

安全研究基本計画

(平成13年度～平成17年度)

平成12年10月

(平成14年5月改定)

核燃料サイクル開発機構

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村松4番地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, Naka-gun, Ibaraki 319-1184, Japan

© 核燃料サイクル開発機構 (Japan Nuclear Cycle Development Institute) 2002

安全研究基本計画

(平成13年度～平成17年度)

安全推進本部

要 旨

本計画は、原子力安全委員会の策定する「安全研究年次計画」(平成13年度～平成17年度)で採用されたサイクル機構担当の研究課題の他に社内研究を含めたサイクル機構の計画として、安全研究専門部会、中央安全委員会及び理事会において審議され、平成12年10月に決定された。

サイクル機構の安全研究は、高速増殖炉、核燃料施設、耐震、確率論的安全評価、環境放射能、廃棄物処分及び「ふげん」の廃止措置等の7分野において実施することとしている。

今回、さらに、施設の安全性向上(特に運転安全)に関する研究課題27件を追加し、安全研究専門部会、中央安全委員会及び理事会において審議され、平成14年5月付けで改定版が決定された。

目 次

はじめに	1
I. 基本方針	3
II. 安全研究計画	6
1. 各分野の研究概要	6
1. 1 高速増殖炉	6
1. 2 核燃料施設	14
1. 3 耐 震	19
1. 4 確率論的安全評価	20
1. 5 環境放射能	22
1. 6 廃棄物処分	25
1. 7 「ふげん」の廃止措置等	29
2. 研究課題及びスケジュール	30
安全研究課題一覧	31
[高速増殖炉]	35
[核燃料施設]	49
[耐震]	68
[確率論的安全評価]	69
[環境放射能]	74
[廃棄物処分]	76
[「ふげん」の廃止措置等]	84

はじめに

核燃料サイクル開発機構（以下「サイクル機構」という）は平成10年10月1日に動力炉・核燃料開発事業団（以下「動燃」という）の業務を引き継ぐ国の特殊法人として設立された。サイクル機構はFBRサイクル、再処理及び高レベル放射性廃棄物の処理・処分技術を確立するとともに、その成果を民間に技術移転することを主要な使命としている。サイクル機構の業務運営に当たっては、安全の確保を大前提として行うことが重要とされており、これを踏まえて、関連する安全研究の一層の充実を図るべきことが求められている（原子力安全委員会委員長談話、平成10年2月10日）。従って、サイクル機構は原子力技術開発を行う国の機関として、動燃時代にも増して安全研究を強力に推進し、得られた研究成果をより積極的に公開していくとともに、研究成果を施設の安全性向上に迅速かつ的確に反映させることにより自主保安の実をあげるよう努めなければならない。

安全研究基本計画については、安全研究を計画的かつ積極的に進めるための「安全研究の基本方針」を昭和61年3月に策定した。その後、研究及び業務の進展や外部からの要求の変化並びに国の「安全研究年次計画」との整合を図る等の観点から、「安全研究基本計画」（平成3年度～平成7年度）を平成3年3月に策定（平成7年1月改定）した。

続いて、「安全研究基本計画」（平成8年度～平成12年度）を平成8年3月に策定した。同計画は、サイクル機構の発足に伴い、原子力を取り巻く国内外の状況、サイクル機構に課せられた使命及びサイクル機構の組織、「もんじゅ」事故やアスファルト事故の調査結果、サイクル機構の中長期事業計画並びに国の「原子力施設等安全研究年次計画（平成8年度～平成12年度）の一部変更（見直し）」を踏まえて、平成11年3月及び平成12年5月に改定した。同計画に基づいて実施している安全研究の原子力施設分野における成果は、原子力安全委員会及び関連の安全研究専門部会で概ね期待通りの成果を上げつつあるとの評価を受けた。

「安全研究基本計画」（平成13年度～平成17年度）は、平成11年度より国の「安全研究年次計画」（平成13年度～平成17年度）の策定作業に協力する形でニーズ調査及び研究課題を提案し、国の「年次計画」で採用された研究課題の他に社内研究を含めたサイクル機構の計画として平成12年10月に策定した。

今回、さらに、施設の安全性向上（特に運転安全）に関する安全研究課題27件を追加し、平成14年5月付けで改定版を策定した。

なお、現行基本計画策定以降の状況変化として予測を大きく上回る大幅な予算削減があり、既に当初計画通りの実施が困難ないし不可能となった研究課題が生じている。また、日本原子力研究所との統合が決定されたことから、新組織において安全研究の推進

が重要業務の一つであることに変わりはないものの、課題及び推進体制に見直しが迫られる状況にあり、今後、新法人設立準備と合わせて本計画の見直しを進めていくこととする。

I. 基本方針

サイクル機構は、高速増殖炉及びこれに必要な核燃料物質の開発並びに核燃料物質の再処理並びに高レベル放射性廃棄物の処理及び処分に関する技術の開発を計画的かつ効率的に行うとともに、これらの成果の普及等を行い、もって原子力の開発及び利用の促進に寄与することを目的として設立されている。

このような目的を踏まえ、サイクル機構は、所有する施設の設計、建設、運転及び保守・管理を通じて得た知見、並びに研究開発を通して蓄積された技術に基づき、中長期事業計画に則り、

1. 施設の安全性の向上を図り、原子力に対する国民の信頼性の増進に資する。
2. 安全技術の高度化及び体系化を図り、民間への円滑な技術移転及び技術協力に資する。
3. 設計裕度及び評価基準等の適切化を図り、原子力の信頼性、経済性の向上に資する。
4. 成果の統合化を図り、指針・基準類の整備等、原子力安全規制に資する。

ことを目的として、安全研究を実施する。

この際、以下の基本的な事項に留意することとする。

(1) 安全研究計画の明確化と成果の公表

サイクル機構の高速増殖炉及びこれに必要な核燃料物質の開発並びに核燃料物質の再処理並びに高レベル放射性廃棄物等の処理及び処分に関する技術の開発は、安全を第一に、計画を明確にして、透明性をもって国民の理解と協力を得つつ進めていくことが重要である。このため、安全研究計画についても研究の進捗等に応じて適切に見直すとともに常に明確なものとし、また、得られた成果についてはサイクル機構内外の専門家の意見を得つつ十分評価・検討を行ったうえで、国内外に積極的に公表していく。

(2) 目標を認識した安全研究の効率的推進

サイクル機構は、その施設・技術基盤を有効に活用して、安全性の向上や安全規制に資する研究を実施するが、研究の推進に当たっては、対象となる施設の設計、建設、運転等の各段階において適切な成果が提示できるよう、内外のニーズを踏まえた目標の的確な把握、効率的な実施が重要である。そのため、サイクル機構における研究開発、技術開発等の計画や民間における事業化計画の内容、スケジュール等の把握に十分留意する。

(3) 部門間にまたがる横断的な検討と評価

新型動力炉と核燃料サイクルの開発や関連研究の推進に当たっては、両者の整合がとれた形で行っていくとともに、確率論的安全評価、ヒューマンファクタ研究及び環境研究の共通性のある研究についてはその計画段階から成果の評価に至るまで、部門の枠を超えた横断的な検討が重要である。成果の評価に当たっては、中央安全委員会、安全研究専門部会、各分科会、成果発表会等を通じて横断的な検討、評価を行うこととする。

(4) 研究成果の高度化とその有効な反映

安全研究の成果のとりまとめに当たっては、安全性の向上に資する研究では設計、運転等に利用し易い形に、また、安全規制面に資する研究では指針・基準類や安全審査の判断資料の整備につながる形に、それぞれ整理・とりまとめることが重要であり、運転・保守技術の基準化、安全基準の策定、安全論理の確立に向けて効果的に反映していく必要がある。

そのためにも、研究成果を学会、専門誌等において積極的に公表し、第三者の専門家による検討・評価を受け、成果が認められ広く利用されるよう努力する。

また、以下の事項を特に留意する。

(5) 前基本計画からのシフト

前基本計画（平成8年度～平成12年度）期間においては、「もんじゅ」2次系ナトリウム漏えい事故及びアスファルト固化処理施設火災・爆発事故等により、人材・資金面から、計画を変更せざるを得ない研究課題も生じたが、再検討の上、本計画の下で着実に推進することとした。

(6) 重点研究分野等への取り組み

原子力安全委員会により重点研究分野に選定*された高レベル放射性廃棄物の地層処分に関する研究、TRU核種を含む放射性廃棄物の安全評価に関する研究、MOX燃料加工の安全評価に関する研究、再処理施設に係る事故・故障の評価に関する研究、臨界安全性に関する研究、リスク評価に関する研究、及びシビアアクシデントに関する研究について、費用対効果を勘案しつつ、効率的に推進する。

また、重点分野に選定されていないが、サイクル機構の使命である高速増殖炉及びこれに必要な核燃料物質の開発においても、安全研究は重要な要素であり、着実かつ強力に取り組んでいく。

* 原子力安全委員会は「安全研究年次計画」（平成13年度～平成17年度）の決定に伴い、重点研究分野を選定した（原子力安全委員会決定、平成12年7月6日）。その後、原子力安全委員会は、原子力安全研究専門部会における審議を踏まえて、重点研究課題を選定した（原子力安全委員会了承、平成13年9月3日）。

Ⅱ. 安全研究計画

本計画は、前項の基本方針に基づき実施する安全研究について、①高速増殖炉、②核燃料施設、③耐震、④確率論的安全評価（PSA）、⑤環境放射能、⑥廃棄物処分及び⑦「ふげん」の廃止措置等の7分野に分類した上で、分野毎の研究の概要及び個別研究課題の目的、内容、スケジュール等を示したものである。

また、本計画は、研究の進展、内外のニーズ等の変化に柔軟に対応していくことが肝要であり、計画期間内においても必要に応じ見直しを図られるべきものである。

1. 各分野の研究概要

1.1 高速増殖炉

サイクル機構における高速増殖炉の開発は、実験炉「常陽」の長期にわたる安全運転、原型炉「もんじゅ」の試運転開始など、着実に進められていたが、平成7年12月の「もんじゅ」のナトリウム漏えい事故を契機として、我が国における原子力開発利用、特に、プルトニウムリサイクル利用計画は一段と厳しいものとなった。「もんじゅ」事故の原因究明及び再発防止対策については、サイクル機構による調査結果及び原子力安全委員会等による調査審議の結果が平成10年4月までに取りまとめられ、サイクル機構の実施した「安全総点検」についても、漏えい対策の基本方針並びに安全確保への取組み方針や対応状況が妥当であるとの結論が平成12年8月までに出された。こうした状況の中、「原子力の研究、開発及び利用に関する長期計画」が平成12年11月に策定された。そこでは、高速増殖炉及び関連する核燃料サイクル技術（以下「FBRサイクル技術」という）については、ウランの利用効率を飛躍的に高め、高レベル放射性廃棄物中に長期に残留する放射能を少なくして環境負荷を更に低減させる可能性を有するものであり、不透明な将来に備え、将来のエネルギーの有力な選択肢を確保しておく観点から着実にその開発に取り組むことが重要であること、その研究開発に当たっては、その実用化段階において、安全性の一層の追求と併せて軽水炉や他電源と比肩し得る経済性を達成するという究極の目標を設定しておくことが重要であり、また、将来の社会的ニーズの多様性を考慮して、幅広い選択肢を検討し、柔軟に取り組むことが重要であること等が述べられており、さらに、「もんじゅ」については、研究開発の場の中核と位置付けられ、早期に運転再開して、発電プラントとしての信頼性の実証とナトリウム取扱技術の確立という目的を達成

すべきとされている。また、サイクル機構において、電気事業者等、関連する機関の協力を得つつ「実用化戦略調査研究」が平成11年度より開始され、技術的観点からの幅広い検討を通じて競争力のあるFBRサイクル技術を評価し、そこへ至るための研究開発計画を明示する第1期検討作業が平成12年度に終了し、実用化概念を構築する第Ⅱ期検討作業が進められている。

このような状況において、特に研究の透明性、成果の公表を重視しつつ、「常陽」の安全運転の実績を積み重ね、「もんじゅ」事故の教訓を生かして、より一層の安全性向上を追求することが重要である。また、高速増殖炉の実用化像の追求に向けて、先進性、合理性に富むプラント概念の構築を念頭に置いた安全基準、指針及び安全審査における判断資料等の整備に資する研究の推進も重要である。すなわち、高速増殖炉の特質をより良く活かし、実用化の見通しを明らかにすることを目標として設計の合理化や諸性能の向上を図りつつ、理解しやすい安全論理の構築、より一層の安全性、信頼性の向上を実現していくことが、高速増殖炉安全研究の重要な目的である。

このため、大洗工学センターの実験炉「常陽」及び各種大型ナトリウム施設の建設・運転等で蓄積された技術基盤・施設基盤の拡充整備を図るとともに、「もんじゅ」事故の重要性に鑑みて、放射線安全を主眼とする従来の安全確保の視点に加えて、既存の高速増殖炉に特有なナトリウムの使用に係わる事項について、必要な研究を実施する。また、炉心安全の一層の充実に向けて、関連する現象理解の増進、並びに安全確保に必要な研究を、長期的観点から計画的に実施する。

なお、FBR分野における安全研究基本計画は、国の安全研究年次計画の範囲である「ナトリウム冷却高速増殖炉」を対象として策定している。一方、上記実用化戦略調査研究においては、FBRサイクル技術の実用化にかかわる幅広い検討・評価が行われている。このような状況を踏まえて、平成14年度に、ナトリウム冷却以外のFBRの幅広い選択肢を含めた安全研究課題の追加の可能性を検討することとする。

(1) 適切な安全設計・評価方針の策定に関する研究

本研究はこれまでの安全研究の成果を体系的に分析し、高速増殖炉の特質をより良く活かした安全技術体系を構築し、安全技術に係わる基準をより適切なものとする際の判断資料を整備することを目的とする。これまでは実証炉を念頭に、適切な信頼性を確保するための安全設計・運転上の要求条件や事象想定のお考え方、及び高速増殖炉に特有な安全評価事象に関する系統的考察に基づく安全評価のお考え方等について整理を実施してきた。今後我が国において定量的な安全目標やリスク情報に基づく安全規制の議論が深められるであろうことを踏まえると、高速増殖炉の分野においても、リスクを有効な判断指標として安全設計及び安全評価方針の検討を

行っておくことが重要である。したがって、適切な安全設計・評価方針の策定に関する研究では、これまでの高速増殖炉の安全研究、確率論的安全評価研究等の広範な研究成果を集約・分析して、将来の高速増殖炉における安全確保の基本的考え方及び安全性の要求レベルの検討を行う。また、概略的な確率論的評価等に基づくりスク情報を活用しつつ、提案されると予想される概念設計案に対応して、安全上の重要事象に対する安全確保方策への要求を含む安全設計方針案を整理する。

(2) 事故防止及び緩和に関する研究

(2.1) 炉物理に関する研究

炉物理研究では炉心の核設計、事故評価等における核特性の評価精度向上を図ることが重要である。このため、これまではJUPITER (Japan-United States Program of Integral Test and Experimental Research) データベースを中心とした解析評価を通して反応度の予測精度の向上を図ってきた。今後はこれをさらに発展させ、安全に係わる核特性の評価対象を拡げるとともに、解析に用いるデータについても臨界実験データから実機データへ拡張することが必要である。したがって、高速炉心の安全性に係わる核特性評価に関する研究では、臨界性、出力分布、ドップラー反応度、ナトリウムボイド反応度等の安全設計・評価で重要となる核特性及び評価精度を定めるための解析手法を整備するとともに、臨界実験及び「常陽」等の測定データベースを体系的に整備する。また、整備された解析手法及びデータベースを用いて、将来の炉心概念を含む炉心体系について核特性予測精度を定量的に評価する。

(2.2) 燃料材料に関する研究

将来の高性能化を目指した高速増殖炉において燃料の安全性を確保するためには、目標とする取り出し平均 15 万 MWd/t 程度までの高燃焼度条件における燃料の破損限界を明らかにすることが必要である。このため、候補となるフェライト鋼(ラッパー管材)及びODS (oxide dispersion strengthened、酸化物分散強化型)鋼(被覆管材)につき、目標とする 250dpa(displacement per atom、はじき出し損傷量。250dpa は高速中性子フルエンスで $5 \times 10^{27}/\text{m}^2$ ($E > 0.1\text{MeV}$) に相当)を目指した照射を実施してきており、現在までにフェライト鋼では材料のみの照射で約 150dpa を、ODS 鋼ではピン形状で約 25dpa を達成している。また、CABRI 試験等の炉内試験を通じてペレット最高燃焼度 12~13% (ピン平均で約 8 万 MWd/t) までの燃料ピンの破損に係わるデータベースを蓄積してきている。したがって、高速増殖炉燃料の破損限界に関する研究では、照射を進めたこれらの候補材料を対象

として、材料物性の測定や急速加熱バースト試験を実施し、定常条件下及び過渡条件下（流量減少型）での健全性判断基準の整備を図る。また、C A B R I 炉（仏）、T R E A T 炉（米）及びE B R - I I 炉（米）での既存の過出力型炉内試験データを活用した総合評価を行い、破損に係わるメカニズムの一般化と過渡条件に依存した破損限界の定量評価手法の整備を行う。

(2.3) 構造健全性に関する研究

機器・配管等の長期間にわたる構造健全性を確保するためには、その寿命を予測評価するための研究が必要である。このため、高速増殖炉の主要構造材料について、最大10万時間レベルのクリープ試験及び数万時間のクリープ疲労試験データを取得してきている。今後は、構造健全性に関する研究では、現在試験中の材料試験を継続するとともに、溶接部についても数万時間レベルのクリープ試験を、また316FR鋼を対象に1万時間を超えるナトリウム中クリープ疲労試験を実施する。また、採取試料等の各種損傷組織データベースを構築するとともに、新たに、実用材料の高温環境における損傷シミュレーション・プログラムの開発を行う。さらに、損傷蓄積に伴う材料特性変化、すなわち寿命の指標となる測定可能な特性について検討し、その指標の適用性の見通しを判断する。これらを基に、高速増殖炉に対する維持基準を定めることを目標に予備的検討を行う。

一方、ナトリウムの大規模な漏えいを確実に防止することにより炉心の冷却性を確保し、かつ将来の高速増殖炉の高性能化・合理化に対応するためには、高温低圧であるという高速増殖炉システムの特徴を適切に考慮したL B B（leak before break、破断前漏えい）論理の高度化が必要である。このために、これまでに、き裂進展評価に関わるプログラムの整備、及び主要構造材料の破壊力学的基礎物性のデータ取得を進めてきた。今後は、L B B評価手法に関する研究では、これらの成果を踏まえて初期欠陥サイズの包絡評価手法の整備、応力拡大係数等の破壊力学パラメータのライブラリの充実、模擬冷却材を使用した漏えい試験の実施、上記試験に基づく漏えい口と冷却材漏えい量に関するモデルの改良・検証等を行うとともに、L B B論理の適用範囲の明確化を図る。

(2.4) 受動的な安全特性の強化に関する研究

炉心及びプラントの核熱流動挙動に係わる安全特性データを取得することにより高速増殖炉固有の安全性、あるいは受動的な安全特性の検証を行うことが、事故防止及び緩和の観点から重要である。このため、「常陽」を用いてA T W S（anticipated transient without scram、異常な過渡時炉停止失敗事象）模擬試

験を実施して高速増殖炉の固有の安全性を実証することを目標として、フィードバック反応度の測定及び評価精度の向上、動特性解析コードの整備、ATWS模擬試験計画の策定、並びにSASS（self-actuated shutdown system、自己作動型炉停止装置）試験体の設置準備等を進めてきた。受動的な安全特性の強化に関する研究では、「常陽」のMK-Ⅲ炉心を対象として、フィードバック反応度の評価精度の向上のための試験及び動特性解析コードの検証を行う。また、低出力での模擬試験や解析システムの検証・適用を通して、UTOP（unprotected transient-over-power、制御棒誤引き抜き時炉停止失敗事象）及びULOF（unprotected loss-of-flow、1次系流量減少時炉停止失敗事象）模擬試験の具体的な実施計画を作成する。また、SASS試験体を「常陽」に設置してその炉内特性を把握する。

(3) 事故評価に関する研究

(3.1) 熱流動及び炉心局所事故に関する研究

定常運転状態から異常状態にわたる熱流動に関する研究においては、これまでに安全評価に必要な精度を備えた解析コード体系の整備、及びその検証に必要な実験データの蓄積を進めてきた。今後の課題としては、安全設計及び安全評価の観点から、流体と構造との境界部分における相互作用の評価を適切に行うことが重要である。過渡伝熱流動現象評価に関する研究においては、熱過渡に伴う流体と構造の境界部分における熱流動挙動の変動・減衰特性、並びに長周期の流体温度変動に対する構造物の温度応答特性に係わる試験を水及びナトリウムを用いて行う。また、これまでに開発を進めてきた流体と構造との連成挙動に対する総合的な安全評価手法について、試験データを用いた検証・改良を行って一層の高度化を図る。

炉心局所事故における局所閉塞事象の評価や異常の拡大に関する評価については、これまでに閉塞物周りの流動場を評価する3次元解析手法を開発し、炉外試験結果による検証を行うとともに、SCARABEE炉（仏）、CABRI炉、BR-2炉（ベルギー）を用いた炉内試験によるデータベースを蓄積し、異常拡大の防止に係わる評価の考え方を整理しとりまとめた。今後は、主眼を燃料集合体内に局所的な異常や変形がある場合の伝熱流動特性の評価手法の開発に移していくこととする。すなわち、高速増殖炉の性能向上のための高燃焼度化・高線出力化を目指した炉心の開発においては、燃料ピンや燃料集合体ダクトの変形による熱流力特性の変化が燃料健全性に及ぼす影響評価が重要となる。したがって、高燃焼炉心内熱流動現象の評価に関する研究においては、集合体ダクトやピンバンドル内での流路閉塞、熱膨張、及びスエリング等の主要な変形モードに対する炉外熱流動試験を実

施するとともに、これらの変形モードを有する燃料集合体内、集合体間ギャップ、及び炉心全体の熱流動特性を解析する手法を開発・検証する。

(3.2) ナトリウム燃焼及びナトリウム-水反応に関する研究

化学的に活性なナトリウムを冷却材として用いる高速増殖炉においては、ナトリウムの化学反応に係わる安全性に留意する必要がある。

その一環として、ナトリウムの漏えい燃焼とその影響に係わる安全性の確保並びにナトリウム取扱技術の確立を目的とした研究を実施してきた。特に「もんじゅ」での2次系ナトリウム漏えい事故を契機として、これまでに燃焼挙動の微視的な現象論を理解するための要素試験、機構論的な解析コードの開発、ナトリウムエアロゾルの拡散移行挙動評価手法の整備、レーザを利用した高精度な漏えい検出システムの開発等を進めてきている。今後はこれらを高度化していくことが重要であり、ナトリウム燃焼及びソースタームに関する研究では、燃焼形態に関する詳細試験の実施とその結果に基づくナトリウム漏えい燃焼評価手法の高度化を進めるとともに、微小漏えいの検出システムの改良・評価を行う。また、ナトリウム-コンクリート反応に係わる試験と解析モデルの改良、及び燃料からのソースターム放出移行挙動に係わる実験と解析モデルの改良を行う。

また、蒸気発生器のナトリウム-水反応に対する安全性を確保することが重要であり、これまで、材料試験や伝熱管破損試験による材料強度データの取得、及び過去に実施されたナトリウム-水反応試験の整理による反応温度や熱伝達率のデータベースの構築を行い、これらを踏まえてウェステージ（損耗現象）及び高温ラプチャに関する伝熱管健全性評価手法の整備と検証、並びに機構論的なナトリウム-水反応解析コードの開発等を実施してきた。今後はこれらの評価技術を高度化することが必要であり、ナトリウム-水反応評価技術の高度化に関する研究では、同現象の詳細メカニズムを解明するための小規模試験、及び総合的な試験を実施するとともに、これらの試験データを用いて、機構論的なナトリウム-水反応解析コードの検証を行う。

(4) シビアアクシデントに関する研究

(4.1) 炉心損傷の評価に関する研究

炉心損傷に至る事象推移の評価のために、これまでにCABRI炉内試験を中心とした様々な試験を通して燃料の破損及び破損後挙動に関するデータベースが整備され、事象推移に即した解析コード群の開発及び検証が行われてきた。今後は、炉心損傷時の事象推移評価に関する研究では、取得した試験データベースの体系的

な分析・評価を通して解析コードの検証・改良に反映させるとともに、大型炉の特性を考慮した核熱流動に関する計算コードの3次元化を進めて、標準的解析手法として整備する。これらを大型炉の安全解析に適用し、炉心設計への反映事項や炉心損傷事故評価の考え方を明確化する。

炉心損傷時の融体の挙動に関する研究においては、これまで、事故後の融体移行・冷却過程に注目して、溶融ジェットと構造材又は冷却材との相互作用、融体の固化挙動に関する基礎研究を進めてきており、取得した試験データを解析コードの検証等に利用してきた。一方、将来の高速増殖炉において、炉心領域からの早期の燃料排出によって、再臨界の回避を図ることが期待され、そのための見通しを得るための実験データを蓄積することが重要課題である。したがって、今後は、炉心損傷時の融体放出移行挙動に関する研究では、融体の排出経路を介した放出、移行、固化現象について、模擬物質を用いた炉外基礎試験を継続するとともに、カザフスタン共和国のIGR炉内試験施設及び炉外試験施設を用いた実燃料試験を実施して、再臨界の回避に係わる基本メカニズムを把握するとともに、解析モデルの改良・検証を行う。

(5) 運転管理及び施設管理に関する研究

(5.1) 燃料破損時の運転手法に関する研究

プラントの運転管理において、破損燃料を短時間で同定し、取り出して貯蔵するまでの運転手法を確立しておくことが重要である。このため、これまで「常陽」を用いて、タグガス法やカバーガス法を利用した破損検出法に係わる研究を進め、これらを用いた燃料破損時運転手法の最適化検討を行ってきた。また、レーザ共鳴イオン化質量分析システム(RIMS: resonance ionization mass spectrometry)が高感度の破損燃料検出システムとして有望であることを明らかにした。燃料破損時の運転手法に関する研究では、「常陽」にRIMSを設置してその適用性を確認するとともに、燃料破損模擬試験を通してこれまでに検討した燃料破損時のプラント運転手法の検証を行う。さらにRIMSを取り入れた場合の運転手法の最適化を図り、破損限界照射試験の実施を通して実証する。また、「もんじゅ」の破損燃料検出装置の信頼性に係る検討では、「もんじゅ」で採用している検出装置の燃料破損の検出能力や破損燃料の位置同定能力を評価し、その信頼性を把握するとともに、その最適な運用方法について検討する。

(5.2) 高速増殖炉のナトリウム洗浄及び処理に関する研究

高速増殖炉において機器の補修時や廃止措置時に発生する放射性物質を含むナ

トリウムを安全かつ効率良く洗浄、処理するための技術を確立しておくことは運転時の安全の確保及び将来における高速増殖炉廃止措置技術の開発の観点から重要である。高速増殖炉のナトリウム洗浄及び処理に関する研究では機器に付着するナトリウムの洗浄効率の向上や、大量のナトリウムの化学的安定化を目的とした試験を実施し、これらに係わる支配因子を明確にする。

(5.3) 「常陽」及び「もんじゅ」の運転安全性の向上

「常陽」の運転安全性の向上を目指して、MK-Ⅲ炉心において、総合機能試験、性能試験を実施し、プラントの安全性を確認するとともに、得られたデータによりプラントの性能評価を行い、設備や運転手法の改善策をまとめる。

「もんじゅ」の運転安全性の向上を目指して、ナトリウムを内包する機器・配管のプラント運転中の構造健全性をモニタリングするためのデータ採取方法、健全性評価方法及びモニタリングシステムのネットワーク・ハードウェア構成を検討し、システムの整備を行う。また、過去の性能試験で報告された運転制御に関して改善が望まれる項目を明確にし、予定の改造工事の内容も踏まえた上でシミュレーションによる予測解析で運転操作と制御の安定性の評価を行う。

「もんじゅ」の運転員および保守員を対象に、運転シミュレータ訓練、ナトリウム取扱研修及びFBR特有機器設備を主体とした保守研修を実施し、「もんじゅ」の再起動とその後の安全・安定な運転を支援する。

「もんじゅ」の冷却材ナトリウム中不純物分析及び各種設備点検等で回収されるナトリウム化合物の組成分析を迅速化し、プラント運転に対する情報の即応性を図る。

再度実施する「もんじゅ」の性能試験について、その性能試験の試験項目・内容、工程を検討し、適切な性能試験計画を立案することで、性能試験の安全確保を図る。

事故時等に用いる運転手順書について手順書体系を見直し、事故発生後の対応手順についてより明確にするとともに、運転員の訓練に適用する。また、主要な設備点検作業について、信頼性解析手法の一つである工程FMEA手法（Failure Mode and Effects Analysis;故障モード影響解析手法）を用いた作業工程解析を行い、その結果に基づいた作業安全対策の検討を行う。

1.2 核燃料施設

サイクル機構は、核燃料施設分野において、実規模の施設を数多く有し、実際に核燃料物質を用いて技術開発を行う国内の中心的な機関であることから、今後とも、核燃料サイクル関連の民間事業化を支援するとともに、サイクル機構が所有する施設の安全・安定運転、さらに核燃料サイクル技術の高度化に向けての研究開発を推進していく必要がある。

本分野におけるサイクル機構の安全研究としては、サイクル機構内においてこれまで蓄積した設計、建設、運転・保守等に関する知見、経験の集大成・データベース化を進めるとともに、再処理施設、プルトニウム燃料取扱施設等の現有施設の運転、保守における安全性の高度化を図りつつ、次世代の施設の設計、建設、運転におけるより合理的な安全性の確保を目指した研究が必要である。さらに、民間事業化に資する観点から、民間施設の設計、運転・保守等における安全性に係るデータを提供し、また施設設計における安全裕度の適切化に寄与することも重要である。

平成9年のアスファルト固化処理施設における火災・爆発事故及び平成11年のウラン加工工場における臨界事故は、社会的に大きなインパクトを与えた。特に、ウラン加工工場臨界事故では周辺住民の避難、従事者の死傷等、我が国の原子力エネルギー利用で初めての極めて重大な事故であった。このような状況を踏まえ、サイクル機構においても、臨界安全及び中性子被ばくに関する安全研究をさらに充実させる必要がある。

(1) 臨界安全性に関する研究

平成11年に発生したウラン加工工場臨界事故においては、臨界事故の終息とその後の事故原因、事故再発防止に係る調査活動にあたり、安全研究の成果や関係技術者の大いなる貢献があったが、当該事故を契機に臨界安全性に関する安全研究のさらなる充実が必要とされている。また、近い将来、軽水炉でのMOX（混合酸化物）燃料の利用が本格化することが予想され、MOX燃料加工施設におけるウランとプルトニウム混合燃料に関する臨界安全データの蓄積が必要である。

このような観点から、MOX加工施設等の臨界管理に関する研究では、施設の臨界安全設計における安全性の向上及び施設運転における臨界安全性の向上並びに臨界安全評価に係る安全審査の判断資料の整備に資するため、臨界安全解析コード、核データ等の拡充・整備を行い、検証計算を実施する。また、MOX非均質系データの整備を行うとともに、核種の同位体組成、反射条件等の設定における臨界安全データの安全裕度の評価・検討を行うことで、平成8年に公開したMOX取扱施設臨界安全ガイドブックの充実を図る。

未臨界度モニタの開発では、再処理施設等核燃料施設の臨界安全管理技術の向上及び臨界安全に係る設計の合理化に資するため、モンテカルロ法による未臨界度測定シミュレーション計算手法を実体系への適用性評価に利用できるよう整備するとともに、重水臨界実験装置を用いた成果の再処理施設への適用性を評価する。これらにより、未臨界度モニタシステムを整備し、再処理施設等の実体系での実証試験を実施する。

(2) 遮へい安全性に関する研究

民間のMOX燃料加工施設の建設が計画されており、高次化プルトニウムやマイナーアクチノイドの蓄積による中性子線及びガンマ線の放出量の増加が考えられ、より一層の被ばく低減を図るため、基礎データの取得、精度の高い遮へい解析手法の開発等が必要である。

このような観点から、核燃料施設における中性子線量評価に関する研究では、中性子被ばく線量測定・評価手法の高度化、中性子被ばく線量の低減化、及び中性子線量評価に係る基準の整備に資するため、ナトリウム-24から中性子被ばく線量を算出する手法の開発及び個人携帯型放射化検出器の改良及びTLD内蔵積算型中性子線量当量計の適用検討を行うとともに、減速型中性子標準校正場及び臨界事故を模擬した簡易モックアップ照射設備の開発・整備を行う。また、既存の線量計の有用性及び遮へい設計に用いる計算コード類の適用性を検証する。

(3) 閉じ込め安全性に関する研究

核燃料施設では、容器、セル、建屋等の静的構造物と換気設備等の動的設備を組み合わせて閉じ込め安全機能が確保されている。これらの設備による閉じ込めの機能を確実なものとするため、施設の設計において、異常事象の発生防止及び影響緩和に関する対策が考慮され、過度の放射性物質の放出により環境へ過度の影響を与えることがないように十分な安全裕度を持った対策が講じられており、今後も、安全裕度をさらに精度良く評価し、より適切な設計とする努力を継続し、閉じ込めの安全性を向上させて行くことが重要である。

このような観点から、プロセス内化学物質に係る異常事象評価研究では、施設の安全性の向上及び安全裕度の適切化に資するため、再処理施設のプロセス等で使用される化学物質及び混合物の実工程における物性・性状等の調査及び熱安定性に係る基礎データの確認及び発熱挙動の評価を行い、安定操作範囲を確認するとともに、火災・爆発時のソースターム及び伝播挙動を評価するための解析手法・モデル等の調査・検討を行う。また、プロセス等で生成する可能性のある不安定微量生成物の

生成・消滅過程及びプロセスに与える影響を検討する。

異常事象時における換気系の安全性に関する研究では、施設の安全性向上及び指針・基準類の整備に資するため、MOX加工施設の実工程を模擬したコールドのグローブボックス（GB）換気試験設備を整備し、火災時を想定したGB内負圧変動及び換気系性能の評価試験を行う。また、実機の解析のため当該試験データを用いて、3次元熱流体モデルを基本とした評価コードの構築・整備を行う。

負圧監視・管理のシステム開発に関する研究では、核燃料施設の送排風機が異常等により停止、再起動等した際の負圧等のデータを採取・検討し、より閉じ込め安全性を向上させた換気設備のシステム概念を構築するとともに、東海再処理施設の故障データの収集、解析を行う。

グローブボックス等解体技術の開発では、プルトニウム等を模擬する物質の選定を行い、プラズマ切断及びレーザー切断試験によって発生する微粒子の挙動を把握するとともに、粒子径の確認を行う基礎試験を踏まえ、プルトニウムの使用実績を有するグローブボックスのプラズマ切断機による切断試験を実施し、粒子特性、粒子の移行評価及び施設フィルタの切断粒子に対する捕捉性能評価を行う。

核燃料施設への静的安全機器の適用性に関する研究では、再処理施設の高レベル廃液貯槽等への適用検討のための放射線分解水素及び崩壊熱の静的除去システムの研究を継続する。

(4) 運転管理・保守及び放射線管理に関する研究

核燃料施設は、設計において様々な安全機能を考慮し、建設時に高度の製作、施工技術と品質管理を適用することにより安全性が確保されているが、運転開始後も長期にわたり安全性を維持するためには、施設の保守・点検、検査を十分な信頼性をもって行っていくことが必要であり、このために、施設の運転管理、保守・点検、放射線等の監視技術や経年変化に対する評価等の信頼性をさらに向上させることが必要である。

このような観点から、臨界監視技術の高度化に関する研究では、核燃料サイクル施設の臨界安全管理技術の信頼性向上、施設の運転安全性の向上に資するため、臨界警報装置の高度化（検知対象、高信頼性システム等）のための調査・検討を行い、次世代型臨界警報装置開発のための知見を得る。また、臨界事故時の放射性希ガスなどの放出放射能の測定及び評価手法等の調査を行い、放出放射能測定装置の開発のための知見を得る。

走行式放射線モニタの高度化に関する研究では、臨界事故や有害物質漏えい等の異常時の放射線モニタリングに資するため、プルトニウム取扱施設で使用している

走行式放射線モニタについて障害物を除去するためのハンドリング装置を開発し、走行台車を走行情報や段差、エレベータ等の有無に係わらず走行可能とし、情報伝送システムをリアルタイム方式に変更すること等の高度化を図る。

現場放射線管理の高度化では、中性子線量測定技術の高度化、ガンマ線混在場におけるベータ線測定技術の開発、シンチレーションファイバによる線量監視システムの開発及びゲートモニタの高度利用手法の開発を行う。

α 線放出核種の放射線管理技術の向上に関する研究では、天然放射性核種とプルトニウムの弁別測定技術の開発及び不定形物品の汚染検査技術の開発並びに施設内天然放射性核種の影響低減に関する調査を行い、 α 線放出核種の放射線測定の信頼性向上を図る。

放射線管理用機器の性能向上に関する検討では、誤警報の発生原因の調査、放射線管理用機器のノイズ影響調査及びノイズ低減に対する調査を行い、放射線管理用機器の信頼性向上を図る。

前処理工程機器設備保全履歴データベースの構築では、機器設備保全履歴及び予備品保管状況の調査結果をデータベース化することで、機器の適切な維持管理を行い、施設の運転安全の向上を図る。

蒸発缶内部検査技術の確立では、腐食の観点から最も環境条件の厳しい蒸発缶について、内部の健全性を確認するための蛍光浸透探傷試験による検査技術の確立を図る。

遠隔保守機器寿命・故障管理システムの検討では、両腕型マニプレータを事例として寿命推定・故障時対応に向けた情報解析とデータベース化を行い、機器としての寿命の判断、故障の未然防止並びに故障発生時の速やかな点検、点検手法の提供が可能な予防保全を見据えた管理システムの構築を図る。

ライニング型貯槽における漏えい検知システムの信頼性向上では、通水作動試験により漏えい量と検知時間との関係等を実機で確認試験を行い、ライニング型貯槽の漏えい検知システムの信頼性を確認する。

鋼材からの水素ガス放出によるライニング型遮へい扉への影響検討では、鋼材中の水素含有量及び拡散に関する文献調査、実施設でのライニング内圧力上昇の実測調査等を行い、既設設備の点検方法及び新設設備の膨張防止対策の策定に資する。

(5) 放射性廃棄物の管理に関する研究

核燃料施設から発生する低レベル放射性廃棄物等は、現在、専用の施設で安全に保管されているが、今後は、安定化や、廃棄体選定のための総合的なデータ取得等の研究が必要である。これらの除染、減容及び安定化は、核燃料サイクル全体の廃

棄物処理・処分の負担低減、安全性向上に大きく寄与することが期待され、今後の重要な研究課題である。

このような観点から、再処理施設低レベル廃棄物処理技術に関する研究では、低レベル廃棄物の適切な廃棄体の選定に資するため、再処理施設で発生する低レベル廃棄物の性状を調査するとともに、国内外の固化処理方法を調査し、各低レベル廃棄物の特性に応じた、適切な固化方法の検討を行う。また、各種パラメータ試験（コールド及びホット）を行い、基礎データ及び浸出率データを取得する。

ヨウ素除去技術に関する研究では、東海再処理工場等で使用されている銀ゼオライト（AgX）及びその他の吸着材（Halsorb、銀アルミナ（AgA）等）についてNO_xの影響評価を行い、銀利用率向上のための検討を行う。また、使用済み吸着材の保管廃棄方法についても検討を行う。

再処理施設におけるC-14の放出挙動に関する調査研究では、東海再処理施設におけるC-14の挙動調査及びコールド試験を行い、移行挙動を把握し、放出量低減方策に資する。

スラッジ除去技術の開発では、再処理施設の溶解工程を対象に内部点検、スラッジの洗浄及び除去装置を開発するとともに、実機適用により性能を確認し、配管閉塞等の後工程への影響の低減を図る。

気相へ移行するヨウ素の挙動では、再処理工程における気相中のヨウ素の測定結果に基づくヨウ素挙動を評価し、効率的なヨウ素除去対策に資する。

クリプトンの固定化技術開発では、東海再処理施設の実オフガスを用いた固定化ホット試験及び大型容器の開発により、クリプトンガスを金属中に固定化するイオン注入固定化技術の開発を行い、クリプトンガスの長期間安定貯蔵の技術の確立を図る。

不均一系核燃料物質の工程間移動における安全性向上に関する研究では、非破壊分析装置を活用し、被測定対象物中に含有する核燃料物質を高精度かつ迅速に確定する技術を開発し、工程内の核物質在庫量及び移動量等のより正確な核燃料物質量の管理を実施することで、作業員の被ばく低減並びに施設の臨界安全性の向上を図る。

廃棄物処理工程における機器保全に係る調査検討では、故障補修データの整理及び保全方法の検討を行い、故障頻度の高い機器についての対策等の検討に資する。

廃シリカゲル処理技術開発では、ドデカン精製工程から発生し貯槽に貯蔵している廃シリカゲルについて、貯槽からの抜き出し技術及び放射性有機ヨウ素等が気相へ移行することのない貯蔵の条件等について研究を行い、放射性有機ヨウ素等が気相へ移行することのない安全な貯蔵に資する。

1.3 耐震

原子力施設の耐震安全性については、民間機関において主導的に研究が行われているが、サイクル機構としても、これまでの各種原子力施設に係わる研究開発、設計、建設及び運転の経験をも活用しながら、設計基準等に対する安全裕度の評価を実施し、合理的な耐震安全性を確保するとともに、安全規制のための評価基準の策定に適切に寄与していくことが重要である。免震構法については、建物、設備への地震入力的大幅な低減が期待できることから民間レベルで開発が進められ、多種多様な構法の普及段階にある。厳しい設計条件が求められる原子力施設についても、その適用性に関する研究が積極的に進められ高速増殖炉、軽水炉を対象とした設計指針、技術指針等が整備段階にある。国内では、サイクル機構において、再処理ユーティリティ施設建家が、原子力施設として初めて許認可を終了し、着工している（施設竣工予定は平成14年12月）。このような状況を踏まえ、サイクル機構では、研究領域を安全評価手法の高度化、さらなる信頼性向上の観点から、以下の研究を実施する。

核燃料施設免震構造に関する高度化研究では、新しい知見に基づく上下動を含む地震動スペクトルを調査するとともに、免震建物を対象に地震観測及び地盤の地震動解析、建家の地震応答解析を行い、適合性評価、影響評価等の総合的な検討を加えることで、免震構造設計用入力地震動策定手法に適切に反映する。また、施設の供用期間中検査（ISI）について検査範囲、検査程度、検査方法、判定基準及び結果の措置を適切に定めるための調査及び手法の整備を行う。これらにより、免震システムの信頼性評価手法の整備、確立を図る。

1.4 確率論的安全評価

原子力施設等の安全性を定量的、かつ総合的に評価し、安全性の確保、向上の方策を検討する手法として、確率論的安全評価（P S A）の重要性が指摘され、サイクル機構においても高速増殖炉、新型転換炉及び再処理施設を対象にP S Aに関する研究を積極的に進めてきた。

サイクル機構では、数多くの施設の設計、建設、運転、保守等に関する実績、経験を有しており、この間に培ってきた技術や経験を総合的、体系的に整理することにより、こうしたサイクル機構の施設の安全性向上に資することはもとより、国の安全規制面へ貢献していくことが重要である。

このような観点から、施設の安全性を総合的に評価する上で有効な手法であるP S Aに関する研究について、成果の着実な積み上げに向けて、より一層の推進を図ることが必要である。

P S Aによる評価を行う際には、そこに用いるデータの不確実さや解析モデルに係る制約条件等を正しく認識することが必要である。したがって、P S Aの研究を推進するに当たっては、サイクル機構の施設を対象に継続して信頼性データを収集・整備し、人的因子を含むデータの分析評価を行うとともに、併せてP S A手法の開発・整備を行い、P S A実施の技術基盤の形成を図ることが重要である。

また、P S A適用研究を進め原子力施設等の設計、建設、運転の各段階に応じた安全性の確保・向上に資する知見の整理及び安全基準類の策定等のための資料の整備に努めることも重要である。

(1) 高速増殖炉に関する研究

高速増殖炉については、リスク情報に基づく高速増殖炉プラントの運転・保守に関する研究では、「もんじゅ」及び「常陽」の機器の信頼性データの収集・整備を継続して行う。また、新規故障データの蓄積に応じて機器故障モード、共通原因故障、経年変化、人的因子等の分析・評価を行う。さらに、異常の早期検知に寄与し得る設備の状態量を故障率の評価に取り入れることにより、リビングP S A手法の高度化を図り、プラントの運転・保守管理方策を検討する。

実用化候補プラントのレベル1 P S Aに関する研究では、実用化候補プラントを対象に、炉心損傷防止の観点から安全上の特徴を分析し、炉心損傷発生頻度を評価するためのシステムモデルを作成する。また、必要な信頼性データの収集または既存の類似機種に関する信頼性データの適用等の検討を実施する。さらに、これらを基にして設計オプションが炉心損傷発生頻度の低減にどれだけ貢献しているかを解析し、設計要求を達成しつつ設備を合理化するための方策を検討する。

「もんじゅ」冷却システムの運転信頼性評価では、冷却系を構成する動的機器及び計装設備を対象に、プラントトリップ発生確率及びそれに対する各機器の寄与割合を算出する。また、その寄与割合の大きい重要機器について故障モードを分析する。さらに、改善等の必要性が見い出された機器について、プラントトリップ発生確率の低減策を策定し、冷却系全体の運転信頼性を評価する。

(2) 核燃料サイクル施設に関する研究

核燃料サイクル施設については、核燃料施設の信頼性評価手法に関する研究で、ハザード同定、システム解析を効率的に行える分析システムの整備を行う。また、機器の故障率、人的過誤率等のデータベースの拡充・整備を行う。

MOX加工施設の確率論的安全評価の適用研究では、同施設へのPSA適用の調査を行い、異常事象・事故シナリオの検討を行う。また、モデルプラントの設定及びシステムモデルの作成を行い、事故シーケンスの抽出及びその発生確率の定量化を行う。さらに、異常事象推移を解析し、放射性物質の移行評価を行い、主要なリスク因子を分析・整理する。

再処理施設の地震に関する確率論的安全評価の適用研究では、原子炉施設の地震PSAについて調査し、東海再処理施設への適用性を検討する。また、東海サイトにおける地震動の発生頻度を定量化する。次に、東海再処理施設の建家及び機器から評価対象を選定し、その損傷確率を定量化し、事故シーケンスを参考として、地震リスクの定量化を行う。

東海再処理施設の確率論的安全評価の実施では、東海再処理施設の安全性確認の評価を参考に実際の運転条件を基本とした評価対象事故を選定する。また、安全性確認で作成した事象進展フローを基に、イベントツリー及びフォールトツリーを作成し、運転経験に基づく機器信頼性データ及び公開信頼性データを用いて、事象発生確率を定量化し、事故発生確率に大きく寄与する設備、機器、構築物を同定する。

1.5 環境放射能

サイクル機構では、再処理施設を始めとする原子力施設の環境放射線(能)の測定、評価等に豊富な実績を有するとともに、モニタリング手法、環境線量評価手法等の研究開発を実施してきている。これらの成果はサイクル機構の施設の安全性の実証に寄与するだけでなく、核燃料サイクル施設の民間事業化等においても活用されている。一方、これまでの施設周辺環境の安全性の評価に加え、さらに広域あるいは地球規模スケールにおける評価の重要性が増してきている。

また、平成11年9月にウラン加工工場で発生した臨界事故により、原子力防災に係る安全研究の必要性も増している。このような状況に鑑み、環境中に自然に存在しているものも含め、放射能及び放射線の公衆及び環境に与える影響等についての評価手法の構築及びデータの収集を行い、これら原子力事故に迅速に対応できることが、原子力に対する安心感を醸成する観点から重要な課題となっている。

このためにも、今後、社会的ニーズに配慮しつつより一層研究開発を推し進めることによって、施設の運転及び放射性物質の取り扱いにおける安全性の向上に資するとともに、国の各種指針等の整備や安全審査に当たっての判断資料となるデータの蓄積に資することが重要となる。

(1) ラドン・トロン及びその壊変生成物の分布と挙動に関する研究

自然放射線による一般公衆の被ばく線量の中で、ラドン・トロン及びその壊変生成物による寄与は極めて大きい。このため、これらの環境中における変動要因について、積極的に研究を進めることが必要である。

環境中のラドン・トロン及びその壊変生成物の測定、挙動評価などに関する研究では、ラドン壊変生成物を長期間測定するための積分測定器を用いた調査及びラドン子孫核種の粒径分布調査を行い、屋外環境での分布と挙動を明らかにする。また、数値計算によるラドン拡散評価コードを高度化して、種々の環境における拡散計算を行い、測定結果と比較検証を行う。

(2) 放射性物質の分布と移行に関する研究

原子力施設の運転等に伴い、環境に放出された放射性核種による被ばく線量は環境から人への放射性核種の様々な移行経路における各過程での核種移行を示すモデル及び定量的なパラメータによって算定される。このため、決定経路(人体の重要な組織・器官に、注目に値する放射線被ばくをもたらすに至る放射性核種の移行経路)及び、環境中における放射性核種の存在量を含めて定量的な解明を進めるとともに被ばく線量算定の精度向上と合理化を図ることとする。

海洋における放射性核種の挙動と拡散予測モデルに関する研究では、海洋中の拡散、移行、沈降、堆積などの諸過程をモデル化するとともに、モデル化に必要なパラメータを取得する。

地球規模の海洋環境における放射性物質移行モデルに関する研究では、海洋環境における放射性物質の移行について、長期的な観点で移行プロセスを捉え、地球規模の環境影響を評価するためのモデルを開発する。

(3) 環境放射線測定、放射性物質の分析・測定等のモニタリング技術開発に関する研究

環境放射線モニタリングは科学技術庁が行っている全国的な放射能調査に加えて、原子力施設に関連のある地方自治体による施設周辺環境モニタリングと原子力事業者による施設内外のモニタリング等がある。全国的調査に係わる試料採取や分析法等は確立され、科学技術庁によりマニュアル化が行われている。また、国公立研究所等で検討された方法によっても実施されている。しかしながら、分析測定機器及び技術等の進歩は極めて早いことから、これらに対応して、モニタリングの精度向上と迅速化、簡易化を目指した技術開発を継続して実施することが重要である。さらに、原子力施設の多様化に伴うモニタリング対象核種の増加に対応するための研究、事故時及び事故後の対応のためのモニタリング手法、環境試料の適切な採取法、有効な指標物の選定についての継続的な研究が必要である。

環境試料の迅速分析及び測定技術の高度化に関する研究では、緊急時モニタリング指針にマニュアルとして反映させるために、空气中放射性核種の迅速定量法を開発する。

緊急時における個人被ばくモニタリング手法に関する研究では、緊急時における迅速かつ的確な対応に資するため、一般公衆などの個人内部被ばくのモニタリング計画及び手法に関する研究を行うとともに、施設別の核種の組成情報などの内部被ばく線量評価支援データベースの開発を行う。また、半導体検出器を用いた全身スキニング型ホールボディカウンタ及びその校正法の開発を行う。

緊急時遠隔空中モニタリング手法に関する研究では、原子力災害発生時における緊急時モニタリング設備、体制の整備に資するため、無人ヘリコプター等に搭載可能な緊急時モニタリング設備を開発し、緊急時における遠隔空中モニタリング手法の整備を行う。

極低濃度長半減期放射性核種の定量法に関する研究では、核燃料施設からの廃棄物管理及びその環境放射能モニタリングへの影響を評価するため、質量分析法などを適用することにより、従来の放射線測定では検出困難な極低濃度長半減期放射性

核種の定量法を開発する。

1.6 廃棄物処分

サイクル機構は、平成11年11月に「わが国における高レベル放射性廃棄物地層処分の技術的信頼性—地層処分研究開発第2次取りまとめ（以下「第2次取りまとめ」という）」を作成し、原子力委員会に報告した。平成12年10月に公表された第2次取りまとめに対する国の評価報告書は、「第2次取りまとめにおいて地層処分の技術的信頼性が示されているとともに、地層処分の事業化に向けて処分予定地の選定と安全基準の策定に資する技術的拠り所となる」との評価結果と今後の具体的研究開発課題や重要検討事項を示している。

平成12年10月には、処分事業の実施主体として「原子力発電環境整備機構（以下「原環機構」という）」が設立され、原環機構は今後、所定の手順を踏んで最終処分施設建設地を選定し、西暦2030年代から遅くとも2040年代半ばまでの操業開始を目途に、国に対して処分に係る事業の申請を行うこととしている。一方、原子力安全委員会は、高レベル放射性廃棄物の地層処分に係る安全規制の枠組みを今後構築していく上での骨格となる「高レベル放射性廃棄物の処分に係る安全規制の基本的考え方について（第1次報告）」を取りまとめた。この中で原子力安全委員会は、実施主体による精密調査地区選定開始時期までに、処分場の設計要件、安全評価に係る安全指標とその基準値、安全評価シナリオ等を定めた安全審査基本指針を策定するなど、事業の進展に合わせて安全の確認が適切に行われるように、安全審査、安全確認等に係る指針・技術基準を策定していくこととしている。

このように高レベル廃棄物地層処分の事業化や安全規制の制度化の検討が急速に進みつつあることから、処分事業等の具体的進展を考慮し、長期的視野に立った計画的かつ総合的に安全研究を推進する必要がある。高レベル廃棄物の地層処分については、今後、国が行う安全規制に係る基準・指針類の処分事業の進展に応じた段階的な整備や、安全評価手法の確立に資するための研究が喫急の課題である。

サイクル機構はTRU廃棄物の処分についても、廃棄体や人工バリアに起因する特有の課題を中心に研究を進めるとともに、高レベル廃棄物処分の研究成果も利用しつつ、処分概念の検討を電力等と協力して行い、それらの成果を平成12年3月に「TRU廃棄物処分概念検討書」として取りまとめた。そのような研究成果等を技術的な背景として原子力委員会原子力バックエンド対策専門部会は、TRU核種を含む放射性廃棄物の処理処分に係る技術的事項や制度的事項について調査・審議を進め、廃棄物の濃度に応じた既存の処分概念の適用性を示し、平成12年3月に専門部会報告書「超ウラン核種を含む放射性廃棄物処理処分の基本的考え方について」として結果を取りまとめるとともに、安全性評価の信頼性の向上を目指した技術開発課題を示した。これを受けて原子力安全委員会は、平成12年6月にこれらの廃棄物の処分に係る安

全規制の基本的考え方の検討に着手した。このような状況から、TRU廃棄物については、TRU廃棄物特有の事象を中心により詳細な検討を進め、安全性評価の信頼性向上や今後検討される安全規制基準等の策定に資する研究が重要である。

本基本計画では、このような研究ニーズを踏まえ、今後具体的に予定されている安全基準・指針等の策定や安全評価手法やデータの信頼性向上、安全裕度の定量的把握等に資する研究を着実に進めていくものとする。

(1) 安全規制の基本的事項に関する研究

安全評価の基本的考え方等に関する調査研究では、具体的な安全基準・指針類の策定に資するため、高レベル廃棄物の地層処分の安全確保に関する考え方及び安全基準等について、諸外国の事例等を調査・整理するとともに、安全目標、評価時間枠及び評価時間枠に応じた安全指標の考え方、補完的安全指標等に関する検討を行う。また、天然に存在する放射性物質や化学物質の濃度、フラックスの補完的安全指標としての適用性について検討する。

(2) 地質環境評価手法に関する研究

本研究では、安全基準・指針類の策定及び安全評価手法の確立と関連する地質環境評価手法の信頼性向上に資するため、以下の研究を行う。

環境変動に伴う地質環境の安定性評価に関する研究では、地震、断層、隆起、火山等の天然現象に関するデータを総合的に整備・解析するとともに、環境変動シミュレーション手法の開発を行う。また、地殻変動観測及び地下水観測を行い、長期安定性に関するデータの精度向上及び環境変動シミュレーション手法の改良に必要なデータを取得する。

結晶質岩・堆積岩に関する地質環境評価手法に関する研究では、それぞれ結晶質岩、堆積岩を対象として、地質環境に関するデータを整備し、これらを基に地質環境評価手法を開発する。

地質環境におけるナチュラルアナログ研究では、ウラン鉱床や断層を利用し、微量元素の長期にわたる移行挙動を把握するための地球化学データを取得するとともに、断層及びその周辺部の力学特性、水理特性、地球化学特性、物質移行特性に関する調査結果を総合し、地質環境特性を定量的に評価し得る調査手法を構築する。

(3) 地層処分の安全評価手法に関する研究

本研究では、安全評価手法及び安全評価に用いるデータの信頼性向上と安全基準・指針類の策定に資するため、以下の研究を行う。

安全評価シナリオに関する研究では、地層処分システムの性能を評価するシナリオについて、構成要素を拡充し、記述内容の信頼性向上を図るとともに、シナリオ開発手法の改良を行う。さらに、改良されたシナリオ開発手法を用いて、サイトスペシフィックなシナリオ設定についての事例研究を行う。

安全評価モデルの体系化・高度化に関する研究では、人工バリア中核種移行モデルを詳細かつ複合的な評価ができるよう改良し、人工バリアシステムの安全裕度の向上を図るとともに、天然バリア中核種移行モデルの高度化を図る。また、サイトが特定された場合に得られる詳細情報を想定し、生物圏のコンパートメントモデルの適用性を確認し、モデルの高度化を図るとともに、安全評価上重要なサイト固有のデータ項目の抽出を行う。

安全評価におけるシナリオ、モデルの不確実性に関する研究では、地層処分の将来挙動を表現するシナリオ、モデルの不確実性として考慮すべき要因を網羅的に整理し、確率論的安全評価を行い、処分システム全体の長期安全評価に伴う不確かさを定量化するための検討を行う。

地下水水質形成モデルの検証及び高度化に関する研究では、深部地下水の水質形成モデルの改良・高度化を行うとともに、データベースを整備する。また、地下水と人工バリア材料の長期の相互作用に関する長期室内試験や類似する天然現象の観察を行うことを通じて、ニアフィールドにおける間隙水の水質推定モデルの高度化及び検証を行う。

深部地下環境下における核種移行データの取得及びデータベースの整備では、熱力学的基礎データ等を取得し、溶解・拡散等の現象理解と安全評価のためのモデルの確立を行うとともに、データ取得方法の標準化を検討する。また、これらデータ及び国際的な最新情報の調査・評価を実施し、データベースとして整備する。

(4) 処分場の設計要件に関する研究

本研究では、人工バリアの長期的な核種閉じ込め機能及び人工バリア相互作用等に係る安全評価手法の信頼性の向上、並びに処分場の設計に適用すべき安全基準・指針類の策定に資するため、以下の研究を行う。

人工バリア及び岩盤の長期挙動に関する研究では、人工バリアや地下施設を対象として、緩衝材の長期物理的・化学的安定性、オーバーパックの腐食挙動、ガス移行挙動、岩盤長期変形挙動、再冠水挙動に関する現象モデル及びデータの検証等を行う。

人工バリア等の性能保証に係る工学技術研究では、オーバーパックの製作、緩衝材の製作・施工、埋め戻し、処分場建設等に関するデータを基盤情報として体系的

に整理するとともに、安全確認のための体系的なシナリオ構築を図り、モニタリングに関する技術的な基盤情報を整理する。

人工バリアのナチュラルアナログ研究では、ガラスの溶解・変質、金属の腐食、ベントナイトの変質に関する調査・研究を行うとともに、人工バリア材料の長期挙動モデルの検証に役立てるため、材質と環境条件を変数として比較検討試験を行う。

(5) TRU核種を含む放射性廃棄物の安全評価手法に関する研究

本研究では、TRU核種を含む放射性廃棄物の地層処分に係る安全評価手法の確立及び関連する安全基準・指針類の策定に資するため、以下の研究を行う。

TRU核種を含む放射性廃棄物処分の安全評価の信頼性向上に向けたデータ及び評価手法の整備では、TRU核種を含む放射性廃棄物の性状に起因して起こる特有な現象を考慮したデータ取得・整備及び性能評価解析を行う。これらの知見やデータを評価シナリオの設定や性能評価モデルの開発に反映させるとともに、モデルの妥当性について検証する。

ヨウ素の高度保持廃棄体・人工バリア材に関する研究では、銅マトリクス固化体やヨウ素を含有させた鉱物等について、処分環境を模擬した条件下における材料の化学的安定性やヨウ素の浸出率、収着係数、溶解度等のデータを取得する。また、得られたデータを基に処分システム構成要素としての適用性を検討する。

1.7 「ふげん」の廃止措置等

新型転換炉「ふげん」については、平成15年度までに新型転換炉の開発に関する研究開発を完了する。この間、プルトニウム利用技術、プラント管理技術等に関する開発成果を集大成するとともに、海外技術者の運転管理技術習得の場として活用する。その後は、施設の廃止措置に移行していくことから、「ふげん」を活用した廃止措置技術に係る安全研究を実施する。

原子炉の廃止措置に関するエンジニアリング支援システムの開発では、「ふげん」の物量及び作業データベースを構築し、解体工法、作業期間などをパラメータにして、原研の開発したコード（COSMARD）により、人工数、被ばく線量等の管理データを計算し、「ふげん」の最適な廃止措置計画を検討するとともに、同コードの圧力管型重水炉への適用性を評価する。また、原研が開発を進めている解体作業シミュレーションシステムの手法と「ふげん」の三次元画像データ、最新のバーチャルリアリティ技術を用いて、作業者の被ばく線量、作業性評価等も評価可能な解体作業シミュレーションシステムを開発する。

原子炉の廃止措置に関する放射能インベントリの評価では、原子炉構造材、生体遮へい体コンクリート、格納容器内にある金属・コンクリートについて、試験片の放射化量測定、放射化箔による中性子束測定等を行い、その結果をもとに放射化量を評価する。

「ふげん」における亜鉛注入によるプラント線量率上昇抑制では、系統化学除染後に実施した亜鉛注入によるプラントの線量抑制効果を実測値および解析値と比較することにより評価する。また、「ふげん」の運転期間中におけるプラント線量変化を評価して報告書を作成し、「ふげん」の開発成果として取りまとめる。

2. 研究課題及びスケジュール

各分野における個々の研究課題について、スケジュールと目標とする成果の利用方策・反映先を含め表に示す。これらの計画は、研究の進捗状況、内外情勢の変化等に応じ、適宜見直しをしつつ、より実効性のある成果が得られるよう進めていく必要がある。

なお、研究課題の番号の○印は原子力安全委員会の年次計画に含まれている課題を示す。このうち、平成13年9月に原子力安全委員会で重点研究課題として選定された課題を◎印で示す。

安全研究課題一覧

	研究課題名	担当部署	頁
〔高速増殖炉分野：23 件〕 ○印は原子力安全委員会の安全研究年次計画課題 ◎印は上記のうちの重点研究課題			
(1) 適切な安全設計・評価方針の策定に関する研究			
◎1-1	高速増殖炉におけるリスク情報を用いた安全設計方針の設定に関する研究	大洗・システム部安全設計 Gr	35
(2) 事故防止及び緩和に関する研究			
○2-1	高速炉心の安全性に係わる核特性評価に関する研究	大洗・システム部中性子 Gr	35
○2-2	高速増殖炉燃料の破損限界に関する研究	大洗・システム部核燃料 Gr	36
○2-3	機器・配管の寿命予測評価に関する研究	大洗・技開部材料研 Gr	37
○2-4	L B B 評価手法に関する研究	大洗・技開部構造 Gr	37
◎2-5	「常陽」を用いた A T W S 模擬試験の実施計画に関する研究	大洗・実験炉部技術課	38
(3) 事故評価に関する研究			
○3-1	過渡伝熱流動現象評価に関する研究	大洗・技開部流体 Gr	38
○3-2	高燃焼炉心内熱流動現象の評価に関する研究	大洗・技開部開発 Gr	39
◎3-3	ナトリウム燃焼及びソースタームに関する研究	大洗・技開部熱化学 Gr	40
◎3-4	ナトリウム-水反応評価技術の高度化に関する研究	大洗・技開部熱化学 Gr	41
(4) シビアアクシデントに関する研究			
◎4-1	炉心損傷時の事象推移評価に関する研究	大洗・技開部リスク Gr	42
◎4-2	炉心損傷時の融体放出移行挙動に関する研究	大洗・技開部リスク Gr	42
(5) 運転管理及び施設管理に関する研究			
○5-1	燃料破損時の運転手法最適化に関する研究	大洗・実験炉部技術課	43
5-2	「もんじゅ」の破損燃料検出装置の信頼性に係る検討	もんじゅ・技術課	43
○5-3	高速炉のナトリウム洗浄及び処理に関する研究	大洗・技開部開発 Gr	44
5-4	「常陽」高性能化プラントの性能評価	大洗・実験炉部技術課	44
5-5	機器・配管の構造健全性モニタリングシステムの開発	敦賀・国センター機器 Gr	45
5-6	「もんじゅ」制御系の安定性に関する研究	敦賀・国センターシステム技開 Gr	45
5-7	「もんじゅ」の安全安定運転達成に向けた技術研修展開	敦賀・国センター研修 Gr	46
5-8	冷却材ナトリウム等の迅速分析手法の検討	もんじゅ・安全管理課	47
5-9	「もんじゅ」再起動時の性能試験計画の検討	もんじゅ・技術課	47
5-10	「もんじゅ」事故時等運転手順書体系の見直しと効果的教育訓練方法の検討	もんじゅ・P一課	48
5-11	工程 FMEA 手法による「もんじゅ」設備点検作業の安全性に係る検討	もんじゅ・P二課	48

〔核燃料施設分野：27件〕 ○印は原子力安全委員会の安全研究年次計画課題 ◎印は上記のうちの重点研究課題			
(1) 臨界安全性に関する研究			
◎1-1	MOX加工施設等の臨界管理に関する研究	東海・放安部安研 Gr	49
◎1-2	未臨界度モニタの開発	東海・再センタ-技開課	49
(2) 遮へい安全性に関する研究			
◎2-1	核燃料施設における中性子線量評価に関する研究	東海・放安部線計課	50
(3) 閉じ込め安全性に関する研究			
◎3-1	プロセス内化学物質に係る異常事象評価研究	東海・再センタ-技開課	50
◎3-2	異常事象時における換気系の安全性に関する研究	東海・放安部安研 Gr	51
○3-3	負圧監視・管理のシステム開発に関する研究	東海・再センタ-保全一課	51
○3-4	グローブボックス等解体技術の開発	東海・Puセンタ-技開室	52
3-5	核燃料施設への静的安全機器の適用性に関する研究	東海・放安部安研 Gr	53
(4) 運転管理・保守及び放射線管理に関する研究			
◎4-1	臨界監視技術の高度化に関する研究	東海・放安部線計課	53
◎4-2	走行式放射線モニタの高度化に関する研究	東海・放安部放管一課	54
4-3	現場放射線管理の高度化	大洗・放安部放管課	55
4-4	α線放出核種の放射線管理技術の向上に関する研究	東海・放安部放管一課	56
4-5	放射線管理用機器の性能向上に関する検討	東海・放安部放管一課	57
4-6	前処理工程機器設備保全履歴データベースの構築	東海・再センタ-前処理課	57
4-7	蒸発缶内部検査技術の確立	東海・再センタ-処理二課	58
4-8	遠隔保守機器寿命・故障管理システムの検討	東海・再センタ-処理三課	59
4-9	ライニング型貯槽における漏えい検知システムの信頼性向上	東海・建工部建設 Gr	60
4-10	鋼材からの水素ガス放出によるライニング型遮へい扉への影響検討	東海・建工部建設 Gr	61
(5) 放射性廃棄物の管理に関する研究			
○5-1	再処理施設低レベル廃棄物処理技術に関する研究	東海・再センタ-技開課	62
5-2	ヨウ素除去技術に関する研究	東海・再センタ-保全一課	63
5-3	再処理施設におけるC-14の放出挙動に関する調査研究	東海・再センタ-技開課	63
5-4	スラッジ除去技術の開発	東海・再センタ-化学一課	64
5-5	気相へ移行するヨウ素の挙動	東海・再センタ-化学一課	65
5-6	クリプトンの固定化技術開発	東海・再センタ-化学一課	65
5-7	不均一系核燃料物質の工程間移動における安全性向上に関する研究	東海・再センタ-転換課	66
5-8	廃液処理工程における機器保全に係る調査検討	東海・再センタ-処理一課	67
5-9	廃シリカゲル処理技術開発	東海・再センタ-処理二課	67

〔耐震分野：1件〕 ○印は原子力安全委員会の安全研究年次計画課題 ◎印は上記のうちの重点研究課題			
(7) 新構造システムに関する研究			
○7-1	核燃料施設免震構造に関する高度化研究	東海・建工部管理 Gr	68
〔確率論的安全評価分野：7件〕 ○印は原子力安全委員会の安全研究年次計画課題 ◎印は上記のうちの重点研究課題			
(1) 高速増殖炉に関する研究			
◎1-1	リスク情報に基づく高速増殖炉プラントの運転・保守に関する研究	大洗・システム安全設計 Gr	69
1-2	実用化候補プラントのレベル1 PSAに関する研究	大洗・システム安全設計 Gr	70
1-3	「もんじゅ」冷却システムの運転信頼性評価	敦賀・国セシテシステム技開 Gr	71
(2) 核燃料サイクル施設に関する研究			
◎2-1	核燃料施設の信頼性評価手法に関する研究	東海・再シテ技開課	71
◎2-2	MOX 加工施設の確率論的安全評価の適用研究	東海・放安部安研 Gr	72
2-3	再処理施設の地震に関する確率論的安全評価の適用研究	東海・再シテ技開課	72
2-4	東海再処理施設の確率論的安全評価の実施	東海・再シテ技開課	73
〔環境放射能分野：7件〕 ○印は原子力安全委員会の安全研究年次計画課題 ◎印は上記のうちの重点研究課題			
(2) ラドン・トロン及びその壊変生成物の分布と挙動に関する研究			
○2-1	環境中のラドン・トロン及びその壊変生成物の測定、挙動評価などに関する研究	人形・安全管理課	74
(3) 放射性物質の分布と移行に関する研究			
○3-1	海洋における放射性核種の挙動と拡散予測モデルに関する研究	東海・放安部環境課	74
○3-2	地球規模の海洋環境における放射性物質移行モデルに関する研究	東海・放安部環境課	74
(6) 環境放射線測定、放射性物質の分布・測定等のモニタリング技術開発に関する研究			
◎6-1	環境試料の迅速分析及び測定技術の高度化に関する研究	東海・放安部環境課	74
◎6-2	緊急時における個人被ばくモニタリング手法に関する研究	東海・放安部線計課	75
6-3	緊急時遠隔空中モニタリング手法に関する研究	敦賀・企画部環境課	75
◎6-4	極低濃度長半減期放射性核種の定量法に関する研究	東海・放安部環境課	75
〔廃棄物処分分野：15件〕 ○印は原子力安全委員会の安全研究年次計画課題 ◎印は上記のうちの重点研究課題			
(1) 安全規制の基本的事項に関する研究			
◎1-1	安全評価の基本的考え方等に関する調査研究	本社・バックエンド推進部	76
(2) 地質環境評価手法に関する研究			
◎2-1	環境変動に伴う地質環境の安定性評価に関する研究	東濃・地質環境研究 Gr	76
◎2-2	結晶質岩に関する地質環境評価手法に関する研究	東濃・瑞浪・研究 Gr	77
◎2-3	堆積岩に関する地質環境評価手法に関する開発	幌延・深地層研究 Gr	78
◎2-4	地質環境におけるナチュラルアナログ研究	東濃・地質環境研究 Gr	78

(3) 地層処分の安全評価手法に関する研究			
◎3-1	安全評価シナリオに関する研究	東海・処分部システム解析 Gr	78
◎3-2	安全評価モデルの体系化・高度化に関する研究	東海・処分部システム解析 Gr	79
◎3-3	安全評価におけるシナリオ、モデルの不確実性に関する研究	東海・処分部システム解析 Gr	79
◎3-4	地下水水質形成モデルの検証及び高度化に関する研究	東海・処分部処分バリア Gr	80
◎3-5	深部地下環境下における核種移行データの取得及びデータベースの整備	東海・処分部放射化学 Gr	80
(4) 処分場の設計要件に関する研究			
◎4-1	人工バリア及び岩盤の長期挙動に関する研究	東海・処分部処分バリア Gr	81
◎4-2	人工バリア等の性能保証に係る工学技術研究	東海・処分部処分バリア Gr	82
◎4-3	人工バリアのナチュラルアナログ研究	東海・処分部処分バリア Gr	82
(5) TRU核種を含む放射性廃棄物の安全評価手法に関する研究			
◎5-1	TRU核種を含む放射性廃棄物処分の安全評価の信頼性向上に向けたデータ及び評価手法の整備	東海・処分部処分材料 Gr	83
◎5-2	ヨウ素の高度保持廃棄体・人工バリア材に関する研究	東海・処分部処分材料 Gr	83
<p>〔「ふげん」の廃止措置等分野：3件〕 ○印は原子力安全委員会の安全研究年次計画課題 ◎印は上記のうちの重点研究課題</p>			
1-1	原子炉の廃止措置に関するエンジニアリング支援システムの開発	ふげん・環境保全課	84
1-2	原子炉の廃止措置に関する放射能インベントリの評価	ふげん・環境保全課	85
1-3	「ふげん」における亜鉛注入によるプラント線量率上昇抑制	ふげん・安全管理課	86

(分野：高速増殖炉) ○印は原子力安全委員会の安全研究年次計画課題、◎印はこのうちの重点研究課題（平成13年9月安全委員会了承）

FBR 1/14

No.	研究課題名 (担当箇所、☆印は主担当)	研究目的	研究内容	研究スケジュール					成果の利用 方針・反映先
				13年度	14年度	15年度	16年度	17年度	
◎1-1	高速増殖炉におけるリク情報を用いた安全設計方針の設定に関する研究 (☆大洗・システム部 安全設計 Gr FBR Gr 技開部リク Gr 熱化学 Gr)	高速増殖炉における安全性の確保を目的として、高速増殖炉の安全研究及び確率論的安全評価研究の成果を集約・分析して安全確保の基本的考え方並びに安全要求レベル等を検討する。また、リク情報を活用しつつ、設計概念案に対応した安全確保方策への要求を含む安全設計方針の検討を行い、適切な指針類の整備に資する。	イ. 安全確保の基本的考え方と安全要求レベル等の調査・検討 将来炉に関する既存情報の調査を基に、高速増殖炉の特性を考慮して、将来の高速増殖炉における安全確保の基本的考え方や定性的、定量的な安全性能の要求レベルを設定するための検討を行う。 ロ. 安全設計方針案の検討・整理 経済性の向上を指向して簡素化されるプラント概念を対象に、イ. で設定した安全性のレベルを確保するため、概略的信頼度評価や既往 PSA 研究の成果等のリク情報を考慮して、各安全機能に関連する設備に対する設計要求条件の検討を行い、安全設計方針案として整理する。 ハ. 安全上の重要事象に対する検討 高速増殖炉に特有な安全上の重要事象(再臨界事象、トリウム漏えい燃焼、トリウム-水反応等)を対象として、上記イ. 及びロ. と整合をとりつつ、安全確保の考え方、設計対応方針等を検討・整理する。	調査・検討			見直し		本課題での研究成果は、実用炉の安全設計・評価審査指針類の整備に反映できる。 将来の高速増殖炉における安全確保の基本的考え方や安全性能の要求レベル等に基づいて安全設計方針等を検討することにより、理解しやすい体系的な安全論理の構築に資する。 本安全設計方針案は、将来炉における安全性を確保した上で、経済性の向上を指向した簡素化されたプラントへの設計自由度の増大に寄与できる。
○2-1	高速炉心の安全性に係わる核特性評価に関する研究 (大洗・システム部中性子 Gr)	高速炉心の定常運転特性、過渡時応答特性及び事故時安全評価において重要となる核特性(臨界性、出力分布、ドップラー反応度、トリウム付反応度等)の予測精度を定量的に評価するために、解析手法と基本データベースを体系的に整備して安全審査等における判断資料とするとともに、予測精度の向上を行うことにより高速炉設計の安全裕度の一層の適切化に資する。	イ. 高速炉心の安全上重要な核特性に関して、所用の評価精度を有する効率的な標準的解析手法並びに臨界実験及び実機の測定・解析データを体系的に整備する。 ロ. 上記の解析手法及び基本データベースを用いて、ナトリウム冷却 MOX 燃料高速炉心及び将来の実用化炉心の概念について、核特性予測精度を定量的に評価する。 ハ. 解析手法の改良及び基本データベースの拡充により、核特性予測精度の向上を図る。	臨界実験及び実機データの最新手法による解析	代表炉心の設定及び核特性評価		解析手法及び測定・解析データベースの整備 現状の核特性予測精度の定量的な評価 解析手法の改良・基本データベースの拡充による予測制度の向上	◎	ここで整備した解析手法と基本データベースにより、高速炉の安全性に係る核特性の予測精度を定量的に評価する手法が確立される。 この成果は、高速炉の安全審査等における判断資料として活用される。 また、本研究で達成した核特性予測精度の向上は、高速炉の実用化に向けての設計研究において、安全裕度の適正化のために反映される。

(分野：高速増殖炉) ○印は原子力安全委員会の安全研究年次計画課題、◎印はこのうちの重点研究課題 (平成 13 年 9 月安全委員会了承)

FBR 2/14

No.	研究課題名 (担当箇所、☆印は主担当)	研究目的	研究内容	研究スケジュール					成果の利用 方策・反映先	
				13年度	14年度	15年度	16年度	17年度		
○2-2	高速増殖炉燃料の破損限界に関する研究 ☆大洗・システム部核燃料 Gr 技開部リスク Gr 燃材部 FMS MMS AGS	定常条件下及び過渡条件下における燃料要素の破損限界について、既存データ及び新たな炉外試験データを評価することにより、安全性を確保しつつ高燃焼度化、高線出力化等の高性能化を達成するための MOX 燃料に適用できる安全基準類の整備に資する。	イ. 定常及び除熱能力低下型過渡条件下での破損限界 オーステナイト鋼並びに実用化炉心の候補材料であるフェライト鋼及び ODS 鋼について、未照射及び照射済被覆管を用いた材料物性に係わる炉外実験を行い、機械的強度、延性等に及ぼす照射効果を明らかにするとともに、破損限界を支配する主要因子を評価する。また、急速加熱バース試験データを拡充し、既存データと合わせて評価することにより、除熱能力低下(流量減少)型の過渡条件下における燃料要素の健全性判断基準について検討する。 ロ. 過出力条件下での破損限界 CABRI 炉、TREAT 炉及び EBR-II 炉での既存の過出力型炉内試験データについて、実験結果の解釈、上記イ.を含む関連物性データのサーベイ及び解析評価からなる総合評価を行い、破損に係わるメカニズムの一般化と燃料条件/過渡条件に依存した破損限界の定量評価手法整備を図る。	強度試験 ◎	◎	◎	◎	◎	◎	イ. の急速加熱バース試験を含む新たな炉外試験によって拡充された材料データベースは、将来的な被覆材料の選定のための情報として活用できる。 また、このような新たな材料データに基づく破損限界の評価結果は、高燃焼度化に対応した燃料要素の健全性判断基準類の整備に反映することができ、設計合理化にも活用できる。 ロ. の最新の解析評価モデルを既存データ全般に適用し、これらのデータをレビューすることで試験結果の解釈を深めることができ、既存データに基づく外挿バースでの破損限界の定量評価手法の整備が可能になる。 また、このような評価を踏まえて試験結果を適切なバースによって整理することにより、燃料特性等を反映した破損判断基準類の検討に反映できる。
				試験データの評価			評価まとめ			
				試験データレビュー						
				解析評価						
								評価まとめ		

(分野：高速増殖炉) ○印は原子力安全委員会の安全研究年次計画課題、◎印はこのうちの重点研究課題 (平成 13 年 9 月安全委員会了承)

FBR 3/14

No.	研究課題名 (担当箇所、☆印は主担当)	研究目的	研究内容	研究スケジュール					成果の利用 方策・反映先
				13年度	14年度	15年度	16年度	17年度	
○2-3	機器・配管の寿命予測 評価に関する研究 [☆大洗・技開部材料研 Gr 構造 Gr 開発 Gr]	高速増殖炉の主要機器・配管の寿命予測に必要なデータ拡充及び予測・測定技術開発を行うことにより、それらを踏まえた現実的な長寿命プラント設計手法の構築に資する。	イ. 材料強度及び損傷組織データの整備・拡充 高速増殖炉の主要構造材料及びその溶接継手について、長時間領域における強度特性データの拡充を継続するとともに、材料の経年化及び寿命予測の観点から解体試験施設及び構造物試験体からの採取試料分析データ、並びに各種損傷組織データの構築を行う。 ロ. 寿命予測・測定技術開発 実用材料の高温環境における損傷シミュレーションプログラムを開発し、イ. で整備したデータを活用することで、精度の高い材料経年化予測を行う。また、損傷蓄積に伴う材料特性変化を測定する技術(磁気等)を検討し、実用化の見通しを判断する。 ハ. 高速増殖炉プラント維持基準の検討 イ. 及びロ. の成果並びに先行する軽水炉プラントを対象とした維持基準を参考に高速増殖炉維持基準が具備すべき内容等についての検討を行う。	13年度: 損傷組織 DB 開発 15年度: 材料データの蓄積 16年度: 基本構成プログラム開発 17年度: 設計	16年度: 実用材料組織変化シミュレーションプログラム開発 17年度: 高速増殖炉プラントの維持基準の検討	金属の組織学的な変化と材料強度特性の劣化の相関を正確に把握した上での寿命、余寿命評価法の確立はプラントの信頼性向上ばかりでなく、非破壊検査技術の高度化の方向や合理的な定期検査のあり方の検討基準となる。 また、対象高速増殖炉プラントにおける経済的かつ安全な実用構造材料選定手段に明確な根拠を与えることができる。 さらに、長寿命プラント設計手法の体系を構築するための基盤技術として活用できる。			
○2-4	LBB 評価手法に関する研究 [☆大洗・技開部構造 Gr 開発 Gr]	高速増殖炉構造を対象に、高温低圧シームという特徴を適切に考慮した LBB (破断前漏えい) 論理及びその適用範囲の明確化を図る。	イ. 初期欠陥の評価 溶接部を含む実機配管における初期欠陥を、適切かつ安全側に包絡して評価する手法の整備を図る。 ロ. 漏えい評価手法の改良 実機負荷条件下の配管要素き裂進展データ取得・充実に継続するとともに、模擬冷却材を用いた漏えい試験を実施する。試験データに基づき、必要な漏えい口と冷却材漏えい量に関するモデル開発や手法の改良を行い、評価プログラムの高度化を図る。 ハ. 適切な LBB 論理の検討 イ. 及びロ. の成果を踏まえて、トリウム冷却型高速増殖炉の特徴を考慮した将来の適切な LBB 論理の構築を図るとともに、その適用範囲を明確化する。	13年度: 想定初期欠陥に関わる検討 15年度: 配管要素き裂進展試験、模擬冷却材漏えい挙動試験、評価手法高度化 17年度: 論理の検討 18年度: 適用検討	高速増殖炉における安全論理の構築に資する。 実用プラントの安全系の合理化に明確な論拠を与えることにより、建設コストの低減につながる。				

No.	研究課題名 (担当箇所、☆印は主担当)	研究目的	研究内容	研究スケジュール					成果の利用 方策・反映先	
				13年度	14年度	15年度	16年度	17年度		
◎2-5	「常陽」を用いた ATWS 模擬試験の実施計画に関する研究 (大洗・実験炉部技術課)	将来、「常陽」を用いた ATWS 模擬試験を実施して高速炉の固有の安全性を実証していくために、フィードバック反応度特性評価、プラント構造健全性評価等を進めて試験の実施計画を策定する。また、ATWS 事象等で、有効性が期待される自己作動型炉停止機構 (SASS) について炉内特性を把握する。	イ. フィードバック反応度評価精度の向上に関する研究 MK-II 炉心の運転経験を通して整備・検証した動特性解析システムを、MK-III 性能試験で実施する過渡試験、MK-III 炉心において実施する反応度成分の定量評価を目的とした試験等により検証する。 ロ. UTOP 模擬試験の実施計画に関する研究 MK-III 炉心において低出力での UTOP 予備試験を実施し、試験結果を用いてイ. の解析システムを検証する。この解析システムを用いた評価、プラント構造健全性評価等に基づき UTOP 模擬試験の実施計画を策定する。 ハ. ULOF 模擬試験の実施計画に関する研究 MK-III 炉心で検証した動特性解析システムを用いた評価、プラント構造健全性評価等に基づき ULOF 模擬試験の実施計画を策定する。 ニ. SASS の炉内特性に関する研究 「常陽」に SASS 試験体を設置し、高温ナトリウム・照射環境下での保持力特性データを取得するとともに、主要構成材料の照射データを蓄積する。	性能試験解析、評価		反応度成分評価のための特性試験実施、評価コード検証				高速炉におけるフィードバック反応度評価精度の向上が図れ、大型ナトリウム冷却型高速増殖炉の固有の安全性評価に活用できる。さらに、実験炉としての「常陽」を活用した ATWS 模擬試験の実施の道を開く。この成果により、安全解析手法、シリアクティビティ評価手法の実炉のデータを用いた検証を可能とする。
○3-1	過渡伝熱流動現象評価に関する研究 (☆大洗・技術開発部流体 Gr 開発 Gr)	高速炉プラントシステム内の定常運転時から事故時にわたる各種過渡伝熱流動現象について、流体と構造の境界領域における複合挙動を評価する手法の開発・整備及びこれに係わる実験を実施する。これにより高速炉プラントシステムの過渡に対する安全性の評価と安全裕度の一層の適正化の検討に資する。	イ. 流体-構造連成挙動に対する安全評価手法の開発・整備 冷却材パワリングの健全性評価に重要な熱過渡特性等について、冷却材側から構造材側まで一貫して過渡伝熱流動現象を機構論的に評価できる解析手法を開発・整備する。 ロ. 熱過渡に伴う流体-構造応答特性に関する試験 流体と構造の境界領域における熱流動挙動の変動・減衰特性、及び長周期の流体温度変動に対する構造物の温度応答特性を水・ナトリウム試験により明らかにし、解析手法を含む熱荷重評価手順の構築に資する。 ハ. 解析コードを用いた安全裕度適正化手順の検討 上記課題等に関して、既存データを含めた各種基礎試験による解析コードの検証手順と解析コードの信頼性を定量的に評価する手順の検討を行うとともに、解析コードを用いて安全裕度を一層適正化するための手順を検討する。	手法の高度化		手法の検証・適用性評価			イ. 及びロ. の成果により、主に配管合流部における流体-構造熱的連成挙動を冷却材側から構造材側までを一貫して高精度で評価することが可能となり、従来保守的に見積もられていた安全裕度などが適正化され、合理的な安全裕度を持つ実用炉の配管合流部の設計・評価に活用できる。 ハ. の成果は、解析コードの標準化や信頼性の定量化などのデータ・ガスとしての活用が可能であり、主に配管合流部に対する設計・評価手順が確立できる。	

(分野：高速増殖炉) ○印は原子力安全委員会の安全研究年次計画課題、◎印はこのうちの重点研究課題（平成13年9月安全委員会了承）

FBR 5/14

No.	研究課題名 (担当箇所、☆印は主担当)	研究目的	研究内容	研究スケジュール					成果の利用 方策・反映先	
				13年度	14年度	15年度	16年度	17年度		
○3-2	高燃焼炉心内熱流動現象の評価に関する研究 [☆大洗・技開部開発 Gr 流体 Gr]	高燃焼度化・高線出力化を目指した炉心の開発においては、燃料ピンへのスリットなどによる燃料集合体内の冷却材流路変形に対する熱流動特性の変化や、集合体の炉内長期滞在化などによる集合体ダケの熱的変形の影響評価が必要である。本研究は、これらの変形やその影響を予測するための熱流動評価手法を開発し、高速炉の安全性向上と高性能化、並びに安全評価指針類の検討に資する。	<p>イ. 燃焼時の燃料ピンバンドルの変形に伴い冷却材流路の狭窄やピン接触などが生じた場合、あるいは流路閉塞が発生した場合の燃料ピン温度を評価する手法を開発する。燃料集合体内熱流動特性に影響の大きい変形モードの想定に基づいて炉外試験を計画・実施し、過渡時・異常時を含む熱流動特性の解明を行う。また、これらの変形モードを有する燃料集合体内の熱流動解析手法を開発し、試験データに基づいて検証する。これらにより高い燃焼度まで、より適切な安全裕度をもって使用できる高性能な炉心の実現に寄与する。</p> <p>ロ. 燃料集合体ダケの熱的変形及び照射変形の評価に必要なダケの温度分布を精度良く予測するため、様々な運転モードにおける集合体内部や集合体間ギャップ部を含む炉心全体の熱流動特性を評価する解析手法の開発を行う。また、炉外試験データによる検証を行う。</p> <p>なお、本研究のイ. については、大学における基礎研究の成果等を活用していくものとする。</p>	○	○	○	○	○	○	<p>燃料ピンのスリットなどによる流路変形が生じた場合の集合体内の熱流動特性や炉心槽を含む炉心全体の熱流動特性を評価することが可能となり、高い燃焼度を達成できる高性能炉心の設計評価に活用できる。</p> <p>また、これらの評価手法・実験データベースにより高性能炉心の安全評価や安全裕度の適切化のための技術基盤を提供する。</p>
				○	○	○	○	○	○	

No.	研究課題名 (担当箇所、☆印は主担当)	研究目的	研究内容	研究スケジュール					成果の利用 方策・反映先
				13年度	14年度	15年度	16年度	17年度	
◎3-3	ナトリウム燃焼及びソ ースタームに関する研究 (☆大洗・技開部熱化学 Gr 開発 Gr 機器研 Gr 流体 Gr 燃材部 AGS)	ナトリウム漏えい燃焼挙動 の詳細現象把握による評 価手法高度化、漏えい検 出システムの高度化及びソ ースターム評価手法の高度化を進 めることにより、高速増 殖炉のナトリウム漏えいに関 する安全性向上方策及び 線源想定への検討に資す る。	イ. ナトリウム漏えい燃焼評価手法の整備 ナトリウム燃焼挙動をより詳細に把握するために、典 型的な燃焼形態（液滴燃焼、プール燃焼等）を対象 として詳細実験を実施する。また、これまで個別 に開発を進めてきたナトリウム漏えい燃焼及びそれ に伴う種々の化学反応、170V 挙動等に関する解析 手法を統合するとともに、その検証及び適用性評 価を行い、ナトリウム漏えい燃焼解析コードの高度化を図 る。 ロ. 微小漏えいの検出信頼性評価 高感度かつナトリウム選択的検出性を有する手法（レ ザ利用）について、検出系の適用性を評価し、微小 漏えい燃焼時における検出信頼性の向上に資す る。 ハ. ナトリウム・コンクリート反応試験 ナトリウムとコンクリートが接触した場合の実験デー タの拡充と評価手法の高度化を図るため、ナトリウムとコン クリートの反応現象や発生する水素の挙動に着目した試 験を実施し、解析モデルを改良・整備する。また、 炉外のナトリウム・デブリ・コンクリート相互作用について の検討を開始する。 ニ. ソースターム移行挙動評価手法の整備 ソースターム移行挙動評価手法を高度化するために、 燃料からの放射性物質放出挙動を定量化するた めの実験等を実施するとともに、関連する解析モ デルの改良・検証を行う。 なお、本研究のイ. については、大学における 基礎研究の成果等を活用していくものとする。	実験、解析コード統合・高度化			解析コード検証、 適用性評価		ナトリウム漏えい燃焼に ついては、「もんじゅ」 事故や新しい知見を 反映した評価手法の 高度化により、設計検 討に利用できる。ま た、高速増殖炉の実用 化に向けて、放射性物 質放出移行挙動評価 の高度化により、より 現実的な線源想定 の検討に反映できる。
					検出性評価		信頼性評価		
				試験、解析モデル改良・整備			デブリとの相互 作用の検討		
					試験、解析モデル改良・検証				

No.	研究課題名 (担当箇所、☆印は主担当)	研究目的	研究内容	研究スケジュール					成果の利用 方策・反映先	
				13年度	14年度	15年度	16年度	17年度		
◎3-4	ナトリウム-水反応評価技術の高度化に関する研究 (大洗・技開部熱化学Gr)	蒸気発生器でのナトリウム-水反応事象に関して、反応ジェットの熱的挙動、伝熱管の破損伝播現象、水リーク検出特性等の試験研究と解析モデル開発を行うことで、影響の緩和と安全評価技術の高度化を図る。	<p>イ. ナトリウム-水反応試験 ナトリウム-水反応現象のメカニズムを解明するため、ナトリウム-水反応試験施設を用いて、反応ジェットの熱的挙動、反応界面不安定特性や未反応水の効果、水リーク検出特性等に関する試験データを取得する。</p> <p>ロ. 蒸気発生器水リーク試験 蒸気発生器水リーク試験施設を用いて、蒸気発生器のナトリウム流動やブローアウト効果を含めた水リーク試験を実施し、実機条件に則した条件で蒸気発生器水リーク時の総合的な安全性の実証を行うとともに、ハ. の評価手法の検証データを取得する。</p> <p>ハ. ナトリウム-水反応評価手法の高度化 ナトリウム-水反応現象を機構論的に評価するため、反応ジェットに関する化学反応を伴う多成分多相流の解析コードを開発整備して、イ. 及びロ. の試験データにより検証を行う。これらのモデルにより、伝熱管破損伝播評価手法及び大リーク時影響評価手法の高度化を図る。</p> <p>なお、本研究のハ. については、大学における基礎研究の成果等を活用していくものとする。</p>		最適データの取得					<p>研究成果は、蒸気発生器でのナトリウム-水反応事象に対する安全評価のための判断材料として活用される。小研究課題毎の反映は以下の通り。</p> <p>ナトリウム-水反応試験データは、機構論的ナトリウム-水反応評価手法開発のためのモデル構築・検証に反映される。</p> <p>蒸気発生器水リーク試験データは、上記評価手法の総合検証に反映される。</p> <p>機構論的ナトリウム-水反応評価手法は、伝熱管破損伝播評価手法の高度化と設計基準水リークの妥当性確認及び大リーク時影響評価手法の高度化と冷却系パワングリ健全性確認に活用される。</p>
					総合検証データの取得					
						評価手法の整備・検証				

No.	研究課題名 (担当箇所、☆印は主担当)	研究目的	研究内容	研究スケジュール					成果の利用 方策・反映先
				13年度	14年度	15年度	16年度	17年度	
◎4-1	炉心損傷時の事象推移評価に関する研究 ☆大洗・技開部リカ Gr システム部 安全設計 Gr	FBE 実用炉の安全論理構築のために、炉心損傷事故評価の標準的安全評価手法を開発・検証・確立する。また、開発した安全解析コードを実用炉の安全解析に適用することにより、実用炉の炉心設計、成立性評価及び安全評価の考え方の整備への反映を行う。	<p>イ. 安全性試験データの総合評価 CABRI 炉内試験を中心としたこれまでの国内外の実験データを総合的に分析・評価するとともに、SAS 及び SIMMER コードの検証・改良に反映する。</p> <p>ロ. 起因過程解析コードの開発・検証 既存の試験データを用いた SAS4A の検証を行うとともに、実用炉評価に必要な空間依存動特性等のモデル高度化を行い、標準的解析手法として整備する。</p> <p>ハ. 炉心崩壊過程解析コードの開発・検証 既存及び新たな試験データを用いた SIMMER - III の検証を行うとともに、併せて3次元コード SIMMER - IV の開発を行い、標準的解析手法として整備する。</p> <p>ニ. 大型炉安全評価への適用性検討 イ. ~ハ. の成果を大型炉の安全解析に適用することを通じて、実用炉の炉心設計への反映事項及び炉心損傷事故評価の考え方を整理する。</p> <p>なお、本研究のハ. については、大学における基礎研究の成果等を活用していくものとする。</p>	<p>CABRI 試験評価</p> <p>SAS4A コードの開発・検証</p> <p>SIMMER-III/SIMMER-IVの開発・検証</p> <p>大型炉安全評価への適用検討</p>	<p>その他の試験評価</p> <p>標準化</p> <p>標準化</p> <p>安全論理への反映</p>	<p>標準化</p> <p>標準化</p>	<p>FBR 実用炉の基準的概念である大型 MOX 炉を対象とした炉心損傷事故評価に用いる炉心安全解析コードを完成し、評価手法体系を確立することにより、炉心安全性に係わる成立性検討の技術基盤を提供する。 開発・整備した安全解析コードを用いて、大型実用炉に求められる再臨界排除の概念に早期に見通しを得ることにより、実用化時代の新たな安全論理の構築に資する。</p>		
◎4-2	炉心損傷時の融体放出移行挙動に関する研究 ☆大洗・技開部リカ Gr システム部 安全設計 Gr	高速増殖炉の炉心損傷時に形成される溶融炉心物質が炉心領域から排出される際の初期条件及びその後の固化・分散・再配置挙動を実験的に解明し、早期燃料排出による再臨界問題排除の見通しを得るための根拠を提供する。	<p>イ. 模擬物質を用いた炉外基礎試験 模擬物質を用いた炉外での融体放出移行挙動試験を実施し、炉心からの排出経路中での融体の放出・移行・固化現象に係わる基本メカニズムの解明を行い、解析モデルの改良・検証のための基礎データとして活用するとともに、その知見を下記ロ. における試験条件の選定に反映する。</p> <p>ロ. IGR 炉内・炉外試験 ガフ共和国、国立原子力センターの IGR 炉内試験施設及び炉外試験施設を用いて、実燃料を用いた融体放出挙動試験を実施し、上記イ. の基礎データと合わせて再臨界問題排除に係わる基本メカニズムを実験的に把握するとともに、解析モデルの改良・検証のためのデータを構築する。</p> <p>なお、本研究のイ. については、大学における基礎研究の成果等を活用していくものとする。</p>	<p>低温試験</p> <p>炉内試験準備</p> <p>炉外試験準備</p>	<p>高温試験</p> <p>試験実施</p> <p>試験実施</p>	<p>試験後検査</p> <p>試験後検査</p> <p>試験後検査</p>	<p>炉心損傷事故時の溶融炉心物質の炉心からの排出挙動及び溶融炉心プールの拡大挙動に関する実験的データを取得し、炉心内の構造壁の破損評価手法や SIMMER 等の安全解析コードの改良・検証に反映することにより、実用炉で目指す再臨界問題排除の見通しを得る。</p>		

(分野：高速増殖炉) ○印は原子力安全委員会の安全研究年次計画課題、◎印はこのうちの重点研究課題（平成13年9月安全委員会了承）

FBR 9/14

No.	研究課題名 (担当箇所、☆印は主担当)	研究目的	研究内容	研究スケジュール					成果の利用 方策・反映先
				13年度	14年度	15年度	16年度	17年度	
○5-1	燃料破損時の運転手法最適化に関する研究 (大洗・実験炉部技術課)	破損燃料を精度良く高信頼性で短時間に同定し得る破損燃料検出法を確立するとともに、最近の技術を取り入れて高度化する。高度化した破損燃料検出法を取り入れた場合の燃料破損時の高速増殖炉プラントにおける最適な運転手法を策定することによって、プラント運転における安全性と信頼性を向上させる。	イ. FFD/FFDL システムの高度化に関する研究 「常陽」の運転を通して破損燃料検出システム（RIMS）の信頼度の向上を図る。特に、レーザー共鳴イオン化質量分析システム（RIMS）について、「常陽」のガ-ガス等を用いた評価により、その適用性を確認する。 ロ. 燃料破損時のプラント運転手法の最適化に関する研究 燃料破損模擬試験により、破損燃料検出システムも含め、燃料破損発生時から破損燃料の取り出し、貯蔵までのプラント運転手法の検証を行う。 イ. で高度化した破損燃料検出法を取り入れた場合の燃料破損時の最適なプラント運転手法を策定し、RTCB（Run to Cladding Breach）試験で実証する。		RIMSの開発	燃料破損模擬試験のデータ取得・評価	RTCB試験によるRIMS実証	RTCB試験のデータ取得・評価	RIMSの導入等により、濃縮操作を伴わずに核分裂生成ガスやタ-ガスの質量分析が実施できるため、短時間に高信頼度で破損燃料を同定できる破損燃料検出システムを確立できる。また、本破損燃料検出システムの導入により、燃料破損時のプラント運転手法の高度化が可能である。これらの成果は、「常陽」、「もんじゅ」及び将来の高速炉の運転信頼性を向上させるための技術基盤となる。
5-2	「もんじゅ」の破損燃料検出装置の信頼性に係る検討 (もんじゅ・技術課)	「もんじゅ」で採用している破損燃料検出装置の検出能力を評価することにより破損燃料検出装置の信頼性を把握するとともに、破損燃料検出装置の運用方法の最適化を図る。	イ. 「常陽」における燃料破損模擬試験等を基に、「もんじゅ」における燃料破損時の核分裂生成物やタ-ガスの1次冷却材中への放出割合およびガ-ガス空間への希ガスFP等の移行割合などを評価する。 ロ. イ. の評価結果等を基に、「もんじゅ」で採用している破損燃料検出装置（遅発中性子法、ガ-ガス法およびタ-ソ-法）の燃料破損の検出能力や破損燃料の位置同定能力を評価し、破損燃料検出装置構成の信頼性を把握する。また、破損燃料検出装置の最適な運用方法などについて検討する。		燃料破損時の核分裂生成物の放出割合の評価	燃料破損の検出能力などの評価	破損燃料検出装置の運用方法の検討	まとめ	燃料破損時の核分裂生成物の放出割合等の評価を行うことにより、燃料破損の検出能力、破損燃料の位置同定能力について信頼性が向上し、燃料破損時のプラント運転手法の高度化が可能となる。

(分野：高速増殖炉) ○印は原子力安全委員会の安全研究年次計画課題、◎印はこのうちの重点研究課題（平成13年9月安全委員会了承）

FBR 10/14

No.	研究課題名 (担当箇所、☆印は主担当)	研究目的	研究内容	研究スケジュール					成果の利用 方策・反映先	
				13年度	14年度	15年度	16年度	17年度		
○5-3	高速炉のナトリウム洗浄及び処理に関する研究 [☆大洗・技開部開発 Gr 環境課]	高速炉のメンテナンスや廃炉時における放射性物質を含む機器付着トリウム及び大量のトリウムを安全かつ経済的に洗浄・処理する技術基盤を確立するために、反応現象や影響を与えるパラメータの明確化、モdelingや制御技術の高度化及び保管・貯蔵技術の検討を行う。	イ. トリウム洗浄技術に関する試験 機器付着トリウムの洗浄に影響を与える被洗浄物に付着するトリウムの性状の効果や圧力、温度、洗浄溶媒等の洗浄条件の効果を確認するための試験を実施する。 ロ. トリウム処理技術に関する試験 大量のトリウムを化学的に安定な化合物に変換するための反応に関する現象把握、影響を与える各種因子を把握するための試験を実施する。 ハ. 廃棄物保管体に関する検討 放射性トリウム化合物の長期保管を可能とするため、保管用固化体の構造健全性、最終生成量、コストについて調査を行うとともに試験に着手する。	○	○	○	○	○	○	高速炉のメンテナンスや廃炉時における放射性トリウムの洗浄や処理を安全かつ効率的に行うため、早期に基礎技術を確認し、技術基準や安全評価に係る判断材料に資する。
5-4	「常陽」高性能化プラントの性能評価 [☆大洗・実験炉部技術課 原一課 原二課]	MK-III炉心として高度化改造した「常陽」において、総合機能試験、性能試験を実施し、プラントの安全性を確認するとともに、得られたデータによりプラントの性能評価を行い、設備や運転手法の改善策をまとめ、安全性の向上に資する。	イ. 総合機能試験の実施 改造したプラントの総合機能試験を実施し、原子炉運転前のトリウムプラントとしての信頼性及び安全性を確認する。 ロ. 性能試験の実施 高性能化プラントの性能試験を実施し、炉心及びプラントの特性を把握するとともに、原子炉が安全かつ安定に運転できることを確認する。 ハ. 高性能化プラントの総合評価 イ. およびロ. で得られた試験データを基に、設計との比較を行うことにより、炉心・冷却系等の設計の妥当性を評価する。また、これらの評価を基に、「常陽」の安全性をより向上させるための設備や運転手法の改善策をまとめる。	○	○	○	○	○	○	総合機能試験及び性能試験により高性能化プラントの性能が把握でき、プラントの運転の安全性が確認できる。実機で得られたデータと設計との比較評価は、高性能化プラントの炉心・プラント設計の妥当性の確認や設計手法の改善に活用できる。また、安全性向上のための設備や運転手法の改善に活用する。 さらに、これらの成果は「もんじゅ」の安全性向上にも反映できる。

No.	研究課題名 (担当箇所、☆印は主担当)	研究目的	研究内容	研究スケジュール					成果の利用 方策・反映先	
				13年度	14年度	15年度	16年度	17年度		
5-5	機器・配管の構造健全性モニタリングシステムの開発 (敦賀・国際炉機器 Gr)	トリウムを内包する機器・配管のプラント運転中の構造健全性をモニタリングするためのデータ採取方法、健全性評価方法及びモニタリングシステムのネットワーク・ハードウェア構成を検討し、システムの整備を行い、「もんじゅ」の運転安全に資する。	軽水炉・海外炉等で運用されている機器・配管の構造健全性をモニタリングするシステム (実際のプラントデータから機器・配管の疲労損傷評価等を行うシステム) の調査を行い、「もんじゅ」用のモニタリングシステム概念の検討を行い、開発すべきモニタリングシステムに必要な機能や仕様をまとめ、プロトタイプシステムを製作する。	○	○					プラント運転に伴う機器・配管の現在の状態を表示し、健全性への影響があるような場合には、その健全性評価の内容を監視できる。また、その情報より点検・保守すべき機器・配管の場所の情報を得ることができる (予防保全の補助的なシステム)。
5-6	「もんじゅ」制御系の安定性に関する研究 (敦賀・国際炉システム技開 Gr)	「もんじゅ」の安定な運転を確保するために、過去の性能試験で報告された運転制御に関して改善が望まれる項目を明確にし、予定の改造工事の内容も踏まえた上でシミュレーションによる予測解析で運転操作と制御の安定性の評価を行う。	「もんじゅ」のプラント動特性解析コード*を用い、過去の性能試験 (SST) の再現解析による解析コードのチューニングと解析関連機能の整備、及び「もんじゅ」改造工事に伴うプラントシステム/機器の特性変化の取込みを行う。また、制御の応答性に関する予測解析や感度解析を実施し、「もんじゅ」運転再開後の性能試験計画の作成に資して、安定運転を確保する。 このため、以下を段階的に実施する。 イ. 過去の運転実績の調査による懸案項目の洗い出し ロ. プラント動特性解析コードによる過去の SST 結果の再現解析によるチューニングと必要に応じたシミュレータ機能の改造 ハ. 「もんじゅ」改造項目の中で運転制御への影響が予想される項目の抽出と影響の評価 ニ. 「もんじゅ」SST の予測解析及び制御定数や機器特性を変化させた時の安定領域への影響を見る感度解析 *…FANPSY (「もんじゅ」水蒸気系インジニアリング シミュレータ) Super-COPD (「もんじゅ」プラント動特性解析コード)		○	○	○	○	○	本研究の成果は、今後の SST の試験計画の作成や試験項目/手順の検討、また必要に応じて改造工事内容への反映に利用する。

No.	研究課題名 (担当箇所、☆印は担当)	研究目的	研究内容	研究スケジュール					成果の利用 方策・反映先
				13年度	14年度	15年度	16年度	17年度	
5-7	「もんじゅ」の安全安定運転達成に向けた技術研修展開 [☆敦賀・国際シミュレーション研修 Gr 訓練 Gr]	「もんじゅ」の運転員および保守員を対象に、運転シミュレータ訓練、トリウム取扱研修及びFBR特有機器設備を主体とした保守研修を実施し、「もんじゅ」の再起動とその後の安全・安定な運転を支援する。	<p>イ. 運転シミュレータによる教育訓練の実施 「もんじゅ」の運転員に対して、運転シミュレータを用いた実技訓練によってトリウムの技能を高めるとともに、運転シミュレータの理解習得により、これに基づいて行動するトリウムの技能を確実にする教育訓練を、運転員の資格に応じて行う。また、判断や意思決定を必要とするケースに対してこれを円滑に行えるように、FBRの設計思想等の理解習得のための教育研修を行う。これらの研修により、運転員の資質の維持、向上を図り、「もんじゅ」の安全・安定運転に資する。</p> <p>ロ. トリウム取扱研修の実施 「もんじゅ」の冷却材としての金属トリウムの物理化学的特性の理解や、トリウムループの運転技術習得、トリウム漏洩時の燃焼挙動の理解やトリウム漏えい火災への対応等に係る技術習得のための教育研修を行う。これらの研修により、運転員および保守員の資質の維持、向上を図り、「もんじゅ」の安全・安定運転や異常時の適切な対応に資する。</p> <p>ハ. 保守作業研修の実施 FBRに特有な機器設備や重要な機器設備に係る保守、点検作業を中心とした実技研修ならびに「もんじゅ」設計技術情報の理解習得を目的とした教育研修の組合せにより、設計思想や設計条件等の知識に裏打ちされた保守点検作業を実現し、「もんじゅ」の安全・安定な運転のための適切なプラント維持管理と、異常時の迅速な対応を図ることが出来るようにする。</p> <p>ニ. 研修共通事項に係る検討 上記の研修について、質を維持、確保し、研修効果を高めるための手段の検討、導入および活用を行う。また、計算機シミュレーション等を活用した先進的な研修手段の検討、導入を行う。</p> <p>本研究は、研究課題「「もんじゅ」事故時運転手順書の体系的見直しと効果的教育訓練方法の検討」と連携して実施する。</p>	<p>研修の実施と改良、新規研修の導入</p> <p>研修の実施と改良、新規研修の導入</p> <p>研修の実施と改良、新規研修の導入</p> <p>検討と研修への反映</p>	<p>計画的かつ着実な技術研修の実施により、「もんじゅ」の運転員、保守員の更なる資質向上を図り、「もんじゅ」の安全・安定運転の達成に寄与する。また、各種シミュレータ類に反映させる。</p>				

No.	研究課題名 (担当箇所、☆印は主担当)	研究目的	研究内容	研究スケジュール					成果の利用 方策・反映先
				13年度	14年度	15年度	16年度	17年度	
5-8	冷却材ナトリウム等の 迅速分析手法の検討 (もんじゅ・安全管理課)	「もんじゅ」の冷却材 トリウム中不純物分析及び 各種設備点検等で回収され るトリウム化合物の組成 分析を迅速化し、プラント 運転に対する情報の即応 性を図り、「もんじゅ」の 安定・安全運転に資する。 また、トリウム漏えい検出 設備の一つとして「もん じゅ」に設置されている ガス吸引型差圧検出設備 のフィルタ付着トリウムのパ ックラウトを測定・把握し、 漏えい警報発報時の真偽 判定の迅速化に資する。	イ. 冷却材トリウム中不純物分析の迅速化 半導体等の各分野で広く採用されている、固体 金属を直接分析する「ゲル-放電質量分析装置」を 用いて、金属トリウム中の多元素分析を直接行う手 法を試験・検討し、現状実施しているトリウム中不純物 (酸素、水素、炭素等放射性核種を除く18元素) の元素毎の単一定量分析手法からの代替の可否を 判断する。 ロ. トリウム化合物分析の迅速化 これまでに実施した設備点検等で回収されたトリ ウム化合物の組成分析方法を整理・評価するととも に、データの信頼性向上と分析時間短縮に向け、X 線分析装置等を活用した迅速分析手法の確立を図 る。 ハ. トリウム漏えい検出器フィルタのバックラウト評価 「もんじゅ」1次、2次、EVST各系統・設備に 設置されている差圧式トリウム漏えい検出設備のフィル タ(DPDフィルタ)付着物のバックラウト(トリウム、塩素・ 硫酸イオン等)を測定・評価し、現状定められている トリウム漏えい警報発報時の確認方法によって、警報 の真偽判定が困難な場合に実施する手分析時の判 定基準値を求める。	予備試験データの整理評価 試験検討(標準物質の調達・検量線作成含む) まとめ・代替可否判断 現状分析手法の整理・課題抽出 データ信頼性向上・迅速化に向けた試験検討 計画書作成 各系統DPDフィルタのバックラウト測定 データ評価・基準値算出					冷却材トリウムの純度 管理や種々のトラブル発 生時に化学分析から の評価手法として、 「もんじゅ」、「常陽」 はもとより、将来炉の 運転安全のために技 術提供できる。
5-9	「もんじゅ」再起動時 の性能試験計画の検討 (もんじゅ・技術課)	トリウム漏えい対策を始 めとし種々の安全性向上 のための改造工事を行っ た「もんじゅ」において、 再度実施する性能試験は 安全かつ確実にこなさ なければならない。性能試験 では発電炉としての「も んじゅ」の機能性能を確 認すること及び将来の高 速炉実用化に資する実 プラントデータを取得する ことが要求される。上記観 点を十分に考慮して性能 試験の試験項目・内容、 工程を検討し、性能試験 計画を立案することで、 性能試験の安全確保を 図る。	イ. 試験項目の選定 トリウム漏えい対策を始めとする種々の安全性向 上のための改造工事、安全総点検等指摘事項、高 速炉実用化に資するためのデータ取得、前回性能試 験の経験の反映等を基に、種々の観点から、性能 試験計画を総合的に見直すと同時に、再実施する 性能試験項目の選定を行う。この際、所定の期間 に可能な限り多くのデータを取得できるように、理 想的な試験実施ができるように試験項目を選定す る。 ロ. 試験内容等の確定 選定された試験項目について、必要に応じ予備 解析を行い、試験実施時の安全性を十分確保しつ つ、必要なデータを取得するための具体的な試験 内容を検討・確定する。 併せて、試験実施時に必要なプラント制限条件の設 定及び必要に応じて仮設備の概念検討を行う。	試験項目の選定 試験内容等の確定					性能試験において、 安全かつ確実に試験 を実施し、「もんじゅ」 の機能性能を確認す るため及び将来の高 速炉実用化に資する ための実プラントデータ を確実に取得し、評価す る。

No.	研究課題名 (担当箇所、☆印は主担当)	研究目的	研究内容	研究スケジュール					成果の利用 方策・反映先
				13年度	14年度	15年度	16年度	17年度	
5-10	<p>「もんじゅ」事故時等運転手順書体系の見直しと効果的教育訓練方法の検討</p> <p>☆もんじゅ・P-課 敦賀・国際センター訓練 Gr</p>	<p>「もんじゅ」の事故時等に用いる運転手順書について手順書体系を見直し、事故発生後の対応手順についてより明確にするとともに、運転員の訓練に適用して運転安全性の向上に資する。</p>	<p>「もんじゅ」の事故時等に用いる運転手順書は、異常時運転手順書と故障時運転手順書で構成されている。これまで「もんじゅ」の安全総点検の結果などに基づき、1次系、2次系等において、ナトリウム漏えい等の事象が発生した場合に必要な運転操作手順について検討し、手順書の充実を図っているが、これらの手順書について、以下の事項を実施する。</p> <p>イ. 事故時等運転手順書体系の見直し 異常時及び故障時運転手順書体系を見直し、手順書の統合整理、新たに必要手順書の検討をした上で、体系を再構築する。</p> <p>ロ. 事故時等運転手順書の検討・整備 イ. 項の結果に基づき、運転手順書の検討・追加・整備を行う。また、運転手順書について記載内容の適切性及び運転員の充足性を確認するため、必要に応じてシミュレータを用いた検証を行う。</p> <p>ハ. 効果的教育訓練方法の検討 整備した運転手順書の体系に基づき、運転員に対する効果的な教育訓練方法、訓練結果の評価方法等の検討を行う。</p> <p>本研究は、研究課題『「もんじゅ」の安全安定運転達成に向けた技術研修展開』と連携して実施する。</p>	<p>異常時・故障時運転手順書体系の見直し検討</p> <p>運転手順書の検討・整備</p> <p>シミュレータを用いた手順書の検証</p> <p>効果的教育訓練方法・評価方法の検討</p>	<p>「もんじゅ」の安全・安定運転の向上に寄与するとともに、FBRの実用化に向けた事故時運転対応の基礎となる。</p>				
5-11	<p>工程 FMEA 手法による「もんじゅ」設備点検作業の安全性に係る検討</p> <p>(もんじゅ・P二課)</p>	<p>「もんじゅ」における主要な設備点検作業における作業安全性確保策の信頼性向上を目的として、信頼性解析手法の一手法として多用されている工程 FMEA 手法*を用いた作業工程解析を行い、その結果に基づいた作業安全対策の検討を行う。</p> <p>* : Failure Mode and Effects Analysis;故障モード影響解析と呼ばれる解析手法</p>	<p>イ. 手法の調査 社内外の文献等により工程 FMEA 手法の調査を行い、評価手法を習得する。</p> <p>ロ. 実作業評価への試適用 「もんじゅ」の代表的な設備点検作業を選定し、同手法の適用を試み、評価検討を行う。</p> <p>ハ. 総合評価と標準化 H14年度実施の適用結果を分析・評価し、必要に応じて同手法適用に係る標準化を行う。</p>	<p>手法の調査</p> <p>実作業評価への試適用</p> <p>総合評価と標準化</p>	<p>個々の適用ケースで得られた安全対策は、重要かつ実現可能なものから随時実際の点検作業に反映し作業安全性の向上を図るとともに、工程 FMEA 手法による検討の経験を標準化しておくことにより、将来「もんじゅ」以外の原子力施設においても利用可能な評価手法として整備しておく。</p>				

(分野：核燃料施設) ○印は原子力安全委員会の安全研究年次計画課題、◎印はこのうちの重点研究課題 (平成 13 年 9 月安全委員会了承) 核燃 1/19

No.	研究課題名 (担当箇所、☆印は主担当)	研究目的	研究内容	研究スケジュール					成果の利用 方策・反映先	
				13年度	14年度	15年度	16年度	17年度		
◎1-1	MOX 加工施設等の臨界管理に関する研究 (東海・放安部安研 Gr)	MOX 加工施設の実用化へ向けて、臨界安全解析コード、核データ等の拡充・整備及び臨界安全データの整備を実施し、施設の臨界安全設計における信頼性の向上及び施設運転における臨界安全性の向上並びに臨界安全評価に係る安全審査の判断資料の整備に資する。	イ. 臨界安全解析手法の高度化整備 臨界安全解析コード、核データ等の拡充・整備を行い、MOX 加工施設等への適用性検討のための検証計算を実施する。 ロ. 臨界安全データの整備 MOX 加工施設を対象とした臨界安全データの整備として、MOX 非均質系データの整備を実施する。 また、核種の同位体組成、反射条件等の設定における臨界安全データの安全裕度の評価・検討及び裕度を考慮したデータ整備を行う。以上のデータの整備により、1996 年に公開した MOX 取扱施設臨界安全ガイドブックの充実を図る。	○	○	○	○	○	○	安全裕度の確認、商業用 MOX 加工施設の安全審査への貢献
◎1-2	未臨界度モニタの開発 (東海・再セキ技術部 技開課)	未臨界度の解析手法の開発と未臨界度測定技術の開発を行い、実用化を目指した未臨界度モニタを開発することによって、再処理施設、核燃料加工施設等の臨界安全管理技術の向上及び臨界安全に係る設計の合理化に資する。	イ. 未臨界度測定技術の適用性評価 モンテカルロ法による未臨界度測定のシミュレーション計算手法を未臨界度測定技術の実体系への適用性評価に利用できるように整備する。 重水臨界実験装置を用いて、平成 12 年度までに得られた未臨界度測定技術の開発成果及びシミュレーション計算を利用し、未臨界度測定技術の再処理施設への適用性を評価する。 ロ. 未臨界度モニタの開発 イ. で検討された未臨界度測定技術を用いた未臨界度モニタシステムを整備し、再処理施設等の実体系での実証試験を実施する。	○	○	○	○	○	○	未臨界度モニタは、標準的な中性子検出系と計測データの処理システム及び駆動する小型計算機で構成される。再処理施設等の未臨界度を実時間でモニタすることによって、臨界安全管理技術の信頼性向上と設計の合理化に資する。

No.	研究課題名 (担当箇所、☆印は主担当)	研究目的	研究内容	研究スケジュール					成果の利用 方策・反映先
				13年度	14年度	15年度	16年度	17年度	
◎2-1	核燃料施設における中性子線量評価に関する研究 (東海・放安部線計課)	MOX 加工施設の実用化及び MOX 燃料の軽水炉利用に向けて、中性子被ばく線量測定・評価手法の高度化、及び実規模プラントにおける線量データ集の整備を実施し、中性子被ばく線量の低減化並びに中性子線量評価に係る基準の整備に資する。	イ. 臨界事故時の中性子被ばく線量評価手法に関する研究 体内中に生成されるカリウム-24 放射能から中性子被ばく線量を算出する手法及び個人携帯型放射化検出器の改良研究、並びに大線量を簡便かつ迅速に評価できる TLD 内蔵積算型中性子線量当量計の適用検討を行う。 ロ. 中性子個人線量計及びサーベイメータ類の高度化研究 MOX 燃料加工施設などで使用される個人線量計及びサーベイメータ類の高度化研究 (精度検証、軽量化等の改良) を行い、その諸性能を評価・検証できる減速型中性子標準校正場及び臨界事故を模擬した簡易モックアップ 照射設備の開発・整備を行う。 ハ. MOX 燃料加工施設における中性子線量データ集の整備 MOX 燃料加工施設内外で測定したこれまでの中性子スペクトル情報、線量率情報などを体系的に整理し、既存の線量計の有用性並びに遮へい設計に用いる計算コード類の適用性を検証する。	カリウム-24 線量評価法の検討 TLD 内蔵積算型中性子線量当量計の適用検討 中性子線量計の高度化整備 中性子標準場の整備・評価 MOX 加工施設を対象とした中性子線量データ集の整備	商業用 MOX 加工施設の安全審査への貢献 中性子線量評価に係る安全審査への貢献 臨界事故時の被ばく線量の評価体制の確立				
◎3-1	プロセス内化学物質に係る異常事象評価研究 (☆東海・再センサ技術部 技開課 放安部安研 Gr)	再処理施設のプラント等で使用される化学物質や混合物 (アズライト硝酸塩混合物等) の熱安定性に関する研究、それら化学物質・混合物の万一の異常時における挙動の評価手法の検討、並びにプラント内で生成する可能性のある不安定微量生成物の熱安定性やプラント内挙動に係る研究を実施し、指針・基準類整備のための基礎データの整備を行い、施設の安全性の向上・安全裕度の適切化に資する。	イ. 化学物質・混合物の熱安全性に係る研究 再処理施設のプラント等で使用される化学物質 (除染廃液等) や混合物 (アズライト硝酸塩混合物等) の実工程における物性・性状等の調査、高感度熱量計等による化学物質・混合物 (実試料・模擬試料) の熱安定性に関する基礎データの確認、並びに万一の発熱挙動を予測するための解析手法・モデル等の検討及び発熱挙動の評価を行い、化学物質・混合物の安定操作範囲を確認する。 ロ. 化学物質・混合物の異常時における挙動に係る研究 再処理施設のプラント等で使用される化学物質及びそれらの混合物 (アズライト硝酸塩混合物等) の火災・爆発時の事象挙動並びに伝播挙動を評価するための手法の調査・検討を行う。 ハ. 微量反応生成物の安全性に係る調査・検討 再処理施設のプラント等で使用される可能性のある化学物質の混合により生成する可能性のある不安定微量生成物の熱安定性及びプラント内挙動に係る調査を行い、不安定微量生成物のプラント内での生成・消滅過程及びプラントに与える影響を検討する。	実工程における物性・性状等の調査 熱安定性データ取得手法の高度化 化学物質・混合物の熱安定性に関する基礎データの確認 解析手法・モデル等の検討及び評価 事象・伝播挙動評価手法・モデル等の調査及び検討 不安定微量生成物に係る物性及び反応性の調査 不安定微量生成物に係る熱安定性調査及びプラント内挙動に係る調査	指針・基準類整備のための基礎データの整備 核燃料施設の安全性向上及び安全裕度の適切化				

(分野：核燃料施設) ○印は原子力安全委員会の安全研究年次計画課題、◎印はこのうちの重点研究課題(平成13年9月安全委員会了承)

核燃 3/19

No.	研究課題名 (担当箇所、☆印は主担当)	研究目的	研究内容	研究スケジュール					成果の利用 方策・反映先	
				13年度	14年度	15年度	16年度	17年度		
◎3-2	異常事象時における換気系の安全性に関する研究 (東海・放安部安研 Gr)	火災等の異常事象時における換気系の挙動や閉じ込め等の安全性評価に係る研究を行い、施設の安全性向上及び指針、基準類の整備に資する。	イ. 換気系安全性の高度化に関する研究 MOX加工施設の換気系を対象に最新の設備や新技術の調査を行い、実工程を模擬したグローブボックス換気試験設備を整備し、火災時の異常事象を想定した換気系性能の評価試験を実施する。この試験結果をもとに、グローブボックス換気系の異常時における挙動特性を把握する。 ロ. 換気系評価コードの高度化整備 グローブボックス内火災等の異常時における換気系の挙動として、温度分布、圧力変動等を詳細に評価するため、従来の評価コードに3次元熱流体モデルを基本とした評価モデルを付加する等の整備を行う。	換気系及び新技術の調査 試験設備の整備						施設の安全性の向上 指針、基準類整備のための基礎データ
○3-3	負圧監視・管理システムの開発に関する研究 (東海・再処理施設部 保全一課)	核燃料施設の動的閉じ込め機能としての換気設備において、送排風機の異常により停止及び再起動等の過渡的变化に対して、施設(主にセル)の負圧の変化を調べる等して、換気設備のシステムに係る基礎データを取得する。これにより、動的閉じ込め機能としての換気設備のシステムの制御等に関する検討を行い、換気設備の設計における安全裕度の基礎となる情報を提供する。 また、換気設備等に関して、安全評価に適用するための故障解析データを取得する。	イ. 負圧監視・管理システムの開発 核燃料施設の動的閉じ込め機能は、送排風機等からなる換気設備で行われているが、この送排風機が異常等により停止、再起動等の過渡的变化を生じて、負圧がこれに伴って変動する。このときの負圧等のデータを採取して、換気設備のシステム、特にダンパ制御、起動制御等とリンクした機能について検討することにより、より閉じ込め安全性を向上させた換気設備のシステムの概念を構築する。 ロ. 送排風機等保全データの整理 東海再処理施設で蓄積された換気設備等に関する機器の故障データを解析し、確率論的安全評価(PSA)に適用できるようにする。	データ収集・整理		システム検討		システム概念設計		再処理施設の運転 保守技術の向上 再処理施設の施設 管理に係る信頼性向上
					データ整理	データ検討・解析				

No.	研究課題名 (担当箇所、☆印は主担当)	研究目的	研究内容	研究スケジュール					成果の利用 方策・反映先	
				13年度	14年度	15年度	16年度	17年度		
○3-4	グローブボックス等解体技術の開発 (東海・Puセンター製造部 技開室)	<p>プルニウム燃料施設では、建家建設後約40年を経過した施設があるとともに、ふげん燃料製造等のプロジェクトの終了に伴って、今後建家及びグローブボックスのデコミッションが予想される。</p> <p>その際、グローブボックス等内装設備の切断については、作業の安全性、迅速性及び発生廃棄物低減の観点から、プラズマ切断、レーザー切断等の電気切断方式を採用した遠隔解体手法が考えられる。</p> <p>このような電気切断方式では、金属等を高温で溶かして切断するため、切断部の金属及びその表面に付着している放射性物質は昇華し、ヒューム状の微粒子となって移行する。</p> <p>本研究では、切断時に発生する微粒子の挙動を把握するとともに、施設フィルムの捕捉性能を確認する。</p>	<p>イ. 基礎試験 基礎試験では、プルニウム等を模擬する物質の選定を行い、プラズマ切断及びレーザー切断試験によって発生する微粒子の挙動を把握するとともに、粒子径の確認を行う。</p> <p>ロ. 評価試験 基礎試験データを基にプルニウムを用いて、プラズマ切断機による切断試験を実施する。</p> <p>また、イ. 及びロ. の試験データから各切断機の粒子特性、粒子の移行評価及び施設フィルムの切断粒子に対する捕捉性能評価を行う。</p>	○	○	○				解体技術の安全性向上

No.	研究課題名 (担当箇所、☆印は主担当)	研究目的	研究内容	研究スケジュール					成果の利用 方策・反映先
				13年度	14年度	15年度	16年度	17年度	
3-5	核燃料施設への静的安全機器の適用性に関する研究 (東海・放安部安研 Gr)	再処理施設の高レベル廃液貯蔵施設等で発生する放射線分解水素や崩壊熱の除去について、電気や動的機器を用いない静的除去システムの成立性、適用性について、その可能性を検討する上で基礎的な試験を継続し、データを収集、整理し、当該システムの詳細かつ現実的な解析のためのプログラムの構築、コードの整備を図り、システム設計や安全解析に資する。	<p>イ. 静的水素除去システムの研究 水素酸素再結合触媒について、組成や形状効果に関する試験を実施し、静的システムに最適な触媒の検討を行う。また、触媒に対する NOx の影響、水素濃度による特性等について、さらなるデータを収集し、既存のデータとともに整理し、解析コードの整備への活用を図る。</p> <p>ロ. 静的熱除去システムの研究 分離型熱サイフォントヒートパイプを用いた除熱性能試験装置を用いた試験を継続し、低温度、減圧下でのデータを収集し、既存のデータとともに整理を行い、解析コードの整備への活用を図る。</p> <p>ハ. 解析コードの整備 当該静的システムの熱流動特性、水素濃度変化に係る解析コードを整備し、上記実験データを用いて必要な改良、検証を行い精度の向上により、同一、類似システムの解析ツールとしての活用を図る。</p>	<p>◎ 課題の整理、試験計画の策定</p> <p>○ 触媒の組成による効果の確認、データ解析</p> <p>○ 触媒形状による効果の確認、データ解析</p> <p>○ データ整備</p> <p>○ 試験装置の改造、測定箇所の変更</p> <p>◎ 課題の整理、試験計画の策定</p> <p>○ 除熱性能評価試験</p> <p>○ データ整備</p> <p>○ コードの改良・設計</p> <p>○ コードの改良、検証計算</p> <p>○ ツールの整備</p>	放射線分解水素の安全管理 (水素-酸素再結合触媒の基礎データの整備) ヒートパイプの低温度領域、低温度差、減圧条件下での性能確認 熱流動解析コードの活用				
◎4-1	臨界監視技術の高度化に関する研究 [☆東海・放安部線計課 放二課]	臨界事故の未然防止、発生検知のための監視装置の高度化開発を行い、核燃料サイクル施設の臨界安全管理技術の信頼性向上、施設の運転安全性の向上に資する。	<p>イ. 臨界警報装置の高度化 既存の臨界警報装置について作動条件の把握、誤作動の防止措置等信頼性向上のための調査・試験を行い、装置の高信頼性化を図る。また、臨界警報装置の高度化 (検知対象、高信頼化システム等) のための調査・検討を行い、次世代型臨界警報装置開発のための知見を得る。</p> <p>ロ. 臨界安全監視システムの開発 臨界事故時の放出等に関する放射線管理情報をより迅速及び的確に把握するため、放射性希ガスの放出などの放射線状況の評価・検討を行う。また、臨界事故時の最適な放出量の測定及び評価方法等の調査を行い、臨界事故時の放出量測定装置等の開発のための知見を得る。</p>	<p>○ 調査検討</p> <p>○ 測定試験</p> <p>○ 調査検討</p> <p>○ 測定器試作・測定試験</p> <p>○ 調査検討</p> <p>○ まとめ</p>	臨界警報装置に係る技術基準類の整備 既存施設への適用 新規施設の臨界安全設計の合理化・適切化				

No.	研究課題名 (担当箇所、☆印は主担当)	研究目的	研究内容	研究スケジュール					成果の利用 方策・反映先	
				13年度	14年度	15年度	16年度	17年度		
◎4-2	走行式放射線モニタの 高度化に関する研究 (東海・放安部放一課)	大規模かつ自動化されたプルトニウム燃料施設の放射線状況を効率的に確認するとともに作業員の被ばく低減化のため、走行台車と放射線測定器を組み合わせた走行式放射線モニタを開発し、プルトニウム燃料施設における放射線管理に利用している。 一方、ウラン加工工場臨界事故を受けて、異常時における遠隔での放射線モニタ機能の強化が必要であることから、現在平常時に利用している走行式放射線モニタを高度化し、臨界事故や有害物質漏えい等の異常時の放射線モニタに資する。	イ. 走行台車の高度化 建屋図面を入力することで走行ルートが平坦な場所についての走行が可能な走行台車を、図面や段差、ILバー等の有無に係わらず走行可能となるよう高度化を行う。 ロ. 情報伝送システムの開発 モニタ情報伝送システムを、走行中に蓄積されモニタ終了後に回収されるバッファ方式から、リアルタイム方式に変更する。特に事故時等の放射線状況に関する情報をより迅速かつ的確に把握するため、映像、放射線測定データの伝送方法や地下室等の密室からのデータ伝送状況について試験・評価する。 ハ. ハンドリング装置の開発 走行ルート上の障害物に対する自己回避機能を持つ走行台車の走行範囲拡大を図るため、障害物を遠隔作業により排除(扉の開放、物品の移動等)するハンドリング装置の開発を行う。 ニ. 走行式放射線モニタの高度化 イ.～ハ.の結果を組み合わせ、走行式放射線モニタの高度化を図る。	設計	試作試験	改良設計	試作			平常時における放射線管理業務の省力化 事故時における放射線状況及び情報収集機器の整備 作業員の被ばく低減 酸欠区域や有害ガス発生のおそれのある場所における放射線測定 夜間、休日等における施設の異常検知
				調査	設計	試作	試験			
				調査	設計	試作	試験			
				設計	モニタ試作・試験		組合せ試験	まとめ		

(分野：核燃料施設) ○印は原子力安全委員会の安全研究年次計画課題、◎印はこのうちの重点研究課題 (平成13年9月安全委員会了承)

核燃 7/19

No.	研究課題名 (担当箇所、☆印は主担当)	研究目的	研究内容	研究スケジュール					成果の利用 方策・反映先
				13年度	14年度	15年度	16年度	17年度	
4-3	現場放射線管理の高度化 (大洗・安管部放管課)	原子炉施設や核燃料物質取扱施設における放射線作業、特に中性子線、ベータ線、ガンマ線の混在場に的確に適用できる放射線測定技術を開発し、それによる放射線作業管理の高度化を図り、放射線作業の安全性の向上に資する。	<p>イ. 中性子線量測定技術の高度化 熱中性子と高速中性子の両方に対して感度を有する検出器を用い、中性子の線量情報とエネルギー情報を同時に測定できる測定器を開発し、現場に適用する。中性子のエネルギー情報が得られることにより、現状より精度の高い線量評価を行う。また、現状の1mあたり方式のものよりも小型で軽量化し、より安全に現場での測定を行えるようにする。</p> <p>ロ. ガンマ線混在場におけるベータ線測定技術の開発 トリプルコインシダンス手法を用いて、ガンマ線バックグラウンドの高い場所でのベータ線放出核種の検出を行う装置を開発する。PIE施設などの純ベータ線放出核種とガンマ線放出核種の混在場における汚染管理の高度化を図る。</p> <p>ハ. シンチレーションファイバによる線量監視システムの開発 シンチレーションファイバ技術、マルチチャンネルプレートカメラなどの技術を利用し、広範囲における線量変動を、空間的、かつ時間的に連続監視するシステムを開発する。広い放射線作業現場における作業中の線量監視を効率的に行うことができるようにする。</p> <p>ニ. ゲートカウンタの高度利用手法の開発 ゲートカウンタの応答を詳細に評価し、使用方法や感度評価手法の改良を検討する。スポット状汚染に対する感度の向上、ゲートカウンタ指示値と表面汚染密度との相関の向上を図る。</p>	<p>機器設計</p> <p>◎</p> <p>計算による応答評価</p> <p>◎</p> <p>試作機製作</p> <p>◎</p> <p>試作機製作</p> <p>◎</p> <p>試作機製作</p> <p>◎</p> <p>計算による応答評価</p> <p>◎</p>	<p>試作機製作</p> <p>◎</p> <p>試作機製作</p> <p>◎</p> <p>総合試験</p> <p>◎</p> <p>総合試験</p> <p>◎</p> <p>総合試験</p> <p>◎</p>	<p>総合試験</p> <p>◎</p> <p>機能試験</p> <p>◎</p> <p>機能試験</p> <p>◎</p> <p>単体試験</p> <p>◎</p>	<p>機器設計、製作</p> <p>◎</p> <p>機器設計、製作</p> <p>◎</p> <p>総合試験</p> <p>◎</p> <p>総合試験</p> <p>◎</p>	<p>総合試験</p> <p>◎</p> <p>総合試験</p> <p>◎</p> <p>総合試験</p> <p>◎</p>	<p>本件の成果は、特に中性子線、ガンマ線、ベータ線混在場での放射線測定の高精度化が期待でき、放射線作業の安全性の向上とともに、放射線作業管理の高度化、効率化、省力化をもたらす。放射線作業を行う現場全般に広く応用できる。</p>

No.	研究課題名 (担当箇所、☆印は主担当)	研究目的	研究内容	研究スケジュール					成果の利用 方策・反映先
				13年度	14年度	15年度	16年度	17年度	
4-4	α線放出核種の放射線管理技術の向上に関する研究 ☆東海・放安部放一課 環境課 人形・安全管理課	プルトニウム取扱施設における放射線管理では、プルトニウムの特性を考慮し、α線測定による管理を行うとともに厳しい管理基準を設けている。本研究では、天然放射性核種とプルトニウムの弁別測定技術及びα線測定技術などを向上させることにより、放射線測定の信頼性向上及び合理化を図る。	イ. 天然放射性核種とプルトニウムの弁別測定技術の評価 従来の半導体検出器を用いたエネルギー弁別手法に加え、トロン子孫核種及びトロン子孫核種のα線エネルギー外に着目し、スペクトルの時間変化、捕集紙の特性及び半導体検出器のエネルギー特性等を考慮した天然放射性核種の弁別測定技術について検討するとともに、これまでに開発してきた種々の弁別技術を含めて比較・評価する。 ロ. 施設内天然放射性核種の低減に関する調査・解析 天然放射性核種の濃度が高い工程室において、室内の空気流線及び換気状態を変化させることにより、室内空気の挙動と天然放射性核種濃度の関係を把握するとともに、天然放射性核種の低減効果について解析し、その結果を基に施設内の天然放射性核種の低減に反映する。 ハ. 不定形物品の汚染検査技術の開発 電離効果が大きいことや飛程が短いといったα線の特徴を考慮しつつ、これまでに測定困難であった細部のα線測定を可能にする手法について検討するとともに、その結果を踏まえた測定装置の開発等を行うことにより、放射性廃棄物の低減に反映する。 ニ. α線測定精度の調査 測定条件（測定対象物、検出器）の違いによる検出精度の変化について調査し、その結果を汚染検査の評価に反映する。また、必要に応じて検出精度に変化を与える原因について対策を検討する。	調査 弁別手法検討	試作器仕様検討 試作器製作	性能試験 試作器仕様検討 天然核種低減方法に関するまとめ	試作器の製作	性能試験 弁別測定技術に関するまとめ	本研究によって蓄積された知見・考え方及び測定技術等は、JNC内において、既存の放射線管理設備の更新や放射線管理業務の合理化等に適宜反映する。また、MOX燃料施設の放射線管理に関する技術資料としてまとめ、J-MOX等、外部のMOX燃料製造機関に対して技術的支援を行う。
				調査 試験方法検討	試験			汚染検査手法に関するまとめ	
				調査 検査手法検討	既存測定器による試験	仕様検討 試作器の製作	性能試験		
					調査 試験方法検討	試験	汚染検査手法に関するまとめ		

No.	研究課題名 (担当箇所、☆印は主担当)	研究目的	研究内容	研究スケジュール					成果の利用 方策・反映先
				13年度	14年度	15年度	16年度	17年度	
4-5	放射線管理用機器の性能向上に関する検討 ☆東海・放安部放一課線計課	放射線管理用機器の誤警報の発生原因について調査するとともに、誤警報の発生防止に関する手法を検討し、放射線管理用機器の設計や施設設計に反映することにより、警報の信頼性を向上させることを目的とする。	イ. 放射線管理用機器のノイズ影響調査 誤警報の主な要因である施設内のノイズについて、過去に発生した誤警報の履歴を調査し、それらを基に発生原因、頻度、モニタへの影響度などをデータベース化する。 ロ. ノイズ低減に対する検討 調査結果に基づき、ノイズ混入防止に対する対策案を検討するとともに、フィールド試験を実施し、その効果について評価する。 また、ノイズ影響のうち施設側からの影響にはどのようなものがあるかを調査し、施設設計に反映するための対策を検討する。	ノイズによる誤警報履歴調査	データベース化・公開資料		設備設計における標準化検討		本研究によって蓄積された知見・考え方は、放射線管理用機器へ適用するとともに今後の機器設計や施設設計に反映する。
4-6	前処理工程機器設備保全履歴データベースの構築 (東海・再処理部前処理課)	東海再処理施設の前処理工程においては使用済燃料の受入・貯蔵、せん断を行っており、これらの工程にはせん断機をはじめとして使用済燃料を取り扱う機器が多数ある。安全に運転を継続するためにはこれらの機器の適切な維持管理が必要であるため、設備保全履歴データベースを構築する。	イ. 設備保全履歴の調査 機器をアセンブリ単位に分解し、現在までの保全履歴を調査する。保全履歴は、実施時期、保全内容、改良ポイント、経費、保全期間、保全人員等について調査し、データシートにまとめる。いわば、機器の加付をつくるイメージ。 ロ. 予備品保管状況の調査 予備品の台帳を作成し、保全履歴とリンク可能なデータを構築する。 ハ. データベース化 調査・構築データを共有情報として活用可能な電子データの形に整備する。 ニ. マンマシンインターフェースの整備 ラッジマネジメントシステム等を参考にデータベースと操作員を結ぶインターフェース（GUI 環境）を整備する。 ホ. システムの検証 一定期間使用状況をモニタリングし、検証の上最終システムとして完成させる。 上記内容について3年計画で実施する予定。						課内データベースとして活用し、機器の適切な維持管理に供する。

(分野：核燃料施設) ○印は原子力安全委員会の安全研究年次計画課題、◎印はこのうちの重点研究課題 (平成 13 年 9 月安全委員会了承)

核燃 10/19

No.	研究課題名 (担当箇所、☆印は主担当)	研究目的	研究内容	研究スケジュール					成果の利用 方策・反映先	
				13年度	14年度	15年度	16年度	17年度		
4-7	蒸発缶内部検査技術の 確立 (東海・再処理工場-環境部 処理二課)	<p>廃溶媒処理技術開発施設 (ST 施設) では、廃溶媒中のドデカ、TBP を分離するためにリン酸を取り扱っており、リン酸を主成分とした廃液が発生する。</p> <p>リン酸を取り扱う設備のうち、腐食の観点から、もっともその環境が厳しいと考えられる蒸発缶について、その内部の健全性を確認するために、熱交換部の溶接箇所等の微細な欠陥まで探索可能な蛍光浸透探傷試験による検査技術を確立する。</p>	<p>本研究は、平成 12 年度までに設計した試験装置を改造し内部検査試験を実施するものである。そこで、低放射性濃縮廃液貯蔵施設 (LWSF)、低放射性廃棄物処理技術開発施設 (LWTF) の設置計画を考慮して、当該研究を以下の通りの計画としている。</p> <p>イ. 試験装置改造 蒸発缶内部観察用治具を浸透探傷試験用に改造する。</p> <p>ロ. 蒸発缶内部検査試験 実機を用いて、蒸発缶内部の検査を実施し、設計で意図したレベルで溶接部等の健全性を評価できることを確認する。</p>		○	○				<p>本検査技術が確立できれば、腐食など高経年化設備の欠陥を早期に発見することができ、設備の補修、更新などの対応が早期に対応可能となる。</p>

(分野：核燃料施設) ○印は原子力安全委員会の安全研究年次計画課題、◎印はこのうちの重点研究課題 (平成13年9月安全委員会了承)

核燃 11/19

No.	研究課題名 (担当箇所、☆印は主担当)	研究目的	研究内容	研究スケジュール					成果の利用 方策・反映先	
				13年度	14年度	15年度	16年度	17年度		
4-8	遠隔保守機器寿命・故障管理システムの検討 (東海・再エネ環境部 処理三課)	大型炉全遠隔保守システムを採用するがら固化技術開発施設の安定運転の条件の1つに、炉内作業を担う遠隔保守機器の健全性維持が上げられる。これらは、異常・故障や動作不良が確認された場合、事象を迅速かつ正確に判断し、適切な処置を速やかに施すことが要求される。一方、炉外制御機器とケーブルで接続する炉内設置機器の場合、機器の機能性能を維持復旧するまでに、それ相応の期間を費やしているのが現状である。これらの観点から、現在まで取得してきた運転、保守データを整理するとともに、設計、故障等に関する情報のデータベース化を図り、機器としての寿命の判断、故障の未然防止、並びに故障発生時の速やかな点検、点検手法の提供が可能な予防保全を見据えた管理システムの構築を行う。	<p>イ. 寿命推定・故障時対応に向けた情報解析とデータ作成 両腕型マニピュレータを事例とし、故障・動作不良に関するデータを整理・解析し、システム構築に必要なデータベース化を図る。</p> <p>ロ. 寿命推定・故障時対応情報の活用インターフェイス設計製作 上記イ. の活用が可能なインターフェイス(機能、操作画面等)を設計、製作する。また、寿命・故障等を定量的に把握するため、モータ電流監視装置等のオンラインデータを取り込み、活用可能とする。</p> <p>ハ. 寿命推定・故障時対応情報の試運用 上記ロ. までに構築したシステムの試運用を行い、問題、不具合点や改善、追加点等の洗い出しを行う。</p> <p>ニ. 寿命推定・故障時対応情報の再解析と追加 上記ハ. の試運用の結果を踏まえ、寿命推定・故障時対応に必要な情報及びデータの再解析を実施し、システムの性能を向上させるための情報及びデータの改善と追加を図る。</p> <p>ホ. 情報の活用インターフェイス追加機能の設計製作 上記ニ. の結果を踏まえ、インターフェイス機能追加の改善を実施し、実運用に向けた機能の向上を図る。</p> <p>ヘ. システム対象機器の拡大と機器情報の追加 平成16年度から、対象機器を両腕型マニピュレータを他の機器に拡充し、平成17年度に全ての対象機器を盛り込んで完了させる。</p>	○	○	○	○	○	○	構築した基本システムに運転実績、故障、故障復帰方法等のデータを蓄積し、データベースの充実化と信頼性向上を図るとともに、そのデータを活用し、故障部位、故障要因の判断及び復旧計画の立案を短期で行えるものとする。また、寿命推定データベースに基づき、効果的な予防保全計画の立案、故障発生率の低減を図る。

(分野：核燃料施設) ○印は原子力安全委員会の安全研究年次計画課題、◎印はこのうちの重点研究課題 (平成 13 年 9 月安全委員会了承)

核燃 12/19

No.	研究課題名 (担当箇所、☆印は主担当)	研究目的	研究内容	研究スケジュール					成果の利用 方策・反映先
				13年度	14年度	15年度	16年度	17年度	
4-9	ライニング型貯槽における漏えい検知システムの信頼性向上 (東海・建工部建設 Gr)	再処理施設のライニング型貯槽は、溶接部からの万一の漏えいを考慮し、漏えい液を検知・回収できるようにしているが、従来の構造では全ての漏えい液を回収できない(微量ながらコンクリート壁面へ浸透する)可能性があった。このため、漏えい液が完全に回収できるように、ライニングの壁部については、ライニング本体と一体となった回収溝(完全な気密を取る構造)とするとともに、床部についてはライニングを二重化する構造を考案し、低放射性濃縮廃液貯蔵施設(LWSF)の設計に反映した。 しかしながら、従来の構造の検知システムを含め、これまでに漏えい量と検知時間との関係など、運転管理に有益なデータを取った例がないことから、本研究では、LWSFにおける新しい構造の回収溝の機能と、これを組み合わせた検知システムについて、漏えい量と検知時間との関係など、実機での確認試験を行い、ライニング型貯槽の漏えい検知システムの信頼性を確認することを目的としている。	イ. 製作・据付段階での確認 製作・据付段階で、壁及び床部の各回収溝の健全性(通水性)を確認する。 ロ. 通水作動試験での確認 各漏えい回収溝に模擬液を通じ、時間当たりの漏えい液量(漏えい流量)を変化させ ①漏えい流量と検知部までの到達時間との関係を求める。 ②検知可能な最小漏えい液量を求める。 ハ. 評価結果のまとめ 各試験データから漏えいが生じた場合の検知の確実性(最小検知量の把握)及び漏えい液量(全量)の推定が可能か評価する。	○	○				より確実な回収・検知システム(構造)として、その製作・据付技術を含め、今後の施設(低放射性廃棄物処理技術開発施設:LWTFなど)あるいは他の核燃料施設の設計、製作に反映させることができる。

(分野：核燃料施設) ○印は原子力安全委員会の安全研究年次計画課題、◎印はこのうちの重点研究課題 (平成 13 年 9 月安全委員会了承)

核燃 13/19

No.	研究課題名 (担当箇所、☆印は主担当)	研究目的	研究内容	研究スケジュール					成果の利用 方策・反映先
				13年度	14年度	15年度	16年度	17年度	
4-10	鋼材からの水素ガス放出によるライニング型遮へい扉への影響検討 (東海・建工部建設 Gr)	スリッパ型遮へい扉において、内圧によりライニングが膨張し作動不良となる事象が発生した。原因を特定するため、内部のガス分析を行ったところ、高濃度の水素が検出されたことから、ライニングの膨張は鋼材からの水素拡散によるものと推察した。本事象は同構造の既設設備での発生も予想され、稼働中の施設で本事象が発生した場合、閉じ込め及び遮へい性能を損なう恐れがある。このため、鋼材中の水素含有量測定等を実施し、既設設備の点検方法及び新設設備の膨張防止対策を策定する。	<p>内圧による遮へい扉の膨張原因は、内部ガスから高濃度の水素が検出されたこと、扉の構造等より、電解や薬品の化学反応による水素発生の可能性は低いこと等から、鋼材からの水素拡散によるものと推察した。そこで、下記項目について検討を実施する。</p> <p>イ. 鋼材中の水素含有量及び拡散に関する文献調査。</p> <p>ロ. 実施設でのライニング内圧力上昇の挙動調査。</p> <p>ハ. 鋼材の水素含有量測定。</p> <p>ニ. 鋼材中水素の拡散確認試験。</p> <p>上記検討結果に基づき鋼材からの水素拡散率の評価を行い、ライニング型遮へい扉へ及ぼす影響について検討し、既設設備の点検方法及び新設設備の膨張防止対策を策定する。</p>						<p>得られた知見については、既設設備の点検方法及び新設設備の膨張防止対策に資する。また、同構造を持つ設備はサウロ機構のみでないことから、広く公開していく。</p>

No.	研究課題名 (担当箇所、☆印は主担当)	研究目的	研究内容	研究スケジュール					成果の利用 方策・反映先	
				13年度	14年度	15年度	16年度	17年度		
○5-1	再処理施設低レベル廃棄物処理技術に関する研究 (☆東海・再処理技術部 技開課 環保部 環管課)	再処理施設で発生する低レベル廃棄物は一部の廃棄物(低レベル廃液(7377 牀固化体)、廃溶媒(ガラス状固化体)、可燃固体廃棄物(焼却灰)等)を除き、大部分の廃棄物は施設内に未処理のまま保管されており、将来これら未処理廃棄物を含む低レベル廃棄物を安全、安定に処分する必要がある。本研究では低レベル廃棄物の廃棄体を選定するために必要な各種データを取得し、適切な廃棄体の選定に資することを目的とする。	イ. 低レベル廃棄物の性状調査 必要に応じて再処理施設で発生する低レベル廃棄物の性状(種類、発生量、発生形態、放射能量等)を調査する。 ロ. 固化方法の調査検討 国内外の固化処理方法(コスト、固化方法、固化材、廃棄物充てん率、物理的強度、化学的特性等)を調査し、東海再処理施設の低レベル廃棄物それぞれの特性に応じた、適切な固化方法の検討を行う。基本的には東海事業所の「低レベル廃棄物管理プログラム」に則したものとす。 ハ. 各種パラメータ試験 (イ) コスト基礎試験 上記ロ. 固化方法の調査検討で選定した固化処理方法について、固化材、廃棄物充てん率、物理的強度、化学的特性等をパラメータとした試験を実施し、固化材毎の基本データを取得する。 (ロ) 牀基礎試験 廃棄体の化学的特性のうち、浸出率については放射性核種の極微量の挙動を追うことはコスト試験では難しいため、必要に応じて放射性同位元素もしくは実廃棄物を用いた牀基礎試験により浸出率データを取得する。 二. 成果報告書作成	性状調査 ○	調査検討 ○		パラメータ試験 ○	浸出率特性等取得 ○	報告書作成 ○	再処理施設の低レベル廃棄物の安定貯蔵、保管に資する。 再処理施設で発生する低レベル廃棄物の廃棄体化方法の選定に資する。

(分野：核燃料施設) ○印は原子力安全委員会の安全研究年次計画課題、◎印はこのうちの重点研究課題 (平成 13 年 9 月安全委員会了承)

核燃 15/19

No.	研究課題名 (担当箇所、☆印は主担当)	研究目的	研究内容	研究スケジュール					成果の利用 方策・反映先
				13年度	14年度	15年度	16年度	17年度	
5-2	ヨウ素除去技術に関する研究 (東海・再処理施設部 保全一課)	東海再処理工場の換気系でヨウ素除去に用いられている吸着材、銀ゼライト (AgX) 吸着材及びその他の吸着材 (Halsorb、銀7ルミナ (AgA) 等) の性能比較試験の結果、現運転条件で銀の利用効率を低下させる原因として、NOx の影響が示唆された。本件では各吸着材の NOx による影響評価を行い、銀利用率向上のための検討を行う。その検討結果から効率的な運転条件を提案する。また、吸着後のヨウ素の保持性能について試験評価を行い、保管廃棄方法の検討を行う。	イ. NOx 影響評価試験 現在、実用化されている銀ゼライト (AgX) を含む各種吸着材を選定し、各サンプルを用いて再処理工場の実廃気を用いた性能評価試験及び「ホルト」での試験を行い、NOx による影響を調査する。この結果から、今までに行ってきた各パラメータ (温度、線速) による試験結果とあわせて銀利用率を向上するための検討を行い、効率的な運転条件を提案する。 ロ. ヨウ素保持性能試験 上記でヨウ素吸着した各サンプル及び再処理工場で実使用され保管容器に保管されている AgX 吸着材の保持性能試験を行う。サンプル試験については I7β を行い、ヨウ素の脱離量を測定する。また、使用後保管されている AgX 吸着材については、容器内の空気を採取してヨウ素を測定する。この結果から吸着材のヨウ素保持性能について評価し、保管廃棄方法について検討する。	データ収集試験		評価・運転条件検討			再処理施設からの放射性ヨウ素放出量低減化 六ヶ所再処理施設への反映
5-3	再処理施設における C-14 の放出挙動に関する調査研究 (東海・再処理技術部 技開課)	C-14 は再処理施設から放出される主要な気体廃棄物の一つであり、平常時の線量評価においてその寄与が大きい核種である。このため、C-14 の放出低減により再処理施設からの環境影響が低減される。C-14 の放出低減にあたっては、C-14 の再処理工程内の挙動及び放出挙動を詳細に把握することにより、その工程内除去などが効率的に行えることになる。このため、再処理施設のガス処理工程及び廃液処理工程に着目して、C-14 の挙動調査を行うとともに、「ホルト」試験により C-14 の詳細な放出挙動を把握し、C-14 の放出低減方策の策定のための知見を得る。	イ. 東海再処理施設における C-14 の挙動調査 東海再処理施設の運転に合せて、せん断ガス系、溶解ガス系、槽類ガス系及び主排気筒において C-14 濃度のサンプリング・分析を実施し、せん断、溶解工程その他工程からの C-14 の移行挙動及び放出寄与を把握する。また、廃液処理工程 (ガス固化処理技術開発施設を含む) からの C-14 についてもサンプリング・分析を行い、C-14 の移行挙動及び放出寄与を把握する。 ロ. 「ホルト」試験による挙動調査 ① 廃液処理工程における C-14 の移行挙動を確認するため、上記で調査対象とする廃液処理工程を模擬して、炭酸ガスを用いた「ホルト」試験を行い、廃液の混合状態と C-14 の移行挙動について把握する。 ② 高放射性廃液へ移行する C-14 の化学形態の推定とガス固化工程における放出挙動について把握する。						今後の施設設計、安全評価のためのデータの提供 JNFL での再処理運転に係る基礎データの提供

(分野：核燃料施設) ○印は原子力安全委員会の安全研究年次計画課題、◎印はこのうちの重点研究課題（平成13年9月安全委員会了承） 核燃 16/19

No.	研究課題名 (担当箇所、☆印は主担当)	研究目的	研究内容	研究スケジュール					成果の利用 方策・反映先
				13年度	14年度	15年度	16年度	17年度	
5-4	スラッジ除去技術の開発 (東海・再処理部 化学一課)	再処理施設の溶解及び清澄工程の排水液に含まれるスラッジは、配管の閉塞等の要因となる。このため溶解工程を対象に内部点検、スラッジの洗浄及び除去するための装置を開発し、実機適用により性能を確認する。	イ. 溶解槽スラッジ回収装置 溶解槽内のパレル部から真空ポンプによりスラッジを回収するための装置を開発する。また、溶解槽のスラッジ部、連通管部、目皿部のスラッジを水噴射により洗浄するための装置を開発する。			適宜実機適用中			再処理施設の安定運転に資するとともに、六ヶ所再処理施設へ技術反映する。
			ロ. サイフォン配管洗浄装置 溶解槽内のサイフォン配管内のスラッジをパレル部からの水噴射により洗浄するための装置を開発する。			適宜実機適用中			
			ハ. サイフォン配管スラッジ除去装置 溶解槽内のサイフォン配管内に進入し、配管内から移送先貯槽までのスラッジを除去するための装置を開発する。	モックアップ		適宜実機適用			
			ニ. 移送配管スラッジ除去装置 溶解槽内の移送配管の付近のスラッジの状況を確認するための点検装置及びスラッジを超音波により碎き除去するための装置を開発する。	装置製作	モックアップ	適宜実機適用			
			ホ. 貯槽内点検装置 溶解槽溶液受槽内のスラッジ状況を確認するため、配管を経由してカメラにより点検する装置を開発する。			適宜実機適用			

(分野：核燃料施設) ○印は原子力安全委員会の安全研究年次計画課題、◎印はこのうちの重点研究課題(平成13年9月安全委員会了承) 核燃 17/19

No.	研究課題名 (担当箇所、☆印は担当)	研究目的	研究内容	研究スケジュール					成果の利用 方策・反映先	
				13年度	14年度	15年度	16年度	17年度		
5-5	気相へ移行するヨウ素の挙動 (東海・再処理部 化学一課)	再処理工程では、ヨウ素は複雑な挙動をすることから、東海再処理施設ではこれまでに再処理工程内の測定結果を基にヨウ素の挙動を明らかにし、これを基にして、気相における主要なルートにヨウ素除去フィルタを設けている。現在、ウガス処理系の運転管理の観点から、気相へ移行するヨウ素の測定を継続的に実施し、挙動を監視している。 本研究では、再処理工程における気相中のヨウ素サンプリグ、測定結果をもとにしたパラメータなどヨウ素の挙動について評価し、効率的なヨウ素除去に資する。	イ. 気相中のヨウ素測定結果のまとめ 継続的に実施している主排気筒及び気相系のヨウ素の測定、気相系に設置しているヨウ素除去フィルタの除去効率などを燃料処理キャンペーン毎にまとめる。 ロ. 挙動評価 測定結果から、工程との関係について評価し、ヨウ素の挙動を明らかにする。		キャンペーン毎測定まとめ					現在、分離精製工場の運転管理に利用している。さらに、六ヶ所再処理施設へデータ提供する。
5-6	クリプトンの固定化技術開発 (東海・再処理部 化学一課)	再処理ウガスから回収されたクリプトンガスの長期安定貯蔵の技術確立を目的として、クリプトンガスを金属中に固定化する注入固定化技術を開発する。	イ. 固定化テスト試験 クリプトン回収技術開発施設において再処理ウガスから回収されリソグ貯蔵されているクリプトンガスを用いて、注入法による固定化テスト試験及び固定化後の固化体評価試験を実施し、技術の評価する。 ロ. 大型容器の開発 小型容器の2～4倍程度の固定化容量のある注入容器をコールド試験で開発し、テスト試験により注入性能を確認する。	小型用容器注入試験	定期的なサンプリグ・ガス濃度分析					クリプトンの放出低減化が必要になった時のクリプトンガスの安定貯蔵技術として利用する。
						注入性能評価試験				
							設計/工場製作			
								注入試験		

No.	研究課題名 (担当箇所、☆印は主担当)	研究目的	研究内容	研究スケジュール					成果の利用 方策・反映先
				13年度	14年度	15年度	16年度	17年度	
5-7	不均一系核燃料物質の 工程間移動における安全 性向上に関する研究 (東海・再シター処理部 転換課)	本研究においては、非 破壊分析装置を活用し、 被測定対象物中に含有す る核燃料物質を高精度 かつ迅速に確定する技術 を開発することで、質量 管理グローブボックス間及び 工程内の不確な核物質 移動をなくし、より正確 な核燃料物質の管理が実 施できることにより、作 業員の被ばく低減並びに 施設の臨界安全性の向上 を図ることを研究の目的 とする。	<p>グローブボックスで取扱われる粉末や溶液状のスラップ及び固体廃棄物等には、プルトニウムを含む核燃料物質が含まれている。これらは、形状や材質の異なる様々な不純物や廃棄物が主な構成物質であり、代表サンプルの採取や均一化が極めて難しいため、代表サンプルを採取して破壊分析を行う方法では、正確に含まれている核燃料物質の量を知ることができない。</p> <p>具体的な実施方法としては以下の通り。</p> <p>イ. クリーン MOX 粉末を使用し、キャリブレーションを行い、精度の高い校正式を得る。目標精度を分析誤差と相違ないレベルまで高める。およそ 0.2~0.4% 程度 (1σ)</p> <p>ロ. スラップ粉末、カートン廃棄物、スラッジについては模擬試料を調製し、マトリックスの影響、測定の際のばらつき、プルトニウム確定の精度、補正式の必要性を評価する。具体的な達成目標として、測定における誤差評価を実施し、±5%以内の精度を達成させる。</p> <p>ハ. プルトニウム同位体の変化による精度への影響について計算によりまとめる。</p> <p>ニ. 現場における運用方法、操作手順等を確立し、現場に試行適用する。</p>	<p>13年度</p> <p>◎ 模擬粉末調整</p> <p>○ キャリブレーション実施</p> <p>○ 校正式の算出</p> <p>14年度</p> <p>○ 追加試験実施</p> <p>○ 誤差評価</p> <p>○ 同位体の影響評価</p> <p>15年度</p> <p>○ 操作手順の検討</p> <p>○ 試行運用</p> <p>○ 改良型装置の製作</p> <p>16年度</p> <p>○</p> <p>17年度</p> <p>○</p>	<p>適時性を持ち、かつ 精度の高い非破壊分 析装置による手法で あり、本施設のみなら ず応用的な活用が可 能であり、核燃料物質 の新たな管理手法と してプルトニウム燃料製造 施設においても成果 の適用等ができる。</p>				

(分野：核燃料施設) ○印は原子力安全委員会の安全研究年次計画課題、◎印はこのうちの重点研究課題 (平成 13 年 9 月安全委員会了承)

核燃 19/19

No.	研究課題名 (担当箇所、☆印は主担当)	研究目的	研究内容	研究スケジュール					成果の利用 方策・反映先	
				13年度	14年度	15年度	16年度	17年度		
5-8	<p>廃棄物処理工程における機器保全に係る調査検討</p> <p>(東海・再処理部 処理一課)</p>	<p>施設の安全・安定運転を継続させるためには、個々の機器の健全性が保たなければならない。しかし、数多くの機器を使用して運転を行う場合、全ての機器を同一に管理することは困難であり、機器の重要性及び故障頻度に応じた管理を行う必要がある。本研究では、機器の故障頻度データを採取整理し、故障頻度の多い機器については、原因を調査し対策等を検討する。</p>	<p>イ. 故障補修データの整理及び保全方法の検討</p> <ul style="list-style-type: none"> ・廃棄物処理工程に設置している機器の故障頻度データを種類別及び各年度毎に整理し、故障頻度の多い機器を整理する。 ・故障頻度の多い機器については故障原因の調査を行う。 <p>ロ. 保全方法の検討</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原因調査の結果に基づく対策の検討。 ・故障機器の中で重要性の高い機器については、予防保全について検討する。 <p>以上の検討を行い施設の安全・安定運転に必要な、機器の管理方法を決定する。 尚、平成 13 年度は、過去の故障機器の実績調査を行う。</p>	○	○					<p>廃棄物処理工程の安全安定運転の向上</p>
5-9	<p>廃シリカゲル処理技術開発</p> <p>(東海・再処理部 処理二課)</p>	<p>東海再処理工場の廃溶媒処理技術開発施設 (ST 施設) では、ドデカを再使用する目的で、廃溶媒から分離したドデカを精製する工程の実証運転を実施している。この工程では、従来からのシリカに加え、ドデカ中に含まれる有機物を効率的に除去する AgX 及び MS13X を使用し、これまで順調に運転を行ってきた。</p> <p>本研究は、ドデカ精製工程から発生し貯槽に貯蔵している廃シリカゲルについて、貯槽からの抜き出し技術及び貯蔵の安全性等について研究を行うものである。</p>	<p>イ. 廃シリカゲル抜き出し技術の確立</p> <p>現在、貯槽内には、ドデカを満した状態で廃シリカゲルを約 13m³ 貯蔵している。この廃シリカゲルを貯槽から抜き出すため、既設の払出設備を用いて、スリ状の廃シリカゲルを効率良く抜き出す技術を確認する。</p> <p>ロ. 廃シリカゲル貯蔵の安全性評価</p> <p>廃シリカゲルを貯蔵するにあたり、容器への収納方法及び貯蔵環境条件に関する試験評価を実施し、放射性有機物等が気相へ移行することがなく安全に貯蔵できることを確認する。</p> <p>ハ. 廃シリカゲルの固化技術フィジビリティ</p> <p>ST 施設では、廃溶媒中の TBP についてはエポキシ樹脂による固化を行い、安定な固化体として貯蔵している。このエポキシ固化の際に、廃シリカゲルに類似した性状の添加剤を使用していることから、TBP の固化処理の際、廃シリカゲルを同時に固化処理できる可能性が考えられる。その可能性について、ユル試験を実施し確認する。</p>	○	○	○	○	○	○	<p>本研究によって得られる成果は、ドデカ精製処理に伴って発生する廃シリカゲル貯蔵時の安全確保及び将来の処理時の安全性評価のデータとしての活用など、廃シリカゲルの処理、貯蔵対策に活用する。</p>

(分野：耐震) ○印は原子力安全委員会の安全研究年次計画課題、◎印はこのうちの重点研究課題(平成13年9月安全委員会了承)

耐 1/1

No.	研究課題名 (担当箇所、☆印は主担当)	研究目的	研究内容	研究スケジュール					成果の利用 方策・反映先
				13年度	14年度	15年度	16年度	17年度	
○7-1	核燃料施設免震構造に関する高度化研究 (東海・建工部管理 Gr)	核燃料サイクル開発機構で前期年次計画(平成8年度～平成12年度)において策定した免震構造用の設計用入力地震動は、防災方面での実績や信頼性のある複数の手法を用いて策定した。しかし、最近では耐震設計分野において新しい知見に基づく地震動スペクトル(上下動含む)の提案等も始まりつつあり、免震構造を対象にした適合性評価、影響評価等を行い、得られた知見を免震構造設計用入力地震動の策定に適宜反映させていく必要がある。 また、免震システムが将来にわたり確実に免震機能を発揮し、建物の健全性を維持させるため、供用期間中における免震システムの信頼性評価の手法を整備・確立する必要がある。	イ. 免震構造設計用入力地震動策定手法の高度化 新しい知見に基づく上下動を含む地震動スペクトルを調査するとともに、核燃料サイクル開発機構で所掌する免震建物(大洗工学センター及び東海事業所)を対象に地震観測及び地盤の地震動解析、建家の地震応答解析を行い、適合性評価、影響評価等の総合的な検討を加える。 上記研究で得られた知見を現行の免震構造設計用入力地震動策定手法に適切に反映する。 ロ. 供用期間中における免震システムの信頼性評価手法の高度化 免震構造では、免震システムが将来にわたり確実に安全機能を発揮させるために、施設の供用期間中に適切な検査(ISI)を行っていく必要があり、検査範囲、検査程度、検査方法、判定基準及び結果の措置を適切に定めるための調査及び手法の整備を行う。 また、供用期間中を通じて地震観測を行い、上記ISI手法と併用して得られるデータを用いて免震システムの信頼性評価手法の整備、確立を図る。	地震動スペクトルの調査・検討		解析・評価		まとめ	核燃料施設免震構造物の耐震信頼性の向上に資する。 また、設計及び維持技術基準に反映させる。
						地震観測			
				調査		検査方法等の検討・実施		まとめ	
						地震観測			

(分野：確率論的安全評価) ○印は原子力安全委員会の安全研究年次計画課題、◎印はこのうちの重点研究課題(平成13年9月安全委員会了承)

PSA 1/5

No.	研究課題名 (担当箇所、☆印は主担当)	研究目的	研究内容	研究スケジュール					成果の利用 方策・反映先	
				13年度	14年度	15年度	16年度	17年度		
◎1-1	リスク情報に基づく高速増殖炉プラントの運転・保守に関する研究 (☆大洗・システム部 安全設計 Gr 実験炉部原二課 敦賀・国際センター評価 Gr)	高速増殖炉に特有な機器を中心に信頼性データを収集・整理して母集団の拡充を図るとともに、信頼性データの分析・評価及び確率論的安全評価の結果から得られる情報を高速増殖炉の運転または保守に活用できる形に整理することによって、リスク情報に基づく運転・保守技術の確立に資する。	イ. 信頼性データの収集・整備 高速増殖炉原型炉「もんじゅ」及び高速実験炉「常陽」を対象として機器の信頼性データを継続して収集・整備する。 ロ. 信頼性データの分析・評価 新規故障データの蓄積に応じて機器故障モード、共通原因故障、経年変化、人的因子等に関する信頼性データの分析・評価を行う。 ハ. リスク情報に基づく運転・保守管理方策の検討 ロ. の結果に加えて、異常の早期検知に寄与し得る設備の状態量を故障率あるいは故障確率の評価に取り入れるることにより、リビング PSA 手法の高度化を図る。この手法を用いて、リスク情報に基づく高速増殖炉プラントの運転管理方策、保守管理方策を考案し、実機への適用を検討する。この際、リスク情報としては、炉心損傷リスクのみならず、ダウングラムや例えばトリウム漏えいといった他の指標の活用についても検討する。			収集・整理				信頼性データの母集団の拡充は、FBR 実用炉の基準概念であるトリウム冷却炉を対象とした確率論的安全評価の技術基盤を提供する。 高速増殖炉の実用化時代を念頭に置き、リスク情報を積極的に活用した運転・保守方策を検討することによって、リスク情報を活用した自主保安及びリスク情報を活用した規制の参考情報として、高速増殖炉の運転安全に資する。 高速増殖炉原型炉「もんじゅ」及び高速実験炉「常陽」の運転安全性の向上
				調査		手法の高度化と運転・保守管理の検討		まとめ		

(分野：確率論的安全評価) ○印は原子力安全委員会の安全研究年次計画課題、◎印はこのうちの重点研究課題 (平成 13 年 9 月安全委員会了承)

PSA 2/5

No.	研究課題名 (担当箇所、☆印は主担当)	研究目的	研究内容	研究スケジュール					成果の利用 方策・反映先	
				13年度	14年度	15年度	16年度	17年度		
1-2	実用化候補プラントのレベル1PSAに関する研究 (☆大洗・システム部 安全設計 Gr FBR Gr)	様々な安全上の特徴を有する概念設計段階の高速増殖炉実用化候補プラントを対象としたレベル1PSAを行うための評価モデルの作成や信頼性データの設定について、考え方を整理する。	イ. システムの作成 概念設計段階の実用化候補プラントを対象に、炉心損傷防止の観点から安全上の特徴(例えば、被覆粒子燃料の持つ固有の安全性)を分析する。そして、それらの特徴について確率論的評価のための取り扱い方を検討して整理する。その結果を用いて、炉心損傷発生頻度を評価するためのシステムを作成する。 ロ. 系統・機器の信頼度評価の検討 実用化候補プラントの炉心損傷発生頻度を定量化するために必要な信頼性データのうち、運転・故障経験が存在するものについてはデータを調査、収集する。運転・故障経験が希有な系統・機器(ガス炉や重金属炉の系統・機器、自己作動型炉停止装置等)について、既存の類似機種に関する信頼性データの適用を含めた信頼度評価の考え方を検討して整理する。 ハ. 炉心損傷発生頻度の解析評価 イ. で作成したシステムに対して、ロ. で整理したデータや考え方を基に定量化データを設定することにより、候補として考えられている設計オプションが炉心損傷発生頻度の低減にどれだけ貢献しているか、その優劣を定量的に解析する。また、炉心損傷発生頻度に対する寄与因子を分析することによって、設計要求を達成しつつ設備を合理化するための方策を検討する。	◎ 考え方の整理、作成				◎ 見直し		本研究において整理される概念設計段階の高速増殖炉プラントに対するレベル1PSAのプラント自体を、リスク情報を活用した安全規制の参考情報として活用する。 実用化戦略調査研究のフェーズ2における実用化候補プラントの絞り込みに対して、炉心損傷防止の観点から情報を提供する。
				◎ データ調査・収集、考え方の整理			◎ 見直し解析			
						◎ 予備解析中間報告		◎ 見直し		

(分野：確率論的安全評価) ○印は原子力安全委員会の安全研究年次計画課題、◎印はこのうちの重点研究課題(平成13年9月安全委員会了承)

PSA 3/5

No.	研究課題名 (担当箇所、☆印は主担当)	研究目的	研究内容	研究スケジュール					成果の利用 方策・反映先
				13年度	14年度	15年度	16年度	17年度	
1-3	「もんじゅ」冷却系統の運転信頼性評価 (敦賀・国際センターシステム技開Gr)	「もんじゅ」冷却系統の信頼性解析を実施し、運転安全性の向上に反映させる。確率論的手法に基づいて1次冷却系及び2次冷却系統の運転信頼性を解析し、プラントトリップを引き起こす相対確率の高い機器を抽出し、故障モードの分析を行う。その結果をプラント運転方法及び保守方針に反映し、同系統設備機器の不具合に起因するプラントトリップ頻度の低減に資する。	<p>イ. 系統の信頼性評価</p> <p>1次冷却系及び2次冷却系を構成する弁・ポンプ等の動的機器及び計装設備を対象として、インテック線図や計装線図、配管系統図等に基づいてプラントトリップを頂上事象としたフォールツリー図を作成する。また、機器の故障率は、高速炉機器信頼性データベースCORDS等のデータを利用する。これらのデータをフォールツリー解析ツールに入力整備し、プラントトリップ発生確率及びそれに対する各機器の寄与割合を算出する。</p> <p>ロ. 重要機器の故障モード分析</p> <p>イ. で抽出されたプラントトリップ発生確率に対して寄与割合の大きい重要機器について、実際に使用されている機器の故障事例の調査等を行い、不要なプラントトリップを回避するために十分な信頼性を有するかという観点で故障モードを分析する。</p> <p>ハ. 改善策の策定</p> <p>上記ロ. の成果に基づき、運転上及び保守上の改善等の必要性が見出された機器について、プラントトリップ発生確率の低減策を具体的に策定する。</p>	<p>2次冷却系</p> <p>1次冷却系</p> <p>1次系・2次系・水蒸気系フォールツリー結合</p> <p>2次冷却系</p> <p>1次冷却系</p> <p>全冷却系統</p>	<p>機器毎のプラントトリップ発生確率に対する寄与を評価し、不要なプラントトリップやトラブルを低減させる方策を策定する。</p> <p>プラントトリップ確率の低減により「もんじゅ」の稼働率向上に寄与するとともに運転安全に資する。</p>				
◎2-1	核燃料施設の信頼性評価手法に関する研究 (東海・再稼働技術部技開課)	核燃料施設の確率論的安全評価を合理的、効率的に実施するためのシステム開発、データベース整備を行い、施設の運転安全性の向上、指針等の整備の際のデータ提供に資する。	<p>イ. システム分析手法の高度化</p> <p>核燃料施設を対象としてハード同等、システム解析を効率的に行える分析システムの整備を行い、実プラントへの適用を通じて手法の高度化を図る。</p> <p>ロ. 信頼性データの収集・整備</p> <p>国内外の文献データ並びに施設から収集・整備したデータ等を基に機器の故障率、人的過誤率等のデータベースの拡充・整備を行う。</p>	<p>システム開発</p> <p>収集・整備</p> <p>適用検討</p>	<p>既存施設の運転安全性の向上</p> <p>指針等の整備の際のデータ提供</p>				

No.	研究課題名 (担当箇所、☆印は主担当)	研究目的	研究内容	研究スケジュール					成果の利用 方策・反映先
				13年度	14年度	15年度	16年度	17年度	
◎2-2	MOX 加工施設の確率論的安全評価の適用研究 (東海・放安部安研 Gr)	MOX 加工施設を対象とした PSA 適用検討として、事故シーケンスの抽出及びその発生確率の定量化、異常事象推移解析等を行い、民間 MOX 加工施設の安全審査の判断材料の提供に資する。	イ. MOX 加工施設 PSA 実績調査 国内外の MOX 加工施設について、施設の安全評価、PSA の適用実績について調査を行い、異常事象・事故シナリオの検討を行う。 ロ. 事象シーケンスの抽出・定量化 モデルプラントの設定及びシステムモデルの作成を行い、事故シーケンスの抽出及びその発生確率の定量化を行う。 ハ. 異常事象推移解析及び放射性物質の移行評価 異常事象等の推移を解析・評価するための手法の開発・整備を行い、これらを用いてモデルプラントにおける放射性物質の移行評価等を行う。 ニ. 主要なリスク因子の分析・整理 事象発生確率、放射性物質放出リスクの結果等を用いて、主要なリスク因子について分析・整理する。	PSA 実績調査 シーケンス抽出・定量化 解析・評価 収集・整備	MOX 加工施設の安全審査への貢献				
2-3	再処理施設の地震に関する確率論的安全評価の適用研究 (☆東海・再セカ-技術部 技開課 建工部管理 Gr)	再処理施設の地震 PSA を実施するための手法の整備を行うとともに、東海再処理施設を対象として地震 PSA の適用検討を行い、東海再処理施設の地震時リスクに関する知見を得る。	イ. 評価手法の調査・検討 原子炉施設を対象に実施されている地震 PSA について評価手法、評価コード、評価実績等に関する情報について調査・収集を行い、東海再処理施設への適用性について検討する。 ロ. 地震ハザード評価の検討 地震ハザード評価コードを導入し、東海サイトにおける地震動の発生頻度について定量化検討を行う。 ハ. 応答評価及び損傷確率評価の検討 東海再処理施設の建家及び機器から評価対象を選定し、その現実的な応答及び損傷確率について定量化検討を行う。 ニ. 地震リスク評価の検討 東海再処理施設における内的事象に対する評価において検討された事故シーケンスを参考として、地震リスクの定量化検討を行う。	評価手法の調査・検討 地震ハザード評価 応答評価及び損傷確率評価 地震リスク評価	既存施設及び機器に関する安全評価への貢献				

(分野：確率論的安全評価) ○印は原子力安全委員会の安全研究年次計画課題、◎印はこのうちの重点研究課題 (平成 13 年 9 月安全委員会了承)

PSA 5/5

No.	研究課題名 (担当箇所、☆印は主担当)	研究目的	研究内容	研究スケジュール					成果の利用 方策・反映先
				13年度	14年度	15年度	16年度	17年度	
2-4	東海再処理施設の確率論的安全評価の実施 (東海・再処理技術部 技開課)	原子力安全・保安院からの再処理施設の定期安全レビューの実施要請を受け、確率論的安全評価を行うものであり、東海再処理施設の安全性確認で検討した事故発生防止策に着目した事象発生確率の定量化検討により、安全上重要な設備、機器、構築物の検討を行うとともに、運転信頼性向上に向けての知見を得る。	イ. 評価対象事象の選定 東海再処理施設の安全性確認の評価を参考に実際の運転条件を基本とした評価対象事故を選定する。 ロ. 事象発生確率の定量化 安全性確認で作成した事象進展図を基に、イベント及び故障樹を作成し、運転経験に基づく機器信頼性データ及び公開信頼性データを用いて、事象発生確率の定量化を行う。 ハ. 重要度評価 ロ. の評価結果から、事故発生確率に大きく寄与する設備、機器、構築物の同定を行う。	予備検討 ◎	評価対象事象選定 ◎	事象発生確率定量化 ◎	重要度評価 ◎	利用方策検討 ◎	保安規定、運転要領書等の適切化 高経年化対策への反映

No.	研究課題名 (担当箇所、☆印は主担当)	研究目的	研究内容	研究スケジュール					成果の利用 方策・反映先	
				13年度	14年度	15年度	16年度	17年度		
○2-1	環境中のラドン・トリウム及びその壊変生成物の測定、挙動評価などに関する研究 (人形・安全管理課)	自然放射線源からの被ばくとして最も寄与が大きいとされているトリウム・トリウム及びその壊変生成物による被ばく線量を高い精度で評価するため、様々な環境におけるこれら放射性核種の存在形態、挙動、分布などを明らかにする。	トリウムの壊変生成物の挙動については、大気中のI70Zrの性状に強く関与しているという観点から、これらの放射性核種について屋外環境で測定、調査する。 屋外環境については、壊変生成物を長期間測定するための積分測定器を用いた調査を行う。得られたデータについて解析を行い、それぞれの環境におけるトリウム及びその壊変生成物の分布、挙動を明らかにする。 このほか、数値計算によるトリウム拡散評価コードを高度化して、種々の環境における拡散計算を行い、測定結果と比較検証を行う。 これらの結果より、トリウム及びその壊変生成物による被ばくの実態を解明する。	○	○					トリウム及びトリウム子孫核種測定技術の向上に寄与できる。 環境放射能影響評価の基礎資料として寄与できる。 さらに、トリウムに関する評価は、ウラン系廃棄物の処理・処分の計画において必要であり、本研究の成果が利用できる。
○3-1	海洋における放射性核種の挙動と拡散予測モデルに関する研究 (東海・放安部環境課)	海洋中の拡散、移行、沈降、堆積などの諸過程をモデル化するとともに、モデルのパラメータに必要な海流、濃縮係数などについて、観測的な研究を行う。	海中の放射性核種の鉛直及び垂直濃度分布を調査する。また、沿岸の海水及び海底土中の放射性核種の濃度を測定し、蓄積量の評価を行う。 これらの観測的研究を基に、地域ごとの沿岸域、外洋における放射性物質の移行拡散シミュレーションモデルを構築し、そのモデルの検証を行う。なお、沿岸からの放射性物質の移行については、別途沿岸モデルを開発する。沿岸から放出された放射性物質が地球規模でどのように拡散できるかを把握できるように、これら3つのモデルのリソ法を開発する。さらに、各種のリソ法を想定し、長期的な観点からの環境影響を定量化する。	○	○					海洋における物質移行モデルの解明 長期的な観点からの環境影響定量化（原子力施設からの海洋放出、燃料及び廃棄物輸送等）への応用
○3-2	地球規模の海洋環境における放射性物質移行モデルに関する研究 (東海・放安部環境課)	海洋環境における放射性物質の移行モデルについて、長期的な観点で移行モデルを捉え、地球規模の環境影響を評価できる環境を整備する。	スケールアップを考慮した全球海洋拡散モデルを核実験場に適用し、海水中放射性物質の実測値とシミュレーションによる計算値を比較検討し、その妥当性を確認する。 さらに、各種のリソ法を想定し、長期的な観点からの環境影響を定量化する。	○						海洋における物質移行モデルの解明 長期的な観点からの環境影響定量化（原子力施設からの海洋放出、燃料及び廃棄物輸送等）への応用
◎6-1	環境試料の迅速分析及び測定技術の高度化に関する研究 (東海・放安部環境課)	原子力施設から放出された放射性物質を迅速に定量する方法を開発し、緊急時モニタリング指針にマニュアルとして反映させる。	アルファ線放出核種、ベータ線放出核種、ガンマ線放出核種の迅速定量法並びに全アルファ放射能及び全ベータ放射能の迅速計測法を開発する。特に、核分裂反応により生成される長半減期核種及び超ウラン元素については、キレート樹脂、クワンテル等抽出法の検討及び測定手法の検討を行い、迅速にこれらの濃度を把握できるよう分析技術の高度化を図る。	○	○					緊急時モニタリング指針への反映 科学技術庁標準分析法への反映

No.	研究課題名 (担当箇所、☆印は主担当)	研究目的	研究内容	研究スケジュール					成果の利用 方策・反映先	
				13年度	14年度	15年度	16年度	17年度		
◎6-2	緊急時における個人被ばくモニタリング手法に関する研究 (東海・放安部線計課)	緊急時における個人被ばくモニタリング手法及び設備に係る研究を行い、迅速かつ適確な対応に資する。	一般公衆などの個人内部被ばくのモニタリング計画及び手法に関する研究を行うとともに、施設別の核燃料物質核種の組成情報などの内部被ばく線量評価支援データベースの開発を行うとともに、半導体検出器を用いた全身スキャン型心肺モニタリング及びその校正法の開発を行う。また、キートン投与などの医療処置を考慮した内部被ばく線量評価法を開発する。	○	○				○	原子力緊急時における内部被ばくモニタリングへの適用
6-3	緊急時遠隔空中モニタリング手法に関する研究 (敦賀・企画部環境課)	原子力災害発生時における遠隔での放射線モニタリング機能の強化を目的として、無人ヘリコプター等を利用できる野外モニタリング手法を開発し、緊急時モニタリング設備、体制の整備に資する。	無人ヘリコプター、無人飛行船（以下、無人機等という）に搭載可能な緊急時モニタリング設備を開発し、緊急時における遠隔空中モニタリング手法の整備を行う。 イ. 無人空中モニタリング手法に関する調査研究 民生用無人機等を利用した種々の観測手法について調査し、空中モニタリングへの適用性の課題を調査し、問題点及びモニタリング設備の開発課題を検討する。 ロ. 無人機等搭載用放射線測定システムの開発 小型軽量のガンマ線・中性子線測定器、GPS、高度計、CCDカメラ等を組み込み、無線にて測定結果、位置情報を伝送できるシステムの開発を行う。また、これらの機器の放射線場における特性試験を実施する。 ハ. 放射線分布マッピングシステムの製作 前記の無人機等搭載用放射線測定システムからの伝送結果を解析し、放射線状況が迅速に把握できる放射線分布マッピングシステムを製作する。 ニ. 無人機等操縦支援システムの開発 ロ. のGPS、高度計を用い、無人機などの飛行、測定地点、経路をプログラム化し、飛行位置の目視確認が困難な場所での操縦者の支援を行うシステムの検討、開発を行う。	○	○				○	緊急時の環境モニタリング設備の整備
◎6-4	極低濃度長半減期放射性核種の定量法に関する研究 (東海・放安部環境課)	核燃料施設からの廃棄物管理及びその環境放射能モニタリングへの影響を評価するため、従来の放射線測定では検出困難な極低濃度長半減期放射性核種の定量法を開発する。	前処理の迅速化を図るとともに、質量分析法などを適用することにより、極低濃度長半減期放射性核種の定量法を開発する。	○					○	緊急時モニタリング指針への反映 科学技術庁標準分析法への反映

(分野：廃棄物処分) ○印は原子力安全委員会の安全研究年次計画課題、◎印はこのうちの重点研究課題（平成13年9月安全委員会了承）

廃棄物 1/8

No.	研究課題名 (担当箇所、☆印は主担当)	研究目的	研究内容	研究スケジュール					成果の利用 方針・反映先
				13年度	14年度	15年度	16年度	17年度	
◎1-1	安全評価の基本的考え方等に関する調査研究 (☆本社・バックエンド推進部 東海・環境センター処分部 システム解析Gr)	高い放射能放射性廃棄物の地層処分の安全確保に関する考え方や安全基準等について、諸外国の事例等を調査・整理するとともに、安全目標、評価時間枠及び評価時間枠に応じた安全指標の考え方、補完的安全指標等に関する検討を行い、具体的な安全基準・指針類の策定に資する。	ロ) 安全評価の基本事項に関する検討 制度的管理の有効期間や地質環境が安定と見なせる期間を考慮し、時間スケールに応じた評価の考え方を計財に応じて整理し、適切な安全指標について検討するとともに、安全基準・指針類を策定するために必要な情報を整理する。また、天然に存在する放射性物質や化学物質の濃度、フラックスの補完的安全指標としての適用性について検討する。	安全評価指標の適用性検討、基準設定手法の整理					安全確保の基本的考え方の策定、安全評価基準・指針の策定に資する。
◎2-1	環境変動に伴う地質環境の安定性評価に関する研究 (東濃・地質環境研究Gr)	地震、断層、隆起、火山等の天然現象に関するデータを総合的に整備・解析するとともに、環境変動シミュレーション手法の開発を行い、地層処分システムの長期的な安全評価手法の信頼性向上と安全基準・指針類の策定に資する。	イ) 環境変動評価システムの開発 地震・断層活動、隆起運動、火山活動などの天然現象の変化(プロセス・メカニズム)及びそれらによる地質環境への影響に関するデータを収集・整備する。また、それらのデータを用いて、環境変動シミュレーション手法の開発を行う。 ロ) 環境変動モニタリング 長期安定性に関するデータ及び環境変動シミュレーション手法の信頼性を高めるため、地殻変動観測及び地下水観測を行い、長期安定性に関するデータの精度の向上及び環境変動シミュレーション手法の改良に必要なデータを取得する。	データ整備及びモデルの構築 地殻変動、地下水観測					処分事業の展開と整合して進められる技術基盤や安全基準の策定に必要な知見やデータの提供

No.	研究課題名 (担当箇所、☆印は主担当)	研究目的	研究内容	研究スケジュール					成果の利用 方策・反映先		
				13年度	14年度	15年度	16年度	17年度			
◎2-2	結晶質岩に関する地質環境評価手法に関する研究 (東濃・瑞浪・研究Gr)	結晶質岩を対象とした地質環境に関するデータを整備し、これらを基に地質環境評価手法を開発することにより、安全基準・指針類の策定及び安全評価手法の確立と関連する地質環境評価手法の信頼性向上に資する。	イ) 地質環境調査手法に関する研究 (広域スケール) 地下水の主要流動経路の特定や水質形成機構を解明するため、広域 (地下水流動に関係する涵養域から流出域を含む数 km 四方以上の領域) における地表から地下深部までの地質・地質構造を把握するための文献調査、空中写真判読、空中物理探査、地上物理探査、地表踏査、試錐調査を実施し、地下深部の地質構造、水理地質学特性、地下水の地球化学的特性データを取得する。これらのデータを基に、地質構造概念モデル、水理地質構造モデル、地下水の地球化学モデルを構築し、広域スケールの結晶質岩を対象とした地表からの調査技術、モデル化手法を開発する。併せて、ボーリング孔を用いて測定されたデータに関し、品質管理技術、精度評価手法について調査を行うとともに、構築されたモデルの妥当性の評価手法について、海外での事例の調査を含めて検討を行う。 ロ) 地質環境調査手法に関する研究 (地下研究施設スケール) 地表からの調査により取得される地質環境に関するデータを基に、地下の地質環境を推定し、地下施設建設に伴う影響を予測するとともに、海外での事例の調査を含めて予測結果の評価方法を検討する。 坑道からの調査により地質環境のデータを取得し、地表からの調査による予測の妥当性を評価するとともに、地下施設の設計・建設技術の有効性を確認し、また、掘削影響修復技術の有効性を確認する。さらに、ボーリング孔等を用いて測定されたデータに関し、品質管理技術と精度評価手法について調査を行う。	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	処分手業の展開と整合して進められる技術基盤や安全基準の策定に必要な知見やデータの提供
					坑道掘削を伴う研究及び坑道を利用した研究						

No.	研究課題名 (担当箇所、☆印は主担当)	研究目的	研究内容	研究スケジュール					成果の利用 方策・反映先	
				13年度	14年度	15年度	16年度	17年度		
◎2-3	堆積岩に関する地質環境評価手法に関する研究 (幌延・深地層研究 Gr)	堆積岩を対象とした地質環境に関するデータを整備し、これらを基に地質環境評価手法を開発することにより、安全基準・指針類の策定及び安全評価手法の確立と関連する地質環境評価手法の信頼性向上に資する。	イ) 地表からの調査によるデータ取得、モデル化 堆積岩を対象に物理探査手法やボリング調査等の地表からの調査技術を活用し、地表から地下深部までの体系的な地質環境データを取得し、これらのデータを基に地質構造、岩盤力学、地下水流動、地下水地球化学、地下施設掘削影響領域などの地質環境をモデル化することを通じて、地表からの調査技術及びモデル化技術の開発を行う。 ロ) モデルの妥当性評価手法の検討 坑道掘削を伴う次の段階で使用するこれらモデルの妥当性の評価手法を検討する。 ハ) モニタリングシステムの検討 調査活動や地下施設の建設が地質環境に与える影響を観測するためのモニタリングシステムを検討する。	地表からの調査によるデータ取得、モデル化						下記の指針等に反映する。 立地指針、安全評価基本指針、安全設計指針、安全評価指針(詳細版)、埋設施設基準、閉鎖基準
◎2-4	地質環境におけるナチュラアナログ研究 (東濃・地質環境研究 Gr)	ウラン鉱床や断層を利用し、想定される地質環境下における物質の固定・移行特性を明らかにするとともに、これらの特性を評価するための調査・解析手法を開発することにより、地層処分の安全評価手法の信頼性向上に資する。	イ) 岩盤中の物質移行に関する研究 ウラン鉱床を利用して、還元環境下での地質環境中のウラン系列核種をはじめとする微量元素の長期にわたる移行挙動を把握するための地球化学データを取得する。 ロ) 断層に関する研究 断層及びその周辺部の力学特性、水理特性、地球化学特性、物質移行特性に関する調査結果を総合し、断層及びその周辺の地質環境特性を定量的に評価し得る調査手法を構築する。						処分事業の展開と整合して進められる技術基盤や安全基準の策定に必要な知見やデータの提供	
◎3-1	安全評価シナリオに関する研究 (東海・環セクター処分部システム解析 Gr)	安全評価の対象とすべき評価シナリオについて、個別現象などに関する最新の知見に基づき、シナリオ設定に係る知識ベースの拡充を進めるとともに、サイト固有な状況を的確に記述できるようにシナリオ開発手法を高度化し、安全評価手法の信頼性向上と安全基準・指針類の策定に資する。	イ) シナリオ構成要素の拡充 地層処分システムの性能に影響する可能性のある事象、プロセス、特性等に関する最新の知見・データを段階的に取り込むことにより、シナリオの構成要素を拡充し、シナリオの記述内容の信頼性向上を図る。 ロ) シナリオ開発手法の改良 地層処分システムの長期的な不確実性を考慮した評価シナリオを効率的に設定するため、シナリオ開発手法の改良を行う。 ハ) 特定の状況に対応するシナリオのケーススタディ 改良されたシナリオ開発手法を用いて、サイト固有なシナリオ設定についての事例研究を行い、得られた知見をシナリオ開発手法の改良に反映させる。	シナリオ構成要素の拡充					安全基準の策定に際して必要となる評価シナリオの作成や安全審査の際に必要な地層処分の長期的な安全性の判断に資する情報を整備する。	

(分野：廃棄物処分) ○印は原子力安全委員会の安全研究年次計画課題、◎印はこのうちの重点研究課題 (平成 13 年 9 月安全委員会了承)

廃棄物 4/8

No.	研究課題名 (担当箇所、☆印は主担当)	研究目的	研究内容	研究スケジュール					成果の利用 方策・反映先
				13年度	14年度	15年度	16年度	17年度	
◎3-2	安全評価モデルの体系化・高度化に関する研究 (東海・環セカ-処分部 システム解析 Gr)	サイトが特定された場合に得られると考えられる個々の地質環境の特性やそれに基づく設計情報及び地表環境条件を的確に安全評価に反映することにより、より現実的で詳細な評価が実施できる安全評価モデルを構築し、安全裕度の把握や安全評価手法の信頼性向上に資する。	イ) 人工バリア中核種移行モデルの高度化 人工バリア中核種移行モデルに関して、沈殿/溶解反応などの速度論的な反応や腐食生成物中への収着挙動、廃棄体間の濃度干渉効果等を考慮し、より詳細かつ複合的な評価ができるようにモデルの改良を行い、人工バリアシステムの安全裕度の向上を図る。 ロ) 天然バリア中核種移行モデルの高度化 亀裂や断層の内部構造/充填物質、地球化学特性、JHD 等の天然バリア特有の諸要因が核種移行に与える影響について、室内試験や国内外の研究機関との共同研究及び文献調査等を通して、これらの特性や重要性を把握する。また、これらのモデル化について検討を行い、性能評価モデルの高度化に反映させる。 ハ) 生物圏評価モデルの高度化 生物圏での核種移行/線量評価の観点から、サイトが特定された場合に得られると考えられる詳細な情報を想定し、コンパートメントモデルの適用性を確認し、モデルの高度化を図るとともに、安全評価上重要なサイト固有のデータ項目の抽出を行う。 なお、上記イ)～ハ)で検討したモデルを統合し、総合的な安全評価手法としてのモデルの体系化を図る。	人工バリア中核種移行モデルの高度化					安全評価指針類や安全評価基準の策定に反映 処分システムの安全裕度の定量的把握や設計へのフィードバックを行うとともに、安全設計指針類の策定に反映 地表環境データの重要度分類に関する成果をサイト特性調査に係る指針類の策定に反映
◎3-3	安全評価におけるシナリオ、モデルの不確実性に関する研究 (東海・環セカ-処分部 システム解析 Gr)	地層処分の安全評価に内在するシナリオ、モデルの不確実性について、定量的な解析を実施するための手法を検討することにより、地層処分システムの長期的な安全性の評価手法の高度化及び安全基準・指針類の策定に資する。	イ) 安全評価シナリオ、モデルの不確実性の整理 安全評価に用いるパラメータの不確実性の評価に加え、地層処分システムの将来挙動を表現するシナリオ、モデルの不確実性として考慮すべき要因(水理地質構造モデル、核種移行プロセスモデル等)を網羅的に整理する。 ハ) 不確実性の定量的評価の検討 イ)で開発・整備した手法を用いて、シナリオ、モデル及びパラメータの不確実性を考慮した確率論的な安全評価を行い、処分システム全体の長期安全評価に伴う不確かさを定量化するための検討を行う。	シナリオ、モデルの不確実性整理					安全評価指針や評価基準の策定に反映 稀頻度事象が地層処分システムに与える影響の定量的評価を行い、安全評価指針類の策定に反映
						不確実性の定量的評価			

No.	研究課題名 (担当箇所、☆印は主担当)	研究目的	研究内容	研究スケジュール					成果の利用 方策・反映先	
				13年度	14年度	15年度	16年度	17年度		
◎3-4	地下水水質形成モデルの検証及び高度化に関する研究 (東海・環セナ-処分部 処分R7 Gr)	深部地下水の水質形成モデルの改良・高度化を行うとともに、地下水と人工R7材料との長期の相互作用及びそれに伴う緩衝材空隙水水質の変化のメカニズムを解明することにより、処分場の長期的な地球化学環境を明らかにし、安全評価手法の信頼性向上に資する。	原位置で取得されるデータ等を利用し、以下の研究を行う。 イ) 地下水地球化学モデルの開発 実測された深部地下水データの熱力学的・速度論的解析をもとに、深部地下水の水質形成モデルの改良、高度化を行う。モデルの開発に必要な鉱物の熱力学データ、溶解・沈殿速度データの調査・評価を行い、データベースとして整備する。また、微生物、有機物が地下水水質に及ぼす影響、深部地下水でのコロイドの安定性や存在状態に関する検討を行う。 ハ) ニアフィールド地球化学モデルの開発 地下水と人工R7材料の長期の相互作用に関する長期室内試験や類似する天然現象の観察を行うことを通じて、ニアフィールドにおける間隙水の水質推定モデルの高度化及び検証を行う。	地球化学データベースの整備、平衡論モデルの詳細化						地下水水質等の地球化学的観点から処分地選定基準に反映
◎3-5	深部地下環境下における核種移行データの取得及びデータベースの整備 (東海・環セナ-処分部 ☆放射化学 Gr 処分R7 Gr)	地層処分の安全評価に必要な、深部地下環境下における熱力学的基礎データ、核種挙動評価データ等の取得を行うとともに、国際的な最新情報の調査・評価を実施し、情報をデータベース化することにより、地層処分の安全評価に用いるデータの信頼性向上に資する。	イ) 熱力学的基礎データの取得 安全評価に必要な核種の移行挙動評価データ(溶解度、分配係数、拡散係数)の信頼性を向上させるため、熱力学的基礎データ(溶解生成物の安定度定数、錯生成定数、表面錯体平衡定数、イオン交換定数等)を深部地下環境を模擬した系において取得する。さらに、データ取得方法の標準化を検討する。 ロ) 核種移行挙動評価データの取得 実ガラス固化体、原位置の地下水及び岩石等を用いて、処分環境を模擬した条件での核種移行試験等を実施し、ガラスからの核種の浸出挙動やガラス近傍での溶解度制限固相の生成に関する評価、岩石基質中のマトリックス拡散深さの評価、核種移行に及ぼすコロイドの影響評価等を行う。また、熱力学的な基礎データを用いて、溶解・拡散等の現象理解と安全評価のためのモデルの確立を行う。 ハ) 核種移行評価に係るデータベースの整備 OECD/NEA等の国際機関における熱力学データ整備の情報や、上記イ)及びロ)で得られるデータを含む国内外の研究機関における核種移行関連研究を広範に調査・評価し、熱力学データ、放射性核種の溶解度、岩石・人工R7材料への吸着データ等の核種移行関連データを、データベースとして整備する。	熱力学基礎データ取得、データ取得手法の標準化						品質保証の行われたデータベースを用意することで、今後予定される処分候補地、予定地の選定などの各段階で実施される安全確認の際の基準・指針類の策定に反映
				実ガラス/原位置地下水及び岩石を用いたデータの取得						
				熱力学データベース、吸着/拡散データベースの整備						

(分野：廃棄物処分) ○印は原子力安全委員会の安全研究年次計画課題、◎印はこのうちの重点研究課題(平成13年9月安全委員会了承)

廃棄物 6/8

No.	研究課題名 (担当箇所、☆印は主担当)	研究目的	研究内容	研究スケジュール					成果の利用 方策・反映先	
				13年度	14年度	15年度	16年度	17年度		
◎4-1	人工バリア及び岩盤の 長期挙動に関する研究 (東海・環ヒケル処分部 処分バリアGr)	具体的な地質環境条件 を対象に人工バリアや地下 施設に対して、長期予測 モデルの検証等を行い、安 全評価基準・指針類の策 定及び安全評価モデル・デ ータの信頼性向上に資す る。	人工バリアや地下施設を対象として、以下の研究 を行う。 イ) 緩衝材の長期物理的・化学的安定性に関する研 究 緩衝材の変質挙動や塩水に対する影響等の長期 物理的・化学的安定性に係る現象モデル及びデー タの検証を室内において実施するとともに、原位置 における検証計画を立案する。 ロ) オバーパックの腐食挙動に関する研究 オーバーパックの処分環境下における長期腐食挙動 について、腐食機構を解明するための研究を行う。 また、腐食挙動に係る現象モデル及びデータの検証を 室内において実施するとともに、原位置における 検証計画を立案する。 ハ) ガス移行挙動に関する研究 人工バリア中及び周辺岩盤中のガス移行挙動に係 る現象モデル及びデータの検証を室内において実施す るとともに、原位置における検証計画を立案する。 ニ) 岩盤長期変形挙動に関する研究 フィールド環境条件を模擬した温度・圧力・間隙 水圧条件において、三軸圧縮応力下での岩石のク リブ特性、疲労特性に関する実験的研究を実施し、 それらの特性を明らかにするとともに、基礎デー タを蓄積する。また、これらのデータに基づき長期岩 盤強度及び変形予測手法の開発を行う。 ホ) 再冠水挙動に関する研究 人工バリア埋設後の再冠水挙動に係る現象モデル及 びデータの検証を室内において実施するとともに、 原位置における検証計画を立案する。 なお、これらの研究により得られたデータは体系的 にデータベースとしてとりまとめ、モデルとあわせて 体系的解析ツール構築に資する。		現象モデル及びデータの検証					地層処分場におけ る個別現象及び複合 現象の評価/設計基 準、設計やモニタリ ングの 品質管理基準に反映

No.	研究課題名 (担当箇所、☆印は主担当)	研究目的	研究内容	研究スケジュール					成果の利用 方策・反映先	
				13年度	14年度	15年度	16年度	17年度		
◎4-2	人工バリア等の性能保証に係る工学技術研究 (東海・環セキ-処分部 処分バリアGr)	具体的な地質環境条件下において、人工バリアや処分施設の設計・施工のうちの主要技術について検証を行い、処分場の設計に適用すべき安全基準・指針類の策定に資する。	イ) 施工に係る性能保証研究 オバ-バ-の製作、緩衝材の製作・施工、埋め戻し、処分場建設等に関するデータを地上施設での要素試験及び原位置での試験を通じて取得するとともに、得られたデータを基盤情報として体系的に整理する。 ロ) 処分場管理/モニタ-に関する研究 操業前から処分場閉鎖までの各段階における安全確認のための体系的なシナリオ構築を図り、安全確認すべきモニタ-項目の抽出、モニタ-に使用される計測機器、モニタ-すべき項目が具備する必要がある技術要件等のモニタ-に関する基本的な考え方を整理する。		文献調査、モックアップ試験					安全設計指針/安全評価指針に反映
◎4-3	人工バリアのナチュラルアナログ研究 (東海・環セキ-処分部 処分バリアGr)	人工バリアの各要素について、履歴の明らかな天然類似現象を調査・研究することにより、人工バリアの長期的な核種閉じ込め機能及び人工バリア相互作用等に係る安全評価手法の信頼性の向上に資する。	イ) ガスの溶解・変質に関する研究 廃棄物がガスの長期挙動に関するフェルアログとして、発掘調査で出土する古代ガスを対象とした調査・研究を行う。また、古代ガスと廃棄物がガスの類似性に関する比較試験を実施する。 ロ) 金属の腐食に関する研究 オバ-バ-の長期挙動に関するフェルアログとして、粘土質土壌環境に長期間埋まっていた鉄製品の腐食調査を行うとともに、海水環境で長期間使用されたチタン製品、発掘調査で出土する鉄製及び青銅製遺物を対象とした調査・研究を行う。また、土中の溶存酸素濃度などの埋設環境因子のうち、現在測定が困難な項目の原位置測定手法を開発する。 ハ) ベントナイトの変質に関する研究 緩衝材の長期挙動に関するフェルアログとして、鉄、コンクリートと長期間接触していたベントナイトを対象とした調査・研究を行う。また、イソト化事例の情報をさらに蓄積する。 ニ) 比較試験 フェルアログ研究によるデータを処分環境での人工バリア材料の長期挙動モデルの検証に役立てるため、材質と環境条件を変数として比較検討のための試験を行う。		古いガスの調査・研究		水道管、考古学的金属等の調査・研究			地層処分システム、特に人工バリア材料の閉じ込め性能に関する安全評価モデルの信頼性の検証及び同性能の安全基準策定に有用なデータの提供

No.	研究課題名 (担当箇所、☆印は主担当)	研究目的	研究内容	研究スケジュール					成果の利用 方策・反映先	
				13年度	14年度	15年度	16年度	17年度		
◎5- 1	TRU 核種を含む放射性廃棄物処分の安全評価の信頼性向上に向けたデータ及び評価手法の整備 (東海・環セパ-処分部 処分材料 Gr)	TRU 核種を含む放射性廃棄物の性状に起因して起こる特有な現象に着目し、信頼性の高い核種移行データ等を取得・整備するとともに性能評価モデル/コードの開発及び解析評価を実施し、TRU 核種を含む放射性廃棄物の地層処分に係る安全評価手法の確立及び関連する安全基準・指針類の策定に資する。	TRU 核種を含む放射性廃棄物の性状に起因して起こる特有な現象を考慮したデータ取得・整備及び性能評価解析のため、以下の研究を実施する。 イ) セメントの長期的溶解変質に関する研究 セメントの変質を定量的に把握するため、既存のセメント変質モデルの妥当性を評価検討する。 ロ) 高 pH、硝酸塩環境下における人工バリア及び岩盤の長期的変質に関する研究 セメント成分の溶出によって生成される高 pH 地下水による人工バリア及び岩盤の長期変質挙動を把握するとともに核種移行パラメータへの影響を把握する。廃棄体を起源とする硝酸塩の分解挙動を把握するとともに硝酸塩による人工バリア及び岩盤特性への影響や核種移行パラメータへの影響を把握する。 ハ) 有機物の影響に関する研究 地下水中の天然有機物及び廃棄体や人工バリア材を起源とする有機物の地下水での挙動を把握するとともに、核種移行パラメータやパラメータへの影響を把握する。 ニ) 微生物活動の影響に関する研究 地下深部での微生物の活動状況に関する情報をもとに核種移行パラメータやパラメータへの影響を把握する。 ホ) ガス発生及び移行の影響に関する研究 廃棄体や人工バリア材の劣化に伴い発生するガスとその移行挙動に関するデータの拡充を行い、既存のガス移行モデルの妥当性を評価する。 ヘ) 評価モデル及びコードの開発並びに性能評価 イ)～ホ) で得られた知見やデータを評価モデルの設定や性能評価モデルの開発に反映させるとともに、モデルの妥当性について検証する。また、感度解析等の実施により、処分システムを性能評価する。							安全で合理的な処分概念の構築に資するとともに TRU 廃棄物処分の性能/特性を定量化し、今後予想される処分の安全規制の考え方、指針の策定に反映
◎5- 2	ヨウ素の高度保持廃棄体・人工バリア材に関する研究 (東海・環セパ-処分部 処分材料 Gr)	ヨウ素の移行抑制機能に優れた廃棄体、人工バリア候補材について、ヨウ素の浸出率や収着挙動等の移行抑制に係るデータを取得し、処分システムの信頼性向上に資する。	銅マトリクス固化体やヨウ素を含有させた鉱物等について、処分環境を模擬した条件下における材料の化学的安定性やヨウ素の浸出率、収着係数、溶解度等のデータを取得する。また、得られたデータをもとに処分システム構成要素としての適用性を検討する。							処分の安全評価に当たってシステムとしての廃棄体からヨウ素放出についての安全余裕度の定量的把握に利用

(分野：ふげん廃止措置等) ○印は原子力安全委員会の安全研究年次計画課題、◎印はこのうちの重点研究課題 (平成13年9月安全委員会了承) ふげん 1/3

No.	研究課題名 (担当箇所、☆印は主担当)	研究目的	研究内容	研究スケジュール					成果の利用 方策・反映先
				13年度	14年度	15年度	16年度	17年度	
1-1	原子炉の廃止措置に関するエンジニアリング支援システムの開発 (ふげん・環境保全課)	これまでに原研で開発した COSMARD を新型転換炉「ふげん」の廃止措置計画の検討に適用することにより、原子力施設の廃止措置計画の最適化に資する。また、原研が開発を進めている解体作業シミュレーションシステムの手法と海外機構が準備している「ふげん」の3次元画像データ、バーチャルリアリティ技術を用いた解体作業シミュレーションシステムの開発により、廃止措置計画の検討に資することを目的とする。	イ. COSMARD の適用性評価 「ふげん」の物量及び作業データベースを構築し、解体工法、作業期間などをパラメータにして、COSMARD において、「ふげん」用の各種管理データ(人工数、被ばく線量、廃棄物発生量など)を計算し、「ふげん」の最適な廃止措置計画を検討する。また、COSMARD の圧力管型重水炉への適用性を評価する。 なお、平成13年度末までに、計算結果の評価検討を行う。 ロ. 解体作業シミュレーションの開発 原研の解体作業シミュレーションシステムの手法と「ふげん」の3次元画像データ、最新のバーチャルリアリティ技術を用いて、作業者の被ばく線量、作業性評価等も評価可能な、解体作業シミュレーションシステムを開発する。 なお、平成15年度末までに、システムの総合評価を実施する。	○	○				「ふげん」の合理的な廃止措置計画の検討に資する。

(分野：ふげん廃止措置等) ○印は原子力安全委員会の安全研究年次計画課題、◎印はこのうちの重点研究課題(平成13年9月安全委員会了承) ふげん 2/3

No.	研究課題名 (担当箇所、☆印は主担当)	研究目的	研究内容	研究スケジュール					成果の利用 方策・反映先
				13年度	14年度	15年度	16年度	17年度	
1-2	原子炉の廃止措置に関する放射能インベントリの評価 (ふげん・環境保全課)	<p>新型転換炉ふげん発電所は、平成15年に廃止措置に移行する予定である。原子炉停止後の廃止措置を合理的なものとするためには、原子炉構造材等の放射化量、内蔵放射能量等を精度良く把握することが重要である。対象は、圧力管や冷却リブ管等の炉心構造材、生体遮へい体コンクリート、格納容器内にある金属、コンクリートなど多岐に亘ることから、これらの放射化量を適切に評価するための測定法及び解析手法を確立する。</p>	<p>イ. 原子炉構造材の放射化量評価 原子炉構造材は、放射化量を直接サブリングによって評価することが難しいので、圧力管監視試験片のような試験片の放射化量測定や放射化箔による中性子束測定を行い、その結果をもとに解析によって放射化量を評価する必要がある。解析に必要な中性子束分布は、中性子輸送計算コードによって求め、その結果をもとに燃焼解析コードによって放射化量を算出する。なお、生体遮へい体コンクリート部分については、サブリングによる評価が可能であるので、これを含めて評価する。 平成13、14年度は中性子束の測定値と解析値の比較評価を進めるとともに、燃焼解析コード(ORIGEN2)の「ふげん」用放射化解析ライブラリを整備し、平成17年までに総合評価を実施する。</p> <p>ロ. 格納容器内の金属、コンクリートの放射化量評価 原子炉構造材や生体遮へい体コンクリート以外の格納容器内にある金属、コンクリートは、原子炉から離れた位置にあること、複雑な形状をしていることから、解析によって中性子束密度を精度良く求めることは難しい。従って、放射化箔(金箔等)によって中性子束密度の測定を行い、その結果をもとに放射化解析によって放射化量を評価する。解析による評価の妥当性については、一部のコンクリート等のサンプルを測定し比較評価を行う。 平成13、14年度は中性子束密度の測定手法の検証や測定値の信頼性検討を進め、平成17年度末までに、総合評価を実施する。</p>						<p>「ふげん」の合理的な廃止措置計画の検討に資する。 格納容器内の金属、コンクリートの放射化量評価手法は、概念としては既存のものであるが、大きな施設に実際に適用した例は殆どない。汎用性が高いので今後は、研究炉のみならず軽水炉等への適用が考えられる。</p>

(分野：ふげん廃止措置等) ○印は原子力安全委員会の安全研究年次計画課題、◎印はこのうちの重点研究課題 (平成 13 年 9 月安全委員会了承)

ふげん 3/3

No.	研究課題名 (担当箇所、☆印は主担当)	研究目的	研究内容	研究スケジュール					成果の利用 方策・反映先	
				13年度	14年度	15年度	16年度	17年度		
1-3	「ふげん」における亜鉛注入によるプラント線量率上昇抑制 (ふげん・安全管理課)	原子炉冷却水中に 5~10ppb 程度の微量の亜鉛付着を存在させると、原子力発電所の定期検査作業に伴う作業員の被ばくの原因となる Co-60 等の放射性核種の配管への付着・蓄積が抑制され、原子炉冷却系配管等の線量当量率上昇が抑制される。「ふげん」ではこの効果に着目して昭和 63 年からスワムス配管への放射性核種の付着抑制効果を確認するための試験、亜鉛注入水質下における炉心構造材料の健全性確認試験及び「ふげん」実機への亜鉛注入によるプラントへの影響確認試験等、亜鉛注入に関する技術開発を実施してきた。 この亜鉛注入による原子炉冷却系の線量率上昇抑制効果を評価して原子力学会誌に投稿発表し、「ふげん」のデータを軽水炉等に利用しやすい形で提供するとともに、「ふげん」の開発成果のとりまとめに反映させる。	イ. 原子力学会誌への「ふげん」での亜鉛注入効果の投稿発表 「ふげん」の系統化学除染後に実施した亜鉛注入によるプラントの線量抑制効果を実測値(系統除染ご亜鉛注入を行わなかった 1989 年の値と亜鉛注入を実施した 1999 年より後の線量上昇の実測値)および解析値と比較することにより、亜鉛注入によるプラント線量の抑制効果を評価し、これらの結果を平成 14 年度内に原子力学会誌に投稿し発表していく。 ロ. 「ふげん」の開発成果 「ふげん」の運転期間中におけるプラント線量変化を評価して報告書を作成し、「ふげん」の開発成果として取りまとめる。	原稿作成 ○	○	査読対応 ○ ○ 学会誌発表 ▽				原子力学会誌等に発表することにより、軽水炉等を運転している事業者が利用しやすい形で「ふげん」のデータを提供していく。
				運転中データの収集・評価 ○		報告書作成 ○ ○				