

JAERI-Review



JP0050842

2000-021



安全性研究専門部会評価結果報告書

2000年9月

研究評価委員会

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

本レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。

入手の問合せは、日本原子力研究所研究情報部研究情報課（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村）あて、
お申し越しください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-1195 茨城県那珂郡
東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布をおこなっております。

This report is issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Research Information Division,
Department of Intellectual Resources, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-
gun, Ibarakiken 319-1195, Japan.

安全性研究専門部会評価結果報告書

日本原子力研究所
研究評価委員会

(2000年9月22日受理)

研究評価委員会は、「日本原子力研究所における研究開発評価の基本指針」及び「研究所評価委員会及び研究評価委員会規程」に基づき、安全性研究専門部会を設置し、安全性試験研究センター（原子炉安全工学部、燃料サイクル安全工学部及び安全試験部）の研究開発課題について、平成12年度からの5年間の計画の事前評価を実施した。同専門部会は12名の専門家で構成された。

安全性研究専門部会は平成12年1月20日に開催された。評価は、事前に提出された評価用資料及び専門部会における被評価者の説明に基づき、研究評価委員会によって定められた評価項目、評価の視点、評価の基準に従って行われた。同専門部会が取りまとめた評価結果報告書は研究評価委員会に提出され、平成12年8月31日に審議された。研究評価委員会はこの評価結果を妥当と判断した。本報告書はその評価結果である。

Report of the Review Committee on Evaluation of the R&D Subjects
In the field of Nuclear Safety Research

The Research Evaluation Committee

Japan Atomic Energy Research Institute
Uchisaiwai-cho, Chiyoda-ku, Tokyo-to

(Received September 22, 2000)

On the basis of the JAERI's Basic Guidelines for the Research Evaluation Methods and the Practices Manuals of the Institution Evaluation Committee and Research Evaluation Committee, the Ad Hoc Review Committee on Nuclear Safety Research composed of twelve experts was set up under the Research Evaluation Committee of the JAERI in order to review the R&D subjects to be implemented for five years starting in FY2000 in the Nuclear Safety Research Center (Department of Reactor Safety Research, Department of Fuel Cycle Safety Research and Department of Safety Research Technical Support).

The Ad Hoc Review Committee meeting was held on January 20, 2000. According to the review methods including review items, points of review and review criteria, determined by the Research Evaluation Committee, the review was conducted based on the research plan documents submitted in advance and presentations by the Department Directors. The review report was submitted to the Research Evaluation Committee for further review and discussions in its meeting held on August 31, 2000. The Research Evaluation Committee recognized the review results as appropriate. This report describes the review results.

Keywords: Research Evaluation, R&D Subjects Evaluation, Reactor Safety Research, Fuel Cycle Safety Research, Safety Research Technical Support

評価の経緯について

研究評価委員会事務局
(企画室 研究評価推進室)

研究評価委員会は、「日本原子力研究所における研究開発評価の基本指針」(平成 10 年 4 月 1 日策定) 及び「研究所評価委員会及び研究評価委員会規程」(平成 10 年 4 月 1 日策定、平成 11 年 4 月改正) に基づき、安全性試験研究センター（原子炉安全工学部、燃料サイクル安全工学部及び安全試験部）の研究開発課題について、平成 12 年度からの 5 年間の計画（国の次期安全研究年次計画等との関連については平成 13 年度からの 5 カ年計画に配慮する）の事前評価を実施するため、「安全性研究専門部会」を平成 11 年 11 月 30 日に設置した。

安全性研究専門部会は 12 名の専門家で構成され、平成 12 年 1 月 20 日に開催された。評価は研究評価委員会によって定められた事前評価の方法に従って行われた。同専門部会は評価結果を取りまとめ、平成 12 年 8 月 18 日に秋山部会長が「安全性研究専門部会評価結果報告書」を研究評価委員会委員長に提出した。研究評価委員会は平成 12 年 8 月 31 日に第 5 回研究評価委員会を開催し、秋山部会長から「安全性研究専門部会評価結果報告書」の説明を受け、審議を行った。審議の結果、本専門部会評価結果は妥当なものと判断し、研究評価委員長は同報告書を 9 月 5 日付けにて日本原子力研究所理事長に答申した。

平成 12 年度研究評価委員会委員(13 名)

西澤 潤一	岩手県立大学長
(委員長)	(財)半導体研究振興会半導体研究所長 (半導体工学)
秋山 守	(財)エネルギー総合工学研究所理事長
(委員長代理)	埼玉工業大学学長 (原子炉熱設計、熱流体工学、安全工学、エネルギー変換)
秋元 勇巳	三菱マテリアル㈱取締役社長 (物理化学、核化学)
石榑 顯吉	埼玉工業大学先端科学研究所教授 (原子炉化学、放射線化学)
井上 信	京都大学原子炉実験所長 (加速器科学、原子核物理学)
岡田 雅年	金属材料技術研究所長 (金属材料・工学、金属科学、原子炉材料)
菊田 惺志	(財)高輝度光科学研究センター理事、放射光研究所副所長 (X 線光学、X 線量子光学)
草間 朋子	大分県立看護科学大学長 (放射線防護、胎児の放射線影響)
友野 勝也	東京電力株式会社フェロー (原子力発電)
藤原 正巳	核融合科学研究所長 (プラズマ物理、核融合)
宮 健三	東京大学大学院工学系研究科教授 (核融合工学、電磁現象工学)
矢川 元基	東京大学大学院工学系研究科教授 (計算科学、原子力工学(構造設計))
山崎 敏光	大阪大学名誉教授 (原子核物理学、素粒子ビーム科学)

安全性研究専門部会評価結果報告書

平成 12 年 8 月

日本原子力研究所
研究評価委員会
安全性研究専門部会

This is a blank page.

目 次

はじめに
総合所見

1. 専門部会の設置	-----	1
2. 評価方法	-----	1
2.1 専門部会の構成	-----	1
2.2 事前評価対象研究開発課題	-----	1
2.3 専門部会の開催	-----	2
2.4 事前評価項目及び評価基準	-----	2
3. 事前評価対象研究開発課題に対する評価結果	-----	4
3.1 安全性試験研究センターの研究開発の基本方針	-----	4
3.1.1 安全性試験研究の基本方針の概要	-----	4
3.1.2 所見	-----	6
3.2 原子炉安全工学部の研究開発課題	-----	9
3.2.1 原子炉安全工学部の研究計画の概要	-----	9
3.2.2 評価結果	-----	11
3.2.2.1 項目別評価	-----	11
3.2.2.2 その他の所感、問題点、提言等	-----	19
3.3 燃料サイクル安全工学部の研究開発課題	-----	21
3.3.1 燃料サイクル安全工学部の研究計画の概要	-----	21
3.3.2 評価結果	-----	24
3.3.2.1 項目別評価	-----	24
3.3.2.2 その他の所感、問題点、提言等	-----	29
3.4 安全試験部の研究支援業務	-----	31
3.4.1 安全試験部の研究支援業務の概要	-----	31
3.4.2 評価結果	-----	33
3.4.2.1 項目別評価	-----	33
3.4.2.2 その他の所感、問題点、提言等	-----	35

Contents

Introduction

Executive Summary

1 . Establishment of the Review Committee	1
2 . Review Methods	1
2 . 1 Constitution of the Ad Hoc Review Committee	1
2 . 2 Research and Development Subjects for Review	1
2 . 3 Agenda of the Review Committee Meeting	2
2 . 4 Points of Pre-review	2
3 . Pre-review Results of Planned R&D Subjects	4
3 . 1 Basic Project Plan in the Nuclear Safety Research Center	4
3 . 1 . 1 Overview of Basic Project Plan	4
3 . 1 . 2 Review Comments	6
3 . 2 R&D Subjects in the Department of Reactor Safety Research	9
3 . 2 . 1 Overview of Planned R&D Subjects	9
3 . 2 . 2 Review Results	11
3 . 2 . 2 . 1 Items Review	11
3 . 2 . 2 . 2 Overall Comments	19
3 . 3 R&D Subjects in the Department of Fuel Cycle Safety Research	21
3 . 3 . 1 Overview of Planned R&D Subjects	21
3 . 3 . 2 Review Results	24
3 . 3 . 2 . 1 Items Review	24
3 . 3 . 2 . 2 Overall Comments	29
3 . 4 Support Subjects in the Department of Safety Research Technical Support	31
3 . 4 . 1 Overview of Planned Support Subjects	31
3 . 4 . 2 Review Results	33
3 . 4 . 2 . 1 Items Review	33
3 . 4 . 2 . 2 Overall Comments	35

はじめに

研究評価委員会安全性研究専門部会は、東海研究所安全性試験研究センターにおける原子炉安全工学部、燃料サイクル安全工学部及び安全試験部の研究開発課題について、平成12年度からの5カ年の計画の事前評価のために設置され、平成12年1月に活動を開始した。専門部会には原子力安全研究及び原子力関係事業体における専門家12名が参画した。当専門部会の研究評価活動は研究評価委員会の定めた基本的要領に沿って実施してきた。

原研における安全性研究は長い歴史の中で多くの研究成果を挙げるとともに、原子力安全委員会等の政府における安全規制に係わる活動に貢献してきた。

しかしながら、昨年度のJCO臨界事故によって国民の原子力利用開発に対する信頼が失われ、原子力を取り巻く状況はかつてない危機に直面している。この状況を開拓するため、できるだけ近い将来に国民からの信頼の回復を目指し、今、官民を問わず原子力関係者がこぞって真摯な努力を結集しているところである。このような中で、原研の安全性研究の役割は格別に大きく、過去の継続にこだわらず、今後の短期及び中長期的視点に立った研究計画の着実な実施が要請されていると認識する。

当専門部会では、安全性試験研究センターの全体的な計画及び研究開発担当3部より提出された事前評価用資料を基に、会議において各実施責任者による説明と質疑を行った。これらに基づいて、全体的考え方及び個別の研究開発項目について、先ず、各委員による個別の評価結果の提出を受けた。各委員からは、個別研究課題についてのみならず、原研の安全研究全体に係わる多くの大所高所からの有益なコメントがあった。それらの結果を集約した評価書原本は約80ページに及んでいる。次いで、それらを集約整理し、全体的な論調を明らかにするとともに、種々の意見、提言などもできるだけ取り入れることとして本報告書の本文を作成した。また、安全性研究の基本方針及び3部の研究開発課題に対する評価結果の大要を総合所見として記した。

本報告書は、原研の安全性研究計画案の中で説明された考え方に対するものであるが、それに加えて、専門部会としての安全性研究への提言や意見を率直に述べている。これらの評価結果が今後の安全性研究の実施運営の指針として参考にしていただければ、当専門部会委員として望外の喜びである。

終わりに、予定外の長期間の専門部会活動となつたが、専門部会委員各位には真摯かつ熱意あるご尽力をいただいた。ここに深甚なる謝意を表したい。

平成12年8月18日
安全性研究専門部会
部会長 秋山 守

総合所見

原研の安全性研究計画全般について

安全性試験研究センター（原子炉安全工学部、燃料サイクル安全工学部及び安全試験部）は、今後の軽水炉利用の長期化と燃料の高燃焼度化、プルトニウムの軽水炉利用（プルサーマル）、民間再処理工場の運転開始等により的確に対応した研究開発課題を編成している。これらの研究開発は原子力安全委員会が策定する安全研究年次計画の要請に応え、それらの研究成果により、安全行政において求められる技術的判断基準、審査指針等の整備・改良、事故事象の原因解明、緊急時への対応等に貢献することを目標としている。この安全性研究の実施に係る基本方針は、原研の特徴である総合性、専門性、中立性を十分生かした研究を指向し、原研が保有する多様な研究施設を活用することとしている。

原研は我が国の原子力の中核的な総合研究機関として、今まででも社会的ニーズに対応した安全性研究を遂行し、多くの成果を挙げ、国の安全規制行政等に貢献してきた。このような実績を踏まえて、大枠において継続であるが、新たな課題、目標を設定している研究計画の方針は、基本的に社会的ニーズに応えるものと期待され、適切であると判断される。なお、これら研究計画における新たな課題、目標の多くは、最近の原子力安全委員会が策定した安全研究年次計画（平成13年度～平成17年度）の重要16課題の中で採択されている。

我が国の原子力安全研究において、原研が引き続いて中核的な存在であり、かつ、国の唯一の原子力総合研究所（リサーチラボラトリ）であることを意識し、その特徴を生かしての重大な責任と使命に期待し、安全性研究全般の計画と運営について、原研の計画でも考慮されている方針等も含めて、以下、幾つかのことを要望する。

1) 全体的視野の中での原研・センターの役割と課題の設定

原研の中には多くの分野での専門家があり、それ故に総合性が発揮できる立場にある。センターの使命は国全体の視野に立った原子力安全性研究の推進であり、国内の民間や大学も含めたオールジャパンで原子力安全研究全体のあるべき姿を構築し、センターとしての役割と研究課題の設定に努力されたい。原研の研究課題の方向性としては、高度な専門知識を生かした、独自の研究、先導的な研究への取り組みを期待する。

2) 国内の研究機関、民間、大学との役割分担と協力の明確化

国全体として原子力安全研究における原研、他の研究機関、民間や大学との役割分担の明確化が重要である。特に、軽水炉の安全性については民間等でも多くの研究、技術開発が実施されている。原研は、それら他研究機関で実施した研究成果をも踏まえ、評価手法の開発、実験的及び理論的現象解明などの基礎的基盤的研究が望ましい。

3) 現実的視点での安全研究

国の安全規制の動向と安全性の向上努力とが相関を保ちながら、可能な限り定量的に評価できるようなデータの蓄積を期待する。それらの研究結果に基づき、例えば保守性の高

い基準の合理化に向けての R&D の提案などを期待したい。原研が重点的に取り組もうとしている軽水炉利用長期化等に対応する研究課題は、関係機関との協調のもと、経済性の視点も入れて、効率的に実施することを要望する。

4) 大型施設の利用

大型施設を中心に据えた研究開発を鋭意進めることと併せて、これら大型施設に関連する様々な工学／理学等々の発展を担う使命も重要である。重要な大型施設の維持／管理(研究能力、スタッフを含む)と併せて新規テーマの創出による研究開発の推進が望まれる。

5) 社会技術研究について

現在、原子力利用社会のあるべき姿を提示することなくして、原子力利用を進めることは極めて困難となりつつあると考えられる。原研内他部門及び外部機関とも協力しながら、社会と原子力の課題に真正面から取り組むことは、原研の持つ専門性、総合性、中立性を發揮する上での適切な機会と捉えることができると考える。

6) 原研内の協力・連携と役割分担

センターは原研の安全性研究全体を一元的に実施しているが、その一部については、センター外の複数の関連部門と連携して実施しているものがあり、研究課題と担当部門構成が非常に複雑になっている。複数の関連部門の協力で実施することは当然であるが、それぞれの役割分担を明確にし、有機的連携が図られるよう運営に留意されたい。

7) 国際的役割と協力

我が国として原子力安全に関する国際協力の推進、そのための戦略の構築などが一層必要とされている。それに対しても原研は十分な役割を發揮すべきである。現在、安全規制の強化が強調されているが、合理的な規制を考える方向での諸外国との意見交換が一層重要となっている。また、IAEA、OECD/NEA 等の国際機関での原研のリーダシップも期待する。

8) 研究資源の確保と対策

省庁再編に伴い原子力研究開発体制の変化が予想される状況であるが、それらを見極めつつ、今後においては、民間等からの資金導入、大学等の他研究機関との人材交流を含めて、新たな研究開発計画として柔軟に対応して行く必要がある。特に、研究予算における従来からの枠組みでの特別会計の利用が困難となることが予想されるが、原研としても国内外のニーズを積極的に掘り起こし、研究協力の拡大を図るよう期待する。

原子炉安全工学部の研究開発課題

基本的にこれまでの研究課題の枠組みを継続し、安全規制と安全性向上に有用な知見を提供していくとともに、高燃焼度化、ブルサーマル利用、原子炉の高経年化対策等の新しいニーズにも焦点を合わせ、期待される総合的研究機関としての機能を維持しようとする研究開発の基本的考え方は概ね妥当である。

一方、原子力安全研究における我が國の中核的機関として、原研にはその全体を主導すべき立場に立った主体的な主張を期待したい。この意味でも、研究課題の設定段階からも幅広く外部との意思疎通を強化し、その意見を参考にする必要がある。

また、従来施設の有効利用と新しい研究目的に添うように施設・装置を更新・改良して取り組む方向は妥当である。従来施設に縛られた研究を惰性的に続けることが無いようすべきであり、原研で培われた技術の伝承が研究課題の適切な選定により行なわれるべきである。また、所内、所外との有効な連携の意識は評価できるとしても、研究の場の提供に陥ることなく、また、基礎的研究、個別研究の多くを他に期待し過ぎることのないようにすべきである。

個別の研究課題の考え方については、以下のように要望する。

先ず、全般的に安全裕度の最適化に関する研究は、多重・重装備であれば安全であるとする考えの盲点を正すものであり、この方向の研究への取り組みは評価できる。

シビアアクシデントの現象解明研究であるが、今後は不確定性の高い重要事象に対し重点的に取り組んで欲しい。

PSAについては、シビアアクシデントシナリオの全貌、リスク情報（発生確率、影響評価等）について十分に社会に提供し、解説し、常識にして行くことが望まれる。

リスク評価をベースとした規制の高度化については、原研が体系的方法論の確立を目指して研究を開拓して頂きたい。

フルMOX燃料については、許認可に関するデータ整備や高燃焼度化等の先端的技術課題について原研の系統的研究を期待したい。

燃料サイクル安全工学部の研究開発課題

核燃料サイクル施設に係わる臨界安全性、プロセス安全性、並びに放射性廃棄物処分施設における処分安全性の3つの主要領域について、安全性確保と安全性向上に係わる研究として、NUCEF、STEM等を中心とした放射性物質取扱い試験施設によって事象の解明と基礎データの取得・評価を推進する考え方は妥当である。

但し、これらの3研究領域は従来からの継続研究であるから、それらの実績を踏まえて今後どこまで研究が必要であり、当面の5ヶ年ではどの部分を達成するかを、もう少し明確にすべきであろう。なお、JCO事故を教訓として新たな課題を設定しているが、燃料サイクル安全研究はJCO事故に拘わらず重要な課題であり、原研の計画がJCO事故によって大きく影響されることとは好ましくないと考える。

「臨界安全性研究」に関しては、原子力施設において設計、施工、運用面で強固な臨界防止策が講じられるよう、必要な情報の提供とともに、研究成果の活用のフォローまで目配りが求められる。特に、燃焼度クレジットについては、安全性及び経済性の観点から、その評価手法の体系的研究及びデータベース等の整備を行うことの意義は大きい。

なお、安全性研究全体での人的資源、財政的資源の配分を勘案する中で、NUCEFの位置づけ、役割を理解して、「設備ありきの研究」にならないよう、絶えずチェックアンドレビューを受けながら進める必要がある。

「プロセス安全性研究」では、廃棄物安全管理（ソースタームの合理的評価及び廃棄物発生量低減化）のための研究については、国内外で進められている「合理的に安全な処分」の方向性と整合性をとり効果的に研究を進めることが望まれる。また、実用化にあたって

は、オメガ計画についての原研の関連する研究を見極める必要があろう。

「廃棄物処理処分に係る安全性研究」は、多種多様な廃棄物を含む「RI・研究所等廃棄物」を主たる対象として、処分施設等の性能評価、長期安全性評価の研究を実施することとしている。地層処分のように今後ますます規制及び事業の検討が進展する研究開発分野については、国を挙げた取組みが必要であり、原研の有する専門性、総合性、中立性を最大限に活用するよう積極的な取り組みが望まれる。原研が実施する研究課題の設定には、関係諸機関との情報交換、連携が極めて重要である。放射性廃棄物処分の合理性、透明性を高めるため、「原子炉施設等の廃棄物」処分と合致した方向性となるよう要望する。この分野は、日本のコンセンサスはもとより地球規模でのコンセンサスが重要であり、国際協力においても踏み込んだ形で研究成果を発信して行くことが重要である。我が国が廃棄物処分に関する世界標準策定に大きく寄与できるような意気込みを期待する。

安全試験部の研究支援業務課題

燃料サイクル安全工学施設（NUCEF）及び安全性研究大型施設の安全運転を確保し、加えて技術の高度化を目指す考え方は、単に運転保守業務に止まらないとする積極的な方針を掲げており、高く評価できる。貴重な研究施設であり、国内外の利用拡大を積極的に進めることは重要である。そのためにも計画、成果等を出来るだけ公開し、外部機関が利用できる環境を提供するよう期待する。同時に、このような業務の中から、創意・工夫がなされ革新的な機器の提案や特許出願、あるいは新しい研究開発の提案などがなされることも期待したい。

NUCEF 等の原子力研究施設の安全運転は PA にも直結し重要である。従事者並びに周辺環境への影響を十分考慮に入れ、安全を大前提とした施設運営を期待する。今後の運転計画では、現在の人員では不足する可能性もある。予め人員配置について検討する必要がある。

This is a blank page.

1. 専門部会の設置

「日本原子力研究所における研究開発評価の基本指針」及び「研究所評価委員会及び研究評価委員会規程」に基づき、安全性試験研究センター（原子炉安全工学部、燃料サイクル安全工学部及び安全試験部）の研究開発課題について、平成12年度からの5年間の計画（国の次期安全研究年次計画等との関連については平成13年度からの5ヵ年計画に配慮する）の事前評価のため、研究評価委員会の下に安全性研究専門部会を設置した。

2. 評価方法

2.1 専門部会の構成

部会長：秋山 守	(財)エネルギー総合工学研究所理事長
専門委員：石井 保	三菱マテリアル(株) 取締役 地球環境・エネルギーカンパニープレジデント
出澤 正人	東京電力(株) 理事・柏崎刈羽原子力発電所長
小笠原英雄	(財)原子力発電技術機構理事
木下 泉	(財)電力中央研究所泊江研究所上席研究員
須田 信英	法政大学工学部教授
辻倉 米蔵	関西電力(株) 原子力・火力本部原子力建設部長
東 邦夫	京都大学工学院工学系研究科教授
班目 春樹	東京大学大学院工学系研究科教授
松岡 伸吾	日本原燃(株) 安全技術部長理事
松本 史郎	埼玉大学工学部教授
山根 義宏	名古屋大学大学院工学研究科教授

(職位は専門部会設置時点)

2.2 事前評価対象研究開発課題

平成11年度における事前評価対象課題は下記の通りである。

2.2.1 安全性試験研究センターの研究開発の基本方針

- (1) 計画調査室の主要課題
 - (a) 研究計画の検討・調整
 - (b) 事故・故障情報等の調査・分析
 - (c) 研究成果の公開と利用促進

2.2.2 原子炉安全工学部の研究開発課題

- (1) 燃料の安全性に関する研究とそのための実験施設の管理・運転
 - (a) 燃料の安全性に関する研究（主要課題領域1-1）
 - (b) NSRRの管理・運転（主要課題領域1-2）

- (2) 機器・構造物の信頼性に関する研究（主要課題領域2）
- (3) 原子炉の事故時安全性に関する工学研究（主要課題領域3）
- (4) 原子炉の安全評価に関する研究（主要課題領域4）

2.2.3 燃料サイクル安全工学部の研究開発課題

- (1) 臨界安全性の研究（主要課題領域1）
- (2) プロセス安全性の研究（主要課題領域2）
- (3) 放射性廃棄物処分の安全性研究（主要課題領域3）

2.2.4 安全試験部の研究支援業務

- (1) 臨界実験施設の運転・保守管理（主要課題領域1）
- (2) バックエンド研究施設等大型施設の運転・保守管理（主要課題領域2）

2.3 専門部会の開催

開催日時 : 平成12年1月20日(木) 10:00~16:20

開催場所 : 日本原子力研究所本部 第5会議室

議事 : 1) 専門部会の審議について

(1) 部会長挨拶

(2) 委員紹介

(3) 審議の進め方

2) 全体研究計画の基本方針（説明及び質疑）

(説明者：竹下 功 安全性試験研究センター長・安全試験部長)

3) 原子炉安全工学部の研究開発課題（説明及び質疑）

(説明者：阿部 清治 原子炉安全工学部長)

4) 燃料サイクル安全工学部の研究開発課題（説明及び質疑）

(説明者：藤根 幸雄 燃料サイクル安全工学部長)

5) 安全試験部の研究支援業務課題（説明及び質疑）

(説明者：竹下 功 安全性試験研究センター長・安全試験部長)

6) 専門部会打ち合わせ

(1) 説明結果について

(2) 今後のとりまとめについて

2.4 事前評価項目及び評価基準

下記の評価項目、評価基準に従って、事前に提出された評価用資料の査読及び専門部会における説明、質疑に基づき評価を実施した。

2.4.1 評価項目

- (1) 項目別評価

- (a)当該部の基本的考え方
- (b)主要課題領域（主要課題領域毎に(イ)～(ニ)を評価する。）
 - (イ)目的・意義
 - (ロ)研究展望及び達成目標
 - (ハ)進め方（含むテーマ構成と各テーマの位置付け）
 - (ニ)予想される成果の波及効果
- (c)資源配分
- (d)原研他部門との協力・連携
- (e)外部機関との協力・連携
- (f)人材養成の施策

なお、研究支援業務の評価については、上記(b)において、下記の評価項目を考慮する。

- (イ)業務の方向性・目的・目標等
- (ロ)主要業務内容
- (ハ)業務スケジュール
- (ニ)他部門・分野への予想される貢献及び波及効果

(2) 総合評価（所感、問題点、提言等）

上記の項目別評価等を基にして、当該部に対する総合評価（所感、問題点、提言等）を記す。

2.4.2 評価基準

上記の(1)項目別評価に対して、5段階評価（5：優れている、4：やや優れている、3：普通、2：やや劣っている、1：劣っている）を行い、それぞれに所見を記した。さらに、項目別評価等を基にして総合評価を記した。なお、安全性試験研究センターの研究開発の基本方針については、研究開発の全体目標、使命、研究・業務課題の全体構成、資源計画とスケジュール、原研内他部門との協力・連携、外部機関との協力・連携等に対する所見（提言、所感等）のみを記した。

3. 事前評価対象研究開発課題に対する評価結果

3.1 安全性試験研究センターの研究開発の基本方針

3.1.1 安全性試験研究の基本方針の概要

(1) 全体目標

原子力界に生じた不祥事や想定外の事故が招いた現在の原子力を取り巻く厳しい状況において、安全性研究は一層重要となっているとの認識に立ち、国民・社会にその成果が還元されることにより原子力への信頼が回復されるように、今後の原子力エネルギー利用の動向を踏まえて、予想される軽水炉利用の長期化と燃料の高燃焼度化、プルトニウムの軽水炉利用（プルサーマル）、民間再処理工場の運転開始等により的確に対応した研究を実施する。そして、それらの研究成果により、安全行政において求められる技術的判断基準、審査指針等の整備・改良、事故事象の原因解明、緊急時への対応等に貢献することとする。

安全性研究の実施に係る基本方針は、原子力安全委員会が策定する安全研究年次計画の要請に応えること、原研の特徴である総合性、専門性、中立性を十分生かした研究を指向し、原研が保有する多様な研究施設を活用するとともに、研究の効率的推進及び研究資源の有効利用を図るために、組織改編を年次計画の変わり目となる13年度を目途に行う。また、所内の関連部門との密接な協力はもとより、国内外の関連機関との連携を必要に応じて強化し、研究成果の相互補完及び普及利用を図る。

(2) 研究・業務課題の全体構成

安全性試験研究センターは、

- センター長直属の安全性研究の計画・調査部門（計画調査室）
- 原子炉の工学的安全性研究部門（原子炉安全工学部）
- 燃料サイクルの工学的安全性研究部門及び放射性廃棄物処分の安全性研究部門
（燃料サイクル安全工学部）
- 大型施設（NUCEF、熱水力試験施設）の運転保守・管理部門（安全試験部）

から構成している。

原子炉安全工学部、燃料サイクル安全工学部、安全試験部の主要課題領域は以下の通りである。

○原子炉安全工学部

- 燃料の安全性に関する研究
- NSRR の運転管理（業務テーマ）
- 機器・構造物の信頼性に関する研究
- 原子炉の事故時安全性に関する研究
- 原子炉の安全評価に関する研究

○燃料サイクル安全工学部

- 臨界安全性の研究

- プロセス安全性の研究
- 放射性廃棄物処理処分の安全性研究
- 安全試験部
 - 臨界実験施設の運転・保守管理（業務テーマ）
 - バックエンド研究施設及び安全性研究大型施設の運転・保守管理（業務テーマ）

これらの課題は、原子力安全委員会が策定している次期安全研究年次計画（平成13年度～17年度）（原子力施設等安全研究年次計画、環境放射能安全研究年次計画、放射性廃棄物安全研究年次計画）に提案したものである。

(3) 計画調査室の主要課題

計画調査室においては、国民・社会の求める安全性研究のあり方を広く調査・把握し、原子力安全委員会、原子力産業界、学会等からの安全性研究への要請を踏まえて、研究計画の検討・調整を行い、安全性研究の一元化を図る。

1) 研究計画の検討・調整

原研で実施すべき安全性研究を計画立案するため、動向の調査、研究課題の抽出、優先度の検討等を行い、年度毎の基本計画の検討、進捗状況の把握、計画の調整を実施する。また、所内関連部門との協力・調整、所外関連機関との情報交換を行うとともに、国際協力活動等の立案・遂行に関する調整を行う。さらに、原子力理解に係わる課題について科学的に分析し、安全性の観点から、原子力が社会に受容される方策を検討する。

2) 事故・故障情報等の調査・分析

原子力施設で実際に起きた国内外の事故・故障事例を収集・分析し、安全上重要な事例や一般性のある安全問題等を同定する。分析結果の安全性研究分野等での利用促進を図る。

3) 研究成果の公開と利用促進

安全性研究の成果に係る種々の会合の開催、研究成果の情報公開活動を実施し、安全性研究成果の利用促進を図るとともに、各界からの意見を安全性研究へ反映させる。

(4) 所内外の協力・連携

1) 所内での協力・連携

原研における安全性研究はセンター及び関連部門が一元的に実施しており、センターにおける研究開発は、原研内のホット施設や照射施設等、施設部門の支援を得るとともに、関連分野の専門家の協力を得て実施する。

2) 所外との協力・連携

大規模な実験研究では各国が相互に協力して実験を実施し、研究の効率化を図る。また、情報交換を積極的に進め、研究成果の比較評価等を行う。センターでは、国際機関（IAEA、OECD/NEA等）、米国、フランス、中国等との国際協力を行うとともに、国内の大学、研究機関、原子力関係事業者等との協力を進める。

3.1.2 所見

安全性試験研究センターは、今後の原子力エネルギー利用の動向を踏まえて、予想される軽水炉利用の長期化と燃料の高燃焼度化、プルトニウムの軽水炉利用（プルサーマル）、民間再処理工場の運転開始等により的確に対応し、原子炉安全工学部、燃料サイクル安全工学部及び安全試験部による研究開発課題を編成している。これらの研究開発課題は、原子力安全委員会が策定する安全研究年次計画の要請に応えるもので、それらの研究成果により、安全行政において求められる技術的判断基準、審査指針等の整備・改良、事故事象の原因解明、緊急時への対応等に貢献することを目標としている。この安全性研究の実施に係る基本方針は、原研の特徴である総合性、専門性、中立性を十分生かした研究を指向し、原研が保有する多様な研究施設を活用することとしている。

原研は我が国の原子力の中核的な総合研究機関として、今まで社会的ニーズに対応した安全性研究を遂行し、多くの成果を挙げ、国の安全規制行政等に貢献してきた。このような実績を踏まえて、大枠において継続であるが、新たな課題、目標を設定している研究方針は、基本的に社会的ニーズに応えることが期待され、適切であると判断される。なお、これら研究計画における新たな課題、目標の多くは、最近の原子力安全委員会が策定した安全研究年次計画（平成13年度～平成17年度）の重要16課題の中で採択されている。

我が国の原子力安全研究においても原研が引き続いて中核的な存在であり、かつ、国の唯一の原子力総合研究所（リサーチラボラトリ）であることを意識し、その特徴を生かしての重大な責任と使命に期待し、安全性研究全般の計画と運営について、原研の計画でも考慮されている方針等も含めて、以下、幾つかのことを要望する。

1) 全体的視野の中での原研・センターの役割と課題の設定

原研が日本における唯一の原子力総合研究所であり、フロントエンドからバックエンドまで一貫した安全性確保の上での責任と使命に係わっている。原研の中には多くの分野での専門家があり、それ故に総合性を發揮すべき、また発揮できる立場にある。センターの使命は原子力安全性研究の推進であり、国内の民間や大学も含めたオールジャパンの原子力安全研究全体のビジョンにおけるあるべき姿を構築し、センターの役割と研究課題をはつきりと位置付けて頂きたい。

また、センターの研究課題を安全研究年次計画の枠組みの中で実施するは良いとしても、省庁再編後を見据えてセンターとしてどうあるべきかをもっと主体的に主張すべきである。原研の研究課題の方向性としては、高度な専門知識を生かした独自の研究、先導的な研究への取り組みを期待する。

2) 国内の研究機関、民間、大学との役割分担と協力の明確化

国全体として原子力安全研究における原研、他の研究機関、民間や大学との役割分担の明確化が重要である。特に、軽水炉の安全性については民間等でも多く安全性研究が実施されている。原研は、それら他研究機関で実施した研究成果を踏まえ、その発展的研究

を行うか、あるいは棲み分けを明確にすることが必要である。例えば、人的因子や事故故障データベースの研究などは NUPEC 等他機関でも実施しており、評価手法の開発、実験的及び理論的現象解明などの基礎的基盤的研究が望ましい。また、原子力工学と人文・社会科学との学融的アプローチが重要となっていく状況において、この分野での大学との協力が望まれる。

3) 現実的視点での安全研究

国の安全規制行政を支援するための研究として、基盤技術の開発や各種評価手法の確立は最も重要なことを認めるものではあるが、適切な規制を行うためには、まずは、その根拠となる技術データが正確なものでなくてはならない。国の安全規制の動向と安全性の向上努力との相関を保ちながら、可能な限り定量的に評価できるようなデータの蓄積を期待する。そして、それらの研究結果に基づき、例えば保守性の高い基準の合理化に向けての R&D の提案などを期待したい。この中で、原研が目標としている軽水炉利用長期化、燃料高燃焼度化、プルサーマル利用、燃料サイクル確立などに係わる研究課題は、関係機関との協調のもと、経済性の視点も入れて、効率的に実施することを要望する。

また、原研独自のものとして、原研が全体として所有する知見と技術を集約し、例えば、立地問題なども解決できる国際標準炉の検討などがあつても良いと考える。

4) 大型施設の利用

大型施設を有する研究機関が少なくなりつつあるので、これを中心に据えた研究開発を当センターの中心課題とするのは妥当である。個別的に見ると、NUCEF は我が国で唯一の施設であり、世界的に見ても数少ない施設であるため、この施設特有のデータも多く、その果たすべき使命は多岐にわたり重要である。また、BECKY も 10g の Am や Np が使用できる我が国唯一の施設として、TRU 物理化学、バックエンドプロセス工学等々の発展を担っていく使命も重要である。これら重要な大型施設の維持／管理（研究能力、スタッフを含む）や新規テーマの創出による研究開発の推進が望まれる。

5) 社会技術研究について

原子力に対する国民（世界的）の視点が、期待から不安感、不信感へと変化している現在、原子力の研究開発を社会との関連で進めることの重要性は、一段と増してきている。社会技術に関する問題は、センター、関連部だけでは解決できないし、また、従来からの原研のミッションを超えるかもしれない。しかし、原子力利用社会のあるべき姿（社会と専門家との関係、共存のための理解の方法）を提示していくことなくして、原子力利用を進めることができて困難となりつつあることは間違いない。従って、社会的観点を研究に取り入れるという小さな変更ではなく、原研内他部門及び外部機関とも協力しながら、社会と原子力の課題に真正面から取り組むことは、原研の持つ専門性、総合性、中立性を發揮する上での適切な機会と捉えることができると言える。

6) 原研内の協力・連携と役割分担

センターは原研の安全性研究全体を一元的に実施しているが、その一部については、センター外の複数の関連部門と連携して実施しているものがあり、研究課題と担当部門構成が非常に複雑になっている。例えば、原子炉安全工学部の原子炉の安全評価研究のなかで（原子力防災）は、環境科学部（予測線量分布データ作成）と保健物理部（被ばく評価）とで分担実施されている。複数の関連部門の協力で実施することは当然であるが、それぞれの役割分担を明確にし、有機的連携が図られるよう運営に留意されたい。

7) 国際的役割と協力

我が国として原子力安全に関する国際協力及び国際共同計画の企画、推進、そのための戦略の構築などが、今日的な視点から一層必要とされている。それに対しても原研は十分な役割を発揮すべきである。例えば、最近の国内の原子力施設の事故を契機として、安全規制の強化が強調されているが、合理的な規制を考えていく上では、諸外国の状況を正確に把握するため、コミュニケーションルートの確立、意見交換がより一層重要となっている。国際プロジェクト研究については、国内の他機関とも役割分担について十分に調整し、効率的に実施することを要望したい。更には、IAEA、OECD/NEA 等の国際機関における原研のリーダーシップを発揮する活動を期待する。

8) 研究資源の確保と対策

省庁再編に伴い原子力研究開発体制の変化が予想される状況であるが、それらを見極めつつ、今後においては、民間等からの資金導入、大学等の他研究機関との人材交流を含めて、新たな研究開発計画として柔軟に対応していく必要がある。特に、研究予算における従来からの枠組みでの特別会計の利用が困難となることが予想されるが、原研の研究開発活動の維持については産官学をあげてその対策を考える必要がある。また、原研としても国内外のニーズを積極的に掘り起こし、研究協力の拡大を図るよう期待する。

3.2 原子炉安全工学部の研究開発課題

3.2.1 原子炉安全工学部の研究計画の概要

(1) 目的

原子力発電所の安全上の課題や、原子力施設に共通の安全上の課題の解決を目的とする。最優先は、国の安全規制にとって重要な技術的課題を解決し、指針類の改訂や安全審査での判断等に有用な知見を提供することである。これに加えて、原研の有する研究施設等を有効に利用し、原子力発電所の安全性向上にとっても有用な知見を提供することである。

(2) 達成目標

原子炉安全研究の研究課題については、原子力安全委員会が定める原子力施設等安全研究年次計画に沿って実施する。平成12年度は現行年次計画（平成8～12年度）の最終年度として5年間の取りまとめを行う。平成13～17年度の研究については、次期年次計画（平成13～17年度）に沿って実施する予定である。

シビアアクシデントに関する研究では現象解明研究やリスク評価研究を継続し、シビアアクシデント時の諸現象の解明、外的事象、人的因子等の評価を行う。

PSA、人的因子、原子力防災等に係る研究は、これまで原子力発電所を主対象として実施してきたが、今後は対象を燃料サイクル施設にまで広げて実施する。

軽水炉の高度化を目指した燃料高燃焼度化、MOX燃料利用、プラント長期供用化に関する研究では安全評価に必要な技術基盤の確立を目指す。

規制の合理化に関する研究では「リスク情報を参考にしての規制」方法の確立を目指す。

(3) 進め方

第1に、重要課題に特化した研究を実施するため、人員、予算等の部内におけるリソースの重点配分を図る。

第2に、総合研究機関としての使命に応えるため、より積極的に原研内他部署や他機関との協力を図る。

(4) 主要課題領域

1) 燃料の安全性に関する研究（主要課題領域1）

軽水炉燃料の高燃焼度化及びプルトニウム利用の本格化に対応して、通常運転時、事故時の燃料健全性の研究を実施する。この中では、高燃焼度燃料・MOX燃料を用いたハルデン炉での長期照射試験、NSRRでのパルス照射試験によって照射データを取得し、事故時燃料棒破損挙動の解明、燃料解析コードの高精度化等を行う。FP放出実験装置(VEGA)等を用いてシビアアクシデント事故時におけるFPガス放出挙動の解明を行う。シリサイド燃料、トリガ燃料を用いたパルス照射試験によって反応度投入事象の解明を行う。さらに、フルMOX炉心についてのTCAにおける臨界実験を行う。

2) 機器・構造物の信頼性に関する研究（主要課題領域2）

軽水炉の長期供用時の安全性を確認するため、破壊力学に基づく破壊靱性評価法の溶接

部への応用や、粒界脆化を含めた照射脆化機構の検討等を行い、原子炉圧力容器鋼材の長期経年変化予測の高精度化や健全性評価手法の高度化を図る。磁気特性を利用して実機圧力容器へ適用可能な非破壊劣化評価法を開発する。コンクリート構築物の経年変化の要因を同定し、実機の劣化測定法を検討する。確率論的破壊力学手法を用いて高経年化した機器の信頼性を評価し、最適経年管理法を検討する。地震危険度評価及び地盤・建屋・機器応答解析における最新知見を反映した地震荷重評価手法を開発し、既存プラントの重要機器の破損確率を評価する。

3) 原子炉の事故時安全性に関する工学研究（主要課題領域3）

高燃焼度燃料の安全性確認の一環として反応度事故時投入熱量、MOX 燃料の採用で懸念される BWR 安定性を評価するため、核熱結合事象実験装置を用いて、過渡ボイド実験や BWR 安定性模擬実験を行い、核熱結合事象下の熱水力データを蓄積し、3 次元核熱水力最適評価コード TRAC/SKETCH を開発・整備する。ROSA-V/LSTF 装置等を用いて次世代型軽水炉の受動的安全系に関する熱水力総合実験、個別実験、格納容器要素技術実験を行い、解析モデルを開発する。シビアアクシデントについては、水蒸気爆発を支配する素過程について、個別効果実験を行い、実機でシビアアクシデントが起きた場合の水蒸気爆発について、格納容器への影響や、アクシデントマネジメント策としての格納容器内注水の有効性を定量評価する。

4) 原子炉の安全評価に関する研究（主要課題領域4）

設計基準事故や過渡事象に関する安全評価を行い、反応度事故解析と LOCA 解析の高度化を図る。安全目標やリスク情報を参考とする規制に関する研究として、設計や運転管理の方法の変更のリスク感度を評価する手法を検討し、事例解析を行う。原研の原子炉シミュレータ実験施設を活用して、原子炉の機能・構造等を明示的に表現するインターフェースシステムと教育訓練方式を開発する。免震等による機器の耐震性向上やアクシデントマネジメント方策導入の炉心損傷頻度低減効果の評価、地震後対応の検討を行う。PSA 研究、シビアアクシデント研究等の成果を活用して、防災の対象となる事故の分類整理を行い、施設外での最適な防護対策を検討する。また、避難勧告等に対する住民反応の調査分析を行う。事故・故障情報の事象重要度評価手法を整備する。

(5) 所内外の協力・連携

1) 所内での協力・連携

安全性研究は、安全上の課題について広範な知見を集約して解決を図ることが責務である。このため、個別の技術分野に関する知見の獲得について所内他部門からの支援を得る。また、ホット試験、大型施設による実験では、ホット試験室、研究炉部、JMTR、安全試験部等の協力を得る。

2) 所外との協力・連携

安全性研究は、研究の対象が広いことや、大型施設を用いての総合実験等、大きな予算を必要とするものもあることから、国内外の諸機関と適切な役割分担を図る。

3.2.2 評価結果

3.2.2.1 項目別評価

a) 研究開発課題の基本的考え方（3.6（5点満点の平均評価点）以下同じ）

基本的にこれまでの研究課題の枠組みを継続し、安全規制と安全性向上に有用な知見を提供することを目的に、高燃焼度化、プルサーマル利用、原子炉の高経年化対策等の新しいニーズに焦点を合わせ、かつ、総合的研究機関としての機能を維持しようとする研究開発の基本的考え方は概ね妥当である。

原研における安全性研究の継続の意義は次のような観点から理解できる。すなわち、幾多の経験の積み重ねを経てきた軽水炉発電は、現在、その安全性レベルは十分高いとみなされている。しかし、社会に受け入れられるためには常に安全に積極的に取り組んでいるというメッセージが必要であり、さらに、高燃焼度化、プルサーマル利用、原子炉の高経年化対策等の新しい課題に対しての然るべき安全性の担保が求められる。

一方、原子力安全研究における我が国の中核的機関として、原研にはその全体を主導すべき立場に立った主体的な主張を期待したい。例えば、安全規制に係る課題は原子力安全委員会や規制行政当局に対して、また、安全性向上の課題には産業界に対しても、である。この意味でも、研究課題の設定段階からも幅広く外部との意思疎通を強化し、その意見を参考にする必要がある。

また、安全性研究施設の利用との関係についてコメントする。今回の計画では、従来施設の有効利用と新しい研究目的に添うように施設・装置を更新・改良して取り組む方向は妥当である。ただし、従来の施設に縛られた研究を惰性的に続けることが無いようすべきであり、原研で培われた技術の伝承が研究課題の適切な選定により行なわれるべきであること、また、所内、所外との有効な連携の意識は評価できるとしても、研究の場の提供に陥ることなく、また、基礎的研究、個別研究を全て他に期待し過ぎることのないようにすべきである。

個別の研究課題の考え方については、以下のような要望、コメントをする。

先ず、全般的に安全裕度の最適化に関する研究は、多重・重装備であれば安全であるとする考えの盲点を正すものであり、この方向の研究への取り組みは評価できる。

シビアアクシデントの現象解明研究であるが、産業界では発生確率を踏まえたアクシデントマネジメント策を準備したことから、今後は不確定性の高い重要事象に対し重点的に取り組んで欲しい。

PSAについては、特に、シビアアクシデントに至る過程における保修、復旧等人的努力の効果を明らかにすることが重要であり、得られたシナリオの全貌、リスク情報（発生確率、影響評価等）について十分に社会に提供し、解説し、常識にして行きたい。

リスク評価をベースとした規制の高度化については、米国 NRC、ASME、EPRI 等が先鞭をつけつつあるが、日本では是非とも関連学協会を中心に、原研、電力、メーカー等で体系的方法論の確立を目指して展開して頂きたい。

フル MOX 燃料については、炉心運用の問題として産業界でかなり先行してやっている

ので当面の開発については大きな安全性問題は無いと考える。しかし、許認可に関するデータ整備や高燃焼度化等の先端的技術課題については原研の系統的研究を期待したい。

b-1) 燃料の安全性に関する研究とそのための実験施設の管理・運転

b-1-1 燃料の安全性に関する研究（主要課題領域 1-1）

(イ) 目的・意義 (4.3)

軽水炉燃料の高燃焼度化とプルトニウム利用の研究課題は、今後の軽水炉の安定運転の視点で重要な課題であり、この選択は妥当である。MOX 燃料の部分装荷炉心については実施段階にあるが、今後 MOX 燃料装荷割合の高い炉心や、高富化度 MOX 燃料の使用を考えられることから、これらに対応した炉心評価方法、安全評価方法の確立は必要であり、目的・意義として妥当である。また、シビアアクシデント時におけるソースターム評価の高精度化は、防災対策を適切なものにするという意味でも、今日的な課題とリンクしている。この他、岩石燃料の提案があり、その魅力ある可能性についての研究は重要である。

以上に関し、測定手法、測定精度が明確に分かった手法で得られた実験データは、国外の施設で実施されたデータを単に提供される場合と全く意味が異なることから、この実験は極めて重要である。早い段階での実験実施と、成果の公開が望まれる。合わせて、燃料の安全性研究は欧米等でも実験が計画されており、実機模擬性についての検討が十分に行われば、将来的に指針等の技術ベースとなるデータ整備が期待できる。

(ロ) 研究の展望及び達成目標 (4.1)

基本的にはよく整理された研究の展望及び達成目標になっていると評価する。

なお、MOX 燃料の炉物理特性に関する研究については、その成果が今後に予定されている ABWR の評価時に有効に活用できるよう達成目標の年次的展開を工夫すべきである。また、シビアアクシデント時の FP 放出挙動研究は、実験だけでなく、それに基づいた解析手法の高度化も必要である。

また、5 ヶ年計画を明確にするに当たって、より長期の展望の中での位置付けを考えておく必要がある。

(ハ) 進め方 (3.9)

高燃焼度燃料、MOX 燃料の安全性に関する研究は、費用を押さえるために、従来個別に行っていた研究をまとめ、効率化する等の対策を講じているが、この姿勢は評価できる。特に、MOX 燃料炉心の炉物理的特性に関してはエネルギーシステム研究部が担当し、MOX 炉心の安全評価手法の高度化に関しては原子炉安全工学部が担当する協力体制について、充分な連携と着実かつ計画を上回る早期の進展を希望する。

また、シビアアクシデント時の FP 放出挙動研究については、解析手法の高度化のスケジュールの提示も必要と考える。

燃料破損実験については、全体計画を明確にした上で、個々の実験計画を策定すべきである。

なお、計画での進め方は現状ではほぼ妥当であるが、外部要因の変化に対して、バリエーションを持たせられるような対応を望みたい。

(二) 予想される成果の波及効果 (4.0)

燃料に対する安全規制の強化が叫ばれる一方で、市場原理の浸透により、規制緩和の動きも活発化している。両者の考え方を調和していくには、規制内容を過不足ないように設定する必要がある。これを可能にするのが、精度の高い基礎データや解析結果である。それ故、これらの研究成果は実用上波及効果が極めて高いことを、改めて認識したい。特に、MOX 燃料の炉物理試験結果は、MOX 燃料軽水炉炉心の安全評価の高精度化に対して波及効果が大きいので、早い取り纏めと、成果の公開が望まれる。また、シビアアクシデント時の FP 放出挙動研究については、立地評価時のソースタームの検討の参考になるものと考える。

b-1-2 NSRR の運転・管理 (主要課題領域 1-2)

(イ) 業務の方向性・目的・目標等 (4.0)

燃料の安全性に関する研究の支援業務を主たる業務とし、関連技術開発等を実施していくことは妥当である。なお、実際の運転経験などに基づいた、各種の提案（新しい機器、特許など）がなされるとさらに良い。原研はこれからも燃料挙動研究の大型施設として有効利用すべきであり、新型燃料の諸性能のデータの蓄積、評価が期待される。

なお、今後は大型施設の運転管理は人的にも予算的にも厳しくなっていく状況にあることから、それらに関する研究のニーズや優先度を踏まえた長期的な維持管理についての検討が必要となろう。その際、大型施設を維持管理する立場から今後の取り組み方、今後どうあるべきかをもっと強く主張して頂きたい。

(ロ) 主要業務の内容 (4.1)

燃料の安全性に関する研究の支援業務であり、内容は適切である。NSRR の運転・管理は作業がかなりルーチン化し、着実にデータを積み上げている状況がうかがえる。保守業務は地味だが重要な仕事であり、運転・保守要員の士気が低下しないような施策が必要である。

(ハ) 業務スケジュール (3.8)

NSRR の運転は燃料の安全性に関する研究に沿って行なわれるので、計画通りに進める必要があり、スケジュールは概ね妥当である。

(二) 他部門・分野への予想される貢献及び波及効果 (3.9)

原研以外の設備では対応が困難な分野であり期待度は大きい。NSRR での実験結果は、現実の原子炉の運転管理に対しては勿論のこと、原子炉材料など、いろいろな分野を刺激する内容を含んでいる。また、関連技術開発の波及効果も期待できる。

b-2) 機器・構造物の信頼性に関する研究（主要課題領域2）**(イ) 目的・意義 (3.5)**

本主要課題では、軽水炉の長期供用時の安全性確認のために、原子炉圧力容器等の経年変化及び非破壊劣化評価の研究、確率論的破壊力学手法に基づく地震荷重に対する構造機器の信頼性評価の研究を行うとしている。原子炉の高経年化対策は重要な課題であるが、そのためには種々の阻害要因、対策においてシステムティックなアプローチが必要である。また、これらの課題については、電力、メーカー、その他の機関でかなり研究が進められているので、原研が何を狙うのかをもっと各研究の目的・意義は明確にし、オールジャパンとして無駄のないように進めるべきである。

特に、確率論的手法による構造機器の地震時の信頼性評価に関する研究については、原研の着眼点・特徴及び外部機関の研究との差異を明確にして進める必要がある。

コンクリート等非破壊劣化評価に関しては軽水炉重要機器の高経年化対策を検討する上でその評価手法や高度化を研究していくことについての必要性、重要性は認められる。ただし、他の国のプロジェクトや電力等で先行して実施・検討している内容との棲み分けをした上で、その実施について検討していくべきである。

(ロ) 研究の展望及び達成目標 (3.7)

個々の研究項目については概ね妥当な展望及び達成目標である。ただし、他機関の類似研究との関係において、原研の独創性を強調した目標とすべきである。

(ハ) 進め方 (3.5)

基礎的な材料の劣化機構の解明にもとづく容器等の健全性評価手法の確立へ向けての研究の進め方については概ね妥当である。さらに、実際の発電所でのデータにもとづく評価手法の検証、確認等、現実的な対応が必要である。

(二) 予想される成果の波及効果 (3.9)

発電炉の高経年化対策に対しては、主要機器に関する有力なデータ、安全性評価手法が提供されること、また、実際のサイトにおける機器の検査方法、予防保全への寄与も期待している。但し、それぞれ手法の検証がなされなければ波及効果は期待できない。なお、設計技術基準については民間規定の制定の動きが急である。その状況を十分把握し、原研が積極的に関与するような体制を作るべきである。

b-3) 原子炉の事故時安全性に関する工学研究（主要課題領域3）**(イ) 目的・意義 (4.3)**

事故時安全性研究課題として、高燃焼度燃料の反応度事故時投入熱量の評価、MOX 燃料 BWR の安定性評価に関わる核熱結合事象の研究、シビアアクシデント時の溶融炉心／冷却材相互作用の研究、及び次世代型軽水炉の受動的安全系に関する研究を主眼としてい

る。

BWR 核熱結合事象の研究は、実験データの蓄積が必要であり、将来の評価手法の高度化に資する長期的な観点から研究課題として評価できる。

溶融炉心／冷却材相互作用における水蒸気爆発現象は、落下溶融物量、水温、水量などの条件設定が難しく、原子炉容器下部にアクシデントマネジメント策として早期に大量の冷却水を注入しておく PWR では、現象解明が重要である。民間ではできない大規模な実験を期待し、かつ爆発発生の過程（トリガリング）の条件解明は研究意義がある。

次世代軽水炉の受動的安全系統については、その要素機器についての知見が、システムを構成する上で重要であり、要素機器の実験的研究は研究課題として評価できる。特に、BDBA、シビアアクシデント条件における特性についても十分に確認されることを望む。

一般論であるが、事故時挙動は、往々にして安全サイドを考え、過剰予防になりがちなので、正確な実験データと最適な評価方法を用いることによって、より合理的な対応をとることが重要である。原研としては、この分野の研究の全体像を描き、他機関との分担体制をはっきりさせ、原研の取り組む課題を明確化して、産業界の動きともマッチしたレベルの高い研究の実施を期待している。

(口) 研究の展望及び達成目標 (4.2)

核熱水力最適評価手法の高度化に関する研究及び溶融炉心／冷却材相互作用評価手法の高度化と影響評価に関する研究とも現象の解明が極めて重要であり、物理モデルが構築できる程度まで進展しているのであれば、それぞれの達成目標は妥当なものと考える。

また、原電との共同研究の将来型軽水炉に関連した受動的安全性の研究は、受動的安全炉の基本をなす部分なので、達成目標は妥当である。大型の実証実験により全体の特性を直接示す形の研究から、精度の高い要素実験と解析技術を組み合わせることで安全性を示すという方向への変化を認識した計画となっていると評価する。

(ハ) 進め方 (4.0)

事故現象を解明し、物理モデルの開発へ進み、コード化して評価システムを構築していく研究開発手法は従来から行われている方法であるので、妥当性はある。また、実機の原子炉を運転保守している民間会社と連携して研究実験を進めるなど、成果の期待できる手法をとっており概ね妥当である。

ただ、予算面では大型施設を用いるプロジェクト研究に依存しているように感じられる。研究者の創意工夫に基づく研究に適切に予算手当がなされるよう期待する。計画ではこのことが意識されているようではあるが、十分とはいえない。

なお、既存の実験装置を改造して、新たに核熱結合事象の模擬実験に取り組もうとする工夫は評価できる。

シビアアクシデント時の溶融炉心／冷却材相互作用に関する研究では、トリガリング現象の解明に重点をおくとともに、燃料からの FP ガス放出挙動などの研究とあわせて、総合的に取り組んで頂きたい。

(二) 予想される成果の波及効果 (3.9)

核熱水力特性、受動的安全システム等におけるそれぞれの現象解明及びその際に得られる基礎データを取得するための実験は、国の安全審査等に貢献するデータの提供だけではなく、直接シミュレーション手法の開発に役立つものであり、更には、より基礎的、学問的な新しい知見が発見される可能性があり、大きな波及効果がある。

このように、原子炉事故時の評価手法全体の体系化こそが原研が目指すものであり、その応用により受動的安全系や水蒸気爆発の問題も解決するという意気込みで取り組むことを切望する。さらに、若手研究者の意欲を刺激するようなことを期待する。

なお、共同研究している民間会社へも必ず成果は波及し、新しい展望の作成に役立つものと期待できる。

b-4) 原子炉の安全評価に関する研究（主要課題領域4）

(イ) 目的・意義 (3.8)

研究計画では、安全評価手法の見直し、安全目標及びリスク情報を参考とする規制の検討、防災対策の見直し、耐震設計指針見直し、人的因子方法論の構築、事故・故障情報の分析・評価等、従来からの課題の展開を目指している。現状では概ね妥当な目的・意義である。これまで我が国この分野は原研によって支えられていたといえるが国際的にみると必ずしも我が国が先頭に立っているとはいえない。今後我が国が原子力安全研究で世界をリードしていくという見地から、この分野の位置付けを論じるべきである。

地震を含めたリスク研究については、安全目標など安全規制に関わる PSA 手法の検討を原研が行うべきであり、設計や運転管理に PSA を活用する研究は事業者が実施すべきものであると考える。認識されているように、PSA の手法は成熟段階と言えるが、この考え方をどのようにして国民に定着させるかがより重要な課題だと考える。リスク評価に対する世間の注目が集まっているが、その手法の可能性とともに、その限界についても評価していくことが重要である。

人的因子、防災計画は重要な研究課題ではあるが、これまでの原研の研究活動とは異なる面があり、この研究の具体的展開については十分な検討を必要とする。

なお、「高度化」とか「一層の」といった言葉が付くようになれば産業界で競争させることが進展に繋がりやすい。原研にはもっと根本的、基本的、基盤的な知見が得られるようないいは、全く別な方向を示すような、かつ、次代の研究者に刺激するような発想を期待する。

(ロ) 研究の展望及び達成目標 (3.6)

展望及び目標が判りやすく示されており概ね妥当であるが、成果は抽象的、主観的なものではなく、具体的な技術データの提供を期待する。長期的にはより高い目標を設定して活動されることを期待する。

リスク情報の活用に関する研究では、新たに手法の整備が行われるとのことであるが、

米国の ASME や EPRI で整備されている手法との違いや利点を明らかにした達成目標とする必要がある。この研究は、PSA の応用なので、不確かさのため判断が難しいところに、どのようにして専門家や現場経験者の判断を入れるかが重要な点だと考える。設計や運転管理の方法の変更のリスク感度を評価する手法は、必要なデータセットの作成や判断基準の策定を目標として頂きたい。

地震リスクマネジメントに関する研究の評価はプラントの設計に強く依存するため、リスク低減策の選定には留意されたい。

防災に関する研究は、例えば緊急時の避難範囲の設定のように、その社会的影響の大きな研究課題を含む。従って、この点に配慮して、広く意見を聴取すると言ったきめ細かい研究方針で進めるべきである。また、適正な原子力防災対策を考える上では、想定すべき事象の範囲の明確化と、これに伴う EPZ の技術的な裏付けを行うことが必要である。時節柄、防災計画に参加することは当然であろうが、徒に裕度を取った過大な対応にならぬよう、技術データの精度を上げることを目標とされたい。

しかしながら一方では、原子炉動特性、PSA など、専門領域に直接かかわりのある課題には、目標の達成や成果が充分に期待できるが、防災や地震リスクマネジメントなどに関連する課題に、大きく有用な成果が期待できるかどうかについては、確信がもてないとの意見もある。

(ハ) 進め方 (3.6)

関連部門との関係を保ちながら着実に進めていく計画は概ね妥当であり、リスク情報の活用法に関する研究において海外研究機関との情報交換を通じ効率的に実施する予定であることは評価できる。地震リスクマネジメントに関する研究で機器・構造物の耐震信頼性成果等も反映して PSA 手法の改良を行うことは、開発ステップには重要であり、妥当である。

また、原子力防災に関する研究は安全目標の検討と歩調を合わせて実施する必要があると考える。

(二) 予想される成果の波及効果 (3.8)

リスク情報の活用法に関する研究では、安全性と経済性の同時向上に資する研究ではなく、安全目標、基準類の整備に資する研究を期待する。また、防災に関する研究は、国における防災指針の見直し、防災基本計画への反映等、国の原子力防災の基本的な考え方反映されることが期待される。防災研究は波及効果の大きい研究課題を含むので、充分な検討の後に成果を公開する等の配慮が必要である。

なお、成果の利用に関連して、ソフトウェアのメンテナンス体制など今後生じるであろう問題への配慮も必要と思われる。

c) 資源配分 (3.7)

現員、現行予算の中で、人員、予算配分は妥当であるが、今問題になっている安全分野だけに、是非若い新入職員の数を確保して頂きたい。小人数研究室が柔軟性に欠ける面を、より大きな研究グループでカバーしようとする方策は評価する。但し、研究テーマの選択等が、研究グループリーダーの力量に依存する点に注意しておく必要がある。なお、MOX燃料の安全解析に関する充分なデータを取得するために、場合によってはMOX核特性研究に予算増が望まれる。

日本は欧米に比べて国としての研究投資が少ない。その上、核融合開発、大型加速器建設等の大型計画に重点化されている。近未来のエネルギー問題である原子力開発に投入を強化する必要がある。

d) 原研他部門との協力・連携 (3.9)

原研他部門と積極的に協力・連携されることは、効率性のみならず、大型施設の有効活用の点で望ましく、計画は妥当である。大いに内部の連携を強化して運営して頂きたい。この際、原研の本来の使命である原子力利用に際しての安全確保に関する研究への他部門の参加意識を高めるようなものであって頂きたい。原研の場合、研究者が専門化していることが多いため、研究室間の人事ローテーションは非常に少ない。期間を区切った技術交流なども進めてみたらどうか。防災や、人間が関与する問題に踏み込むためには、他部門との協力関係があると、更に良くなるのではないか。

e) 外部機関との協力・連携 (3.6)

現状は概ね妥当であるが、外部との協力・連携においては、日本の代表的な研究機関として、国内の取りまとめ、諸外国への積極的な提言等に、今後一層指導力を發揮して頂きたい。そのためには、外部機関との協力、連携をより充実させ、棲み分けを明確にした上で効率的に研究を実施することを要望する。また、研究内容の技術交流とともに、安全体制などの活発な意見交換、国際共同計画の積極的な活用（資金分担、発言力の増強、リーダーシップの發揮等）、人文系も含めた協力、連携を推進して頂きたい。

f) 人材養成の施策 (4.0)

原研の安全研究の抱える問題点を的確に認識し、対応策をとられようとしていることを高く評価する。研究の遂行は研究で成果をあげることが目的であることは否定できないが、それ以上に人材養成が原子力利用に際しての安全確保に役立ってきたことを忘れてはならない。今後は、アジアの原子力研究の拠点として、国内外からの研究者の受け入れを現在よりさらに活発にされると良い。また、産業界の原子力研究者が減少している中、原研には若手研究員をなるべく多く確保して頂きたい。大学院学生の論文指導等や大学との共同計画、海外の研究機関との連携等の教育の機会を通じ、次世代の研究者の人材育成のための施策をも期待したい。

3.2.2.2 その他の所感、問題点、提言等

国としての安全研究を系統的に実施しようとする方針、そして今後5ヶ年の研究計画としては概ね妥当と言える。このことを踏まえた上で、その研究計画の考え方、研究課題の設定について、更には、更に長期的な視点に立った意見等があり、これらを下記のコメントとしてまとめる。

先ず、日本の軽水炉による原子力発電は、発電事業者自身が安全強化に万全を期していることから、現状では軽水炉の安全性は維持できていると言える。しかし、今後の軽水炉のプルサーマル利用や長期運転化などの新しい課題への対応が必要になる。そこで、原研に期待することは、これらの課題に係わる安全問題に対し、規制、基準の基となる技術資料を十分正確なものにすることであり、規制の曖昧さをできるだけ排除することであろう。発電事業者とは一線を画した対応が求められよう。

従って、そのような研究課題の設定としては、国内外の他機関の研究動向や成果、国やユーザーのニーズをどのように捉えているかを明確にすることが重要である。今後は民間との窓口を広くし、現場でのニーズのより的確な研究課題への反映、国の安全研究をリードする研究課題の提示、さらには原研として独自にそれらを実施して行く体制も必要になろう。

加えて、若い人材が減り、予算も減少傾向を示している現状があり、今後の5年間、さらにその後の5年を考え、何らかの対策を講じておくべきである。

一方、規制支援テーマはむしろ確認というレベルであり、原研に本来求められている技術の先端を行くテーマとは限らないという危惧もある。安全規制支援の枠から出る新規テーマの開拓も希望したいが、これは原子炉安全工学部の問題というよりはセンター、さらには、原研全体の課題の位置付けに係わることであろう。原研として、軽水炉の将来をどうあるべきと考えているか、原研のシナリオとその中の研究の位置付けを説明する必要があるのではないか。これまでの研究成果を活用した夢のある安全研究（例えば、いかなる事故が起こっても炉心溶融に至らない安心感のある原子炉システムなど）も今の時代に必要ではないかと考える。

表1に原子炉安全工学部の評価結果における評価項目別評価点数（全委員の平均）を示す。

表1 原子炉安全工学部の研究開発課題の評価結果

評価項目	評価結果 (5点満点)
a) 原子炉安全工学部の基本的考え方	3.6
b-1) 燃料の安全性に関する研究とそのための実験施設の管理・運転	
b-1-1 燃料の安全性に関する研究 (主要課題領域1-1)	4.3
(イ) 目的・意義	
(ロ) 研究の展望及び達成目標	4.1
(ハ) 進め方	3.9
(二) 予想される成果の波及効果	4.0
b-1-2 NSRRの運転・管理 (主要課題領域1-2) (研究支援業務)	
(イ) 業務の方向性・目的・目標等	4.0
(ロ) 主要業務の内容	4.1
(ハ) 業務スケジュール	3.8
(二) 他部門・分野への予想される貢献及び波及効果	3.9
b-2) 機器・構造物の信頼性に関する研究 (主要課題領域2)	
(イ) 目的・意義	3.5
(ロ) 研究の展望及び達成目標	3.7
(ハ) 進め方	3.5
(二) 予想される成果の波及効果	3.9
b-3) 原子炉の事故時安全性に関する工学研究 (主要課題領域3)	
(イ) 目的・意義	4.3
(ロ) 研究の展望及び達成目標	4.2
(ハ) 進め方	4.0
(二) 予想される成果の波及効果	3.9
b-4) 原子炉の安全評価に関する研究 (主要課題領域4)	
(イ) 目的・意義	3.8
(ロ) 研究の展望及び達成目標	3.6
(ハ) 進め方	3.6
(二) 予想される成果の波及効果	3.8
c) 資源配分	3.7
d) 原研他部門との協力・連携	3.9
e) 外部機関との協力・連携	3.6
f) 人材養成の施策	4.0

3.3 燃料サイクル安全工学部の研究開発課題

3.3.1 燃料サイクル安全工学部の研究計画の概要

(1) 目的

燃料サイクルに係わる臨界安全性、プロセス（閉じ込め）安全性、並びに、放射性廃棄物処分に係わる安全性の3つの主要領域について、安全性確保と安全性向上に係わる研究、事故現象の解明と発生防止策の研究等を実施する。この研究活動を通じて、燃料サイクル施設操業の安全性確保、並びに、長期的視点から、プルトニウム利用、長寿命放射性核種を含む廃棄物処分に係わる安全性確保など、原子力安全委員会の活動を支援する。

(2) 達成目標

「臨界安全性の研究」では、STACY（定常臨界実験装置）、TRACY（過渡臨界実験装置）、TCA（軽水臨界実験装置）などにおいて、実際に、ウラン、プルトニウムまたはそれらの混合物の溶液状燃料並びに棒状燃料を用いて、未臨界から超臨界に至る系統的な臨界データを取得して解析評価する。JCO 臨界事故を反省する観点から、臨界事故現象の解明、事故時放射線特性研究、未臨界度測定手法や臨界警報システムの開発など事故発生防止策などの研究、また、高燃焼度化に伴って導入ニーズの高い燃焼度クレジット評価手法の研究を行う。

「プロセス安全性の研究」においては、TRACY を用いた臨界事故時のヨウ素移行挙動の研究、火災模擬試験装置を用いた換気系閉じ込め性能評価研究など事故発生時の放射性物質の移行挙動・閉じ込め性の研究を行って、ソースタームの合理的評価に資する。また、NUCEF - BECKY $\alpha\gamma$ セルにおいて実際の高燃焼度使用済燃料を用いた再処理プロセス試験を行い、再処理施設の平常運転時における長寿命核種のプロセス内閉じ込め性の研究並びに廃棄物発生量低減化の研究を行う。また、プルトニウムのプロセス内挙動をプロセス臨界安全性の観点から研究する。

「放射性廃棄物処分の安全性研究」は、「多種多様な廃棄物を含む RI・研究所等廃棄物」を主たる対象として、処分における人工・天然バリアの性能評価研究、長寿命核種処分に係わる長期安全評価の不確かさの研究を実施する。研究所が責任を持つ廃棄物には、種々の研究所運転廃棄物、研究炉解体炉内構造物、TRU 核種を含む廃棄物など、多種多様な廃棄物がある。これらの処分の安全評価に対応するとともに、より広範な放射性廃棄物処分の安全評価へも適用可能なように汎用性の高い成果を得るよう研究を実施する。

(3) 進め方

NUCEF（燃料サイクル安全工学研究施設）、STEM（環境シミュレーション施設）など放射性物質取扱施設を活用して、ホット実験により基礎データを系統的に取得するとともに、原研の専門性、総合性を活かしてコード開発などのソフト研究を併せて進める。

「臨界安全性の研究」は、燃料（核分裂性物質）の炉物理的観点から実験研究（「臨界安全研究室」が担当）及び評価手法研究（「燃料サイクル安全評価研究室」が担当）を実施する。JCO 臨界事故に対応する TRACY 実験研究では、部内の協力体制を強化する一方、

熱水力、放射線量評価、等の多様な専門家で構成されるグループ活動により研究を推進する。

「プロセス安全性の研究」（「プロセス安全研究室」が担当）では、臨界・火災・爆発などの事故時の放射性物質移行挙動の研究、及び、再処理施設平常運転時のプロセス臨界安全性、長寿命核種閉じ込め性の研究を実施する。

「放射性廃棄物処分の安全性研究」は、「多種多様な廃棄物を含む RI・研究所等廃棄物」を主たる対象として総合的対応策の検討、人工・天然バリアの性能評価研究（「処分安全研究室」が担当）、並びに、処分施設の安全評価手法の研究（「廃棄物安全評価研究室」が担当）を実施する。国による対策検討の進捗に合わせてタイムリーに積極的に研究成果を提供する。

(4) 主要課題領域

1) 臨界安全性の研究（主要課題領域 1）

ウラン及びプルトニウム溶液の定常臨界データについては、中性子相互干渉効果、非均質効果、中性子吸収体効果など、複雑体系の臨界特性を明らかにして、臨界設計裕度定量化のための基礎基盤を整備する。溶液燃料超臨界現象については、温度及びボイドの反応度フィードバック機構を解明する。また、加熱・冷却、反射体の効果などを含む広範な因子の影響評価を行う。臨界事故時の中性子及びガンマ線の放射線特性を研究して事故時被曝評価に係わる基礎データを整備する。燃焼度クレジットに係わる核分裂生成物の反応度効果に関する基礎データ整備、燃料貯蔵設備などの実プラントに適用可能な未臨界度確認技術の開発を行う。臨界安全ハンドブックの改訂・整備、MOX 燃料加工施設に関する系統的な臨界ベンチマークデータ整備などを実施する。また、JCO 臨界事故対応の研究として、緊急時対応技術開発（臨界事故の簡易評価法開発、臨界警報システムの開発）などを実施する。

2) プロセス安全性の研究（主要課題領域 2）

沸騰条件も含むより広範な TRACY 過渡臨界実験により、揮発性核種（ヨウ素、希ガス）、非揮発性核種（ウラン等エアロゾル）及び放射線分解ガス（水素）のオフガス放出率データを取得して放出・移行機構を解明する。火災・爆発事故時対応としては、火災模擬試験装置を用いて、換気系内の放射性物質移行、閉じ込め性能評価研究を実施する。また、NUCEF - BECKY α γ セルにおいて高燃焼度使用済燃料や MOX 使用済燃料を用いた再処理プロセス試験を行い、核分裂性物質についてプロセス臨界安全性（ポリマー生成、蓄積現象、等）の研究、長寿命核種等の分離性能などを研究する。また、廃棄物発生量の低減と経済性向上を目指す簡素化再処理プロセスの開発研究を行いその実現性を評価する。

3) 放射性廃棄物処分の安全性研究（主要課題領域 3）

「RI・研究所等廃棄物処分の総合対策検討」として、種々の研究所運転廃棄物、研究炉解体炉内構造物、TRU を含む廃棄物、研究炉使用済燃料などについて処理処分方策の検討を行う。人工バリア性能の研究として、溶融固化体の閉じ込め性能データ取得、人工バリア材の耐久性評価データ取得を行う。天然バリア性能の研究としては、特に、長寿命核種

の地中移行評価に必要なデータ取得、有機物、コロイドなど核種移行へ影響する因子の研究を行う。浅地中処分を対象とした RI・研究所等廃棄物処分の事業主体は、2000 年を目途に設立される予定であり、その後、処分地の選定、施設の詳細設計、許認可申請、安全審査へと進められていく予定である。国における安全規制に関する検討も、こうした動きと合わせて進められるので、その動きと密接にリンクさせて研究を進め、国あるいは事業主体の活動をサポートして行く。なお、核種地中移行に係わる安全評価用基礎データの系統的取得、長期安全評価における不確かさの研究などについては、高レベル廃棄物等の深地層処分の安全評価へも適用可能なように汎用性の高い成果を得るように研究を実施する。

(5) 所内外の協力・連携

1) 所内での協力・連携

いずれの主要研究課題においても NUCEF を利用しており、試験は「安全試験部」と協力して実施する。臨界実験データの解析評価は、「原子炉安全工学部」、「エネルギー・システム研究部」の熱水力、炉物理の専門家、保健物理部等との協力を進める。再処理プロセス試験は、「安全試験部」、「ホット試験室」と密接な連携の下に実施する。研究所等廃棄物処分の研究については、「バックエンド技術部」、「環境科学研究部」、「放射性廃棄物対策推進室」、「核燃料対策室」などと協力する。

2) 所外との協力・連携

国内では、大学及び民間との共同研究、受託研究を実施する。これらの計画・成果は、燃料サイクル安全工学部主催の「燃料サイクル安全研究委員会」で評価する。

国際協力としては、「フランス原子力安全防護研究所（IPSN）」との間の「原子力安全防護分野における協力取り決め」の特定協力課題「臨界安全」を実施する。OECD/NEA/NSC の臨界安全ベンチマーク実験データ評価プロジェクト (ICSBEP) 等に参加して臨界実験データの評価解析を進める。フランス原子力庁 (CEA) との「放射性廃棄物及び使用済み燃料管理の分野における協力実施取り決め」を実施する。中国輻射防護研究院 (CIRP) との「アルファ核種を含む低レベル放射性廃棄物浅地中処分の安全性に関する日中協力研究」を実施する。

3.3.2 評価結果

3.3.2.1 項目別評価

a) 研究開発課題の基本的考え方 (4.4 (5点満点の平均評価点) 以下同じ)

核燃料サイクル施設に係わる臨界安全性、プロセス安全性、並びに放射性廃棄物処分施設における処分安全性の3つの主要領域について、安全性確保と安全性向上に係わる研究として、NUCEF、STEM等を中心とした放射性物質取扱い試験施設によって事象の解明と基礎データの取得・評価を推進する考え方は妥当である。

但し、これらの3研究領域は従来からの継続研究であるから、それらの実績を踏まえて今後どこまで研究が必要であり、当面の5ヶ年ではどの部分を達成するかを、もう少し明確にすべきであろう。なお、JCO事故を教訓として新たな課題を設定しているが、燃料サイクル安全研究はJCO事故に拘わらず重要な課題であり、原研の計画がJCO事故によって大きく影響されることはないと考える。

「臨界安全性研究」に関しては、現状の全ての原子力施設において設計、施工、運用面で強固な臨界防止策が講じられるよう必要な情報が提供され得るのか、また、研究成果の活用のフォローまで目配りが求められる。特に、燃焼度クレジットについては、使用済燃料の輸送及び貯蔵の合理的な臨界安全設計を達成する上で重要であり、安全性及び経済性の観点から、評価手法の体系的研究及びデータベース等の整備を行うことの意義は大きい。

なお、安全性研究全体での人的資源、財政的資源の配分を勘案する中で、NUCEFの位置付け、役割を理解して、「設備ありきの研究」にならないよう、絶えずチェックアンドレビューを受けながら進める必要がある。

「プロセス安全性研究」では、廃棄物安全管理（ソースタームの合理的評価及び廃棄物発生量低減化）のための研究については、国内外で進められている「合理的に安全な処分」の方向性と整合性をとるべく、国内外の知見、研究の方向性を現状で整理して、効果的に研究を進めることが望まれる。また、実用化にあたっては、オメガ計画についての原子力委員会の再評価及び定期的なチェックアンドレビューの動向を踏まえ、原研の関連する研究を見極める必要がある。

「廃棄物処理処分に係る安全性研究」は、RI・研究所等廃棄物処分の事業化に係り、多種多様な廃棄物を含む「RI・研究所等廃棄物」を主たる対象として、処分施設等の性能評価、長期安全性評価の研究を実施することを基本としている。合わせて一般性の高い研究（核種移行データ、長期安全評価）においては、RI・研究所等廃棄物に限定しない汎用性のある成果を得ることも視野に入れている。

ところで、地層処分のように今後ますます規制及び事業の検討が進展する研究開発分野については、国を挙げた取組みが必要であり、原研も持てる力を最大限に活用するよう積極的な取り組みが望まれる。今後の流れとしては放射性廃棄物発生源区分によらず同種の放射性廃棄物は同じ概念の規制と処分となることなど、処分の合理性、透明性を高める必要があると考えられる。原研が実施する研究項目についても、「原子炉施設等廃棄物」の処分と合致した方向性となるよう要望する。

b-1) 臨界安全性の研究（主要課題領域 1）

(イ) 目的・意義 (4.6)

NUCEF の稼動により、わが国でも核燃料サイクルを対象とした臨界実験データが得られるようになった。核燃料サイクル施設の臨界安全管理手法や万が一の臨界事故時の対応策の検討に役立つウラン、プルトニウム及びそれらの MOX の溶液状燃料ならびに棒状燃料に関する系統的臨界基礎データを取得、整備するとともに、燃焼度クレジットの評価手法、中性子相互干渉系などの複雑体系の臨界評価、体系の未臨界度を精度良く測定する手法の開発等へと展開していくことは極めて意義がある。プルトニウム溶液系の臨界実験データの集積は、炉物理的にも核データ、計算コードの妥当性検証用データとして意味がある。

本来、臨界データの収集や、その臨界安全ハンドブックへの反映、ベンチマークテストなどの作業は地味な仕事であるが、このような基礎データの積み重ねがわが国の技術水準を高めることになる。今回の JCO 事故は不幸なことではあったが、臨界事象の解明の重要性が再認識されている今日、質の高い研究成果が期待されている。また、こうした研究開発により再処理、MOX 燃料加工などにおいても、自前のデータに基づいて、日本が自ら発言することが実現していくことができよう。

(ロ) 研究の展望及び達成目標 (4.2)

臨界安全性に関する実験研究は従来からの延長線にあることから、JCO 事故評価を含めての具体的な内容は燃料の整備さえ整えば達成できるものと考えられるため、達成目標は妥当である。濃縮度 5%以上の溶液燃料の臨界データの系統的測定、MOX の臨界安全データ、FP、MA の反応度係数、燃焼度クレジットは、いずれも重要な課題であり、鋭意データの取得と解析を進めて頂きたい。一方、燃料サイクル施設等の安全評価手法の研究に関する事故時対応ソフト技術開発については十分な調査の上で進めて頂きたい。

(ハ) 進め方 (4.1)

研究テーマの構成としては充分である。スケジュールについては、電気事業者や日本原燃にタイムリーに有効なデータを含む研究成果を提供できるよう進めて頂きたい。わが国の臨界研究水準が高いことを示す意味もあり、国際的な研究協力をどんどん進めて頂きたい。

(二) 予想される成果の波及効果 (4.7)

合理的な安全基準の策定、燃焼度クレジット導入に対する指針の策定等は、再処理の経済性に対して大きな波及効果をもつばかりでなく、今後発生する高燃焼度使用済燃料の輸送及び中間貯蔵において、合理的な臨界安全設計及び経済性向上が期待される。

また、未臨界度確認技術の開発は、単に再処理施設の安全性だけでなく、現行軽水炉の定期点検の時間短縮に利用できる等を含めて、原子力施設全般について生体遮蔽などの設計基準の想定事象を考慮する際にも大事な情報であり、この面での波及効果がある。

こうして取得したデータや知見は、今後、折に触れいろいろな国、いろいろな分野で参考されるものになる。一般社会への分かり易い情報（成果、研究活動）を提供することにより、基本的で重要な原子力の常識の形成にも役立つものと期待する。

b-2) プロセス安全性の研究（主要課題領域2）

(イ) 目的・意義 (4.0)

プロセス臨界安全性研究、プロセス内閉じ込め性研究、高度化プロセスの研究の三つの柱の選定は妥当であり、その目的・意義も概ね妥当である。

核燃料サイクル施設の平常運転時及び事故時における特定放射性物質の閉じ込め性の研究を NUCEF の α γ セルを用いて行うことは六ヶ所再処理工場の安全性を実証する上で役立つことから、その目的・意義は十分認められる。特に、工学試験規模で放射性物質を取り扱うことができるという設備を持つ強みを十分発揮して頂きたい。

ただ、TRU 等長寿命核種の分離挙動等の高度化再処理プロセスの研究は、再処理、廃棄物処理・処分の統合化を目指していること、purex process の新しい視点からの基礎データの取得・評価を目指していることであるから、このことを目的・意義としてはつきりと述べるべきと考える。

一方、原研が実施すべきプロセス安全研究の目的や意義は、起きてしまったトラブルの対策が主ではなく、安全性を確保するにはどうあるべきかという高い視点から全体像を描き出し、その重要課題を解決することになければならないと考える。その意味で、長期的な方向付け、課題の必要性と研究手順の繋がりをより明確にする必要があろう。

(ロ) 研究の展望及び達成目標 (3.9)

当面の研究の展望及び達成目標は概ね妥当である。プロセス安全性に関する研究については、予定通り実験が遂行できれば、プロセスデータとして得られてくるので、プロセス評価から、目標としているプロセス臨界安全裕度及び閉じこめ安全裕度の定量評価や高度化プロセスの評価は達成できるものと考える。

しかし、強いて言えば、臨界安全性研究を除けば、目標が総体的に低く、原研の質の高さと、人員及び総合力を生かし切れていない憾みがある。高度化プロセスの研究など一部には開発的要素を研究課題や目標に取り込んでいるが、このような方向性を強化していくことが考えられる。

(ハ) 進め方 (3.9)

燃料サイクル施設の事故時ソースターム評価研究、プロセス臨界安全性に関する研究などについて、関係部署及び日本原燃、サイクル機構、大学等の関連機関との情報交換を行なながら進めることであり、進め方やスケジュールは概ね妥当である。その際、関係機関の役割分担についても原研なりのビジョンを示し、全体としての方向性を主張できるような計画にしていくことを望む。

(二) 予想される成果の波及効果 (4.1)

原子力の社会的受容性を考えると、再処理、廃棄物処理の問題が重要であり、この分野に対する安全性の面からの知見が得られることが期待される。すなわち、使用済燃料による再処理プロセス実験研究の成果は高燃焼度燃料、MOX 燃料等の利用に備えて、湿式再処理プロセス技術の安全性確保及び基盤技術に役立つと共に、TRU 廃棄物の管理等の方策を検討する上で役立つものである。また、将来の燃料取り扱い施設の安全評価、安全性向上のみならず新たな研究テーマの創出に繋がる可能性もある。

b-3) 放射性廃棄物処理処分の安全性研究（主要課題領域 3）

(イ) 目的・意義 (3.9)

今までの処分に係る検討が放射性廃棄物の発生源区分により実施されてきた経緯があり、今回、多種多様な廃棄物を含む「RI・研究所等廃棄物」を主たる対象として、この分野における放射性廃棄物の処分に対する目途を付けることの意義は大きい。すなわち、核種移行に係る浸出データ、核種拡散係数等のデータ取得は、今まで実験データ等がないものは文献データ等の保守的な値を採用して評価していたものが、より現実的なデータを使用することで過剰な保守性を避けられる点で意義がある。実験等の実施に当たっては、過剰に保守的な条件でのデータ取得にならないよう、現実的な処理処分条件を十分吟味することを要望する。このような研究成果は、放射性廃棄物の埋設方法の合理化に繋がる意義をもっている。

しかしながら、対象物はどうであれ放射性廃棄物処分に関する一般性の高い研究は原研に相応しいものであり、基盤研究として継続性を持って進めるべきとの観点から、わが国の廃棄物処分体系の指針案となるような考え方を提案すべきとの期待もある。

(ロ) 研究の展望及び達成目標 (3.9)

達成目標は概ね妥当であるが、単に RI・研究所等廃棄物処分対策の提案にとどまらず、実務的要素を含めその実施に向けてのあらゆる支援を含んだものを期待する。この研究分野の 長寿命核種の処分に関しては、原研に相応しい深みのある研究を期待している。WASTEF セルでの溶融固化体バリア特性の研究及び廃棄物処分における安全評価手法の研究における実固化体データの取得並びにその評価モデルの検証等の目標設定は妥当である。

日中協力研究として TRU 核種などの野外移行データを測定する研究計画は、得がたい実験データの取得であり、適切な目標である。

(ハ) 進め方 (3.7)

研究開発手法や進め方は概ね妥当である。原研におけるこの種の基盤研究は重要であり、サイクル機構、大学等関連機関と密接な情報交換を行い、研究成果の相乗的効果が高められるよう原研の役割を明確にして進めてほしい。

廃棄物処理処分は世界共通テーマであり、国際協力においても、お互いに研究資金の有

効活用が図られるように計画、成果の共有化を進めるよう原研の主導的役割を期待する。

(二) 予想される成果の波及効果 (4.0)

放射性廃棄物の処理処分については、日本のみならず、世界各国でも多くの問題を抱えている。ここで得られた成果は科学的データとして国民的合意形成に有効に活用できる。課題の解決の方法にはかなり多様な面があるが、海外の計画やサイクル機構あるいは民間の計画と連携して早急に成果をまとめることを期待する。

また、この成果はこれからリサイクル社会に多方面で活用が期待される。すなわち、溶融固化体の閉じこめ性能評価手法の確立及び核種地中移行評価用データは、放射性廃棄物にとどまらず、有害物質を含む一般廃棄物の処分の安全性を検討する上に役立つことが期待される。従って、利用者を特定せず、広く成果を利用できるよう努力を期待する。

c) 資源配分 (3.0)

現時点の計画としては概ね妥当であるが、将来展望に不安が残る。省庁再編のような外的要因によって研究が停止するようなことがあってはならないと考える。研究の重要性が極めて高いのでその継続のため、あらゆる努力がなされるよう切望する。特に、NUCEF関連の研究課題については、平成15年度以降、予算的、人員的側面から具体的な対応策の検討を開始すべきである。また、燃料サイクル安全性研究は基礎研究から実際の応用面まで広い範囲の研究であり、これも同様に対応することが必要である。この研究資源問題は、研究所全体に関わる問題だと考えられるが、早めの対応を意識することが望まれる。

人員構成に関しては原研プロパーの研究者が少ない。人的継続性が保たれるような柔軟な人員の配分や外部からの研究員の活用などを考える必要がある。何故ならば、安全性はそのための研究施設をつくることによって達成されるわけではなく、その施設によって得られる技術的データの積み上げによって高められるのであり、そのために十分な研究者の配置が大前提とならなければならないからである。

d) 原研他部門との協力・連携 (3.8)

全体としては原研内の協力・連携はうまく行っているという印象を受ける。エネルギーシステム研究部との協力関係は、核データの収集評価、計算コードの開発の点で極めて重要であるが、これは充分に意識されており妥当である。但し、放射性廃棄物処理処分分野については、原研全体としての取り組みがいまひとつ見え難いところがある。この分野はこれから益々重要性を帯びてくるので、是非、役割分担を明確にした協力・連携体制を構築し、総合研究所としての実力を発揮して頂きたい。

JCO 事故解析の際にとられた安全性試験研究センター やエネルギーシステム研究部等との協力体制こそ、原研の総合性を活かすものであった。これを契機に原研こそが原子炉と燃料サイクルの連携の中核となり、我が国全体の連携研究を育てていって頂きたい。

e) 外部機関との協力・連携 (4.0)

外部機関との協力・連携は妥当な計画であるが、大学では考えられない規模の予算を使用しているので、予算規模に見合った研究成果を上げるべきである。この点で、サイクル機構、原環センター、原安技センター、東大、京大、東北大など外部機関との関係においては、研究課題ごとの目標設定を含む役割分担など、より具体的な協力、連携関係の提示が望まれる。

廃棄物処理処分については、海外との交流は単に情報交換に留めることなく、積極的な協力も有り得る。例えば、RI 廃棄物の取り扱いに苦慮しているアジアの発展途上国の問題解決への協力なども原研の一つの使命に成り得る。

f) 人材養成の施策 (3.8)

人員配分が難しくなっている状況の中で、人材養成の考え方は妥当であると評価できるが、研究員は業務研究に拘束され、新たなシーズとなるような研究を行う意欲がなくなってきたのではないかと懸念する。燃料サイクル研究開発は今後益々重要になっていく分野であること、また、この分野で原研は最新施設、設備を備えていること等から考えて、これらを十分活用して、ハイレベルの研究を続けていくための研究者を確保、養成していくかなくてはならない。

更に活性化のための解決策として、大学等から大学院生を受け入れる教育・研究指導制度のようなものを考え、研究員に業務研究以外に新たな研究を行う意欲を持たせるような施策を考えられないか。

3.3.2.2 その他の所感、問題点、提言等

我が国の核燃料サイクル開発においては、現在、六ヶ所再処理施設の稼動へ向けての準備、廃棄物処分の実施に向けての具体策の検討が進められている。原研はこれらに関連した安全技術の基盤研究を行う基幹研究機関と位置付けられるので、総合的な検討を行うまでのデータベース、研究手法の開発を行い、これらの成果が核燃料サイクル諸施設の順調な開発の支援となることを期待する。同時に、核燃料サイクル関連技術の実用化には長い期間を要する分野もあり、この種の技術基盤を継続、維持して行くことにおいても原研の対応が求められていると考えられる。

今や、原子力利用に伴う放射性廃棄物の処理処分に係る問題解決には、国が総力を上げて合理的処理処分確立に向け、効果的、効率的な研究開発を推進することが必要と考える。プロセス安全や放射性廃棄物処理処分に関わる研究については、サイクル機構との分担調整のもとに国としての研究開発の整合性をとっているが、その中で、有効な研究課題の設定には、関係諸機関との情報交換、連携が極めて重要である。このためには、研究委員会での情報交換レベルではなく、人的交流を含めた具体策までの組織間取り決め、研究実施が必要であろう。

原研の役割としては、原研の有する専門性、総合性、中立性を發揮し、わが国の放射性

廃棄物処分に関する総合的青写真の作成を期待したい。(低レベル廃棄物の高 β ・ γ という呼び方自体、全体像がないことを示している。) その青写真を描く中で処理・処分の研究課題の緊急性を明らかにすべきである。また、この分野は、日本のコンセンサスはもとより地球規模でのコンセンサスが重要であり、成果については、社会、人文領域まで含めて合意を形成しながら社会的常識にして行くことが必要である。その意味で、国際協力においても踏み込んだ形で研究成果を発信して行くことが重要である。我が国が廃棄物処分に関する世界標準策定に大きく寄与できるような意気込みを期待する。

一方、原子力産業は定着しつつあることから、国が原子力開発に関するスタンスは確実に変化してきている。また、省庁再編に伴い研究開発体制の変化も予想される状況でもある。それらを見極めながら原研の研究開発の方向性を見い出していかなければならない情勢にある。今後は民間等からの資金導入、大学等他研究機関との人材交流を視野に入れた新たな研究開発体制を考えながら原研としての研究開発計画を見直して行くことが必要ではないか、と敢えて付言する。

表2に燃料サイクル安全工学部の評価結果における評価項目別評価点数(全委員の平均)を示す。

表2 燃料サイクル安全工学部の研究開発課題の評価結果

評価項目	評価結果 (5点満点)
a) 燃料サイクル安全工学部の基本的考え方	4.4
b-1) 臨界安全性の研究 主要課題領域 (1)	4.6
(イ) 目的・意義	
(ロ) 研究の展望及び達成目標	4.2
(ハ) 進め方	4.1
(二) 予想される成果の波及効果	4.7
b-2) プロセス安全性の研究 主要課題領域(2)	4.0
(イ) 目的・意義	
(ロ) 研究の展望及び達成目標	3.9
(ハ) 進め方	3.9
(二) 予想される成果の波及効果	4.1
b-3) 放射性廃棄物処理処分の安全性研究 主要課題領域(3)	3.9
(イ) 目的・意義	
(ロ) 研究の展望及び達成目標	3.9
(ハ) 進め方	3.7
(二) 予想される成果の波及効果	4.0
c) 資源配分	3.0
d) 原研他部門との協力・連携	3.8
e) 外部機関との協力・連携	4.0
f) 人材養成の施策	3.8

3.4 安全試験部の研究支援業務

3.4.1 安全試験部の研究支援業務の概要

(1) 目的

核燃料サイクル分野における安全性研究、高度化研究等のための中核的施設である燃料サイクル安全工学研究施設（NUCEF）及び原子炉安全工学研究のための大型施設を利用した実験研究を支援する。このため、定常臨界実験装置（STACY）、過渡臨界実験装置（TRACY）及びバックエンド研究施設（BECKY）の運転・保守管理、施設整備等を実施するとともに、安全性研究大型施設の技術管理を実施し、安全確保、安定運転、利用推進、技術基盤の向上を図る。

(2) 達成目標

安全研究年次計画等に基づいた研究部門の活動に対応して施設の運転・保守管理に係る業務計画を作成し、必要とする施設整備を行うとともに、安全、かつ、着実に施設を運転することにより研究部門の支援を行う。また、施設機能の維持向上、基盤強化を目的として、施設の運転等に係る関連技術開発を進める。特に、STACY におけるプルトニウム臨界実験に備えて、プルトニウム取扱いに係る技術基盤を整備し、安全、かつ、着実な計画遂行を図る。

(3) 進め方

体制：5課体制で業務を遂行する。臨界安全、廃棄物管理、TRU 化学等の分野において研究活動を支援するため、各研究部門の利用計画を総合調整した上で業務計画を作成し、研究部門、放射線管理部門、特定施設運転部門との協力、連携のもとに施設管理を行う。プルトニウム取扱技術基盤形成のため、所内外の協力関係とともに、部内組織の有機的連携を強化してプルトニウム臨界実験を着実に進める。なお、NUCEF の利用に関しては、NUCEF 利用研究委員会等、外部からの意見を尊重しつつ進めていく。安全性研究大型施設については、原子炉安全工学部の研究計画に基づいて施設の技術管理及び関連技術開発を行う。

人員と資源：綿密な計画管理、有機的な部内組織の協力連携関係の維持を図った上で適切な資源配分を実施する。併せて安定的な予算確保に努める。基盤強化、技術の継承等に配慮し、人材育成を進める。

(4) 主要課題領域

1) 臨界実験施設の運転・保守管理（主要課題領域 1）

これまでの業務実績：STACY では、 600ϕ 及び 800ϕ 円筒炉心並びに 280 t 平板炉心を用いて燃料のウラン濃度及び各種反射体厚さをパラメータとした臨界実験を実施したほか、 350 t 平板炉心を組み合わせた相互干渉炉心の臨界実験に着手した。TRACY については、最大添加反応度 $3\$$ までの過渡臨界実験を行い、溶液燃料の核熱挙動の把握、放射性物質の溶液燃料中から気相への移行量評価のために必要なデータを取得した。また、 10% 濃縮

ウラン溶液燃料の濃度調整、脱硝等の燃料調製業務を行った。さらに、臨界実験装置の運転に係る工程管理、計量管理等に伴う分析業務、関連技術開発等を実施した。

達成目標：STACYにおいて相互干渉炉心による実験を継続するほか、6%濃縮ウラン溶液燃料を用いた非均質炉心実験を行う。TRACYでは、過渡臨界実験、放射性物質閉じ込め試験等を実施する。また、MOX燃料の溶解、精製等によってプルトニウム溶液燃料を準備し、STACYにおいてプルトニウム溶液燃料による臨界実験を実施する。臨界実験に係る燃料調製、分析業務等を継続するほか、気体、液体及び固体廃棄物の処理管理を適切に実施する。また、関連技術開発を行う。

2) バックエンド研究施設等大型施設の運転・保守管理（主要課題領域2）

これまでの主な業務実績：バックエンド研究施設（BECKY）においては、 α γ コンクリートセル及びグローブボックス群を利用した「高度化再処理プロセスに関する研究」、「TRU廃棄物管理に関する研究」、「TRU化学に関する研究」等の研究開発を支援するとともに、許認可業務、廃棄物処理管理、関連技術開発を実施し、施設の安全確保及び安定運転を実現した。また、安全性研究大型施設の技術管理を行うことにより、軽水炉の熱水力総合実験等の安全性試験を支援した。

達成目標：BECKYを用いた研究開発を継続して支援し、施設の安全で、かつ、安定な運転を維持する。また、 α 廃棄物処理技術等の関連技術開発を進めることによってBECKY施設の基盤強化を図る。安全性研究大型施設については、研究部門から提示された研究計画と綿密な調整作業に基づいて業務計画を作成し、安全、かつ、着実に運転管理を遂行する。

(5) 所内外との協力

1) 所内協力

研究実施部門である原子炉安全工学部及び燃料サイクル安全工学部、エネルギーシステム研究部、物質科学研究部、環境科学研究部とこれまでどおり協力、連携を行うとともに、工程調整・安全管理会議、関連課室長会議等の定期的開催、NUCEFセミナー等の開催により、情報の共有化を図る。

2) 所外協力

燃料サイクルに係る中核的研究拠点としての機能を果たしていくためには、外部機関との協力、提携が不可欠であり、サイクル機構、フランス原子力庁等との協力関係を継続強化する。また、外来研究員、外国からの研究生等、外部からの人材の受け入れを継続して進めるほか、安全確保を前提に所外ニーズに柔軟に対応するための方策を具体的に検討する。

3.4.2 評価結果

3.4.2.1 項目別評価

a) 研究支援業務の基本的考え方（4.4（5点満点の平均評価点）以下同じ）

燃料サイクル安全工学施設（NUCEF）及び安全性研究大型施設の安全運転を確保し、加えて技術の高度化を目指す考え方は、単に運転保守業務に止まらないとする積極的な方針を掲げており、高く評価できる。貴重な研究施設であり、国内外の利用拡大を積極的に進めることは重要である。そのためにも計画、成果等を全て公開し、外部機関が利用できる環境を提供するよう期待する。同時に、このような業務の中から、創意・工夫がなされ革新的な機器の提案や特許出願、あるいは新しい研究開発の提案などがなされることも期待したい。

b-1) 臨界実験施設の運転・保守管理（主要課題領域1）

(イ) 業務の方向性・目的・目標等（4.2）

安全研究年次計画に基づく研究計画を遂行していくための支援業務としての方向性・目的及び将来課題への取組みに備えた関連技術開発を進めようとする目標は妥当なものと評価できる。但し、平成15年度よりプルトニウム溶液燃料の実験を開始するが、平成16年度以降の予算的裏付けが不透明であることが懸念される。

軽水炉燃料はこれから高燃焼度化に向う。それに伴いウラン濃縮度が5%を超える可能性が出ている。そうなると核燃料加工施設でも安全審査指針や設備機器はどう変わらのかといった極めて現実的な問題への対処が必要になる。その意味で6%濃縮ウランによる臨界実験の持つ意味は大きい。どの程度の濃縮度まで従来の臨界安全の考え方が適用できるのかに役立つ実験（及び装置）を考え、結果を出して頂きたい。

(ロ) 主要業務の内容（4.2）

これまで優れた業務実績を残しているし、これらの業務の内容も妥当である。プルトニウム燃料調整及び関連業務はTRACY、STACYの実験を実施する上でも極めて重要であり、この技術の習熟と確立を望む。今後、プルトニウムに関し、日本の自前の臨界データが出てくることに大いに期待している。また、TRACY炉心タンク内可視化装置の開発は臨界過渡事象の基礎的解明に役立ち、評価できる。STACYやTRACYの着実な運転によって得られる研究結果が、日本の核燃料サイクルの安全性に対して強力なバックアップになる。研究結果は利用しやすいようにシステムティックに整理を進めて頂きたい。MOX燃料の時代に備え、また核種変換の研究を支援し、高温化学の研究環境を整備するなど、大変な業務であるが、着実に進めることを期待する。

(ハ) 業務スケジュール（4.1）

研究開発のスピードや進捗は、支援業務のスピードや進捗に左右されることも多いが、支援業務のスケジュールのスピードアップなどについては、これ以上は望み難く妥当である。安全確保を最優先で、計画に対して柔軟に進めて頂きたい。

(二) 他部門・分野への予想される貢献及び波及効果 (4.6)

この研究で得られた成果が、今後益々その重要性を増してくる日本の核燃料サイクル施設の建設、運転に寄与する所は大きい。支援業務が、直接に他部門・分野へ大きな貢献をすることは少ないかも知れないが、支援した研究や開発が他部門・分野に貢献することは多い。プルトニウム 100 g 規模を取り扱い技術の習得は、原研全体にとっても貴重な財産になる。燃料調整及び関連業務を通じて得られるデータ及び関連技術開発は原研内部のみならず外部にも貢献をもたらす内容を持ち合わせていることから、それらの成果の積極的公開を期待する。TRACY、STACY のデータは安全性研究の視点からだけではなく、炉物理、炉工学の視点においても重要である。従って、この研究を支える NUCEF 施設の研究支援業務も重要である。

b-2) バックエンド研究施設等大型施設の運転・保守管理（主要課題領域 2）

(イ) 業務の方向性・目的・目標等 (4.3)

支援業務の方向性・目的・目標等は、研究や開発を支援するという方向性を持ち、その目的や目標は、研究や開発の目的と目標に依るものであり妥当である。BECKY から有効な成果を出すには、関連する基礎的実験を行う付帯設備の充実が必要である。また、 $\alpha \gamma$ セルを有効に利用し、TRU 化学、TRU 廃棄物の取り扱い技術を支援する業務は重要である。核燃料サイクル施設は施設そのものの運転形態にバリエーションが大きいために、建設段階から、定型化されずに、各施設やプロセス毎に、それぞれに独自の安全管理形態がある。これらの安全管理を全うするためには、自らプロセスの中にまで入り込んでいくことも必要になる。その意味では BECKY における試験は意味深い。

(ロ) 主要業務の内容 (4.4)

主要な支援業務の内容がはっきりしており妥当である。Am-241 を使用した実験の支援業務は、バックエンド工学の進展にとって重要であり、評価できる。また、エネルギーシステム研究部の「TRU 廃棄物非破壊測定技術の開発」は、重要な課題であり、この支援業務は妥当である。BECKY ならではの魅力的なプロセス研究を推進する役目を期待している。

(ハ) 業務スケジュール (4.1)

スケジュールは、実施される研究の計画に沿ったもので妥当である。他機関で進められているプロジェクトで利用しやすいように、整合性を取って進めて頂きたい。

(二) 他部門・分野への予想される貢献及び波及効果 (4.1)

設備が十分保守管理されていること、運転とデータ分析の為のスタッフが十分機能していることは研究遂行にとって基本的な条件であり、大切なことである。原研のみでなく日本全体にとって、あるいは世界的な財産であり、大きな波及効果が期待される。NUCEF

において実施される核燃料サイクルの安全性研究に寄与することは勿論であるが、廃棄物の処理技術等は類似施設の運転管理等への貢献へと期待できる。特に、 α 廃棄物の処理技術の確立は、波及効果が大きい。また、安全性研究大型施設では、二相流研究や伝熱研究への貢献も期待できる。

c) 資源配分 (3.4)

現時点では概ね妥当であるが、施設の安全、かつ円滑な運転なくしては安全研究年次計画等が計画通り進行しないので、予算の確保、特別会計への依存度を少なくする資源配分に努力されたい。また、人的資源についても過度に外部要因に依存する体制は避け、技術の継承のために、人員の確保に努力されたい。特に、燃料調整に時間のかかる MOX 燃料実験に入ると人員不足が予測されている。これに対する対策に早めに取りかかることが望まれる。

d) 原研他部門との協力・連携 (4.3)

研究実施部門は運転、保守管理部門である安全試験部との協力、連携なしにはスムーズに研究を遂行しえないことから、良く協力、連携されており妥当である。NUCEF は原研の中でも核燃料サイクルの拠点であり、特に廃棄物処理処分関連部門との積極的な連携を期待している。

e) 外部機関との協力・連携 (4.2)

NUCEF が燃料サイクルバックエンドに関わる中核的研究拠点としての機能を果たしていくためには外部機関との協力・連携が不可欠である。また、更なる協力・連携は NUCEF の有効利用及び活性化へつながることから妥当である。商業用の核燃料サイクル施設の多くがこれから正念場を迎える時期にあって、研究実施部門とともにお互いに密接な連携が望まれる。

f) 人材養成の施策 (4.3)

現場からの各種提案を積極的に検討する体制や R&D への参加、原子炉主任技術者などの各種資格取得の推奨など、運転支援要員の士気向上に有効な施策を進めており妥当である。今後は原研内の人材の養成だけでなく、広く民間核燃料サイクル事業者の人材の養成、特に安全確保のための訓練者の受け入れ等に期待したい。さらに、国内外の大学などの若手研究者の養成もプログラムに入れ、世界的にも先進的研究機関としての使命を期待したい。

3.4.2.2 その他の所感、問題点、提言等

NUCEF を中心に、安全研究年次計画と整合性のとれた施設運営計画を策定しており、概ね妥当である。原研が運転、維持管理している大型施設は我が国にとって大切な財産であるだけでなく、世界的にも貴重なものである。溶液状燃料を扱う実験施設、大規模に TRU

廃棄物を扱える施設は世界でも数えるほどしかない。核燃料サイクル研究の中核的施設を安全かつ着実に運転、保守管理して行くことは、この分野の研究を円滑に進展させるために不可欠なことである。

NUCEF 等の原子力研究施設の安全運転は PA にも直結し重要である。従事者並びに周辺環境への影響を十分考慮に入れ、安全を大前提とした施設運営を期待する。計画では、STACY、TRACY における プルトニウム利用の際には、連続運転モードによる当直運転体制の導入を考えているが、その場合には、現在の人員では不足する可能性もある。予め人員配置について検討する必要がある。

今後については研究予算についても心配である。従来からの枠組みでの特別会計の利用が難しくなると予想されるが、原研の研究活動の拡充については産官学あわせて体制を考慮する必要がある。また、国内外のニーズを積極的に掘り起こして利用拡大（資金調達）を図るよう期待する。これに関連し、核燃料サイクル研究分野で大きな存在意義を發揮し始めている NUCEF 関連研究と、民間における大規模な商用施設の開発事業とどのような関係を持つか、十分検討を要する。

一方、近視眼的にその将来を論ずることはできないが、大型施設をいつまでも維持しつづけるというのも現実的ではない。長期的にはどうするかを今の段階からの検討課題でもあろう。

表 3 に安全試験部の評価結果における評価項目別評価点数（全委員の平均）を示す。

表 3 安全試験部の研究支援業務の評価結果

評価項目	評価結果 (5点満点)
a) 安全試験部の基本的考え方	4.4
b-1) 臨界実験施設の運転・保守管理 主要課題領域(1) (研究支援業務)	4.2
(イ) 業務の方向性・目的・目標等	
(ロ) 主要業務の内容	4.2
(ハ) 業務スケジュール	4.1
(二) 他部門・分野への予想される貢献及び波及効果	4.6
b-2) バックエンド研究施設等大型施設の運転・保守管理 主要課題領域(2) (研究支援業務)	4.3
(イ) 業務の方向性・目的・目標等	
(ロ) 主要業務の内容	4.4
(ハ) 業務スケジュール	4.1
(二) 他部門・分野への予想される貢献及び波及効果	4.1
c) 資源配分	3.4
d) 原研他部門との協力・連携	4.3
e) 外部機関との協力・連携	4.2
f) 人材養成の施策	4.3

国際単位系(SI)と換算表

表1 SI基本単位および補助単位

量	名称	記号
長さ	メートル	m
質量	キログラム	kg
時間	秒	s
電流	アンペア	A
熱力学温度	ケルビン	K
物質量	モル	mol
光度	カンデラ	cd
平面角	ラジアン	rad
立体角	ステラジアン	sr

表3 固有の名称をもつSI組立単位

量	名称	記号	他のSI単位による表現
周波数	ヘルツ	Hz	s ⁻¹
力	ニュートン	N	m·kg/s ²
圧力、応力	パスカル	Pa	N/m ²
エネルギー、仕事、熱量	ジュール	J	N·m
功率、放射束	ワット	W	J/s
電気量、電荷	クーロン	C	A·s
電位、電圧、起電力	ボルト	V	W/A
静電容量	ファラード	F	C/V
電気抵抗	オーム	Ω	V/A
コンダクタンス	ジーメンス	S	A/V
磁束密度	ウェーバ	Wb	V·s
磁束密度	テスラ	T	Wb/m ²
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A
セルシウス温度	セルシウス度	°C	
光束度	ルーメン	lm	cd·sr
照度	ルクス	lx	lm/m ²
放射能	ベクレル	Bq	s ⁻¹
吸収線量	グレイ	Gy	J/kg
線量当量	シーベルト	Sv	J/kg

表2 SIと併用される単位

名称	記号
分、時、日	min, h, d
度、分、秒	°, ', "
リットル	l, L
トン	t
電子ボルト	eV
原子質量単位	u

$$1 \text{ eV} = 1.60218 \times 10^{-19} \text{ J}$$

$$1 \text{ u} = 1.66054 \times 10^{-27} \text{ kg}$$

表5 SI接頭語

倍数	接頭語	記号
10 ¹⁸	エクサ	E
10 ¹⁵	ペタ	P
10 ¹²	テラ	T
10 ⁹	ギガ	G
10 ⁶	メガ	M
10 ³	キロ	k
10 ²	ヘクト	h
10 ¹	デカ	da
10 ⁻¹	デシ	d
10 ⁻²	センチ	c
10 ⁻³	ミリ	m
10 ⁻⁶	マイクロ	μ
10 ⁻⁹	ナノ	n
10 ⁻¹²	ピコ	p
10 ⁻¹⁵	フェムト	f
10 ⁻¹⁸	アト	a

(注)

- 表1～5は「国際単位系」第5版、国際度量衡局1985年刊行による。ただし、1eVおよび1uの値はCODATAの1986年推奨値によった。
- 表4には海里、ノット、アール、ヘクタールも含まれているが日常の単位なのでここでは省略した。
- barは、JISでは流体の圧力を表わす場合に限り表2のカテゴリーに分類されている。
- EC閣僚理事会指令ではbar、barnおよび「血圧の単位」mmHgを表2のカテゴリーに入れている。

換 算 表

力	N(=10 ⁵ dyn)	kgf	lbf
	1	0.101972	0.224809
	9.80665	1	2.20462
	4.44822	0.453592	1

$$\text{粘度 } 1 \text{ Pa}\cdot\text{s} = 10 \text{ P(ポアズ)} (\text{g}/(\text{cm}\cdot\text{s}))$$

$$\text{動粘度 } 1 \text{ m}^2/\text{s} = 10^4 \text{ St(ストーカス)} (\text{cm}^2/\text{s})$$

圧力	MPa(=10 bar)	kgf/cm ²	atm	mmHg(Torr)	lbf/in ² (psi)
力	1	10.1972	9.86923	7.50062 × 10 ³	145.038
	0.0980665	1	0.967841	735.559	14.2233
	0.101325	1.03323	1	760	14.6959
	1.33322 × 10 ⁻⁴	1.35951 × 10 ⁻³	1.31579 × 10 ⁻³	1	1.93368 × 10 ⁻²
	6.89476 × 10 ⁻³	7.03070 × 10 ⁻²	6.80460 × 10 ⁻²	51.7149	1

エネルギー・仕事・熱量	J(=10 ⁷ erg)	kgf·m	kW·h	cal(計量法)	Btu	ft · lbf	eV	1 cal = 4.18605 J(計量法)	
								= 4.184 J(熱化学)	
	1	0.101972	2.77778 × 10 ⁻⁷	0.238889	9.47813 × 10 ⁻⁴	0.737562	6.24150 × 10 ¹⁸		
	9.80665	1	2.72407 × 10 ⁻⁶	2.34270	9.29487 × 10 ⁻³	7.23301	6.12082 × 10 ¹⁹		
	3.6 × 10 ⁶	3.67098 × 10 ⁵	1	8.59999 × 10 ⁵	3412.13	2.65522 × 10 ⁶	2.24694 × 10 ²⁵		
	4.18605	0.426858	1.16279 × 10 ⁻⁶	1	3.96759 × 10 ⁻³	3.08747	2.61272 × 10 ¹⁹		
	1055.06	107.586	2.93072 × 10 ⁻⁴	252.042	1	778.172	6.58515 × 10 ²¹		
	1.35582	0.138255	3.76616 × 10 ⁻⁷	0.323890	1.28506 × 10 ⁻³	1	8.46233 × 10 ¹⁸		
	1.60218 × 10 ⁻¹⁹	1.63377 × 10 ⁻²⁰	4.45050 × 10 ⁻²⁶	3.82743 × 10 ⁻²⁰	1.51857 × 10 ⁻²²	1.18171 × 10 ⁻¹⁹	1		

放射能	Bq	Ci	吸収線量	Gy	rad	照射線量	
						1	100
	1	2.70270 × 10 ⁻¹¹					
	3.7 × 10 ¹⁰	1		0.01	1		

照射線量	C/kg	R	Sv	rem
	1	3876		
	2.58 × 10 ⁻⁴	1		

(86年12月26日現在)

安全性研究専門部会評価結果報告書