

JAERI-Review  
2002-030



JP0250563



原子力安全性研究の現状（平成14年）

2002年11月

（編）安全性研究成果編集委員会

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, 2002

編集兼発行 日本原子力研究所

## 原子力安全性研究の現状（平成14年）

日本原子力研究所東海研究所  
(編) 安全性研究成果編集委員会\*

(2002年9月17日受理)

日本原子力研究所（原研）は、国の定める原子力エネルギー開発・利用に関する長期計画や安全研究年次計画に沿って、安全性試験研究センターを中心に関連部門との密接な連携のもとで、原子力安全性研究を実施している。研究対象の分野は、原子炉施設及び燃料サイクル施設の工学的安全性研究、放射性廃棄物安全性研究、安全性向上及び評価に関する先進技術の研究等である。また、世界共通の原子力安全課題に関する情報の共有を図ると共に、原研の研究を補完する目的で国際協力を実施している。さらに、原子力施設の事故等に際し、国や地方自治体が行う緊急時対応や原因究明等の作業を技術面で支援することは、原研に求められる重要な役割の一つである。

本報告書は、平成12年4月から平成14年4月までの2年間に原研において実施された原子力安全性研究の概要及び研究に用いられた施設について記載している。平成13年11月に発生した浜岡原子力発電所1号機の配管破断事故について、原子力安全・保安院による事故調査に協力して実施した配管破断部調査の概要も記載した。

---

東海研究所：〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根2-4

※ 監修：安全性試験研究センター長 竹下功

編集委員：安濃田良成（委員長）、工藤 保、飛田 徹、近藤昌也、玉置等史、馬場恒孝、中島 健、田代信介、田中忠夫、武田聖司、曾野浩樹、遠藤慎也、山口紀雄

## Progress of Nuclear Safety Research – 2002

(Eds.) Editorial Committee on Nuclear Safety Research Results\*

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

(Received September 17, 2002)

JAERI is conducting nuclear safety research primarily at the Nuclear Safety Research Center in close cooperation with the related departments in accordance with the Long Term Plan for Development and Utilization of Nuclear Energy and Annual Plan for Safety Research issued by the Japanese government. The fields of conducting safety research at JAERI are the engineering safety of nuclear power plants and nuclear fuel cycle facilities, and radioactive waste management as well as advanced technology for safety improvement or assessment. Also, JAERI has conducted international collaboration to share the information on common global issues of nuclear safety and to supplement own research. Moreover, when accidents occurred at nuclear facilities, JAERI has taken a responsible role by providing technical experts and investigation for assistance to the government or local public body.

This report summarizes the nuclear safety research activities of JAERI from April 2000 through April 2002 and utilized facilities. This report also summarizes the examination of the ruptured pipe performed for assistance to the Nuclear and Industrial Safety Agency (NISA) for investigation of the accident at the Hamaoka Nuclear Power Station Unit-1 on November, 2001.

**Keywords:** Nuclear Safety, Nuclear Power Plant, Nuclear Fuel Cycle, Radioactive Waste Management, Experiment, Analysis

---

※ Supervisor: Isao Takesita, Director, Nuclear Safety Research Center  
Editors: Yoshinari Anoda (Chief editor), Tamotsu Kudo, Tohru Tobita, Masaya Kondo, Hitoshi Tamaki, Tsunetaka Banba, Ken Nakajima, Shinsuke Tashiro, Tadao Tanaka, Seiji Takeda, Hiroki Sono, Shinya Endo, Toshio Yamaguchi

## 目次

1. はじめに .....	1
2. 原子炉の安全性研究 .....	2
2.1 燃料の安全性に関する研究 .....	4
2.1.1 通常運転時及び異常過渡時の燃料挙動の評価に関する研究 .....	5
2.1.2 RIA 時の燃料挙動に関する研究 .....	7
2.1.3 LOCA 時の燃料挙動に関する研究 .....	10
2.2 機器及び構造物の経年変化と信頼性 .....	16
2.2.1 構造機器の信頼性評価コードの開発 .....	17
2.2.2 中性子照射脆化及び非破壊検出法に関する研究 .....	18
2.2.3 軽水炉用炉内構造物の高経年化損傷評価の高度化に関する研究 .....	19
2.2.4 機器免震の有効性評価手法に関する研究 .....	20
2.3 原子炉の事故時安全性に関する研究 .....	25
2.3.1 次世代型 PWR の受動的安全系に関する研究 .....	25
2.3.2 次世代型 BWR の静的格納容器冷却系に関する研究 .....	26
2.3.3 BWR の核熱水力安定性に関する研究 .....	28
2.3.4 炉内構造物の流体関連振動に関する研究 .....	29
2.4 シビアアクシデントの影響評価と緩和 .....	40
2.4.1 溶融炉心-冷却材相互作用 .....	40
2.4.2 照射済燃料からの放射性物質放出に関する研究 .....	41
2.4.3 原子炉冷却系配管の信頼性に関する研究 .....	42
2.5 解析的研究 .....	50
2.5.1 確率論的安全評価 .....	50
2.5.2 ヒューマンファクタ .....	55
2.5.3 事故・故障の分析・評価 .....	56
2.5.4 原子力防災 .....	58
2.5.5 地震情報の緊急伝達 .....	60
2.6 浜岡原子力発電所 1 号機余熱除去系配管破断部調査 .....	70
2.6.1 配管破断の概要 .....	70
2.6.2 調査方法 .....	70
2.6.3 調査結果 .....	71
3. 燃料サイクルの安全性研究 .....	78
3.1 燃料サイクル施設の臨界安全性研究 .....	80
3.1.1 臨界安全性の実験研究 .....	80
3.1.2 臨界安全評価研究 .....	81
3.1.3 ウラン溶液の臨界事故特性研究 .....	84

3.2	再処理プロセスの安全性研究 .....	93
3.2.1	再処理プロセスの閉じ込め安全性 .....	93
3.2.2	高度化再処理プロセスによる安全性向上 .....	94
3.3	再処理機器材料の耐食性研究 .....	100
3.3.1	減圧蒸発缶の材料技術開発 .....	100
3.3.2	溶解槽等常圧機器の材料技術開発 .....	100
3.4	輸送容器の仮想事故時安全性解析 .....	102
3.5	放射性廃棄物処分の安全評価研究 .....	105
3.5.1	長期的安全評価手法の開発 .....	105
3.5.2	クリアランスレベル評価解析 .....	106
3.6	放射性廃棄物処分の人工・天然バリア性能評価研究 .....	111
3.6.1	人工バリアの閉じ込め性能評価研究 .....	111
3.6.2	放射性核種の地下水移行シナリオに関する実験研究 .....	112
3.7	放射性廃棄物浅地中処分の安全性野外試験 .....	118
4.	安全性研究のための試験施設 .....	121
4.1	ホット試験施設 .....	121
4.1.1	燃料試験施設 .....	121
4.1.2	ホットラボ .....	122
4.1.3	廃棄物安全試験施設 (WASTEF) .....	123
4.2	燃料サイクル安全工学研究施設 (NUCEF) .....	127
4.2.1	STACY 及び TRACY .....	127
4.2.2	BECKY .....	128
4.3	材料試験炉 (JMTR) 及びホットラボ .....	134
4.3.1	材料試験炉 (JMTR) .....	134
4.3.2	ホットラボ .....	135
5.	安全性研究における国際協力 .....	142

## Contents

1. Introduction.....	1
2. Reactor Safety Research.....	2
2.1 Fuel Safety Research .....	4
2.1.1 Research on Evaluation of Fuel Behavior during Normal Operation and Abnormal Transients.....	5
2.1.2 Research on Fuel Behavior under RIA Conditions.....	7
2.1.3 Research on Fuel Behavior under LOCA Conditions .....	10
2.2 Aging Degradation and Reliability of Structures and Components.....	16
2.2.1 Development of Reliability Evaluation Code of Structural Components.....	17
2.2.2 Research on Neutron Irradiation Embrittlement and Nondestructive Evaluation of Reactor Pressure Vessel.....	18
2.2.3 Research on Evaluation Improvement of Aging Degradation in Internal Core Structures .....	19
2.2.4 Research on Evaluation Methodology of Component Base Isolation .....	20
2.3 Reactor Thermal Hydraulics Safety Research.....	25
2.3.1 Passive Safety Systems for the Next Generation PWRs.....	25
2.3.2 Passive Containment Cooling System for Next Generation BWR .....	26
2.3.3 Coupled Nuclear-thermal Hydraulic Instability in BWR .....	28
2.3.4 Research on Flow-induced Vibration of Structures Inside Reactor .....	29
2.4 Severe Accident Safety Research.....	40
2.4.1 Fuel-coolant Interaction .....	40
2.4.2 Research on Radionuclides Release and Transport Behavior from Irradiated Fuel .....	41
2.4.3 Research on Integrity of Piping of Reactor Cooling System .....	42
2.5 Analytical Research .....	50
2.5.1 Probabilistic Safety Assessment .....	50
2.5.2 Human Factors.....	55
2.5.3 Analysis and Evaluation of Operating Experience Data .....	56
2.5.4 Nuclear Emergency Planning .....	58
2.5.5 Seismic Emergency Information System.....	60
2.6 Examination of the Ruptured Pipe at the Hamaoka Nuclear Power Station Unit-1.....	70
2.6.1 Overview of the Pipe Rupture Incident.....	70
2.6.2 Investigation Method.....	70
2.6.3 Results.....	71

3. Nuclear Fuel Cycle Safety Research .....	78
3.1 Research on Criticality Safety of Nuclear Fuel Cycle Facilities .....	80
3.1.1 Experimental Research on Criticality Safety .....	80
3.1.2 Research on Criticality Safety Evaluation.....	81
3.1.3 Research on Criticality Accident Characteristics of Uranium Solution.....	84
3.2 Safety Research on Reprocessing Plant .....	93
3.2.1 Confinement Safety in Reprocessing.....	93
3.2.2 Safety Improvement in Advanced Reprocessing.....	94
3.3 Research on Reliability and Countermeasure for Reprocessing Equipment Materials used in Heavily Corrosive Nitric Acid Solutions.....	100
3.3.1 Evaporators Operated at Low Boiling Point.....	100
3.3.2 Devices Such as a Dissolver Operated at Ambient Pressure.....	100
3.4 Safety Analysis of Transport Casks under Hypothetical Accident.....	102
3.5 Research on Safety Assessment for Radioactive Waste Disposal.....	105
3.5.1 Development of Long-term Safety Assessment Methodology .....	105
3.5.2 Estimate of Clearance Level.....	106
3.6 Research on Performance of Engineered and Natural Barriers for Radioactive Waste Disposal .....	111
3.6.1 Research on Performance Evaluation of Engineered Barriers.....	111
3.6.2 Experimental Research on Radionuclide Migration for the Groundwater Scenarios .....	112
3.7 Field Tests for Safety Evaluation of Sub-surface Disposal of Low-level Radioactive Wastes .....	118
4. Test Facilities for Safety Research .....	121
4.1 Hot Laboratories.....	121
4.1.1 Reactor Fuel Examination Facility (RFEF) .....	121
4.1.2 Research Hot Laboratory (RHL).....	122
4.1.3 Waste Safety Testing Facility (WASTEF) .....	123
4.2 Nuclear Fuel Cycle Safety Engineering Research Facility (NUCEF).....	127
4.2.1 STACY and TRACY.....	127
4.2.2 BECKY.....	128
4.3 Material Testing Reactor (JMTR) and Hot Laboratories.....	134
4.3.1 Material Testing Reactor (JMTR).....	134
4.3.2 Hot Laboratories .....	135
5. International Collaboration.....	142

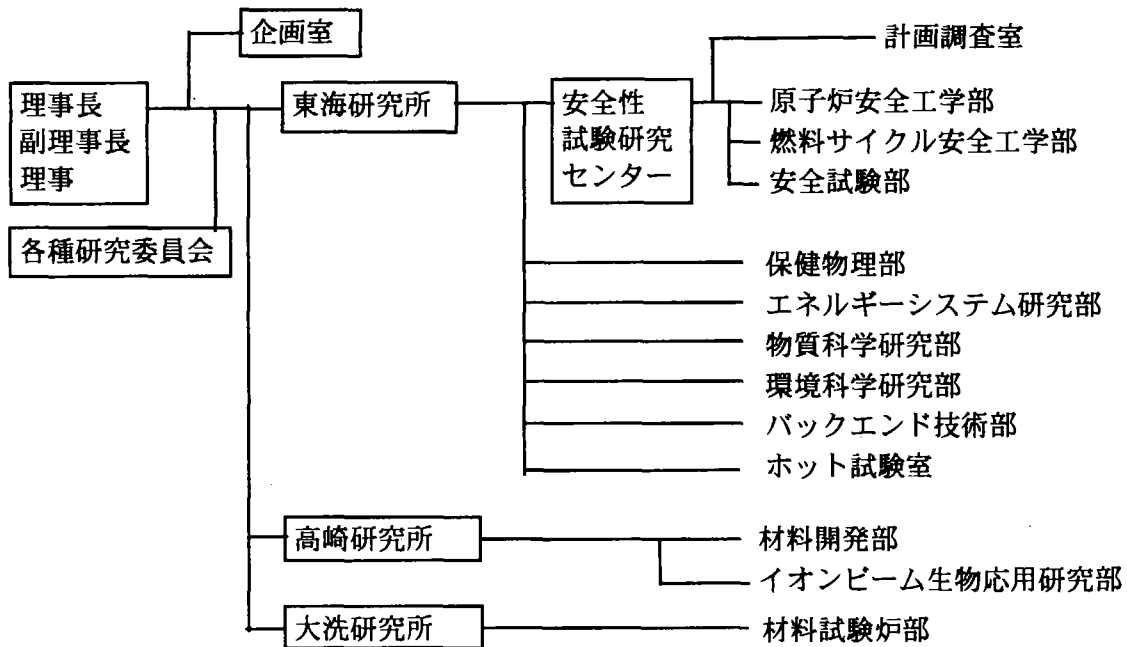
執筆担当者一覧

1. 安全性試験研究センター長 竹下 功
2. 原子炉安全工学部長 阿部 清治
  - 2.1 原子炉安全工学部燃料安全研究室長 上塚 寛
    - 2.1.1 原子炉安全工学部燃料安全研究室 鈴木 元衛
    - 原子炉安全工学部燃料安全研究室 中村 仁一
    - 2.1.2 原子炉安全工学部燃料安全研究室 中村 武彦
    - 2.1.3 原子炉安全工学部燃料安全研究室 永瀬 文久
  - 2.2 原子炉安全工学部機器信頼性研究室長 鈴木 雅秀
    - 2.2.1 原子炉安全工学部機器信頼性研究室 鬼沢 邦雄
    - 2.2.2 原子炉安全工学部機器信頼性研究室 海老根 典也
    - 原子炉安全工学部機器信頼性研究室 飛田 徹
    - 2.2.3 エネルギーシステム研究部複合環境材料研究 Gr リーダー 辻 宏和
    - 2.2.4 原子炉安全工学部機器信頼性研究室 堤 英明
  - 2.3 原子炉安全工学部熱水力安全研究室長 中村 秀夫
    - 2.3.1 原子炉安全工学部熱水力安全研究室 与能本 泰介
    - 2.3.2 原子炉安全工学部熱水力安全研究室 近藤 昌也
    - 2.3.3 原子炉安全工学部熱水力安全研究室 浅香 英明
    - 2.3.4 原子炉安全工学部熱水力安全研究室 近藤 昌也
  - 2.4 原子炉安全工学部熱水力安全研究室長 中村 秀夫
    - 2.4.1 原子炉安全工学部熱水力安全研究室 森山 清史
    - 2.4.2 原子炉安全工学部燃料安全研究室 日高 昭秀
    - 2.4.3 原子炉安全工学部燃料安全研究室 日高 昭秀
  - 2.5 原子炉安全工学部安全評価研究室長 村松 健
    - 2.5.1 原子炉安全工学部安全評価研究室 本間 俊充
    - 原子炉安全工学部安全評価研究室 吉田 一雄
    - 原子炉安全工学部安全評価研究室長 村松 健
    - 2.5.2 原子炉安全工学部安全評価研究室 吉田 一雄
    - 2.5.3 原子炉安全工学部次長 平野 雅司
    - 2.5.4 原子炉安全工学部安全評価研究室 石神 努
    - 2.5.5 原子炉安全工学部次長 柴田 勝之
  - 2.6 エネルギーシステム研究部複合環境材料研究 Gr リーダー 辻 宏和
3. 燃料サイクル安全工学部長 藤根 幸雄
  - 燃料サイクル安全工学部 馬場 恒孝
  - 3.1 燃料サイクル安全工学部臨界安全研究室長 三好 慶典
  - 燃料サイクル安全工学部臨界安全研究室 中島 健

- 3.1.1 燃料サイクル安全工学部臨界安全研究室 外池 幸太郎  
燃料サイクル安全工学部臨界安全研究室 山本 俊弘
- 3.1.2 燃料サイクル安全工学部臨界安全研究室 渡辺 庄一  
燃料サイクル安全工学部燃料サイクル安全評価研究室 奥野 浩  
燃料サイクル安全工学部燃料サイクル安全評価研究室長 野村 靖
- 3.1.3 燃料サイクル安全工学部臨界安全研究室 中島 健  
燃料サイクル安全工学部プロセス安全研究室 田代 信介  
燃料サイクル安全工学部臨界安全研究室 渡辺 庄一
- 3.2 燃料サイクル安全工学部プロセス安全研究室長 森田 泰治
- 3.2.1 燃料サイクル安全工学部プロセス安全研究室 峯尾 英章
- 3.2.2 燃料サイクル安全工学部プロセス安全研究室 朝倉 俊英
- 3.3 エネルギーシステム研究部 耐食材料研究 Gr リーダー 木内 清
- 3.4 燃料サイクル安全工学部燃料サイクル安全評価研究室長 野村 靖
- 3.5 燃料サイクル安全工学部廃棄物安全評価研究室長 木村 英雄  
燃料サイクル安全工学部廃棄物安全評価研究室 武田 聖司
- 3.5.1 燃料サイクル安全工学部廃棄物安全評価研究室 武田 聖司
- 3.5.2 燃料サイクル安全工学部廃棄物安全評価研究室 武田 聖司
- 3.6 燃料サイクル安全工学部処分安全研究室長 中山 真一
- 3.6.1 燃料サイクル安全工学部処分安全研究室長 中山 真一  
燃料サイクル安全工学部処分安全研究室 前田 敏克
- 3.6.2 燃料サイクル安全工学部処分安全研究室 山口 徹治  
燃料サイクル安全工学部処分安全研究室 坂本 義昭
- 3.7 燃料サイクル安全工学部処分安全研究室 向井 雅之  
燃料サイクル安全工学部処分安全研究室 田中 忠夫
- 4.1 ホット試験室長 新藤 雅美
- 4.1.1 ホット試験室技術課 仲田 祐仁
- 4.1.2 ホット試験室ホットラボ課 飯田 省三
- 4.1.3 ホット試験室 WASTE F 課 遠藤 慎也
- 4.2 安全試験部長 鈴木 康文
- 4.2.1 安全試験部 NUCEF 技術第 1 課長 大野 秋男
- 4.2.2 安全試験部 NUCEF 技術第 2 課長 宮内 正勝
- 4.3 材料試験炉部長 高橋 秀武
- 4.3.1 材料試験炉部 照射第 1 課長 小森 芳廣
- 4.3.2 材料試験炉部 照射第 1 課長 小森 芳廣
- 5. 安全性試験研究センター計画調査室 安濃田 良成

## 1. はじめに

原研における安全性研究は、国の定める原子力エネルギー開発・利用に関する長期計画や安全研究年次計画に沿って実施されている。研究対象の分野は、原子炉施設及び燃料サイクル施設の工学的安全性研究、放射性廃棄物安全性研究、安全性向上及び評価に関する先進技術の研究等である。原研における安全性研究の実施体制は、第 1-1 図に示すとおりであり、本部の総括部門の調整と安全性試験研究センターに付属する計画調査室の連絡調整により、多くの関連する基礎・基盤部門との密接な連携のもとに、安全性試験研究センターを中心に研究が実施されている。また、研究所内外の学識経験者の参加を得て各種の研究委員会が設けられており、研究の方向性、進め方、研究成果等について助言を受けている。さらに、国際機関を中心とした多国間協力や二国間協力により、研究の効率的推進と研究開発資源の有効利用を図りつつ、世界各国共通の原子力安全課題に関する情報の共有を進めている。



第 1-1 図 原研における安全性研究体制（平成 14 年 4 月現在）

## 2. 原子炉の安全性研究

我が国の原子力産業界は、これまでの安定した運転実績を基に、軽水炉利用の更なる高度化として、燃料の一層の高燃焼度化や軽水炉でのウラン-プルトニウム混合酸化物燃料 (MOX 燃料) の利用 (プルサーマル計画) (1)、プラントの長期供用(2)等の計画を進めている。これらの計画の推進は、安全性の確認が前提であり、国としてもウラン燃料の一層の高燃焼度化、MOX 燃料の高燃焼度化、プラントの60年供用等に向けて、安全評価に必要な技術基盤を確立することが緊急かつ必須の課題となっている。

設計での想定を大幅に超えて炉心が大規模に損傷する事故「シビアアクシデント」に対する対策は、1979年の米国スリーマイル島原子力発電所の事故以来規制上の重要課題であったが、以後20年余にわたる世界的な研究を踏まえて我が国では軽水型原子力発電所すべてにおいて「アクシデントマネジメント」の整備が完了した(3)。また、現在提案されている種々の次世代炉概念では、シビアアクシデント発生防止に向けて、受動的安全設備の採用が考えられている(4)。原子力発電所でシビアアクシデントが発生する可能性は元々大きなものではなく、そのリスクはアクシデントマネジメントの整備により一層小さくなったと言える。また、次世代型炉では設計の段階からシビアアクシデント対策を考えることにより、リスクの更なる低減が期待される。しかしながら、シビアアクシデントが原子力発電所の公衆に及ぼすリスクに支配的寄与を有するということが自体は不変である上、事故の原因となる外的事象(地震等)や人的因子、事故時の諸現象の評価では未だに不確かさが大きいものが残っている。また、1999年の茨城県東海村のJCO臨界事故は、万一環境に影響を及ぼすような重大な事故が起きた場合の防災対策が必ずしも十分合理性のあるものでなかったことを示している。公衆及び環境を原子力災害から守るために、シビアアクシデント及び防災に係る不断の研究が必要である。

原子力安全規制は効果的かつ効率的なものであることが必要であり、国際的にも「確率論的安全目標の採用」や「リスク情報に基づく規制」の有用性が広く認識されている。我が国でも、こうした動向に合わせて、確率論的安全評価 (PSA) の手法及び結果の一層の利用が期待されている。

こうした状況を踏まえて、原研の原子炉安全性研究では以下の研究を実施している。

- (1) 燃料の安全性に関する研究： 一層高燃焼度化したウラン燃料や高燃焼度化した MOX 燃料の通常運転時及び事故時の燃料挙動の確認等
- (2) 機器及び構造物の経年変化と信頼性に関する研究： 原子炉圧力容器等の重要機器の劣化の検出・評価手法の確立や、確率論的破壊力学手法の確立等
- (3) 原子炉の事故時安全性に関する研究： 受動安全設備を有する次世代炉の安全性確認や核熱結合事象に関する研究等
- (4) シビアアクシデントの影響評価と緩和に関する研究： 重要でかつ不確か性の大きい諸現象に関する研究やアクシデントマネジメントの有効性評価等
- (5) 安全評価に関する研究： PSA の実施やその結果に基づいての安全上の課題の解明、マンマシンインターフェイスの研究、緊急時技術支援システムの開発等

以下、これらの研究の概要と最近の主要な成果について述べる。

なお、平成 13 年 11 月 7 日に発生した中部電力(株)浜岡原子力発電所 1 号機余熱除去系配管破断事故について、原子力安全・保安院による事故原因等の調査に協力するために実施した配管破断部調査の概要を 2.6 章で述べる。

#### 参考文献

- (1) 原子力委員会、「当面の核燃料サイクルの具体的な施策」平成 9 年 1 月 31 日
- (2) 通産省資源エネルギー庁、「高経年化に関する基本的な考え方」、平成 8 年 4 月
- (3) 原子力安全・保安院、「原子力発電所におけるアクシデントマネジメント整備報告書及びアクシデントマネジメント整備有効性評価報告書の提出について」、平成 14 年 5 月 29 日
- (4) 押部 敏弘ら、「次世代 PWR(APWR+)の安全系概念」日本機械学会第 7 回動力・エネルギー技術シンポジウム 2000 講演会論文集、pp. 229-233 (2000).

## 2.1 燃料の安全性に関する研究

近年、産業界では高い信頼性と高い経済性の両立を目指した高性能燃料の開発が進められている。とくに、経済性向上の観点から、燃料サイクル費の低減、使用済燃料発生量の低減、長期運転サイクルへの対応を目指した高燃焼度化燃料の開発が行われている。また、軽水炉燃料の高度化として、核不拡散への配慮及び資源有効利用の観点からプルトニウムの軽水炉利用が進められている。これらを進める上では、通常運転時、異常過渡時、事故時における高燃焼度燃料や MOX 燃料についての健全性・安全性の確認が重要である。

通常運転時及び異常過渡時には、燃料被覆管の健全性が保たれることが必要である。燃料は燃焼が進むにつれて、ペレットからの揮発性核分裂生成物 (FP : Fission Products) の放出により内圧が上昇する。また、燃焼度の増大に伴ってペレットの熱伝導率は低下する。したがって、同一の出力条件では、ペレット中心温度は上昇して熱膨張により体積が増大するため、ペレットと被覆管の間の機械的相互作用 (PCMI : Pellet Cladding Mechanical Interaction) が顕著になる。高燃焼度ではペレット最外周部において U-238 の共鳴吸収により局所的に燃焼度が増大し、多孔質な構造を示す高燃焼度組織 (リム組織と呼ばれる) が観察されるが、この組織は多量の FP ガスを気泡として含むことから、出力が変化した際に過度の FP ガス放出が生じる可能性が指摘されている<sup>(1)</sup>。一方、被覆管は腐食量の増大や腐食に伴う水素吸収と中性子照射により延性が低下し、高燃焼度利用の制限因子となる可能性がある。このように、高燃焼度においては、被覆管の脆化とペレットの FP ガス放出・熱伝導率の低下の評価が燃料棒の健全性の評価上重要である。

反応度事故 (RIA : Reactivity Initiated Accident) は、原子炉を新たに設置する場合や新たな設計の燃料を用いる場合等に行う原子炉の安全審査の際に想定される事故の一つである。RIA では、出力調整用の制御棒が炉心に全挿入された状態から何らかの原因で抜けること、あるいは冷却水中のホウ素の異常な希釈等により炉心の反応度が異常に上昇し、急激な原子炉出力の増加が引き起こされることによって燃料が破損に至る可能性がある。RIA による燃料の破損限界や燃料破損後の影響の解明を目的とし、原研の NSRR (Nuclear Safety Research Reactor) では RIA を模擬したパルス照射実験を行っている。RIA においても燃料の高燃焼度化による影響 (FP ガス放出量の増加、被覆管の脆化等) は大きく、燃料を破損させるエネルギー投入量の下限值である燃料破損しきい値が低下する可能性がある。また、BWR では、外乱による炉心流量の低下がボイドの発生による出力低下をもたらす、その後流量が回復するとボイドの消滅による出力上昇が発生する。この流動条件の変動に伴う気泡の生成・消滅によって反応度が変化するような核熱的 BWR 不安定が起こることにより、原子炉の出力振動が生じうる。この時、スクラムに失敗した場合には、数分程度の短時間に定格出力の 10 倍程度の出力振動が生ずる可能性があり<sup>(2)</sup>、確率論的安全評価 (PSA) の観点から重要な事象と認識されつつある。

冷却材喪失事故 (LOCA : Loss-of-Coolant Accident) も、原子炉の安全審査において想定される事故の一つである。LOCA 時には、配管の破損等によって原子炉冷却材が流失し、燃料に蓄積された熱や FP の崩壊によって生ずる熱のために被覆管温度は最高で 1000~1400K の高温に達する可能性がある。この過熱により燃料棒は膨れ破裂し、被覆管は高温の蒸気にさらされることで酸化する。被覆管の酸化は脆化をもたらすため、非常用炉心冷却系 (ECCS : Emergency Core

Cooling System) からの注水で炉心が急冷される場合には、熱衝撃により燃料棒が破損する可能性がある。被覆管の破裂後には燃料棒内部にも水蒸気が流入するため、被覆管の内面も酸化されるが、この場合、多量の水素吸収が生じ、その後の被覆管耐破損特性に影響する。また、既に述べた燃料の一層の高燃焼度化が LOCA 時の燃料挙動に及ぼす影響は十分には明らかにされていないため、高燃焼度化が被覆管の酸化速度、膨れ及び破裂特性、急冷時の耐破損特性等に及ぼす影響を評価する必要がある。

上記のような様々な背景から、原研が有する原子炉施設である NSRR、JMTR 及び JRR-3 と照射後試験施設である燃料試験施設などを利用し、とくに燃料の高燃焼度化及び MOX 燃料採用に関わる課題を解決するために、次に挙げる研究を実施している。

－通常運転時及び異常過渡時の燃料挙動に関する研究

－RIA 時の燃料挙動に関する研究

－LOCA 時の挙動に関する研究

以下、各研究の成果について報告する。

### 2.1.1 通常運転時及び異常過渡時の燃料挙動の評価に関する研究

通常運転時及び異常過渡時の燃料の健全性に関する研究では、高燃焼度燃料の健全性の確認を目的として、JMTR での燃料照射試験、燃料試験施設でのペレット熱拡散率測定等の詳細照射後試験を行うとともに、OECD/NEA ハルデン原子炉計画 (2000-2002 年) に加盟して種々の燃料照射試験を実施している。さらに、これらの試験から得られた結果等をもとに燃料挙動解析コードの開発を行っている。

#### (1) 照射試験及び照射後試験による燃料挙動研究

燃料の初期反応度を調整する目的で使用されるガドリニア添加  $\text{UO}_2$  燃料は、ガドリニアの添加により、熱伝導率が  $\text{UO}_2$  燃料より小さく、同一出力における燃料中心温度が  $\text{UO}_2$  燃料に比べて高くなる。一方、燃料ペレットの熱伝導率は、燃焼度の増大にともない固体 FP のペレットへの固溶、中性子照射による結晶の欠陥の導入、原子状の FP ガスのマトリックスへの固溶等により低下することが知られており、これらの効果が重畳するガドリニア添加燃料の燃焼度増大による熱伝導率等の熱特性の変化を明らかにすることは、高燃焼度でのガドリニア添加燃料の FP ガス放出、PCMI 等の燃料挙動を評価するために重要である。そこで、発電炉で照射された、6wt% ガドリニア添加  $\text{UO}_2$  燃料(燃焼度: 28GWd/tU)の熱拡散率 (=熱伝導率 / (密度 × 比熱)) を測定した<sup>(3,4)</sup>。第 2.1-1 図に測定結果を示す。比較のため、未照射  $\text{UO}_2$  及び未照射 6wt% ガドリニア添加  $\text{UO}_2$  の熱拡散率を示す。未照射 6wt% ガドリニア添加  $\text{UO}_2$  の熱拡散率は、未照射  $\text{UO}_2$  より低温側で大きく低下している。照射済ガドリニア添加  $\text{UO}_2$  の熱拡散率は未照射 6wt% ガドリニア添加  $\text{UO}_2$  の熱拡散率より低温側で 30% 程度小さくなっている。測定最高温度を上昇させながら測定を繰り返したところ、熱拡散率は低温側で次第に増大する傾向を示した。これは、照射欠陥の回復と、微小気泡の変化に起因するものと推定される。第 2.1-2 図にガドリニア添加燃料と同一燃料集合体内で照射された  $\text{UO}_2$  燃料(36GWd/tU)の熱拡散率をガドリニア添加燃料と比較して示す。照射済  $\text{UO}_2$  の熱拡散率は未照射  $\text{UO}_2$  の熱拡散率に比べて大きく低下しており、測定を繰り返し

た場合、ガドリニア添加燃料と同様に照射欠陥の回復に伴うと考えられる熱拡散率の回復が見られた。照射済ガドリニア添加燃料の熱拡散率は未照射ガドリニア添加燃料に比べてさらに小さな値を示したが、照射によるガドリニア添加燃料の熱拡散率低下の割合は、 $\text{UO}_2$  燃料に比べて相対的に小さい。これは、ガドリニア添加燃料の場合、ガドリニアの添加により  $\text{UO}_2$  結晶の格子が乱されているために、照射による FP 原子の固溶や、照射欠陥の蓄積の効果が相対的に小さくなるためと推定される。

また、JMTR での再照射試験では、JMTR を利用した再照射試験として 2 種類の実験を行った。第一は、ガドリニア添加の影響を調べる実験であり、発電炉で照射されたガドリニア添加  $\text{UO}_2$  燃料と比較用  $\text{UO}_2$  燃料に燃料中心温度計と内圧計を計装して再照射し、ガドリニア添加燃料の熱伝導率がハルデン原子炉計画で得られた評価式と良い一致を示すことと、出力変動時、特に出力低下時に生じるステップ状の FP ガス放出挙動を明らかにした。第二は、高燃焼度  $\text{UO}_2$  燃料を対象とした実験である。すなわち、発電炉使用済高燃焼度燃料 (PWR、約 50GWd/tU) を短尺化し、沸騰水キャプセル (BOCA) で再照射して高燃焼度燃料の挙動を明らかにするための実験を実施した。

原研が加盟しているハルデン計画では、国際協力研究として、高燃焼度燃料と MOX 燃料についての多様な照射試験が実施されている。例えば、燃焼度伸長に伴う燃料ペレットの熱伝導率低下を評価するため、炉内計装を用いて  $\text{UO}_2$  燃料や MOX 燃料の燃料中心温度測定を高燃焼度領域まで行い、燃焼度に依存した熱伝導率低下のモデルを開発した。また、FP ガス放出による燃料棒内圧の増加で、内圧が外圧を越えて被覆管がペレットから離れるリフトオフ挙動を明らかにするための試験を行い、リフトオフが生じるには 15MPa 以上の大きな内外圧差が必要なことを明らかにした。さらに、各種被覆材の腐食挙動試験を行い、新合金被覆材料の耐腐食特性を明らかにした。

## (2) 燃料ふるまい解析コードの開発

原研が開発した通常運転時の燃料ふるまい解析コード FEMAXI シリーズの中で、FEMAXI-IV は原子力発電技術機構・安全解析所に既に提供され、発電炉燃料の挙動解析および国が行うクロスチェックに用いられている。さらに、50GWd/tU を越えた高燃焼度燃料のふるまい解析にまで機能を拡張した FEMAXI-V を開発し、ソース及び詳細説明を公開した<sup>(5)</sup>。これにより FEMAXI-V は既に国内外の機関に導入され、新たなユーザーを獲得している。また本バージョンに対しては、ハルデン計画での照射試験データおよび発電炉での燃料照射データを用いて検証計算を行い、照射初期から高燃焼度領域までの解析を行った。その結果、ペレットと被覆管のボンディング、およびペレットのリム組織の発生と熱伝導率低下をモデル化することが燃料の熱的ふるまいの予測精度向上にとって必要であることを見いだした。

こうした背景を踏まえ、2001 年には高度化バージョン FEMAXI-6 を開発した。FEMAXI-6 においては、温度分布、核分裂ガス放出及び内圧を計算する熱解析と、ペレットと被覆管の変形を計算する力学解析とを連成させ、ひとつのタイムステップ内で収束解を求める。これにより高燃焼度燃料においても変形と温度の予測精度を向上させることに成功した。また、リム組織生成に関する半経験的モデル、およびペレット-被覆管のボンディングによるギャップ熱伝達の増加と軸

方向の変位拘束を考慮するボンディングモデルを導入するとともに、MOX 燃料に関する物性値の充実を図り、燃焼計算コード PLUTON<sup>(6)</sup>の計算結果を読み込む機能を追加した。

検証計算の結果、FEMAXI-6 は高燃焼度燃料におけるボンディングによる被覆管の軸方向変形の増加を予測でき、またペレット周辺部の高燃焼度領域におけるリム組織生成を表現することに成功した。今後は発電炉照射燃料データを用いてより詳細な検証を進める予定である。

### 2.1.2 RIA 時の燃料挙動に関する研究

NSRR では第 I 期実験計画で、未照射燃料を対象とした一連の実験を行い、原子力安全委員会の定める「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針（以後、RIA 指針と呼ぶ）」の重要な基礎データ、知見を提供した<sup>(7)</sup>。現在は、RIA 指針の安全裕度の合理化、軽水炉燃料の燃焼制限延伸（高燃焼度化）、混合酸化物(MOX)燃料の軽水炉利用（プルサーマル）等に対応するため、第 II 期計画として、燃焼の進んだ燃料を対象とした実験（照射済燃料実験）を中心に研究を進めている。照射済燃料実験は、平成元年度以来、平成 13 年度までに 70 回の実験を実施した。

平成 12 年度までに行った実験では、燃焼度 50GWd/tU の PWR 燃料<sup>(8,9)</sup>及び 61GWd/tU の BWR 燃料被覆管<sup>(10,11)</sup>の低いエンタルピでの破損例を観察し、破損しきい値や破損の影響に関して重要な成果を得た。これらの成果の一部は原子力安全委員会の定めた評価指針に反映されている。しかし、現在進められている高燃焼度化の際の安全審査を行うためには、これに十分対応した実証的なデータを取得することが期待されている。このため、平成 13 年度には、より高い燃焼度の燃料を用いた試験の準備を進めるほか、破損機構解明のための研究を実施した。更に、近年米国で原子炉の安全評価上 RIA に比べて発生確率の高い事象と認識されつつあるスクラム失敗を伴う BWR の出力振動時の燃料挙動に着目した実験を行い、試験炉では世界初となる出力振動実験<sup>(12)</sup>に成功した。

以下に、主要な成果について概略をまとめる。

#### (1) 高燃焼度 BWR 燃料実験

高燃焼度 BWR 燃料を用いた実験では、平成 13 年度までに燃焼度 61GWd/tU の 8×8 (Step II) 型 5 サイクル照射燃料を用いた 4 回の反応度事故模擬実験 (FK-6~10) を実施した。FK-6、7、9、10 の 4 回の実験で約 260~360J/g の燃料エンタルピで燃料破損が生じた<sup>(10,11)</sup>。FK-6 実験で破損した被覆管断面を HBO-1 実験で破損した PWR 燃料被覆管の断面と比較して第 2.1-3 図に示す。反応度事故模擬実験時における高燃焼度燃料棒の破損現象は被覆管の水素脆化の程度に依存すると考えられるが、破損した BWR 被覆管の水素吸収量は最高で約 200ppm 程度であり、PWR 被覆管 (HBO-1) の約半分である水素量の絶対値からは破損は想定しにくい値である。この写真に見られるように、高燃焼度 PWR 被覆管では周方向に析出した水素化物が外周部に集まり、いわゆる水素化物リムを形成しているのに対し、BWR 被覆管では Zr ライナー層との境界部近傍を除き、比較的一様に水素化物が分布、その方向も比較的ランダムであるが、一部は半径方向に配向している。この半径方向に析出した水素化物は被覆管の機械的特性を低下させることが知られており、水素量が相対的に少ない高燃焼度 BWR 燃料棒で観察された破損は、水素化物の析出方

位も破損に影響を与えていることを示唆している。

また、高燃焼度 BWR 燃料実験では、照射後試験の結果破損した被覆管にはほとんど塑性変形は生じていない。燃料解析コード FRAP-T6 を用いて反応度事故模擬実験の解析を行った結果、燃料ペレットの熱膨張のみを考慮した解析結果と実験結果はよい一致を示した。このことから、反応度事故模擬条件下で生じる PCMI 変形は、主にペレットの熱膨張により生じていると考えられる。

なお、この熱膨張解析はペレットを剛体と仮定したものであり、弾性変形を含めた破損時の変形量については実験的に確認する必要がある。そこで、破損時の変形量を測定するため、FK-10 実験では被覆管外表面に歪みゲージを貼付し、被覆管の過渡変形のオンライン測定を照射済燃料としては初めて実施した。この実験では、被覆管温度が破損挙動に及ぼす影響を調べるため、水温を約 360K に上昇させ、ピーク燃料エンタルピが約 417J/g となる条件でパルス照射を行った。その結果、燃料エンタルピが約 340J/g に達した時点で燃料破損が生じた。実験後の燃料は第 2.1-4 図に示すとおり、これまでの 3 回の実験と同様の割れを生じて破損していた。歪みゲージ測定による破損時点での被覆管の周方向歪みは約 0.4% 程度であった。この破損時の被覆管周方向歪みはペレットの熱膨張によって生じ得るものであり、解析による評価を概ね裏付けるものであるが、絶対値については、測定の再現性、評価におけるペレット/被覆管ギャップの評価法の影響、ペレットの弾性変形による影響を含めて、今後も検討を続ける必要がある。

## (2) 高燃焼度 PWR 燃料実験

PWR 燃料実験<sup>(8)</sup>では、改良型低 Sn ジルカロイ被覆の 17x17(B)型燃料の第 5 スパン（集集体軸方向のほぼ中央位置）から採取した試験燃料棒（局所燃焼度 50GWd/tU）を用いて、反応度事故時における燃料挙動、すなわち燃料棒の変形、FP ガス放出及び破損に及ぼす被覆管腐食量や燃料棒内圧の影響を調べることを目的とした実験を平成 13 年度に実施した。

TK-9 実験は、燃料棒内圧を 3MPa まで加圧し、パルス照射を行ったもので、ピーク燃料エンタルピは 414J/g に達したものの、燃料破損には至らなかった。燃料及びパルス照射条件がほぼ同一の TK-3 実験（初期内圧：0.1MPa）との比較により、燃料棒内圧が FP ガス放出挙動に及ぼす影響を調べた。照射後試験の結果、被覆管の最大周方向残留歪は 15% と TK-3 実験の約 3 倍であり、これは He ガスの熱膨張量の違いによるものと考えられる。一方、FP ガス放出率は 6.3% と TK-3 実験の 10.9% に比べ小さく、加圧により FP ガスの放出が抑制されたものと考えられる。現在、ペレットのマクロ・ミクロ観察と SEM/EPMA 観察を進めており、これらの結果を考察して要因を明らかにする予定である。

TK-10 実験においては、過渡時の FP ガス放出挙動を調べるため燃料棒プレナム部に熱電対を取付けガス温度の測定を実施した。パルス照射直後に FP ガスの発生に伴うプレナム部ガス温度の上昇及び燃料棒内圧の増加が見られた。本実験の成功により、パルス照射中の FP ガスの体積・温度・圧力の変化を評価するデータが得られた。

## (3) 出力振動時の燃料挙動実験

BWR におけるスクラム失敗を伴う出力振動時の高燃焼度燃料の挙動を明らかにすることを目

的に、燃焼度 56GWd/tU の燃料を用いた FK-11 実験を平成 13 年度に実施した。出力振動実験時の燃料棒の線出力と燃料エンタルピを第 2.1-5 図に示す。燃料棒線出力は最初一定出力運転時を模擬して約 25kW/m で 5 秒間保持し、その後、制御棒の出し入れにより周期約 2 秒で次第に出力振幅を大きくして計 4 回の出力振動を与え、第 4 サイクルの最高出力は約 48kW/m に達した。ピーク燃料エンタルピは約 250J/g と評価されたが、被覆管表面温度は約 340K で DNB (Departure from Nucleate Boiling) は起こらなかった。

燃料被覆管とペレットスタックの伸び、及び燃料棒内圧の変化を第 2.1-6 図に示す。燃料スタック及び被覆管の伸びは燃料棒出力の変化に対応した同様の変化を示しており、燃料と被覆管は一緒に伸び縮みしていることがわかる。また、伸びの最大値は 0.05% 以下であり、塑性変形はほとんどなく、出力サイクルの繰り返しとともに PCMI により被覆管の伸びが増大していく、いわゆるラチェッティング効果も観察されなかった。また、燃料棒内圧は、出力振動時に約 1.3MPa から最高約 2.3MPa に達したが出力の低下とともにやや低下した。以上の結果より、DNB が起こらない範囲では、BWR の出力振動が燃料の健全性に与える影響は小さいと推定された。現在、FP ガス放出挙動や燃料微細組織等に対する出力振動の影響を明らかにするため照射後試験を実施中である。

さらに高い出力条件での出力振動時の燃料挙動を明らかにすることを目的に、JMTR で照射された燃料(初期濃縮度約 20%, 燃焼度約 25GWd/tU)を用いた出力振動実験<sup>(12)</sup>を実施した。燃料棒周りにヒータを設置して、サブクール度を小さくするとともに、流路管を設けて冷却水流路断面積を制限した。冷却水は、実験直前までヒータを用いて加熱した。燃料棒線出力は最初の一定出力運転時で約 30kW/m、その後、周期約 2 秒で次第に振幅を大きくして 7 回の出力振動を与え、第 7 サイクルの最高出力は約 98kW/m に達した。ピーク燃料エンタルピは約 370J/g に達したが、被覆管表面温度は約 360K に留まり DNB は起こらなかった。被覆管の伸びは出力に対応した変化を示しているが、その最大値 0.4% 以下であり、塑性変形はほとんどなかった。これらの結果から、出力振動条件下での燃焼の進んだ燃料の変形は PCMI によって生じるが、その大きさは弾性変形の範囲であり、燃料エンタルピが約 370J/g 以下では燃料の健全性に大きな影響を与えないものと結論された<sup>(13)</sup>。

#### (4) 今後の計画

燃焼度の高い酸化ウラン燃料やプルサーマル燃料の事故時挙動を調べるために、欧州の発電炉で照射された高燃焼度燃料を試験対象とする研究に着手する。これら燃料の取り扱いのための NSRR 施設改造等の準備を開始する。また、照射済燃料の破損挙動に及ぼす冷却条件の影響を調べるための高温高圧カプセルの開発を実施する。さらに国内で入手可能な高燃焼度燃料を用いた実験を進め、高燃焼度化や燃料設計の変更による事故時挙動への影響を調べる。特に BWR 燃料の破損については、PWR 燃料に比べて低い被覆管中の水素濃度で破損が生じた理由の 1 つと考えられる水素化物の析出方向の影響を調べるため、照射済被覆管を用いたバースト試験やリング引張試験等を行う。また、高燃焼度燃料被覆管の PCMI 変形に対する耐性の指標となり得る破壊靱性値の評価法を開発するための試験に着手する。

### 2.1.3 LOCA 時の燃料挙動に関する研究

この研究では、燃焼度延伸が LOCA 条件下での燃料挙動に及ぼす影響を評価することと、規制判断に必要な基礎データを取得することを目的に、高燃焼度燃料被覆管を模擬し予備酸化/予備水素添加/照射 (JRR-3) を施した被覆管と発電炉照射済燃料から採取した被覆管を用いて、被覆管の酸化速度、膨れ及び破裂特性、急冷時の耐破損特性等に関する様々な基礎試験を行ってきた。また、それらの試験結果を評価するために必要な基礎試験及び燃料破損挙動解析コードの開発も行っている。

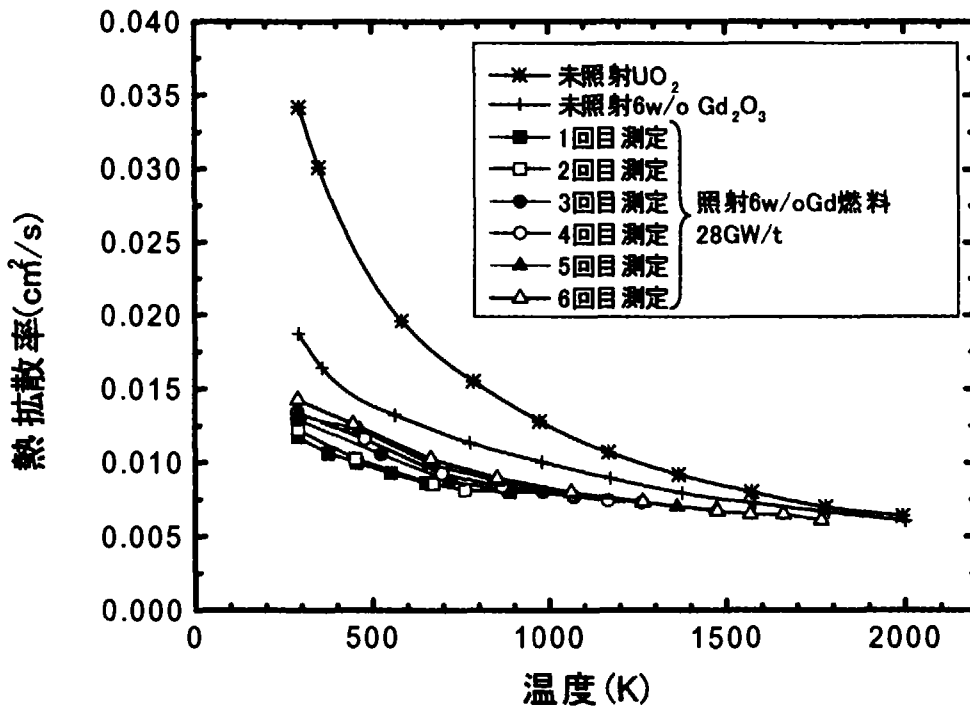
これまでに実施した LOCA 模擬条件下における被覆管の急冷時破断限界を調べる試験(第 2.1-7 図)では、高燃焼度化(被覆管の水側腐食とそれに伴う水素吸収)を 10%の初期肉厚減少と水素添加により模擬した低スズ・ジルカロイ-4 被覆の模擬燃料棒を、水蒸気雰囲気中で内圧破裂させ、1270~1480K において 120~1800s 間等温酸化し、その後、下部から冠水させ急冷した<sup>(14-16)</sup>。この実験では、冷却時に生じる被覆管の収縮がスペーサグリッド間で拘束される可能性を考慮し、燃料棒の上下端を完全に固定する完全拘束条件と拘束力を調整する中間的拘束条件で急冷を行った。試験の結果、水素濃度と軸方向荷重に依存した破断限界条件が評価できた。例として、350~750 及び 750~1420ppm (重量)の水素を添加した被覆管の破損マップ(酸化量(ECR)-軸方向荷重)を、第 2.1-8 図に示す(破断●、非破断○)。なお、ECR とは、酸化反応でジルカロイ中に吸収された酸素が全て化学量論組成の  $ZrO_2$  を生成すると仮定した場合の全被覆肉厚に対する  $ZrO_2$  酸化膜の厚さの割合であり、事故時に被覆管が経験する高温状態の程度(温度、時間)を酸化式で計算した指標として用いている。本評価では、破裂後に起こる両面酸化及び膨れによる肉厚減少を考慮し ECR を計算している。破断したケースでは、破断時の軸方向荷重をプロットし、一方、非破断のケースでは試験中の最大軸方向荷重をプロットしている。図から、破断限界は軸方向荷重の増大とともに低下すること、水素濃度の増大は比較的厳しい拘束条件下での破断限界を低下させることが分かる。なお、調べた水素濃度範囲において、急冷時の軸方向荷重が約 600N 以下であれば、破損しきい値は 20%ECR 以上であることが明らかになった。

今後は、研究炉 (JRR-3) で照射した被覆管、発電炉照射済燃料被覆管を用い、急冷時破断限界評価試験、高温酸化試験、機械特性試験等の試験を実施し、高燃焼度燃料の LOCA 時挙動に関し幅広い条件下での基礎データを取得する計画である。

#### 参考文献

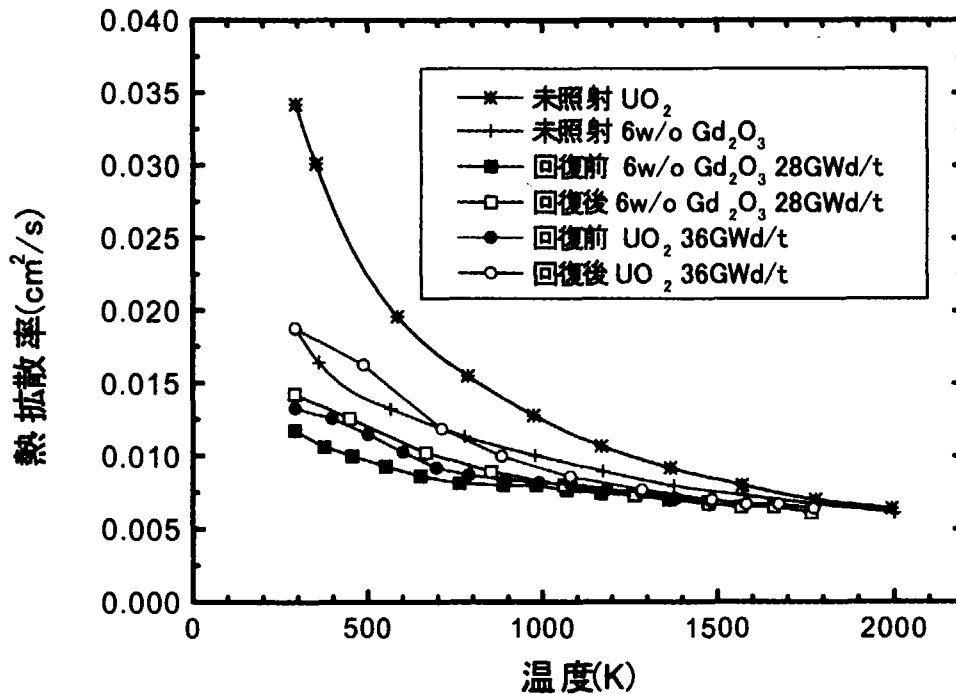
- (1) K. Une, K. Nogita, S. Kashibe, et al., "Effect of Irradiation-Induced Microstructural Evolution on High Burnup Fuel Behavior," *Proceedings of Topical Meeting, International Topical Meeting on Light Water Reactor Fuel Performance*, Portland, Oregon, March 2-6, 1997, pp478-489.
- (2) B. E. Boyack et al., NUREG/CR-6743, LA-UR-00-5079.
- (3) 中村仁一、鴨志田邦明、長島久雄、他、"照射済みガドリニア入り燃料の熱拡散率," 原子力学会 2000 年春の年会, K40, 2000 年 3 月, 松山.
- (4) 中村仁一, "照射済み燃料の熱特性研究," 原子力安全性研究セミナー及び原子炉安全性研究ワ

- ークシヨツプ講演集, JAERI-Conf 2001-008(2001), Japan Atomic Energy Research Institute, p.125-137.
- (5) M. Suzuki, *Light Water Reactor Fuel Analysis Code FEMAXI-V(Ver.1)*, JAERI-Data/Code 2000-030, Japan Atomic Energy Research Institute, (2000).
- (6) Lemehov S. and Suzuki M., *PLUTON -Three-Group Neutronic Code for Burnup Analysis of Isotope Generation and Depletion in Highly Irradiated LWR Fuel Rods*, JAERI-Data/Code 2001-025, Japan Atomic Energy Research Institute, (2001).
- (7) M. Ishikawa et al., "A Study of Fuel Behavior Under Reactivity Initiated Accident Conditions – Review," *Journal of Nuclear Materials*, **95**,1(1980).
- (8) T. Fuketa et al., "NSRR/RIA Experiments with High-Burnup PWR Fuels," *Nuclear Safety*, **37**,328(1996)
- (9) T. Fuketa, H. Sasajima and T. Sugiyama, "Behavior of High Burnup PWR Fuels with Low-Tin Zircaloy-4 Cladding Under Reactivity-Initiated-Accident Conditions," *Nuclear Technology*, **133**,50(2001).
- (10) T. Nakamura, K. Kusagaya, T. Fuketa et al., "High-Burnup BWR Fuel Behavior Under Simulated Reactivity-Initiated Accident Conditions," *Nuclear Technology*, **138**,246(2002).
- (11) 中村武彦、草ヶ谷和幸、吉永真希夫、他、*高燃焼度 (41~61GWd/tU) BWR 燃料の反応度事故挙動*, JAERI-Research 2001-054, Japan Atomic Energy Research Institute, (2001).
- (12) T. Nakamura, S. Katanishi, Y. Kashima, et al., "High Power Transient Characteristics and Capability of NSRR," *Journal of Nuclear Science and Technology*, **39**,264(2002).
- (13) 中村仁一、吉永真希夫、草ヶ谷和幸、他、"BWR 出力振動を模擬した軽水炉燃料の NSRR 照射試験"、日本原子力学会 2002 年春の年会、神戸 (2002,3)
- (14) H. Uetsuka and F. Nagase, "Progress in JAERI program on high burnup fuel behavior under a LOCA transient," *Proc. The topical meeting on LOCA fuel safety criteria*, Aix-en-Provence, March 22-23, 2001, NEA/CSNI/R (2001)18, pp.197.
- (15) F. Nagase, M. Tanimoto, and H. Uetsuka, "Study of high burnup fuel behavior under LOCA conditions at JAERI," *IAEA Technical Committee Meeting on Fuel Behavior under Transient and LOCA Conditions*, 10-14 September 2001, Halden, Norway.
- (16) F. Nagase and H. Uetsuka, "Study of High Burn up Fuel Behavior under LOCA Conditions at JAERI: Hydrogen effects on the failure bearing capability of cladding tubes," *29<sup>th</sup> Nuclear Safety Research Conference*, Washington, U.S.A., October 32, 2001.



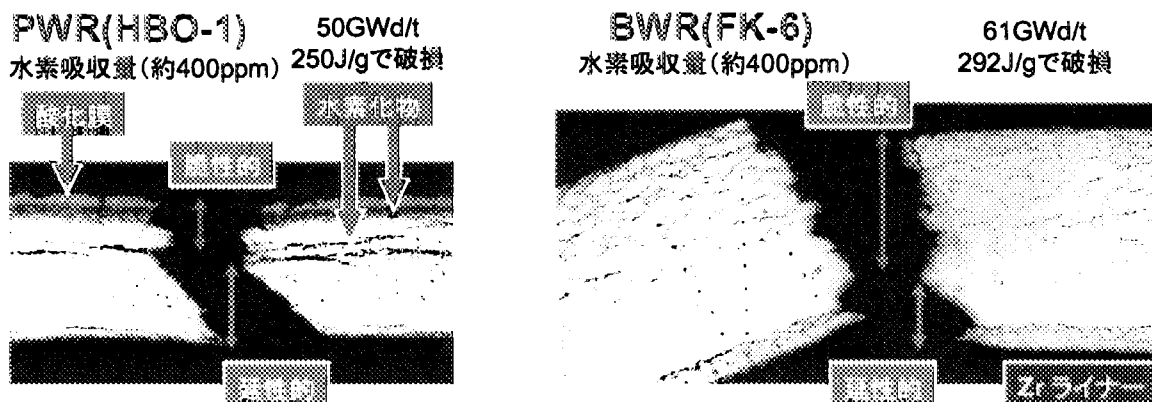
第 2.1-1 図 ガドリニア添加燃料の熱拡散率

ガドリニア添加燃料の熱拡散率は未照射において  $\text{UO}_2$  燃料よりかなり小さく、照射によりさらに減少している。



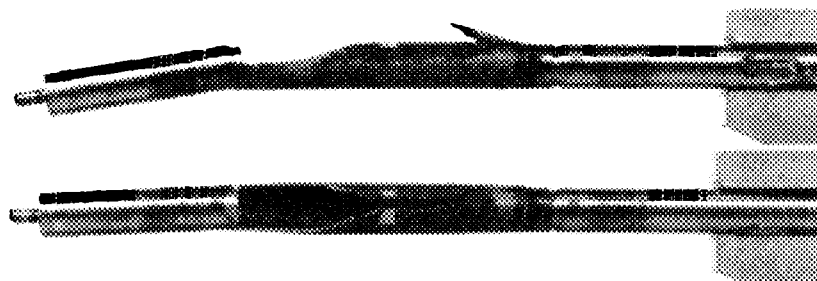
第 2.1-2 図 ガドリニア添加燃料(28GWd/t)と  $\text{UO}_2$  燃料(36GWd/t)の熱拡散率の比較

照射済ガドリニア添加燃料の熱拡散率は未照射ガドリニア添加燃料に比べてさらに小さな値を示したが、照射によるガドリニア添加燃料の熱拡散率低下の割合は、 $\text{UO}_2$  燃料に比べて相対的に小さい。



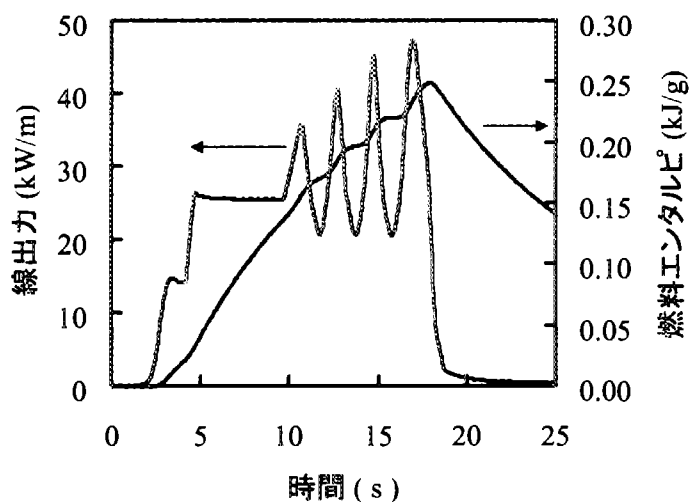
第 2.1-3 図 NSRR 実験で破損した高燃焼度 PWR 及び BWR 燃料被覆管のき裂部断面の比較

水素吸収量約 200ppm の BWR 被覆管と約 400ppm の PWR 被覆管は共に脆性的な破断面を呈した。BWR 被覆管における水素化物は一部半径方向に析出しているものが観察されていることから、水素量が相対的に少ない高燃焼度 BWR 被覆管で観察された破損は、水素化物の析出方位が破損に影響を与えていることを示唆するものと考えられている。



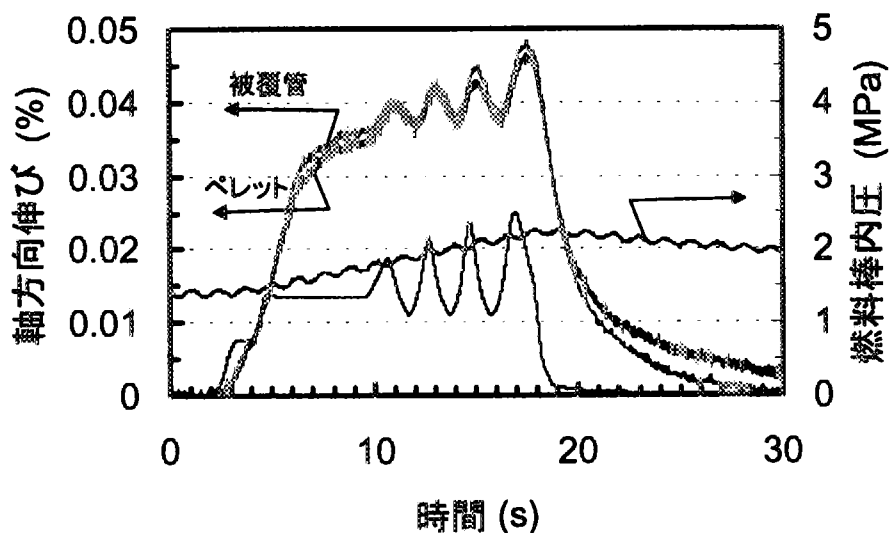
第 2.1-4 図 FK-10 パルス照射後の外観

水温：約 360K、ピーク燃料エンタルピ：約 417J/g の条件でパルス照射を行った。これまでに室温条件で実施した 3 回の実験と同様の割れを呈した。



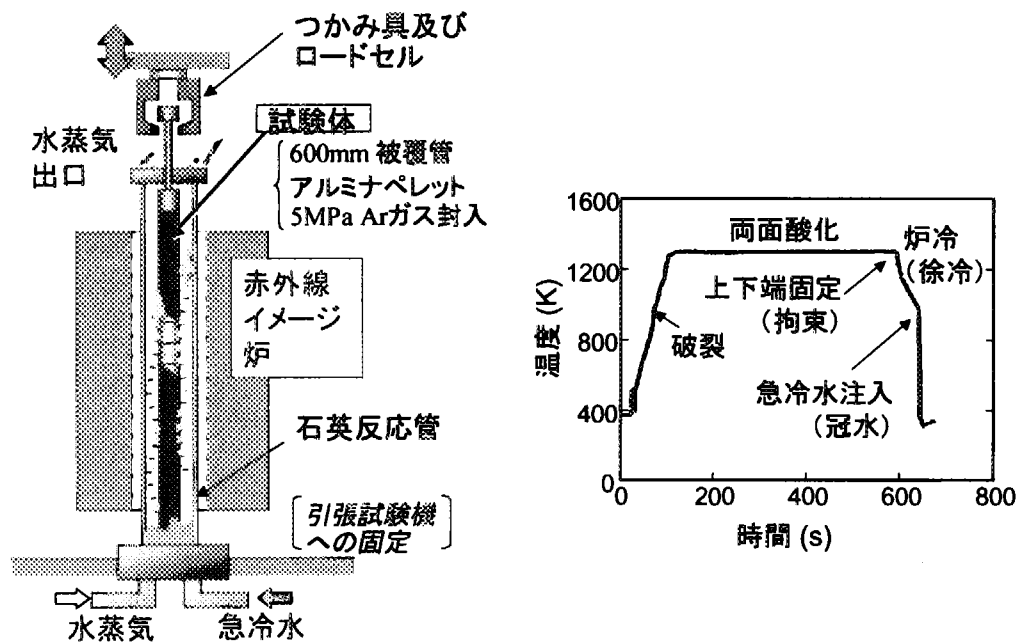
第 2.1-5 図 FK-11 実験中の燃料棒出力とエンタルピ

一定出力運転を模擬するため約 25kW/m で 5 秒間保持し、その後、制御棒の出し入れにより周期約 2 秒で次第に出力振幅を大きくして計 4 回の出力振動を与えた。第 4 サイクルの最高出力は約 48kW/m、ピーク燃料エンタルピは約 250J/g に達した。



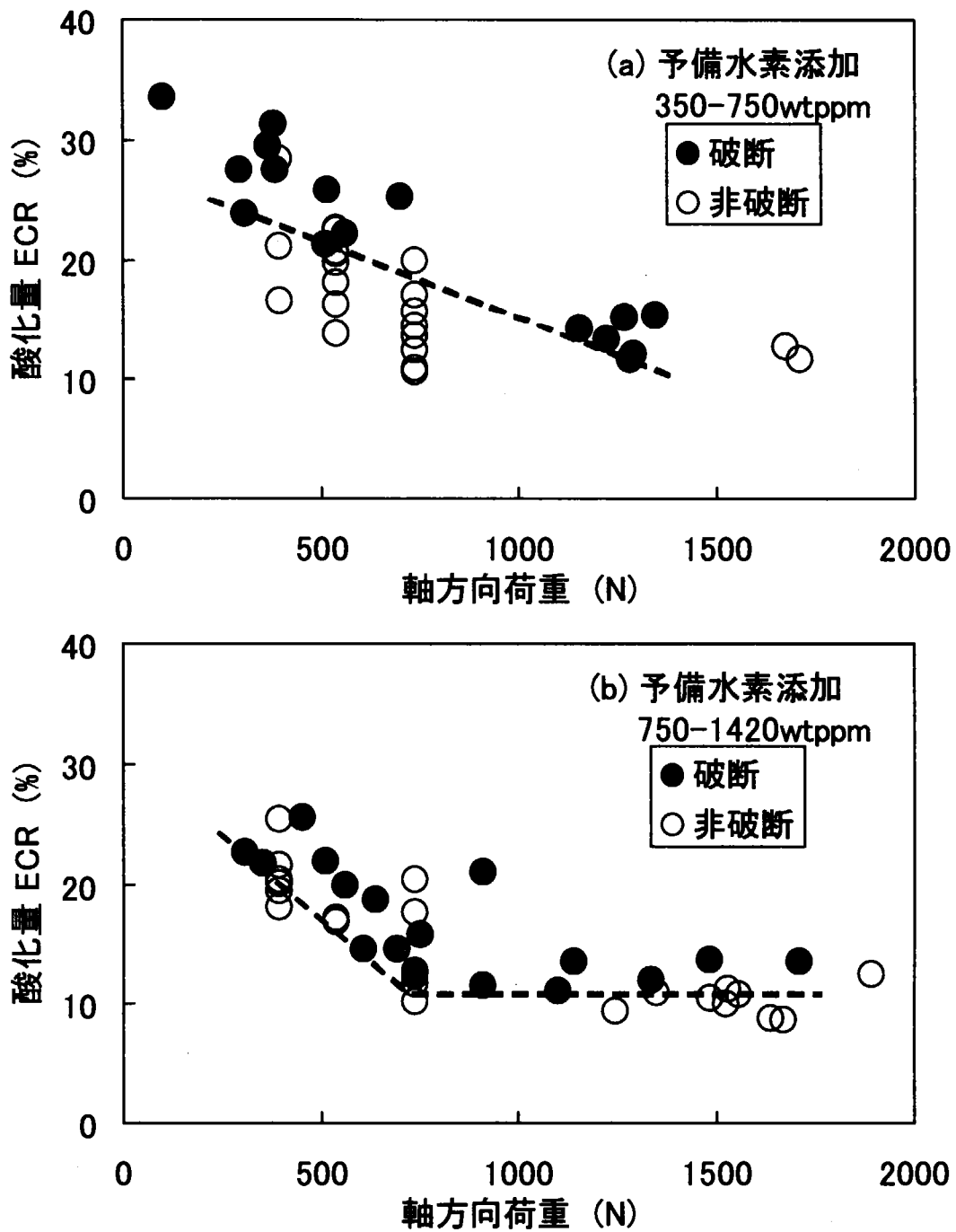
第 2.1-6 図 FK-11 実験中のペレットスタックと被覆管の軸方向伸びおよび燃料棒内圧

燃料スタック及び被覆管の伸びは燃料棒出力の変化に対応した変化を示し、燃料と被覆管は一緒に伸び縮みした。被覆管に塑性変形はほとんどなく、出力サイクルの繰り返しとともに PCMI による被覆管の伸びが増大するラチェッティング効果は観察されなかった。



第 2.1-7 図 LOCA 模擬試験装置の模式図と被覆管温度履歴の例

LOCA 条件を模擬して、模擬燃料体を水蒸気雰囲気中で加熱した後、燃料体下部から冠水し、急冷時の耐破損特性を評価する。燃料棒上端の位置を調整することで、急冷時に燃料棒にかかる荷重を調整することができる。



第 2.1-8 図 水素添加ジルカロイ-4 被覆管の酸化量(ECR)と拘束力に関する破断マップ  
 2 つの水素濃度範囲 ((a)350~750ppm、(b)750~1420ppm) について、急冷時に破断した条件 (●) と破断しなかった条件 (○) を示す。破断したケースでは、破断時の荷重プロットし、非破断のケースでは急冷時発生した最大荷重力をプロットしている。軸方荷重の増大とともに破断限界は低下すること、水素濃度の増大は比較的厳しい拘束条件下での破断限界を低下させることが分かる。

## 2.2 機器及び構造物の経年変化と信頼性

我が国では1970年代初めに実用発電用軽水炉の運転が開始され、これらの軽水炉の運転年数は30年に達している。軽水炉は今後も主要な電力供給源として期待されているが、新規原子力発電所の立地の見通しは決して明るくはないことから、既存のプラントについては安全を確認した上で長期間にわたり有効に活用していく必要がある。現在、我が国では60年の長期供用を視野に入れた高経年化対策が検討されている。海外においても、例えば米国では当初40年とされた運転期間を、20年の延長を図る炉が現れている。安全上重要な機器については供用期間を通して信頼性が維持できることが重要であり、機器の経年変化を考慮した上での健全性評価がその前提となる。

原子力発電所の多種多様な構成機器の中から高経年化に係わる検討が必要な機器を選定するためには、機器の安全上の重要性と補修・取替えの容易性等が判断基準となる。平成8年に経済産業省(旧通商産業省)でまとめられた「高経年化に関する基本的考え方」では、BWRでは原子炉圧力容器、炉内構造物、1次冷却材配管、原子炉再循環ポンプ、ケーブル、原子炉格納容器、コンクリート構造物を選定しており、PWRではこの他に蒸気発生器や加圧器などが加わる。原研ではこれまでに、原子炉圧力容器、炉内構造物、ケーブル、コンクリート構造物を主たる研究対象として放射線環境下での経年変化の評価、測定法の検討および機器の健全性評価にかかわる研究を行ってきた。特に最近では、長期供用時の信頼性を定量的に評価することを目的とする研究を開始している。ここでは、構造機器の確率論的破壊力学(PFM)手法を用いた信頼性評価が中心をなしており、構造材料の経年劣化評価の成果は、これらの入力情報となり、総合的な信頼性評価の中で活用していく計画としている。以下に、これらの研究の背景および現状を記す。

機器の信頼性を評価する方法としては、材料・構造等の不確実性を合理的に考慮できることからPFMに基づいた手法が有用である。この方法では従来の決定論的な評価で用いられる安全率の概念に代わり、材料強度、亀裂寸法、負荷の大きさ等のばらつきを確率分布として考慮し機器の破壊確率が計算される。米国、スウェーデン等では、圧力容器や配管の評価基準への導入が試みられている。我が国でも、確率論的な評価手法を規制等にどう取り入れていくかを検討していくとともに、その土台となる計算ツールについて、近年の破壊力学の進展や計算技術の進歩、経年変化研究の最新成果の反映等を踏まえて改良していく必要がある。

個々の経年変化研究については日本全体で多くの研究開発活動が行われている。経済産業省の委託の下に発電設備技術検査協会が高経年化に係わる技術開発見通しが検討され、日本全体として適切な役割分担で技術開発が実施されるよう調整がとられているところである。高経年化を考える上で重要な経年変化事象を具体的に列挙すると、鋼製機器に対する中性子照射脆化、腐食(応力腐食割れ、粒界型応力腐食割れ、照射誘起応力腐食割れ(IASCC))、環境疲労、熱時効、および蒸気発生器に対する伝熱管損傷、ケーブルの絶縁劣化、コンクリートの遮蔽能力及び強度の低下である。原研に対しては、放射線に関連した経年変化事象の機構解明あるいは関連した検査手法の開発が期待されている。

この他、機器の信頼性確保に係わる研究としては、地震時の信頼性確保の重要な課題として免

震技術が注目されてきており、国内外の原子力施設に適用されている例がある<sup>(1)</sup>。免震構造は、建屋免震、床免震及び機器免震に大別され、機器免震は新旧プラント内機器のいずれにも適用が可能であるが、いまのところ研究開発段階にとどまっている。このため機器免震の有効性に対し明確な評価を与えることが実用化に向けて重要である。

原子炉機器及び構造物の経年変化と信頼性に関するこうした課題に対処するため、原研では、次の研究を実施している。

- (1) 確率論的破壊力学(PFM)による機器の信頼性評価に関する研究
- (2) 中性子照射脆化及び非破壊検出法に関する研究
- (3) 軽水炉用炉内構造物の高経年化損傷評価の高度化に関する研究
- (4) 機器免震の有効性評価 (平成 12 年度終了)

この他、コンクリート構造物についても放射線による強度及び遮蔽能力低下に関する研究を開始している。

PFM による機器の信頼性評価に関する研究では、PFM 解析コード PASCAL(PFM Analysis of Structural Components in Aging LWR)の開発を行い<sup>(2)</sup>、弾塑性破壊力学解析手法を導入することで従来の線形破壊力学に基づく手法と比べてより精度を向上させることができた。ここで、構造機器への過大負荷として軽水炉圧力容器鋼については加圧熱衝撃(PTS)等の過渡事象で発生する応力を想定しているが、地震時に機器に発生する地震応力も対象として、配管等の機器への評価を行っていく予定である。

原子炉圧力容器の中性子照射脆化に関する研究では、照射脆化の予測精度向上という観点から $\gamma$ 線による照射効果を把握するための試験を行い、中性子照射脆化に比べて影響は大きくないとの結果を得た。照射脆化の非破壊検出法に関する研究では、磁気的手法を用いた非破壊計測評価の研究を進めている。低電流で済む比較的低い励磁領域から保磁力を測定する方法について試験を進め、有効な方法であることを確認した。

炉内構造物の高経年化損傷評価の高度化に関する研究では、照射誘起応力腐食割れ (IASCC) の発生・進展挙動を解明し、維持基準に反映させるため、JMTR による照射下でのき裂発生試験及び SCC 進展試験を計画し、試験技術の開発および予備試験を進めた。

機器免震の有効性評価では、地震リスク評価上重要な機器に免震技術を導入することで地震リスクを抵減する研究を実施しており、3次元機器免震システムの有効性と地震応答を精度良く予測できることを確認した。

以下、機器及び構造物の経年変化と信頼性に係わる研究の 12 年度及び 13 年度の成果の要点を記述する。

### 2.2.1 構造機器の信頼性評価コードの開発

高経年化した構造機器の信頼性評価に対する精度向上を図るため、加圧熱衝撃 (PTS) 下の原子炉圧力容器や変動荷重下の構造機器の破損確率を評価する確率論的破壊力学 (PFM) 解析コード PASCAL の開発を進めてきた<sup>(2)</sup>。これまでに、最新の破壊力学的な知見に基づいて、弾塑性破壊力学に基づく破壊基準、中性子照射脆化の焼鈍による回復挙動の解析機能、き裂進展の詳細

評価法等を導入し、基本的なコード整備を完了して公開した<sup>(3)</sup>。また、米国 NRC/ERPI 主催の PTS ベンチマーク問題等に本コードを適用して、破壊基準の違いや延性き裂進展考慮の有無による破損確率への影響についての検討を行っている。このベンチマーク問題について、原子炉圧力容器の破損確率を評価した例を第 2.2-1 図に示す<sup>(4)</sup>。この問題は、非常に古い、照射脆化に大きく寄与する不純物の非常に多い鋼材で製造された原子炉圧力容器が、極端に急冷される場合を対象としている。本コードで取り入れた弾塑性破壊力学解析手法により、延性き裂進展に伴う破壊靱性の増加を反映して、従来の線形破壊力学に基づく手法と比べて低い破損確率となることがわかる。今後も本コードの整備を進めるとともに、PFM 解析の国内標準手法を検討していく。

一方、兵庫県南部地震以降、既存軽水炉の耐震安全性に対する関心が高まっており、不確実な要因が多い地震荷重を確率論的に評価するとともに、機器や構造物の経年変化を考慮したより合理的で精度が高い耐震信頼性評価手法を開発する必要がある。そこで、平成 12 年度までに機器免震や地震リスク研究等を通じて開発した地震危険度評価手法や地震応答解析手法、さらには PFM 解析手法を応用して、平成 13 年度から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着手した。平成 13 年度は、先ず経年劣化による破損事故が多く、PFM の適用が有効と考えられる配管系を対象として、地震荷重評価から PFM による破損確率評価に至る評価手法を検討した。すなわち、材料、環境や荷重条件によって異なる、疲労き裂進展、応力腐食割れ、減肉等の経年劣化事象の評価モデルを整理するとともに、確率論的手法に基づいて評価される地震荷重を入力とした PFM 解析コードの評価フローやプログラム構造等の検討を行った。また、従来の距離減衰モデルに基づく地震危険度評価手法に対して、断層の破壊メカニズムや地盤内での伝播特性を考慮して地震動を推定する断層モデルを導入するとともに、この断層モデルに基づく模擬地震動の作成手法について検討を進めた。今後は、荷重条件の違いや種々の経年劣化事象を考慮した PFM 解析手法を開発するとともに、上下動や位相特性等の地震動に関する最新知見を加えて、確率論的手法に基づく地震荷重評価手法を確立し、これらをコードとして統合することで、機器の耐震信頼性評価コードの開発を進める予定である。

### 2.2.2 中性子照射脆化及び非破壊検出法に関する研究

現在、原子炉圧力容器の照射脆化の予測には、はじき出しエネルギーが高く大規模なカスケード損傷を引き起こす高速中性子の照射量が対象とされており、はじき出しエネルギーの小さい  $\gamma$  線の寄与は考慮されていない。実際の原子炉では、 $\gamma$  線のはじき出し損傷(dpa: displacement per atom)に寄与する割合は中性子によるものの数パーセント程度に過ぎないが、自由欠陥の生成効率が非常に高いため照射脆化に関してはより効果的である可能性が指摘されている。照射硬化の要因としては原子のはじき出しによる照射損傷と、鋼材中の不純物の析出がある。これらのことから、低合金鋼中に含まれる不純物であり脆化に大きく寄与するとされている Cu に着目し、2 種類の Fe-Cu モデル合金を用いて  $\gamma$  線照射を模擬した電子線照射と、材料試験炉での中性子照射を行い、 $\gamma$  線による照射効果の影響を調査している。第 2.2-2 図は、Cu 濃度を変えた 2 種類の Fe-Cu 合金に、電子線と中性子を照射し、照射後の硬化量を dpa を基準に比較したものである<sup>(5)</sup>。照射硬化は、照射脆化の目安となるパラメーターのひとつである。Fe-0.02%Cu 合金については照射量

が増えるに従い硬化しているが硬化量自体は小さい。Fe-0.6%Cu 合金については初期に急激に硬化し、高照射量では硬化が緩やかになっている。どちらの材料についても電子線照射と材料試験炉(JMTR、KUR、Yayoi)での中性子照射の結果はほとんど同一の傾向を描いている。中性子小角散乱法(SANS: Small Angle Neutron Scattering)による析出物の観察から、Fe-0.6%Cu 合金の硬化は主に Cu の析出・粗大化・飽和によるものと確認されたが、析出物の大きさや密度などについても電子線照射と中性子照射ではほぼ同一の傾向であった。これらのことから、中性子と  $\gamma$  線の照射硬化には大きな相違はなく、dpa が照射硬化の良い指標となることが分かった。

軽水炉機器及び構造物の経年変化を非破壊的に検出する技術は、安全性の向上に大きく資することのできる将来の検査技術である。そこで、原子炉圧力容器の照射脆化を対象に磁氣的に材質劣化を検出する手法の開発を進めている。この方法は、中性子照射による圧力容器鋼の保磁力変化と機械特性変化の間に良い相関関係があるという事実に基づいている。保磁力の測定を行うには、被測定部を磁気飽和させることが理想であるが、大きな電流を要するなど実用上の問題がある。そこで、低電流で済む比較的低い励磁領域のいわゆるマイナーループから保磁力を測定する方法について試験を進めた。結果の一例として、マイナーループに沿った増分透磁率の変化曲線から得られた最大透磁率の増分  $\Delta \mu_{\max}$  と保磁力 Hc との関係を 2 種類の構造用鋼材 (A533B 鋼および SUS410 鋼) について第 2.2-3 図に示す<sup>(6)</sup>。最大透磁率の増分と保磁力との間に良い相関があることが分かった。これらにより、既に得られている保磁力と機械的特性との良好な相関に基づき、飽和に至らない低励磁でも増分透磁率を測定しその増分から保磁力を求める手法は、鋼材の機械的特性変化の非破壊測定法として、低電流で行える利点がある有効な方法であることを確認した。

### 2.2.3 軽水炉用炉内構造材の高経年化損傷評価の高度化に関する研究

原子力プラントの高経年化に伴う炉内構造材の劣化について、特に中性子照射と高温高圧水による腐食が関与する照射誘起応力腐食割れ (IASCC) の発生と進展の挙動を評価し、その機構の解明及び維持規準の策定に資する知見を蓄積することを目指して、照射材の高温高圧水中 SCC 試験を炉外 (ホットラボ内における、いわゆる照射後試験) 及び炉内 (JMTR の炉内における、いわゆる照射下試験) で実施することを計画した。これまでに、上記の試験を行うために必要な要素技術の開発・高度化、装置類の整備等を進めると共に、炉内構造材相当のステンレス鋼 (SUS304 及び SUS316L) の JMTR 照射を開始した。

照射下試験を行うために必要な要素技術とは、荷重制御技術、き裂発生検出技術、き裂長さ計測技術、水質計測技術及び照射済み試料の再装荷技術である。荷重制御方法としては、ベローズ内外圧力差を制御することによって所定の荷重を試験片に与える方法が最適であるとの結論を得て、ベローズ内外圧力差を制度良く制御する手法を確立するためのモックアップ試験を実施した。き裂発生試験においては、き裂の発生を試験片の破断として検出する方法が最も確実性が高いと判断し、照射下試験を行うに当たっての制約の範囲で、試験片の破断を確実に検出しつつ可能な限り多くのデータを取得しうる方法の検討を行った。き裂進展試験においては、き裂長さを計測する方法として電位差法が最も確実性が高いと判断し、照射下試験を行うに当たっての制約

の範囲で、き裂長さを確実に計測しつつ可能な限り多くのデータを取得しうる方法の検討を行った。照射下試験時の水質の把握において、最も困難で重要性の高い「炉内における腐食電位（ECP）」に関して、各種の計測用センサーについて検討を進めるとともに、照射線量率（高速中性子、熱中性子、ガンマ線）、キャプセル入口における溶存酸素及び溶存水素等をパラメータとした解析を行った。照射済み試料の再装荷技術に関しては、メカニカルシール法と溶接法の検討を行い、手法を確立するために必要な機器類を整備するとともに、モックアップ試験に着手した。さらに、照射下でのき裂発生試験及び SCC 進展試験の実施に向けて、上記の要素技術を組合せた炉外高温水中モックアップ試験を行うための模擬試験体（第 2.2-4 図、第 2.2-5 図）の試作と改良を重ねた。

要素技術の開発・高度化、装置類の整備等と並行して進めた JMTR 照射においては、試験片の温度、水質を精度良く制御できることを実証し、事前解析の妥当性が確認された。

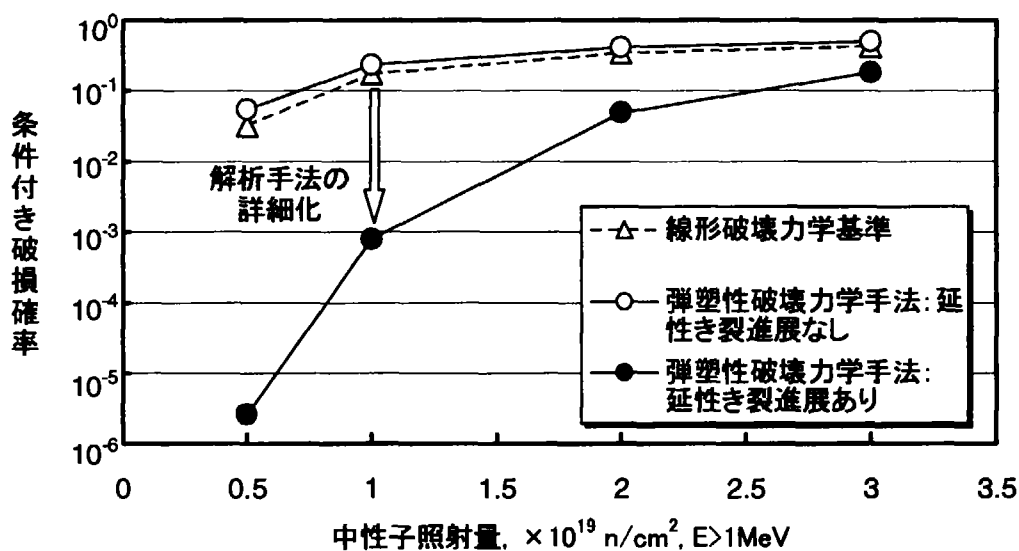
#### 2.2.4 機器免震の有効性評価手法に関する研究

原研では、原子力機器を免震化した場合の有効性について、確率論的手法を用いて評価する手法と評価コード(EBISA)を開発した。本手法は、安全上重要な機器を対象に、免震化した機器の応答と耐力から損傷確率を求め、さらに地震 PSA 手法を用いて非免震機器との比較から炉心損傷頻度の低減効果を評価し、有効性を判定するものである。EBISA は、それらの評価に必要な地震危険度評価、構造物・機器の地震応答評価及び損傷確率評価の 3 つのモジュールで構成されている。

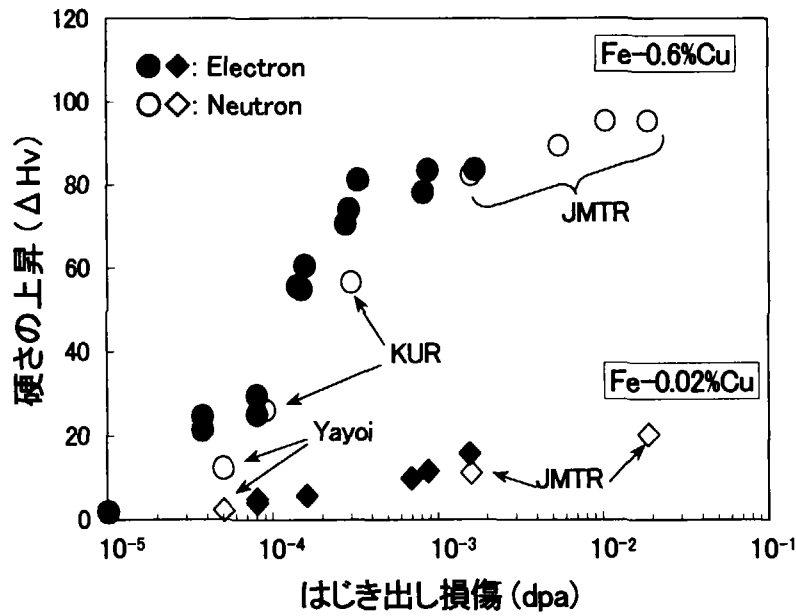
一方、兵庫県南部地震において上下動の影響による構造物等の被害拡大が指摘されている。そこで、上記評価手法の高度化の一環として、上下動に対応した 3 次元機器免震システムを設計・製作（第 2.2-6 図）し、振動台試験や自然地震動下での応答観測等により振動特性と免震性能を検証すると共に、解析手法やモデルの精度向上を図った。特に、振動台試験では、水平固有振動数 0.4Hz、上下固有振動数 2 Hz 及び 1.2Hz の免震システムについて、種々の周波数特性を持つ正弦波や地震波による加振を行い、免震効果や応答性状を詳細に検討した。上下免震では、免震効果を向上させるために固有振動数を低減すると、ロッキング(コンクリートブロックの倒れ込み)が発生しやすくなり、応答が不安定になる。そこで、上下固有振動数 1.2Hz のケースでは、ロッキング応答を抑制するための防止装置を付加した。その結果、水平方向では、入力加速度に対して 30%～50%程度に加速度応答が低減し、上下方向については、固有振動数 2 Hz の場合は入力加速度と同程度以下(応答の増幅なし)に、1 Hz の場合は 60%程度に応答が低減することを確認した。さらに、固有振動数 1 Hz の場合、ロッキング防止装置によって、ロッキング応答が 2 Hz の場合と同程度に抑制され、安定した応答性状を示すことがわかった。また、水平及び上下免震系をそれぞればね要素やダッシュポット要素でモデル化することで、3 次元機器免震システムの地震応答を精度良く予測できることを確認した。

参考文献

- (1) C. Plichon, et al., "Protection of nuclear power plants against seism", *Nuclear Technology*, Vol.49, 295(1980).
- (2) 柴田ら, "確率論的破壊力学に基づく压力容器信頼性解析コードの開発", *日本原子力学会誌*, 43-4, 387(2001).
- (3) 柴田ら, "確率論的破壊力学コード PASCAL の開発と使用手引き", *JAERI-Data/Code*, 2001-011, Japan atomic Energy Research Institute(2001).
- (4) 柴田ら, "延性き裂進展解析法を導入した PFM コード開発", *日本機械学会論文集(投稿中)*.
- (5) T. Tobita, et al., "Hardening of Fe-Cu alloys at elevated temperatures by electron and neutron irradiations", *Journal of Nuclear Materials*, 299, 267(2001).
- (6) 海老根典也, 鈴木雅秀, "増分透磁率変化曲線を用いた压力容器鋼材の磁気・機械特性の評価", *日本応用磁気学会誌*, Vol.25- No.4-2, 1051(2001).
- (7) 堤ら, "3次元機器免震システムの有効性評価手法に関する研究(その1~その3)", *日本原子力学会 2001 年秋の大会予稿集*, 第II分冊, 323(2001).

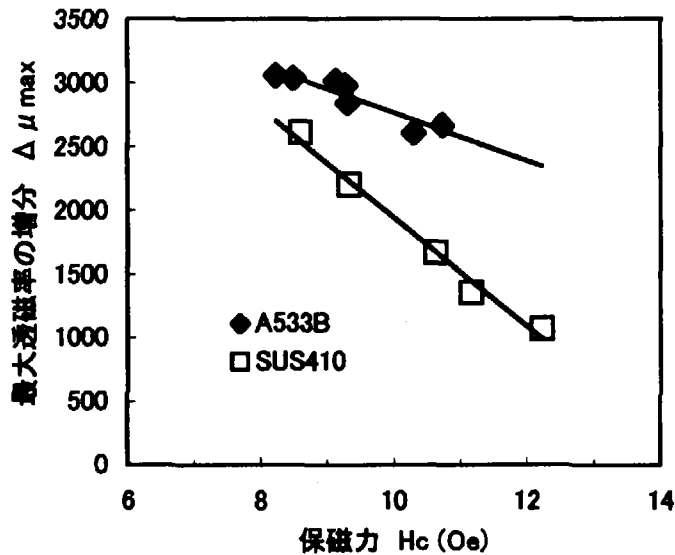


第2-2-1 図 PASCAL コードによる原子炉压力容器の破損確率解析例(4)  
 米国 NRC/EPRI の極端に厳しい PTS ベンチマーク問題による検討から、弾塑性破壊力学解析手法を適用して解析手法を詳細化することにより、従来の線形破壊力学基準に基づく解析結果と比較して、破損確率の大幅な低下が示された。



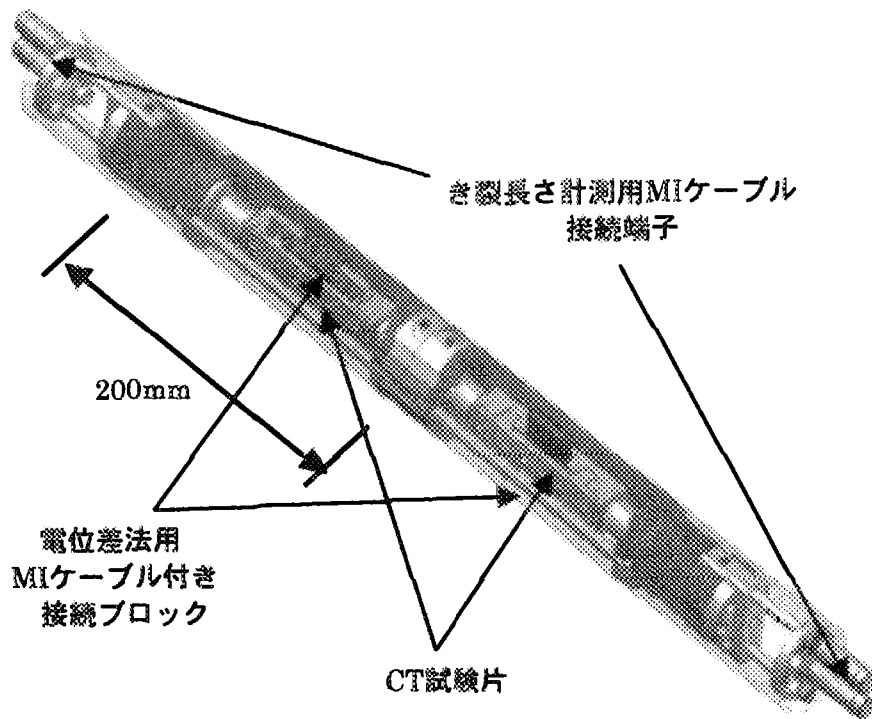
第 2-2-2 図 電子線/中性子による照射硬化の比較<sup>(4)</sup>

2 種の Fe-Cu モデル合金を用いて電子線照射と中性子照射における硬化量の照射損傷量依存性を比較した。電子線照射と材料試験炉における損傷速度(dpa rate)はほぼ等しい。この結果、dpa を基準として両者の照射硬化がほぼ一致することが分かった。



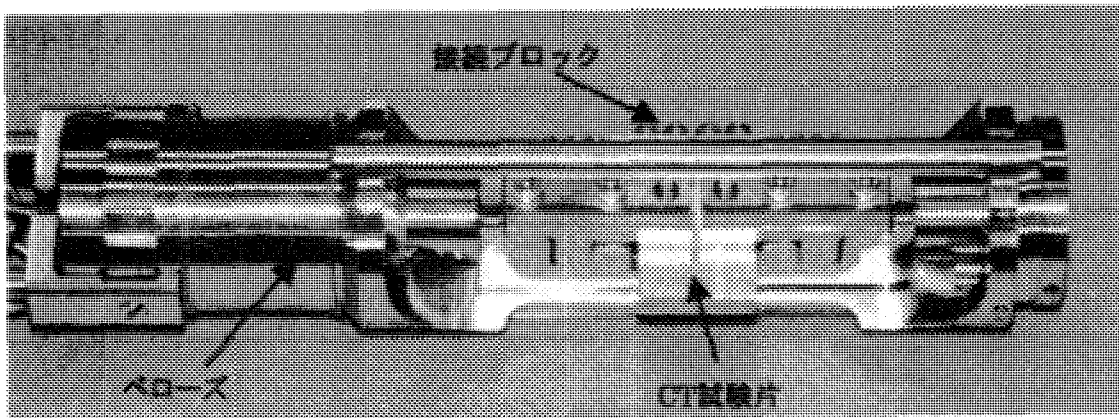
第 2-2-3 図 保磁力と最大透磁率の増分の関係<sup>(5)</sup>

最大透磁率の増分と保磁力とは良い直線関係があり、この関係と別途得られている保持力と機械的性質の関係より機械的性質が非破壊的に評価できる。



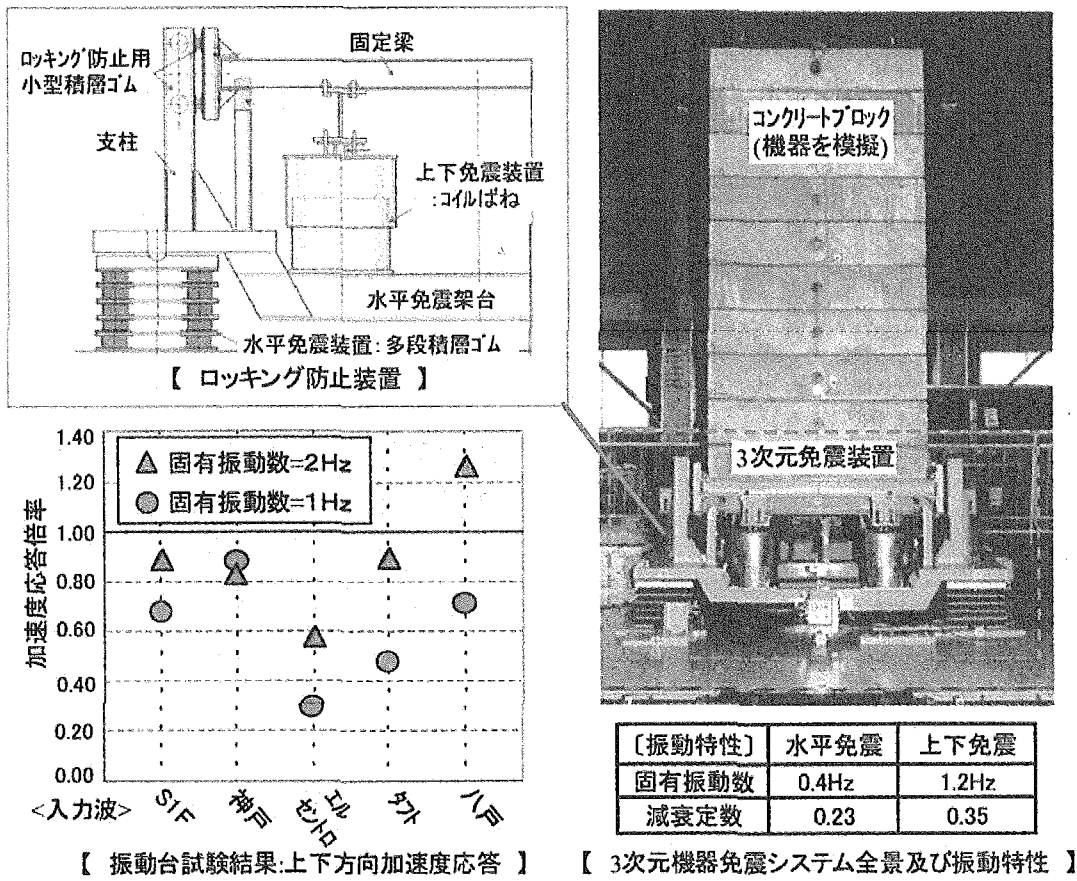
第 2-2-4 図 照射下試験用き裂進展試験体

1 キャプセル内に 2 体の試験体を装荷する。MI ケーブル用のスペースを確保するために、2 体の試験体で取り付け方向を上下逆にしている。



第 2-2-5 図 照射下試験用き裂進展試験体（1 体分）

照射済み試験片の再装荷を行うため、操作性を考慮して脱着の容易な構造にするとともに、温度/き裂長さ計測用ケーブルの引き回しを考えながら高温水流路を確保しうる構造へと、改良を重ねた。



第 2-2-6 図 多段積層ゴム・オイルダンパー・コイルスプリングタイプ  
 3次元機器免振試験システム<sup>(6)</sup>

## 2.3 原子炉の事故時安全性に関する研究

原研は、4年度から12年度にかけて米国原子力規制委員会(USNRC)との研究協力として、受動的な安全系を有する次世代型軽水炉 AP600 設計の安全性確認試験を、定格条件の圧力と温度で模擬する世界最大の熱水力実験装置 ROSA/LSTF を用いて実施し、USNRC による型式承認の作業に貢献した。また、我が国で設計検討が進められる次世代型軽水炉に関しても PWR, BWR 共に受動的な安全機器の採用が検討されていることから、これらの受動安全機器や作動手法について有効性を確認し評価手法を整備するため、7年度以降 LSTF を用いた実験を中心に研究を進めている。12年度～13年度には、日本原子力発電(株)との共同研究として、次世代型 BWR の静的格納容器冷却系(PCCS)の横型熱交換器の性能確認に係わる低圧の個別効果試験を実施したほか、次世代型 PWR に採用が検討される蒸気発生器を用いた一次系冷却に関する試験を行い、低圧時の非凝縮性ガス挙動や自然循環など特徴的な現象を調べた。

一方、BWR では、近年、燃料の高燃焼度化や MOX 燃料の利用によって自然循環運転時を中心に安定領域が変化し、安全裕度が減少する可能性が指摘されるとともに、間欠的な炉心過熱など、不安定時の熱水力挙動を解明する必要性が指摘されている。原研では、11年度より電気ヒーター模擬炉心により BWR 炉心でのボイド反応度フィードバック模擬を唯一可能とした核熱水力結合試験装置(THYNC)を用いて、9年度より炉心の3次元核熱水力挙動を解析する TRAC/SKETCH-N コードを用いて、実炉データがほとんど無い、新型燃料を装荷した炉心の安定性と不安定時の伝熱流動に係わる研究を進めた。

### 2.3.1 次世代型 PWR の受動的な安全系に関する研究<sup>①</sup>

我が国の次世代型 PWR に関し、事故時一次系減圧や長期冷却のために、蒸気発生器(SG)等常用機器の利用や受動的な機器の設置が検討されている。これに対応し、近い将来にこうした安全系を取り入れた炉設計に対する安全審査等のための技術基盤が必要になる。本研究では、世界最大の熱水力実験装置 LSTF 等を利用し、これら新型安全系に関する総合実験や個別効果実験を実施し、その有効性を確認するとともに、データベースの構築、現象の解明、物理モデルの開発を行い、次世代型軽水炉の安全審査に必要な技術基盤を確立することを狙いとしている。受動的な安全系には、ポンプ等の動的な機器を用いた安全系と比べてシステムの簡素化が容易なために信頼性が高いという長所がある一方、駆動力が弱いと他の機器との干渉を受け易いこと、炉内各部の流れが多次元的となること、大気圧に近い低圧での現象が重要となることなど、現行炉とは異なる特徴がある。このため、受動安全機器単体での熱水力挙動の解析が簡単な場合でも、原子炉で使用するためには、これらの特徴を考慮した性能評価が必要である。

以下では、本研究で実施した重力注入水中の溶存ガスの SG 伝熱管への蓄積挙動に関する実験(PS-SD-05)と低圧でのリフラックス凝縮モードでの不凝縮ガス(空気)混入の影響を調べた実験(ST-NC-22)について述べる<sup>②</sup>。これら低圧条件での不凝縮ガスの SG 伝熱に対する影響は、冷却材喪失事故後の長期冷却を重力注入と SG 二次側冷却により受動的に行う炉概念において重要である。例えば、不凝縮ガスの蓄積により SG での伝熱が阻害されると一次系圧力が上昇し重力注入が阻害されることが懸念されるが、従来、これに関連した知見はほとんど存在していない。

PS-SD-05 実験では、炉心出力を 0.77MW (スクラム後 10000 秒の崩壊熱相当)、SG 二次側圧力を大気圧近傍に保ち、コールドレグの破断口 (面積はコールドレグ断面 2.5%) からの冷却材喪失と、重力注入 (水頭をレグから約 25m 高さに一定に維持) を伴う一次系自然循環挙動を観測した (第 2.3-1 図参照)。実験では重力注入後、重力注入と破断流量が釣り合い炉心上部が二相流になる定常的な自然循環状態を約 7 時間観測した。定常自然循環の間、SG 伝熱管内の水位は時間とともに低下し、実験終了時には大気圧換算で伝熱管長さ平均約 2m に相当する空気の蓄積が観測された。又、定期的に一次系各部からサンプルし計測した溶存酸素濃度は、重力注入タンクでは 13ppm であったのに対し、炉心出口ではほぼゼロであった。これらから、重力注入水中の溶存空気は炉心で気相に移行し、飽和二相流とともに SG 伝熱管に流入し蓄積したことが推定できる (第 2.3-1 図参照)。この時、一次系圧力は第 2.3-2 図に示されるように約 0.25MPa と一定であり、伝熱阻害による圧力上昇は生じなかった。従来の研究から、不凝縮ガスが存在し無い場合でも、低圧での二相自然循環時には、伝熱に寄与する管(流動管)と流動が停滞する管(停滞管)が同時に存在する非一様な流動が生じることが分かっており、圧力上昇が見られなかった原因としては、飽和二相流とともに流動管に流入した空気が、蒸気凝縮とともに液相流に小気泡として混合し、出口プレナムに流入し、浮力により出口側から停滞管へ流入したことが考えられる (第 2.3-3 図参照)。すなわち、もともと伝熱にあまり寄与しない停滞管にのみ選択的に空気が蓄積したため、顕著な伝熱阻害は数時間にわたり生じなかったと考えられる。実験結果から外挿するとこの条件の場合、約 20 時間後に停滞管は空気で満たされ、伝熱阻害が生じるのは、それ以降になることが推測される。

ST-NC-22 実験では、リフラックス凝縮条件で、SG に不凝縮ガスが蓄積した場合の凝縮挙動を調べた。ここで、リフラックス凝縮とは、一次系冷却材インベントリが PS-SD-05 実験のような二相自然循環状態からさらに低下し、SG 伝熱管内面が蒸気中に露出した状態での凝縮熱伝達のことを言う。実験では、SG 二次側圧力 (ほぼ大気圧)、水位 (12m)、炉心電気出力 1 MW (定格出力 1.4% 相当) を一定に保ち、非凝縮ガス (空気) を段階的に注入した (第 2.3-4 図参照)。これにより、伝熱管下流側に空気が蓄積し、注入量の増大とともにその領域は上流側に拡大し、伝熱が劣化することにより圧力が増大した (第 2.3-5 図参照)。RELAP5 による解析結果は、第 2.3-5 図に示されるように、蒸気単相の場合、よく実験値と一致したが、空気を注入した場合には、実験結果を過小評価している。

以上の結果より、SG 二次側を除熱源とする炉心自然循環と重力注入を組み合わせ使用する長期冷却系概念において重力注入水中の溶存ガスによる伝熱阻害は、直ちには現れないことが明らかになるとともに、低圧での凝縮熱伝達に対する不凝縮ガスの影響を示す実験データを得ることができた。

### 2.3.2 次世代型 BWR の静的格納容器冷却系に関する研究

次世代型 BWR では、シビアアクシデント時にドライウエル内で発生する蒸気による格納容器の過圧破損を防止するために、蒸気を凝縮し減圧する静的格納容器冷却系 (PCCS : Passive Containment Cooling System, 概念図 第 2.3-6 図) を設置する計画である。

10 年度より日本原子力発電 (株) との共同研究として、横型熱交換器を用いた PCCS の性能の

検証と特性の評価を目的とする単一水平伝熱管を用いた基礎伝熱試験<sup>(2)</sup>を開始した。この試験の結果、実炉事故解析に基づく想定条件（ドライウェル内圧力7気圧、非凝縮性ガス分圧1%）の場合、崩壊熱出力1%相当（50 MW）の蒸気を凝縮させるために伝熱管1本あたり約6 mの伝熱長さが必要であること、凝縮水が安定に排出されること、伝熱管出入口間に生ずる圧力損失が十分小さいことを確認した。さらに、非凝縮性ガスによる伝熱劣化の影響が小さいことを見出すと共に、熱交換器全体の総除熱量に大きく影響する伝熱管入口付近の環状流領域の熱伝達が最適予測をした既存のモデルによる予測値を大きく超えることを見出した。そこで、高速度ビデオカメラ等を用いた伝熱管内流動可視化試験を実施し、伝熱管内部の流れについて詳細を調べた。その結果、環状流の液膜表面に多数の擾乱波が生じていること（可視化画像例 第 2.3-7 図）、擾乱波の通過頻度が局所気相流速にほぼ比例して増大すること、擾乱波の通過頻度の増加に伴い局所熱伝達係数が増大することを見出した。そして、この試験結果に基づき、擾乱波の通過による液膜の攪拌が環状流局所凝縮熱伝達に与える影響を考慮した熱伝達モデルを提案した<sup>(3)</sup>。

$$Nu = n(f)Pr^{0.3}, \text{ ここで}$$

$$n(f) = 1.8f^{1.6} + 250, \text{ 及び}$$

$$f = 6.54 \times 10^{-7} \frac{\sigma}{\mu_l D} Re_{g0}^{0.97} Re_{l0}^{-0.37} + 4.64 \times 10^{-3} \frac{\mu_l}{\rho_l D^2} Re_{g0}^{0.83} Re_{l0}^{0.86}.$$

ここでNuは局所Nusselt数、PrはPrandtl数、 $Re_{g0}$ 、 $Re_{l0}$ は見かけの気液のレイノルズ数、 $\rho_l$ 、 $\mu_l$ 、 $\sigma$ は液相の密度、粘性係数、表面張力、 $D$ は伝熱管内径である。本モデルは擾乱波に働く力の釣り合いに基づいており、気相流速、圧力、液膜厚さ等が局所熱伝達に及ぼす影響を良好に予測すると共に、擾乱波による液膜の攪拌が熱伝達を大きく促進していることを示した。第 2.3-8 図にモデルによる局所熱伝達係数の予測結果と試験結果の比較を示す。

ACE-3Dコードを用いたPCCS 2次側3次元二相流解析<sup>(4)</sup>では、PCCS 起動直後の単相自然循環時の解析、局所沸騰時の解析、バルク沸騰時の解析をそれぞれ行い、2次側流動に対する2次側プール横幅の影響が少ないこと、プール水深はバルク沸騰時の二相流挙動に影響することを明らかにした。

基礎伝熱試験によって明らかにした熱水力挙動の実機サイズでの検証と、並列流路及び2次側多次元流動の影響などを評価するための、大型モデル試験に用いる試験体の製作とそれを用いた試験<sup>(5)</sup>を実施した（大型モデル試験体写真 第 2.3-9 図）。製作した試験体は崩壊熱出力1%相当の除熱を4基の熱交換器で除熱する場合の熱交換器 1/2 台を実寸大で模擬する。この試験の結果、実炉事故解析に基づく想定条件では、PCCS 2次側の沸騰による攪拌により2次側熱伝達係数が基礎伝熱試験に比べて増大し、熱交換器全体の除熱性能が向上することが明らかになった。これは、伝熱管出口における凝縮水のサブクール度を高めるため、凝縮水が流れ込むウェットウェルの圧力上昇が抑制されることを意味しており、ドライウェル-ウェットウェル間の差圧で作動するPCCSにより多くのドライウェル内の蒸気及び非凝縮性ガスが流入することを示唆する結果である。

14年度以降は、大型モデル試験を圧力、入口流量、非凝縮性ガス分圧等をパラメータとする試験を行い、幅広い条件下での横型熱交換器の性能を実証すると共に、2次側多次元流動の評価を行う予定である。

### 2.3.3 BWRの核熱水力安定性に関する研究

昭和63年にLaSalle2号炉で不安定振動が観測されたことを契機として、時間領域の3次元安定性解析手法の確立が望まれるようになった。このため、原研では、3次元核熱水力解析コードTRAC-BF1/SKETCH-N<sup>⑩</sup>を開発し、評価・改良を進めている。また、近年MOX燃料や高燃焼度燃料の使用によって、BWRの熱流動安定性に関する余裕が小さくなる傾向にあり、安定性解析手法の一層の高精度化が望まれている。従来、安定性解析手法の検証には、主に実炉試験のデータが用いられてきたが、炉内の熱水力パラメータに関する情報は限られている。一方、炉外試験として、電気加熱式の模擬燃料集合体を用いた熱水力チャンネル安定性試験が行われているが、これらは炉心出力一定の条件で実施されている。これに対し原研では、安定性に及ぼす熱水力要因と核的要因の相互作用の影響を明らかにするために、平成11年以降、熱水力試験装置にボイド反応度フィードバックの模擬システムを付加した核熱結合試験装置(Thermal-hydraulic and Neutronic Coupling loop: THYNC)による試験を実施している。

THYNC装置は、第2.3-10図に示すように、電気加熱式模擬燃料チャンネル内の局所平均ボイド率の実測値を用いて、実機におけるボイド反応度フィードバックによる出力変動をコンピュータで計算し、模擬燃料出力を実時間制御することによって、核熱結合を近似的に模擬できる<sup>(7,8)</sup>。試験部は、2×2模擬燃料バンドルを内蔵したチャンネル3体(試験部A, B, C)及び出入口差圧一定の条件を保つためのバイパスチャンネル(4×4バンドル)1体からなる。各模擬燃料被覆管外径と発熱部長さは実機と同一寸法で、バンドル形状、燃料棒ピッチ、チャンネル壁と燃料棒との間隔、スペーサの形状、個数、軸方向位置について実機を可能な限り模擬している。

イ. チャンネル安定性試験 チャンネル安定性評価に際しては減幅比を予測することが重要である。このため、THYNCでは、種々の圧力、チャンネル出力、チャンネル流量、入口サブクール条件(1MPa-7MPa, 0.2kg/s-0.5kg/s[質量流速 267kg/m<sup>2</sup>s - 667kg/m<sup>2</sup>s], 10K-60K)で減幅比を調べた。

第2.3-11図に、単チャンネル流路において、チャンネル出力に強制外乱を付加したときのチャンネル流量変化を示す。流量変動はチャンネル出力への外乱投入により誘起され、その後減衰する。この流量変動データから求めた減幅比を第2.3-11図に示す。減幅比は、低チャンネル出力ほど、また高圧ほど小さい。安定限界出力は減幅比が1になるときのチャンネル出力で定義されるので、第2.3-12図から安定限界出力を得ることができる。こうして得た安定限界出力は高圧ほど大きい。

安定限界出力を無次元数で表現する試みが行われている。代表的な例として、Ishii-Zuber<sup>⑨</sup>、Boure<sup>⑩</sup>などがある。第2.3-13図に、実験結果とBoureの無次元速度( $u^+ = u_{in} \rho_{in} H_c / L_c q'''$ ;  $H_c$ : 代表エンタルピー,  $L_c$ : 加熱長,  $q'''$ : 出力密度)の関係を示す。安定限界における無次元速度はほぼ一定であることから、Boureの無次元速度でTHYNCの安定限界出力の圧力依存性がほぼ表せると考えられる。

ロ. 核熱結合試験 出力一定の条件に比べてボイド反応度フィードバックを付加した核熱結合条件の方が不安定になりやすいことがよく知られている。模擬燃料は実機燃料より伝熱時定数が小さいため、実燃料の伝熱時定数を模擬するために模擬燃料出力制御プログラムに付加時定数を導入し、実機燃料と等価の伝熱時定数 $\tau_f$ となるようにして実験している。また、チャンネルの局所ボイド反応度 $\rho_a$ が炉心全体を1点近似した核動特性解析で得られるボイド反応度 $\rho_{a0}$ に対して比例関係 $\rho_a = K_a \rho_{a0}$ を持つと仮定して、反応度フィードバックを模擬している。これまでに、 $\tau_f$ が大きいほど安定な結果が得られている。

核熱結合の影響を種々の流量条件で調べた結果を第 2.3-14 図に示す。核熱結合によって減幅比が大きくなる結果が得られた。

ハ. 解析コードの開発 THYNC チャンネル安定性実験結果に対する3次元核熱水力解析コード TRAC-BF1/SKETCH-N コード<sup>(6)</sup>の予測性能を調べた。減幅比に対する圧力依存性の予測結果を第 2.3-12 図に示す。圧力 1MPa~7MPa の範囲の減幅比をほぼ予測していることがわかる。また、同コードの BWR 核熱水力安定性への適用性について、Ringhals-1 号炉安定性試験 (OECD/NEA ベンチマーク問題) の解析により検証した<sup>(11)</sup>。

ニ. 過渡ボイド予備実験 近年、燃料の高燃焼度化が計画されているが、従来のウラン燃料に比べて、反応度事故時の燃料破損しきい値の低下が指摘されており、事故時の燃料エンタルピーの定量的な評価手法の確立の必要性が高まっている。しかし、事故時の燃料エンタルピーに影響するボイド反応度フィードバック量の評価に必要な過渡時のボイド発生量の予測モデルは未確立である。このため、14 年度から過渡ボイド挙動試験を開始する予定である。13 年度には予備試験を実施し、原研で開発中の瞬時ボイド計測手法及び既設電源設備が過渡ボイド試験に適用可能であることを確認した。

#### 2.3.4 炉内構造物の流体関連振動に関する研究

経年劣化した原子炉を保全する上で重要な項目の一つに、炉内構造物の流体関連振動を防止することが挙げられる。設計時には健全性を保っていた構造物であっても、経年劣化による影響により特性が変化、後年になって破損に至る可能性がある。このため、流体関連振動の早期発見を目的とした異常発見技術の確立が望まれている。

炉内構造物が変動外力を受けて振動する場合、その振動変位には変動外力の周波数だけでなく構造物の固有周波数に近い周波数も卓越することがほとんどである。また、評価の対象としない他の変動外力の周波数成分が重畳する場合や、バックグラウンドノイズが重畳する場合もある。こうしたことから、炉内構造物の振動に関する異常発見にはパワースペクトル密度関数 (PSD) が用いられることが多いが、PSD では詳細な時間情報が欠落するため振動 (変動) の位相が評価できないという欠点があった。そこで、位相評価手法として、ウェーブレット解析と統計処理手法を組み合わせた手法を 11 年度に提案し、流力振動の問題に適用した。

流れの中におかれた片端支持円柱の流力振動に関して、抗力方向振動の平均振幅が増大する流速範囲のほぼ中央に、平均振幅が極小となる流速範囲が生じる場合があることが知られている。片端支持円柱を用いた流力振動実験<sup>(12)</sup>の結果 (第 2.3-15, 16 図) が示すように、交互渦によるロックイン振動により抗力方向の平均振幅が増大する励振域 ( $2.5 < V_r < 3.4$ ,  $V_r = V/f_n D$ ,  $V$  :

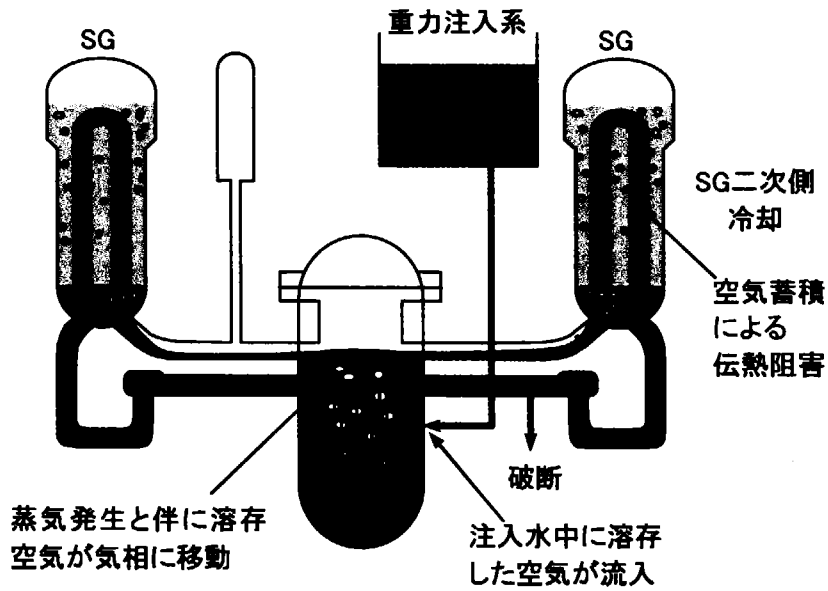
流速,  $f_n$  : 円柱の固有周波数,  $D$  : 円柱外径) と平均振幅が極小となる安定域 ( $V_r \sim 2.5$  周辺) とでは, 平均振幅に非常に顕著な差があるにもかかわらず, 同じ周波数  $f_r$  の変動外力を渦から受け, また, 同じ周波数  $f_d$  で抗力向に振動していることがわかる。そこで, 渦による変動外力の位相を, 提案した手法を用いて円柱の固有周波数に近い周波数等が重畳した揚力方向の振動変位から求め, 抗力方向の振動変位の位相と比較した。結果を第 2.3-17 図に示す(13,14)。比較の結果, 両者の位相の関係が流速条件によって変化することが明示された。それぞれの位相の関係は, 励振域では変動外力が円柱振動に正の仕事を, 安定域では負の仕事をそれぞれ行っていることを表している。この様な流速条件によって変化する位相の関係は, 電磁流速計を組み込んだ円柱を用いて測定した円柱周りの流速変動にも見られる(16)。

以上の結果から, 構造物の振動の平均振幅に大きな影響を及ぼす振動(変動)の位相に関して, 種々の信号が重畳した測定値からも評価可能な手法を提案した。

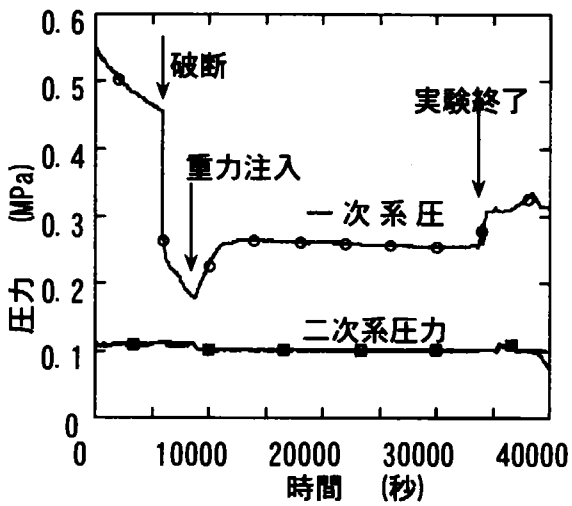
#### 参考文献

- (1) T. Yonomoto, *et al.*, "ROSA/LSTF experiments on low-pressure natural circulation heat removal for next-generation PWRs," *Proc. 12th Pacific Basin Nuclear Conference*, pp. 317 (2000).
- (2) H. Nakamura, *et al.*, "Single U-tube Testing and RELAP5 Code Analysis of PCCS with Horizontal Heat Exchanger," *Proc. Second Japan-Korea Symposium on Nuclear Thermal Hydraulics and Safety (NTHAS-2)*, pp. 336 (2000).
- (3) M. Kondo, *et al.*, "Roll Wave Effects on Annular Condensing Heat Transfer in Horizontal PCCS Condenser Tube," *Proc. 10th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE10)*, ICONE10-22403, (2002).
- (4) A. Ohnuki, *et al.*, "ACE-3D Code Analyses of Multi-Dimensional Boiling Flow in Horizontal PCCS Water Pool," *Proc. 9th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE9)*, (2001).
- (5) 近藤ら, 「大型モデル試験装置を用いた横型 PCCS 熱交換器の性能確認試験(3)」, 日本原子力学会「2002年秋の大会」予稿集, (2002).
- (6) H. Asaka, *et al.*, "Coupling of the Thermal-Hydraulics TRAC Codes with 3D Neutron Kinetics Code SKETCH-N," *Preliminary Proc. of the OECD/CSNI Workshop on Advanced Thermal-Hydraulic and Neutronics Codes: Current and Future Applications*, vol.2, pp. 1 (2000).
- (7) 井口ら, 「軽水炉過渡事象炉心伝熱流動試験(14)」, 日本原子力学会「2000年春の年会」予稿集, E28, (2000).
- (8) 井口ら, 「瞬時計測型流路断面平均ボイド率計の開発」, *JAERI-Research 2001-032*, (2001).
- (9) M. Ishii, *et al.*, "Thermally induced flow oscillation instabilities in two phase mixture," *Proc. 4th Int. Heat Transfer Conf.*, (1970).

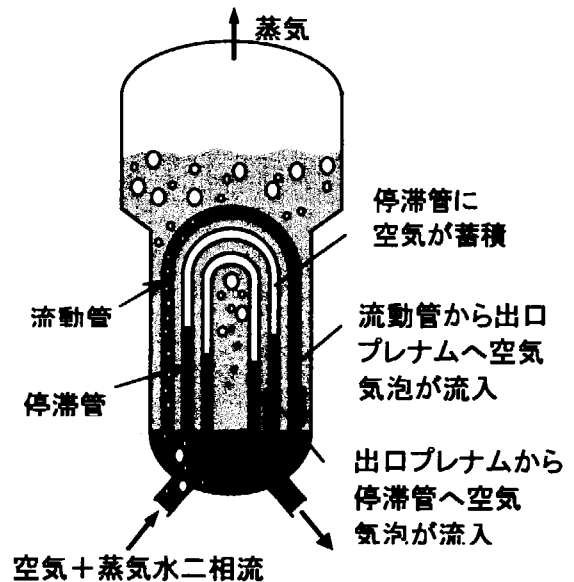
- (10) J.A. Boure, *et al.*, "Review of two-phase flow instability," *Nucl. Eng. Design*, vol.25, pp. 165 (1973).
- (11) 浅香ら, 「Ringhals-1 安定性試験の TRAC-BF1/SKETCH-N による全チャンネル解析」, 日本原子力学会「2001年春の年会」予稿集, I58, (2001).
- (12) M. Kondo, *et al.*, "Water Flow Simulation Test on Flow-induced Oscillation of Thermowell in Prototype-Fast Breeder Reactor MONJU," *JSME Int. J.* Vol.44-4, pp. 688 (2001).
- (13) M. Kondo, *et al.*, "Study of Alternative Vortex Effect on In-Line Oscillations of Flexible Cylinder," *Proc. 2000 Pressure Vessels and Piping Conf.(PVP2000)*, Vol. PVP-414-1, pp. 171 (2000).
- (14) 近藤ら, 「インライン流力振動に及ぼす交互渦の影響」, *機械学会論文集 C 編* Vol.65-639, pp. 4252 (1999).
- (15) 近藤ら, 「振動円柱近傍の流速変動が円柱振動に与える影響」, *機械学会論文集 B 編* Vol.68-665, pp. 86 (2002).



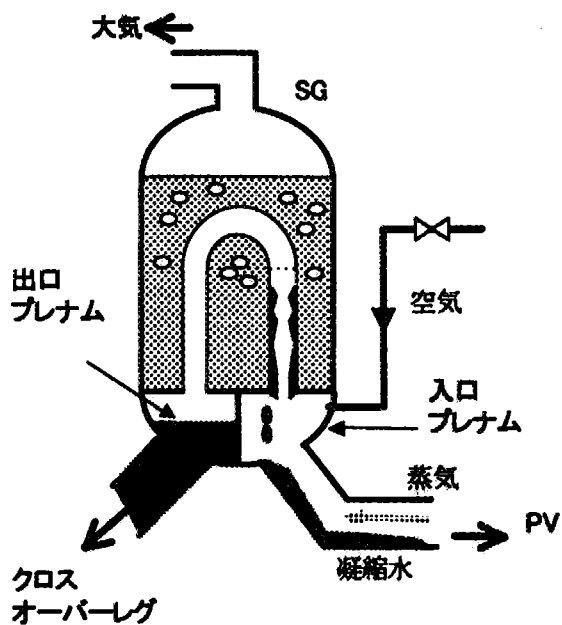
第 2.3-1 図 重力注入と破断口からの流出を伴う自然循環挙動(PS-SD-05 実験)



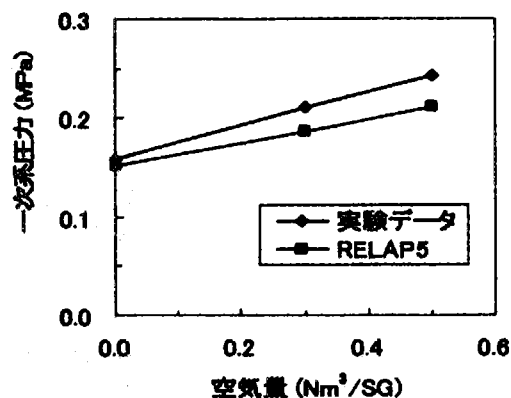
第 2.3-2 図 システム圧力(PS-SD-05 実験)



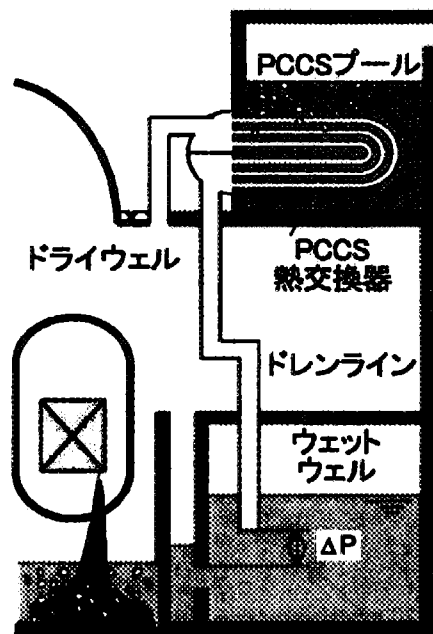
第 2.3-3 図 二相自然循環時の SG 伝熱管への空気蓄積挙動



第 2.3-4 図 低圧リフラックス凝縮実験  
ST-NC-22 の概要

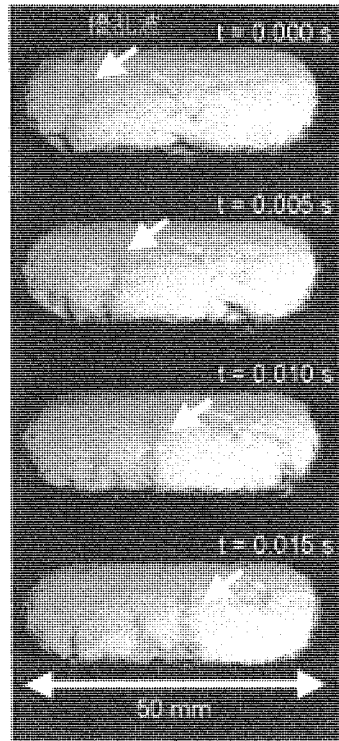


第 2.3-5 図 不凝縮ガスの一次系圧力  
に対する影響(ST-NC-22)



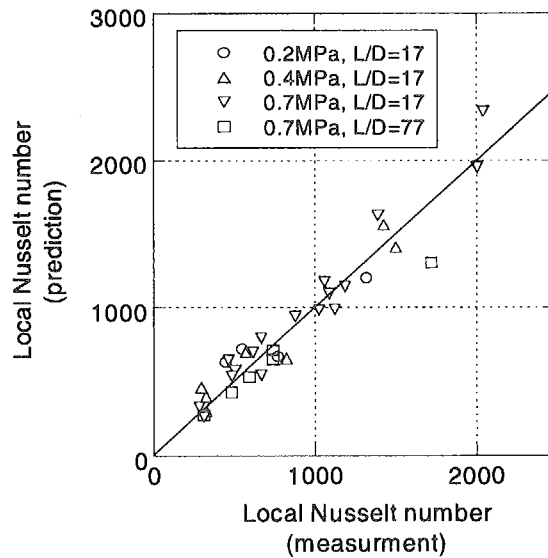
第 2.3-6 図 静的格納容器冷却系 (PCCS) 概念図

ドライウェルとウェットウェルとの力差によってドライウェル内の非凝縮性ガス混じりの蒸気が PCCS 熱交換器に流入し、蒸気は熱交換器内で凝縮、凝縮水と非凝縮性ガスがウェットウェルに排出される。PCCS 熱交換器を介して格納容器内の熱を格納容器外へと排出、格納容器内の圧力上昇を抑制する。



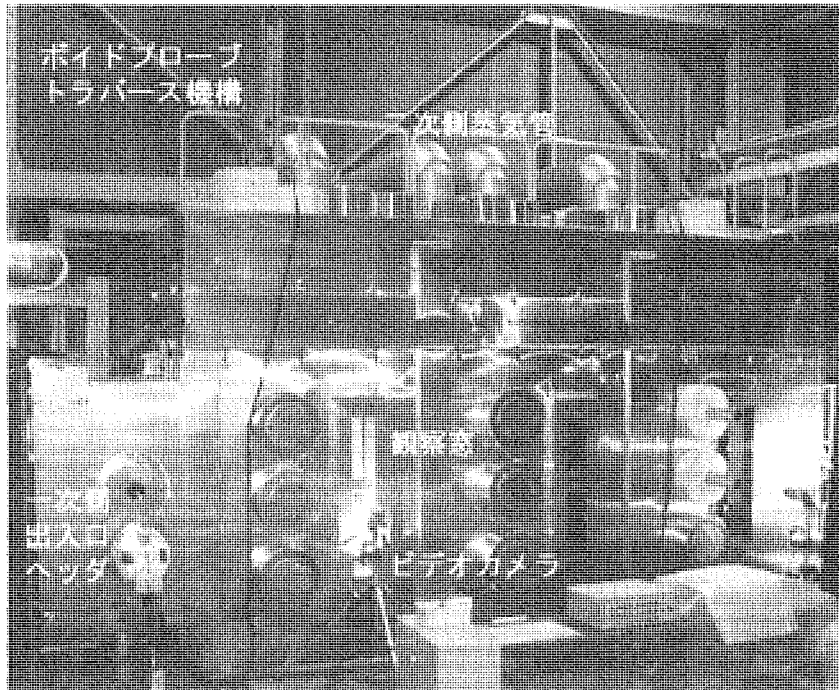
第 2.3-7 図 環状流可視化例（気相流速 $\sim 18$  m/s, 圧力 0.7 MPa, 撮影速度 9000 frame/s）<sup>(3)</sup>

矢印の部分に擾乱波（roll wave）が見られる。例では擾乱波はおよそ 1.4 m/s の速度で伝播しており、伝播速度が 0.2 – 0.5 m/s と見られる鱗状の液膜を伝播の際に攪拌すると見られる。



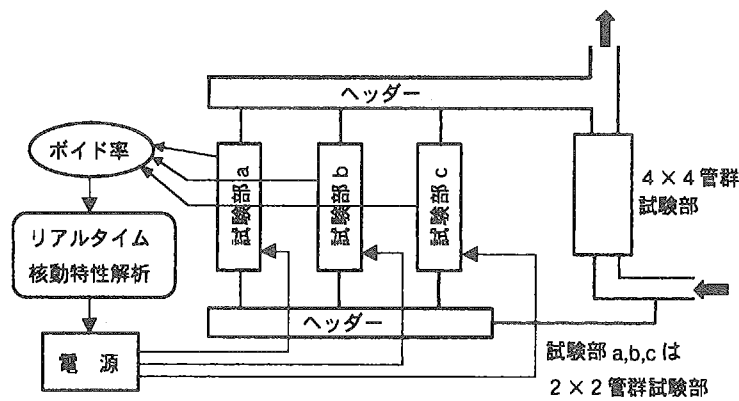
第 2.3-8 図 環状流凝縮熱伝達モデルの予測値と実験値の比較<sup>(3)</sup>

擾乱波に働く力の釣り合いをモデル化し、擾乱波の通過頻度を予測するモデルを提案した。図は、擾乱波の通過頻度と局所熱伝達係数との関係を実験式とし、モデルと組み合わせて局所熱伝達係数を予測した結果と実験結果との比較。



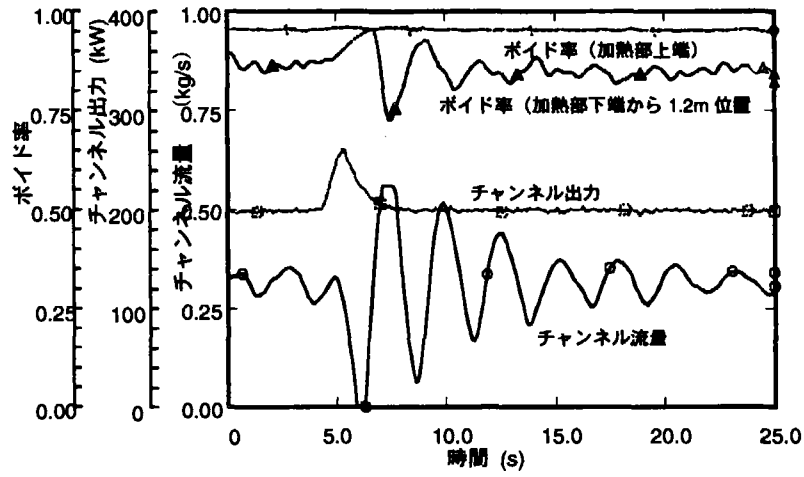
第 2.3-9 図 大型モデル試験体外観

伝熱管束が設置されている側からの様子。ビデオカメラが設置されている観察窓から伝熱管束の一部を確認できる。丸い部分は測定器挿入用フランジであり、一部には光学式ボイド計、観察窓等が挿入されている。

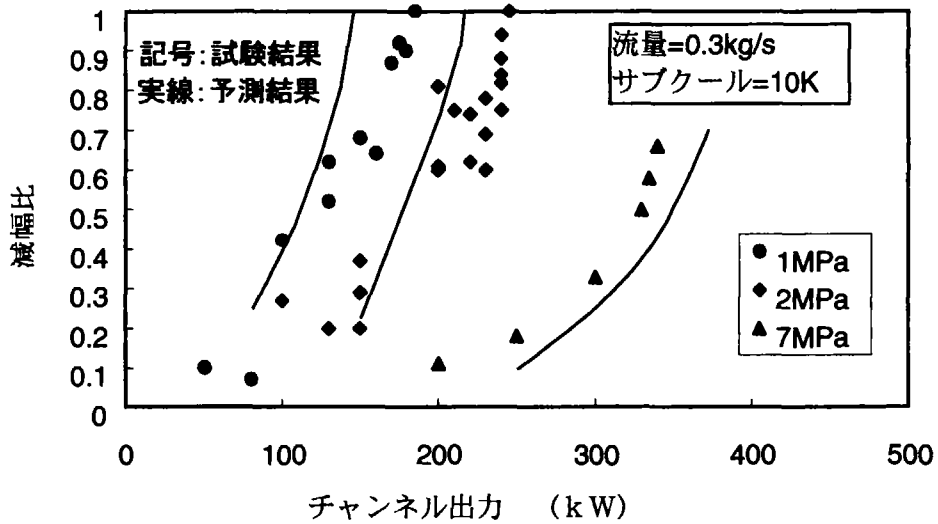


第 2.3-10 図 核熱結合試験装置

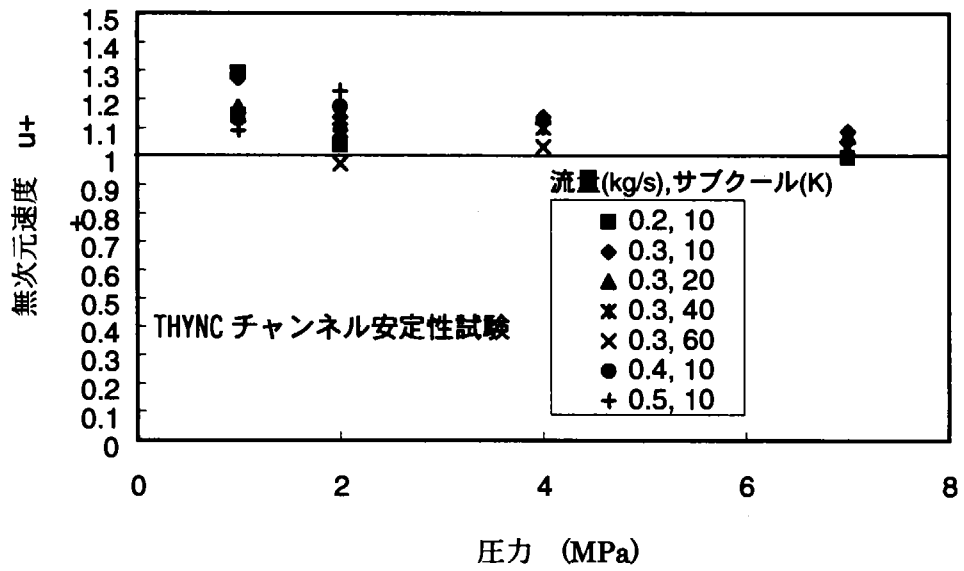
(Thermal-hydraulic and Neutronic Coupling (THYNLC) loop)



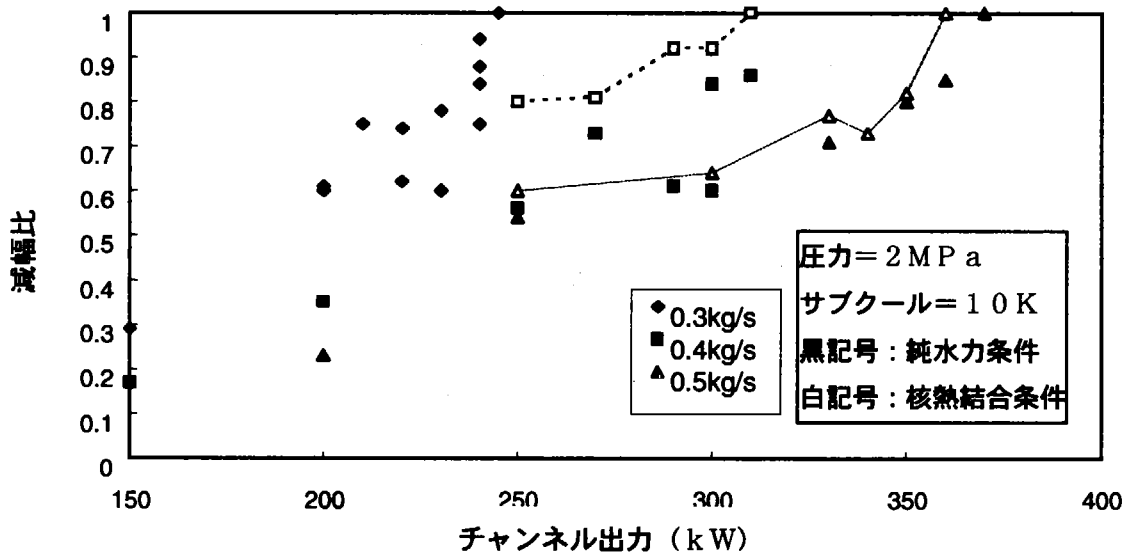
第 2.3-11 図 THYNC 外乱試験 (圧力=2MPa, サブクール=10K)



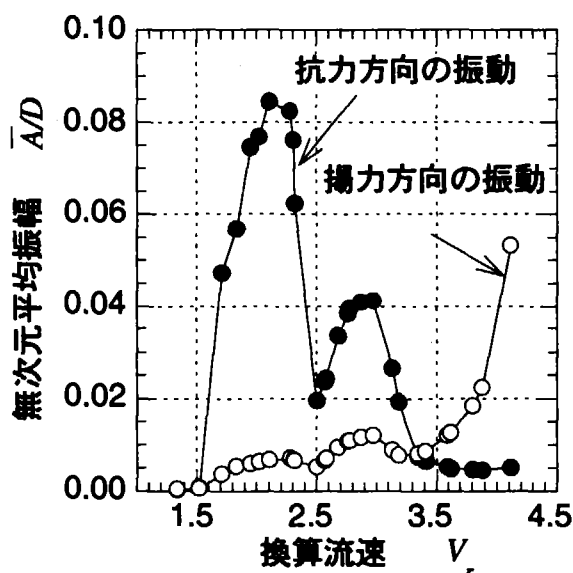
第 2.3-12 図 減幅比に関する THYNC チャンネル安定性試験結果及び TRAC-BF1 コード予測結果 (圧力・出力依存性)



第 2.3-13 図 チャンネル安定限界における Boure の無次元速度(10)と圧力の関係



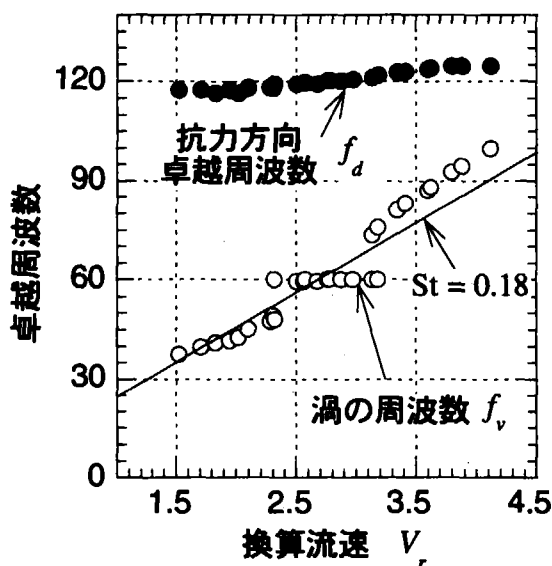
第 2.3-14 図 THYNC における純水力条件と核熱結合条件 ( $K_o=0.2$ ) の減幅比の比較



第 2.3-15 図 抵抗力方向と揚力方向の振動の平均振幅<sup>(12)</sup>

( $\bar{A}$  : 平均振幅、 $D$  : 円柱直径、 $V_r$  : 換算流速 ( $V_r = V/f_n D$ 、 $V$  : 流速、 $f_n$  : 固有周波数))

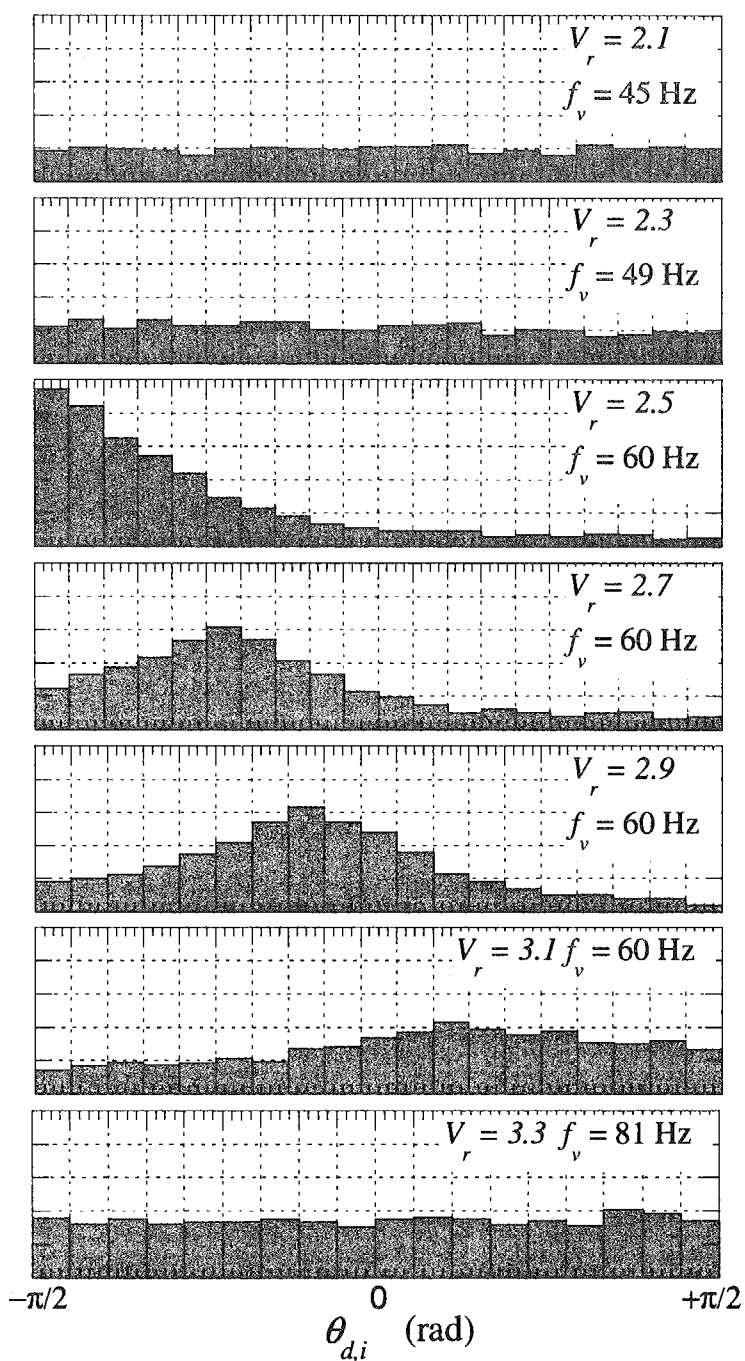
片端支持円柱の抵抗力方向の振動に関しては、2つの励振域 (図では  $1.5 < V_r < 2.5$  と  $2.5 < V_r < 3.4$ ) と、それらに挟まれた平均振幅が極小となる流速条件 (図では  $V_r = 2.5$ ) が存在する場合があることが知られている。



第 2.3-16 図 流れ方向の振動の周波数と渦の周波数<sup>(12)</sup>

( $V_r$  : 換算流速 ( $V_r = V/f_n D$ 、 $V$  : 流速、 $f_n$  : 固有周波数))

抵抗力方向の平均振幅が明らかに異なる  $2.5 < V_r < 3.4$  の励振域と  $V_r = 2.5$  の安定域では、同一周波数の外力を渦より受け、抵抗力方向に同一周波数で振動していることがわかる。



第 2.3-17 図 抵抗力方向振動変位の位相  $\theta_{d,i}$  の度数分布<sup>(12-14)</sup>

( $\theta_{d,i}$  : 抵抗力方向振動変位の位相、 $f_v$  : 渦の周波数、 $V_r$  : 換算流速 ( $V_r = V/f_n D$ 、 $V$  : 流速))

$V_r=2.5\sim 3.1$  では渦による変動外力に対して、抵抗力方向振動変位がある特定の位相となることが多く、その位相関係が流速条件によって異なっていることが示された。

## 2.4 シビアアクシデントの影響評価と緩和

我が国で稼働中の原子力施設は、TMI 事故やチェルノブイリ事故を教訓とし、多重防護の考えに基づいた安全確保策が施されているため、万一事故が発生しても、それが炉心の重大な損傷に至るようなシビアアクシデントに発展する確率は極めて小さい。シビアアクシデントは、いくつもの機器の故障や運転操作上のミス、誤判断が重なって初めて引き起こされるものであるが、シビアアクシデントの理解を深め、生じる可能性のある現象の精度良い予測法を準備し、事故がシビアアクシデントに拡大することを防止する対策や、万一シビアアクシデントが発生してもその影響を緩和する対策を用意することで、リスクをいっそう小さくすることができる。

シビアアクシデント時に発生する可能性のある現象については、TMI 事故発生後、我が国だけでなく世界各国でも精力的に研究が行われ、多くの知見が得られてきている。原研では、これまでの研究成果をふまえるとともに、国内の他機関が実施する研究テーマを勘案して、重点課題として以下の研究を実施した。

- (1) 水蒸気爆発を含む溶融炉心/冷却材相互作用 (FCI)
- (2) 照射済燃料からの放射性物質の放出挙動に関する研究 (VEGA 計画)
- (3) 原子炉冷却系配管の信頼性に関する研究

12 年度～13 年度には、FCI 研究として溶融シリコンを用いた水蒸気爆発実験を行うとともに、溶融炉心が水中に落下した場合の粗混合に関する簡易モデルと FCI 解析コード JASMINE を用いた実機条件での解析を行った。VEGA 計画では、試験を開始した 11 年度以降に実施した通算 5 回の実験結果を基に、雰囲気圧力、燃料温度等の主要パラメータの影響を明らかにした。文部科学省の特別会計事業として実施した配管信頼性に関する研究では、高温、高内圧条件下で強度劣化した配管の破損時刻を予測する簡易評価手法を構築するとともに、配管内でのエアロゾル挙動に関する知見をまとめた。さらに、これらの新知見をシビアアクシデントコードに導入して解析を行い、PWR のシビアアクシデント時に配管が最初に破損する可能性が高い部位を同定した。

### 2.4.1 溶融炉心/冷却材相互作用

溶融炉心/冷却材相互作用 (FCI) は原子炉のシビアアクシデント時に過熱・溶融した炉心構成材が冷却材と接触することにより発生する熱的相互作用であり、条件によって穏やかなクエンチから激しい水蒸気爆発まで、様々な様相を呈する。溶融炉心の冷却過程として、さらに格納容器への衝撃負荷をもたらす現象として重要な意味をもつ。水蒸気爆発は事故シーケンス上、炉容器(RPV)内または炉容器外で発生する可能性が有るが、 $\alpha$ モードと呼ばれる炉内のケースは、サブクール度の小さい高温高圧の熱水力条件や炉内構造物による機械的エネルギー散逸を考慮し、多くの専門家によってリスク上重要でないと判断されている<sup>(4)</sup>。しかし、炉外のケースでは水温や圧力が比較的 low、一般的に水蒸気爆発の起こり易い条件となる。また、水蒸気爆発は事故シーケンス上比較的早期に格納容器破損をもたらす可能性が有ることから、防災対策の時間余裕の観点も含め、公衆への影響を評価する場合に重要な課題である。

原研では、水蒸気爆発に関する実機評価を行うため、機構論的なモデル及び解析コードを開発している。第 2.4-1 図に、炉外水蒸気爆発に関連する現象の概念と原研で開発している評価用解

析コード体系との対応を示す。この評価方法では、シビアアクシデント解析コード等によって求められる炉容器内の熔融炉心量や温度、原子炉キャビティ内の水位、水温、格納容器内圧などのプラント状態を初期条件とし、圧力容器内熔融炉心挙動解析コード CAMP によって圧力容器下部ヘッドへの熱負荷分布等を求め、熔融炉心の炉外流出条件を予測する。これに基づき、水蒸気爆発に関して JASMINE-pre コードで粗混合過程(熔融炉心が水中で比較的ゆっくりと分裂、混合する過程)を、JASMINE-pro コードで伝播過程(急速な熱伝達による衝撃波の伝播と機械的エネルギー発生)を解析し、格納容器への負荷を予測する。その結果と格納容器構造強度に関する解析から、格納容器破損の可能性を判断する。

平成 12～13 年度には、このうち粗混合解析コード JASMINE-pre について、炉外条件に適用するために必要なコードの改良を行うとともに、粗混合過程を簡易モデル<sup>④</sup>で、伝播過程を JASMINE-pro コードで解析する方法で実機規模評価を実施した。簡易粗混合モデルは、水中に落下する熔融炉心ジェットの分裂長さに関する相関式と膜沸騰熱伝達の相関式を用いて、粗混合時に水中に存在する熔融炉心の分裂割合及び固化割合を評価するものであり、これにより、粗混合状態における熔融炉心量を最大 10t 程度と予測した。この結果から、JASMINE-pro コードによる伝播過程解析の初期条件(第 2.4-2 図)を設定し、伝播過程解析を行ってエネルギー変換率(水蒸気爆発によって生じる機械的エネルギーと高温融体の初期熱エネルギーの比)を求めた。求められたエネルギー変換率の値は、第 2.4-3 図に示すように概ね 1%程度となり、これまでに実験で得られている値<sup>④</sup>ともほぼ一致する結果となった。また、パラメータの影響に関しては、粗混合領域中の熔融炉心体積割合が増加するとエネルギー変換率が増加し、ボイド率が増加するとエネルギー変換率が減少する傾向が見られた。

実験的研究として、酸化反応を伴う水蒸気爆発に関する実験を行った。軽水炉の炉心溶融物には燃料被覆管に由来するジルコニウムが含まれるが、ジルコニウムやアルミニウムは水蒸気爆発の際に酸化反応により発熱を生じ、水蒸気爆発の強度を増大させることが知られている。同様に酸化し易い性質をもつシリコンの融体を水中に落下させる実験を、半導体メーカーとの共同研究により実施した。2 回の実験でともに激しい自発的水蒸気爆発が観測された。

#### 2.4.2 照射済燃料からの放射性物質放出に関する研究

シビアアクシデント時の影響を評価するためには、環境中に放出される放射性物質の種類と量(ソースターム)を精度良く予測する必要がある。そのためには、燃料からの放射性物質放出、原子炉冷却系内及び格納容器内での移行を、温度・圧力等の複雑な事故の進展を含めて正しく理解する必要がある。このうち、ソースターム評価の第一段階となる燃料からの放射性物質放出については、これまで世界各国で燃料を加熱する実験が行われてきたが、燃料の溶融が生じる高温条件や雰囲気圧力の影響等については、ほとんど調べられてこなかった。このため、高温・高圧下における燃料からの放射性物質放出に関するデータを蓄積するとともに、その放出機構を解明してソースタームの予測精度を向上させることを目的として、平成 11 年から VEGA (Verification Experiments of Radionuclides Gas/Aerosol Release) 計画<sup>④</sup>を行っている。実験では、炉心でのシビアアクシデント条件を最適模擬するため、試料とする照射済燃料を、最高圧力 1.0 MPa まで加圧した不活性ガスまたは水蒸気雰囲気中で最高温度 3,250 K まで昇温するとともに、計測等の

困難性からこれまでほとんどデータの無い短半減期核種や低揮発性核種、アクチニドの放出挙動も調べる計画である。実験装置は、キャリアガス供給系、試験燃料を昇温する高周波誘導加熱炉、放射性物質を捕集する温度勾配管、エアロゾルフィルター、カスケードインパクター、希ガス捕集用活性炭トラップ、 $\gamma$ 線検出器などから構成される<sup>(6)</sup>。水蒸気雰囲気で行う場合、坩堝等、加熱炉の主要材料には核燃料物質であるトリウムの酸化物（トリア： $\text{ThO}_2$ ）を使用する。

平成 13 年度までに 5 回の実験を行った。それらの実験条件の概要を第 2.4-4 図に示す。実験には、燃焼度 47 GWd/tU の PWR 燃料ペレット 2 個、約 10g を用い、第 1 回目の VEGA-1 実験<sup>(6)</sup>は、最高温度 2,773 K、圧力 0.1 MPa、不活性ガス (He) 雰囲気で行った。2 回目以降の VEGA-2、VEGA-3、VEGA-4 実験はパラメータ試験として、各々、雰囲気圧力を 1.0 MPa、最高温度を 3,123 K、雰囲気を水蒸気に変更して試験を行い、それらパラメータの効果を観察した。5 回目の VEGA-5 実験では、試験燃料を原研の NSRR で再照射することで冷却期間中に失われた短半減期核種を生成し、1.0 MPa の He 雰囲気下で 2,800 K まで昇温して短半減期核種の放出挙動を調べた。

これらの実験結果の比較から、高圧雰囲気の VEGA-2 実験では大気圧の VEGA-1 実験に比べて Cs の放出割合が約 30% 減少すること<sup>(7),(8)</sup>、高温の VEGA-3 実験では燃料の溶融開始と同時にセシウム (Cs) が全量放出されたが、低揮発性のユーロピウム (Eu) は溶融後もほとんど放出されないこと<sup>(9)</sup>、水蒸気雰囲気の VEGA-4 実験では燃料が酸化して Cs の放出速度が増加するとともに、水蒸気に接する燃料試料に存在するルテニウム (Ru) が酸化されることで、その放出が促進されることが明らかになった。また、再照射燃料を用いた高圧の VEGA-5 実験では初めて、バリウム ( $\text{Ba-140}$ ) 等の短半減期核種の放出データを取得するとともに、高圧雰囲気で Cs 放出が抑制される効果を再確認した。これらのデータを基に、Cs 放出率を支配する  $\text{UO}_2$  結晶粒内の拡散係数を調べた結果、各々の試験についてアレニウス式 (第 2.4-5 図上で直線) に従う拡散律速であることが明らかになった。

今後、VEGA 実験は平成 17 年度まで年 2 回の頻度で実施し、原研の JRR-3 を用いた再照射でヨウ素 (I) -131 等の短半減期核種を生成させた試料燃料を用いたり、雰囲気条件を空気や水素を含む雰囲気に変えることにより、高燃焼度  $\text{UO}_2$  および MOX 燃料からの放射性物質の放出挙動を体系的に調べる計画である。さらに、圧力などの影響を考慮した放出モデルを開発して原研のシビアアクシデント解析コード THALES-2 に組み込み、リスク評価での不確実性低減に貢献する。

### 2.4.3 原子炉冷却系配管の信頼性に関する研究\*

シビアアクシデント時には、炉心から高温の過熱蒸気やガスが、崩壊熱を出す核分裂生成物 (FP) エアロゾルとともに原子炉冷却系配管内に流れ出す。このとき、高温蒸気や沈着した FP エアロゾルによって配管は設計最高温度 (約 630K) よりはるかに高温に加熱されて強度が低下し、内圧が高い場合には破損する可能性がある。沈着したエアロゾルは、FP の出す崩壊熱による配管の温度上昇により再蒸発することが考えられる。このように FP の沈着や再蒸発は、配管の挙動に大きな影響を与え、配管等の圧力境界破損時にはソースタームの観点から重要となる場合がある。

配管信頼性実証試験 WIND (Wide-Range Piping Integrity Demonstration) 計画では、シビ

アアクシデント時に軽水炉冷却系配管が受ける熱及び圧力負荷等に対する配管の耐性を明らかにし、軽水炉冷却系配管の信頼性を実証することを目的として、平成5年から12年にかけて実施した。12年度は、配管内エアロゾル挙動試験及び配管高温負荷試験を実施するとともに、PWRを対象とした実機シビアアクシデント解析を行った。

配管内エアロゾル挙動試験は、配管に対する熱源となり得るFPエアロゾルの挙動を把握することを目的としており、シビアアクシデント時に燃料から原子炉冷却系に放出される代表的なFPを模擬した化合物をエアロゾルとして用い、それらの配管内沈着挙動及び再蒸発挙動等を調べるものである<sup>(10),(11)</sup>。12年度は、ヨウ化セシウム(CsI)及び水酸化セシウム(CsOH)を直径10cm、長さ2mの直管に導入するエアロゾル再蒸発試験を実施し、配管構造材の酸化物との化学的な相互作用により、試験体内壁に沈着したCsOHの再蒸発が抑制される場合があること、一次冷却水に含まれるホウ酸が配管内壁に残存する場合、ホウ酸残存量が増加するに従い、沈着したCsIの分解が促進されることを明らかにした<sup>(12)</sup>。

配管高温負荷試験は、シビアアクシデント条件下における原子炉冷却系配管の耐性を把握することを目的としており、実機と同様の仕様で製作した配管試験体を用いて、高温及び高圧下における破損挙動を調べるものである。12年度は、原子力用316ステンレス鋼製の小口径配管(直径約10cm)及びインコネル製の蒸気発生器伝熱管を用いた配管破損試験を実施した。それらの試験から、配管変形、破損時間に及ぼす種々の配管温度、内圧及び形状の影響を把握した<sup>(13)</sup>。また、これまでに実施した配管破損試験及び配管高温負荷解析の結果に基づいて、配管破損時間を予測する簡易評価手法を構築した<sup>(14),(15)</sup>。配管破損時刻に関する実験結果と簡易評価手法の比較を第2.4-6図に示す。

さらに、シビアアクシデント総合解析コードMELCORを用いて、PWRの高圧シーケンスを対象とした実機シビアアクシデント解析を実施した。その際、先に述べた簡易評価手法を用いて1次系配管の破損位置を評価し、蒸気発生器2次側の減圧状態が継続されない限り加圧器サージラインが最初に破損するため(第2.4-7図参照)、格納容器外へFPが放出されるような格納容器バイパスを引き起こす蒸気発生器伝熱管破損の発生可能性がきわめて低いことを明らかにした。

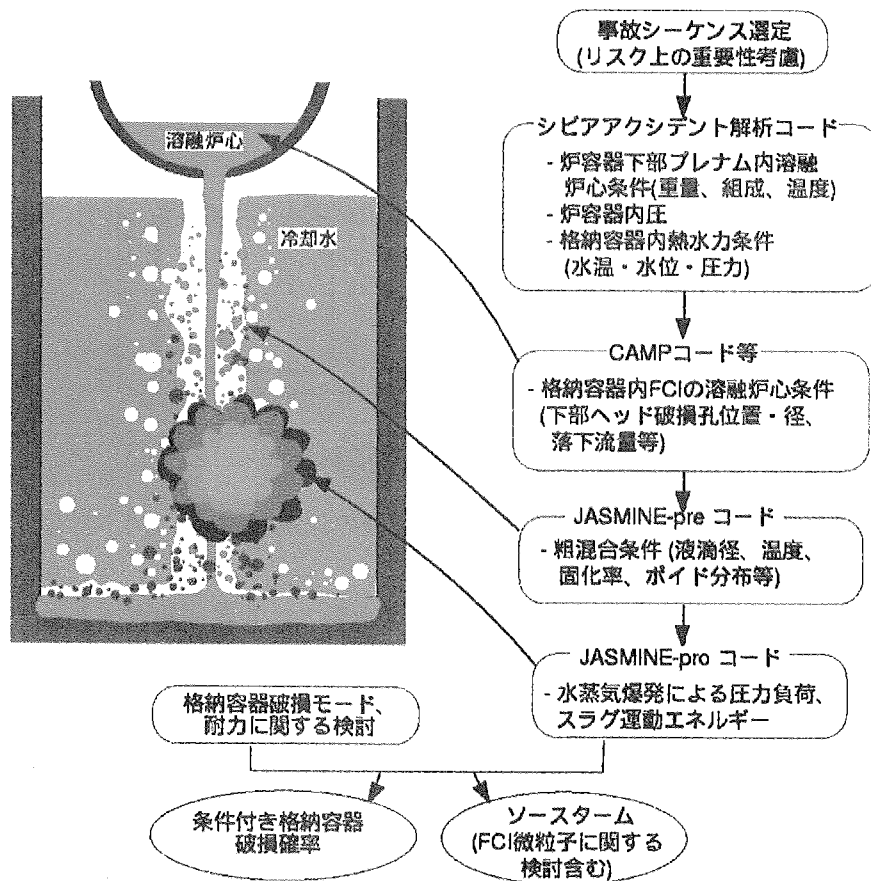
#### 参考文献

- (1) US-NRC, "A reassessment of the potential for an alpha-mode containment failure and a review of the current understanding of broader fuel-coolant interaction issues, second steam explosion review group workshop", NUREG-1524 (1996).
- (2) K. Moriyama *et al.*, "A simple evaluation method of the molten fuel amount in a premixing region of fuel-coolant interactions," *Journal of Nuclear Science and Technology*, vol. 39, no. 1, pp. 53 (2002).
- (3) N. Yamano *et al.*, "Phenomenological studies on melt-coolant interactions in the ALPHA program," *Nuclear Engineering and Design*, vol. 155, pp. 369 (1995).

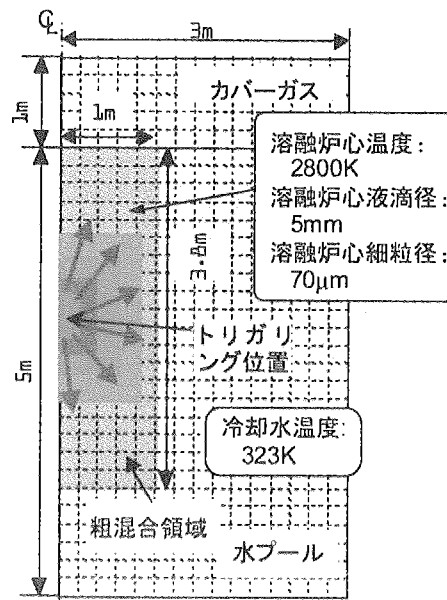
---

\*本件は、文部科学省からの委託を受けて実施した「配管信頼性実証試験」である。

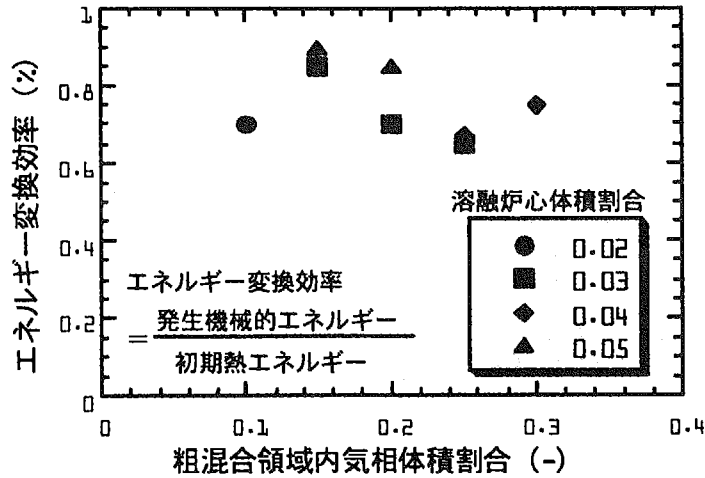
- (4) 日高昭秀、中村武彦、工藤保「照射済燃料からの放射性物質放出挙動実験 (VEGA) 計画について」, *原子力 eye*, **46**[3], pp. 79 (2000).
- (5) 林田烈、日高昭秀、中村武彦他、「照射済燃料からの放射性物質放出 (VEGA) 実験装置の運転・保守要領書」、*JAERI-Tech* **2001-029**, (2001).
- (6) 日高昭秀、中村武彦、工藤保他、「シビアアクシデント条件下の照射済燃料からの放射性物質放出挙動 [VEGA-1 実験の結果]」、*JAERI-Research* **2001-055**, (2001).
- (7) T. Kudo, A. Hidaka, T. Nakamura, *et al.*, "Influence of Pressure on Cesium Release from Irradiated Fuel at Temperatures up to 2773K," *J. Nucl. Sci. Technol.* **38**[10], pp. 910 (2001).
- (8) A. Hidaka, T. Kudo, T. Nakamura, *et al.*, "Decrease of Cesium Release from Irradiated Fuel in Helium Atmosphere under Elevated Pressure of 1.0MPa at Temperature up to 2,773K," *J. Nucl. Sci. Technol.*, **39**[7], (2002) To be Published.
- (9) A. Hidaka, T. Kudo, T. Nakamura, *et al.*, "Enhancement of Cesium Release from Irradiated Fuel at Temperature above 2,800K," *J. Nucl. Sci. Technol.*, **39**[3], pp. 273(2002).
- (10) Y. Maruyama, *et al.*, "Vapor Condensation and Thermophoretic Aerosol Deposition of Cesium Iodide in Horizontal Thermal Gradient Pipes," *J. Nucl. Sci. Technol.*, **36**[5], pp.433 (1999).
- (11) A. Hidaka, *et al.*, "Experimental and Analytical Study on Aerosol Behavior in WIND Project," *Nuclear Engineering and Design*, **200**, pp.303 (2000).
- (12) H. Shibasaki, *et al.*, "Revaporization of a CsI Aerosol in a Horizontal Straight Pipe in a Severe Accident Condition," *Nuclear Technology*, **134**, pp.62 (2001).
- (13) E. Chino, *et al.*, "Creep Failure of Reactor Cooling System Piping of Nuclear Power Plant under Severe Accident Conditions," *Proc. 7<sup>th</sup> International Conference on Creep and Fatigue at Elevated Temperatures (CREEP7)*, pp.107 (2001).
- (14) Y. Harada, *et al.*, "Effect of Microstructure on Failure Behavior of Light Water Reactor Coolant Piping under Severe Accident Conditions," *J. Nucl. Sci. Technol.*, **36**[10], pp.923 (1999).
- (15) Y. Harada, *et al.*, "Evaluation of High Temperature Tensile and Creep Properties of Light Water Reactor Coolant Piping Materials for Severe Accident Analyses," *J. Nucl. Sci. Technol.*, **37**[6], pp.518(2000).



第 2.4-1 図 溶融炉心/冷却材相互作用 (FCI) に関する実機評価のために原研で開発している解析コード体系

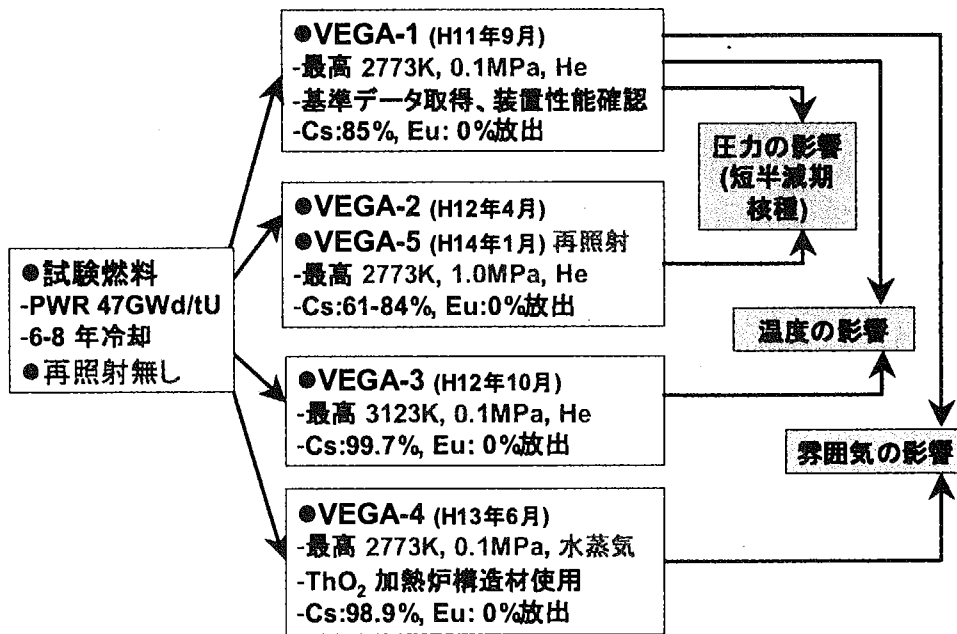


第 2.4-2 図 PWR原子炉キャビティにおける水蒸気爆発のJASMINE-proコードによる解析条件

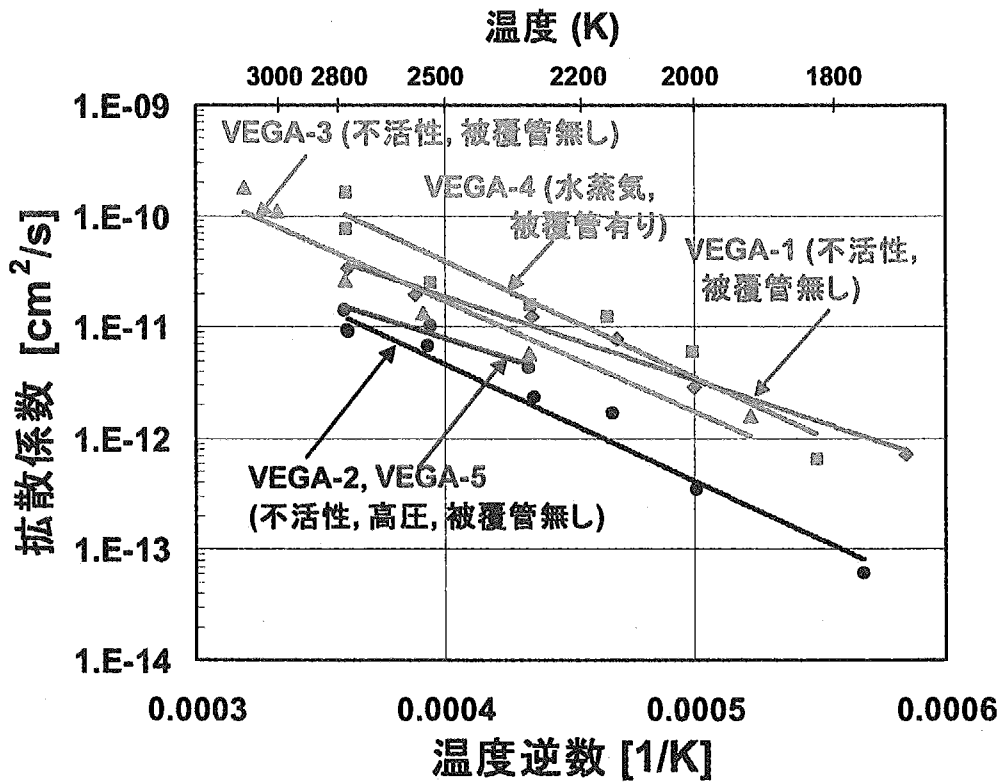


第 2.4-3 図 PWR原子炉キャビティにおける水蒸気爆発のJASMINE-proコードによる解析で得られたエネルギー変換率

発生機械的エネルギーは、水蒸気爆発直後の流体の運動エネルギー総量である。エネルギー変換率は、粗混合領域中の溶融炉心体積割合の増加とともに増加し、ボイド率の増加とともに減少する傾向が見られた。

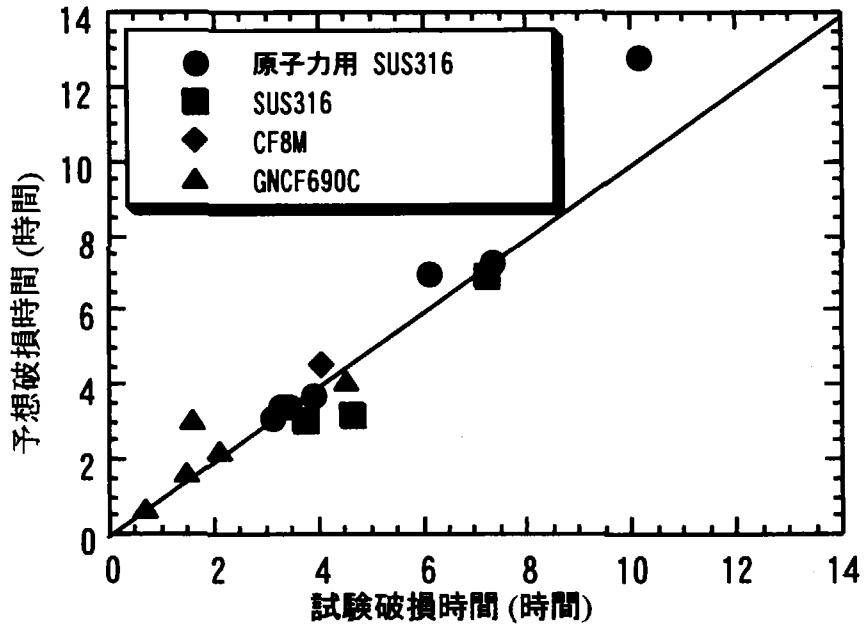


第 2.4-4 図 これまでに実施した VEGA 実験の概要



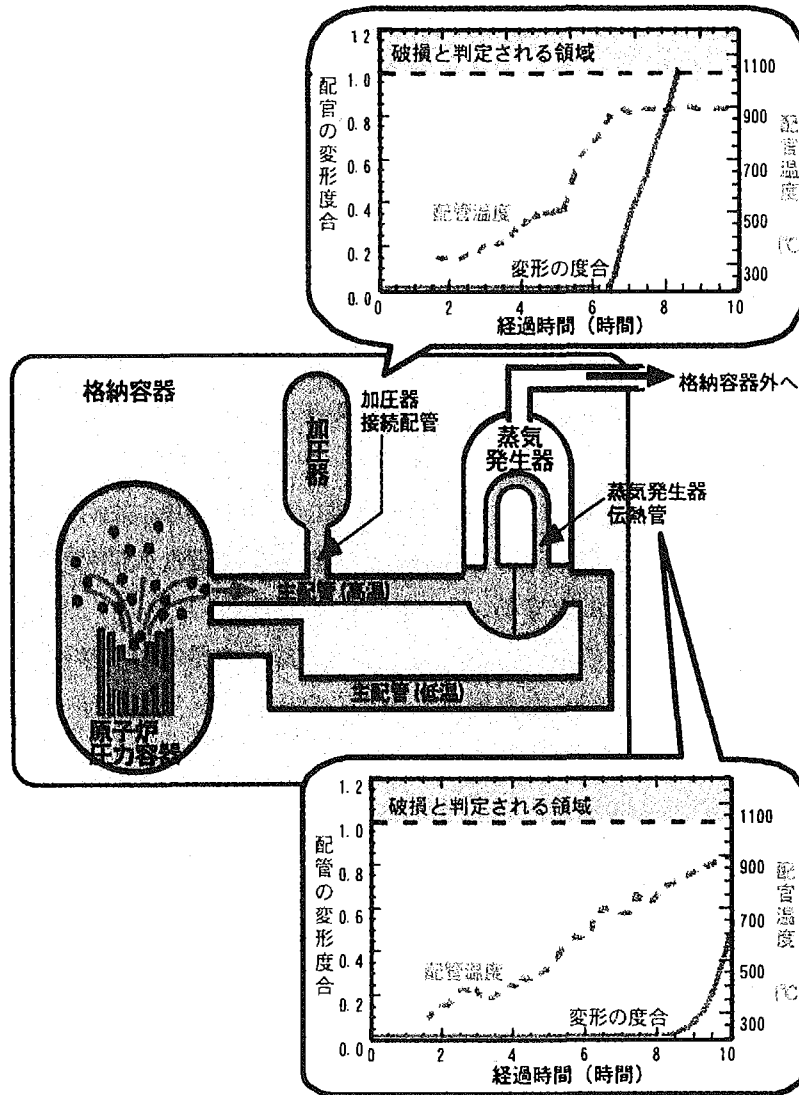
第 2.4-5 図 セシウム放出に関する燃料結晶粒内拡散係数の比較

拡散係数は、フィックの法則に表れるパラメータであり、燃料結晶粒内の濃度勾配と拡散流束を関係づけるものである。温度が高い程その値は大きくなり、粒内拡散と結晶粒外への放出が増加する結果、燃料からの放出量が増大する。また、拡散係数は、雰囲気や圧力にも依存し、水蒸気下では増加するが、高圧下ではみかけ上、減少する。



第 2.4-6 図 配管破損時刻予測法の予測精度

簡易評価手法は、種々の材料と形状の原子炉用配管を用いて行った配管高温負荷試験における配管の破損時刻を精度良く予測した。



第 2.4-7 図 シビアアクシデント解析コードによる配管の破損予測

PWR では、種々の配管の中で加圧器接続配管が真っ先に破損し、蒸気発生器の伝熱管が破損して放射性物質が環境中に抜け出る可能性は低いことが明らかになった。加圧器接続配管が破損しても、放射性物質は格納容器内に蓄積される。

## 2.5 解析的研究

原子力施設の安全性を評価し、安全性をさらに向上させる上で、そのための評価手法を開発し、実際の施設に適用して役立てる解析的研究は重要である。このような目的の研究は、第 2.5-1 図に示すようなテーマに分けて実施している。なお、原子力発電所に関する解析的研究を基に、同様の手法を拡張して核燃料施設に適用を試みているテーマもあり、これについては、研究内容の類似性から、本章で扱うものとする。

テーマ（１）の「確率論的安全評価」の研究は、原子力施設における事故の発生頻度とその環境への影響を定量的に評価することにより、安全向上のための対策や課題を同定し、安全規制や運転管理に役立てることを目的とする。

テーマ（２）の「ヒューマンファクタ」の研究は、原子力施設におけるマンマシンシステムの人間特性との適合性を評価する手法の開発や、そのために必要な人間特性の把握を行い、設計や安全規制に役立てることを目的とする。

テーマ（３）の「事故及び故障の分析」は、各国の原子力発電所や核燃料施設の事故・故障事例を分析・評価し、そこから得られた教訓や知見を整理して、安全性研究や安全規制等に役立つ情報を提供することを目的とする。

テーマ（４）の「原子力防災」の研究は、原子力発電所で万一の事故が発生した場合に備えるため、避難等の防護対策による効果及び有効な防護対策のあり方を検討するための防護対策最適化システムを開発するとともに、住民への有効な情報伝達のあり方を検討し、防災計画の検討に役立てることを目的とする。

テーマ（５）の「地震情報の緊急伝達」の研究は、地震計による地震動計測データを用い、地震の規模及び発生位置等の震源情報や、都市及び産業施設等の立地地域での地震動情報を推定・伝達する「地震情報緊急伝達システム」を開発し、大地震時の都市や産業施設の被害抑制に役立てることを目的とする。

このうち（１）、（３）、（４）はいずれも原子力の安全行政と深く関わった研究であり、成果の利用に対する国及び規制当局からの期待も大きなものがある。また、（２）は平成 13 年度より社会技術研究の一部として実施することとなった。（５）のテーマは、原子力施設における地震リスクの研究で培われた技術をより一般的な課題にも役立てる目的でなされたものであり、平成 12 年度にシステムを完成した。

なお、確率論的安全評価に関連した研究として、シビアアクシデント時の諸現象やその発生防止・影響緩和に関する研究が行われており、その現状は、2.3、2.4 節に記載されている。また、現在安全審査に用いられている決定論的安全評価に関しては、事故時の炉内熱水力挙動や構造物の健全性の評価手法の精度向上を目的として計算コードの改良・整備を継続しており、その実施状況は、2.2、2.3 節に記載されている。

### 2.5.1 確率論的安全評価

確率論的安全評価（PSA：Probabilistic Safety Assessment）は、対象施設で発生しうる事故のシナリオを同定し、その発生頻度と公衆への影響を評価する体系的な手法である。個々の事故

シナリオによるリスクを、それぞれの発生頻度と影響の大きさの積として定義し、施設のリスクを事故シナリオごとのリスクの総和として定義することにより、施設の安全性に関する定量的な指標が得られる。事故のシナリオや、その頻度、影響等に関する情報を総体としてリスク情報と呼ぶが、近年では、米国を中心に、安全規制や安全管理における意思決定を一層合理的に行うために、リスク情報を役立てようとする、「リスク情報を参考とする規制(RIR:Risk Informed Regulation)」の考え方を導入する動きが進んでいる。

原子力発電所の場合には、公衆に有意な影響を与えうる事故は、大量の放射性物質を内包する炉心が損傷するような事故に限られるため、そのPSAは、次のような3段階に分けられる。第1の段階では、様々な起因事象とそれに対応する安全機能の成功・失敗を考慮して炉心損傷に至る事故の発生頻度を評価する。第2の段階では、格納容器の破損に至る事故の発生頻度とその際に環境に放出される放射性物質の種類と量(ソースターム)の評価を行い、第3の段階では、環境影響の解析を行って公衆に対するリスクを評価する。第1の段階までの作業をレベル1のPSA、第2の段階までをレベル2のPSA、第3の段階までを行う場合をレベル3のPSAと呼んでいる。核燃料施設のPSAも、基本的な考え方は同様であるが、放射性物質の存在形態やそこで発生しうる事故の性質が異なるので、施設の特性に合わせてPSAの手法を拡張する必要がある。またPSAで考慮する起因事象には、機器の故障や運転員の誤操作等プラントシステムに内在する原因によるもの(内的事象)と、地震や火災のようにプラントやシステムの外部からの影響によるもの(外的事象)とがある。

### (1) 内的事象のレベル3PSA

本研究の目的は、軽水炉モデルプラントのレベル3PSAの実施を通して、PSA手法の改良・整備を行うと共に、リスクの支配因子に関する理解を深めることにある。現在、原子力安全委員会や行政庁において、安全目標の検討や防災計画の充実化の努力が進められており、こうした活動に役立つ知見を提供することも重要な課題となっている。レベル3PSAでは、多様な炉心損傷事故シーケンスや格納容器の破損形態を広く考慮する必要がある。平成12～13年度には、これまでに得られた軽水炉モデルプラントのレベル3PSAの知見を基に、公衆のリスクに支配的な事故シナリオのソースターム(環境放出量と放出タイミング等)評価<sup>(1)</sup>とそれによる環境影響の解析<sup>(2)</sup>を行い、公衆のリスクレベルやその支配因子について検討した。

ソースターム評価では、我が国の代表的形式であるMark-II格納容器をもつ110万kW級BWR-5プラントを想定し、代表的な5つの炉心損傷事故シーケンスグループ(高圧系作動崩壊熱除去失敗:TW、低圧系作動崩壊熱除去失敗:TQUV1W、炉心注水失敗:TQUV、全交流電源喪失:TB、原子炉スクラム失敗:TC)を対象とした。さらに、各グループの代表的シーケンスについて、エナジェティックイベントを含む格納容器破損モード(過圧破損、過温破損、格納容器隔離失敗、水素燃焼、水蒸気爆発、格納容器直接加熱(DCH)、格納容器壁貫通)及び破損位置の相違、そして格納容器ベントとドライウェル(D/W)スプレイ作動など計10種類の格納容器機能喪失シナリオを想定し、シビアアクシデント解析コードTHALES-2を用いたソースターム評価を実施した。第2.5-2図にTHALES-2コードによるMark-II格納容器のボリューム分割を示す。THALES-2コードで解析できない水蒸気爆発等のエナジェティック現象を含むシナリオについ

ては、水蒸気爆発あるいは DCH が発生する時点でプラント内に浮遊している放射性物質全量が放出されるものと仮定した。また、これらの現象により炉心溶融物が微粒子化することによる追加放出については、NUREG-1150（不確実さを考慮するためにソースタームを分布として与えた報告書）における専門家の判断等を参考に、溶融物中の放射性物質の 1% が瞬時に環境に放出されるものとした。その他、水素燃焼、格納容器壁貫通のシナリオについては、事象が発生する時点で格納容器の過圧破損が起これると仮定した。

第 2.5-3 図にドライウェル過圧破損を想定した炉心損傷事故シーケンスの相違が放射性物質の環境への放出量に及ぼす影響を示す。また第 2.5-4 図に TQUV シーケンスにおいて格納容器機能喪失シナリオの相違が環境放出量に及ぼす影響を示す。

これらの結果から環境への放出量が炉心損傷事故シーケンス及び格納容器機能喪失シナリオへ依存する度合いは、元素によって異なることがわかる。揮発性の高いキセノン、ヨウ素、セシウムの環境放出量は、炉心損傷事故シーケンスより格納容器機能喪失シナリオに強く依存している。これは、格納容器ベントやドライウェルスプレイの作動によって、ソースタームが過圧破損のケースより低減されたことによる。その他のエナジェティック事象や過圧破損を仮定した格納容器機能喪失シナリオに関しては、環境へ放出される放射性物質の量の差は少ない。しかしながら、これらのシナリオでは、環境へ放射性物質が放出されるタイミングが大きく異なっており、この相違は、防災対策の効果に影響を及ぼすことから公衆の被ばく評価の観点からは非常に重要である。

一方、常にエアロゾルとして挙動する揮発性の低いストロンチウム等の元素の環境への放出量は、格納容器機能喪失シナリオばかりでなく、炉心損傷事故シーケンスにも強く依存する。これは、時間の経過と共に壁や床に沈着するため、炉心溶融開始から格納容器破損までの時間間隔が短いほど環境へ放出される放射性物質の量が、大きくなる傾向にあるためである。

また比較的放出量が多く環境影響評価において重要と考えられる揮発性のヨウ素及びセシウムは、炉心損傷事故シーケンスの相違が放出量に及ぼす影響は小さいが、格納容器が炉心溶融の前に破損するか後に破損するかによって、環境への放出の支配的なメカニズムが異なることが明らかになった。

一方、環境影響評価については、上記のエナジェティック現象を含む広範な事故シナリオのソースタームを用い、平成 13 年度には、確率論的環境影響評価コード OSCAAR で公衆に対する被ばく線量評価及び健康影響評価を実施した。第 2.5-5 図に、炉心損傷シーケンス及び格納容器破損シナリオ毎に、個人の早期死亡確率及び晩発性がん死亡確率(気象条件に関する期待値)を放出点からの距離の関数として示す。

この結果から、リスクのレベルについては、原研でこれまでに実施したモデルプラントのレベル 2PSA では格納容器破損頻度が約  $2 \times 10^{-7}$ /炉年となっていること、国内での格納容器破損事故の発生頻度評価値は  $10^{-6}$ /炉年程度またはそれ以下とされていることを併せて考えれば、ここで考慮した事故シナリオの範囲では、周辺公衆の早期の健康影響及び晩発性健康影響の平均個人リスクは米国の安全目標を大幅に下回るとの見通しが得られた。

また、リスクの支配因子については、全集団線量の被ばく経路は長期の地表沈着外部被ばくと食物摂取による内部被ばくが支配的であり、その大きさは主にヨウ素及びセシウム類の放出割合

に依存すること、早期の被ばく線量では、放射性雲からの外部被ばくと吸入による内部被ばくが支配的であり、前者は主として希ガス、後者は主としてヨウ素によること等の知見が得られた。

また、エナジェティック現象を含む事故シナリオは、環境への放出のタイミングが早いため、周辺公衆に対する早期の健康影響のリスクに支配的なシナリオであり、早期被ばくにはここで仮定した非揮発性の放射性物質の吸入による内部被ばくが大きく寄与していることが明らかとなった。しかしながら、簡易な仮定を基に解析したエナジェティック現象のソースタームは不確実さが大きいいため、今後、不確実さ評価等を行い、最終的な公衆のリスクへの影響について検討する必要がある。

## (2) 核燃料施設への PSA の適用

PSA技術は、原子炉については既に広く活用されているが、核燃料施設に対してはまだ成熟したものとなっておらず、国の安全研究年次計画においても、核燃料施設へのPSAの適用の推進が望まれている。そこで、核燃料施設を対象にしたPSA研究の一環として、JCO施設を対象とし、起こり得る事故のシナリオを同定するハザード分析を実施するとともに、平成13年度よりMOX燃料加工施設に適用可能なPSA手法を確立することを目的とした経済産業省からの「MOX燃料加工施設安全対策等調査(確率論的安全評価等調査)」受託事業を開始した。なお、この節におけるハザードとは、公衆及び環境に望ましくない影響をもたらす恐れのある状況を意味する。

核燃料施設等では、設備が多様で、種々の形態の核燃料物質が分散して存在し、運転員の操作が介在するため事象の推移は多岐に渡ることが想定される。このため対象施設内で、核燃料物質等のハザード源となる物質がどの場所に、どのような形態で、どれだけ存在し、どのように設置・管理されているか、また、どのような現象が発生したときにどのような経路を経て施設外に漏れる可能性が有るか、抑制または阻止にはどのような対策が採られているかなどの情報を一元的に整理することが重要である。PSAの第一段階であるハザード分析において、これらの情報を系統的に分析・整理するためハザードマップを用いる分析手法の適用を試みた。この手法では、対象施設内における核燃料物質等のハザード源の所在及び形態、管理方法、事故時のハザード源の漏洩経路、抑制および防止対策等の情報を表形式(ハザードマップ)に分析整理する。

分析では、JCO転換試験棟における濃縮度20%以下の精製 $U_3O_8$ 製造プロセスを構成する溶解工程、抽出工程、沈殿工程、仮焼工程の4つの工程についてハザードマップを作成した。マップでは、主要な機器、臨界管理、ハザード源、起因事象、及び放射性物質放出に至る事象として、臨界、爆発、火災、漏洩を整理し記述した。これより、溶解槽への超過ウラン投入に起因する沈殿槽での臨界、抽出塔もしくは沈殿槽からの廃液を受ける廃液槽でのウラン蓄積による臨界、有機溶媒の漏洩と加熱装置との接触による火災、還元炉における不適切な水素濃度制御による水素燃焼の4つのハザードを同定し、この分析手順が妥当であることを確認した。さらに、同社内に変更された再溶解工程と均一化工程の運転手順についても同様の手法を用いて分析を実施し、複数バッチの操業や運転員による均一化作業の導入が原因である臨界事故シナリオを同定すると共に、同社で起きた臨界事故シナ

リオも同定することが出来た。また、同手法を用いて実際に起きた事故シナリオを同定するには、工程内に存在する目的外の容器の使用といった相当広い範囲の起因事象まで考慮する必要があり、このような起因事象を同定するための実用的な分析手順の整備が必要であることを示した<sup>(8)</sup>。

「MOX燃料加工施設安全対策等調査(確率論的安全評価等調査)」事業では、事業の初年度としてPSA手法の検討に必要な基礎的情報の収集を中心に実施した。まず、評価対象とするモデルプラントを設定するに際して参考となる設計情報を得るため、a)国内外のMOX燃料加工施設等の設計情報等を収集・分析を実施するとともに、PSA実施手順の検討に資するためb)国外の当該施設に対するPSA実施事例、評価手法の調査を実施した。次に、この調査結果を基に、c)モデルプラントの設定および予備的なハザード分析の実施によるPSA実施手順の基本的枠組みの検討を行った。

設計情報等を収集・分析では、国内で建設予定の民間MOX燃料加工施設、米国で建設予定のMOX燃料加工施設(MFFF: Mixed oxide Fuel Fabrication Facility)、仏コジエマ社MELOX工場など、国内外のMOX燃料加工施設の設計情報等を調査し、モデルプラントの設定に際して参考となる燃料製造の主要工程に関する情報を得た。

PSA実施事例、評価手法の調査では、PSA実施手順の検討に資するため、国外での同種の施設のPSA実施事例、米国のMOX燃料加工施設の規制動向に関して連邦規制法10 CFR Part 70、標準審査計画(SRP: Standard Review Plan)、総合安全解析(ISA: Integrated Safety Analysis)ガイドライン等を調査した。10CFR Part 70では、事業者に対してISAを実施し、すべての潜在的な事故を同定し、その影響と発生頻度を評価するよう求めているが、完全なPSAの実施は要求しておらず、SRPには、発生頻度をオーダーで表す発生頻度指標を用いた評価手法が例示されており、MFFFでもこの手法による評価を実施していることがわかった。

PSA実施手順の基本的枠組みの検討では、上述の調査結果を基に、モデルプラントを設定し、一部の設備を対象に原研で開発したハザードマップ手法を用いてハザード分析を実施するとともに、人的要因を含めた起因事象発生シナリオを分析した。その結果、ハザード手法の分析者の経験への依存性を低減するための手引きを整備すべきことや、さらに詳細な分析を行うためには、操作手順、周辺の設備・機器の情報、保安規定、安全対策等が必要であることが明らかになった。

### (3) 地震 PSA

外的事象については、わが国で特に重要と考えられる地震を対象として、昭和60年度から研究を開始し、平成10年度までにレベル1の地震PSA手法を開発するとともに、この手法を用いて軽水炉モデルプラントの地震PSAを実施し、炉心損傷頻度(CDF)を支配する機器故障や事故シナリオを同定するとともに、今後我が国で地震PSAの適用を進める際には、地震応答評価及び機器耐力の評価についてプラント固有のデータの利用等により評価精度をあげることが重要であることを明らかにした<sup>(9)</sup>。平成8年度以降、地震PSAの手法を改良するとともに、一層合理的な耐震設計手法の開発や地震後の運転員の対応の検討等に役立てることを目的として地震リスクマ

ネジメントに関する研究を進めている (5-8)。

以下では、平成 13 年度に重点的に実施した第四紀層立地プラントへの適用について詳しく述べる。

我が国の原子力発電所では、重要な建物・構築物は、第三紀層及びそれ以前の層（以下、第三紀層と呼ぶ）の岩盤に支持させなければならないとされているが、将来立地拡大を図る方策の一つとして第四紀層地盤に立地する方式が考えられている。第四紀層地盤では、第三紀層に比較すれば、強度が低下する面があり、地盤の安定性の評価が重要となるが、一方で、地盤での地震波の減衰効果の違いにより短周期の地震波については第三紀層よりも低減され、固有周期を短くするように設計された多くの安全設備の機器に対しては、地震による負荷が低減される特性がある。従って、第四紀層立地がプラントの安全に及ぼす影響を評価するには、総合的な検討が必要である。そこで、地震 PSA を用いて、こうした特性がプラントの安全性に及ぼす影響を総合的に検討する手法を示すことを目的として、本研究を実施した。

平成 12 年度までの研究では、地盤の損傷確率の評価を行ったので、平成 13 年度は CDF への影響を検討した (7-8)。平成 13 年度には、CDF への影響を検討するため、軽水炉モデルプラント (110 万 kWe 級 BWR) の地震 PSA モデルにおいて、原子炉建家の設置されている地盤の特性を第四紀層地盤の特性で置き換えて、地盤損傷の発生頻度と機器損傷による炉心損傷の発生頻度を評価した。ここで用いた解析モデルでは、地下 180m に仮想的な基盤面(解放基盤)を想定し、ここでの地震動の発生頻度とスペクトルは共通であるとし、その上の地盤の特性が異なることにより地盤損傷の発生確率と建家への入力地震動が異なることを考慮した。ただし原子炉建家以外の建家の地盤の条件については共通とした。第 2.5-6 図に、このようにして地盤の特性を変えた場合の CDF への影響の評価結果を示す。図中のケース A-D は、第四紀層地盤を想定し、地盤損傷の判定条件を種々変えて感度解析を行った結果である。何れのケースでも、新たに地盤損傷による CDF への寄与が生ずるが、他の起因事象の寄与を含めた CDF と比較した場合の寄与割合は最大でも 15%以下と、大きな割合を占めるものではないとの結果が得られた。また、第三紀層地盤立地での地震 PSA の結果と同様に、外部電源喪失に起因し、これに他の機器の故障が重畳するシーケンスの寄与が 75%以上を占め、最も支配的な炉心損傷事故シーケンスであった。さらに、この評価条件下では、第四紀層の場合の方が地盤での短周期の地震動の減衰が大きいことにより、CDF としては低下する結果となった。

本検討は、地盤条件の相違を原子炉建家に限って考慮したことなどの制約があり、この結論は一般的に成立するとは言えないが、第四紀層立地の安全性への影響を地震 PSA によって総合的に評価し得ることが示されたと言える。

## 2.5.2 ヒューマンファクタ

原研における人的因子研究では、制御盤や運転手順の有効性・妥当性を人的因子の観点から評価するための、1)マンマシンシステムの評価に関する研究、PSA の精度向上のための、2)人間信頼性評価手法の開発、これらの研究に必要な基礎的知見を得るための、3)人間の認知行動特性の研究、及び一層の安全性向上のための、4)マンマシンインタフェースに関する研究の 4 つの課題について研究を行い平成 12 年度で終了した。ただし、関連する研究が社会技術研究の一環とし

て実施されている。マンマシンシステムの評価に関する研究では、評価のツールとしてマンマシンシステム動特性シミュレーションシステム；JACOS (JAeri COgnitive Simulation system)を開発した<sup>(9)</sup>。人間信頼性評価手法の開発では、既存の評価手法をベースとした解析支援システム；JASPAHR(JAeri SuPporting tool for Analysis of Human Reliability)を開発した<sup>(10)</sup>。

#### 1) 人間の認知行動特性の研究

JCO 事故のヒューマンファクタ分析を認知システム工学に基づくフレームワークを用いて分析した<sup>(11-12)</sup>。この分析のフレームワークでは、システムの視点と当事者の視点を統合して分析を行う。システムの視点による分析では、生産システムの目的、種々の制約のもとで目的を達成のために使用する機器と作業手順を解明する。当事者の視点での分析では、システムの機能、状態が当事者にどのように認知されていたかを解明する。分析より次の点が解明できた。作業工程の変遷の過程は、目標を達成するための多様な制約条件の間にある競合を解消するなかで臨界防止のための安全要求が後退していく過程と見なせる。また、作業での負荷、リスクおよび困難の軽減を求める傾向と効率化の圧力が結果として、作業者を不安全的領域に向かわせたと分析できる。とりわけ、硝酸ウラニル液貯塔利用への変更が、質量および形状による二重の臨界管理を一重の管理に後退させた点で最も重大なエラーである。さらに分析に基づき、a)臨界現象の計算機シミュレーションを利用するなどの教育、訓練の改善、b)警告標識の設置等による作業者のリスク認識の向上、c)システム状態認識支援のための情報システムの開発・設置などの再発防止策を提案した。

#### 2) マンマシンインタフェースに関する研究

生態学的概念に基づく新型マンマシンインタフェースシステムを開発・構築した<sup>(13)</sup>。新型インタフェースは、大型画面二基（100 インチサイズ）および CRT 8 台で構成される。CRT は、4 台を 1 組として並べて配置し、個々の CRT には同時に異なる情報を表示することができる。大型画面には、原子炉システム全体のエネルギーバランスおよび蒸気発生器(SG)二次側での流量バランス等の機能階層上の高次レベルの情報を提供するインタフェース画面が標準で表示される。これにより、システム状態に対する大局的視点が効果的に提供され、原子炉システム状態の正確な認識が促進されることを評価実験で確認した。また、必要な情報の効率的な探索を支援するナビゲーション機能として、現在表示されているインタフェース画面上にあるプロセスパラメータの表示をクリックすると関連する情報が表示される。関連情報を表示する CRT として隣接する他の CRT を指定すれば、以前の情報を表示したまま新たな情報を同時に得ることができる。これにより通常操作時の制御パフォーマンスに著しい改善が図られることを実験的に確認した。

### 2.5.3 事故・故障の分析・評価

本研究の目的は、国内外の原子力施設で実際に起きた事故や故障を分析・評価し、安全上重要な教訓を導き出すことにより、我が国における原子力施設の安全規制活動や安全性研究計画の立案に有用な情報を提供することにある。本研究では、事例情報の内容分析から解析コードによる重要事例の解析までを一貫して実施するとともに、解析に必要な解析コードや入力データの整備

を進めている。さらに、整備した解析コードを事故事例に関連する種々の安全問題に適用している。なお、事例情報の分析については、これまで、主に原子力発電所を対象として実施してきたが、JCO 臨界事故を契機に、その対象を核燃料施設にまで広げている。

#### 1) 事故・故障事例の内容分析

経済協力開発機構／原子力機関(OECD/NEA)及び国際原子力機関(IAEA)は、加盟各国から報告された事故・故障事例に関する情報を相互に交換するものとして、2種類のシステム、すなわち、事象報告システム(IRS: Incident Reporting System)と国際原子力事象評価尺度(INES: International Nuclear Event Scale)を運営している。IRSは、規制機関での利用を目的としているのに対し、INESは、原子力関係者とマスコミ及び公衆の間での理解の促進を目的としている。原研では、これらのシステムに報告された事例情報を中心に、それぞれの内容を分析し、安全上重要な知見の導出を図るとともに、解析すべき重要な事例の選定を行っている。

IRS 情報については、平成 12 年度は、過去 1 年間に IRS にレポートとして報告された約 80 件の事例の内容を分析した。この中で重要と考えられる事例として以下のものが挙げられる。米国から、原子炉容器ノズルとホットレグ配管との間の溶接部でき裂が発生した事例について報告されている。さらに、PWR で発生した外部電源喪失事象について報告されている。この事象では、非重要母線での発煙が引き金となって安全関連の電源系が機能喪失するといった事態を招いたものである。非重要母線が安全グレードとして設計されておらず規制上の物理的分離基準も適用されていないため、こうした非重要母線の故障によって安全関連の電源設備に影響を及ぼす可能性(連鎖故障の可能性)が顕在化したという点で注目すべきである。その他、フランスの PWR で発生した外部洪水による安全設備の機能喪失事例、米国 PWR で発生した蒸気発生器伝熱管破損事例、BWR で発生した中性子束振動事例等が報告されている。BWR における中性子束振動事例については、各国で既に種々の対策が講じられてきたにも拘わらず再発している点が問題と考えられる。また、平成 13 年度は、浜岡 1 号機での余熱除去系蒸気凝縮系配管破断事故発生後、冷却材の放射線分解に起因する水素の急速な燃焼と関連する IRS レポートを抽出し、和訳情報を作成して原子力安全委員会及び原子力安全・保安院に提供した。同 IRS レポートは、これらの機関における事象の解明活動に供された。

一方、INES 情報については、これまでと同様、情報入手次第迅速に和訳を行って関係部署に配布するという活動を継続した。また、この和訳情報については、インターネット上で閲覧可能な INES 和訳情報データベースに登録し、迅速に公開している<sup>(14)</sup>。平成 12 年度には約 20 件、平成 13 年度には約 40 件の INES 情報を和訳して配布するとともに、データベースに登録した。

また、JCO 臨界事故に関連して、これまでに海外の核燃料施設において発生した 21 件の臨界事故について、その全体的な傾向を調べるとともに、事故に至ったプロセスや原因を分析し JCO 事故との類似性の観点から整理した。その結果、ほとんどの臨界事故は、ウランあるいはプルトニウム溶液の取り扱い時に非安全形状の容器において発生しており、また、いくつかの事例では、作業効率を上げるために手順や規定に違反したり、規制当局に申請せず作業手順を変更したり、臨界事故の可能性に関する理解が不十分であったり、臨界は起こらないという安心感があったことなど、JCO 事故と類似した問題が明らかとなった<sup>(15)</sup>。

## 2) 前兆事象評価

前兆事象 (ASP: Accident Sequence Precursor) 評価手法は、確率論的安全評価 (PSA: Probabilistic Safety Assessment) 手法を用い、実際に起きた事故・故障事例の重要度を炉心損傷に至る可能性の観点から定量的に評価するもので、米国原子力規制委員会 (NRC: Nuclear Regulatory Commission) により開発・利用されてきた。原研では、平成 8 年度より、事例の重要度評価手法の整備の一環としてこれを導入・整備し、応用してきた。平成 11~12 年度は、米国 NRC の評価で同定された前兆事象を対象に、その発生頻度と年間の炉心損傷確率を評価するとともに、炉心損傷確率に対するドミナント・シーケンスの分類を行った<sup>(16)</sup>。その結果、発生頻度は、実際に起因事象を伴う前兆事象では 1982-1983 年以降減少しているが、起因事象を伴わない潜在的な前兆事象では 0.10~0.12/炉・年の範囲で推移していることがわかった。また、年間の炉心損傷確率は徐々に低下する傾向にあるが、概ね  $10^{-5}$ ~ $10^{-4}$  の範囲にある。こうした情報は、各事象が原子力発電プラントのリスクに及ぼす影響等を把握する上で有用なものである。

## 3) 事故解析コードの整備

事故解析に必要な解析コードや入力データの整備の一環として、多次元核熱水力解析コード TRAC-BF1/SKETCH-N の整備を進めている。同コードは、米国で開発された多次元熱水力解析コード TRAC-BF1 と原研で開発した多次元核動特性解析コード SKETCH を結合させたもので、多次元の核熱結合現象が重要な役割を演じる事故事象、例えば BWR の不安定事象 (中性子束振動事象) や炉心での局所的な反応度投入事象の解析等に適用可能である。平成 12~13 年度は、同コードの実機 BWR への適用性を評価するため、スウェーデンの 80 万 kWe 級 BWR である Ringhals-1 号炉で実施された安定性試験の解析を実施した<sup>(17)</sup>。なお、同試験で得られた計測データは、OECD/NEA が実施した安定性コードベンチマーク問題として公開されている。

解析では、炉心部、気水分離器等を含む圧力容器部と、これに接続する再循環ループ、主給水ライン及び主蒸気ラインをモデル化した。炉心部については、全 648 の燃料集合体を各々独立の流路で模擬することで、中性子束振動発生時の炉心内の局所的な核的及び熱水力的挙動の詳細な解析ができるようにした。

試験での試験計測データとしては、炉心出力及び流量の異なる 40 の運転状態での炉心内各所における中性子束の時系列データが与えられている。さらに、インフェーズ振動 (中性子束が炉心全体として振動する場合) 及びアウトオブフェーズ振動 (炉心の一部の中性子束が他の一部と位相を異にして振動する場合) に対する減幅比 (1 周期の間に減衰する振幅の割合) と周波数が与えられている。解析では、比較的安定性が低いと考えられる 3 点の運転状態を対象として、これらの量を求めた。その結果、インフェーズ振動及びアウトオブフェーズ振動のいずれについても、減幅比及び周波数の試験データを良好に再現することができた。本解析により、同コードが実機 BWR における中性子束振動事象の解析に適用可能であることが検証された。

### 2.5.4 原子力防災

原子力発電所等で万一の事故が発生し、その影響が外部に及ぶ、又は及ぶおそれがある場合 (緊急時) に避難や屋内退避等の防護対策のあり方を検討するために緊急時対応の最適化に関する研

究を進めてきた。また、住民への有効な情報伝達のあり方を検討するために緊急時情報伝達及び住民反応に関する研究を進めてきた。平成 13 年度からは、レベル 2 及びレベル 3 の PSA 及びモデルプラントの PSA の結果を利用して、防災対策のための介入レベルや緊急時計画地域 (EPZ) の合理的な設置方法に関する研究を開始している。以下では、平成 13 年度に研究を終了した緊急時対応の最適化に関する研究及び緊急時情報伝達及び住民反応に関する研究の成果について述べる。

#### 1) 緊急時対応の最適化に関する研究\*

緊急時に防護対策 (屋内退避、コンクリート屋内退避、避難、安定ヨウ素剤投与) を実施することにより、住民の被ばく線量を低減するという便益があるものの、一方では対策実施費用や収入損失等の経済的損失という不利益が生ずる。防護対策実施による便益が不利益を上回るか (対策の正当化)、上回る場合は最も効果的な対策はどのようなものであるか (対策の最適化) 等を考慮して最適な防護対策のあり方を検討すること、及び防災計画の検討に役立つ情報を作成することを目的に、平成 8 年度から文部科学省からの受託調査「緊急時対策最適化評価手法調査」において防護対策最適化システムの開発を進めてきた<sup>(18)</sup>。防護対策最適化システムは、a) 防護対策実施時の住民の移動状況を模擬し、対策に要する時間や対策実施による被ばく線量低減の度合いを推定する防護対策シミュレーションプログラム、b) 放射線健康影響及び防護対策実施に伴う経済的影響を算定する影響評価プログラム、c) 被ばく線量、健康影響、及び経済的影響のデータに基づいて、住民への影響を最小とする防護対策を同定する防護対策最適化プログラム、及び、d) これらのプログラムの入出力データを管理するデータベースから構成される。平成 11 年度までに防護対策最適化システムを作成した<sup>(19)</sup>。

平成 12~13 年度には、本システムを用いて東海地区を対象に環境への FP 放出量、放出継続時間、気象条件、防護対策発動時期、防護対策地区等を変化させた広範囲の感度解析を行い、これらの因子が防護対策による被ばく線量低減、最適な防護対策の内容等に及ぼす影響を検討した<sup>(20-22)</sup>。その結果、次の点を明らかにした。①防護対策による被ばく低減効果について、避難が最もその効果が高く、次にコンクリート屋内退避、屋内退避の順となる傾向がある。②被ばく線量は防護対策発動時期が早いほど低く、遅くなるにつれて高くなる傾向がある。③予測線量分布は風向により変化し、それに伴い防護対策の効果及び最適な防護対策の内容も変わることから、防護対策の検討にあたっては、風向変化及びそれに伴う線量分布の変化に注意する必要がある。④屋内退避、コンクリート屋内退避、避難と安定ヨウ素剤投与を組み合わせることで実施することにより、甲状腺内部被ばく線量を低減し対策の効果を一層高めることが可能となる。

また、この防護対策最適化システムを、環境への FP 放出量、気象条件、対策発動時期等に応じた最適な防護対策の実施範囲と内容等、防災計画の検討・立案に有用な情報を地図上に表示するシステムとして整備した。第 2.5-7 図は、東風の気象条件で希ガス及びヨウ素が環境へ 1 時間放出される場合を想定したときの予測線量分布と、それに対する最適な防護対策の実施範囲と内容を示したものである。防護対策発動が FP 放出開始の 4 時間前になされる場合には、避難を行

\* 本件は、文部科学省から委託を受けて実施した「緊急時対策最適化評価手法調査」である。

うべき地域が生じていること、また、放出開始と同時に対策が発動される場合よりも屋内退避の範囲が広がっていることが分かる。これは、次の理由による。防護対策に要する時間は約3時間であり、放出開始4時間前に対策が発動される場合は放出開始時点で対策がすでに終了している。従って、放出と同時に対策が発動される場合に比べて、被ばく低減効果すなわち対策実施による便益が大きく、対策の実施がより正当化されやすくなるためである。

本システムの機能及び防災計画にとっての有用性について、専門委員による評価を受け本受託調査を終了した。

## 2) 緊急時情報伝達及び住民反応に関する研究

緊急時に住民への有効な情報伝達（情報提供手段、情報伝達速度等）のあり方を検討するために、平成8年度から緊急時における住民への情報伝達と住民反応（勧告に従った行動、自主避難、行動なし等）に関するデータの収集分析を進めてきた。

平成11年9月30日に東海村ウラン加工工場(JCO)で臨界事故が発生し、施設から半径350m圏の住民には避難が、10km圏の住民には屋内退避の実施が要請された。平成12～13年度は、同事故当日の住民への各種情報の伝達状況や避難・屋内退避の実施/非実施に関する住民の意思決定の要因等を把握するために住民を対象とした調査・分析を行い、次の点を明らかにした<sup>(2)</sup>。

- ・東海村の住民への情報伝達では、防災無線、広報車、役場職員の周知活動等の行政による情報伝達が大きな役割を占め、住民への情報伝達も早かった。一方で、10km圏地域全体では住民への情報提供はマスコミに依存していた。
- ・350m圏地区の住民の避難実施を促した情報としては、家族や仕事関係者等を介した私的ルートの情報、行政(村役場)ルートの情報、マスコミ情報の順であった。ただし、私的ルートの情報伝達は、行政やマスコミによる情報伝達に比べて遅かった。
- ・多くの人が東海村からの避難要請を契機として避難を開始しており、事故の状況に関する情報に基づき自主的に判断した人は少なかった。
- ・350m圏地区で避難した人の約7割が自家用車を利用した。

以上の結果を踏まえて、緊急時対策の実効性を向上させるための要件の考察を以下にまとめる。

- ・住民への情報伝達を迅速にするとともに、防護対策の実施を促すためには、行政による住民への情報伝達を活発化させることが重要であり、そのためには行政の情報伝達設備（防災無線の広報システム等）の強化が必要である。
- ・防護対策を迅速かつ確実に実施するためには、住民の自主的判断では困難と考えられるため、防護対策実施の適否及びその内容（避難か屋内退避か等）について行政からの明確な指示が必要である。
- ・広範囲の避難を実施する場合には、自家用車による避難者が大量に発生し円滑な避難の実施に支障をきたす恐れが予想されるため、交通誘導計画等の対応措置の準備が必要である。

### 2.5.5 地震情報の緊急伝達

平成7年1月の阪神・淡路大震災の教訓から、大地震時に地震情報を正確・迅速に推定・伝達

する共に、これらの情報から都市や産業施設等の被害を推定し、初動対応策を発動発動することの重要性強く認識されている。このようなシステムは、通常「リアルタイム地震防災システム」と呼ばれ、その確立が急務となっている。原研では、平成8年度から5カ年計画で、地震計ネットワーク地震動観測データを有効利用して、地震の規模、位置等の震源パラメータや都市及び重要施設立地地域の地震動パラメータを迅速に推定する「地震情報緊急伝達システム」の研究開発を行った。この研究では、初動対応や被害推定のために必要な震源及び地震動パラメータ推定手法を高度化すると共に、これら手法を導入したシステムを開発した。

本システムでは、表層地盤の非線形性及び基盤の不規則な構造による地震動の増幅特性を考慮できる地震動推定手法等を開発するとともに、関東地域で発生した地震の位置・規模や原研東海研周辺30km地域の地震動分布を迅速に推定し、インターネットを介して電子メール及びホームページで地震情報を発信する基本システムを構築した。さらに、ユーザーサイトと災害情報センターからなる応用システムの概念を構築し、東海村を対象にしたプロトタイプシステムを作成した(24-28)。

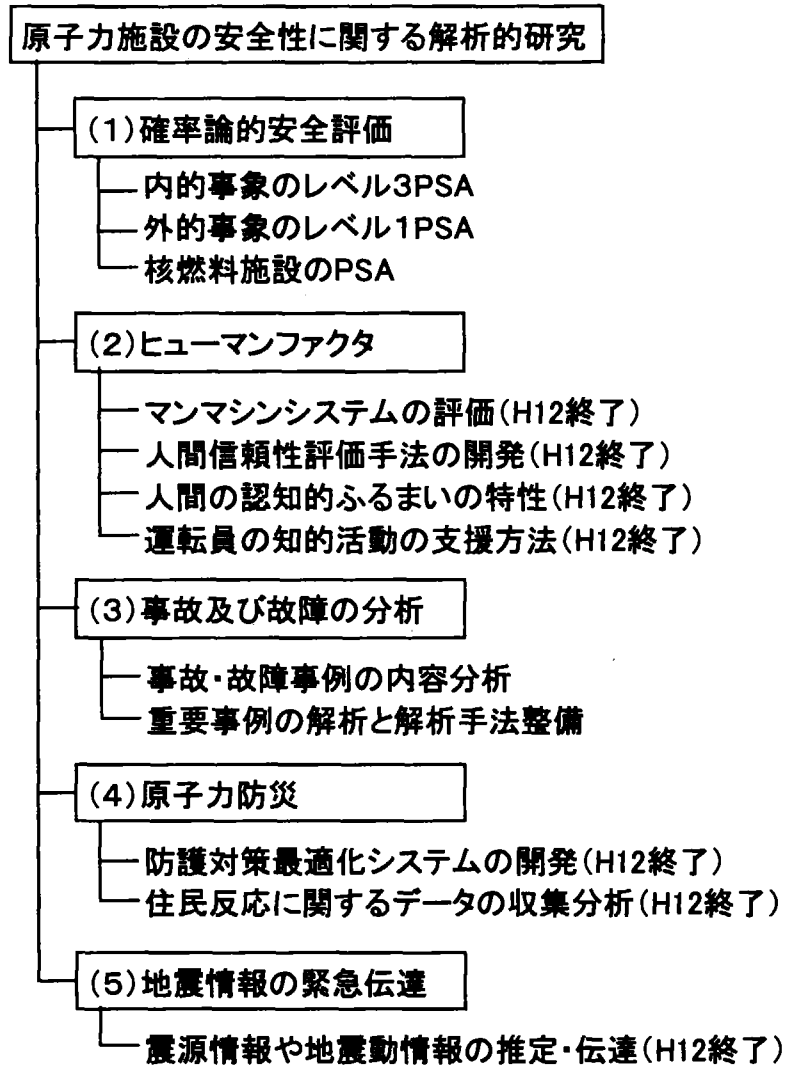
第2.5-8図に作成した応用システムを示す。複数の中小市町村を想定ユーザーとし、ユーザーサイト(自治体、災害現場、バックアップサイト)と災害情報センター(地震動推定センター及び地震被害推定センター)は、インターネットや携帯電話を介して双方向に情報を通信可能である。各サイトは京都大学の亀田教授らが開発した最新の多次元地理情報システムDiMSIS(29)を各サイトのデータ管理に採用し、フォーマットを一元化することにより双方向情報通信を可能にしている。この応用システムを用いて、東海村を対象に応用システムのシミュレーションを行い、機能の確認を行った。応用システムの概念に関して特許申請を行うと共に成果をプレス発表し平成12年度に研究を終了した。

#### 参考文献

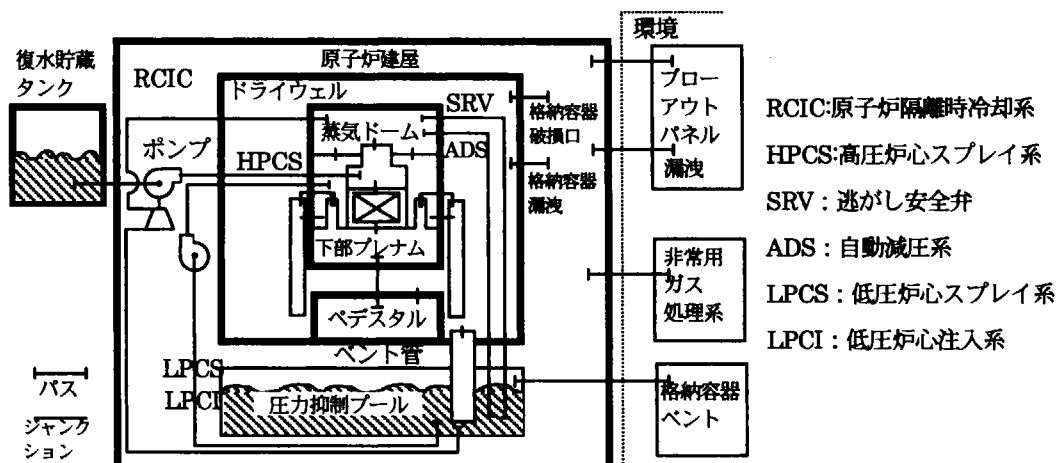
- (1) J. Ishikawa, K. Muramatsu, T. Sakamoto, "Systematic Source Term Analysis for Level3 PSA of a BWR with Mark-II Type Containment with THALES-2 Code", *Proc. 10th International Conference on Nuclear Engineering (ICON10)*, Washington D.C., Apr.14-18 (2002).
- (2) 本間俊充, 石川淳, 富田賢一, 村松健, 軽水炉モデルプラントの広範な事故シナリオに対する環境影響評価, JAERI-Research 2000-060 (2000).
- (3) H. Tamaki, N. Watanabe and K. Muramatsu, "Hazard Identification of Criticality Accidents at the JCO Facility", *Proc. Practical Implementation of Nuclear Criticality Safety*, Nevada, Nov.11-15 (2001).
- (4) リスク評価解析研究室, 軽水炉モデルプラント地震PSA報告書, JAERI-Research 99-035 (1999).
- (5) T. Oikawa, S. Fukushima, H. Takase, T. Uchiyama and K. Muramatsu, "Seismic Reliability Evaluation of Electrical Power Transmission Systems and its Effect on Core Damage Frequency", *Proc. 16th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT-16)*, Washington D.C. (2001).

- (6) 廣瀬次郎, 村松健, 奥村俊彦, 瀧論, 確率論的地震危険度評価に基づく設計用想定地震の設定法, JAERI-Research 2002-009, (2002).
- (7) J. Hirose, K. Muramatsu, T. Takada, T. Masao and M. Watanabe, "Use of Seismic PSA for NPPs Sited onto Quaternary Deposits – Phase I: Overall Evaluation Method Considering Seismic Stability of the Ground", *Transactions of the 15th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT-15)*, Seoul (1999).
- (8) J. Hirose, K. Muramatsu, S. Kanda, S. Tomishima and M. Takeda, "Probabilistic Seismic Stability Analysis for the Ground of Quaternary Deposits", *Transactions of 16th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT-16)*, Washington D.C. (2001).
- (9) 吉田一雄他, マンマシンシステム動特性シミュレーションシステム JACOS, JAERI-Data/Code 2001-023 (2001).
- (10) 横林正雄他, 人間信頼性評価のための解析支援システム JASPAHR Ver.1.5 使用マニュアル, JAERI-Data/Code 2000-015 (2000).
- (11) 田辺文也, 山口勇吉, "JCO臨界事故に係わる生産システムと工程の特性の分析", *日本原子力学会誌*, Vol.43(1), p.48-51 (2001).
- (12) 田辺文也, 山口勇吉, "JCO臨界事故に係わる作業実態の分析", *日本原子力学会誌*, Vol.43(1), p.52-55 (2001).
- (13) Y. Yamaguchi, and F. Tanabe, "Creation of Interface System for Nuclear Reactor Operation – Practical Implication of Implementing EID Concept on Large Complex System", *Proc. of the IEA2000/HFES2000 Congress*, San Diego, Ca., Vol. 3, p.571-574 (2000).
- (14) 渡辺憲夫, 国際原子力事象評価尺度(INES)に基づく事故・故障事例集:和訳版(その2), JAERI-Data/Code 2001-002 (2001).
- (15) 渡辺憲夫, "海外の核燃料施設における臨界事故の原因分析; JCOウラン加工工場臨界事故との類似性", *日本原子力学会誌*, Vol.42[11], p.1204-1214 (2000).
- (16) N. Watanabe *et al.*, "Risk Insights for PWRs Derived from Accident Sequence Precursor Analysis Results", *Proc. of the Fifth International Conference on Probabilistic Safety Assessment and management (PSAM-5)*, Osaka, Japan, Nov. 27 - Dec. 1 (2000).
- (17) 浅香英明, V.G. Zimin, 安濃田良成, "Ringhals-1安定性試験のTRAC-BF1/SKETCH-Nによる全チャンネル解析", *日本原子力学会「2001年春の年会」予稿集*, I58 (2001).
- (18) K. Kobayashi, T. Matsunaga, T. Ishigami, Y. Yamaguchi, H. Yamazawa, T. Sugaya, and M. Umemoto, "A Computerized System for Optimizing Emergency Countermeasures in a Radiological Emergency", *Seventh Topical Meeting on Emergency Preparedness and Response*, Sept.14-17, Santa Fe, N.M. (1999).
- (19) 小林健介, 石神努, 松永武, 梅本通孝, 小泉淳一, 折本裕樹, "防護対策最適化システム

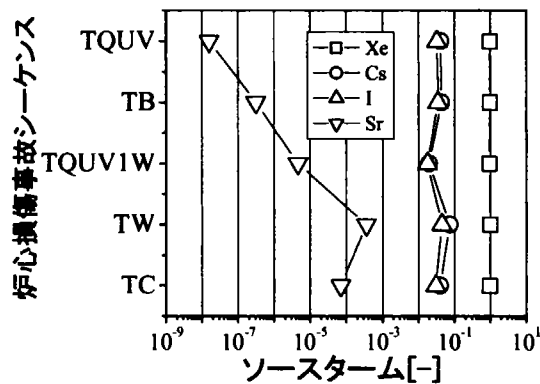
- の開発 (1) -機能とその実現-, 日本原子力学会2002年春の年会要旨集, 第I分冊, p.97 (2002).
- (20) 松永武, 小林健介, “放射性ヨウ素吸入時の甲状腺被ばく線量と安定ヨウ素剤投与効果の感度解析”, *保健物理*, 36(1), p.31-44 (2001).
- (21) 石神努, 小林健介, 梅本通孝, 松永武, 小泉淳一, 折本裕樹, “防護対策最適化システムの開発 (2) -モデルサイトへの応用解析-, 日本原子力学会2002年春の年会要旨集, 第I分冊, p.98 (2002).
- (22) M. Umemoto, T. Ishigami, K. Kobayashi and T. Matsunaga, “Development of A Computer Program for Simulating Protective Actions”, *The 7th Korea-Japan PSA Workshop*, May 15-17, Seogwipo, Jeju-island, Korea (2002).
- (23) 梅本通孝, 小林健介, 石神努, 渡辺実, “東海村ウラン加工工場臨界事故時の住民の情報認知と対応行動”, *地域安全学会梗概集*, No.10, p.113-116 (2000).
- (24) 蛭沢勝三他, “地震動パラメータ推定手法の開発と詳細地盤データの整備”, *第1回リアルタイム地震防災シンポジウム論文集*, 1月, p.123-128 (1999).
- (25) 蛭沢勝三他, “原研における地震情報緊急伝達システムの開発”, *第25回地震工学研究発表会論文集*, 7月, p.1121-1124 (1999).
- (26) K. Shibata, *et al.*, “Development of Methodology for Evaluating Ground Motion Parameters and Information System under Seismic Emergency”, *Proc. of 12th World Conference on Earthquake Engineering*, Feb., Auckland, New Zealand, No.2419/4/A (2000).
- (27) 蛭沢勝三他, “多次元地理情報システムDiMSISとの連携が可能な地震情報緊急伝達システムの開発”, *地域安全学会梗概集*, 11月, p.133-136 (2000).
- (28) 地震情報伝達研究特別チーム, *地震情報緊急伝達システムの研究開発*, JAERI-Tech 2001-36 (2001).
- (29) 亀田弘行他, “災害緊急時と平常時の連携による総合防災情報システムの構築 -リスク対応型地域空間情報システムの実現に向けて (1) -, *地理情報システム学会講演論文集*, Vol.7, p.29-32 (1998).



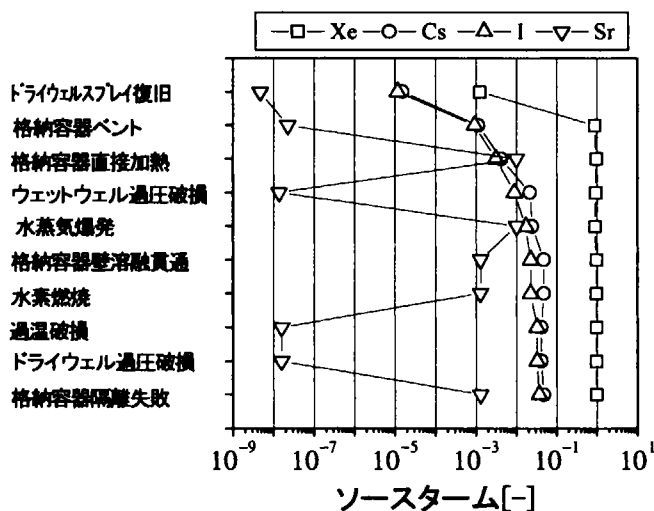
第2.5-1 図 原子炉の安全性に関する解析的研究の概要



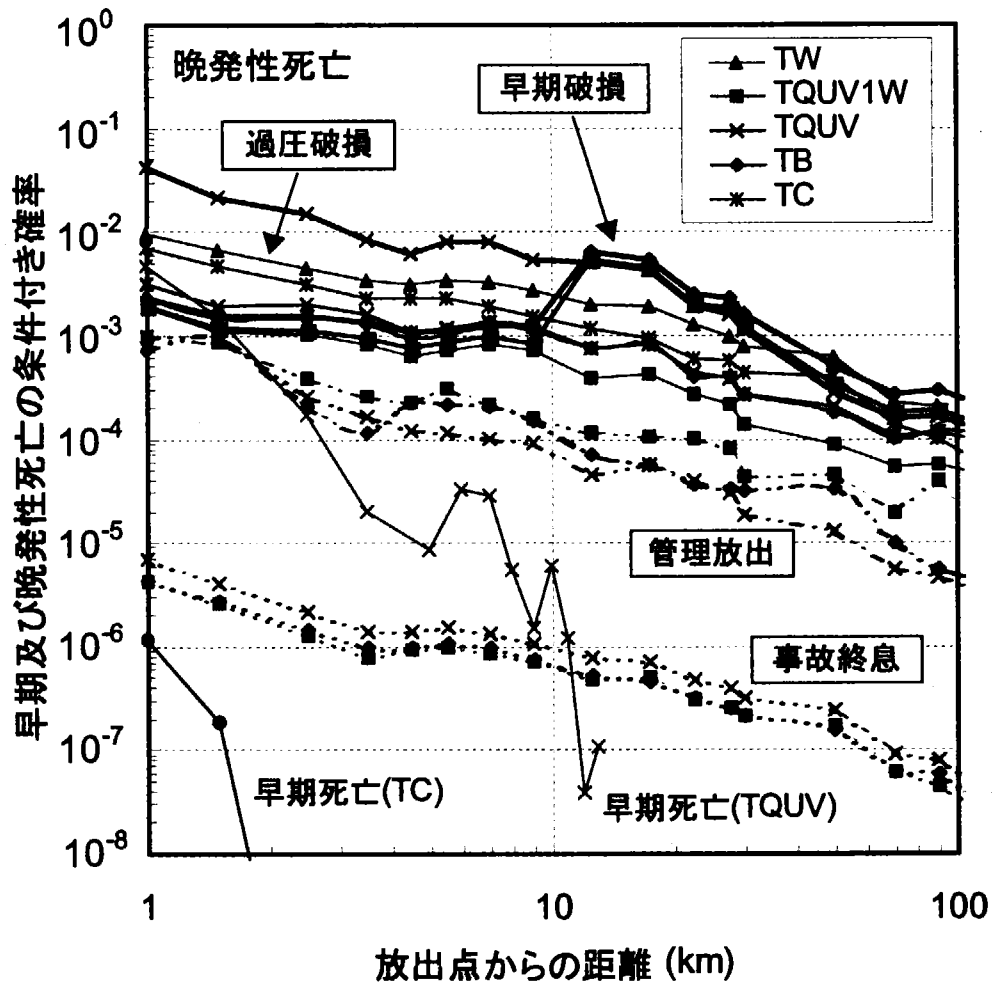
第 2.5-2 図 THALES-2 コードによるポリリューム分割図 (BWR Mark-II 格納容器)



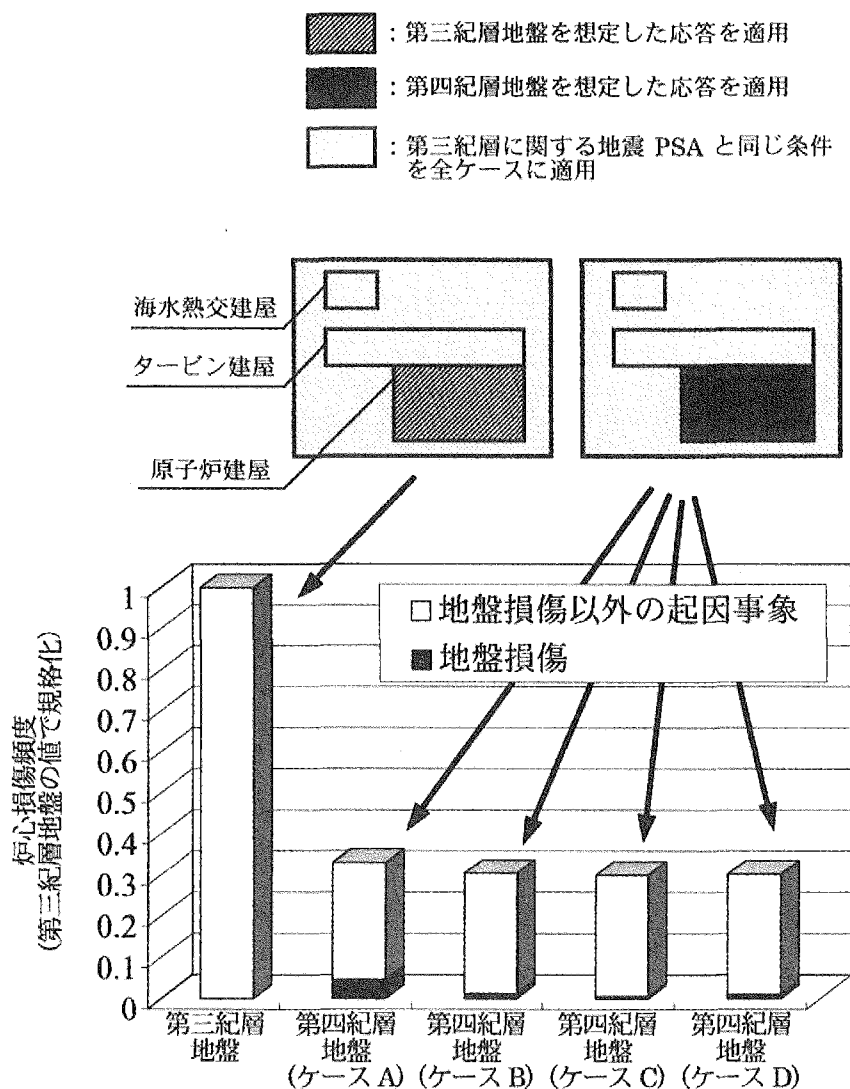
第 2.5-3 図 炉心損傷事故シーケンスの相違がソースタームに及ぼす影響(ドライウェル過圧破損)



第 2.5-4 図 格納容器機能喪失シナリオの相違がソースタームに及ぼす影響(TQUV シーケンス)

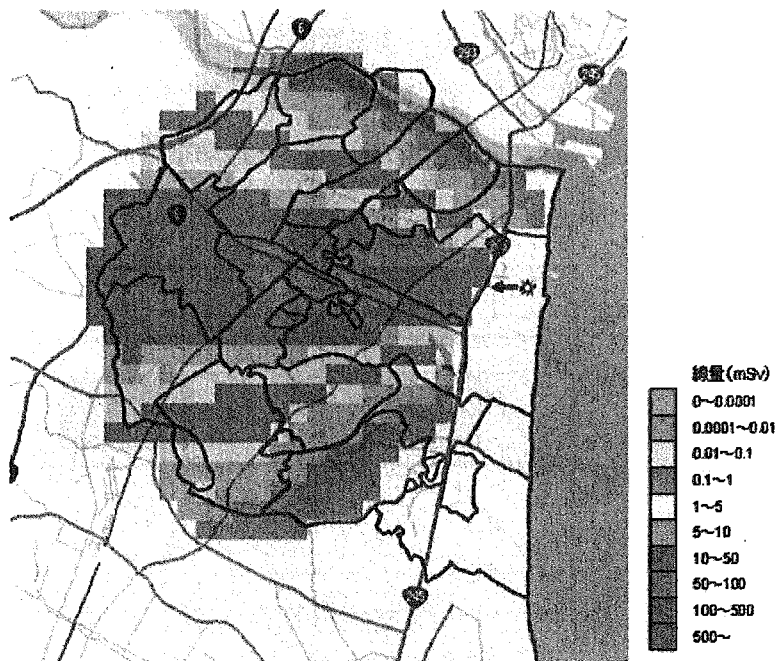


第 2.5-5 図 距離別の個人早期死亡確率及び晩発性死亡確率



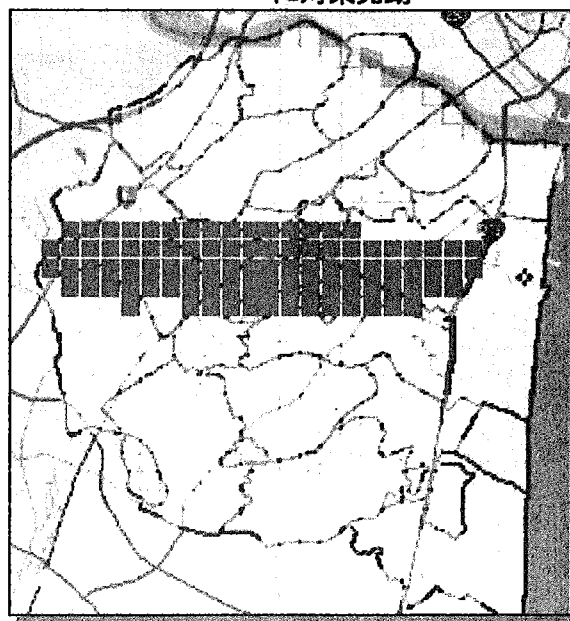
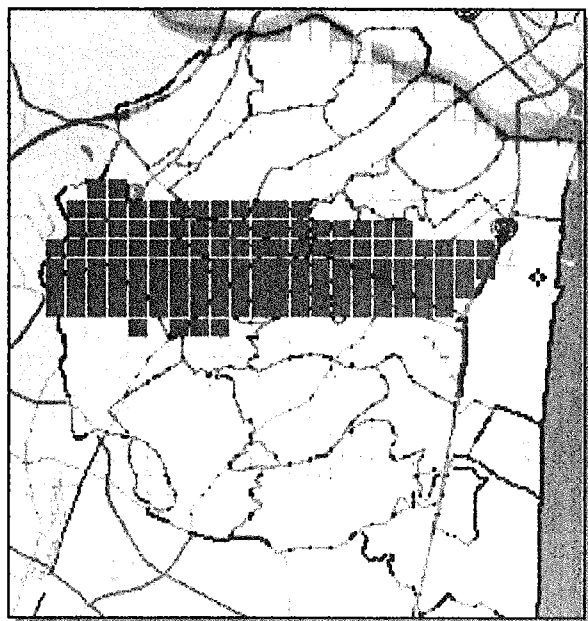
第2.5-6図 軽水炉モデルプラントにおいて原子炉建家の地盤特性を第四紀層地盤の特性と置き換えた場合の感度解析結果

予測線量(積算値)分布



放出開始の4時間前  
に対策発動

放出開始と同時  
に対策発動



- 対策不要
- 屋内退避
- 避難

図 2.5-7 防護対策発動時期に応じた最適な防護対策の実施範囲と内容

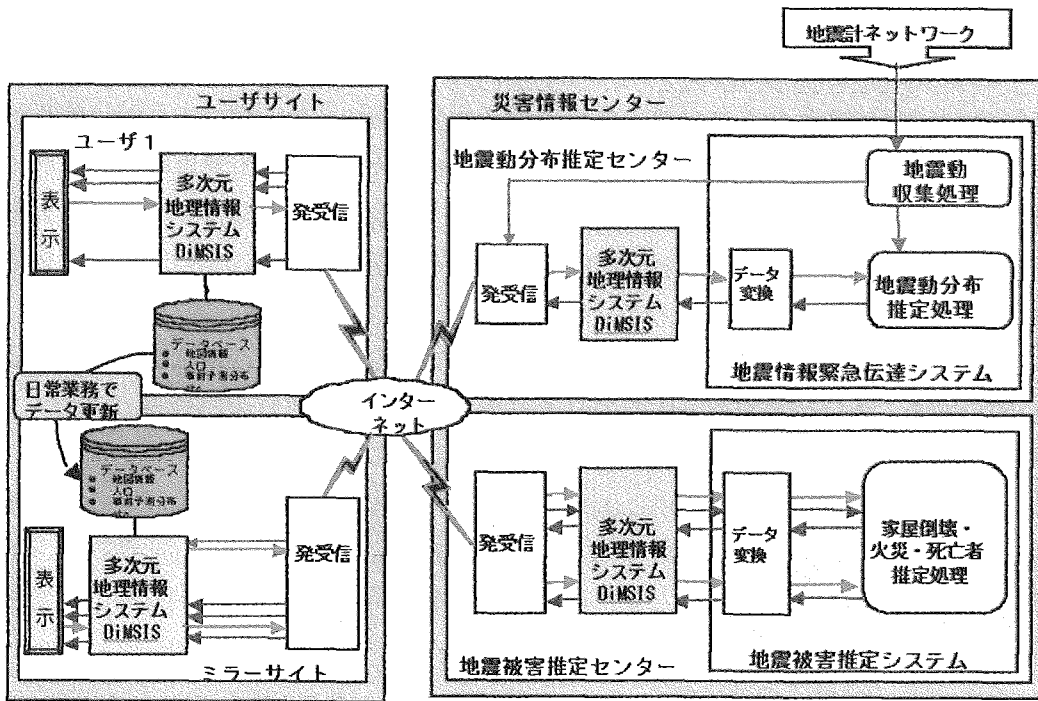


図 2.5-8 プロトタイプシステムの構成

## 2.6 浜岡原子力発電所1号機余熱除去系配管破断部調査<sup>(1)(2)</sup>

平成13年11月7日に発生した中部電力(株)浜岡原子力発電所1号機余熱除去系配管破断事故の原因究明等を行うため、原子力安全・保安院はタスクフォースを設置し配管破断部を切断して詳細調査を実施することとし、事業者（中部電力株式会社）による調査と並行して、第三者中立機関である日本原子力研究所（原研）に対しての配管破断部調査への協力についての指示を文部科学省に依頼した。

原研は、我が国の原子力研究開発の総合的研究機関であるとともに、軽水炉の安全性研究の中核研究機関であること、これまで国内外の原子力施設における事故原因調査等の実績があること、配管破断部調査に必要な試験施設や専門家を有することから、配管破断部調査に全面的に協力することとした。原研では、東海研究所に調査グループを設置し、燃料試験施設等の研究施設、走査型電子顕微鏡等の各種分析機器類を活用して、配管破断部の調査を行った。調査の目的は、配管破断部を切断した部材から採取した試料について、主に破断面を中心に調査し、配管破断の原因究明に資することである。

以下に調査結果の概要を記述する。

### 2.6.1 配管破断の概要<sup>(3)</sup>

浜岡原子力発電所1号機余熱除去系配管破断は、定格運転中に実施した炉心冷却系の定期手動起動試験時に発生した。調査の結果、原子炉建家内で高圧冷却水注入系から2系列ある余熱除去系のうち、B系列の余熱除去熱交換器に分岐している配管の熱交換器入口蒸気元弁上流部の配管エルボ部分が破断しており、破断した配管の破片が近くに散乱していたことが確認された。

破断箇所より上流側の配管は、配管を支持していたUプレート破断し、約3m下の支持部分を支点に大きく傾き、破断前のエルボ位置から約2m移動するとともに、配管の先端が、熱交換器室2階上部の壁際のグレーチング下部に潜り込み、グレーチング板を跳ね飛ばしていたことなどが確認された。一方、下流側の配管には破断部を除いて著しい変形は見られていない。Uプレートは破断箇所より上流側2ヶ所で破断しており、Uプレートを支える架構にも変形や溶接部の割れが確認された。

なお、破断部の配管は、外径約165mm、肉厚約11mmの炭素鋼（STS410、事業者提供のミルシートによれば、炭素量は0.19%）製で、平成6年に弁と蒸気が直接接触しないように、凝縮水を溜めるU字型の構成に改造されたものである。

### 2.6.2 調査方法

#### 2.6.2.1 試料採取

配管破断の原因究明を行うため、配管破断部について詳細調査を実施することとし、切断した配管部材から調査に必要な試料を採取した。この際、外観観察により、比較的破面の保存状態が良好で、ミクロ観察により破断の原因究明に有用な情報が得られる可能性の高い部位を以下のような類型に分けて選択し、第2.6-1図に示す採取位置を17ヶ所選定した。

- ・ 巨視的変形を伴い、延性的な破壊の様相を示している部位  
試料採取位置 ④(\*)、⑥、⑦、⑫、⑭、⑮(\*)、⑯、⑰
- ・ 巨視的変形を伴わず、上とは異なる破壊の様相を示している部位  
試料採取位置 ⑩、⑪
- ・ 溶接部、開先加工部を含む部位  
試料採取位置 ①、⑧
- ・ 破面の方向に変化が見られる部位  
試料採取位置 ①、②、③、⑤、⑧、⑨(\*)、⑪、⑭、⑯
- ・ 変形がなく、断面の金相観察及び硬さ試験に適する部位  
試料採取位置 ⑬

(注) (\*) を付した位置は、事業者のみが試料を採取した。

これらの採取位置から、原研は 14 個、事業者は 12 個の試料をそれぞれ採取した。なお、原研のみが採取した試料採取位置は、②、③、⑤、⑦、⑪であり、事業者のみが採取した試料採取位置は、④、⑨、⑮である。その他の位置からは、原研、事業者とも試料を採取した。

### 2.6.2.2 調査項目

調査項目は、配管破断状況の把握とその原因の解明に必要な、部材の変形、破壊のミクロ的特徴、破壊の起点、き裂進展経路の把握に重点をおき、破面観察、金相観察、硬さ試験を主要な項目として選定した。また、試料が曝されていた環境を推定するための参考として、試料の表面分析及び付着物の定性分析を行うこととした。

## 2.6.3 調査結果

### 2.6.3.1 外観観察及び肉厚測定

試料の外観観察の結果、管内面では表面に酸化皮膜が生成しており、製管工程の加工キズに沿って筋状の肌荒れが見られるものの、腐食疲労や熱疲労に特有の割れ等の欠陥は観察されなかった。

ポイントマイクロメータを用いて測定した各試料の破面付近の肉厚測定の結果を第 2.6-2 図に示す。測定結果から、第 2.6-2 図の S1 で示す工場で溶接されたエルボ／エルボ溶接部を含めた付近では、破断時に生じたと考えられる比較的大きな肉厚の減少があり、非破断部の直管に向かって肉厚の減少が小さくなっていることが分かった。一方、第 2.6-2 図の F7 で示す現場で溶接されたエルボ／直管溶接部付近では、主に母材部で破断が進行しており、著しい肉厚の減少が見られるが、双方の溶接線間のエルボの軸方向に沿った破断部では、肉厚の減少は比較的小さいことが分かった。

これらの結果から、外観的には破断部近傍で大きな肉厚減少が認められたことが特徴的である。

### 2.6.3.2 破面観察

代表的な破面観察結果を第 2.6-3 図に示す。ほとんどの破面がディンプル状であることから、

塑性変形を伴いながら延性破断（大きな変形を伴う破断）に至ったものと考えられる。また、ディンプルの多くは、方向性を持ったいわゆる伸長ディンプルであり、一部にき裂進展方向と負荷の方向が直角であったことを示す等軸ディンプルも観察された。

伸長ディンプルの伸び方向の観察結果を第 2.6-4 図に示す。管の軸方向に分離したと考えられる試料 6、7、12 では、いずれも、管内面側から管外面側へ伸びて開いたディンプルが観察され、き裂が管内面側から管外面側へ進展したことを示している。

試料 5 の 試料 6 側部分、及び試料 6 で観察されたディンプルは、同一方向の、厚さ方向に対して 30～60 度の傾斜を持っていた。試料 7 で観察されたディンプルは、試料 6 とは逆方向の 30～60 度の傾斜を持っていた。第 2.6-4 図から分かるように、試料 6 の採取位置と試料 7 の採取位置との間には、段差が存在する。これらの観察結果から、試料 5 の採取位置から試料 6 の採取位置へ向かって進展したき裂と、試料 8 の採取位置から試料 7 の採取位置へ向かって進展したき裂が試料 6 の採取位置と試料 7 の採取位置の間で段差を持って合体したと考えられる。

試料 5 の頂上部及び試料 4（事業者のみが調査）側で観察されたディンプルは、試料 5 の試料 6 側部分及び試料 6 とは逆方向の、厚さ方向に対して 30～60 度の傾斜を持っていた。この観察結果から、試料 5 の採取位置から試料 4 の採取位置へ向かって、き裂が進展したと考えられる。

管の厚さ方向に分離したと考えられる試料 10 と試料 11 については、試料 10 では管内面側から管外面側へ伸びて開いたディンプルが、また、試料 11 では管外面側から管内面側へ伸びて開いたディンプルが観察された。このことから、せん断によって試料 10 の採取位置と試料 11 の試料の採取位置が分離したと考えられる。

なお、観察した試料からは、疲労によって生じたき裂の存在を示すような破面は観察されなかった。

### 2.6.3.3 金相観察

代表的な試料の金相観察写真例を第 2.6-5 図に示す。配管材料は炭素量が 0.19% の炭素鋼で、低温側で析出したパーライト（微視的にはセメントライト  $Fe_3C$  とフェライトのラメラ組織）を含む金属組織を有するが、第 2.6-5 図からは、フェライト地（白色）にパーライト（黒色）が点在していることが分かる。炭素鋼では、パーライトの比率が機械的強度に直接的に関係するため、パーライトの分布状態を中心に、下側エルボから上側エルボ、直管に至る金属組織について、肉厚方向変化を含めた観察を行ったが、いずれも通常の炭素鋼の金属組織であり、材質劣化を示すような金属組織は認められなかった。

溶接部については、デンドライト組織あるいはアシュキュラー状組織など溶接金属特有の組織が認められたものの、特に異常と思われる組織は観察されなかった。配管破断部の下側及び上側の破面付近の肉厚減少が大きく、それに対応して伸ばされた金属組織が観察され大きく変形して破断したことが分かる。管内面側には、加工時についたキズと考えられる数結晶粒程度の凹凸が全面にわたって見られたが、電子顕微鏡及び光学顕微鏡による断面観察の結果から、疲労等で生じたき裂ではないことが確認された。

#### 2.6.3.4 硬さ試験

硬さ試験の結果を、試料の肉厚の関数として第 2.6-6 図に示す。肉厚がほとんど減少していない部位（試料 1 3）のピッカース硬さは 130 から 136 程度であるのに対して、肉厚の減少が大きかった部位では、それよりも高い値を示し、肉厚の小さいほど硬くなっていることが分かる。このことから、破断の際の塑性変形が硬化の主な要因と考えられる。

#### 2.6.3.5 試料及び付着物の分析

試料の表面層の光電子スペクトルメーター（ESCA: Electron Spectroscopy for Chemical Analysis）による分析結果から、試料の表面薄層は Fe が 3 価の状態で存在する酸化物  $Fe_2O_3$  ないし  $FeOOH$  が主な成分であることが分かった。したがって、破断配管が約 2 週間にわたり現場に放置されていたため、表面に発生した赤錆が主な成分として検出されたと考えられる。

半導体検出器（EDX: Energy Dispersive X-ray Spectroscopy）を用いた特性 X 線の分析結果から、表面には管外面の断熱材に使用していた珪酸カルシウムの構成元素である Si、Ca 等が管内面に部分的に付着していることが分かった。それ以外の主な金属元素では、炭素鋼側の構成元素である Fe と Mn が検出された。

試料の洗浄液残渣から付着物等の X 線マイクロアナライザー（EPMA: Electron Probe X-ray Micro Analyzer）による分析を行った結果、Zn が多くの部位から明瞭に検出されるとともに、微量ではあるが、Pt の存在と思われるピークが観察された（第 2.6-7 図）。

#### 2.6.3.5 調査結果のまとめ

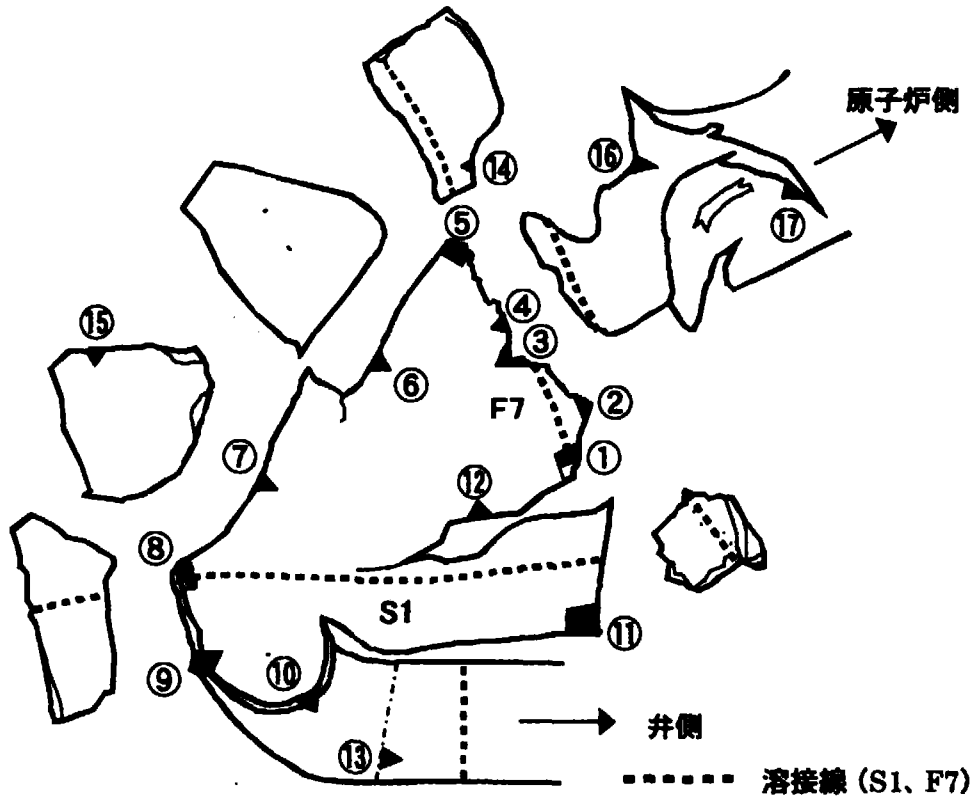
配管破断部を切断した部材から採取した試料について、外観観察及び肉厚測定、破面観察、金相観察、硬さ試験を行った結果、ディンプル主体の延性破面、伸ばされた金属組織、破断時の変形に伴う硬化等が明らかとなったことから、配管破断の主な原因は、配管に何等かの原因により過大な負荷が加わったためと考えられた。

また、試料及び付着物の分析を実施した結果から、管内面には、管外面の断熱材に使用していた珪酸カルシウムの構成元素である Si、Ca の部分的な付着傾向が見られた。さらに、炭素鋼の主構成元素である Fe と Mn 等が検出されたほか、Zn、Pt 等が認められた。

以上の調査結果は、破断事故の原因を絞り込むインパクトを与え、その後の事業者による調査で過大負荷の発生が水素の急速な燃焼によることを突き止めることに結び付いていった。

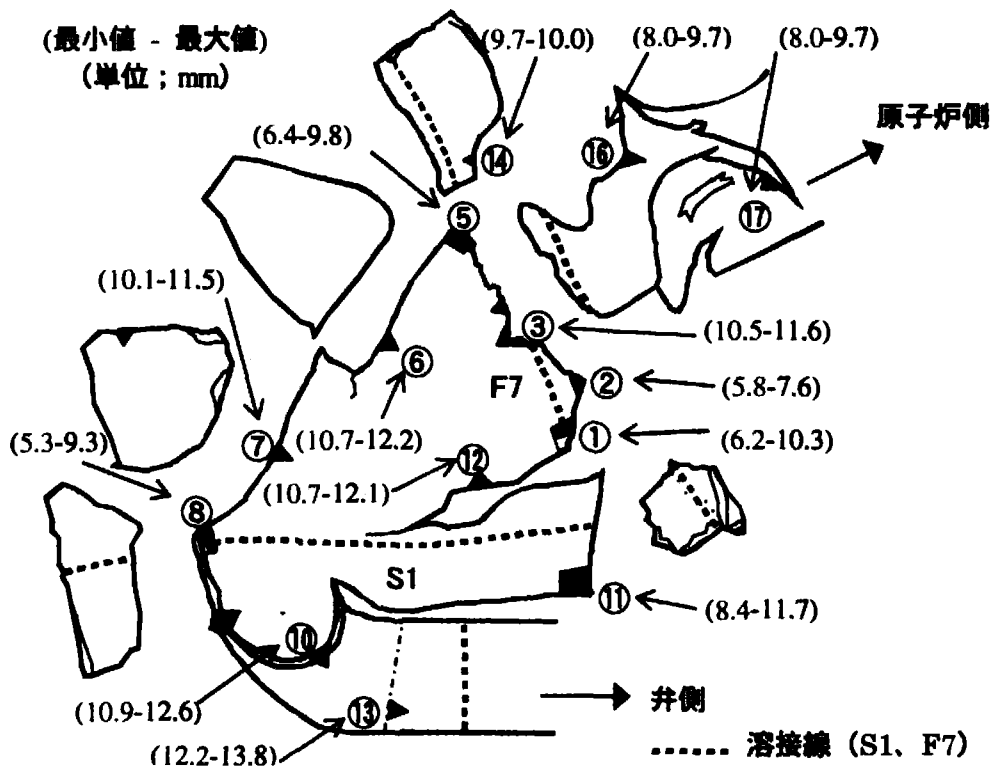
#### 参考文献

- (1) 浜岡 1 号機配管破断部調査グループ, JAERI-Tech 2001-094 「浜岡原子力発電所 1 号機余熱除去系配管破断部調査報告書」 (2001).
- (2) 浜岡 1 号機配管破断部調査実施グループ, JAERI-Tech 2002-045 「浜岡原子力発電所 1 号機余熱除去系配管破断部調査報告データ集」 (2002).
- (3) 原子力安全委員会原子力事故・故障調査専門部会ワーキンググループ資料第 WG-1-3 号, “浜岡原子力発電所 1 号機余熱除去系配管破断に伴う原子炉手動停止について”(2001).



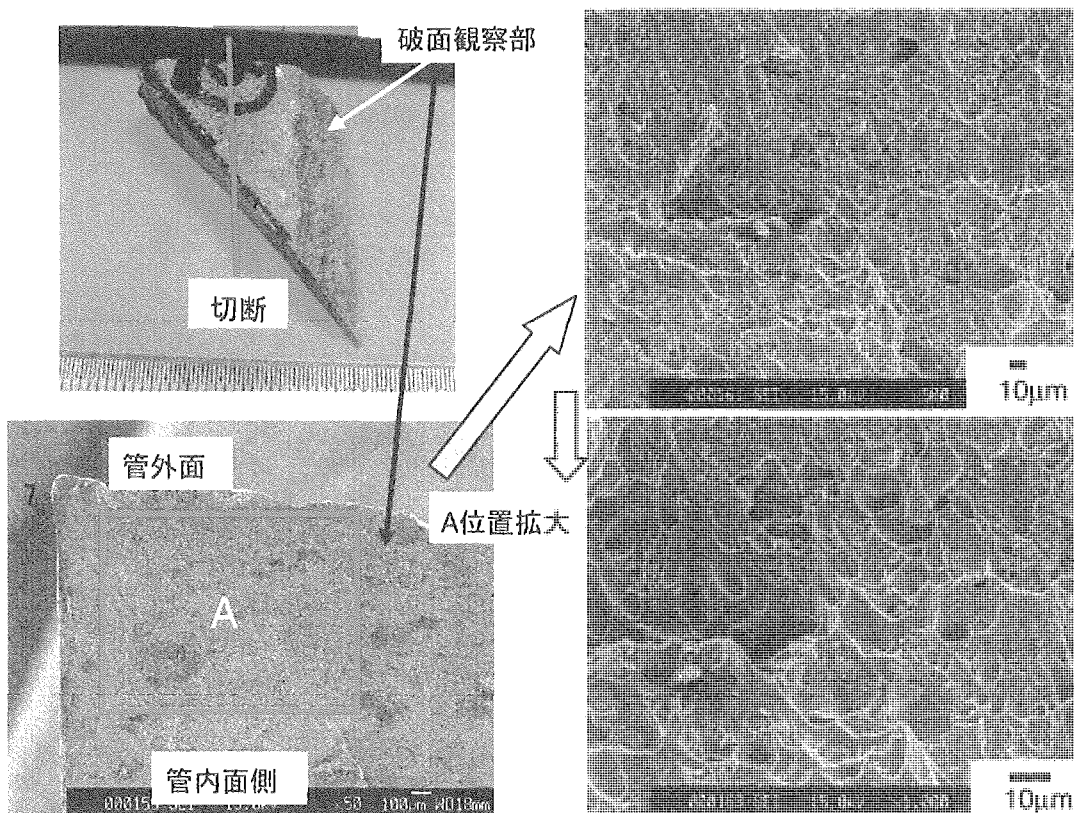
第 2.6-1 図 試料採取位置

比較的破面の保存状態が良好で、マイクロ観察により破断の原因究明に有用な情報が得られる可能性の高い部位を選択し、試料採取位置を 17ヶ所選定した。

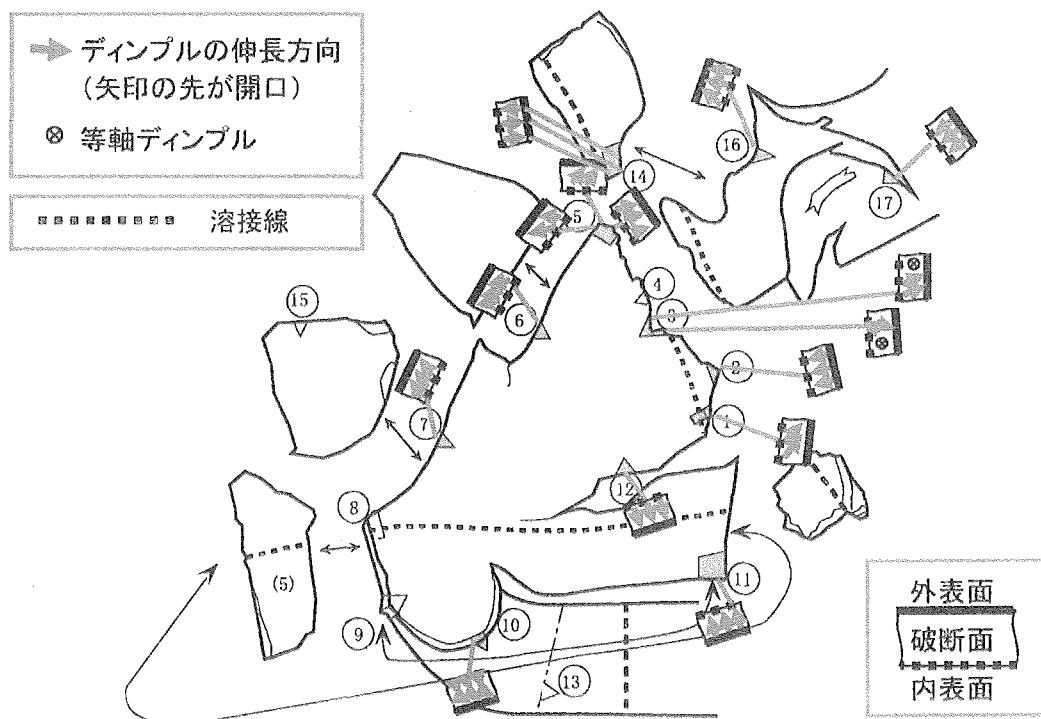


第 2.6-2 図 試料の肉厚測定結果の全体図

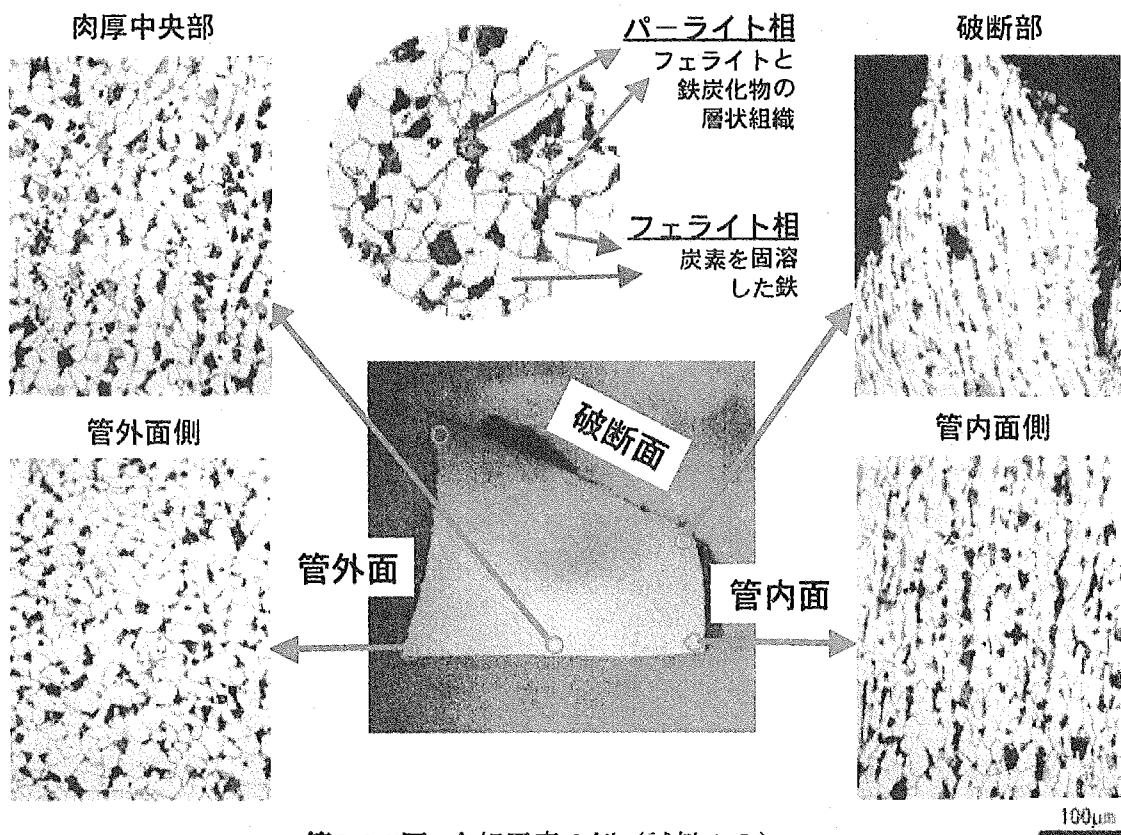
破断部近傍で大きな肉厚減少が認められたことが特徴的である。



第 2.6-3 図 破面写真の例 (試料 6)  
破面全体に伸長ディンプルが観察される。

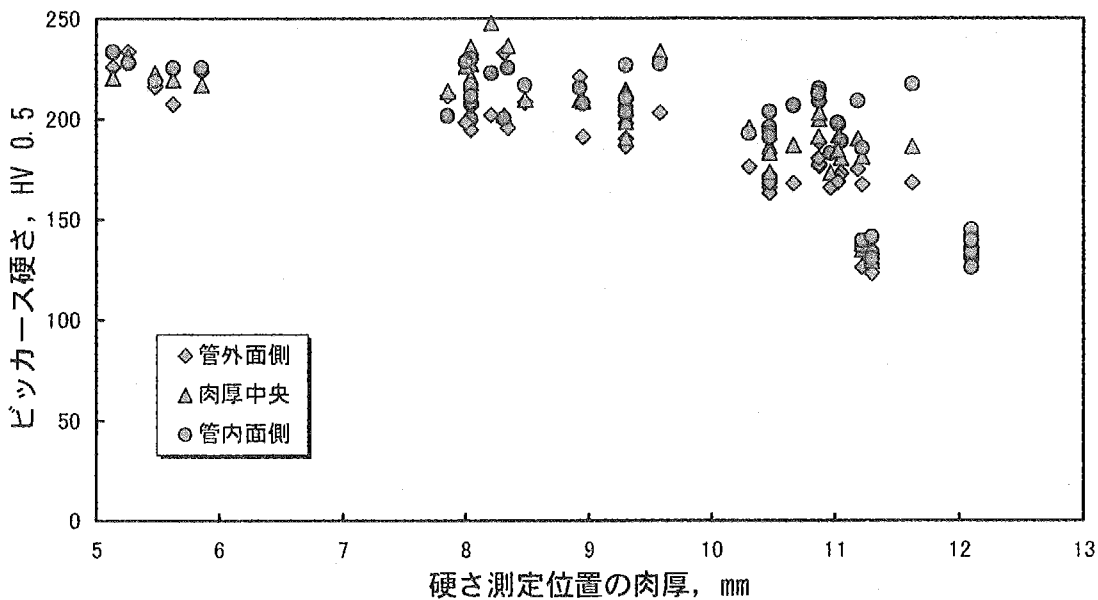


第 2.6-4 図 ディンプルの伸長方向の観察結果  
試料 5 の採取位置から試料 6 の採取位置へ向かって進展したき裂と、試料 8 の採取位置から試料 7 の採取位置へ向かって進展したき裂が試料 6 の採取位置と試料 7 の採取位置の間で段差を持って合体したと考えられる。



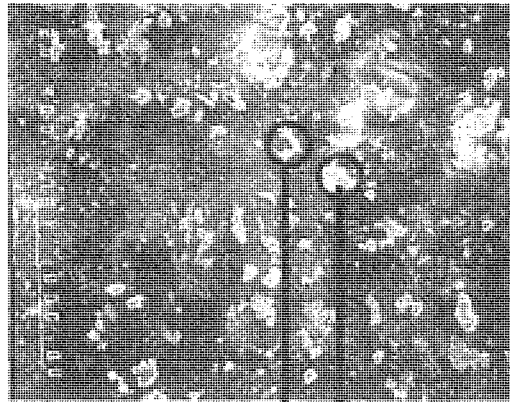
第2.6-5図 金相写真の例 (試料10)

いずれの試料もフェライト地 (白色) にパーライト (黒色) が点在している通常の炭素鋼の金属組織であり、材質劣化を示すような金属組織は認められなかった。

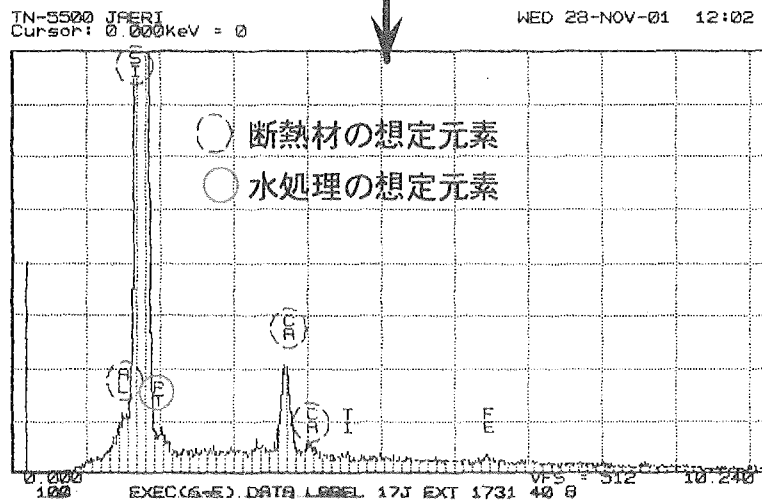
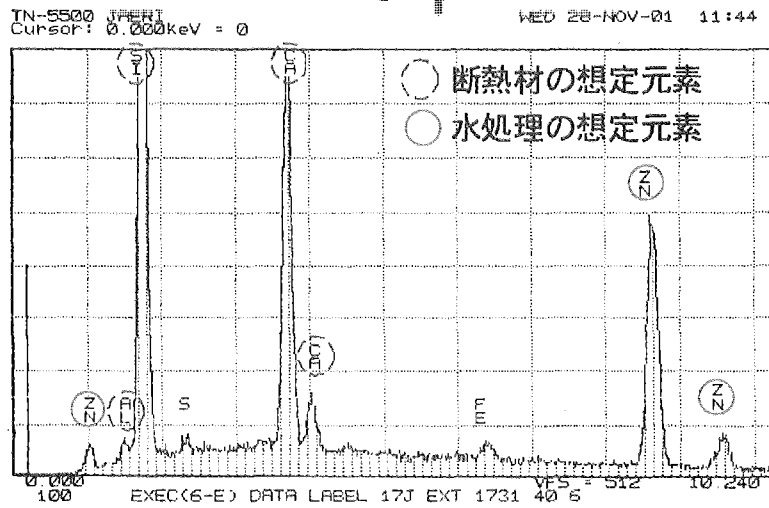


第2.6-6図 硬さと肉厚の関係

肉厚の減少が大きかった部位では、高い値を示し、肉厚の小さいほど硬くなっていることが分かる。破断の際の塑性変形が硬化の主要因と考えられる。



試料 17



第2.6-7図 洗浄時に回収した沈殿物のEPMA分析結果  
試料の洗浄液残渣から付着物等のX線マイクロアナライザー (EPMA) による分析を行った結果、Znが多くの部位から明瞭に検出されるとともに、微量ではあるが、Ptの存在と思われるピークが観察された。

### 3. 燃料サイクルの安全性研究

プルトニウムリサイクル利用の実現を目指した核燃料サイクル施設並びに核燃料サイクルで発生する放射性廃棄物やR I 利用・原子力研究開発等で発生する放射性廃棄物の地中処分について、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13年度～平成17年度）」並びに「放射性廃棄物安全研究年次計画（平成13年度～平成17年度）」に沿った安全研究を実施している。現在、再処理の分野では、六ヶ所再処理工場が2005年の稼働を目指して試験運転を進めており、放射性廃棄物処分の分野では、高レベル放射性廃棄物をはじめ放射性廃棄物全般にわたる処分の事業化の検討が進められている。また、アクチノイド元素の取り扱いを含む先進的な核燃料リサイクル技術の研究開発も進められている。燃料サイクルの安全性研究においては、現状のサイクル関連施設の安全確保、また、将来のサイクル事業及び廃棄物処分手業の展開も俯瞰しつつ、安全確保のための制度化の検討、指針及び安全基準の策定、安全審査等における判断に資するため、科学技術的基盤の整備を進めている。

核燃料サイクルに関連する施設としては、再処理施設、MOX加工施設、リサイクル燃料資源中間貯蔵施設、さらにこれらの施設の間において放射性物質を輸送する輸送容器などを対象として、臨界安全管理、臨界事故評価、再処理プロセスの放射性物質閉じ込め性、機器の耐食性、また、輸送容器の安全性などを研究している。放射性廃棄物処分に関しては、浅地中処分、地層処分及びクリアランスレベルを対象として、決定論的および確率論的な安全評価手法の研究、また、長期的安全評価の観点から、人工・天然バリア性能評価の研究、野外の核種移行試験研究などを実施している。

より具体的には、それぞれの分野において、以下の研究を実施している。

- (1) 燃料サイクル施設の臨界安全性研究： 臨界実験装置によるデータの取得、臨界監視手法の研究、臨界解析等の評価手法に関する研究及び臨界となった場合を模擬した実験による臨界事故の特性を調べる研究
- (2) 再処理プロセスの安全性研究： 燃料の高燃焼度化、MOX燃料の利用などに対応した将来の再処理プロセスについて、放射性物質のプロセス内の閉じ込め安全性の評価研究及び高燃焼度燃料やプルサーマル燃料などを対象とした、廃棄物発生量の低減、経済性や安全性の向上が可能な湿式再処理技術の研究開発
- (3) 再処理機器材料の耐食性研究： 硝酸溶液を扱う主要機器を対象に、安全管理・規制のために必要な寿命評価、及び防食材料、腐食監視の各高度化技術の開発研究
- (4) 輸送容器の仮想事故時安全性解析： 輸送中の過酷事故時における二酸化ウラン粉末原料輸送容器を対象とした輸送容器の安全性を確認するための実証解析
- (5) 放射性廃棄物処分の安全評価研究： クリアランスレベル評価のための決定論及び確率論的解析コードシステム開発と解析、放射性廃棄物地層処分の長期的安全評価手法整備の一環として人間侵入事象の発生等の変動要因が考慮できる安全評価手法の開発
- (6) 放射性廃棄物処分の人工・天然バリア性能評価研究： 地中処分を対象に、固型化材、緩衝材、充填材などの人工バリア材の性能評価及び固化体から漏出した放射性物質と天然バリアとの反応や地下水の移行に伴う放射性物質の移行挙動を明らかにする研究

- (7) 放射性廃棄物浅地中処分の安全性野外試験：  $\alpha$ 核種を含む低レベル放射性廃棄物の浅地中処分に関する既存の核種移行モデルの検証と適切な移行評価パラメータ値の取得手法の確立によって安全評価手法の信頼性向上を図るための野外核種移行試験

以下、これらの研究の概要と最近の主要な成果について述べる。

### 3.1 燃料サイクル施設の臨界安全性研究

核燃料物質を大量に取り扱う再処理工場等の燃料サイクル施設では、技術的に考えられる異常事象が起こっても臨界事故に至ることのないように機器を設計するとともに、厳重な核燃料物質の管理・監視を行っている。このような臨界防止のための機器の設計や燃料の管理・監視の方法に関する研究を臨界安全性研究と呼んでいる。原研では、臨界安全性研究として、臨界実験装置による実験データの取得や臨界監視手法の研究を行うとともに、臨界解析等の評価手法に関する研究を実施している。また、万が一、臨界となった場合を模擬した実験を行い、臨界事故の特性を調べるための研究も実施している。本章では、これら臨界安全性研究の最近の成果について述べる。

#### 3.1.1 臨界安全性の実験研究\*

臨界安全性の実験研究として、定常臨界実験装置 STACY による低濃縮ウラン溶液を用いた中性子相互干渉に関する臨界実験データを取得するとともに、軽水臨界実験装置 TCA を用いて各種未臨界度測定技術の臨界監視技術としての適用性に関する研究を実施した。

##### (1) STACY を用いた中性子相互干渉実験

複数の機器が配列された設備では機器の間で中性子のやりとりが発生（中性子相互干渉）し、単独の機器からなる設備に比べて臨界計算のモデルが複雑になるため、解析コードの信頼性について系統的なデータを用いて検証することが重要である<sup>(1)</sup>。このため、原研の定常臨界実験装置 STACY の 350T 相互干渉体系（第 3.1-1 図）を用いて低濃縮硝酸ウラニル水溶液の臨界量測定を行った。実験は 2 基の平板炉心タンク（厚さ 35 cm、幅 70 cm、高さ 150 cm）のタンク間距離を変更し、又は、2 基の炉心タンクの間厚さの異なるポリエチレン隔離材やコンクリート隔離材を配置し、それぞれの条件下において 2 基の炉心タンクに同時に硝酸ウラニル水溶液を給液し、臨界となる液位を測定した。

臨界となったときの炉心タンクの配置、隔離材の配置及び硝酸ウラニル水溶液の量に基づき解析モデルを構築し、中性子実効増倍率の解析を行った。解析では、連続エネルギーモンテカルロコード MCNP-4C と核データライブラリー JENDL 3.2 の組み合わせ、及び JACS システム（多群モンテカルロコード KENO-IV と核データライブラリー ENDF/B-IV）により 100 万個の中性子の動きをシミュレーションしている。MCNP は、現在世界的に広く用いられている解析コードであり、低濃縮ウラン溶液系について中性子実効増倍率のバイアス値（臨界状態の体系を解析したときに算出される中性子実効増倍率の 1 からのずれ）を明らかにすることが望まれている。一方、JACS は臨界安全ハンドブック<sup>(2,3)</sup>で標準的な解析手法として取り上げられ、種々の核燃料体系について推定下限実効増倍率（中性子実効増倍率の解析結果がこの値未満であれば未臨界と判断できる）が評価されているが、これらの値を十分に精度のよい実験データを用いて検証することが課題となっている。

\*本件には、文部科学省（科学技術省）からの受託研究「再処理施設臨界安全技術開発等」の成果が含まれる。

第 3.1-2 図に、実験体系ごとに算出された中性子実効増倍率を示す。連続エネルギーモンテカルロコード MCNP を用いた解析では、すべての体系について中性子実効増倍率が 1 以上であり、そのバイアスはほぼ一定となった。算出された中性子実効増倍率の平均値は 1.00468 である。この結果より、MCNP を用いた解析を行い中性子実効増倍率が 1 未満であれば、解析対象の核燃料体系は未臨界と判断できることとなり、臨界安全性の観点からは安全側の評価になっていると結論できる。一方、JACS システムによる解析では、算出された実効増倍率の平均値は 0.98391 で、この場合でもバイアスは体系に依存せず、ほぼ一定となった。JACS システムによる解析結果では、臨界安全ハンドブックに記載されている均質-U 低濃縮一般形状体系の推定臨界下限実効増倍率 0.958 を下回る例はなく、ハンドブックの記載値は妥当なものであることが確認できた。

## (2) 未臨界度測定技術の研究\*\*

原子力発電所の使用済燃料プールではホウ酸が溶解され、またホウ素入りステンレススチールが用いられている未臨界の深い体系となっている。このような体系における中性子束空間分布は、臨界に近い体系では無視できた高次モードとよばれる分布が現れるため、臨界解析や未臨界度測定結果に影響を与える。このような深い未臨界体系である使用済燃料プールでの臨界解析手法の妥当性の評価、未臨界度確認技術の開発のため、原研の軽水臨界実験装置 TCA を用いて、未臨界度測定法として一般的に用いられている指数法、パルス中性子法、炉雑音法による未臨界度測定を行った。実験では、軽水中に濃縮度 2.6% の  $\text{UO}_2$  燃料棒を配列し、使用済燃料プールの条件を模擬した体系を構成し、各種未臨界度測定法を適用した。

指数法では中性子束の空間減衰の様子を示すパラメータである減衰定数を測定するが、減衰定数と未臨界度との関係が使用済燃料プールのような深い未臨界条件下でも明確であることから、他の測定法に比べて使用済燃料プールの体系での未臨界度測定法として有効な方法であることが確認できた。しかし、指数法でも中性子束の空間高次モードの効果により、中性子源や検出器の配置が測定結果に影響することが確認され、指数法における空間高次モードの影響評価が重要であることが分かった。そこで指数法での中性子束分布の高次モードを解析できる手法を開発し<sup>(4)</sup>、本実験の解析に適用した。

第 3.1-3 図は、燃料棒を 11 本×11 本で正方形に配列し、その一角に中性子源を設置した場合の、中性子源と同じ位置での熱中性子の垂直方向分布の測定値と高次モード解析値とを示している。図より、中性子源に近いところでは高次モードの影響により、測定値が基本モードから大きく外れていることが分かる。また、高次モード次数を多くとることで測定値が精度よく再現できることが確認できた。本手法を用いることにより、未臨界度測定において最適な検出器及び中性子源配置を決定することが可能となった。

### 3.1.2 臨界安全評価研究

STACY の円筒炉心及び平板炉心で取得した  $^{235}\text{U}$  濃縮度 10wt% のウラン硝酸水溶液に関する臨界データをもとに、ベンチマーク問題を作成し、OECD/NEA の臨界安全データベース整備に寄

\*\*本件は、日本原子力研究所と日本原子力発電（株）との共同研究「臨界実験施設を用いた未臨界度測定技術の実用化研究」の成果の一部である。

与した。また、臨界安全ハンドブック用データ整備の一環として、臨界事故時における出力第一ピークの最大値・最小値を推定する簡易手法を核熱特性に基づき理論的に導いた。さらに、燃焼度クレジット導入のために必要な研究を進め、「ガイド原案」としてまとめた。

### (1) 臨界安全ベンチマークデータの評価 (OECD/NEA プロジェクト)

OECD/NEA の国際臨界安全ベンチマーク評価プロジェクト(ICSBEF)は、各国の臨界実験データの精度等を統一された基準で詳細に評価した後、それらを一定のフォーマットで編集し、国際的データベースとしてハンドブックの形で刊行する作業を行うことを目的としている<sup>(6)</sup>。原研 STACY で取得した臨界実験データは、順次 ICSBEF で国際協力による評価を受け、国際臨界実験データハンドブックに掲載されている。ここでは、臨界実験ベンチマークデータ作成のための実験データの評価として実施した感度解析の結果について述べる。対象とした炉心は、平成9～10年度に取得した厚さ 28cm の平板炉心の両側に反射体(コンクリート又はポリエチレン)を配置した体系<sup>(6,7)</sup>、及び外径 80cm の円筒炉心体系<sup>(8,9)</sup>である。

感度解析を行うパラメータ(不確かさ要因)として、溶液燃料条件(濃縮度、燃料濃度、酸性度、不純物)、臨界液位、炉心タンク寸法、反射体組成及び寸法等を取りあげ、これらの測定データから各々のパラメータの標準偏差を評価した。次に、各パラメータに、この標準偏差分の変化を与えたときの体系の中性子実効増倍率  $k_{eff}$  を中性子輸送計算コード SRAC-TWOTRAN により計算し、変化を与えない基準体系で計算した  $k_{eff}$  からの変化量を求めた。

第 3.1-4 図に、この手法により求めた STACY 水反射体付円筒炉心における各パラメータに対する  $k_{eff}$  変化量のウラン濃度依存性を示す。ここで、ウラン濃度の変化範囲は臨界実験データを取得した範囲とした。図中の( )内の数値は各パラメータの標準偏差を示している、また、「全体」は、各パラメータの変化による  $k_{eff}$  変化量の自乗和の平方根として求めた  $k_{eff}$  変化量の総計である。同図より、全体の  $k_{eff}$  変化量は 0.1% $\Delta k$  程度であり、ウラン濃度、ウラン濃縮度の測定値の不確かさによる寄与が大きいことがわかる。裸の円筒炉心体系についても同様な結果が得られた。また、平板炉心については、反射体の厚さを変えたときの臨界実験データを取得したが、反射体の組成、寸法の不確かさを考慮しても全体の  $k_{eff}$  の不確かさは 0.1% $\Delta k$  程度となり、高い精度であることを確認した。

### (2) 臨界安全ハンドブックの整備

臨界安全ハンドブック第 2 版では、溶液系燃料における臨界事故時の全核分裂数を想定する簡易評価式は記載していた。ここでは、臨界警報装置と関係の深い第 2 版に記載のなかった出力ピークの評価についての成果を記す。

核燃料再処理施設では、燃料溶液を取り扱っている。燃料溶液で臨界事故が起きると、最初に最大の出力ピークがあり、それに続いて一連の出力ピークが観測される場合が多い。臨界警報装置は、最初の出力ピークを感知し、直ちに警音を発して、従事者に臨界の発生を知らせる。その結果、速やかな退避により、従事者の被曝を最小限に留めることができる。このため、臨界警報装置の設計・設置においては、第一ピークの大きさの推定と警報装置が警報を発する出力の最小値(閾値)の設定が必要になる。さらに、事故が起きた場合の従事者の潜在的な被曝レベルを推

定して、その区域への臨界警報装置の設置の妥当性を決定する必要がある。

臨界警報装置で警報を発する閾値を決めるため、臨界事故時における出力第一ピーク最小値を推定する簡易手法を核熱特性から理論的に導いた<sup>(10)</sup>。出力第一ピーク最大値を決める簡易評価式も同様に導いた。高濃縮ウラン溶液を用いたフランスのCRAC実験の結果と比較することにより、これらの評価式は適度な裕度を持っていることが示された（第 3.1-5 図）。低濃縮ウラン溶液体系についても、NUCEF の TRACY を用いた過渡臨界実験の結果との比較によりこれらの簡易評価式の妥当性が示された

### (3) 使用済燃料の臨界安全評価

今後、原子力発電の長期化に伴い原子炉から排出する使用済燃料の蓄積により貯蔵プールの容量が逼迫し、この問題を解決するひとつの方策として排出量の低減を行うために、燃料を長期間にわたり炉内で燃焼させる傾向が著しくなると予想される。これは、必然的に燃料の初期高濃縮度化をもたらす。従来の伝統的な臨界安全評価では、使用済燃料を新燃料とみなした保守的な評価を行っているが、このままでは使用済燃料貯蔵及び輸送に係る経済性を無視した設備設計にならざるを得ない。これに対して、炉内での核燃料の燃焼に伴う反応度の低下を考慮する、いわゆる燃焼度クレジットを採用することで、合理的な臨界安全設計・管理が可能となる。原研では、燃焼度クレジット評価手法及び使用済燃料核種組成データを開発・整備し、その成果を燃焼度クレジット導入ガイド原案としてまとめ、臨界安全性実験データ検討ワーキンググループの検討を受けて公開した<sup>(11)</sup>。このガイド原案は、臨界安全ハンドブック第2版の追補と位置付けられ、ウラン、プルトニウムの炉内での核種組成変化のみ考慮した燃焼度クレジット評価法の整備に重点を置き、照射履歴の影響について述べている他、以下の記述に特徴を有する。

世界的に広く用いられている燃焼計算コード ORIGEN2.1 の計算結果に含まれる誤差を実験データとの比較により保守側に評価して、核種組成計算値を補正するための補正因子の算出を試みた。PWR 使用済燃料照射後試験データ（核種組成測定データベース SFCOMPO に収納されたものから、ドイツの Obrigheim 炉、我が国の Genkai-1, Mihama-3 及び Takahama-3 号炉の使用済燃料のサンプル合計 38 データと核データライブラリー（ORIGEN2 付属の PWR-U, PWR-US, PWR-UE 及び原研が開発した PWR41J32）の組み合わせ毎に、核種組成量の実測値に対する計算値の比 C/E の最大値あるいは最小値を補正因子として与えた。ここで求めた補正因子で計算値を除することにより、臨界安全評価において保守側（中性子実効増倍率の計算値が大きくなる）の核種組成量を与えるようになっている。すなわち、核分裂性核種の場合は最小値を取り、それ以外の中性子吸収体として働く核種の場合には、最大値を補正因子として与える。さらに臨界安全上より保守的な評価を行うために、核分裂性核種の補正因子が 1.0 を超える場合には 1.0 を補正因子に与え、中性子吸収体として働く核種の補正因子が 1.0 未満の場合には 1.0 を補正因子とした<sup>(12)</sup>。

次に、燃焼度クレジットを考慮した臨界安全評価の簡便法として用いられる「等価均一燃焼度」を新たに導入し、実機への応用に必要なデータを整備した<sup>(13)</sup>。「等価均一燃焼度」とは、燃焼度分布や照射履歴等を保守側に設定した詳細な臨界解析結果と等価な結果を、分布等を考慮しない簡便な臨界解析により与えるための燃焼度である。第 3.1-6 図に、実機を模擬した使用済燃料輸送

容器モデル体系に対して、ORIGEN2.1 燃焼計算コード及び KENO-Va 臨界計算コードにより、照射運転履歴、燃焼度分布、核種組成解析誤差などの誤差要因の変動を評価することにより算出した「等価均一燃焼度」の例を示す。同図を用いることにより、与えられた平均燃焼度（横軸）から等価均一燃焼度（縦軸）が求められる。これを用いて、照射運転履歴や燃焼度分布を考慮しなくても、簡便な燃焼計算及び臨界解析により体系の中性子増倍率を保守的に求めることができる。

### 3.1.3 ウラン溶液の臨界事故特性研究

臨界事故の特性研究として、過渡臨界実験装置 TRACY を用いたウラン溶液の臨界事故を模擬した実験（過渡実験）を行い、事故時の核熱特性及び放射性ガスの放出特性に関する研究を実施している。本節では、これらの成果について述べるとともに、1999年に発生したウラン加工施設 JCO の臨界事故時の出力履歴に関する知見を得るために実施した熱特性模擬試験の結果について述べる。

#### (1) TRACY の核熱特性

原研では、過渡臨界実験装置 TRACY を使用して、溶液燃料体系の臨界事故を模擬した超臨界実験を平成 8 年より実施してきた。TRACY では、 $^{235}\text{U}$  濃縮度 10% のウランを用いた硝酸ウラン水溶液を燃料とし、臨界を超えて 3 ドルまでの反応度を添加した超臨界実験（以下、過渡実験）を実施する装置である。これまで（平成 13 年度末）に TRACY を用いて、反応度の添加量と添加速度を主なパラメータとして、約 100 回の過渡運転を実施してきた。このうち、実験内容が重複しているものや計測精度に問題があったものを除く 60 の実験について、実験条件及び実験結果を取りまとめたデータ集を作成した(14)(16)。このデータ集は、実験条件及び主要な実験データを記載したデータシートと過渡実験時の出力、温度、圧力の時間変化のグラフで構成されている。これらのデータを用いて、TRACY の臨界解析及び動特性解析を行うことが可能となっている。

以下に、上記データ集の中から平成 13 年度に実施した TRACY 実験の成果として、熱外中性子検出による出力測定結果について紹介する。TRACY では、これまで出力の測定は、 $^{235}\text{U}$  核分裂電離箱（以下、FC）を用いて、熱中性子を検出することにより行ってきた。しかし、この FC は炉心から約 10m 離れた位置に設置されており、速度の遅い熱中性子検出では、炉心から FC までの距離を中性子が飛行する間の時間遅れが無視できないことがわかった。そこで、よりエネルギーが高く飛行時間が無視できる熱外中性子の検出による出力測定を試みた。熱外中性子の検出には、FC を熱中性子吸収材であるカドミウム（Cd）で被覆した検出器を使用した。測定結果の例として、反応度 3 ドルをステップ状に添加した場合の熱及び熱外中性子検出による出力パルス測定結果の比較を第 3.1-7 図に示す。図に示すように、熱中性子検出では出力の立ち上がりにおいて約 3ms の時間遅れが生じており、また出力ピークが熱外中性子検出に比べて低くなっており、さらにピーク以降の出力減衰の様子も大きく異なっている。なお、熱外中性子検出による出力測定結果は別途実施したガンマ線の測定結果とよく一致しており、出力の変化を再現していることが確認できた。熱外中性子検出の場合、中性子の検出効率が低下することにより、出力パルス終了後の核分裂生成物によるガンマ線の影響が無視できなくなる。現在、この影響を除去するためのフィ

ルタについて解析及び実験による検討を進めているところである。

以上の実験研究と並行して、原研では過渡実験解析を行うためのツールとして、AGNES2 コードの開発を行っている<sup>(17)</sup>。同コードは、一点炉動特性コード（出力分布が変化しないとの近似モデルに基づく動特性コード）に対して、溶液燃料体系に特有の放射線分解ガスポイドによる反応度効果を計算するモデル（修正エネルギーモデル）を付加したものである。放射線分解ガスポイドとは、放射線により溶液（主に水）が分解して生成したガスによる気泡であり、大きな反応度抑制効果を有している。このモデルにより、AGNES2 コードでは放射線分解ガスポイドの生成・消滅による出力振動を計算することが可能となった。同コードにより、TRACY で実施した一連のランプ給液実験（溶液の連続給液により反応度を添加する超臨界実験）についての解析を行い、出力及びエネルギーについて、実験値をほぼ再現することを確認した。第 3.1-8 図に計算結果の一例を示す。今後、より広い範囲の実験についての解析を行い、同コードの適用範囲を確認するとともに、ポイドモデルの改良、沸騰モデルの追加等を行う予定である。

## (2) 溶液からのガス放出特性

溶液燃料体系で臨界事故が発生した場合に、溶液燃料から気相中に放出されたガス中に含まれる放射性希ガスや放射性ヨウ素は、揮発性が高い上にHEPA(高性能エア)フィルタによって捕集されにくいため臨界事故時の環境影響を評価する上で重要な核種である。この評価には、これらの核種の溶液からの放出及び換気系内での移行に関する定量的な知見が必要となる。原研では、TRACYを用いた放射性物質閉じ込め機能試験を実施し、放射性物質の放出データを用いて溶液燃料から気相への放出率を評価するとともに、放出率と核出力および放射性物質の放出機構を関連付けた放出モデルを構築し、溶液燃料の臨界事故時における施設内での放射性物質閉じ込め安全性を評価するために必要となる放射性物質の気相への放出量評価手法の整備を進めている<sup>(18)</sup>。

臨界事故で溶液燃料中に生成する半減期が数十秒以下の希ガス核種は、同時に溶液燃料中に生成する放射線分解ガスの気泡中に取り込まれ、その気泡が溶液表面で破裂することによって短時間のうちに気相へ放出される。放射線分解ガスの生成量は核出力に比例しており、また気泡の生成・消滅により溶液燃料の密度が変化し、この結果、核出力が大きく変化する。希ガス核種の気相への放出率は、このような出力変化と関係していることが予想される。そこで、TRACYの核出力のピーク値と逆炉周期に相関関係があること<sup>(19)</sup>に着目し、逆炉周期と半減期が数十秒以下の希ガス核種の気相への放出率との関係を調べ、核出力と関連付けた放射性物質の放出モデルへの適用性を検討した<sup>(18)</sup>。

希ガス核種の放出率は、放射崩壊による減衰が無いとした場合に、液相および気相の各相にある時刻までに蓄積した希ガスの原子数の比（気相中の蓄積原子数/液相中の蓄積原子数）として定義される。放出率は、試験終了時に溶液燃料中に残存していた希ガス量の測定結果からTRACY炉心タンク内での希ガス放出モデル<sup>(18)</sup>を用いて評価した。逆炉周期は、核出力の第一ピークの上昇時の傾きから求めた。

第 3.1-9 図に逆炉周期 $\omega$ (s<sup>-1</sup>)と <sup>140</sup>Xe(半減期 13.6 秒)および <sup>141</sup>Xe(半減期 1.73 秒)の放出率  $R_{Xe}$ (s<sup>-1</sup>)の関係を示す。図中の実線は、<sup>140</sup>Xe の場合はプロット点を対数関数に近似した線、<sup>141</sup>Xe の場合はプロット点を結んだ線である。図から、<sup>141</sup>Xe の場合の $\omega$ と  $R_{Xe}$ の相関は高いが、<sup>140</sup>Xe

の場合は、データのばらつきが大きく、 $\omega$ と $R_{Xe}$ の相関は低いことがわかる。この結果から、半減期が1秒オーダーと短い希ガス核種の放出率は、第1出力パルスの特性パラメータである $\omega$ と前述の希ガスの気相への放出モデルで評価できるものと考えられる。一方、半減期が10秒オーダー以上の希ガス核種の放出率は、 $\omega$ 以外のパラメータの影響(溶液燃料の流動条件等)も考慮する必要のあることを示している。

### (3) JCO 臨界事故の熱特性模擬試験

1999年に発生したJCO核燃料加工施設の臨界事故では、事故直後の急激な出力上昇と出力振動を伴う初期バースト出力部に引き続き、ほぼ安定した出力領域であるプラトー出力部が観察された。このプラトー出力部では、熱的に有意な出力レベルが約19時間持続した。これら一連の事故出力の時間変化は、事故が起きた転換試験棟から約100m離れた位置にあるJCO第一加工棟内のガンマ線エリアモニタの観測データとして記録されている。この記録によると、プラトー出力部の前半部では緩やかな出力降下(2~0.8kW)が観測されたが、後半では出力がほぼ一定となった。また、臨界状態を終息させるための措置として実施した冷却水配管破断(冷却水循環停止)の直後には出力が1/3に低下した。これらの出力変化の振舞いは、事故発生時に投入された反応度(初期投入反応度)の大きさに関わる情報を含んでいるものと推測される。事故が発生した沈殿槽のようなウラン硝酸水溶液の体系では、いわゆる負のフィードバック効果が働いており、溶液温度の上昇・低下が出力の低下・上昇を引き起こすこととなるが、やがて、発熱量と冷却(除熱)量が釣り合う状態となり、ある一定の温度、出力に落ち着く。プラトー出力部では、水冷却系が作動し、その除熱量が有意であったため、比較的高い出力及び温度が保たれた状態で継続したと考えられる。このようなJCO沈殿槽の臨界事故時の熱的挙動に関し、上述の観測出力を再現し得る初期投入反応度及び水冷却条件についての知見を得ることを目的として、JCO沈殿槽本体部を模擬したモックアップ試験装置を製作し、模擬水を用いて長時間にわたるプラトー部の出力挙動の再現試験を行った<sup>(20)</sup>。

はじめに、プラトー出力部前半において観察された緩やかな出力降下について検討した。沈殿槽上部にはハンドホール(点検孔)があり、この開口部を通して核分裂反応により暖められたウラン硝酸水溶液の水分が徐々に蒸発した可能性が考えられる。この溶液体積の減少は体系の中性子実効増倍率の低下をもたらす。これにより、出力及び溶液温度が徐々に低下したものと考えられる。このような想定のもとに、モックアップ試験装置を用いた熱特性シミュレーション試験を行い、水分蒸発量と出力低下量との関係を調べた。また、冷却水循環停止に伴い冷却能力が低下したことにより温度上昇が起これ、出力が約1/3に低下したと考えられることから、この状況を再現するための試験も併せて行った。主な試験パラメータは、初期投入反応度と冷却水流量である。初期投入反応度は、別途実施した核計算結果より1.5~2.7ドルの範囲と推定されている。プラトー出力部開始時点では、投入した反応度が温度上昇によって打ち消され、反応度ゼロの臨界状態になっているものと仮定して、初期投入反応度に対応した溶液温度を核計算により評価した。このようにして求めたプラトー出力部初期の溶液温度を、シミュレーション試験の初期条件として用いた。また、冷却水流量は、熱的にほぼ平衡状態になっていると考えられるプラトー出力である2kWを再現するように決定した。冷却水流量は初期投入反応度により変化し、0.55~0.19 L/minの範囲

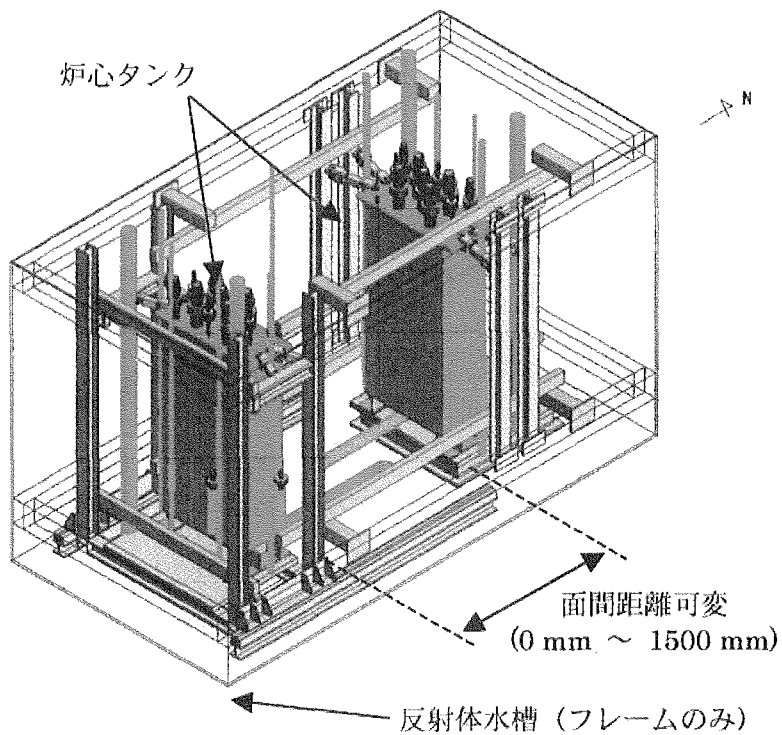
となった。

シミュレーション試験の結果を第 3.1-10 図に示す。初期投入反応度に対応する水分蒸発量は、冷却水循環停止までの 16.5 時間で 0.7~2.2 L となり、水分蒸発効果により出力及び温度が低下する様子が明らかになった。図より、初期投入反応度が大きいほど出力低下が大きく、逆に冷却水循環停止前後の出力変化割合は小さくなっていることがわかる。また、冷却水循環停止による温度上昇は、ごく僅かであることがわかった。本試験の結果より、JCO 事故現場で観測された出力変化を再現する初期投入反応度は、約 2.5 ドル (対応する冷却水流量は約 0.24L/min) となった。

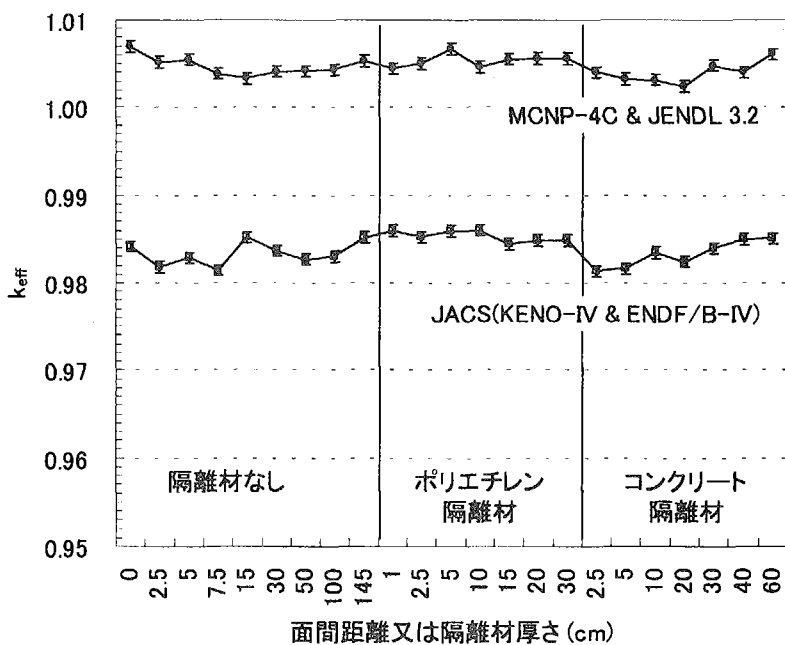
#### 参考文献

- (1) T. Yamamoto, T. Nakamura and Y. Miyoshi, "Fission Source Convergence of Monte Carlo Criticality Calculations in Weakly Coupled Fissile Arrays", *J. Nucl. Sci. Technol.*, **37**, 41 (2000).
- (2) 科学技術庁原子力安全局核燃料規制課編, 「臨界安全ハンドブック」, につかん書房 (1988).
- (3) 日本原子力研究所核燃料施設安全性研究委員会臨界安全性専門部会臨界安全性実験データ検討ワーキンググループ, 臨界安全ハンドブック第 2 版, JAERI 1340, 日本原子力研究所, (1999).
- (4) T. Yamamoto, K. Tonoike, Y. Miyoshi *et al.*, "Measurements and analyses of higher-harmonic flux in exponential experiment," *J. Nucl. Sci. Technol.*, (to be published).
- (5) J. B. Briggs and A. Nouri, "Preview of the 2001 Edition of the International Handbook of Criticality Safety Benchmark Experiments," *Trans. Am. Nucl. Soc.*, **84**, 277 (2001).
- (6) S. Watanabe, T. Kikuchi, Y. Miyoshi and Y. Yamamoto, "STACY: 28-cm-thick Slabs of 10%-Enriched Uranyl Nitrate Solutions Reflected with Concrete," LEU-SOL-THERM-018, International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments, OECD/NEA, 2001 edition (2001).
- (7) S. Watanabe, T. Kikuchi, Y. Miyoshi and Y. Yamamoto, "STACY: 28-cm-thick Slabs of 10%-Enriched Uranyl Nitrate Solutions Reflected with Polyethylene," LEU-SOL-THERM-019, *ibid.*, (2001).
- (8) S. Watanabe, Y. Yamane, Y. Miyoshi and Y. Yamamoto, "STACY: Water reflected 10% Enriched Uranyl Nitrate Solution in 80cm Diameter Cylindrical Tank," LEU-SOL-THERM-020, *ibid.*, (2001).
- (9) S. Watanabe, Y. Yamane, Y. Miyoshi and Y. Yamamoto, "STACY: Unreflected 10% Enriched Uranyl Nitrate Solution in 80cm Diameter Cylindrical Tank," LEU-SOL-THERM-021, *ibid.*, (2001).
- (10) Y. Nomura, "Theoretical derivation of simplified evaluation models for the first peak of a criticality accident in nuclear fuel solution," *Nucl. Technol.* **131**, 12 (2000).
- (11) 燃料サイクル安全研究委員会臨界安全性専門部会臨界安全性実験データ検討ワーキンググループ, 燃焼度クレジット導入ガイド原案 (受託研究), JAERI-Tech 2001-055, 日本原子力

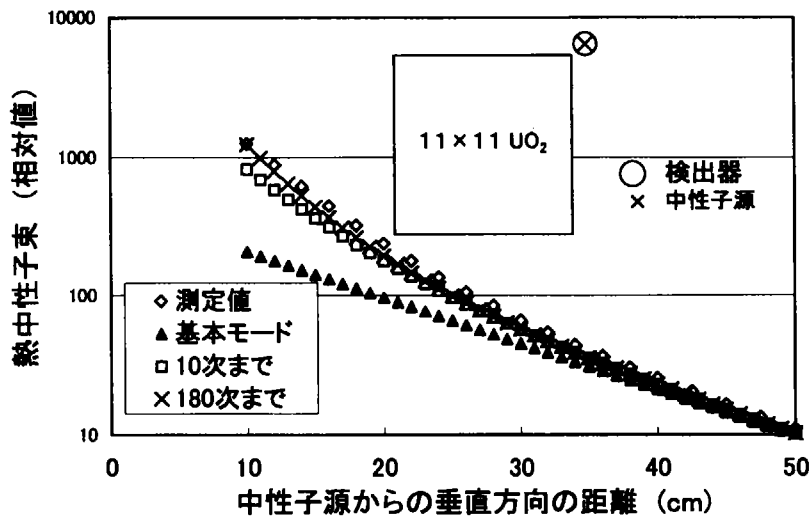
- 研究所, (2001).
- (12) 野村靖, 村崎穰, 奥野浩, 燃焼度クレジット評価のための等価均一燃焼度及び等価初期濃縮度に関わるデータの整備, JAERI-Data/Code 2001-029, 日本原子力研究所, (2001).
- (13) 須山賢也, 村崎穰, 望月弘樹, 野村靖, ORIGEN2 による PWR 燃料燃焼計算結果に適用する核種組成補正因子の導出, JAERI-Tech 2001-074, 日本原子力研究所, (2001).
- (14) K. Nakajima, Y Yamane, K. Ogawa *et al.*, *TRACY Transient Experiment Databook, 1) Pulse Withdrawal Experiment*, JAERI-Data/Code 2002-005, Japan Atomic Energy Research Institute, (2002).
- (15) K. Nakajima, Y Yamane, K. Ogawa *et al.*, *TRACY Transient Experiment Databook, 2) Ramp Withdrawal Experiment*,” JAERI-Data/Code 2002-006, Japan Atomic Energy Research Institute, (2002).
- (16) K. Nakajima, Y Yamane, K. Ogawa *et al.*, *TRACY Transient Experiment Databook, 3) Ramp Feed Experiment*, JAERI-Data/Code 2002-007, Japan Atomic Energy Research Institute, (2002).
- (17) 中島健, 山根祐一, 三好慶典, 溶液燃料体系の臨界事故解析コード : AGNES2, JAERI-Data/Code 2002-004, 日本原子力研究所, (2002).
- (18) H. Abe, S. Tashiro, T. Koike *et al.*, “Source term on release behavior of radioactive materials from fuel solution under simulated nuclear criticality accident”, *Proc. the 2001 Topical Meeting on Practical Implementation of Nuclear Criticality Safety* , Reno, Nevada, November, 2001, (2001).
- (19) 会澤栄寿, 小川和彦, 桜庭耕一, 他, TRACY の運転記録, JAERI-Tech 2002-031, 日本原子力研究所, (2002).
- (20) 渡辺庄一, 三好慶典, 山根祐一, モックアップ試験装置を用いた JCO 沈殿槽の熱特性シミュレーション試験, JAERI-Tech 2002-043, 日本原子力研究所, (2002).



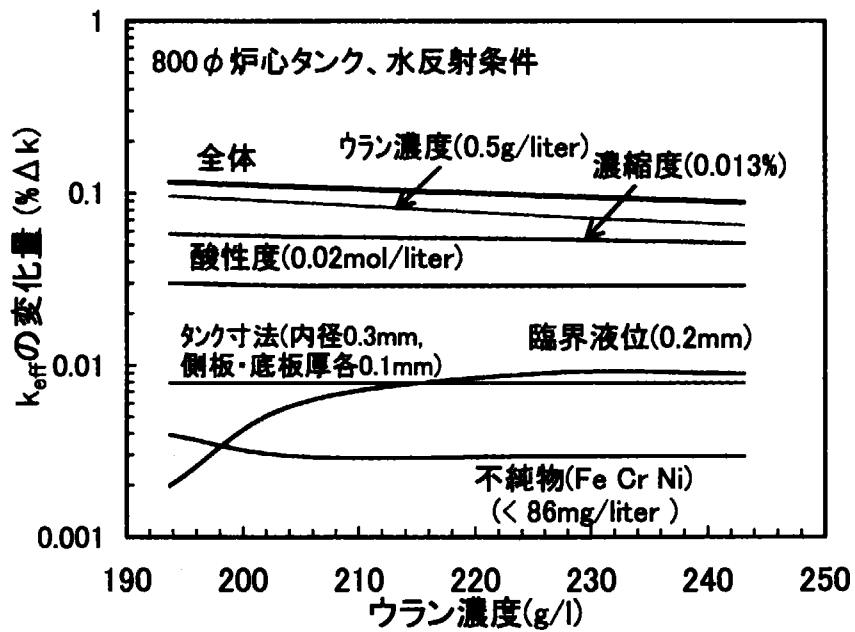
第 3.1-1 図 相互干渉体系の炉心構成 (隔離体なし、面間距離 1450 mm)



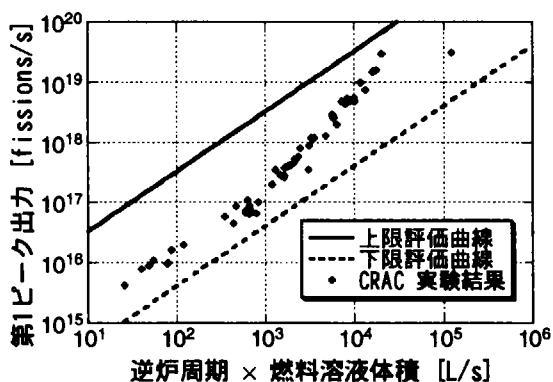
第 3.1-2 図 解析結果の比較



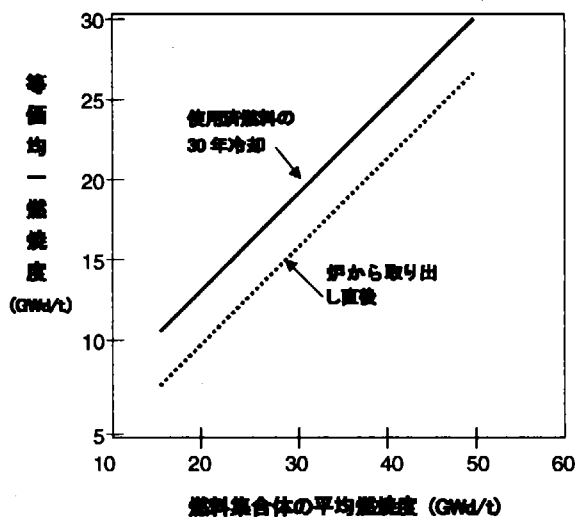
第 3.1-3 図 指数実験の中性子束分布の高次モード解析結果



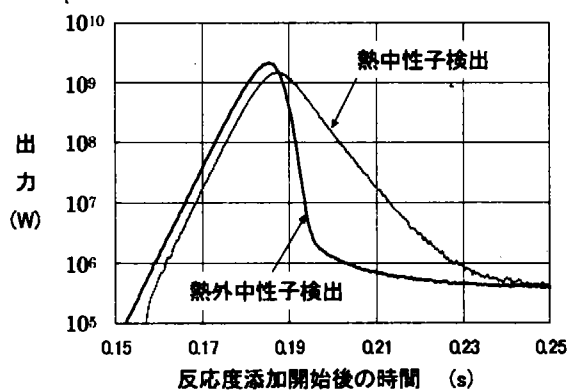
第 3.1-4 図 各パラメータに対する  $k_{eff}$  の変化量(水反射体付き円筒炉心体系)



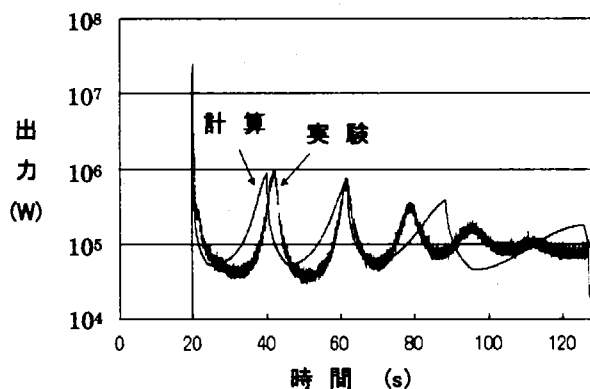
第 3.1-5 図 第一出力に関する CRAC 実験の結果と上限評価曲線  $P_{MAX} = 3.3 \times 10^{15} \omega_0 V_s$ 、及び下限評価曲線  $P_{MIN} = 4.1 \times 10^{13} \omega_0 V_s$  との比較 ( $\omega_0$ : 逆炉周期[1/s]、 $V_s$ : 溶液体積[L])。



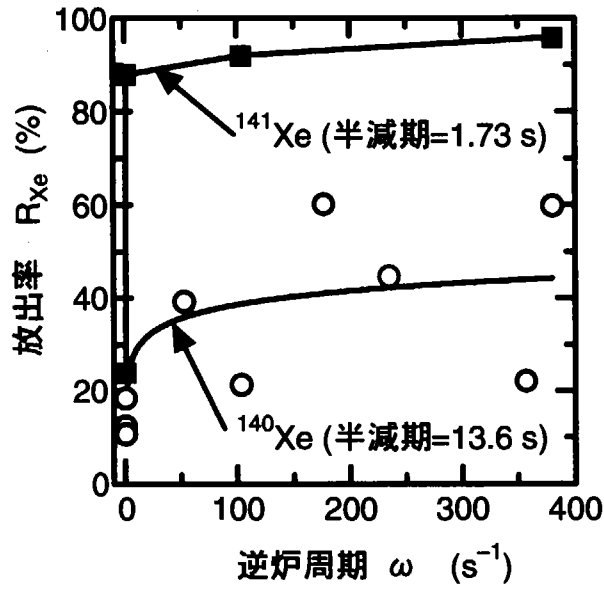
第 3.1-6 図 使用済燃料輸送容器体系のアクチノイド核種のみ考慮した等価均一燃焼度計算例



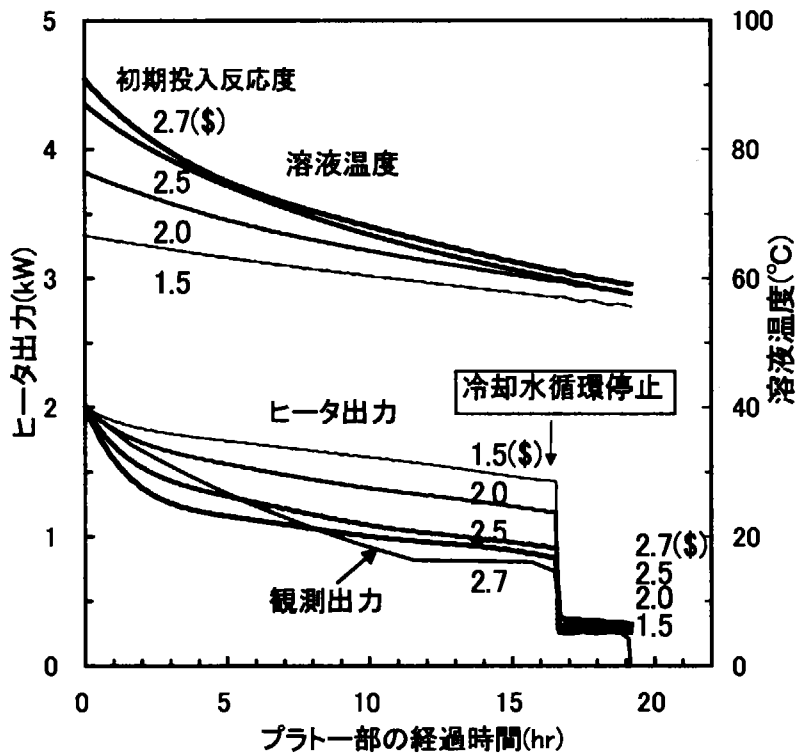
第 3.1-7 図 熱中中性子検出による時間遅れの影響



第 3.1-8 図 AGES2 コードによる TRACY 実験解析結果 (例) 連続給液により約 2.6 ドル添加 (添加率 0.18 ドル/秒)



第 3.1-9 図 逆炉周期  $\omega$  と放射性希ガスの放出率  $R_{Xe}$  の関係



第 3.1-10 図 出力及び溶液温度の時間変化

## 3.2 再処理プロセスの安全性研究

### 3.2.1 再処理プロセスの閉じ込め安全性\*

燃料の高燃焼度化、MOX 燃料の利用などに対応した将来の再処理プロセスについて、放射性物質のプロセス内の閉じ込め安全性の評価研究を行っている。再処理プロセスは、放射性物質を限定したプロセス区域内に閉じ込めるように設計される。閉じ込め安全性は、放射性物質のプロセス挙動データを基に、施設からの放出量として評価する。再処理で取り扱う放射性物質の大部分は、最初の分離工程である共除染工程で除去して高レベル廃棄物として閉じ込めるが、その他に製品へ同伴し易い放射性物質や揮発性物質など拡散しやすい物質もある。そこで、これらの物質に特に注目して工程内移行挙動データを取得し、再処理の平常運転時の放射性物質の閉じ込め性を評価している。

本研究では、NUCEF-BECKY(Back-end Cycle Key Elements Research Facility)の $\alpha$   $\gamma$ セル内の再処理プロセス試験装置を用いて使用済燃料試験を行い、放射性物質の移行挙動について研究するとともに、大型再処理施設から環境（大気、海洋）に放出される放射性物質量を移行挙動データを用いて評価する閉じ込め解析を行っている。 $\alpha$   $\gamma$ セル内の再処理プロセス試験装置は、燃料の溶解、抽出分離、オフガス処理、廃液処理など再処理の主要な工程から構成されている。平成9年度から使用済燃料（燃焼度 8.0GWd/tU、29GWd/tU 及び 44GWd/tU）を用いた試験を実施し、工程内の放射性物質の移行挙動データを取得している。

溶解試験では、約 400 グラムの使用済燃料を用いた試験を行い、温度 90℃におけるウランの溶解速度などのデータを取得した。また、閉じ込め安全上重要なヨウ素-129 を溶解時のオフガスから除去する吸着剤カラム内のヨウ素吸着量分布を予測するモデルを開発し、これまで得られた使用済燃料試験における実測結果と比較し良い近似を与えることを明らかにした（第 3.2-1 図）。これにより吸着カラムの閉じ込め性能を定量的に評価することが可能になった<sup>①</sup>。

ミキサセトラ型抽出器から構成される抽出分離工程試験では、U、Pu 及び微量成分(Np、Tc、Zr、Ru などの抽出移行率、抽出器の有機溶媒相と硝酸水溶液相の界面に蓄積する第3相（主成分 Pu、Zr、Ru、Pd、Sb などの有機錯体）の生成挙動及び発熱性化合物アジ化水素の濃度分布などを測定している。燃焼度 8.0~4.4GWd/tU の PWR 軽水炉使用済燃料から得られたウラン溶液を用いて、これまで公開されたデータが少なかったウラン精製工程などについて、ミキサセトラを用いたフローシート試験を実施し、U、Pu の他、Np、Tc、Zr、Ru などの微量不純物元素の洗浄性能データを取得した(第 3.2-2 図)<sup>②</sup>。

放射性物質の閉じ込め性解析では、大型再処理施設を対象として「放射性核種プロセス収支計算コード」による解析を行った。この解析では、使用済燃料試験において取得した移行率データなどをもとに除染係数を設定し、放射性核種の再処理施設から環境（大気、海洋）放出量への影響を評価した。その結果、揮発性核種及び非揮発性核種ともに環境放出推定量は大型再処理施設の安全性評価の際に推定された値を越えることはなく、放射性核種は施設の限定された区域に十

\*本件には、文部科学省からの委託を受けて実施した「放射性核種閉じ込めプロセス安全性実証試験」、「再処理プロセス解析コード開発等」及び「アクチノイド元素の物理化学挙動調査研究」の成果が含まれている。

分閉じ込められるものと評価し、安全性評価が十分な安全裕度を持っていることを実証した。

### 3.2.2 高度化再処理プロセスによる安全性向上

#### (1) プロセス高度化

軽水炉燃料サイクル時代が長期化するとの考えのもとに、高燃焼度燃料やプルサーマル燃料など軽水炉燃料を対象とし、放射性廃棄物発生量の低減、経済性や安全性の向上が可能な簡素な湿式再処理技術（PARC プロセス）の研究開発を行ってきた。特に注目する核種は、U や Pu とともに製品側へ抽出され易い  $^{237}\text{Np}$  や  $^{99}\text{Tc}$  など、環境へ拡散しやすい揮発性の  $^{129}\text{I}$  や  $^{14}\text{C}$  などの長寿命核種、また、 $^{241}\text{Pu}$  の娘核種として常に Pu に同伴する  $^{241}\text{Am}$  などである。現在、これまでの研究成果をもとに、現行 MOX 燃料加工技術が適用できる程度の高除染性を有し、低減速スペクトル炉など革新的原子炉の燃料を対象とする、安全で合理的な再処理プロセス成立の実証を目標に、PUREX 法をベースとした単サイクルプロセスの共除染サイクル(共除染～U/MOX 分配)における Np 洗浄技術の開発を行っている(第 3.2-3 図)<sup>(4)</sup>。

ブチルアルデヒド有機還元試薬による Np 洗浄機能を付加した共除染サイクルのフローシート試験を燃焼率 44GWd/tU の使用済燃料を用いて行った。その結果、共除染サイクルにおいて U と Pu に対してそれぞれ 99.5%以上の回収率を得るとともに、Np については溶解液として供給した量の 96%を洗浄して除去できる（開発目標は 99%）ことを確認した(第 3.2-4 図)<sup>(4)</sup>。Np を共除染サイクルにおいて U、Pu から分離することで、U 精製サイクルと Pu 精製サイクルの 2 つの抽出サイクルを削除した単サイクル再処理プロセスが可能となる。

また、共除染サイクルの抽出残液からの MA 分離技術及び溶解オフガスから  $^{14}\text{C}$  など長寿命揮発性核種の分離捕集技術について研究を進めている。Am などの MA 分離技術開発では、抽出剤トリオクチルジグリコールアミドを担持した固体吸着剤によって、Am をランタノイドとともに分離できることを示した。さらに Am をランタノイドから選択的に分離できるピストリアジニルピリジン吸着剤を開発した(第 3.2-5 図)<sup>(4)</sup>。

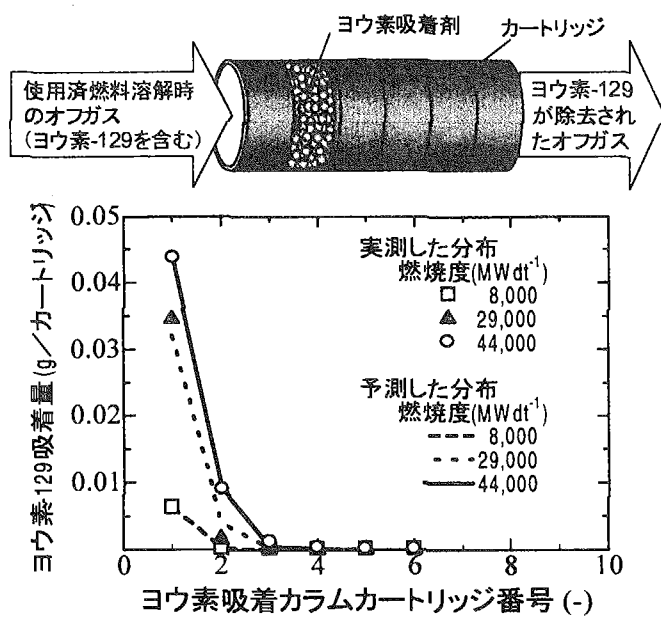
$^{14}\text{C}$  捕集技術では、天然モルデナイトの 1.4 倍の  $\text{CO}_2$  吸着容量を持ち、複数回繰り返し使用できる水素化モルデナイトに水酸化ナトリウムを含浸させた固体吸着剤を新たに開発した。

#### (2) プロセス解析・評価技術の整備

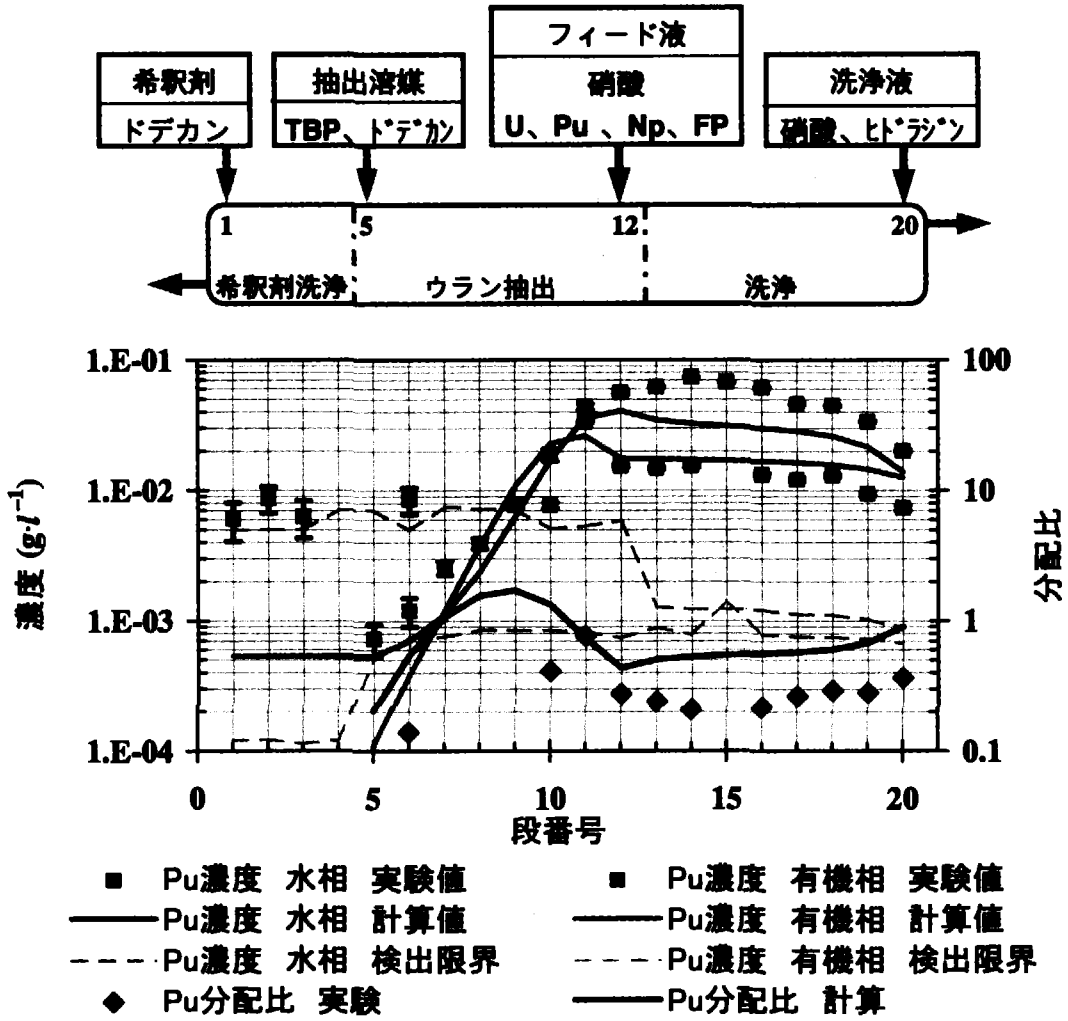
長寿命核種の挙動解析機能を持ち、溶解工程、オフガス処理工程、抽出工程等の再処理プロセスの各工程について、解析・評価できるシステム ARECS(Advanced Reprocessing Codes System)の開発を進めている。このシステムは、U、Pu をはじめ、燃料サイクルの安全評価上重要な長寿命核種について、再処理プロセスシステム内の濃度変化をシミュレーションするものである。現在、使用済燃料試験データを用いて、各コードの検証や改良を行っている。特に、燃焼度が 44GWd/tU の使用済燃料試験データを用いて、溶解工程解析コード(DIGI)によるヨウ素の捕集挙動及び抽出工程解析コード(ESSCAR)による Pu、Np の酸化還元挙動や抽出挙動のシミュレーションについて検証解析を行うとともにコードの改良整備を行った。また、再処理施設の閉じ込め安全性の評価や安全運転などに係わる物理化学基礎データやプロセス解析評価結果などを取りまとめ、再処理プロセス化学ハンドブックとして公開した<sup>(4)</sup>。

参考文献

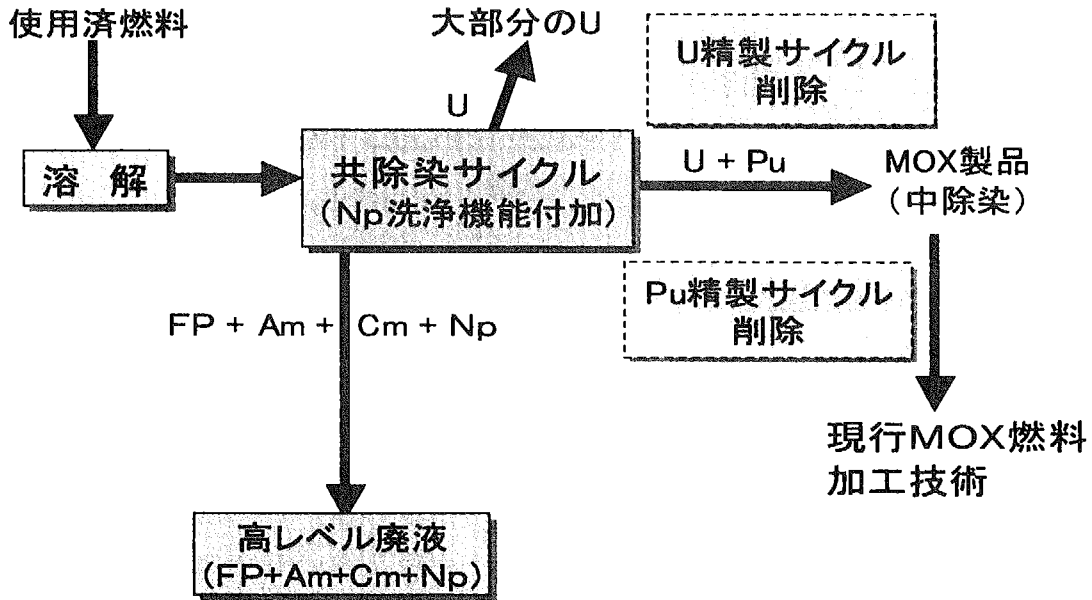
- (1) H. Mineo, M. Gotoh, M. Iizuka, *et al.*, "A Simple Model Predicting Iodine Profile in a Packed Bed of Silica-Gel Impregnated with Silver Nitrate", *J. Nucl. Sci. Technol.*, **39** [3], 241, (2002).
- (2) S. Hotoku, T. Asakura, H. Mineo, *et al.*, "Extraction behavior of TRU elements in the nuclear fuel reprocessing", International Conference Actinides 2001, *J. Nucl. Sci. Tehcnol.* In press.
- (3) G. Uchiyama, H. Mineo, T. Asakura, *et al.*, "Advanced Technologies for long-lived nuclides separation in reprocessing", *Proc. of Int. Conf. on Back-End of the Fuel Cycle "Global 2001"* (Supplied as a CD-ROM disk), Paris, France, Sep. 10-13, 2001, Poster Session -Part I, Advanced and Present Reprocessing, Ref. No. 012, (2001).
- (4) 内山軍蔵, 峯尾英章, 朝倉俊英, 宝徳忍, "使用済核燃料の革新的再処理プロセス技術の開発", 日本機械学会 第8回動力・エネルギー技術シンポジウム講演論文集, (2002).
- (5) T. Asakura, G. Uchiyama, H. Hoshi, *et al.*, "Study on Reduction of Neptunium and Uranium in Nitric Acid Solution Using Flow Type Electrolytic Cell, as a Basic Technique for Advanced Reprocessing Process", International Conference Actinides 2001, *J. Nucl. Sci. Tehcnol.* in press.
- (6) 燃料サイクル安全工学部, "再処理プロセス・化学ハンドブック", JAERI-Review 2001-038, 日本原子力研究所, (2001).



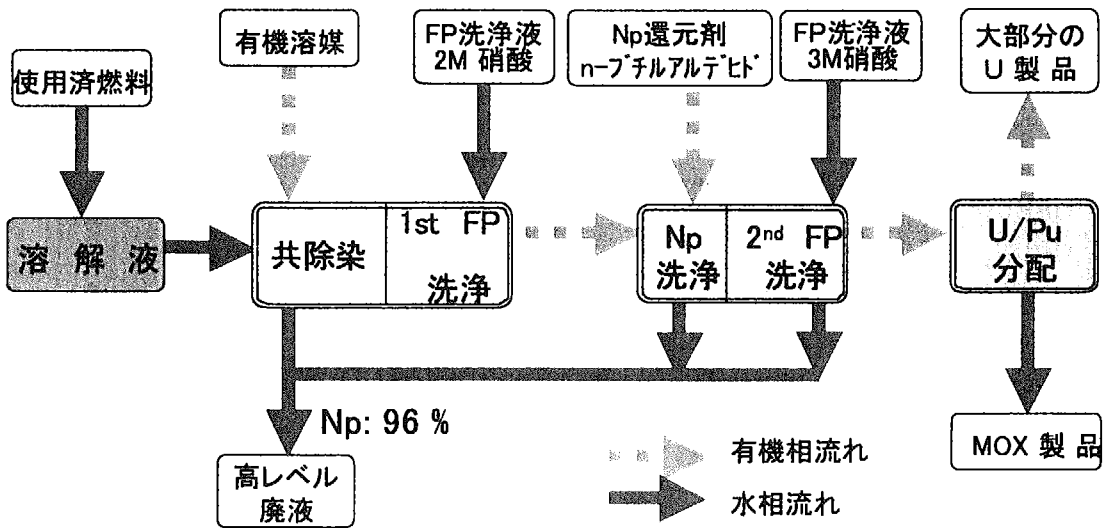
第 3.2-1 図 ヨウ素吸着剤カラムに吸着されるヨウ素 1 2 9 分布のモデルによる予測と使用済燃料試験における実測結果との比較



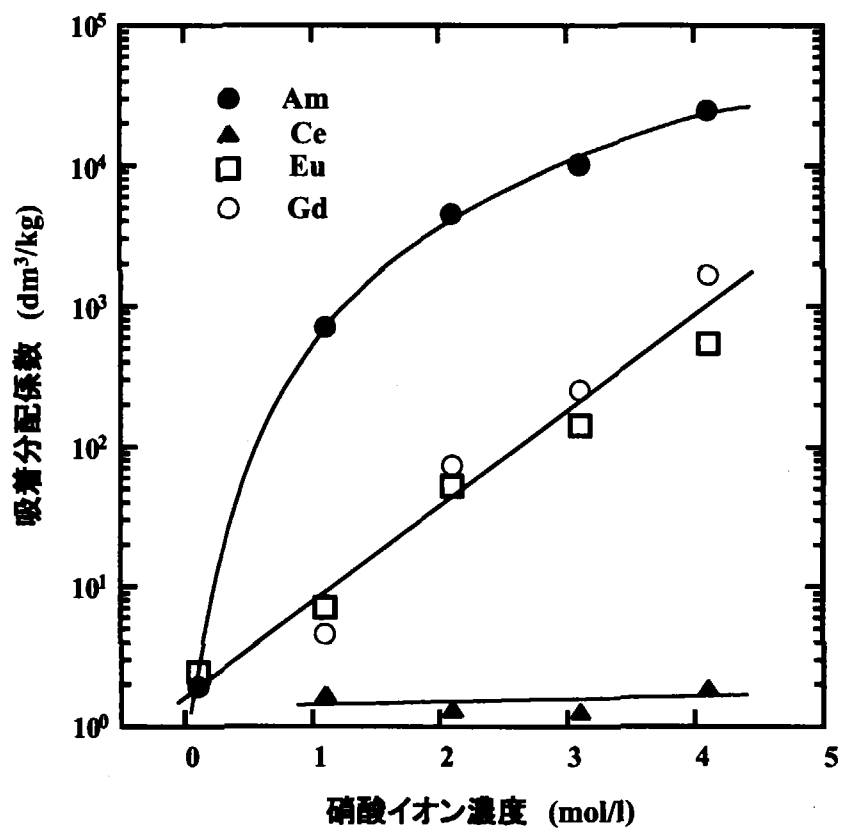
第 3.2-2 図 ウラン精製工程 (U 抽出～洗浄) における Pu の段方向濃度分布



第 3.2-3 図 共除染サイクルのみの経済型再処理プロセス



第 3.2-4 図 Np 洗浄機能を付加した共除染サイクルのフローシート試験結果。Np 還元剤としてブチルアルデヒド有機試薬を用いることで溶解液として供給した Np 量の 96% を洗浄できることを確認した (開発目標は 99%)。



第 3.2-5 図 Bu-BTP 吸着剤への Am、Ce、Eu、Gd の分配係数の硝酸イオン濃度依存性。

### 3.3 再処理機器材料の耐食性研究

平成12年度に終了した旧科技庁の特会受託研究から、再処理硝酸溶液を扱うステンレス鋼製減圧蒸発缶及び金属Zr製常圧運転機器等の主要機器の長期耐久性が、各々沸騰伝熱面特有の腐食や環境割れに支配されることが見出された。平成13年度からは、それらの新知見を基に、経産省の特会受託研究「耐食材料機器保守管理技術等調査」として、安全規制のために必要な寿命評価、防食材料、腐食監視の各高度化技術の開発研究を開始した（第3-3-1図）\*。

#### 3.3.1 減圧蒸発缶の材料技術開発

ステンレス鋼製減圧蒸発缶の寿命評価技術では、酸回収蒸発缶小型モックアップ試験体の通年運転と開放検査等による減肉評価及び、小型試験片を用いて伝熱管腐食に及ぼす金属表面温度、熱流束、硝酸溶液組成等の効果を評価した。長尺伝熱管の腐食速度が金属表面温度支配の沸騰開始点近傍の下部側と缶内で生成した中酸化剤の供給量支配の上部側の2カ所で同程度の極大値を示す傾向が明瞭となった。減肉速度の経年加速傾向は通算運転時間26,626hrでも見られ、原研提起の粒界侵食の機構変化に伴う腐食加速モデルの妥当性が再確認された。試験結果をデータベースへ格納して、寿命予測に必要な粒界腐食モデルを改良した。防食材料技術では伝熱管用代替材として現用R-SUS304ULC鋼よりも耐硝酸性に優れたR-SUS310ULC鋼を選定して、原研の超高純度材溶製法と加工熱処理を組み合わせる粒界腐食が生じない伝熱管に改善する製造技術を開発した。腐食監視技術では、電気抵抗法を用いた管減肉その場解析法を検討して、局所的な減肉分布を高精度で測定できる電気指紋法を候補手法に選定したほか、熱流束を制御した短管を用いて硝酸中の伝熱管腐食を連続モニターする腐食センサーを試作・開発した。

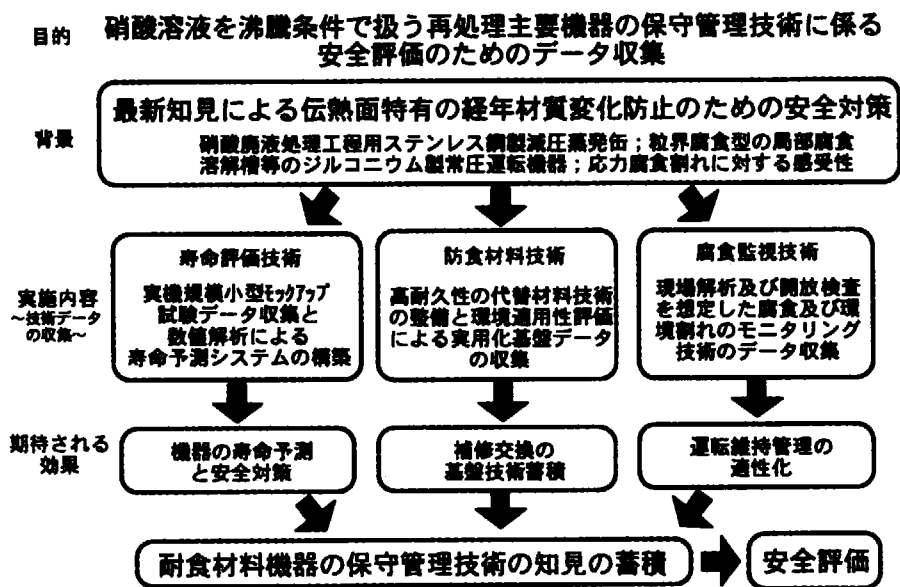
#### 3.3.2 溶解槽等常圧機器の材料技術開発

Zr製常圧運転機器の寿命評価技術では、溶解槽の小型モックアップ試験体の通年運転と開放検査を行い、溶接継手を含む加熱ジャケット部の健全性を評価した。実験室試験では、当該材の耐久性を支配する応力腐食割れの発生・伝播条件の定量的評価法として、硝酸環境、材料、応力の3つの支配因子に関する実験的・理論的解析及び定荷重試験や疲労試験等による割れ発生条件の破壊力学的評価試験等を開始した。応力腐食割れ支配因子では、電気化学的測定による硝酸の酸化・還元電位、Zrの腐食電位及び分極曲線に及ぼす温度、熱流束の効果を評価した。それらの結果から、3規定～12規定硝酸では降伏応力以上の高応力の皮膜破壊型、12規定以上の硝酸では皮膜の保護性が低下する脱不働態化に起因した応力腐食割れが起り、熱流束が割れ感受性を電気化学的に増大させること等を明らかにした（第3-3-2図）。併せて、複雑な金属組織を有する金属Zr溶接継手で重要となる残留応力の定量的評価法として、X線回折測定法を確立した。WASTEFのホットセル内で実施する使用済燃料溶解液等を用いた実液模擬の伝熱面腐食及び応力腐食割れ抵抗性の評価試験装置を製作して、コールド試験により機能性を確認した。

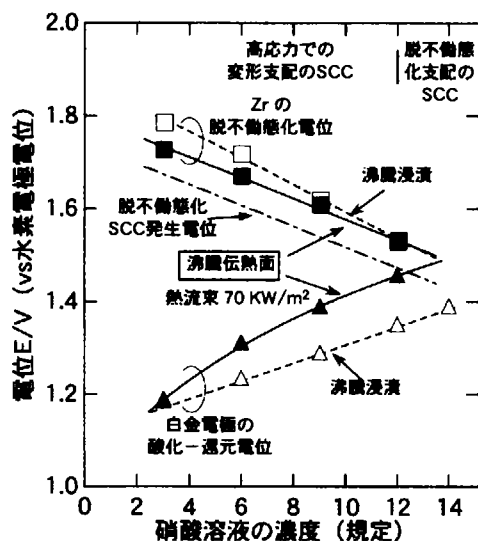
\*本件には、経済産業省からの委託を受けて実施した、「耐食材料機器保守管理技術等調査」の成果が含まれる。

参考文献

- (1) T. Kato and K. Kiuchi., "SCC monitoring of Zr in boiling nitric acid by the acoustic emission method", J. of. Acoustic Emission., (2002) (in pint)
- (2) K. Motooka and K. Kiuchi., "Corrosion fatigue growth of zirconium in boiling nitric acid" Corrosion 58(6), 535-540 (2002)
- (3) K. Motooka and K. Kiuchi., " Corrosion fatigue behavior of refractory materials in boiling nitric acid" Mater. Trans. 43(5),1220-1224 (2002)



第 3.3-1 図 耐食材料機器保守管理技術等調査研究の構成



第 3-3-2 図 硝酸溶液中の金属 Zr の SCC に係わる電位と硝酸濃度の関係  
12 規定以上で脱不働態化の腐食電位となり SCC 感受性が一層増大

### 3.4 輸送容器の仮想事故時安全性解析\*

核燃料サイクル事業の進展に伴い、輸送容器の多様化、核燃料物質の輸送量の増大が予想されることから、輸送中の過酷事故時における核燃料物質等の容器の安全性を確認するための実証解析を行っている。

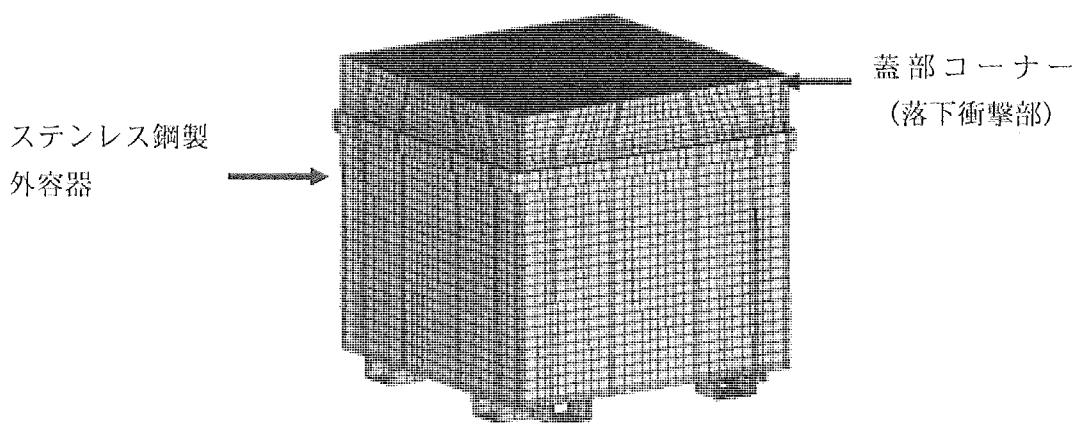
平成13年度は、NPC型二酸化ウラン粉末原料輸送容器を解析対象とした。事故シナリオ及び解析条件設定のために、核原料物質輸送ルートへの検討、一般車両の事故例の調査、隊列輸送条件への検討、解析対象とする過酷事故の検討、機械的損傷に係る事故形態の絞込み、熱的損傷に係る事故形態の絞込み、さらに放射性物質国際輸送に関わるIAEA輸送規則の調査などを行った。この調査結果に基づき、落下事故シナリオとして、高さ18mの高架道路から容器の蓋部コーナーまたはエッジを直撃する姿勢で、コンクリートまたはアスファルト舗装面に落下したという事故を想定することとした。また、火災事故シナリオとして、輸送車が大量の可燃物を有するタンクローリーに接触あるいは追突されて火災を引き起こし、火災温度が最高800℃、火災継続時間が90分となる事故を想定した。

落下事故解析は、汎用衝撃解析コード LS-DYNA の3次元要素を用いて行った。解析モデルの有限要素分割図を第3.4-1図から第3.4-3図までに示す。輸送物は図に示すように、外観が立方体形状の外容器と、内部に配列する円筒形状の9個の容器からなり、容器外表面には中性子減速材及び吸収材の薄い箔状のものを巻いてある。容器と外容器の間隙には種々の密度の緩衝体が詰められている。第3.4-4図に、蓋部コーナー落下解析結果を示す。解析の結果、衝撃面最近接容器の相当塑性歪が25.8%と大きな変形を示した。しかし、この容器の材料の破断歪は40%なので、容器の破断は免れ、収納物の閉じ込め安全性は確保されることがわかった。

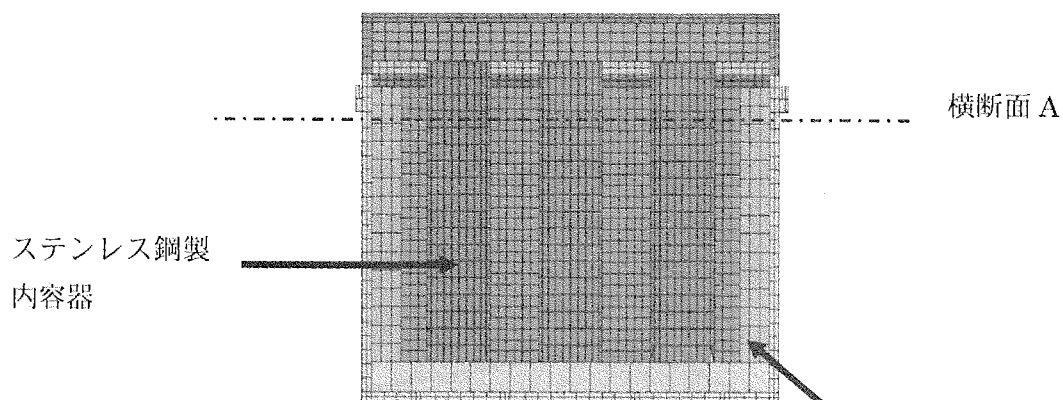
火災事故解析は、汎用FEM解析コード ABAQUS で2次元要素を用いて行った。解析の結果、中性子減速材・吸収材の位置する容器の最高到達温度は、第3.4-5図に示すようにそれぞれ110℃および105℃となった。これらは、いずれも使用上限温度の145℃以下であることから、中性子減速材・吸収材の熱的健全性が確かめられ、輸送物の未臨界性は確保されることがわかった。また、容器蓋部ガスケットの最高到達温度も解析の結果、同様に使用上限温度145℃以下となり、ガスケット部の熱的健全性も同様に確かめられた。

---

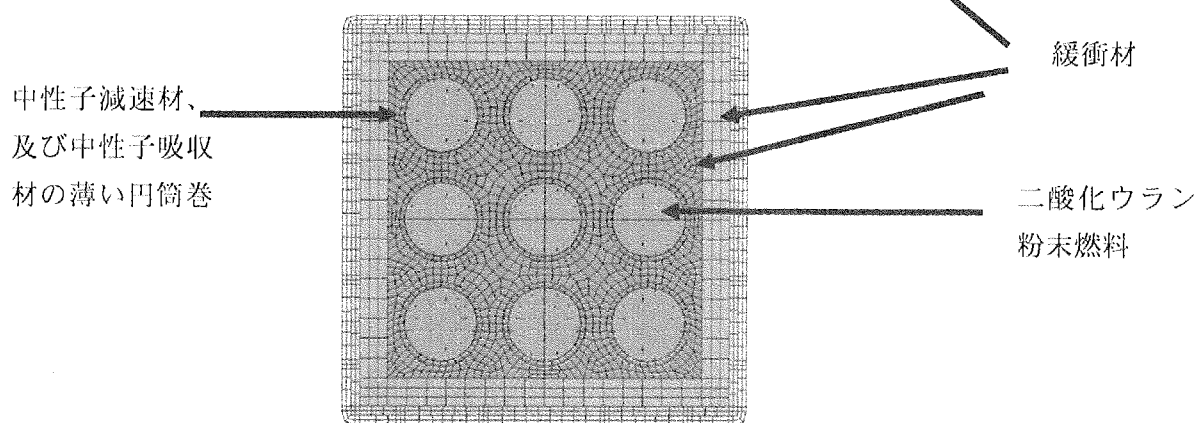
\*本件には、経済産業省からの委託を受けて実施した、「再処理施設等安全性実証解析等（核燃料物質等輸送容器安全性実証解析等）」の成果が含まれる。



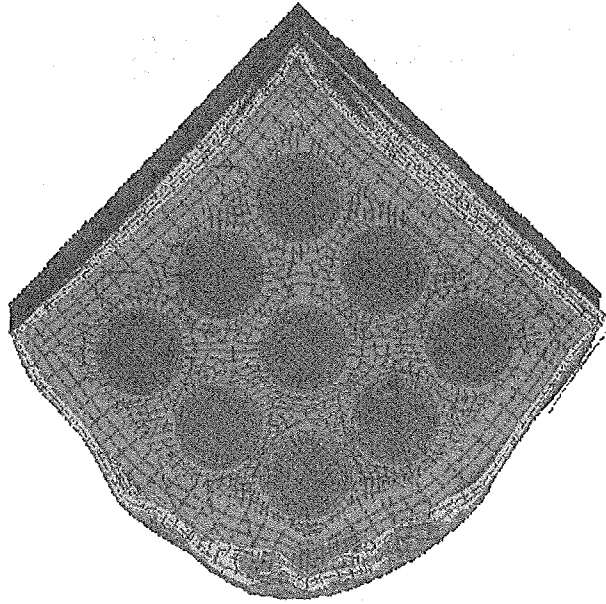
第 3.4-1 図 解析モデル有限要素分割図 (外観)



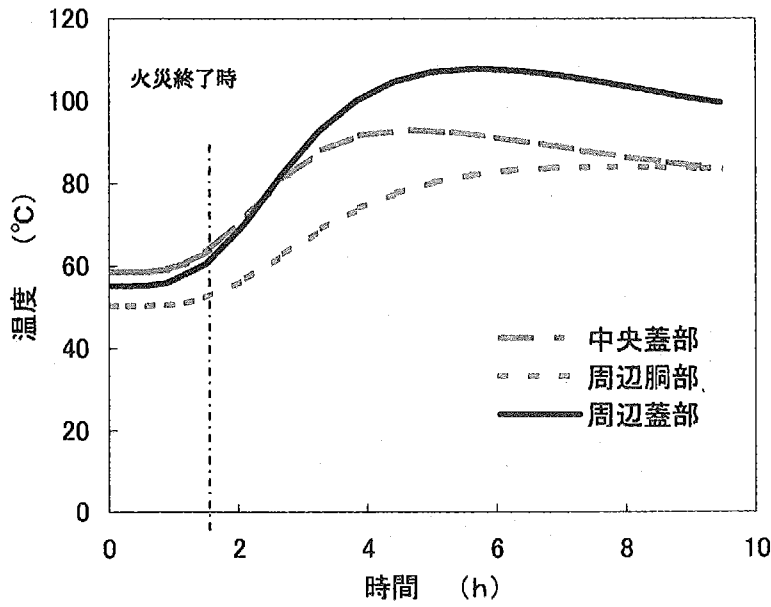
第 3.4-2 図 縦断面要素分割図



第 3.4-3 図 横断面 A 要素分割図



第 3.4-4 図 NPC 型 UO<sub>2</sub> 粉末原料輸送物の 1.8 m 落下解析結果  
(横断面 A の変形状態を示す)



第 3.4-5 図 NPC 型 UO<sub>2</sub> 粉末原料輸送物のタンクローリー火災事故  
(火災温度最高 800°C、継続時間 90 分) 解析結果

### 3.5 放射性廃棄物処分の安全評価研究

研究施設及びRI使用施設で発生するRI・研究所等廃棄物をはじめ、ウラン廃棄物、TRU核種を含む廃棄物、高レベル放射性廃棄物などの放射性廃棄物は、人体及び環境に影響を与える放射線を放出するため、廃棄物の特性（種類、発生量、濃度等）に応じて適切な処分システムを構築し、その陸地処分に伴う将来の人間及びその生活環境への放射線影響を評価する必要がある。原研では、こうした多種多様な放射性廃棄物の浅地中から地層処分に係る長期的な安全性を評価するため、放射性廃棄物処分の決定論及び確率論的手法による安全評価コードシステム（GSRW-PSA、GSA-GCL等）の開発を進めている。また、核種移行の野外実験データを用いて浅地中処分を対象とした安全評価コードGSA-GCLの妥当性検証<sup>(1)</sup>を行うとともに、ウラン廃棄物の浅地中処分におけるシナリオ及びパラメータ不確かさの影響を決定論及び確率論的解析から検討した<sup>(2)</sup>。高レベル放射性廃棄物、TRU核種を含む廃棄物等の地層処分では、人工バリア材の変質、人間侵入事象の発生、概念モデルの差違等の変動要因による様々な不確かさの影響を評価するため、こうした様々な変動要因が考慮できる長期的安全評価手法の開発を開始した。さらに、放射能レベルが極めて低い放射性廃棄物を対象としたクリアランスレベルを導出するため、決定論及び確率論的解析コードシステムPASCLR<sup>(3)</sup>の開発を進めるとともに、ウラン廃棄物及びTRU核種を含む廃棄物のクリアランスレベルの検討を開始した。

#### 3.5.1 長期的安全評価手法の開発

##### (1) 人間侵入に関するデータベース整備<sup>\*1</sup>

安全評価が長期に亘る場合に特有のシナリオとして、低頻度・高リスクの事象を検討する必要性が指摘されている。その代表的なシナリオが人間侵入による廃棄物への接近である。この事象の評価は、安全評価上重要であると認識されているが、その基盤となる定量的データベース及びその確率論的評価手法の開発・整備は進んでいないのが現状であり、その開発・整備が期待されている。そこで、地層処分及び余裕深度処分において人間が誤って地下処分施設へ侵入する事故が発生する頻度を推定するために、我が国で実施されたボーリングの目的、位置、深度、時間等の条件に関する情報のデータベース化を開始した。ボーリングが実施されている分野によって、ボーリングの特徴及びその傾向を調査するため、各分野におけるボーリング行為の現状及びその性格を踏まえて、対象とする分野を建設工事、資源開発、学術調査、井戸開発、及び温泉開発の5分野に大別した。平成13年度の調査は、既往の文献データの他に、平成12年度に我が国で実施された約5万本の最新データを対象とした。収集データから推定した深度に対する各分野のボーリング頻度割合を第3.5-1図に示す。深度条件により、各分野のボーリング頻度の割合が異なる傾向が見られた。頻度割合が全体の90%以上を占める建設工事は、100m以深においてその頻度割合は著しく低下している。また、300m以深を対象とする場合、温泉開発の頻度割合が他の分野に比べて特に高くなる知見が得られた。

\*1 本件は、経済産業省原子力安全・保安院からの委託を受けて実施した「確率論的アプローチによる長期的評価手法の調査」の一部である。

## (2) 天然バリアの概念モデル不確かさの検討<sup>(4)</sup>

結晶質岩等の地質媒体の概念モデル化は、第 3.5-2 図に示すように、マトリックス拡散現象を取り込んだ亀裂性媒体と多孔質媒体による 2 つの代表的な近似モデルが考えられ、天然バリアにおける核種移行解析に用いられている。また、多孔質近似モデルは、例えば、亀裂性の地質媒体に対する透水係数の測定に関する前提として用いられており、孔間透水試験等による測定データの多くは、亀裂部及び亀裂周辺のある範囲の変質部分を含めた亀裂領域を対象としている。そこで、対象とする地質媒体に対し、亀裂性媒体近似の他に多孔質媒体近似したモデルによる確率論的解析を実施し、天然バリアの概念化の違いによる影響評価を行った。

第 3.5-3 図に、2 つの近似モデル（亀裂性媒体及び多孔質媒体）により計算された Cs-135 と Se-79 の母岩からのピーク核種移行率の補累積分布関数（CCDF）を示す。亀裂性媒体モデル及び多孔質媒体モデルの結果を比較すると、Se-79 の場合、2 つの CCDF のグラフに大きな違いは見られなかった。よって、Se-79 のような地質中の吸着性が小さい核種は、天然バリアの概念化の違いによる影響が小さいことが明らかになった。一方、Cs-135 の場合、多孔質媒体モデルによる CCDF の変動幅がより大きく、補累積確率 0.2~0.6 にかけて、亀裂性媒体モデルよりも多孔質媒体モデルによる結果がより保守的となり、特に補累積確率 0.6 以上で 2 つの CCDF に違いが見られる。よって、地層中における吸着性の不確かさの大きい Cs-135 のような核種は、特にマトリックス拡散現象のモデル化の差違による影響を受けやすいことが示唆された。

### 3.5.2 クリアランスレベル評価解析<sup>\*2</sup>

放射性核種濃度が極めて低い廃棄物は、発生量の低減、安全かつ合理的な処理・処分及び再利用に資するとの観点からクリアランス（放射性物質として扱う必要がないものを区分すること）が有効であると考えられている。このため、原子力安全委員会により、既に原子炉施設、重水炉、高速炉等についてのクリアランスレベルに関する検討が実施され<sup>(5),(6)</sup>、今後、ウラン廃棄物、TRU 核種を含む廃棄物等のクリアランスレベルの検討が予定されている。こうした放射性廃棄物は、長寿命で崩壊連鎖を伴う  $\alpha$  核種を有意に含み、特にウラン廃棄物からは子孫核種であるラドンガスの発生が考えられるため、こうした廃棄物特性を考慮したクリアランスレベル評価の考え方を検討し、その評価手法を確立する必要がある。

平成 13 年度から、ウラン廃棄物及び TRU 核種を対象に、実廃棄物の性状、発生量等に関する調査を行い、その調査結果から、クリアランスレベル計算に必要な前提条件（物量範囲の設定、廃棄物の種類、処分場のサイズ等）の検討を行った。また、対象廃棄物の特徴から、ラドンガスの吸入に伴う被ばく経路、及び長期的評価の観点から処分場跡地における廃棄物の露呈に伴う被ばく経路を評価する必要性が考えられ、これら被ばく経路の評価にも対応し、また、崩壊連鎖を考慮できるように、クリアランスレベル評価コード PASCLR の拡張を行った。

ウラン廃棄物に対する埋設処分シナリオ（地下水による核種移行及び処分場跡地の利用に関するシナリオ）及び再利用シナリオ（運搬及び再利用処理工程の作業、製品・材料及び直接再使用

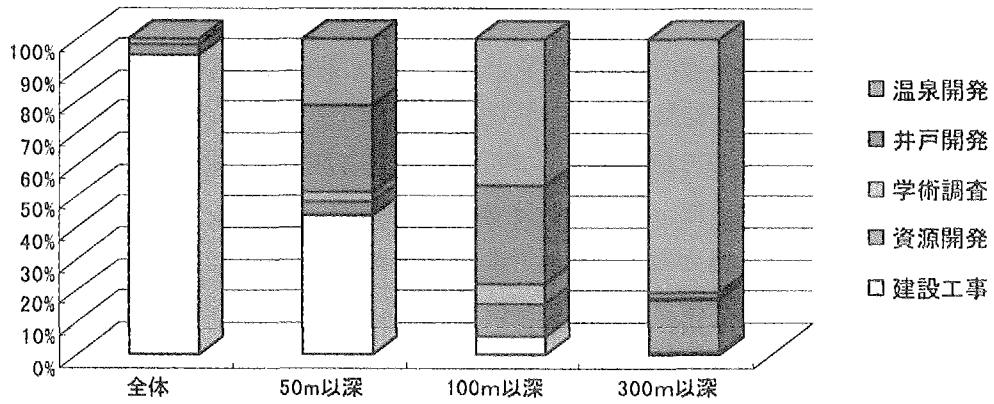
<sup>\*2</sup> 本件は、経済産業省原子力安全・保安院からの委託を受けて実施した「 $\alpha$  廃棄物の基準整備に係る調査」の一部である。

に関するシナリオ)のクリアランスレベル(目安線量 $10\mu\text{Sv/y}$ 相当の廃棄体中の核種濃度)を試算した。ウラン燃料加工関連施設の解体を対象とした解析結果を第3.5-4図に示す。この図は、各シナリオの主要被ばく経路の結果を示しており、U-234のクリアランスレベルは、再利用シナリオよりも埋設処分シナリオの方が低く、中でも処分場跡地の廃棄物露呈に伴う居住者のラドンガス吸入経路が決定経路となった。また、処分場の跡地利用に関するシナリオの評価において、極めて保守的な条件として、処分場からの地下水による核種の漏洩を考慮しない場合と、長期的評価の観点から現実的に地下水による核種の漏洩を考慮した場合の結果を比較すると、クリアランスレベルが数オーダーで異なる結果となった。

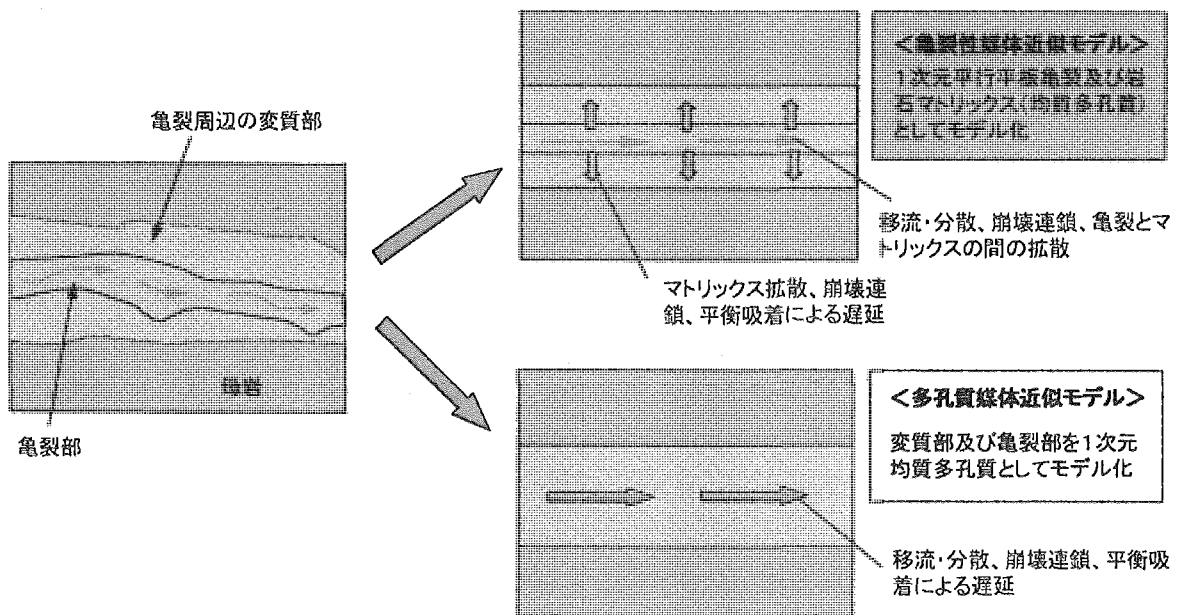
ウラン廃棄物の各廃棄物発生事業所別に試算したU-234のクリアランスレベルの変動範囲を第3.5-5図に示す。処分場サイズの設定として、我が国の産廃処分場のサイズに関する統計データを基に、代表的な固定した処分場サイズを設定した場合と、発生源毎の廃棄物量に応じた処分場サイズを設定した場合を想定した。その結果を比較すると、固定した処分場サイズのクリアランスレベルは、一般産業廃棄物との混合を見込んでいないため、高くなる傾向を示し、その処分場サイズの設定の考え方がクリアランスレベルへ与える影響が大きいことが明らかとなった。よって、全ての解析ケースに対する結果から、ウラン廃棄物のクリアランスレベル評価にあたり、特に、処分場からの核種の漏洩条件や処分場サイズ設定の考え方等について検討することの必要性が示唆された。

#### 参考文献

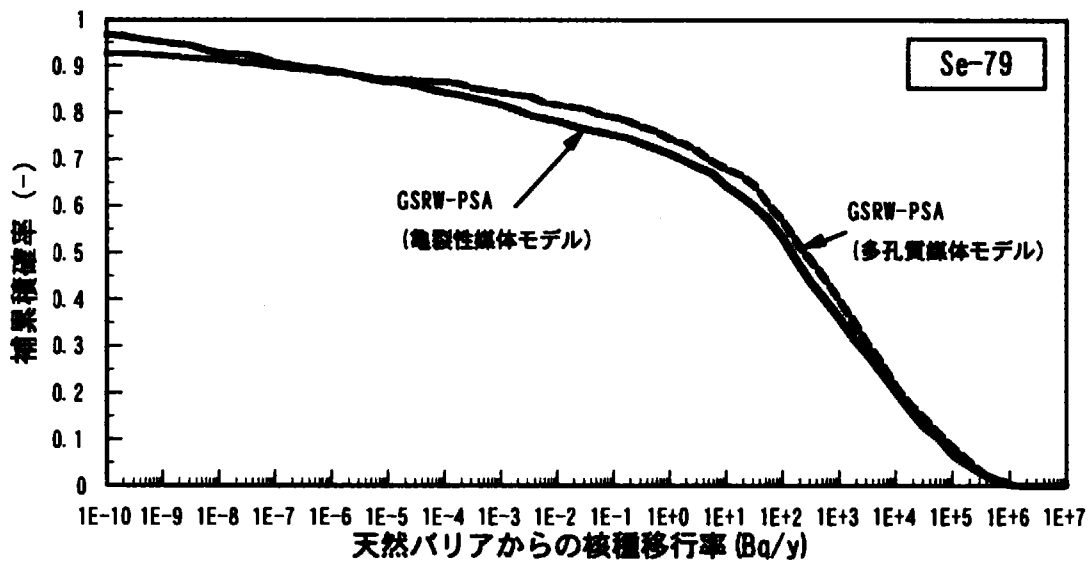
- (1) 宗像雅弘、木村英雄、田中忠夫、向井雅之、前田敏克、小川弘道：TRU核種に関する野外核種移行実験—その5 浅地中処分安全評価コードシステムGSA-GCLの妥当性検証—、日本原子力学会誌、(2002)(投稿中)。
- (2) S. Takeda, M. Kanno, N. Minase and H. Kimura, "Safety and Uncertainty Analyses for the Shallow-land Disposal of Radioactive Wastes with Uranium Decay Chain", *Proc. Int. Conf. On Radioactive Waste Management and Environmental Remediation*, Bruges, Belgium, Sept. 30-Oct. 4, 2001.
- (3) 高橋知之、武田聖司、木村英雄：クリアランスレベル設定のための確率論的解析コードシステム：PASCLR ユーザーズマニュアル、JAERI-Data/Code2000-041、日本原子力研究所、(2000)。
- (4) 武田聖司、木村英雄：確率論的安全評価手法GSRW-PSAによる地層処分システムの不確かさ解析：パラメータ不確かさ及び天然バリアの概念モデル不確かさの検討、JAERI-Research 2002-014、日本原子力研究所、(2002)。
- (5) 原子力安全委員会 放射性廃棄物安全基準専門部会、「主な原子炉施設におけるクリアランスレベルについて」、平成11年3月17日。
- (6) 原子力安全委員会 原子力安全基準専門部会、「重水炉、高速炉等におけるクリアランスレベルについて」、平成13年3月14日。



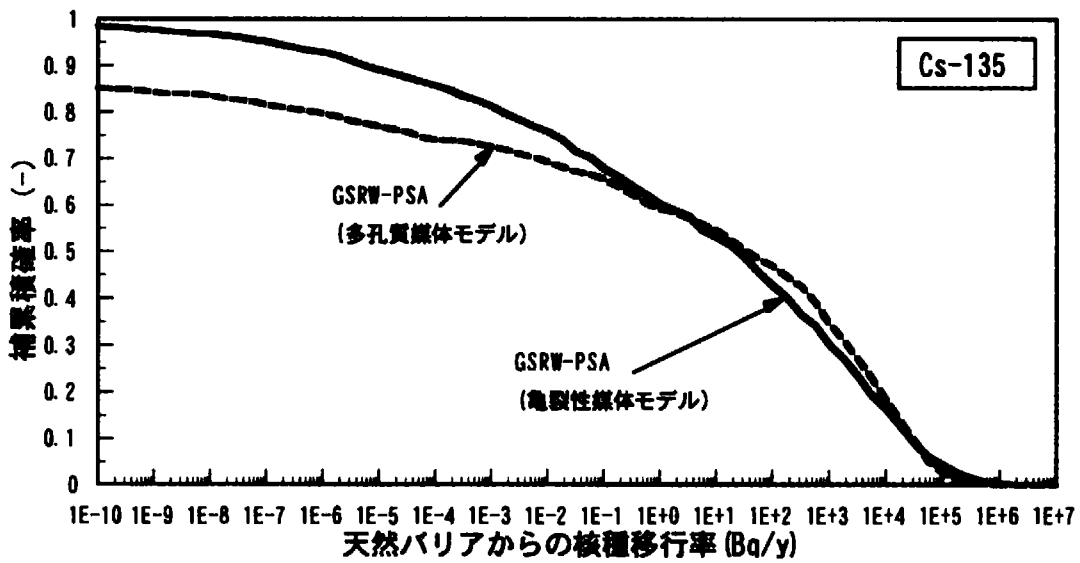
第 3.5-1 図 深度条件に対する各分野のボーリング頻度割合



第 3.5-2 図 結晶質岩等の地質媒体に対する概念モデル化

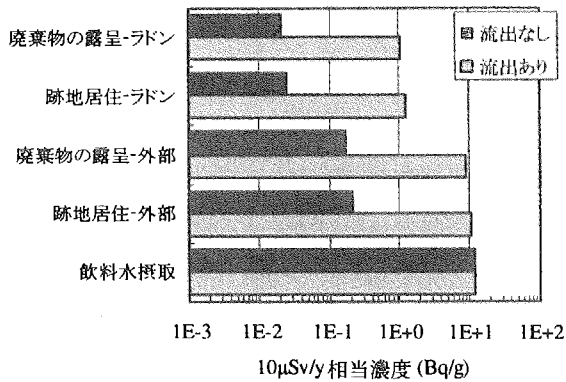


(a) Se-79

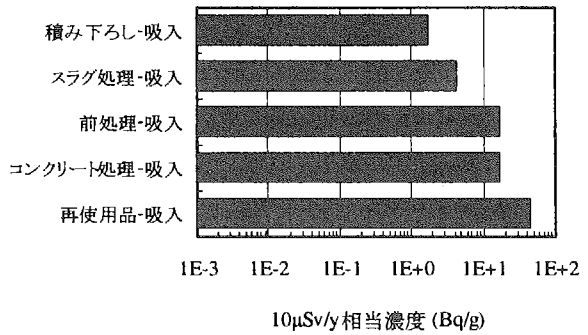


(b) Cs-135

第 3.5-3 図 亀裂性媒体モデルと多孔質媒体モデルにより計算された核種移行率の補累積分布関数 (CCDF)

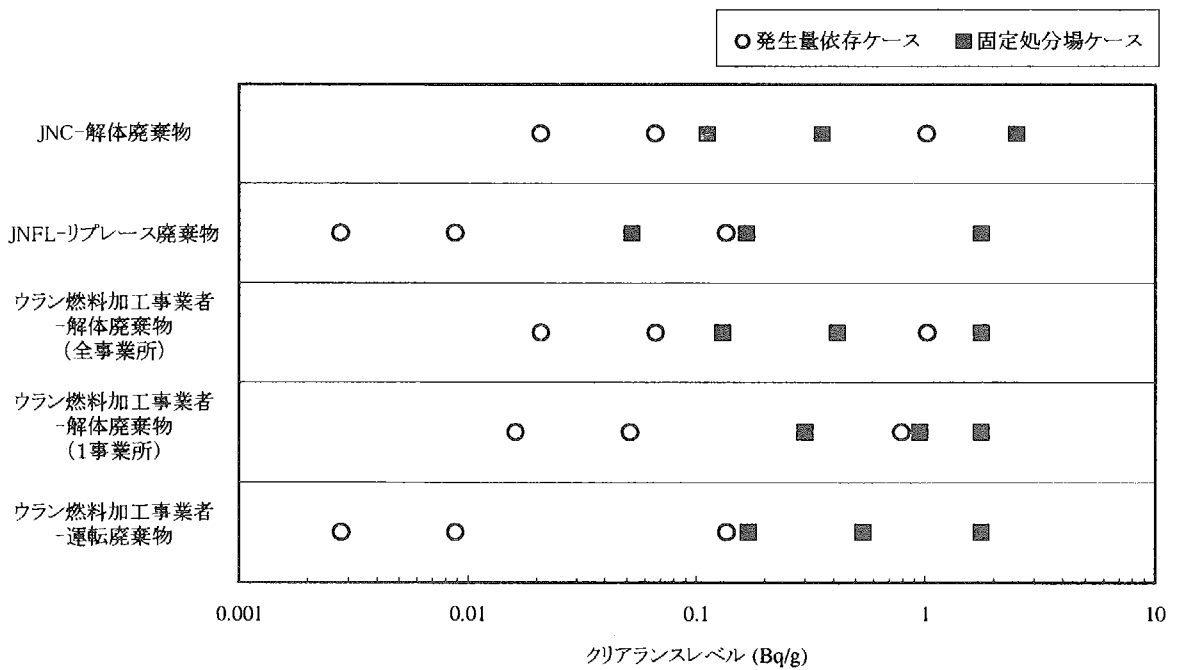


(a) 埋設処分シナリオ



(b) 再利用シナリオ

第 3.5-4 図 ウラン燃料加工関連施設の解体を対象とした U-234 のクリアランスレベル試算結果 (各シナリオにおける主要被ばく経路の結果)



第 3.5-5 図 ウラン廃棄物の各廃棄物発生事業所別に試算したクリアランスレベルの変動範囲 (U-234)

### 3.6 放射性廃棄物処分の人工・天然バリア性能評価研究

放射性廃棄物は、将来にわたって人間の健康及び環境に影響を与えないように処分されなければならない。このため、わが国は廃棄物に含まれる放射性核種の種類や濃度、廃棄物の性状に応じて区分し、地下に埋設処分する（陸地処分）こととしている。陸地処分では、固化体を始めとした人工バリア及び土壌・岩石等の天然バリアの総合的な効果により安全性を確保することになっている（多重バリアの概念）。したがって、陸地処分の安全性を確認するためには、人工バリア及び天然バリアの有する放射性物質を閉じ込める能力や放射性物質の移行を抑止する能力、またそれらを含めた処分システム全体がどのような能力を発揮するのかを評価しておくことが重要である。

原研では、研究施設及びRI使用施設で発生するRI・研究所等廃棄物を主たる対象に、原子炉解体廃棄物、TRU核種を含む廃棄物など多種多様な放射性廃棄物について、陸地処分に係る安全性確保の総合的な研究開発を進めている<sup>(1)</sup>。具体的には、固形化材、緩衝材、充てん材などの人工バリア材の性能評価試験、固化体から漏出した放射性物質と天然バリアとの反応や地下水の移行に伴う放射性物質の移行挙動を明らかにする研究などを進めている。ここでは、平成12年度以降、特に進展があったテーマについて示す。また、これらの研究の一部については、仏原子力庁との間で情報交換を行いながら進めている。

#### 3.6.1 人工バリアの閉じ込め性能評価研究

##### (1) 溶融固化体の浸出試験

廃棄物の物理的性質、化学的性質の多様性に係わらず同様な方法で固化体を製造できる溶融固化処理は、均質性、減容性、閉じ込め性などから放射性廃棄物の固化処理法として有効と考えられ、原子力発電所から発生する廃棄物の一部については既に採用されている。RI・研究所等廃棄物においても溶融固化体は主要廃棄体となることが想定されており、均質性、減容性については、徐々にデータも揃いつつある。しかし、閉じ込め性能に関してはデータが少なく、固化体の浸出特性や性能劣化などについて評価手法を確立し、データを蓄積する必要がある。

平成13年度は、埋設処分時の化学的耐久性に及ぼす地下水のpHの影響を明らかにするための浸出試験を開始した。試験は、コンクリートや焼却灰等の非金属廃棄物を原料とし、塩基度などの組成の異なる数種の溶融固化体スラグを使って40℃のpH調整溶液中（pH2～12.5）で実施した。その結果、一般的な地下水条件であるpH7～9におけるスラグの初期溶解速度が約 $1 \times 10^{-7} \text{ g} \cdot \text{m}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ であったのに対し、セメント材が共存するような高pH地下水条件（pH=12.5）での初期溶解速度は約10倍に増大した（第3.6-1図）。また、スラグの化学的耐久性は高pH領域のみならずpH4以下の酸性域においても中性域に比べ劣る傾向が認められた<sup>(2)</sup>。

また、現状ではデータがほとんどないプルトニウム、アメリシウム等TRU核種などについての試験データを得るために、WASTEFセル内にTRU核種を使用できる小規模溶融固化体作製用高温電気炉を設置し、TRU核種を含有する溶融固化体の浸出試験を実施する環境を整えた（第3.6-2図）。

## (2) アスファルト固化体の浸出試験<sup>(3)-(5)</sup>

我が国がフランス COGEMA 社に委託している使用済み核燃料の再処理から発生するアスファルト固化体（ビチューメン固化体とも呼ばれている）廃棄物は、将来日本に返還される予定である。このアスファルト固化体廃棄物は  $1 \text{ GBq} \cdot \text{t}^{-1}$  を超える濃度の TRU 核種を含んでおり、我が国においては TRU 廃棄物として地層処分されることが想定される。TRU 廃棄物の地層処分に係る安全評価の観点から、深部地下に埋設処分されたアスファルト固化体廃棄物の化学的耐久性や浸出特性に関する定量的な評価が求められるが、それらに関してはほとんど実験的データ及びそれに基づいた知見は得られていない。本研究では、COGEMA 社のアスファルト固化体廃棄物成分を模擬して製作した固化体試験片を用い、固化体の劣化や種々の元素の浸出を調べた。

含有廃棄物塩は、COGEMA 社製アスファルト固化体に特有である  $\text{NaNO}_3$  及び  $\text{BaSO}_4$  とし、浸出試験の雰囲気は大気環境および低酸素濃度環境下とした。試験温度はおもに  $45^\circ\text{C}$ 、浸漬液はイオン交換水、 $0.03 \text{ M KOH}$  溶液（セメント起因の高アルカリ水を模擬）及び  $0.5 \text{ M KCl}$  溶液（海水を模擬）の 3 種類を用いた。一連の試験から以下のような結果が得られた：(1) Na, Cs 等可溶性塩に含まれる元素の浸出性は固化体内の拡散挙動に依存する。(2) Sr, Ba 等難溶性塩に含まれる元素については、固化体周辺の元素濃度は難溶性塩の溶解度で制限され、その値は熱力学データ等の既存の知見を用いて予測が可能である。この結果は Np のように酸化還元環境によって酸化数に変化する元素に対しても同様である。(3) 模擬海水として用いた  $0.5 \text{ M KCl}$  溶液では、一般に純水に比べ元素の浸出が抑制された。これはイオン強度が高いことに起因する固化体の膨潤の抑制、イオンの拡散速度の低下などが原因と考えられ、海水のようにイオン強度の高い地下水ではビチューメン固化体からの浸出の抑制が期待できることを示している。

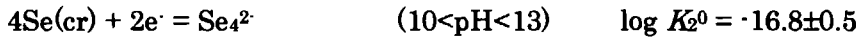
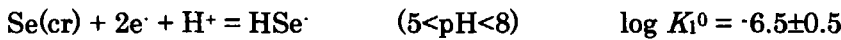
### 3.6.2 放射性核種の地下水移行シナリオに関する実験研究

#### (1) 深地下環境でのセレンの溶解度<sup>(6)-(8)</sup>

高レベル放射性廃棄物の地層処分の性能評価において、 $^{79}\text{Se}$ （半減期約 100 万年）は長期に亘り被ばく線量を支配する核種の一つであり、地下水における  $^{79}\text{Se}$  の化学的性質を予測するためには信頼性のある熱力学データが必須である。セレンについては、1980 年代にコンパイルされた出典不明のデータベース ( $\text{Se}(\text{cr}) + 2\text{e}^- + \text{H}^+ = \text{HSe}^-$  ( $5 < \text{pH} < 8$ )  $\log K_1^\circ = -6.5 \pm 0.5$ ) が知られているのみである。原著論文に遡ってデータの信頼性を確認することができないうえに、過去の不十分な実験条件下ではデータベースに示されたデータの実験的検証も成功していない。我々は、深地層環境下におけるセレンの化学的性質を調べるために、NUCEF に設置したアルゴンガス循環型グローブボックスを用いて低酸素濃度条件下で、金属セレンの溶解試験を行った。

$\text{pH} = 5 \sim 13$ ,  $E_{\text{H}} = -420 \sim -180 \text{ mV}$  において金属セレンと平衡に達した溶液中のセレン濃度を測定し、第 3.6-3 図に示すデータを得た。 $\text{pH} 5 \sim 8$  においては、プロットの傾きから  $\text{HSe}^-$  が主な溶存種であると推定した。 $\text{pH} 10 \sim 13$  では主な溶存種は  $\text{Se}_4^{2-}$  であることを分光法で確認した。そこで、次のような溶解反応平衡を仮定し、フィッティングによって平衡定数を決定した。

\* 本件は、旧科学技術庁からの委託を受けて実施した平成 12 年度放射性廃棄物安全性実証試験「低レベル放射性廃棄物固化体長期浸出試験」報告書の p.93~p.210 に示された結果の要約である。



これらのデータを用いて計算される深地下環境でのセレンの溶解度は、従来のデータを用いた場合よりも条件によっては2桁程度高く評価される。

## (2) 岩石マトリックス中への元素の拡散<sup>(9)・(12)</sup>

岩盤中の亀裂内を放射性核種が地下水によって移行するとき、健全な岩石内の微小間隙内への拡散及びそれに伴う鉱物表面への吸着によってその移行が遅延されることが期待される。この現象を放射性廃棄物地層処分システムの安全評価に採り入れるためには、健全な岩石マトリクス内におけるイオンの拡散のしくみを明らかにするとともに、その拡散係数を取得する必要がある。そこで、稲田花崗岩中における HTO,  $^{125}\text{I}^-$ ,  $^{134}\text{Cs}^+$ ,  $^{133}\text{Ba}^{2+}$ 等の有効拡散係数を透過法で調べた。

第 3.6-4 図に得られた有効拡散係数を文献値とともに示した。花崗岩内における有効拡散係数は点線で示すように、水中拡散係数に対して正の相関があるが、これは岩石内拡散のしくみとして細孔拡散が寄与していることを示すものである。一方、 $\text{Ba}^{2+}$ や  $\text{Sr}^{2+}$ についてはこの相関から予想されるよりも明らかに大きい有効拡散係数が得られた。これらの有効拡散係数には、花崗岩への吸着分配係数に対する正の依存性が認められたことから、これらの元素の花崗岩内拡散には岩石に吸着した状態での拡散すなわち表面拡散が寄与していることが明らかになった。表面拡散とは逆に、静電的に固体表面から排斥される陰イオンが媒体内を拡散する際に有効拡散係数が細孔拡散しにくくなる（有効拡散係数が小さくなる）現象についての報告例があるが、本研究で測定した  $^{125}\text{I}$  の有効拡散係数にはその効果は見られなかった。

## (3) 深地下環境での含鉄鉱物への Np の吸着<sup>(13)</sup>

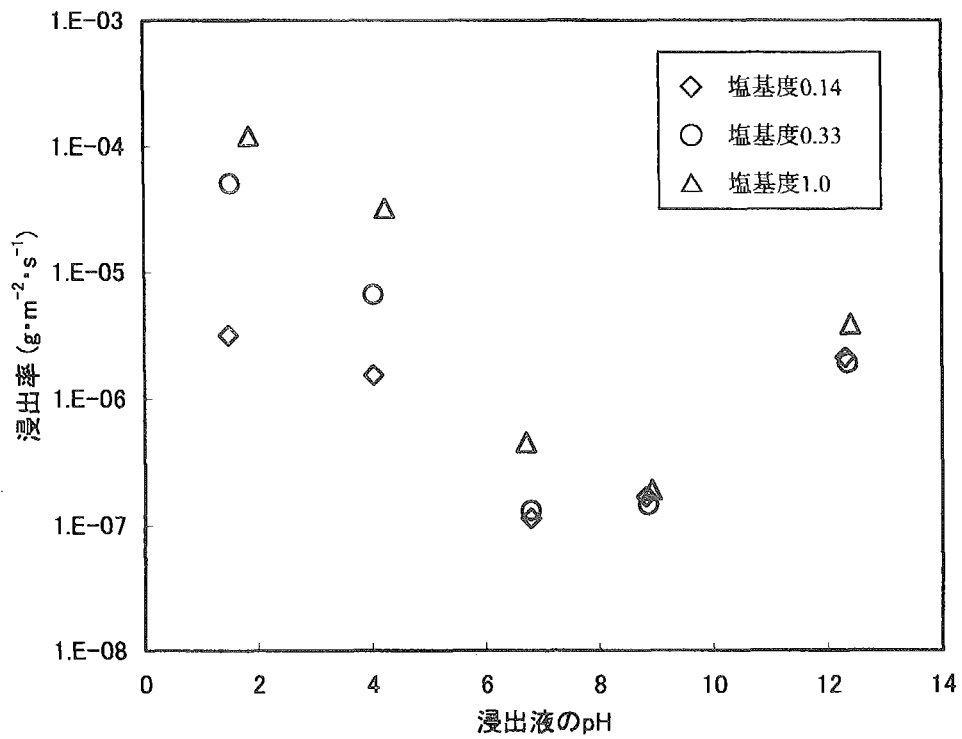
深部地下では地下水での溶液反応だけでなく鉱物表面においても還元反応を期待できるが、地層中に存在する Fe(II)を含有する鉱物は、TRU 元素等酸化還元環境に敏感な元素を還元して、その吸着に影響を及ぼす可能性を有することが指摘されてきた。本研究では、Fe(II)を含むマグネタイトへの Np(V)の吸着実験を実施し、岩鉄鉱物表面における Np(V)の還元挙動について検討した。マグネタイトへの Np(V)の吸着実験は、低酸素雰囲気下及び大気開放下で、マグネタイト 3g と  $1.3 \times 10^{-5} \text{ M}$  に調整した  $^{237}\text{Np}$  の 0.1 M  $\text{NaNO}_3$  溶液 150  $\text{cm}^3$  (pH5.7)を接触、静置させて行った。また、マグネタイトに吸着した  $^{237}\text{Np}$  は硝酸酸性の TTA/xylene で抽出し、Np(V)が Np(IV)へ還元された割合を求めた。

マグネタイト単位重量当たりの  $^{237}\text{Np}$  の吸着量の時間変化を第 3.6-5 図に示す。大気開放下では  $^{237}\text{Np}$  の吸着は数時間で飽和し、その吸着量は  $1 \times 10^{-7} \text{ mol} \cdot \text{g}^{-1}$ であった。一方、低酸素雰囲気下では吸着が飽和するまでに 24 時間以上必要であり、その吸着量は  $8 \times 10^{-7} \text{ mol} \cdot \text{g}^{-1}$ と大気開放下に比べ 8 倍高くなった。大気開放下での  $^{237}\text{Np}$  の吸着は、マグネタイトと溶液中での Np(V) すなわち  $\text{NpO}_2^+$ の吸着平衡によって吸着量が決定される。しかし、低酸素条件下での  $^{237}\text{Np}$  の吸着は  $\text{NpO}_2^+$ の吸着平衡とは異なる結果となり、 $\text{NpO}_2^+$ の吸着平衡以外の反応の関与が示唆された。低酸素雰囲気下で吸着させた  $^{237}\text{Np}$  を TTA/xylene で抽出して求めた Np(IV)の存在割合を第 3.6-5 図に▲で示す。Np(IV)の存在割合の時間変化は、低酸素雰囲気下で測定した  $^{237}\text{Np}$  の吸着の時間

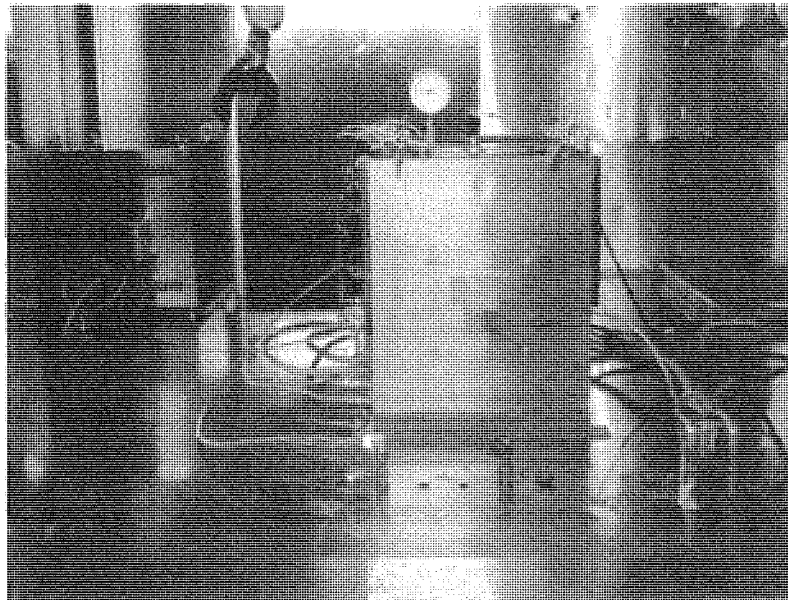
変化と一致した。この結果は、マグネタイト表面においては Np(V)が還元されて Np(IV)として吸着していることを示すものである。

#### 参考文献

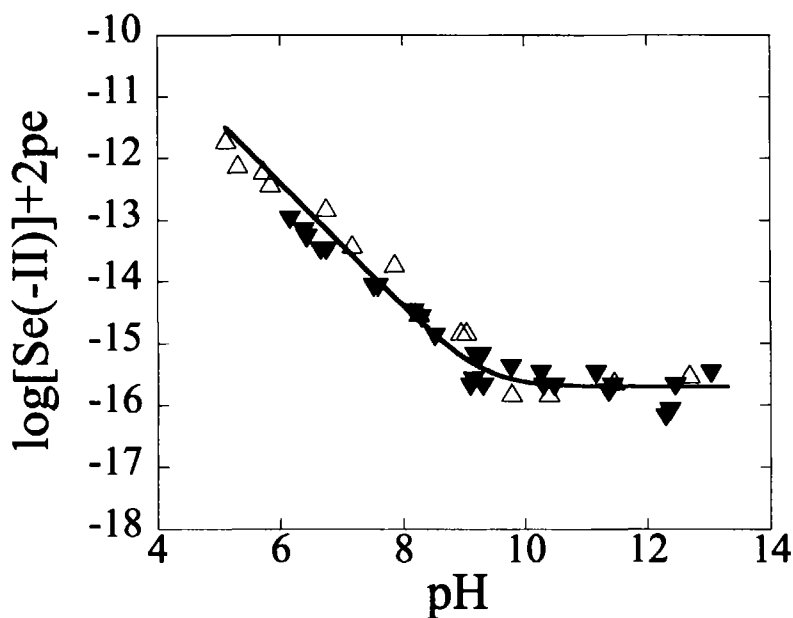
- (1) 燃料サイクル安全工学部, “RI・研究所等廃棄物の処理処分研究 -燃料サイクル安全工学部における研究の現状-”, JAERI-Review 2001-019.
- (2) 前田敏克, 他, “溶融スラグの浸出性とその pH 依存性”, 日本原子力学会「2002 年春の年会」M45, 神戸商船大学, (2002).
- (3) Nakayama, S., et al., “Leaching Tests of Simulated COGMA Bituminized Waste Form”, Proc. of Int'l Conf., ATALANTE2000 - Scientific Research on the Back-End of the Fuel Cycle for the 21st Century, October 24-26, 2000, Avignon, France, Paper No. P5-01 (published on internet: <http://www.cea.fr/html/atalante2000.html>), (2000).
- (4) Iida, Y., et al., “Effects of Insoluble Barium Sulfate ( $\text{BaSO}_4$ ) on Swelling and Leachability of Bituminized Waste Form”, presented at Eighth Int'l Conf. Low-level Measurements of Actinides in Biological and Environmental Samples, October 16-20, 2000, Oarai, Ibaraki, Japan, (2000).
- (5) 日本原子力研究所, “平成 12 年度放射性廃棄物安全性実証試験「低レベル放射性廃棄物固化体長期浸出試験」成果報告書”, (2000).
- (6) 飯田芳久, 他, “低酸素条件下における金属セレンの溶解度”, JAERI-Conf 2000-012 (第 4 回 NUCEF セミナー講演報文集), 10-11 (2000).
- (7) Y. Iida et al., “The solubility of metallic selenium under anoxic conditions”, Scientific Basis for Nuclear Waste Management, XXIV (Mat.Res.Soc.Symp.Proc.Vol.663), 1143-1150 (2001).
- (8) 中山真一, 他, “NUCEF における廃棄物処分安全研究の成果と今後の展開”, JAERI-Conf 2001-015 (第 5 回 NUCEF セミナー講演報文集), 4-7 (2001).
- (9) 山口徹治, 他, “亀裂性媒体における核種移行実験”, JAERI-Research 2002-052 (地層中における地下水の移行性と放射性核種の移行挙動 - カナダ原子力公社との協力研究の成果 - ), 11-50 (2001).
- (10) 中山真一, 他, “天然バリアにおける放射性核種の移行に関する研究”, JAERI-Conf 2001-015 (第 5 回 NUCEF セミナー講演報文集), 72-73 (2001).
- (11) 山口徹治, “岩石内における放射性核種の拡散”, JAERI-Review 2001-019 (RI・研究所等廃棄物の処理処分研究), 76-82 (2001).
- (12) T. Yamaguchi and S. Nakayama, “Present status of the study on radionuclide diffusion in barrier materials”, JAERI-Conf 2002-004 (Proc. Int. Symp. NUCEF 2001, Oct 31- Nov 2, 2001, Tokai) 325-332 (2002).
- (13) K.Nakata. et al., “Sorption and desorption kinetics of Np(V) on magnetite and hematite”, Radiochim.Acta 88, 453-457 (2000).



第3.6-1図 40°Cの脱イオン水中における固化体からのSiの初期浸出率とpHとの関係

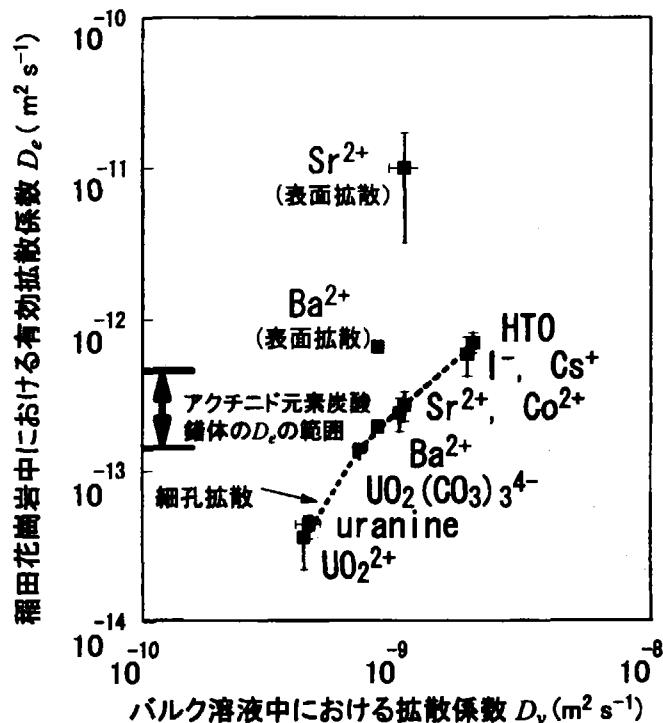
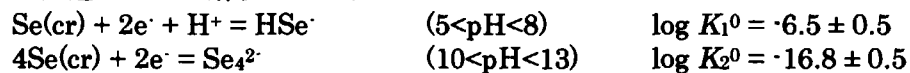


第3.6-2図 TRU核種等を含む固化体作製用高温電気炉 (WASTE FN.5セル内)



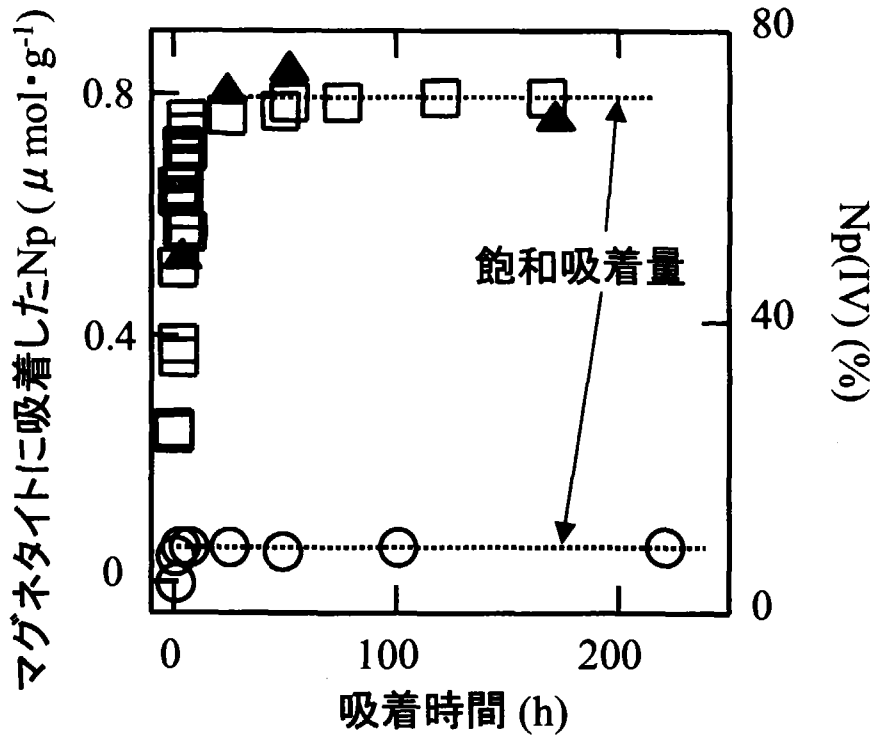
第3.6-3図 金属セレンの溶解度 (平衡時間40日)

△：未飽和側からの測定，▼：過飽和側からの測定。測定結果は次の2つの平衡反応で記述されると解釈される。



第3.6-4図 稲田花崗岩内におけるHTO, I, Cs<sup>+</sup>, Sr<sup>2+</sup>, Co<sup>2+</sup>, Ba<sup>2+</sup>, UO<sub>2</sub>(CO<sub>3</sub>)<sub>3</sub><sup>4-</sup>, ウラニン(染料の1種, C<sub>20</sub>H<sub>10</sub>O<sub>5</sub>Na<sub>2</sub>)及びUO<sub>2</sub><sup>2+</sup>の有効拡散係数

点線で示すような水中拡散係数との正の相関は細孔拡散を示す。Ba<sup>2+</sup>やSr<sup>2+</sup>についてはこの相関から予想されるよりも明らかに大きい有効拡散係数が得られる場合があり、これは表面拡散すなわち吸着された状態での拡散が寄与するためである。



第 3.6-5 図 大気開放下 (○) 及び低酸素雰囲気下 (Ar ガス雰囲気) (□) で測定した  $^{237}\text{Np}$  の吸着量の時間変化と低酸素雰囲気下で吸着させた  $^{237}\text{Np}$  のうちの  $\text{Np(IV)}$  の割合 (▲)

### 3.7 放射性廃棄物浅地中処分の安全性野外試験

放射性廃棄物の浅地中処分に関する我が国の方針では、核燃料サイクル施設などで発生する $\alpha$ 核種を含む廃棄物のうち核種濃度が低いものについても、原子力発電所で発生した低レベル放射性廃棄物と同様に地下数十m程度までの浅い地層に埋設し、一定期間管理する方式により処分することで検討が進められている。浅地中処分の安全性は、処分施設から放射性核種が漏出することを想定した住民への被ばく線量をもって評価するが、 $\alpha$ 核種は被ばく線量への相対的寄与が大きいかかわらず、天然環境における実際の核種移行のデータが世界的にほとんど無く、データの取得が強く要請されていた。

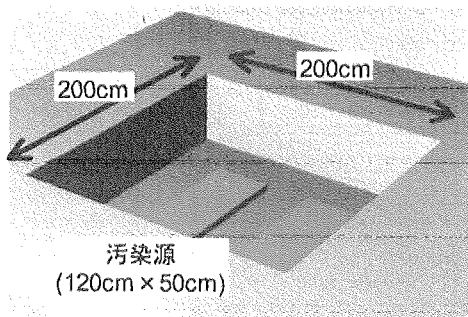
原研では、昭和62年度から平成3年度まで行った中国輻射防護研究院（China Institute for Radiation Protection, CIRP）との協力研究 Phase-I<sup>(1)</sup>に続き、「 $\alpha$ 核種を含む低レベル放射性廃棄物の浅地中処分に関する既存の核種移行モデルを検証するとともに、適切な移行評価パラメータ値の取得手法を確立し、浅地中処分に係る安全評価手法の信頼性向上を図る」ことを目的とした、協力研究 Phase-II を平成7年8月から平成13年7月までの6年間実施した<sup>(2)</sup>。

試験では、中国国内のCIRPの野外試験場（第3.7-1図）において、地表面下50cmの通気層土壤中及び地表面下30mに建設した地下試験施設内の地下水面アクセスピット中に、放射性核種( $^{90}\text{Sr}$ ,  $^{237}\text{Np}$ ,  $^{238}\text{Pu}$ )を投入し、通気層及び帯水層それぞれの自然環境における放射性核種の動きを約3年に亘り追跡した。並行して、室内バッチ及びカラム実験による核種の土壌への分配係数や分散係数の測定、野外環境調査による地下水位や降水量等のデータ取得を行い、移行評価に必要なパラメータ値の適切な選定手法について検討した<sup>(3)</sup>。

3年間に亘る帯水層試験の結果から、 $^{238}\text{Pu}$ は地下水の流速の1/5,000、 $^{237}\text{Np}$ は1/500以下のゆっくりとした速度で動くことを確認し、天然の地層の持つ大きな移行抑止効果を世界で初めて定量的に示した。さらに、原研で開発した浅地中処分安全評価コードGSA-GCL（第3.7-2図）に室内実験等から選定したパラメータ値を適用することにより、本評価コードの主要構成部である天然バリアモデルの検証計算を行った結果、計算による予測結果は野外試験の結果と良好に一致することを確認した（第3.7-3図）。これは、室内実験や野外環境調査から収集したデータから適切なパラメータ値が選定可能であり、かつ適切な値を選定すれば実際の地下環境における核種の移行が評価できることを実証したものであり、本評価コードの信頼性のみならず評価手法の妥当性が確認できたことを示すものである。

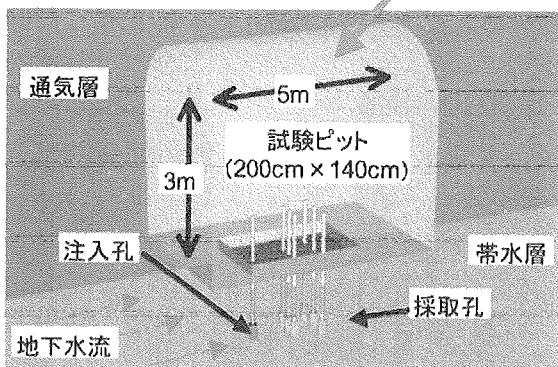
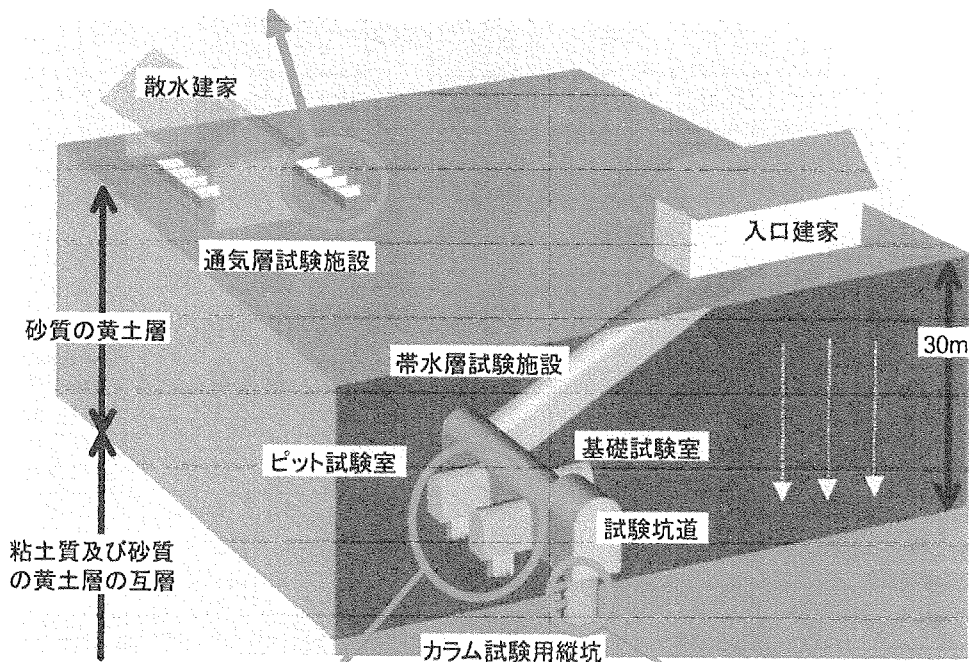
#### 参考文献

- (1) 神山秀雄, 他, "放射性核種野外移行試験 -日中協力研究-", JAERI-Research 94-009, (1994).
- (2) M. Mukai et al., "Plan and progress of a cooperative research program on field migration test between JAERI and CIRP (Phase-2)", Journal of Nuclear Fuel Cycle and Environment, 7, 31, (2001).
- (3) T. Tanaka et al., "Study on the distribution coefficient for evaluation of neptunium migration in loess media", Proceedings of the International Symposium NUCEF 2001, 627-634, JAERI-Conf 2002-004, (2002).



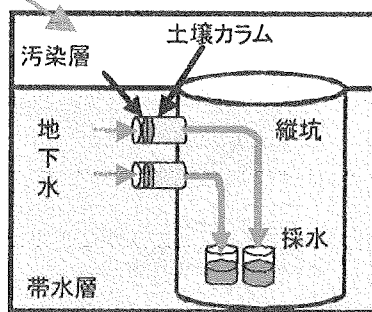
**通気層ピット試験**

放射性核種を含む汚染源を地表下50cmに設置して埋め戻し、自然降雨と人工散水の2つの降雨条件下で、約3年間にわたって核種の移行を観察した。



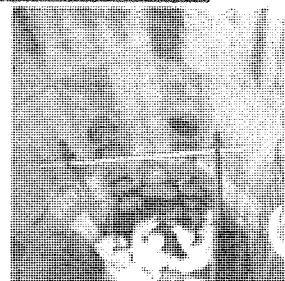
**帯水層ピット試験**

放射性核種を注入孔から投入し、30cm~1m離れた採取孔から地下水を採取することにより核種の動きを観察した。3年間の試験終了後、ピット内の土壌を掘り起こし、土壌中における核種の分布を調べた。

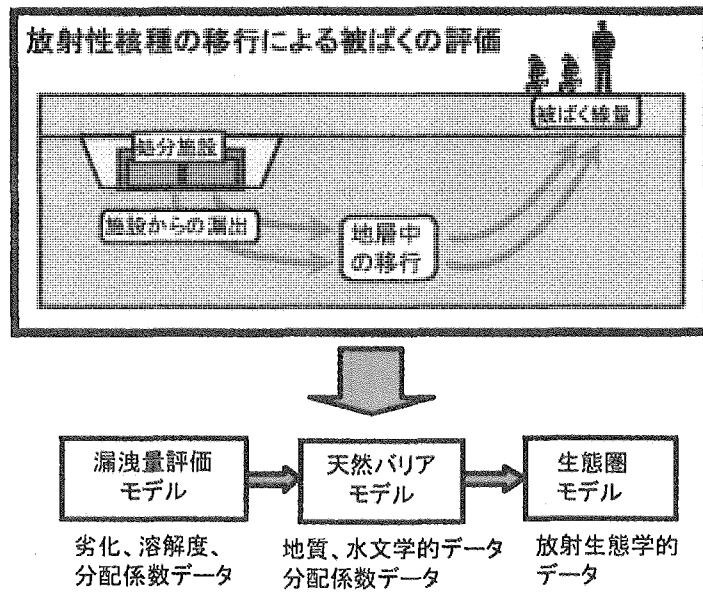


**帯水層カラム試験**

未攪乱状態で採取した約20cmφの土壌カラムに汚染層を設置後、帯水層に再度挿入して試験を行い、核種の流出状況、土壌中の分布状況を調べた。

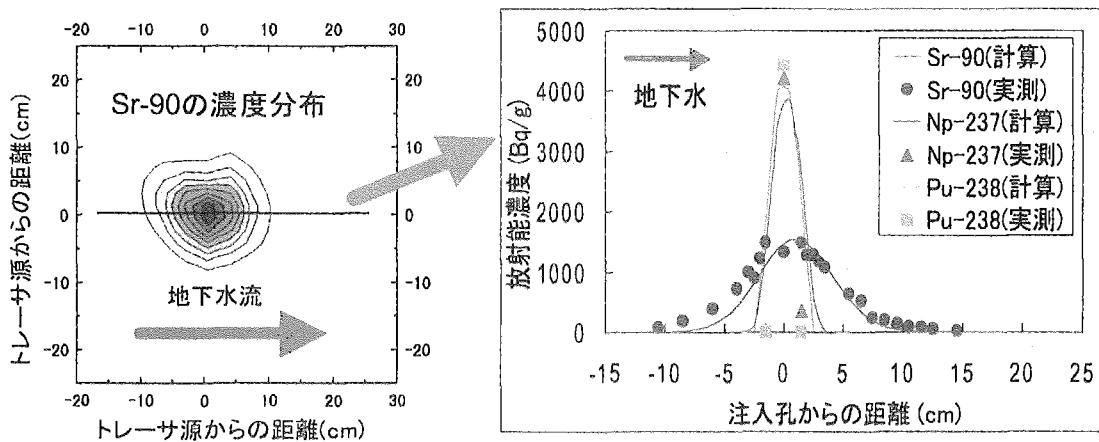


第 3.7-1 図 野外試験場の配置と概要



第 3.7-2 図 原研の浅地中処分安全評価コードの構成

地層中の移行を扱う天然バリアモデルでは、放射性核種の地下水による輸送、地下水の分散による希釈、吸着による濃度減少をシミュレーションする。



第 3.7-3 図 帯水層ピット試験の 3 年後の実測結果と評価コードによる計算結果との比較

約 3 年経過後でも、各核種のピーク位置は、土壌による移行抑止効果により、初期位置に留まったままである。また、ピークの位置やその広がり、評価コードを用いた予測結果と良く一致した。

## 4. 安全性研究のための試験施設

原研では、大型の試験施設を利用して種々の安全性研究を実施しており、ここでは主要な施設・装置についてその概要を記す。

放射能レベルの高い物質を扱うことのできる各種試験施設（ホット試験施設）では、燃料・材料の照射後試験や廃棄物の処理・処分の試験などが行われている。

燃料サイクル安全工学研究施設（NUCEF）では、核燃料サイクル施設の臨界安全性、再処理プロセス安全及び TRU 廃棄物の処理・処分等に関する試験が行われている。

材料試験炉（JMTR）は、熱出力 50 MW のタンク型軽水炉であり、軽水炉材料・燃料の研究、材料の基礎・基盤研究等を目的とした照射試験に利用されている。

この他、原子炉安全研究炉（NSRR）は、瞬間的に高い出力を発生することができるパルス炉であり、原子炉の反応度事故及び出力振動時の燃料挙動の研究（2.1.2 節参照）に用いられている。大型非定常試験装置（LSTF）は、軽水炉の事故時熱水力挙動に関する世界最大の実験装置であり、次世代型軽水炉の受動的安全系に関する研究（2.3.1、2.3.2 節参照）に用いられている。また、核熱結合試験装置（THYNC）は、電気加熱式模擬炉心の熱水力試験装置でありながら、計算機によりボイド反応度フィードバックが模擬できる世界に数少ない装置である（2.3.3 節参照）。さらに、放射性物質放出実験（VEGA）装置及び配管信頼性実証試験（WIND）装置では、それぞれ軽水炉のシビアアクシデントにおける照射済燃料からの放射性物質放出（2.4.2 節参照）及び原子炉冷却系配管の信頼性に関する研究（2.4.3 節参照）が行われている。

ここでは、一般利用に供せられているホット試験施設、燃料サイクル安全工学研究施設（NUCEF）、及び材料試験炉（JMTR）についてさらに詳細に紹介する。

### 4.1 ホット試験施設

高放射性物質を取り扱うことのできるホット試験施設として、燃料試験施設、ホットラボ及び廃棄物安全試験施設（WASTEF）の 3 試験施設があり、それらの施設では燃料・材料等の健全性及び機械的特性に関する照射後試験等が行われている。

平成 13 年度は、計画外業務として、国の要請により、中部電力（株）浜岡原子力発電所 1 号機余熱除去系配管破断の原因究明調査目的のため配管破断部から切り出したサンプルについて、ホット試験室の 3 施設で試験を実施し、原因調査に協力した。

#### 4.1.1 燃料試験施設

燃料試験施設は、軽水炉等に関わる実用燃料の健全性確認及び安全性研究に必要な照射後試験を目的として整備され、昭和 54 年に運転を開始した。当施設は、燃料貯蔵プール、 $\beta$   $\gamma$  コンクリートセル 6 基と  $\beta$   $\gamma$  鉛セル 3 基及び  $\alpha$   $\gamma$  コンクリートセル 2 基と  $\alpha$   $\gamma$  鉛セル 2 基で構成され、操作室、サービスエリア、ホット実験室等が配置されている。

$\beta$   $\gamma$  コンクリートセルでは、燃料集合体（平均燃焼度～55GWd/t：Pu 富化度 5%未満）及び燃料棒を直接搬入し、取り扱うことができ、外観検査、寸法検査、 $\gamma$  スキャンニング、X線検査等

の非破壊試験、燃料集合体の解体・再組立及び燃料棒の切断等の破壊試験を行っている。さらに、燃料棒等の切断後の試料を用いて、引張試験、バースト試験等の材料試験、金相試験、燃料の融点測定、核分裂生成物放出挙動の測定等を行っている。

$\alpha\gamma$ コンクリートセルでは、プルトニウム初期富化度 5%以上の燃料を扱うことができ、非破壊試験及び破壊試験を行っている。

$\beta\gamma$ 及び $\alpha\gamma$ 鉛セルには、光学顕微鏡、走査型電子顕微鏡、X線マイクロアナライザ等が整備されている。

平成 12 及び 13 年度には、実用燃料の健全性試験として、「燃料集合体信頼性実証試験 BWR9×9B 型燃料集合体照射後試験」等を原子燃料工業(株)からの受託業務として実施した。さらに、核燃料サイクル機構からの「ATR 照射用ガドリニア燃料集合体の照射後試験」、ニュークリア・デベロップメント(株)からの「照射済改良 UO<sub>2</sub> ペレットの照射後試験」、東北大学からの「アクチノイド水素化物ペレットの照射後試験」を受託業務として実施した。所内利用としては、実用燃料の再照射試験として NSRR パルス照射用短尺燃料の製作、レファレンス試験及びパルス照射後試験等を実施し、燃料の安全性研究に貢献した。その他、岩石型ウラン燃料及び常陽照射ウラン・プルトニウム混合炭・窒化物燃料に関する照射後試験を実施し、新燃料開発への貴重なデータを提供した。また、むつ使用済燃料集合体 34 体を受入、照射後試験及び再組立作業を開始した。

照射後試験の技術開発では、微小試料(数 10mg)の密度を精度良く測定するための微小試料密度測定装置の開発<sup>(1)</sup>及び中性子ラジオグラフィを用いた照射済燃料・材料の非破壊試験法の検討<sup>(2-4)</sup>を行った。

微小試料密度測定装置(第 4.1-1 図参照)は、照射済燃料ペレットの半径方向のスエリング分布など、ペレット中の微小な領域における密度値を評価するために開発した。測定原理は、既設の密度測定装置と同様にアルキメデスの原理を用いた液中で秤量する方法を採用しているが、従来装置との違いは、微小試料を測定するために乾燥測定用のドライバスケットと液中測定用のウェットバスケットのバスケットを持ち、それらを常時 1 本の懸垂線上に吊り下げた構造になっている。これにより、測定前に両バスケットの重量を予め差し引いた状態で測定することにより、測定時のバスケットの重量、浮力の影響を削除することができ、試料重量・試料浮力のみを測定することができる。さらに、微小試料の安定した遠隔操作性を確立するため、試料投入から測定終了まで全自動で操作できる機構とした。

中性子ラジオグラフィを用いた照射済燃料・材料の非破壊試験法の検討では、JRR-3 の中性子ラジオグラフィ試験装置を使用してイメージングプレート(IP)法による被覆管の水素濃度分布評価試験及びコンピュータ・トモグラフィ(CT)法による未照射ペレットの内部観察試験を行い、被覆管材料の水素濃度分布評価技術及び燃料ペレットの 3 次元 CT 像観察技術を確立し、照射後試験へ適用するための基礎データを取得した。

#### 4.1.2 ホットラボ

ホットラボは、我が国最初の照射後試験施設として、昭和 36 年から運転を開始し、軽水炉燃料・材料、高温工学試験研究炉(HTTR)燃料・材料等の開発に係わる試験を初めとして、核融合炉用材料、日本原子力発電(株)(原電)・東海発電所の燃料・鋼材モニタリング等多くの照射後試験を

実施してきた。当施設は、10基の $\beta$   $\gamma$ コンクリートセルと38基の $\beta$   $\gamma$ 鉛セル及び付帯設備として材料研究室等が配置されている。

燃料関係の照射後試験は、ホット試験室の合理化計画に基づき新規の利用については、平成12年度から燃料試験施設で実施することとしたため、前年度までに搬入され、試験を継続しているNSRRパルス照射燃料及びHTTR用燃料の顕微鏡検査、電子顕微鏡検査等を実施した。平成12年度からは材料関係の照射後試験が中心となっており、主な試験として、軽水炉用材料に関しては、研究炉等で照射した圧力容器鋼の引張試験、シャルピー衝撃試験、破壊靱性試験及び破面観察、圧力容器クラッド材の引張試験及び破面観察、炉内構造物（炉内シュラウド材）のX線回折法による溶接材残留応力測定等を実施した。核融合炉用材料に関しては、ITERタスクに係るORNL・HFIRで照射したステンレス鋼及び高崎研のサイクロトロンで照射したフェライト鋼の小型SSRT試験、真空高温引張試験試験、破面観察及び顕微鏡観察、研究炉で照射した高クロムフェライト鋼の顕微鏡検査及びEPMA、等を実施した。その他、原電・東海発電所で照射した黒鉛材料の炭素14の濃度及び分布を把握するためのイメージングプレート(IP)試験、酸化試験等を実施した。

新規試験技術の開発として、小型SSRT試験装置及び大強度陽子加速器ターゲット容器材超微小引張試験装置の開発・整備を行った。

小型SSRT試験装置（第4.1-2図参照）は、照射誘起応力腐食割れ(IASCC)が、核融合炉用材料においても重要な課題として挙げられており、同材料のIASCC感受性を評価する手段として整備したものである。本装置は、コンクリートケーブ内に試験機本体と熱交換ユニット、操作室に制御盤、循環装置、ユニットクーラ等が配置され、12年度末にセル内整備を終了し、直ちに13年度当初から照射後試験に適用した。

大強度陽子加速器ターゲット容器材超微小引張試験装置は、大強度陽子加速器計画における核変換工学実験施設の建設に必要な核破碎ターゲット容器材の寿命評価のデータを取得するため、鉛セルに整備したものである。本装置は、セル内に引張測定モジュール、イメージ炉、CCDカメラによる歪み測定装置、操作室にコントローラ部等を配置している。平成13年度末にセル内整備を終了させ、未照射試料を用いたモックアップによる遠隔操作性及び性能を確認した後、スイスのPSI/SINQ陽子加速器で照射したターゲット容器用候補材の引張試験に着手した。

#### 4.1.3 廃棄物安全試験施設 (WASTEF)

廃棄物安全試験施設は、使用済み燃料の再処理に伴って発生する高レベル放射性廃棄物の処理処分に関する安全性試験を実施する目的で建設され、昭和57年にガラス固化体に関する試験を中心に運転を開始したが、平成8年度までに目的とした研究成果が得られたため、ガラス固化体に関する試験は終了し、平成8～12年度にかけてガラス固化体終了措置及び新たなニーズに対応するためのセル内整備を実施した。現在は、RI・研究所等廃棄物処分に係る熔融固化体のバリア性能評価に関する試験研究、マイナーアクチノイドの核変換技術に関する燃料工学的な基礎研究、岩石型プルトニウム燃料・軽水炉燃焼システムの研究開発、再処理施設材料に関する安全性評価試験、原子力プラント用材料の信頼性・安全性研究等を実施している。

当施設は、 $\beta$   $\gamma$ コンクリートセル3基、 $\alpha$   $\gamma$ コンクリートセル2基、同鉛セル1基、空気雰

気及び不活性雰囲気 (Ar) グローブボックス 6 基、メンテナンスボックス、化学フード等で構成され、付帯設備として、操作室、サービスエリア、化学分析室等が配置されている。

$\beta\gamma$ コンクリートセルには、主に再処理施設材料に関する安全性評価試験及び原子力プラント用材料の安全性に関する試験のため、実液中腐食試験装置、低歪み速度引張 (SSRT) 試験装置等が整備されている。

$\alpha\gamma$ コンクリートセルには、マイナーアクチノイドの核変換技術に関する試験、熔融固化体のバリア性能評価に関する試験及び再処理施設材料に関する安全性評価試験のため、TRU 窒化物試料調製用高温電気炉、小規模熔融固化体作製装置、RI 添加硝酸中伝熱面腐食試験装置等が整備されている。

$\alpha\gamma$ 鉛セル及びグローブボックスには、X線回折試験装置、光学顕微鏡、ICP 発光分光分析装置、微小硬度計、TRU 核種拡散試験装置、TRU 窒化物燃料の特性試験用酸素・窒素及び炭素分析装置が設置されている。ホット実験室には、放射能測定装置、X線マイクロアナライザ等が整備されている。

新規試験機器の整備としては、原子力プラント用材料の安全性研究のため、原子炉内複合環境下における IASCC 支配因子及び発生機構の解明を目指した SSRT 試験装置 (第 4.1-3 図参照) を  $\beta\gamma$ No.2 セルに設置し、性能評価試験及び遠隔操作性の確認を行った。また、熔融固化体のバリア性能評価研究のため、試料調製用小規模熔融固化体試料作製装置 (第 4.1-4 図参照) を  $\alpha\gamma$ No.5 セルに設置し、模擬廃棄物を用いたモックアップ試験により、遠隔操作技術を確立するとともに、固化体作製条件を確認した。

#### 参考文献

- (1) ホット試験室、“施設の運転と技術開発 (平成 12 年度)”, JAERI-Tech,2001-044
- (2) 安田他、“中性子ラジオグラフィによる照射済燃料・材料の非破壊試験法の開発(2)”, JAERI-Tech,2000-82
- (3) R. YASUDA, et al., “Application of neutron radiography for estimating concentration and distribution of hydrogen in Zircaloy cladding tubes”, J. Nucl. Mater. 302 (2002) 156
- (4) 安田他、“中性子ラジオグラフィによる照射済燃料・材料の非破壊試験法の開発(3)”, JAERI-Tech, 2002-01

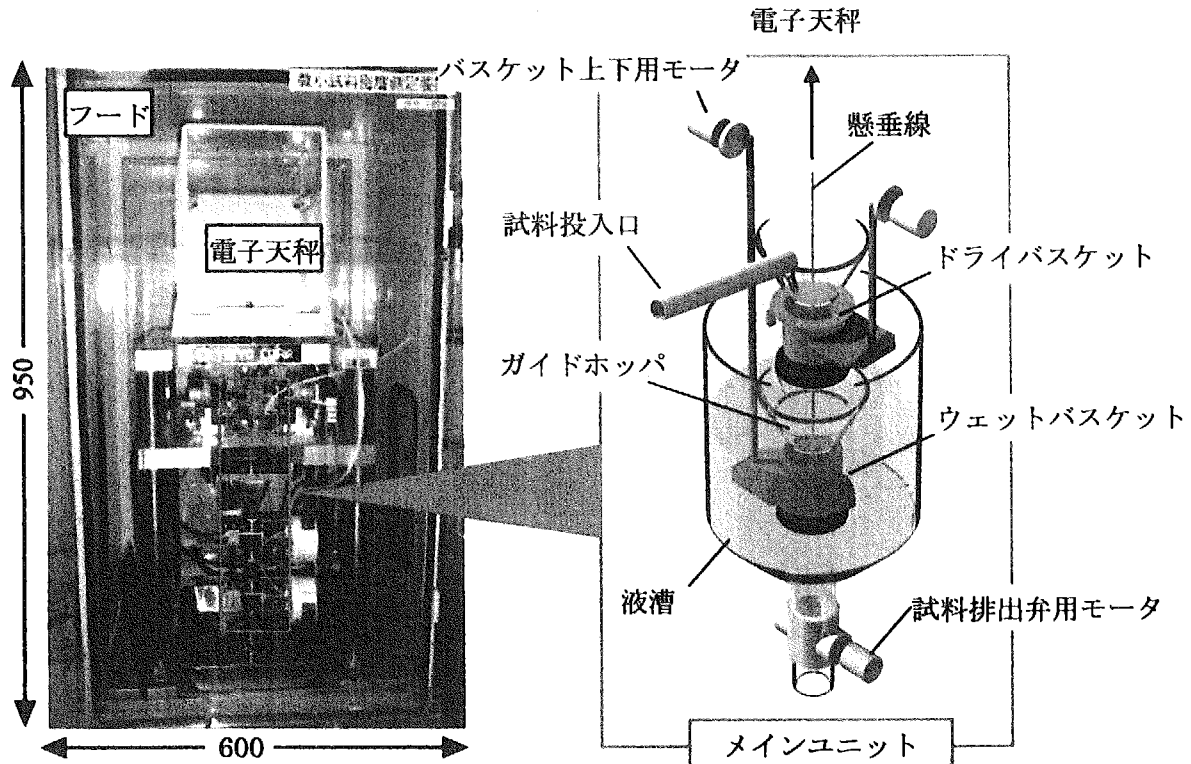


図4.1-1 微小密度測定装置概略図

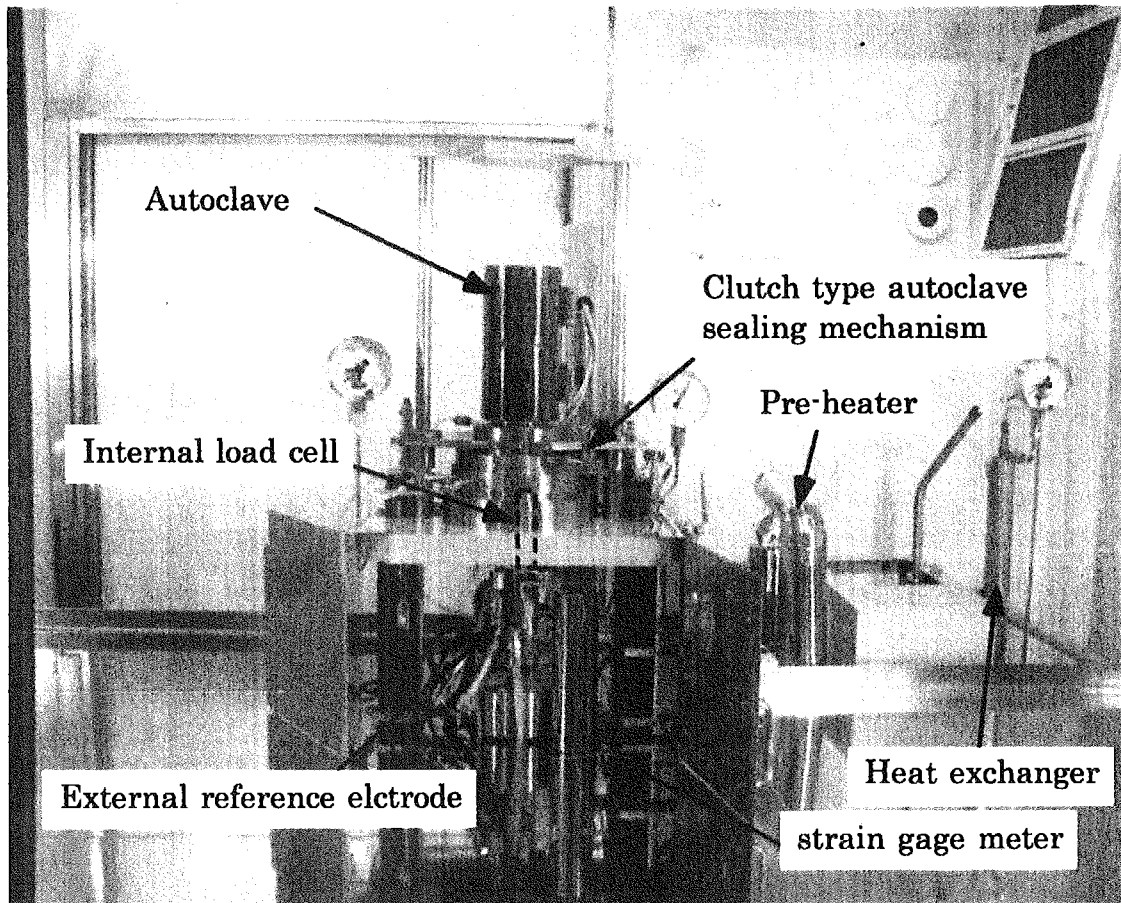


図4.1-2 小型S S R T試験装置本体外観

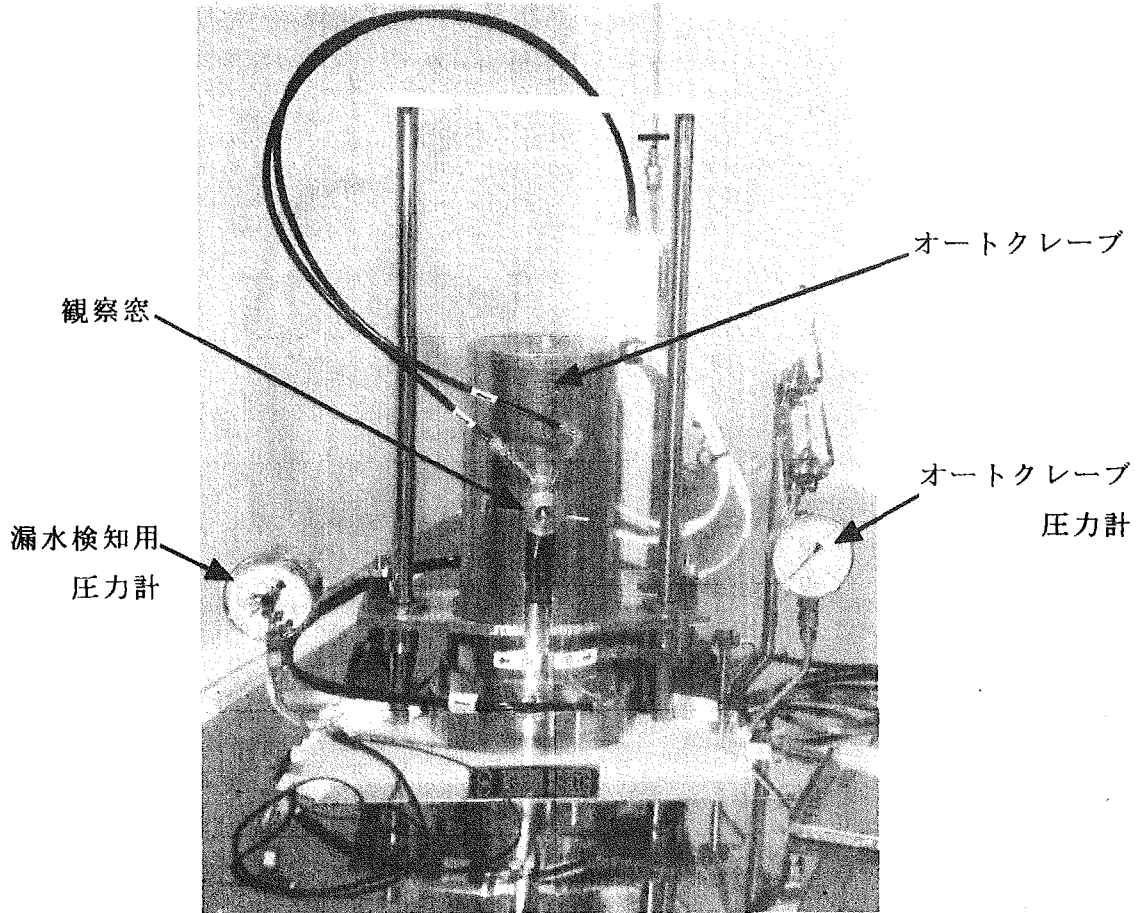


図4.1-3 SSRT試験装置本体外観

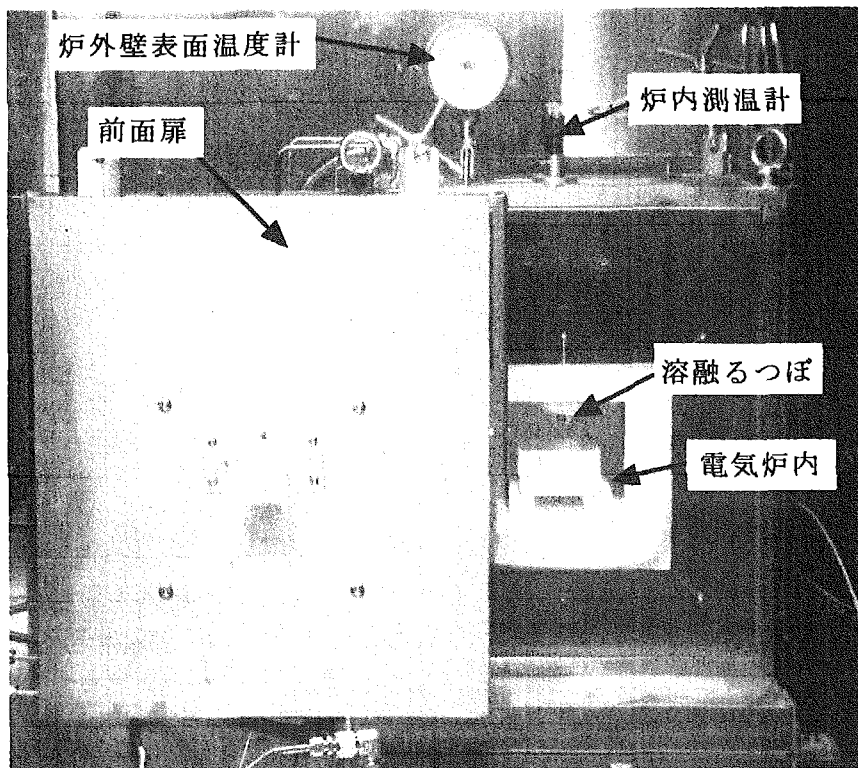


図4.1-4 小規模溶融固化体作製装置外観

## 4.2 燃料サイクル安全工学研究施設 (NUCEF)

燃料サイクル安全工学研究施設 (NUCEF) では、使用済燃料の再処理プロセス、臨界安全\*及び放射性廃棄物の処分に関する安全性研究を行っているほか、設備を活用した基礎研究も実施している。

NUCEF には原子炉施設及び核燃料使用施設が含まれ、実験棟 A、実験棟 B 及び管理棟から構成される。実験棟 A には、硝酸ウラニル溶液燃料を使用する定常臨界実験装置 (STACY)、過渡臨界実験装置 (TRACY)、燃料調製設備等があり、核燃料サイクル施設における臨界安全研究等を実施している。一方、実験棟 B は、バックエンド研究施設 (BECKY) と呼ばれ、多量の核燃料物質及び放射性同位元素を遠隔操作で扱える  $\alpha$   $\gamma$  コンクリートセルと、少量の核燃料物質及び放射性同位元素を取扱うことのできる多数のグローブボックスがあり、再処理プロセス安全及び放射性廃棄物の処分に関する安全性研究等を実施している。第 4.2-1 図に NUCEF の鳥瞰図を、第 4.2-1 表に NUCEF の主要設備をそれぞれ示す。

### 4.2.1 STACY 及び TRACY

STACY では、ウラン濃縮度 10% の硝酸ウラニル溶液を用い、平成 11 年度から 13 年度まで、幅約 70cm、厚さ約 35cm の平板型炉心タンク 2 基による中性子相互干渉実験を行った。平成 12 年度から 13 年度は、同炉心において中性子隔離材又は反射体 (コンクリート、ポリエチレン等) の配置及び厚さを変化させ、臨界データを取得した。(詳細については第 3.1.1 節を参照。) 第 4.2-2 図に STACY の相互干渉炉心タンクを示す。

また、燃料調製設備では、上記臨界実験用の硝酸ウラニル溶液の調製を行うとともに、平成 14 年度から実施予定の STACY 非均質炉心による臨界実験のためのウラン濃縮度 6% の硝酸ウラニル溶液燃料の調製を完了した。

STACY におけるプルトニウム溶液燃料を用いた臨界実験に向けて、プルトニウム燃料調製のための混合酸化物燃料 (MOX) 溶解設備の据付け・機能試験、プルトニウム系炉心タンクの製作を行ったほか、プルトニウム燃料の使用に伴う安全強化のための設備整備として、STACY 安全棒駆動装置分解点検用グローブボックス、燃料給排液弁交換補助用グローブボックス等の製作を行った。第 4.2-3 図に MOX 溶解槽を示す。

TRACY では、外径約 50cm、内径約 8cm の円環型炉心タンクにおいて、ウラン濃縮度 10% の硝酸ウラニル溶液燃料を用い、臨界事故時の核熱挙動、放射性物質の放出挙動に関する基礎データを取得している。(詳細については第 3.1.3 節を参照。) 第 4.2-4 図に TRACY の炉心タンクを示す。平成 13 年度からは、過渡出力運転時の炉内圧力分布測定を開始するとともに、高速応答光子電離箱を用いて過渡出力運転時の空間線量率測定を開始した<sup>(4)</sup>。また、TRACY の過渡出力運転において、アラニン線量計及びホウ酸リチウム熱蛍光線量計を用いた線量測定を実施し、臨界事故時に発生する中性子線及びガンマ線の吸収線量を分別して、簡便に精度よく測定で

\* 本件には、文部科学省からの委託を受けて実施した「再処理施設臨界安全技術開発等」の成果が含まれる。

きることを確認した<sup>(2)</sup>。第 4.2-5 図にアラニン線量計及びホウ酸リチウム熱蛍光線量計を、第 4.2-6 図に TRACY 過渡出力運転時の中性子吸収線量測定値と計算値との比較をそれぞれ示す。

#### 4.2.2 BECKY

再処理プロセス試験設備では、軽水炉使用済燃料を燃料試験施設から  $\alpha\gamma$  コンクリートセルに搬入した後、溶解、抽出、廃液処理等の再処理プロセス試験を実施し、45,000MWd/t の高燃焼度燃料においても十分な裕度をもって、放射性物質を再処理プロセス内に閉じ込めておくことができることを確認した。また、群分離試験設備では、同試験において発生した高レベル放射性廃液を濃縮した溶液を用いて、4 群群分離プロセスの実証試験を実施し、想定どおり超ウラン元素 (TRU) 等が高い比率で分離できることを確認した。

放射性廃棄物処分実験設備では、地下環境化学試験設備 (不活性雰囲気グローブボックス) によりアスファルト固化体の浸出特性データ及びセレンの熱力学データを取得するとともに、新たにネプツニウムの熱力学データ取得試験を開始した。第 4.2-7 図に不活性雰囲気グローブボックスを示す。

TRU 廃棄物計測実験設備では、ウラン廃棄物のクリアランスレベル弁別のために、廃棄物の性状 (コンクリート、紙類等) や梱包状況にかかわらず、高感度で測定が可能なアクティブ中性子法の高度化を進めている。

また、TRU の基礎物性や乾式再処理における TRU の挙動を研究するため、TRU 高温化学実験設備 (不活性雰囲気鉄セル等) の製作を開始した。

#### 参考文献

- (1) H. Yanagisawa, A. Ohno, K. Ogawa, E. Aizawa and M. Yokoyama, "Time Delay of Thermal Neutron Detection during Power Burst in TRACY," *J. Nucl. Sci. Technol.*, **38**[8], 591 (2001).
- (2) H. Sono, H. Yanagisawa, A. Ohno, T. Kojima and N. Soramasu, "Measurement of Neutron and Gamma-Ray Absorbed Doses Under Criticality Accident Conditions at TRACY Using Tissue-Equivalent Dosimeters," *Nucl. Sci. Eng.*, **139**[2], 209 (2001).

第 4.2-1 表 NUCEF の主要設備

建 屋	施 設 の 概 要	
実験棟 A (約 9,500m <sup>2</sup> )	定常臨界実験 装置(STACY)	熱出力 200 W 燃 料 ウラン硝酸水溶液 (235U 濃縮度約 6, 10%、 U 濃度 500gU/l 以下) プルトニウム硝酸水溶液 ウラン硝酸水溶液とプルトニウム硝酸水溶液の混合溶液 炉 心 円筒炉心 (φ600、φ800、φ1000) 平板炉心 (280T) 平板相互干渉炉心 (350T×2) 非均質炉心 (約φ600 円筒炉心を用いて、ウラン硝酸水 溶液〔液体〕中に棒状燃料〔固体〕を入れた炉心)
	過渡臨界実験 装置(TRACY)	熱出力 定出力運転時 10 kW 過渡出力運転時 5,000MW 燃 料 ウラン硝酸水溶液 (235U 濃縮度約 4, 6, 10%、 U 濃度 500gU/l 以下) 炉 心 円環形状炉心 (外径約 50cm、内径約 8cm、 高さ 100cm 以下) 放射性物質閉込め機能試験装置
	核燃料調製設 備	溶解、調整、精製、貯蔵
実験棟 B (BECKY) (約 8,000m <sup>2</sup> )	αγコンクリ ートセル	再処理プロセス試験設備 群分離試験設備
	放射性廃棄物 処分実験設備	バリア性能試験装置 地下環境化学試験装置 (不活性雰囲気グローブボックス)
	TRU 廃棄物 計測実験設備	アクティブ/パッシブ中性子法測定装置 透過型/放射型 CT
	分析設備	自動電位差滴定装置、質量分析装置、γ線スペクトロメータ 紫外・可視分光光度計、ハイブリッド K 吸収端濃度計、ICP 元素 分析装置、赤外分光光度計など

(注) BECKY には、セル 3 基、グローブボックス 33 基、フード 21 基が設置されている。

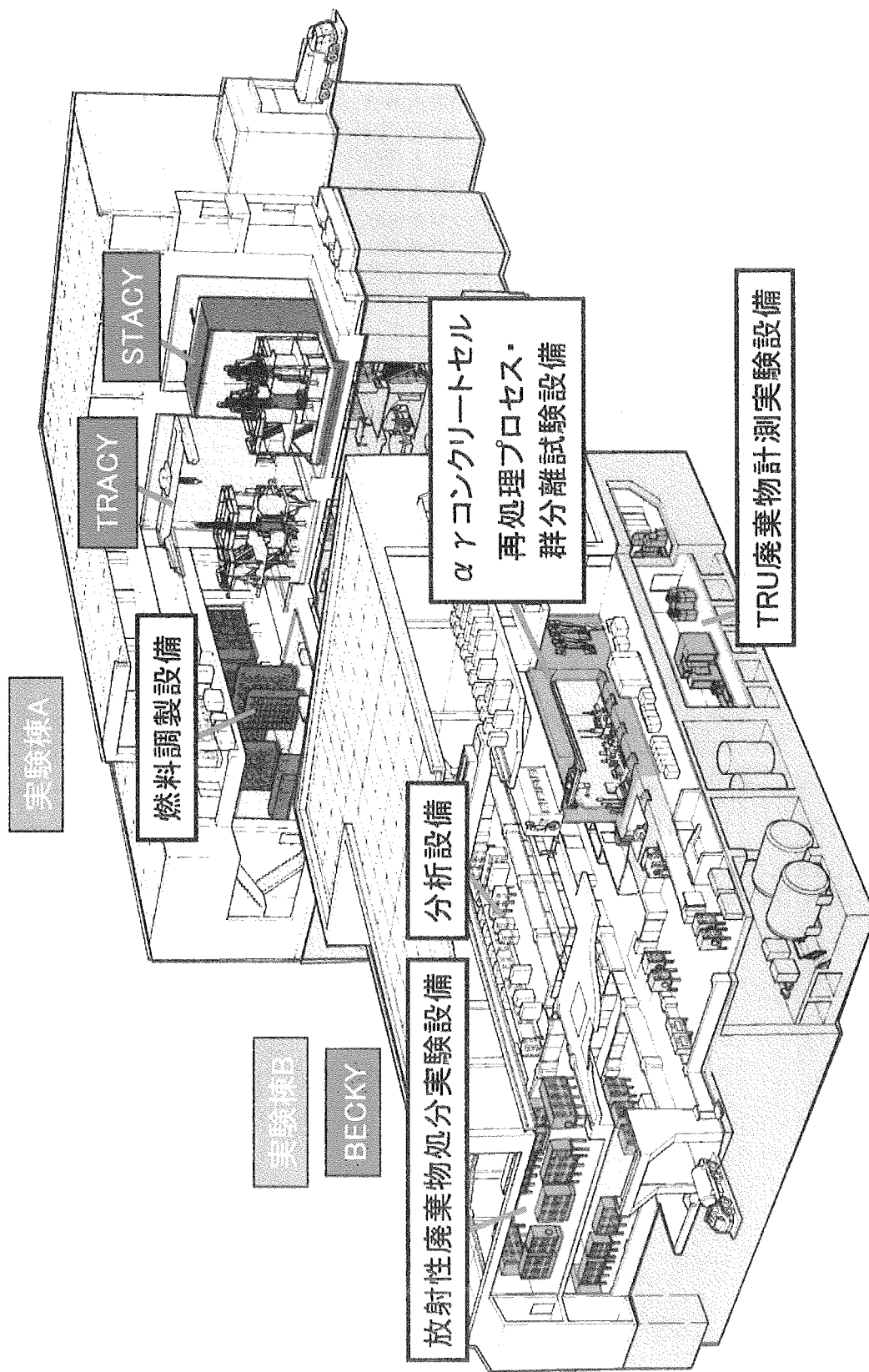


図 4.2-1 NUCCEF 鳥瞰図



図 4.2-2 STACY 相互干渉炉心タンク (平板型炉心タンク×2 基)

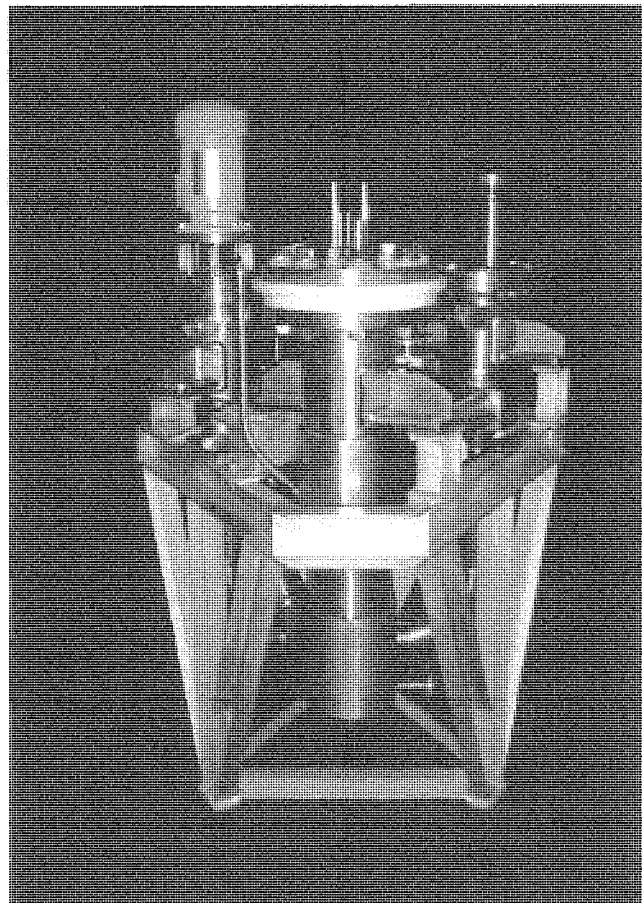


図 4.2-3 MOX 溶解槽 (銀電解酸化方式)

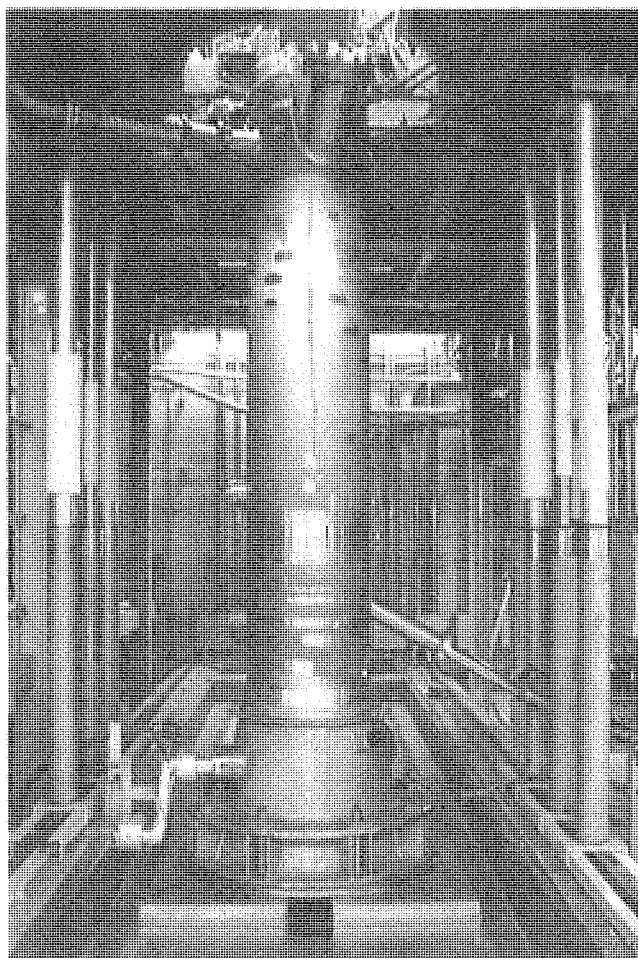


図 4.2-4 TRACY 円環型炉心タンク

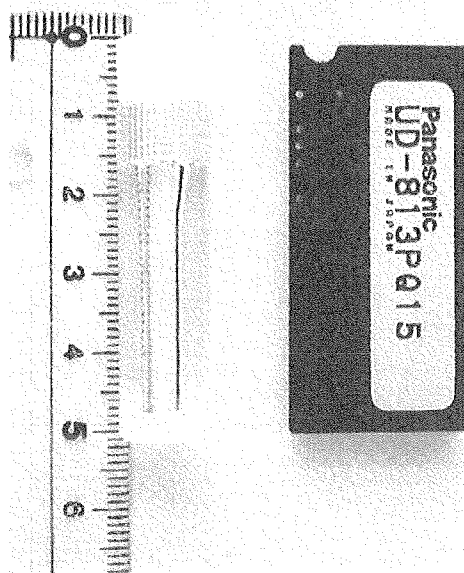


図 4.2-5 アラニン線量計 (左) 及びホウ酸リチウム線量計 (右)

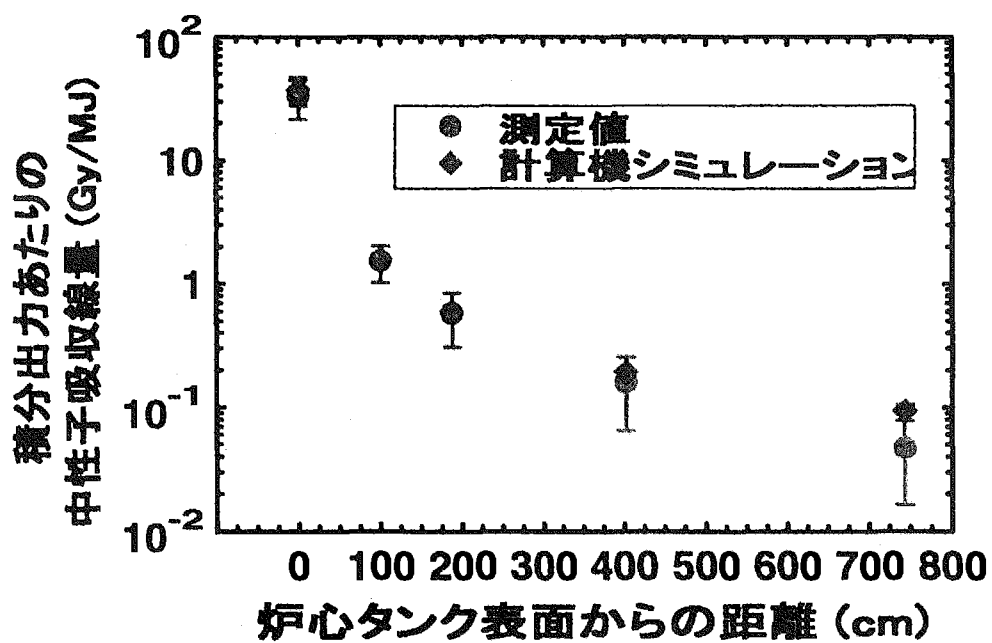
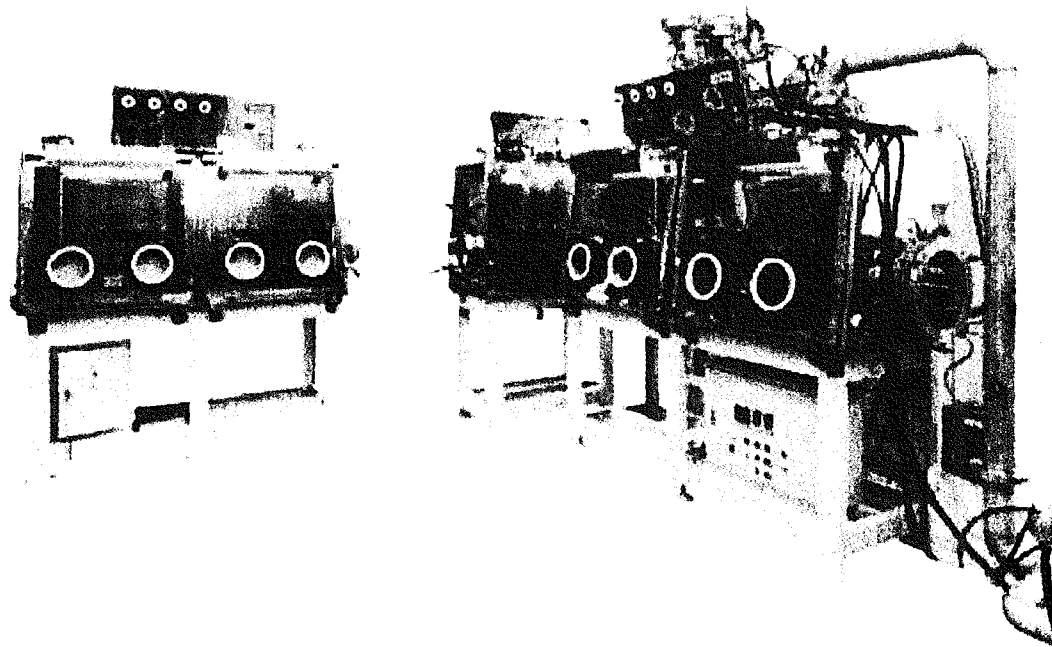


図 4.2-6 TRACY 過渡出力運転時の中性子吸収線量の測定値と計算値との比較



第 4.2-7 図 不活性雰囲気グローブボックス (アルゴンガス循環)

### 4.3 材料試験炉 (JMTR) 及びホットラボ

JMTR (Japan Materials Testing Reactor) は、熱出力 50MW、軽水減速軽水冷却タンク型の材料試験炉である。高速及び熱中性子とも中性子束密度が高く、また、照射試験設備としてキャプセル、水カラビット及びシュラウド照射装置を備え多種多様な照射試験を行うことが可能である。最近は、主に、軽水炉材料・燃料の研究、材料の基礎・基盤研究、核融合炉材料の開発等を目的とした照射試験に利用されている。

また、照射済みの試料の照射後試験を行うため JMTR に隣接してホットラボが設置されており、JMTR とホットラボはカナルを介して接続されている。このため、JMTR で照射されたキャプセル等のホットラボへの移送、他の原子炉で照射された試料をホットラボでキャプセルに組み込み JMTR へ装荷して行う再照射試験等を効率的に実施することが可能である。JMTR 及びホットラボの概要について第 4.3-1 図に示す。

#### 4.3.1 材料試験炉 (JMTR)

##### (1) JMTR の概要

JMTR は、1968 年 3 月に初臨界を達成し、その後 1971 年から 50MW 定格出力で照射試験のための運転を実施している。JMTR の概要及び炉心の構成をそれぞれ第 4.3-2 図及び第 4.3-3 図に示す。炉心の中心付近には、標準燃料要素、制御棒等からなる燃料領域があり、それをベリリウム及びアルミニウム製の反射体等からなる広い反射体領域が取り囲んでいる。炉心の北側には Zry-2 製のガンマ遮へい板があり、ガンマ線の低い照射領域を確保している。燃料領域の 6 カ所を含め、炉心全体で約 60 カ所の照射孔にキャプセルを装荷し照射することが可能である。

炉心の高速中性子 ( $E > 1\text{MeV}$ ) は、燃料領域で最大約  $3 \times 10^{18} \text{m}^{-2}\text{s}^{-1}$ 、反射体領域の最外層では最大値の約 1/2000 程度である。また、熱中性子束 ( $E < 0.683\text{eV}$ ) は、反射体領域 1 層目付近で最大約  $4 \times 10^{18} \text{m}^{-2}\text{s}^{-1}$  であり、反射体領域の最外層では最大値の約 1/30 と分布している。このため、照射試験の目的に応じて照射位置を選択することにより幅広い照射条件が設定可能である。

照射試験設備としては、キャプセル照射設備、水カラビット照射設備及びシュラウド照射設備がある。キャプセル照射設備については、高精度の温度制御照射に利用されているヒータ・真空併用温度制御キャプセルや高温高圧水中で照射を行う飽和温度キャプセル等をはじめ、個々の照射ニーズに応じて様々な形式のキャプセルを開発、使用してきている。

また、シュラウド照射設備は軽水炉燃料の出力急昇試験に、水カラビット照射設備は原子炉運転中に炉心への挿入、取り出しが出来ることから比較的短時間の照射試験にそれぞれ使用されている。

##### (2) 原子炉の運転

平成 12 年度は、5 サイクルの運転を行い延べ運転時間は約 3,000 時間であった。また、平成 13 年度も同様に 5 サイクルの運転を行い延べ運転時間は約 2,700 時間であった。

軽水炉の高経年化に係わる研究等に関連して高照射量を必要とする照射試験が増えている状況から、1 サイクルの運転日数を従来の 26 日から 31 日に延長することを目的として、平成 13 年度 11 月からは、原子炉の燃料体を 2 体追加した改良炉心による運転を開始した。

### (3) 照射試験

平成12年度は合計134本のキャプセル及び79本の水カラビットを用いた照射試験を実施した。また、平成13年度は合計105本のキャプセル及び59本の水カラビットを用いた照射試験を実施した。このうち、原子力安全性研究に係わる照射試験について第4.3-1表に示す。燃料安全性研究に係わる出力急昇試験及び高燃焼度PWR燃料の追加照射、軽水炉圧力容器鋼材の照射脆化に係わる照射試験、炉心構造材の照射誘起応力腐食割れ(IASCC)に係わる照射試験等が実施された。

### (4) IASCC 研究に係わる照射試験設備の整備及び照射試験の開始

炉心構造材のIASCC研究に係わる照射試験については、軽水炉(BWR)の環境を模擬した高温高圧水中で照射試験を行うことができる高度材料環境照射装置<sup>(1),(2)</sup>を平成12年度から13年度にかけてJMTRへ設置し、平成14年3月から照射試験を開始した。高度材料環境照射装置は、第4.3-4図に示すように、試験片を収納し炉内に装荷される飽和温度キャプセル、飽和温度キャプセルに高温高圧水を供給する水環境制御装置等から構成される。本装置では、試験片の温度制御に加え、IASCC現象の重要なパラメータである水質条件(溶存酸素濃度、溶存水素濃度)を制御した条件下で照射を行うことが可能である。また、同時に最大5本まで飽和温度キャプセルを接続し照射することが可能であり、かつ、各キャプセルはそれぞれの目的とする中性子照射量に応じて炉心内の任意の照射孔に挿入できることから、効率的に照射試験を進めることができる。高速中性子束の高いJMTRの燃料領域を利用することにより、BWRシュラウドの60年間運転による中性子照射量を2年で照射することも可能である。平成14年3月から4本のキャプセルによる照射試験が開始され継続中である。

### 4.3.2 ホットラボ

JMTRのホットラボは、主にJMTRで照射された試料の照射後試験を行うため1971年から運転を開始し、原子力分野で使用される燃料や材料の研究・開発のため、非破壊試験及び破壊試験の両方に亘る広範囲な照射後試験を行っている。また、JMTRにおける出力急昇試験に供するためのBOCAキャプセルの組立・解体及び短尺化燃料の再計装、核融合炉用材料のR&Dとして照射材料の溶接試験、ベリリウムの特性試験等を行っている。

ホットセルには、 $\beta$ ・ $\gamma$ 取扱い施設であるコンクリートセル、材料試験用鉛セル、材料試験用鉄セルの3ラインがあり、コンクリートセルのラインには顕微鏡鉛セルが付属している。これらの配置を図4.3-5に示す。

コンクリートセルでは、照射済キャプセルの解体、BOCAキャプセル解体・組立、再計装燃料棒の製作、RIキャプセルの解体・組立、外観検査、寸法検査、 $\gamma$ スキャンニング、X線検査、ギャップ測定、FPガス捕集・分析、切断、密度測定、金相試験等を行っている。

顕微鏡鉛セルでは、光学顕微鏡観察、X線検査、硬さ試験、マイクロ $\gamma$ スキャン、オートラジオグラフィ等を行っている。

鉛セルでは、外観検査、寸法検査、EAC/SCC試験、SSRT/SCC試験、引張試験、シャルピー衝撃試験、微小試験片(SP)試験、破面観察等を行っている。

鉄セルでは、外観検査、寸法検査、疲労試験、引張/圧縮試験、SSRT/SCC試験、UCL/SCC

### 試験、IASCC 進展試験等を行っている

平成 12、13 年度の安全性研究に係わる照射後試験<sup>(3)</sup>は、燃料関係では PWR 高燃焼度燃料の再照射試験のための BOCA キャプセルの組立作業及び再照射試験後の外観検査、X 線検査、 $\gamma$ スキヤニング、寸法測定、ギャップ測定、密度測定、金相試験、XMA 試験、硬さ試験を実施した。また、JMTR で再照射した燃焼度を延伸した BWR 高燃焼度燃料を NSRR を用いたパルス照射試験に供するため東海研実用燃料試験施設へ輸送した。材料関係では原子炉圧力容器監視試験片の有効利用のために検討が進められている小型試験片を用いた照射脆化量評価法についての技術開発のため、遠隔操作型小型シャルピー衝撃試験装置を鉛セル No.5 セルに設置した。図 4.3-6 に試験装置の外観を示す。また、JMTR で照射した圧力容器鋼材の引張試験、破壊靱性試験、熱処理試験、硬さ試験、破面観察を実施した。

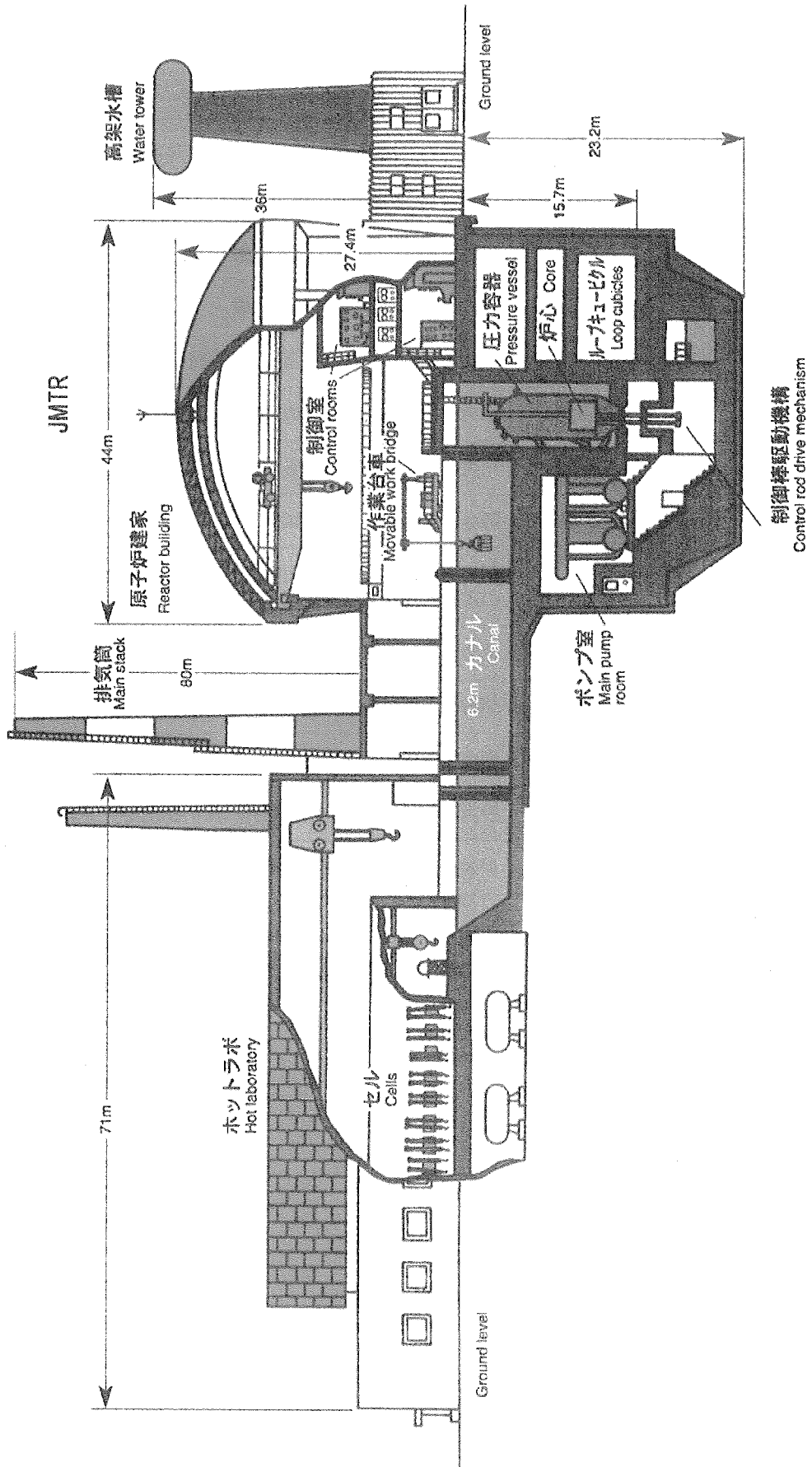
### 参考文献

- (1) 菅野勝、他、“IASCC 照射試験のための水環境制御装置に関する設計検討”，JAERI-Tech 2001-080、日本原子力研究所（2001）
- (2) 森雄一郎、他、“IASCC 照射試験のための水質調整系に関する設計検討”，JAERI-Tech 2002-003、日本原子力研究所（2002）
- (3) 材料試験炉部、材料試験炉・運転と技術開発 No.15（2000 年）;JAERI-Review 2002-001

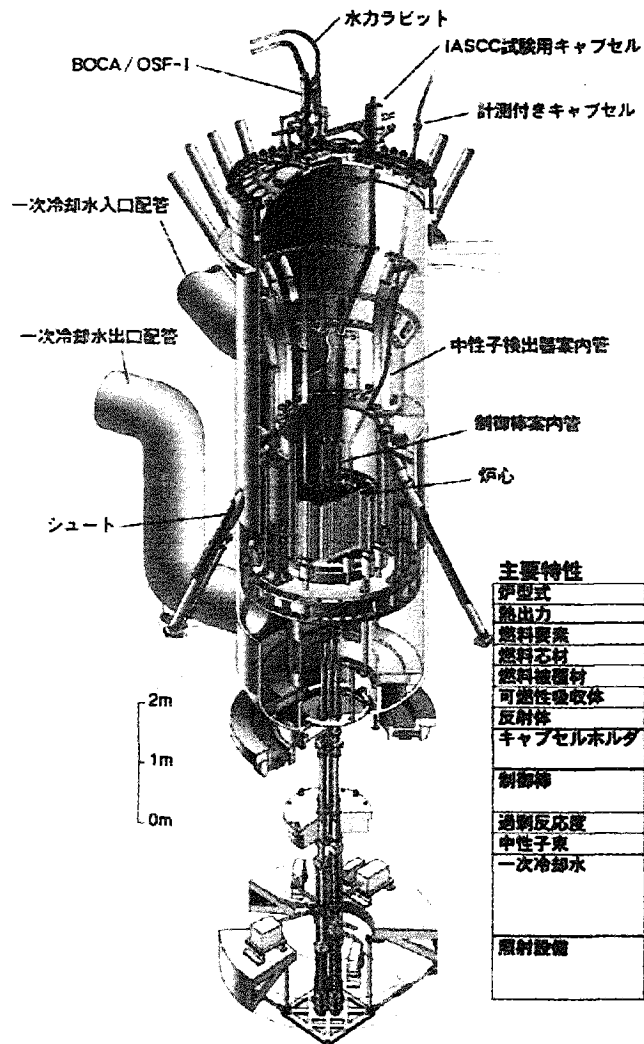
第 4.3-1 表 原子力安全性研究に関連した照射試験

年度	照射期間 (JMTR サイクル)	照射孔	キャプセル名	照射目的
12	123~138	J-4	96F-34A	高燃焼度 PWR 燃料の追加照射
	123~138	H-4	96F-35A	高燃焼度 PWR 燃料の追加照射
	132~147	F-4	99F-36A	高燃焼度 PWR 燃料の追加照射
	132~147	K-4	99F-37A	高燃焼度 PWR 燃料の追加照射
	136~137	I-12	99M-32A	圧力容器鋼材の照射脆化に関する粒界脆化挙動調査
	126~140	M-7	97M-23A	炉内構造材の照射誘起応力緩和に関する研究
	133~134	G-10	98M-48A	炉内構造材の照射下高温高圧水中応力腐食割れ試験
13	141	D-9	96BF-94AK	軽水炉燃料の出力急昇試験
	141-144	F-12	99M-31A	圧力容器鋼材の照射脆化に関する焼鈍の効果及び焼鈍後の再照射脆化挙動調査
	142-153	C-13	00M-64A	圧力容器鋼の中性子照射誘起不純物粒界脆化調査等
	144-147	G-6	00M-5A	炉内構造材料の応力腐食割れに関する研究
	144-146	K-6	00M-20A	炉内構造材料の応力腐食割れに関する研究
	144-168	H-7	00M-30A	炉内構造材料の応力腐食割れに関する研究
	144-168	J-9	00M-31A	炉内構造材料の応力腐食割れに関する研究

※ 平成 12 年度及び平成 13 年度に照射が開始されたキャプセルを年度別に記載しており、照射終了が 145 サイクル以降のキャプセルは平成 14 年度以降も照射が継続されている。



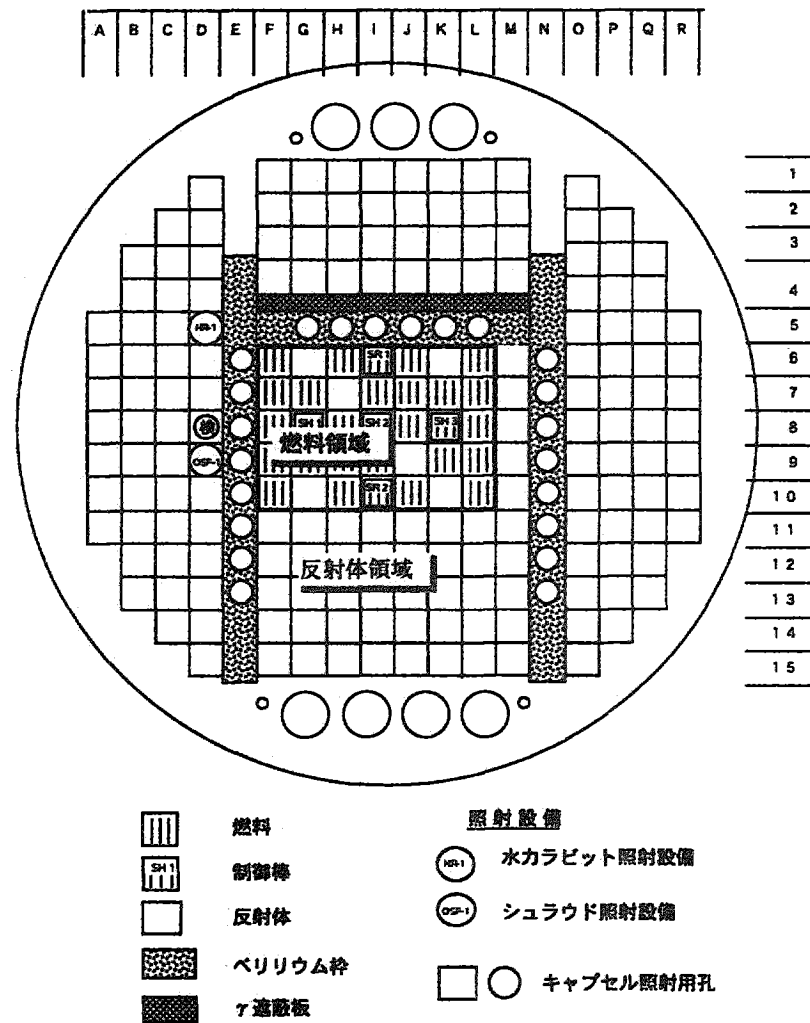
第 4.3-1 図 JMTR 及びホットラボ



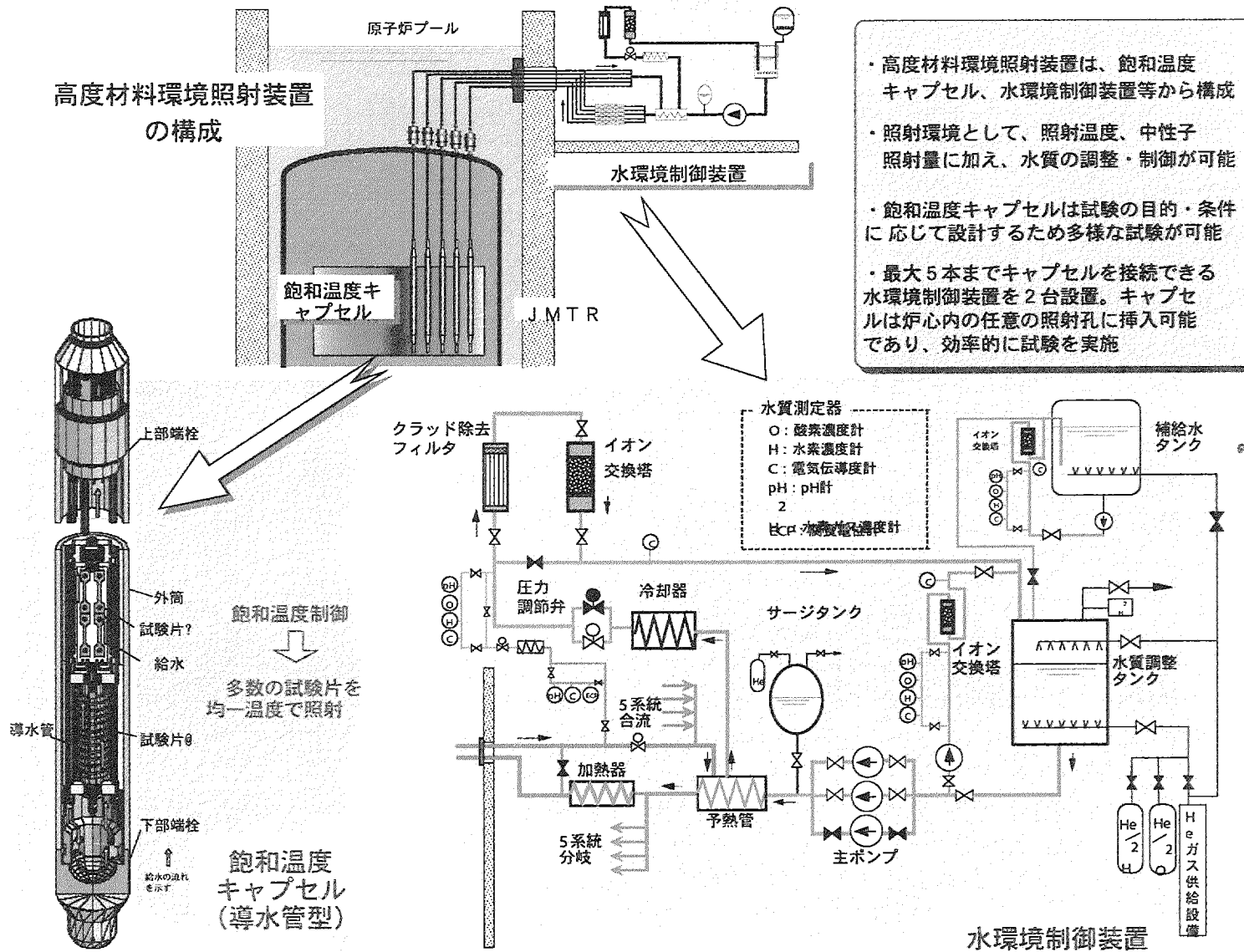
**主要特性**

炉型式	軽水循環冷却タンク型
熱出力	50MW
燃料要素	ウラン235濃縮度 約20wt%
燃料芯材	3Si-Al 分散型合金
燃料被覆材	アルミニウム合金
可燃性吸収体	カドミウムワイヤ
反射体	ベリリウム
キャプセルホルダ	ベリリウム
制御棒	ボックス型ハフニウム (燃料フォロア付き)
過剰反応度	15%Δk/k (Max.)
中性子束	$4 \times 10^{19}/(m^2 \cdot s)$ ( $\phi_m, Max.$ )
一次冷却水	炉心入口温度 最高49℃ 炉心出口温度 約56℃ 流量 約6000m <sup>3</sup> /h 圧力 約1.5MPa
照射設備	キャプセル 照射孔約60箇所 シュラウド照射設備 1基 水カラビット照射設備 1基

第 4.3-2 図 JMTR の概要



第 4.3-3 図 炉心の構成



- ・高度材料環境照射装置は、飽和温度キャプセル、水環境制御装置等から構成
- ・照射環境として、照射温度、中性子照射量に加え、水質の調整・制御が可能
- ・飽和温度キャプセルは試験の目的・条件に応じて設計するため多様な試験が可能
- ・最大5本までキャプセルを接続できる水環境制御装置を2台設置。キャプセルは炉心内の任意の照射孔に挿入可能であり、効率的に試験を実施

第4.3-4図 IASCC照射試験のための高度材料環境照射装置の概要

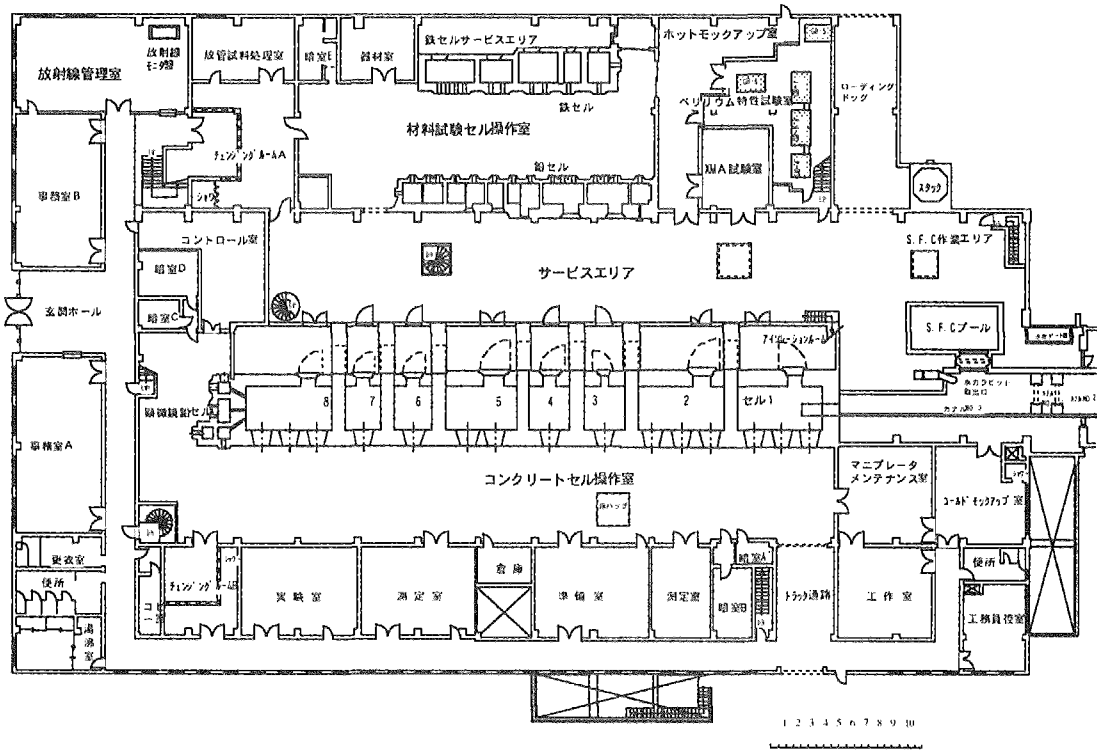


図 4.3-5 ホットラボ1階平面図

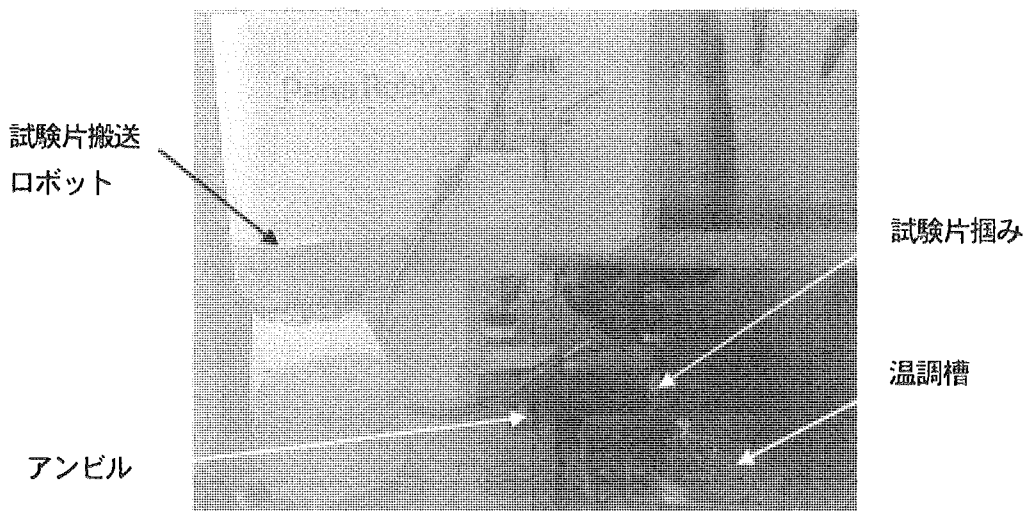


図 4.3-6 小型シャルピー衝撃試験機外観

## 5. 安全性研究における国際協力

原子力施設の安全確保は、公衆が原子力エネルギーを受容するために不可欠であり、このことは世界共通の課題である。このため、原研は、原子力安全性研究における国際協力を重要な活動の一つと位置付けている。主要な国際協力としては、共同研究を実施し、得られた科学技術的知見を参加国で共有する形態であり、現在、第 5-1 表に示す協力が進められている。この他、国際原子力機関 (IAEA) や経済協力開発機構 (OECD) による、世界の原子力施設の安全確保や安全性向上のための国際的活動に多数の専門家を派遣している。

第 5-1 表 原子炉の安全性研究における国際協力計画

計画名	参加機関	実施国：場所	実施期間	研究目的
OECD ハルデン計画	14 カ国 13 機関 経済協力開発機構(OECD)	ノルウェー：ハルデン	1967. 4～ 2002. 12	燃料の性能及び信頼性に関する研究.
日韓原子力平和利用分野における研究協力	日本原子力研究所 韓国原子力研究所(KAERI)	日本：東海 韓国：テジョン	1994. 7～ 2001. 7	確率論的安全評価(PSA)、人的因子、事故時燃料挙動、被ばく線量評価、廃棄物処分、次世代軽水炉の安全性等の研究に関する情報交換
原子力安全防護分野の協力	日本原子力研究所 仏原子力安全防護研究所 (IPSN)	日本：東海 仏国：カダラッシュ	1994. 6～ 2002. 9	原子力安全防護分野に関する情報交換・共同研究
日中放射性廃棄物安全研究協力	日本原子力研究所 中国輻射防護研究院(CIRP)	日本：東海 中国：山西省	1995. 8～ 2001. 7	放射性廃棄物浅地中処分の安全性に関する野外試験、共同研究
放射性廃棄物及び使用済燃料管理の研究協力	日本原子力研究所 仏原子力庁(CEA)	日本：東海 仏国：サクレー	1999. 11～ 2002. 9	放射性廃棄物及び使用済燃料管理の分野における情報交換、共同研究開発計画等の協力

**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	ジーメンズ	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	
光束	ルーメン	lm	cd·sr
照度	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 bar=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

表5 SI接頭語

倍数	接頭語	記号
10 <sup>18</sup>	エクサ	E
10 <sup>15</sup>	ペタ	P
10 <sup>12</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

(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のカテゴリーに分類されている。
- E C関係理事会指令では 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 <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>4</sup>St(ストークス)(cm<sup>2</sup>/s)

圧	MPa(=10bar)	kgf/cm <sup>2</sup>	atm	mmHg(Torr)	lbf/in <sup>2</sup> (psi)
力	1	10.1972	9.86923	7.50062×10 <sup>3</sup>	145.038
	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>-3</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	9.29487×10 <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>25</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>-26</sup>	3.82743×10 <sup>-20</sup>	1.51857×10 <sup>-22</sup>	1.18171×10 <sup>-19</sup>	1

1 cal=4.18605J (計量法)

= 4.184J (熱化学)

= 4.1855J (15℃)

= 4.1868J (国際蒸気表)

仕事率 1 PS(仏馬力)

= 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

原子力安全性研究の現状（平成14年）