

JAERI-Review  
2001-024



JP0150720



安全性研究専門部会評価結果報告書  
(平成12年度事後評価)

2001年6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。  
入手の間合わせは、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、お申し越してください。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, Ibaraki-ken, 319-1195, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 2001

編集兼発行 日本原子力研究所

安全性研究専門部会評価結果報告書  
(平成 12 年度事後評価)

日本原子力研究所  
研究評価委員会

(2001 年 5 月 24 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、東海研究所安全性試験研究センターの原子炉安全工学部、燃料サイクル安全工学部、環境安全研究部及び安全試験部の平成 7 年度から平成 11 年度にわたる 5 年間の研究開発実績について、事後評価を実施した。同専門部会は、11 名の外部専門家で構成された。

安全性研究専門部会は、平成 12 年 12 月から平成 13 年 2 月にかけて、当該部門の研究評価活動を実施した。評価は、事前に提出された評価用資料及び専門部会（平成 12 年 12 月 11 日開催）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 13 年 3 月 16 日に審議された。審議の結果、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 Evaluation by the Ad Hoc Review Committee  
on Nuclear Safety Research  
(Result Evaluation in Fiscal Year 2000)

Research Evaluation Committee

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

(Received May 24, 2001)

The Research Evaluation Committee, which consisted of 14 members from outside of the Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI), set up an Ad Hoc Review Committee on Nuclear Safety Research in accordance with the "Fundamental Guideline for the Evaluation of Research and Development (R&D) at JAERI" and its subsidiary regulations in order to evaluate the R&D accomplishments achieved for five years from Fiscal Year 1995 to Fiscal Year 1999 at Department of Reactor Safety Research, Department of Fuel Cycle Safety Research, Department of Environmental Safety Research and Department of Safety Research Technical Support in Tokai Research Establishment of JAERI. The Ad Hoc Review Committee consisted of 11 specialists from outside of JAERI.

The Ad Hoc Review Committee conducted its activities from December 2000 to February 2001. The evaluation was performed on the basis of the materials submitted in advance and of the oral presentations made at the Ad Hoc Review Committee meeting which was held on December 11, 2000, in line with the items, viewpoints, and criteria for the evaluation specified by the Research Evaluation Committee. The result of the evaluation by the Ad Hoc Review Committee was submitted to the Research Evaluation Committee, and was judged to be appropriate at its meeting held on March 16, 2001.

This report describes the result of the evaluation by the Ad Hoc Review Committee on Nuclear Safety Research.

Keywords: Evaluation of Research and Development, Result Evaluation,  
Nuclear Safety Research

## 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（委員長：西澤潤一・岩手県立大学長）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 月策定、平成 11 年 4 月改正）に基づき、東海研究所安全性試験研究センターの原子炉安全工学部、燃料サイクル安全工学部、環境安全研究部及び安全試験部の平成 7 年度から平成 11 年度にわたる 5 年間の研究開発実績について事後評価を実施するために、「安全性研究専門部会」を平成 12 年 8 月 4 日に設置した。

安全性研究専門部会は、11 名の外部専門家で構成され（部会長：秋山 守・(財)エネルギー総合工学研究所理事長）、平成 12 年 12 月 11 日に開催された。同専門部会による評価は、研究評価委員会によって定められた事後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 13 年 3 月 8 日に「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 13 年 3 月 16 日に第 6 回研究評価委員会を開催し、同専門部会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。その結果、研究評価委員会は、同専門部会の評価結果が妥当なものと判断し、研究評価委員会委員長は、同報告書を平成 13 年 3 月 30 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<br>(委員長)  | 岩手県立大学長<br>(財)半導体研究振興会半導体研究所長<br>(半導体工学)                     |
| 秋山 守<br>(委員長代理) | (財)エネルギー総合工学研究所理事長<br>埼玉工業大学長<br>(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(株)取締役会長<br>(物理化学、核化学)                                |
| 石樽 顕吉           | 埼玉工業大学先端科学研究所教授<br>(原子炉化学、放射線化学)                             |
| 井上 信            | 京都大学原子炉実験所長<br>(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<br>(金属材料・工学、金属科学、原子炉材料)                           |
| 菊田 愷志           | (財)高輝度光科学研究センター理事、放射光研究所副所長<br>(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<br>(放射線防護、胎児の放射線影響)                              |
| 小林 敏雄           | 東京大学生産技術研究所教授<br>計算科学、原子力工学(構造設計)                            |
| 友野 勝也           | 東京電力株式会社フェロー<br>(原子力発電)                                      |
| 藤原 正巳           | 核融合科学研究所長<br>(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<br>(核融合工学、電磁現象工学)                            |
| 山崎 敏光           | 東京大学名誉教授<br>(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 年度事後評価)

平成 13 年 3 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. 専門部会の目的 .....	1
2. 評価方法 .....	1
2.1 専門部会の構成 .....	1
2.2 事後評価対象研究開発課題 .....	1
2.3 専門部会の開催 .....	2
2.4 評価項目及び評価基準 .....	2
3. 原子炉安全工学部の研究開発実績及び事後評価結果 .....	3
3.1 研究開発実績の概要 .....	3
3.2 事後評価結果 .....	11
3.2.1 項目別評価結果 .....	11
3.2.2 その他の全般的なコメント .....	13
4. 燃料サイクル安全工学部の研究開発実績及び事後評価結果 .....	15
4.1 研究開発実績の概要 .....	15
4.2 事後評価結果 .....	20
4.2.1 項目別評価結果 .....	20
4.2.2 その他の全般的なコメント .....	21
5. 環境安全研究部の研究開発実績及び事後評価結果 .....	22
5.1 研究開発実績の概要 .....	22
5.2 事後評価結果 .....	28
5.2.1 項目別評価結果 .....	28
5.2.2 その他の全般的なコメント .....	29
6. 安全試験部の研究支援業務実績及び事後評価結果 .....	30
6.1 研究支援業務実績の概要 .....	30
6.2 事後評価結果 .....	33
6.2.1 項目別評価結果 .....	33
6.2.2 その他の全般的なコメント .....	33

## Contents

Introduction	
Executive Summary	
1. Purpose of the Ad Hoc Review Committee .....	1
2. Evaluation Method .....	1
2.1 Organization of the Ad Hoc Review Committee .....	1
2.2 R&D Subjects for Result Evaluation .....	1
2.3 Ad Hoc Review Committee Meeting .....	2
2.4 Items and Criteria for the Evaluation .....	2
3. R&D Achievements at Department of Reactor Safety Research and Result of the Evaluation .....	3
3.1 Outline of R&D Achievements .....	3
3.2 Result of the Evaluation .....	11
3.2.1 Item-wise Evaluation .....	11
3.2.2 Other Comments .....	13
4. R&D Achievements at Department of Fuel Cycle Safety Research and Result of the Evaluation .....	15
4.1 Outline of R&D Achievements .....	15
4.2 Result of the Evaluation .....	20
4.2.1 Item-wise Evaluation .....	20
4.2.2 Other Comments .....	21
5. R&D Achievements at Department of Environmental Safety Research and Result of the Evaluation .....	22
5.1 Outline of R&D Achievements .....	22
5.2 Result of the Evaluation .....	28
5.2.1 Item-wise Evaluation .....	28
5.2.2 Other Comments .....	29
6. Technical Support Achievements at Department of Safety Research Technical Support and Result of the Evaluation .....	30
6.1 Outline of Technical Support Achievements .....	30
6.2 Result of the Evaluation .....	33
6.2.1 Item-wise Evaluation .....	33
6.2.2 Other Comments .....	33

## 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の原子炉安全工学部、燃料サイクル安全工学部、環境安全研究部及び安全試験部の平成7年度からの5カ年の研究開発実績を事後評価するため、平成12年12月から平成13年2月にかけて評価活動を実施した。

原研の安全試験研究分野の研究評価については、原子力安全委員会の新たな安全研究年次計画（平成13年度～17年度）の検討と整合をとりつつ、昨年度に平成12年度以降5カ年の研究開発課題の計画についての事前評価を実施した。

今回の事後評価対象期間は、平成7年度から平成11年度であるが、それらの大半の研究開発課題は、現在の原子力安全委員会安全研究年次計画（平成8年度～12年度）として実施されているもので、厳密には1年間の研究期間を残していることになる。これらの研究開発の目標は、軽水型発電炉及び核燃料サイクルに係わる安全性確保の技術的考え方、データベース、評価解析手法等の知見を得て、国の安全規制等に資すること、貢献することである。今回の事後評価における評価の視点とは、研究評価委員会の本専門部会実施要領にあるように、①当初計画で予定した課題の目標の量的、質的な達成度、②研究実施に係わる管理・運営の適切性、③得られた成果の公表や利用の状況の適切性、④事前評価を受けた現在の研究開発の継続、展開の妥当性、などである。専門部会としては、研究開発課題が全体としては過去の活動と成果・知見が現在及び今後の研究活動として継続、発展しているとの認識の下に、今回の事後評価に臨んだ。

本専門部会の審議においては、研究開発担当部署より提出された事後評価用資料に基づき各実施責任者による研究開発経過と結果の内容について説明を受け、更に追加の質疑を行い、その後、それに基づく各委員による個別評価を得た。ついで、上記の事後評価の視点に沿って、それらを集約して安全性試験研究センターの原子炉安全工学部、燃料サイクル安全工学部、環境安全研究部及び安全試験部の研究開発課題に対する全体的な評価結果としてまとめ、また、多様な意見、提言をできるだけ取り入れて報告書本文を作成した。

本専門部会としては、この事後評価の結果を、現在取り組まれている安全性試験研究分野の研究活動の運営に少しでもお役に立てていただくことを願っている。

終わりに、専門部会委員各位には熱意あるご協力を賜ったことを記し、そのことに対してここに深甚なる謝意を表したい。

平成13年3月7日  
安全性研究専門部会  
部会長 秋山 守

## 総合所見

原研における安全性研究は、原子炉安全工学部、燃料サイクル安全工学部、環境安全研究部、安全試験部で構成する安全性試験研究センターが中心となり、国が安全を担保するために必要とする研究や社会的ニーズに対応した研究、さらにはシーズ技術の開発研究など、多くの研究を実施している。原研は、以下の各部毎の所見に示すように、総合力を活かしてこれらの研究を適切に実施し、得られた成果を、技術的判断基準、審査指針へ反映させるなど、安全性の向上に多大な貢献をしており評価できる。また、成果は、学会からも極めて高い評価を得ており、日本原子力学会の技術賞、論文賞、RADIOISOTOPES 誌論文賞を受賞するなど賞賛できる。

今後の安全性研究における原研の役割としては、政策的立場からの要請を受けるだけでなく、専門家として学問的見地からの必要な研究を提示し、国内外の研究機関と共に、原研の主導性の下に地道に成果を積み上げ、裾野を広げておくこと、更には、原子力利用の将来の可能性を切り開くような研究に挑戦し続けることを期待する。また、これまでどおりの国の安全研究年次計画に沿った研究や原子力安全に関する科学・技術的な背景整備のための研究を継続発展させるのみならず、安全な原子力利用が社会にとって必要なこととして受容されるよう、中立的な研究機関の立場から、専門的である情報についても積極的且つ平易な表現で社会に発信し、理解を得る努力をしていくことが重要であり、一層の貢献を期待する。さらに、今後、途上国の原子力開発を効率的に進めるに当たっての指導、研修、及び国民への啓蒙に向けて、貢献を期待する。

### 原子炉安全工学部

発電用軽水炉の高度利用研究においては、反応度事故に関する試験研究で、50 GWd/t を超える高燃焼度までの試験データが得られ、「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱について」の指針策定に大きく寄与した。また、次世代型 PWR (AP600) に係る実験において、事故時の受動安全系の性能が確認され、AP600 の米国での型式承認取得に貢献した。シビアアクシデント研究においては、国のアクシデントマネジメント策の検討や産業界の「次世代型軽水炉の原子炉格納容器設計におけるシビアアクシデントの考慮に関するガイドライン」の策定に寄与した。さらに、基盤的安全性研究においては、地震リスク評価手法が原子力発電技術機構に提供され、実用に供された。これら主要な成果以外でも、それぞれの研究課題において所期の成果が得られており、当初の目的は十分達成されたと評価できる。今後は、人員配置について、研究の核となる中級研究員の配置を適切に行い、人材育成を図って、いかに質の高い専門家集団を原研内に残していくか、研究課題を精選し、研究資源を集中投下する施策を期待する。

### 燃料サイクル安全工学部

燃料サイクル施設の安全性研究において蓄積された成果は、JCO 事故対応における臨界停止、事故解明に貢献するとともに、臨界安全ハンドブックに反映され、六ヶ所再処理

施設許認可等に活用された。さらに、核物質管理研究において開発された保障措置技術は、旧ソ連圏核物質管理等に貢献しており評価できる。他の課題においても所期の目的は十分達成しており評価できる。特に、軽水炉使用済燃料臨界安全管理技術開発では、原研の測定技術を活かして、東京電力、関西電力から提供を受けた使用済核燃料の非破壊測定、化学分析を実施し、これらの測定結果を、原研で開発された燃焼計算コードシステム SWAT による計算結果と総合的に比較することによって核種組成計算法の妥当性が検討された。この成果は、軽水炉の炉心管理の高度化、使用済核燃料の輸送・貯蔵における燃焼度クレジットの導入に関して、貴重な知見を提供するものであり、高く評価できる。今後、原研は、核燃料サイクル施設の安全性に関する研究として実施すべき研究課題を精選し、原研の役割を明確にして継続的に取り組める体制を整え、六ヶ所再処理施設の運転実現に向けて安全評価などに必要なデータをタイムリーに出していくことを期待する。

### 環境安全研究部

環境放射性物質（線）の評価・解析に関する研究においては、アスファルト火災爆発事故・JCO事故評価へのSPEEDIの適用等、事故調査委員会に協力し、貢献した。また、放射性廃棄物の処理・処分研究においては、RI・研究所等廃棄物の処理処分方策等に関する検討資料を原子力委員会に提出し、方針決定に寄与した。この他、いずれの研究課題においても所期の成果は得られており当初の目標はほぼ達成されていると評価できる。しかし、環境分野の原子力安全に関する全体のスコープが明らかにされていないため、個々の成果の位置付けが不明確な面もあった。環境放射性物質の評価・解析や廃棄物の処理・処分は、日本における原子力利用のボトルネックとなる重要な分野であり、適切な判断基準の設定、安全審査指針のベースとなる安全性評価方法の確立等、共通課題解決のために、原研は専門家集団を擁している強みを生かし、人員、予算を拡充して研究を加速する必要がある。また、チェルノブイルにおける放射線の影響・解析及び評価システムの検証については、継続的なデータの蓄積が必要である。

### 安全試験部

NUCEFの運転管理においては、STACYによる臨界実験の実施、TRACYの初臨界達成・超臨界実験の実施等、当初の目的を十分達成しており、所期の成果が得られている。NUCEFは核燃料サイクル施設に係わる安全性のみならず核燃料サイクルプロセスの高度化に係わる基礎研究を行いうる貴重な施設である。今後は、他機関の利用枠を拡大するなど、効率的な研究開発が行える施設運営を期待する。また、NUCEFの基盤技術を維持強化するためには、今後、廃棄物処理技術等の要素技術開発のための予算確保、プルトニウム燃料関係の設備充実のための予算確保が必要である。

This is a blank page.

## 1. 専門部会の目的

「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、平成11年度に終了した東海研究所安全性試験研究センターの原子炉安全工学部、燃料サイクル安全工学部、環境安全研究部及び安全試験部の研究開発課題について、研究評価委員会安全性研究専門部会において研究開発結果の事後評価を行う。

## 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) 電力中央研究所狛江研究所原子力システム部上席研究員

辻倉 米蔵 関西電力 (株) 原子力事業本部副事業本部長・支配人

東 邦夫 京都大学工学研究科教授

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) 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 事後評価対象研究開発課題

平成12年度における事後評価対象課題は下記の通りである。

#### 2.2.1 原子炉安全工学部の研究開発課題

- (1) 発電用軽水炉の高度利用に係わる研究 (主要課題領域1)
- (2) シビアアクシデントに係わる研究 (主要課題領域2)
- (3) 基盤的安全性研究 (主要課題領域3)
- (4) 安全性研究のための試験施設等の運転・管理 (主要課題領域4)

#### 2.2.2 燃料サイクル安全工学部の研究開発課題

- (1) 燃料サイクル施設の安全性に関する研究 (主要課題領域1)
- (2) 核物質管理に関する研究 (主要課題領域2)

#### 2.2.3 環境安全研究部の研究開発課題

- (1) 環境放射性物質(線)の評価・解析に関する研究 (主要課題領域1)
- (2) 放射性廃棄物の処理・処分に関する研究 (主要課題領域2)

#### 2.2.4 安全試験部の研究支援業務課題

- (1) NUCEFの運転管理 (主要課題領域)

### 2.3 専門部会の開催

日時 平成12年12月11日(月) 10:30~17:00

場所 富国生命ビル 28階 中会議室

議事

- 1) 専門部会の審議について
  - (1) 部会長挨拶
  - (2) 審議の進め方
- 2) 安全性試験研究部門の研究開発の全体経過(説明及び質疑)  
(説明者:竹下 安全性試験研究センター長)
- 3) 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 燃料サイクル安全工学部長)
- 4) 環境安全研究部の研究開発課題(説明及び質疑)  
(説明者:室村 環境科学研究部長)
- 5) 安全試験部の研究支援業務課題(説明及び質疑)  
(説明者:鈴木 安全試験部長)
- 6) 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 原子炉安全工学部長)
- 7) 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 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する。

#### (1) 評価項目

- 1) 項目別評価
  - (a) 研究開発課題の目的達成度
  - (b) 研究開発実施経過の妥当性
  - (c) 成果の公開・発表及び活用の実績の程度
  - (d) その後の研究開発への展開との関係の検討
- 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) 評価基準

項目別評価に対して5段階評価を行う。5段階評価は5点満点で、5点が「優れている」、4点が「やや優れている」、3点が「普通」、2点が「やや劣っている」、1点が「劣っている」の評価を意味する。



### 3. 原子炉安全工学部の研究開発実績及び事後評価結果

#### 3.1 研究開発実績の概要

##### 3.1.1 部門名

原子炉安全工学部（地震情報伝達研究特別チーム、安全性試験研究センター計画調査室、安全試験部安全技術課を含む）

##### 3.1.2 主要課題領域の構成、当所の研究達成目標と得られた成果

当該部の研究開発は、以下の4主要課題領域からなる。当該部が実施する研究の目的は、国の要請に応えるため、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（平成8年度～12年度）に沿って、主として発電用軽水炉を対象とし、安全基準及び指針類の策定や安全審査における判断のために有用な資料を整備することである。それぞれの主要課題領域は次のとおりである。

- (1) 主要課題領域1：発電用軽水炉の高度利用に係わる研究
- (2) 主要課題領域2：シビアアクシデントに係わる研究
- (3) 主要課題領域3：基盤的安全性研究
- (4) 主要課題領域4：安全性研究のための試験施設等の運転・管理（業務）

なお、平成11年度に、環境影響評価手法に関する研究が環境安全研究部から原子炉安全工学部に移行された。

#### (1) 主要課題領域1： 発電用軽水炉の高度利用に係わる研究

##### a) 反応度事故に関する試験研究

###### 当初の達成目標

反応度事故時の燃料挙動について、当面想定されている燃焼度範囲をカバーするデータベースを整備し、安全評価指針の見直しに必要な知見を提供するとともに、解析コードを整備する。

###### 得られた成果

- ・燃焼度50GWd/tまでのPWR燃料に対し、被覆管の水素化の影響を受けたPCMI破損が低発熱量で生じることを明らかにし、このような破損形態は、燃焼度よりも被覆管の腐食量に強く依存することを示した。
- ・BWR燃料では、PWR燃料と比較して初期のギャップ幅が大きいため、PCMI破損耐性は高いが、燃焼度が60GWd/tを超えると、燃料表面と被覆管内面の固着に影響を受けた燃料破損が低発熱量（62～86cal/g）で生じることを見出した。
- ・高い燃焼度の燃料が低発熱量で破損した場合、固体状燃料微粒子が冷却材中に放出され、冷却材との相互作用により機械的エネルギーを生じることを定量的に示した。

##### b) 原子炉燃料体の照射挙動に関する研究

###### 当初の達成目標

MOX燃料を含む軽水炉燃料の高燃焼時健全性評価に関して重要な影響因子であるペレットの熱特性、FPガス放出挙動、被覆材の腐食・水素化についての知見を取得し、照射挙動を精度良く予測する解析コードの開発を行う。また、反応度事故及び

冷却材喪失事故時の安全評価に必要な基礎的データを提供する。

#### 得られた成果

- ・動力炉使用済燃料を短尺加工し計装を施して、JMTRにおいて追加照射することにより、出力変動時のFPガス放出の機構を明らかにした。
- ・ハルデン計画に参加するとともに、ハルデン炉照射高燃焼度燃料等に対する照射後試験を実施し、ペレットの熱特性の劣化、径方向燃焼度分布、被覆管の水素吸収特性等に関する知見を蓄積した。
- ・これらの成果をもとに、これらを総合して高燃焼度燃料挙動簡易解析コードEXBURN及びFEMAXI-IVの過渡沸騰解析版を開発し、公開するとともに、高燃焼度燃料対応のFEMAXI-Vの第一版を開発した。
- ・高燃焼度燃料を模擬した酸化膜付きあるいは水素吸収被覆管を用い、冷却材喪失事故条件下での被覆管酸化特性に及ぼす影響を定量的に把握するとともに、クエンチングによる急冷時には破損限界が酸化膜なしの被覆管より低下する可能性を示した。
- ・同様の被覆管試料にたいして高速バースト試験を実施し、反応度事故時のPCMI破損の機構解明に有効な知見を提供した。

#### c) 軽水炉構造機器の健全性に関する研究（一部特会含む）

##### 当初の達成目標

原子炉圧力容器等の経年変化の予測に係わる知見の取得を図り、経年変化の検出・評価法を開発するとともに、健全性・信頼性の評価法を確立する。また、圧力容器の余寿命評価手法を開発・整備する。

##### 得られた成果

- ・圧力容器鋼材の照射脆化についてJMTRを用いた照射試験を進め、照射脆化に及ぼす中性子束及びγ線の効果について定量的な知見を蓄積した。
- ・圧力容器鋼材の破壊抵抗に関する定量的な評価手法について、シャルピー型の予き裂付き3点曲げ破壊靱性試験片を用いた手法が有効であることを確認した。
- ・確率論的破壊力学手法を導入した解析コードの開発を行い、亀裂進展の非線形破壊力学的取扱い等の特徴とするPASCALをほぼ完成した。
- ・圧力容器の監視試験片再生技術の開発を進め、表面活性化接合法を用いた手法を完成した。
- ・蒸気発生器細管の非破壊検査法の改善を図るため、乱れ磁束検出型渦電流探傷プローブを開発した。

#### d) 原子炉事故に関する熱工学的安全性の研究（一部特会含む）

##### 当初の達成目標

次世代型軽水炉等の事故時熱水力現象に関する総合実験及び個別効果実験を実施し、現象の解明及び高精度の最適評価解析コードの開発を行う。さらに、次世代型軽水炉の安全基準、指針、安全審査における判断資料等の技術基盤を整備する。

##### 得られた成果

- ・異常検出あるいは事故同定手段の高度化を図るため、多重故障事故時における炉心

上部温度計など既存の計測器や新設計測器の指示値と炉内熱水力挙動との関係を明らかにした。

- ・従来殆どデータが存在しない8MPa以上の高圧下の炉心内ボイド率、限界熱流束及び水平二相流の気液界面摩擦抵抗に関する実験データを取得し、広範囲の圧力条件に適用できる相関式を作成した。

- ・次世代型PWR（AP600）の設計基準事象及び設計基準を超える事象に関する実験を系統的に実施し、受動安全系の性能を確認するとともに、受動安全系作動時に重要な熱水力現象を解明した。

- ・これらの知見に基づき、最適評価解析コードの改良を行った。

- ・BWR炉心の安定性評価手法の検証に必要な詳細な熱水力データを取得するため、核熱結合試験装置を完成し、実験を開始した。また、3次元核熱結合解析コードTRAC/SKEETCHを開発した。

## (2) 主要課題領域2：シビアアクシデントに係わる研究

### a) 原子炉の炉心損傷挙動に関する研究（一部特会含む）

#### 当初の達成目標

シビアアクシデント時の諸現象を高精度で予測するとともに、アクシデントマネジメント策の有効性を評価し、次世代炉の設計に反映させる。さらに、シビアアクシデント時の配管の信頼性を実証する。

#### 得られた成果

- ・配管内エアロゾルの沈着挙動が、配管内の3次元的な熱流動の影響を強く受け、天井部への沈着が著しくなることを明らかにするとともに、過熱蒸気中でCsIエアロゾルの粒径が増大することを見出した。

- ・燃焼の進んだ燃料からの放射性物質放出・移行挙動解明を目指すVEGA実験装置を完成し、実験に着手した。

- ・ALPHA計画を進め、広範な条件下での水蒸気爆発特性に関するデータベースを整備した。これに基づき、水蒸気爆発現象解析コードJASMINEコードを開発した。

- ・特別会計による受託研究として、配管信頼性実証試験を実施し、配管破損評価手法を構築した。

### b) 原子炉事故に関する熱工学的安全性の研究

#### 当初の達成目標

我が国のアクシデントマネジメントの整備に係る総合実験及び個別効果実験を実施し、有効性評価に有用なデータを提供する。また、シビアアクシデント過程の熱水力現象を解明し、高精度の最適評価解析コードを開発する。

#### 得られた成果

- ・基本的な、あるいは我が国の具体的なアクシデントマネジメント策に関する系統的な実験を実施し、減圧を開始するタイミングや減圧率等の最適条件及び操作に係わる熱水力現象等を明らかにした。

・シビアアクシデント時に格納容器の過圧破損を防止するための受動的格納容器冷却系に用いる横型U字伝熱管式熱交換器の基礎的な凝縮熱伝達特性試験を実施し、実用化の見通しを得た。

#### c) 確率論的安全評価に関する研究

##### 当初の達成目標

レベル3 P S Aまでの一貫した不確実さ評価手法を提案する。モデルプラントについて、地震のレベル1 P S A及び内の事象のレベル3 P S Aを完了する。P S A手法の応用として、地震P S Aの有用性を示すとともに、立地評価指針や耐震設計指針の検討に有用な知見を得る。また、第四紀層地盤立地への地震P S A適用手法を整備する。

##### 得られた成果

- ・軽水炉モデルプラントを対象とした、内の事象に関するレベル3 P S Aを進め、原子力発電所事故による公衆のリスクの水準とその支配因子に関する知見を得た。
- ・原研で開発した地震P S A手法を軽水炉モデルプラントに適用し、地震リスクの管理・低減を合理的に進める上で有用であることを示した。また、これらの手法を原子力発電技術機構に提供した。
- ・確率論的地震危険度評価に基づいて設計用想定地震を定める手法を定式化し、確率論的手法の耐震設計への利用可能性について検討するとともに、第四紀層地盤立地において留意すべきパラメータを同定した。
- ・立地評価用ソースタームに関する環境影響評価を実施し、立地評価指針の検討資料として提供した。

#### d) 緊急時対応策に関する研究（一部特会含む）

##### 当初の達成目標

C O S T Aシステムの開発を終了し、運用機関への移管を行う。東海地区を対象に、防災計画及び対策の立案に有用な情報を作成する。防護対策の実効性を高めるうえで有効な緊急時情報伝達に関する知見を整備する。確率論的な環境影響評価手法を開発する。

##### 得られた成果

- ・特別会計による受託研究として、緊急時助言対応システムC O S T Aの開発を完了し、原子力安全技術センターに移管した。
- ・放射線災害及び経済的損失の観点から防護対策の最適化を図るシステムの開発を完了した。
- ・東海村のウラン加工工場臨界事故等を対象に、地域住民への情報伝達と住民の対応行動に関する調査・分析を行い、災害情報を確実に伝えるために有効な情報伝達法、意思決定のタイミング等に関する知見を得た。
- ・チェルノブイリ周辺のモニタリングデータにより長期線量評価手法の妥当性を明らかにした。

**(3) 主要課題領域3： 基盤的安全性研究****a) 事故・故障の分析評価に関する研究**当初の達成目標

事故・故障事象に関する情報を収集・分析し、得られた教訓を安全性向上にフィードバックする活動を継続的に実施し、安全規制や関連安全研究分野に、事故・故障事象に関する有用な情報を適宜提供する。

得られた成果

- ・事故・故障事例の収集・分析結果を事例集あるいは分析報告書に取りまとめ、安全規制や関連安全研究分野に有用な情報を適時提供した。
- ・BWRの核熱結合不安定振動と地震波の共鳴現象について解析し、地震波の長周期成分が大きい場合、冷却材の揺動により有意な反応度添加の可能性を示した。
- ・前兆事象評価手法を導入・整備し、蒸気発生器伝熱管破損事故の重要度評価に適用し、同手法の有効性の確認や適用上の改良を行った。

**b) 原子炉安全データの分析（一部特会含む）**当初の達成目標

安全研究成果データベース及び安全解析コード・実験データベースの整備を完了する。

得られた成果

- ・特別会計による受託研究として、安全研究成果活用促進システム及びデータベースの整備を完了し、運用機関に移管した。
- ・我が国の原子力発電プラントの設計情報及び規制動向情報を格納する原子力安全情報データベースを整備し、公開した。
- ・安全解析コード・実験データベースの整備を完了し、公開した。

**c) 原子力施設の人的因子に関する研究**当初の達成目標

マンマシンシステム評価方法論の確立、開発評価ツールの公開を図る。また、人間の認知行動モデルの開発、人間信頼性評価手法の高度化、人間の知的活動支援概念の構築を進める。

得られた成果

- ・人間系と原子炉系からなるコンピュータ・シミュレーションシステムJACOSの原型版を完成し、事故時手順書の評価に適用した。
- ・東海村のウラン加工工場臨界事故に対し、人的因子及び組織因子の観点からの分析を行い、事故再発防止策の提案等を行った。
- ・人間の知的活動支援研究の一環として、生態学的インタフェースの概念に基づく新しいインタフェースシステムの設計と構築を行った。

**d) 地震情報伝達及び免震構造に関する研究**当初の達成目標

リアルタイム地震計ネットワークによる観測データを利用し、地震情報緊急伝達システムを開発する。また、機器免震有効性の確認試験を実施し、地震リスク低減の可能性を示す。

#### 得られた成果

- ・リアルタイム地震計ネットワークからの地震観測データに基づき、500mメッシュで震度、最大加速度、スペクトル応答波形等の分布を詳細に推定する手法を開発し、地震情報緊急伝達システムを開発した。
- ・原研東海研周辺の詳細データ等を整備し、上記システムから得られる地震情報を発信するホームページを公開した。
- ・タイプの異なる3次元機器免震試験システムを設計・製作し、振動台試験及び自然地震動を利用した試験を実施し、水平・鉛直の連成効果が非常に小さいことやロッキング挙動を明らかにした。

### (4) 主要課題領域4： 安全性研究のための試験施設等の運転・管理（業務）

#### a) 安全性研究大型施設の技術管理

##### 当初の達成目標

冷却材喪失事故模擬実験、炉心溶融模擬実験等を行うことにより、軽水炉の安全裕度の評価と安全性向上に資するデータ取得に貢献する。

##### 得られた成果

- ・大型非定常試験装置（LSTF）では、研究計画に基づき、ROSA-V、AP600等の実験を着実に遂行した。
- ・事故時格納容器挙動試験装置（ALPHA）では、研究計画に基づき、蒸気爆発実験、エアロゾル再浮遊実験等を着実に実施した。
- ・配管信頼性実証試験装置（WIND）に関して、試験装置の設計製作等に対して技術支援を行った。

#### b) NSRRの運転・管理

##### 当初の達成目標

反応度事故を模擬したパルス運転を行うことにより、反応度事故時における動力炉燃料等の破損挙動データの取得に協力する。

##### 得られた成果

- ・研究計画に基づく燃料破損実験を着実に実施するとともに、必要な許認可手続きを行った。
- ・炉規制法に基づく定期検査等保守活動を着実に実施した。
- ・高経年化した設備機器の更新を計画的に進めた。

### 3.1.3 所内外との研究協力

#### (1) 国内協力

各研究課題の遂行に当たっては、主として共同研究74件、委託研究76件及び受託研究24件という形態で、産業界や大学等との研究協力を積極的に利用してきた。共同研究は、燃料に関する研究分野で最も多く実施している。これは、燃料に関する研究の

一つの中心がOECDハルデン原子炉計画を活用して実施するものであるため、同じくOECDハルデン原子炉計画を活用している燃料製造メーカー等産業界と共通のニーズに対して幅広い協力が可能であり、相互に得る利益が大きいためである。また、高燃焼度燃料を対象とする研究に対しては、試験試料の入手にあたり、電力会社等の協力が不可欠であるため、共同研究を行うことにより産業界の協力を得ている。

委託研究は、各研究課題の遂行に当たって高度な専門知識を必要とし、かつ、原研に対応するアクティビティがない場合に実施しており、主として大学がその契約先となっている。例えば、高燃焼度燃料等の基礎物性の評価、複雑な二層流における熱伝達の微視的挙動の解明、熔融燃料と水との接触によって生じる水蒸気爆発現象における微視的過程の解明等を委託してきた。

受託研究は、原研のこれまでの経験や大型施設が評価され、科学技術庁からの委託を受けて実証試験として実施しているものであり、シビアアクシデント時の配管の健全性評価、BWRにおける異常時の冷却能力評価、緊急時助言対応システムの開発等がある。

## (2) 国際協力

安全性研究は、大規模な実験の実施が必要な分野が多く、コストも莫大なものとなるため、国際的な研究協力が不可欠な分野である。燃料に関する分野では、長年に亘ってOECDハルデン原子炉計画に我が国の代表機関として参加しており、高燃焼度燃料やMOX燃料についての知見を得てきた。また、事故時の燃料挙動の分野では、米国NRCや仏IPSNとの幅広い協力により、原研での研究を補完する知見を得てきた。

シビアアクシデントに関する研究は、国際的な研究協力が最も活発に実施されてきた分野であり、米国のCSARP計画、ACE計画、OECDのRASPLAV計画等に参加して、大規模実験等の情報を入手して活用してきた。

熱水力研究の分野では、米国NRCとの協力により、受動的安全設備を導入した次世代型PWRであるAP-600の安全性確認試験を実施し、受動的安全設備の応答特性に関する知見を得た。

また、構造健全性研究の分野においても、压力容器鋼材の照射脆化に関する米国NRCとの協力やIAEA等における国際共同研究に積極的に参加し、国際的な貢献も行ってきた。

## 3.1.4 研究資源の実績

平成7年度 ～11年度	予 算 (百万円)							人 員 職員、その 他*/年  (平均)
	研究費 (研究経 費、 研究材料 費)	運転 維持費	研究設 備費 (建設費 等)	その他 (借料、 委託費 等)	一般 受託	特別 会計	合 計	
(1) 発電用軽水炉の高度利用に係わる研究：主要課題領域1								
計	1,956	582	0	900	0	267	3,705	29、3
(2) シビアアクシデントに係わる研究：主要課題領域2								
計	1,112	1,443	561	1,050	0	3,496	7,662	35、6
(3) 基盤的安全性研究：主要課題領域3								
計	1,515	0	0	24	0	422	1,961	11、3
(4) 安全性研究のための試験施設等の運転・管理（業務）：主要課題領域4								
計	0	1,142	187	0	0	0	1,329	24、1

\*業務協力員、特会要員、外来研究員、博士研究員

## 3.1.5 安全規制等への貢献、科学技術への進展への寄与

- ・「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱いについて」（平成10年4月：原子力安全委員会安全基準部会報告書）策定において、NSRRを用いて得た実験データベースが全面的に用いられた。
- ・次世代型PWRであるウェスティングハウス社設計の受動的安全設備について性能評価実験を行い、米国NRCによる型式承認に貢献した。（平成10年）
- ・事故・故障事例の収集・分析結果を継続的に原子力安全委員会に提供し、タイムリーな安全規制の実施に活用された。
- ・PSA研究の成果を、立地評価指針の検討や安全目標の検討のための基礎的知見として、原子力安全委員会に提供した。
- ・原子力安全委員会の緊急技術助言組織を支援するためのシステムであるCOSTAを開発し、運用機関である原子力安全技術センターへ移管した。
- ・研究成果に基づき開発した様々な解析コードやデータベースは、原子力発電技術機構等に提供し、申請者の安全評価のチェック等に活用されている。
- ・ALPHA計画の成果は、国のアクシデントマネジメント策の検討や産業界の「次世代型軽水炉の原子炉格納容器設計におけるシビアアクシデントの考慮に関するガイドライン」の策定に役立てられている。



## 3.2 事後評価結果

### 3.2.1 項目別評価結果

#### (1) 発電用軽水炉の高度利用に係わる研究（主要課題領域1）

##### (a) 研究開発課題の目的達成度（4.2（5点満点の平均評価点、以下同じ））

軽水炉の高度利用に向けた研究は多岐にわたっているが、研究課題のそれぞれについて、当初の目的は達成された。特に、反応度事故に関する試験研究では、燃焼の進んだ燃料の反応度投入事象についての系統的研究により、50 GWd/t を超える高燃焼度までの試験データが得られ、「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱について」の策定に大きく寄与した。また、原子炉事故に関する熱工学的安全性の研究では、次世代型PWR（AP600）に係る実験において、事故時の受動安全系の性能が確認されるとともに、熱水力現象の解明が行われたことで、AP600の米国での型式承認取得につながったことは、大いに評価できる。このことが、国内での受動安全系を用いた次世代炉開発の契機になった。

##### (b) 研究開発実施経過の妥当性（3.8）

発電用軽水炉の高度利用に係わる研究では広範囲の研究課題に取り組んでおり、十分な人員、予算とはいえない状況ではあるが、研究資源の配分、所内外との連携などで配慮がなされており、研究運営・管理は妥当である。当該分野の研究継続は重要であり、研究資源の有効活用を図りつつ必要な人員、設備を維持する努力が必要である。

##### (c) 成果の公開・発表及び活用の実績の程度（4.0）

成果の活用に関しては、取得された基礎データが安全評価等へ適用されるなど、国の安全規制のバックグラウンドとして十分に貢献した。特に、反応度事故に関するNSRR実験は先進的な研究であり、我が国での燃料安全評価に大きく貢献した。また、世界的な貢献も評価できる。AP600の米国NRCの型式承認取得への貢献も高く評価できる。但し、成果を学術誌等で発表することは評価できるものの、高燃焼度燃料、MOX燃料の反応度事故条件下における挙動、あるいは次世代型PWRの受動安全系の性能確認に関する知見は、国内外の安全評価に役立てるだけでなく、原研の成果として広く社会へ積極的に宣伝することが望まれる。

##### (d) その後の研究開発への展開との関係の検討（3.8）

この5年間で、今後予想される、燃料の更なる高燃焼度化についての研究の基礎となる様々な知見が得られ、今後の研究開発計画の策定に確かな方向性を与える有意義な成果が得られたものと評価できる。今後の計画として、燃焼度60GWd/T以上の領域及びMOX燃料について研究を進めることは妥当であるが、冷却材喪失事故時における高燃焼度燃料の挙動に関しては、実用性の観点から妥当な研究が望まれる。次世代炉開発等においては、例えばSGにおける除熱特性の検証等、実用性の高い研究を期待する。また、核熱結合については重要な課題であり、実験やコード開発など精力的に継続することを期待する。

**(2) シビアアクシデントに係わる研究（主要課題領域2）****(a) 研究開発課題の目的達成度（4.0）**

シビアアクシデントに係わる研究では、当初の目標に対し概ね目的は達成された。原子炉の炉心損傷挙動に関する研究におけるALPHA計画などでは、シビアアクシデントの領域の新しい実験データが蓄積され、我が国全体を引っ張るだけの良い成果をあげており評価できる。今後、シビアアクシデント時の諸現象の動的挙動解明やアクシデントマネジメント策の有効性評価のための成果を得る努力が必要である。

**(b) 研究開発実施経過の妥当性（3.7）**

シビアアクシデントに係わる研究は基礎的現象の解明を含め広範な内容を持っており、世界的な関心も高いことから、広く内外の研究機関との連携・協力が必要である。基礎研究分野で大学に委託研究として協力していること、また、海外からも多くの研究者を受け入れていることは評価できる。

**(c) 成果の公開・発表及び活用の実績の程度（3.9）**

得られた成果は単に学会での発表だけでなく、研究分野の議論を活発にし、民間基準の策定への協力など優れた実績をあげており評価できる。ALPHA計画の成果が国際的に有効に活用されていること、地震PSA手法が原子力発電技術機構へ提供されたこと、COSTAが原子力安全技術センターへ移管されたことなど、社会への還元は適切になされている。

**(d) その後の研究開発への展開との関係の検討（3.7）**

原子炉の炉心損傷挙動に関する研究、および原子炉事故に関する熱工学的安全性の研究については、これまでの成果として、コード開発、手法構築、現象解明が中心であったが、今後は、得られた成果の活用法を検討していく必要がある。シビアアクシデント研究では現時点までの成果の再評価を行い、課題とその目標達成内容から焦点を絞ることが必要である。

**(3) 基盤的安全性研究（主要課題領域3）****(a) 研究開発課題の目的達成度（3.4）**

基盤的安全性研究は個々に良い成果が得られており、当初の目的は概ね達成された。特に、3次元機器免震の実験の成果は価値も高い。事故・故障の分析評価、原子炉安全データの分析等の業務課題は着実に実施しており評価できる。それらの成果は安全研究や安全規制への提言へと積極的に活用することを期待する。

**(b) 研究開発実施経過の妥当性（3.4）**

研究資源の有効活用、国内外の関係機関との協力も適切に行われ、概ね妥当である。原

子炉安全データベースの整備等において、原子力研究所以外のポテンシャルを活用する必要があることから、大学等に多くの委託研究をして、協力体制のもとで進めていることは評価できる。

**(c) 成果の公開・発表及び活用の実績の程度 (3.7)**

基盤的安全性研究の成果は国の安全規制などに活用された。また、データベースの公開、情報提供など適切に行われており、関連分野への波及効果があった。学会誌等に積極的に公表していることは評価できる。成果の公表による社会への還元で特に注目されたものの1つは、JCO 事故における人的因子に関する解析であった。

**(d) その後の研究開発への展開との関係の検討 (3.8)**

原子炉の安全に関する基盤研究は今後とも欠くことの出来ない分野であり、我が国全体の研究分担体制や明確な将来ビジョンを示して行くことを期待する。また、今後も継続して研究が実施できる体制を維持して行くことが望まれる。

**(4) 安全性研究のための試験施設等の運転・管理 (主要課題領域 4)**

**(a) 業務課題の目的達成度 (4.3)**

当初の業務目的に対する達成度は十分である。業務計画に基づき、試験装置、機器類の経年劣化に対する計画的更新を進め、施設を安全に運転管理してきたことを高く評価する。今後も開発的な技術支援を積極的に進めて行くことを期待する。

**(b) 業務実施経過の妥当性 (4.0)**

研究部門との連携・協力を図り業務を実施してきたことは妥当であり評価できる。施設その他機関等への開放・協力研究のさらなる推進などは今後の課題である。

**(c) 成果の公開・発表及び活用の実績の程度 (3.5)**

研究部門との連携・協力や成果発表等を通じて成果の公表及び活用を図り実績をあげており評価できる。

**(d) その後の研究開発への展開との関係の検討 (3.6)**

これまで同様に、要求に対応した設備計画、装置や機器に対する創意工夫・改良・老朽化対策、技術の伝承などに取り組まれることを期待する。

**3.2.2 その他の全般的なコメント(所感、問題点、提言等)**

原子炉安全工学部に現在最も望むものは、今後の原子力安全行政を支える体制の提案と人材の育成である。原研は、官民双方の協力の下に、事業者等との緊密な連携・意見交換を通じて、発電用軽水炉の将来の高度化に対するビジョンを示し、高燃焼度化、MOX 利用、経年炉対策、熱水力に関する研究等を進めるべきである。原子力の安全に関する基礎

データの取得及びデータベースの構築は継続性が極めて重要である。

評価結果一覧に原子炉安全工学部の研究開発実績に対する評価項目別評価点数を示す。

## 4. 燃料サイクル安全工学部の研究開発実績及び事後評価結果

### 4.1 研究開発実績の概要

#### 4.1.1 部門名

燃料サイクル安全工学部

#### 4.1.2 主要課題領域の構成、当初の研究達成目標と得られた成果

当該部の研究開発は、以下の2主要課題領域からなる。燃料サイクル施設の安全性に関する研究では、原子力研究開発に関する中立的な研究機関の立場から、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（平成8～12年度）に沿って、再処理施設を主対象とする事故時及び通常運転時の安全性に関する安全審査、安全規制の基礎データの取得または安全評価手法の整備を図る。また、実証試験等により安全裕度を確認するとともに、併せて将来の不測の安全問題へ対応できる基盤を整備する。核物質管理に関する研究では、原子力先進国、とりわけアジアにおける中核的総合研究機関の立場から、原子力開発利用長期計画（平成6年6月策定）に示された核拡散防止に向けた我が国の国際協力、国際支援の方針に則り、その活動に貢献する。特に、IAEAの保障措置の強化と効率化（93+2）計画、包括的核実験禁止条約（CTBT）の遵守を検証する国際的枠組みの整備に貢献する。主要課題領域は次のとおりである。

(1) 主要課題領域1；燃料サイクル施設の安全性に関する研究

(2) 主要課題領域2；核物質管理に関する研究

なお、主要課題領域2の核物質管理に関する研究は、組織再編により、平成11年度に環境科学研究部へ移行した。

#### (1) 主要課題領域1；燃料サイクル施設の安全性に関する研究

##### a) 燃料サイクル施設等の安全性評価の研究

###### 当初の達成目標

- ・ 臨界安全ハンドブックの改訂。
- ・ 遮へい等についてのガイド資料作成。

###### 得られた成果

- ・ 「臨界安全ハンドブック第2版」を公開。これには、臨界警報装置の設計・設置の考え方、臨界事故評価に関わる基礎データなどを追加しており、JCO臨界事故の検討・評価に活用。
- ・ 「燃焼度クレジットガイド原案」の整備。燃焼度クレジット評価の基礎となる使用済燃料中の核種組成データベース SFCOMPO を開発し、インターネットを介して公開。
- ・ 「遮蔽安全ガイド資料」を公開。再処理施設の遮蔽安全設計に重要なストーリーミング、スカイシャイン遮蔽解析に関するモデル化の考え方や基礎データを収録。

##### b) 臨界安全性に関する研究（特会を含む。）

###### 当初の達成目標

- ・ 核燃料施設の臨界安全設計コード及び臨界事故評価コードの検証に必要なベンチマーク実験データをSTACY及びTRACYを用いて広範に取得。

- ・ 臨界事故時の核熱動特性に関する実験データに基づいた事故解析コードの整備。
- ・ 再処理施設の臨界安全設計モデル及び臨界安全解析コードに基づいて、臨界安全制限値等が妥当であることを実証。
- ・ 再処理施設に有用な未臨界度測定の実用的方法の確立。

得られた成果

- ・ 濃縮度 10% の硝酸ウラニル水溶液を用いた STACY の定常臨界特性実験において、基本的な臨界ベンチマーク実験データを取得。臨界量、動特性パラメータ、反応度温度係数を測定するとともに、解析コードの信頼性を評価。
- ・ 最大約 3 ドルまでの反応度を添加できる TRACY を用いた過渡臨界実験において、過渡出力特性、放射線分解ガス発生時の過渡出力挙動への影響等のデータ取得。事故解析コードを開発。
- ・ STACY 実験データによる JACS コードシステムの検証を行うとともに、臨界安全制限値が妥当であることを実証。
- ・ TCA において、未臨界度測定法として、高エネルギーガンマ線を利用した中性子源増倍法、外部中性子源に対する炉心応答を利用した中性子源振動法などのデータ取得。

c) 軽水炉使用済燃料臨界安全管理技術開発 (「特会」)

当初の達成目標

- ・ 軽水炉使用済燃料の燃焼計算コード及び臨界計算コードの検証、ベンチマーク実験データの取得。

得られた成果

- ・ 汎用核計算コードシステム SRAC と燃焼計算コード ORIGEN2 とをコントロールする統合化燃焼計算コードシステム SWAT が使用済燃料 PIE データと良く一致することを確認。

d) 燃料サイクル施設のソースターム評価に関する研究 (特会を含む。)

当初の達成目標

- ・ NUCEF の TRACY 実験により、万一、実規模の再処理施設の燃料溶解槽で臨界事故が発生しても、ベント系の閉じ込め機能が維持されることを実証。
- ・  $^{60}\text{Co}$  ガンマ線照射装置を用いて、高放射線照射下の硝酸ウラニル水溶液中の揮発性ヨウ素の放出挙動の解明。

得られた成果

- ・ TRACY による溶液燃料過渡臨界実験において、放射線分解ガス等の放出挙動データを取得。水素の放出 G 値、 $^{131}\text{I}$  及び  $^{140}\text{Xe}$  の放出割合を解析評価。
- ・  $^{60}\text{Co}$  照射装置を用いた実験により、高硝酸濃度 (1 及び 3M)、放射線存在下での溶液中ヨウ素の化学種存在割合の経時変化データを取得。

e) 再処理施設セル換気系安全性実証試験 (「特会」)

当初の達成目標

- ・ 衝撃波減衰効果実証試験を行い、プルトニウム蒸発濃縮缶で溶媒の爆発が発生し

でも、HEPAフィルタ等を備えたセル換気系の健全性が確保されることを実証。

- ・再処理施設セル内での火災・爆発を想定した場合のセル換気系の健全性と放射性物質の閉じ込め効果を解析する計算コードの開発・整備。

#### 得られた成果

- ・ニトロ化溶媒の急激な熱分解反応実験において、分解ガス発生速度、換気系内の圧力伝播速度等を計測するとともに、セル換気系の安全性が確保されることを確認。
- ・セル換気系内の熱流動及び物質移行の解析コードを開発し、試験データで検証。

### f) 燃料サイクルプロセスの安全性に関する研究（特会を含む。）

#### 当初の達成目標

- ・使用済燃料を用いた再処理プロセス試験を実施し、改良型ピュレックス法フローシート条件における長寿命核種挙動データの取得。
- ・再処理プロセス解析コードの開発とその検証を行い、再処理施設のプロセス安全性評価、安全規制の基礎となるデータの整備。
- ・「放射性核種閉じ込めプロセス安全性実証試験」において、大型再処理プロセスにおける放射性核種のプロセス内閉じ込め性を評価。
- ・再処理廃棄物管理負担軽減を目指すプロセスの基礎開発を行い、その実現性評価。

#### 得られた成果

- ・NUCEFのBECKY $\alpha$   $\gamma$ セルにおいて、使用済燃料を用いた再処理フローシート試験を行い、長寿命核種挙動データを取得。
- ・再処理主工程（溶解、抽出、オフガス処理等）全般における長寿命放射性核種の挙動を解析することが可能なコードを開発し、試験データで検証。再処理に関するデータ集を作成。これを基に再処理プロセス安全ハンドブックのドラフトを作成。
- ・「放射性核種閉じ込めプロセス安全性実証試験」において、NUCEF $\alpha$   $\gamma$ セルにおける使用済燃料試験、プロセス収支計算などによる解析評価結果により、放射性核種のプロセス内閉じ込め性を実証。
- ・二次廃棄物を発生させない塩化物フリー技術によるNp, TcとU, Puの相互分離を実現。

## (2) 主要課題領域2：核物質管理に関する研究

### a) 保障措置技術の開発研究（特会を含む）

#### 当初の達成目標

- ・封じ込め・監視技術である光学監視装置、封印検認器、遠隔監視装置等の開発と査察への適用。
- ・放射性物質監視技術、再処理施設プロセスモニター要素技術の実用化。
- ・保障措置の強化・効率化を図るための環境試料分析技術の開発。極微量分析技術の確立とその保障措置への適用。
- ・CTBT遵守検証のための放射性核種監視システムである高崎観測所及び東海実験施設の整備。粒子及び希ガス計測等の要素技術の開発。

#### 得られた成果

- ・封じ込め・監視技術として開発した光ファイバー封印現場検認器を査察に利用。遠隔監視システムの国際共同実験成功。遠隔映像監視装置の伝送情報量の大幅な削減に成功。
- ・放射性物質監視技術として、光技術を利用した複数放射線同時計測用ホスウィッチ検出器を開発。再処理施設プロセスモニター要素技術として、同時計測インライン濃度モニター等を試作、高度化。
- ・環境試料分析技術について、要件の調査・検討、要素技術の開発調査、クリーン化学分析所の基本設計及び実施設計を行い、クリーン化学分析所の建設、分析・測定用機器の整備並びに極微量分析技術の予備試験を実施。
- ・C T B T 遵守検証用放射性核種監視システムの高崎観測所候補地の放射能バックグラウンド調査を実施。実験施設国際相互比較試験の実施。

#### b) 保障措置技術の適用化研究（受託を含む）

##### 当初の達成目標

- ・保障措置体制確立のための開発技術の適用・利用。
- ・旧ソ連諸国及びアジア諸国の国内計量管理制度の確立支援。

##### 得られた成果

- ・アジア太平洋地域及び旧ソ連諸国を対象とした国内計量管理システム S S A C の確立支援、並びに保障措置に関するトレーニングコースの準備・開設を支援。
- ・保障措置の強化・効率化策として導入された拡大申告及び補完的アクセスの新制度のフィールドトライアルに協力。

#### 4.1.3 所内外との研究協力

##### 燃料サイクル施設の安全性に関する研究

- ・研究評価期間の5年間の合計で、共同研究29件、協力研究0件、委託研究6件、受託研究32件。
- ・人的交流については、外国との交流は、5年間の延べ人数で、STAフェロー4名、交流制度受け入れ生3名。国内交流は、夏期実習生の受け入れ、受託研究に伴う出向職員、業務協力員などを受け入れ。
- ・フランス原子力庁原子力安全防護研究所（IPSN）及びOECD/NEAとの国際協力を実施。また、大学、サイクル機構、日本原電、電中研、日本原燃、産業創造研究所等と研究協力を実施。
- ・科技庁（核燃料課、核燃料規制課）からの受託研究は、当該部研究活動の重要な部分。

##### 核物質管理に関する研究

- ・4年間の合計で、受託研究11件、委託研究8件、共同研究0件、協力研究0件。受託研究は、科技庁（国際協力・保障措置課）及び「核兵器廃棄協力委員会技術事務局」との契約に基づく技術開発・支援。
- ・外国との人的交流は、4年間の延べ人数で、DOE 協定に基づく派遣3名、STA フェロー



受け入れ1名。

・保障措置技術の開発研究においては、IAEA が保障措置の強化・効率化策として導入した環境試料分析技術を早急に日本で確立するため、DOE、EURATOM、IAEA 等と協力。

#### 4.1.4 研究資源の実績

平成7年度 ～11年度	予 算 (百万円)							人 員 職員、 その他(*) 人/年 (平均)
	研究費 (研究経費、 研究材料費)	運転 維持費	研究設備費 (建設費等)	その他 (借料、 委託費 等)	一般 受託	特別 会計	合計	
主要課題領域1：燃料サイクル施設の安全性に関する研究								
計	429	64	170	0	0	10,060	10,723	29, 20
主要課題領域2：核物質管理に関する研究								
計	151	0	885	0	221	824	2,081	7, 3

(\*) その他の人数は、業務協力研究員、特会要員、外来研究員。

#### 4.1.5 安全規制等への貢献、科学技術の進展への寄与

##### 安全規制等への貢献

- ・「臨界安全ハンドブック第2版」が、JCO臨界事故の際に、多数の関係者の検討・評価用に実用的な参考資料として貢献。
- ・STACY ベンチマーク実験データが、臨界安全ハンドブック記載の低濃縮ウラン均質溶液単純形状に対する臨界安全制限値(推定臨界下限増倍率)の妥当性の確認に貢献。
- ・JCO 臨界事故の臨界停止及び事故究明作業に対して、STACY による臨界ベンチマーク実験データ及び TRACY による過渡臨界特性データを活用。検証評価を進めてきた臨界解析システム及び事故評価コードを活用。
- ・再処理施設セル換気系安全性実証試験において取得したデータが「高レベル廃液貯槽から放射線分解により発生する水素量に係わるデータ」として、六ヶ所再処理施設の安全審査用データとして貢献。
- ・模擬アスファルト固化体を用いた発熱特性、熱暴走開始温度、熱分解ガス組成及びフィルターの目詰まり特性などのデータが、動燃アスファルト固化処理施設の火災・爆発事故の原因究明に貢献。
- ・使用済燃料試験により取得した再処理プロセス主要工程における核種移行データが、六ヶ所再処理施設の閉じ込め安全性評価に貢献。

##### 科学技術の進展への寄与

- ・臨界安全性に関する研究において測定した溶液燃料の反応度温度係数は、温度依存の核データライブラリの検証に寄与。
- ・保障措置技術の開発研究における環境試料分析技術は、環境科学研究等のための環境試料の分析技術として寄与。

## 4.2 事後評価結果

### 4.2.1 項目別評価結果

#### (1) 燃料サイクル施設の安全性に関する研究（主要課題領域1）

##### (a) 研究開発課題の目的達成度（4.1（5点満点の平均評価点、以下同じ））

燃料サイクル施設の安全性に関する研究の所期の目標は十分に達成されており評価できる。臨界安全性の研究では、信頼性の高い臨界基礎データの取得、解析コードの開発・検証、臨界ハンドブックの作成等、学術的にも実用的にも汎例に耐える成果に結びついている。得られた成果のうち、特に、複雑体系に対するモンテ・カルロコード(MCNP、MVP)の精度検証は、モンテ・カルロ計算法の問題点を明らかにした点で、貴重な成果である。また、微妙な冷却条件の差異が、出力バースト後の臨界特性に及ぼす効果を明らかにした点は、臨界安全解析上、重要な知見であると評価できる。これは、JCO事故解析に威力を発揮した。プロセス安全性の研究では、解析コードの検証等、成果の一般化に配慮されている。臨界、火災、爆発等の模擬実験に基づく放射性核種の施設内閉じ込め性の実証については、実験データに基づく閉じ込め裕度が確認された。火災・爆発事故時のソースターム評価研究で行われた有機溶媒の熱及び放射線劣化物の分析結果については高く評価できる。また、再処理プロセス内での核種閉じ込め性能および新分離プロセスのフィジビリティの評価については、実験データに基づく閉じ込め性能が確認された。

##### (b) 研究開発実施経過の妥当性（4.0）

NUCEFの研究資源を最大限活用して、臨界安全性、プロセス安全性を中心にホット実験研究を進めるとともに評価システムの確立を図る進め方は妥当である。また、人材、予算についても十分配慮されている。一方、内外の研究機関との連携、協力については、OECD/NEA、IPSN、国内専門家、関係者等との協力のもとで進められており、妥当であるが、大学、民間をまじえての協力体制のさらなる充実を望む。

##### (c) 成果の公開・発表及び活用の実績の程度（4.0）

日本で独自に系統的に取得した臨界データは、臨界安全ハンドブックや指針の改訂に反映されたばかりでなく、従来使われてきた国外の臨界データの再評価、六ヶ所の再処理施設の安全評価、JCO事故、トムスクー7事故、動燃東海再処理施設事故等の検討、評価等に活用されており、社会に大きく貢献した。この分野の成果は日本のみならず世界に向けて学術情報を発信しており、還元は十分になされたと評価できる。原研がフロントにいることの自覚と一層の貢献を期待する。

##### (d) その後の研究開発への展開との関係の検討（3.6）

継続される課題が多いが、STACY、TRACY装置によるこれまでの研究成果は、今後の非均質体系、プルトニウム系への展開に役立つものと期待できる。なお、今後の計画との整合性、合理性を考える上で、再処理プロセスを対象とした安全性に関する研究と、再処理プロセスの改良に関する研究は、現行に近いPurex法についての研究の範囲に止めておく

べきか、より将来型の再処理に狙いを広げるべきか、方向が示されていることが重要であり、サイクル機構や電力等産業界との連携をさらに密にして検討されることを期待する。

## (2) 核物質管理に関する研究（主要課題領域2）

### (a) 研究開発課題の目的達成度（3.6）

保障措置技術に関しては、封じ込め・監視技術、計量・計測技術の開発研究など当初の目標は達成された。なかでも、環境試料分析技術ではクリーン化学分析所の基本設計、建設、分析・測定用機器の整備並びに極微量分析技術の予備試験が計画通り進められており評価できる。極微量分析技術は他分野への適用も期待される。重要な分野であり、シーズ技術の開発とニーズの系統的な発掘を行い、たゆまぬ開発努力を期待する。

### (b) 研究開発実施経過の妥当性（3.7）

核物質管理に関する個々の研究については、IAEA、関係諸国との協力のもと、着実に実行されており、妥当である。CTBT遵守検証のシステム整備に当たり、タスクフォースの設立、海外における実地指導など、研究員の効率的活用が図られ、評価できる。

### (c) 成果の公開・発表及び活用の実績の程度（3.7）

学会での発表や、目に見える貢献が比較的むずかしい分野にもかかわらず、成果の公開は適切に行われている。特に、封じ込め・監視技術については、光学監視装置 COSMOS、光学パターン封印自動検認器を開発し、IAEA の査察用機器として採用されており、貢献は大であると評価できる。分析技術についても、予備段階で積極的にその成果を公表しており評価できる。

### (d) その後の研究開発への展開との関係の検討（4.0）

これまで蓄積してきた分析技術を、極微量物質分析に活用していくことは妥当である。IAEA の保証措置強化計画に係わる環境試料分析用クリーン化学分析所の整備のもとで極微量分析技術の開発が本格的に開始されることから、本来の目的にとどまらずに、広く環境分析評価への波及効果をもたらすものと期待される。

## 4.2.2 その他の全般的なコメント（所感、問題点、提言等）

原研の重要な使命の一つに核燃料サイクル施設の安全性に関する基礎データの取得及びデータベースの構築がある。原子力サイクルのバックエンドが産業として動き始め、具体的安全規制運用面で、蓄積されてきた成果の活用が増加してくる。今後も、研究の意義、成果の広報に力を入れて、先見的に取り組むことを期待する。

評価結果一覧に燃料サイクル安全工学部の研究開発実績に対する評価項目別評価点数を示す。

## 5. 環境安全研究部の研究開発実績及び事後評価結果

### 5.1 研究開発実績の概要

#### 5.1.1 部門名

環境安全研究部（むつ事業所 施設部 海洋調査研究室を含む）

#### 5.1.2 主要課題領域の構成、当初の研究達成目標と得られた成果

当該部の研究開発は、原子力安全委員会が定める安全研究年次計画（平成 8 年度～12 年度）に沿ったものであり、安全基準及び指針類の策定や安全審査の判断等に有用なものである。その 2 主要課題領域は次のとおりである。

- (1) 主要課題領域 1：環境放射性物質(線)の評価・解析に関する研究
- (2) 主要課題領域 2：放射性廃棄物の処理・処分に関する研究

#### (1) 主要課題領域 1：環境放射性物質(線)の評価・解析に関する研究

##### a) 環境中の放射性核種の挙動

###### 当初の達成目標

- ・陸域におけるラドン等の挙動の検討を終了、原子力施設から定常的に排出されるトリチウム、炭素-14 等の挙動解明
- ・海中の放射性物質の分析技術開発、沿岸域海流のモデル化、放射性物質の移行挙動の解明とモデル化
- ・詳細気象予測モデル開発、SPEEDI 高度化、WSPEEDI 開発
- ・国際的な環境汚染予測ネットワークの整備

###### 得られた成果

- ・トリチウムの有機物への移行挙動(乾性と湿性沈着速度と機構)の解明、移行モデル ETDOSE の開発と IAEA 国際共同研究 BIOMASS による検証
- ・炭素-14 の植物への取込の検討 (継続)
- ・海洋底サーベイ用の電気冷却式小型 Ge 検出器の開発、C-14、I-129 分析用の加速器質量分析装置の整備
- ・旧ソ連が日本近海に投棄した放射性廃棄物による海洋汚染状況を日韓露共同で調査しフォールアウトレベルを確認、六ヶ所沖海水を調査、フォールアウトレベルを確認
- ・三次元海流解析モデルの開発、東海と六ヶ所を対象に検証し広域化 (継続)
- ・SPEEDI の詳細気象予測モデル PHYSIC の開発、大気・陸域、大気・海洋間の水循環モデルの構築 (継続)
- ・WSPEEDI の世界地図と気象データの組込、ETEX での検証、東アジアの詳細地図・気象データの組込み (継続)
- ・日米間で「原子力事故時の地球規模環境汚染予測ネットワーク」の整備 (アスファルト火災爆発事故、スペインのセシウム-137 焼却事故、JCO 事故で情報交換の有効性確認)

##### b) チェルノブイル事故地域の調査検討

###### 当初の達成目標

- ・移動式モニタリングシステムの開発
- ・中長半減期核種やアクチノイドの移行挙動調査、確率論的事故影響評価コード OSCAAR の開発と検証

#### 得られた成果

- ・移動式モニタリング技術の開発、汚染マップの作成・提供、汚染マップを国際相互比較 MORAL-12 ('99) で検証
- ・中長半減期核種 (Sr-90、Cs-137、TRU 等) の河川への流出挙動調査とデータ整理、陸域における物質移行モデルの構築 (継続)
- ・早期被ばく核種 (Cs-134, I-131, Zr-95 等) とその形状 (粒子径)、地中移行深さ等の調査結果による OSCAAR の改良、IAEA の BIOMASS による適用性の検討 (継続)

#### c) 被ばく線量評価法の開発

##### 当初の達成目標

- ・実効線量の高精度評価に利用できる数値日本人ファントムの開発

##### 得られた成果

- ・平均日本人の CT データによる被ばく線量評価用の数値日本人ファントムの開発、被ばく線量測定の高精度化、個人別被ばく線量測定、放射線治療への利用の検討 (継続)
- ・DNA の照射損傷に関するシミュレーション (継続)

#### (2) 主要課題領域 2: 放射性廃棄物の処理・処分に関する研究

##### a) バリアの検討評価

##### 当初の達成目標

- ・人工バリア: 高レベル放射性廃棄物ガラス固化体の照射安定性の評価を終了、ベントナイト、モルタルの性能の評価検討、SYNROC 等の性能評価、超ウラン元素化合物の熱力学的性質の測定評価

##### 得られた成果

- ・Cm-244 ドープ加速照射による密度変化、浸出率変化、組織観察等からガラス固化体の 10 万年以上の耐久性を推定
- ・緩衝材ベントナイトの Pu、Np に対する移行抑制能の検討、燐酸カルシウムの添加による移行抑制技術の開発
- ・Cm-244 ドープ加速照射による密度変化、浸出率変化等から SYNROC 及びジルコニア系固化体の 30 万年以上の化学的安定性を推定
- ・フランス、英国から返還される高レベル放射性廃棄物ガラス固化体について、ガラス成分分析 (アクチノイド、Sr-90、Cs-137)、物性、浸出率測定等による仕様の検証

##### 当初の達成目標

- ・天然バリア: 原位置試験による物質移行モデルの検証、地下水流の測定評価法の検討、岩盤中の物質移行の検討、ナチュラルアナログによる物質移行の評価

##### 得られた成果

- ・TRU の移行速度と腐植物質分子量の関連の検討から、分子量 10,000 ダルトン(2nm) 以下の腐植物質が TRU 錯体を容易に形成し、TRU の移行速度を増大の可能性 (継続)

- ・原位置試験により、安定同位体を利用する地下水流調査技術の適用性の検討、物質移行に関する地質統計学的モデルを開発し原位置データにより適用性を検証
- ・ナチュラルアナログ研究により地層中の物質移行モデルの妥当性検証、ウランの吸着・安定化機構の解明
- ・還元性水中におけるプルトニウム及びネプツニウムの電位・pH と化学状態の関連を検証（継続）

#### b) RI・研究所等廃棄物の処分法の検討

##### 当初の達成目標

- ・当該廃棄物の合理的処分法の検討と処分の安全評価に重要な核種の検討

##### 得られた成果

- ・RI・研究所等廃棄物の統合処分概念の検討
- ・GSA-GCLによる当該廃棄物処分の安全評価から、C-14、Cl-36、K-40、Tc-99、I-129等の安全上の重要核種を選出

#### c) 環境影響評価法の開発

##### 当初の達成目標

- ・埋設濃度上限値を上回る低レベル放射性廃棄物処分の環境影響評価手法の開発
- ・高レベル放射性廃棄物処分の環境影響評価手法の開発

##### 得られた成果

- ・クリアランスレベルの安全評価コード PASCLR を開発、決定論的安全評価の検証、トレンチ処分を想定した埋設上限値は T で  $2 \times 10^2$ 、Ni-59 で  $6 \times 10^2$ 、Ni-63 では  $2 \times 10^3$  Bq/g 等
- ・各種廃棄物に対応できる地下水シナリオの安全性評価コード GSA-GCL を開発、高 $\beta$   $\gamma$  廃棄物及び TRU 廃棄物の深度 50~100m への処分に対する埋設上限値は C-14 で  $5 \times 10^8$ 、Cl-36 で  $1.0 \times 10^5$ 、Tc-99 で  $8.2 \times 10^5$ 、Np-237 では  $1.3 \times 10^4$  Bq/g 等
- ・高レベル放射性廃棄物処分の決定論的安全評価コード GSRW を開発し安全性評価、ガラス固化体の地層処分において 1 MTU 当たりの個人被ばく線量は、1 万年~数十万年で Tc-99 で  $10^{-11} \sim 10^{-10}$  Sv、I-129 では  $10^{-12} \sim 10^{-11}$  Sv、直接処分より優位
- ・確率論的安全評価コード GSRW-PSA の構築（継続）

---

SPEEDI=緊急時環境放射能予測システム、WSPEEDI=世界版 SPEEDI、ETDOSE=トリチウム環境移行・線量評価コード、BIOMASS=国際生態圏核種移行モデル検証計画、ETEX=IAEA、EC、WMO 主催の欧州広域拡散実験、PHYSIC=詳細気象予測モデル、OSCAAR=確率論的事故影響評価コード、GSA-GCL=埋設濃度上限値を上回る放射性廃棄物処分の安全評価コード、PASCLR=クリアランスレベル決定のための確率論的解析コード、GSRW=高レベル放射性廃棄物地層処分の決定論的安全評価コード、GSRW-PSA=高レベル放射性廃棄物地層処分の確率論的安全評価コード

## 5.1.3 所内外との研究協力

## (1) 国内協力

表1は各主要課題領域に関連する協力・共同研究件数、受託・委託研究(調査)件数及び人員交流を示す。年間11～18件の協力・共同研究があった。特別研究生の多くは、協力・共同研究の大学から派遣された大学院生であり、主にそれら協力・共同研究に参加した。委託研究(調査)は、原子力基盤クロスオーバー研究に関する課題が多い。

表2は民間、大学等との研究協力方式と協力の概略を示す。

「バックエンド化学研究」は「原研・大学プロジェクト共同研究」の1テーマである。協力課題は、ガラス固化体の長期安定性、浸出挙動、浸出核種の移行挙動と移行機構の解明など放射性廃棄物に関するものである。平成13年度に終了の予定である。

原子力基盤クロスオーバー研究は、原子力長計の「放射線リスク評価・低減化技術領域」の協力方式である。表に記載の研究機関が各々研究テーマを分担する。当該部は「核種移行分野」の「大気・土壌・植生複合系での水及び放射性核種移行の解明」を進めた。

委託研究(調査)は、研究を遂行する上で必要性が高く、外部に専門機関や研究者が在る課題や技術の検討に利用した。

受託研究には、旧ソ連が日本近海に投棄した放射性廃棄物の影響の調査等と6件の特別会計による実証試験、技術開発及び調査がある。

表1. 主要課題領域と研究協力、受託・委託研究及び人員交流

主要課題領域	項目	平7	平8	平9	平10
(1)環境中の放射性物質(線)の評価・解析に関する研究	1.協力・共同研究(件)	6	4	7	8
	2.受託研究・調査(件)	1	1	1	1
	特別会計(件)	1	1	1	1
	3.委託研究・調査(件)	3	4	3	3
	4.人員交流(人・年)				
	特別研究生	1	1	2	3
	博士+科技厅FS*	0	0	1	1
(2)放射性廃棄物の処理・処分に関する研究	1.協力・共同研究(件)	8	7	8	10
	2.受託研究・調査(件)	0	0	1	0
	特別会計(件)	4	2	1	1
	3.委託研究・調査(件)	0	1	1	0
	4.人員交流(人・年)				
	特別研究生	1	2	2	2
	博士+科技厅FS*	1	0	1	1

博士：博士研究員制度(原研)、 科技厅FS：科技厅フェロウシップ制度(科技厅)

表 2. 国内研究協力

協力方式	相手方	主要課題領域(1) 環境中の放射性物質(線)の 評価・解析に関する研究	主要課題領域(2) 放射性廃棄物の処理・処分 に関する研究
1.バックエンド化学研究、平5～13	大学	2件：環境中のアクチノイドの溶存状態と腐植物質の影響	11件：ガラス固化体の安定性、緩衝材の安定性、ナチュラルアナログ
2.クロスオーバー研究、平8～13	大学、放医研、理研、気象研	環境中の物質移行、放射線リスクの研究	
3.共同、協力研究	民間、大学、研究機関	8件：環境放射性物質、海洋物質移行、計算モデルの並列化	1件：天然バリアとTRU吸着
4.委託研究（調査）	民間、大学	5件：トリチウム、ラドンの移行、TRUの植物移行、海洋底モニタリング	1件：RI・研究所等の廃棄物に関する調査
5.受託研究（調査）	国	日本海汚染の調査、特会2件	原子炉廃止措置工事の環境影響、特会4件

関連研究機関との協力課題を表3に示す。動燃事業団とは高レベル放射性廃棄物処理・処分方策の検討に関し、人工バリア、天然バリア等の技術情報の整理検討、地層処分に関する確率論的安全評価手法の開発等について協力した。

海洋科学技術センター及び日本海洋科学振興財団とは、近海域での物質移行に関する海流調査、加速器質量分析機（タンデトロン）による海水中の炭素-14の分析、海流及び物質移行モデルの開発等で協力した。

表 3. 主な関連研究機関との協力

関連研究機関名	協力課題
1. 動力炉・核燃料開発事業団 (現核燃料サイクル開発機構)	1.地質環境条件下における放射性核種の移行に関する研究 2.岩石亀裂中における核種移行機構の研究 3.東濃ウラン鉱床における希土類元素の移行挙動に関する研究 4.地層処分システムの確率論的評価に関する研究
2. 海洋科学技術センター	1.深海放射能測定に関する研究
3. 日本海洋科学振興財団	1.津軽海峡における通過流量の調査 2.海洋モデルの妥当性検証に関する研究

## (2) 国際協力

国内では実施困難な研究課題については、国際協力による解決を図った。課題の選択に当たっては下記の事柄を念頭に置いた。

- 1) 実用により研究開発を終了または次の発展に導けるものであること「実用試験」
- 2) 実験室的手法の研究が終わり、実環境における試験開発により実用化の途が拓かれること「原位置試験」
- 3) 多分野の専門家との協力により研究課題の早急な解決が図れること「情報交換」



## 5.1.4 研究資源の実績

平成7年度 ～10年度	予 算 (百万円)							人員(人/年)	
	研究費	運転 維持費	研究 設備費	その他	一般 受託	特別 会計	合計	職員	その他 * (平均)
主要課題領域 1：環境放射性物質(線)の評価・解析に関する研究									
計	1,074	478	29	46	195	619	2,441	21	2
主要課題領域 2：放射性廃棄物の処理・処分に関する研究									
計	935	137	56	8	17	2,217	3,370	33	2
総計	2,009	615	85	54	212	2,836	5,811		

\*：業務協力員＋博士研究員

## 5.1.5 安全規制等への貢献、科学技術の進展への寄与

・環境放射性物質(線)の評価・解析に関する研究では、旧ソ連が日本近海に投棄した放射性廃棄物による海洋汚染状況を日韓露共同で調査しフォールアウトレベルを確認した。ウクライナ協力による移動式モニタリング技術の開発と汚染マップの作成・提供は、国際的にも高く評価された。また、アスファルト火災爆発事故、鳥島の劣化ウラン弾誤射事故、JCO 臨界事故等のそれぞれに関する「事故調査委員会」に協力し解析資料を提供した。

・放射性廃棄物の処理・処分に関する研究では、高レベル放射性廃棄物について、海外再処理返還固化体の仕様確認手法を確立し返還に寄与した。原子力委員会の「地層処分研究開発第2次とりまとめ」には地質環境、処分技術、安全評価等に関する資料を提出し検討に協力した。

・その他の廃棄物処分について、原子力委員会に現行の埋設濃度上限値を超える低レベル放射性廃棄物の処分方策、RI・研究所等廃棄物の処理処分方策等に関する検討資料を提出し、方針決定に寄与した。その諸決定を受け、原子力安全委員会に、それら廃棄物の処理処分に関する資料を提出した。クリアランスレベルに関し、原子力安全委員会にトリチウム、ニッケル-59等の主な20核種の確率論的安全評価結果を提出し基準値の策定に寄与した。

・また、これまで蓄積した研究技術を利用し6件の特会受託研究(試験)を行った。

## 5.2 事後評価結果

### 5.2.1 項目別評価結果

#### (1) 環境放射性物質（線）の評価・解析に関する研究（主要課題領域1）

##### (a) 研究開発課題の目的達成度（3.8（5点満点の平均評価点、以下同じ））

環境中の放射性核種の挙動解明や SPEEDI の高度化、移動式モニタリング技術の開発など、当初の目標は十分達成されており評価できる。

##### (b) 研究開発実施経過の妥当性（3.8）

大気、海洋、陸域と、対象とするものが文字通り広範にわたり、フィールドワークもかかえている中で、国内外の研究機関との研究協力を積極的に進めて存在感のある研究成果をあげており、研究資源の活用は妥当である。

##### (c) 成果の公開・発表及び活用の実績の程度（3.4）

成果の公開などは適切に行われており、国際協力活動において成果が認められたことは評価できる。SPEEDI の開発や日本海海洋汚染調査など、緊急時に関する研究や線量評価に関する研究が多いこの課題関連では、社会への直接的還元が十分なされている。

##### (d) その後の研究開発への展開との関係の検討（3.9）

環境放射線評価に関する研究については、今後、研究の一層の進展と共に社会への貢献も大きいものになることから、緊急時などで成果が発揮される研究テーマやファントムの開発など、当面の開発方針に沿って実施されることを期待する。

#### (2) 放射性廃棄物の処理・処分に関する研究（主要課題領域2）

##### (a) 研究開発課題の目的達成度（4.1）

放射性廃棄物の処理・処分に関する研究は所期の成果を挙げており、当初の目標を十分達成している。特に、人工バリア、天然バリアの性能評価の成果は、放射性廃棄物の処理、処分の規制法策定に向けた基礎データとなりうる成果で、将来の地層処分の事業化に反映できる。また、カナダと協力して実施した深地層中における放射性核種の化学形・移行特性の検討は、学術的に興味深い内容である。RI・研究所等廃棄物の処分法の検討では着実な成果をあげつつあると評価され、今後を期待する。

##### (b) 研究開発実施経過の妥当性（3.7）

国内外の研究機関との良好な連携を保ち、研究協力を積極的に進めて広範囲をカバーし、効率よく実施したことは妥当であり評価できる。天然バリアの原位置試験は貴重な協力研究であり、継続的にデータの蓄積が必要である。原研は、我が国全体の取りまとめを行った「第2次とりまとめ（2000年レポート）」の完成に、その基盤を支える部分で大きく寄与した。

(c) 成果の公開・発表及び活用の実績の程度 (4.0)

研究成果は多くの学術論文として学術雑誌等に発表されており評価できる。また、クリアランスレベルなどは、国の規制規準の策定に反映されており、大きく貢献した。

(d) その後の研究開発への展開との関係の検討 (3.6)

今後、処分場の選定、処分方式の妥当性の検討、処分場周辺の環境評価等について、日本の方針、方式を確立する必要がある、重要な分野である。深地層中の核種移行特性の研究は、関連機関と連携を密にし、今後も系統的な研究を継続することが望まれる。

5.2.2 その他の全般的なコメント(所感、問題点、提言等)

原子力安全に関する国の中心的機関として、それに対する全体のスコープが明らかにされていないため、個々の成果の位置付けが不明確な面があった。原研の構想を明確にする必要がある。さらに、環境安全は国際的に共通な課題を対象としており、成果の共有化とともに、共同研究、分担を進め、研究資源の有効活用を地球規模で進める必要がある。その際、原研は、主体性を発揮するとともに、貢献についての評価を得る努力、その為の有効な広報が必要である。

なお、研究開発の実績と自己評価で述べられた「ハングリー精神の涵養の必要性」は、研究組織を老化させないために重要な指摘であった。

評価結果一覧に環境安全研究部の研究開発実績に対する評価項目別評価点数を示す。

## 6. 安全試験部の研究支援業務実績及び事後評価結果

### 6.1 研究支援業務実績の概要

#### 6.1.1 部門名

安全試験部

#### 6.1.2 主要課題領域の構成、当初の業務目標と得られた成果

NUCEF 利用基本計画及び利用部門の研究計画に沿って、燃料サイクル安全工学研究施設(NUCEF)の運転管理を行い、核燃料サイクルの安全確保、技術の高度化に貢献することが目標である。主要課題は「NUCEF の運転管理」の一領域である。

#### (1) NUCEF の運転管理

##### a) 運転計画管理及び利用の推進

###### 当初の業務目標

- ・ NUCEF の運転・試験に関する総合的な計画管理・調整を行う。
- ・ 核物質計量管理、核物質防護を実施する。
- ・ NUCEF 関連要素技術開発を行う。
- ・ 国内外の研究機関、大学との研究協力を推進する。

###### 得られた成果

- ・ NUCEF の運転管理に係る計画調整を行い、円滑な業務展開を支えた。
- ・ 核物質計量管理、核物質防護等の業務を支障なく進めた。
- ・ 廃棄物処理技術等、NUCEF の基盤強化に必要な要素技術開発を行い、アメリカウム廃液の処理に見通しを得つつある。
- ・ NUCEF 国際シンポジウム等の開催、NUCEF レビューの発刊等により NUCEF での研究活動の広報、研究成果の公開を行った。

##### b) 臨界実験装置の運転及び保守管理

###### b-1) STACY の運転管理

###### 当初の業務目標

- ・ 600φ円筒炉心、280T 平板炉心、800φ円筒炉心及び相互干渉炉心による臨界実験を行うとともに、プルトニウム燃料を用いた臨界実験の準備を進める。

###### 得られた成果

- ・ 平成 7 年 2 月の初臨界の後、同年 5 月使用前検査に合格した。その後、10%濃縮硝酸ウラニル溶液を用いて円筒炉心、平板炉心及び相互干渉炉心体系における臨界量の測定等を実施した。
- ・ 600φ円筒炉心、280T 平板炉心及び 800φ円筒炉心を用いた臨界実験を、初臨界後それぞれ 103 回、99 回及び 41 回実施し、単一炉心での臨界実験を完了してウラン濃度、反射体条件等をパラメータとした臨界データを提供した。平成 11 年度からは 350T 平板相互干渉炉心を用いた臨界実験に着手し、14 回の運転を行った。
- ・ プルトニウム燃料用炉心タンクを製作する等プルトニウム臨界実験の準備を進めた。

## b-2) TRACY の運転管理

当初の業務目標

- ・ 初臨界を達成し、使用前検査に合格の上、超臨界実験を実施する。

得られた成果

- ・ 平成 7 年 12 月に初臨界を達成し、平成 8 年 11 月使用前検査に合格した。
- ・ 10%濃縮硝酸ウラニル溶液を用いて 151 回の超臨界実験を行い、溶液燃料の核熱特性、放射性核種の閉じ込め及び線量評価に係るデータを提供した。
- ・ 添加反応度を 1.8\$ から 3.0\$ に引き上げるとともに、気泡形成等に伴う反応度フィードバック効果を調べ、溶液燃料の臨界事故時での出力変動に関する情報を提供した。
- ・ 平成 10 年度より炉心内可視化装置の設計、製作に着手し、平成 11 年度末には超臨界時の燃料挙動をビデオ撮影することに成功した。

## b-3) 燃料調製設備の運転管理

当初の業務目標

- ・ STACY 及び TRACY 用硝酸ウラニル溶液燃料の調製を行う。
- ・ 気体、液体及び固体放射性廃棄物の処理及び管理を行う。
- ・ プルトニウム燃料調製のための準備作業を実施する。

得られた成果

- ・ STACY 及び TRACY の運転のため、平成 9 年度までに 410kgU の 10%濃縮硝酸ウラニル溶液の溶解、濃縮及び脱硝を行った。また、平成 10 年度以降では、139kgU の硝酸ウラニル溶液の濃縮、脱硝等、溶液燃料の調整を行うとともに、ウラン精製試験により抽出器の運転条件を確立した。
- ・ 臨界実験とその関連業務及びバックエンド研究施設での活動から排出される各種放射性廃棄物の処理及び管理を適切に行い、施設の円滑な運転を支えた。
- ・ STACY における Pu 臨界実験に備えて、MOX 溶解装置等の整備を進めるとともに、サイクル機構からの MOX 搬入に係る諸準備に対応した。

## c) バックエンド研究施設・分析設備の運転及び保守管理

当初の業務目標

- ・ BECKY の安全かつ安定した運転管理を行う。
- ・ TRU 高温化学モジュール等アメリシウム等を対象とした固体化学研究基盤を整備する。
- ・ STACY、TRACY 及び燃料調製設備の運転に係る分析業務を行う。
- ・ プルトニウム分析設備の整備及びプルトニウム分析技術を確立する。

得られた成果

- ・ BECKY ( $\alpha$   $\gamma$ セル 3 基、グローブボックス 33 台) の運転管理を通じて 4 部 7 研究グループの研究活動を支援した。
- ・ 地下環境化学試験設備等の新規研究設備の整備を行ったほか、アメリシウム等を対象とした TRU 高温化学モジュールの整備を進めた。

- ・ 臨界実験装置の運転等に係る分析業務を着実にを行い、期間中に約 1500 試料、3200 項目の分析を実施した。
- ・ 国等の要請に基づき、低レベル放射性廃液(旧動燃アスファルト固化処理施設事故)、18.8%濃縮硝酸ウラニル溶液(JCO 臨界事故)等の分析を行い、事故調査に貢献した。
- ・ DOE との研究協力に基づき、ハイブリッド K 吸収端/蛍光 X 線濃度計を用いた分析技術の開発を行い、U-Np 系への適用性を明らかにした。

### 6.1.3 研究資源の実績

平成 7 年度 ～11 年度	予 算 (百万円)							人 員 職員、その他*/年 (平均)
	研究費(研究 経費、研究材 料費)	運転維 持費	研究 設備 費	その他 (借料、委 託費等)	一般 受託	特別 会計	合計	
計	215	5,288	0	1,324	4	0	6,831	職員 42、他 21

注：上記以外に、燃料サイクル安全工学部が受託している特別会計により臨界実験設備の整備等に予算が振り向けられている。

\* 業務協力員、特会要員、外来研究員

### 6.1.4 安全規制等への貢献、科学技術の進展への寄与

- ・ 臨界実験装置等の運転を通じて得られた各種のデータは、研究部門の活動を介して、臨界安全等、燃料サイクルの安全確保、技術の高度化等に反映され、燃料サイクル技術の基盤形成に貢献したと考えている。また、今後とも NUCEF が燃料サイクル分野における安全確保、科学技術開発のための中核的施設として機能していくための基盤を維持することができた。
- ・ NUCEF の基盤強化を主たる目的として実施してきた廃液処理技術開発等の要素技術開発は、プロセス構築から実証段階へ移行する時期にあり、その成果は、燃料サイクル分野の発展にも貢献していくことが可能である。
- ・ 平成 9 年 3 月の旧動燃東海事業所アスファルト固化処理施設での火災・爆発事故及び平成 11 年 9 月の JCO 臨界事故に当たっては、臨界停止や分析業務等で国の要請に応えるとともに事故調査にも協力したが、それまでの NUCEF の運転管理経験が役立つものとする。

## 6.2 事後評価結果

### 6.2.1 項目別評価結果

#### (1) NUCEF の運転管理

##### (a) 運転管理業務の実績・成果 (4.6 (5点満点の平均評価点、以下同じ))

核燃サイクルの確立とその技術の高度化の為の研究を支える重要な業務を、TRACY の可視化装置の開発など、多くの成果を出しながら、安全にかつ計画通りに実施しており、高く評価できる。NUCEF の運転管理は当初の目標を十分に達成している。

NUCEF は我が国で唯一、無二の設備であり、その運転管理は相当高度な知識、経験、チームワークを必要とする上に、今回のように、JCO 事故にも応変に対応できるように管理されていたことは、称賛に値する。

##### (b) 資源配分の実績 (4.3)

資源の増強のない中、組織形態の見直し、適切な要員配置、臨界実験に係る予算の合理化等に努めており、資源配分は妥当であると評価できる。

##### (c) 人材育成及び担当者の士気確保の措置の実績 (4.0)

装置の開発等に若手・中堅を当用し、NUCEF の基盤強化を図ることを通して人材育成に努め、資格取得の奨励、人事交流等で活性化を図っていることは評価できる。

##### (d) 科学技術の進展への寄与、成果の他分野への波及効果 (4.0)

実績の妥当性では、アスファルト火災・爆発事故、JCO 事故等で実質的に大きな貢献をしており、妥当であったと評価する。

一方、NUCEF の基盤技術は、NUCEF を利用した研究の成果をもたらすのみならず、燃料サイクル技術等、多分野への波及効果が期待できる。また、分析技術は、原子力分野の基盤技術として波及効果が期待できる。

### 6.2.2 その他の全般的なコメント(所感、問題点、提言等)

核燃料の分析業務を中心とした技術者は、原研内のみならず、日本の中核的な技術者集団として機能するように、一層の技術力の蓄積とその継承に努めていただくことを期待する。

評価結果一覧に安全試験部の研究支援業務実績に対する評価項目別評価点数を示す。

## 評価結果一覧

## 原子炉安全工学部の研究開発実績の事後評価結果

発電用軽水炉の高度利用に係わる研究 (主要課題領域 1)	(a) 研究開発課題の目的達成度	4.2
	(b) 研究開発実施経過の妥当性	3.8
	(c) 成果の公開・発表及び活用の実績の程度	4.0
	(d) その後の研究開発への展開との関係の検討	3.8
シビアアクシデントに係わる研究 (主要課題領域 2)	(a) 研究開発課題の目的達成度	4.0
	(b) 研究開発実施経過の妥当性	3.7
	(c) 成果の公開・発表及び活用の実績の程度	3.9
	(d) その後の研究開発への展開との関係の検討	3.7
基盤的安全性研究 (主要課題領域 3)	(a) 研究開発課題の目的達成度	3.4
	(b) 研究開発実施経過の妥当性	3.4
	(c) 成果の公開・発表及び活用の実績の程度	3.7
	(d) その後の研究開発への展開との関係の検討	3.8
安全性研究のための試験施設等の運転・管理 (主要課題領域 4)	(a) 業務課題の目的達成度	4.3
	(b) 業務実施経過の妥当性	4.0
	(c) 成果の公開・発表及び活用の実績の程度	3.5
	(d) その後の研究開発への展開との関係の検討	3.6

## 燃料サイクル安全工学部の研究開発実績の事後評価結果

燃料サイクル施設の安全性に関する研究 (主要課題領域 1)	(a) 研究開発課題の目的達成度	4.1
	(b) 研究開発実施経過の妥当性	4.0
	(c) 成果の公開・発表及び活用の実績の程度	4.0
	(d) その後の研究開発への展開との関係の検討	3.6
核物質管理に関する研究 (主要課題領域 2)	(a) 研究開発課題の目的達成度	3.6
	(b) 研究開発実施経過の妥当性	3.7
	(c) 成果の公開・発表及び活用の実績の程度	3.7
	(d) その後の研究開発への展開との関係の検討	4.0

## 環境安全研究部の研究開発実績の事後評価結果

環境放射性物質(線)の評価・解析に関する研究 (主要課題領域 1)	(a) 研究開発課題の目的達成度	3.8
	(b) 研究開発実施経過の妥当性	3.8
	(c) 成果の公開・発表及び活用の実績の程度	3.4
	(d) その後の研究開発への展開との関係の検討	3.9
放射性廃棄物の処理・処分に関する研究 (主要課題領域 2)	(a) 研究開発課題の目的達成度	4.1
	(b) 研究開発実施経過の妥当性	3.7
	(c) 成果の公開・発表及び活用の実績の程度	4.0
	(d) その後の研究開発への展開との関係の検討	3.6



## 安全試験部の研究支援業務実績の事後評価結果

NUCEF の運転管理	(a) 運転管理業務の実績・成果	4.6
	(b) 資源配分の実績	4.3
	(c) 人材育成及び担当者の士気確保の措置の実績	4.0
	(d) 科学技術の進展への寄与、成果の他分野への波及効果	4.0

This is a blank page.

# 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 <sup>-1</sup>
力	ニュートン	N	m·kg/s <sup>2</sup>
圧力、応力	パスカル	Pa	N/m <sup>2</sup>
エネルギー、仕事、熱量	ジュール	J	N·m
工率、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	S	A/V
磁束	ウェーバ	Wb	V·s
磁束密度	テスラ	T	Wb/m <sup>2</sup>
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	
光度	ルーメン	lm	cd·sr
照射度	ルクス	lx	lm/m <sup>2</sup>
放射能	ベクレル	Bq	s <sup>-1</sup>
吸収線量	グレイ	Gy	J/kg
線量等量	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 eV=1.60218×10<sup>-19</sup>J

1 u=1.66054×10<sup>-27</sup>kg

表5 SI接頭語

倍数	接頭語	記号
10 <sup>18</sup>	エクサ	E
10 <sup>17</sup>	ペタ	P
10 <sup>16</sup>	テラ	T
10 <sup>9</sup>	ギガ	G
10 <sup>6</sup>	メガ	M
10 <sup>3</sup>	キロ	k
10 <sup>2</sup>	ヘクト	h
10 <sup>1</sup>	デカ	da
10 <sup>-1</sup>	デシ	d
10 <sup>-2</sup>	センチ	c
10 <sup>-3</sup>	ミリ	m
10 <sup>-6</sup>	マイクロ	μ
10 <sup>-9</sup>	ナノ	n
10 <sup>-12</sup>	ピコ	p
10 <sup>-15</sup>	フェムト	f
10 <sup>-18</sup>	アト	a

表4 SIと共に暫定的に維持される単位

名称	記号
オングストローム	Å
バー	b
バル	bar
ガリ	Gal
キュリー	Ci
レントゲン	R
ラド	rad
レム	rem

1 Å=0.1nm=10<sup>-10</sup>m

1 b=100fm<sup>2</sup>=10<sup>-28</sup>m<sup>2</sup>

1 bar=0.1MPa=10<sup>5</sup>Pa

1 Gal=1cm/s<sup>2</sup>=10<sup>-2</sup>m/s<sup>2</sup>

1 Ci=3.7×10<sup>10</sup>Bq

1 R=2.58×10<sup>-4</sup>C/kg

1 rad=1cGy=10<sup>-2</sup>Gy

1 rem=1cSv=10<sup>-2</sup>Sv

(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、1 eVおよび1 uの値はCODATAの1986年推奨値による。
- 表4には海里、ノット、アール、ヘクト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のカテゴリに入れている。

## 換 算 表

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

粘 度 1 Pa·s(N·s/m<sup>2</sup>)=10 P(ポアズ)(g/(cm·s))

動粘度 1 m<sup>2</sup>/s=10<sup>6</sup> St(ストークス)(cm<sup>2</sup>/s)

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

エネルギー・仕事・熱量	J (=10 <sup>7</sup> erg)	kgf·m	kW·h	cal(計量法)	Btu	ft·lbf	eV
	1	0.101972	2.77778×10 <sup>-7</sup>	0.238889	9.47813×10 <sup>-4</sup>	0.737562	6.24150×10 <sup>18</sup>
	9.80665	1	2.72407×10 <sup>-6</sup>	2.34270	9.20487×10 <sup>-3</sup>	7.23301	6.12082×10 <sup>19</sup>
	3.6×10 <sup>6</sup>	3.67098×10 <sup>5</sup>	1	8.59999×10 <sup>5</sup>	3412.13	2.65522×10 <sup>6</sup>	2.24694×10 <sup>21</sup>
	4.18605	0.426858	1.16279×10 <sup>-6</sup>	1	3.96759×10 <sup>-3</sup>	3.08747	2.61272×10 <sup>19</sup>
	1055.06	107.586	2.93072×10 <sup>-4</sup>	252.042	1	778.172	6.58515×10 <sup>21</sup>
	1.35582	0.138255	3.76616×10 <sup>-7</sup>	0.323890	1.28506×10 <sup>-3</sup>	1	8.46233×10 <sup>18</sup>
	1.60218×10 <sup>-19</sup>	1.63377×10 <sup>-20</sup>	4.45050×10 <sup>-20</sup>	3.82743×10 <sup>-20</sup>	1.51857×10 <sup>-20</sup>	1.18171×10 <sup>-19</sup>	1

1 cal= 4.18605J (計量法)

= 4.184J (熱化学)

= 4.1855J (15 C)

= 4.1868J (国際蒸気表)

仕事率 1 PS(馬力)

= 75 kgf·m/s

= 735.499W

放射能	Bq	Ci
	1	2.70270×10 <sup>-11</sup>
	3.7×10 <sup>10</sup>	1

吸収線量	Gy	rad
	1	100
	0.01	1

照射線量	C/kg	R
	1	3876
	2.58×10 <sup>-4</sup>	1

線量当量	Sv	rem
	1	100
	0.01	1

