

J A E R I - M
94-066

燃料サイクル安全工学研究施設 (NUCEF)
における研究計画

1994年3月

NUCEF実験計画検討グループ

日本原子力研究所
Japan Atomic Energy Research Institute

JAERI-M レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。
入手の問合せは、日本原子力研究所技術情報部情報資料課（〒319-11茨城県那珂郡東海村）あて、お申しこしください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-11 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費領布をおこなっております。

JAERI-M reports are issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Information Division
Department of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura,
Naka-gun, Ibaraki-ken 319-11, Japan.

©Japan Atomic Energy Research Institute, 1994
編集兼発行 日本原子力研究所
印 刷 いばらき印刷(株)

燃料サイクル安全工学研究施設（N U C E F）における研究計画

日本原子力研究所東海研究所
N U C E F 実験計画検討グループ
(1994年3月4日受理)

本報告書は、日本原子力研究所のN U C E F 実験計画検討グループが行ったN U C E Fにおける研究計画に関する検討結果等をまとめたものであり、実験設備の概要、研究の基本的考え方と進め方、研究内容、当面の実験計画、協力の進め方、協力システム、今後の課題等について述べている。

N U C E Fにおいては、核燃料サイクルバックエンドにおける安全性の確保、21世紀に向けた技術の高度化及び技術基盤の強化を目指し、臨界安全性、高度化再処理プロセス、T R U廃棄物管理、T R U化学及びN U C E F関連要素技術に関する研究開発を行う。

これらの研究開発を進めるにあたっては、国、大学、関係機関との協力及び国際協力を積極的に進め、研究の効果的推進を図るとともに、N U C E Fを我が国の核燃料サイクルバックエンドに関する中核的研究拠点として、有効に活用していくこととする。

Research Program
for
the Nuclear Fuel Cycle Safety Engineering Research Facility
(NUCEF)

NUCEF Research Program Coordinating Group

Tokai Research Establishment
Japan Atomic Energy Research Institute
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received March 4, 1994)

This report summarizes the research program for the Nuclear Fuel Cycle Safety Engineering Research Facility (NUCEF) finalized by the NUCEF Research Program Coordinating Group. It describes the outline of experimental equipments and facilities, the research program for the first several years including its basic purpose, scope and experimental plans, the outline of system and plans for cooperative use of NUCEF, and further problems.

The research program consists of the research on nuclear criticality safety, the research on advanced reprocessing process, the research on TRU (transuranium) waste management, the research on TRU chemistry and the element technology development for NUCEF, with the aim of further improvement of the safety of nuclear fuel cycle back-end, further development of underlying technology and advanced technologies for the next century.

In harmony with the research program in NUCEF, cooperative researches with the government, universities and institutes of the nation, as well as international cooperation will be conducted, so as to maximize the effectiveness of research activities. It is expected that NUCEF will be efficiently utilized as a center of safety and fundamental research in the field of nuclear fuel cycle back-end of Japan.

Keywords: NUCEF, Research Program, Fuel Cycle Back-end, Nuclear Criticality Safety, Advanced Reprocessing Process, TRU Waste Management, TRU Chemistry, Technology Development for NUCEF, Cooperation

目 次

1. はじめに	1
2. NUCEF実験設備の概要	2
3. 研究計画の概要	5
4. 臨界安全性に関する研究	8
5. 高度化再処理プロセスに関する研究	30
6. TRU廃棄物管理に関する研究	41
7. TRU化学に関する研究	50
8. NUCEF関連要素技術の開発	57
9. 外部協力・利用計画	60
10. おわりに	65
謝 辞	65
付 錄 NUCEF実験計画検討グループ構成員	66

Contents

1. Introduction	1
2. Description of NUCEF Experimental Equipment and Facilities	2
3. Outline of NUCEF Research Programs	5
4. Research on Nuclear Criticality Safety	8
5. Research on Advanced Reprocessing Processes	30
6. Research on TRU Waste Management	41
7. Research on TRU Chemistry	50
8. Technology Development on NUCEF	57
9. Cooperation with Other Organizations	60
10. Concluding Remarks	65
Acknowledgement	65
Appendix NUCEF Research Programs Coordinating Group	66

1. はじめに

我が国の原子力政策の柱である核燃料のリサイクル利用を進めていくためには、再処理、廃棄物管理を中心とした核燃料サイクルバックエンドにおける安全性の確保、21世紀に向けた技術の高度化、技術基盤の強化、及びこの分野を支えていく人材の育成が極めて重要な課題である。

燃料サイクル安全工学研究施設(NUCEF : Nuclear Fuel Cycle Safety Engineering Research Facility)は、この分野における世界的にも数少ない総合的な大型研究施設であり、本施設を有効に活用してこれらの課題を解決し、我が国の核燃料サイクルの発展に寄与することが期待されている。

日本原子力研究所（以下「原研」）においては、NUCEFの効果的な活用を図るべく、平成3年7月に、臨界安全、バックエンドプロセス（再処理、群分離、プロセス臨界）、TRU廃棄物、TRU化学及び総括の5つのグループからなる所内のNUCEF実験計画検討グループを設置し、NUCEFにおける研究計画の具体的な検討を行ってきた。本検討グループの検討結果は、外部の学識者を中心に構成されているNUCEF計画検討委員会（委員長：高島洋一原研技術相談役）においても審議され、了承されている。

また、原研では、研究の効果的な推進及び本分野の将来を支える人材の育成を図るために、NUCEFを利用した国、大学及び関係機関との協力、並びに国際協力を積極的に進める方針である。このため、平成4年7月に、NUCEF計画検討委員会に大学、関係機関及び原研の関係者で構成する2つの外部協力検討グループ（大学及びその他の機関）を設置し、NUCEFにおける協力・利用の方策等について具体的な検討を行ってきた。

本報告書は、上記のNUCEF実験計画検討グループが行った検討結果を中心に、外部協力検討グループにおける検討結果も踏まえて、NUCEFにおける研究計画、外部協力・利用計画等についてまとめたものであり、実験設備の概要、研究の基本的考え方と進め方、研究内容、当面の実験計画、協力の進め方、協力システム等を述べたものである。

2. NUCEF実験設備の概要

NUCEFは、地上3階、地下1階、述べ床面積21,300m²の核燃料サイクルバックエンドに関する総合的大型研究施設であり、臨界安全性研究を行う実験棟A、高度化再処理プロセス、TRU廃棄物管理、TRU化学等の研究を行う実験B及び管理棟から構成されている。

実験棟Aには、STACY(定常臨界実験装置：Static Experimental Critical Facility)、TRACY(過渡臨界実験装置：Transient Experimental Critical Facility)と称する2つの臨界実験装置、及びこれらの臨界実験装置に供給する溶液燃料を調製する核燃料調製設備が設置されている。実験棟Aには、この他にプロセス臨界実験設備が設置されている。

また、実験棟Bには、高度化再処理プロセス、TRU化学の研究に使用する $\alpha\gamma$ セル、及びこれらの研究やTRU廃棄物管理の研究に使用する各種実験設備、多数のグローブボックス、フード等が設置されている。実験棟Bのこれらの研究設備を総称して、バックエンド研究施設(BECKY：Back-end Cycle Key Element Research Facility)と呼んでいる。実験棟Bには、この他に分析設備が設置されている。

2.1 STACY

STACYは、再処理工程等における溶液燃料の臨界量の測定を行う臨界実験装置であり、炉心タンク、安全棒、溶液燃料供給系等から構成されている。低濃縮ウラン又はプルトニウムの硝酸溶液を炉心タンクに供給し、炉心タンクの大きさ・形状、溶液燃料の濃度・組成等を変化させて臨界実験を行う。熱出力は最大200Wである。濃縮度10%以下のウランを約150～350kg、プルトニウムを約60kg、濃縮度約5%の棒状燃料を約400kg使用できる。

2.2 TRACY

TRACYは、再処理工程等における臨界想定事故に関する研究を行う臨界実験装置であり、炉心タンク、安全棒、調整トランジェント棒（中性子吸収棒）、溶液燃料供給系等から構成されている。濃縮ウランの硝酸溶液を臨界量以上に炉心タンクに供給するか、又は同溶液を一定量供給した後に調整トランジェント棒を引き抜いて過渡臨界現象（臨界を一時的に超える現象）を起こさせる。熱出力は、定出力運転時で10kW、過渡出力運転時で最大5,000MWである。濃縮度約10%のウランを約150kg使用できる。

2.3 核燃料調製設備

本設備は、STACY, TRACYに供給する濃縮ウラン及びプルトニウム溶液を調製するための設備であり、燃料の溶解設備、ウラン・プルトニウムの分離・精製設備（ミキサセトラー等）、溶液燃料の濃縮・希釈設備等から構成されている。これらの設備は約30基の大型グローブボックスに収納されており、また運転は、制御室からの遠隔操作で行われる。本設備では、濃縮度10%のウランを150kg、濃縮度4～6%のウランを500kg及びプルトニウムを約60kg使用できる。また、処理能力は、ウランが10kg／日、プルトニウムが1kg／日である。

2.4 プロセス臨界安全実験設備

実験棟Aには、上記の臨界実験設備の他に、7基のグローブボックスに収納されたプロセス臨界安全実験設備が設置されている。本設備では、年間、濃縮ウランを2kg、プルトニウムを1kg使用できる。

2.5 BECKY

BECKYは、再処理・群分離、TRU廃棄物管理及びTRU化学に関する研究を行う施設であり、大型の α セル、 γ セル、グローブボックス27基、フード21基、各種実験設備等から構成されている。

$\alpha\gamma$ セルは、長さ20m、奥行き3m、高さ5m(以上、内寸法)の大きさで、壁厚が1.1m～1.4mの重コンクリート及び普通コンクリートで造られており、受入セル、プロセスセル及び化学セルの3つのセルから構成されている。プロセスセルには、再処理実験設備及び群分離実験設備が設置されており、このセルでは、燃焼度45,000MWD/tの使用済燃料を年間3kg、及び5,000Ciの高レベル放射性廃液が使用できる。また、TRU化学の研究（使用済燃料特性試験）に使用する化学セルでは、燃焼度72,000MWD/tの使用済燃料を年間50g使用できる。

グローブボックスには、TRU廃棄物固化試験装置（セラミック固化、水熱固化）、廃棄物固化体浸出試験装置、バリア性能試験装置、再処理試験装置、群分離試験装置、TRU化学試験装置などが設置されており、これらのグローブボックスでは、gオーダーのプルトニウムやその他のTRU、mCiオーダーの使用済燃料、高レベル放射性廃液が使用できる。

また、この他に、実物大(200ℓ)の廃棄物固化体中の α 放射能量を、中性子法とCT(Computed Tomography)技術を組み合わせた非破壊法により測定する研究を行うTRU計測実験設備が設置されている。

2.6 分析設備

分析設備はSTACY, TRACY及び核燃料調製設備のウラン, プルトニウム試料等の分析に使用する臨界実験用分析設備と, BECKYの各実験設備から発生する分析試料の分析にも使用する共用分析設備から構成されている。

臨界実験設備用の分析設備としては, ハイブリッド型K-エッジ/XRF 濃度計, 自動滴定装置, 紫外可視分光光度計, 赤外分光光度計, γ 放射能測定装置等が, また共用の分析設備としては, 自動滴定装置, ICP発光分光分析計, 質量分析計, 紫外可視分光光度計, $\beta\gamma$ 放射能測定装置, γ 線スペクトロメータ, α 線スペクトロメータ, 液体シンチレーションカウンタ等が設置されている。これらの分析設備は, 放射能測定装置以外は, 全て試料をグローブボックス内で取り扱えるようになっている。

3. 研究計画の概要

3.1 基本的考え方

NUCEF は、核燃料サイクルバックエンドに関する安全性研究及び基礎的研究を総合的に実施できる大型研究施設である。特に、溶液燃料体系の臨界安全性研究が可能な我が国唯一の研究施設であり、また、使用済燃料やTRU核種を用いて、高度化再処理プロセス、TRU廃棄物管理、TRU化学など、広範囲の基礎的研究を行うことができるホット実験施設である。

原子力委員会「核燃料リサイクル専門部会報告書（1991）」に示されているように、我が国の原子力開発利用の基本は核燃料のリサイクル利用である。NUCEFは、この路線の発展に寄与することが期待されているので、核燃料サイクルバックエンドに関する中核的研究拠点として、有効な活用を図る。

NUCEFにおいては、国の施策への寄与、原研の役割等の観点から、以下の点に着目した安全性研究と基礎的研究を進める。

- ① 再処理、廃棄物管理に係る国の施策及び施設の安全確保に寄与する。
- ② 次世紀に向けた安全性の向上及び技術の高度化を図る。
- ③ 創造的・革新的研究を行い、新技術の芽を育成する。
- ④ 我が国の立場のみならず、より広い視野の下に国際協力を進める。

3.2 研究概要

上記の基本的考え方に基づき、具体的には表3.1に示す研究を行う。その概要は以下のとおりである。

(1) 臨界安全性に関する研究

- ・再処理工場等の設計・運転を安全かつ効率的に行うための、臨界基礎データの蓄積及び臨界安全裕度の実証
- ・想定事故時における臨界現象の解明及び放射性核種の閉じ込めに関する実証
- ・既存施設の安全運転及び将来施設の安全評価に資するための、合理的な臨界安全性評価手法（燃焼度クレジットを含む）の開発

(2) 高度化再処理プロセスに関する研究

- ・廃棄物発生量及び放出放射能の更なる低減化を目指した、再処理工程及び高レベル廃棄物からのTRU核種等長寿命放射性核種の高効率分離に関する研究
- ・群分離統合高度化再処理プロセスの研究
- ・再処理工程における放射性核種の閉じ込め性能の実証

- プロセスの異常事象と臨界安全性等の係わりを解明し、安全性の向上を図る研究

(3) TRU廃棄物管理に関する研究

- TRU廃棄物の処分方策の策定及びその安全評価に必要な処分環境条件下におけるTRU核種の移行挙動・閉じ込め挙動に関する研究
- TRU廃棄物／低レベル廃棄物の弁別等のための、TRU廃棄物固化体中 α 放射能量の非破壊測定技術及び固化体の品質検査技術の開発
- TRU廃棄物の新セラミック固化に関する研究

(4) TRU化学に関する研究

- 使用済燃料の溶解特性、燃焼挙動等、使用済燃料の特性に関する基礎データの蓄積
- 新しい原理に基づくTRU核種等の高度分離に関する基礎研究
- TRU燃料に関する先行基礎研究

(5) NUCEF関連要素技術の開発

- 検査・保守技術、プロセスシミュレーション技術、保障措置要素技術、TRU廃棄物処理技術等NUCEFの施設に関する要素技術の開発

表3.1 NUCEFにおける研究項目（平成6～10年度）

臨界安全性に関する研究	(1) 核燃料の臨界特性に関する実験的研究 ・ウラン燃料に関する定常臨界実験 ・プルトニウム燃料に関する定常臨界実験 (2) 過渡臨界事象に関する実験的研究 ・溶液燃料を用いた過渡臨界実験 ・臨界事故時のソーススターク挙動 ・臨界事故時の被曝線量評価の研究 (3) 臨界安全性評価手法に関する研究 ・臨界安全評価方式の整備 ・臨界安全性計算コード及びデータの整備 (4) 再処理施設臨界安全性実証試験（特別会計） ・臨界安全裕度実証試験 ・想定臨界事故時の放射性物質閉じ込め実証試験 ・臨界安全性実証解析
高度化再処理プロセスに関する研究	(1) 再処理プロセスに関する研究 ・連続溶解の速度論的研究 ・再処理・群分離統合プロセス研究 ・放射性核種閉じ込めプロセス安全性実証試験（特別会計） ・プロセス解析コードの開発 ・使用済燃料溶解時のヨウ素及び炭素-14処理の研究 ・再処理プラント材料技術の高度化 (2) 群分離に関する研究 ・群分離プロセスの実高レベル廃液試験 (3) プロセス臨界安全性に関する研究 ・プロセス異常現象の解明に関する研究 ・臨界管理システムの開発に関する研究
T R U廃棄物管理に関する研究	(1) T R U廃棄物処理処分に関する研究開発 ・新セラミック固化体に関する研究 ・バリア性能評価試験 ・T R U元素地層内固定機構に関する研究 (2) T R U廃棄物固化体の品質検査法及び測定技術に関する研究開発 ・廃棄物中T R Uの非破壊測定技術の研究開発（一部特別会計） ・T R U廃棄物固化体の品質検査法の研究開発
T R U化学に関する研究	(1) 使用済燃料の特性試験（一部特別会計） (2) 新しい原理に基づく再処理法等に係わる基礎研究 (3) T R Uの固体化学的研究
NUCEF関連要素技術の開発	(1) 施設の運転・保守・検査に関する技術開発 (2) プロセスのシミュレーション技術開発 (3) 保障措置技術開発 (4) T R U廃棄物高度処理技術開発

4. 臨界安全性に関する研究

4.1 研究の基本的考え方と進め方

現在、原子力発電は定着し燃料の高燃焼度化が進んでいる。また、再処理も商用の大処理量の施設の建設が進んでいる。これらの商用施設においては過度の安全裕度を見込まない、合理的な臨界安全設計が行われるようになってきた。即ち、臨界安全管理においても合理的で安全性の高い管理が要求されるようになってきた。このため、安全裕度を明確にすることが求められ、精度の高い計算コードの開発が進められると共に、多くの実験データを用いた計算精度評価が行われている。この研究の成果を基にわが国の「臨界安全ハンドブック」は編集された。しかし、ここで用いられた臨界実験データは全て欧米の実験データであり、実験条件の詳細が不明のものもある。また、現在の核燃料サイクル施設の安全評価に必要な低濃縮ウラン溶液やプルトニウム溶液を用いた実験データが比較的少ない。このため、これら燃料の系統的実験データの取得が、計算結果の信頼性向上のために必要となった。また、現実の施設が臨界からどの程度離れているかを監視することも一層の安全性向上の観点から望まれるようになってきている。一方、万一の臨界事故の発生に対してその規模を精度良く推定する技術を確立することは、公衆及び従事者の適切な被曝低減処置のために重要である。このために、過渡臨界特性を解析する計算コードを開発してきたが、低濃縮ウラン溶液の実験データを用いた精度検証が非常に重要である。以上の安全性向上の努力に加えて、安全性の「だめ押し」という意味で、実際の施設が臨界事故に対してリスクが小さいことを実証することが望まれている。

以上述べた、核燃料施設における臨界安全管理の高度化に応えるとともに、建設が進んでいるわが国の民間再処理工場の臨界安全性を実証するために、NUCEFの原子炉STACY及びTRACYを用いて下記の研究を計画している（図4.1及び表4.1参照）。

なお、再処理施設の臨界安全管理においては、プロセスの中を流れる核燃料物質の量及び性状の管理が重要である。このための研究に関しては、次章の「高度化再処理プロセスに関する研究」で述べる。

(1) 核燃料の臨界特性に関する実験的研究

核燃料取扱施設においては、濃縮ウラン、プルトニウム等が臨界に達しないよう、核燃料物質を取り扱う機器の形状、配置及び燃料取扱量を制限することにより臨界安全設計を行い安全を確保する必要がある。

NUCEFに設置する定常臨界実験装置（STACY）では、再処理施設で取り扱う主要な燃料形態である溶液燃料の静的な臨界データを系統的に取得し、臨界評価コードの信頼性評価に資する。溶液燃料の臨界特性に関する実験では、ウラン硝酸水溶液及びプルトニウム硝酸水溶液を内包した单一ユニット体系に関する臨界データを取得する。また、複数ユニットの臨界安全評価法の検討

を行うために、配列体系におけるユニット間の中性子相互干渉効果に関するデータを取得する。さらに、臨界安全監視手法の開発を目的として溶液燃料体系の未臨界度測定法についての研究を行う。

(2) 過渡臨界事象に関する実験的研究

核燃料施設における臨界事故の規模は、核燃料の種類、量、体系の大きさ、温度等の各種の条件により大きく変化する。このような、事故の評価を行うためには、これらの条件をパラメータとした実験データが必要である。本研究は臨界事故の影響の評価手法を確立し、核燃料施設の安全設計及び安全評価に資することを目的とし、過渡臨界実験装置（TRACY）を用いて、溶液燃料取扱系における臨界事故を模擬した過渡臨界実験を行うものである。

(3) 臨界安全評価手法に関する研究

核燃料施設は技術的に想定されるいかなる場合においても臨界にならない設計でなければならない。この際、どの事象までを想定しなければならないか明らかにすることは、未臨界を確認するための評価対象を決定する上で重要である。この事象の決定を、従来は、決定論的方法で決定していたが、確率論的手法を用いて決定する方法について研究する。また、評価対象が決まった後の未臨界確認は計算コードを用いて行われるので、精度の高い計算コードを開発整備するとともに、計算結果の誤差範囲を定量化する方式を確立する。

(4) 再処理施設臨界安全性実証試験

再処理施設における臨界事故に対する国民の不安を除去するために、各機器の臨界安全上の裕度が十分大きいこと、また、万一の臨界事故が発生した場合においても発生する放射性物質に対する閉じ込めの機能が十分に維持されることを実証する。この実証試験においては、再処理施設において臨界安全管理が重要な溶解槽、抽出器および槽類等をSTACYやTRACYを用いて模擬して実験をおこなうが、実際の施設を模擬することが困難であるので、実験結果を用いて十分に精度を検証された計算コードを用いた解析計算により実証する。

4.2.1 核燃料の臨界特性に関する実験的研究

核燃料施設で取扱われる低濃縮ウラン硝酸水溶液、プルトニウム硝酸水溶液、及びウラン、プルトニウム混合硝酸水溶液の均質溶液燃料に関して、燃料条件（燃料組成、濃度）及び体系条件（形状、反射体等）を変化させて臨界実験を行ない、基本的な臨界特性を測定する。

(1) ウラン燃料に関する定常臨界実験

濃縮度 6 %及び10%の硝酸ウラニル水溶液に関して、燃料濃度及び硝酸濃度を主要なパラメータとして系統的な臨界データを取得する。ここでは、单一ユニット及び複数ユニットの臨界パラメータの特性を測定するとともに、水反射体、可溶性毒物、及び温度変化に伴う反応度効果に関する測定を行う。

1) 単一炉心の基本的臨界量の測定

均質溶液燃料の基礎的な臨界データを取得するため、平板タンクあるいは円筒タンクを用いて燃料濃度が一様な単一炉心を構成し、臨界・未臨界実験を行なう。ここでは、溶液中のウラ

ン濃度を実験の一次パラメータとし、反射体の無い裸の体系と十分厚い水層に囲まれた水反射体を持つ体系に対して実験を行う。溶液燃料は、硝酸濃度が約1mol/lの低硝酸溶液を標準とする。

2) 相互干渉炉心の基本的臨界量の測定

2基の平板タンクからなる炉心を構成し、平板タンクの相互位置を変化させ、一方のタンクからの漏洩中性子が他の炉心タンクへ到達する確率が系統的に変化した場合の臨界量を測定する。ここでは、一方のタンクから他方のタンクへの与える反応度効果を液位法により測定し、配列体系における中性子相互干渉効果の基本特性に関するデータを蓄積する。

3) 可溶性毒物効果の測定

工程機器の燃料取扱い量を増大する場合に有効と考えられる可溶性毒物の効果を測定する。ここでは、硝酸ガドリニウム等を含む溶液燃料の臨界条件を測定し、低濃縮ウラン硝酸水溶液に対するガドリニウムの反応度効果を測定する。

4) 反応度係数及び動特性パラメータの測定

溶液燃料を昇温した条件で臨界量を測定し、温度変化に伴い添加される反応度を液位反応度係数を用いて求める。主要な実験パラメータは、燃料濃度及び可溶性毒物濃度である。溶液燃料の温度は常温から40°Cまでの範囲である。また、臨界実験と並行して、実効遅発中性子割合 β_{eff} 、即発中性子寿命 τ 等の動特性パラメータをパルス実験またはノイズ実験による測定する。

5) 未臨界度の測定

中性子源増倍法、ノイズ法、パルス中性子法等を用いて、体系の未臨界度を測定する。ここでは、未臨界度を溶液燃料の液位反応度価値を用いて炉心タンク内の溶液燃料液位により調整し、液位法による未臨界度を較正データとして、各実験手法の未臨界度測定方法としての得失を研究する。表4.2に実験条件を示す。

(2) プルトニウム燃料に関する定常臨界実験

硝酸プルトニウム水溶液及びウラン・プルトニウム混合硝酸水溶液に関して、燃料濃度及び硝酸濃度を主要なパラメータとして系統的な臨界データを取得する。混合硝酸水溶液は、富化度($Pu/(U+Pu)$)が10%から30%の範囲の燃料についてデータを取得する。ここでは、反射体条件、可溶性毒物濃度及び燃料温度の変化に伴う反応度効果を測定する。

1) 単一炉心の基本的臨界量の測定

均質溶液燃料体系の基礎的な臨界データを取得するため、円筒、平板からなる単一炉心を構成し、臨界・未臨界実験を行なう。

2) 相互干渉炉心の基本的臨界量の測定

2基の平板タンク及び円筒タンクからなる炉心を構成し、2基のタンクの相対距離をウラン系実験と同様に変化させ、一方のタンクからの漏洩中性子が他の炉心タンクへ到達する確率が変化した場合の臨界量を測定する。プルトニウム系実験では、各タンク寸法が小さく漏洩中性子割合が大きいため、ウラン系実験に比較してタンク間の中性子相互干渉効果は大きくなる特

性を有する。実験では、ウラン系実験と同様に、一方のタンクから他方のタンクへの与える反応度効果を液位反応度を用いて測定し、配列体系における中性子相互干渉効果に関するデータを蓄積する。

3) 可溶性毒物効果の測定

プルトニウム燃料を含む設備機器の燃料取扱量を増大する場合に有効と考えられる可溶性毒物効果を測定し、反応度効果が飽和する毒物濃度の燃料濃度依存性等を測定しウラン系実験との比較を行う。

4) 反応度係数及び動特性パラメータの測定

溶液燃料を昇温した条件で臨界量を測定し、温度変化に伴い添加される反応度を液位反応度係数を用いて求める。主要な実験パラメータは、炉心形状、燃料濃度及び可溶性毒物濃度である。溶液燃料の温度は常温から40°Cまでの範囲で変化させる。また、臨界実験と並行して、実効遅発中性子割合 β_{eff} 、即発中性子寿命 τ 等の動特性パラメータをパルス実験またはノイズ実験により測定する。

5) 未臨界度の測定

中性子源増倍法、ノイズ法、パルス中性子法等を用いて、体系の未臨界度を測定する。ここでは、未臨界度をプルトニウム燃料の液位反応度値を用いて炉心タンク内の燃料液位により調整し、液位法による未臨界度を較正データとして用いる。プルトニウム燃料の場合は、固有の中性子源強度がウラン燃料と比べて大きく、各実験手法の未臨界度測定方法としての得失を研究する。

表4.3に実験条件を示す。

4.2.2 過渡臨界事象に関する実験的研究

臨界事故の影響の評価手法を確立し、核燃料施設の安全設計及び安全評価に資することを目的とし、過渡臨界実験装置TRACYを用いて、溶液燃料取扱系における臨界事故を模擬した過渡臨界実験を行う。TRACYの主要な仕様を表4.4に示す。

(1) 溶液燃料を用いた過渡臨界実験

過渡臨界時の出力、エネルギー、温度、ボイド率等の測定・評価を行い、臨界事故時の核・熱・流体挙動を解明する。

各測定の概要を以下に示す。

1) 出力応答測定

種々の反応度添加条件に対する出力、エネルギー(温度、圧力)の応答特性の測定を行う。

2) 反応度フィードバック効果測定

過渡臨界時の温度変化、ボイド率変化を測定または評価することにより、反応度フィードバック効果を求める。

3) 放射線分解ガス発生しきい値測定

溶液の放射線分解により発生するガスボイドの発生しきいエネルギーを測定する。ガスの

発生の測定は、音、圧力の変化により行う。

4) 沸騰効果測定

核加熱により、溶液が沸騰に至った状態の出力挙動等の測定を行う。

(2) 臨界事故時のソースターム挙動

過渡臨界時の衝撃圧力、液面変動、放射線分解ガス発生量、放射性物質移行量等の測定を行い、臨界事故時の放射性物質の環境等への移行機構の解明を行う。

各測定の概要を以下に示す。

1) 衝撃圧力測定

放射線分解ガス発生に伴う衝撃圧力を測定し、機器の健全性を評価するためのデータを取得する。

2) 液面変動の測定

過渡臨界時の溶液液面の変動の様子を炉心タンク内に設置したTVカメラにより観察し、ボイド生成及びエアロゾル発生の基礎データを取得する。

3) 放射線分解ガス発生量測定

過渡臨界時に発生する放射線分解ガスの発生量をベントガスの（質量）分析により測定する。

4) 放射性物質移行率測定

放射性ヨウ素及びエアロゾルの移行率を、溶液及びベントガスからサンプリングした試料の分析により測定する。

(3) 臨界事故時被曝線量評価の研究

臨界事故における被曝線量などを評価するため、種々の遮蔽条件のもとでの放射線の強度、線量当量などの基礎データを取得する。また、これを用いて臨界警報装置の開発に役立てる。さらに人体への健康的影響を評価するためのデータを採取する。

1) パルス状線源場の特性研究

過渡臨界時のパルス状線源場を利用して、中性子及びガンマ線のエネルギースペクトル、強度、線量当量、時間変化などを遮蔽体の内外で測定する。実験で得られたデータを用い、臨界事故の線源強度、被曝線量を推定する計算手法を開発し計算精度を検証する。また、これらの特性を有する照射場の利用として、臨界警報装置の検出しきい値、検出時間、警報に要する時間、過負荷放射線応答特性などを、線源との位置関係、遮蔽条件などの関連において測定し、警報装置が仕様を満足することを確認する。

測定内容を以下に示す。

(a) 積算線量測定

被曝線量を測定するため、過渡臨界実験時の積算線量を測定し、線源強度との関係を求める。

(b) 実時間測定

臨界事故時の放射線強度の時間変化を知るため、過渡臨界時の中性子及びガンマ線の線量率及び時間変化を測定する。

(c) スペクトル測定

放射線強度から被曝時の線量当量を求めるため、中性子及びガンマ線のエネルギースペクトルを測定する。

(d) 臨界警報装置の特性測定

過渡臨界時のパルス状線源場を利用し、臨界警報装置の応答特性の測定を行う。

2) 被曝影響の研究

パルス状線源による照射場を利用して、人体への応用を意図した被曝影響評価等の研究を実施する。例えばラットなどの生物試験体を用いて、パルス状線源場での被曝影響を評価するための基礎データを取得する。

4.2.3 臨界安全性評価手法に関する研究

この研究は、臨界安全評価法についての方式の検討と、それを裏付ける計算コード及びデータの開発・整備よりなる。NUCEF を用いた再処理施設臨界安全性実証試験において、実証解析に利用される。また、NUCEF を用いた実験で得られるデータは、それらを整理・体系化することにより安全評価手法の開発に役立てられる。

(1) 臨界安全評価方式の整備

核燃料サイクル施設の臨界安全評価方式のうち、これまで検討が不十分だった安全裕度について研究する。その成果は、STACYの臨界安全裕度実証試験の基礎付けを与える。また、これまでの決定論的な評価法を補足するものとして確率論的な評価法についての研究を行う。これは NUCEFを具体的な対象として進める。

1) 安全裕度の研究

臨界安全裕度の研究では、決定論の枠内で安全裕度を評価する方法について研究する。このため、安全裕度を評価する上での考え方をまず整理する。次に、実体系同士あるいは実体系とモデル体系との類似性という観点において支配的となる因子を抽出し、その効果を明確にする。さらに、移動や状態の変動が可能な対象に対して、与えられた束縛条件の下での安全裕度のとり方について研究する。

2) 確率論的評価法の研究

確率論的評価法は、決定論的な評価法を補足するものとして機器故障・誤操作・災害等の発生頻度の評価法や回復時間、臨界事故規模の評価法について研究する。この研究は NUCEF を対象として進めてゆくほか、データもNUCEFから得られるものを最大限利用する。

(2) 臨界安全性計算コード及びデータの整備

臨界安全評価方式の整備や臨界実験の解析では、信頼性の高い計算コード及びデータベースがあると非常に便利である。それゆえ、既存の計算コード及びデータを整備するほか、必要に

応じて計算コード及びデータベースの作成を行う。

1) 計算コードの適用範囲の研究

定常臨界計算コードについては、STACY 実験の解析を通して既存コードの信頼性評価を行い、必要に応じて改良する。未臨界計算コードについては、状態を模擬する計算コードを作成し、数値実験に使用する。臨界事故解析コードについては、過渡臨界時の核分裂数や熱流動・物質移行などの時間変化を追跡できる計算コードを作成し、TRACY実験の結果を参考にモデルの検討を進める。

2) データベースの作成及び信頼性評価

臨界安全評価に必要なデータを系統化してデータベースを構築する。これには、①核定数、②プロセス・データ、③確率論的評価用データ（故障率、回復時間等）、④過渡臨界時の核・熱・流体挙動データ、及び⑤放射性物質移行挙動データなどが含まれる。データは NUCEF 実験で得られるデータを活用するほか、広範なデータを収集する。得られたデータを現象論的に理解することにより、データが得られない領域が推測できる。データベースは計算コードと併せて信頼性評価を行い、適用範囲を把握する。

4. 2. 4 再処理施設臨界安全性実証試験

4. 2. 4-1 臨界安全裕度実証試験

溶液燃料を内包する設備及び機器の臨界安全裕度の実証試験を行う。実証試験では、対象機器の臨界特性を把握するための模擬体系を構成して、臨界上重要度の高いパラメータを変化させた臨界実験を行い、評価コードの主要なパラメータについての誤差範囲を把握し、臨界設計における安全裕度を実証する。実証体系の条件の選定にあたっては、プロセスの変動範囲（燃料条件、反射体条件等）において、臨界安全上厳しい条件を考慮する。実証試験では、再処理施設における溶解槽、抽出器、及び燃料貯槽体系を対象として以下の試験を行う。表4.5に試験体系の概要を示す。

(1) 溶解槽模擬試験

非均質系である溶解槽の模擬体系を溶液燃料中に棒状燃料を配列して構成し、実証試験を行う。安全裕度に影響を及ぼす重要なパラメータである①溶液燃料濃度、②硝酸濃度、③減速比及び④ガドリニウム濃度に対する臨界特性を把握する。

1) 溶解工程の臨界特性の測定

燃料棒の溶解に伴なう溶液燃料対棒状燃料体積比の変化に対する臨界特性を測定する。

2) 可溶性毒物効果の測定

可溶性毒物として使用する硝酸ガドリニウムの反応度効果を測定する。

3) 反応度係数及び動特性パラメータの測定

事故評価に用いられる温度係数、動特性パラメータを測定し、これらの解析評価の信頼性を実証する。

(2) 抽出器模擬試験

パルスカラム等で用いられる固定吸収体を含む模擬体系を構成し、中性子吸収体効果を測定す

ることにより、臨界解析コードの信頼性及び機器の臨界安全裕度の実証を行う。固定吸收体としては、機器の外周に配置されたコンクリート、ポリエチレン、カドミウム板を対象とし、これらの反応度効果を測定する。

(3) 槽類模擬試験

ウラン系燃料の平板貯槽タンク及びプルトニウム燃料の円筒機器の模擬体系を構成して、構造材の中性子吸收体効果を測定することにより、貯槽体系の臨界安全裕度を実証する。また、貯槽配列における構造材、中性子吸收体効果を実証するための模擬実験を行う。

1) 平板貯槽における中性子吸收体効果の測定

固定吸收体として使用するボロン入りコンクリート及びカドミウム板付ポリエチレンの反応度効果を測定する。

2) 貯槽配列における構造材、中性子吸收体効果の測定

貯槽タンク間に配置されたボロン入りコンクリート及びカドミウム板付ポリエチレンの中性子遮蔽効果を測定する。

実験体系の分類を図4.2に示す。

4.2.4-2 仮想臨界事故時の放射性物質閉じ込め実証試験

再処理施設の塔槽類は槽ベント系によりネットワーク状に連結されており、ベント系の末端に設置されたヨウ素吸着塔やHEPAフィルタにより放射性物質が閉じ込められている。本実証試験では、臨界事故時に放出する放射性物質を閉じ込めるための槽ベント系の安全機能や性能が維持出来ることを実証するため、TRACYを用いて過渡臨界時の放射性物質の放出・移行・沈着に関する実験を行い、閉じ込め系に関する実証データを取得する。

実証試験では、溶解槽と貯槽類の臨界事故を模擬した反応度条件下で水素ガス、放射性ヨウ素、放射性エアロゾルなどを測定し、放射性核種の気相放出挙動と槽ベント系内の移行挙動を把握してベント系の閉じ込め機構を解明する。

本実証試験に関わる測定系システムを図4.3に、実証試験と計算コードとの関係を図4.4に示す。

(1) 放射線分解ガス測定試験

反応度添加量と添加率をパラメータとして、過渡臨界時の圧力、温度の上昇を測定するとともに、水素やNO_x等の放射線分解ガスの発生量を求める。水素ガスの測定は、槽ベント系内の水素濃度をリアルタイムで測定できる接触式水素分析系を用いる。

(2) エアロゾル閉じ込め試験

反応度添加量と添加率をパラメータとして、エアロゾルの放出率、移行率、及び粒度分布をマイパックサンプリング法とカスケードインパクター法で測定し、エアロゾルの閉じ込め機構を解明するデータを得る。エアロゾルはマイパックサンプラーのメンブレンフィルタで採取する。エアロゾルの移行率は、幾つかの放射性核種をマーカとして選び、その放射能測定から求める。マイパックサンプリング装置のフローシートを図4.5に示す。また、カスケードインパクターのフ

ローシートを図4.6に示す。

(3) ヨウ素閉じ込め試験

この試験のためには、気相ヨウ素の測定と液相ヨウ素の測定が必要である。

気相ヨウ素は、反応度添加量と添加率をパラメータとして、放出率、移行率、吸着塔のヨウ素捕集率をマイパックサンプリング法で測定する。

液相ヨウ素の測定は移行率を決定する上で必要である。溶解槽の臨界を模擬した試験では、使用済み燃料中のヨウ素相当量の安定ヨウ素を炉心の液相に添加するので、液相ヨウ素の測定は特に必要である。液相ヨウ素種の化学分析は、ヨウ素抽出法やラジオーアイオンクロマト法により行う。

(4) 計算コードの整備

過渡臨界時の圧力上昇と放射線分解ガス発生量のデータを利用して、液滴の飛沫同伴効果によるエアロゾル発生解析コードを開発する。さらに、熱流動解析を考慮した閉じ込め系の解析コードを開発し、ヨウ素とエアロゾルの実験データを用いて検証する。

4.2.4-3 臨界安全性実証解析

実施設の臨界安全性を実験により直接実証することは多くの場合困難である。そのため、実施設の主要な特性を模擬出来る実験装置を作成し実験を行う。実施設の臨界安全性の実証は、実験結果をよく再現する計算コードを用いて行う。ここで使用する計算コードは、小規模の実験結果から実施設での結果を推測できるものでなければならず、使用される計算モデルはできるだけ自然法則を精度良く表現するものでなければならない。解析計算により安全性を実証するために、計算コードの整備及びその精度検証と実証解析を行う。

実証の対象とする施設は、再処理施設の溶解槽、抽出器及び槽類である。

(1) 計算コードの整備・精度検証

実証解析に使用する計算コードを整備する。また、その計算コードの精度を検証するための実験データを収集・整理する。収集する実験データは、NUCEFを用いた実証試験のデータ及びそれらを補完するベンチマーク実験データであり、これらは、臨界安全ハンドブック用データ集としても使用される。これらの実験データを用いて計算コードの精度を検証し誤差範囲を明確にする。

(2) 臨界安全裕度実証解析

再処理施設の溶解槽、抽出器及び槽類を対象として、技術的に想定される最も厳しい条件下で臨界計算を行い、計算コードの推定される計算誤差を考慮しても臨界にならないことを示す。

(3) 放射性物質閉じ込め実証解析

再処理施設の溶解槽を対象とし臨界事故を想定して放射性物質移行計算を行い、放射性物質の大気への放出が十分小さいことを示す。

4.3 実験計画

臨界安全性に関する研究として、(1)核燃料の臨界特性に関する実験的研究、(2)過渡臨界事象に関する実験的研究、(3)臨界安全評価手法に関する研究及び(4)再処理施設臨界安全性実証試験の4つの研究を NUCEF施設の内の原子炉STACY及びTRACYを用いて行う。それ故、STACY及びTRACYの設備計画及び運転計画に大きく依存する。ここでは、STACY及びTRACYの今後の計画を中心に述べる。ただし、上記(4)の内の放射性物質閉じ込め実証試験については、原子炉の運転とは異なる多くの課題があるので別項を設けて記載する。

なお、実験計画については現在検討中でありまた、使用前検査等の官庁検査の受け方についても検討中であるので、実験計画を年表の形式で示すことは現時点では困難であり、定性的な記載に留めた。

(1) STACY及びTRACYを用いた臨界実験

STACYでは実験開始後3年程度、低濃縮ウランの硝酸水溶液燃料に対する実験を行い、硝酸プルトニウム、ウラン・プルトニウムの混合硝酸水溶液燃料の実験に順次移行する。実験では、単一炉心のベンチマークデータ及び臨界事故時の過渡現象を支配する反応度係数及び動特性パラメータ等を測定する。ここでは、中性子吸收体の反応度効果に関する実証試験を並行して行う。複数ユニット間の中性子相互干渉効果の基本特性はタンクを2基配列した炉心を用いて測定し、同時に再処理施設で使用される構造材等の中性子隔離効果の実証試験を行う。濃縮度6%ウラン系実験では、硝酸濃度もパラメータにした広範なベンチマーク実験を行うとともに、棒状燃料と溶液燃料が混在する非均質体系により再処理施設の溶解槽の臨界安全裕度を実証する。

プルトニウム系燃料に対しては、硝酸プルトニウムの実験を行った後に、低富化度のウラン・プルトニウム混合溶液に関する基本的な臨界量、動特性パラメータの系統的なデータを取得し、同時に貯槽配列、抽出器等の模擬体系により再処理施設の各設備における安全裕度を実証する。また、第2期計画として、多ユニットの配列実験、配管模擬実験及び試験領域に粉体燃料及び有機系燃料を用いた実験を計画している。

TRACYでは、まず実験開始後3年間程度は50cm径炉心タンク(T50炉心)を用いて過渡臨界時の基本特性測定実験を行い、その後閉じ込め実証試験としてFPの移行実験を行う。溶液燃料には濃縮度10%の硝酸ウラニル溶液を用いる。基本特性測定試験では、核的・熱・動特性の基礎データの他に、臨界事故時のソースターム挙動に関する基礎的なデータを取得する。また、TRACYを過渡臨界時の放射線源として利用し、臨界事故時の被曝線量評価の研究も行う。閉じ込め実証試験では、FP移行実験と同時に基本特性測定実験の再現性確認実験を行う。80cm径炉心タンク(T80炉心)を用いた実験は、T50炉心により一連のデータを取得した後、実施する予定である。

また、第2期計画として、6%濃縮ウラン燃料、プルトニウム燃料を用いた実験を計画している。

(2) 放射性物質閉じ込め実証試験

本格的なTRACYの運転は平成8年度以降になる予定であるので、平成6年度から平成8年度ま

では、実証試験を実施するのに必要な測定系の製作・整備を行う。また、試験に備えて、実験室や分析機器などの整備にあたると共に、計算コードを開発して実証試験の予備解析を行う。

1) 放射線分解ガス測定試験

平成8年度後半から、炉心の出力応答と槽ベント系内の圧力上昇を測定する。また、水素ガスや放射線分解ガスを測定する測定器を整備し、平成8年度後半～11年度に添加反応度をパラメータとして発生水素濃度等の測定を行う。

2) エアロゾル閉じ込め試験

平成6年度～8年度までにエアロゾルのサンプリング装置や放射能測定機器等を製作・整備して、平成9年度からエアロゾル試験を開始する。

3) ヨウ素閉じ込め試験

平成9年度以降に実施する。溶解槽の臨界事故を模擬したヨウ素試験では、炉心の液相に安定ヨウ素を添加する。

4) 計算コードの整備

平成6年度～8年度までは計算コードの開発と実証試験予備解析を平行して進める。9年度以降、実験解析を行うとともに、実証解析を行う。

4.4 今後の課題

(1) STACY及びTRACYを用いた臨界実験

STACY 実験に関しては、昇温実験時における測定精度の向上のために、炉心内温度分布の測定方法を確立する必要がある。また、溶液燃料を対象としているので、実験にあたっては、燃料の攪拌方法、サンプリング手法を最適化し実験精度の向上を目指す必要がある。相互干渉実験では、炉心タンクにおける液面動搖防止板等の核的効果を詳細に評価し設計に反映させる必要がある。また、将来予定している粉体燃料、有機系燃料に関する実験を行うにあたっては、炉心特性評価に基づく安全設計の見直しと給液設備、調製設備の変更が必要となる。

TRACY 実験に関しては、実験において必要と考えられる計測のうち、放射線分解ガスボイドの挙動を調べるためのボイド率計及び臨界過渡時の液位変化を連続測定できる液位計等を今後開発する必要がある。また、実験実施までに、各種の計測技術を確立しておく必要がある。表4.6に計測上の検討課題を示す。

将来予定している温度変化範囲の広い昇温実験及び長時間の沸騰を伴う実験では、ベントガス系の変更が必要である。なお、プルトニウム溶液や棒状燃料を使用する体系では全面的な安全設計の見直しが必要である。

(2) 放射性物質閉じ込め実証試験

この試験のためには、①圧力及び水素濃度の測定、②放射線分解ガス測定、③エアロゾルの放出量、移行率、粒度分布の測定、④気相中ヨウ素の測定、液相中ヨウ素の測定等多くの測定が必要となる。このために表4.7に示す測定機器類が必要となる。これら機器を用いた計算技術の確認と整備が今後の重要な課題である。

表4.1 研究の目的と期待される成果

研究テーマ	研究目的	期待される成果
核燃料性実験に臨機的臨界する研究	ウラン燃料に関する定常臨界実験	<ul style="list-style-type: none"> ・基本的臨界データの取得 ・中性子吸収体効果の検討 ・相互干渉特性の解明 ・未臨界度測定技術の開発
	プルトニウム燃料に関する定常臨界実験	
過渡臨界事象に関する実験的研究	溶液燃料を用いた過渡臨界実験	<ul style="list-style-type: none"> ・臨界事故時の核・熱・流体挙動の解明 ・事故評価手法の開発
	臨界事故時のソースターム挙動	<ul style="list-style-type: none"> ・臨界事故時の放射性物質の環境等への移行挙動の解明
	臨界事故時被ばく線量評価の研究	<ul style="list-style-type: none"> ・臨界事故時の被ばく線量評価手法の開発 ・警報装置の特性測定 ・人体への被ばく影響評価
臨界安全性評価方式の整備	臨界安全評価方式の整備	<ul style="list-style-type: none"> ・実体系に「近い」体系の明確化 ・事象の頻度の予測
	臨界安全性計算コード及びデータの整備	<ul style="list-style-type: none"> ・中性子連鎖反応に伴う現象の把握 ・過渡臨界時の核・熱・流体挙動と放射性物質移行挙動に関するシミュレーション解析 ・計算コード及びデータの適用範囲の把握
再処理施設臨界安全性実証試験	臨界安全裕度実証試験	<ul style="list-style-type: none"> ・溶解槽、抽出器、燃料貯槽体系の安全裕度の実証
	放射性物質閉じ込め実証試験 水素測定試験 ヨウ素試験 エアロゾル試験	<ul style="list-style-type: none"> ・臨界事故時における放射性物質の閉じ込め効果の機能を解明するための実証データを取得する。
	臨界安全性実証解析 (1)臨界データの収集・整理 (2)臨界安全裕度実証解析 (3)放射性物質閉じ込め実証解析	<ul style="list-style-type: none"> (1)核燃料サイクル施設の臨界安全評価に資する (2)臨界安全解析コードの誤差範囲の把握 (3)閉じ込めに係わる計算コードの検証
		<ul style="list-style-type: none"> (1)臨界安全ハンドブック用データ集の充実 (2)溶解槽、抽出器、槽類の各機器の安全裕度が大きいことの実証 (3)臨界事故時に放射性物質の閉じ込め機能が十分に維持されるとの実証

表4.2 実験条件(ウラン系)

研究項目	実験体系	燃料	期間(月)
(1)単一炉心の基本的臨界量の測定	平板炉心(28cmT) 円筒炉心(60cmφ) 円筒炉心(80cmφ)	硝酸ウラニル水溶液(10%E) 180 - 460 gU/l ~1 mol/l 濃度 : 5点	2 2 2
	円筒炉心(60cmφ) 円筒炉心(80cmφ)	硝酸ウラニル水溶液(6%E) 360 - 480 gU/l 1 - 3 mol/l 濃度 : 5点	2 3
	平板炉心(35cmT) 2基	硝酸ウラニル水溶液(10%E) 300 gU/l ~0.5 mol/l	2
	円筒炉心(80cmφ)	硝酸ウラニル水溶液(6%E) 360 - 480 gU/l 濃度 : 2点	3
(4)反応度係数及び動特性パラメータの測定	円筒炉心(60cmφ)	硝酸ウラニル水溶液(6%E) 360-480 gU/l 濃度 : 3点	2
(5)未臨界度の測定	円筒炉心(60cmφ) 円筒炉心(80cmφ)	硝酸ウラニル水溶液(6%E) 360 - 480 gU/l 濃度 : 3点	2

表4.3 実験条件(プルトニウム系)

研究項目	実験体系*	燃料	期間(月)
(1) 単一炉心の基本的臨界量の測定	平板炉心(28cmT) 円筒炉心(30cmφ) 円筒炉心(40cmφ) 円筒炉心(60cmφ)	硝酸プルトニウム水溶液 Pu/U混合硝酸水溶液 富化度 10~30% 濃度 : 6点 10 - 300 g fiss./l 3 - 5 mol/l	4
(2) 相互干渉炉心の基本的臨界量の測定	平板炉心(25cmT) 円筒炉心(40cmφ)	硝酸プルトニウム水溶液 ~100 gPu/l 3 mol/l	2
(3) 可溶性毒物効果の測定	円筒炉心(40cmφ)	硝酸プルトニウム水溶液 50 - 250 gPu/l 3 mol/l 濃度 : 2点	2
(4) 反応度係数及び動特性パラメータの測定	円筒炉心(60cmφ)	硝酸プルトニウム水溶液 10 - 300 gPu/l 濃度 : 3点	1
(5) 未臨界度の測定	円筒炉心(40cmφ) 円筒炉心(60cmφ)	硝酸プルトニウム水溶液 10 - 300 gPu/l 濃度 : 3点	2

* 燃料燃焼度 ~30000 MWD/t のケース

表4.4 TRACYの主要な仕様

<u>熱出力</u>	定出力運転時 最大10kW、過渡出力運転時 最大5,000MW 過渡運転積分出力 最大32MW·s
<u>年間積算出力</u>	最大 230kW·h
<u>炉心</u>	円環炉心タンク (50cmおよび80cm径、高さ約2m)
<u>燃料(硝酸溶液)</u>	ウラン濃縮度 10% 最大装荷量 150kgU ウラン濃度 500gU/l 以下
<u>燃料初期温度</u>	40°C 以下
<u>初期出力</u>	10kW以下
<u>最大過剰反応度</u>	50cm径炉心 3ドル以下、80cm径炉心 2ドル以下
<u>反応度添加方法</u>	溶液燃料連続給液または調整トランジエント棒引き抜き
<u>実験用装荷物</u>	水、コンクリート等の反射材
<u>安全棒</u>	50cm径炉心 3本、80cm径炉心 5本

表4.5 臨界安全裕度実証試験

研究項目	実験体系	燃料	期間(月)
(1)溶解槽模擬試験	円筒炉心(60cm ϕ)	硝酸ウラニル水溶液(6%) < 500 gU/l PWR型燃料棒 <400本 格子間隔 : 1.5 ~2.5cm 3点 温度係数 : < 40°C 3点	4
		硝酸ガドリニウム 毒物濃度 <0.03 gGd/l 格子間隔 : 2.1 cm	2
(2)抽出器模擬試験	円筒炉心(40 ϕ) 1基	硝酸プルトニウム水溶液 ~100 gPu/l, 3 mol/l	1
	円筒炉心(40 ϕ) 2基	硝酸プルトニウム水溶液 ~100 gPu/l, 3 mol/l	2
	中性子吸収体: ボロン入りコンクリート, Cd付ポリエチレン		
(3)槽類模擬試験	平板炉心(28T) 1基	硝酸ウラニル水溶液(10%) ~300 gU/l, 1 mol/l	1
	平板炉心(35T) 2基	硝酸ウラニル水溶液(10%) ~300 gU/l, 1 mol/l	1
	平板炉心(25T) 2基	硝酸プルトニウム水溶液 ~100 gPu/l, 3 mol/l	2
	中性子吸収体 ボロン入りコンクリート, Cd付ポリエチレン		

表4.6 TRACY実験：測定項目と検討課題

測定項目	測定方法等	検討課題
出力変化	核計装により、中性子レベルの時間変化を測定する。	NSRRの核計装技術が適用できる。
エネルギー変化	出力の積分値として求める。絶対値は、溶液の放射化分析により決定する。	放射化分析用溶液のサンプリング方法及び分析方法、測定に要する時間。
反応度変化	出力変化より求める。温度変化及びボイド量の変化が測定されれば、各要素の反応度変化を求めることができる。	静特性実験において反応度温度係数、ボイド係数の測定が必要。
温度変化	温度計装（熱電対等）により測定する。溶液中の温度分布、タンク壁面の温度変化等を測定。	温度計装の耐環境性（高放射線、強酸）。取り付け方法。
圧力変化	圧力計装により測定する。溶液一タンク壁間の圧力変化等を測定。	圧力計装の応答速度（高応答速度が必要）。取り付け方法。
ボイド量	ボイド計による測定。ボイド体積及びその分布の時間変化を測定。	測定方法が未確定。
ボイド発生のしきいエネルギー	ボイド発生開始時のエネルギーを測定。発生開始は音、圧力変化、映像等により決定する	発生開始の測定方法の妥当性及び応答速度。

表4.7 実証試験を実施するために必要な測定機器類

① 水素ガス測定装置	1式（炉室、信号は炉室外）
② メイパックサンプリング装置	4式（炉室、制御は炉室外）
③ カスーケドインパクタ	1式（炉室）
④ Ge型- γ 線放射能測定機 (サンプルチェンジャー：サンプル数；100個程度)	1台（実験準備室）
⑤ エアロゾル採集用サンプラ	1台（炉室）
⑥ 液試料サンプリング装置	2台（炉室）
⑦ ラジオイオンクロマト	1台（実験準備室）
⑧ グローブボックス	1台（実験準備室）
⑨ データ処理装置	1台（実験準備室）
⑩ α 線及び γ 線スペクトロメータ	（分析技術G）
⑪ 2π ガスフローカウンター	（分析技術G）

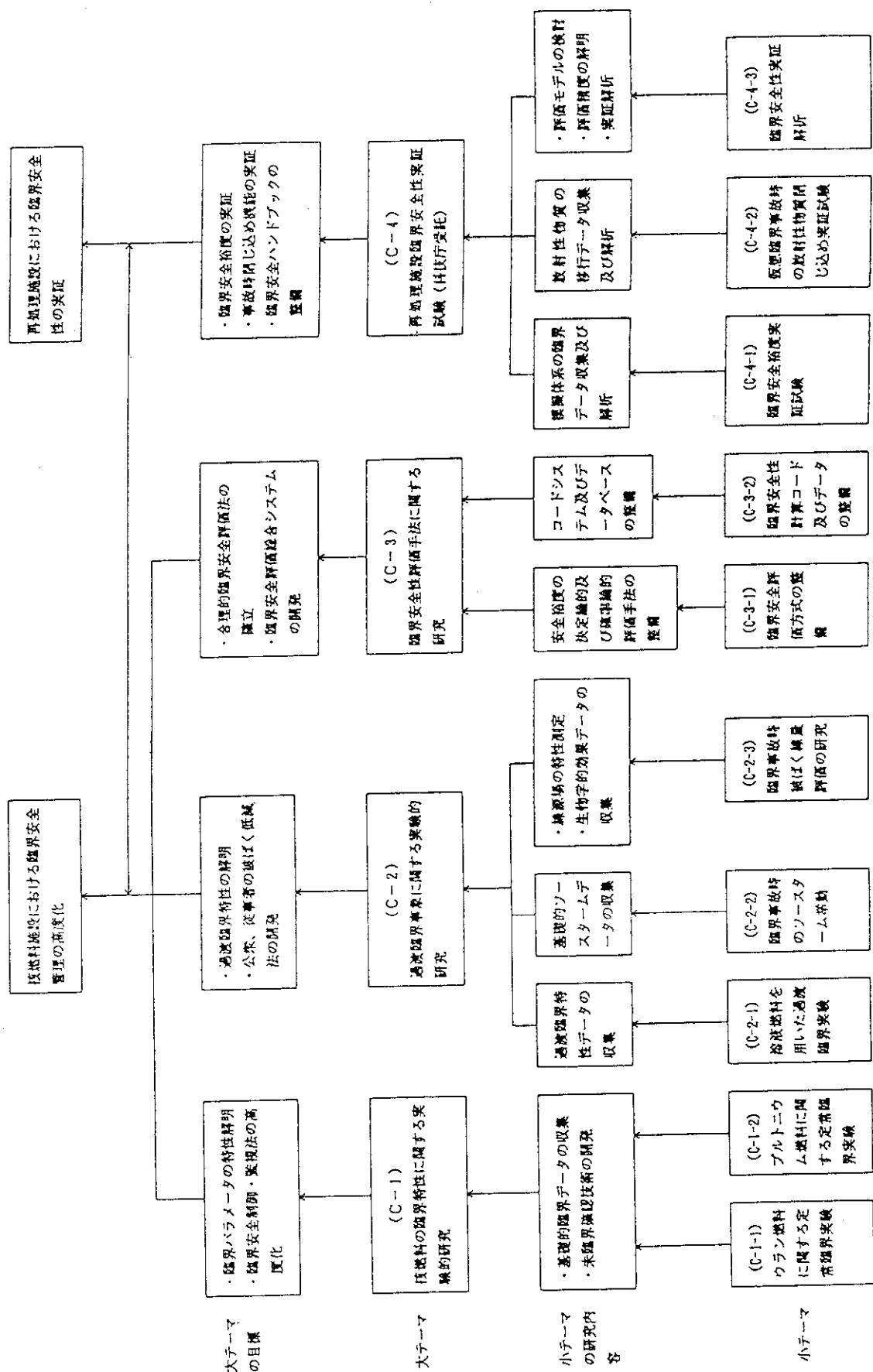
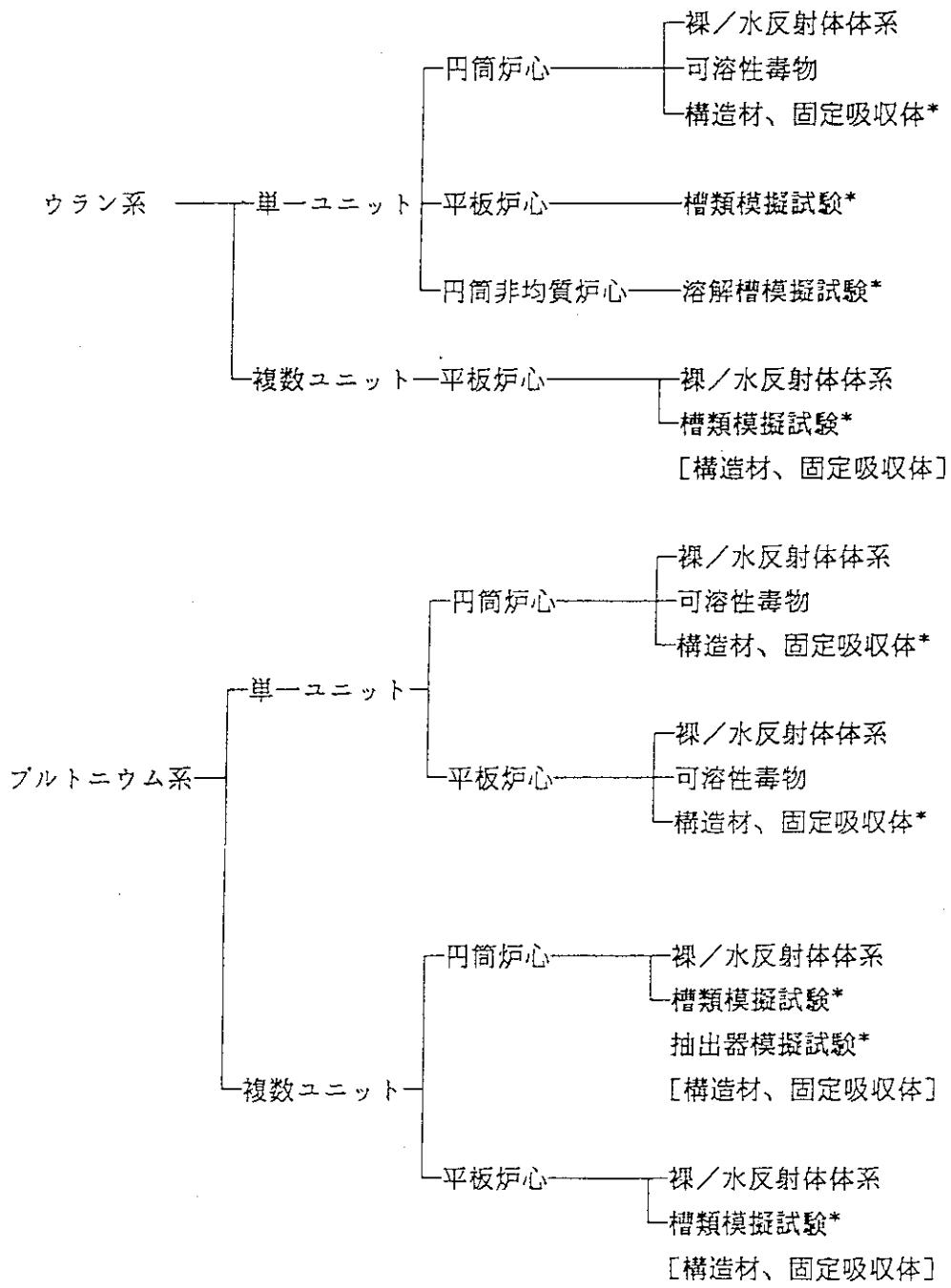


図4.1 臨界安全性に関する研究



* 臨界安全裕度実証試験

図4.2 実験体系の分類

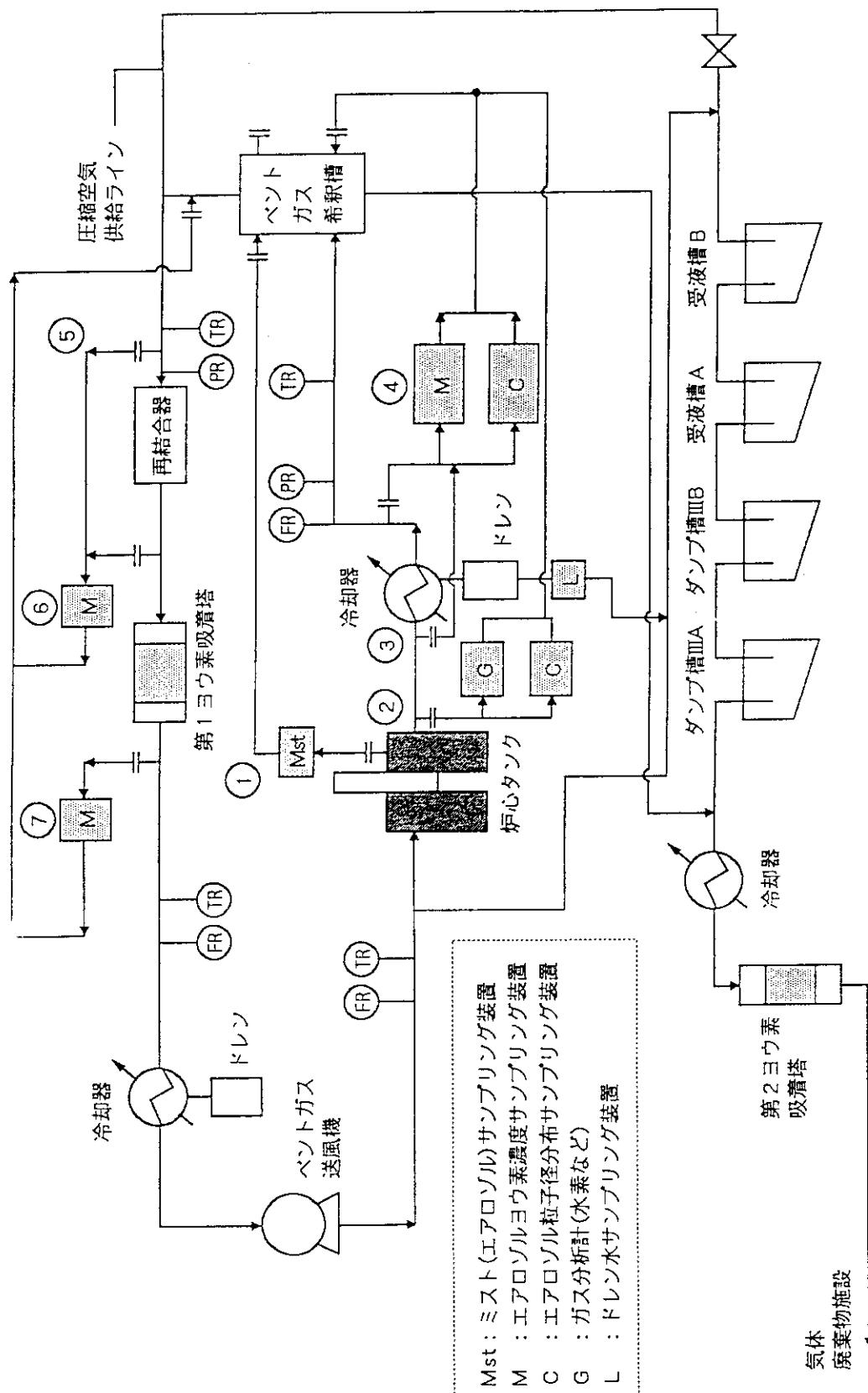


図4.3 TRACY施設への測定系取り付け位置図

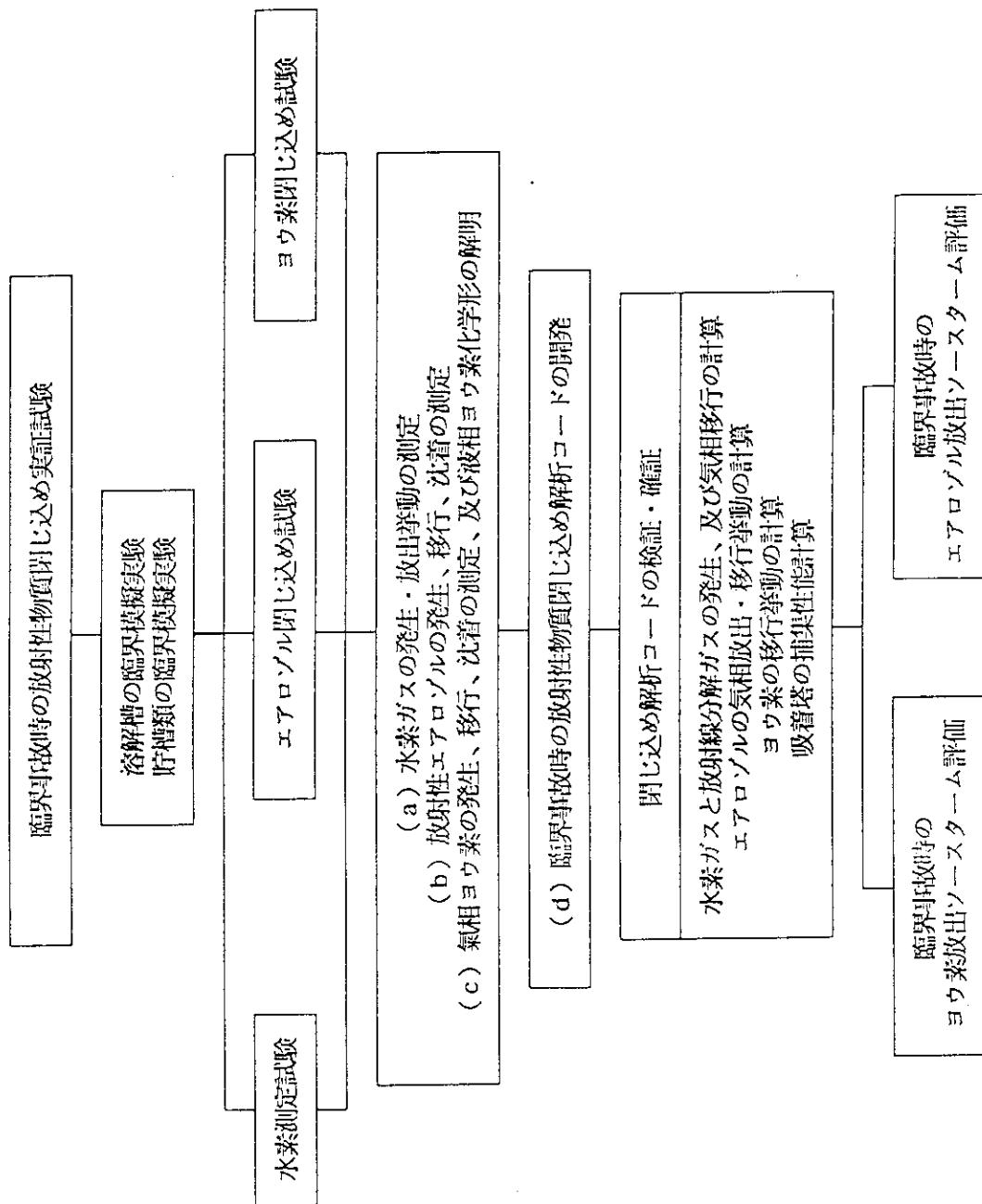


図 4.4 放射性物質の閉じ込め実証試験と計算コードの整備に関するシステム図

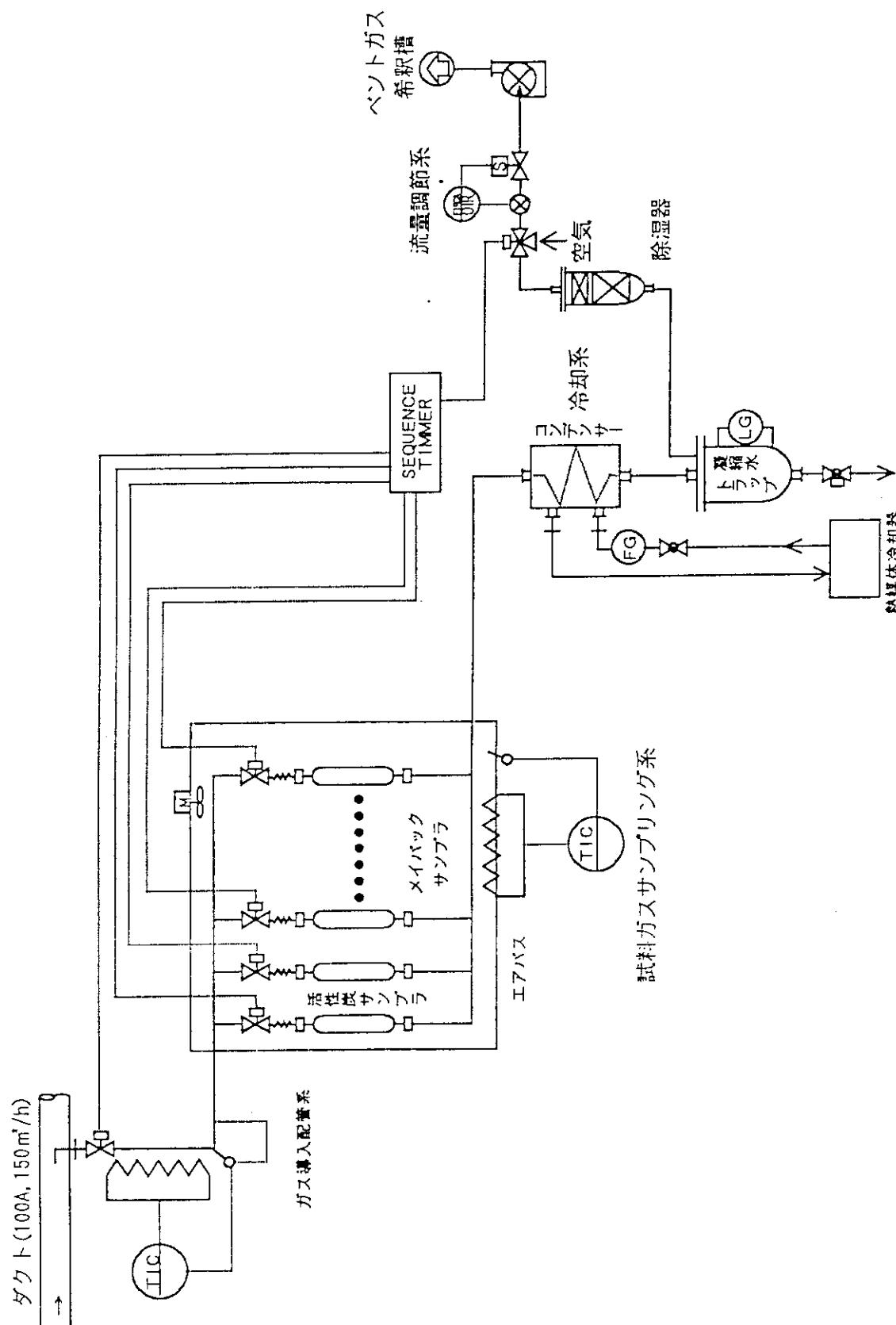


図4.5 メイバッカサンプリング装置フローシート

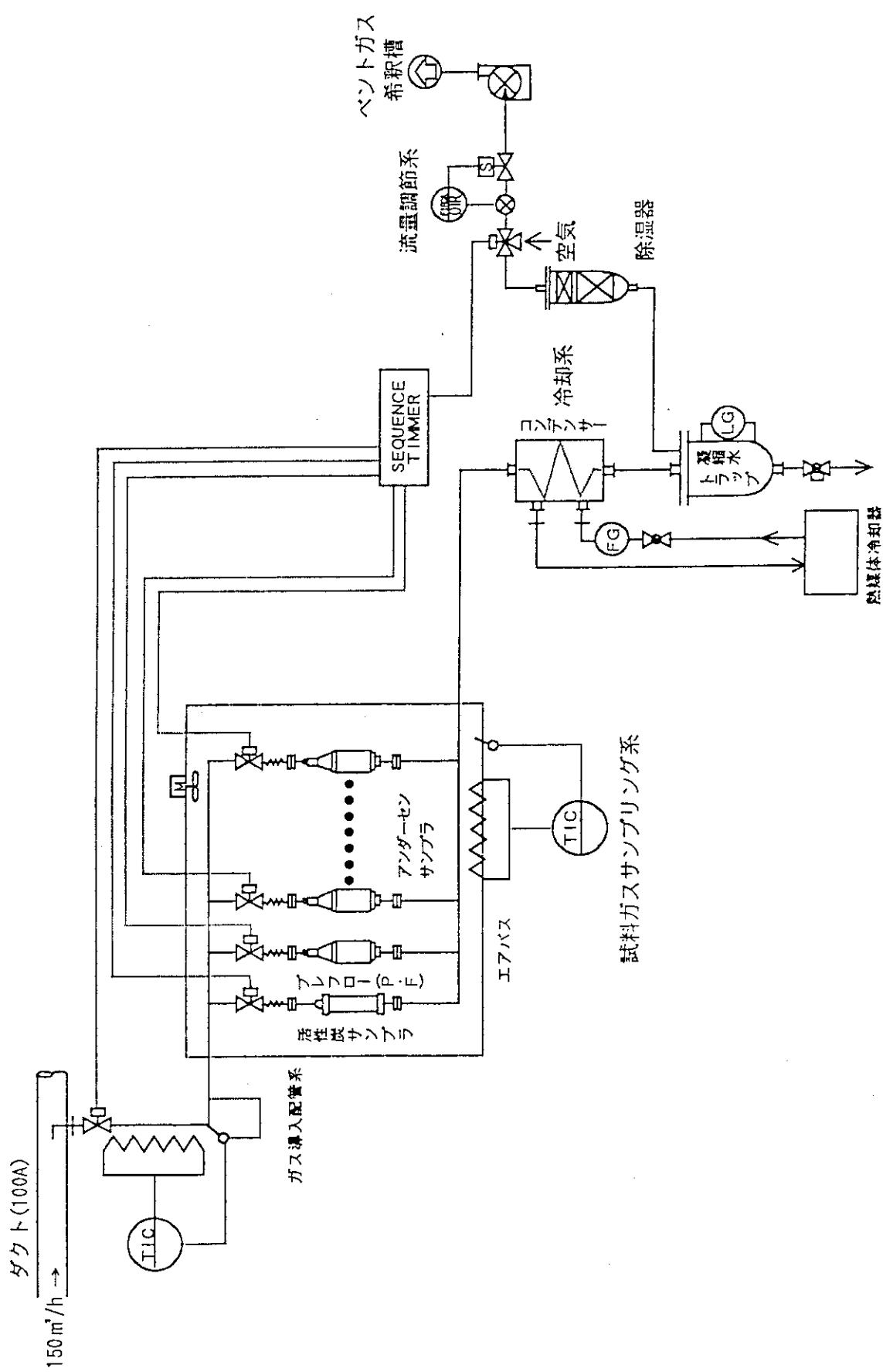


図4.6 カスケードインパクタ装置フローシート

5. 高度化再処理プロセスに関する研究

5.1 研究の基本的考え方と進め方

バックエンドプロセスに関する研究では、燃料サイクル安全工学部のプロセス化学研究室及びプロセス安全工学研究室、燃料研究部の物理化学研究室及び群分離研究室、及び材料研究部の界面工学研究室が協力して、下記に大別される研究を行う。

- ・プロセス臨界安全性に関する研究
- ・再処理プロセスに関する研究
- ・群分離に関する研究

これらの研究は相互に関連しているが、その研究目的は下記のように整理される。

- (1) バックエンドプロセスの安全性向上
- (2) バックエンド基礎技術基盤の強化
- (3) バックエンドプロセスの高度化

(1)及び(2)の観点からは、第一民間再処理工場の円滑な建設・運転を支援するねらいのもとに、安全性を中心とする各種の基礎データを取得するとともに解析手法、評価データベースの整備を図る計画である。(3)の観点からは、将来の高度化バックエンドシステムを構築するねらいのもとに、新プロセス、新技術のシーズを発掘する基礎的研究を進める。

具体的には、(1)に関する研究では、事故時の安全性について、プロセス臨界安全性の基礎データの蓄積を図る。また、平常時の安全性について、再処理工程における重要核種の閉じ込め性評価基礎データの取得を進め、安全裕度の実証を行う。さらに、炭素-14、トリチウム、ヨウ素等の核種について、ALARの観点から環境への放出低減を図るために基礎データを取得する。併せて、TRU廃棄物等の発生量低減につながる新しい分離法の検討を進め、廃棄物管理負担の軽減と環境安全性の向上に資する。

また、(2)に関する研究では、燃料の高燃焼度化、MOX等のプルトニウム利用の拡大に備え、新型燃料の溶解特性データ、プルトニウム溶液化学データ、TRU等の抽出分離基礎データの蓄積を進め、湿式再処理プロセスの基盤を強化するとともにプロセス改良を通じて新型燃料への適用性を拡げる。併せて、プロセスシミュレーションコードの開発、プロセス評価データベースの整備を行って、改良プロセスの評価、将来型燃料サイクルシステムの検討に有用な手法の確立を目指す。一方、長期的観点から、耐食性材料の寿命評価技術の開発を行って、現行再処理プロセスで使用される主要耐酸性機器の耐食安全性と寿命予測に資する。

さらに、(3)に関する研究では、将来の廃棄物管理負担を飛躍的に軽減させるねらいのもとに、オメガ計画を支援しつつ改良群分離プロセス、群分離を考慮した再処理プロセスの研究を進めて、再処理と群分離を合理的に結合した高度化バックエンドプロセスの提案と実験データに基づくプロ

セスフィジビリティの評価を行う。

これらバックエンドプロセスに関する研究について、主要な研究テーマと期待される成果、研究のねらいと相互の関連等を図5.1に示す。

これらの研究は、A棟及びB棟のグローブボックス、及びB棟の α ・ γ セル等に設置される実験設備を利用して、ウラン、R I 等を用いた予備的実験から開始し、順次プルトニウム、使用済燃料を用いた実験に進める計画である。

得られる基礎データについては、系統的な分析と精密な解析等を通じて適用性の高いデータの取得を目指すとともに、新しいプロセスの開発では、使用済燃料やプルトニウムを用いた確認実験を通じて、基礎的小規模ではあるがプロセスフィジビリティを確認する必要がある。したがって、 α ・ γ セル内実験設備は、新しいプロセス、新しい着想に対するある種のテストベンチであると同時に、新しい着想、シーズ発掘用の基礎研究に必要な実験試料の供給源の役割も果たすものと考えている。

α ・ γ セルにおける使用済燃料を用いた研究では、高レベル廃液、不溶解性残渣、ハル、廃溶媒等の再処理プロセスに特有の特殊な物質が得られるが、これらは群分離に関する第7章のTRU化学に関する研究等における研究用試料として利用される計画である。

5.2 研究内容

本グループにおける研究は、前述のように、①プロセス臨界安全性に関する研究、②再処理プロセスに関する研究、③群分離に関する研究に大別され、これらはさらに幾つかのサブ研究テーマから構成されている。これらの研究の概要は以下の通りである。

表5.1には、各研究テーマについて、研究の目的と研究項目、及び期待される成果の概要をとりまとめた。

5.2.1 プロセス臨界安全性に関する研究

本テーマでは、主として臨界安全性の観点から、「プロセス異常事象の解明に関する研究」及び「プロセス臨界管理システムの開発に関する研究」を行う。

(1) プロセス異常事象の解明に関する研究

(a) プロセス過渡実験 :

ピュレックス抽出工程に関し、プロセス異常事象のうちプルトニウムの蓄積、他の工程への漏洩をもたらす事象の過渡特性等を、ミキサセトラ抽出器を用いて調べる。

(b) プルトニウム溶液特性実験 :

溶液中のプルトニウムの原子価変化、加水分解等について反応速度論的に調べる。第3相生成については未だ知られていないことが多いので、その基礎特性を調べる。さらに、プルトニウム溶液の密度測定から臨界計算に必要な溶液密度式を求めるとともに、NUCEF臨界実験に不可欠なプルトニウム及びウランの溶解度を測定する。

(c) シミュレーションコードの開発及び検証 :

ピュレックス抽出工程の解析コード“EXTRA”の検証、改良を行う。また、アクチノイド溶液系の反応モデルの開発を、既存のコード“REACT”を改良することにより進める。

(d) 新分離技術の開発 :

核燃料処理工程の臨界安全性向上の観点から、毒物含有溶媒を用いる処理工程の開発、工程における各種異常事象の発生防止を目指した新規工程の開発（低温プロセス、新抽出剤の採用等）、及び新しい概念に基づく分離装置（向流型CPC装置等）の開発を行う。

(2) 臨界管理システムの開発に関する研究

(a) アクチノイド溶液モニターの開発 :

当面は、濃縮ウラン、R I を用いてBNFLから導入された α モニターの性能試験を行う。現在開発中の α 、 β 、 γ 線及び中性子の同時測定法を確立し、これをプロセス用フローモニターに適用し、その性能を調べる。また、溶液中のアクチノイドのインライン分析法の確立を目指す。

(b) 臨界管理システムの開発 :

再処理工程で発生する異常事象について、各種インラインモニタにより早期に検知するとともに、シミュレーションコード等により異常事象の原因を推定し、また進展速度を評価できる臨界関連異常事象の検知・診断手法を開発する。

一方、計算コードによる中性子実効増倍係数の評価と未臨界度測定手法を組合せることにより、未臨界度の推定を行う。

これらの成果をもとに、知識工学手法を用いて運転支援を行う臨界管理システムを開発する。

5.2.2 再処理プロセスに関する研究

本テーマでは、B棟に設置される小型プロセス化学セルを中心として、専門分野の異なる多くの研究グループが協力しつつ、バックエンド基礎技術基盤の強化、バックエンドプロセスの安全性向上、バックエンドプロセスの高度化を目指した各種の研究を行う計画である。すなわち、「連続溶解の速度論的研究」、「使用済み燃料溶解時のヨウ素-129 及び炭素-14処理の研究」「再処理群分離統合プロセスの研究」、「放射性核種閉じ込めプロセス安全性実証試験（特会）」、「プロセス解析コードの開発（一部特会を含む）」及び「再処理プラント材料技術の高度化」の研究を行う。

(1) 連続溶解の速度論的研究

高燃焼度燃料及びMOX燃料等の新型燃料を念頭に、それらの最適溶解条件の探索と溶解オフガス処理における安全性の向上の目的として、使用済燃料の溶解特性及びオフガス放出特性を把握する研究を行う。

すなわち、高燃焼度燃料及びMOX燃料に関する連続溶解速度、溶解液中微濃度イオンの存在状態、不溶性残渣の性状とその分離特性、NO_x、エアロゾル等のオフガス放出特性等に関する基礎データを得る。

(2) 使用済み燃料溶解時のヨウ素-129 及び炭素-14処理の研究

使用済み燃料溶解時に発生するヨウ素-129 と炭素-14を対象に、それらの放出低減化を目的として、溶解時の挙動の把握と捕集・固定化法に関する研究を行う。

すなわち、ヨウ素については、吸着材によるヨウ素の捕集効率及び溶解液中の残留ヨウ素の追い出し効率を調べる。特に後者については、従来提案されているNO_x吹き込み法と、最近原研等が提案している新しい追い出し法の効率を比較検討する。

炭素-14については、溶解オフガス中の炭素-14量を把握するとともに、その固定化法についても研究を行う。炭素-14量の把握では、溶解オフガス中では微濃度のCO₂として存在するので、ゼオライト等により吸着、アルカリ溶液により吸収させた後、液体シンチレーターで定量する方法について検討する。

(3) 再処理群分離統合プロセスの研究

TRU廃棄物の発生量低減等の再処理廃棄物管理負担の軽減と再処理プロセスの単純化を目標に、再処理工程における長寿命核種の分離制御性に着目した高度化プロセスの研究を行う。

すなわち、小型パルスカラム等を用いて、分解性有機還元剤、電解法等による還元分離法、Np、Tc等長寿命核種の分離・制御条件の最適化、Pu分離率の向上、酸性溶液中におけるAm、Cmの新分離法、Puティーリングと溶媒劣化物との関連等に関する基礎データを取得する。これらの成果を踏まえ、再処理と群分離を合理的に結合させる新しいプロセスを提案し、そのプロセスフィジビリティを確認する。

(4) 放射性核種閉じ込めプロセス安全性実証試験等

再処理工程における放射性核種の閉じ込め裕度を実証するとともに、試薬の徹底したリサイクル化により放射性廃液の発生量低減を図ることを目的に、再処理プロセスの閉じ込め性に関する試験研究を行う。

すなわち、環境への影響が大きい重要核種について、放射能収支の基礎となる主工程内移行率、廃棄物処理工程での除染係数等のプロセス閉じ込め性評価のパラメータを測定する。また、プロセス操作条件等の変更に対して、上記パラメータの予測が可能な解析モデルを作成し、コードを整備する。

一方、酸や水、有機溶媒など使用済試薬のリサイクル技術を研究して、酸・水リサイクル法の評価に有用なトリチウム等の微濃度核種のプロセス挙動データの取得、新溶媒再生プロセスの提案、溶媒劣化物錯体のプロセス内分布データ等の取得を行う。

(5) プロセス解析コードの開発

将来の燃料サイクルシステムの評価に有用な手法の整備を目的に、高燃焼度燃料及びMOX燃料に対応する再処理の工程シミュレーションコード及びそれを支援するプロセス化学基礎データベースを開発する。

すなわち、溶解、オフガス処理、抽出など主要工程で構成されるプロセス解析、核種の原子価状態、溶媒劣化などの評価コードを開発するとともに、燃料性状の変化に対応した新しい再処理プロセスの検討・評価に適用できるシミュレーションコードシステムを開発する。

また、NUCEFで得られる実験結果を用いた検証計算等を通じて、再処理の基礎データを基礎的、系統的に整理し、プロセスの安全性評価、安全性を一層高める将来型燃料サイクルのシステム構築に役立つようなデータベースの整備を行う。

(6) 再処理プラント材料技術の高度化

現行再処理プロセスに使用される主要耐酸機器材料の耐食安全性の確保と寿命予測に資するとともに、材料の高性能化を通じてバックエンドシステムの高度化を図ることを目的に、寿命評価基礎技術の開発及び高性能耐食材料・防食技術の開発を行う。

すなわち、寿命評価基礎技術の開発では、ステンレス鋼、Zr及びTi系合金等の現用材料について、コールド実験、 γ 線照射下実験及びNUCEF施設における実液試験を行い、腐食損傷及び腐食生成物の質量輸送現象に関する定量的評価を行う。併せて、腐食損傷の解析・評価に必要な計算コードを開発して、耐食安全性評価システムを整備する。

また、高性能耐食材料・防食技術の開発では、耐食合金及び複合材料等の開発材料について、種々のシミュレーション試験により環境適応性を評価した後、NUCEF施設を利用した実液試験により耐食安全性を実証する。併せて、電気化学的測定及び分光・光音響法等を組み合わせた強放射線腐食性酸溶液用「その場解析」型の腐食モニタリング技術を開発し、その適応性をNUCEF施設を利用して評価する。

5.2.3 群分離に関する研究

高レベル廃液から超ウラン元素($\text{Np}-237$, $\text{Am}-241$, $\text{Pu}-239$ 等)及び核分裂生成物であるSr-90, Cs-137, Tc-99, 白金族元素等を分離する技術の開発の一環として、これまでに実験室規模の模擬廃液を用いたコールド実験或いはトレーサーを添加したセミホット実験により開発してきた改良群分離プロセスについて、実廃液を用いたホット試験を実施し、その有効性の確認、問題点の摘出等を行う。同時に、実廃液の性状把握実験を行う。これら試験の結果をもとにプロセスの最適化を図る。また、試験の成果や現行進行中の基礎的研究の成果をもとに、新しい考え方を取り入れた新群分離プロセス開発のための実験を実施する。

(1) 改良群分離プロセスの実廃液試験

これまで開発してきた改良群分離プロセスについて実廃液試験を実施する。

超ウラン元素群の分離では、ジイソデシルリン酸(DIDPA)溶媒を使用した超ウラン元素の抽出分離試験を行う。また、シュウ酸塩沈澱法による分離試験を行う。

Tc-白金族元素群の分離では、ギ酸により脱硝することによる沈澱分離試験を、また、活性炭カラムによる吸着分離試験を行う。

Sr-Cs群の分離では、超ウラン元素群及びTc-白金族元素群を分離したあとの廃液について、無機イオン交換体を用いた吸着分離試験を行う。

(2) 実高レベル廃液の性状把握実験

実廃液の組成、元素の存在状態について分析、検討する。

(3) 群分離プロセスの最適化実験

各群の分離について、実高レベル廃液による試験結果を総合的に判断し、4群群分離プロセスとして最適なプロセスを構築するための実験を行う。

(4) 新群分離プロセス創出のための実験

新群分離プロセスの開発に向け、抽出法によるAm, Cmと希土類元素との分離、高酸濃度高レベル廃液に対するDIDPA 抽出分離法の適用、新抽出剤、無機イオン交換体による超ウラン元素等の分離について実廃液実験を実施する。

5.3 実験計画

5.2で述べた各研究テーマの具体的進め方について、研究実施組織、実験工程を表5.2に示す。

5.3.1 プロセス臨界安全性に関する研究

A棟実験室(Ⅱ)において実験を行う。実験装置・機器の整備及び性能試験から開始する計画ある。特に、プロセス過渡実験用抽出装置及び α モニターについては、その特性を確認し、十分調整する必要がある。

現時点では、A棟におけるプルトニウムの使用開始時期は平成9年度以降と予定されている。したがって、当面は濃縮ウランやR I (^{237}Np , ^{241}Am , ^{99}Tc 等)を使用したビーカー規模の基礎的な研究やプルトニウムシミュレーション実験を行う。プルトニウム使用の許可が得られ次第、速やかにプルトニウムを扱う実験を実施する計画である。

本研究に関連した分析については、特別な場合を除き、実験者自身で行う計画であり、依頼分析上の問題点はとくにない。なお、保証措置、計量管理等に関連した核燃料物質の分析はNUCEF建設室の方針に従って、NUCEF中央分析室に依頼することで計画している。

5.3.2 再処理プロセスに関する研究

本研究は、 $\alpha\gamma$ セル内に設置された再処理実験装置によるプロセス実験及びグローブボックス、フード等における基礎実験により進める。

プロセス実験は、「連続溶解の速度論的研究」、「使用済み燃料溶解時のヨウ素-129 及び炭素-14処理の研究」、「再処理群分離統合プロセスの研究」及び「放射性核種閉じ込めプロセス安全性実証試験（特会）」について行うことになるが、表5-2に示すように、いずれもコールド実験、ウラン実験、ウラン-プルトニウム実験を経て、使用済燃料を使ったホット試験へ移行する計画である。コールド実験、ウラン実験の主たる目的は、実験設備としての機能及び操作性の確認にあるが、同時にNp, Tc等の注目核種をトレーサとして添加することによりウラン溶液系、ウラン-プルトニウム溶液系における分離データを取得することも計画している。

プロセス実験に必要な使用済燃料については、照射後試験用に切断された燃料ピンを実用燃料試

験施設から運搬して用いる。

「使用済み燃料溶解時のヨウ素-129 及び炭素-14処理の研究」については、当面、フッ素実験室及びNUCEF B棟内のフード等において、ヨウ素-129定量法、微濃度CO₂捕集用の吸着材の選択及び炭素-14分析法の検討、配管付着ヨウ素量の測定等を進め、平成7年度以降、上述したα・γセルにおけるプロセス実験に移行する計画である。炭素-14の固定化実験はより長期的に進める計画である。

なお、「再処理プラント材料技術の高度化」に関する研究については、特別会計受託研究及び原子力基盤技術の原子力用材料クロスオーバー研究の一部として従来より実施してきており、その実証試験の一部をNUCEF施設を利用して平成11年度以降に実施することを予定している。

5.3.3 群分離に関する研究

本研究について、NUCEFでは主として群分離プロセスの実高レベル廃液試験を実施する計画である。

α-γセル内の群分離試験装置により、当面、模擬廃液を用いたコールド実験を進め、次いでRIを用いたセミホット試験を行う。8年度前半には実高レベル廃液を搬入し、後半からは高レベル廃液の性状把握実験及び改良群分離プロセスの実廃液実験を開始する計画である。試験の対象となる高レベル廃液は、(2)の研究で得られる液に加え、動燃東海工場で生成した廃液も利用することで計画している。

10年度以降は群分離プロセスの最適化実験、新群分離プロセス創出のための実験等を行う。

5.4 今後の課題

5.4.1 プロセス臨界安全性に関する研究

予算の都合上、多くの装置、分析機器等が未整理のままである。できるだけ早い時点でこれらを取得し、実験機能を完備する必要がある。

プルトニウム実験ができるだけ早く開始するため、燃料用のプルトニウム以外に数10g程度の化学実験用プルトニウムの使用許可の手続きを進める。

5.4.2 再処理プロセスに関する研究

再処理実験装置は、小型ではあるがプロセス全体をカバーする多くの装置で構成される。試料採取等を含む遠隔操作性の優れた装置として整備することがまず必要である。また、その後の計画の見通しを受けた装置類の改造、追加も考慮する必要がある。

実験は、精度の高い分析が実現できてはじめてよい成果となるが、本研究では従来追跡が困難と考えられている極微濃度の揮発性成分、核種の化学形及び有機生成物等を測定することも重要であり、これらについては分析法の検討と技術開発も必要である。

当面、中程度の燃焼度(45,000Mwd/T程度)の軽水炉燃料を用いて研究を開始するが、長期的に

は、より高燃焼度の燃料、MOX燃料等の新型燃料の使用について、許認可変更及び燃料の入手性について検討する必要がある。

また、本研究では Purex法を基礎とする将来技術に向けた研究に主眼を置くが、現行再処理の安全性についても十分に役立つデータを取得できるよう外部機関との協力関係を重視しつつ研究を推進することが重要と考えている。

5.4.3 群分離に関する研究

基本的に、5.4.2と同種の課題について検討する必要があり、固有なものとして下記が挙げられる。

- ・高放射性試料の分析法
- ・高レベル廃液の搬入
- ・群分離プロセスの解析・評価

表5.1 高度化再処理プロセスに関する研究の概要

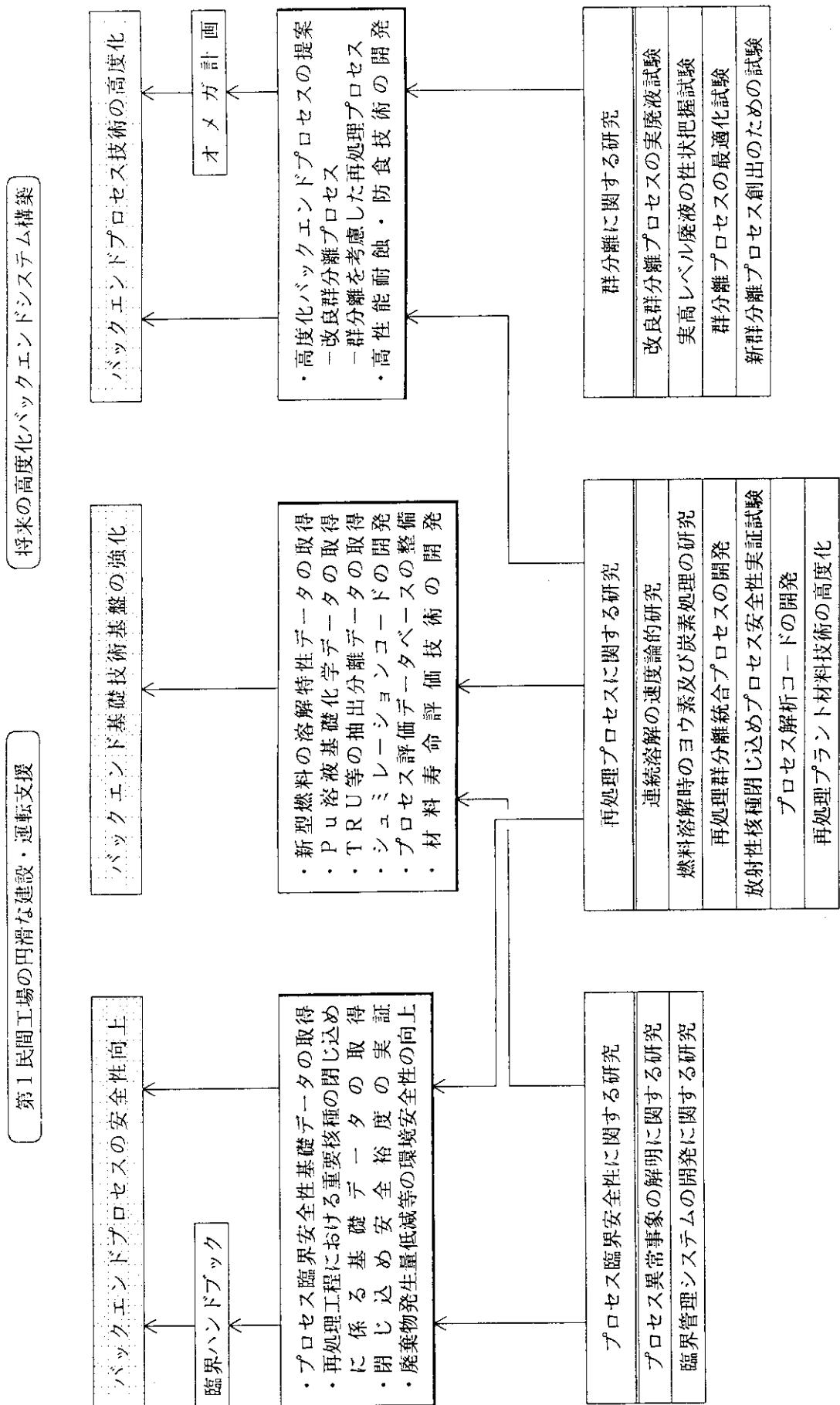
分類／項目	目的・内容	期待される成果
プロセス臨界安全性に関する研究	再処理プロセスにおいて臨界事故に発展する可能性のある事象を化学的に解明し、臨界事故シナリオ評価に資する。また、異常事象をできるだけ少なくした新核燃料処理プロセスの開発を開発する。 そのため、下記の研究を行う。 ・プロセス過渡実験、 ・Pu溶液特性実験、 ・シミュレーションコードの開発と検証、 ・新分離技術の開発	・核物質の蓄積条件に関する実験データ、Pu溶液に関する基礎特性データ、新抽出剤の分配データ等 ・工程異常の程度と進行速度が予測可能な抽出工程シミュレーションコードやアクチノイドの反応モデルの開発 ・核燃料処理のための新規化学プロセスの提案
	再処理プロセスの臨界管理を合理的に行い、運転管理の安全性の向上に資する。 そのため、下記の研究を行う。 ・アクチノイド溶液モニターの開発 ・臨界管理システムの構築及び開発	・プロセスマニターとしても利用可能な核燃料溶液のオンライン分析技術 ・NUCEF核燃料取扱設備を対象とする臨界管理システム（他の再処理施設にも適用可能）
再処理	連続溶解の速度論的研究	・高燃焼度燃料及びMOX燃料に関する下記のような基礎データ - 連続溶解速度 - 溶解液中微濃度イオンの存在状態 - 不溶性残渣特性 - NOx、エアロゾル等のオフガス放出特性
	使用済み燃料溶解時のヨウ素-14及び炭素-14の放出低減化を図り平常時の安全性向上に資する。そのため、下記の研究を行う。 ・新型吸着材によるヨウ素捕集 ・溶解液内残留ヨウ素の追い出し ・吸着材による微濃度CO ₂ の捕集法 ・溶解オフガス中の炭素-14の定量	・溶解液中残留ヨウ素の最適な追い出し条件 ・ヨウ素廃棄物処理技術の信頼性／安全性向上に繋がるヨウ素吸着材の捕集効率及び捕集されたヨウ素の安定性に関する基礎データ ・炭素除去法の開発に有用な溶解オフガス中炭素-14存在量に関する基礎データ
プロセスにに関する研究	再処理と群分離を合理的に結合させる新しいプロセスの開発を通じ、TRU廃棄物の発生量低減等の再処理廃棄物管理負担の軽減を図る。 そのため、下記の研究を行う。 ・Np、Tc等長寿命核種の分離 ・Pu分離性の向上 ・Am、Cmの分離	・再処理・群分離統合プロセスのフィジビリティ実証 ・分解性有機還元剤、電解法等による新還元分離プロセス ・Puティリングと溶媒劣化物との関連データ
群分離に関する研究	再処理工程における重要核種の閉じ込め裕度を実証するとともに、試薬リサイクル化を通じ微濃度核種を工程内に閉じ込め、濃縮し、廃棄物発生量の低減を図る。 そのため、下記の研究を行う。 ・移行率等核種閉じ込めデータの測定 ・酸・水リサイクルによる微濃度核種閉じ込め分解性試薬洗浄／吸着洗浄による溶媒洗浄	・重要核種の閉じ込め性基礎データ ・酸・水リサイクル法の評価に有用なトリチウム等の微濃度核種のプロセス挙動データ ・新溶媒再生プロセス ・溶媒劣化物錯体のプロセス内分布データ
	将来の燃料サイクルシステムの評価に有用な手法を整備する。 そのため、下記の研究を行う。 ・主工程解析、原子価制御、溶媒劣化等の評価コード及び支援データベース ・NUCEF実験データによる検証計算	・再処理工程シミュレーションコードの開発 ・再処理プロセス基礎データベースの開発 ・再処理を中心とする将来型燃料サイクルシステムの解析評価
群分離に関する研究	現行再処理プロセスに使用される主要耐酸機器材料の耐食安全性の確保と寿命予測に資すると共に、新耐食材料・新防食技術の開発を通じて、バックエンドシステムの高度化を図る。 そのため、下記の研究を実施する。 ・寿命評価基盤技術の開発 ・高性能耐食材料・防食技術の開発	・高性能耐食材料技術と特性データベース整備 ・硝酸プロセス溶液及び腐食のモニター手法開発 ・新しい耐食合金、複合材料の耐食安全性実証
	従来の改良群分離プロセスの最適化、新群分離プロセスの開発を通じ高レベル廃棄物の効率的処分法の確立を目指す。 このため、下記の研究を行う。 ・改良群分離プロセスの実廃液試験 ・高レベル廃棄物の性状把握 ・新群分離プロセスの開発と実廃液試験	・改良群分離法に関する放射線影響等の評価データとプロセス評価 ・改良群分離プロセスの更なる改良と最適化 ・実廃液の性状、元素の存在状態に関するデータ ・新群分離プロセスの実廃液試験による評価と問題点の摘出、及び対応策の方向付け

表5.2 高度化再処理プロセスに関する研究の実験工程

項目	研究概要	担当課室	年 度				
			6	7	8	9	10
プロセス臨界安全性に関する研究	<ul style="list-style-type: none"> ・プロセス過渡実験 ・Pu溶液特性実験 ・シミュレーションコードの開発と検証 ・新分離技術の開発 	プロセス化 学研究室	装置の整備	U系試験 (RI使用)		U-Pu系試験	
			装置の整備	U系試験 (RI使用)		Pu系試験	
					解析コードの整備		
						新分離装置の試作	
臨界管理システムの開発に関する研究	<ul style="list-style-type: none"> ・アクチノイド溶液モニターの開発 ・臨界管理システムの構築及び開発 	プロセス化 学研究室	装置の整備	性能 試験		Pu系 試験	
				運転支援	コード整備	システムソ フトの設計	
連続溶解の速度論的研究	<ul style="list-style-type: none"> ・溶解特性の把握 ・溶解液中核種の化学形把握と原子価制御 ・オフガス放出特性の測定 	プロセス安全工学研究室					
			コールド試験 U試験	U-Pu試験	使 用 济 燃 料 試 験		
再処理プロセスの研究	<ul style="list-style-type: none"> ・新型吸着材によるヨウ素捕集 ・溶解液内残留ヨウ素の追い出し ・吸着材による微濃度CO₂の捕集 ・溶解オフガス中炭素-14の定量 	物理化学研究室	コールド試験 U試験	U-Pu試験	使 用 济 燃 料 試 験		
			×	×	×		
		プロセス化 学研究室	コールド試験 U試験	U-Pu試験	使 用 济 燃 料 試 験		
			×	×	×		
再処理群分離統合プロセスの研究	<ul style="list-style-type: none"> ・Np、Tc等長寿命核種の分離 ・Pu分離性の向上 ・Am、Cmの分離 	プロセス安全工学研究室	コールド試験 U試験	U-Pu試験	使 用 济 燃 料 試 験		
			×	×	×		
放射性核種閉じ込めプロセス安全性実証試験	<ul style="list-style-type: none"> ・放射性核種の分布測定 ・トリチウム閉じ込め ・新しい溶媒再生法の研究 	プロセス安全工学研究室	コールド試験 U試験	U-Pu試験	使 用 济 燃 料 試 験		
			×	×	×		
プロセス解析コードの開発	<ul style="list-style-type: none"> ・コード整備と検証 ・データベース整備 ・プロセスの解析評価 	プロセス安全工学研究室		コード開発、データベース整備、システム解析			
再処理プラント材料技術の高度化	<ul style="list-style-type: none"> ・寿命評価基盤技術の開発 ・高性能耐食材料・防食技術の開発 	界面工学研究室		コールド試験	γ線照射下試験*		
				腐食損傷解析コード 実用化特性データ整備	機器部材特性評価コード 構造部材評価試験**		
					試作評価試験及びその場解析技術の開発***		
群分離に関する研究	改良群分離プロセスの実廃液試験	群分離研究室	コールド試験	セミコールド試験	実廃液搬入	実廃液試験	
			×	×	→		
群分離に関する研究	実高レベル廃液の性状把握	群分離研究室				実廃液試験	
						→	
群分離に関する研究	群分離プロセスの最適化試験	群分離研究室				最適化試験	
						→	
群分離に関する研究	新群分離プロセス創出のための試験	群分離研究室					
						→	

〔注〕 * 平成12年度以降NUCEFでの実液試験 ** 平成12年度以降NUCEFでの実環境データの整備及び環境適応化試験

*** 平成12年度以降NUCEFでの実液中信頼性評価を予定



6. TRU廃棄物管理に関する研究

我が国では、原子力発電所から発生する低レベル放射性廃棄物の陸地処分については、浅地層への埋設が事業として開始されたところであるが、現在建設中の大型再処理施設の運転と回収したプルトニウムの利用に伴い、TRU核種を含む廃棄物の発生量が今後増大するものと考えられる。さらに、電力各社が海外に委託している使用済み燃料の再処理に伴って発生する高レベル放射性廃棄物ガラス固化体の我が国への返還に続き、同じく再処理過程で発生するTRU核種を含む雑固化体廃棄物等の低（中）レベル放射性廃棄物の返還も実施される可能性が高い状況にある。TRU核種を含む廃棄物は、高レベル廃棄物のような発熱はほとんどないが、放射性毒性が強く寿命が長い α 核種を含むため、長期にわたって人間環境からの隔離を要する。したがって、その特質を踏まえた固化等の処理技術を適用し、固化体の特性に応じた安全な処分システムを開発することが必要である。

従って、NUCEFにおける研究・開発としては、再処理施設等から発生する廃棄物のうち、浅地層処分可能な放射性廃棄物中のTRU核種濃度（濃度上限値）の設定に寄与するためのTRU核種の浅地層中移行挙動試験、比較的高濃度のTRU核種を含む廃棄物（以下TRU廃棄物という）の新しい固化法と固化体の特性向上に関する研究、TRU廃棄物の処分における安全性の向上とその検証を目的とした人工・天然バリアの性能評価に関する試験研究及び天然バリア中におけるTRUの化学的・地球化学的挙動についての基礎的研究等が期待されている。また、TRU廃棄物固化体の区分管理と貯蔵、処分時の安全性評価に役立てるため研究並びに返還廃棄物受け入れ検査技術開発の一環として、廃棄物中TRUの非破壊測定技術の開発及びTRU廃棄物固化体の品質検査法の開発も期待されている。

6.1 研究の基本的考え方と進め方

本ワーキンググループのNUCEFにおける研究分野は、TRU廃棄物の安全管理技術に関する研究であり、大別して以下の2つの研究テーマに分けられる。

- ① TRU廃棄物処理処分に関する研究開発
- ② TRU廃棄物固化体の品質検査法及び測定技術に関する研究開発

①については、TRU廃棄物処理処分において、TRU廃棄物区分値の決定、バリア性能評価の信頼性の向上、固化体の性能向上が期待される。②については、TRU廃棄物固化体の合理的弁別区分技術の確立が期待される成果である。本研究グループでは、これらの成果より、TRU廃棄物の安全管理技術の高度化による放射性廃棄物対策確立への寄与を目指している。提案された具体的テーマは、①に係わるものとして、新セラミック固化体の作製、新セラミック固化体特性試験、バリア性能評価試験及びアクチニド元素と地下水・岩石との相互作用に関する研究が、②に係わる

ものとして、廃棄物中のTRUの非破壊測定技術の研究開発及びTRU廃棄物固化体品質管理法の研究開発がある。表6.1にこれら研究テーマについてその目的と期待される成果を示した。また、図6.1に本研究における各研究テーマのねらい、成果の利用等研究の位置付けを示した。

6.2 研究内容

6.2.1 研究の概要

TRU廃棄物の安全管理技術の高度化による放射性廃棄物対策確立に寄与することを目的として、TRU廃棄物処理処分に関する研究開発及びTRU廃棄物固化体の品質検査法及び測定技術に関する研究開発を行う。

TRU廃棄物処理処分に関する研究開発では、TRU廃棄物安全管理技術に関する研究の一環として、TRU廃棄物の安全な処理処分技術を確立するため、TRU廃棄物区分値の決定、バリア性能評価の信頼性の向上及び固化体の性能向上を目的とした研究開発を行う。

TRU廃棄物固化体の品質検査法及び測定技術に関する研究開発では、TRU廃棄物安全管理技術に関する研究の一環として、十分な安全性と経済性を両立せしめ得るTRU廃棄物固化体の合理的弁別区分技術を確立するため、非破壊的手法によるTRU廃棄物固化体の品質管理法及び測定技術についての研究開発を行う。

6.2.2 各小テーマ毎の研究内容

(1) TRU廃棄物処理処分に関する研究開発

1) 新セラミック固化体に関する研究

TRU廃棄物を固定する固化体の一次バリアとしての性能向上を図る。

① 新セラミック固化体の作製

TRU廃棄物を耐久性に優れたセラミック中に固定するため、ジルコニウム等を主体とする固化素材を検討し、その最適焼結条件を明らかにする。さらにTRU元素の最大固溶量を求める方法について検討する。

② 新セラミック固化体特性試験

上記の固化試験によって得られた新セラミック固化体の水中耐久性について評価するため浸出試験を行い、浸出液組成分析を行う。さらに、浸出後の固化体表面を分析する方法について検討する。

2) バリア性能評価試験

TRU廃棄物の浅地層処分において、TRU核種の移行を阻止・遅延させる役割を果たすことが期待される土壌、堆積岩、埋戻し材、コンクリート等の人工及び天然バリアについて、そのバリア性能を試験により評価し、地層処分における区分値の決定及び安全評価に必要なデータの蓄積を行う。

① 吸着特性試験

土壤、堆積岩、埋戻し材、コンクリート等の材料について、TRU核種溶液を用いたバッチ試験を行い、TRU核種の化学形、溶液のpH、酸化還元電位等とTRU核種吸着特性との関係を調べ、吸着機構の解明を行うとともに、移行特性を評価する上での基礎的データを収集する。

② 移行特性試験

土壤、堆積岩、埋戻し材等の材料について、TRU核種水溶液を用いた小型カラム試験を行い、TRU核種の化学形、溶液のpH、酸化還元電位等とTRU核種移行特性との関係を調べ、移行機構の解明を行うとともに、バリア性能を評価する上での基礎的データを収集する。

③ バリア性能総合試験

TRU核種の浅地層処分におけるバリアを構成する未攪乱土壤、堆積岩、コンクリート等の大型試験試料について、大型カラム試験装置によりTRU核種溶液を用いた移行試験を行い、試験結果の解析により、バリア性能を総合的に評価する。

3) アクチニド元素と地下水・岩石との相互作用に関する研究

アクチニド元素の地中での化学的・地球化学的挙動についての理解を深めるために、水中での溶存種の同定など溶液化学的研究、並びに沈澱・結晶化及び鉱物化に関して基礎的研究を行う。

① 沈澱・結晶化及び鉱物化に関する研究

アクチニド元素が地下水に含まれる無機・有機物と錯体を生成し沈澱したものが鉱物化すれば、重要な固定化現象である。PuやNpについて、水酸化物が酸化物となる結晶化あるいは珪酸塩結晶、りん酸塩結晶などの生成について、分光学的法、熱分析法、X線回折法などを用いて研究を行う。

② 溶液化学的研究

環境中で支配的な溶存種である炭酸錯体を中心に、An(IV), An(VI)(An=アクチニド)についてその化学形の同定や反応性を、分光学的手法を用いて行う。

(2) TRU廃棄物固化体の品質検査法及び測定技術に関する研究開発

1) 廃棄物中TRUの非破壊測定技術の研究開発

中性子法によるTRU測定検出感度の大幅向上を図るために測定方式の改善及び計数値を固化体内部性状によって補正する技法を開発し、微量のTRUが含まれている廃棄物について、その内蔵TRUの測定、弁別、区分を可能にする。

また、高エネルギー電子線による光核分裂反応を利用した高感度非破壊測定法の開発も試みる。

2) TRU廃棄物固化体の品質検査法の研究開発

TRU廃棄物固化体の処理、処分、管理、取り扱いの安全確保のため、それぞれのTRU廃棄物のTCTによる内部の性状及びECTによる内部放射能偏在状態を非破壊的手法で把握す

る技術を開発し、その成果を放射能の精密評価に資するとともに、TRU廃棄物固化体の性状に応じた合理的な保管処分法の策定に資する。

6.3 実験計画

表6.2に当面（平成6～10年度）の実験計画を示す。

(1) TRU廃棄物処理処分に関する研究開発

1) 新セラミック固化体に関する研究

グローブボックス（A-2）を利用して、硝酸塩を原料粉末として用い、中温度での仮焼熱分解を主とする粉末調整を行う。また、グローブボックス（A-4）では、ゾルゲル法による粉末調整の後、乾燥及び熱分解処理を行う。次に、グローブボックス（A-3）で、上記の方法で調整した粉末をホットプレス固化体とする。ここで、ホットプレスを使用しない通常焼結による固化体作製も行う。作製した固化体をグローブボックス（A-5）に運び、TRU核種の浸出試験を行う。

2) バリア性能評価試験

TRU核種の吸着特性試験（グローブボックス（A-9）、移行特性試験（グローブボックス（A-6, 8））及びバリア性能総合試験（グローブボックス（A-6, 7））を行うとともに、NUCEFでの試験と並行して、浅地層吸着移行予備実験、環境影響評価実験等をSTEMや研究4棟で行う。

3) アクチニド元素の地下水・岩石との相互作用に関する研究

NUCEFにおいては、アクチニド元素の地層内固定機構について、グローブボックス（A-1）を用い、加水分解・錯体生成等によって生じる固相（沈澱）アクチニド元素の分析及び鉱物に固定されたアクチニド元素の分析を行う。平成10年度以降は、アクチニド元素の地球化学的性質のうち、天然水中におけるアクチニド元素の挙動に関し、その速度論的研究を行う予定である。なお、本実験を行うため、グローブボックス（A-1）内装置類の改造が必要になる。

(2) TRU廃棄物固化体の品質検査法及び測定技術に関する研究開発

1) 廃棄物中TRUの非破壊測定技術の研究開発

本研究にあたっては、実験の他に各種測定試験体（プルトニウム試料を含む）の設計製作及びソフトウェアの開発・改良（TRU測定解析及びECT, TCT3次元画像処理等）を併せて行う必要がある。さらに、高エネルギー電子線による光核分裂反応を利用した高感度非破壊測定法の開発を試みる予定である。

2) TRU廃棄物固化体の品質検査法の研究開発

1)で述べたように、本研究にあたっては、実験の他に各種測定試験体（プルトニウム試料を含む）の設計製作及びソフトウェアの開発・改良（TRU測定解析及びECT, TCT3次元画像処理等）を併せて行う必要がある。平成10年度以降は、高エネルギー電子線による光核分

裂反応を利用した高感度非破壊測定法の開発を試みる予定である。

6.4 今後の課題

以下の検討課題が摘出された。

- ① NUC E Fでの研究テーマと従来テーマとの関連性の明確化とNUC E Fの利用法
- ② 研究計画の変更に伴う実験装置の改造及び許認可の変更申請への対処
- ③ 研究室相互で共同利用する分析装置など(I C P - M S , X線回折装置, 放射能測定装置等)の使用の調整
- ④ 所要人員(NUC E Fからの協力人員も含む)の確保
- ⑤ NUC E F計画と整合性をとった予算要求
- ⑥ R I , 核燃料物質の購入手配

表6.1 研究の目的と期待される成果

研究テーマ	研究目的	期待される成果	
T R U 廃棄物 処理 処分 に関する 研究開 発	新セラミック固化体の 作製 新セラミック固化体特性 試験 パリア性能評価試験	・固化素材の検討 ・最適焼結条件の選択 ・TRU元素の固溶量の解明 ・溶液分析 ・固化体表面分析 ・吸着移行試験による人工及び天然バリアの性能評価	・新材料の発見 ・粉体プロセッシング技術開発 ・基礎的な固化メカニズムの解明 ・安全評価データの収集 ・基礎的な侵出メカニズムの解明 ・浅地層処分におけるTRU廃棄物区分値の決定 ・安全評価に必要なデータの収集
	アクチニド元素と地下水・岩石との相互作用に関する研究	・アクチニド元素の沈殿・結晶化及び鉱物化に関する研究 ・アクチニド元素の溶解化学的研究	・アクチニド元素の環境中での固定化現象の解明 ・環境中での動態の予測、熱力学データの取得
	T品 R質 U検 査法 に 關 する 研究 開 発	廃棄物中TRUの非破壊測定 技術の研究開発 TRU廃棄物固化体の品質検 査法の研究開発	・低レベル廃棄物に対する高感度、高精度測定技術の開発 ・処理処分に対する高信頼弁別区分技術の開発 ・TRU廃棄物パッケージ内部健全性の評価

表6.2(1) 「TRU廃棄物の安全管理技術に関する研究」実験計画（平成6～10年度）

項目	研究テーマ	研究概要	担当研究室	主な装置・施設	年度				
					6	7	8	9	10
新セラミック 固化体の作製	固化素材の検討	人人工アリア研究室	GBA-2, 3, 4						
	最適焼結条件の選択	人人工アリア研究室	GBA-2, 3, 4						
	TRU元素の固溶量の 解明	人人工アリア研究室	GBA-2, 3, 4						
新セラミック 固化体特性試 験	溶液分析	人人工アリア研究室	GBA-5						
	固体表面分析	人人工アリア研究室	GBA-5						
	吸着特性 評価試験	分配係数測定	天然アリア研究室	GBA-9					
移行特性 試験	透水係数測定	天然アリア研究室	GBA-6, 8						
	拡散系數測定	天然アリア研究室	GBA-6, 8						
	運延係數測定	天然アリア研究室	GBA-6, 8						
アリア 性能 試験	搅乱土壤等 大型試験	天然アリア研究室	GBA-7						
	未搅乱土壤 大型試験	天然アリア研究室	GBA-7						
	未搅乱堆積岩 等大型試験	天然アリア研究室	GBA-7						

表6.2(2) 「TRU廃棄物の安全管理技術に関する研究」実験計画（平成6～10年度）

項目	研究テーマ	研究概要	担当課室	主な装置・施設	年度				
					6	7	8	9	10
アクチニド 元素と地下水 ・岩石との相 互作用に関する 研究	沈殿・結 晶化、鉱 物化 Np、Puの 珪酸塩	機器の整備	地質環境研究室	GBA-1					
	溶液化学	Pu(IV, VI) のXANES	地質環境研究室	GBA-1					
廃棄物中 TR Uの非破壊測 定技術の研究 開発	TRU非破壊測定装置の 調整、校正、特性試験 ・自発核分裂、核分 離 α 、自発核量測定試験・デ ータ解析 ・高感度化測定試験・デ ータ解析 ・弁別、区分に対する高 信頼性評価	セシング技術研究室 セシング技術研究室	セシング技術研究室 セシング技術研究室	TRU非破壊 測定実験装置 TRU非破壊 測定実験装置					
TRU廃棄物 固化体の品質 検査法の研究 開発	ECT, TCT 非破壊 測定装置の調整、 校正、特性試験 ・データ解析評価 TCT および ECT 結果より 内蔵TRU 3次元分布評価 内蔵TRU 量の3次元分布 補正による精密定量評価	セシング技術研究室 セシング技術研究室 セシング技術研究室 セシング技術研究室	ECT, TCT 非破壊 測定実験装置 ECT, TCT 非破壊 測定実験装置 ECT, TCT 非破壊 測定実験装置 ECT, TCT 非破壊 測定実験装置						

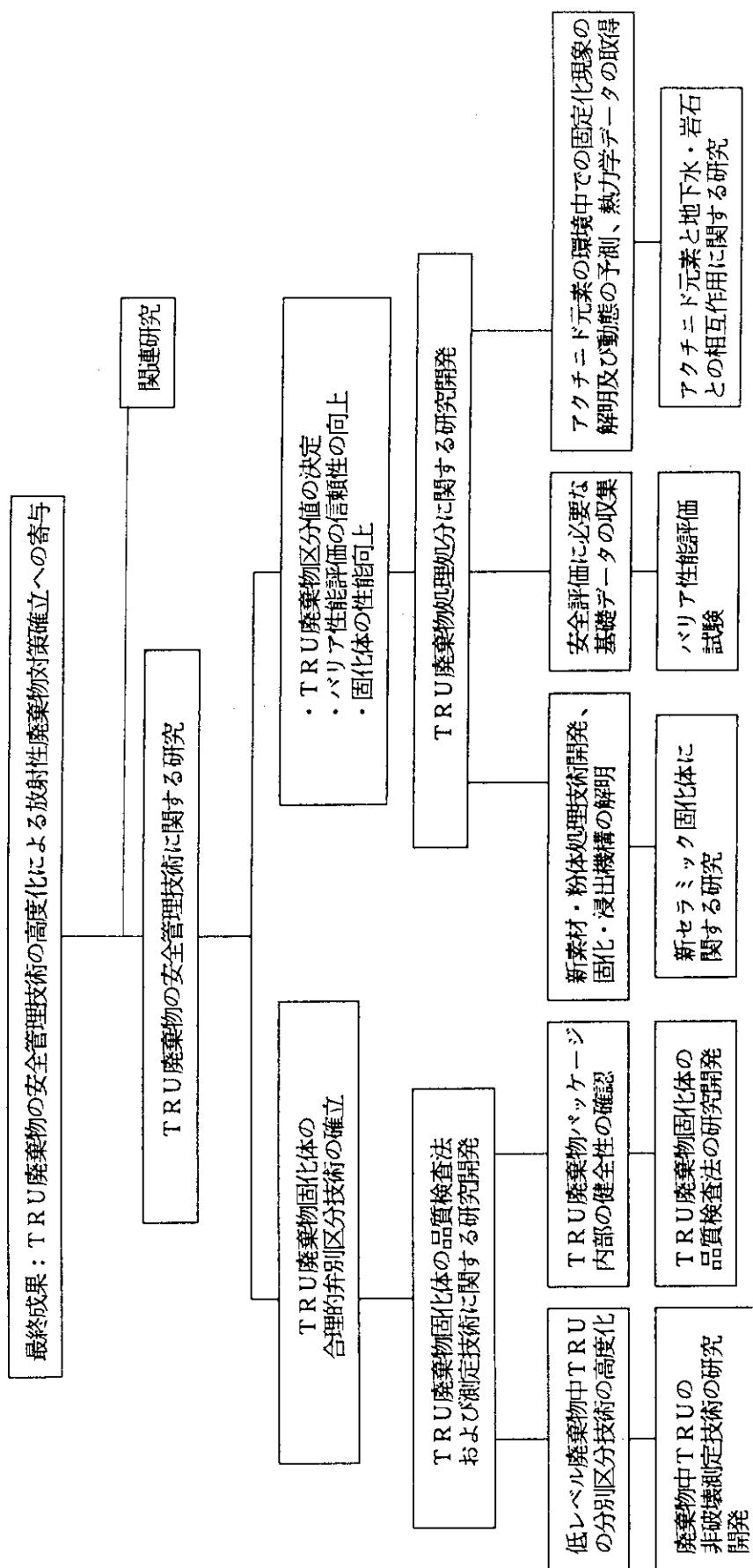


図6.1 TRU廃棄物の安全管理技術に関する研究システム図

7. TRU化学に関する研究

7.1 研究の基本的考え方と進め方

NUCEFにおけるTRU化学に関する研究は、バックエンド関連基礎化学に関する研究として位置付け、

- (1)「使用済燃料の特性試験」、
- (2)「新しい原理に基づく再処理等に係る基礎研究」及び
- (3)「TRUの固体化学的研究」

の3つのテーマを設けて研究を進める計画である。

「使用済燃料の特性試験」では、使用済燃料の溶解特性及び燃焼挙動に関する研究を、「新しい原理に基づく再処理等に係る基礎研究」では、TRU及びFPの分離法の開発を、「TRUの固体化学的研究」では、TRU燃料の製造技術の開発及びTRU化合物の熱力学的性質の解明に係る研究をそれぞれ基礎データの取得を中心に据えた研究として実施する。

これら研究テーマの相互関係、成果の利用、研究協力関係のシステム図を図7.1に示す。また、表7.1に研究テーマの目的と期待される成果を示す。

7.2 研究内容

7.2.1 使用済燃料の特性試験

再処理の高度化、再処理工程の改善、原子炉の安全性、廃棄物処理処分の研究等を進めるに当たっては、基礎データとして、燃料の燃焼度、溶解特性、核分裂生成物、TRU核種の生成量及びこれら元素の溶液化学的性質等について、実際に使用済燃料を用いた実測データが必要となる。このような要請に応えるため、本研究では、微量TRU、FPの分離及び同位体組成測定法を開発し、種々の商用炉、研究炉の使用済燃料の溶解挙動を明らかにするとともに、不溶性残渣、溶解液等の組成について調べる。また、照射アクチノイド試料、ターゲットの溶解特性及びTRU、FP生成量を測定することにより核データを取得する。併せて種々の使用済燃料等の燃焼率を測定する。

本研究は、以下の4つのサブテーマを設けて実施する計画である。

- (1)-イ 使用済燃料の溶解試験
- (1)-ロ 照射アクチノイドの溶液化学的特性試験
- (1)-ハ TRU、FPの分離及び核種分析法開発
- (1)-ニ 使用済燃料の燃焼率等の測定

7.2.2 新しい原理に基づく再処理等に係る基礎研究

燃料の高燃焼度化やプルトニウムの利用が図られ、また高レベル廃液からのTRU等の群分離とそれらの消滅処理に関する研究開発が進展する中で、これらの新しい核燃料サイクルに適合した高度な分離法の創造が必要であり、各種分離手法の中で上記ニーズに適合している溶媒抽出分離法と溶融塩分離法を主対象とし、新しい分離法開発のための基礎研究を行う。

本研究は、以下の2つのサブテーマを設けて実施する計画である。

(2)-イ 溶媒抽出法によるTRU, FPの分離法の研究開発

(2)-ロ 溶媒塩分離法によるTRU, FPの分離法の研究開発

溶媒抽出法の研究では、3価アクチノイド及びランタノイドの選択的分離に高い可能性を有する協同効果-イオン対抽出反応に関する基礎研究、及び二座配位の新規抽出試薬等によるTRUの抽出挙動の研究等を進める。

溶融塩分離法の研究では、TRU及び稀土類元素等の溶融塩系乾式分離法の開発にとって必要な基礎データ、特に電解析出反応データを取得するとともに、最適分離条件の設定、元素間分離係数の評価を行う。

7.2.3 TRUの固体化学的研究

燃料の高燃焼度化、プルトニウムの軽水炉利用等は、必然的に燃料中のTRU濃度を上昇させる。また、TRU専焼炉燃料として、TRU窒化物燃料及び合金燃料が検討されている。これらに対応していく上で、燃料の製造技術を確立するとともにTRUの燃料中のふるまいを解明しておくことが必要である。

本研究課題では、基礎データの少ないAmに着目し、Am系TRU化合物の熱力学的性質を明らかにするとともにAm金属の回収、Am含有試料の調整等について基礎研究を行なう。

本研究は、以下の2つのサブテーマを設けて実施する計画である。

(3)-イ TRU燃料・ターゲットの調製

(3)-ロ Am系化合物の熱力学的研究

TRU燃料・ターゲットの調製では、酸化物の還元により金属Amを製造するとともに、その合金化挙動を明らかにする。また、含Am燃料の照射挙動に関する研究を行う。

Am系化合物の熱力学的研究では、Am系化合物を調製し、その結晶構造、相状態、反応挙動、酸素ボテンシャル、熱測定に関する研究を行う。

7.3 実施計画

7.3.1 使用済燃料の特性試験

本研究は、平成6年度～平成8年度では高性能燃料及び高燃焼度燃料に関する試験を行い、平成9年度以降は、MOX燃料等に関する試験を行う予定である。表7.2に平成8年度～10年度までの実施計画を示す。

7.3.2 新しい原理に基づく再処理等に係る基礎研究

本研究は、平成6年度～平成8年度で抽出機構、新抽出系、溶解度、分配比について試験を行う計画である。表7.3に平成8年度までの実施計画を示す。

7.3.3 TRUの固体化学的研究

本研究は、平成9年度以降においてAm金属の製造、合金化挙動、Am系化合物の合成、結晶構造、酸素ポテンシャルに関する試験及び含Am燃料の照射挙動、Am系化合物の熱測定に関する試験を行う。表7.4に本テーマの平成9年度以降における実施計画を示す。

7.4 今後の課題

「TRUの固体化学的研究」では、詳細な実験計画の策定には、鉄セルの設置を含めた予算、実験場所等の裏付けが必要であり、今後もさらに検討を続ける必要がある。また、研究交流についても、引き続きその具体化に向けて、情報交換、共同研究などの実現に努力を払う必要がある。

表7.1 研究の目的と期待される成果

	研究目的	期待される成果
使用済燃料の溶解試験	・再処理の高精度化 ・再処理工程の改善 ・原子炉の安全性	・各種燃料の溶解挙動把握 ・不溶性残渣、溶解液等基礎データの取得 ・燃焼計算コード等の検証
照射アクチノイドの溶液化学的特性試験	・消滅処理	・照射アクチノイドの溶解特性 ・核データの検証、取得
TU、FPの分離及び核種分析法開発	・TU、FP分析法を開発し 照射燃料の分析に備える	・高燃焼度燃料あるいはアクチノイド試料中の 微量TU、FPの分離分析法
使用済燃料の燃焼率等の測定	・再処理工程の改善 ・再処理工程の改善 ・原子炉の安全性	・各種使用済燃料等の燃焼率測定による燃焼挙動把握 ・TU、FP生成量測定による燃焼挙動把握
溶媒抽出法によるTU-FPの分離法の研究開発	・TU元素の相互分離、 3価TUのラントナノイドから の分離のための基礎データ の取得	・新しい抽出系の開発、TU元素の溶液内反応 機構の解明 ・抽出化学種の溶液内構造決定、金属分離に及ぼす構造の効果の解明 ・新たな高選択性抽出試薬の開発
溶融塩分離法によるTU-FPの分離法の研究開発	・溶融塩系分離法の開発に必要 な基礎データの取得	・溶融塩中のTU、FPの溶解度、溶解速度 データの取得 ・溶融塩中での電解酸化還元反応、電解析出反応 の解明、酸化還元平衡、速度のデータの取 得
TU燃料・ターボットの調製 TUの固体化学的研究	・TU消滅処理システム ・試料供給体制	・グラム量の金属Amの製造と、Am、Np等を含む 燃料・ターボット製造技術 ・TU燃料の照射特性に関する基礎データの 取得 ・原研内外の研究グループへの微量Am金属 合金、化合物試料の供給体制確立
Am系化合物の熱力学的研究	・Am系化合物の理解	・Am系TU化合物の結晶構造、相状態、反応 挙動等の解明 ・Am系TU酸化物の酸素ボテンシャル決定

表7.2 「使用済燃料の特性試験」実施計画（平成6年度～10年度）

項目		年 度									
研究テーマ	担当課室	主な装置・設備									
使用済燃料の溶解試験	・溶解挙動 ・TRU, FP生成量	分析センター	化学セル, GB HD								
照射アクリドの溶波化分析特性試験	・TRU, FP生成量	分析センター	GB, HD 質量分析計 放射能測定装置								
TRU, FPの分離及び核種分析法の開発	・イオン交換 ・溶媒抽出分離 ・同位体測定法	分析センター	GB, HD 質量分析計 放射能測定装置								
使用済燃料の燃焼率等の測定	・燃焼率及び TRU, FP生成量 ・発熱量評価	分析センター	化学セル, GB HD 質量分析計 放射能測定装置								

表7.3 「新しい原理に基づく再処理等に係わる基礎研究」実施計画（平成6年度～10年度）

項目	研究テーマ	担当課室	主な装置・設備	年 度				
				6	7	8	9	10
溶媒抽出法	・TRU の溶媒抽出 ・溶液内金属錯体の解明 ・機構内金属錯体の決定 ・溶媒抽出性の新規試薬、抽出系の開発	アクチノイド溶液化学ープ グルーピング	H D UV-VIS, IR 分光 N M R					
	・溶解度、溶解速度測定 ・電位曲線 ・電流比測定							
溶融塩分離法	・溶解度測定 ・電流比測定	アクチノイド溶液化学ープ等	G B (不活性)					

表7.4 「TRUの固体化学的研究」実施計画（平成9年度以降）

項目	研究テーマ	担当課室	主な装置・設備	年 度				
				6	7	8	9	10
TRU燃料・ターボゲットの調製	・Am金属製造技術開発 ・含Am金属の合金化挙動研究	融体・燃料プロセス研究室 Ar雰囲気G B	$\alpha - \gamma$ 鉄セル Ar雰囲気G B					
	・Am系化合物の合成・結晶構造 ・Am系酸化物の酸素シグナル測定							
Am系化合物の熱力学的研究	・Am系化合物の合成・結晶構造 ・Am系酸化物の酸素シグナル測定	燃料化学研究室	$\alpha - \gamma$ 鉄セル Ar雰囲気G B					

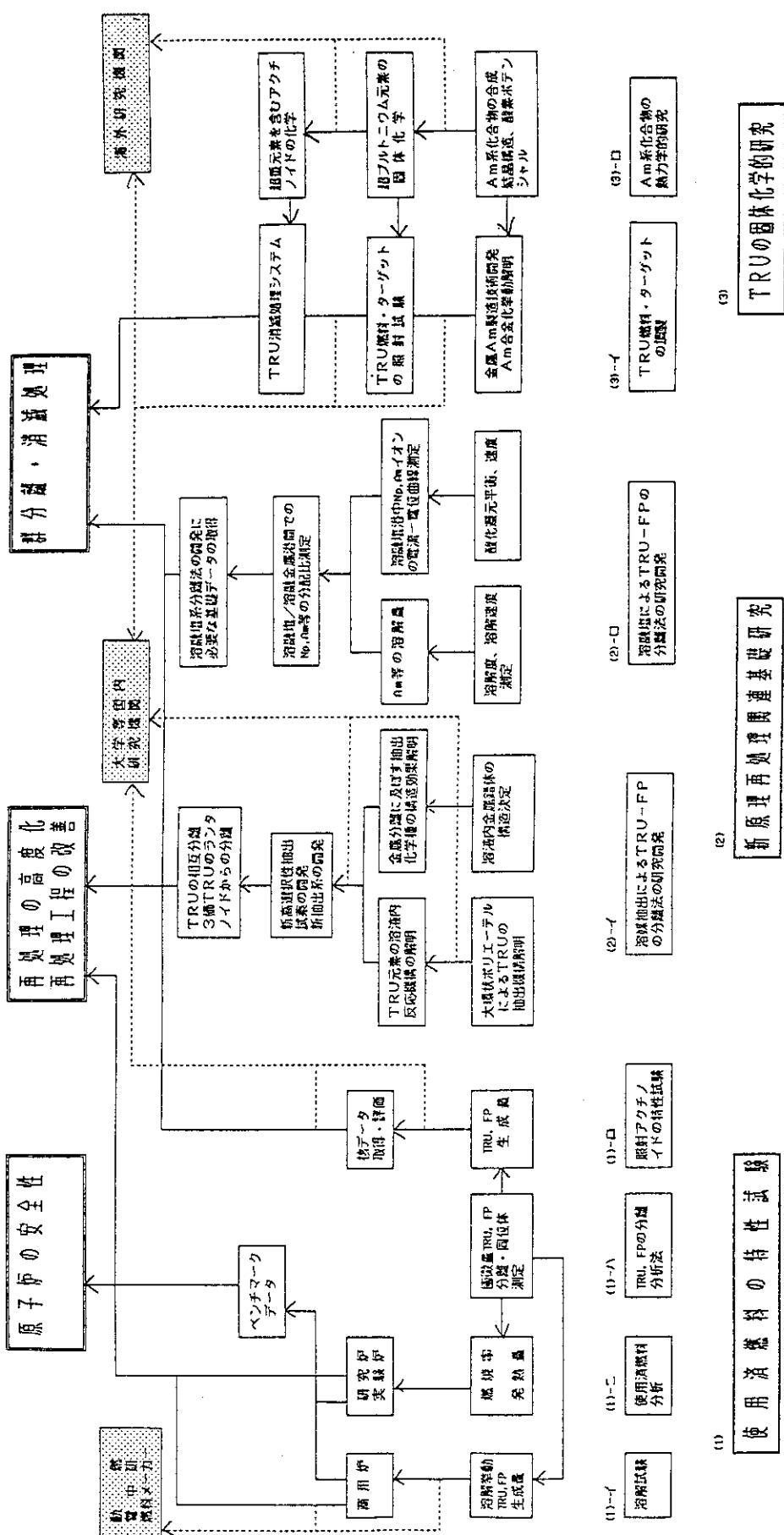


図7.1 NUCEFにおけるTRU化学研究の構造

8. NUC E F関連要素技術の開発

NUCEFには、大型の実験設備として、臨界実験装置であるSTACY, TRACY, これらに種々の組成の溶液燃料を供給する核燃料調製設備及び小規模な再処理プロセス、群分離等の実験を行う $\alpha-\gamma$ セルがある。これらの設備の保守・検査、廃棄物処理、さらに核燃料調製設備が再処理施設類似の機能を有することに着目し、再処理施設の安全技術基盤の強化と次世代技術の整備を目指して、以下の要素技術の開発を行うことを計画している。これらの技術開発項目の概略を図8.1に示した。

8.1 安全シミュレーション技術の開発

核燃料調製設備は、通常の運転に加えて工学規模での再処理プロセスの基礎データを取得することができる。これを蓄積して、再処理施設全体のシミュレーションコードを開発する。また、これらをベースとして、運転員にプラント情報及び助言を与える運転支援システムを開発し、安全性向上に資する。

8.2 保守・検査技術の開発

プルトニウム溶液を用いる核燃料調製設備内の機器、配管の寿命予測、欠陥部の検出、並びに臨界実験によって生じるヨウ素を吸着するフィルタの寿命予測を、運転を停止せずに行うことができる技術を開発し、保守・検査の合理化に資する。また、バーチャルリアリティ及びロボット技術を応用した遠隔操作機器を開発し、高線量下における保守・点検技術等の改善を図る。

8.3 保障措置技術の開発

核燃料調製設備をテストベッドとして用いて、プルトニウムの計量管理用のインラインモニタの開発を行う。さらに、安全シミュレーション技術の開発によって得られた運転データを用いてプロセスマニタリング手法の開発を行い、再処理施設における計量管理手法の高度化を図り、保障措置の合理化に資する。

8.4 TRU廃棄物の高度処理技術の開発

核燃料調整設備で発生するTRUを含む液体廃棄物を用いて、TRU核種の分離除法、固化、さらに消滅処理に関する基礎技術としてTRU核種の単離・精製を、工学的スケールで行い、最適な

TRU廃棄物処理システムを構築する。これにより、TRU廃棄物の処理技術の高度化に寄与する。

8.5 再処理施設の確率論的安全評価手法の開発

再処理施設の安全評価手法の一つとして、確率論的安全評価コードを開発し、核燃料調整設備の設計、製作、各種試験・検査、運転履歴、メンテナンス及び故障履歴を蓄積したデータベースを用いて、適用性を評価する。これによって、再処理施設の安全性評価技術の基礎強化と安全運転に寄与する。

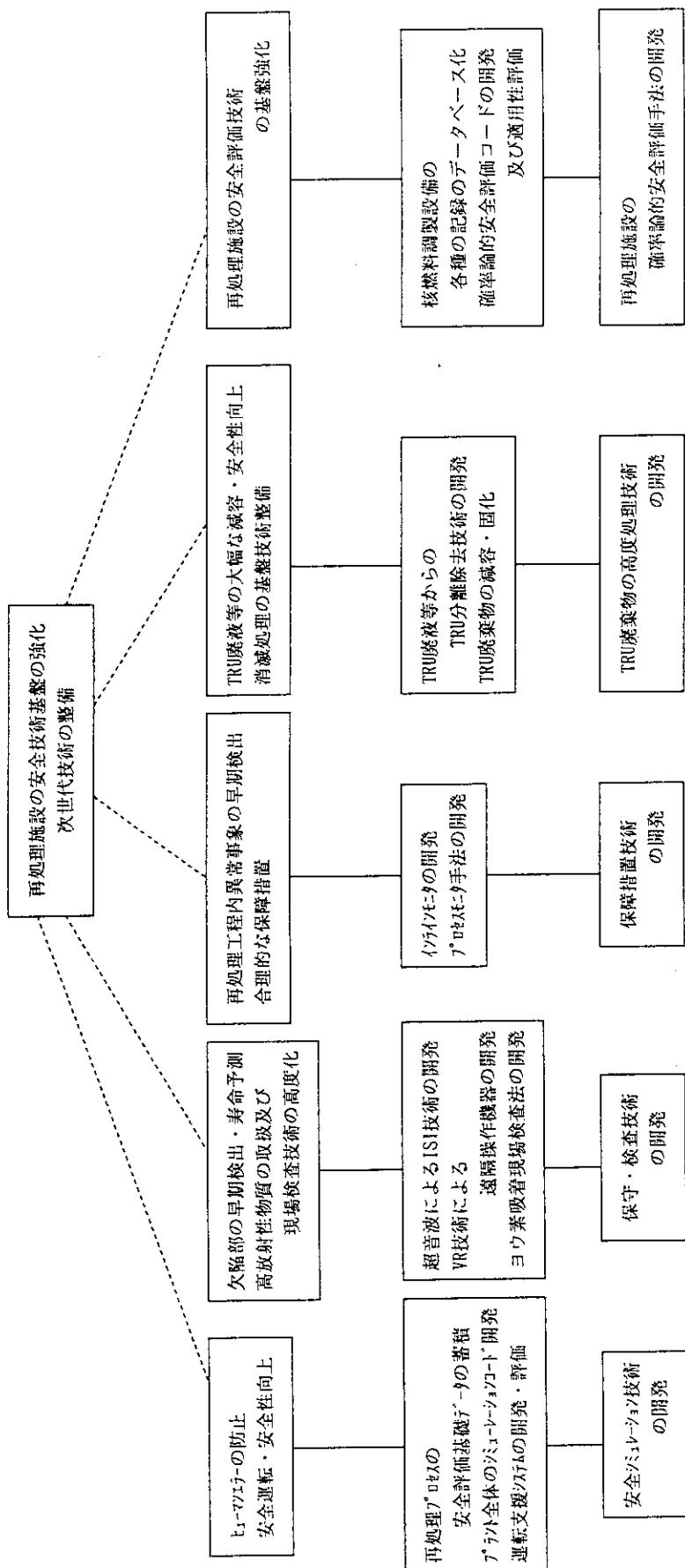


図8.1 NUCLEAR FUEL CYCLE FACILITY (NUCEF) 関連要素技術の開発

9. 外部協力・利用計画

NUCEFは、核燃料サイクルバックエンドに関する中核的研究拠点として、その効果的な運用を図ることはもとより、共同研究等を通じた国内外の幅広い利用を行うことにより施設の有効な活用を図り、この分野における課題の解決、人材の育成等に寄与することが期待されている。

このため、平成4年7月に、NUCEF計画検討委員会に大学、関係機関及び原研の関係者から構成する2つの外部協力検討グループ（大学及びその他の機関）を設置し、NUCEFにおける協力・利用の方策等について具体的検討を行ってきた。以下に、その検討結果を中心として、NUCEFにおける外部協力・利用計画を述べる。

9.1 基本的考え方

前述の研究の効果的推進及び本分野の将来を支える人材の育成を図るために、NUCEFを利用した国、大学及び関係機関との協力、並びに国際協力を積極的に進める。

NUCEFの利用にあたっては、原研の事業の大綱に沿って、利用計画、安全運転等について総合的かつ客観的判断を行い、貴重な実験スペースの有効な活用を図るとともに、基礎から応用に至る広範囲で多様な研究を効果的に推進できるよう、施設の柔軟な運用を図る。

9.2 国内協力の推進

国からの受託試験、大学、動力炉・核燃料開発事業団（以下「動燃」）及び民間関係機関との共同研究、協力研究等による協力を積極的に推進する。

協力にあたっては、当面、原研の研究計画に関するものを主体とするものの、中長期的には、大学及び関係機関のニーズを踏まえた協力の展開を図る。大学との共同研究等においては、長期的視点に立った、新技術創出の芽となるような創造的、革新的研究を期待する。また、大学以外の関係機関との協力においては、各機関のニーズを踏まえつつ、我が国の核燃料サイクル政策の推進に寄与する事項について協力を進める。

具体的には、国からの受託試験として、安全性の実証や国の施策推進に寄与する試験研究を行っていくとともに、大学とは、原研・大学プロジェクト共同研究、協力研究等による基礎的・学術的研究の実施、NUCEF計画への参加、特別研究生の受け入れなどの協力を進める。また、動燃及び民間関係機関についても、情報交換、共同研究、人材受け入れ等の協力を進めていく予定である。

（図9.1 参照）

9.3 国際協力の推進

昨今の核燃料サイクルに係る世界の動向は、全世界が揃って核燃料のリサイクル利用を推進するという潮流にはないが、長期的な人類のエネルギー利用の観点からは、プルトニウムのリサイクル利用は必要欠くべからざるものである。したがって、人類共通の財産ともなる核燃料リサイクル技術の開発・蓄積に我が国が力を注ぐことは、先進国の一として求められている国際貢献にもかなうものであろう。

NUCEFは、核燃料サイクルバックエンドに関する多様な研究が可能な、国際的にも数少ない研究施設であるので、核拡散防止に留意しつつ、国外の関係機関との情報交換、共同研究、人材交流等の国際協力を積極的に推進し、研究の効果的な推進及び国際貢献を図る。

具体的にはフランス原子力庁（CEA）との研究協力協定に基づく情報交換や共同研究、米国ロスアラモス国立研究所、IAEA、CECイスプラ研究所との保障措置技術開発協力、OECD/NEAのオメガ計画等国際プロジェクトへの参画などを行う。

特にフランスは、この分野の研究開発を積極的に進めている数少ない国であるほか、CEA原子力安全防護研究所（IPSN）のバルドック研究センターでは臨界安全性研究に関する約30年の研究実績があり、また、CEA燃料サイクル局（DCC）のマルクール研究センターでは、再処理・廃棄物管理に関する大型研究施設“ATALANTE”を新設し、長寿命核種の分離・消滅研究（SPIN計画）、再処理関連研究、TRUの分離研究等を行う準備を進めている。これらの研究は、NUCEF計画と共通部分が多いので、特にCEAとは、情報交換、共同研究等を積極的に進めていく予定である。

9.4 人材育成への寄与

原子力開発利用を円滑に進め発展させていくためには、これを支える人的基盤の確保・充実が不可欠であり、核燃料サイクル分野においても、広範囲な専門分野にわたる優秀な人材を確保することがとりわけ重要である。

NUCEFは、比較的多量の核燃料物質、TRU核種等を用いた多様な実験が行える数少ない施設であるので、NUCEFにおける研究、施設の運転等を介して、本分野の研究者、技術者の育成に寄与する。

9.5 外部協力のしくみ（図9.2参照）

(1) 協力の制度

原研には、共同研究、原研-大学プロジェクト共同研究、受託研究等の研究協力制度及び種々の研究者等の受け入れ制度があるので、これらの制度を活用するとともに、必要に応じて新たな制度を設けて外部との協力を推進する。

NUCEFの利用にあたっては、NUCEFの有効かつ意義ある活用を図るという観点から、NUCEF利用に係る総合的、客観的判断を行うNUCEF利用検討委員会を設置し、本委員会において、NUCEFにおける研究開発と利用計画に係る重要事項、具体的利用計画等の検討を行う。

具体的には、まず原研の担当部課室及びNUCEF利用実験グループが協力事項の実施の可能性、安全管理面、施設の運転・使用計画との関係などの検討を行い、その後、NUCEF利用検討委員会において協力事項の検討を行う。原研・大学プロジェクト共同研究の場合には、同委員会における検討に先立ち、既設の原研・大学プロジェクト共同研究検討委員会において研究テーマの選定が行われることになる。

(2) 研究者等の受入れ

前述のように、NUCEFを利用した研究者・技術者の育成は、核燃料サイクル分野の将来を支える人的基盤の確保の観点から特に期待されるところであるので、既存の受入れ制度の活用はもとより、特に若手の研究者、技術者の受入れ制度、受入れ枠の充実を図っていくこととする。

(3) 成果の公表等

外部協力により得られた研究成果については、原則として、国内外の関係学会・会議、原研・大学プロジェクト共同研究成果発表会、学術誌等への発表を行うほか、NUCEFにおける研究の活性化、国際協力の推進等の観点からNUCEF国内セミナー及びNUCEF国際シンポジウムを企画・開催し、公表を行う。同セミナーは毎年1回、同シンポジウムは2年に1回開催する計画である。NUCEF国際シンポジウムでは、NUCEFの研究計画、研究成果の紹介を行うほか、核燃料サイクルバックエンドの技術的課題に関する研究討議及び情報交換を行う計画である。

また、NUCEFの公平な活用を図るために、学会誌等への情報掲載あるいは独自の広報誌の発行等を介して、NUCEF情報の提供を行うことも検討している。

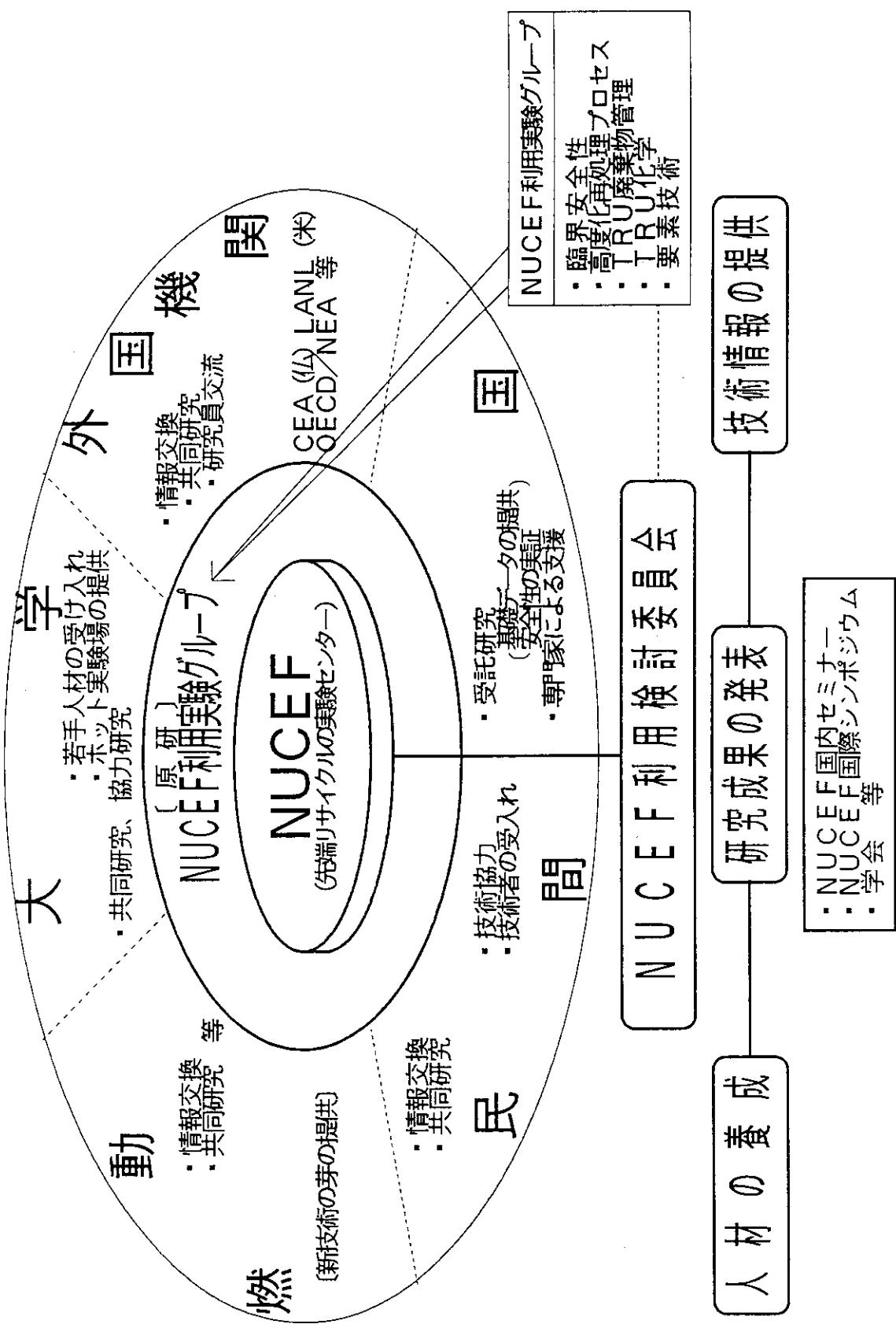


図9.1 新しい研究拠点としてのNUCF—外部との協力による研究の活性化—

(* 新規システム)

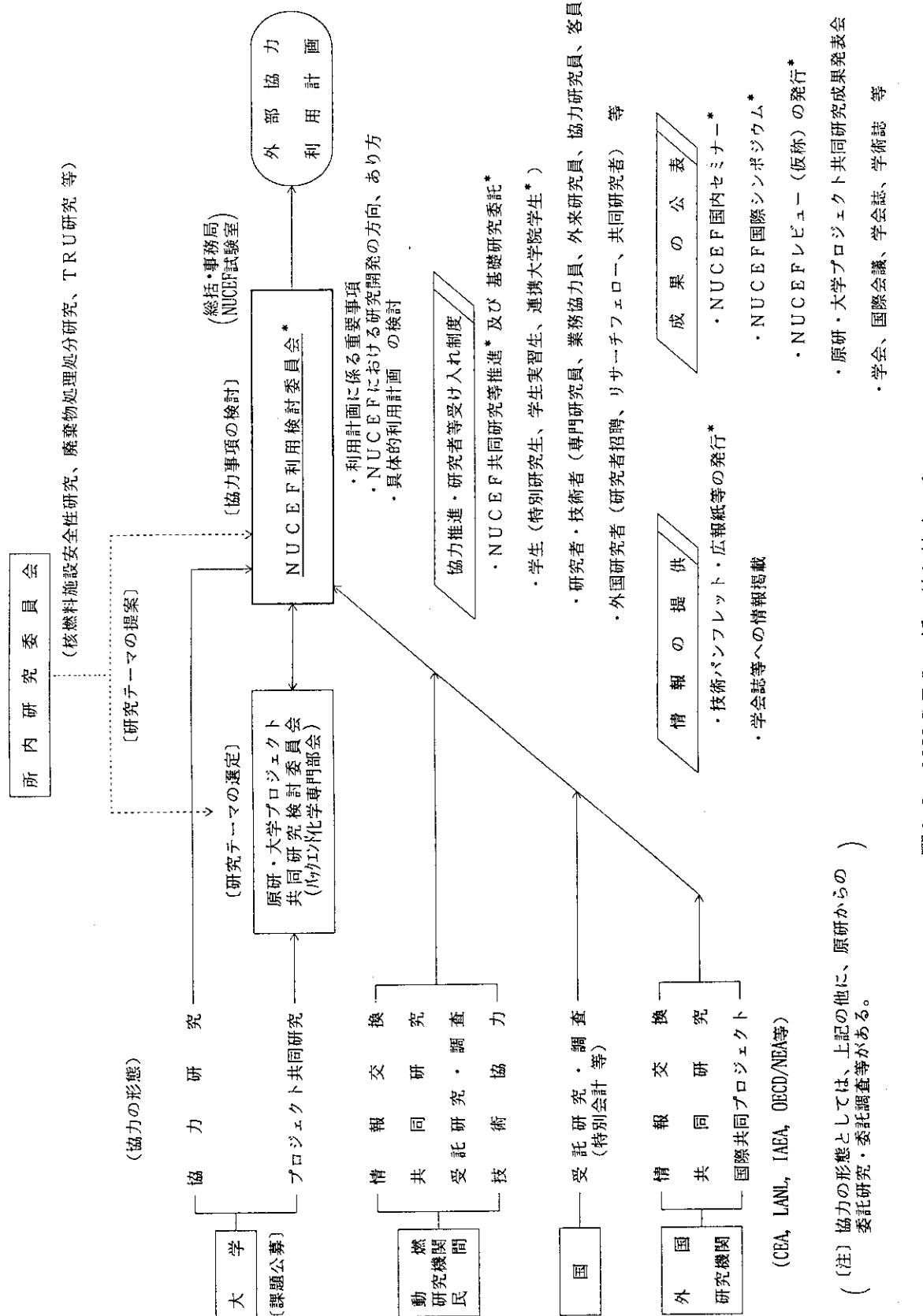


図9.2 NUCEFに係る外部協力・利用システム

(注) 協力の形態としては、上記の他に、原研からの委託研究・委託調査等がある。

10. おわりに

NUCEFは、平成元年6月に着工された後、予算の事情から建設・整備期間が多少は延びたものの建設工事自体は順調に進歩し、建家の竣工、実験設備の設置、作動・調整試験等を経て、平成6年3月現在、総合機能試験が進められており、6月末には完成する予定である。6年度には、STACY/TRACYを用いた低濃縮ウランによる臨界試験（性能試験）及びBECKYにおけるホット試験が開始され、6年度中に両臨界実験装置の初臨界が達成できる見通しである。また、科学技術庁の電源特会委託事業として、主としてプルトニウム系臨界実験設備の整備が、試験と並行して進められる。

一方、昭和62年度から、原研理事長の諮問に応じてNUCEF計画に係る基本事項について検討を行ってきたNUCEF計画検討委員会が、研究全体計画、施設利用計画、外部協力の制度等に関する基本事項を理事長に答申し、平成6年3月に終了する。6年度からは、新たに、NUCEFの具体的利用計画等の検討を行うNUCEF利用検討委員会が発足する。

上述のように、NUCEFにおいては、いよいよ6年度から研究が開始され、臨界安全性、高度化再処理プロセス、TRU廃棄物管理及びTRU化学に関する各研究、並びにNUCEF関連要素技術の開発が行われる。これらの研究開発を進めるにあたっては、国、大学、関係機関との協力及び国際協力を積極的に行い、研究の効果的な推進を図るとともに、NUCEFを我が国の核燃料サイクルバックエンドに関する中核的研究拠点として、有効に活用していくこととしたい。

謝　　辞

本報告書で述べた研究計画及び外部協力・利用計画は、NUCEF計画検討委員会及び同委員会外部協力検討グループの委員各位の御指導、御教示の下にまとめられたものであり、ここに記して感謝の意を表します。

10. おわりに

NUCEFは、平成元年6月に着工された後、予算の事情から建設・整備期間が多少は延びたものの建設工事自体は順調に進捗し、建家の竣工、実験設備の設置、作動・調整試験等を経て、平成6年3月現在、総合機能試験が進められており、6月末には完成する予定である。6年度には、STACY/TRACYを用いた低濃縮ウランによる臨界試験（性能試験）及びBECKYにおけるホット試験が開始され、6年度中に両臨界実験装置の初臨界が達成できる見通しである。また、科学技術庁の電源特会委託事業として、主としてプルトニウム系臨界実験設備の整備が、試験と並行して進められる。

一方、昭和62年度から、原研理事長の諮問に応じてNUCEF計画に係る基本事項について検討を行ってきたNUCEF計画検討委員会が、研究全体計画、施設利用計画、外部協力の制度等に関する基本事項を理事長に答申し、平成6年3月に終了する。6年度からは、新たに、NUCEFの具体的利用計画等の検討を行うNUCEF利用検討委員会が発足する。

上述のように、NUCEFにおいては、いよいよ6年度から研究が開始され、臨界安全性、高度化再処理プロセス、TRU廃棄物管理及びTRU化学に関する各研究、並びにNUCEF関連要素技術の開発が行われる。これらの研究開発を進めるにあたっては、国、大学、関係機関との協力及び国際協力を積極的に行い、研究の効果的な推進を図るとともに、NUCEFを我が国の核燃料サイクルバックエンドに関する中核的研究拠点として、有効に活用していくこととしたい。

謝　　辞

本報告書で述べた研究計画及び外部協力・利用計画は、NUCEF計画検討委員会及び同委員会外部協力検討グループの委員各位の御指導、御教示の下にまとめられたものであり、ここに記して感謝の意を表します。

付 錄

N U C E F 実験計画検討グループ構成員

グループ・氏名*	所 属	備 考
臨界安全グループ		
◎ 内藤 孝 ○ 須崎 武則 ● 三好 慶典 中島 健 西尾 軍治 野村 靖 奥野 浩 岡崎 修二 杉川 進 小川 和彦 ● 柳澤 宏司	燃料サイクル安全工学部 臨界安全研究室 " " " " " " " " " " " " " " NUCEF 計画推進室 分析技術グループ " プロセス技術グループ " 核技術グループ " N U C E F 建設室	
バックエンドプロジェクトグループ**		
◎ 前田 充 藤根 幸雄 ○ 館盛 勝一 臼田 重和 桜井 勉 森田 泰治 久保田益充 木内 清 井澤 直樹 松村 達郎 ● 峯尾 英章	燃料サイクル安全工学部 プロセス安全工学研究室 " " " " " " " " 燃料研究部 物理化学研究室 " 群分離研究室 " " " 材料研究部 界面工学研究室 NUCEF 計画推進室 プロセス技術グループ " " " " N U C E F 建設室	4年度まで 5年度 5年度
T R U廃棄物グループ		
◎ 妹尾 宗明 ◎ 神山 秀雄 ● 田中 忠夫 ○ 村岡 進 上薗 裕史 中山 真一 五藤 博 春山 満夫 青山 三郎 野村 正之 ● 峯尾 英章	環境安全研究部 天然バリア研究室 元・環境安全研究部 浅地処分研究室 環境安全研究部 天然バリア研究室 " 人工バリア研究室 " " " " 地質環境研究室 原子炉工学部 センシング技術研究室 " " " NUCEF 計画推進室 プロセス技術グループ 元・NUCEF 建設室 " NUCEF 計画推進室 N U C E F 建設室	5年度 4年度まで 5年度 4年度まで 5年度 4年度まで 5年度 4年度まで

* ◎：リーダー、○：リーダー補佐、●：幹事

** 再処理、群分離、プロセス臨界

NUCEF 実験計画検討グループ構成員（続き）

グループ・氏名*	所属	備考
TRU化学グループ		
◎ 星 三千男	燃料研究部 分析センター	
◎ 安達 武雄	元・化学部 "	4年度まで
● 郡司 勝文	燃料研究部 "	5年度
目黒 義弘	元・化学部 "	4年度まで
山下 利之	" 燃料化学研究室	
小川 徹	" 融体・燃料力学研究室	
荒井 康夫	" TRU燃料研究室	
○ 吉田 善行	先端基礎研究センター アクチノイド溶液化学研究グループ	
● 磯崎 修二	NUCEF 計画推進室 分析技術グループ	
宮内 正勝	" "	4年度まで
総括グループ		
◎ 辻野 育	NUCEF 計画推進室	
内藤 孝	臨界安全グループ・リーダー	
前田 充	バックエンドプロセスグループ・リーダー	
妹尾 宗明	TRU廃棄物グループ・リーダー	5年度
神山 秀雄	"	4年度まで
星 三千男	TRU化学グループ・リーダー	5年度
安達 武雄	"	4年度まで
○ 竹下 功	NUCEF 計画推進室 NUCF建設室	
● 土尻 滋	" "	5年度
● 峰尾 英章	" "	4年度まで
● 柳澤 宏司	" "	"

* ◎：リーダー、○：リーダー補佐、●：幹事