

JAERI-Review
2005-009



JP0550118



原子力安全性研究の現状（平成16年）

2005年3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。
入手の問い合わせは、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, 2005

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16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*

（2005年2月4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14年4月から平成16年3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。

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 石島清見

編集委員：安濃田良成（委員長）、海老根典也、中頭利則、佐藤 聡、石川 淳、山本俊弘、宗像雅広、朝倉俊英、山口徹治、木田 孝、松井寛樹、羽石明博、新谷文将

Progress of Nuclear Safety Research – 2004

(Ed.) Editorial Committee on Nuclear Safety Research Results[※]

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

(Received February 4, 2005)

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 2002 through March 2004 and utilized facilities.

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

※ Supervisor: Kiyomi ISHIJIMA, Director, Nuclear Safety Research Center
Editors: Yoshinari ANODA (Chief editor), Noriya EBINE, Toshinori CHUTO, Satoshi SATO,
Jun ISHIKAWA, Toshihiro YAMAMOTO, Masahiro MUNAKATA,
Toshihide ASAKURA, Tetsuji YAMAGUCHI, Takashi KIDA, Hiroki MATSUI,
Akihiro HANEISHI, Fumimasa ARAYA

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評価に関する研究.....	4
2.1.2 RIA 時の燃料挙動に関する研究.....	5
2.1.3 LOCA 時の燃料挙動に関する研究.....	8
2.2 機器及び構造物の経年変化と信頼性に関する研究.....	14
2.2.1 構造機器の信頼性評価コード開発.....	14
2.2.2 原子炉圧力容器の中性子照射脆化及び非破壊検出法に関する研究.....	16
2.2.3 炉内構造物の照射誘起応力腐食割れに関する研究.....	18
2.3 原子炉の事故時安全性に関する研究.....	24
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.....	25
2.3.3 BWR の核熱結合事象に関する研究.....	26
2.4 リスクの評価と管理に関する研究.....	37
2.4.1 シビアアクシデント解析コードの実験的検証及び改良.....	37
2.4.2 シビアアクシデントのリスク評価及びその不確かさ評価.....	40
2.4.3 原子力防災に関する研究.....	43
2.4.4 地震リスクマネジメントに関する研究.....	44
2.5 事故・故障の分析・評価に関する研究.....	53
2.5.1 事故・故障事例の内容分析.....	53
2.5.2 BWR 炉心シュラウド及び再循環系配管のサンプル調査.....	54
2.5.3 炉心シュラウドの健全性評価.....	55
3. 燃料サイクルの安全性研究.....	59
3.1 燃料サイクル施設の臨界安全性に関する研究.....	60
3.1.1 再処理施設の臨界安全性研究及び解析評価.....	60
3.1.2 燃料の燃焼度を考慮した臨界安全評価研究.....	62
3.1.3 MOX燃料加工工程での臨界安全評価研究.....	63
3.1.4 臨界事故特性研究.....	64
3.2 プロセス安全性に関する研究.....	78
3.2.1 挙動データの取得.....	78
3.2.2 高度化再処理プロセスの研究.....	79
3.3 再処理用耐硝酸性機器材料に関する研究.....	86
3.3.1 減圧蒸発缶材料の研究.....	86
3.3.2 常圧運転機器材料の研究.....	87
3.4 燃料サイクル施設の P S A に関する研究.....	91

3.4.1	MOX燃料加工施設のためのP S A実施手順の開発	91
3.5	輸送容器の安全解析に関する研究	94
3.5.1	輸送容器の仮想事故時安全性解析	94
3.5.2	輸送容器表面汚染による被ばく線量評価	96
4.	放射性廃棄物処分の安全性研究	103
4.1	天然バリアに関する評価研究	103
4.1.1	地下水移行シナリオに関する評価手法	104
4.1.2	天然バリアにおける核種移行	104
4.2	人工バリアの性能評価に関する研究	110
4.2.1	溶融固化体のバリア性能	110
4.2.2	ベントナイト系緩衝材の変質	111
4.2.3	核種移行データ取得	112
4.3	ウラン及びTRU廃棄物のクリアランスレベルの評価解析に関する研究	119
5.	社会技術的方策による原子力施設の安全確保に関する研究	121
5.1	安全確保のためのコミュニケーションシステム	122
5.2	JCO臨界事故原因の社会技術的分析	123
6.	安全性研究のための試験施設	127
6.1	ホット試験施設	127
6.1.1	燃料試験施設	127
6.1.2	ホットラボ	128
6.1.3	廃棄物安全試験施設 (WASTEF)	130
6.2	燃料サイクル安全工学研究施設(NUCEF)	134
6.2.1	STACY 及び TRACY	134
6.2.2	BECKY	135
6.3	材料試験炉 (JMTR) 及びホットラボ	140
6.3.1	材料試験炉 (JMTR)	140
6.3.2	ホットラボ	142
7.	安全性研究における国際協力	150

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	4
2.1.2	Research on Fuel Behavior under RIA Conditions	5
2.1.3	Research on Fuel Behavior under LOCA Conditions	8
2.2	Research on Aging Degradation and Reliability of Structures and Components	14
2.2.1	Development of Reliability Evaluation Code of Structural Components	14
2.2.2	Research on Neutron Irradiation Embrittlement and Nondestructive Evaluation of Reactor Pressure Vessel	16
2.2.3	Research on Irradiation Assisted Stress Corrosion Cracking of Core Internal Structural Materials	18
2.3	Reactor Thermal Hydraulics Safety Research	24
2.3.1	Passive Safety Systems for the Next Generation PWRs	25
2.3.2	Passive Containment Cooling System for Next Generation BWR	25
2.3.3	Research on Coupled Nuclear-thermal Hydraulic Phenomena in BWR	26
2.4	Research on Assessment and Management of Risks of LWRs	37
2.4.1	Experimental Validation and Improvement of Severe Accident Analysis Codes	37
2.4.2	Assessment and Uncertainty Analysis of Severe Accident Risks	40
2.4.3	Research on Emergency Countermeasures	43
2.4.4	Research on Management of Seismic Risk	44
2.5	Research on Analysis and Evaluation of Operation Experience	53
2.5.1	Review and Compilation of Incident Reports	53
2.5.2	Examination of Samples from BWR Core Shroud and Primary Loop Recirculation Piping	54
2.5.3	Evaluation of Structural Integrity of Core Shroud	55
3.	Nuclear Fuel Cycle Safety Research	59
3.1	Research on Criticality Safety of Nuclear Fuel Cycle Facilities	60
3.1.1	Experimental Study and Analytical Evaluation of Criticality Safety for Reprocessing Facility	60
3.1.2	Criticality Safety Evaluation Study Taking Account of Burn up in Nuclear Fuels	62
3.1.3	Criticality Safety Study for MOX Fuel Fabrication Process	63

3.1.4	Study on Properties of Criticality Accident.....	64
3.2	Research on Safety of Reprocessing Process.....	78
3.2.1	Data of Nuclide Behaviors.....	78
3.2.2	Research on Advanced Reprocessing Process	79
3.3	Research on Equipment Materials Used in Reprocessing Nitric Acid.....	86
3.3.1	Research on Evaporator Materials Operated in Low Pressure	86
3.3.2	Research on Equipment Materials Operated in Normal Pressure	87
3.4	Research on PSA of Nuclear Fuel Cycle Facilities	91
3.4.1	Development of PSA Procedures for MOX Fuel Fabrication Facilities.....	91
3.5	Research on Safety Analysis of Transport Cask.....	94
3.5.1	Safety Analysis of Transport Cask in Case of Hypothetical Accidents.....	94
3.5.2	Exposure Dose Evaluation Caused by Surface Contamination of Transport Cask.....	96
4.	Safety Research on Radioactive Waste Disposal.....	103
4.1	Research on Safety Assessment of Natural Barriers	103
4.1.1	Safety Assessment Methodology for the Groundwater Scenario.....	104
4.1.2	Radionuclide Migration in Natural Barriers	104
4.2	Research on Performance Assessment of Engineered Barriers.....	110
4.2.1	Barrier Performance of Molten Solidified Wastes	110
4.2.2	Alteration of Engineered Bentonite Barriers.....	111
4.2.3	Data Acquisition on Radionuclide Migration.....	112
4.3	Research on Analysis to Estimate the Clearance Level for Uranium and TRU Wastes.....	119
5.	Research on Ensuring Safety of Nuclear Installation with Sociotechnical Systems Approach	121
5.1	Research on Communication System for Ensuring Safety of Nuclear Installation	122
5.2	Analysis of JCO Criticality Accident with Sociotechnical Systems Approach	123
6.	Test Facilities for Safety Research.....	127
6.1	Hot Laboratories	127
6.1.1	Reactor Fuel Examination Facility (RFEF)	127
6.1.2	Research Hot Laboratory (RHL)	128
6.1.3	Waste Safety Testing Facility (WASTEF)	130
6.2	Nuclear Fuel Cycle Safety Engineering Research Facility (NUCEF).....	134
6.2.1	STACY and TRACY	134
6.2.2	BECKY.....	135

6.3	Material Testing Reactor (JMTR) and Hot Laboratories.....	140
6.3.1	Material Testing Reactor (JMTR)	140
6.3.2	Hot Laboratories	142
7.	International Collaboration.....	150

執筆者一覧

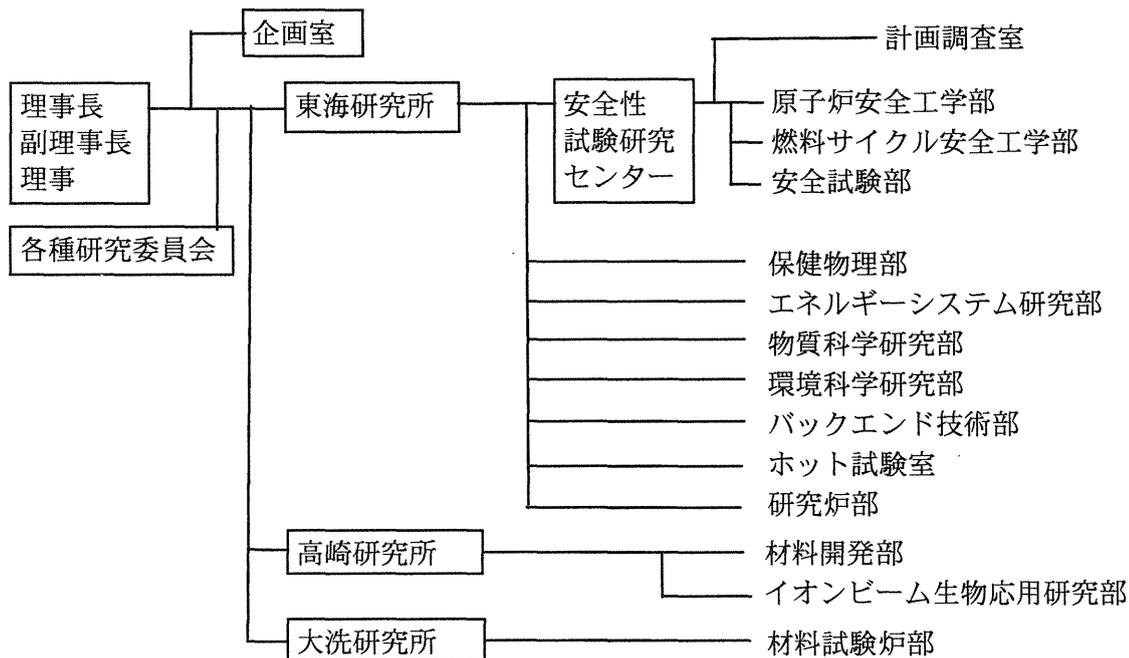
1. 安全性試験研究センター長 石島清見
2. 原子炉安全工学部長 平野雅司
 - 2.1 原子炉安全工学部燃料安全研究室長 更田豊志
 - 2.1.1 原子炉安全工学部燃料安全研究室 鈴木元衛、中村仁一
 - 2.1.2 原子炉安全工学部燃料安全研究室 笹島栄夫
 - 2.1.3 原子炉安全工学部燃料安全研究室 永瀬文久
 - 2.2 原子炉安全工学部次長 鈴木雅秀
 - 2.2.1 原子炉安全工学部機器信頼性研究室 鬼沢邦雄
 - 2.2.2 原子炉安全工学部機器信頼性研究室 西山裕孝、飛田徹、海老根典也、鬼沢邦雄
 - 2.2.3 エネルギーシステム研究部複合環境材料研究 GL 塚田隆
 - 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、竹田武司
 - 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、丸山結
 - 2.4 原子炉安全工学部安全評価研究室長 村松健
 - 2.4.1 原子炉安全工学部燃料安全研究室 日高昭秀、
原子炉安全工学部熱水力安全研究室 森山清史
 - 2.4.2 原子炉安全工学部安全評価研究室 本間俊充、石川淳
 - 2.4.3 原子炉安全工学部安全評価研究室 本間俊充、佐藤宗平
 - 2.4.4 原子炉安全工学部安全評価研究室長 村松健
 - 2.5 原子炉安全工学部安全評価研究室 渡辺憲夫
 - 2.5.1 原子炉安全工学部安全評価研究室 渡辺憲夫
 - 2.5.2 エネルギーシステム研究部複合環境材料研究 Gr 加治芳行
 - 2.5.3 原子炉安全工学部研究主幹 柴田勝之
3. 燃料サイクル安全工学部次長 三好慶典
 - 3.1 燃料サイクル安全工学部次長 三好慶典
 - 3.1.1 燃料サイクル安全工学部臨界安全研究室 渡辺庄一
 - 3.1.2 燃料サイクル安全工学部臨界安全研究室 奥野浩、須山賢也
 - 3.1.3 燃料サイクル安全工学部臨界安全研究室 山本俊弘
 - 3.1.4 燃料サイクル安全工学部臨界安全研究室 山根祐一、村崎穰、同プロセス安全研究室
田代信介
 - 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 朝倉俊英
 - 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 GL 木内清
 - 3.3.1 エネルギーシステム研究部耐食材料研究 Gr 塚谷一郎

- 3.3.2 エネルギーシステム研究部耐食材料研究 Gr 加藤千明
- 3.4 原子炉安全工学部安全評価研究室 吉田一雄、玉置等史
- 3.4.1 原子炉安全工学部安全評価研究室 吉田一雄、玉置等史
- 3.5 燃料サイクル安全工学部臨界安全研究室 野村靖
- 3.5.1 燃料サイクル安全工学部臨界安全研究室 渡邊浩二
- 3.5.2 燃料サイクル安全工学部廃棄物安全評価研究室 宗像雅広
- 4. 燃料サイクル安全工学部次長 小巻順
- 4.1 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 宗像雅広
- 4.1.1 燃料サイクル安全工学部廃棄物安全評価研究室 宗像雅広
- 4.1.2 燃料サイクル安全工学部処分安全研究室 前田敏克、山口徹治
- 4.2 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 山口徹治
- 4.2.1 燃料サイクル安全工学部処分安全研究室 水野大、前田敏克
- 4.2.2 燃料サイクル安全工学部処分安全研究室 坂本好文、山口徹治
- 4.2.3 燃料サイクル安全工学部処分安全研究室 山口徹治
- 4.3 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、宗像雅広
- 5. 原子炉安全工学部社会技術システム安全研究特別チームリーダー 田辺文也
- 5.1 原子炉安全工学部社会技術システム安全研究特別チーム 山口勇吉
- 5.2 原子炉安全工学部社会技術システム安全研究特別チームリーダー 田辺文也
- 6. 安全性試験研究センター計画調査室長 安濃田良成
- 6.1 ホット試験室長 天野英俊
- 6.1.1 ホット試験室実用燃料試験課 大和田功
- 6.1.2 ホット試験室ホットラボ課 斎藤光男
- 6.1.3 ホット試験室 WASTEFL 課 遠藤慎也
- 6.2 安全試験部長 土尻滋
- 6.2.1 安全試験部 NUCEF 技術第1課 櫻庭耕一
- 6.2.2 安全試験部 NUCEF 技術第2課 河野秀作
- 6.3 材料試験炉部長 中島照夫
- 6.3.1 材料試験炉部次長 齋藤順市
- 6.3.2 材料試験炉部次長 齋藤順市
- 7. 安全性試験研究センター計画調査室長 安濃田良成

This is a blank page.

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及び規制行政庁のニーズを踏まえて実施されている。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、放射性廃棄物処分の安全性研究、社会技術的方策による安全確保に関する研究等である。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 16 年 4 月現在）

2. 原子炉の安全性研究

軽水炉利用の長期化が予想される中で、使用済み燃料の発生量の抑制、燃料の効率的運用等を目指した燃料の高燃焼度化が着実に進められてきた⁽¹⁾。BWRについては、既に燃料集合体最高燃焼度を55GWd/tUとした高燃焼度燃料が実用化され、PWRについても、被覆管の材質や燃料設計に改良を加えた燃料集合体最高燃焼度55GWd/tUの燃料が使用され始めている。軽水炉による混合酸化物（MOX）燃料の利用に関しては、電気事業者により2010年までに16基から18基の原子力発電所で順次実施していくことが計画されており⁽²⁾、実現の緒についたところである。こうした状況から、UO₂燃料の更なる高燃焼度化やMOX燃料の利用における安全性の確認は、安全規制における喫緊の課題と言える。

高経年化対策については、東京電力（株）による自主点検作業記録等の問題に端を発し、新たな展開があった。平成15年10月から開始された新しい原子力安全規制の枠組みでは、定期安全レビューが法令上の措置として実施されることとなり、その一部として実施される高経年化対策検討では、原子炉の運転開始後30年を経過する日までに経年変化に関する技術的な評価を行うこと、及び、その評価結果に基づき原子炉施設の保全のために実施すべき措置に関する10年間の計画を策定することが義務付けられた⁽³⁾。さらに、事業者による自主点検は「定期事業者検査」として法令上の履行義務が課されるとともに、検査の際に設備にき裂を発見した場合には、そのき裂が設備の健全性に与える影響を評価して国に報告することが義務付けられた。その評価の方法及び基準として（社）日本機械学会の維持規格が採用されることとなった⁽⁴⁾。こうした状況から、機器の信頼性に関する研究分野では、経年変化現象が設備の健全性に与える影響を評価する手法の整備及びその高精度化が求められている。

一方、米国では「リスク情報に基づく規制（RIR: Risk Informed Regulation）」に向けて具体的な指針等の改訂等が順次進められている。我が国でも、原子力安全委員会は平成15年8月に「安全目標に関する調査審議状況の中間とりまとめ」⁽⁵⁾を行い、定性的目標とともに定量的目標を提示した。さらに、同年11月には、「リスク情報活用した原子力安全規制の導入の基本方針について」⁽⁶⁾を決定し、リスク情報の活用の意義として、1) 安全規制の合理性・整合性・透明性の向上、2) 安全規制活動のための資源の適正配分、の2点を明確にするとともに、「リスク情報を活用した規制を合理的かつ実効性のあるものとして導入していくためには、原子力安全に係る関係者がそれぞれの役割に沿って検討を行っていくことが必要」と述べている。原子力安全・保安院も、これらを受けて、同年12月17日、「リスク情報活用した原子力安全規制の検討について」⁽⁷⁾を公表した。こうした状況から、確率論的安全評価（PSA: Probabilistic Safety Assessment）に関する研究分野では、公衆のリスクの評価までを含むPSA手法の確立及びその不確実さの定量化、リスク情報の活用方策の検討等が求められている。さらに、「より適正な安全裕度」の検討に向けて、特に熱水力安全研究分野では、安全評価手法の高精度化が求められている。

新型炉の安全性に関しては、平成14年2月、経済協力開発機構（OECD）の原子力機関（NEA）は国際ワークショップ「新型原子炉の課題と研究ニーズ」⁽⁸⁾を開催し、将来、新型炉が導入される際に必要となる安全規制に備えることの必要性を強調した。我が国では、新型の軽水炉については、その導入の方向性が定まっていないことから、必ずしも喫緊の安全研究ニーズがあるとは

言えない現状にあるが、将来に向けての技術基盤の蓄積は必要である。

国内外の事故事例については、例えば、米国デイベスベッセ炉（B&W社製PWR）でホウ酸腐食による原子炉圧力容器上蓋の損傷という安全上重要な事象が発生しており⁹⁾、こうした事例の情報を収集・分析し、安全性向上へフィードバックすることの重要性は高い。

以上のような状況を踏まえ、原子炉の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：高燃焼度ウラン燃料や MOX 燃料の通常運転時及び事故時の挙動解明及び安全性の確認
- (2) 機器及び構造物の経年変化と信頼性：原子炉圧力容器や 1 次冷却系配管等の経年劣化がその健全性に及ぼす影響を評価する手法の開発等
- (3) 原子炉の事故時安全性に関する研究：新型炉を含む熱水力安全評価手法の高度化
- (4) リスクの評価と管理：公衆のリスクの評価までを含む PSA 手法の整備及びその適用
- (5) 事故・故障の分析・評価：事故・故障事例の分析・評価による教訓の導出及びその安全性向上へのフィードバック

なお、（財）発電設備技術検査協会、東京電力（株）および東北電力（株）からの受託として実施した「BWR 炉心シュラウド及び再循環系配管のサンプル調査」及び原子力安全委員会からの受託として実施した「炉心シュラウドの健全性評価」について、(5)の活動の一部として記載した。

参考文献

- (1) 原子炉安全小委員会、原子力安全・保安部会、“PWR燃料の高燃焼度化（ステップ2）及び燃料の高燃焼度化に係る安全研究の現状と課題について、”平成13年12月7日。
- (2) 原子力委員会決定、“当面の核燃料サイクルの具体的な施策について、”平成9年1月31日。
- (3) 実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則、第十五条の二（原子炉施設の定期的な評価）、平成15年9月24日改正。
- (4) 山本哲也、“新たな原子力安全行政の展開について、”日本原子力学会誌、Vol. 46、No.1（2004）。
- (5) 原子力安全委員会、安全目標専門部会、“安全目標に関する調査審議状況の中間とりまとめ、”平成15年8月。
- (6) 原子力安全委員会決定、“リスク情報活用した原子力安全規制の導入の基本方針について、”平成15年11月。
- (7) 原子力安全・保安院、“リスク情報活用した原子力安全規制の検討について、”平成15年12月17日。
- (8) Workshop Proceedings, “Advanced Nuclear Reactor Safety Issues and Research Needs,” Paris, France, 18-20 February 2002.
- (9) NRC Bulletin 2002-01, “Reactor Pressure Vessel Head Degradation and Reactor Coolant Pressure Boundary Integrity,” March 18, 2002.

2.1 燃料の安全性に関する研究

原子力利用の競争力維持・向上や環境負荷の低減、我が国に対する国際的信頼の維持といった観点から、軽水炉発電の経済性向上、使用済燃料発生量の低減、余剰プルトニウムの低減などを目的として燃料のさらなる高燃焼度化やプルサーマル本格導入が進められようとしている。原研では、これらの取り組みに対して適正な規制が行なわれる上で必要となる安全評価技術を供給することを目的として、通常照射条件から異常過渡、反応度事故（RIA）及び冷却材喪失事故（LOCA）条件における燃料挙動に関する研究を行っている。

2.1.1 通常運転時及び異常過渡時の燃料挙動評価に関する研究

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 ハルデン原子炉計画への参加を通じて種々の燃料照射データを入手している。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

JMTR における照射試験では、商用 PWR 炉照射済高燃焼度燃料（約 50GWd/tU）を短尺化し、現行の許認可値（55GWd/tU）を超える燃焼度を達成するための追加照射を実施し、2 本について約 63GWd/tU の燃焼度を達成した。

高燃焼度燃料の基礎的な特性を把握するための照射研究では、JRR-3 でディスクペレットを燃焼度約 130GWd/t まで照射し、化学分析により当初計画の燃焼度を達成したことを確認した。また、密度測定、熱拡散率測定、格子定数測定、金相観察等を実施し、燃焼度 60～130GWd/t の範囲における物性値データを取得した。

また、ハルデン計画では高燃焼度燃料と MOX 燃料についての様々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熱伝導率の低下を評価するため、炉内計装を用いて UO₂ 燃料やガドリニア添加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膨れる事により中心温度が上昇す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。また、照射後試験により高燃焼度燃料では、被覆管とペレットのボンディングが生じており、リフトオフ時のペレット中心温度上昇はペレット内部のクラックの増大やペレットのリロケーションなど、内部の熱抵抗の増加によるものであることを明らかにした。さらに、LOCA 時の燃料被覆管の膨れ時における燃料ペレットの再配置（リロケーション）の把握とそれが被覆管温度と被覆管の酸化に与える影響を明らかにするための炉内 LOCA 試験が開始された。

ハルデン炉を利用した原研と国内諸機関との共同照射研究では、BWR 用改良燃料の試験（原子燃料工業株）、MOX 燃料の試験（三菱重工業株、日本核燃料開発株）、フル MOX 炉用に開発されている高価値制御棒材の照射試験（日立製作所）等 5 件の研究を実施し、照射挙動のデータを取

得した⁽¹⁾。

(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 シリーズにおいて、50GWd/tU を超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-6⁽²⁾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った。さらに燃焼計算コードの計算結果を読み込む機能を追加した。

FEMAXI-6 はソース及び詳細説明が公開され、外部機関に導入され、新たなユーザーを獲得している。また FEMAXI-6 は原子力発電技術機構・安全解析部（現・原子力安全基盤機構）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の参照コードとして用いられている。

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。検証計算の結果、FEMAXI-6 は高燃焼度燃料において、出力過渡における FP ガスバブルスエリングによる燃料直径増大、ボンディングによる被覆管の軸方向変形の増加および燃料温度の低下などを予測できることを確認した。第 2.1-1 図に、出力急昇試験における高燃焼度 BWR 燃料の外径変化を示す⁽³⁾。出力急昇期間、燃料温度が上昇し FP ガスバブルが成長する。このため燃料スエリングが顕著となり、ギャップが閉じた状態で被覆管の直径が増大する。このバブルスエリングを考慮したモデルにより、ほぼ実測に近い被覆管の外径変化を予測した。

また第 2.1-2 図に、ハルデン炉照射燃料におけるリフトオフ実験における燃料中心温度のペレット-被覆管ボンディングモデルによる予測と実測の比較を示す⁽⁴⁾。ボンディングは、ギャップ熱伝達を増加させ、ペレット温度の低下をもたらす。すなわち、ボンディング熱伝達モデル（図中 BD-gap モデル）は従来の Ross-Stoute モデル（図中 RS-gap モデル）より高い熱伝達率を与え、その結果燃料温度の計算値は実測とほぼ一致する。

2.1.2 RIA 時の燃料挙動に関する研究

NSRR では、RIA 指針の安全裕度確認、軽水炉燃料の燃焼度制限延伸（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、13 年度までに 70 回の実験を実施した。これらの成果の一部は原子力安全委員会の定めた事故時評価指針に反映されているが、今後実用化が進められるより高い燃焼度の軽水炉燃料の安全規制に際しては、安全評価上重要な事故時挙動に関する規制判断のベースとなるデータ・知見をタイムリーに取得する必要がある。14 及び 15 年度は高燃焼度 PWR 燃料実験 2 回、高燃焼度 BWR 燃料実験 1 回、JMTR 燃料実験 2 回、ATR/MOX 燃料実

験 1 回を実施した。特に、耐食性を向上させた改良被覆管を備えた燃焼度 60GWd/tU の PWR 燃料を用いた実験の結果から、改良被覆燃料は、従来被覆燃料よりも破損しきい値が高く、より大きな安全余裕を有していることが示された。

(1) 高燃焼度 PWR 燃料実験

耐食性が向上した改良被覆管を備えた燃焼度約 60GWd/tU の PWR 燃料を対象として、反応度事故を模擬したパルス照射実験 OI-10 及び OI-11^(5, 6)を実施した。

OI-10 実験は、MDA (Zr-0.8Sn-0.2Fe-0.1Cr-0.5Nb) 被覆及び大粒径 (約 28 μ m) ペレットを備えた燃料に対してピーク燃料エンタルピ 435J/g の条件で行った。その結果、燃料は破損せず、被覆管の顕著な変形も生じなかった。

一方、OI-11 実験は ZIRLO (Zr-1.0Sn-0.1Fe-1.0Nb) 被覆及び現行粒径 (約 10 μ m) ペレットの燃料に対して実施し、燃料エンタルピが 500J/g に達した時点で PCMI 破損を生じた。第 2.1-3 図に実験後の燃料外観を示す。燃料棒は、有効発熱部全長に及ぶ縦割れが生じており、下部端栓溶接部付近で分断されている。その結果、全てのペレットが冷却材中に放出された。破損部の断面写真からわかるように、被覆管を貫通した亀裂は外周部では半径方向に、内側では半径方向に対して約 45 度傾いて進展しており、それぞれ、脆性破断及び延性破断を示唆している。この破損形態は、過去に破損が生じた PWR 燃料実験^(7, 8)と同様である。しかしながら、破損時の燃料エンタルピ 500J/g は、原子力安全委員会が燃焼度 60GWd/tU 付近に対して定めた PCMI 破損しきい値 209J/g を大きく上回っており、耐食性が向上した改良被覆管の破損限界が従来のジルカロイ-4 被覆管よりも高く、より大きな安全余裕を有していることを示している。

OI-10、11 実験及び過去に実施した PWR 燃料実験^(7, 8)について、パルス照射中に燃料から放出された核分裂生成ガスの割合を、ピーク燃料エンタルピまたは破損時燃料エンタルピの関数として第 2.1-4 図に示す。放出率は、極端に高い値を示した 3 実験を除き、破損の有無に関わらず燃料エンタルピと共に高くなる傾向を示しているが、OI-10 実験では 2.6%と低い放出率を得た。パルス照射は極めて短時間であるため、その間に結晶粒内ガスが拡散で放出されたとは考えにくく、粒界に蓄積されていたガスが放出されたと考えられる。よって、OI-10 燃料では、動力炉での照射中に結晶粒界に到達して蓄積されたガスの総量が低く抑えられたものと考えられ、大粒径ペレットによるガス放出率低減効果を示唆する結果となった。

(2) 高燃焼度 BWR 燃料実験

燃焼度 61GWd/tU の BWR 燃料を用い、冷態停止条件での反応度事故を模擬したパルス照射実験、FK-12 実験を実施した。本実験では、破損時の変形量を実験的に測定するため、被覆管に歪みゲージを貼付し、被覆管の過渡変形をオンラインで測定するとともに、被覆管温度が破損挙動に及ぼす影響を調べるため、カプセル内に配したヒータによって水温を約 360K に上昇させ、ピーク燃料エンタルピが約 373J/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 302J/g に達した時点で燃料破損が生じた。歪みゲージによる破損時点での被覆管の周方向歪みは、燃料スタック中央部で約 0.6%程度であった。この実験で観察された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うるものであり、高燃焼度燃料特有の被覆管の脆性的破

損が生じる時点までは、燃焼に伴いペレット内に蓄積された FP ガスによる変形は小さいことが示された。

(3) JMTR 燃料実験

JMTR で照射された燃料（初期濃縮度約 20%、燃焼度約 16 及び 25GWd/tU）を用い、高出力条件での出力振動時の燃料挙動を明らかにするための実験を 2 回（JMH-7、-8）実施した。燃料棒線出力は最初の一定出力運転時で約 25kW/m、その後、周期約 2 秒で次第に振幅を大きくして、JMH-7 は 4 回（最高出力約 63kW/m、第 4 サイクル）、JMH-8 は 7 回（最高出力約 83kW/m、第 7 サイクル）の出力振動を与えたが、被覆管表面温度はそれぞれ約 330K と 320K に留まり核沸騰限界（DNB: Departure from Nucleate Boiling）は起こらなかった。いずれの燃料も最大被覆管伸びは 0.4%以下であり、塑性変形はほとんどなかった。この結果から、DNB の生じない範囲では、この実験条件程度の出力振動は、燃料の健全性に大きな影響を与えないと推定された。

(4) ATR/MOX燃料実験

ATR「ふげん」において、燃焼度30GWd/tHMまで照射されたMOX燃料を用い、ピーク燃料エンタルピ365J/gでATR-6実験を実施した。燃料被覆管は約0.5%の軸方向変形を生じ、表面温度は約770Kに達した。また、燃料は破損しなかった。試験結果から、燃焼度30GWd/tHM以下における現行のPCMI破損しきい値を越える条件を与えてもMOX燃料は破損せず、UO₂燃料と同程度であることを明らかとした。

(5) 解析コードの開発

NSRR パルス照射実験の解析および RIA 時燃料ふるまいの予測を目的とする解析コード RANNS を開発した。RANNS は FEMAXI コードの基本構造を受け継ぎ、ペレット半径方向に 36 個、被覆管の厚み方向に 8 個の有限要素および酸化膜要素を持つことにより、急速な過渡時の熱応力発生および PCMI 応力の発生を正確に計算し、被覆管の機械的負荷を予測することができる。

(6) 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した。これら燃料を NSRR 施設において取り扱えるようにするため、NSRR 施設の改造等を実施する。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、高温高圧カプセルの開発を実施する。さらに、燃料を日本へ輸送するための準備を進める。国内で入手可能な高燃焼度燃料を用いた実験では、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。特に被覆管水素化物の影響を調べるための照射済被覆管を用いたリング引張試験や、高燃焼度燃料被覆管の PCMI 変形に対する耐性の指標

* 本件には、経済産業省からの委託を受けて実施している「高度化軽水炉燃料安全技術調査」が含まれる。

となり得る破壊靱性値の評価法を開発するための試験を進める。

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、様々な試験を行ってきた。(9-12)

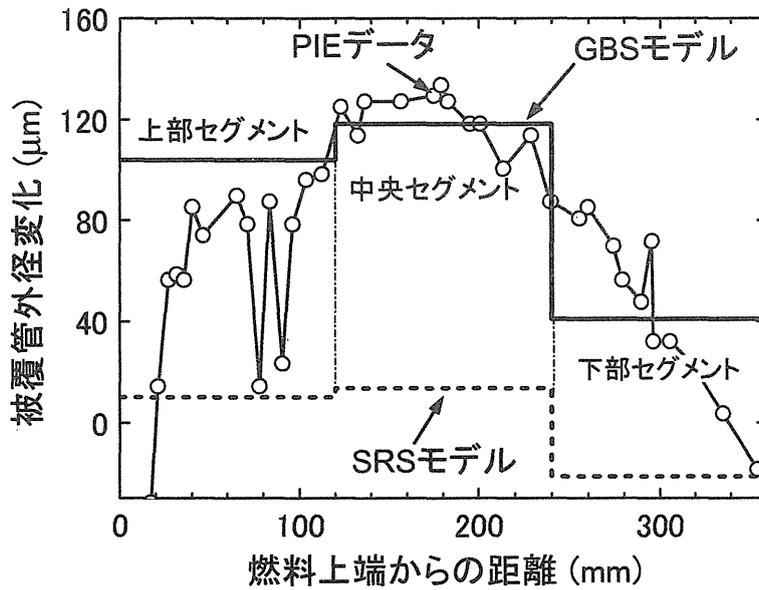
高温条件下で酸化した後、非常用冷却系の作動によって急冷される高燃焼度燃料が破断に至る条件を調べることが、安全評価上、最も重要な課題である。そこで、LOCA 条件を模擬して急冷時の耐破損特性を調べる試験を、燃焼度 48GWd/tU の PWR 燃料棒から採取した被覆管に対して実施した。長さ 190mm の短尺燃料から燃料ペレットを完全に除去した後、アルミナ・ペレットを装荷し、両端にジルカロイ製の端栓を溶接した。試験に用いた被覆管において、原子炉照射中の腐食により形成された酸化膜の厚さは 18~25 μm であり、水素濃度は 200~300ppm である。試験中の温度と荷重履歴を第 2.1-5 図に示す。試験においては、模擬燃料棒を水蒸気中で加熱し、1430~1465K の温度範囲で所定の時間、酸化した後に、冠水により急冷した。なお、模擬燃料棒には、約 5MPa のアルゴン・ガスが封入されており、昇温中、約 1050K で被覆管は破裂する。被覆管は、温度上昇と酸化に伴い軸方向に伸長し、冷却に伴い収縮する。燃料集合体内では、被覆管の収縮が拘束される可能性があることを考慮し、酸化後の急冷時に、約 540N (約 55kgf) を上限として燃料被覆管の軸方向収縮を拘束した。本試験における拘束力上限値は、これまでに報告されている燃料集合体内拘束力評価値の範囲 (157N (16kgf) ~490N (50kgf)) (13-15) の最大値にほぼ相当する。

これまでに 3 本の被覆管に対し試験を実施したが、1420~1455K で約 16~18%ECR まで酸化させ急冷した 2 本の被覆管は、急冷時にも破断しなかった。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的組成の ZrO_2 を生成すると仮定した場合の全被覆肉厚に対する酸化反応に消費される金属層の厚さの割合である。一方、1455K で約 30%ECR まで酸化させた 1 本の被覆管は、急冷時に破断した。破断した被覆管の外観を第 2.1-6 図に示す。急冷時の破断は破裂部近傍で起きている。第 2.1-7 図に、同等の水素を添加した未照射被覆管について求めた酸化量-水素濃度に関する破断マップ上に、照射済被覆管の結果を示す。照射済被覆管の破断 (30%ECR) は、未照射被覆管の破断条件で起こったことが分かる。急冷時に破断しなかった 2 回の試験の結果は、照射によっても被覆管の LOCA 時破断限界が著しく低下することはないこと、当該燃料棒の破断限界は基準値以上であることを示した。なお、48GWd/tU の PWR 燃料被覆管を用いた本試験は、関西電力(株)との共同研究として実施している。

参考文献

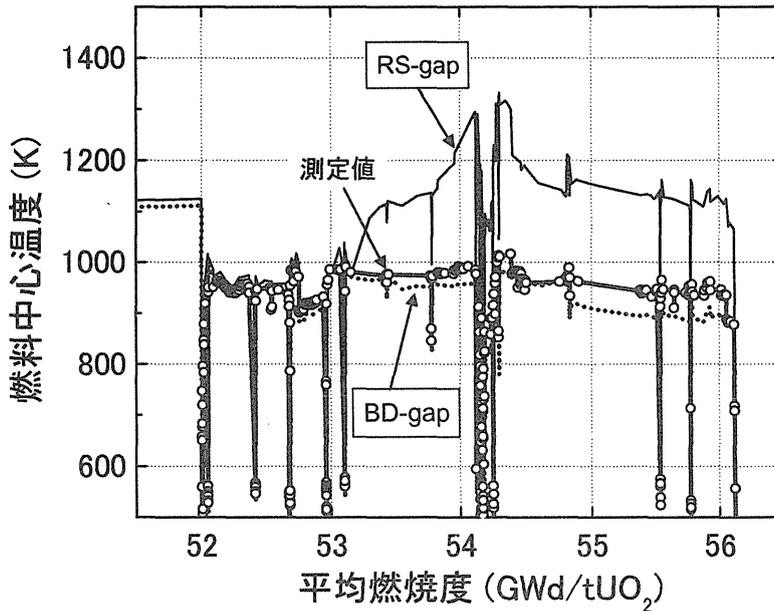
- (1) ハルデン共同研究合同運営委員会、“ハルデン炉を利用した日本の照射研究 -ハルデン共同研究(2000-02 年)の成果-、” JAERI-Tech 2004-023 (2004).
- (2) M. Suzuki, “Light Water Reactor Fuel Analysis Code FEMAXI-V(Ver.1),” JAERI-Data/Code 2000-030 (2000).

- (3) M. Suzuki, H. Uetsuka and H. Saitou, "Analysis of Mechanical Load on Cladding Induced by Fuel Swelling during Power Ramp in High Burn-up Rod by Fuel Performance Code FEMAXI-6," Nucl. Eng. Des., 229, 1 (2004).
- (4) M. Suzuki, K. Kusagaya, H. Saitou and T. Fuketa, "Analysis on Lift-Off Experiment in Halden Reactor by FEMAXI-6 Code," to be published in J. Nucl. Mater., (2004).
- (5) T. Sugiyama et al., "Behavior of High Burnup PWR Fuels with Advanced Cladding Alloys under Reactivity Initiated Accident Conditions," (submitted to J. Nucl. Sci. Technol.).
- (6) 杉山智之、小澤正明、笹島栄夫、他、"改良被覆管を備えた高燃焼度 PWR 燃料の反応度事故模擬実験," 日本原子力学会 2004 年春の年会、岡山、(2004).
- (7) T. Fuketa, H. Sasajima and T. Sugiyama, "Behavior of High Burnup PWR Fuels with Low-tin Zircaloy-4 Cladding under Reactivity Initiated Accident Conditions," Nucl. Technol., Vol. 133, No. 1, 50, (2001).
- (8) T. Fuketa et al., "NSRR/RIA Experiments with High Burnup PWR Fuels," Nucl. Safety, Vol. 37, No. 4, 328 (1996).
- (9) F. Nagase, T. Otomo and H. Uetsuka, "Oxidation Kinetics of Low-Sn Zircaloy-4 at the Temperature Range from 773 to 1573 K," J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 40, No. 4, 213 (2003).
- (10) F. Nagase and T. Fuketa, "Recent Results from LOCA Study at JAERI," Proc. 2003 Nuclear Safety Research Conference, Washington DC, USA, NUREG/CP-0185 (2004).
- (11) F. Nagase and T. Fuketa, "Effect of Pre-hydrating on Thermal Shock Resistance of Zircaloy-4 Cladding under Simulated Loss-of-Coolant Accident Conditions," J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 41, No. 7, 723 (2004).
- (12) F. Nagase and T. Fuketa, "Results from Simulated LOCA Experiments with High Burnup PWR Fuel Claddings," Proc. 2004 International Meeting on LWR Fuel Performance, Orlando, Florida, September 19-22, 2004.
- (13) K. Honma et al., ANS Annual Meeting, Milwaukee, Wisconsin, June 17-21, 2001.
- (14) T. Murata et al., ANS Annual Meeting, Milwaukee, Wisconsin, June 17-21, 2001.
- (15) N. Waackel et al., OECD/NEA SEG/FSM LOCA Meeting, Aix-en-Provence, France, March 22-23, 2001.



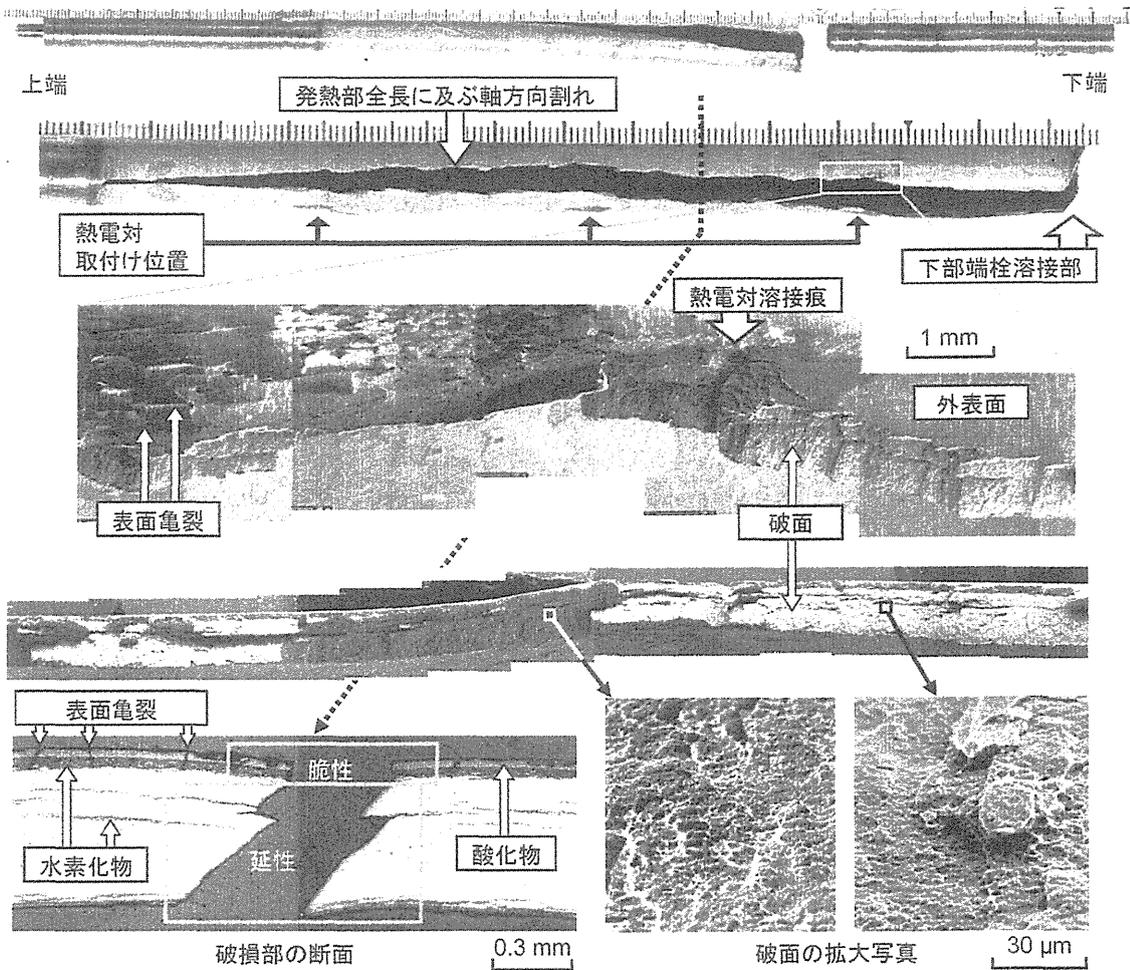
第 2.1-1 図 高燃焼度 BWR 燃料の出力急昇試験における被覆管外径変化⁽³⁾

FP ガスバブルスエリングモデル (GBS) は、従来の燃焼度依存モデル (SRS) に比べて試験データを良好に再現する。



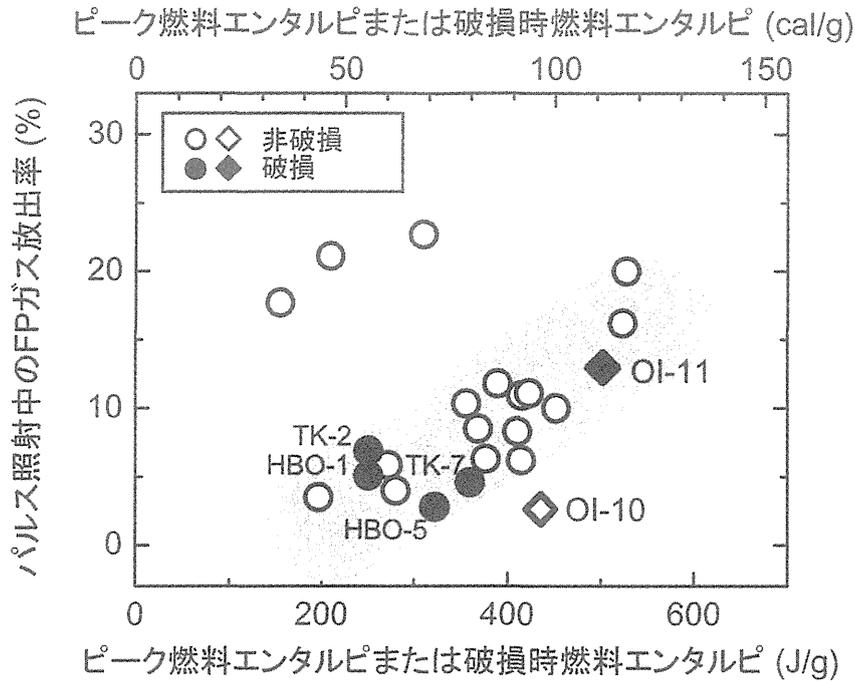
第 2.1-2 図 ハルデン炉照射燃料におけるリフトオフ実験における燃料中心温度の予測と実測の比較⁽⁴⁾

ギャップ熱伝達におけるボンディングモデル (BD-gap) は、Ross & Stoute モデル (RS-gap) に比べて実測温度に近い温度を与える。



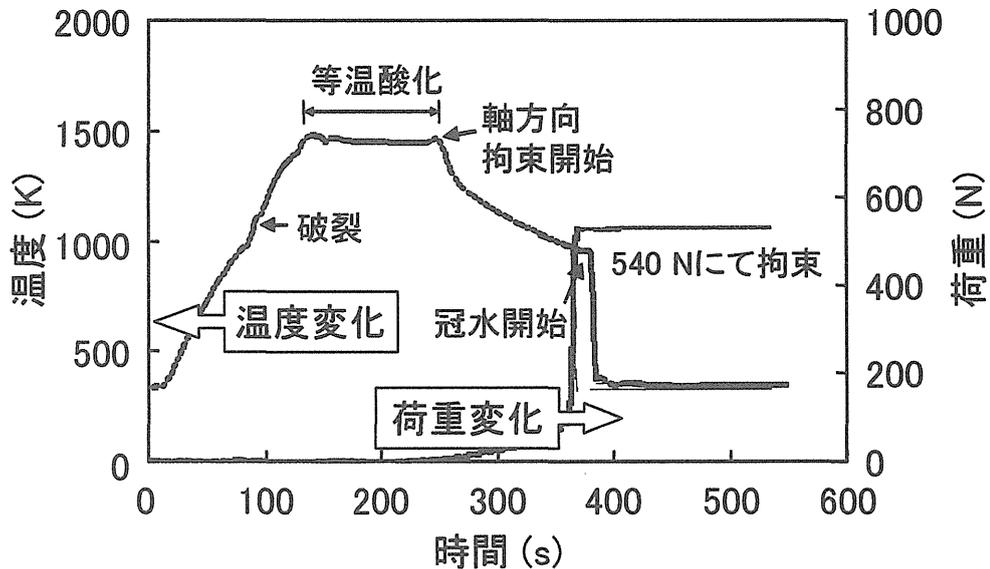
第 2.1-3 図 OI-11 実験燃料の被覆管破損部断面⁽⁵⁾

燃料エンタルピが 500J/g に達した時点で PCMI 破損を生じ、有効発熱部では全長に及ぶ縦割れ、下部端栓では、溶接部付近で分断されている。被覆管を貫通した亀裂は外周部では半径方向に、内側では半径方向に対して約 45 度傾いて進展しており、それぞれ、脆性破断及び延性破断を示唆している。



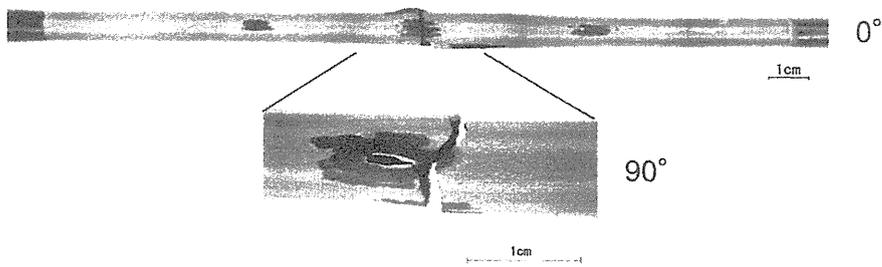
第 2.1-4 図 パルス照射中の FP ガス放出率⁽⁵⁾

放出率は、極端に高い値を示した 3 実験を除き、破損の有無に関わらず燃料エンタルピと共に高くなる傾向を示している。しかしながら、OI-10 実験では 2.6% と低い放出率であり、動力炉での照射中に結晶粒界に到達して蓄積されたガスの総量が低く抑えられてものと考えられ、大粒径ペレットによるガス放出率低減効果を示唆する結果となった。

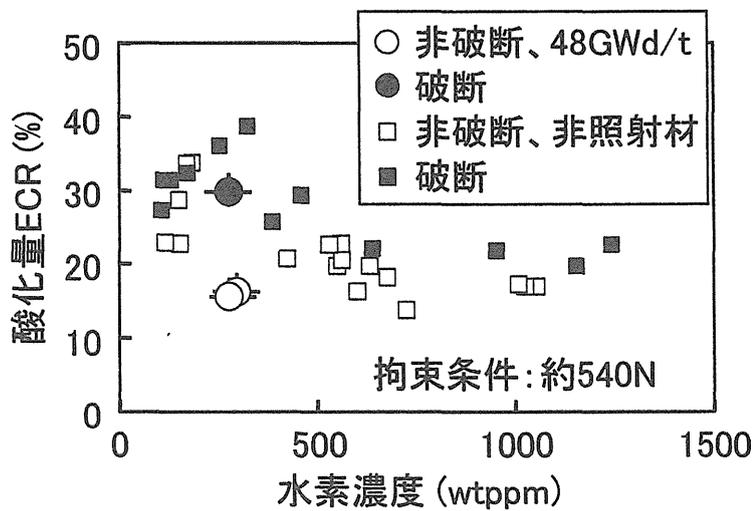


第 2.1-5 図 LOCA 条件を模擬し急冷時の耐破損特性を調べる試験における温度と荷重の履歴⁽¹²⁾

模擬燃料棒を水蒸気中で加熱し、1430~1465K の温度範囲で所定の時間、酸化した後に、冠水により急冷する。急冷時の被覆管収縮を拘束し、集合体内で作用する軸方向荷重を模擬する。



第2.1-6図 1455Kで約30%ECRまで酸化させた後急冷した48GWd/tPWR被覆管の外観写真⁽¹²⁾
 被覆管の酸化量が多く、それに伴う脆化が著しかったために、急冷時に破裂開口部近傍で破断
 が起こった。



第2.1-7図 48GWd/tPWR被覆管と水素を添加した未照射ジルカロイ-4被覆管に対する急冷時耐破断特性評価試験で得られた酸化量 (ECR) と水素濃度に関する破断マップ⁽¹²⁾

16及び18%ECRまで酸化した被覆管が急冷時にも破断せず、照射によっても被覆管のLOCA時破断限界が著しく低下することはないこと、当該燃料棒の破断限界は基準値(15%ECR)以上であることを示している。

2.2 機器及び構造物の経年変化と信頼性に関する研究

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おり、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ことが求められている。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を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できることがその前提となる。

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

- (1) 構造機器の信頼性評価コード開発
- (2) 原子炉圧力容器の中性子照射脆化及び非破壊検出法に関する研究
- (3) 炉内構造材の照射誘起応力腐食割れに関する研究

以下に、これらの研究の成果の要点について報告する。

2.2.1 構造機器の信頼性評価コード開発

構造機器の信頼性評価コード開発では、次のように地震時の構造機器信頼性解析手法の開発および原子炉圧力容器の構造信頼性評価を実施している。

(1) 地震時の構造機器信頼性解析手法の開発

既存軽水炉の高経年化が進む一方、兵庫県南部地震以降、軽水炉の耐震性に対する関心が高まり、安全確保のため機器・構造物の信頼性評価が重要な課題となっている。既存軽水炉の耐震性を正しく評価するためには、不確か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、原研では確率論的手法による構造機器の地震時信頼性評価に関する研究を進めている。本評価手法は、経年変化事象として応力腐食割れ (SCC) や地震荷重による疲労き裂進展を考慮した配管の地震時破損確率と、プラントサイトにおける地震発生確率をそれぞれ評価し、これらを組み合わせることで地震時の信頼性を定量的に評価する手法である。これまでに、確率論的破壊力学 (PFM) に基づいて、経年化配管の地震時破損確率を評価するための配管信頼性解析の基本コード (PASCAL-SC) を開発した。一方、断層の破壊過程や地盤内の伝播経路特性を考慮した断層モデルによる地震動予測式を導入した地震ハザード評価コード (SHEAT-FM) を整備して、地震応答解析ならびに地震発生確率の評価を可能にした。本評価手法を用いて、原研大洗研究所敷地に想定した仮想 BWR モデルプラントの再循環系配管溶接線を対象に、経年ともなう配管破損確率の変化を評価した例を第 2.2-1 図に示す⁽¹⁾。図中には、運転時間が 40 年まで 10 年毎に算出した地震荷重による破損確率 $P_{eq|sc}$ と、SCC のみの破損確率 P_{sc} を合せた破損確率 P を示した。ただし、供用期間中検査による補修等は考慮していない。運転時間 10 年では破損確率 P は 0.2% であり、それ以降、経年とともに増加する傾向にある。また、運転時間 20 年までの破

損確率 P に対して、地震はほとんど影響を及ぼさず、20 年以降に顕著となり、40 年では P 全体の約 30% を占めるまで増加することが分かった。また、1 つの地震動を仮定して、条件付破損確率におよぼす溶接残留応力分布の影響を検討した。応力分布は米国 EPRI の 3 次多項式を用い、不確かさを考慮して解析した結果、応力分布の影響を定量的に評価することができた⁽²⁾。上記の他、炭素鋼配管のエロージョン/コロージョンによる減肉を対象とした配管信頼性解析コード (PASCAL-EC) の開発も進めている⁽³⁾。今後、対象とする機器や経年変換事象を拡張し、より詳細な評価手法を確立するとともに、リスク情報を活用した安全規制の技術基盤として、本手法の適用方法について検討を進めていく。

(2) 原子炉圧力容器の構造信頼性評価*

本研究では、確率論的破壊力学解析コードの整備として、原研が開発してきた加圧熱衝撃 (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) コード PASCAL Version 1 に対し、日本機械学会維持規格の手法等を適用して内部欠陥評価法の導入を図るとともに、米国オークリッジ国立研究所 (ORNL) 提案のワイブル分布近似 K_{Ic} 曲線等の破壊靱性評価式を導入した⁽⁴⁾。また、肉盛溶接部近傍の応力不連続に着目し、表面半楕円き裂に対する無次元応力拡大係数データベースの開発等の応力拡大係数算出機能の改良を行った。

これらの機能改良を行った PASCAL Version 2 を使用し、PTS 事象の基本トランジェントを選択して、今後標準解析手法を検討していくために必要な感度解析を実施した。すなわち、国内初期プラントを想定して設定した解析条件及び入力データを基に、破壊靱性評価法、遷移温度移行量の相関、き裂寸法分布、化学成分、高温予荷重、非破壊探傷試験等に関する感度解析を実施し、標準手法の確立に向けて、有用な知見が取得できた。

一方、13 年度までに公開した PASCAL Version 1 については、OECD/NEA のデータバンクに最新版を登録した。同コードを用いて、延性き裂進展抵抗を考慮した破損確率評価法の検討⁽⁵⁾を行うとともに、PWR モデルプラントにおける PTS 事象に対する感度解析を実施した。非破壊検査精度や、破壊靱性評価式、照射脆化予測式等に関して、米国と国内の提案モデルとの相違などを中心に破損確率への影響について検討した⁽⁶⁾。この結果、PTS 時における原子炉圧力容器の破損確率は、非破壊検査精度の影響を最も大きく受け、精度の高い検査を行うことにより、検査をしない場合より 3 桁以上低下することなどが分かった。また、日本機械学会維持規格及び米国機械学会 (ASME) コード Sec. XI に規定されている健全性評価の不要な小さい欠陥 (表面き裂) に対して確率論的評価を行った。この評価では、き裂の深さと幅の比率 (アスペクト比) の異なる評価不要欠陥を有する原子炉圧力容器について、PTS 時における破損確率を求めた。この結果、半円形に近い表面欠陥の場合には、表面点から破壊が発生しやすくなり、破損確率が高くなることが分かった。また、厳しい PTS 条件の下で破損確率が一定となるようなき裂深さとアスペクト比との関係を求め、ASME コードの評価不要欠陥寸法との相違を明らかにした⁽⁷⁾。

*本件には、経済産業省からの委託を受けて実施している「確率論的構造健全性評価技術調査」の成果が含まれる。

2.2.2 原子炉压力容器の中性子照射脆化及び非破壊検出法に関する研究

(1) 粒界脆化に関する研究

原子炉压力容器鋼の中性子照射脆化は、中性子照射によって形成される銅富化析出物や点欠陥集合体等が結晶粒内の転位運動の障害物として作用し、材料が硬化することによって生じる。現行の照射脆化の予測はこの硬化型脆化に基づいている。原子炉压力容器鋼を長期間使用する場合、中性子照射と熱により材料中の不純物元素であるリンが結晶粒界に偏析し、粒界の強度が弱められて脆性破壊が生じることによる脆化、いわゆる粒界脆化を考慮する必要性が指摘されている。粒界リン濃度の中性子照射量依存性や粒界脆化が発生する粒界リン濃度は十分に明らかにされておらず、長期間の使用によって粒界脆化が顕在化する可能性は否定できない。

当該期間においては、長時間の熱の影響によるリンの粒界偏析(熱平衡偏析)を予測するため、原子炉压力容器用 C-Mn 鋼(リンの含有量:0.014wt%)について、長時間(～62,000 h)の熱時効処理を行い、300℃及び400℃におけるリンの拡散係数 D を評価した⁸⁾。拡散係数 D の測定値を、各種鋼材の文献値とともにアレニウスプロットとして示したのが第 2.2-2 図である。この図から、軽水炉压力容器鋼の使用温度である 290℃付近での拡散係数は小さいので、熱のみの影響では、数十年経過しても粒界リン濃度はほとんど変化しないことを明らかにした。中性子照射下では P の粒界偏析の加速/誘起が生じることが知られており、粒界リン濃度と中性子照射量との関係や、粒界リン濃度と脆化の関係に関する試験を進めている。

(2) ガンマ線による脆化に関する研究

軽水炉压力容器鋼の照射脆化には、高速中性子のみならず熱中性子、 γ 線の寄与も含まれると予想されているが、現在までにその定量的な把握はなされていない。そこで、照射脆化予測の高精度化に資することを目的とし、Fe-Cu モデル合金を用いて様々な照射環境下での照射効果の違いを調査している。現在までに、Fe-0.6%Cu、Fe-0.02%Cu 合金をもちいて γ 線照射を模擬した電子線照射、原子炉での照射を行い、照射温度、照射量、Cu 含有量に対する照射硬化の依存性を確認した。結果として電子線(γ 線)と中性子の照射硬化が低照射量を除いて dpa(照射損傷量: displacement per atom)ベースでほぼ等しいことが確認されている⁹⁾。この結果をさらに詳細に検討するため、電子線照射硬化の損傷速度依存性を調査した。電子線照射の場合は、照射速度が一定でも試料の照射面からの深さによって損傷量が分布するため、損傷速度も分布することになる。このことを利用し、照射量の異なる複数の試料について深さ方向への硬化量分布を測定することで、損傷速度と照射硬化量の間係を得た。第 2.2-3 図に、Fe-0.6%Cu の 250℃での電子線による照射硬化の損傷速度依存性を示す。Cu 析出が飽和に近い高 dpa 領域(高硬化量)を除いて、明確な損傷速度依存性が確認できた。その関係は、 $\langle \text{硬化量} \propto (\text{照射速度})^{-0.2} \rangle$ であった。この関係は Ni イオン照射¹⁰⁾においても同等であることから、中性子照射に関しても成り立つと考えられる。この関係を用いて、損傷速度効果を考慮した上で電子線と中性子の照射硬化を dpa を基準に比較すると、硬化のごく初期段階においては電子線照射の方が先に硬化し始めることがわかった。しかしながらその影響はごく小さく、損傷速度効果を考慮しても、実機原子炉における γ 線による照射硬化への寄与は dpa を用いて評価可能であることが示唆された。

(3) 照射脆化の非破壊検出法に関する研究

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、検査方法として安全性の向上に大きく資することのできる有望な技術となりうる。そこで、原子炉圧力容器の照射脆化を対象に非破壊的に材質劣化を検出するため、機械特性変化と磁気特性変化との関係に基づく磁気的な測定手法の開発を進めた。そのひとつとして、磁気特性データを比較的容易に取得できるように、監視試験片として通常用いられているシャルピー衝撃試験片を利用してヒステリシス磁気特性を測定する装置を開発した⁽¹¹⁾。この装置の基本構成を第 2.2-4 図に示す。この装置を用いたシャルピー衝撃試験片の磁気測定結果は、理想的な測定形状であるリング状試験片による結果と比較して、保磁力に関して良好な値であることを確認した。従来、原子炉圧力容器鋼の経年劣化の磁気的手法による非破壊測定では、試験片形状に基づく反磁界効果により測定結果は形状依存性が大きく、特に照射試験片のデータを取得することは困難であったが、本測定装置の開発により照射試験片として一般的に使われているシャルピー衝撃試験片で磁気特性の測定が可能となった。今後、機械特性と磁気特性の相関関係を築く上で本装置が大いに活用できるため、照射材の磁気特性データが系統的に取得できる道が拓けた。

(4) 破壊靱性評価法に関する研究

現行の監視試験では、シャルピー衝撃試験から得られる延性脆性遷移温度に対する中性子照射効果が、破壊靱性に対するものと等価であるとの仮定に基づいて破壊靱性を評価している。原子炉の長期供用を考慮すると、この相関における不確実性の増大が懸念される。また、試験片を照射するための空間の制約から、大型の試験片を用いることが困難な中性子照射材については、破壊靱性を精度良く評価するためには、少数で、かつ小型の試験片から得られる試験結果を基に、統計的に、かつ寸法効果を考慮した評価手法が必要である。このような状況に鑑み、原研では、国際的に検討が進められている破壊靱性マスターカーブ法を利用した破壊靱性評価法について、国産鋼材への適用性についての検討を進めてきた。これまでに、へき開型破壊に対する評価に関しては、中性子照射の影響や従来のシャルピー衝撃試験結果との相関などの知見を得て、その適用性を明らかにしている。本研究では、6種類の原子炉圧力容器用の ASTM A533B-1 鋼を用いて中性子照射試験を行い、ASTM 規格に導入されたマスターカーブ法により求めた破壊靱性参照温度と、シャルピー遷移温度との相関を検討した。中性子照射試験は、JMTR においてシャルピー型三点曲げ破壊靱性試験片及び標準シャルピー衝撃試験片に対して実施した。第 2.2-5 図に、本研究から得られた破壊靱性参照温度とシャルピー遷移温度から求めた中性子照射脆化の相関を示す。本研究の試験条件では、両者はほぼ 1 対 1 の関係であることが示された。この他、中性子照射材に最適な破壊靱性試験温度の選択法、及び下限破壊靱性の評価法に関する知見を得た⁽¹²⁾⁽¹³⁾。

監視試験結果の原子炉圧力容器の健全性評価への適用に関しては、破壊靱性マスターカーブ法に着目して IAEA 国際協力研究が 2000 年から開始されている。15 カ国から 20 機関が参加し、日本からは原研が参加している。この協力研究では、共通鋼材を用いた破壊靱性ラウンドロビン試験を実施するとともに、この試験結果やこれまでのデータベースに対するマスターカーブ法による分析を行うとともに、国際ガイドライン作成を進めている。原研では、これまでに IAEA 共通鋼材及び独自の鋼材に対して、試験片寸法、試験温度及び負荷速度を変えた試験を実施し、国

際ガイドライン作成に資するための破壊靱性試験データを提供した。

2.2.3 炉内構造材の照射誘起応力腐食割れに関する研究

軽水炉の高経年化に伴い炉内構造物の信頼性確保に関わる重要課題となっている照射誘起応力腐食割れ (IASCC) の機構解明及び対策技術の確立に資することを旨として、以下に示す様々な研究を進めている。

廃棄物安全試験施設 (WASTEF) に設置した照射後高温水中応力腐食割れ試験装置⁽¹⁴⁾により、照射済ステンレス鋼の IASCC 挙動に及ぼす合金中 Si、Mo の影響を調べるため、288℃、溶存酸素濃度 8ppm の高温水中で約 $3.5 \times 10^{25} \text{n/m}^2$ ($E > 1 \text{MeV}$) まで中性子照射した実験用ステンレス鋼の照射後 SCC 試験を実施した。その結果、過去の実験において加工硬化を低下させ SCC 破断を遅らせた Si、Mo 元素の効果は、この照射量域では消失することが分かった⁽¹⁵⁾。また、本試験装置には試験中に高温高圧水中の試験片表面を観察するため、オートクレーブ (高圧試験槽) にサファイア製の観察窓が設けられている。第 2.2-6 図は 288℃、9MPa の高温純水中での平板形試験片の引張試験における応力-伸び挙動と試験片の観察写真を示す。

IASCC 機構解明にとって重要なステンレス鋼照射材における腐食挙動の評価を原子間力顕微鏡によって行う方法を開発し、イオン照射材を用いた研究を行った⁽¹⁶⁾。イオン照射は高崎研イオン照射研究施設 (TIARA) で行った。照射面を銅メッキにより保護した上で断面を研磨し、断面上において不動態域での定電位腐食試験を行った。腐食試験後のイオン照射材断面を原子間力顕微鏡で観察し、照射面からの深さ約 $1 \mu\text{m}$ の損傷ピーク領域が一様に腐食している様子などから、腐食挙動の照射条件依存性を明らかにした。

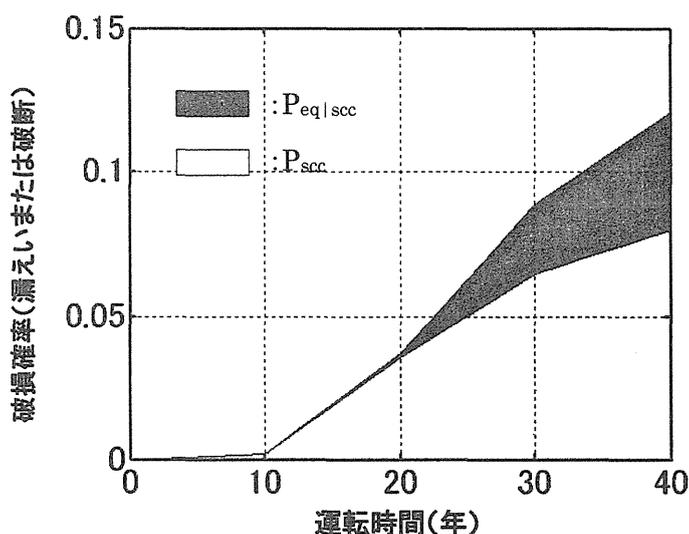
日本原子力発電(株)との共同で実施している、高温高圧水による腐食と中性子照射、応力が同時に作用する条件下におけるステンレス鋼の IASCC 挙動に関する研究では、JMTR 炉内の照射下 SCC 試験技術の開発等^{(17)・(20)}を行い、以下の成果を得た。照射材を用いた照射下 SCC 試験の実施に向けて、要素技術の実証のためにキャプセルを製作し、非照射熱鋭敏化材 (SUS304) の試験片を用いて、JMTR の第 150~152 サイクルまで照射下 SCC 試験 (単軸定荷重引張によるき裂発生試験および電位差法によるき裂進展試験) を実施した。き裂発生試験では、金属ペローズを用いる荷重負荷ユニットに組み入れた破断検出機構により荷重負荷の後約 38 時間経過時に破断信号を検知し、またき裂進展試験片の電位差法信号を炉内で計測できることを確認した。一方、基礎データの取得および試験機操作の習熟を目的として、廃棄物安全試験施設 (WASTEF) のホットセル内に設置した照射後試験装置を用いて、非照射熱鋭敏化 SUS304 の高温水中 SCC 試験を実施した。高温水中 SCC 試験では、負荷荷重を試験パラメータとして、3000 時間に及ぶ単軸定荷重引張試験データを取得するとともに、破断面の電子顕微鏡による観察を実施し、負荷荷重と破断時間の関係を調べた。

軽水炉高経年化プラントの維持基準策定のためのデータ整備を旨とする経済産業省プロジェクトにおいては、照射後試験に供するための各種試験片のベース照射を継続するとともに、最初に照射を終了した照射キャプセルから取り出した試験片の照射後試験を開始した。

参考文献

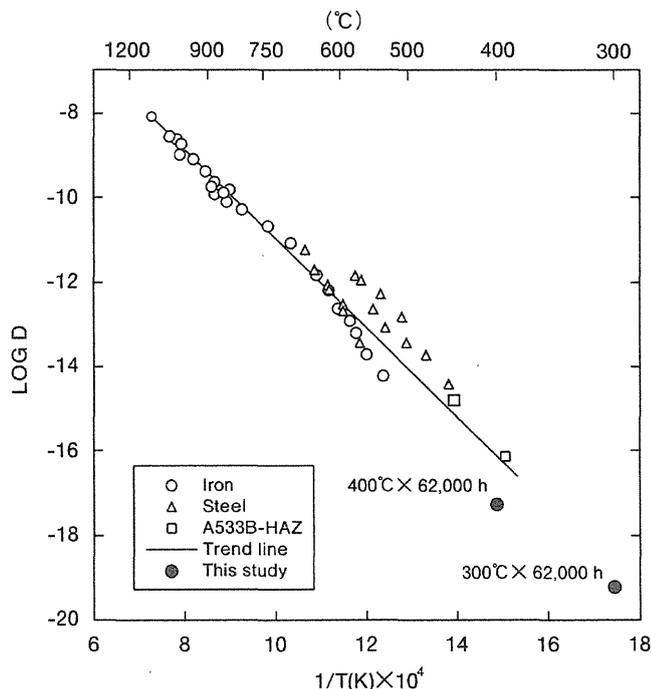
- (1) 杉野、他、“確率論的手法を用いた構造機器健全性評価手法に関する研究；(その 3) モデルプラントによる再循環系配管の破損確率評価、” 日本原子力学会 2004 年春の年会要旨集、第 II 分冊, 392(2004).
- (2) 伊藤、他、“確率論的手法を用いた構造機器健全性評価手法に関する研究；(その 4) 再循環系配管の破損確率に及ぼす溶接残留応力分布の影響、” 日本原子力学会 2004 年春の年会要旨集、第 II 分冊、393(2004).
- (3) 鬼沢、他、“確率論的手法を用いた構造機器健全性評価手法に関する研究；(その 5) 減肉炭素鋼配管の破損確率解析コードの開発、” 日本原子力学会 2004 年春の年会要旨集、第 II 分冊、394(2004).
- (4) K. Onizawa, et al., “Embedded Crack Treatments and Fracture Toughness Evaluation Methods in Probabilistic Fracture Mechanics Analysis Code for the PTS Analysis of a RPV,” PVP Vol. 481, RPV Integrity and Fracture Mechanics, American Society of Mechanical Engineers, July 2004.
- (5) K. Shibata, et al., “Importance of fracture criterion and crack tip material characterization in probabilistic fracture mechanics analysis of an RPV under a pressurized thermal shock,” International Journal of Pressure Vessels and Piping Vol. 81, 2004, in press.
- (6) K. Onizawa, et al., “Probabilistic Fracture Mechanics Analyses of Reactor Pressure Vessel under PTS Transients”, JSME International Journal Series A, Vol. 47, No. 3, 2004, pp. 486-493.
- (7) K. Shibata, et al., “Study on Flaw Acceptance Standard of RPV in ASME Code Sec. XI Based on Failure Probability,” PVP Vol. 480: Pressure Vessel and Piping Codes and Standards – 2004, American Society of Mechanical Engineers, July 2004.
- (8) 西山、鈴木、金属、73、No.8 pp.766-770 (2003) .
- (9) T. Tobita., et al., “Hardening of Fe-Cu alloys at elevated temperatures by electron and neutron irradiation”, Journal of Nuclear Materials, 299 (2001) 267-270.
- (10) K. Morita, S. Ishino, T. Tobita, Y. Chimi, N. Ishikawa and A. Iwase, “Use of high energy ions for the mechanistic study of irradiation embrittlement in pressure vessel steels using Fe-Cu model alloys,” J. Nucl. Mater. 304, Issues 2-3, 153(2002).
- (11) N.Ebine et al., “Development of a Device for Measurement of Hysteresis Magnetization Curves of Charpy Impact Test Pieces,” International Journal of Applied Electromagnetics and Mechanics, 19, pp.243-248 (2004).
- (12) K. Onizawa, and M. Suzuki, “Comparison of Transition Temperature Shifts Between Static Fracture Toughness and Charpy-v Impact Properties Due to Irradiation and Post-Irradiation Annealing for Japanese A533B-1 Steels,” Effects of Radiation on Materials: 20th International Symposium, ASTM Spec. Tech. Publ. 1405, American Society for Testing and Materials, 2002, pp. 79-96.

- (13) K. Onizawa and M. Suzuki, "Correlation Between Cleavage Fracture Toughness and Charpy Impact Properties in the Transition Temperature Range of Reactor Pressure Vessel Steels," JSME International Journal Series A, Vol. 47, No.3, 2004, pp. 479-485.
- (14) 中野純一、塚田隆、辻宏和、寺門正吾、高野利夫、遠藤慎也、"軽水炉環境助長割れ現象解析装置の開発、" JAERI-Tech 2003-092 (2004)
- (15) J. Nakano, Y. Miwa, T. Kohya and T. Tsukada, "Effects of silicon, carbon and molybdenum additions on IASCC of neutron irradiated austenitic stainless steels," J. Nucl. Mater., (2004) (to be published).
- (16) 根本義之、三輪幸夫、辻弘和、塚田隆、"イオン照射したステンレス鋼腐食挙動の原子間力顕微鏡による評価、" 日本 AEM 学会誌、Vol.11、No.4、pp.242-248 (2003).
- (17) H. Takiguchi, K. Dozaki, N. Nagata, T. Tsukada, Y. Komori and H. Tsuji, "Program of in-pile IASCC testing under the simulated BWR plant condition - Overview -," Proc. of the 11th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE-11), ICONE11-36324, Tokyo, Japan, April 20-23, 2003.
- (18) Y. Kaji, M. Ohmi, Y. Matsui, S. Kita, T. Tsukada, H. Tsuji, N. Nagata, K. Dozaki and H. Takiguchi, "Program of in-pile IASCC testing under the simulated actual plant condition -Development of techniques for in-pile IASCC growth test in JMTR-," Proc. of the 11th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE-11), ICONE11-36119, Tokyo, Japan, April 20-23, 2003.
- (19) H. Ugachi, T. Tsukada, Y. Matsui, Y. Kaji, H. Tsuji, N. Nagata, K. Dozaki and H. Takiguchi, "Program of in-pile IASCC testing under the simulated actual plant condition -Development of technique for in-pile IASCC initiation test in JMTR-," Proc. of the 11th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE-11), ICONE11-36136, Tokyo, Japan, April 20-23, 2003.
- (20) H. Ide, Y. Matsui, Y. Nagao, Y. Komori, Y. Itabashi, H. Tsuji, T. Tsukada, N. Nagata, K. Dozaki and H. Takiguchi, "Program of in-pile IASCC testing under the simulated actual plant condition -Thermohydraulic design study of saturated temperature capsule for IASCC irradiation test-," Proc. of the 11th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE-11), ICONE11-36106, Tokyo, Japan, April 20-23, 2003.



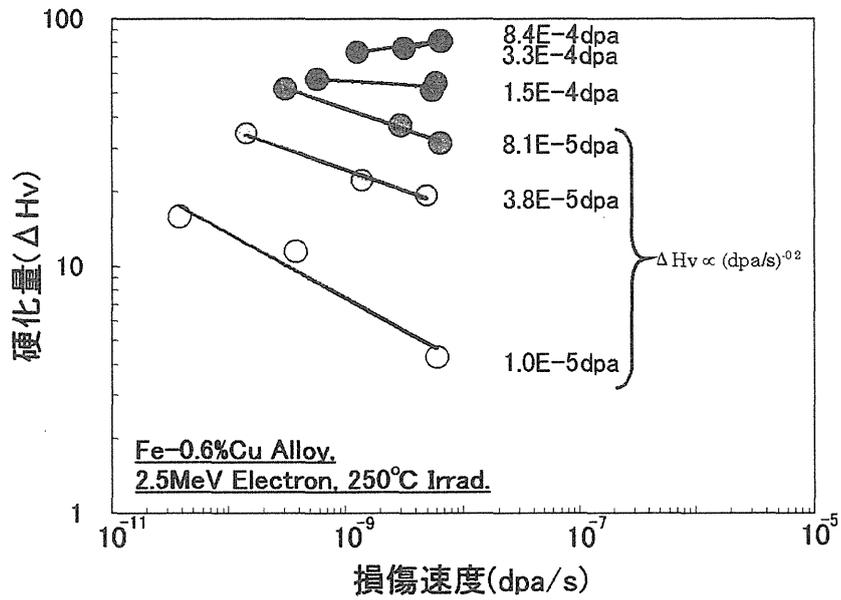
第 2.2-1 図 経年化にともなう配管破損確率の変化

仮想 BWR モデルプラントの再循環系配管溶接線の 1 つを対象に、応力腐食割れ(SCC)や地震荷重による配管の破損確率を評価した。SCC による破損確率 P_{scc} と地震荷重が負荷された場合の破損確率 $P_{eq|scc}$ と示した。両者を足した破損確率 P は、運転時間 10 年で 0.2% であり、以降運転時間増加とともに増加する傾向を示した。運転時間 20 年までの破損確率 P に対する地震荷重の影響は小さく、20 年以降で顕著となった。



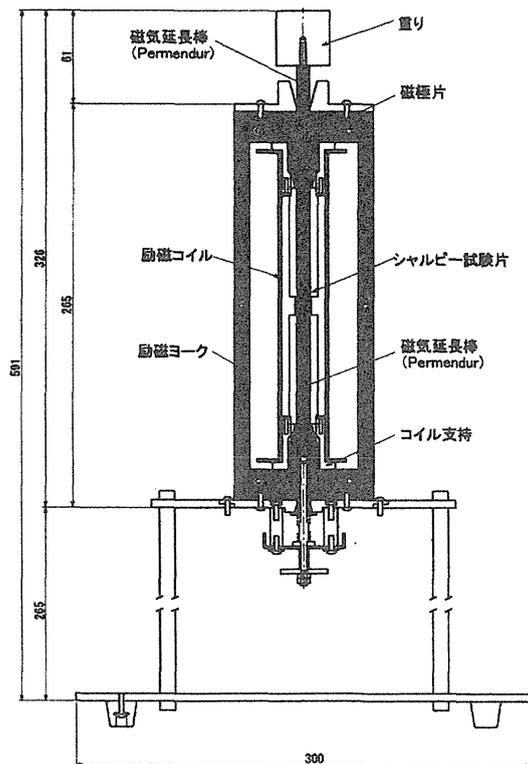
第 2.2-2 図 拡散係数 $D(\text{cm}^2/\text{s})$ のアレニウスプロット

リンの熱の影響による粒界偏析、すなわち熱平衡粒界偏析はリンの含有量、拡散係数 D 、及び温度により評価される。この結果により、低温側 (300°C ~ 400°C) での粒界偏析濃度が推定できる。



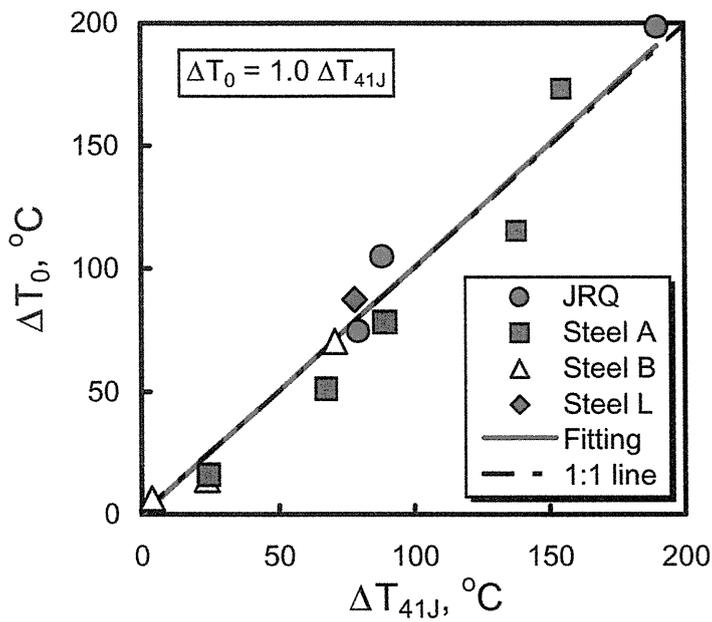
第 2.2-3 図 Fe-0.6%Cu 合金の 250°C 電子線照射による損傷速度依存性

6 段階の dpa(損傷量)において、Fe-0.6%Cu 合金の照射硬化の照射速度依存性を調査した。照射硬化が飽和するまでの過程において、明確な照射速度依存性が観察された。



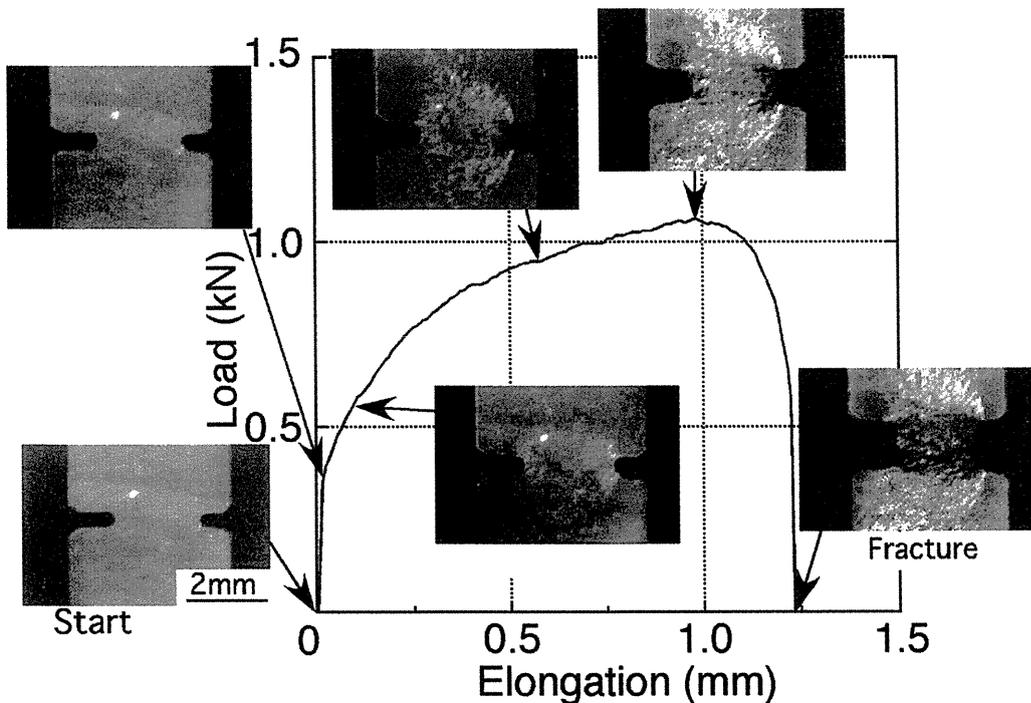
第 2.2-4 図 シャルピー衝撃試験片用磁気測定装置の基本構成

磁場を発生させる磁気ヨーク、中央に置かれたシャルピー試験片と磁気延長棒とを結合して磁気回路を構成し、比較的小さい励磁電流で、被測定試料を磁気飽和まで磁化するようにした。



第 2.2-5 図 マスターカーブ法から求めた参照温度 T_0 とシャルピー遷移温度 T_{41J} の中性子照射によるシフトの相関

JMTR において同一条件で中性子照射を行った試験片を用いて、破壊靱性参照温度 T_0 とシャルピー遷移温度 T_{41J} の中性子照射による高温側への移行量(シフト)を求めた。両者には 15°C 程度のばらつきは見られるものの、ここで対象とした国産の压力容器用鋼材については、ほぼ等価であることが示された。



第 2.2-6 図 平板形試験片の高温水中引張試験における応力-伸び挙動と試験片の観察写真
伸びとともに荷重が増加し、き裂部が拡がり、破断に至る様子がよくわかる。

2.3 原子炉の事故時安全性に関する研究

より一層の経済性と安全性の確保およびアクシデントマネジメント策の設計への反映などのため、我が国で設計検討が進められる次世代型の軽水炉では、受動的安全機器などの新型の安全機器や運転手順の採用が検討されている。この様な機器の作動時には、複雑な多次元流動や非平衡非均質流動の発生が指摘されていることから、原研では核心の受動安全機器や運転手順について有効性を確認すると共に評価手法を整備する目的で、ROSA/LSTF 実験を中心に研究を進めている。14年度～15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)用横型熱交換器の性能確認のため、LSTF に実規模の管群熱交換器試験体を設置して熱交換器内での多次元的な伝熱流動効果に関する試験を行うとともに、得られた試験データを基に、1次元の冷却材喪失事故(LOCA)解析コードと3次元の気液二相流解析コードを熱的に結合した熱交換器解析用コードを開発するなど、PCCS システム挙動の評価に必要な解析手法の整備・検証を行った。さらに、我が国の PWR について提案されたアクシデントマネジメント策について、蒸気発生器の2次側減圧による一次系冷却の有効性を LSTF 試験を通じて検討し、非常用炉心冷却系(ECCS)の一部である蓄圧注入系から加圧用の非凝縮性ガスが流入した場合の減圧率の変化など、特徴的な現象を調べた。

BWR では、炉の高度利用の一環として燃料の高燃焼度化や MOX 燃料の利用検討が進められているが、その結果、自然循環運転時の安定領域が変化し、安全余裕が減少する可能性が指摘されている。特に、比較的高出力条件での再循環ポンプ停止事象の際に生じる可能性が有る核熱水力不安定性に起因した間欠的な炉心過熱をはじめ、炉心の冷却限界を含む不安定時での熱水力挙動解明の必要性が指摘されている。原研では、電気ヒーター模擬炉心と原研で開発した高速応答のコンダクタンス式の瞬時ボイド率計を用いて、BWR 炉心のボイド反応度フィードバック模擬を行う核熱水力結合試験装置(THYNC)と、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。

さらに、BWR における制御棒の落下に起因した反応度事故(RIA)時に、炉心で発生する最大燃料エンタルピのボイド反応度フィードバックを考慮した現実的評価に必要な、急加熱燃料棒表面での過渡ボイド挙動の計測に関わる「反応度事故時の過渡ボイド挙動調査」を、経済産業省の原子力安全・保安院からの受託研究である「高度化軽水炉燃料安全技術調査」の一部として14年度に開始した。原研では高燃焼度燃料の RIA 時過渡ボイド挙動模擬に関して、燃料棒の急発熱模擬に必要な過渡特性を有する電源設備の準備などを11年度から開始しており、THYNC 試験で開発した高速応答のボイド率計測技術とあわせ、解析コードの性能評価に必要なデータの取得を目的として、本格的に試験を開始した。試験は、低温での零出力条件を模擬する低圧試験及び高温待機時を対象とする高圧試験の主に2種類の条件下で行い、各々、主に計測技術を開発・検証するために単一のヒーターピンを用いて行う単尺試験体での試験と、実機炉心条件を模擬するための2x2バンドル長尺試験体での試験を、順次19年度まで実施する計画である。

2.3.1 次世代型 PWR の受動的安全系に関する研究

PWR の設計基準事故を超える事故を対象としたアクシデントマネジメント(AM)策の有効性確認のため、ROSA-V/LSTF 装置を用いたシステム実験を行った。本実験では主に、非常用炉心冷却系(ECCS)のうち、高圧注入系(HPI)の全故障を仮定した原子炉容器底部の計装管極小破断 LOCA を模擬し、AM策として実施される蒸気発生器(SG)2次系減圧操作のタイミング及び減圧率が低圧注入系(LPI)作動と炉心冷却に及ぼす影響、ならびに蓄圧注入系(AIS)の隔離失敗による非凝縮性ガスの流入の影響について調べた⁽¹⁾。さらに、LOCA 解析コード RELAP5 等の解析モデルの評価に必要なデータを得た。

まず、AIS による冷却材注入終了後、AIS を加圧する非凝縮性ガス(窒素ガス)の流入がない条件で炉内計装管9本破断(コールドレグ 0.18%破断相当)LOCA を模擬した SB-PV-05 実験を行い、AM策として工学的安全設備作動(SI)信号から10分後に55K/hの定率でSG2次系減圧を開始すると、炉心露出に至る前にLPIが作動し、炉心の長期安定冷却が可能であることを確認した。

次に、AIS の隔離失敗による非凝縮性ガス流入を想定した実験として、炉内計装管10本破断(コールドレグ 0.2%破断相当)LOCA を模擬した SB-PV-03 実験を行い、SI 信号から10分後に55K/hの定率で減圧を開始した。その結果、非凝縮性ガスがSG伝熱管に蓄積して伝熱が阻害され、約8500秒で炉心露出が開始した。

更に、AIS 隔離失敗および SB-PV-03 実験と同一の計装管10本破断を想定し、減圧率を変えて2回実験を行った。そのうち、SG2次側逃し弁全開による急減圧を仮定した SB-PV-04 実験では、炉心露出以前にLPIが作動した。一方、SGの減圧率増大の効果を調べるため、第1のAM策としてSI信号から10分後に55K/hの定率で減圧を開始し、原子炉水位がホットレグレベル以下に低下した時点で、第2のAM策としてSG2次側逃し弁の全開を仮定して行った SB-PV-06 実験では、SB-PV-03 実験と同様に炉心露出が生じた。

これらの実験の1次系圧力を第2.3-1図に示す。AISの注水終了後からLPIの作動開始まで長時間を要することから、特に非凝縮性ガスが流入する条件では、AM策としてSG2次側減圧を高減圧率で早期に開始し、過渡の初期段階で1次冷却材の破断口からの流出率を低下させることが、炉心冷却の確実な確保に重要な役割を果たすことがわかった。

以上の試験に加えて、AIS 隔離失敗とホットレグ底部での0.2%破断 LOCA を想定し、AM策としてSI信号から10分後にSG2次側逃し弁の全開による急減圧を開始した SB-HL-16 実験を行い、破断位置は非凝縮性ガスの流入によって生じる伝熱阻害に顕著な影響を与えないことを明らかにした。

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)の設置が検討されている。

このため原研は10年度より、横型熱交換器の特性評価とPCCSへの適用性の確認を目的とした基礎伝熱試験を日本原子力発電(株)との共同研究として開始した。さらに13年度からは、基礎伝熱試験の結果を踏まえた実規模の熱交換器試験体を用いた大型モデル試験を開始した。また、

PCCS 作動時の横型熱交換器の熱水力挙動に関する解析手法を整備するため、1次元二相流コード RELAP5 の性能検証と管内凝縮熱伝達に関するモデル開発を行うと共に、14年度には熱交換器1次側と2次側の同時解析のために RELAP5 コードと原研が開発した多次元二相流コード ACE-3D との結合コードを開発した。

大型モデル試験では、横型熱交換器の多数本の伝熱管が成す並列流路内の伝熱流動や2次側プール水における多次元流動の影響などの評価を目的とし、熱交換器1次側の圧力、入口蒸気流量、非凝縮性ガス分圧をパラメータとするマトリックス試験を実施した（大型モデル試験体外観図：第2.3-2図）。試験の結果、想定した事故条件では伝熱管束内の伝熱管位置によらず、ほぼ同一の伝熱長さで凝縮が完了することおよび局所除熱量の分布が一様であることを確認した。一方、2次側沸騰二相流は伝熱管束下部においては気泡流であったが、管束内を上方に向かうにつれてチャーン流に似た流れに遷移した（伝熱管束下部と上部の流れの写真第2.3-3図）。この結果、想定事故条件において管束上部では下部に比べて2次側熱伝達が30%程度向上したが、1次側～2次側間の熱抵抗における2次側熱伝達の寄与が30%以下であるために、2次側熱伝達の違いは伝熱管の除熱量分布に大きな影響を与えないことを明らかにした。

一方、常に大気圧条件下にある熱交換器2次側水プールへの給水は容易であるが、給水が失われた状況下で、熱交換器2次側水位が熱交換器全体の除熱性能に及ぼす影響を把握するため、伝熱管束が一部露出するまで水位を低下させる過渡試験を実施した。その結果、コラプスト水位が伝熱管束の半分の高さにおいても熱交換器の大部分が混合水位に覆われるため、熱交換器の除熱性能はほとんど損なわれないことがわかった（第2.3-4図）。さらに、水位の低下に伴って除熱能力に余裕のある伝熱管に選択的に蒸気が流入し、結果として全体の除熱量がほとんど変化しないことを明らかにした（第2.3-5図）。

解析においては、試験結果を用いて PCCS 熱交換器による除熱量を良好に予測できるように改良したコードを用いて、シビアアクシデント時のシステム解析を実施した。その結果、低圧シーケンス、ECCS 全不作動、圧力容器外に落下した熔融炉心と格納容器コンクリート床との反応（MCCI）の停止を仮定した条件において、PCCS 無しの場合には14時間足らずで格納容器内圧力は格納容器の耐圧限界を超えたのに対し、PCCS 有りの場合には約28時間を経過しても耐圧限界を超えることはなく、PCCS の有効性が示された（第2.3-5図）。

PCCS 用横型熱交換器の性能評価に関する試験は15年度に完了したが、その結果、製作経験が豊富であり、軽量で耐震性にも優れ、比較的浅い2次側水プールで利用可能な横型熱交換器は、PCCS 用熱交換器に要求される性能を全て満足することを確認した。特に、熱交換器全体除熱量に対する2次側プール水位の低下の影響が小さいこと、1次側非凝縮性ガスの影響が小さいことなど、種々の点で優れた性能を有することが確認できた。

2.3.3 BWR の核熱結合事象に関する研究

(1) BWR の核熱水力安定性に関する研究

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。このため原研では、時間領域

の三次元核熱水力学解析コード TRAC-BF1/SKETCH-N⁽⁴⁾を開発し、評価・改良を進めている。一方、このような安定性解析手法の検証のための炉内の熱水力パラメータに関する情報は限られている。このため、模擬炉心部にボイド反応度フィードバック機能を付加した核熱結合 (Thermal-hydraulic and Neutronic Coupling : THYNC) 装置による実験を行っている。THYNC 装置 (第 2.3-6 図) では、模擬炉心チャンネル内のボイド率を計測し、沸騰炉心特有のボイド反応度フィードバックをコンピュータで計算し、電気加熱ヒーターの発熱量を実時間制御することで核-熱水力結合を近似的に模擬する。試験部は 2x2 の模擬燃料バンドルを内蔵した同一形状の並行チャンネル 3 体 (試験部 a, b, c) と、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 (4x4 バンドル) 1 体で構成されている。14 年度には、多チャンネル間での領域安定性試験や軸方向出力分布を動的に制御するための改造を実施し、実機模擬性を大幅に改善した。15 年度には、単一チャンネルを対象として、一様発熱分布ヒーターを用いた平均ボイド率 (流れ方向の空間平均) 制御実験、および軸方向可変発熱分布ヒーターを用いた局所ボイド率 (流れ方向に 3 箇所計測) 制御実験を行った。

THYNC 装置は、BWR の単一ホットチャンネルを模擬しており、炉心動特性には一点炉近似に「局所ボイドモデル」を組み合わせた制御式を採用している。炉心動特性解析で広く用いられている一点炉近似モデルは全炉心を対象としたものであり、炉心の一部を切り取った単一チャンネルの動特性に対しては適用することができない。このような局所の炉心の振る舞いを模擬するには、炉心出力/反応度の伝達特性 (ゲイン特性および位相特性) を領域に併せて調節する必要がある。一般に、空間挙動を線形解析で扱うときはモード法⁽⁵⁾が用いられるが、その伝達特性を考察した場合、BWR 不安定が問題となる周波数帯域 (0.1~数ヘルツ) では反応度変化に対して炉心出力は位相遅れなく (位相遅れが無視できるほど小さく) 応答することが知られている^(6,7)。本研究ではこの事実に基づいて、ボイド率変化に対する反応度変化のゲインのみを調節した局所ボイドモデルを採用した⁽⁶⁾。ゲインの低下率は一次モード未臨界度と全炉心一点炉近似のゲイン比較から決定し、その感度を全炉心のボイド反応度係数の約 10 分の 1 と定めた。フィードバック信号であるボイド率は、原研が開発した高応答のコンダクタンス式ボイド率計を用いて計測した。ボイド率計の電極は流路の流れ方向に 3 箇所設置し、一様発熱分布実験では流路全体の平均ボイド率を、軸方向可変発熱分布実験では該当する位置での局所のボイド率をフィードバック信号としてそれぞれ採用した。実験は、定常状態にある沸騰チャンネルに入口弁を急閉開することで流量変動を起こし、この外乱によって励起される振動の減衰を観察した⁽⁸⁾。

一様な発熱分布を有する模擬燃料棒を用いた場合の減幅比について、核熱結合模擬を行った場合と行わない場合の比較を第 2.3-7 図に示す。減幅比とは、外乱などによって誘起された振動が減衰する過程を振幅の比で表したものである。核熱結合を模擬した場合には減幅比がわずかに上昇し、従来の解析に基づく知見を裏付けた。特に、低圧・低出力条件ほどボイド反応度フィードバック模擬による不安定化の傾向が大きく、これは、ボイド率変化に対する流量変化の比 (ゲイン特性) が増加することが原因と考えられる。第 2.3-8 図には、減幅比が 1 となる安定限界時の流路出口クオリティについて、ボイド反応度フィードバック模擬の影響をプロットした。圧力 7 MPa では、核熱結合した場合に安定限界クオリティが 10%程度低下する結果となった。

以上の実験では、流路の平均ボイド率をフィードバック信号として炉心動特性制御を行っているが、安定限界は、炉心の局所ボイド率に支配される熱出力分布の形状に影響されることが知られているため、このような実機炉心の挙動をよりよく模擬する必要がある。そこで、模擬燃料棒のヒータエレメントを流れ方向に3分割し、上・中・下の各領域のボイド率測定値から実時間核動特性計算を行い、当該領域を個別に制御できるように装置を改造して実験を行った。

圧力 2 MPa 及び 7 MPa において、一様発熱分布実験と同様の外乱実験を行った。流量変動減幅比の比較を第 2.3-9 図に示す。2 MPa の場合、両者の減幅比はほぼ同じ結果となった。7 MPa では局所ボイド率制御実験の減幅比が大きく、不安定化する結果となったものの、その差はわずかだった。一般に、全長にわたって平坦化された空間平均ボイド率よりも局所ボイド率の変動のほうが大きくなるため、フィードバック制御における開ループゲイン (= 系全体のゲイン) は増加し、発熱量の変化幅も大きくなるはずである。にもかかわらず、その差が顕著とならなかったのは、ボイド伝播に基づく各部発熱量にも位相差が生じているため、炉心バルクの発熱量振動が平坦化されることにより系の安定化を引き起こし、これらの両効果が相殺したためと考えられる⁹⁾。

(2) BWR 反応度事故時の過渡ボイド挙動に関する研究*

原研では、反応度事故 (RIA) 時の最大燃料エンタルピの現実的評価に資することを目的に、RIA 時に生じる過渡ボイド挙動に関する実験手法の検討を 11 年度に開始し、RIA 時における燃料棒の急発熱模擬に必要な過渡特性を有する電源設備の準備や、コンダクタンス式の瞬時ボイド率計を含む実験技術、さらにはボイド反応度フィードバックを考慮して RIA 時の炉心内発熱分布などを予測する核熱結合解析コード TRAC-BF1/SKETCH-N の開発など、過渡ボイド事象の研究基盤の整備を進めてきた。

14 年度には、経済産業省からの受託事業として行う「高度化軽水炉燃料安全技術調査」の一部として、RIA 時のボイド発生挙動の把握とモデルの評価・改良及び解析コードの性能評価に必要なデータの取得を目的とした「反応度事故時の過渡ボイド挙動調査」を開始した。本調査では、低圧の低温零出力条件を模擬する低圧試験及び高温待機時を対象とする高圧試験を平成 19 年度までの予定で実施する計画である。これらの試験では各々、短尺試験体及び長尺試験体を用いる 2 種類の試験を行う。14 年度に製作した低圧試験用の短尺試験体は、全長 50cm、直接通電による発熱部長さが 20cm の単一ヒーターピン (模擬燃料棒) を使用する。長尺試験体は、直接通電による発熱部の長さは約 30cm であるが、ヒーターピン全長約 4m で 2×2 バンドル形状を有している。長尺試験により、ボイド挙動に影響を及ぼす流体慣性や圧力波及びバンドル効果などに関して実機に近い体系でデータを取得する計画である。

15 年度には、3次元核熱結合解析コード TRAC-BF1/SKETCH-N による予備的な実機相当解析、瞬時ボイド率計測手法の適用性確認及び短尺試験体を用いた低圧試験を実施するとともに、低圧

* 本件には、経済産業省からの委託を受けて実施している「高度化軽水炉燃料安全技術調査」が含まれる。

試験用の長尺試験体を製作した。実機相当解析から得られた RIA 時の燃料棒急発熱に関する情報に基づいて、ヒーターピンの発熱履歴や流入水温度等の試験条件範囲を設定した。過渡ボイド試験に用いたコンダクタンス式の瞬時ボイド率計は、流体内のボイド率（気液の体積分率）変化に伴って変化する流体の電気抵抗を計測する高速応答の手法である⁽⁹⁾。15 年度に実施した種々の試験から、本ボイド率計は、RIA 条件を模擬した大電流直接通電時でも誘導電流などの有害ノイズの無い計測が可能であること、エックス線式のボイド率計測結果との比較から必要な精度の計測が可能であること、過渡的なボイド挙動に十分に追従できる性能を有していることを確認した。低圧・短尺試験では、高速度ビデオの映像と計測データにより、現象の進展を把握するとともに、種々の熱水力条件下における過渡沸騰時の沸騰開始、伝熱面からの気泡離脱に相当する正味の蒸気発生（Net Vapor Generation）の開始、ボイド率、試験部内圧力等に関する基礎的な知見を取得した。

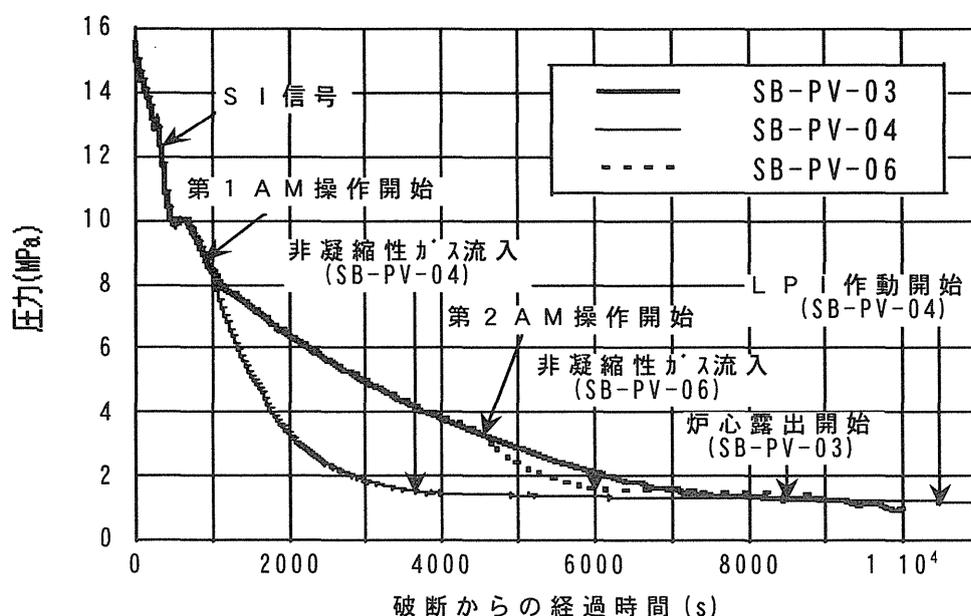
流入水のサブクール度が高い条件で実施した低圧・短尺試験から得られたボイド率の変化を第 2.3-10 図に示す。ヒーターピンの発熱部における気泡の発生及び消滅によりボイド率の増減が繰り返し生じ、その様子は高速度ビデオの映像においても確認された。発熱部における気泡の消滅は、非発熱部に流入した気泡がサブクール水中で凝縮することによって圧力波が発生し、その圧力波が発熱部を伝播することによって水の飽和温度が一時的に上昇するためである。ボイド率の急激な上昇が開始する時間及び位置を評価する上で重要となる「正味の蒸気発生」開始点について、本試験の結果を定常流動沸騰に関する代表的なモデルとして知られる Saha-Zuber モデル⁽¹⁰⁾と比較した結果を第 2.3-11 図に示す。試験から得られたスタントン数とペクレ数の関係は Saha-Zuber モデルとほぼ同様の傾きを有するが、定量的には両者の差が大きいことが判った。このことは、ペクレ数が小さい場合に「正味の蒸気発生」の開始に及ぼす水の流動の影響が小さく、それが伝熱に支配されるという点で、試験結果と Saha-Zuber モデルの予測が定性的に一致するが、本試験における条件下では Saha-Zuber モデルは「正味の蒸気発生」開始点における水の平衡サブクール度を過大評価することを示すものである。

参考文献

- (1) Suzuki, M., et al., "Effects of Secondary Depressurization on PWR Bottom Small Break LOCA Experiments in Case of HPI Failure and Non-condensable Gas Inflow," Proc. the 6th Int. Topical Mtg. on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics, Operation and Safety (NUTHOS-6), Nara, Japan, 2004.
- (2) Kondo, M., et. al. "Experimental observation of thermal-hydraulic behavior in PCCS horizontal heat exchanger," 1173, GENES4/ANP2003, 2003.
- (3) 近藤、他、"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(8) - 2 次側水位の影響 -," D35、原子力学会 2004 年秋の大会。
- (4) Asaka, H., et al., "Coupling of the Thermal-Hydraulics TRAC Codes with 3D Neutron Kinetics Code SKETCH-N," Preliminary Proc. the OECD/CSNI Workshop on Advanced

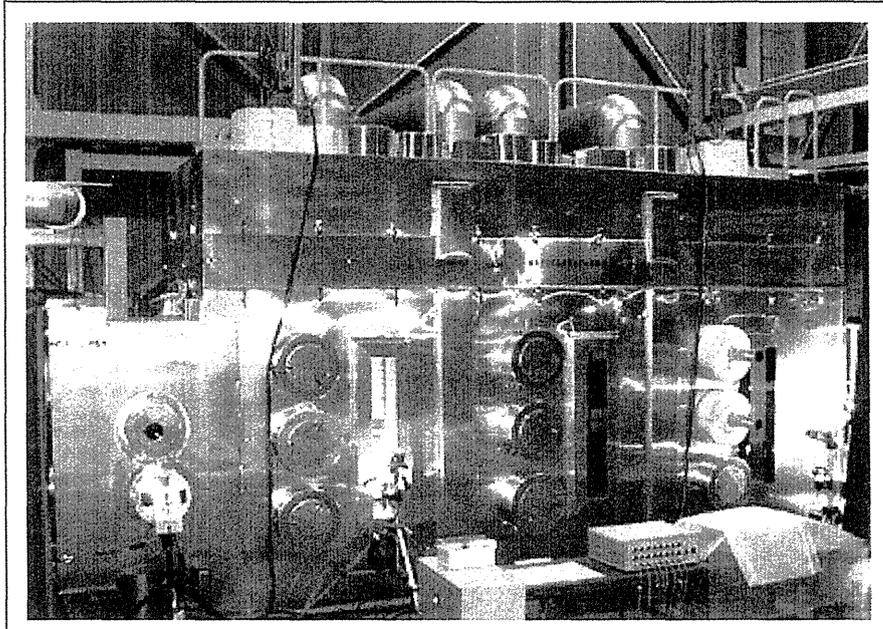
Thermal-Hydraulic and Neutronics Code: Current and Future Applications, Barcelona, Spain, April 10-13, 2000.

- (5) Hashimoto, K., "Linear Modal Analysis of Out-Of-Phase Instability in Boiling Water Reactor Cores," Ann. Nucl. Energy, 20, 789-797, 1993.
- (6) Takeuchi Y., Takigawa Y., Uematsu H., "A Study on Boiling Water Reactor Regional Stability from the Viewpoint of Higher Harmonics," Nucl. Technol., 106, 300-314, 1994.
- (7) 姉川尚史、堀田亮年、江畑茂男、別所泰典、津田勝弘、"BWR 核熱水力安定性に関する最近の話題 領域安定性および設計・運転面での取り組み、" 日本原子力学会誌、38、348-356、1996.
- (8) Iguchi T., Sibamoto Y., Asaka H., Nakamura H., "Experimental study on thermal-hydraulics and neutronics coupling effect on flow instability in a heated channel with THYNC facility," Proc. 10th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-10), Seoul, Korea, Oct. 5-9, A00511, 2003.
- (9) 井口正、浅香英明、柴本泰照、中村秀夫、"THYNC 安定性試験 (軸方向ボイド率分布を考慮した核熱結合試験結果)、" 日本原子力学会 2004 年春の年会、L24、岡山大学、2004.
- (10) Saha, P. and Zuber, N., "Point of Net Vapor Generation and Vapor Void Fraction in Subcooled Boiling," Proceeding of the 5th Int. Heat Transfer Conf., Tokyo, 1974.



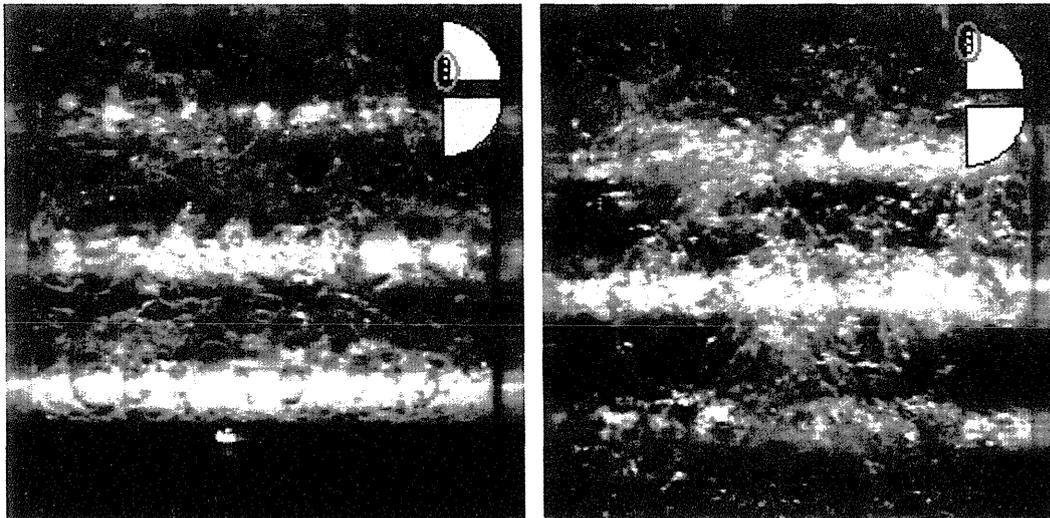
第 2.3-1 図 1 次系圧力の過渡変化(SB-PV-03、SB-PV-04 及び SB-PV-06 実験)

非凝縮性ガス流入を想定し、SG 2 次系減圧率を変えた 3 実験の 1 次系圧力を示す。SB-PV-03 実験と SB-PV-06 実験では炉心露出が生じ、SB-PV-04 実験では炉心露出以前に LPI が作動した。



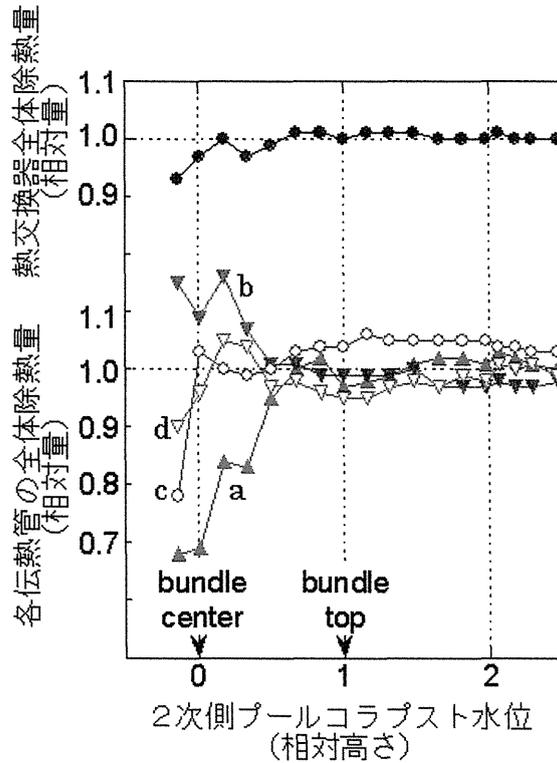
第 2.3-2 図 大型モデル試験体外観図⁽²⁾

鉛直断面で半割とした実機大の伝熱管束 1/2 基を内部に有する。断熱材によって囲まれたプールには内部の流動を視認するための窓が多数設けられている。



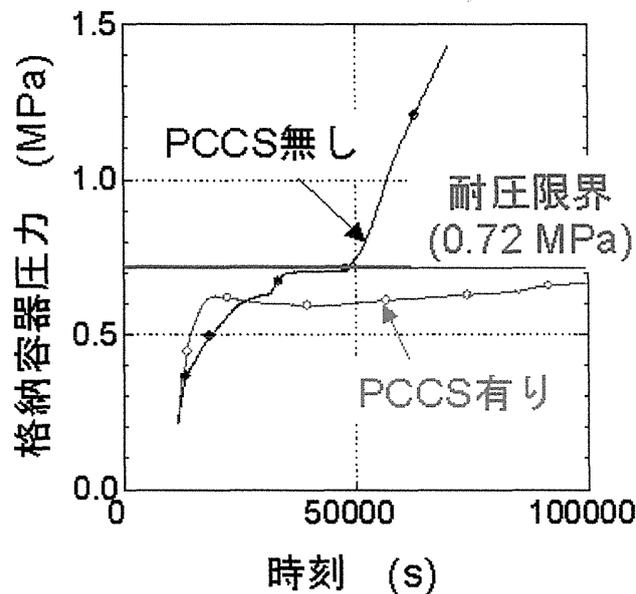
第 2.3-3 図 伝熱管束下部（左）と上部（右）の流れの写真⁽²⁾

飽和温度の 2 次側プール水は上流側伝熱管束の下部において発泡、気泡流を成すが、上部においてはチャーン流に似た流れへと遷移し、2 次側熱伝達率が増大した。



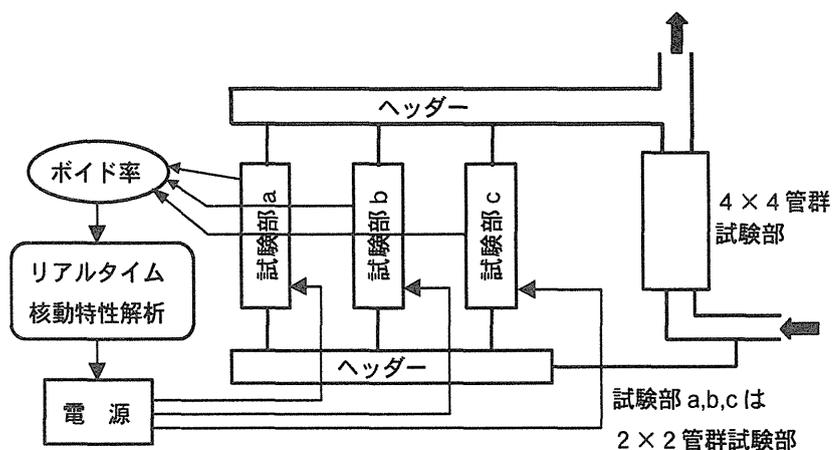
第 2.3-4 図 2 次側プール水位低下時の熱交換器全体除熱量と各伝熱管の全体除熱量⁽³⁾

一部の伝熱管が二相水面上に露出すると、圧力損失が増大するため、その伝熱管への流入蒸気量が減少し除熱量が減少するが、他の伝熱管では流入する蒸気量が増大し除熱量が増加するため、熱交換器全体の除熱量はほとんど低下しない。

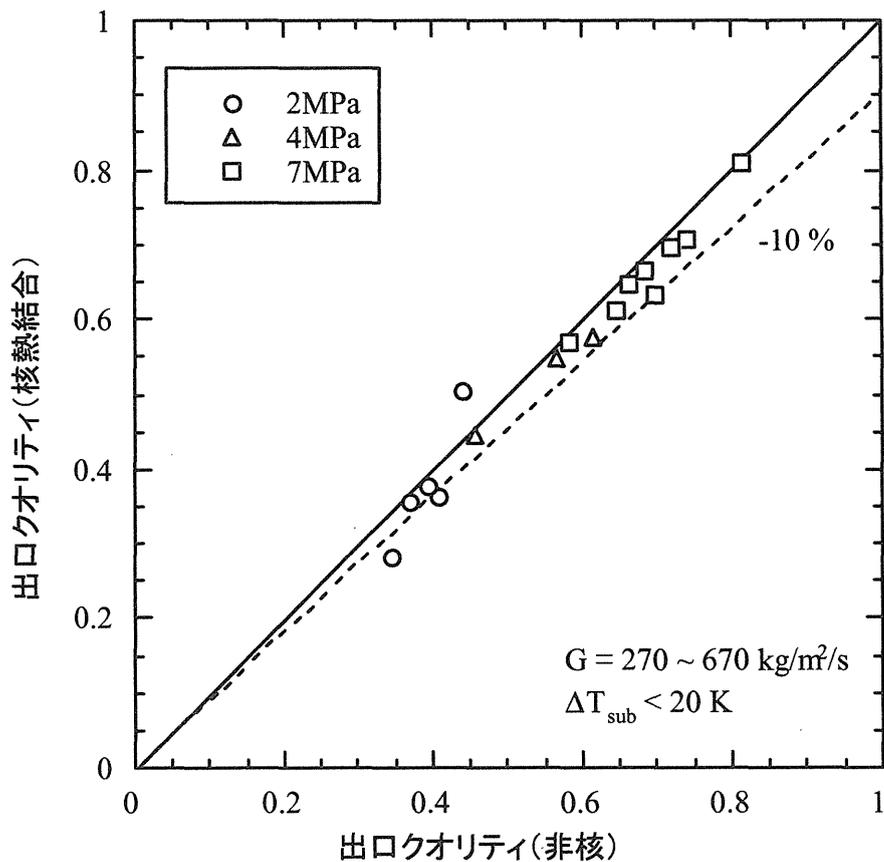


第 2.3-5 図 PCCS の有無がドライウェル圧力変化に与える影響

低圧シーケンス、非常用炉心冷却装置 (ECCS) 全不動作、圧力容器外に落下した熔融炉心と格納容器のコンクリート床との反応 (MCCI) の停止を仮定した条件における PCCS の有効性

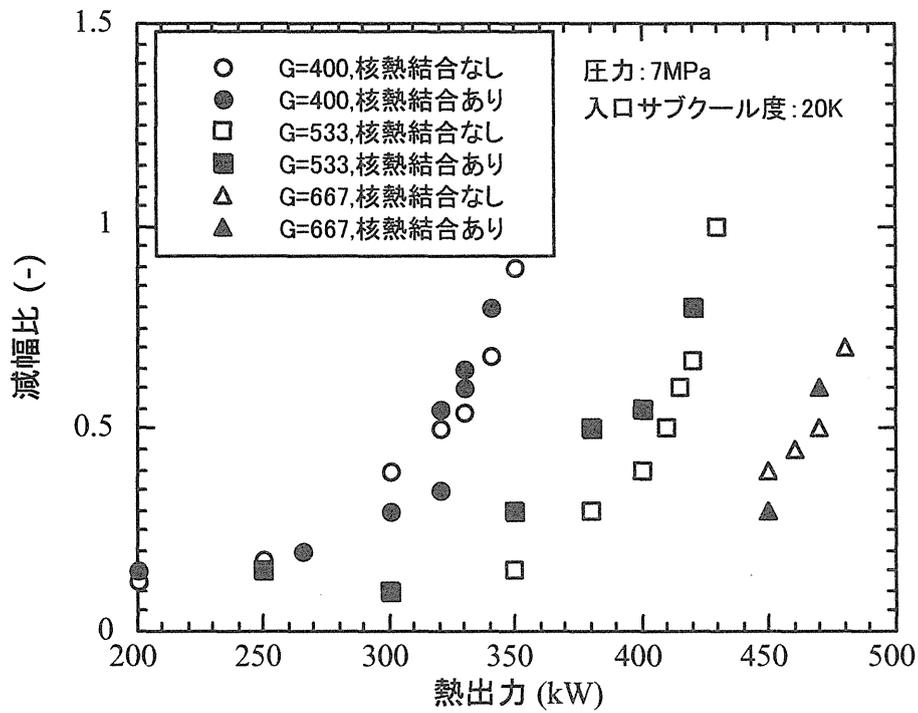
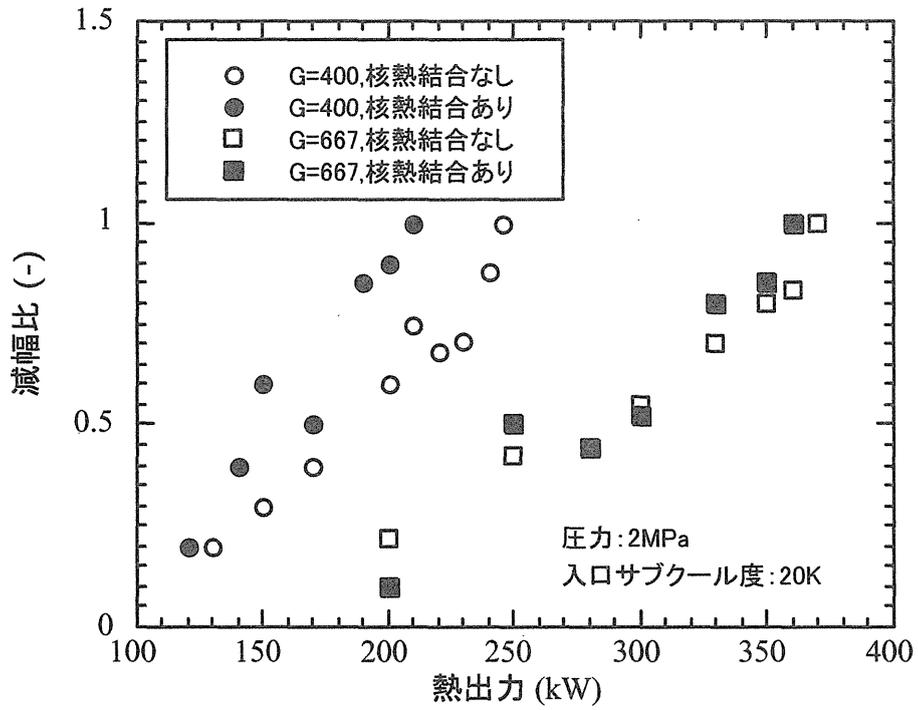


第 2.3-6 図 核熱結合試験装置 (THYNC loop)

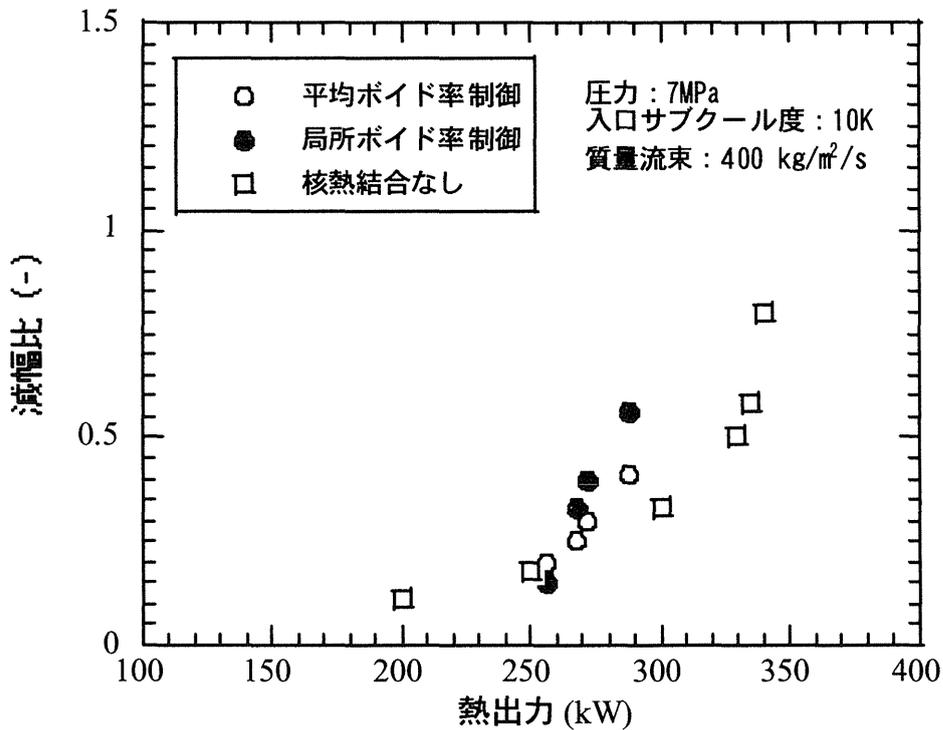
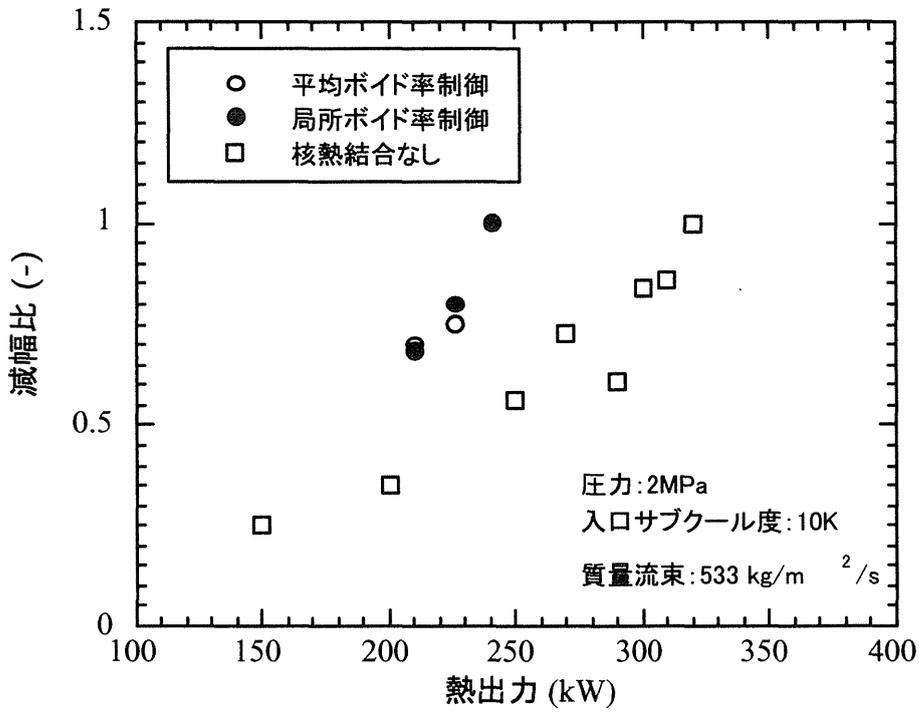


第 2.3-7 図 外乱印加時の減幅比の比較 (一様発熱分布実験) ⁽⁸⁾

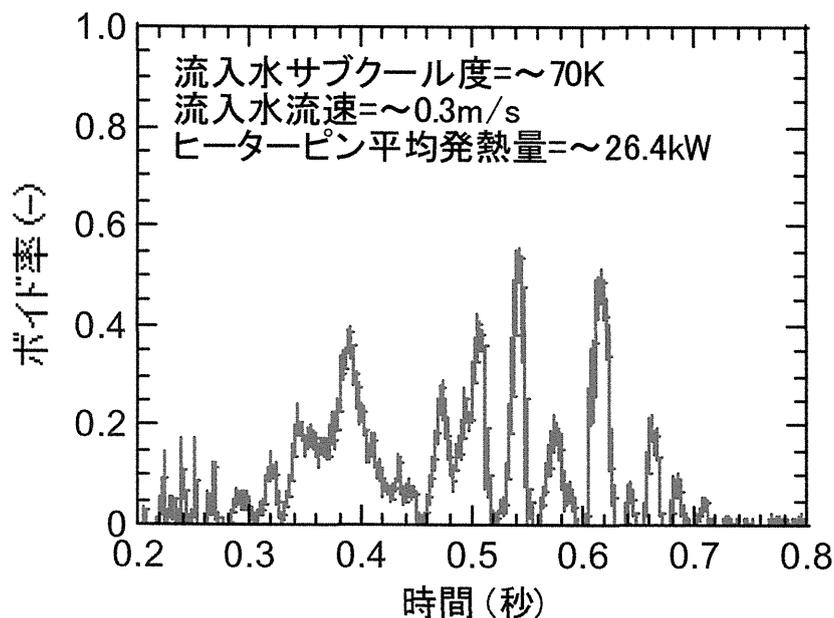
核熱結合ありの場合は、なしの場合よりも減幅比が大きくなる。しかし、その差は小さい。



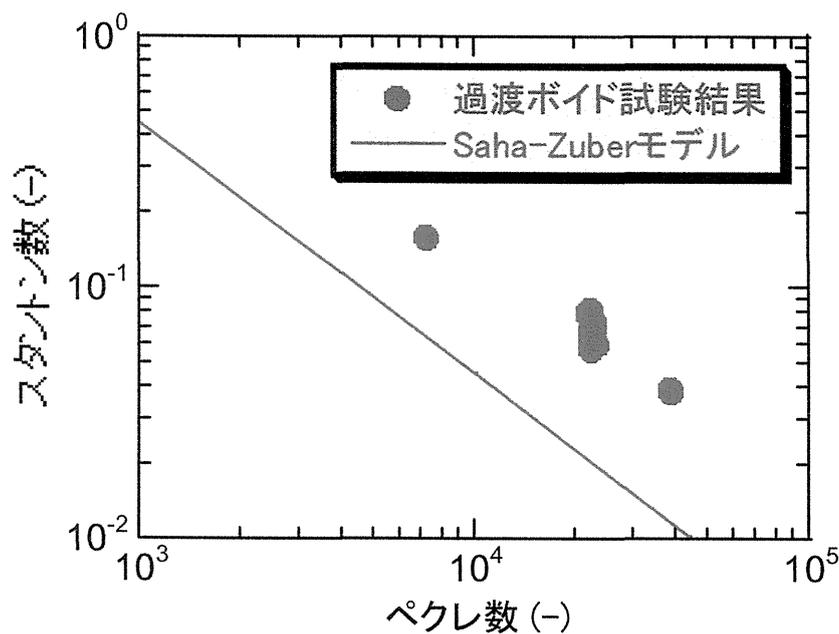
第 2.3-8 図 安定限界時の出口クオリティの比較 (一様発熱分布実験)
 高圧時 (7MPa) における安定限界クオリティは、核熱結合した場合わずかに低下する。



第 2.3-9 図 外乱印加時の減幅比の比較 (軸方向可変発熱分布実験)
単チャンネルを模擬した実験。平均ボイド率制御と局所ボイド率制御の減幅比の差は小さい。



第 2.3-10 図 高サブクール水条件下の低圧・短尺試験におけるボイド率の履歴
 ヒーターピン発熱部における気泡の発生や消滅などによりボイド率が増減する。流体電気抵抗の計測に基づくボイド率計がこのような過渡的なボイド率変化に追従できることを確認した。



第 2.3-11 図 正味の蒸気発生開始点に関する試験結果と Saha-Zuber モデルとの比較
 試験結果の傾きがモデルとほぼ同じであるものの定量的には両者の差が大きい。モデルにより予測される「正味の蒸気発生」開始点の水のサブクール度が試験よりも大きいことを示している。

2.4 リスクの評価と管理に関する研究

原子力施設のリスクを評価する確率論的安全評価（PSA）を始めとする安全評価の手法を整備・改良するとともに、これらを活用した解析を行うことにより、安全評価に関する指針等の高度化や一層の安全性向上に資することを目的として、1. シビアアクシデント解析コードの実験的検証及び改良に関する研究、2. シビアアクシデントのリスク評価及びその不確かさ評価に関する研究、3. 原子力防災に関する研究、4. 地震リスクマネジメントに関する研究を行っている。

シビアアクシデント解析コードの実験的検証及び改良に関する研究では、リスクを評価するための確率論的安全評価（PSA）の手法の信頼度を高めることを目的としてシビアアクシデント時のプラント内での事故の進展及び放射性物質の放出・移行過程の解析コードについて、リスク評価の観点で重要な現象や不確かさの大きい現象を選定して、実験により機構論的なモデルの検証・改良を進めている。現在は、水蒸気爆発と燃料からの放射性物質の放出について研究を進めている。シビアアクシデントのリスク評価及びその不確かさ評価に関する研究では、これまでに開発・整備した軽水炉のためのPSA手法を安全に関する課題に適用する研究を行うと共に、PSA結果を現実の意思決定に適用する際に重要となる不確かさの評価手法の開発を進めている。原子力防災に関する研究では、原子力施設の事故時における緊急時対応の実効性をより一層向上させるため、特に緊急時計画策定を支援する基礎データを得ることを目的として、これまで原研で実施してきたPSAやシビアアクシデント研究の成果を活用し、防護対策判断のための指標や対策範囲の検討、対策の有効性を評価するためのデータの整備を行っている。地震リスクマネジメントに関する研究では、原研で開発した地震PSAの手法を用いて、安全目標の検討に役立つ情報や地震に起因するリスクの寄与因子の把握と低減方策の検討に役立つ情報をえるための研究を行っている。

2.4.1 シビアアクシデント解析コードの実験的検証及び改良

(1) 溶融炉心/冷却材相互作用(FCI)

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る。その様相は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場合があり、シビアアクシデントの終息に対して直接的な意味を持つ溶融炉心冷却の可否を判断する上で、また格納容器への衝撃負荷をもたらし得る現象として重要である。このため、原研ではFCIについて解析及び実験による研究を実施している。

平成14～15年度には、解析的研究として、原研で開発している水蒸気爆発解析コードJASMINEの検証・改良をすすめた。また、実験的研究として、実機溶融炉心と流体力学的及び熱的に似た性質をもつ高温の酸化融体を用いたFCI実験を開始した。このうち実験的研究及びコードの検証のための解析は、次節で述べる原子力損害賠償制度に関する技術的基礎調査研究の一環として実施しているものである。

JASMINEコードは高温融体、水、水蒸気及び非凝縮性ガスを含む混相流解析により、水蒸気爆発の粗混合過程（融体が水中に落下した後、膜沸騰状態でゆっくりと分裂しながら水と混合する過程）及び伝播・膨張過程（衝撃波による融体の細粒化と急速伝熱が進行し、衝撃波の成長と周囲への仕事を生じる爆発的な過程）（以下では爆発過程と称する）のシミュレーションを行うものである。これまで粗混合解析コードJASMINE-preと爆発解析コードJASMINE-proの2つを並行

して開発してきたが、平成 15 年度にはこの 2 つの機能を統合して JASMINE ver.3 とした。第 2.4-1 図に JASMINE ver.3 の概要を示す。粗混合過程の解析(粗混合モード)では、高温融体を水中に落下するジェット、水プール底に堆積する連続層(融体プール)及び水中に分散する粒子(液滴または固体粒子)の 3 成分モデルで記述し、融体ジェットが水中で分裂し液滴を発生する過程、液滴が水中で放熱し固化する過程など主な物理過程を機構論的なモデルで評価する。爆発過程解析(爆発モード)では、トリガリングの位置と時刻を与え、圧力波の伝播に伴う融体の細粒化、急速な伝熱及び水蒸気発生等の物理過程モデルを使用する^(1,2)。

原研は平成 14 年度より OECD/NEA/CSNI による水蒸気爆発解析コードの性能検証及び課題抽出に関する国際協力研究計画である SERENA(原子力利用における水蒸気爆発問題の解決)計画フェーズ 1 に参加している。平成 15 年度までに実炉における水蒸気爆発発生条件の検討、粗混合実験解析及び爆発実験解析の 3 つのタスクがほぼ終了しており、今後、実炉解析及びまとめの 2 つのタスクが実施されることになっている。これまでに行った粗混合及び爆発過程に関する実験解析では、EU のイストラ研究所で行われた FARO/KROTOS 実験等の解析を実施した。JASMINE コードはサブクールの大きな水プールにおけるアルミナ及びコリウム(酸化ウラン・酸化ジルコニウム混合物)融体の粗混合及び爆発挙動をよく模擬できることを確認した。また、融体の水中での固化を考慮することにより、実験で明らかになっているアルミナとコリウムの爆発挙動の違い(アルミナは激しい爆発を起こしやすいのに対し、コリウムは爆発しにくく、爆発しても弱い)を解析で再現することができた。第 2.4-2 図に、KROTOS-42 実験(大気圧、20℃の水プールにアルミナ融体 1.5kg を投下)及び FARO-L33 実験(0.41MPa、20℃の水プールにコリウム融体 100kg を投下)の粗混合過程のシミュレーション結果を示す。コリウムの場合、融点及び融体の初期温度が高く、また水中でアルミナよりも細かく分裂する傾向があるために冷却が速く、固化がアルミナに比較して短時間で生じる。シミュレーションの結果は粗混合領域の下部で既に粒子の固化が生じていることを示す。第 2.4-3 図に、爆発解析の結果得られた壁面上の圧力履歴を実験結果と比較して示す。実験で観測されたように、コリウムを用いた FARO-L33 の方が圧力が小さいことが解析によって再現された^(1,2)。一方、飽和温度の水中における粗混合挙動の解析では、JASMINE は他機関のコードと共にボイド率を過大評価する傾向がある等の課題が明らかになり、今後これに関するモデル改良を行うことにしている⁽³⁾。

実験的研究として、水蒸気爆発の粗混合過程における融体の分裂挙動に関するモデルの検証及び改良を目的として、高温酸化物融体を用いた粗混合実験*を開始した。特に粗混合過程に着目したのは、爆発過程に比較して粗混合過程の物理モデルの方が、水蒸気爆発の影響(発生する仕事の総量)評価における不確かさへの寄与が大きく、また、粗混合過程における融体分裂や液滴直径については物理的機構や融体物性の影響を考慮した相関式が未確立だからである⁽⁴⁾。

本実験では実炉での粗混合過程における融体の分裂や冷却・固化挙動、また、融体ジェット近傍での大量の水蒸気発生とその浮力による激しい上昇流などの混相流挙動を模擬するため、実炉溶融炉心物質に類似した流体力学的・熱的性質をもつ酸化物融体を使用することにした。このために必要な実験技術開発として、坩堝及び融体材料の共存性、高周波加熱による溶融及び融体投下に関するフィージビリティについて予備実験等に基づき検討した。結果的に、黒鉛製坩堝であ

*本件には、文部科学省からの委託を受けて実施した「原子力損害賠償制度に関する技術的基礎調査研究」の成果が含まれる。

ルミナ-ジルコニア混合物（質量比 50.5:49.5wt%）を熔融し、黒鉛坩堝の下部を破壊して融体を投下する方法を用いることにした。平成 15 年度に実験装置を完成し、水深 1.2m 及び 2.1m のサブクール水プールに直径約 30mm の融体ジェットを投下する実験を 2 回行い、粗混合領域の広がり、ジェット分裂長及び粒子径分布等に関するデータを得た。第 2.4-4 図に実験で観測された粗混合挙動を示す⁽⁶⁾。今後、サブクール度、水深及び融体材料を変化させて 10 回程度の実験を実施し、融体ジェット分裂の機構論的モデルの開発・検証に役立てる予定である。

(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、対象は UO_2 燃料からの放出に限られていた。また、実機では事故シーケンスによっては数 MPa 以上の圧力で炉心の損傷が進行する場合があるにもかかわらず、技術的な困難さから、実験は大気圧、2700K 以下で行われ、実機条件への適用性に疑問があった。さらに、MOX 燃料からの放出に関するデータベースが不足していた。このため、高温・昇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、11 年から VEGA (Verification Experiments of radionuclides Gas/Aerosol release) 計画⁽⁶⁾を進めている。また、13 年度からは次節で述べる原子力損害賠償制度に関する技術的基礎調査研究の一環として、特に燃料熔融温度を超える高温での低揮発性の放射性物質の放出に関するデータの取得に主眼を置いた実験を加えることとした。

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 3,150 K まで昇温するとともに、これまでは計測等の困難性からほとんどデータが取得されていなかった短半減期核種や低揮発性核種、アクチニドの放出挙動を調べている。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、 γ 線検出器などから構成される⁽⁷⁾。水蒸気雰囲気で行う場合、坩堝等、加熱炉の主要材料には 3000K を超える高温でも使用できるトリウム酸化物（トリア ; ThO_2 ）を使用する。

これまでに 9 回の実験を行った。それらの実験条件と放射性物質の最終的な放出割合を第 2.4-1 表に示す。高温では、燃料の融点以下の 2,800K 前後から燃料泡状化により揮発性 FP の放出が加速し、融点付近で全放出になること、しかしながら、低揮発性 FP は、燃料熔融を 20 分経過した後も放出は増加しないことを明らかにした⁽⁸⁾。雰囲気影響では、燃料の酸化により揮発性 FP の放出がわずかに増え、低融点の酸化物生成により Ru 放出が大幅に増大することを観測した。JRR-3 で事前に燃料を再照射した実験では、再照射しない実験では観測できなかった短半減期 FP の放出データを取得し、測定対象 FP の種類を大幅に増加させた。

圧力影響を調べた実験^(9,10)では、1.0MPa では 0.1MPa に比べ Cs 放出が約 30% 減少することを観測した。この現象は、結晶粒内拡散に加え開気孔中ガス拡散を考慮した 2 段階拡散モデルにより

説明できることを明らかにした。また、この数値計算モデルに基づき、従来モデルで与えられる放出率係数 k に $1/\sqrt{P}$ を掛けるだけで圧力影響が近似できる簡易モデルを導出した。さらに、この簡易モデルを原研のソースターム評価用コードTHALES2 に組み込んで、BWRの様々な炉心損傷事故シーケンスにおけるCsIの放出を調べた所、高圧下で炉心からの放出が抑制されることにより、一次系内での放出が減少するが、その分だけ炉心崩壊後または圧力容器破損後の放出量が増加するため、環境への放出量はこの効果を考慮すると大きくなる場合と小さくなる場合があることが確認された⁽¹¹⁾。

また、ATRふげんで照射されたMOX燃料を用いて行った実験^{(12)*}では、軽水炉でのプルサーマル化の影響を調べる上で有用なデータが得られた。第2.4-5図に示すように、被ばく評価上、重要な核種であるセシウムが UO_2 燃料よりも低温の1,000K前後から放出し始め、3,123Kでほぼ全放出となることが明らかになった。また、絶対量は小さいもののPu放出が2800K以上で増加することを観測したが、従来モデルではこれを予測できないため、測定データに基づいてMOX燃料に対する実験式を作成した。この実験式を原研のソースターム解析コードTHALES2 に組み込んで代表的な炉心損傷シーケンスについて格納容器へのPu放出割合を計算した結果、現行の立地評価におけるPu瞬時1%放出の仮定は、MOX燃料を用いた場合にも十分に保守的であることを確認した。さらに、他の放射性物質も含めた放出挙動について、 UO_2 燃料実験に基づくORNL-Boothモデルで評価した結果、2200K以下のCs放出は若干過小評価となるものの、ほぼ予測可能であることが明らかになった。U-235 とPu-239 の収率の差と、実験で得られた放出割合から予測される UO_2 とMOX燃料からの放出量はほぼ同等であることから、シビアアクシデント時のMOX燃料からの放射性物質放出挙動は、原子炉のリスク評価の観点では、 UO_2 燃料の場合と比べてほとんど差が無いと考えられる。

2.4.2 シビアアクシデントのリスク評価及びその不確実さ評価

原子力発電所における事故時損害の検討では、大規模な損害をもたらさう事故シナリオについて、その損害の態様を知るだけでなく、事故時損害の大きさと発生頻度の関係（リスク曲線）を定めることが重要である。原研では、既に、平成13年度までに、炉心損傷頻度の評価までを行うレベル1PSA、格納容器破損頻度及び放射性物質の放出量までの評価を行うレベル2PSA、環境影響と公衆のリスクの評価までを行うレベル3PSAについて、手法の整備とBWRのモデルプラント(BWR-5 Mark-II)を対象とする評価を実施してきた。しかし、これらのPSAの結果については、ランダムネスや知識不足に起因する不確実さが存在しており、その評価が課題となっている。そのため、平成14年度から15年度には、PSAの持つ不確実さを定量化するためにレベル1からレベル3までの不確実さ評価手法及びデータの整備を進めた。

(1) 炉心損傷頻度の不確実さ評価*

事故発生頻度とソースタームの不確実さ評価手法についての構成を第2.4-6図に示す。BWRプラントの炉心損傷頻度の評価については、原研では、評価に必要な機器故障率データについて、主として米国のデータを用いている。そして、これらの機器故障率に含まれる不確実さが解析モデル(システムイベントツリー(ET)/フォールトツリー(FT))を通じて伝播して生ずる炉心損傷頻度の不確

*本件には、文部科学省からの委託を受けて実施した「原子力損害賠償制度に関する技術的基礎調査研究」の成果が含まれる。

実さを検討している。平成 14 及び 15 年度において、既存の ET に事故緩和策として導入されたアクシデントマネージメント策を反映するとともに、機器故障率に含まれる不確実さの検討を行った。炉心損傷頻度の不確実さ評価のツールとしては、米国 NRC の SAPHIRE コード⁽¹³⁾や不確実さ伝播解析コード PREP/SPOP^(14, 15)を導入し、一次評価を実施した。その結果、機器故障率の不確実さによる全炉心損傷頻度の不確実さは、 7.9×10^{-7} (平均値)、幅 3.7×10^{-7} (5%値) ~ 2.0×10^{-6} (95%値) と 1 桁程度の幅となることが分かった。そして、炉心損傷頻度に寄与する事故シーケンスとしては、残留熱除去機能が喪失するシーケンスであり、中でもタービントリップ及び主蒸気隔離弁閉を起因事象とする事故シーケンスの影響が大きい結果となった。

(2) 格納容器破損頻度の不確実さ評価*

BWR プラントの格納容器破損頻度の評価には、事故進展に強く影響する物理現象（水蒸気爆発、水素燃焼等の格納容器破損モード）の発生やシステムの作動/停止、回復操作の成功/失敗等の事項を分岐とする格納容器イベントツリー（CET）を用いており、レベル 1PSA から伝播してくる不確実さだけでなく、CET の各分岐を伝播し生じる格納容器破損頻度の不確実さを検討している。平成 14 及び 15 年度において、格納容器破損頻度の不確実さ評価のツールとして CET コードを整備すると共に各分岐確率の不確実さの検討を行った。特に、早期に大量の FP 放出に至る可能性があるため環境影響上重要となる炉内蒸気爆発に起因した格納容器破損の発生確率については、ROAM (Risk Oriented Accident Analysis Methodology) 手法を用いて詳細な検討を実施しており、今後、ここで得られた知見を CET の分岐確率に反映させる予定である。一次評価の結果、全格納容器破損頻度の不確実さは、 3.1×10^{-7} (平均値)、幅 1.5×10^{-7} (5%値) ~ 5.9×10^{-7} (95%値) で 1~2 桁の幅となり、支配的な格納容器破損モードは、炉心溶融前の格納容器過圧破損であった。これは炉心溶融が開始される前に格納容器が破損する高圧注入系作動で崩壊熱除去に失敗する事故シーケンスにおいて生ずる破損モードである。この破損モードは、AM 策の一つである格納容器ベントを行うことにより回避されるため、格納容器ベントの失敗確率が全格納容器破損頻度に強く依存している。

(3) ソースタームの不確実さ評価*

BWR のソースターム評価については、モデルプラントを対象としたソースタームの不確実さ評価を実施している。これまで実施された不確実さ評価手法としては、米国 NRC が NUREG-1150⁽¹⁶⁾で実施した XSOR などのパラメトリックコードと複数の専門家判断を用いた手法が存在しており、この手法をベースにシビアアクシデント解析コード THALES2⁽¹⁷⁾を用いた評価手法を検討した。この検討では、1) 不確実さ因子の同定、2) 変動させるパラメータ（変動パラメータ）の選定、3) 各変動パラメータの不確実さ幅の推定を行った。1) の不確実さ因子の同定では、NUREG-1150 で選定された因子をベースとした。2) の変動パラメータの選定では、1) で同定した不確実さ因子に関連するパラメータを THALES2 の入力データから選定した。さらにシビアアクシデント解析コードを用いる上でソースターム結果の違いとなりうるデブリの冷却性などの物理現象に関連するパラメータを追加し計算コード依存性の低減を図った。3) の変動パラメータの不確実さ幅の推定は、近年の実験研究及び解析的研究の成果を調査し検討した。結果の一例として、炉心注入系が全く働かない TQUV シーケ

*本件には、文部科学省からの委託を受けて実施した「原子力損害賠償制度に関する技術的基礎調査研究」の成果が含まれる。

ンスのドライウエル過圧破損の結果を示す。このシナリオにおける格納容器破損時刻と環境へ放出される CsI の不確実さ幅を第 2.4-7 図及び第 2.4-8 図に示す。格納容器の破損時刻の不確実さ幅は、31.7 [hr] (平均値)、25.4 (5%値)～37.6 (95%値)、環境へ放出される CsI (対初期炉内内蔵量) の不確実さは、 9.3×10^{-2} (平均値)、幅 1.2×10^{-2} (5%値)～ 2.1×10^{-1} (95%値)であった。今後、その他の事故シーケンスに対する不確実さ計算を行う予定である。

(4) 環境影響に関する不確実さ評価*

環境影響の評価手法とデータの整備では、これまで原研で実施してきた軽水炉モデルプラントのレベル 3PSA で得られた知見をベースに、環境評価手法及びデータを最新の情報に基づいて更新し整備すると共に、環境影響評価に係わる様々な不確実さや変動要因を考慮して、軽水炉の事故影響を把握することを目的としている。

パラメータの不確実さに関しては、炉心損傷及び格納容器破損頻度及びソースターム評価から得られた BWR の代表的事故シナリオを対象に、確率論的事故影響評価コード OSCAAR の入力パラメータに関する不確実さ伝播解析を実施した。その結果、早期健康影響については、気象条件に関する期待値の不確実さ巾(95%値/5%値)は約 3 桁と大きい、晩発性健康影響の不確実さ巾は約 50 と小さいこと、人の健康影響に比べ防護対策に係わる評価項目(避難人数、移転を要する面積、食物摂取制限量)の不確実さ巾は、最大でも約 20 と比較的小さいことが明らかとなった。

モデルの不確実さ分析では、OSCAAR コードの大気拡散・沈着モデル及び長期被曝線量評価に含まれる食物連鎖モデルの不確実さを、新たに整備したより詳細なモデルとの比較計算により検討した。大気拡散・沈着モデルの不確実さの検討では、米国コロラド州立大学によって開発された詳細大気中移行モデル RAMS/HYPACT を用い、比較的平坦な地形をもつサイトを対象として、様々な気象条件における集団線量の結果を OSCAAR の結果と比較検討した結果、計算された集団線量のスペクトルに大きな相違は見られなかった⁽¹⁸⁾。今後、OSCAAR では厳密には模擬できない複雑地形を持つサイトを対象とした比較計算を実施し、地形による大気拡散・沈着モデルの不確実さへの影響を検討する必要がある。また、食物連鎖モデルの不確実さの検討では、環境中の核種移行に関する最新の知見に基づき、地域特性をも考慮した詳細な長期影響評価コード COLINA と OSCAAR をチェルノブイリ事故の Cs-137 汚染に関するテストシナリオに適用し比較をおこなった。長期被曝線量評価の不確実さに大きく寄与する人体への Cs-137 取込み量の両コードの差は、ファクター 2 程度で大きなモデルの不確実さは見出されなかった⁽¹⁹⁾。

(5) 安全目標とその不確実さに関する検討

本研究では、現在、原子力安全委員会が進められている安全目標策定の技術的課題に関する基礎情報を提供するため、原子力発電プラントのレベル 3PSA の実施を通して手法の整備・改良を行うとともに、リスクの定量化とその支配因子、並びにリスクの不確実さとその不確実さ寄与因子の同定を進めている。

欧州共同研究センター・イスプラ研究所と原研が共同で開発したモンテカルロ法に基づく不確実さ伝播・感度解析コード PREP/SPOP を原研の確率論的事故影響評価コード OSCAAR と結合し、モ

*本件には、文部科学省からの委託を受けて実施した「原子力損害賠償制度に関する技術的基礎調査研究」の成果が含まれる。

デルの仮定や入力パラメータ値に対する感度が高く、不確実さが大きいと考えられる早期健康影響を対象に、大気拡散、線量及び健康影響に関連する入力パラメータの不確実さ・感度に関する予備解析を実施した⁽²⁰⁾。第 2.4-9図には、軽水炉モデルプラントのレベル3PSAで考慮した広範な事故シナリオの解析から早期健康影響に最も支配的な事故シナリオを対象に、関連する23の入力パラメータの不確実さ分布からサンプリングされた128組のパラメータセットについて、OSCAARの解析で得られた個人の平均早期死亡リスクの距離分布を箱ひげ図で示した。敷地近傍のリスクの不確実さ巾は、分布の95%値と中央値の比で凡そファクター3~8程度となった。また、早期死亡リスクの不確実さに関係するパラメータの寄与度を解析した結果、主に拡散に関するパラメータと吸入の被曝経路に関連するパラメータの不確実さ寄与が大きいことが明らかとなった。

この予備解析で用いたパラメータの不確実さ分布は、文献情報等に基づく解析者の導出に拠るものである。より客観的な専門家判断情報に基づく不確実さ解析を実施するため、専門家判断情報からモデルの入力パラメータの不確実さ分布を確率逆変換によって導出する方法を整備した⁽²¹⁾。整備した手法を用い、欧州委員会と米国原子力規制委員会が共同で組織した「確率論的事故影響の不確実さ解析のための専門家判断」⁽²²⁾で得られた専門家判断情報を用いて、公衆の被曝線量評価に用いる線量係数の不確実さ分布を評価した。内部被曝に関する専門家パネルから、放射性核種の器官における残留量等の測定可能な量に関する不確実さ分布(5%、50%、95%値)が得られている。これを用いて、線量係数の不確実さ分布を解析するため、体内動態モデルの入力パラメータ(移行係数又は生物的半減期)に関する不確実さ分布を確率逆変換によって求めた。原研で開発した最新のICRPモデルに準拠した内部被曝線量計算システムDSYSの入力として、得られた生物的半減期の不確実さ分布を考慮した線量係数の不確実さ伝播解析を行った。第 2.4-10図に示すように、Cs-137に対する成人の経口摂取による50年預託線量係数の不確実さは、95%値と5%値の比で約7、ICRP勧告値は中央値付近に位置する結果が得られた。今後、同様に専門家判断情報を利用してOSCAARの入力パラメータの不確実さ分布を求め、それを入力としてレベル3PSA結果の不確実さの定量化を行うとともに、不確実さに寄与の大きな因子を見だし、不確実さの低減化に役立てる。

2.4.3 原子力防災に関する研究

本研究では原子力施設の事故時における緊急時対応の実効性をより一層向上させるため、特に緊急時計画策定を支援する基礎データを得ることを目的として、これまで原研で実施してきたPSAやシビアアクシデント研究の成果を活用し、防護対策判断のための指標や対策範囲の検討、対策の有効性を評価するためのデータの整備を行っている。

国際原子力機関(IAEA)の提案する、放射性物質の放出以前あるいは直後に施設の状態に基づいて、重篤な確定的影響のリスクを低減させる緊急防護措置を実施するために整備が行われるべき予防措置計画範囲(PAZ)と、緊急事態の発生時に国際安全基準に従って住民に対し敷地外の線量を回避させる緊急防護措置を実施するために整備を行っておく範囲(UPZ)という2つの緊急時対応計画範囲(EPZ)について、確率論的事故影響評価コードOSCAARを用いて検討を行った^(23,24)。原研の軽水炉モデルプラントPSAによって得られた様々な事故シナリオの放出源情報(ソースターム)を用い、東海サイトを対象として、放射性雲の通過による外部被曝と吸入による内部被曝及び地表沈着からの外部被曝による早期線量(1日)の距離分布を計算した。事故が年間の全ての時刻で生じたとして、8760ケースの計算を行い、各距離で重篤な確定的影響が生ずる線量レベル(骨髄線量1Sv)及

び避難の防護対策指標レベル（実効線量50mSv）を超える確率（気象条件に関する条件付き確率）の空間分布を求めた。第2.4-11図に示すように、極めて発生頻度は小さいが早期大規模放出に備え、PAZの範囲は放出点から約2～3kmを対象とする必要があること、環境への放出開始まで比較的余剰がある後期大規模放出の備えとして、UPZの範囲は放出点から約10kmを対象とする必要があることが明らかとなった。

原子力発電所等で万一の事故が発生した場合、防護対策に要する時間が事故影響を大きく左右する。しかし、防護対策に要する時間関連パラメータは、大規模な訓練を除けば、実際に得ることは難しく、また、得られるパラメータの値も、発電所サイト毎の地形、避難所配置といった地域特性により幅を持つと考えられる。そこで、屋内退避や避難といった防護対策の有効性を評価する際に必要な基礎データとして、特にサイト依存性の高い一時集合場所及びコンクリート屋内退避所までの移動時間（距離）を推定するシミュレーションプログラムを作成した⁽²⁵⁾。本プログラムは、現行の「原子力施設の防災対策について（防災指針）」で提起されている「防災対策を重点的に充実すべき地域の範囲」内を分析対象範囲とし、住民が最寄りの地域防災計画等に示される一時集合場所へ移動すると仮定し、一時集合場所毎に、移動に要する距離の人数分布を求めるプログラムで、各サイトへの適用を想定し、地理情報システム(GIS)を利用している。国勢調査データに基づく人口分布と、地方自治体の地域防災計画に示される居住地毎の一時集合施設を設定し、道路ネットワーク上を最短距離で一時集合場所に移動するものとして、累積集合人数を移動距離の関数として算出できるようにした。東海村を対象とした試算では、最大移動距離は4650mという結果になった。本プログラムの各サイトへの適用やサイト間の比較・検討を行うため、各サイトのデータ整備を進めている。

2.4.4 地震リスクマネジメントに関する研究

地震起因事象に関するPSAの手法を耐震設計や地震発生時の対応手順の改善に役立てることを目的として、平成12年より地震リスクマネジメントに関する研究を実施している。

14から15年度には、複数基立地サイトでの地震起因の炉心損傷事故の発生頻度に関する検討を行った。この解析では、2基の同一設計のBWRプラントが隣接して設置されたサイトを仮想的に想定し、炉心損傷事故シーケンス毎の発生頻度を評価した。サイト及び1基ずつのプラントの条件は、原研で実施済みの軽水炉モデルプラントの地震PSA⁽²⁶⁾での想定条件を用いた。また、機器の損傷に相関性があるために同一設計の設備は同時に損傷する可能性が高まることも考慮するため、原研で開発した地震時システム信頼性解析コードSECOM-2及び相関性の考慮手法⁽²⁷⁾を用いて解析を行った。

また、その際、感度解析として、我が国の複数基立地の原子力発電所では、アクシデントマネジメント方策の一つとして交流電源喪失時に隣接プラントからの非常用電源の融通を行う準備がなされていることを考慮し、地震時に一方のプラントで非常用ディーゼル発電機設備が健全である場合には、他方への電源融通が可能と仮定した解析も行った。

その結果、電源融通を考えない場合については、当該サイトで2基のプラントのうち少なくとも一方が炉心損傷に至る事象の発生頻度は、当該サイトに1基のみが存在する場合に比べて高くなり、機器損傷の相関を無視した場合約1.8倍に高まるとの評価結果となるのに対して、機器の損傷の相関を考慮した場合には、1.5倍程度しか高くないとの結果となった。

さらに、電源融通を考慮した場合には、2基のプラントに備えられた4基の非常用ディーゼル発電機のうち生き残ったものの電源を融通することにより、1基単独の場合よりも炉心損傷頻度（少なくとも1基が炉心損傷に至る事象の発生頻度）は0.5倍となり、より低くなる可能性があることが示唆された。

この解析では、地震時の電源系の連結操作の実行可能性等の検討が課題として残されており、定量的な結論は尚早ではあるが、既に整備済みのアクシデントマネジメント方策の地震時の有効性を検討しておくことが有益であるとの見通しを得た。

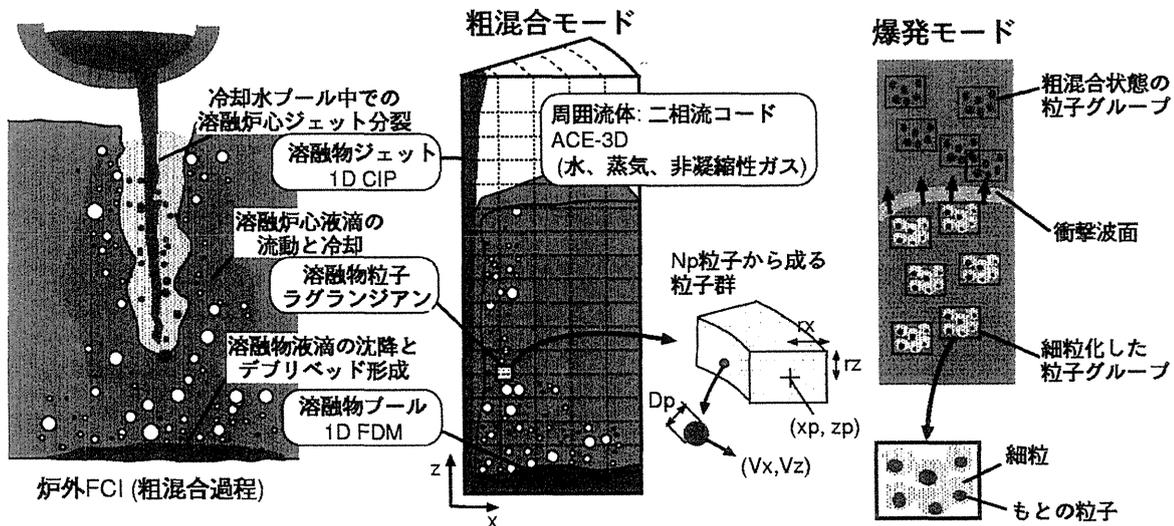
参考文献

- (1) K. Moriyama, H. Nakamura and Y. Maruyama, "Analytical tool development for coarse break-up of molten jet in a deep water pool," Nucl. Eng. Des. (Special issue on debris coolability), (to be published).
- (2) K. Moriyama, H. Nakamura and Y. Maruyama, "Simulation of alumina and corium steam explosion experiments with JASMINE v.3," Proc. 6th International Conference on Nuclear Thermal Hydraulics, Operations and Safety (NUTHOS-6), Nara, Japan (2004)(to be published).
- (3) 森山清史、中村秀夫、“SERENA計画における水蒸気爆発粗混合実験解析(2)JASMINE-preによる解析”、日本原子力学会2003年秋の大会、(2003)。
- (4) 森山清史、中村秀夫、平野雅司、“軽水炉シビアアクシデント時の熔融炉心/冷却材相互作用(FCI)に関する研究の現状”、日本機械学会 第8回動力・エネルギー技術シンポジウム(東京)、209-214、(2002)。
- (5) 日本原子力研究所、“平成15年度原子力損害賠償制度に関する技術的基礎調査研究(文部科学省受託研究報告書)、(2004)。
- (6) 日高昭秀、他、“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”、日本工業出版プロダクション「原子力eye」Vol.46, No.3, pp.79-83、(2000)。
- (7) 林田烈、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)。
- (8) A. Hidaka, et al., "Enhancement of Cesium Release from Irradiated Fuel at Temperature above 2,800K," J. Nucl. Sci. Technol. Vol.39, No.3, pp.273-275, (2002).
- (9) T. Kudo, et al., "Influence of Pressure on Cesium Release from Irradiated Fuel at Temperatures up to 2773K," J. Nucl. Sci. Technol. Vol.38, No.10, pp.910-911 (2001).
- (10) A. Hidaka, 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. Vol.39, No.7, pp.759-770 (2002).
- (11) A. Hidaka, et al., "Proposal of Simplified Model of Radionuclide Release from Fuel under Severe Accident Conditions Considering Pressure Effect," To be published in J. Nucl. Sci. Technol. (2004).
- (12) A. Hidaka, et al., "Radionuclide Release from Mixed-Oxide Fuel under High Temperature at Elevated Pressure and Influence on Source Terms," To be published in J. Nucl. Sci.

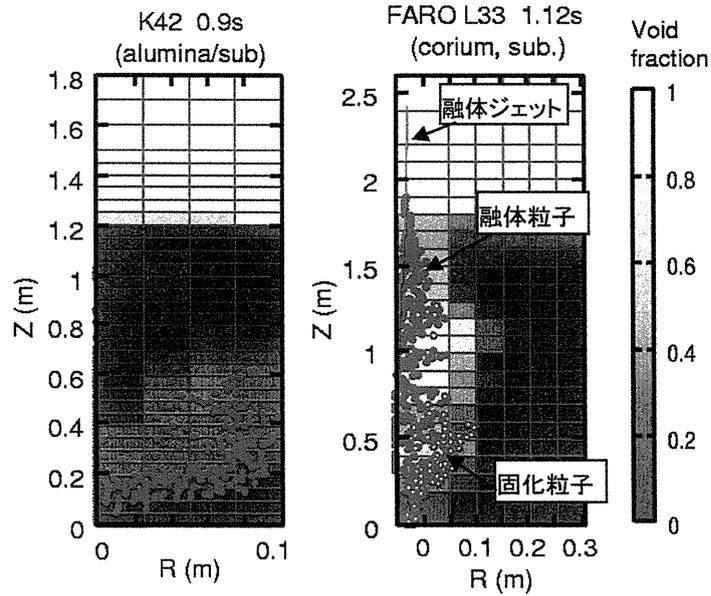
- Technol. (2004).
- (13) Russell, K.D. et al., "Systems Analysis Programs for Hands-on Integrated Reliability Evaluations (SAPHIRE) Version 5.0", NUREG/CR-6116, (1995).
 - (14) Homma, T. and A. Saltelli, "LISA Package User Guide Part I, PREP Preparation of Input Sample for Monte Carlo simulations," EUR 13922 EN, CEC, Luxembourg, (1992).
 - (15) Saltelli, A. and T. Homma, "LISA Package User Guide Part III, SPOP Uncertainty and Sensitivity Analysis for Model Output," EUR 13924 EN, CEC, Luxembourg, (1992).
 - (16) U.S. Nuclear Regulatory Commission, "Severe Accident Risks: An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants, Final Report," NUREG-1150, (1990).
 - (17) J.Ishikawa et al., "Systematic Source Term Analyses for Level 3 PSA of a BWR with Mark-II Type Containment with THALES-2 code," 10th International Conference on Nuclear Engineering, Apr., (2002).
 - (18) Tomita, K., J. Tamura, M. Nemoto, Y. Matsuura, T. Homma, "Modelling long-term impacts of a nuclear accident with GIS," Proceedings of International Symposium on Radioecology and Environmental Dosimetry, Rokkasho, Oct. 22-24, 2003.
 - (19) Tamura, J., H. Kido, H. Ikeda, T. Matsubara, k. Tomita, T. Homma, "Dose calculation for atmospheric releases from a nuclear accident using RAMS/HYPACT," Proceedings of International Symposium on Radioecology and Environmental Dosimetry, Rokkasho, Oct. 22-24, (2003).
 - (20) Homma, T., T. Tomita and Y. Inoue, "Uncertainty and sensitivity analysis using an accident consequence assessment code OSCAAR," Proceedings of the 6th International Conference on Probabilistic Safety Assessment and Management, 927-933, Puerto Rico, Jun 23-28, (2002).
 - (21) 本間俊充、波戸真治、黒澤直弘、"専門家判断情報を用いた内部被曝線量換算係数の不確かさ解析、" 日本原子力学会2003年秋の大会予稿集(2003).
 - (22) Goossens, L.H.J. et al., "Expert judgement for a probabilistic accident consequence uncertainty analysis," Radiat. Prot. Dosim. 90(3), 295-301 (2000).
 - (23) 富田賢一、本間俊充、石神務、"PSA手法による緊急時計画範囲の検討、" 日本保健物理学会第36回研究発表会要旨集(2002).
 - (24) 富田賢一、本間俊充、石神務、"PSA手法による緊急時計画範囲の検討(II)、" 日本保健物理学会第37回研究発表会要旨集(2003).
 - (25) 佐藤宗平、本間俊充、梅本通孝、"GISを利用した緊急時防護対策分析プログラムの作成、" 日本保健物理学会第38回研究発表会要旨集(2004).
 - (26) リスク評価解析研究室、"軽水炉モデルプラントの地震PSA報告書、" JAERI-Research 99-035, (1999).
 - (27) Yuichi WTANABE, Tetsukuni OIKAWA, Ken MURAMATSU, "Development of the DQFM method to consider the effect of correlation of component failures in seismic PSA of nuclear power plant," Reliability Engineering and System Safety 79, 265-279 (2003).

第 2.4-1 表 これまでに実施した VEGA 実験の条件と放射性物質の最終的な放出割合

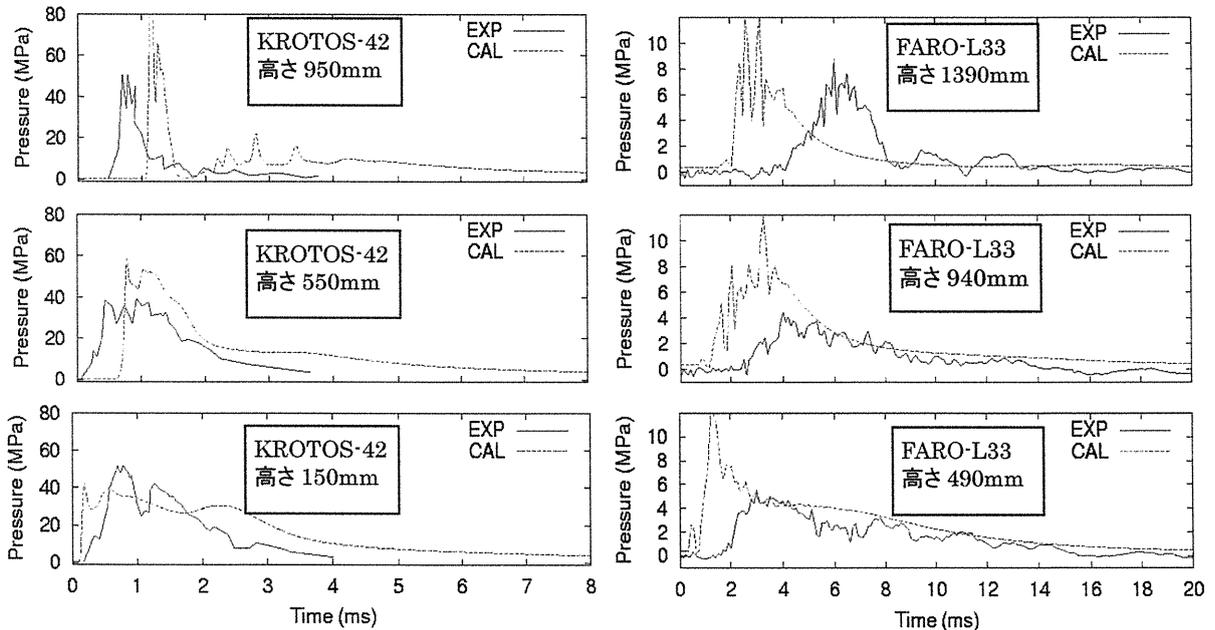
実験 No.	燃料	実験条件	放出割合 (%) (半減期)								実験目的
			¹³⁷ Cs (30年)	¹²⁵ Sb (3年)	¹³¹ I (8日)	¹³² Te (3日)	¹⁴⁰ Ba (13日)	¹⁰⁶ Ru (1年)	¹⁰³ Ru (39日)	¹⁴⁰ La (2日)	
1	PWR燃料 47GWd/tU	2,773K, 0.1MPa, He(不活性)	86	89	—	—	—	5	—	—	基準データ取得
2		1.0MPa, その他同上	61	68	—	—	—	0	—	—	圧力影響
3		3,123K, 0.1MPa, He	100	95	—	—	—	0	—	—	燃料熔融時放出
4		2,773K, 0.1MPa, 水蒸気雰囲気	93	—	—	—	—	22	—	—	水蒸気雰囲気の影響
5		8hr NSRR再照射, He 2,900K, 1.0MPa	84	67	—	—	7	0	0	—	短半減期FP放出 圧力影響再確認
M1	ATR/MOX 43GWd/tHM	3,123K, 0.1MPa, He	97	95	—	—	—	6	—	—	MOX燃料からの 放出
M2		3,123K, 1.0MPa, He	98	96	—	—	—	3	—	—	MOX燃料からの 放出、圧力影響
6	BWR燃料 56GWd/tU	624hr JRR-3再照射, H ₂ O 2,773K, 0.1MPa	93	—	97	98	49	14	16	3	短半減期FP放出
7		624hr JRR-3再照射, H ₂ O 2,773K, 1.0MPa	98	83	96	98	34	6	7	4	短半減期FP放出 圧力影響



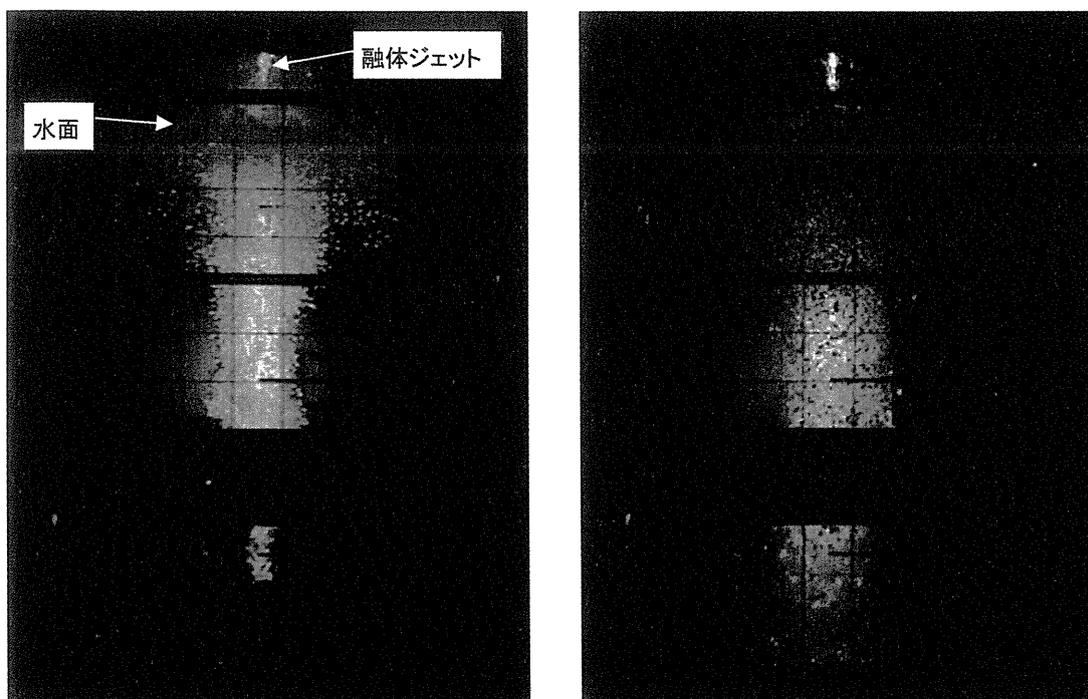
第 2.4-1 図 JASMINE ver.3 コードの概要



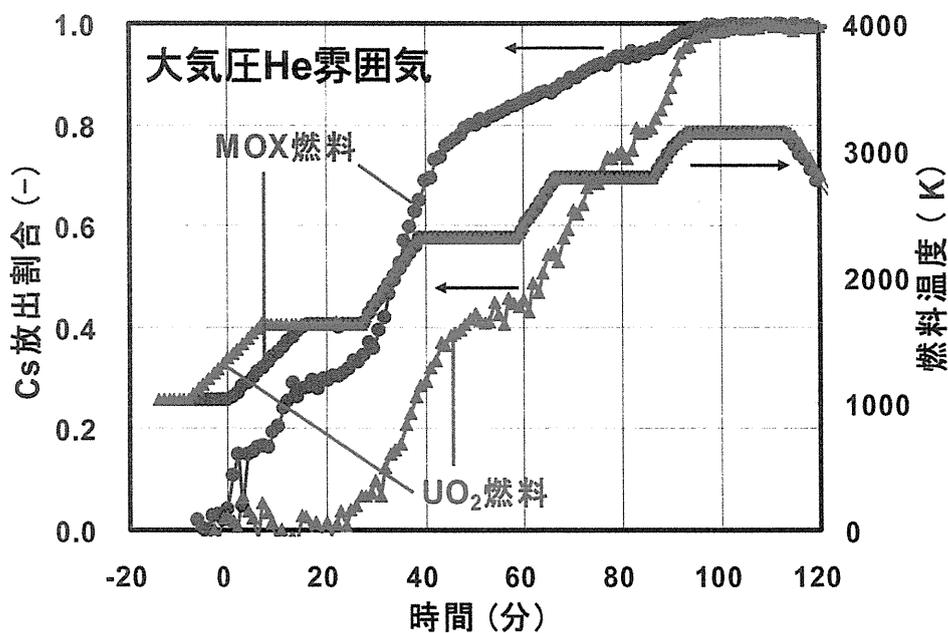
第 2.4-2 図 JASMINE ver.3 コードによるイスプラ研究所 (EU)のKROTOS-42 実験(大気圧、20°C の水プールにアルミナ融体 1.5kgを投下)及びFARO-L33 実験(0.41MPa、20°Cの水プールにコリウム融体 100kgを投下)の粗混合過程シミュレーション(左:KROTOS-42、時刻 0.9 秒、右:FARO-L33、時刻 1.12 秒。固化した融体粒子は白丸で示す。KROTOS-42 では固化が生じていないがFARO-L33 では下の方に固化粒子が生じている。)



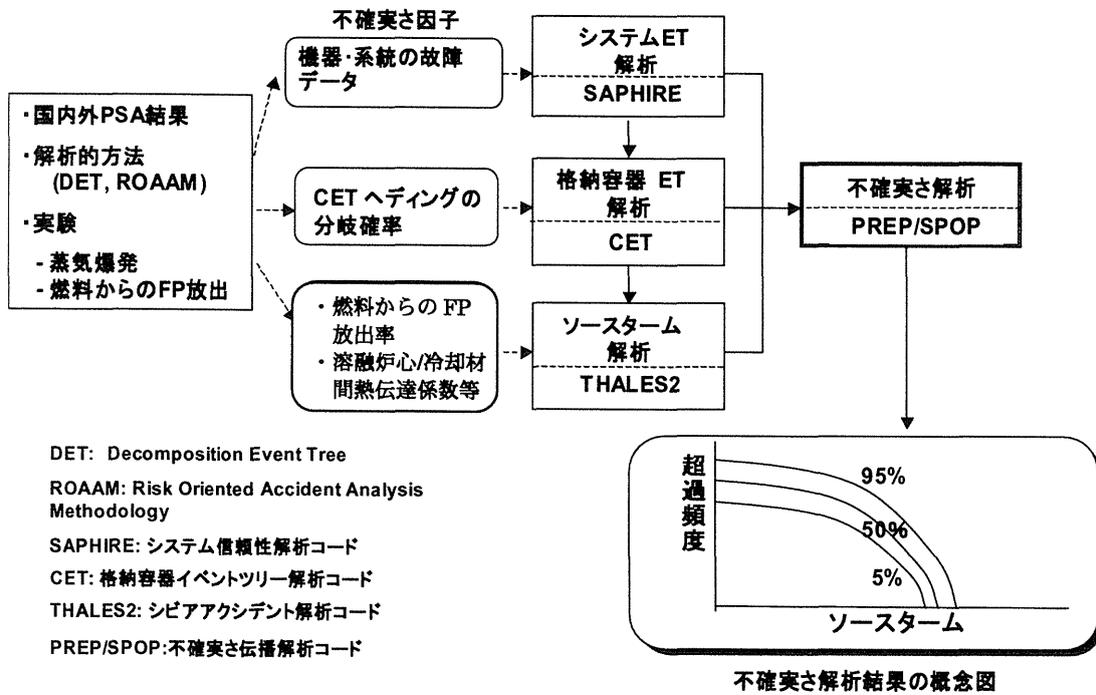
第 2.4-3 図 JASMINE ver.3 コードによるイスプラ研究所 (EU)のKROTOS-42 及びFARO-L33 実験の爆発過程シミュレーションで得られた圧力履歴と実験結果の比較 (左: KROTOS-42、右: FARO-L33。)



第 2.4-4 図 水蒸気爆発粗混合実験(GPM01R1)で観察された融体の水中での分裂・混合状況
(左：融体の水面到達後 0.5 秒、右：融体の水面到達後 2 秒。水槽表面のグリッド間隔は 10cm。)

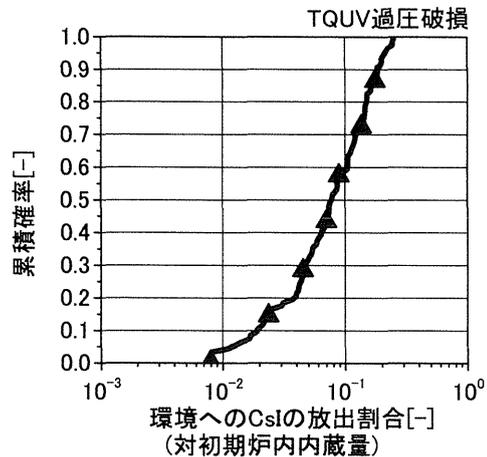
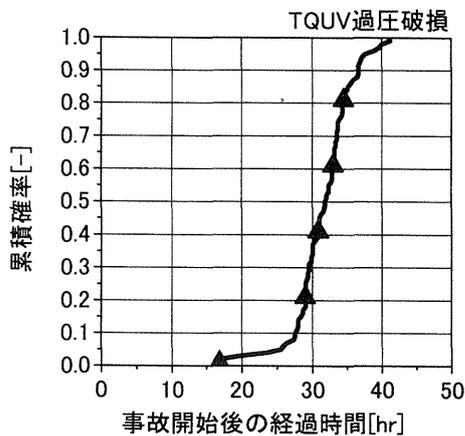


第 2.4-5 図 MOX 燃料からのセシウム放出
MOX 燃料からのセシウム放出は、UO₂ 燃料に比べて比較的低温から始まったが、燃料溶融時には UO₂ 燃料と同様に全放出となった。



第 2.4-6 図 事故発生頻度とソースタームの不確かさ評価手法の構成

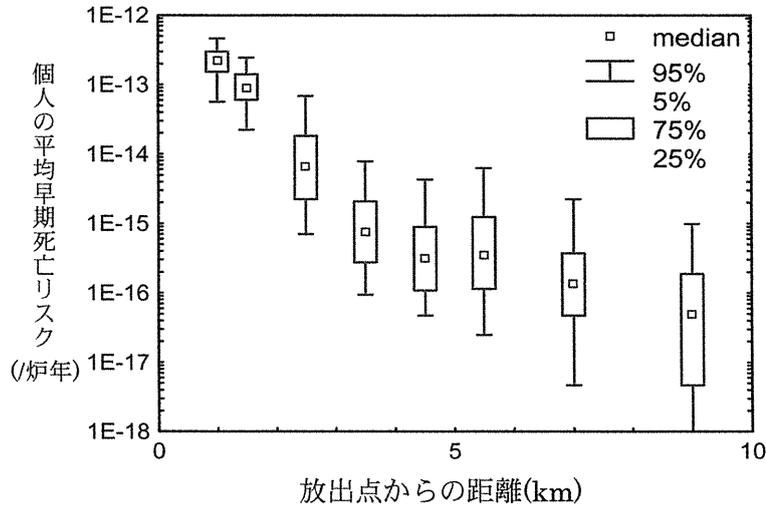
国内外の PSA 結果をもとに不確かさが存在する因子を抽出し、様々な計算コードを用いてバラツキ計算を実施し、レベル 1 及びレベル 2PSA の不確かさ評価結果であるソースタームの超過頻度曲線を作成するまでの流れ図。



第 2.4-7 図 格納容器破損時刻の不確かさ幅

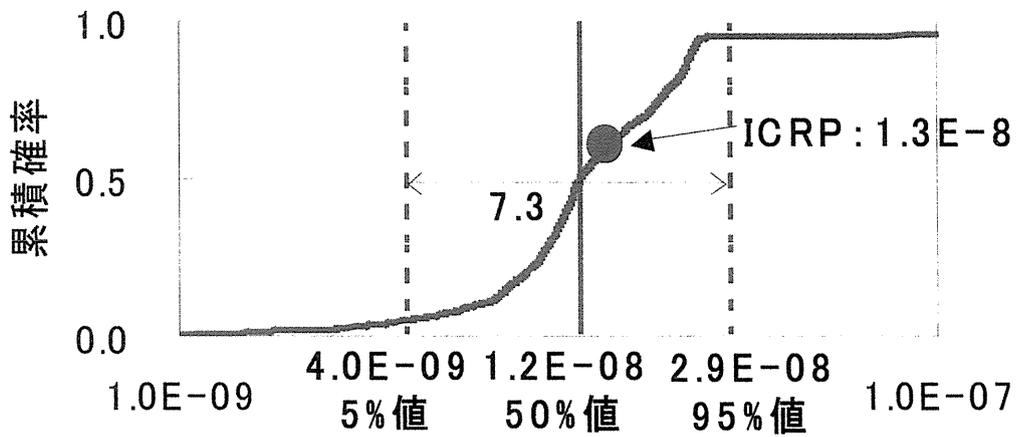
第 2.4-8 図 環境へ放出されるCsIの不確かさ幅

サンプリング数 100 の不確かさ計算結果(格納容器破損時刻の不確かさ: 31.7[hr](平均値)、25.4(5%値)~37.6(95%値), 環境へ放出される CsI の不確かさ: 9.3×10^{-2} (平均値)、 1.2×10^{-2} (5%値)~ 2.1×10^{-1} (95%値))。



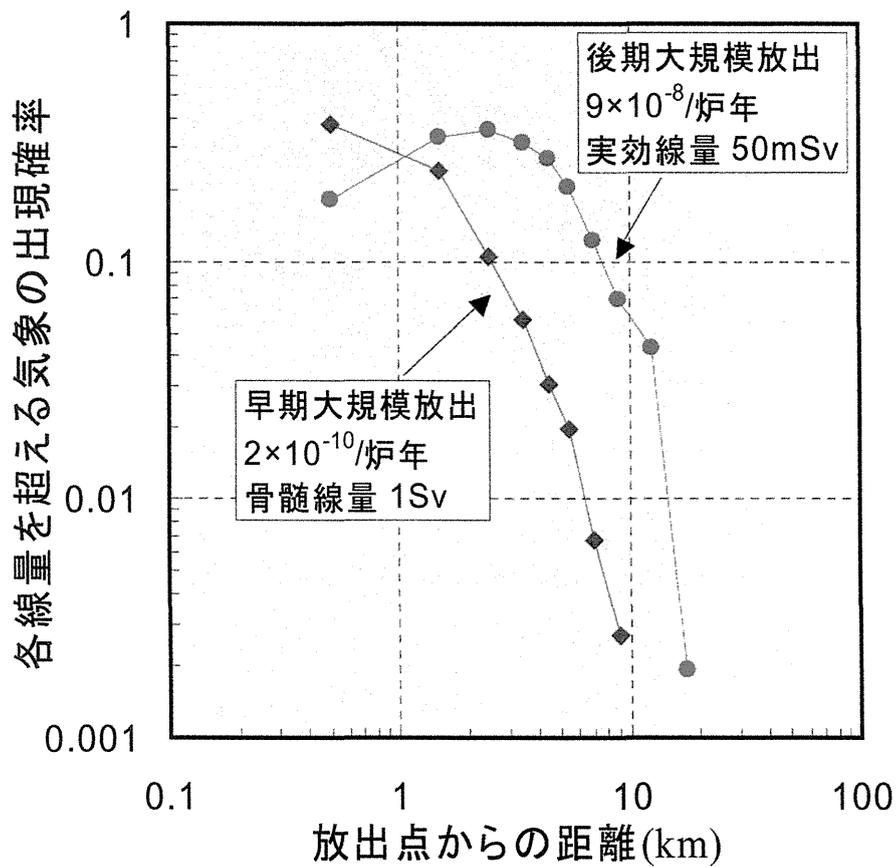
第 2.4-9 図 早期死亡リスクの不確かさ

23の入力パラメータの不確かさ分布からサンプリングした128組のパラメータセットについてOSCAARの解析で得られた個人の平均早期死亡リスクの距離分布。



第 2.4-10 図 Cs-137の内部被曝線量係数の不確かさ分布

Cs-137の成人の経口投与による50年預託線量の不確かさを示した。



第2.4-11 図 防護対策を必要とするような早期大規模放出及び後期大規模放出に対する各線量レベルの超過出現確率の距離依存性

早期及び後期大規模放出が生じたとした時、ある距離で重篤な確定的影響が生じる線量レベル(骨髄線量1Sv)又は避難の防護対策指標レベル(実効線量50mSv)を超える気象条件が出現する確率を示す。

2.5 事故・故障の分析・評価に関する研究

この研究の目的は、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。この研究では、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。本節では、14年度以降約2年間に行った3つの研究活動、即ち、(1) 事故・故障事例の内容分析、(2) BWR 炉心シュラウド及び再循環系配管の材料サンプル調査、及び、(3) BWR 炉心シュラウドの健全性評価、について、その成果を記述する。

事例の内容分析では、海外の原子力施設で発生した事故・故障事例について、その内容をレビューし、これらの事例における特徴の分析を行うとともに、一般的な安全上の課題を同定している。当該期間においては、安全上重要な事例として、PWR の原子炉圧力容器上蓋貫通ノズルの漏えいと上蓋材の腐食損傷事例などを取り上げて、その原因などを整理した。

材料サンプル調査では、原子力安全・保安院における規制活動を支援するために、福島第二-3号機の炉心シュラウド及び女川-1号機の再循環系配管で採取されたき裂を含むサンプルの各種材料試験を行うとともに、事業者が実施する材料サンプル調査の透明性確保に協力した。それらの調査の結果、き裂が応力腐食割れであることなどを明確にした。

健全性評価では、原子力安全委員会からの要請を受けて、柏崎・刈羽-3号機と福島第一-4号機の炉心シュラウドを対象に、応力腐食割れ(SCC)の亀裂進展予測などを行い、S2地震時における炉心シュラウドの健全性評価を実施して、少なくとも今後5年間の供用にあって問題のないことを示した。

2.5.1 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、規制機関での活用を目的としており、ここに報告される事例情報は原則として非公開である。これに対し、INESは、原子力関係者とマスコミ及び公衆の間での情報交流を目的としており、その情報は公開である。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。また、米国原子力規制委員会(NRC : Nuclear Regulatory Commission)の規制関連情報やその他の事故調査報告書なども対象とし、情報の収集・分析を進めている。

IRS情報については、2001年及び2002年にIRSに報告された約120件の事例についてその内容を分析した。この中で、重要と考えられる事例として、PWRにおける原子炉圧力容器(RPV : Reactor Pressure Vessel)上蓋貫通ノズルの亀裂と上蓋の腐食損傷、ECCS構成機器の共通原因故障、原子炉停止時における崩壊熱除去機能の低下、及び、多重故障、等が挙げられる。このうち、RPV上蓋に関連した事例は、いずれも米国で発生したものであり、RPV上蓋貫通ノズルの亀裂が

これまでに見つかった軸方向ではなく周方向であったという点で重要視され、NRC が米国内 PWR に対する検査指示を出した。また、上蓋の腐食損傷事例は、その指示を受けて行った検査により見つかった事例で、損傷の程度が著しかった（損傷部の上蓋材は完全に腐食しており、RPV 内張で原子炉冷却材圧力バウンダリを形成していた状態にあった）ことから、安全上重要な事例として国際的に注目を浴びた。また、ECCS 構成機器の共通原因故障は、複数の電動弁駆動部が疲労により損傷というものであり、原子炉停止時の崩壊熱除去機能の低下は、ミッドループ運転中に余熱除去系ポンプが故障したというものである。さらに、多重故障は、制御棒の落下と外部電源喪失が重なった上、その後、蒸気発生器安全弁が開固着して安全注入系が作動したという複合事象であり、上記事例を含めてこれらは注目すべき事象である。

一方、INES 情報については、これまでと同様、情報を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⁽⁴⁾。2002 年 4 月 1 日から 2004 年 6 月 30 日までの期間に入手した 65 件の INES 情報について、和訳並びにその配布とデータベースへの登録を行った。なお、INES 情報は、原子力施設全般にわたる事故・故障や、加速器、病院などの放射性物質の取扱施設におけるトラブル、線源の紛失や発見なども対象となっており、広範な原子力関連の分野において最近どのような事象が起きているかを把握する上で有用な情報源となっている。この中には、INES のレベル 3 と評価された事例が 4 件含まれており、これらは、米国 PWR における RPV 上蓋の腐食損傷、ハンガリー PWR における洗浄中の燃料の損傷、米国におけるレントゲン技師の過剰被ばくによる火傷、スウェーデンでの輸送物質における高放射線量の検出である。また、最近の傾向としては、放射性線源の紛失や発見、過剰被ばくといった取扱上のトラブルが自立している。

この他、米国における事例情報の内容分析として、PWR における RPV 上蓋の腐食損傷事例について、設置者及び NRC が発行した報告書などに基づいて、RPV 上蓋損傷の発見に至った経緯、劣化の状況と原因、NRC による対応などをまとめる⁽⁵⁾とともに、NRC の規制関連書簡の分析を行い、その結果を、適宜、原子力安全委員会及び原子力安全保安院に配布した。

2.5.2 BWR 炉心シュラウド及び再循環系配管のサンプル調査

近年、国内の沸騰水型原子炉（BWR）の炉心シュラウド及び原子炉再循環系（PLR）配管にひび割れが多数発見されている。その原因究明のため、事業者はひび割れ部から材料サンプルを採取し各種の検査を実施した。原研は、事業者が行う検査の客観性、透明性を確保するため、第三者機関として独自の検査及び事業者の行う検査のレビューを 2003 年 10 月から実施した。その原因調査の結果、これらの部材（低炭素ステンレス鋼）に発生したひび割れは、応力腐食割れ(SCC)であることが明らかになった⁽⁶⁾。SCC とは、金属材料を腐食環境で使用するとき、材料本来の引張強さよりも小さな引張応力で割れが発生・進展し破損する現象であり、形態により粒界型 SCC (IGSCC) と粒内型 SCC (TGSCC) に大別される。

BWR の炉心シュラウドは、燃料集合体を取り囲む直径数 m のステンレス鋼製の円筒状機器であり、原子炉冷却材(高温高圧水)の流路を確保するなどの機能がある。また、PLR 配管は原子炉冷却水を原子炉圧力容器内から取り出し、ポンプで昇圧して原子炉に戻す循環系統である。シュラウドのひび割れは最初に、スイスのミュンヘン発電所で 1990 年に発見され、国内では 1994 年に

初めて福島第一原発 2 号機のシュラウド(SUS304 製)に、2001 年には同第二原発 3 号機のシュラウド(SUS316L 製)に、さらに 2002 年には国内の多くの BWR でシュラウド及び PLR 配管のひび割れが報告され、原因究明のためひび割れ部からポートサンプルが採取され各種の材料調査が行われた。

本調査の対象とした材料サンプルは、事業者によりシュラウドまたは再循環配管から採取されたひび割れを含むサンプルである。原研の実施した調査活動は 2 種類に分けられる。一つは、事業者が実施する材料サンプルの調査・評価に関して、原研が第 3 者機関として調査計画の策定段階から加わり、調査中には随時試験データの評価や試験現場への立会を実施し、最終的に得られた調査データを入手し原研独自の報告書を作成することにより、調査の透明性を確保することである。もう一つは、材料サンプルの一部を原研へ移送し照射後試験施設で各種の材料試験を独自に実施し、調査報告書を作成することである。いずれも作成した報告書は、原子力安全・保安院へ報告し、事業者の報告書と合わせて公開の委員会等において検討に供された。

原研で調査したシュラウド及び PLR 配管から採取された材料サンプルは、細切断し金属組織や破面観察などに供された。ひび割れが SCC であることは、断面及び破面の割れ形態の観察から明らかになった。シュラウドの表面下には機械加工により形成された硬化層(深さ約 100~300 μm)があり、ひび割れはこの部分で粒内型割れとして発生し、材料内部においては 2 次き裂を伴う粒界型割れの様相を呈しており、また特にシュラウド胴部の溶接部付近の割れは内部で複雑に分岐する傾向があった。(第 2.5-1 図)。本調査の結果と、溶接により発生する引張残留応力及び炉水中の溶存酸素濃度を考慮すると、両部材のき裂は表面加工により硬化した部分で TGSCC として発生後、IGSCC として内部へ進展したと推定された⁽⁴⁻¹¹⁾。

2.5.3 炉心シュラウドの健全性評価

前項で記述したとおり、BWR の炉心シュラウド等で多数発見されたひび割れは、原因調査の結果、応力腐食割れであることが明らかにされたが、ひび割れを生じた機器の健全性を確認することも緊急の懸案事項であった。事業者は、独自に炉心シュラウド等の健全性評価を行い、当面、健全性が維持されるとの結果を得た。一方、原子力安全委員会は、事業者が行った炉心シュラウドの健全性評価結果の妥当性を確認するため、独自にシュラウドの健全性評価を行うこととした。原研は、原子力安全委員会の評価を支援するため、安全委員会からの受託研究「炉心シュラウドにおけるき裂進展解析による健全性評価に関する調査」を平成 14 年度に実施した⁽¹²⁾。第 2.5-2 図に炉心シュラウドの構造図を示す。評価対象は、ほぼ全周にひび割れを生じた柏崎・刈羽原子力発電所 3 号機炉心シュラウドの下部リング溶接部(H6a)とサポートリング溶接部(H7a)、及び局部的にひび割れを生じた福島第一原子力発電所 4 号機炉心シュラウドの胴部溶接部(H4)である。これらのシュラウドの健全性評価は、日本機械学会維持規格(JSME S NA1-2002)⁽¹³⁾に規定された方法等を参考に、第 2.5-3 図に示す手順で行った。

評価にあたっては、事業者の評価に含まれていない下記の項目についても検討した。

- ・ 応力腐食割れ(SCC)進展速度線図の妥当性
- ・ 溶接残留応力の不確かさの影響評価
- ・ 地震荷重に及ぼすき裂進展の影響評価

第 2.5-3 図におけるき裂進展量の評価では、事業者と異なるき裂モデルを使用した。第 2.5-3

図に示す流れに沿って、5年間のき裂進展量及び5年後の残存面積（胴部については地震荷重に対する許容き裂長さ）を求め、さらに、地震が発生したときにシュラウドの健全性が維持できる必要断面積（胴部については最大き裂長さ）を求め両者の比較により健全性を評価した。

第2.5-1表にき裂進展評価に基づく5年後の残存面積（胴部については5年後のき裂長さ）と地震荷重に対する必要残存面積（胴部については地震荷重に対する許容き裂長さ）の評価結果を示す。いずれも、5年後の必要残存面積又は許容き裂長さを満足していることが分かる。

上記の健全性評価から、炉心シュラウドは5年後においても健全性が確保できるとの評価結果が得られ、これを原子力安全委員会に報告し、安全委員会による炉心シュラウドの健全性確認に有用な情報を提供した。

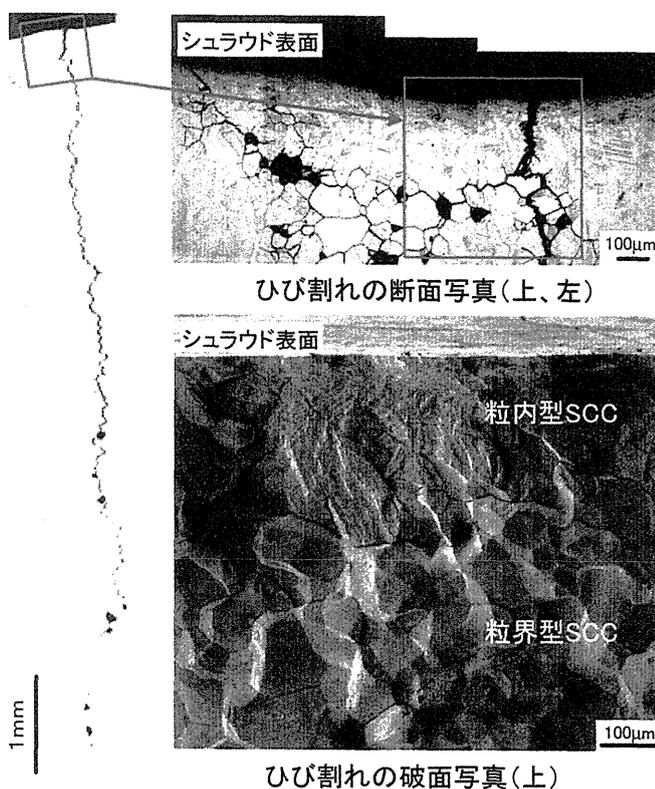
参考文献

- (1) 渡辺憲夫, 平野雅司, “国際原子力事象評価尺度(INES)情報に関する和訳データベースのホームページ開設,” 日本原子力学会誌, Vol.41, No.6, pp.628-638, (1999).
- (2) 渡辺憲夫, “米国の加圧水型原子力発電所における原子炉圧力容器上蓋損傷事例の分析,” JAERI-Review 2004-015, (2004).
- (3) 日高昭秀, 鈴木雅秀, “原子炉安全研究ワークショップ講演集,” JAERI-Conf 2003-014, 2003年9月, p.119-131.
- (4) シュラウド・再循環系配管サンプル調査チーム, “柏崎刈羽原子力発電所3号機シュラウドサンプル(K3-H7a)に関する調査報告書(受託研究),” JAERI-Tech 2004-002, 2004年2月.
- (5) 女川1号機再循環系配管サンプル調査実施チーム, “女川原子力発電所1号機再循環系配管サンプル(O1-PLR)に関する調査報告書(受託研究),” JAERI-Tech 2004-003, 2004年2月.
- (6) シュラウド・再循環系配管サンプル調査チーム, “福島第一原子力発電所4号機シュラウドサンプル(1F4-H4)に関する調査報告書(受託研究),” JAERI-Tech 2004-004, 2004年2月.
- (7) シュラウド・再循環系配管サンプル調査チーム, “柏崎刈羽原子力発電所1号機シュラウドサンプル(K1-H4)に関する調査報告書(受託研究),” JAERI-Tech 2004-011, 2004年2月.
- (8) シュラウド・再循環系配管サンプル調査チーム, “女川原子力発電所1号機シュラウドサンプル(O1-H2)に関する調査報告書(受託調査),” JAERI-Tech 2004-012, 2004年2月.
- (9) シュラウド・再循環系配管サンプル調査チーム, “福島第二原子力発電所2号機シュラウドサンプル(2F2-H3)に関する調査報告書(受託研究),” JAERI-Tech 2004-015, 2004年3月.
- (10) 福島第二3号機シュラウドサンプル調査実施チーム, “福島第二原子力発電所3号機シュラウドサンプル(2F3-H6a)に関する調査報告書(受託調査),” JAERI-Tech 2004-044, 2004年5月.
- (11) シュラウド・再循環系配管サンプル調査チーム, “柏崎刈羽原子力発電所1号機再循環系配管サンプル(K1-PLR)に関する調査報告書(受託調査),” JAERI-Tech 2004-049, 2004年6月.
- (12) 鬼沢邦雄, 他, “炉心シュラウドにおけるき裂進展解析による健全性評価に関する調査(受託研究),” JAERI-Tech 2003-073, 2003年8月.
- (13) 発電用原子力規格 維持規格, JSME S NA1-2002, 2002年.

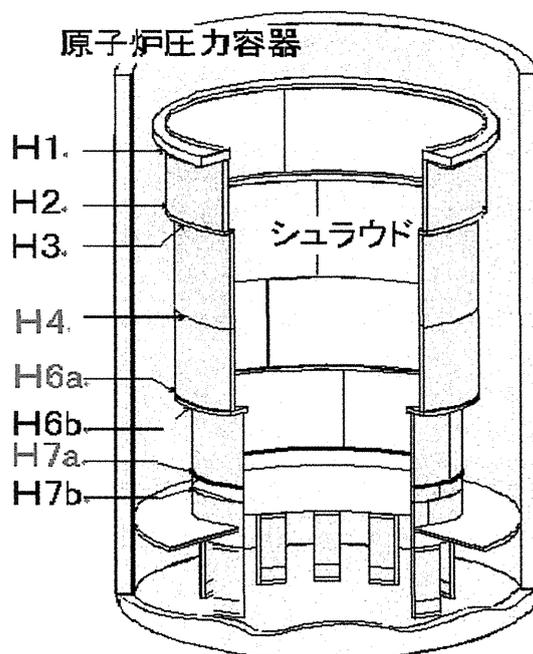
第 2.5-1 表 シュラウドの健全性評価結果

対象プラント：柏崎・刈羽 3 号機		
部位 \ 残存面積	5 年後の 残存面積	健全性確保に必要な 残存面積
下部リング溶接部	$4.8 \times 10^5 \text{ mm}^2$	$9.5 \times 10^4 \text{ mm}^2$
サポートリング溶接部	$3.9 \times 10^5 \text{ mm}^2$	$1.6 \times 10^5 \text{ mm}^2$

対象プラント：福島第一 4 号機		
部位 \ き裂長さ	5 年後の き裂長さ	健全性確保上許容さ れるき裂長さ
胴部溶接部	418 mm	788 mm

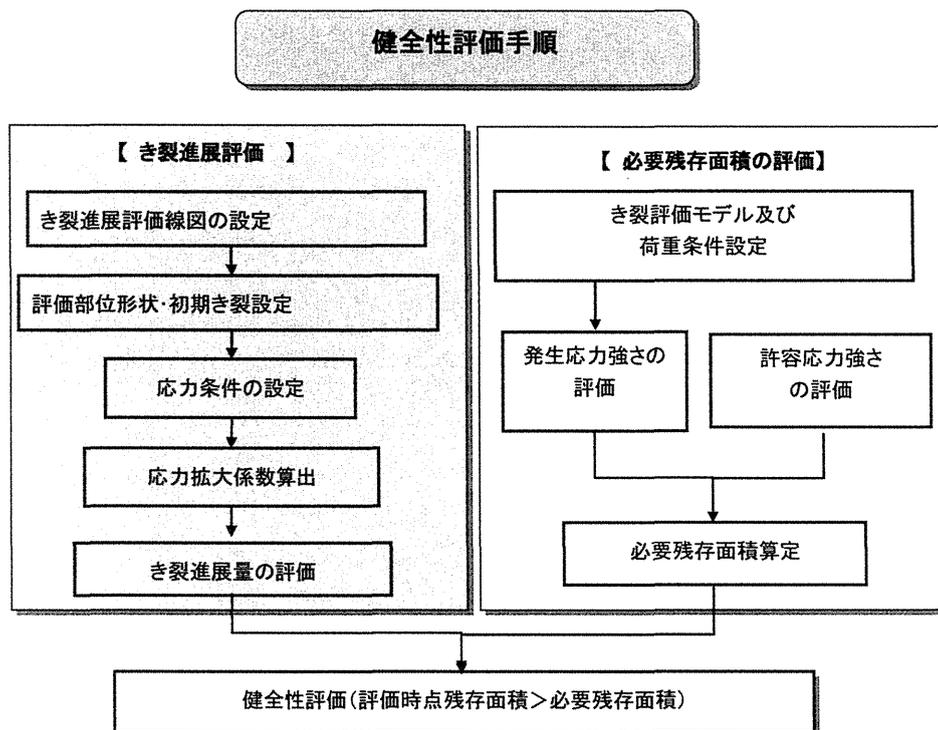


第 2.5-1 図 炉心シュラウド下部リング(H6a)溶接部の割れ断面組織(左、上)と破面形態(下)
 シュラウドの表面下には機械加工により形成された硬化層(深さ約 100~300 µm)があり、ひび割れはこの部分で粒内型割れとして発生し、材料内部においては 2 次き裂を伴う粒界型割れの様相を呈していた。



第 2.5-2 図 炉心シュラウド構造図

評価対象となったのは、H4, H6a, H7a に発生したひび割れである。



第 2.5-3 図 炉心シュラウドの健全性評価手順

5年間のき裂進展量及び5年後の残存面積を求め、さらに地震が発生したときにシュラウドの健全性が維持できる必要断面積を求め両者の比較により健全性を評価した。

3. 燃料サイクルの安全性研究

原子炉で燃えた使用済み燃料を再処理し新たな燃料として利用する核燃料サイクルの確立を目指すにあたっては、これらに関する安全性の研究も重要である。これらの核燃料サイクル施設について、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）」に沿った安全研究を実施している。

核燃料サイクルに関連する施設としては、再処理施設、MOX燃料加工施設、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、輸送容器の事故時の健全性などを研究している。

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ている。

燃料サイクルの安全性研究においては、六ヶ所再処理工場の運転準備の進捗、MOX燃料加工施設の計画進展等、サイクル事業の今後の展開を踏まえ、サイクル関連施設の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。

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溶解槽臨界特性データの取得、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) 燃料サイクル施設のPSA：MOX燃料加工施設のPSA実施手順研究
- (5) 輸送容器の安全性解析：輸送中の過酷事故時におけるUF₆輸送容器及びPWR新燃料集合体を対象とした輸送容器の安全性実証解析、輸送容器表面汚染による被爆線量評価

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に関する研究

核燃料サイクル施設の臨界安全性研究では、主に使用済燃料再処理施設、MOX 燃料加工施設及び核燃料の貯蔵・輸送に関わる実験及び解析評価を進めた。

文部科学省からの受託事業「再処理施設臨界安全技術開発等 ①再処理施設臨界安全技術開発」では、定常臨界実験装置 STACY を用いて再処理施設中でも臨界安全上特に評価の難しい溶解槽を模擬した臨界実験を行い、最新の解析コード（連続エネルギーモンテカルロコード MCNP と核データライブラリ JENDL-3.3 の組み合わせ）及び六ヶ所再処理施設の臨界安全設計に用いられた JACS コードシステムによる解析の再現性を評価した。また、臨界安全データ集の改訂にあたっては、STACY 実験で得られた低濃縮ウラン燃料体系の系統的なベンチマーク実験結果も大幅に取り込み、臨界安全設計の基礎となる臨界実験データを評価、整備して、臨界安全データ集の第2版を作成した。また、臨界事故防止策の強化に有用な未臨界度監視技術を開発するため、Feynman- α 法の適用性を検討し、臨界量の約半分のウラン溶液に対しても十分な感度の測定が行えることを確認した。

臨界解析手法については、軽水炉での燃焼燃料集合体配列に対する一連の臨界計算結果について、誤差の傾向がその計算コードシステムの依拠する核データに主に依存している事を相関係数により分類することにより明らかにした。また、臨界計算における軸方向燃焼度分布の影響を、現実的な使用済燃料輸送容器モデルに対する評価を通して明らかにした。また、燃料集合体やその配列体系などの複雑な幾何形状のモデル化を可能としつつ、燃焼計算の精度向上に重要な詳細な共鳴吸収計算を行うため、統合化燃焼計算コードシステム SWAT2 の開発を行っている。

経済産業省からの受託事業「MOX 燃料加工施設安全技術調査等（臨界事故安全評価等調査）」では、MOX 粉体燃料の製造に用いられる添加剤についての基礎的データの調査を行った。米国及びフランスで行われた MOX 燃料棒配列体系の臨界実験のベンチマーク計算を行って、臨界評価手法の検討を行うとともに、粉体流動計算により燃料粒子と添加剤粒子の混合による反応度添加状況を評価した。また、開発した粉末燃料体系の事故解析コードを用いて仮想臨界事故の解析を行い、事故規模評価を行った。

溶液燃料の臨界事故に関する研究では、反応度添加条件の過渡特性への影響評価や、過渡臨界実験装置 TRACY を用いて反応度の添加方法が最高出力等に与える影響を調べ、開発した一点炉動特性コード AGNES を検証した。また、被ばく線量評価に重要な漏洩中性子スペクトルを測定し、熱炉用に改造したアンフォールディングコードにより解析を行うとともに、熱ルミネセンス線量計を用いたガンマ線の測定も行い、中性子線による被ばく量との比較を行った。また、核燃料施設での臨界事故、火災事故時の閉じ込め安全性に関する研究を実施している。

以下では、以上の臨界安全性に関する研究のうち主要な成果を示す。

3.1.1 再処理施設の臨界安全性研究及び解析評価*

再処理施設を対象とした臨界安全性研究及び解析評価として、STACY の非均質炉心において溶

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

解槽を対象とした臨界実験とその解析評価を行った。また、同実験体系において未臨界度の監視システムの開発を行っている。

(1) 溶解槽を対象とした臨界実験データの取得および解析評価

再処理施設の使用済燃料の溶解槽は、棒状燃料、硝酸水及び溶解液である硝酸ウラニル等が混在する体系であるが、溶解時には溶液と棒状燃料の体積比が変化し、核特性も変化する。この溶解槽に関わる臨界実験は過去に報告例があるが、高速炉燃料を対象としたものなど軽水炉使用済燃料の再処理条件とかけ離れていることからベンチマークデータにはなり得ないと考えられ、新規データの取得が課題となっている。このため、溶解槽の臨界安全管理で用いる中性子実効増倍率の制限値の妥当性の確認および最新解析システムの溶解槽に対する解析精度を検証することで、将来的には制限値を合理化することを目的として、STACY の炉心タンク内において低濃縮度の棒状ウラン(UO_2)燃料とウラン硝酸水溶液を用いた非均質炉心を構成し、棒状燃料の格子間ピッチの異なる体系での臨界量等を測定した^(1,2)。

外径 60 cm の炉心タンク内に濃縮度 5 wt% の PWR 型棒状燃料を格子状に配置し、濃縮度 6 wt% のウラン硝酸水溶液を給液することで臨界にすることができる。体系は、ウラン硝酸水溶液に満たされた正方格子配列の棒状ウラン燃料集合体と、これを取り巻くウラン硝酸水溶液部分(外径 59 cm)の二領域円筒体系で構成されている。実験は、臨界条件の中性子の減速度依存性を把握することを目的として、第 3.1-1 表に示す二種類の棒状燃料の格子間ピッチの体系の条件について行った。ここで、“2.1 cm ピッチ”のケースは、ウランに対して減速材である水分の割合が過剰となる中性子減速過剰の体系である。一方、“1.5 cm ピッチ”のケースは、臨界安全設計を考慮して最適減速条件に近くなるようなウラン対減速材割合の条件とした。

実験では、標準的なベンチマーク体系である水反射体付炉心と反射体の無い裸炉心を対象に、燃料溶液中のウラン濃度を 380~50 g/L の範囲で変化させ、臨界液位を測定した。測定結果を第 3.1-1 図に示す。

炉心タンクと周囲の構造物等を詳細に考慮した詳細モデルについて臨界評価を行った。連続エネルギーモンテカルロ計算コード MCNP 4C と核データライブラリ JENDL-3.3 を用いて解析した中性子実効増倍率 k_{eff} を第 3.1-2 図に示す。 k_{eff} の評価値は、“2.1 cm ピッチ”のケースでは 0.999~1.001 の値となり、“1.5 cm ピッチ”のケースについてはやや低めの 0.997~1.000 の値となったが、実験値 1.0 をほぼ再現した。また、六ヶ所再処理施設の溶解槽の臨界安全設計に用いられた JACS システムによる k_{eff} の計算値は未臨界と判定される推定臨界下限増倍率を上回っており、JACS システムが STACY の実験条件に対しても妥当な結果を与えることを確認した。

(2) 未臨界度監視技術の開発

JCO 事故を契機に、臨界事故防止のひとつの手段として、未臨界度を連続監視する技術の重要性が再認識されている。しかしながら、中性子実効増倍率あるいは未臨界度は数学的な概念であり、これらは測定できない量であり、実際に直接監視できる炉物理量は、例えば、即発中性子の時間減衰定数である α 値などとなる。監視対象の体系における種々の工程異常に対応する臨界状態での α 値をあらかじめ知っておれば、 α 値をモニターすることで未臨界度の監視が可能となる。

このような概念に基づき、 α 値を連続的に監視できるシステムとして、中性子の検出時刻を連続的に収録するの機能と Feynman- α 法に基づく α 値解析機能を一台のパーソナルコンピュータに統合した測定システムを整備した(第 3.1-3 図)⁽³⁾。このシステムでは、検出器で中性子が検出される時刻の高精度な測定、一定時間間隔ごとの計数率変化の統計解析、及び Feynman- α 法の理論式の最小 2 乗法による測定値へのあてはめをリアルタイムで行い、 α 値を評価することが可能である。

大型で高感度の中性子検出器を採用することにより、U-238 の割合の多い低濃縮ウラン体系の場合、外部中性子源を用いなくても、U-238 の自発核分裂で生じる中性子により測定することができる。臨界量の約半分の量のウラン溶液(中性子実効増倍率=約 0.7)についても、実用的な測定時間で高精度な α 値の測定が可能となった(第 3.1-4 図)。

3.1.2 燃料の燃焼度を考慮した臨界安全評価研究

わが国では、軽水炉使用済燃料の輸送容器及び貯蔵設備の臨界安全設計において、一般的に新燃料の仮定が用いられている。その結果、これら設備の臨界安全設計及び管理において過度の安全裕度が取られることがある。一方、六ヶ所再処理施設の臨界安全設計では、燃焼に伴うウラン及びプルトニウムの組成変化を考慮している。臨界安全評価において、原子炉での核燃料の燃焼に伴う核種組成の変化を考慮することは「燃焼度クレジット」と呼ばれている⁽⁴⁾。燃焼度クレジットを採用した臨界安全設計により、適正な安全裕度が確保され、安全性ばかりでなく経済性を確保した設備の設計及び運転が可能となる。

(1) 燃焼度の軸方向分布の影響

燃焼度クレジットを採用した臨界安全解析及び管理では、対象となる使用済燃料の燃焼度を適切に設定する必要がある。使用済燃料集合体の燃焼度は、通常、炉管理データによる平均燃焼度として与えられる。しかし、原子炉内において燃焼は一様に進む訳ではなく、軸方向では中心部の方が端部より早く燃焼が進むことが照射後試験によって確認されている⁽⁵⁾。この結果、燃焼があまり進んでいない部分が臨界安全評価上で重要となる。現実的な使用済燃料輸送容器モデルに対する評価を通して、臨界計算における軸方向燃焼度分布の影響を調べた⁽⁶⁾。燃料集合体の軸方向上部に比べて下部の燃焼が先に進むため、上部の燃え残りの多い燃焼分布の方が中性子増倍率が大きくなり、分布の非対称性に比例して軸方向燃焼度分布の影響が大きくなることを明らかにした。第 3.1-5 図には、軸方向燃焼度分布の偏りに対する中性子増倍率計算値の変化を示す。同図には平均燃焼度 32 GWd/t と 50 GWd/t について燃焼に伴うアクチニドと FP 両方の組成変化を考慮したケースを示したが、アクチニドのみを考慮した場合も同様の傾向が見られた。

(2) 燃焼計算コードの開発

高精度な燃焼計算コードは、使用済燃料の臨界安全評価へ燃焼度クレジットを導入するための重要な技術的要素である。燃料集合体やその配列体系などの複雑な幾何形状のモデル化を可能としつつ、燃焼計算の精度向上に重要な詳細な共鳴吸収計算を行うため、統合化燃焼計算コードシステム SWAT2⁽⁷⁾の開発に着手した。これは、従来の SWAT⁽⁸⁾では熱中性子炉解析コードシステム SRAC95

で行っていた中性子輸送計算を連続エネルギーモンテカルロ計算コード MVP で置き換えるものである。検証のために、BWR 燃料集合体を対象にした燃焼計算ベンチマーク問題⁽⁹⁾に対して SWAT2 を適用して計算した。その計算結果の一例を第 3.1-6 図に示す⁽⁷⁾。従来の計算結果（図では SWAT(SRAC95)と記載）と比較をして良い一致を得た。今後、SWAT では取扱えないより複雑な幾何形状の体系への適用を図ってゆく。なお、第 3.1-6 図には、参考の為に SWAT2 と同様に MVP を利用した燃焼計算コードシステム MVP-BURN⁽¹⁰⁾ による結果も提示している。SWAT2 と MVP-BURN の計算結果は、燃焼度が低いときには良く一致をしているが、燃焼度が高くなると両者の差は若干大きくなる。この差は、MVP-BURN では取扱う核種数を制限して残りを疑似 FP 核種として扱う近似を採用しているのに対して、SWAT2 では必要な限り多数の核種を取扱っていることから生じていると考えられる。

3.1.3 MOX 燃料加工工程での臨界安全評価研究*

MOX 燃料加工施設の建設が国内でも計画されているが、同施設はプルトニウムを大量に取り扱うことから、主要な工程が乾式工程とされているものの、適切な臨界安全設計と臨界管理が必要となる。乾式工程では、臨界事故の発生は技術的には想定は困難であるといえるが、施設の安全設計の妥当性を確認する観点から、臨界事故の発生を想定し、一般公衆に放射線障害を与えない施設であることを確認することが重要との見解が原子力安全委員会から示されている。

これを受けて MOX 燃料加工施設の臨界安全評価研究を実施しており、そのうち施設で最大容積となる均一化混合機において粉体工学的な攪拌挙動を考慮した臨界安全評価を行っている。均一化混合機では、最大富化度 18%の MOX 粉末約 300 kg 程度が、潤滑剤であるステアリン酸亜鉛 ($[(\text{CH}_3(\text{CH}_2)_{16}\text{COO})_2\text{Zn}]$) の粉末と混合されると想定している。ステアリン酸亜鉛は水素をたくさん含むので中性子減速効果を持つことから、万が一過度のステアリン酸亜鉛が MOX 粉末と混合されるとより臨界に近くなる可能性があり、ステアリン酸亜鉛の投入量は厳重に管理される必要がある。

本研究では、均一化混合容器内における MOX 粉末とステアリン酸亜鉛の攪拌にともなう各粉末の密度分布や中性子の減速度の変化を考慮した中性子実効増倍率の変化を評価する手法を開発した⁽¹¹⁾。粉体の混合状態の分布を粉体流動解析に実績のある離散要素法を用いて解析し、その分布に対して連続エネルギーモンテカルロコード MCNP で中性子実効増倍率を計算する。離散要素法はニュートンの第 2 法則を適用し、個々の粒子の運動を微視的な視点から追跡することにより衝突粒子の相互作用を考慮して粉体流動挙動を計算するものである。ここでは臨界管理上の仮想的な異常条件の一つとして、富化度管理の無視により富化度 50%の原料 MOX 粉末が、仮想的な容量 1000 リットルの均一化混合機に投入されるとする。12.9 kg のステアリン酸亜鉛 Zn-St と 325 kg の MOX 粉末が二層に分かれた状態から混合される場合の、粉体流動挙動解析を開始する初期状態を第 3.1-7 図に示す。第 3.1-8 図は混合状態の変化の状況を示し、第 3.1-9 図は混合に伴う中性子実効増倍率の変化を示す。攪拌開始とともに粉体の表面形状が変化し、これによって中性子実効増倍率はいったん減少するが、やがて MOX 粉末とステアリン酸亜鉛との混合による減速効果によって

*本件は、経済産業省原子力安全・保安院からの受託調査「MOX 燃料加工施設安全技術調査等（臨界事故安全評価等調査）」の成果の一部である。

上昇するようになる。

このように離散要素法による粉体流動挙動解析と臨界計算手法を組み合わせることにより、MOX 燃料加工工程において粉体工学に基づく攪拌状態を反映した臨界安全評価が可能となった。今後はこの手法を用いて、臨界事故の起こる仮想的な条件の決定や、臨界事故に至る場合の反応度添加条件の解析などを行っていく。

3.1.4 臨界事故特性研究*

溶液状の核燃料に関して臨界事故の条件、事故時の出力挙動及び発生放射線の特性を解明するために、過渡臨界実験装置 TRACY を用いた超臨界実験を行い、臨界過渡特性および線量測定に関する研究を実施している。また、事故時の閉じ込め安全性の確保の観点から、溶液燃料の臨界事故時の放射性ヨウ素ガスの放出特性、可燃性物質の火災事故時に発生する煤煙負荷による換気系フィルタの目詰まり特性に関する研究を実施している。以下では、これらの研究で得られた成果について説明する。

(1) 溶液燃料の過渡特性研究

原研では、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、濃縮度 10% の硝酸ウラニル水溶液を燃料とし、最大で 3 ドルまでの反応度を添加することが可能な超臨界実験（以下、過渡実験）を行うことができる。平成 15 年度末までに、反応度の添加量と添加速度を主なパラメータとして、約 114 回の過渡運転を実施してきた。平成 15 年度には、反射体の無い炉心体系を用いて、反応度の添加方法の違いが最高出力等に与える影響を調べる実験を行った⁽¹²⁾。検討した反応度添加方法は、溶液燃料をタンク底面部から過剰に給液して超臨界にする「ランプ給液」の方法と、中性子吸収材を含んだ調整トランジェント棒を炉心中央からゆっくりと引き抜いて超臨界にする「ランプ引抜」の方法である。これらの添加方法の違いが実験結果に与える影響を明らかにするため、添加反応度が約 2.65\$, 平均の反応度添加率が 0.18\$/秒でのランプ引抜実験を新たに行い、これを過去に行われた同様の条件のランプ給液実験と比較した。第 3.1-10 図に測定された炉心出力の時間変化を示す。ランプ給液実験の結果に比べランプ引抜実験では、第 1 ピーク後の出力の振動が小さい様子が見られるが、これは、ランプ給液ではランプ引抜実験に比べて大きな流動が燃料溶液内で生じることなどによる。出力の第 1 ピークに注目すると、第 3.1-11 図に見られるようにランプ引き抜きの方がより大きい最大出力となっている。それぞれの実験において詳細な反応度添加率の検討を行ったところ、ランプ給液については第 3.1-12 図に見られるように、詳細な反応度添加曲線は平均の反応度添加率直線に比較的近いものであったが、ランプ引き抜きについては第 3.1-13 図に見られるように、S 字カーブと呼ばれる形状の曲線を描いているために、実質の反応度添加率はより大きいものになっていることが明らかになった。これらの反応度添加率のデータを用いて、原研で開発した一点炉動特性コード AGNES により動特性解析を行い、炉心出力を計算した。第 3.1-14 図にランプ引抜実験の解析結果について示すが、詳細な反応度添加曲線を用いた解析結果は、実験結果をよく再現していること

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

がわかる。反応度添加率は複雑に変化するが、出力挙動への影響が最も大きい部分を特定することで、事故時の出力挙動において重要なパラメータを明確にすることができ、これにより単純な添加モデルでの解析精度の向上が期待できる。

平成 15 年度には、TRACY で初めて水反射体付き炉心を用いた定常出力運転を行い、基礎的な臨界データ及び動特性パラメータの測定を行った。ノイズ法を用いて取得した動特性パラメータの結果を第 3.1-2 表に示す。これらの結果は今後行われる過渡実験の解析に用いられる。

(2) 臨界事故時の線量測定に関する研究

1999 年に発生した JCO 臨界事故では、第 1 パルスの核分裂数は 1.6×10^{17} 個に及び、事故現場の作業員は、16Gy から 20Gy の線量を被ばくした⁽¹³⁾。万一臨界事故が発生した時には、被ばくした作業員の治療方針及び周辺住民の避難の方針を決定するために、被ばく線量を出来るだけ早く評価する必要がある。このような溶液燃料による臨界事故時における被ばく線量評価手法を確立するため、TRACY により、臨界時及び臨界を超えた状態における中性子及び γ 線の線量測定実験を行っている。

TRACY における実験では、線量測定器の一つとして、TLD (熱ルミネセンス線量計) を TRACY 炉室内に設置して照射を行い、中性子及び γ 線に感度を持つ ${}^6\text{Li}_2{}^{10}\text{B}_4\text{O}_7$ と γ 線のみ感度を持つ ${}^7\text{Li}_2{}^{11}\text{B}_4\text{O}_7$ で中性子及び γ 線の線量測定を行った。中性子による線量は、 ${}^6\text{Li}_2{}^{10}\text{B}_4\text{O}_7$ の線量から ${}^7\text{Li}_2{}^{11}\text{B}_4\text{O}_7$ の線量を差し引くことにより求められる。 γ 線用 TLD の素子は実効原子番号が 7.26 であり、筋肉組織の実効原子番号の 7.46 とほぼ同等である。このため、素子に ${}^7\text{Li}_2{}^{11}\text{B}_4\text{O}_7$ を用いた γ 線用 TLD は、組織等価な線量計とすることができる。

TLD の測定値は、TLD 読み取り装置により、周辺線量等量 (Sv) として表示されるので、この値を吸収線量 (Gy) へ換算するための手法を中性子及び γ 線のそれぞれに対して考案した⁽¹⁴⁾。中性子に対しては、連続エネルギーモンテカルロコード MCNP-4C により求めた TLD 設置位置のスペクトルを利用して換算係数を求めた。 γ 線に対しては、TLD 素子の応答を基にして、換算係数を求めた。これにより、TLD の測定値を吸収線量として評価できるようになった。

平成 15 年度に TRACY において行った実験⁽¹²⁾では、中性子用及び γ 線用 TLD を、TRACY 炉心タンク表面から 4 m 及び 5 m の位置に設置して定常運転及び過渡運転を行い、線量データを取得した。これにより、TRACY の定常運転と過渡運転 (パルス引き抜き及びランプ引き抜き) の測定データの比較を行った。また、MCNP により、TLD 設置位置における線量を計算し、測定データとの比較を行った。第 3.1-3 表に炉心タンク表面から 4 m の位置における TLD による測定結果及び計算結果との比較を示す。表に示すように、現状のデータでは、過渡運転における積算出力 1MJ あたりの線量は、定常運転よりも、中性子及び γ 線ともに若干大きくなった。この原因としては、定常運転と過渡運転では、中性子及び γ 線ともにスペクトルが異なる可能性がある等が考えられる。計算結果との比較では、中性子線量については、計算値の測定値に対する比 (C/E) が 0.8 ~ 1.1 程度と良好であったが、 γ 線量については、C/E が 0.4 前後となった。 γ 線量の計算結果が測定値よりも小さくなった原因の一つとしては、TRACY の運転中に生成する短寿命の核分裂生成物からの γ 線の線量への寄与が 15%~17%あり計算ではそれが考慮されていないことなどによる⁽¹⁵⁾。なお、 γ 線用 TLD の素子 ${}^7\text{Li}_2{}^{11}\text{B}_4\text{O}_7$ には、中性子に感度を持つ ${}^6\text{Li}$ 及び ${}^{10}\text{B}$ が微量ながら含

まれており、これによって γ 線量を過大に評価することも分かっており、中性子に不感である酸化アルミニウム (Al_2O_3) を用いた γ 線用 TLD も今後の TRACY における測定において使用する予定である。

OECD/NEA (経済協力開発機構原子力機関) が主催する臨界事故時線量評価国際比較試験が 2002 年 6 月に仏国バルデュック研究所の過渡臨界実験装置 SILENE において実施され、これに参加し上記の TLD による中性子線量及び γ 線量を吸収線量に換算する評価手法による線量測定を試みた^(14,16)。原研の測定結果は、参考線量に対して中性子線量は概ね一致したものの、 γ 線量については鉛遮へい体系において過大評価となった。鉛遮へい体系においては、 γ 線が遮へいされ主に中性子による照射となるため、上記の γ 線用 TLD が中性子に感度を持つことの影響が出たと考えられる。各国による測定結果については、今後発表される予定である。

(3) 閉じ込め安全性に関する研究

核燃料施設における溶液燃料の臨界事故時や放射性物質を含んだ可燃性物質の火災事故時には、ガス状および粒子状の放射性物質が気相に放出される。これらの放射性物質は、施設内の換気系設備へ移行し、施設の最終的な閉じ込め設備である換気系フィルタ(HEPA フィルタ等)を経て環境に放出される。したがって、これらの事故時における施設内の放射性物質閉じ込め安全性が十分に確保できることを評価するためには、ガス状および粒子状の放射性物質の気相への放出特性および換気系フィルタに至るまでの移行特性、ならびに換気系フィルタの経時的な閉じ込め機能についての知見が必要となる。

放射性ヨウ素は、揮発性が高い上に HEPA 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。溶液燃料臨界事故時における放射性ヨウ素の放出特性を評価するためには、臨界による核的特性だけでなく、溶液の置かれている条件(溶液温度、攪拌状態等)や溶液組成(ヨウ素濃度、硝酸濃度等)などの影響も考慮する必要がある。核的特性の影響については、TRACY を用いて溶液燃料臨界事故を模擬した試験(以下、TRACY 試験)を実施することで、過渡臨界で溶液燃料中に生成した放射性ヨウ素の放出率等の知見を得てきた^(17,18)。また、溶液組成の影響については、小規模の試験装置を用いたヨウ素放出特性試験を実施し、検討を進めている。ヨウ素放出特性試験では、気相部が常に 1 L/min の清浄空気で置換されているガラス容器(容積:0.82 L)内の 25℃、0.25 L の 0.7 N 硝酸水溶液(TRACY 試験と同じ硝酸濃度)に ^{131}I でラベルした NaI 水溶液を添加して、静止した溶液表面からガラス容器気相に放出されたヨウ素ガスをヨウ素サンプラを用いて捕集した。ヨウ素の気相への放出量は、ヨウ素サンプラ内のヨウ素捕集用フィルタにおいて捕集された ^{131}I の放射エネルギーから求めた。溶液からヨウ素発生器気相への ^{131}I の放出係数とガラス容器気相部に対するベントガスによる換気係数を考慮した放出挙動評価モデル⁽¹⁷⁾を用いて、気相に放出された積算原子数を溶液中に残存した原子数で除した放出率を算出した。第 3.1-15 図にヨウ素放出率評価結果を TRACY 試験の結果⁽¹⁶⁾とともに示す。TRACY 試験における過渡臨界開始から 4.5 時間後のヨウ素の放出率は、過渡臨界直後に臨界を速やかに終息させた場合(R156)には約 0.2%、臨界状態を継続させた場合(R166)には約 0.9%であったのに対して、ヨウ素放出特性試験結果では、溶液へのヨウ素の添加時刻から約 4.7 時間後の放出率は約 4%となり TRACY 試験結果より高い値となった。TRACY 試験では、溶液中のヨウ素は核分裂によってのみ生成する

ため溶液中の存在量は約 10^{-9} mol/L 程度と見積もられ、今回のヨウ素放出特性試験条件である初期のヨウ素濃度 (4×10^{-4} mol/L) より極めて低かった。今回の試験条件の範囲では、溶液中のヨウ素の質量効果がヨウ素の放出に対して支配的であったものと考えられる。ヨウ素放出特性試験は、試験条件を比較的任意にコントロールすることが可能であるため、この特性を生かし、今後ヨウ素の放出挙動をより詳細に検討していく予定である。

核燃料施設内のセル、グローブボックス、管理区域内の作業室等は、一定割合で換気されている。このような場所において可燃性物質の火災事故が生じた場合、可燃性物質の種類、燃焼量および換気による酸素供給量とのバランスによっては不完全燃焼が生じ、多量の煤煙粒子が発生する可能性がある。この多量の煤煙粒子が換気系フィルタに捕集された場合には、目詰まりにより換気系フィルタが破損することが考えられる。換気系フィルタの閉じ込め機能を定量的に評価する観点からは、換気系フィルタの目詰まりの進展に応じた換気系フィルタの差圧変化を精度良く予測するためのデータと解析手法の構築が必要である。再処理施設の一部の建屋換気系フィルタとして用いられている前置フィルタ(粗大粒子による HEPA フィルタの目詰まり防止のために HEPA フィルタの直前に設置された繊維状フィルタ)について、煤煙粒子の捕集による前置フィルタの差圧の経時変化に関する実験データを取得するとともに、評価モデルの導出を行った^(19,20)。第 3.1-16 図に前置フィルタの差圧の経時変化の計算値と実測値を比較した結果を示す⁽²⁰⁾。計算には、前置フィルタにおける煤煙捕集量-捕集効率-フィルタ差圧の評価モデルを組み込んだ次元圧縮性熱流動解析コード CELVA-1D を用いた。図中の前置フィルタが破損した差圧に達するまでの時刻については、実測値と計算値は良好に一致している。火災事故時における放射性物質の施設内閉じ込め性能を維持するためには、換気系フィルタが破損する前に換気系統切替やフィルタの交換が必要である。今回、検証された解析手法を用いて前置フィルタが破損に至るまでの時間的猶予の評価することにより、換気系統の切替操作や前置フィルタ交換作業の時間的猶予の評価に応用できると考えられる。

参考文献

- (1) S.Watanabe, T.Yamamoto, T.Nakamura, H.Hirose, K.Izawa, Y.Miyoshi, "Critical Experiments of Basic Heterogeneous Core Composed of LWR Fuel Rod Array and Low Enriched Uranyl Nitrate Solution, " Proc.7th Int. Conf. on Nuclear Criticality Safety (ICNC), Tokai, Japan, Oct. 20-24, 2003, JAERI Conf 2003-019 (Part I) p. 192 (2003).
- (2) S.Watanabe, T. Yamamoto and Y. Miyoshi, "STACY:60-CM-DIAMETER HETEROGENEOUS TANK OF 6% ENRICHED URANYL NITRATE SOLUTIONS, 5% ENRICHED UO₂ FUEL RODS, WATER-REFLECTED," LEU-MISC-THERM-001, International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments, OECD/NEA, 2004 edition (2004).
- (3) K. Tonoike, T. Yamamoto, S. Watanabe and Y. Miyoshi, "Real Time α Value Measurement with Feynman- α method Utilizing Time Series Data Acquisition on Low Enriched Uranium System," J. Nucl. Sci. Technol., 41(2), pp. 177-182 (2004).
- (4) 日本原子力研究所 燃料サイクル安全研究委員会編、"燃焼度クレジット導入ガイド原案"、JAERI-Tech 2001-055 (2001).
- (5) (編) 中原嘉則、須山賢也、須崎武則、"軽水炉使用済燃料の燃焼度クレジットに関する技術開

- 発”、JAERI-Tech 2000-071 (2000).
- (6) T.Kuroishi, A.T.Hoang, Y.Nomura and H.Okuno, “Extended Calculations of OECD/NEA Phase II-C Burnup Credit Criticality Benchmark Problem for PWR Spent Fuel Transport Cask by Using MCNP-4B2 Code and JENDL-3.2 Library,” JAERI-Tech 2003-021 (2003).
- (7) H. Mochizuki, K. Suyama, H. Okuno, “SWAT2: The Improved SWAT Code System by Incorporating the Continuous Energy Monte Carlo Code MVP,” Proc. of 7th International Conference on Nuclear Criticality Safety (ICNC2003), 20-24 October 2003, Tokai-mura, Japan, JAERI-Conf 2003-019, pp. 488-493 (2003).
- (8) K. Suyama, H. Mochizuki, T. Kiyosumi, “Revised Burnup Code System SWAT: Description and Validation Using Postirradiation Examination Data,” Nucl. Technol., **138**(2) pp.97-110 (2002).
- (9) H.Okuno, Y.Naito, K.Suyama, “OECD/NEA Burnup Credit Criticality Benchmarks Phase IIIB: Burnup Calculations of BWR Fuel Assemblies for Storage and Transport,” JAERI-Research 2002-001, NEA/NSC/DOC(2002)2 (2002).
- (10) K.Okumura, T.Mori, M.Nakagawa et al., “Validation of a Continuous-Energy Monte Carlo Burn-up Code MVP-BURN and Its Application to Analysis of Post Irradiation Experiment,” J. Nucl. Sci. Technol., **37**(2), pp.128-138 (2000).
- (11) M.Sakai, T.Yamamoto, M.Murazaki, et al., “Development of Criticality Evaluation Method Considering Particulate Behavior of Nuclear Fuel,” Nucl. Technol. (to be published).
- (12) 平成 15 年度文部科学省受託事業 再処理施設臨界安全技術開発等①再処理施設臨界安全技術開発成果報告書(2004).
- (13) 遠藤章、山口恭弘、石樽信人、”東海村臨界事故における重度被ばく患者に対する線量分布の詳細解析”、JAERI-Research 2001-35 (2001).
- (14) 中村剛実、外池幸太朗、三好慶典、”SILENE における臨界事故時線量評価解析”、JAERI-Tech 2003-031 (2003).
- (15) H.Yanagisawa, A.Ohno and E.Aizawa, “Determination of Gamma-Ray Exposure Rate from Short-Lived Fission Products under Criticality Accident Conditions”, J. Nucl. Sci. Technol., **39**[5],p.499-505, (2002).
- (16) T.Nakamura, K.Tonoike and Y.Miyoshi, “Dose Evaluation in Criticality Accident Conditions Using Transient Critical Facilities Fueled with a Fissile Solution,” Radiation Protection Dosimetry (2004) (to be published).
- (17) H.Abe, S.Tashiro, T.Koike et al., “Source Term on Release Behavior of Radioactive Materials from Fuel Solution under Simulated Nuclear Criticality Accident”, JAERI-Conf 2002-004, p.439-455 (2001).
- (18) 田代信介、津幡靖宏、渡邊浩二、他、”事故時ソースターム評価の研究”、JAERI-Conf 2003-018, p. 79-80 (2003).
- (19) 高田準一、林 嗣郎、渡邊浩二、他、”火災時における煤煙発生挙動と換気系フィルタ目詰まり特性”、JAERI-Tech 2002-102 (2003).
- (20) 渡邊浩二、田代信介、阿部 仁、他、”CELVA-1D を用いた火災事故時の煤煙による換気系フィルタの差圧解析”、JAERI-Tech 2004-029 (2004).

第 3.1-1 表 棒状燃料セルの条件*

項目	ケース名	
	2.1cm ピッチ	1.5cm ピッチ
棒状燃料間隔(cm)	2.1	1.5
溶液対ペレット体積比	7.0	2.9
棒状燃料本数	221	333
燃料集合体部の等価半径(cm)	35.2	30.9

*2.1 cm ピッチは過減速、1.5 cm ピッチはほぼ最適減速である。

第 3.1-2 表 TRACY での動特性パラメータの測定結果*

調整Tr棒引抜状態	
未臨界度(\$)	α 測定値(s-1)
-0.107	173 \pm 2
-0.029	162 \pm 2
β / Λ	157.9 \pm 2.8

調整Tr棒挿入状態	
未臨界度(\$)	α 測定値(s-1)
-0.107	181 \pm 2
-0.054	163 \pm 2
-0.023	157 \pm 2
β / Λ	149.2 \pm 2.3

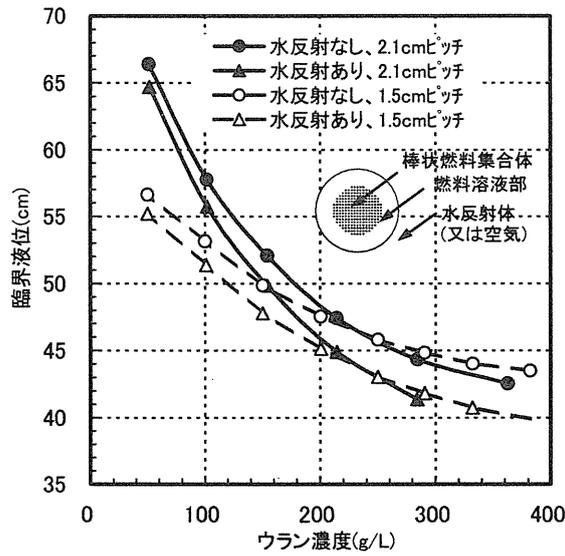
*動特性パラメータとして即発減衰定数 α をノイズ法を用いて未臨界度を変えて測定したときの結果である。また、臨界に外挿することで β/Λ を求めた結果も示す。

第 3.1-3 表 TRACY での線量の測定および計算結果†

運転条件	積算出力 (MJ)	中性子線量			γ 線量		
		TLD 測定値 (Gy/MJ)	MCNP 計算値 (Gy/MJ)	C/E	TLD 測定値 (Gy/MJ)	MCNP 計算値 (Gy/MJ)	C/E
過渡運転 (RW)*	10	0.30	0.25	0.82	0.53	0.20	0.38
過渡運転 (PW)**	20	0.27	0.25	0.95	0.51	0.20	0.40
定常運転	10.2	0.25	0.27	1.05	0.43	0.21	0.47

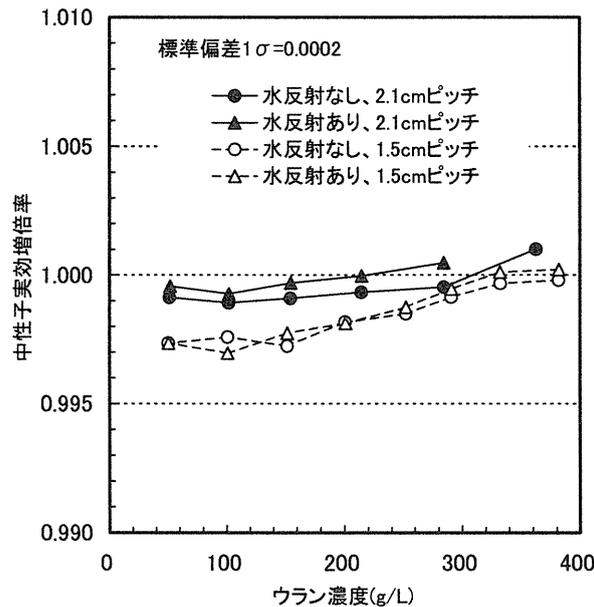
*ランプ引き抜き **パルス引き抜き

†TRACY 裸体系における炉心タンク表面から 4m の位置における TLD による中性子線量と γ 線量の線量測定結果及び MCNP による計算結果を示す。



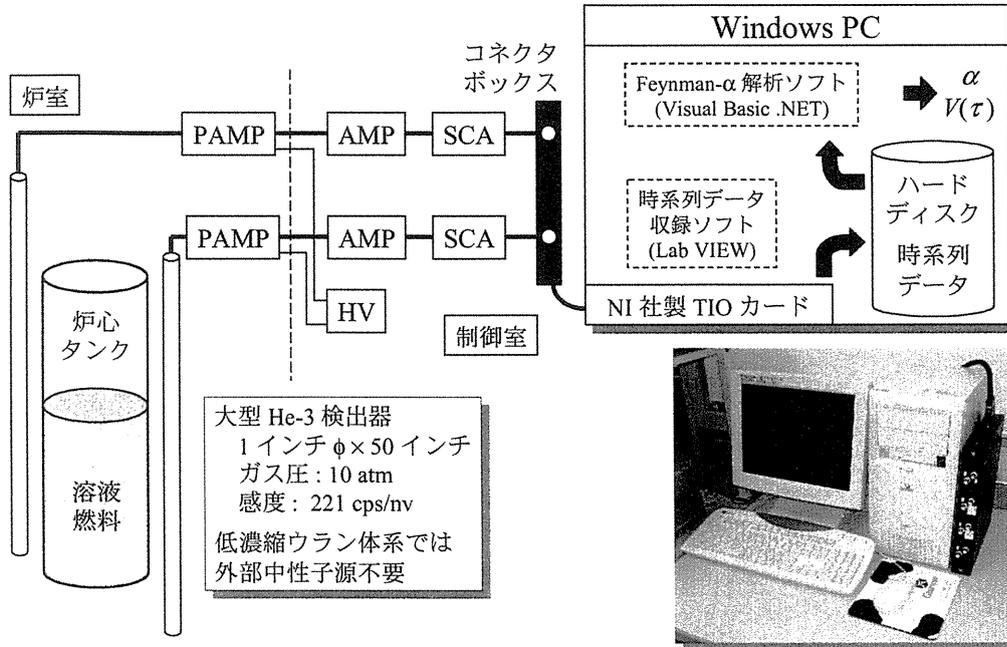
第 3.1-1 図 臨界液位とウラン濃度

2.1 cm ピッチでは集合体部も溶液部もウラン濃度が高いほうが反応度は高くなるが 1.5 cm ピッチでは集合体部はウラン濃度が高くなると反応度が低下する。このため 1.5 cm ピッチではウラン濃度が低くなっても臨界液位は 2.1 cm ピッチほど高くない。



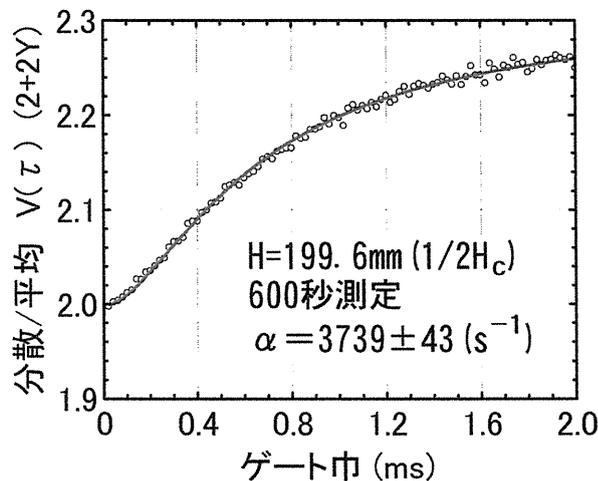
第 3.1-2 図 STACY 非均質炉心の中性子実効増倍率の解析結果

連続エネルギーモンテカルロ計算コード MCNP 4C と核データライブラリ JENDL-3.3 を用いて解析した中性子実効増倍率とウラン濃度の関係。1.5 cm ピッチではやや過少評価するが実験値 1.0 を 0.3% Δk 以内で再現できた。



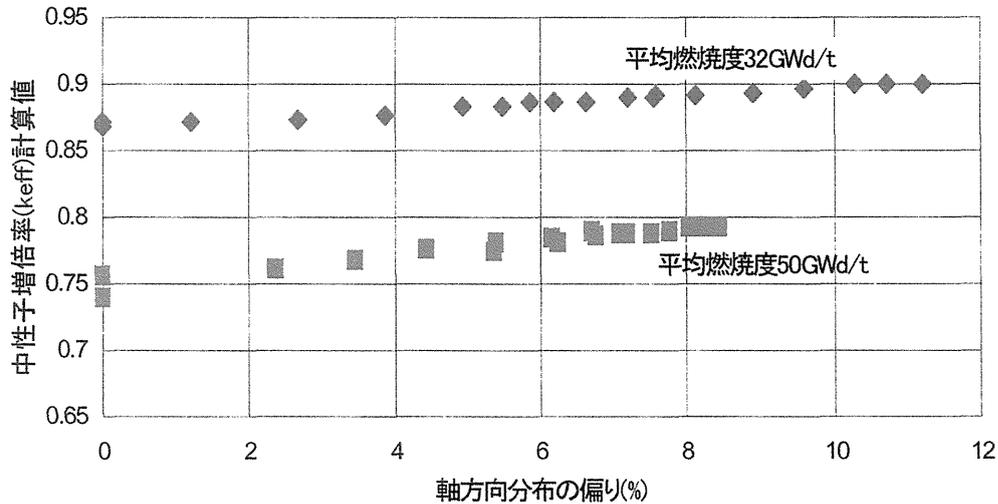
第 3.1-3 図 Feynman- α 法の測定システム

Feynman- α 法に基づく α 値解析機能を一台のパーソナルコンピュータに統合したりアルタイムの測定システムの構成

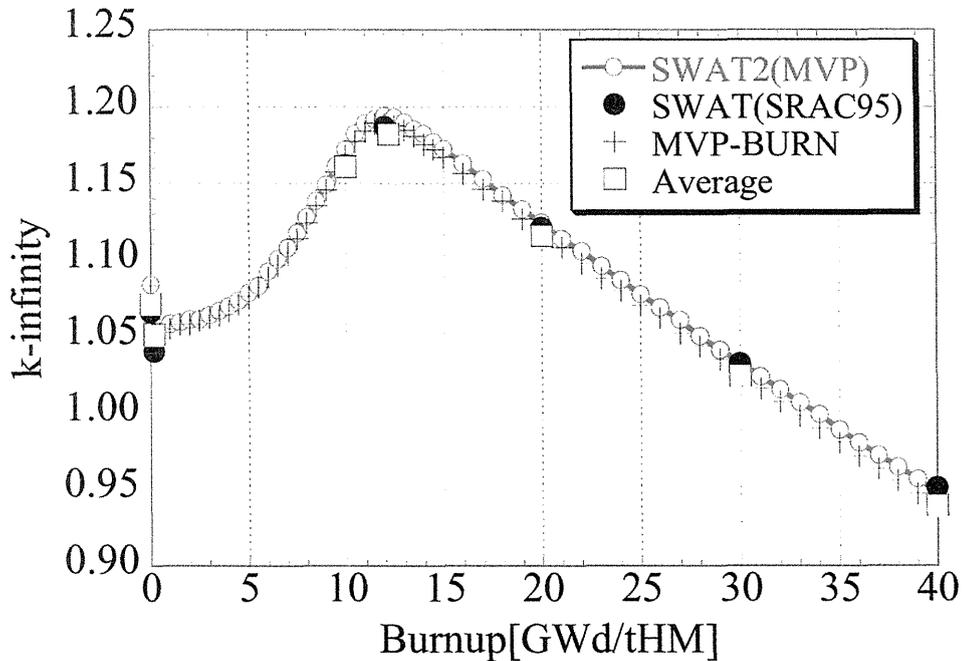


第 3.1-4 図 深い未臨界状態における Feynman- α 法の測定結果

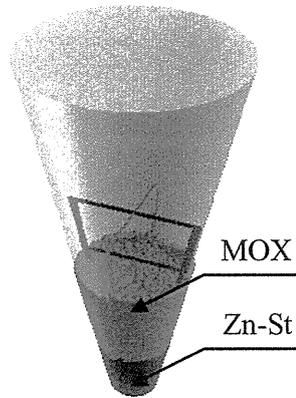
棒状燃料ピッチ 1.5 cm の STACY 非均質体系でウラン溶液濃度は 382.0gU/L である。臨界になる推定の液位(H_c) は 398.9 mm で、測定したときの未臨界度は 38%に相当する。



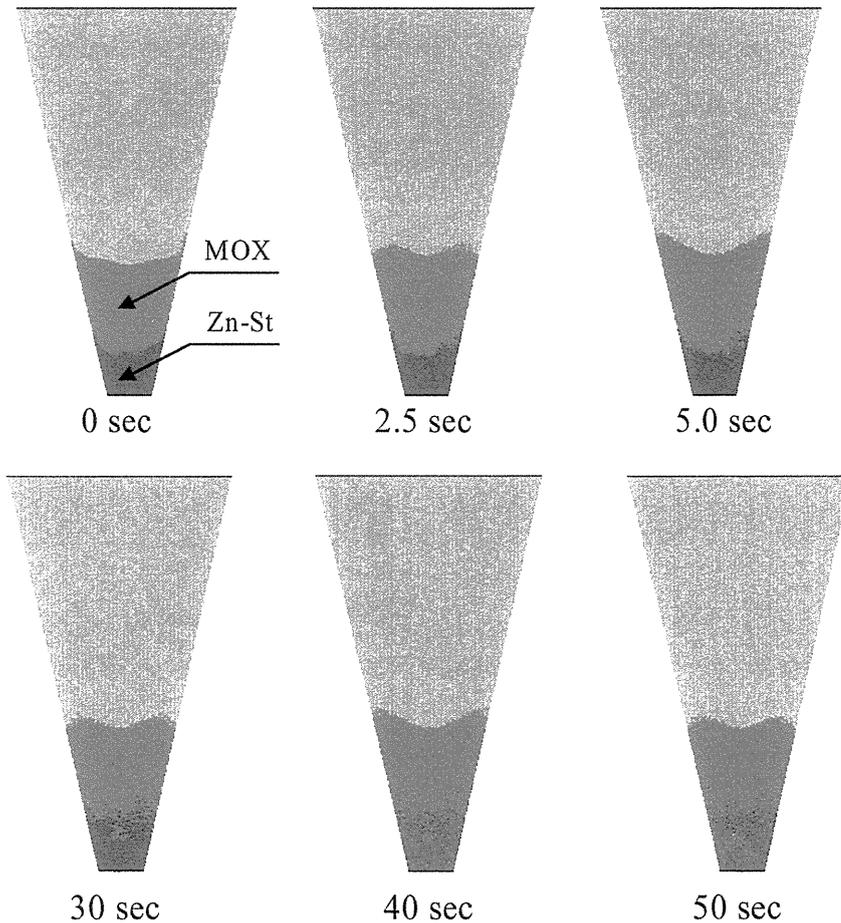
第 3.1-5 図 アクチニド+FP を考慮したときの燃焼度をパラメータとした k_{eff} 計算値⁽³⁾
 分布の非対称性に比例して軸方向燃焼度分布の影響が大きくなる。なお、アクチニドのみを考慮した場合も同様の傾向が見られる。



第 3.1-6 図 集合体平均燃焼度に対する中性子増倍率 (40%ポイド BWR 燃料集合体)⁽⁴⁾
 SWAT2 は SWAT(SRAC95)とほぼ同等の結果を示している。燃焼度が高くなると MVP-BURN と SWAT2 の差は大きくなる。この差は、MVP-BURN では取扱う核種数を制限しているのに対して、SWAT2 では必要な限り多数の核種を取扱っていることから生じていると考えられる。

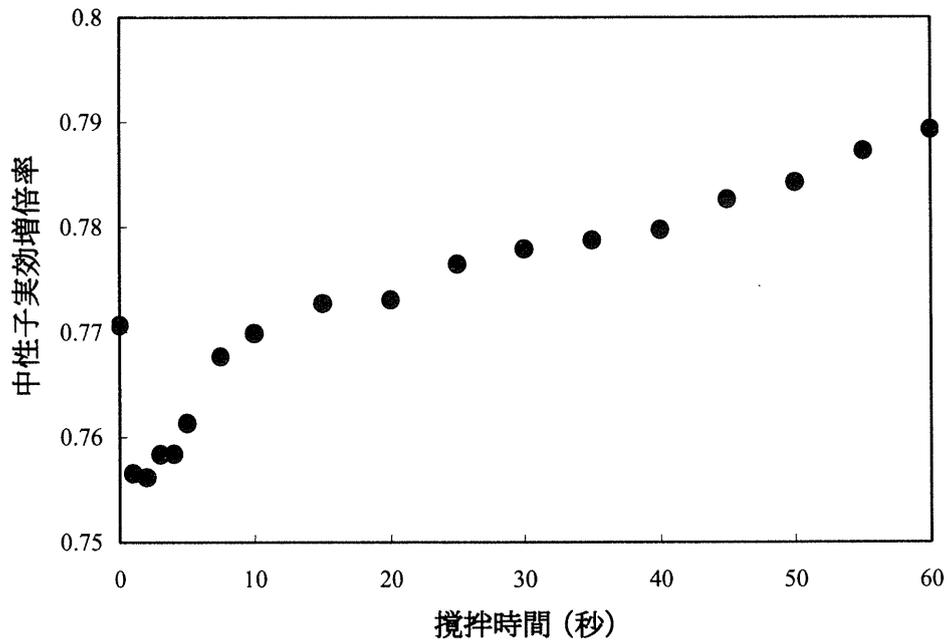


第 3.1-7 図 MOX 粉末とステアリン酸亜鉛 Zn-St の粉体流動挙動解析を行ったときの初期状態



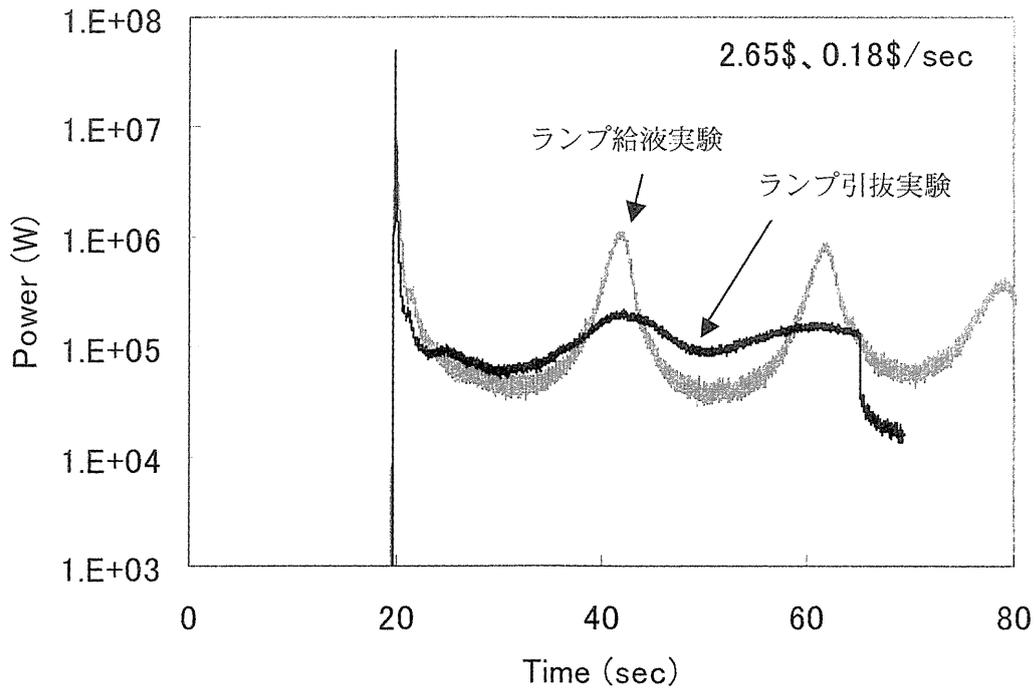
第 3.1-8 図 MOX 粉末とステアリン酸亜鉛 Zn-St の攪拌状態の時間変化

攪拌とともに粉体表面が変形し、MOX 粉末とステアリン酸亜鉛の境界付近で両者が混合するようになる。



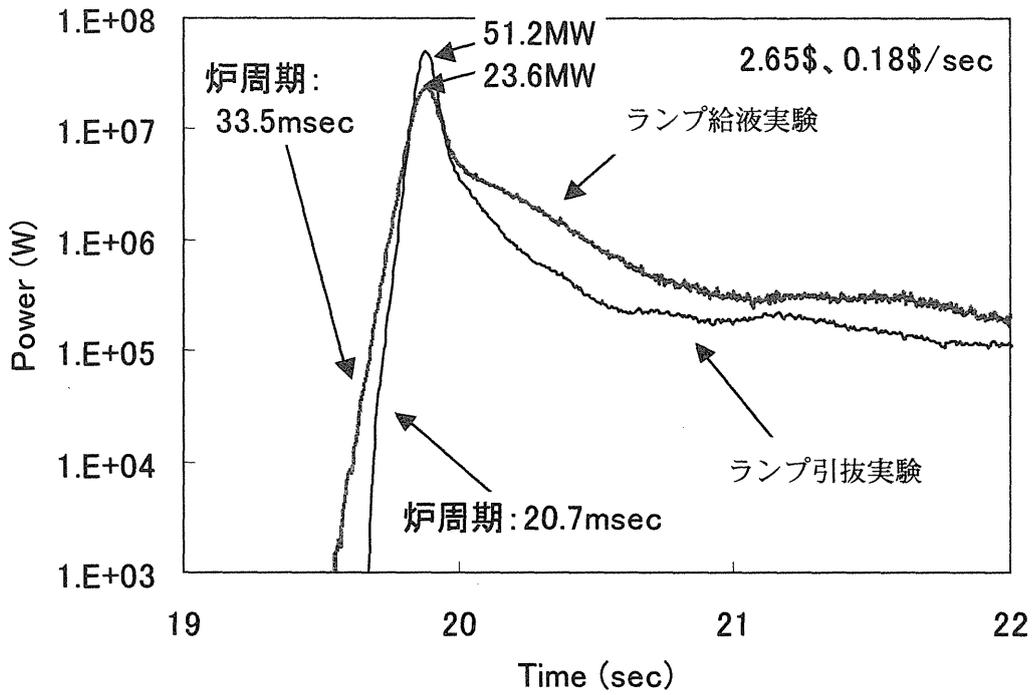
第 3.1-9 図 攪拌による混合状態と中性子実効増倍率の関係

中性子実効増倍率は粉体の表面形状の変形により減少し、その後粉体の混合による減速効果によって上昇するようになる。

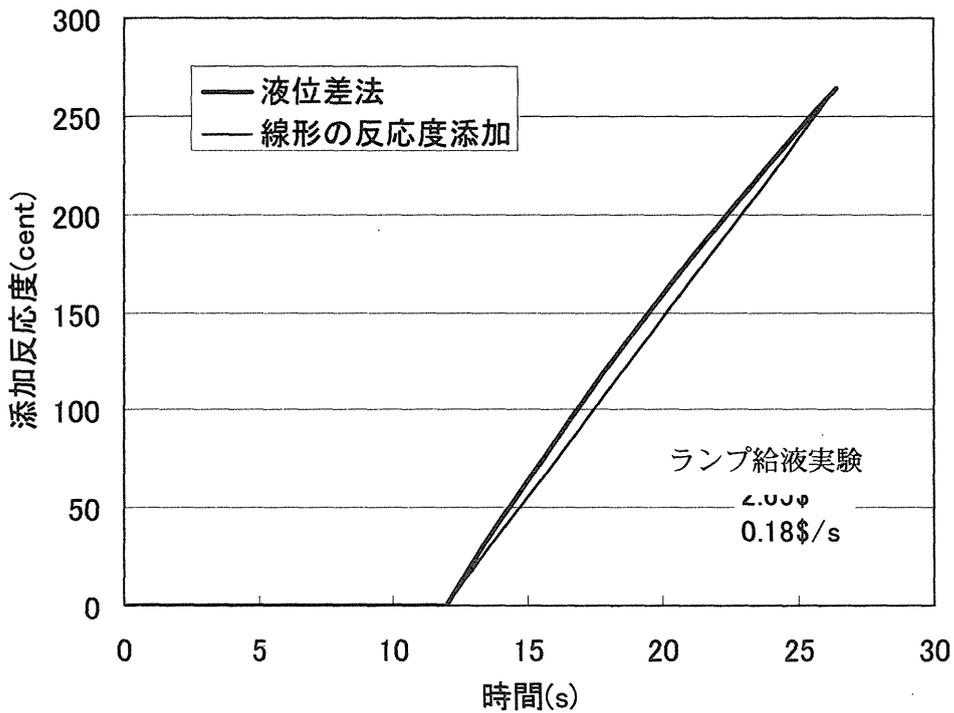


第 3.1-10 図 反応度添加条件による出力変化の比較 (添加率 0.18 \$/sec)

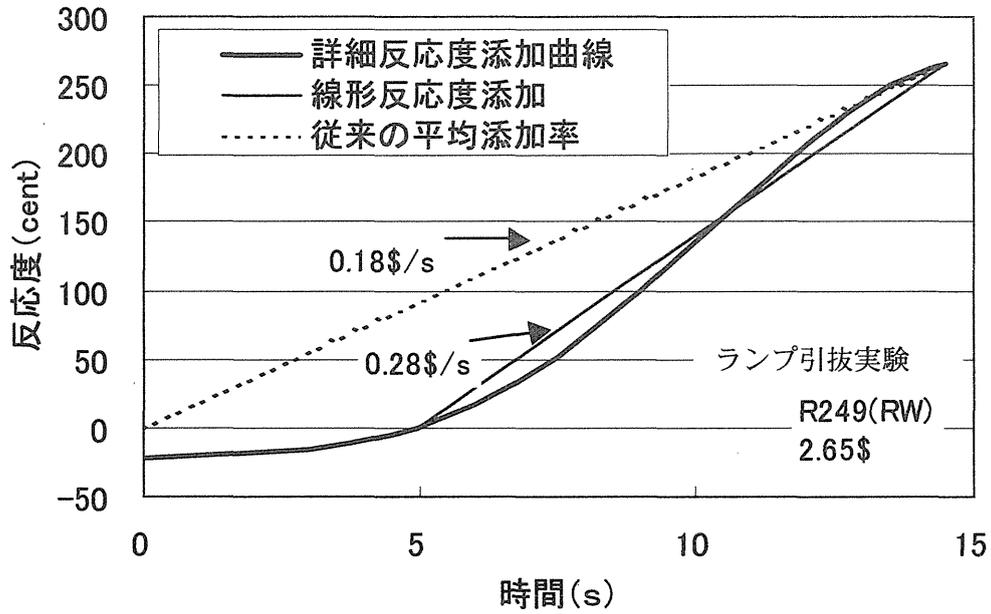
ランプ給液のほうが第 2 パルス以降のピークが大きくなる傾向が見られる。



第 3.1-11 図 反応度添加条件による出力変化の比較 (第 3.1-10 図の拡大図)
 同じ添加反応度、反応度添加率でもランプ引抜のほうがピーク出力は高くなる。

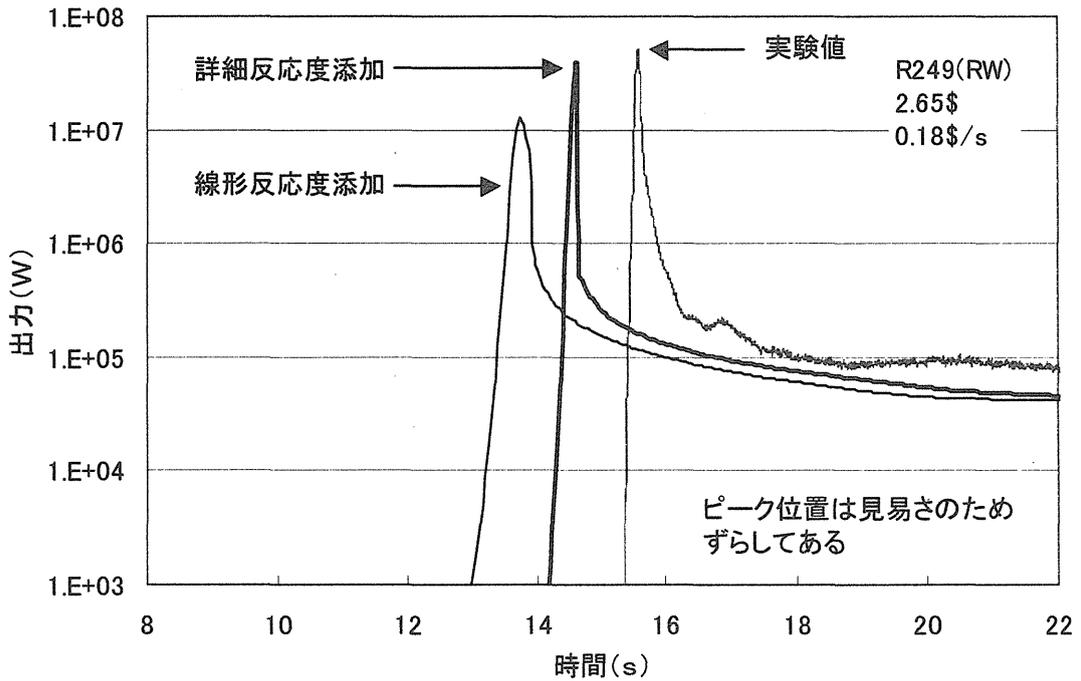


第 3.1-12 図 ランプ給液反応度添加曲線
 ランプ給液の場合には、時間とともにほぼ線形に反応度が添加されている。



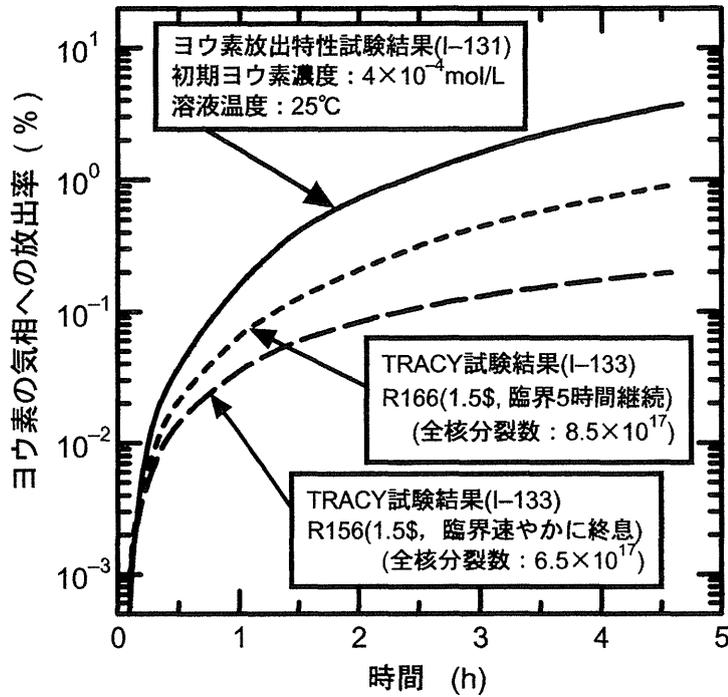
第 3.1-13 図 ランプ引抜での反応度添加曲線

ランプ引抜では S 字曲線で反応度が添加されるので、平均添加率よりも高い反応度添加率になる時間がある。



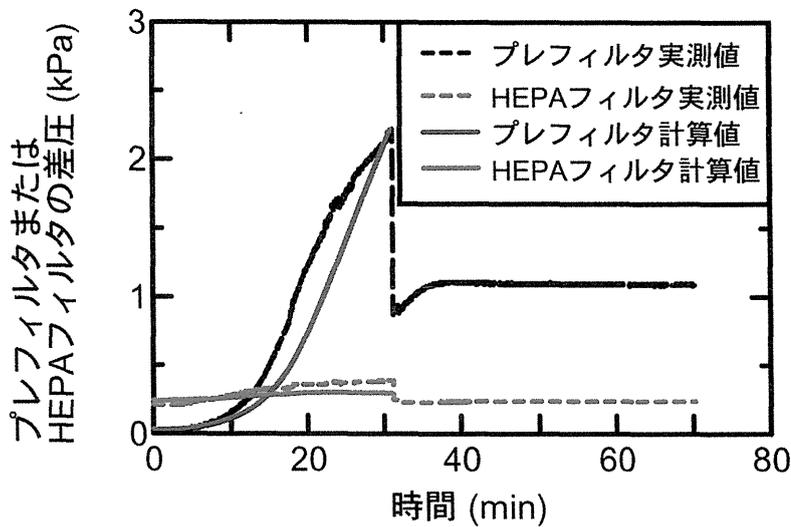
第 3.1-14 図 ランプ引抜での実験値と AGNES による解析結果との比較

詳細な反応度添加曲線を用いた解析結果は、実験結果をよく再現する。



第 3.1-15 図 ヨウ素放出率評価結果

ヨウ素放出特性試験結果での放出率は TRACY 試験結果より高い値となる。



第 3.1-16 図 前置フィルタの差圧の経時変化解析結果

図中の前置フィルタが破損した差圧に達するまでの時刻については、実測値と計算値は良好に一致している。

3.2 プロセス安全性に関する研究

将来の再処理プロセスには、使用済燃料の高燃焼度化や MOX 燃料使用による使用済燃料中の長寿命 TRU 核種や FP(核分裂生成物)量の増加に対応した、これら核種の再処理工程内への安全な閉じ込め機能が求められる。現在の再処理プロセスも十分な閉じ込め機能、分離回収機能を有してはいるが、より安全性を向上させるためには、長寿命核種等について高度の分離機能^(1,2)を有し、かつ合理化された、簡素で実用性の高い再処理プロセス(総合的湿式分離プロセス:第 3.2-1 図)を開発して、廃棄物発生量を低減させ経済性を向上させる必要がある。これらを目標として、現在の PUREX 法による再処理プロセスについて使用済燃料試験を実施し、長寿命核種の再処理プロセス内挙動データを取得・整備すると同時に、将来の高度化再処理プロセス開発に係わる要素技術データの取得及び使用済燃料試験を含むプロセス工学的研究を行った。

3.2.1 挙動データの取得

(1)使用済燃料試験

NUCEF-BECKY 施設(6.2.2)の α γ セルにおいて、燃焼度 44.3 GWd/tU の軽水炉使用済 UO₂ 燃料を用いた溶解試験及び抽出分離試験を実施して、U、Pu、長寿命 TRU 核種(Np、Am)及び長寿命 FP 核種(Tc-99、I-129)の再処理プロセス内挙動データを取得した。

使用済燃料の溶解試験は、溶解温度を試験パラメータとして 3 回(80、90 及び 100℃)実施し、各々の温度条件における U 溶解率の経時変化データを取得し、80 及び 100℃での試験では、溶解中での亜硝酸濃度及び Pu 原子価状態の経時変化データを取得した。ここでは、特に、Pu は Pu(IV)として溶解するが、溶解が進むにつれて溶解液中に Pu(VI)が観測されるようになること、及び Pu(VI)の割合は、温度の高い 100℃の場合の方が 80℃の場合よりも多いことを示した⁽³⁾。

抽出分離試験は、現在の再処理プロセス第一サイクルにおいて想定される標準的なフローシート条件⁽⁴⁾を設定し、上記の溶解試験で得られた溶解液を供給液として、ミキサセトラ型抽出器により実施した。工程内に広く分布し、抽出廃液及び製品溶液中に移行する Np 及び Np の挙動に影響を与える亜硝酸に特に注目して、この他アクチノイド元素(U、Pu 及び Am)や、TBP 溶媒に抽出性の Tc、Zr、Ru など FP 元素の抽出器各段における濃度を測定し、挙動データを取得した(第 3.2-1 表)⁽⁵⁾。

(2)コードシステムの整備

使用済燃料試験で得られた挙動データを利用して、長寿命核種(I-129、Np、Tc-99 など)挙動の計算機能を持ち、溶解、オフガス処理、抽出分離等、再処理プロセスの主要な工程についての解析・評価に利用できるコードシステム、ARECS(Advanced Reprocessing Engineering Code System)の整備を進めた。このコードシステムにより、U、Pu 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、再処理プロセス内での移行挙動(製品溶液、廃液、オフガス等への移行)をシミュレーションすることができる。

溶解工程解析コード整備では、燃料中にクラック(亀裂)が存在することを想定した簡素な溶

解の基本モデルを新たに考案した。このモデルでは、被覆管内の燃料の有効溶解表面積が、クラック発生により物理的に増加する効果を取り入れて溶解速度を予測する。このモデルによって、使用済燃料試験で得られた U 溶解率データがよく再現されることを示し⁽⁶⁾、さらに、このモデルの MOX 溶解への適用性を示した⁽⁷⁾。オフガス処理解析コード整備では、開発済みの吸着剤カラム内でのヨウ素分布予測モデル⁽⁸⁾に基づく計算によって、使用済燃料試験で得られた I-129 の吸着データをよく再現できることを示した⁽⁹⁾。抽出分離工程解析コード整備では、使用済燃料試験 (44 GWd/t) で得られた挙動データがよく再現できることを示した⁽⁴⁾。

3.2.2 高度化再処理プロセスの研究

(1) 要素技術データの取得

将来の再処理プロセス開発において、塩フリー/CHON (CHON: 炭素、水素、酸素、窒素からなる化合物のことで、これを燃焼させた場合に発生するのは、全てガスであり固体は発生しない) 試薬の適用は、廃棄物発生量低減の上で重要な要素技術である。そこで、塩フリー/CHON 試薬適用性の基礎データとして、有機試薬 (*n*-ブチルアルデヒド) による Np(VI) の還元速度データ⁽¹⁰⁾、NCP (N-シクロヘキシルピロリドン) による TRU の沈殿生成⁽¹¹⁾データ、アスコルビン酸による TRU の TBP からの逆抽出データ⁽¹²⁾をそれぞれ取得した。また、電気化学的手法は、塩フリー酸化還元技術の一つとして有望な要素技術の一つである。そこで、要素技術の基礎として、U⁽¹³⁾及び Pu⁽¹⁴⁾について、分光学的及び電気化学的分析手法によって酸化還元電位等のデータ、Np の電解還元データ^(15,16)及び長寿命 FP 核種の電解還元析出データ⁽¹⁷⁾を取得した。

核変換⁽²⁾において重要な共除染サイクル抽出残液からの MA 分離技術については、CMPO(カルバモイルメチルホスフィンオキシド)⁽¹⁸⁾、TODGA (トリオクチルジグリコールアミン) ⁽¹⁹⁻²¹⁾、R-BTP (アルキル置換ビストリアジニルピリジン) ^(19,20,22,23)を担持した固体吸着剤を用いるカラムクロマト分離技術について開発を進めた。特に、R-BTP 吸着剤については、Am/ランタノイドの共存する溶液から、Am を、高い分離係数でランタノイドから分離できることを示した (第 3.2-2 図) ^(20,23)。

(2) プロセス工学的研究

溶解オフガスからの C-14 の分離捕集技術について、ケイ酸リチウム固体吸着剤の破瓜試験を行い、乾燥重量の 20% まで CO₂ が吸収されることを示した⁽²⁴⁾。これは、以前検討した NaOH 改質モルデナイト吸着剤 (2.8%) の約 6 倍である。3.2.1(2)でも述べた抽出工程解析コードを利用して、PUREX 再処理・共除染工程でのフローシート条件制御による Np 抽出の制御について検討し、主溶媒流量、スクラブ硝酸濃度を増加させることによって、Np 抽出率が 48% から 75% に増加するという結果を得た。しかし、この結果は不十分であり、より高い Np 抽出率が得られる条件をさらに明らかにして行く必要がある⁽²⁵⁾。また、塩フリー試薬であるブチルアミンを用いた溶媒洗浄プロセスについて、実使用済溶媒のミキサセトラ洗浄試験結果と、模擬使用済溶媒のバッチ洗浄試験結果を比較・検討し、HDBP 分配比の pH 依存性に差があることが明らかとなった。実使用済溶媒と模擬使用済溶媒との差 (例えば Zr 錯体の残留) を明らかにすることが課題である⁽²⁶⁾。

3.2.1(1)の溶解試験で得られた使用済燃料溶解液を用いて、Np の挙動制御に注目した高度化再処理のフローシート条件を設定し、抽出分離試験を2回実施した^(16,27)。挙動制御のポイントとして、共除染廃液への移行抑制（溶媒への抽出）と、U/Pu 装荷溶媒からの Np 選択洗浄における塩フリーの有機還元試薬（ブチルアルデヒド）による方法（PARC プロセス^(28,29)）の適用を検討した。1回目の試験では、溶媒流量、硝酸濃度の変更によって、共除染廃液に残る Np を約 13%までは低減できることを示した。Np 選択洗浄・分離工程における Np 洗浄効率としては 39.4%が得られたにとどまったが、Np 洗浄機能が付加できることを示した（第 3.2-3 図）⁽¹⁶⁾。2回目の試験では、Np 洗浄効率の向上を目指して、還元剤および洗浄液流量を増加させたフローシートによる試験を行い、選択洗浄・分離工程での Np 洗浄効率を 79.6%にまで改善した⁽²⁷⁾。

さらに、使用済燃料試験での Np、Tc 分離結果を利用して、革新的水冷却炉の燃料処理プロセスへの応用を検討し、ここでの目標である Np 除染係数 99%の達成が可能であることを示した^(29,30)。

参考文献

- (1) 森田、館盛、“原研における湿式分離技術の研究開発、” 第 6 回 NUCEF セミナーワーキンググループ編、第 6 回 NUCEF セミナー講演報文集、2003 年 2 月 20 日、東海村、JAERI-Conf 2003-018, p.57-58 (2003.10).
- (2) 森田、“核変換研究開発の現状・展望－(A)高レベル放射性廃棄物の分離－、” 原子核研究、47(6)、21-30 (2003).
- (3) 峯尾、磯貝、佐藤、森田、“使用済燃料溶解におけるアクチノイド元素の挙動、” 日本原子力学会、2003 春の年会要旨集第Ⅲ分冊（総論、燃料サイクルと材料）、2003 年 3 月 27-29 日、佐世保、N5 (2003).
- (4) S. Hotoku, T. Asakura, H. Mineo, G. Uchiyama, “Extraction Behavior of TRU Elements in the Nuclear Fuel Reprocessing,” J. Nucl. Sci. Technol., Supplement 3, 313(2002).
- (5) 宝徳、森田、朝倉、峯尾、佐藤、伊東、細谷、“再処理プロセス安全性研究、” 第 6 回 NUCEF セミナーワーキンググループ編、第 6 回 NUCEF セミナー講演報文集、2003 年 2 月 20 日、東海村、JAERI-Conf 2003-018, p.91-92 (2003.10).
- (6) H. Mineo, H. Isogai, Y. Morita, G. Uchiyama, “An Investigation into Dissolution Rate of Spent Nuclear Fuel in Aqueous Reprocessing,” J. Nucl. Sci. Technol., 41(2), 126-134 (2004).
- (7) 峯尾、白鳥、“高燃焼度混合酸化物燃料の再処理特性に関する研究、” 第 6 回 NUCEF セミナーワーキンググループ編、第 6 回 NUCEF セミナー講演報文集、2003 年 2 月 20 日、東海村、JAERI-Conf 2003-018, pp.95-96 (2003).
- (8) 安全性研究成果編集委員会（編）、“原子力安全性研究の現状（平成 14 年）、” JAERI-Review 2002-030, pp. 93-94 (2002).
- (9) H. Mineo, M. Gotoh, M. Iizuka, S. Fujisaki, H. Hagiya, G. Uchiyama, “Applicability of a Model Predicting Iodine-129 Profile in a Silver Nitrate Silica-Gel Column for Dissolver Off-Gas Treatment of Fuel Reprocessing,” Sep. Sci. Technol., 38(9), 1981-2001 (2003).

- (10) 伴、朝倉、佐藤、森田、“TBP 溶媒中の n-ブチルアルデヒドによる Np(VI)の還元特性、” 日本原子力学会、2003 年秋の大会予稿集第Ⅲ分冊 (総論、燃料サイクルと材料)、2003 年 9 月 24-26 日、静岡、I36 (2003).
- (11) 峯尾、森田、池田、原田、菊池、田巻、近沢、山崎、野上、“ウラニルイオン選択的沈殿法による簡易再処理システムの開発(III) - Pu の NCP による沈殿性の検討 (その1)、” 日本原子力学会、2003 年秋の大会要旨集第Ⅲ分冊 (総論、燃料サイクルと材料)、2003 年 9 月 24-26 日、静岡、I40 (2003); N. Koshino, M. Harada, Y. Ikeda, M. Nogami, K. Suzuki, H. Mineo, Y. Morita, K. Yamasaki, T. Chikazawa, Y. Tamaki, T. Kikuchi, “Development of a Simple Reprocessing Process Using Selective Precipitant for Uranyl Ions,” Proc. of GLOBAL 2003, Nov. 16-20, 2003, New Orleans, USA, p.492 (CD-ROM) (2003).
- (12) 宝徳、森田、朝倉、峯尾、“アスコルビン酸を用いた TBP 溶媒からのウラン、プルトニウムの逆抽出、” 日本原子力学会 2003 年春の年会要旨集第Ⅲ分冊 (総論、燃料サイクルと材料)、2003 年 3 月 27-29 日、佐世保、N24 (2003).
- (13) 金、朝倉、内山、水岡、池田、“N, N’-ジメチルホルムアミド溶媒中の U (VI)錯体に関する電気化学的研究、” 2002 年(春)電気化学会第 69 回大会講演要旨集、2002 年 4 月 1-3 日、仙台、3N22 (2002); 金、朝倉、内山、森田、池田、“ジメチルスルホキシド溶媒中の U(VI)錯体に関する電気化学的及び分光電気化学的研究、” 日本原子力学会、2003 年春の年会要旨集第Ⅲ分冊 (総論、核燃料サイクルと材料)、佐世保、2003 年 3 月 27-29 日、B29 (2003) : 水岡、池田、金、朝倉、内山、森田、“シッフ塩基を配位したウラニル錯体の構造と電気化学的性質の関係、” 同上、B30 (2003).
- (14) 金、朝倉、森田、“硝酸水溶液中における Pu(IV)及び Pu(VI)の電気化学的研究、” 日本原子力学会、2004 年春の年会要旨集第Ⅲ分冊 (総論、燃料サイクルと材料)、2004 年 3 月 29-31 日、岡山、E20 (2004).
- (15) T. Asakura, G. Uchiyama, H. Hoshi, Y.-Z. Wei, M. Kumagai, “Electrolytic Reduction And Anion Exchange Behavior of Technetium and Neptunium in Nitric Acid Solution,” J. Nucl. Sci. Technol., Supplement 3, 340(2002).
- (16) 朝倉、峯尾、宝徳、森田、佐藤、伊東、細谷、内山、“高度化再処理プロセスに関する安全研究、” 第 6 回 NUCEF セミナーワーキンググループ編、第 6 回 NUCEF セミナー講演報告文集、2003 年 2 月 20 日、東海村、JAERI-Conf 2003-018、p.93-94 (2003).
- (17) 小澤、池上、朝倉、森田、“使用済燃料中の長寿命 FP 核種の選択的分離・回収に関する研究、” 第 6 回 NUCEF セミナーワーキンググループ編、第 6 回 NUCEF セミナー講演報告文集、2003 年 2 月 20 日、東海村、JAERI-Conf 2003-018、pp.101-102 (2003).
- (18) H. Hoshi, Y. Wei, M. Kumagai, T. Asakura, G. Uchiyama, “Elemental Groups Separation for High-Level Waste Partitioning Using a Novel Silica-Based CMPO Extraction-Resin,” J. Nucl. Sci. Technol., Supplement 3, 874(2002).
- (19) T. Asakura, S. Hotoku, H. Mineo, G. Uchiyama, H. Hoshi, Y. Kuraoka, M. Kumagai, “Process Development in PARC Reprocessing Process to Separate Minor Actinides,” Proc. European Nuclear Conf. (ENC2002), Oct. 6-11, 2002, Lille, France (CD-ROM) (2002); H.

- Hoshi, Y. Wei, M. Kumagai, T. Asakura, Y. Morita, "A Study of Column Separation of Transuranic Elements," Proc. RRTD 2nd Int. Workshop on Nuclear Fuel Cycle, March 24 - 25, 2003, Aomori, Japan, (2003)
- (20) 星、韋、熊谷、朝倉、森田、"TRU 核種のカラム法による分離技術研究、" 第 6 回 NUCEF セミナーワーキンググループ編、第 6 回 NUCEF セミナー講演報文集、2003 年 2 月 20 日、東海村、JAERI-Conf 2003-018, p.99-100 (2003).
- (21) 星、韋、熊谷、朝倉、森田、"ERIX プロセスによる高速炉燃料再処理システム技術開発 (7) -TODGA 吸着剤による MA 等の群分離試験一、" 日本原子力学会、2003 年秋の大会予稿集第Ⅲ分冊 (総論、燃料サイクルと材料)、2003 年 9 月 24-26 日、静岡、I46 (2003).
- (22) Y. Wei, H. Hoshi, M. Kumagai, T. Asakura, G. Uchiyama, "Preparation of Novel Silica-Based R-BTP Extraction-Resins and Their Application to Trivalent Actinides and Lanthanides Separation," J. Nucl. Sci. Technol., Supplement 3, 761(2002); 星、韋、熊谷、朝倉、森田、"ERIX プロセスによる高速炉燃料再処理システム技術開発 (9) -R-BTP 吸着剤の耐久性試験一、" 日本原子力学会、2004 年春の年会要旨集第Ⅲ分冊 (総論、燃料サイクルと材料)、2004 年 3 月 29-31 日、岡山、B16 (2004).
- (23) 星、韋、熊谷、朝倉、森田、"ERIX プロセスによる高速炉燃料再処理システム技術開発 (4) -キレート吸着剤によるマイナーアクチニドの分離試験一、" 日本原子力学会、2003 春の年会要旨集第Ⅲ分冊 (総論、燃料サイクルと材料)、2003 年 3 月 27-29 日、佐世保、N30 (2003).
- (24) 峯尾、戸室、鈴木、飯塚、森田、"再処理オフガス処理工程における炭素 14 除去を目的とする吸収材による二酸化炭素分離の研究 - リチウムシリケートの適用性、" 日本原子力学会、2004 年春の年会要旨集第Ⅲ分冊 (総論、燃料サイクルと材料)、2004 年 3 月 29-31 日、岡山、B2 (2004).
- (25) 森田、朝倉、峯尾、宝徳、鈴木、越智、松田、"再処理プロセスにおける Np 及び Tc の分離高度化研究、" 第 6 回 NUCEF セミナーワーキンググループ編、第 6 回 NUCEF セミナー講演報文集、2003 年 2 月 20 日、東海村、JAERI-Conf 2003-018, pp. 97-98 (2003).
- (26) T. Asakura, Y. Itoh, S. Hotoku, Y. Morita, G. Uchiyama, "Degraded TBP Solvent Regeneration Technology Using Butylamine as a Solvent Washing to Reduce Solid Salt Waste," Proc. of Waste Management Symposium 2003 (WM03), Feb. 23-27, 2003, Tucson, USA (CD-ROM) (2003).
- (27) 朝倉、松村、宝徳、伴、峯尾、森田、"高度化再処理プロセス研究 (1) ~抽出計算コード ESSCAR を利用した試験フローシート決定~、" 日本原子力学会、2004 年春の年会要旨集第Ⅲ分冊 (総論、燃料サイクルと材料)、2004 年 3 月 29-31 日、岡山、B21 (2004); 宝徳、朝倉、森田、松村、佐藤、伴、峯尾、"高度化再処理プロセス研究 (2) ~ブチルアルデヒド還元剤を用いた Np 分離の使用済燃料試験~、" 同上、B22 (2004).
- (28) G. Uchiyama, H. Mineo, T. Asakura, S. Hotoku, M. Iizuka, S. Fujisaki, H. Isogai, Y. Itoh, M. Sato, N. Hosoya, "Long-lived nuclide separation for advancing back-end fuel cycle process," J. Nucl. Sci. Technol., Supplement 3, 925 (2002).
- (29) G. Uchiyama, H. Mineo, T. Asakura, S. Hotoku, "PARC Process for Reprocessing Spent

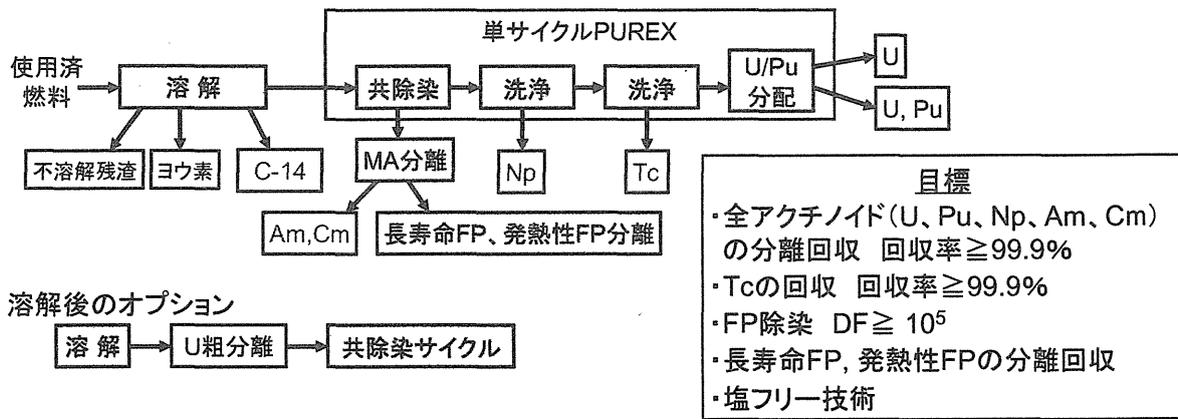
Fuels from Advanced Nuclear Reactors,” Proc. 13th Pacific Basin Nuclear Conf. (PBNC2002), Oct. 21-25, 2002, Shenzhen, China (CD-ROM) (2002).

- (30) 内山、峯尾、朝倉、宝徳、“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「新世紀の動力・エネルギー技術 2002」講演論文集、平成14年6月18-19日、東京、pp. 483-488 (2002); 峯尾、内山、大久保、岩村、“低減速スペクトル炉の研究(36)－再処理プロセスの検討－、” 日本原子力学会、2002秋の大会予稿集第Ⅲ分冊（総論、燃料サイクルと材料）、2002年9月14-16日、いわき、M28 (2002); H. Mineo, T. Asakura, S. Hotoku, Y. Ban, Y. Morita, “An Advanced Aqueous Reprocessing Process for the Next Generation’s Nuclear Fuel Cycle,” Proc. of GLOBAL 2003, Nov. 16-20, 2003, New Orleans, USA, p.1250 (CD-ROM) (2003).

第 3.2-1 表 標準的な第 1 サイクルフローシートでの主要元素の移行率(%)*

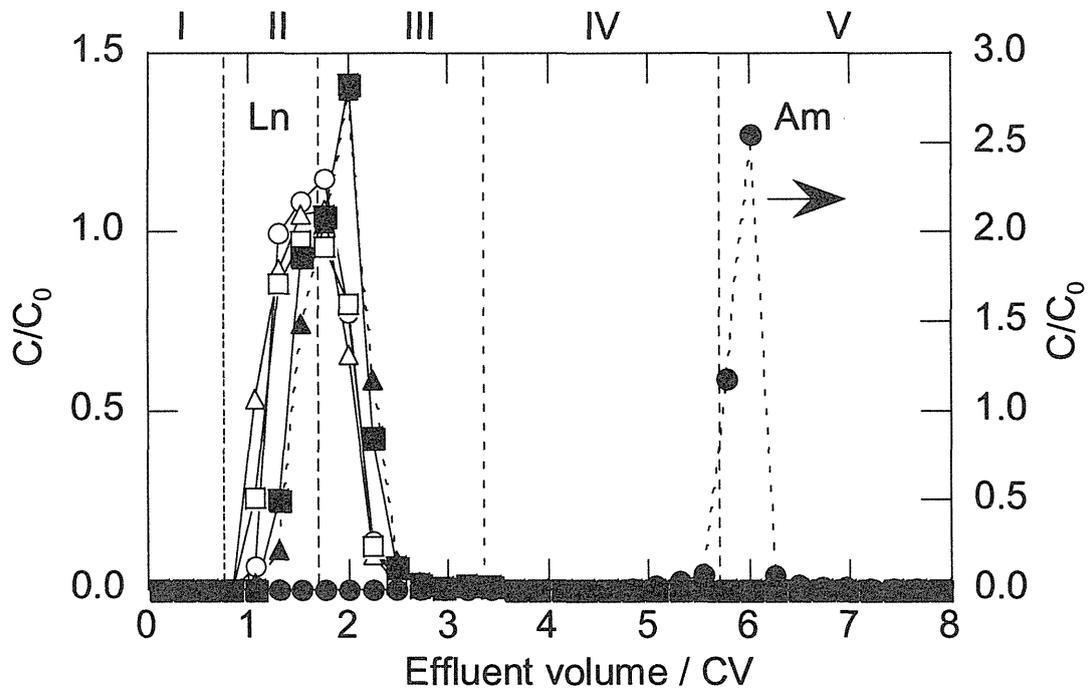
	U	Pu	Np	Tc	Ru	Zr
抽出残液	< 0.007	0.008	41.7	< 1.8	94.5	99.4
FP 廃液	0.002	0.018	5.0	68.0	0.36	0.13
Pu 溶液	0.44	99.96	35.7	28.2	< 4.9	0.36
U 負荷溶媒	104.3	0.012	17.7	< 2.0	0.27	< 0.082

*Np は、その 41.7 %が抽出残液に移行し、残りは抽出されて、FP 廃液に 5 %、Pu 溶液に 35.7 %、U 負荷溶媒に 17.7 %が移行し、工程内に広く分布した。



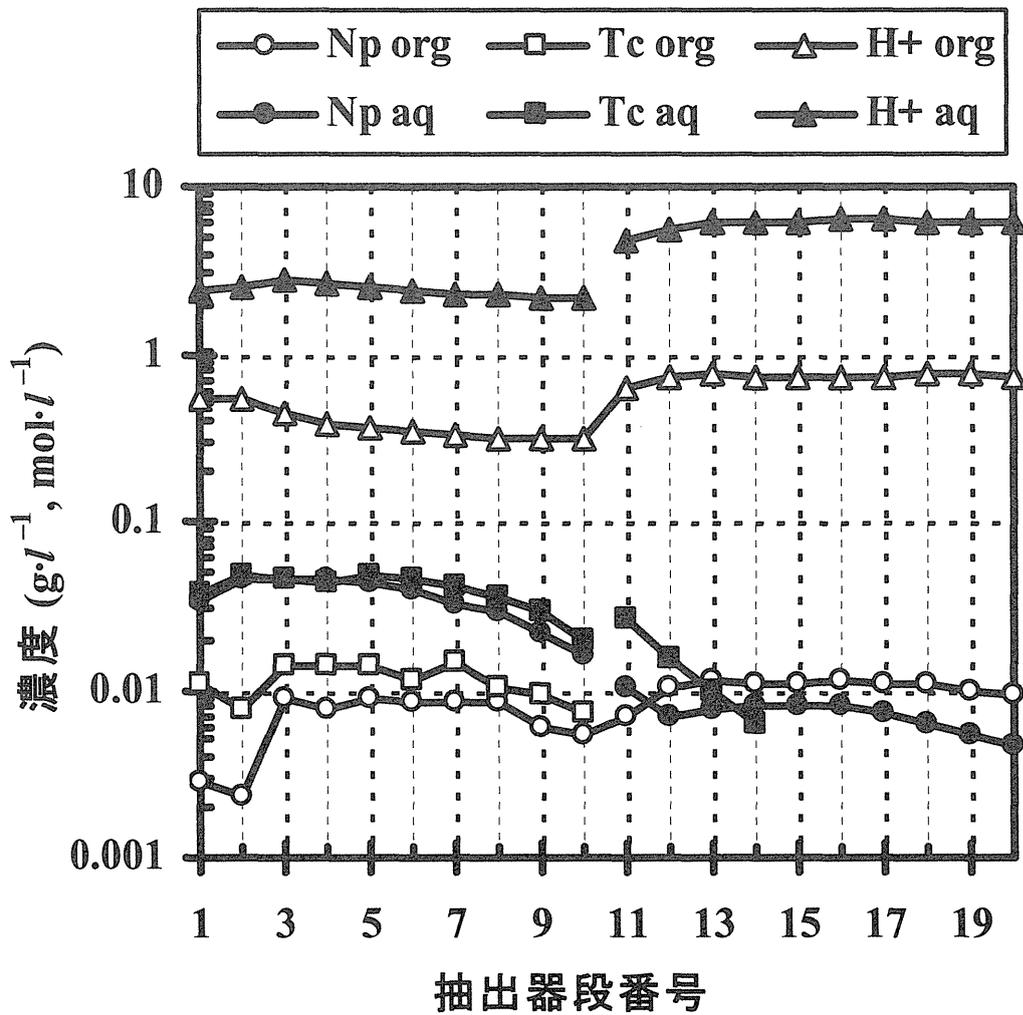
第 3.2-1 図 総合的湿式分離プロセス

より安全性を向上させるためには、長寿命核種等について高度の分離機能を有し、かつ合理化された、簡素で実用性の高い再処理プロセスを開発する必要がある。



第 3.2-2 図 R-BTP 吸着剤を用いた、Am/Ln (ランタノイド) 共存溶液からのクロマト分離試験結果。供給液: 5 mM Y(O), Ce(△), Nd(□), Eu(■), Gd(▲)及びトレーサー量の Am-243(●)を含む 1 M 硝酸ナトリウム/0.01 M 硝酸水溶液。I: デッドボリューム、II: 供給液、III: 0.3 M 硝酸ナトリウム/0.01 M 硝酸水溶液、IV: 0.15 M 硝酸ナトリウム/0.01 M 硝酸水溶液、V: 純水。

Am、Ln ともほぼ 100 % が回収され、Am への Ln 混入率及び Ln への Am 混入率は検出下限未満 (Am への Gd 混入率の場合で 0.5 % 未満) で、Am と Ln はほぼ完全に相互分離された。



第 3.2-3 図 1 回目の試験での Np 分離工程および Tc 分離工程における Np、Tc の抽出器各段ごとの濃度。1 - 2 段：補助抽出工程。3 - 10 段：Np 分離工程、還元剤（3 段に供給）：1 mol/l *n*-ブチルアルデヒド 30 vol% TBP-ドデカン溶液、Np 洗浄液（10 段に供給）：2 mol/l 硝酸水溶液。11 - 20 段：Tc 分離工程。Tc 洗浄液（20 段に供給）：6 mol/l 硝酸水溶液。

3-10 段の Np 分離工程では、Np の分配比（有機相中濃度の水相中濃度に対する比）は 0.2～0.3 であり、Np が逆抽出された。これは、*n*-ブチルアルデヒドによって、Np(VI)が、U(VI)及び Pu(IV)に対して選択的に Np(V)に還元・逆抽出されたことによると考えられる。

3.3 再処理用耐硝酸性機器材料に関する研究*

本研究では、FP、TRU 等の放射性核種を多量に含む硝酸溶液を沸騰伝熱条件で扱う主要機器の保守管理に係わる安全規制上の基準策定を念頭におき、寿命評価、防食材料及び腐食監視に関する技術開発研究を、平成 13 年度から開始した経済産業省特会受託研究「耐食材料機器保守管理技術等調査」等により実施している。主要機器の内、硝酸廃液処理系の酸回収蒸発缶等のステンレス鋼製減圧蒸発缶では、沸騰伝熱面となる伝熱管等に生じる粒界腐食優先型の減肉が重要であり、寿命評価技術として小型モックアップ試験、コールド／ホット実験室試験及び熱流動解析により減肉分布の予測技術の改良、防食材料技術として超高純度－無粒界腐食型ステンレス鋼の製造技術や耐伝熱面腐食性に優れた高 Cr-W-Si 系 Ni 基合金の接合技術の最適化、及び腐食監視技術として沸騰伝熱面腐食オンラインモニタリングと配管減肉や欠陥モニタリング用の電氣的指紋照合法の検証を行い、さらに、小型モックアップ試験体に装着して実用化データの取得試験を開始している。一方、溶解槽等のジルコニウム製常圧運転機器では、長期耐久性の支配要因となる応力腐食割れ (SCC) に関して、小型モックアップ試験のほか、材料側の結晶配向性、硝酸溶液側の酸化力及び溶接継手の残留応力や拘束応力を含む応力等の支配要因をパラメータとしたコールド／ホット実験室試験及び数値解析により SCC の感受性域を確定し、SCC 発生条件の評価試験を開始している。防食材料技術では、耐 SCC 性に優れた原研仕様の Nb-W 合金に関して、溶接継手技術を含めた実機構造物としての製造技術の基準化に必要な基盤データを取得している。

3.3.1 減圧蒸発缶材料の研究

寿命評価技術では、酸回収蒸発缶を評価対象機器として、小型モックアップ試験体の積算 43,800 時間の運転及び開放検査による約 5m の長尺伝熱管の腐食減肉分布 (第 3.3-1 図)、コールド／ホット実験室試験による熱流束、金属表面温度及び Np や Ru 等の中酸化剤生成型金属イオンの影響等の評価結果を基に伝熱管を中心とした腐食減肉の予測モデルの高精度化を進めた。それらの知見を基に伝熱管集合体の腐食シミュレーションに必要な三次元熱流動解析を加熱蒸気側から実施して、伝熱管群の減肉分布の予測システム構築に必要な評価コードを改良した。

防食材料技術では、高酸化力となる沸騰伝熱面の粒界腐食抑制効果も考慮して、現行規格鋼よりも高耐食性が見込める高 Cr-Ni 系ステンレス鋼に原研仕様の EB 法 (電子ビーム溶製法) - SAR 処理 (二段加工熱処理: 歪時効 + 中高温再結晶により不純物固定化と微細粒化) を組合せた無粒界腐食型鋼の製造技術を適用し、再処理用の基準化に必要なデータを取得した。EB を含む真空二重溶解法による超高純度 (UHP) 仕様鋼の連続溶製試験を行い、組成安定性を評価して、実機サイズの SAR 処理伝熱管の製造技術を確立し、溶接継手の施工性能及び模擬伝熱面腐食試験による耐食性の改善効果を確認した (第 3.3-2 図)。それらの結果を踏まえて、実証試験用の酸回収蒸発缶の加熱部構造体を試作した。さらに、常圧沸騰でも酸化膜の保護性が保持できる高 Cr-W-Si 系 Ni 基合金に関しては、ステンレス鋼管の防食被覆への適用性を熱間圧延による動的拡散接合と接合材の TIG 溶接継手施工試験により評価し、良好な接合継手性能を持つことを確認した。

*本件は、経済産業省原子力安全・保安院からの受託調査「耐食材料機器保守管理技術等調査」の成果の一部である。

腐食監視技術では、機器へ内装して伝熱管腐食をモニタする加熱機構付きコロゾメータ及び配管の減肉や欠陥が遠隔監視できるパルス通電型直流電位差方式の電氣的指紋照合法の二つのオンラインモニタリング技術の高性能化を図り、実験室試験により感度や信頼性の評価データを取得した。後者の模擬液を用いた伝熱面腐食試験の検定結果から実用化の目安となる 0.1mm 以上の減肉を $\pm 20\%$ の精度で検出可能であることが判った(第 3.3-3 図)。当該モニタは実験室試験での検出精度が検証されており、現在、モックアップ試験体に装着して実用化に必要な評価データを取得している。さらに、実機への適応性を耐放射線性を含めて評価する計画である。

3.3.2 常圧運転機器材料の研究

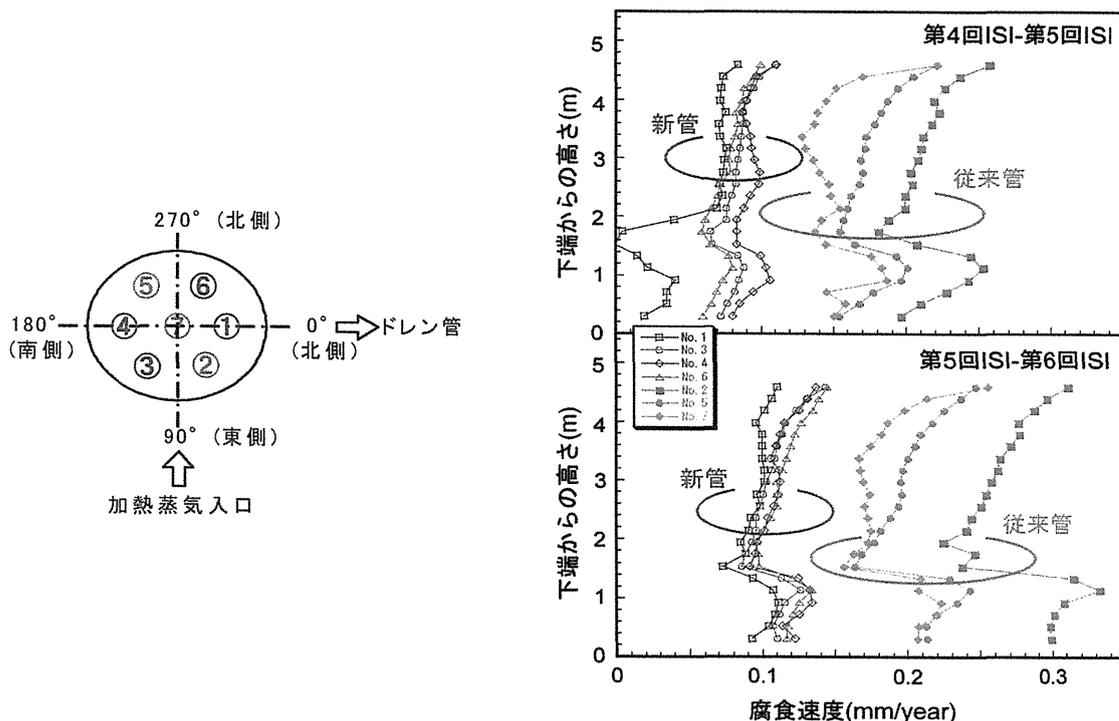
溶解槽や Pu 濃縮缶等の常圧機器に使用しているジルコニウムの SCC が係わる長期健全性に関しては、小型モックアップ試験のほか、皮膜破壊型の貫粒応力腐食割れ (TGSCC) の既得知見を基に低歪速度引張試験法 (SSRT) 及び定荷重試験法を用いて、材料、硝酸環境及び応力の諸要因と SCC 感受性の相関関係を系統的に評価している (第 3.3-4 図)。材料側要因では、稠密六方晶特有の結晶学的異方性に大きく依存した SCC 感受性とクリープ変形挙動に着目して、SCC 感受性を製造時の熱履歴及び溶接継手を含めた集合組織の違いとして評価した。集合組織は X 線回折結果を基にした極点図により解析し、SCC き裂の伝播面となる(0002)面の材料表面に対する傾斜度、結晶配向性による硬さや引張特性の違い及び SCC 感受性との対応関係を解析した。板材では、冷間加工率が高いものほど SCC 感受性の低い(1011)面が材料表面に優先配向している。(0002)面の配向傾向は圧延方向に対して平行(T)、垂直(L)及び同一(X)の順に大きくなり、その傾向と SCC 感受性 (SSRT 試験での寿命低下率や擬癖開面の破面率) の間に良い対応関係が得られた(第 3.3-5 図)。SCC による破断寿命の低下は平滑試験片よりも割れ発生部位を特定した切欠き付き試験片に顕著に現れており、き裂先端での(0002)面の選択配向性と局所的クリープ変形による TGSCC の促進機構が確認された。その結果を基に表面加工性状や欠陥の存在状態を想定した溶接継手を含む適切な大きさの構造部材と実機環境の酸化力を模擬した硝酸溶液条件を選定して、実機の SCC 発生条件の模擬評価試験の準備を進めた。

WASTEF 施設で実施しているホット試験では、実液での SCC 発生条件を評価するため、使用済み燃料を溶解した模擬液を用いるホット用の伝熱面腐食試験装置を整備して、実機の沸騰伝熱条件を模擬した SCC 発生条件の評価試験を開始している。数値解析では、ジルコニウム特有のクリープを考慮した熱流動・熱応力解析により溶解槽の応力分布を評価して SCC 発生上の重要部位を特定したほか、材料、硝酸環境及び応力の各要因を整理して数値化を図り、SCC 発生条件の評価試験に必要な保守的な試験条件を選定した。また、現用ジルコニウムの代替材として、SCC 感受性を持たず成形加工性能にも優れた Nb-W 合金の基準化データの取得では、高延性化に必要な高純度化が図れる電子ビーム二段溶解法を確立し(第 3.3-6 図)、ホット腐食試験等により耐食性を確認し、ガス吸蔵や化学反応性の高い高融点金属に対応した TIG 溶接継手施工法を選定した。

参考文献

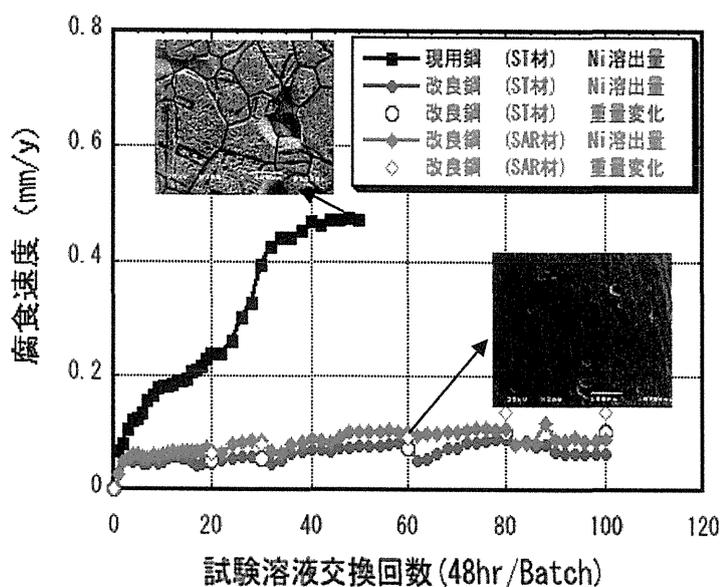
- (1) I. Tsukatani and K. Kiuchi, "Investigation of Monitoring techniques for Heat Transfer Corrosion in Reprocessing Equipment," Proc. of 16th Conf. on Nondestructive Testing, Montreal, Canada, (2004).

- (2) 加藤千明、矢野昌也、木内清、杉本克久、"沸騰硝酸環境におけるジルコニウムの耐食性に及ぼす伝熱の影響、" 材料と環境、49、 p. 35-43、 (2003).
- (3) 加藤千明、木内清、杉本克久、"沸騰硝酸環水溶液の酸化還元反応に対する熱力学的考察、" 材料と環境、49、 p. 44-52、 (2003).

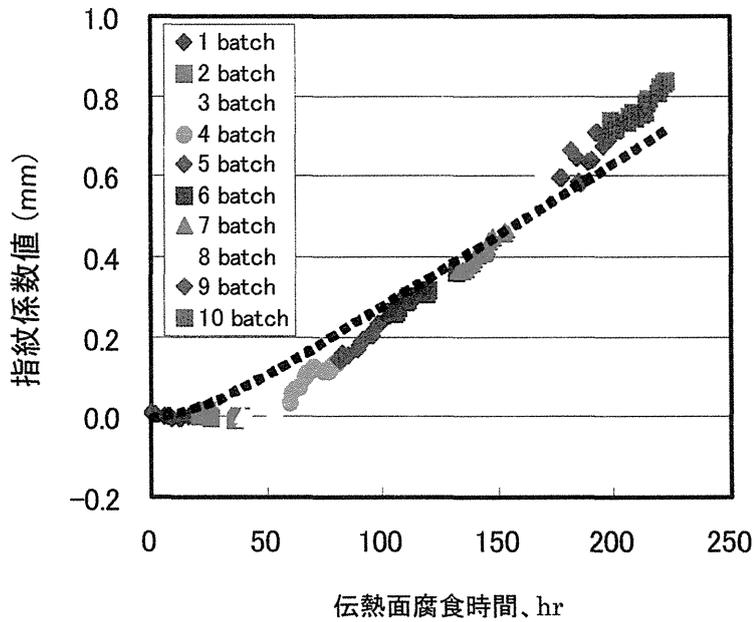


第 3.3-1 図 酸回収蒸発缶の小型モックアップ試験体の加熱部伝熱管における腐食速度の管の長手方向依存性 (新管は第 4 回 ISI からの供試材)

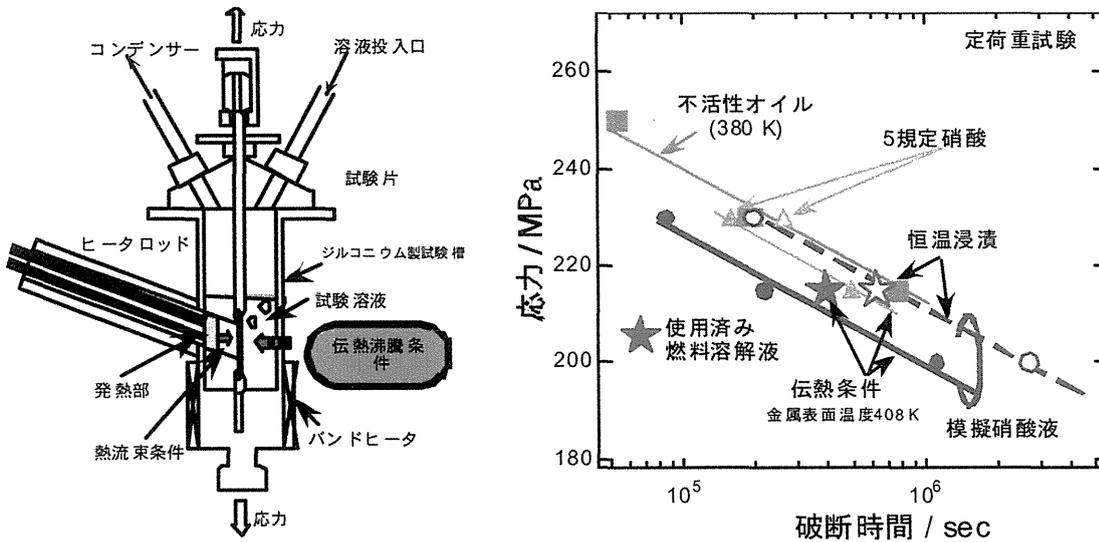
伝熱管の腐食速度は時間漸増傾向を示し、表面温度が高くなる下管板側と熱流束が大きくなる上管板側の 2 箇所にて極大値を示すほか、液の流動抵抗の低いドレイン側の管が極大値を示す。



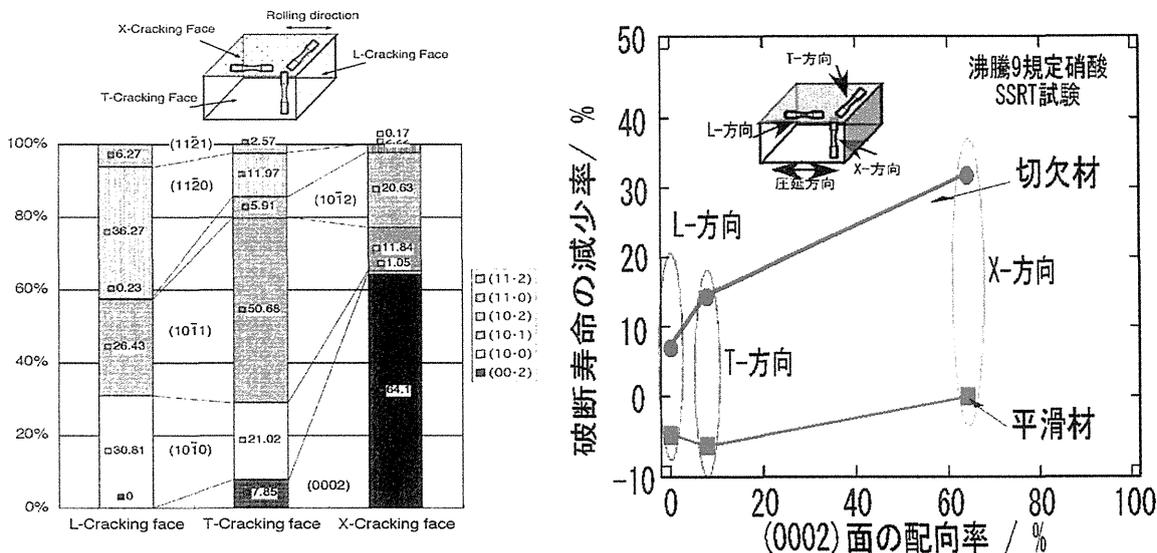
第 3.3-2 図 現行の再処理規格鋼と高 Cr-Ni 系の改良ステンレス鋼の伝熱面腐食速度の違い
前者は脱粒を伴う腐食により腐食速度が時間と共に大きく増大するが、後者は粒界腐食の抑制効果により均一腐食を示し、時間に独立した一定の腐食速度を示す。



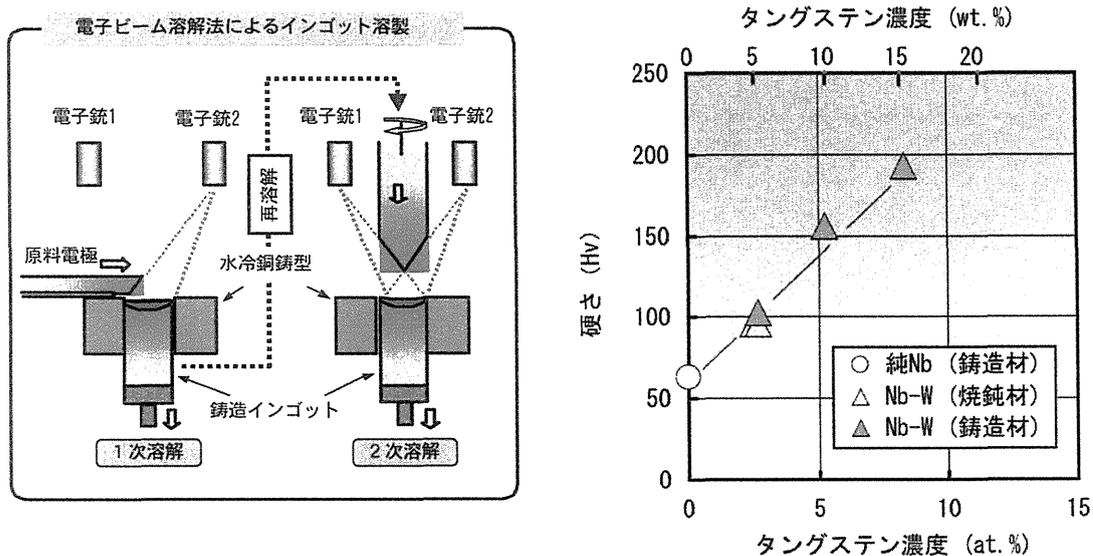
第 3.3-3 図 模擬液を用いた実験室伝熱面腐食試験で得た電気指紋照合法の指紋係数値の経時変化の測定結果
約 0.1mm 以下に不感域が見られるが、それ以上の減肉量では±20%の精度で検出できている。



第 3.3-4 図 ジルコニウムの SCC 感受性に及ぼす硝酸環境条件の影響
定荷重試験によりジルコニウムの SCC による破断寿命の低下傾向を評価した結果、沸騰浸漬よりも硝酸の酸化力がより高くなる沸騰伝熱面の方が大きい。



第 3.3-5 図 SSRT 法によるジルコニウム板材の SCC 感受性評価結果と結晶配向性の関係
稠密六方晶特有の集合組織を持つジルコニウムの SCC 感受性は、き裂進展方向での SCC 伝播面となる (0002) 擬へき開面の傾向に依存している。



第 3.3-6 図 Nb-W 合金の電子ビーム溶解による高純度化の手法と試作合金中の W 量と硬さの関係 (母材及び溶接金属の機械的強度を W 合金量により調整)

電子ビーム溶解法は Nb-W 合金のような高融点金属の溶解に適している。また、高真空中で溶解するため不純物の揮発精製効果が極めて大きい。2 重溶解を採用することによりタングステン濃度の均一性向上も図れる。機械的強度が低い高純度ニオブに適量のタングステンを添加することにより固溶強化機構による機械的強度の向上を図ることができる。

3.4 燃料サイクル施設のPSAに関する研究

確率論的安全評価(PSA)手法は、原子炉施設については既に広く活用されているが、燃料加工施設をはじめとする核燃料サイクル施設に関しては、手法の整備はまだ充分でない。核燃料サイクル施設は、原子炉施設とは異なり a)核燃料などの核物質が工程の各段階だけでなく保管箇所等に分散して存在すること、b)計算機技術の急速な進歩により新たに建設される施設では自動化が進むが、運転員の操作、施設の管理等に依存する部分も少なくないこと等の特徴が挙げられる。これらの特徴を考慮した手法開発が必要であり、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。

3.4.1 MOX燃料加工施設のためのPSA実施手順の開発*

原研では、核燃料施設へのPSAの適用研究の一環としてMOX燃料加工施設に適用可能なPSA手法を確立するための基礎的な調査を実施し、必要となるデータの蓄積を図り、PSA実施手順の確立のための検討を行っている^(1,2)。

平成15年度は、5カ年計画で実施している本事業の第1フェーズのまとめとして、これまでに検討を進めてきたPSA実施手順を詳細化するとともに、公開情報を基に仮想的に設定したモデルプラントを対象にPSAを実施し、その有用性を確認した⁽²⁾。

検討したPSA実施手順は、第3.4-1図に示すように4つのステップで構成される。第1ステップのハザード分析では、ハザードの見落としを避けるため、1)まず対象とする施設全体から環境に影響を及ぼす事故原因になり得る異常事象の候補をできるだけ多く見つけ出し、2)次の中からリスク上重要と考えられる事故に進展する可能性のある異常事象を選別するという2つのステップで行う。1)の異常事象候補の抽出は、機能レベルでの故障モード影響解析手法によるボトムアップ的な解析を行い、さらに補足的にマスターロジックダイアグラムの考え方に基づくトップダウン的な解析も実施する。2)の選別では、異常事象候補が原因で想定される事故の発生頻度および事故影響を概略的に評価し、それを指標とした選別用マトリックスを用いて、異常事象候補の相対的な重要性を比較する。事故影響の概略評価は、評価の保守性と効率性を考え事故影響の緩和策が機能しない場合の放射性物質放出量を米国NRCで考案された簡易影響評価手法(五因子法)を用いて評価し、相対的な影響の大きさから3つのカテゴリーに事象を分類する。発生頻度の概略評価は、事故の発生頻度を原因事象の発生頻度、発生防止策の失敗確率、影響緩和策の失敗確率で表すことができるように各々の原因事象および発生防止、影響緩和対策を同定する。同定した原因事象および対策に対し米国NRCで考案された制御方法に着目し発生頻度および失敗確率を割り当てる方法を参考に、各事象の発生頻度を指標で表現し、3つのカテゴリーに分類する。異常事象候補のうち臨界事象については、質量、富化度、減速材といった管理に関わるパラメータの管理値からの逸脱の組み合わせで発生条件が決まる事象を評価対象とし、臨界に至るパラメータの組み合わせ及びその逸脱の度合いを臨界計算により求める。これに各パラメー

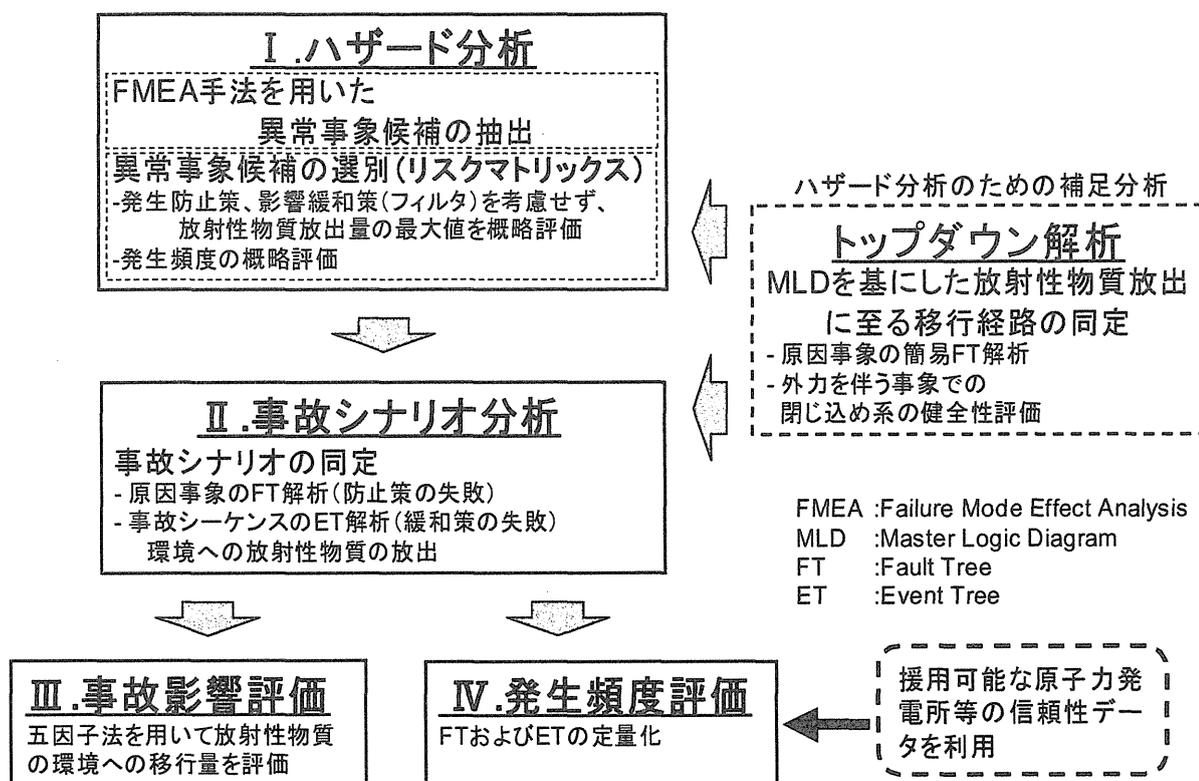
*本件には、経済産業省からの委託を受けて実施した、「MOX燃料加工施設安全技術調査等(確率論的安全評価等調査)」の成果が含まれる。

タの管理失敗に概略的な発生確率を割り当て、臨界事象の発生頻度を評価する。これら2種類のカテゴリーの組み合わせで表されるマトリックスを作成し、異常事象候補の相対的な重要性から第2ステップで検討対象とする異常事象を選別する。第2ステップの事故シナリオの分析では、異常事象の発生条件、発生した異常事象の進展状況を分析し、その結果をフォールトツリーおよびイベントツリーで表す。第3ステップの事故影響評価では五因子法を用いて緩和策の効果等を考慮した放射性物質の環境への移行量を評価する。第4ステップの発生頻度評価では、シナリオ分析で作成したフォールトツリー、イベントツリーを基に、個々の機器の故障率等を用いて放射性物質放出の発生確率を計算する。ただし、MOX燃料加工施設については、我が国では運転経験が限られているため、故障率データのない機器については、類似機器の一般的データ等から推定する。

検討したPSA実施手順に従い、モデルプラント全体を対象に、ハザード分析、事故シナリオ分析、発生頻度評価および事故影響評価から成る一連の分析を実施した。さらに、発生頻度および放射性物質放出量の評価結果からモデルプラントのリスクプロファイル図を作成して、重要事故シナリオを同定するとともに、リスク上重要な設備について感度解析を実施した。今後、概略的な発生頻度評価に用いる指標やデータの詳細検討、影響評価に用いる物質移行挙動に関するデータの検討、貯蔵庫などのインベントリの多い場所での事故に関する概略的な影響評価手法の検討を含めた手順の改良を進め、成果をPSA実施手順書としてまとめる。

参考文献

- (1) 平成14年度MOX燃料加工施設安全技術調査等（確率論的安全評価等調査）調査報告書.
- (2) 平成15年度MOX燃料加工施設安全技術調査等（確率論的安全評価等調査）調査報告書.



第 3.4-1 図 PSA 実施手順の概要

第1ステップの「ハザード分析」では、異常事象（事故原因）の抽出と選別で行う。第2ステップの「事故シナリオ分析」では、同定した異常事象の発生条件を FT 解析により分析し、異常事象の進展状況を ET 解析により分析する。第3ステップでは、緩和策等の効果を考慮した「事故影響評価」を、第4ステップでは、事故シナリオ分析の結果を基に、放射性物質の放出に至る事故の「発生頻度評価」を実施する。

3.5 輸送容器の安全解析に関する研究*

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。

3.5.1 輸送容器の仮想事故時安全性解析

(1) 濃縮六ふっ化ウラン輸送容器に対する安全性実証解析

平成14年度には、濃縮六ふっ化ウラン輸送容器を対象とした落下及び火災事故に対する実証解析を行った。平成14年度に発生した事故例の調査では、落下高さ、火災時間等の事故の過酷度に関するパラメータについて、平成13年度以前の調査による範囲を上回らなかったため、事故シナリオは平成13年度に設定した事故シナリオを踏襲することとした。この結果、落下事故シナリオとして、高架道路から輸送容器が、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した。また、火災事故シナリオとして、輸送車が多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た火災事故を想定した。

落下事故解析は、汎用有限要素法衝撃解析コード LS-DYNA の3次元要素を用いて行った。円筒形状の保護容器と濃縮六ふっ化ウランを収納する30Bシリンダーの概観を第3.5-1図に、それらの有限要素モデル分割図を第3.5-2図に示す。保護容器は、ステンレス鋼製の内・外筒と、フェノリックフォーム製断熱材、ウレタンフォーム製緩衝材等から構成されている。蓋部コーナー落下解析結果を第3.5-3図に示す。解析の結果、シリンダー耐圧部のひずみは、垂直に落下したときに最も大きくなるが、コンクリート舗装面の場合で1.6%以下、アスファルト舗装面の場合で0.85%以下であり、構成材料 ASTM A-516 鋼の破断伸びの17%に比較して十分に小さく、部材の健全性が維持されることを確認した。

火災事故解析は、汎用有限要素法熱解析コード ABAQUS の3次元要素を用いて行った。解析の結果、シリンダー密封境界である弁先端及び閉止栓の最高到達温度は、第3.5-4図の温度履歴図に示すようにそれぞれ92.7℃および65.8℃となった。これらは、いずれも密封境界のシール部はんだ融点（固相線温度）183℃以下であり、密封性が維持されることを確認した。

(2) PWR 新燃料集合体輸送容器に対する安全性実証解析

平成15年度には、PWR 新燃料集合体輸送容器を解析対象とした落下及び火災事故に対する実証解析を行った。平成15年度に発生した事故例の調査では、落下高さ、火災時間等の事故の過酷度に関するパラメータについて、平成14年度以前の調査による範囲を上回らなかったため、事故シナリオは平成14年度と同様な事故シナリオを踏襲することとした。またこれらの落下及び火災事故解析の結果を受けて臨界安全性に関する実証解析を行った。

落下事故解析は、汎用有限要素法衝撃解析コード LS-DYNA の3次元要素を用いて行った。輸

*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。

送容器は、上側ケース、下側ケース及び内部構造物から構成されている。第 3.5-5 図に示すように、内部構造物は、燃料集合体を保持するストロングバック、それを支えるショックマウントフレーム及びショックマウントから構成されており、下側ケース内部にショックマウントを介して支持されている。モデル化に当たっては、溶接部を含めたこれらの構造をシェル要素にて模擬し、外筒と内筒の中空部にある断熱材は強度部材としては無視した。モデルの概要を第 3.5-6 図に示す。コンクリート舗装面及びアスファルト舗装面をターゲットとした落下解析では、垂直、水平、コーナーのいずれの落下姿勢であっても輸送容器の外筒及びフランジ部に発生する相当塑性ひずみがステンレス鋼の破断ひずみを上回ることなく、また、フランジ部を結合しているロッドボルトにも過大な応力が発生していないことから、落下時にこれら構成部材に開口部を生じさせることはない。同様に、弓形クランプ及びストロングバックの上部・下部ゲートには 10%を超える相当塑性ひずみの発生は見られないことから、燃料集合体の保持機能及び中性子吸収材の位置保持機能は健全に維持されているものと考えられる。第 3.5-7 図に、水平落下（コンクリート舗装面）時の変形挙動を示す。水平落下姿勢では、中性子吸収材と燃料集合体が離れる距離は概ね 2mm 以内となった。また、落下時の燃料集合体に発生する加速度は、いずれの落下姿勢であっても規則で要求されている非降伏面への落下時に発生する加速度より小さいことが分かった。

火災事故解析は、汎用有限要素法解析コード ABAQUS の 3 次元要素を用いて行った。タンクローリーとの衝突による火災時には、収納物である燃料集合体における外表面の最高温度が輸送物端部に分布し、第 3.5-8 図の温度履歴に示すように 454°C となった。これは、被覆管の密封性を維持できる温度の 570°C 以下であることから、その健全性が保たれることを確認した。

輸送物の輸送中事故時の臨界安全性解析では、水平落下時の構造解析結果から、燃料集合体と中性子吸収材の距離の最大値約 2mm は、臨界パラメータサーベイ解析による未臨界性の評価基準（中性子実効増倍率が 0.95 となる）18mm に較べて十分余裕があること、また、垂直落下時の構造解析結果から、燃料集合体保持機構は健全性を保ち、臨界安全上有害な変形等を生じないことを確認した。さらに、火災事故時の熱解析結果から、O リング焼失による容器内水浸入、ショックマウント焼失という厳しい条件を仮定した、孤立系及び配列系の臨界解析を行った結果は、中性子実効増倍率が 0.95 未満であり、臨界安全性が確保されることを確認した。

(3) 二酸化ウラン粉末輸送容器に対する臨界安全性実証解析

平成 13 年度に実施した二酸化ウラン粉末用輸送容器に対する 落下衝撃解析及び熱安全性解析の結果に基づき、平成 15 年度には臨界安全性解析を行った。第 3.5-9 図に輸送物実体系と解析モデルの水平断面図及び垂直断面図を比較して示す。これに示されているように、輸送物は、外形が立方体形状の外容器と、3×3 配列で内部に収納される円筒形の内容器 9 個から構成される。臨界解析結果を以下に示す。

- 落下事故時の構造解析結果から、内容器周辺の中性子減速材及び中性子吸収材が衝撃により喪失することなく、内容器内の 2 重の収納袋内への水浸入は無いものと考えられる。外容器及び内容器の変形による水の浸入を仮定し、外容器内側とプラスチック製収納袋外側の空隙部の水密度を振らせたときの、ウラン密度、ウラン粉末含水率、内容器中心間距離をパラメータとした孤立系及び配列系臨界解析を行った。この結果は、内容器の中心間距離をパラ

メータとした第 3.5-10 図の解析結果の例に示すように、最も厳しい解析結果が得られる場合でも中性子実効増倍率が 0.55 以下で十分に臨界安全性が確保される。

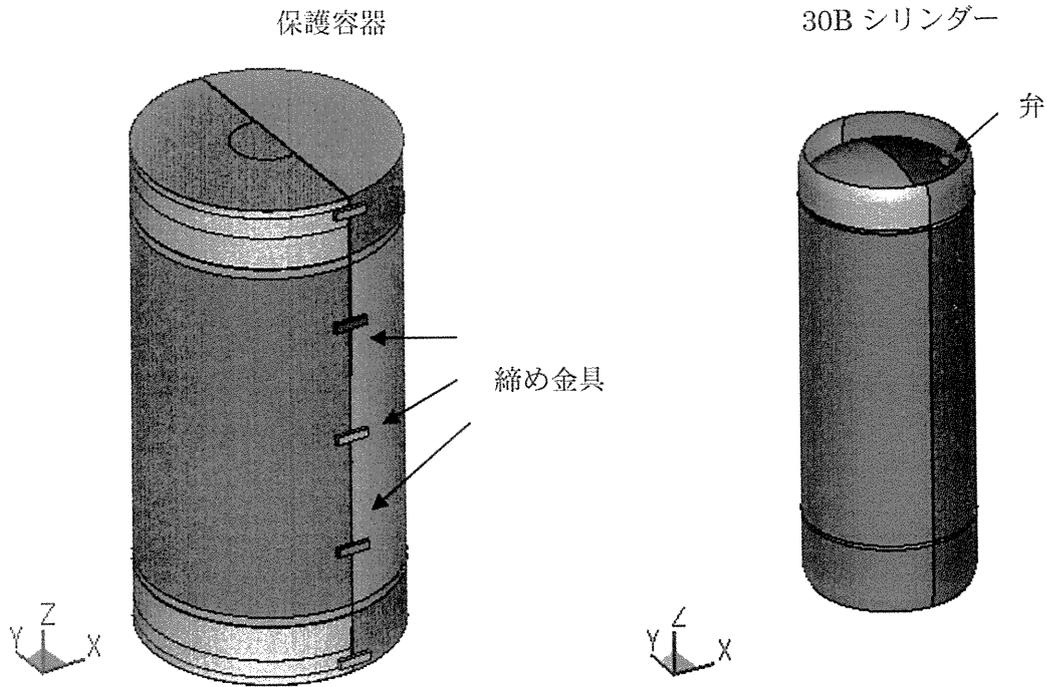
火災事故時の熱解析結果から、内容器最高到達温度が約 130°C であり、ガスケットの使用限界温度 (145°C) 以下であることから、内容器内への水浸入は考慮しない。外容器内側の緩衝材は焼失すると仮定し、外容器内側と内容器外側の空隙部の水密度を振らせたときの、内容器外側に巻いた中性子減速材の焼失の程度、ウラン密度、ウラン粉末含水率をパラメータとした孤立系及び配列系臨界解析を行った。中性子減速材焼失程度をパラメータとした第 3.5-11 図の解析結果の例に示すように、最も厳しい解析結果が得られる場合でも中性子実効増倍率は 0.80 以下であり、基準値 0.95 未満なので臨界安全性が確保されることが分かった。

3.5.2 輸送容器表面汚染による被ばく線量評価

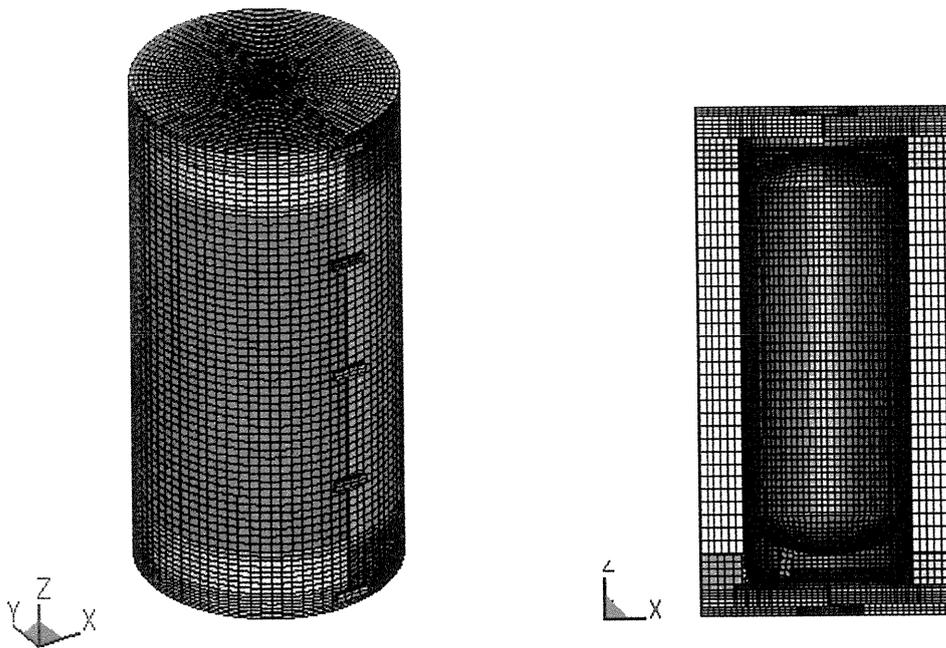
現行の IAEA 輸送規則における表面汚染濃度限度値 (α 核種 : 0.4Bq/cm², β, γ 核種 : 4Bq/cm²) は、1960 年代に Fairbairn が開発したモデルからの誘導値であり、今日の放射性物質の輸送においても適合しているか確認する必要がある。よって、本研究の目的は IAEA 輸送規則の輸送容器表面汚染濃度限度値に関する新被ばくモデルを開発し、濃度限度値の安全裕度を確認することである。この目的のために、2つのモデルを開発した^(1, 2)。1つは、単位表面汚染濃度 (1.0Bq/cm²) からの外部、内部被ばく線量、皮膚被ばく線量を保守的の仮定に基づき評価するモデル (保守的モデル) であり、他方は、日本の核燃料輸送の現状を考慮し現実的の被ばく線量を把握するモデル (現実的モデル) である。保守的モデルは、IAEA 輸送規則の Fairbairn モデルのパラメータ値や被ばく経路を現在の知見に基づき改良し、表面汚染限度値の算出を目的としたモデルである。輸送作業従事者に対する代表的な 7 核種における保守的モデルによる被ばく線量評価結果を第 3.5-12 図に示す。図は単位表面汚染を仮定した場合の被ばく線量を示しており、最も被ばく線量評価上重要な核種は Pu-239 である。この図から換算して、現行の表面汚染限度値の濃度 (α 核種については 0.4Bq/cm²) からの被ばく線量は 0.06 mSv/y と評価できた。支配的の被ばく経路は吸入による被ばくである。これらの値は、ICRP が定めている公衆に対する線量限度値 1mSv/y と比較しても十分に小さい値であり、従って、現行の IAEA 輸送規則の表面汚染濃度限度値は十分に保守的な値であると言える。また、現実的モデルによる評価結果は、Pu-239 においては、表面汚染限度値の濃度からの吸入による被ばく線量は、保守的モデルによる結果と比べて十分に小さいことを確認した。

参考文献

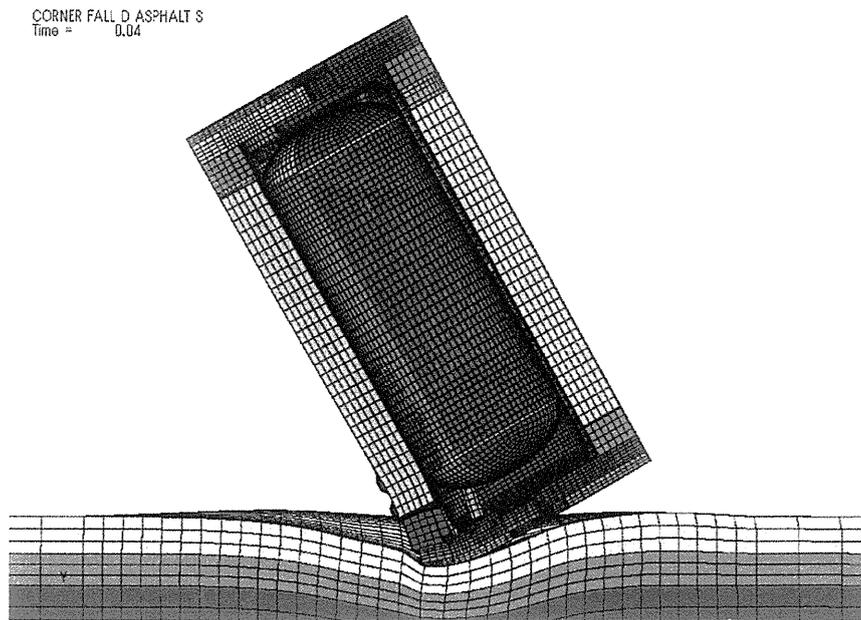
- (1) Masahiro Munakata, Hideo Akiyama and Daiichiro Ito, "Development of the Conservative Model and the Realistic Model for Dose estimation caused by Surface Contamination in case of Transport of Spent Fuel Packages," IAEA-TECDOC, The Radiological Aspects of Package and Conveyance Non-Fixed Contamination (to be published).
- (2) Masahiro Munakata, "Internal exposure model for ingestion of agricultural and livestock products in case of transport of packages," IAEA-TECDOC, The Radiological Aspects of Package and Conveyance Non-Fixed Contamination (to be published).



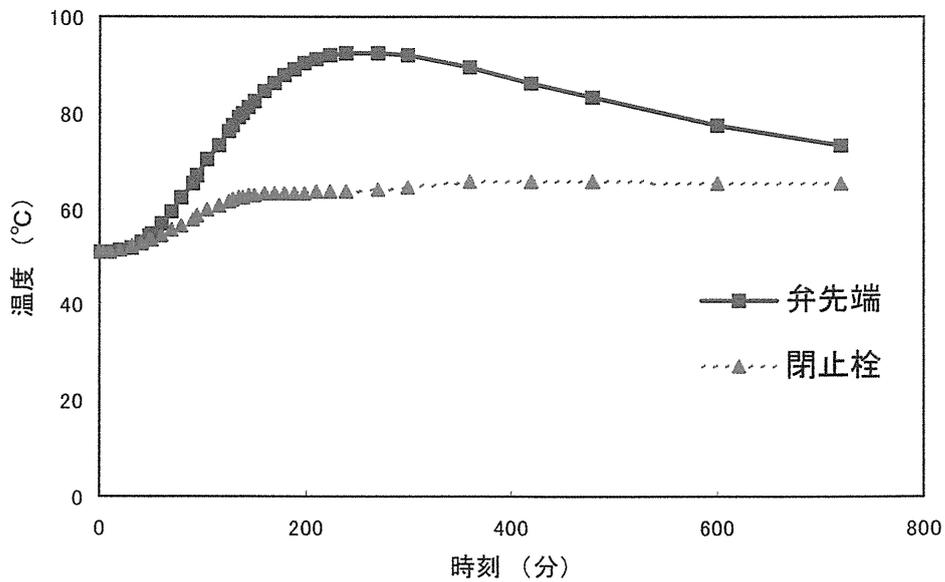
第 3.5-1 図 保護容器及びシリンダーの概観
濃縮六ふつ化ウランを収納する保護容器及び 30B シリンダーを示す。



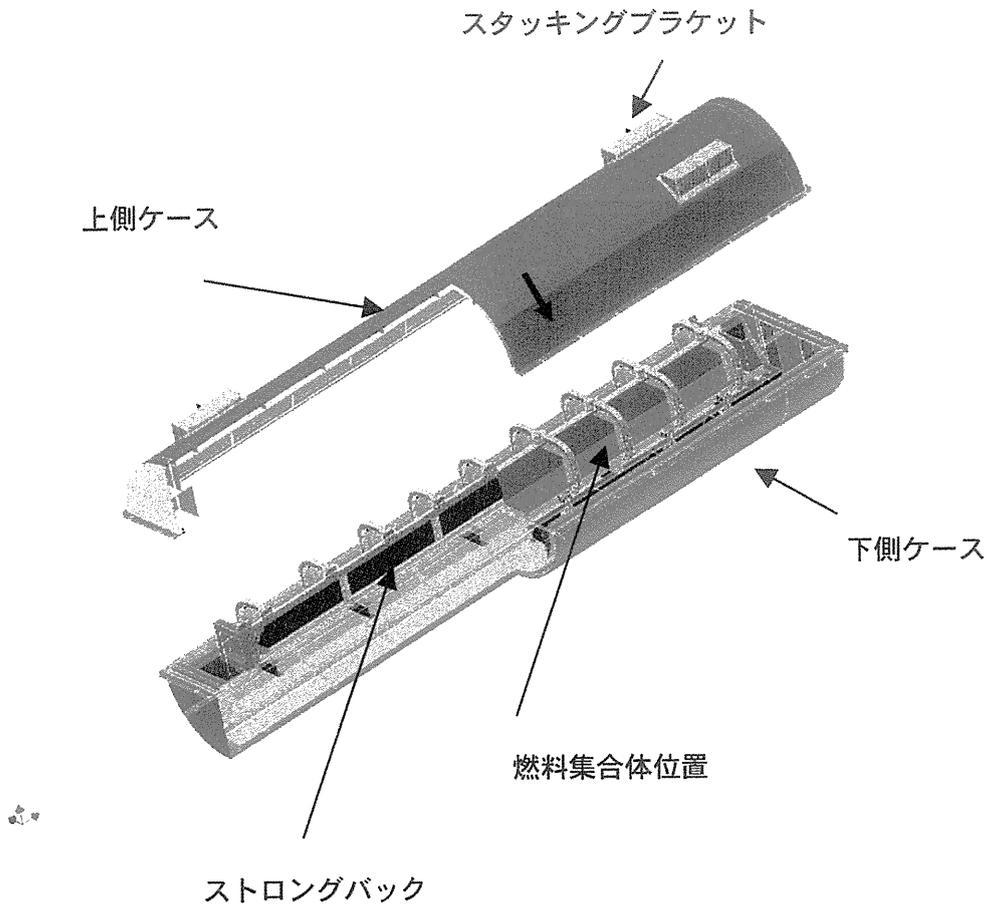
第 3.5-2 図 有限要素解析モデル概観及び断面分割
保護容器及び 30B シリンダーの有限要素モデル分割を示す。



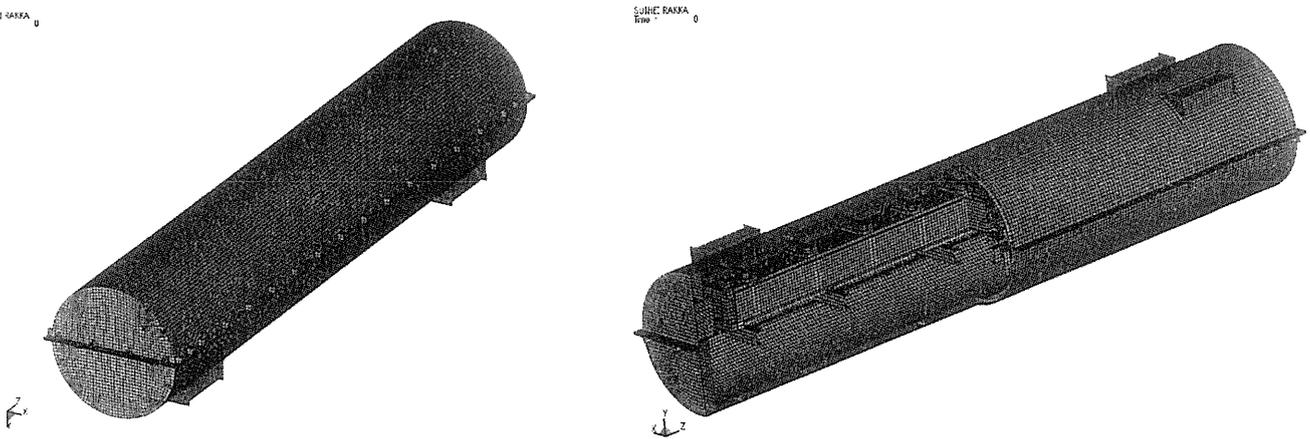
第 3.5-3 図 アスファルト舗装面へのコーナー落下時の解析結果
保護容器の変形ピーク時刻の断面形状を示す。



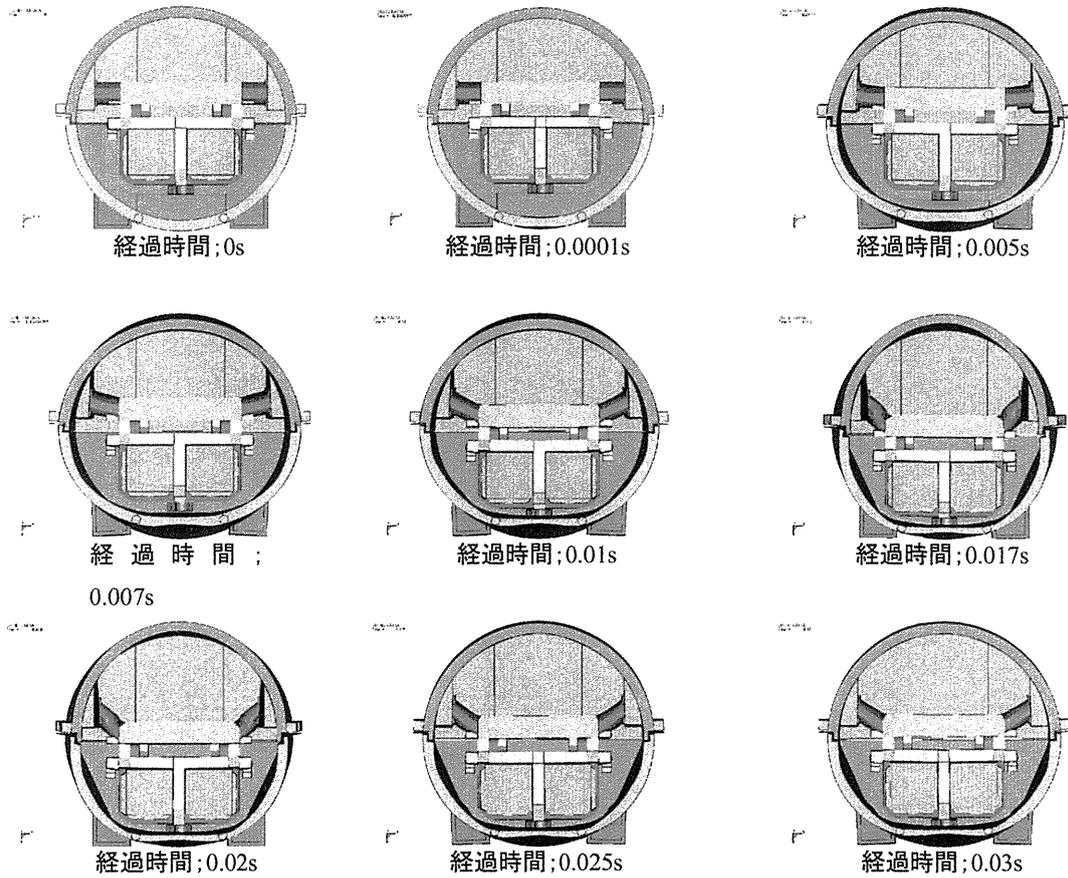
第 3.5-4 図 弁先端及び閉止栓の温度履歴
最高到達温度は、弁先端で 92.7°C、閉止栓で 65.8°C である。



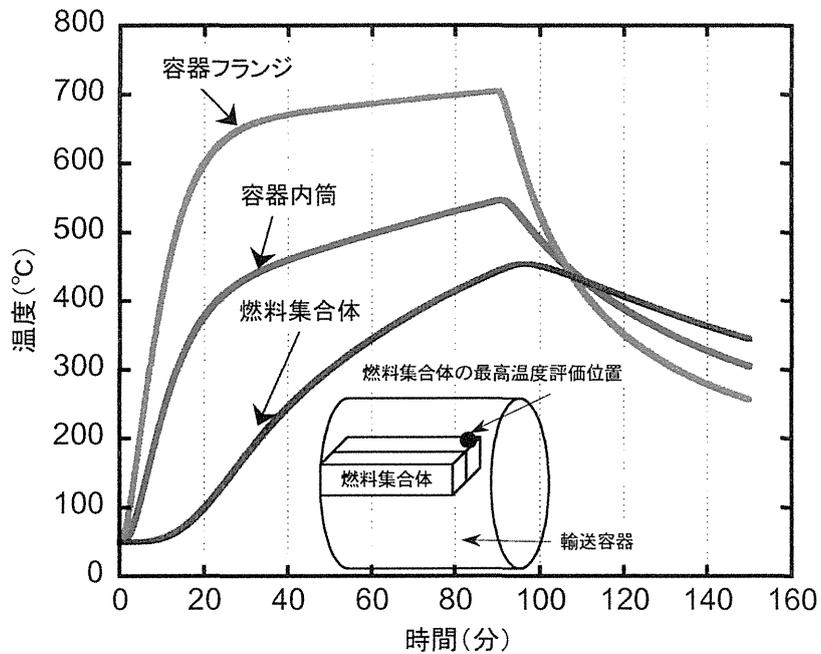
第 3.5-5 図 PWR 新燃料集合体輸送容器構造概観図
PWR 新燃料集合体を収納する輸送容器と内部構造を示す。



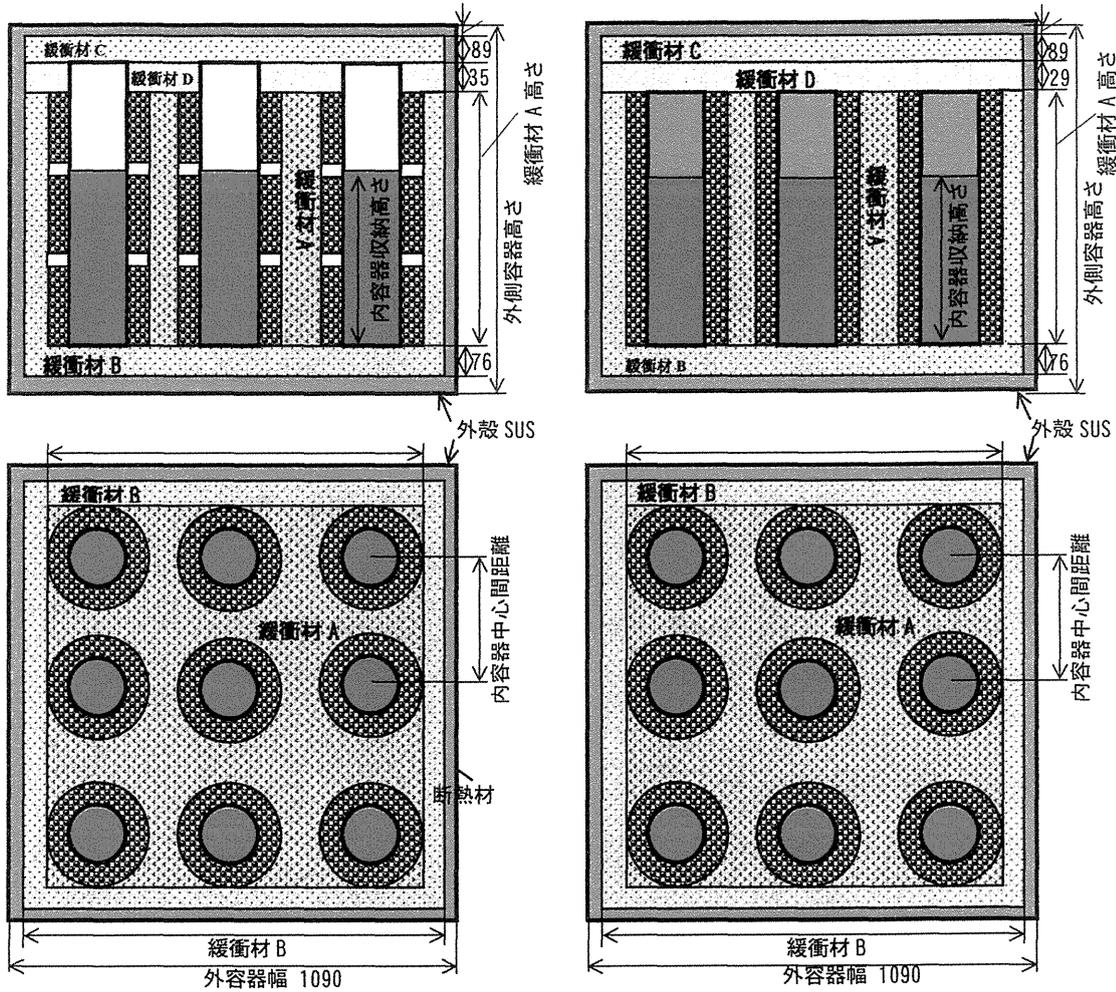
第 3.5-6 図 有限要素解析モデル概観及び断面分割
PWR 新燃料輸送物の有限要素モデル分割を示す。



第 3.5-7 図 水平落下（コンクリート舗装面）時の変形挙動解析結果
落下後の経過時間ごとの変形挙動を示す。



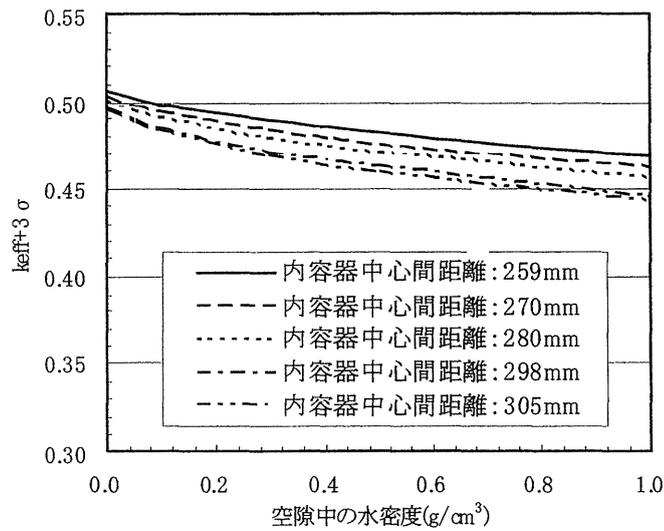
第 3.5-8 図 タンクローリー火災時熱解析における輸送物端部の温度履歴
最高到達温度は、容器フランジで 704°C、容器内筒で 546°C、燃料集合体で 454°C である。



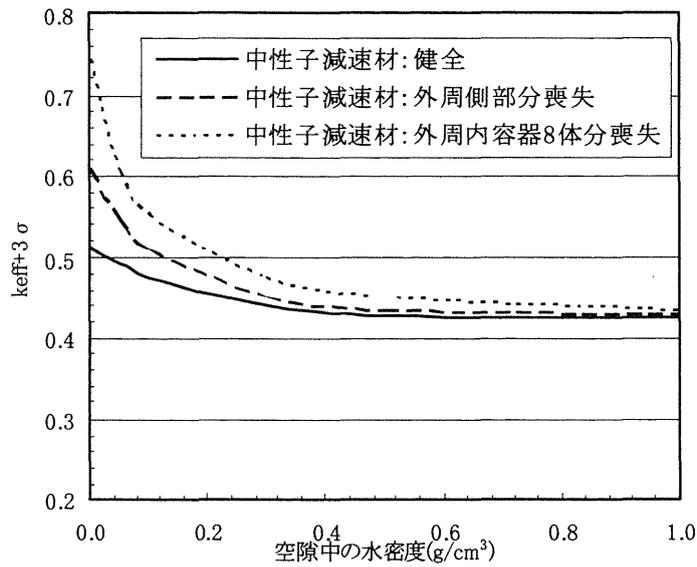
(1) 輸送物実体系図

(2) 輸送物解析モデル

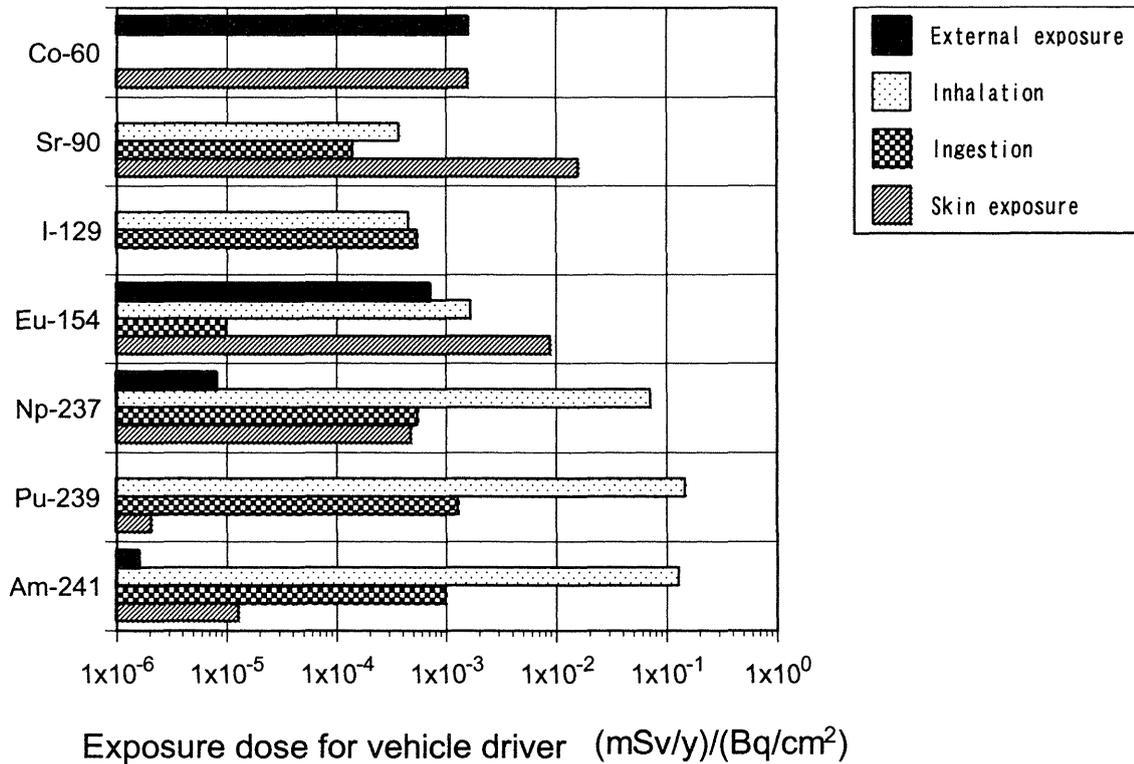
第 3.5-9 図 二酸化ウラン粉末輸送物の構造解析モデルの概要
解析モデルの水平断面及び垂直断面を示す。



第 3.5-10 図 配列系落下事故時の中性子増倍率解析結果
内容器中心間距離をパラメータとした解析結果を示す。



第 3.5-11 図 配列系火災事故時の中性子増倍率解析結果
 中性子減速材焼失程度をパラメータとした解析結果を示す。



第 3.5-12 図 保守的モデルによって計算された単位表面汚染から生じる輸送作業従事者の、外部被ばく、吸入被ばく、経口摂取被ばく、皮膚被ばく線量
 線量評価上重要な 7 核種についてのみ示す。Pu-239 の吸入による被ばくが最も大きい。

4. 放射性廃棄物処分の安全性研究

核燃料サイクル施設や RI 利用・原子力研究施設等から発生する放射性廃棄物の処分を確実に行うにあたっては、処分における安全性の確保を長期間に渡って確保するために安全性研究が重要である。原研では、原子力安全委員会が定める「放射性廃棄物安全研究年次計画（平成 13 年～平成 17 年）」に沿った安全研究を実施している。また、経済産業省原子力安全・保安院からの委託を受けて安全研究を実施しており、将来の廃棄物処分事業の展開を俯瞰しつつ、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。

放射性廃棄物処分の安全性研究に関しては、浅地中処分、地層処分を対象として、決定論的及び確率論的な安全評価手法の研究、ウラン及び TRU 廃棄物のクリアランスレベルの検討、また、長期的安全評価の観点から、天然バリアに関する安全評価の研究、人工バリアの性能評価に関する研究を実施している。

より具体的には、以下の研究を実施している。

- (1) 天然バリアに関する評価研究：放射性核種の地下水移行シナリオに対する安全評価手法の開発を進めると共に、処分場周囲の天然バリアによる隔離性能に影響を与える可能性のある現象の研究
- (2) 人工バリアの性能評価に関する研究：固化体および固化処理法を研究する熔融固化体研究、緩衝材材料の長期止水性能変化を評価するベントナイト緩衝材長期健全性試験、及び人工バリア内における放射性核種の挙動を予測するための核種移行データの取得
- (3) ウラン及び TRU 廃棄物のクリアランスレベルの評価解析：長寿命で崩壊連鎖を伴う α 核種を有意に含む放射性廃棄物の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の検討

以下、これらの研究の概要と最近の主要な成果について記述する。

4.1 天然バリアに関する評価研究

廃棄物処分における天然バリアに関する安全評価手法の研究では、国が実施する安全規制、基準、指針等の策定及び安全審査に貢献することを目的に、高 $\beta \gamma$ （炉心構造物）廃棄物、ウラン廃棄物、TRU 廃棄物等の長期的評価を必要とする様々な放射性廃棄物を安全に処分するための、廃棄物処分の具体的概念に対する安全解析、長期的安全評価手法の開発を行っている。廃棄物処分の具体的概念に対する安全解析並びに長期的安全評価手法の開発では、仮想的沿岸立地処分場からの地下水流動に関する安全解析を実施した。また、放射性核種の地下水移行シナリオに対する安全評価手法の開発では、処分場周囲の天然バリアによる隔離性能に影響を与える可能性のある現象の研究を進め、天然有機物影響、アルカリ影響、共存イオンの影響に関する研究を進めた。

4.1.1 地下水移行シナリオに関する評価手法^{*1}

沿岸立地放射性廃棄物処分場の建設を想定し、海水の影響を考慮した有限要素法による3次元地下水流・核種移行解析コードの開発を進めている。淡水と海水との混合影響下の地下水流動の解析では浸透流支配方程式と塩分移流分散方程式とを段階的に連成させて解析する手法を用いた。コードの妥当性検証のため仮想的処分場に対する安全解析および国際協力研究等のテストケースの解析を実施すると共に淡水と海水の混合地下水環境下での核種移行経路の定性的検討を行った⁽¹⁾。コードの妥当性検証のため、国際協力 HYDROCOIN における、Level 1 Case5⁽²⁾を解析し、コードの妥当性を検証した。このケースは岩塩ドーム周辺の地下水流動解析を目的とし、本コードによる解析は他機関の解析コード等の結果と良好に一致し、解析コードの妥当性が検証できた。

また、コードの性能評価の為に、沿岸帯水層中に位置する仮想的放射性廃棄物処分場施設を想定した地下水流解析と粒子追跡法による核種移行経路解析を実施した(第4.1-1図)。仮想的処分場の位置する沿岸域帯水層(水平方向500m,鉛直方向120mの領域)を想定し、定常状態解析を実施した。解析の結果から、海水が陸地内部に浸入し、塩水くさびを形成して地下水の流れに影響を与えている。陸地側からの地下水は、陸地方向より海側に向かった後、塩水くさびの影響から斜め上方に向かい、海岸付近の浅海底より流出している。これら結果から、沿岸域帯水層中での地下水流速は、塩水と淡水の遷移領域で複雑に変化しており、安全評価を実施する際に重要となる地下水流速の評価においては、地質構造等の詳細情報を考慮して総合的に判断する必要があることが分かった。

4.1.2 天然バリアにおける核種移行^{*2}

TRU核種など長寿命核種を含む放射性廃棄物の処分においては、天然バリアによって廃棄物を長期にわたって生態圏から隔離することが重要であるため、隔離性能に影響を与える可能性のある現象の解明と安全評価への反映が必要となる。原研では、受託研究「NUCEF等研究施設廃棄物処分に係わる核種移行影響評価試験」において、天然バリアの長期隔離性能に対する評価手法が確立していない天然有機物及びセメント系材料起源の高アルカリ水の影響を採り上げ、実験データの取得及び、それらの影響評価手法の開発を13年度から実施している。また、岩石マトリクス内への放射性核種の拡散に対する共存イオンの影響を実験的に調べ、岩石マトリクス内拡散のしくみを解明した。

(1) 天然有機物影響

実際の処分環境で想定される地下水中の有機物と放射性核種の相互作用に関する研究を行うため、わが国では採取事例がほとんどない天然地下水中の有機物を14年度に採取した⁽³⁾。採取には合成吸着樹脂を装着した濃縮装置(第4.1-2図)を用い、精製までの手順は国際腐植物質学会

*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「放射性廃棄物処分の長期的評価手法の調査」の一部である。

*2 本件には文部科学省からの受託研究「NUCEF等研究施設廃棄物処分に係わる核種移行影響評価試験」の成果が含まれる。

(International Humic Substances Society⁽⁴⁾) の標準手法を参考にした。

地下水中の天然有機物の大部分は高分子複合体である腐植物質からなり、それらは生成環境によって性質が異なる可能性がある⁽⁵⁾ため、本研究では地下水腐植物質と一般的に使用されている表層水起源の標準有機物を用いて核種との相互作用に関するデータの比較を行うことにより、有機物が核種移行に及ぼす影響の評価を標準有機物に対するデータを用いて行うことの妥当性についての検討を進めた^{(3) (6)}。

有機物が核種移行に及ぼす可能性がある現象のうち、岩石への収着性について、採取した地下水腐植物質（フルボ酸）および標準腐植物質共存下における Am, Ni, Tc などの放射性核種の岩石への収着試験を大気中及び還元環境下にて行った。この結果、核種収着性（分配係数）に及ぼす地下水有機物の影響は、これまでに知見が得られている表層水起源の標準有機物とほぼ同じであり（第 4. 1-3 図）、それらの影響を有機物との錯形成を考慮して定量化することにより、既往の安全評価モデルに概ね適用可能であることを確認した^{(3) (7)}。

また、核種の岩石中透過性に及ぼす有機物の影響を定量的に調べるため、有機物と錯形成しやすい Am と花崗岩を用いて透過法による拡散試験を行い、拡散データを取得した。この結果、地下水の組成を模擬した人工地下水⁽⁸⁾中で標準有機物が共存した場合 Am の花崗岩中有効拡散係数 (De)は $(5.9\pm 0.5)\times 10^{-14} \text{ m}^2 \text{ s}^{-1}$ で、有機物自身の有効拡散係数 $(7.4\pm 0.6)\times 10^{-14} \text{ m}^2 \text{ s}^{-1}$ とほぼ同等であり、Am の拡散は有機物と結合することによって有機物の拡散挙動に支配されることを確認した⁽⁹⁾。

(2) アルカリ影響

処分場の躯体や充填材として用いられるセメント系材料を起源とするアルカリ環境が、天然バリアの隔離性能へ及ぼす影響について実験的な検討をすすめた。

天然バリアの隔離性能に影響を及ぼす可能性のある現象としては、核種収着性の変化や天然バリアの溶解・変質にともなう表面変化および亀裂や細孔径といった間隙の物理的・化学的变化が挙げられる。このうち、核種収着性の変化については元素の支配的化学形による寄与が大きく、地下水条件下で陽イオン形をとる Ni はアルカリ条件下で陰イオン形となる。このために岩石への収着性が低下すると考えられた^{(10) (11)}。また、花崗岩に期待されるマトリクス拡散による核種移行遅延は、鉱物の表面特性とともに間隙構造（細孔径、空隙率）の変化によって大きな影響をうける可能性があり、間隙構造の変化は花崗岩の構成鉱物の溶解・二次相の析出と相関すると考えられる。これまでに、アルカリ性のセメント環境中では地下水に比べて花崗岩の溶解が促進され、二次相が析出することが報告されているが^{(12) (13)}、溶解・析出量についての定量的な知見は得られていない。ここでは、セメント平衡水を始めとする数種類の溶液中で粒状花崗岩試料を用いた浸出試験を実施して、液相の分析による花崗岩の溶解・変質についての定量的に検討した⁽¹⁴⁾。

石英、長石類および黒雲母から構成される花崗岩の主要構成元素である Si と Al について、90℃、80 日目における各浸出液中の規格化濃度 (NC) を第 4. 1-4 図に示す。NC は浸出液中元素濃度を花崗岩試料中の元素含有率で除した値であり、セメント平衡水以外の溶液中における Si と Al の NC が等しいことから、これらの溶液中では花崗岩が均一に溶解していることがわかる。一方、セメント平衡水中での Al の NC が pH の等しい KOH 溶液や NaOH 溶液の NC と等しいのに対して、Si の NC は約 2 桁ほど低く、中性付近を代表させた水溶液である脱イオン水や人工地下水中の値以下に

抑えられることがわかる。また、浸出試験後の固相試料における X 線回折パターンによれば、セメント平衡水中に浸漬した試料中では石英のピークが KOH 溶液や NaOH 溶液中と同程度まで減少し、新たにカルシウムシリケート水和物 (C-S-H) のピークが認められた。さらに、C-S-H の生成にともなうセメント平衡水中の Ca 濃度の減少もみられた。これらの結果から、セメント平衡水中における花崗岩の溶解量は pH の等しい KOH 溶液や NaOH 溶液中と同程度であること、およびセメント平衡水中では溶解で放出された Si が溶液中の Ca とともに C-S-H を形成したことが推察された。このとき、セメント平衡水中での花崗岩試料の溶解量および析出量を計算すると、溶解にともなう体積減少量が 1.0% であるのに対して、C-S-H 析出による体積増加量は 1.7% となり、固相の体積が増加、すなわち間隙は閉塞する傾向にあることがわかった。

なお、変質による間隙の閉塞現象の検証として細孔径の分布変化を調べるために、ブロック状花崗岩試料を用いた同様の試験についても着手した。

(3) 共存イオンの影響

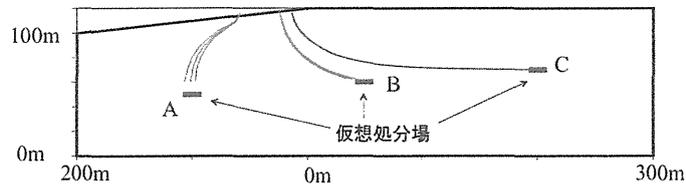
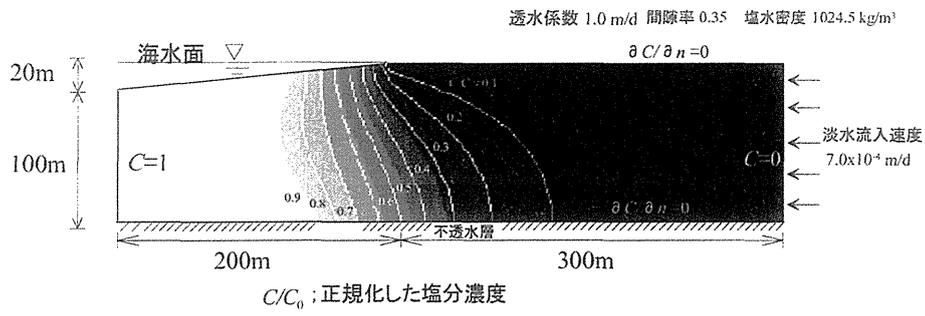
天然バリア内における核種移行を評価する上で、岩石マトリクス内拡散は重要な評価因子である。岩石マトリクス内拡散は、既に記述した有機物やアルカリだけでなく、地下水中に賦存する他の共存イオンにも影響されることが想定される。このような影響因子による拡散係数の変動を安全評価で考慮するためには、放射性核種の岩石マトリクス内における拡散のメカニズムを理解する必要がある。岩石マトリクス内において放射性核種は、鉱物粒界などの微小な間隙を満たす水（間隙水）中を拡散することができる（細孔拡散）。陽イオンについては、細孔拡散モデルから予想される拡散係数より高い拡散係数が実験的に得られることがあり、鉱物表面に吸着された陽イオンが吸着されたままの状態では表面拡散（表面拡散）するとの仮説が提唱されてきた。そこで、稲田花崗岩中における $^{133}\text{Ba}^{2+}$ の有効拡散係数への、溶液中の塩化バリウム濃度の影響を実験的に調べた⁽¹⁵⁾。塩化バリウム濃度 10^{-4} 、 10^{-3} 、 10^{-2} M において、透過拡散試験により有効拡散係数 (D_e) と分配係数 (K_d) を取得した。 10^{-2} M BaCl_2 溶液を用いた実験で得られた有効拡散係数は細孔拡散モデルから予想される値と一致していた。これに対して塩化バリウムの濃度が低い場合ほど、分配係数が高く、有効拡散係数も高くなった。バリウムの溶存形態は同じであり、同時に拡散させた I⁻ の挙動から花崗岩試料による間隙構造に差がないことも明らかであることから、 Ba^{2+} が細孔拡散のみで拡散するのであれば有効拡散係数は一定値をとるはずである。そのような条件下で、有効拡散係数が分配係数に比例して 3 倍に増加したことは、表面拡散（吸着状態での拡散）が主要な拡散メカニズムになりうることの証明となった。

一方、深地層処分の安全評価に用いる Np や Pu の岩石マトリクス内拡散係数は、これらの元素を取り扱える研究施設が限られていること、これらの元素の原子価を IV 価に維持することが困難であること、これらの元素が難溶性である上に岩石へ吸着されてしまうため拡散に必要な濃度勾配を維持することが困難であること等の理由から、実験データがほとんど得られておらず、拡散のしくみもわかっていなかった。そこで、炭酸イオンが共存し Np 及び Pu がそれぞれ Np (IV) および Pu (IV) の炭酸錯体として溶存した状態で、花崗岩内拡散を透過法で調べた⁽¹⁶⁾。それぞれの有効拡散係数として、 $(4.0 \pm 1.5) \times 10^{-13} \text{ m}^2 \text{ s}^{-1}$ 及び $(2.0 \pm 1.5) \times 10^{-13} \text{ m}^2 \text{ s}^{-1}$ が得られた。Np (IV) の炭酸錯体の大きさの情報（半径 0.42 nm）を基に、ストークスの法則およびネルンストの式を適用して

自由水中における極限イオン拡散係数を評価し ($(7.4 \pm 0.4) \times 10^{-10} \text{ m}^2 \text{ s}^{-1}$)、実験条件下における拡散係数に補正するとともに細孔拡散モデルを適用して、実験条件下における Np (IV) 及び Pu (IV) の有効拡散係数を評価したところ、それぞれ $(2.1 \pm 0.4) \times 10^{-13} \text{ m}^2 \text{ s}^{-1}$ および $(1.9 \pm 0.4) \times 10^{-13} \text{ m}^2 \text{ s}^{-1}$ となった。この値は上記実験結果と近いことから、実験条件下における Np (IV) および Pu (IV) の有効拡散係数は細孔拡散を考えれば説明でき、表面拡散の寄与はないと考えられた。

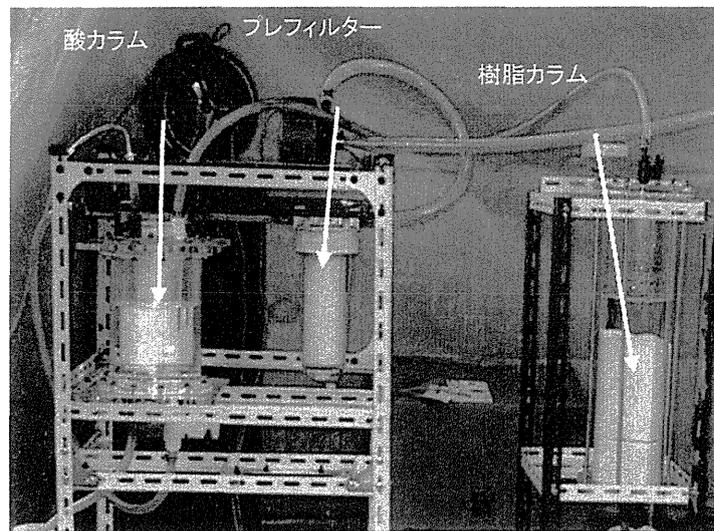
参考文献

- (1) 宗像雅広他、”沿岸立地放射性廃棄物処分場に対する安全解析、” 第7回 NUCEF セミナー、2004年2月、原研東海研究所、(2004)。
- (2) HYDROCOIN – The International HYDROCOIN Project, Level 1: code verification, OECD, Paris (1988)。
- (3) 日本原子力研究所、”NUCEF 等研究施設廃棄物処分に係る影響評価試験、” 平成14年度成果報告書 (2003)。
- (4) <http://www.ihss.gatech.edu/>
- (5) 筒木潔、”フミン物質 (腐植物質) の生成機構とその性質、” 日本水環境学会誌、Vo 1. 18、No. 4、252-256、(1995)。
- (6) 上田正人、他、”地下水有機物の採取と分析、” 腐食物質学会、2003年11月、佐賀大学、(2003)。
- (7) 上田正人、他、”物質移行評価に関わる信頼性向上に関する研究－腐食物質の影響－、” 第7回 NUCEF セミナー、2004年2月、原研東海研究所、(2004)。
- (8) 核燃料サイクル開発機構、”わが国における高レベル放射性廃棄物地層処分の技術的信頼性－地層処分研究開発第2次取りまとめ－、” 分冊1 わが国の地質環境、III 69-III 70 (1999)。
- (9) 上田正人、他、”腐食物質共存下におけるアメリカシウムの花崗岩中移行挙動、” 日本原子力学会「2004年春の年会」、H8、岡山大学、(2004)。
- (10) Sakamoto, Y. et al., ”Effect of high alkaline condition on sorption behavior of ^{63}Ni in tuff,” Int’l conf. clays in natural and engineered barriers for radioactive waste confinement, Dec, 2002, Reims, France, (2002)。
- (11) 前田敏克、他、”高 pH 条件下における花崗岩の変質と収着特性、” 日本原子力学会「2003年秋の大会」、K4、静岡大学、(2003)。
- (12) Savage, D., et al., ”Rate and mechanism of the reaction of silicates with cement pore fluids,” Applied Clay Sci., 7, 33-45, (1992)。
- (13) 加藤大生、他、”セメント系材料の浸出液の地質媒体への影響評価－大型カラム試験設備を用いた高 pH プルームの岩盤への影響試験－、” JNC TN8430 2000-008、(2000)。
- (14) 前田敏克、志賀則克、”核種移行評価に関わる信頼性向上に関する研究－高 pH の影響、” 第7回 NUCEF セミナー、2004年2月、原研東海研究所、(2004)。
- (15) Yamaguchi, T. et al., ”Contribution of the surface diffusion on mass transfer of Ba^{2+} in granite matrix,” J. Nucl. Fuel Cycle and Environ., 9, 61-66, (2002)。
- (16) Yamaguchi, T. et al., ”Effective diffusivity of neptunium and plutonium in granite from Inada, Ibaraki, Japan under anaerobic conditions,” Radiochim. Acta, 90, 863-868 (2002)。

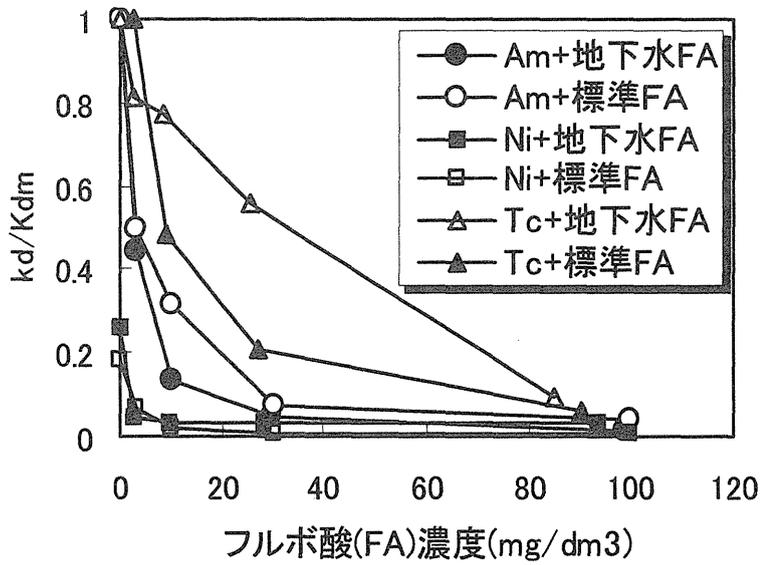


座標(m)	平均移行距離(m)	平均移行速度(m/day)
A (-100,50)	8.08E+01	4.87E-04
B (50,60)	9.83E+01	2.15E-03
C (200,70)	2.26E+02	2.09E-03

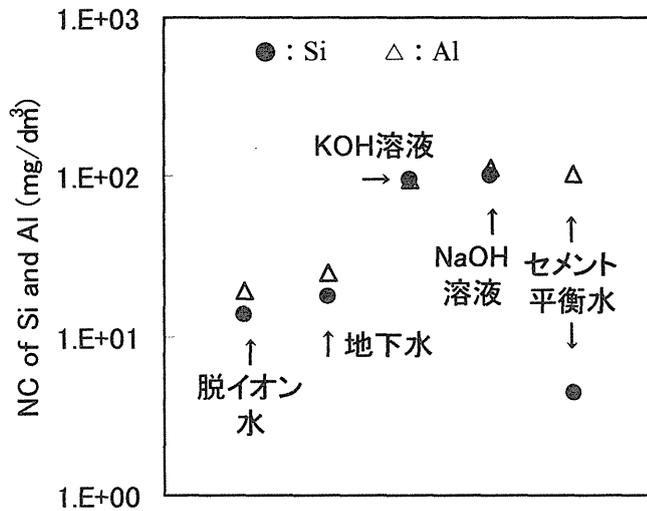
第 4. 1-1 図 仮想的沿岸域帯水層中での塩分濃度分布の解析結果（上図）
及び仮想処分場からの核種移行経路解析結果（下図）



第 4. 1-2 図 地下水有機物濃縮装置



第 4.1-3 図 花崗岩に対する分配係数相対比のフルボ酸濃度依存性
 K_d はフルボ酸共存下の核種の分配係数。 $K_{d,m}$ は放射性核種の分配係数



第 4.1-4 図 花崗岩試料を 80 日間浸漬させた 90°C の各溶液中における Si と Al の規格化濃度

4.2 人工バリアの性能評価に関する研究

人工バリアに関する研究として、固化体及び固化処理法を研究する溶融固化体研究、緩衝材材料の長期止水性能変化を評価するベントナイト緩衝材長期健全性試験、及び人工バリア内における放射性核種の挙動を予測するための核種移行データの取得を実施した。

原研東海研究所内において製造される溶融固化体の廃棄体としての閉じ込め性能を評価するために、処分環境を模した化学的環境下における耐浸出性を調べた。また、TRU 廃棄物である使用済み燃料のハルを溶融固化し、長寿命核種である炭素-14 (^{14}C) を閉じ込める技術開発に着手した。ベントナイト系緩衝材の劣化の主因はセメント浸出水である高アルカリ地下水である。長期変質を予測するためのキーデータは、このアルカリ成分の拡散速度と、アルカリと反応したベントナイト中鉱物の溶解速度である。本プロジェクトを開始した平成 13 年度から継続してこれらの試験を実施するとともに、これらのデータを用いる変質予測モデル化に着手した。溶解度や拡散係数などの核種移行データ取得は、現在の安全評価における不確実性の原因となっているデータの再評価を進め、不確実性の低減及び定量化を目的とするものであり、Np, Sn, Zr など処分環境条件に対する信頼性のあるデータが得られていない重要元素について、溶解度や拡散係数などを取得した。

4.2.1 溶融固化体のバリア性能

溶融固化処理による放射性廃棄物の廃棄体化には、高圧縮法やセメント固化法と比較して、廃棄体としての均質化、安定化並びに核種閉じ込め性の向上といったメリットが挙げられる。そのため、溶融固化体の閉じ込め性能評価手法の確立並びに高性能な溶融固化体の開発を目的とした研究を進めている。閉じ込め性能評価手法の確立については、主に原研東海研究所の高減容処理施設から発生することが想定される溶融固化体を対象として、小規模な模擬固化体を用いた溶解特性試験を実施している。

14 年度は、焼却灰やコンクリート等の非金属廃棄物を溶融固化処理して出来る固化体を模擬したスラグの溶解挙動に及ぼす地下水中陽イオン及び処分場で想定されるコンクリート構造物を起因とするセメント環境の影響について検討し、実際の処分環境での閉じ込め性能の予測を進めた。陽イオンの影響としては、スラグ接触液中に Mg イオンが存在する場合には、スラグの溶解は促進されることがわかった⁽¹⁾。その原因として Mg イオンがスラグ構成元素である Si, Al とともに析出物を生成するため、析出物生成による液中 Si, Al 元素の消費によりスラグ表面近傍での Si, Al 元素の濃度勾配が大きくなるためと推測した。また、セメント環境下では溶液のアルカリ性のためスラグ母相の溶解は中性溶液中に比べて増大する一方で、浸出成分がセメント成分とともにスラグ表面にケイ酸カルシウム水和物を形成することがわかった^{(2)・(4)}。

15 年度は、難溶性の析出相が均一に分布するスラグの浸出試験を行い、スラグ母相の溶解に伴い析出相はスラグ中から液中に放出される結果を得た。このことから、母相の溶解量を測定することによりスラグ全体の溶解量を評価できることを示した⁽⁵⁾。また、スラグの溶解に及ぼすアルミニウム成分の影響について検討し、中性溶液中においてはスラグのアルミニウム含有率は溶解量に影響を及ぼさないものの、高アルカリ溶液中においてはアルミニウム含有率の増加に伴いス

ラグの溶解量が増大することがわかった。さらに、高アルカリ溶液中では、アルミニウム含有率の高いスラグの表面にゼオライト系鉱物等が生成されることを確認した⁽⁶⁾。これらの結果から、処分場で想定されるセメント共存による高アルカリ環境において、アルミニウム含有率が高いスラグの溶解が促進される可能性が示された。

高性能な溶融固化体の開発研究については、使用済燃料の再処理工程から発生するハル中に含まれる安全評価上重要な核種である C-14 をバリア性に優れた溶融固化体に閉じ込める技術についての検討を開始した^{(7)・(8)}。銅の添加により 1200℃以下でハルを溶融固化処理することが可能であることを示し（第 4.2-1 図）、かつ、溶融固化処理前後での炭素の保持率を測定することで、本技術により C-14 の閉じ込めが可能である見通しを得た（第 4.2-1 表）。

4.2.2 ベントナイト系緩衝材の変質*

セメント系材料からはその成分が地下水中に溶出し、緩衝材として用いるベントナイトを変質させ、このためにベントナイトのバリア性能が長期に亘って徐々に低下する可能性が指摘されている。処分の安全評価においては、その変質の影響を定量化することが必要である。

受託研究「放射性廃棄物処分の長期的評価手法の調査」の一部として、ベントナイト系緩衝材の変質に関する研究を 13 年度から開始した。緩衝材性能の長期的な変動を予測するための試験としてベントナイト系緩衝材の変質試験及びベントナイト系緩衝材中のアルカリ成分の拡散試験を実施するとともに、試験結果に基づき緩衝材の長期バリア性能の変動を予測するためのコード整備に着手した。

ベントナイト系緩衝材の変質試験では、圧縮成型体試料を用いて、温度（50、90、130、170℃）と pH（13.0、13.5、14.0）をパラメータとした変質試験を実施した。14 年度は pH14 において温度をパラメータとした実験を行い、モンモリロナイト残存量が経過時間に比例して減少し 2 次鉱物（アナルサイム）が生成することから、モンモリロナイトの減少率 R_A はアナルサイムの生成に律速されている可能性を得た^{(9) (10)}。また、モンモリロナイトの減少率 R_A の温度依存性がアレニウス式で表されることを示した^{(11) (12)}。15 年度には、pH13.5、pH13.0 での実験を行い、モンモリロナイト密度の減少率 R_A を OH⁻濃度及び温度の関数として定式化することができ、処分場環境下におけるベントナイト系緩衝材の長期的変質挙動を予測できる見通しを示した⁽¹³⁾（第 4.2-2 図）。

ベントナイト系緩衝材中のアルカリ成分の拡散試験では、14 年度にアルカリ成分が鉱物とあまり反応せずに拡散現象だけを追跡できる比較的低温（10℃～50℃）において試験を実施し⁽⁹⁾、OH⁻活量の有効拡散係数の温度依存式（アレニウス式）を得た^{(12) (14)}。15 年度には、この関係式が、鉱物との反応が活発に起こる温度に対しても適用可能かを調べるため、70℃及び 90℃において試験を行った。その結果、アレニウス式が 70℃及び 90℃における試験結果に対しても適用可能であることを確認するとともに、70℃の結果を追加して関係式の修正を行った。第 4.2-3 図に有効拡散係数の温度依存性を示す。また、文献調査により有効拡散係数を変化させる要因を抽出した結果、圧縮成型体の乾燥密度の影響を考慮する必要が見出されたため、既往の知見に基づき乾燥

* 本件は経済産業省からの受託研究「放射性廃棄物処分の長期的評価手法の調査」の成果である。

密度と有効拡散係数の関係を整理した。以上の検討結果から、ベントナイト系緩衝材中における有効拡散係数 De ($m^2 s^{-1}$) を温度 T (K) と乾燥密度 ρ ($Mg m^{-3}$) の関数として定式化し、処分場環境下におけるアルカリ成分の物質移行挙動を予測できる見通しを得た⁽¹⁵⁾⁽¹⁶⁾。

緩衝材性能の長期的な変動を予測するための物質移行-変質連成解析コードは、既存の地球化学計算コード Phreeqc を基本として、物質移動計算部分に改良を加えて整備した⁽¹⁵⁾。開発した解析コードに、実験結果に基づいた暫定的なモンモリロナイトの変質速度式、有効拡散係数評価式及びモンモリロナイト残存量と透水係数の関係式を入力して緩衝材中アルカリ成分の拡散挙動の模擬解析を行った。解析体系のモデルを第 4.2-4 図に示す。解析は 1 次元とし、ベントナイト圧縮成型体の厚さは 1 cm、両側に高濃度側セル・低濃度側セルを設定し、液相は圧縮成型体内を拡散で移行することとした。高濃度側セル・低濃度側セル部分では、セル内濃度は均一とし、圧縮成型体との容積の比率を保存する体系にモデル化した。70℃におけるアルカリ拡散試験を模擬した解析の結果を第 4.2-5~4.2-7 図に示す。開発したコードを用いた計算により、アルカリ拡散試験結果を概ね再現でき、コードによる計算の妥当性を示す根拠の一つとなった⁽¹⁷⁾。

4.2.3 核種移行データ取得*

地層処分に対する安全評価は長期間を対象とするため、時間的、空間的な変動が含まれる。原研では、これらの変動を考慮できる確率論的安全評価手法の開発・整備を進めているが、処分に伴う評価の不確かさを定量的に明らかにするにあたり、種々の変動要因について不足しているデータは実験を行って取得する必要がある。

13 年度から開始した受託研究「放射性廃棄物処分の長期的評価手法の調査」の一部として、長期評価のために不足しているデータを取得するため、重要元素の溶解度試験及びベントナイト系緩衝材中での元素の吸着・拡散試験を進めた。

重要元素の溶解度試験では、TRU 廃棄物に含まれる硝酸塩が深地下環境でアンモニアに還元され得ることに注目し、アンミン錯体生成によりアクチニド元素の等の溶解度が上昇するか否かを Np(IV) について調べた。実験の結果、アンモニア濃度が 3 M の条件でも Np(IV) はアンミン錯体を生成せず、溶解度上昇もないことを明らかにした⁽¹⁸⁾⁽²²⁾。また、処分環境での信頼性ある熱力学データが得られていない Sn 及び Zr について、溶解度及び化学形に対する主要な影響因子である pH 及び塩濃度（イオン強度：I）の影響を定量化するための試験を実施した。Sn の溶解度は、 $8 < \text{pH} < 13$ で $\text{Sn}(\text{OH})_4(\text{s}) + \text{OH}^- = \text{Sn}(\text{OH})_5^-$ の反応で支配されている可能性を見出した。この反応の平衡定数をイオン強度 0.1 M、1.0 M 及び 2.0 M に対して取得し、 $I = 0$ における平衡定数と $\text{Sn}(\text{OH})_5^- \cdot \text{Na}^+$ のイオン相互作用係数を求めた（第 4.2-8 図参照）。一方、Zr の溶解度は、処分場で想定される pH 条件において pH やイオン強度には依存しないと考えられる結果を得た。取得した熱力学データ及びその不確かさ並びに間隙水化学組成及びその不確かさに基づき、確率論的安全評価への入力データとして必要な溶解度の不確かさを評価し、Sn 及び Zr の溶解度評価が有する不確かさの幅を見積もることができることを示した⁽¹⁷⁾⁽²³⁾。

元素の吸着・拡散試験では、14 年度から実施しているベントナイト系緩衝材中の Sr、Sn、I、

*本件は経済産業省からの受託研究「放射性廃棄物処分の長期的評価手法の調査」の成果である。

Cs、Pb の拡散試験を進め、間隙水の水質の不確かさに起因するこれら元素の有効拡散係数の不確かさについて検討した^{(17) (24) (25)}。ベントナイト系緩衝材中における元素の有効拡散係数を設定するに当たっては、間隙水に陽イオンとして溶存する Cs については表面拡散の寄与を、陰イオンとして溶存する I については陰イオン排除の効果を考慮すべきであることを明らかにした。また、拡散係数評価の不確かさに影響する因子について既往の研究をもとに検討し、既往のベントナイト内有効拡散係数データのバラツキは、乾燥密度（間隙率）、間隙水水質、モンモリロナイト含有量、実験誤差を考慮すれば説明でき、確率論的安全評価のためにベントナイト内有効拡散係数評価の不確かさを定量できる見通しを得た。また、安全評価上の重要元素であるにもかかわらずデータがほとんど得られていないトリウム、⁻²価の陰イオンとして亜セレン酸イオン(SeO_3^{2-})、TRU 廃棄物処分の安全評価上の重要核種である ¹⁴C (H^{14}CO_3) について、透過拡散試験を開始した。

参考文献

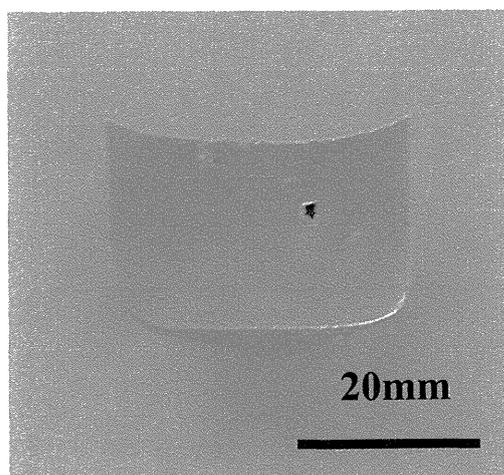
- (1) 水野大、他、“スラグの浸出性に及ぼす地下水中陽イオンの影響、” 日本原子力学会「2003年春の年会」、P44、佐世保、(2003)。
- (2) 前田敏克、他、“溶融固化スラグの初期溶解速度に及ぼす pH の影響、” 第6回 NUCEF セミナー、2003年2月、原研東海研究所、(2003)。
- (3) 前田敏克、他、“セメント平衡水中におけるスラグ固化体の浸出挙動、” 日本原子力学会「2003年春の年会」、P45、佐世保、(2003)。
- (4) 前田敏克、他、“溶融固化体スラグの浸出挙動と溶液の pH 及びスラグ塩基度との関係、廃棄物学会論文誌、15(1)、45-51(2004)。
- (5) 水野大、他、“スラグの浸出性におよぼす鉄成分の影響；鉄含有率の高いスラグの浸出” 日本原子力学会「2004年春の年会」、H26、岡山大学、(2004)。
- (6) 前田敏克、他、“スラグの溶解・変質挙動に及ぼすアルミニウム成分の影響、” 日本原子力学会「2004年春の年会」、H27、岡山大学、(2004)。
- (7) 水野大、他、“溶融固化によるハル中 C-14 の安定化に関する技術開発研究、第7回 NUCEF セミナー、2004年2月、原研東海研究所、(2004)。
- (8) T. Mizuno, K. Maeda, S. Nakayama, “Immobilization of Carbon 14 Contained in Spent Fuel Hulls Through Melting-Solidification Treatment,” *Proc. Int. Conf. ATALANTE2004*, Nimes, France, Jun. 21-24, 2004, p3-20 (2004)。
- (9) Sakamoto, Y., et al., “Experimental study on alteration on compacted bentonite in highly-alkaline aqueous solutions: Effect of temperature, Int'l workshop on chemistry and stability of bentonites in radioactive waste disposal, September, 2003, Kanazawa Univ. (2003)。
- (10) 中山真一、他、“ベントナイト系緩衝材透水係数の長期評価試験、” 日本原子力学会 第18回 ンバックエンド夏期セミナー、2002年8月、新潟、(2002)。
- (11) 坂本好文、他、“ベントナイト系緩衝材の長期変質に関する実験的研究(3)高 pH 溶液による圧縮成型体ベントナイトの変質試験、” 日本原子力学会「2003年春の年会」P 39、佐世保、(2003)。
- (12) Nakayama S., et al., “Experimental study on alteration on compacted bentonite in

- highly-alkaline aqueous solutions, Int'l conf. clays in natural and engineered barriers for radioactive waste confinement, Dec, 2002, Reims, France (2002).
- (13) 坂本好文、他、“ベントナイト系緩衝材の長期変質に関する実験的研究(5)NaOH 溶液系における圧縮成型ベントナイトの変質速度の pH 依存性、” 日本原子力学会「2004 年春の年会」H29、岡山大学、(2004).
- (14) 赤井政信、他、“ベントナイト系緩衝材の長期変質に関する実験的研究(4) ベントナイト系緩衝材中のアルカリ拡散試験、” 日本原子力学会「2003 年春の年会」P 40、佐世保、(2003).
- (15) 坂本好文、他、“放射性廃棄物処分の長期的評価のための実験的研究 (1)ベントナイト系緩衝材の長期変質に関する実験的研究、” 第 7 回 NUCEF セミナー、004 年 2 月、原研東海研究所、(2004).
- (16) 赤井政信、他、“ベントナイト系緩衝材の長期変質に関する実験的研究(6)水酸化物イオンの有効拡散係数の温度依存性、” 日本原子力学会「2004 年春の年会」H30、岡山大学、(2004).
- (17) 日本原子力研究所、“平成 15 年度 「放射性廃棄物処分の長期的評価手法の調査」 報告書、” (2004).
- (18) 中山真一、他、“ベントナイト系緩衝材透水係数の長期評価研究ならびに基礎研究、” 日本原子力学会第 18 回バックエンド夏期セミナー、2002 年 8 月、新潟、(2002).
- (19) 山口徹治、中山真一、“深部地下環境下における核種移行評価データに関する研究、” 第 6 回 NUCEF セミナー、2003 年 2 月、原研東海研究所、(2003).
- (20) 山口徹治、他、“アンモニア水溶液系における $\text{NpO}_2 \cdot x\text{H}_2\text{O}$ の溶解度、” 日本原子力学会 2003 年春の年会、O7、2003 年 3 月、佐世保、(2003).
- (21) 日本原子力研究所、“平成 14 年度 「放射性廃棄物処分の長期的評価手法の調査」 報告書、” (2003).
- (22) 山口徹治、他、“長期評価用データ取得研究の現状、” 日本原子力学会第 19 回バックエンド夏期セミナー、2003 年 7 月、静岡、(2003).
- (23) 山口徹治、他、“放射性廃棄物処分の長期的評価のための実験的研究(2) 核種移行データ取得研究、” 第 7 回 NUCEF セミナー、2004 年 2 月、東海、(2004).
- (24) Yoshida, T., et al., “XPS study of Pb(II) adsorption on $\gamma\text{-Al}_2\text{O}_3$ surface at high pH conditions,” J. Nucl. Sci. Technol., 40, 672-678 (2003).
- (25) 山口徹治、他、“ベントナイト系緩衝材中における拡散係数設定の不確かさ、” 日本原子力学会 2004 年春の年会、H31、岡山大学、(2004).

第 4.2-1 表 溶融固化処理前の試料中炭素量と溶融固化処理後の
インゴット中の炭素量、及び炭素保持率*

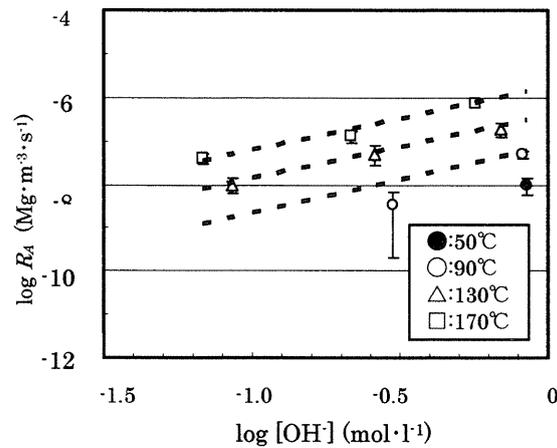
試料 No.	試料及び固化体中の炭素量 (mg/kg)		炭素保持率 (C_i/C_0)
	溶融前(C_0)	溶融後(C_i)	
No. 1	72±23	87±26	1.20±0.37
No. 2		83±40	1.16±0.56
No. 3		70±27	0.97±0.38

*インゴット中の炭素量は溶融前試料の炭素量の測定誤差範囲に含まれており、溶融固化処理後も炭素のほぼ全量が保持されていることがわかる。



第 4.2-1 図 溶融固化体の断面写真

ジルカロイ 80 g に純銅 20 g を添加して、アルゴン雰囲気中で 1200℃、2 時間の溶融を行い、るつぼ内で冷却固化して作製したもの。未溶解部分や分離相は認められず、均質な溶融固化体となっていることがわかる。

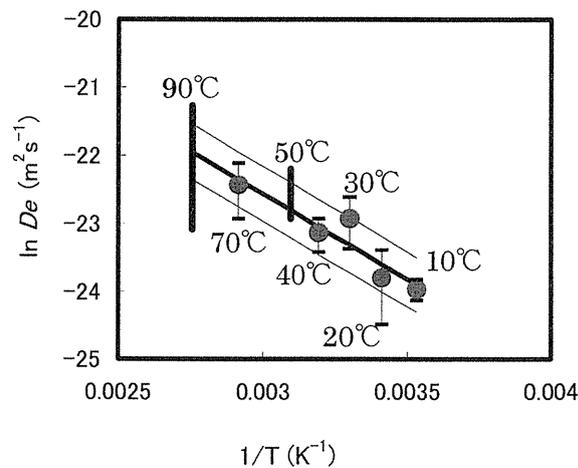


第 4.2-2 図 変質速度の温度及び OH⁻濃度への依存性

50℃、90℃、130℃、170℃の温度ごとに OH⁻濃度とモンモリロナイト変質速度の両対数プロットは直線関係にある。重回帰法によるフィッティングの結果、モンモリロナイト変質速度 R_A と絶対温度 T (K) 及び OH⁻濃度 $[OH^-]$ (mol·l⁻¹) について、

$$R_A = 10^{(-0.1 \pm 1.3)} \cdot [OH^-]^{(1.4 \pm 0.3)} \cdot e^{(-48000 \pm 10000)/RT}$$

の関係式を得た (R は気体定数 $8.314 \text{ J} \cdot \text{mol}^{-1} \cdot \text{K}^{-1}$)。なお、みかけの活性化エネルギーは $E_a = 48 \pm 10 \text{ kJ} \cdot \text{mol}^{-1}$ である。

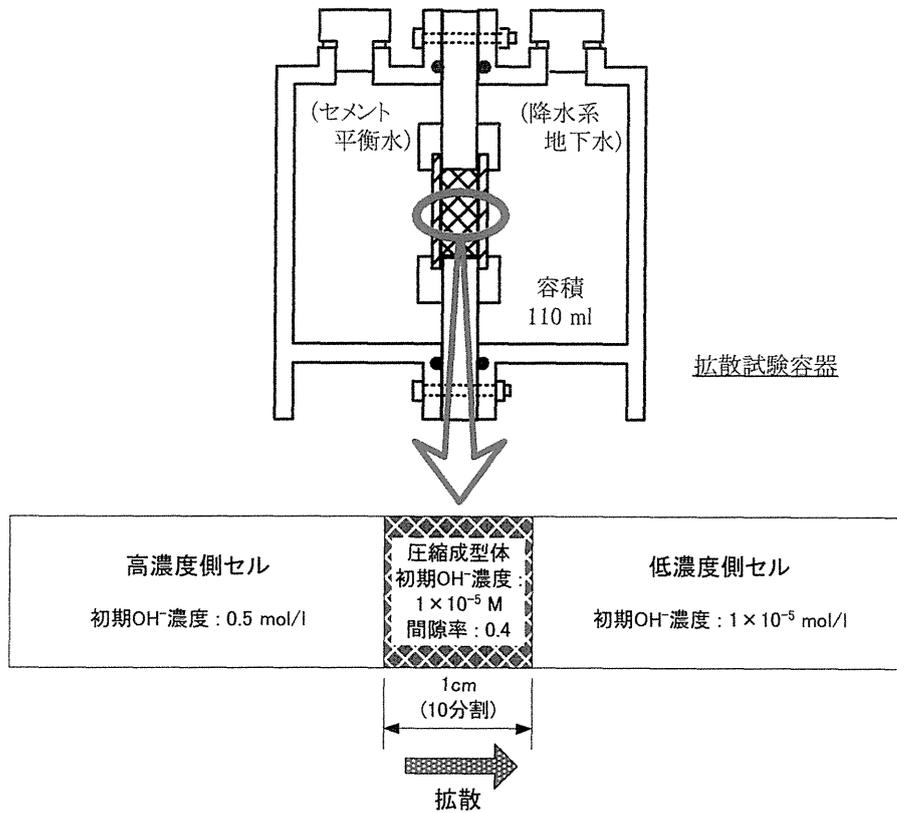


第 4.2-3 図 10℃～70℃における OH⁻の有効拡散係数のアレニウスプロット

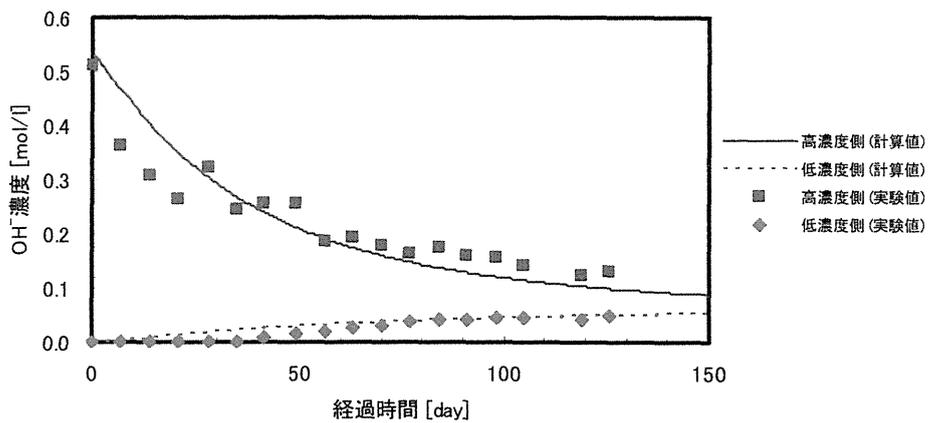
50℃及び 90℃の実験では有効拡散係数の範囲しか求められなかったが、この範囲は 10℃～70℃のデータの回帰直線と整合している。また既往の知見から有効拡散係数と乾燥密度の関係を整理した結果、OH⁻活量の有効拡散係数 De と絶対温度 T (K) 及び乾燥密度 ρ (Mg·m⁻³) について、

$$De = \exp^{(-7.8 \pm 0.4 - 21000/RT - 5.4\rho)}$$

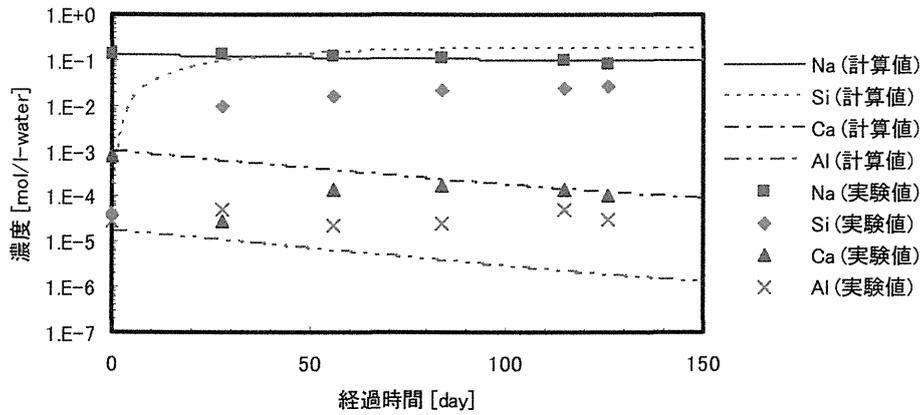
の関係を得た (R は気体定数 $8.314 \text{ J} \cdot \text{mol}^{-1} \cdot \text{K}^{-1}$)。なお、みかけの活性化エネルギーは $E_a = 21 \pm 5 \text{ kJ} \cdot \text{mol}^{-1}$ である。



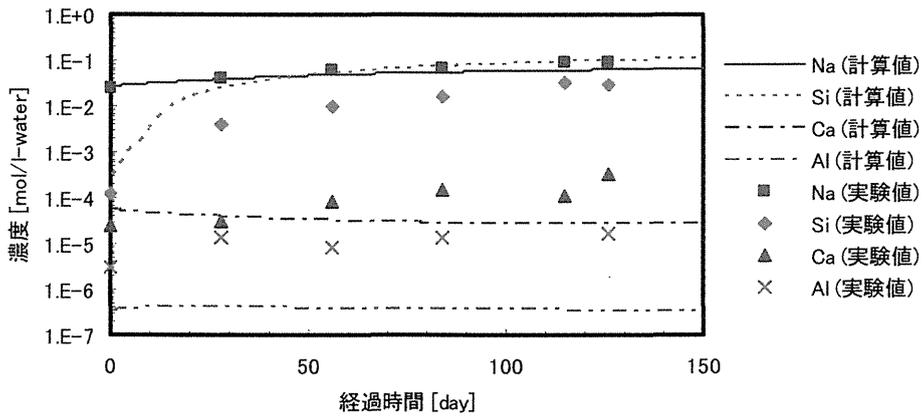
第 4.2-4 図 解析モデル体系概念図



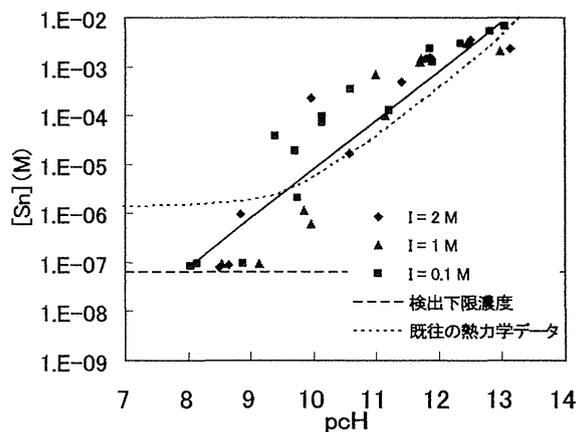
第 4.2-5 図 高濃度側セルと低濃度側セルの OH⁻濃度経時変化



第 4.2-6 図 高濃度側セルの液相組成経時変化



第 4.2-7 図 低濃度側セルの液相組成経時変化



第 4.2-8 図 Sn の溶解度の pH 及びイオン強度依存性

pH 8~13 の範囲で、Sn 濃度は pH に対して傾き 1 で上昇し、 $\text{Sn}(\text{OH})_4(\text{s}) + \text{OH}^- = \text{Sn}(\text{OH})_5^-$ が支配的な反応であると推定される。

4.3 ウラン及びTRU廃棄物のクリアランスレベルの評価解析に関する研究*

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、核燃料使用施設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^{(1), (2), (3)}、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 α 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、ウランの子孫核種であるラドンガスの吸入に伴う被ばく、長期的評価の観点から処分場跡地の隆起・浸食による廃棄物の露呈に伴う被ばく評価に対応したクリアランスレベル評価コードPASCLRの拡張を進めるとともに、ラドンガスの地表面から大気への散逸の影響を考慮できる外部被ばく評価モデルを構築し、より現実的な外部被ばく線量の評価を可能とした。さらに、埋設処分、再利用等のシナリオに対応したモデル及びパラメータ条件を適切に組み合わせたケースに対する決定論及び確率論的手法を用いた解析を行い、その結果を包括的に検討することで、目安線量 $10\mu\text{Sv/y}$ に相当する濃度としてウラン核種のクリアランスレベルを評価した^{(4), (5)}。その結果、汚染土壌からの外部被ばくに関しては、ラドンガス散逸の効果による表面土中の子孫核種濃度の低下が大きく影響することが明らかとなった。また、ラドンガス吸入被ばく経路は、不確かさの大きいパラメータが他の評価経路に比べて多く、決定論的解析の結果は極めて保守的となるが、全ての評価対象の被ばく経路に対して、確率論的手法を適用し、その結果を決定論的解析の結果と比較すると、決定論の結果が確率論による累積確率の極めてゼロに近い結果に相当することがわかり、ラドンガス吸入被ばく経路における公衆への被ばく線量が最大となる可能性はほとんどないことが明らかとなった。

TRU廃棄物に対するクリアランスレベルの評価解析では、対象廃棄物の性状調査結果に基づき、崩壊連鎖を伴わない $\beta\gamma$ 核種（35核種）及び崩壊連鎖を伴う α 核種（18核種）を選定し、これら対象核種に対するクリアランスレベルを試算するため、ウラン廃棄物に適用した評価手法を用いて解析を行った^{(4), (5)}。 $\beta\gamma$ 核種の解析結果から、9核種（H-3、C-14、Cl-36、Ca-41、Ni-59、Se-79、Mo-93、Pd-107、I-129）のクリアランスレベルに対して、処分場からの核種流出条件の影響が特に大きいことがわかった。また、 α 核種に対する解析結果から、全ての跡地利用及び地下水移行シナリオの被ばく経路の $10\mu\text{Sv/y}$ 相当濃度が、再利用シナリオの $10\mu\text{Sv/y}$ 相当濃度を下回ることは無いことが示され、ウラン核種（U-234、U-235、U-238）以外のTRU核種は、再利用シナリオが決定経路となることが示された。

* 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「放射性廃棄物処分の長期的評価手法の調査」の一部である。

参考文献

- (1) 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.
- (2) 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.
- (3) 原子力安全委員会、“核燃料使用施設（照射済燃料及び材料を取り扱う施設）におけるクリアランスレベルについて、”平成15年4月24日.
- (4) 武田聖司、菅野光大、水無瀬直史、加藤英雄、木村英雄、“ウラン・TRU 廃棄物のクリアランスレベル評価、”第7回 NUCEF セミナー講演報文集 2004年2月20日、東海研究所、東海村、JAERI-Conf 2004-011、pp. 131-132 (2004) .
- (5) M. Munakata, K. kanno, S. Takeda, N. Minase, H. Kato and H. Kimura, “Evaluation of clearance level of uranium and TRU waste”, The 2nd meeting of Application of Safety Assessment Methodologies for Near Surface Waste Disposal Facilities (ASAM), (2004).

5. 社会技術的方策による原子力施設の安全確保に関する研究

情報技術、流通・生産システムの急速な進歩・変化を背景に、我々を取り巻く社会技術システムは大きく変容を遂げつつある。社会を構成する諸システムは互いに関わりを深め、たとえ単一のシステムで発生する事象でも、比較的安定した伝統的な社会技術システムには、見られなかった社会的な拡がり速さで影響を及ぼし、その影響の様相も一変している。こうした変化に対処するために、新たな視点にたった研究が求められている。「社会技術の研究開発の進め方に関する研究会」報告では、「システムの設計も、人間や組織をその一部として内生化して扱」い、「俯瞰的な視点」のもとに、「自然科学と人文・社会科学の複数領域の知見を統合して」現実の社会問題の解決に貢献する研究、社会技術研究の必要が強調されている。

現代社会を支える基盤的な技術システム、とりわけ原子力施設に見られるように潜在的に大きな災害をもたらす巨大・複雑システムに対しては、更に、高度な安全の確保が求められている。こうした巨大・複雑システムの安全確保は、これまでも深層防護の思想に基づき、さまざまな事故シナリオを想定するなどして、安全システムを構成する機器機能に冗長性、多様性を組み込む設計、運転・手順、規制・ルールの強化などを通じた運転・運用の管理を重点として行なわれてきた。しかしながら、こうした安全確保戦略においては、想定したシナリオが全ての状況を網羅することが不可能であること、自動システム導入に伴う運転・操作者のシステム理解の契機喪失など、当該システムの設計において想定していない深刻な悪影響をもつ隠れたシステム機能、即ち負の副次効果の発現など安全確保上の問題点も指摘されている。更に、技術システムの急速な変化、規制緩和などを背景とする競争の激化のもと、安全問題に係わる二律背反的矛盾、即ち高度な安全確保の要請と効率化の要請との間の矛盾、規制・規則の強化の要請と競争的環境における創意的行動の要請との間の矛盾および監督・監視の強化と当事者の志気向上の必要との間の矛盾等の拡大とその克服の必要が指摘されてきた。こうした負の副次的効果の克服と二律背反的矛盾の克服は現代の社会が抱える様々な問題の解決を図ろうとした場合に直面する、共通した困難であり、これらに対する克服方策を明確にするとともに具体化することは、現代の重要な課題である。まさに、俯瞰的立場にたった社会技術研究の実施が求められるゆえんである。

その課題解決の方向としては、直接システムの運転・操作を行なう作業実施者のレベルはもとより、法的規制など安全確保の前提となる社会制度や経営・マネージメントに関わる組織、直接的損害を被る可能性をもつ地域コミュニティ等の一般公衆など、さまざまな社会的階層レベルにまたがる意思決定当事者が正確に状況を把握して的確な判断を行えるようにすることが肝要である。そのためにはそれぞれのレベルの意思決定当事者が技術システムを律する諸制約、とりわけ安全な運転・運用が許容される限界とその背後にある意味・構造を正確に理解・把握することが必要である。その実現においては、これらの情報を、互いに共有・コミュニケーションすることが鍵と考える。即ち、こうした大規模複雑システムの安全確保に関わる技術的枠組みとして、技術システムの設計、運転・操作、組織の管理・運営、更には一般社会・公衆といったさまざまな階層レベルにおける当事者及び階層間で、当該技術システムを律する諸制約、特に安全な運転・運用が許容される限界とその背後にある意味・構造を互いに共有・コミュニケーションすることを可能にする情報システム(コミュニケーションシステム)の構築、提供が必要である。

本研究では、技術システムの設計者と運転・操作実施者間のコミュニケーションを支援する観点か

らプラントの安全運転・操作のためのコミュニケーションシステムを、運転・操作実施者と組織管理・運営主体の間のコミュニケーションを支援する観点から組織における管理・運営主体の意思決定支援のためのコミュニケーションシステム⁽¹³⁾を、一般公衆の安全に係る意思決定並びに適切なりスクコミュニケーションを支援するコミュニケーションシステムを、夫々、対象とし、概念上の課題の検討、それに基づく設計と評価を実施する。これら3つの課題が対象とする領域は、夫々固有の特性を有するものであるが、いずれの領域においても深い意味・構造の伝播を可能にするコミュニケート（情報伝達）手段の創出が重要であるとともに、これらを総合的に実現することこそが巨大複雑な社会技術システムの安全確保に向けて必要な試みである。以下に、具体的な研究課題とその進捗状況を記す。

5.1 安全確保のためのコミュニケーションシステム^(2,6,7)

上述の3つの対象分野のコミュニケーションシステムに関する研究のうち、ここではプラント安全運転・操作のためのコミュニケーションシステムに関する研究を紹介する。

原子力施設などプラントの運転・操作においては、プラントの設計時に考慮された設計意図、安全規則・基準に内包されている意味・構造、更には組織・管理運営主体の効率的かつ安全なプラントの運用を図るための意図が、運転・操作当事者に的確かつ正確にコミュニケートされることが重要である。こうしたコミュニケート手段として、中央操作盤などからなるヒューマンマシンインタフェース（以下、「HMI」と略す）、教育・訓練、運転手順が用いられている。これまで、HMIとしては、単一のセンサー情報を単一のインディケータで表示するいわゆる SSSI(Single Sensor Single Indicator)をベースとする方式を、教育・訓練としては、操作スキル獲得を重視した方式を、運転手順については、ステップ・バイ・ステップ動作型の方式を、夫々、採用してきた。こうした従来型の方式は、大規模複雑システムの運転・操作にあたってこれを規定する諸「意図」のコミュニケート手段として限界を持つとの観点から、これに替え、諸「意図」の前提となる技術システムを律する諸制約、とりわけ安全な運転・運用が許容される限界とその背後にある意味・構造を明示的にコミュニケートする手段を我々は提案する。即ち、HMIについては、Ecological Interface Design(EID)概念に基づく機能・境界重視型を、教育・訓練には、機能・理論教育重視型を、運転手順に対しては、タスクゴール重視型からなる新たなコミュニケーション方式の構築である。EID 概念は、認知システム工学を提唱する J.Rasmussen 教授等によって提案されたインタフェース構築概念であり、原子力発電所、化学プラントなどのプロセスプラント制御あるいは航空機制御など、様々な技術システムへの適用研究が進められている。本概念は、自然環境において人間が環境から意味情報を取得する形態・能力を議論する生態学的心理学 (Ecological Psychology) と対を成すものとして「生態学的」なる用語を用い、人類が歴史的に獲得してきた（自然）環境中から意味情報を取得する能力を人工物においても実現することを目指す。EID 概念では、これを実現するために、人工物の持つ機能的構造（手段—目的階層の全て）を可視化すること、スキルベース、ルールベース、ノレッジベースの3つの認知制御レベルの全てを支援することの重要性を指摘している。

本研究で、我々が目指す、技術システムの背後にある意味・構造の伝播を可能にするコミュニケート（情報伝達）手段の実現において最も有力な概念として、これを採用し、原子炉システムの運転・操作インタフェース上への実装可能性を探ることにより、先に述べた二律背反的矛盾の克服を図ろうとするものである。目標はプロトタイプを原子炉シミュレータ上に開発・実装し、その有効性を実験的に検証・

評価することである。

これまでに、コミュニケーション方式の実装可能性、有効性の評価に向け、フルスコープ原子炉シミュレータ（原子力船動力用小型原子炉（PWR型）システムを模擬）上に上記 EID 概念に基づく HMI を実装した模擬制御室環境を新たに構築するとともに、この環境下で、この原子炉等の運転・操作経験を持つ専門家（4クルー：8名）による模擬運転操作実験（延べ、約 120 時間にわたる運転操作データを取得）を実施し、その有効性評価に向けた実験データを取得した。加えて、実験データの分析の効率化を図るため、運転操作実験時に取得されたシミュレータログ、運転操作ログ、並びに運転操作状況を記録したビデオ情報から、運転操作状況をパソコン上で、ほぼ完全に再現可能とする「運転操作状況再現ツール」を開発し、このうえで実験データの分析を継続的に実施した。その結果、有効性が確認されるとともに、以下の知見が得られた；

- ・ 従来型の運転操作環境下で運転操作経験を積んだ運転操作者においても、新規の EID 概念に基づく HMI を有効に活用することが可能
- ・ 新規の EID 概念に基づく HMI の活用スタイルあるいはそれへの適応は、使用する運転・手順並びに過去の教育・訓練の形態に強く依存。特に、運転・手順は、新規の HMI に即した形式での再構成が必要
- ・ 運転操作経験の浅い運転・操作者においては、EID 概念に基づく HMI を通じたシステムの理解が促進される傾向が見られ、この形式の HMI を用いた教育・訓練の有効性を示唆
- ・ 「運転操作状況再現ツール」が実験データの分析用ツールとしての機能に加え、教育・訓練の有効な手段として活用可能。

EID 概念を原子力プラントといった巨大・複雑システムにおいて、シミュレータ上といえども、具体的に実装し、その評価実験を試みているのは過去に例が無く、本研究が、こうした概念の実際の原子炉システムへの EID 概念に基づく HMI の実装可能性並びにその有効性を示すうえで、重要な役割を果たしつつある。

5.2 JCO 臨界事故原因の社会技術的分析^(1,3-5,8-12,14-22)

1999年9月30日に発生したJCO臨界事故の直接原因は18.8%濃縮ウランの臨界質量制限値2.4kg-Uを大幅に上回る16.6kg-Uの硝酸ウラニル溶液を形状管理していない沈殿槽に投入したことである。この作業は、発注者（JNC）が原料として供給した18.8%濃縮の八酸化三ウラン粉末を精製し、それを再溶解して濃度370g-U/リットルの硝酸ウラニル溶液を製造し、40リットルにわたって均一化して納入するという製品仕様を満たすべく実施していた一連の工程のなかで、均一化のために作業チームにより立案・実施されたものである。この直接原因をもたらした原因と背景を解明するために、事故発生時近傍の生産現場及びJCO内組織の状況のみならず、「常陽」燃料用濃縮ウラン転換加工が開始された1970年代初頭まで遡って、生産工程、臨界安全管理方法、及びそれにかかわるJCO、発注者、及び安全規制機関の相互関係など全体的な状況の把握に努めた。その結果さまざまな領域及びレベルにおけるシステムの設計及び管理・運営の問題が明らかになってきた。以下に、主要な問題を例示する。

(1) 硝酸ウラニル溶液を含む「常陽」燃料製造にかかわるトータルな生産システムの問題

JCOは、1984年の加工事業変更許認可後、1985年から19%濃縮の八酸化三ウラン粉末を主原料と

して、製品として二酸化ウラン (UO_2) 粉末及び硝酸ウラニル (UNH) 溶液を製造してきた。UNH は PNC 東海再処理工場からの硝酸プルトニウムと混合転換して MOX 粉末を製造するためのものである。これらの製品の発注量と形態 (UO_2 または UNH)、納期及び工程は、「常陽」、「もんじゅ」及び「ふげん」の燃料装荷スケジュール、プルトニウム需給バランス、PNC プルトニウム転換技術開発施設の生産スケジュール、PNC プルトニウム燃料製造施設の生産スケジュール、及び原料ウランの調達など、多様な要因の間の複雑かつダイナミックな関係によって決定され、JCO はそれに対応する必要があった。なお、核分裂性プルトニウムの需給バランスに関しては、1995 年 8 月の時点の状況に基づく 1994～1990 年代末の見通しとして、需要が「常陽」、「もんじゅ」、「ふげん」等で約 0.6 トン/年、供給が PNC 東海再処理工場から約 0.4 トン/年とされており（原子力白書）、不足分は海外再処理工場からの返還分で補うことが想定されている。このような複雑かつダイナミックなトータルな生産システムの安全確保においては、硝酸ウラニル溶液製造にかかわる生産上及び安全上のボトルネックを同定し、それらのボトルネックに係って外注又は自主生産でどのようなメリット及びデメリットがあり、デメリットの克服にはどのような方策が必要か、を考慮したシステムの慎重かつ綿密なグランドデザインが不可欠と考えられるが、この事故はそれが不適切又は欠如した状況で、個々の当事者が局所最適的な意思決定を行ったことによるところが大きいと考えられる。

(2) 混合均一化工程の必要性と変遷

製品 UO_2 粉末の場合でも製品 UNH の場合でも、1 バッチ (2.4kg-U) を 1 ロットとすることは、仕様上要求されていた製品分析（自主分析+立会分析）に過大な工数がかかり生産性の面から許容できるものではなく、ロットの拡大は必要不可欠であった。製品 UO_2 の場合は、19%濃縮 U 転換加工操業の最初の第 3 次キャンペーン (1985-1986) から製品混合用缶とミキサーを使用して 1 次混合（バッチ間混合：5 バッチ分）及び 2 次混合（クロスブレンディング：10×10）により 1 ロット 120kg-U を実現して、第 8 次キャンペーン (1998) まで実施している。クロスブレンディングによる 2 次混合工程は加工事業変更許可申請書及び設計及び工事の方法についての認可申請書に記述はなく、安全審査において全く検討されていない。尚、製品 UO_2 の場合のこのような 2 段階の混合均一化によるロット拡大は少なくとも 12%濃縮 U 転換加工操業 (1979-1983) において既に実施していたものと考えられる。製品 UNH の場合には、第 4 次キャンペーンの契約変更による UNH 製造開始に先立ち、ロット拡大の必要性が PNC から提起されて(1986.5) 混合均一化工程が初めて浮上し、7 バッチ分の 10×10 クロスブレンディングにより 1 ロット約 15kg-U とすることで PNC-JCO 間で合意がなされたが(1986.6)、実際の操業では 7×10 のクロスブレンディングが実行された(1986.10)。その後、貯塔を用いた混合均一化が第 7 次キャンペーン (1995.10-1996.11) から実施、手順化されたが、1999.9 の操業において沈殿槽使用が試みられることとなり、臨界事故にいたった。

(3) 沈殿槽を使用した製品 UNH 混合均一化工程の発想と実行にかかわる主要因

JCO では、臨界事故発生の約 1 年前から「2P 集中化」と呼ばれる合理化策がとられた。この合理化は、事故発生時の作業担当部門（スペシャルクルー）の作業量を極度に増加させるとともに勤務形態にも大きな変化をもたらすものであった。このことが、スペシャルクルーが事故時に沈殿槽使用を発想し、実行するうえで重要な役割を果たしたと考えられる^②。“沈殿槽の臨界管理は、沈殿するときには 1 バッチ、

溶液のときは何バッチ入れても大丈夫”というスペシャルクルー副長と計画グループ主任のメンタルモデルの形成は、加工施設の操業条件（第1,2加工棟の濃度制限等）の安全上の意味が明確に知らされていないことによるところが大きい。また、ライン上の上司等の組織規定上の関係者の許可を得なかったことは、改善提案運動では実施済みの提案が高く評価されてきたことや、日常的な品質保証関連のトラブルの相談先が計画グループ主任であったことなどによっている。

(4) 発注者立会い検査にかかわる問題

契約書・技術仕様において発注者による立会い検査項目として、第4次キャンペーン（1986-1988）では、「ロット混合」が項目として記載されていたが、第6次キャンペーン（1992-1993）から削除された。これにより、「ロット混合」（均一化工程）が転換加工要領書に規定されているクロスブレンディングではなく貯塔使用（1995-1996）又は沈殿槽使用（1999）によって実施されることを、発注者が検知する機会を喪失した。

(5) 許認可にかかわる問題

安全審査で認可条件とされた臨界管理の質量管理条件は次の2つである：(a) 溶解～沈殿の一連の工程を1バッチとして、その間のウラン総量が質量制限値（1バッチ最高取扱量 2.4kg-U）を超えない。

(b) 形状管理している装置であっても、単一の装置で質量制限値（1バッチ最高取扱量 2.4kg-U）を超えない。しかしながら、保安規定では(a)、(b)ともに記載されたことはなく、下部規定である臨界管理基準にも(b)は記載されず、(a)も1995年改訂までは記載されていない。なお臨界管理基準は変更認可（1984）後も1988年まで改定されていない。このように、許認可条件内容の的確なコミュニケーションに失敗している。

参考文献

- (1) Tanabe, F. and Yamaguchi, Y., “An Analysis of JCO Criticality Accident: Lessons Learned for Safety Design and Management, In Challenge and Response-New Demands for Safety in Nuclear Power Operation,” edited by Wilpert et al, Taylor & Francis, London, 2004.
- (2) Flach, J., Vicente, K., 田辺文也, 門田一雄, Rasmussen, J., “エコロジカルインタフェースの設計,” 朝倉書店、伊藤他編「人間工学ハンドブック」8月、2003.
- (3) Tanabe, F. and Yamaguchi, Y., “Analysis of the JCO Criticality Accident and Lesson Learned for Safety Design and Management,” Proceedings of International Conference on Human Factors Research in Nuclear Power Operation (ICNPO-IV), Mihama, Japan, September 10-11, 2002.
- (4) Tanabe, F. and Yamaguchi, Y., “Cognitive Systems Engineering Analysis of JCO Criticality Accident in Tokaimura and Lesson Learned,” 46th Annual Meeting of Human Factors and Ergonomics Society (HFES), Baltimore, USA, September 30 – October 4, 2002.
- (5) Tanabe, F. and Yamaguchi, Y., “Cognitive Systems Engineering Analysis of JCO Criticality Accident in Tokaimura and Lesson Learned for Safety Design and Management,” Proceedings of the XVth Triennial Congress of the International Ergonomics Association (IEA2003), Seoul, Korea, August 24-29, 2003.

- (6) Yamaguchi, Y. and Tanabe, F., "Creation and Evaluation of an Ecological Interface System for Operation of Nuclear Reactor System," Enlarged Halden Programme Group Meeting, Gol, Norway, September 8-13, 2002.
- (7) Yamaguchi, Y. and Tanabe, F., "Integration of Ecological Approach into a NPP Control Room and It's Empirical Evaluation," International Workshop Meeting on Innovative Human-System Interfaces and Their Evaluation, Halden, Norway, September 1-2, 2003.
- (8) 田辺文也、山口勇吉、"JCO 臨界事故分析と安全設計/管理戦略への教訓、" 第32回安全工学シンポジウム予稿集、pp.346-349、東京、7月11-12日、2002.
- (9) 田辺文也、"JCO 事故調査委員会中間報告—事故の背景と要因、" 日本原子力学会 2002 年春の大会予稿集、総 24、神戸、3月27-29日、2002.
- (10) 田辺文也、"JCO 事故調査委員会報告—事故原因、" 日本原子力学会 2003 年春の大会、佐世保、3月27-29日、2003.
- (11) 田辺文也、"JCO 事故調査委員会報告 (パネル討論) —事故原因への規制ならびに発注者の関わりについて、" 日本原子力学会 2003 年秋の大会、静岡、9月24-26日、2003.
- (12) 田辺文也、山口勇吉、"JCO 臨界事故発生における作業者等のメンタルモデルとその役割、" 日本リスク研究学会第16回研究発表会論文集、東海村、11月20-22日、2003.
- (13) 門田一雄、田辺文也、"安全組織のためのコミュニケーションシステムの検討、" 日本原子力学会 2002 年秋の大会予稿集 K14、いわき、9月14-16日、2002.
- (14) 田辺文也、山口勇吉、"社会技術システムの安全設計/管理戦略の新たな展開に向けて、" 日本原子力学会 2002 年秋の大会予稿集 K13、いわき、9月14-16日、2002.
- (15) 田辺文也、山口勇吉、"社会技術システムの安全設計/管理戦略の新たな展開に向けて(2)—神話「ハインリッヒの法則」を超えて、" 日本原子力学会 2003 年春の大会予稿集 I37、佐世保、3月27-29日、2003.
- (16) 田辺文也、山口勇吉、"社会技術システムの安全設計/管理戦略の新たな展開に向けて(3)—深層防護戦略の高度化における課題、" 日本原子力学会 2003 年秋の大会予稿集 E67、静岡、9月24-26日、2003.
- (17) 田辺文也、山口勇吉、"社会技術システムのセーフティマネジメントの生態学的フレームワーク、" 日本リスク研究学会第16回研究発表会論文集、東海村、11月20-22日、2003.
- (18) 田辺文也、"大規模複雑システムの安全確保のためのヒューマンワークインタフェース—新たな安全設計/管理戦略の展開を目指して、" シンビオ研究会研究談話会、京都、6月6日、2002.
- (19) 田辺文也、"大規模複雑システムの安全確保のためのヒューマンワークインタフェース—新たな安全設計/管理戦略の展開を目指して、" 電気学会原子力総合安全技術調査専門委員会、7月9日、2002.
- (20) 田辺文也、"JCO 事故調査委員会報告(5)—事故原因と背景、" 日本原子力学会「2004 年春の大会」、総 34.
- (21) 田辺文也、"JCO 事故調査委員会報告(6)—事故原因と背景、" 日本原子力学会「2004 年秋の大会」、総 27.
- (22) 田辺文也、山口勇吉、"JCO 臨界事故に係わるスペシャルクルーの特性と歴史、" 日本原子力学会「2004 年秋の大会」 pp.228.

6. 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・処分等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）装置では、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に関する研究（2.4.1 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。

6.1 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 14 年度には、国からの要請による「東北電力女川原子力発電所 1 号機再循環配管ひび割れに関する調査」及び「東京電力福島第二発電所 3 号機シュラウドひび割れ部に関する調査」に係る検査をホット試験室の総力を挙げて行い、ひび割れの原因究明に資した。

6.1.1 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の実施を目的として整備され、昭和 54 年に運転を開始した。

平成 14 及び 15 年度は、原子燃料工業（株）からの BWR 高燃焼度 9×9B 型燃料集合体に係る現行の安全評価手法を確認・実証するための「燃料集合体信頼性実証試験」、PWR・B 型燃料の高燃焼度領域における照射特性及び燃料の健全性を確認するための「55GWd/t 先行照射燃料の照射後試験」、大幅高燃焼度燃料用材料としての改良ジルコニウム被覆管を実用化するための「大

幅高燃焼度用材料照射後試験」等を受託し、照射後試験を実施した。核燃料サイクル開発機構からは、軽水炉での MOX 燃料照射挙動の解析に資するデータを取得するための「照射用ガドリニア燃料集合体の照射後試験」を、東北大学からは、アクチノイド水素化合物の炉内での照射挙動調査のための「アクチノイド水素化合物ペレットの照射後試験」を受託業務として実施した。また国からの要請により「東北電力(株)女川原子力発電所 1 号機再循環系配管のひび割れに関する調査」に係る EPMA 等を実施した。所内利用としては、燃料の安全性研究のため原子炉安全性研究炉 (NSRR) パルス照射実験に関して、短尺燃料 5 本の製作、パルス照射前後の試験、レファレンス試験を実施した。新型燃料開発に関しては、岩石型ウラン燃料(U-ROX)の、X線回折、EPMA 等、常陽照射ウラン・プルトニウム混合炭・窒化物燃料の、マイクロアスキャン、オートラジオグラフィ等、JRR-3 で照射した超高燃焼度ディスク燃料の、熱拡散率測定、X線回折等を実施した。冷却材喪失事故 (LOCA) 試験に関しては、実験試料の作製及び急冷破断試験を実施した。また照射済燃料からの核分裂生成物放出実験 (VEGA 実験) に関しては、JRR-3 再照射試料等の作製、実験後試料の γ 線スキャンニングを実施した。高度化軽水炉燃料安全技術調査の準備としては、燃料搬入に使用する NR-10F キャスクの燃料貯蔵プール内外における取扱い手順等の確立、及び使用許可変更を行った。

原子力船「むつ」使用済燃料集合体 (以下、むつ燃料集合体と言う。) に関しては、15 年度末までに 2 体の再組立燃料集合体を組み上げるとともに、燃料要素の寸法測定等の非破壊試験を実施した。再組立作業は、核燃料サイクル開発機構 (再処理施設) において再処理することを目的とし、むつ燃料集合体を解体して全ての燃料要素を引抜き、再処理施設の受入可能な 6 体の 15 × 15PWR 型燃料集合体と同等な形状に組み上げるものである。再組立燃料集合体 1 体の組立には、6 体強のむつ燃料集合体を必要とする。作業は、むつ燃料集合体の「超音波洗浄」「上部ノズル切断」「燃料要素引抜き」「燃料要素外観検査」、及び再組立用スケルトンへの「燃料要素挿入」「上部ノズル取付け」の一連の手順に従って進めた。むつ燃料集合体は、燃料要素 112 本、BP (バーナブルポイズン) 要素 9 本からなる。むつ燃料要素は全長が 1,123mm であるため、再組立用スケルトンの各セルへは、3 本直列に挿入した。また、再組立は再処理を目的とするものであるため、21 本のシンプル管のうち、12 本のシンプル管内にも燃料要素を挿入し効率化を図っている。第 6.1-1 図に挿入作業状況を示す。むつ燃料要素には、2 種類の濃縮度 (A : 3.24%、B : 4.44%) があるため、再処理施設での受入可能な濃縮度 (4%未満) とするため、2 種類の燃料要素を集合体平均で 4%未満となるように配列計画を作成し、燃料要素を挿入した。燃料要素先端部に濃縮度を識別する刻印 (A 及び B) を有するので、各段毎の全燃料要素挿入後に刻印確認及び写真撮影 (第 6.1-2 図) を行った。

6.1.2 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始めとして、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。

この度、原子力二法人統合に係わる事業の集約と施設の廃止措置に基づくホット試験施設の合

理化対策の一環として、「東海研究所の中期廃止措置計画」に沿って、ホットラボの解体・廃止の方針が示され、当施設においては、平成 14 年度をもって全ての照射後試験を終了した。今後は本計画に基づき使用設備の撤去等を順次実施し、使用施設の縮小を部分的、段階的に進めることとなった。

平成 14 年度には、まず所内利用として、軽水炉用材料、核融合炉用材料、大強度陽子加速器ターゲット容器材料等に係る照射後試験を実施した。軽水炉用材料の照射後試験では、原研-NFD 共同研究「原子炉内構造材の照射応力緩和に関する研究」の一環として、JMTR で 1 サイクル（低照射）、5 サイクル（中照射）及び 13 サイクル（高照射）照射された SUS304 鋼（標準試験片、溶接試験片）及び SUS316L 鋼（表面改質試験片）の溶接残留応力測定試験片について、X線回折法による残留応力測定を行い、終了した。本試験では、照射量の増加に伴ってバックグラウンド値が上昇し、測定精度への影響が懸念されたが、長時間計測法等により対応した。なお、本試験において、13 サイクル照射試料を取り扱うため、化学ケープにおける放射性同位元素の使用の変更許可申請を行い、対応した。軽水炉構造機器の健全性に関する研究では、照射効果に及ぼす照射温度と化学成分の影響を評価するため、JMTR 照射の圧力容器鋼及びモデル合金について、硬さ試験を実施し、圧力容器クラッド材については、JMTR で照射した実機を模擬して製作された SUS308 肉盛溶接材 SS-3 型微小引張試験片について、引張試験後の破面マクロ観察を実施した。また、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ターゲット容器材料開発のため、スイスのポール・シェラー研究所 (PSI/SINQ 加速器) で照射した微小試験片について、中性子科学研究センター・核変換利用開発グループと協力して微小試験片の試験技術の開発を行い、スチール用鉛セル内に微小引張試験装置及び微小曲げ疲労試験装置を整備し、未照射材による性能確認試験後、引張試験、曲げ疲労試験、試験後の破面マクロ観察及び SEM 観察を行い、終了した。その他、レーザーマーキングによる加工層を除去するため、機械研磨による TEM 観察試料作製及びガス分析試料の搬出等を実施した。

次に、所外利用としては、原子燃料工業（株）から東京電力（株）柏崎刈羽 5 号機で照射した「平成 14 年度大幅高燃焼度用材料照射後試験」及び「平成 14 年度照射材料照射後試験」の 2 件の業務を受託した。前者では、6 サイクル照射したクリープ試験片のホルダ解体・キャプセル解体・クラッド除去・外観観察、腐食試験片のクラッド除去・外観観察・重量測定、TEM 試料作製・TEM 観察、引張試験及び疲労試験を実施した。後者では、1 サイクル照射材の疲労試験、1 サイクル及び 4 サイクル照射材の引張試験、6 サイクル照射材の金相試験を実施した。

また、国からの要請による「東京電力（株）福島第二発電所 3 号機シュラウドひび割れ部に関する調査」として、金相試験、硬さ試験、SEM 観察及び TEM 試料作製を実施するとともに、「東北電力（株）女川原子力発電所 1 号機再循環系配管のひび割れに関する調査」として、硬さ試験を実施した。これらの調査は、第三者機関として急ぎよ原研に要請があったもので、エネルギーシステム研究部に協力して全ての試験に優先して実施した。試験結果は、速やかに原子力安全・保安院等へ報告された。

平成 15 年度には、施設の安全維持を図るため、法に定められた設備機器類の点検整備を遂行するとともに、「東海研究所の中期廃止措置計画」に沿って、バックエンド部の予算取得によって進める原子力施設の解体・廃止措置の計画的推進を行うため、国内初となる核燃料使用施設であ

るホットラボ施設の本格的解体・撤去に着手し、一部の鉛セル（セミホットセル 3 基）について、変更許可申請を行い、解体・撤去作業を完了した。引き続き、次年度に解体が予定されている鉛セル（ジュニアセル 14 基）の解体調査作業及びコンクリート部解体に係わる建家強度評価調査作業を実施した。

6.1.3 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よって発生する高レベル放射性廃棄物の長期貯蔵と地層処分に関する安全性試験を実施する目的で昭和 57 年にホット運転を開始し、以来 16 年間に亘ってこの分野に貴重なデータを提供してきたが、平成 8 年度までに当初目的の研究成果が得られたためガラス固化体に関する一連の試験を終了させ、それ以降、平成 12 年度まで、その後の施設の有効利用のため、不用となったセル内実験機器を解体撤去し、これに並行して、新たなニーズに対応するための試験装置類を平成 15 年度まで計画的に整備してきた。現在は、原子力プラント用材料の信頼性・安全性研究等のための複合環境下材料試験や再処理施設用耐食材料の安全性評価研究のためのホット環境腐食試験等の材料関連試験を中心に、RI・研究所等廃棄物処分等に係るバリア性能評価試験、マイナーアクチノイド（以下 MA）核変換技術としての MA 窒化物研究のための基礎物性試験、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の一環としての浸出試験、更には、この 2 年度で技術を確立してホット試験室の新たな試験技術として定着させた、燃料安全性研究等に係る使用済み燃料燃焼度測定等の照射後試験及びホット試験を実施している。加えて、平成 15 年度には、燃料安全性研究の一環として軽水炉高燃焼度燃料被覆管の破壊靱性評価試験技術を開発・整備するとともに、MA 窒化物研究のための熱物性測定装置及び材料関連試験試料の微細組織観察と合金局所組成分析のための高輝度電子銃型透過電子顕微鏡を整備した。

安全性研究に係る平成 15 年度までの活動と成果は、以下の通りである。

原子力プラント用材料の信頼性・安全性研究においては、軽水炉材料の照射誘起応力腐食割れ (IASCC) 研究のための実機環境模擬の水質調整ループ付き高温高圧水中低歪速度引張試験装置（その場観察可能な SSRT 試験装置、別名；高温水中 SCC 試験装置）、同種の単軸定荷重試験装置（1 ループで 4 つの試験部を持つ UCL 試験装置、別名；高温水中定荷重 SCC 試験装置）をセル内に整備し、原子炉照射材料の試験を開始し、IASCC の支配的因子と発生機構の解明に向け、多くの有益なデータを提供してきた。

再処理施設用耐食材料の安全性評価研究に関しては、 β γ セルに再処理施設溶解槽材料の耐食性評価のための応力腐食割れ試験装置を整備し、使用済み燃料溶解液を用いた応力腐食割れ試験を実施して現用材の耐応力腐食割れ性を評価した。また、 α γ セルに酸回収蒸発缶材料用伝熱面腐食試験装置（板材用、管材用各 1 基）及び高レベル廃液濃縮缶材料用伝熱面腐食試験装置を整備し、前者については Np 添加の沸騰硝酸条件で、後者については Co-60 γ 線下 Np 添加の高レベル廃液沸騰条件で、それぞれの伝熱面腐食試験を実施した。これらのホット環境試験により再処理施設用新材料開発や維持基準策定に貴重なデータを提供した。

放射性廃棄物処分研究関連のバリア性能評価試験では、小規模熔融固化体作製装置により、TRU 含有の熔融固化体を作製し、浸出試験を実施してバリア性能を評価した。また、地下水環境

下における N_p 等の拡散試験を実施した。

燃料安全性研究に関しては、軽水炉高燃焼度燃料被覆管の破壊靱性評価試験（燃料被覆管破壊靱性試験）のため、恒温槽付き引張試験機（各種引張・圧縮試験可能）、その試料加工のための放電加工機及び予き裂導入装置をセル内に整備し、照射材試験のための遠隔操作技術を確立するとともに、ここ 2 年間で確立・定着化させた燃焼度測定技術（Nd-148 法）によって、受託業務の一環として「燃料集合体信頼性実証試験」及び「照射用ガドリニア燃料集合体の照射後試験」の試料、BWR9×9 燃料 (35.5GWd/t)、ATR-MOX 燃料 (37.7GWd/t)、について燃焼度を測定した。また、「使用済み燃料からの放射性物質の放出・移行挙動実験 (VEGA)」の一環として、ICP 発光元素分析装置により VEGA 実験装置の配管洗浄硝酸溶液について元素分析を行い、配管に移行・沈着した FP を定量し、実験データの補完に貢献した。

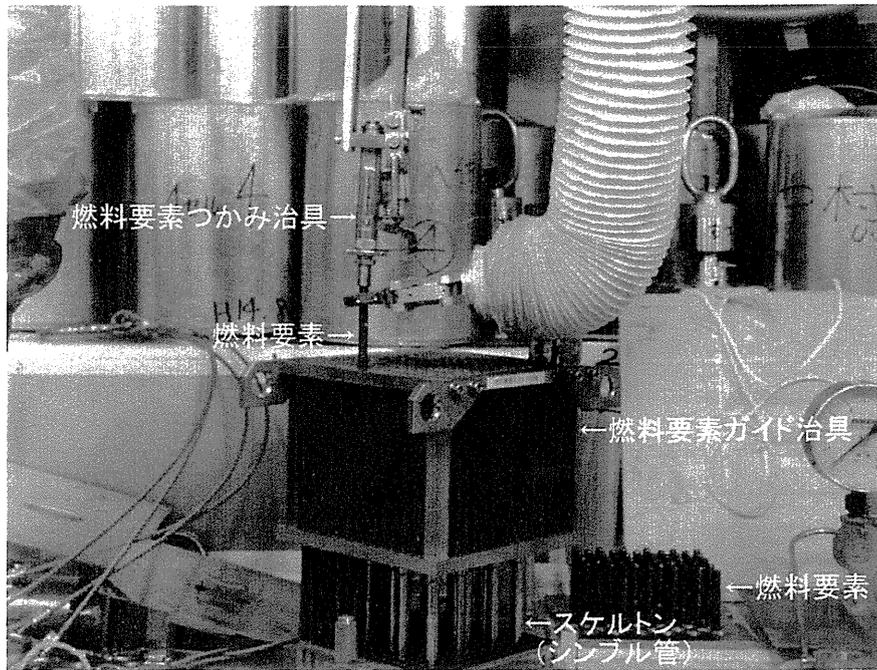
この 2 年間の代表的技術開発である使用済燃料の燃焼度測定では、原研技術の継承のため、これまで、他の分析専門部門で実施されてきた、Nd-148 法による化学分離と表面電離型質量分析装置による分析の一連技術を WASTEF に移転し、幾つかの改良を加えて照射後試験技術として確立・定着化させた。今後は、よりタイムリーなデータ評価が期待できる。

主要な改良技術として以下が挙げられる。

- 1) 化学分離処理に関しては、回収核種を U、Pu、Nd に限定することで、従来 2 種類のイオン交換樹脂を用いて二段の分離工程で対応していたものを一段に簡略化し、煩雑さの解消と作業能率の向上を図った。分離対象外とした Am と Cm については α 放射能測定でフォローされる。
- 2) 表面電離型質量分析装置による分析では、測定精度を保証する上で、最終調製した試料液をフィラメントに均一に焼き付ける職人技的熟練技術が要求されるが、長い実務経験を要すことなく、短時間での習熟によって、容易で安定した焼付けを可能とする質量分析試料焼付け装置（第 6.1-3 図、第 6.1-4 図参照）を考案した。装置は、マイクロメータ付き 3 軸精密駆動機構（手動）、特殊ピペット、作業監視システムからなっており、グローブボックス内作業でも安全にピペットチップ先端をフィラメント面直近まで移動でき、適量の試料液を所定位置に確実に滴下して焼き付けが行え、数回の繰り返し作業で所定の焼付けを精度良く成し遂げられものである。

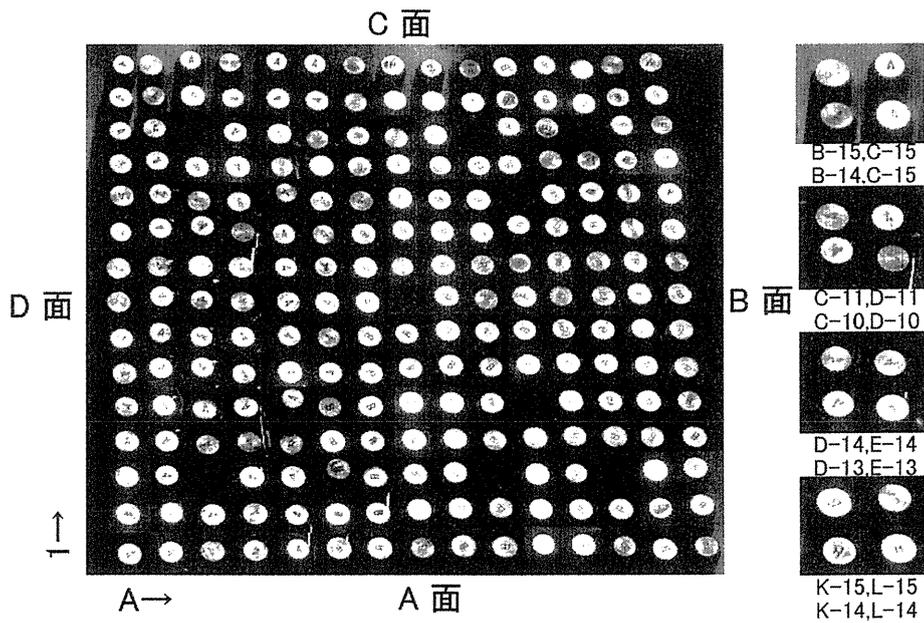
参考文献

- (1) ホット試験室、”施設の運転と技術開発（平成 41 年度）、” JAERI-Review 2003-038.



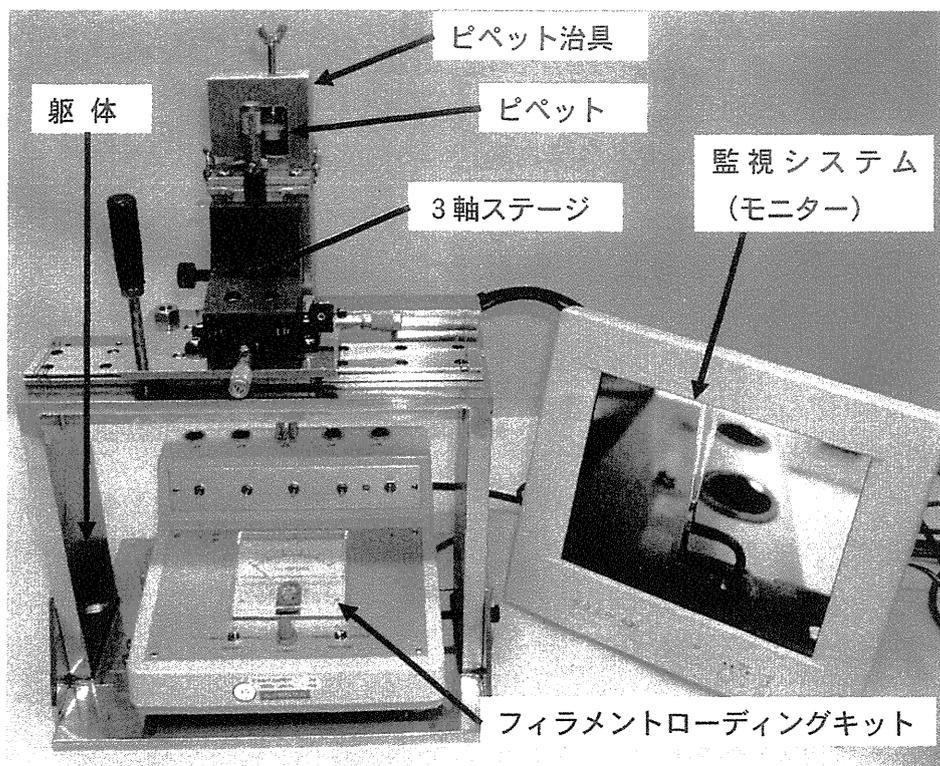
第 6.1-1 図 むつ燃料要素のスケルトンへの挿入作業

再組立用スケルトン上部に取付けたガイド治具を用いて、スケルトンのスペーサー部との干渉を避け、燃料要素を 1 本ずつ挿入する。



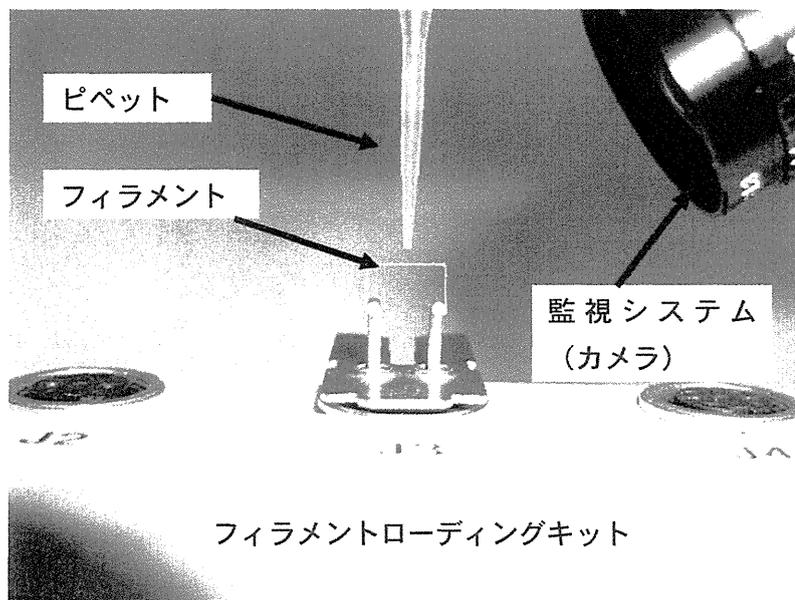
第 6.1-2 図 むつ燃料要素刻印確認写真

集合体平均濃縮度 4%未満となるように燃料要素をスケルトンに挿入し、燃料要素上部端栓刻印を写真撮影して挿入位置の確認を行う。



第 6.1-3 図 質量分析試料焼き付け装置

調整した試料液をフィラメントに均一に焼き付けるため、3 軸精密駆動機構付きマイクロピペットと作業監視システムを組み込んだグローブボックス作業対応型の質量分析用試料焼き付け装置。



第 6.1-4 図 質量分析試料焼き付け装置

ピペットにて適量の試料液をフィラメントの所定位置に滴下して試料焼き付けを行っているところ。

6.2 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 は実験棟 A、実験棟 B 及び管理棟の三つの建家からなっている。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 α γ コンクリートセル、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やフード、そして不活性ガス雰囲気でも量の放射性同位元素などを扱うことのできる TRU 高温化学実験設備等があり、再処理プロセス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 6.2-1 図に NUCEF の鳥瞰図を、第 6.2-1 表に NUCEF の主要設備をそれぞれ示す。

6.2.1 STACY 及び TRACY

STACY では、ウラン濃縮度 6% の硝酸ウラニル溶液と濃縮度 5% の酸化ウラン棒状燃料を用い、内径約 60cm の円筒型炉心タンクによる非均質体系臨界実験を行った。第 6.2-2 図に STACY の非均質炉心タンクを示す。平成 14 年度は棒状燃料を装荷する格子間隔を 21mm とし、平成 15 年度は格子間隔 15mm として、溶液燃料のウラン濃度を変えたときの臨界量等の基礎データを取得⁽¹⁾した。(詳細については、第 3.1.1 節を参照)

また、燃料調製設備において、上記臨界実験用のウラン濃縮度 6% の硝酸ウラニル溶液の調製を行った。

STACY における将来的なプルトニウム溶液燃料を用いた臨界実験に向けたプルトニウム溶液燃料調製のため、銀媒体電解酸化溶解法に基づく混合酸化物燃料 (MOX) 溶解設備の機能試験を行い、問題なく稼働することを確認した。第 6.2-3 図に MOX 溶解槽を示す。また、少量の MOX 粉末を用いた溶解・抽出の予備試験を行い、完全に MOX 粉末を溶解できることを確認⁽²⁾するとともに、ウランとプルトニウムが十分に分離するための抽出分離条件を把握した。さらに、プルトニウム燃料の使用に伴う安全強化のための設備改造として、平成 14 年度は、安全棒駆動装置等の作動確認用グローブボックス、分解点検用具等を整備し、各装置の点検、保守の作業性について確認した。

TRACY では、ウラン濃縮度 10% の硝酸ウラニル溶液燃料を用い、外径約 50cm、内径約 8cm の円環型炉心タンクによる過渡出力実験を行った。第 6.2-4 図に TRACY の炉心タンクを示す。平成 14 年度は、臨界事故時の放射性物質の放出挙動に関する研究を完了するとともに、核熱挙動及び放射線ドシメトリに関する基礎データを取得した。平成 15 年度も引続き核熱挙動及び放

* 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。

射線ドシメトリに関する基礎データを取得⁽³⁾⁽⁴⁾するとともに、水反射体系における動特性パラメータ等の基礎データを取得⁽⁵⁾した。(詳細については、第 3.1.4 節を参照)

上記臨界実験に用いる硝酸ウラニル溶液燃料は、保管中の水分蒸発に伴う経時的な濃度上昇がみられることから、適宜、ウラン濃度、溶液密度等を分析し濃度を確認している。

6.2.2 BECKY

再処理プロセス試験設備では、 α γ セルにおいて 44.3GWd/t の軽水炉使用済 UO_2 燃料を用いた再処理プロセス試験等を実施し、標準的な再処理プロセスにおける長寿命核種の挙動データ及び高度化再処理プロセスによる長寿命核種の挙動制御技術に関するデータを取得した。また、燃料試験施設から 40GWd/t の ATR 使用済 MOX 燃料を搬入し、溶解試験を実施した。

群分離試験設備では、高レベル放射性廃液を用いた 4 群群分離プロセスの実証試験を実施し、平成 14 年度には初期の目的を達成した。

TRU 廃棄物実験設備では、地下環境化学試験設備(不活性ガス雰囲気グローブボックス)において Np の溶解度試験、ベントナイト内 Sn 等拡散試験及び鉍物への Pb 等吸着試験を実施し、深地層中における核種移行を評価するためのデータを取得した。また地下の還元性条件を模擬した試験研究をさらに拡充するため、既存の大気雰囲気グローブボックス 1 基(容積 4m³)に循環精製装置を付加し、不活性ガス雰囲気グローブボックスとして整備した。

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、金属、紙類等)に影響されず、高感度で測定が可能な 14MeV 中性子直接問かけ法の実用化実験を進めている。

新型燃料燃焼実験設備では、岩石型プルトニウム燃料・軽水炉燃焼システムの要素技術開発とその評価・検討を行うために、岩石型燃料の成立性に不可欠な処分後の安定性評価試験として、模擬使用済燃料を作製し、組成分析及び脱イオン水中での浸出試験等を行った。

TRU 高温化学実験設備は、平成 14 年度にその設置が完了した。その後、設備の運転習熟と調整、TRU の模擬物質としての希土類元素を用いた各種コールド試験を実施し、安全な設備運転の確立、試験装置の性能確認、試験手順書の作成等を実施した。

アクチノイド分析化学基礎試験では、保障措置ホットスワイプ試料分析技術開発の高度化研究を実施した。IAEA から依頼される実試料に適応できる微量ウラン及びプルトニウムの高精度同位体比分析法を確立した。

参考文献

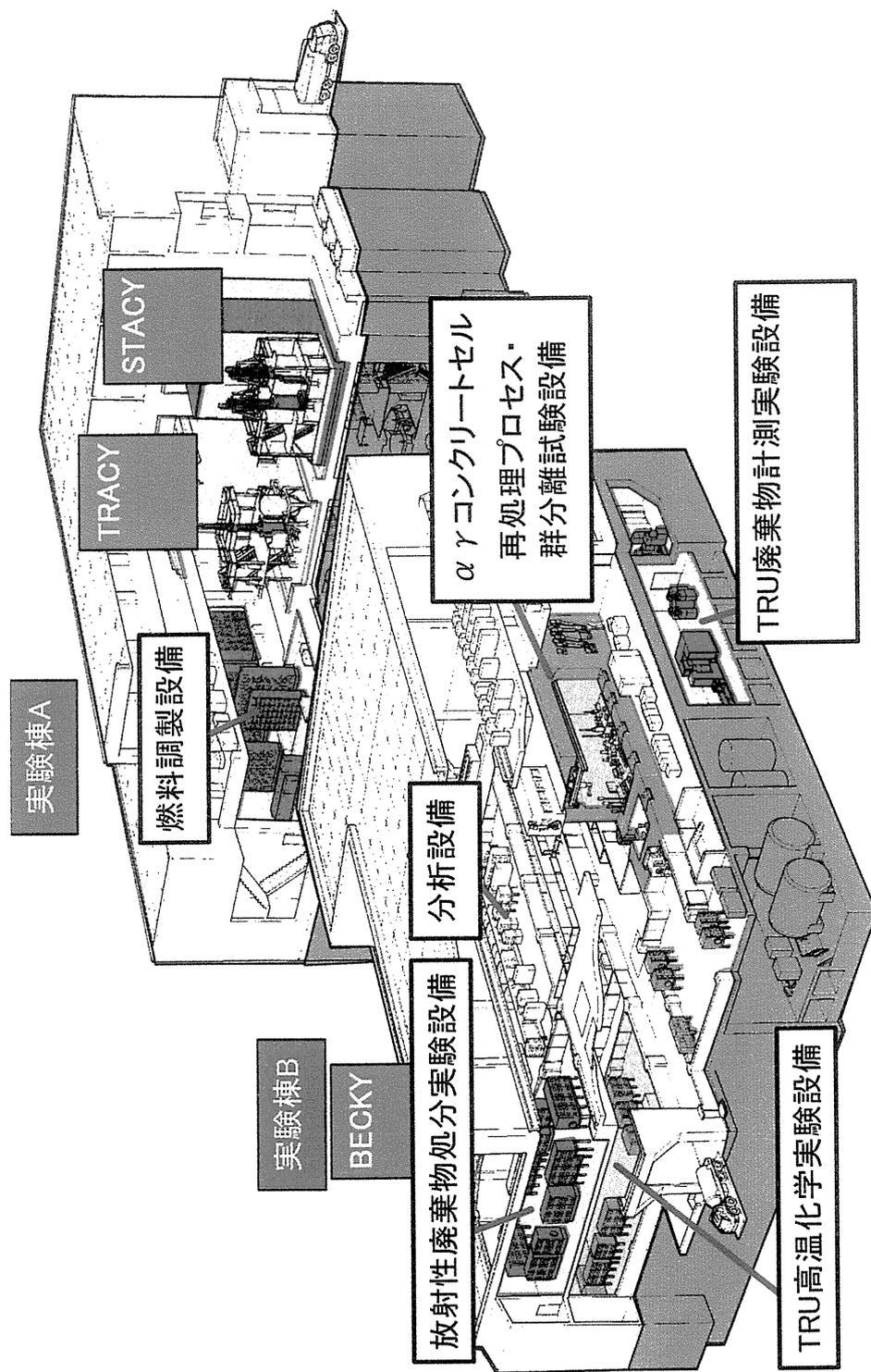
- (1) 曾野浩樹、深谷裕司、柳澤宏司他、“棒状燃料格子間隔 1.5cm の STACY 非均質炉心の核特性解析、” JAERI-Tech 2003-065、(2003)。
- (2) 梅田幹、中崎正人、木田孝、佐藤賢二、加藤忠仁、木原武弘、杉川進、“銀媒体電解酸化法を用いた MOX 溶解基礎試験、” JAERI-Tech 2003-024、(2003)。
- (3) H. Sono, H. Yanagisawa, K. Nakajima, et al., “Analyses of Criticality and Reactivity for TRACY Experiment Based on JENDL-3.3 Data Library,” Proc. 7th Int. Conf. Nuclear Criticality Safety(ICNC2003), Tokai-mura, Japan, Oct. 20-24, 2003, JAERI-Conf 2003-

- 019, Vol. I, P.308, (2003).
- (4) H. Yanagisawa, H. Sono, J. Katakura, "Re-evaluation of Gamma-ray Exposure Rates during TRACY Power Burst Experiments Based on the Latest JENDL Files", *ibid*, Vol. II, P.797, (2003).
- (5) 曾野浩樹、柳澤宏司、三好慶典、"TRACY 水反射体付き炉心の核特性評価、" JAERI-Tech 2003-096、(2003).

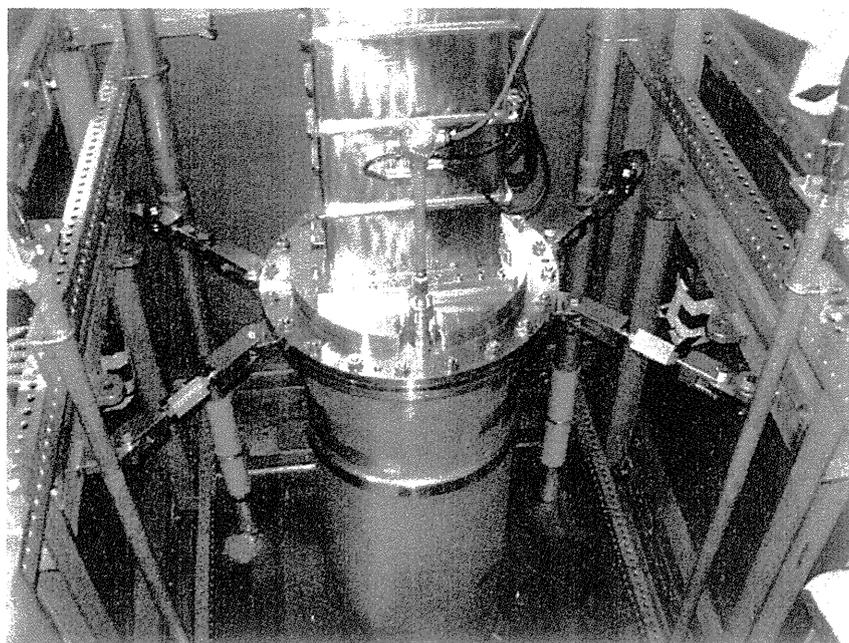
第 6.2-1 表 NUCEF の主要設備

建 屋	施 設 の 概 要	
実験棟 A (約 9,500m ²)	定常臨界実験装置(STACY)	熱出力 200 W 燃 料 ウラン硝酸水溶液 (²³⁵ U 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 (φ 600、φ 800、φ 1000) 平板炉心 (280T) 平板相互干渉炉心 (350T×2) 非均質炉心 (φ 600 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 10kW 過渡出力運転時 5,000MW 燃 料 ウラン硝酸水溶液 (²³⁵ U 濃縮度約 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 ²)	α γ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 (Ar 不活性雰囲気グローブボックス等)
	TRU 廃棄物計測実験設備	アクティブ/パッシブ中性子測定装置 透過型/放射型 CT
	TRU 高温化学実験設備	熔融塩電解槽、高温誘導加熱炉、高温 X 線回折装置、酸化還元反応測定装置など (Ar 不活性雰囲気)
	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、コンクリートセル 3 基、鉄セル 3 基、グローブボックス 30 基、フード 20 基が設置されている。

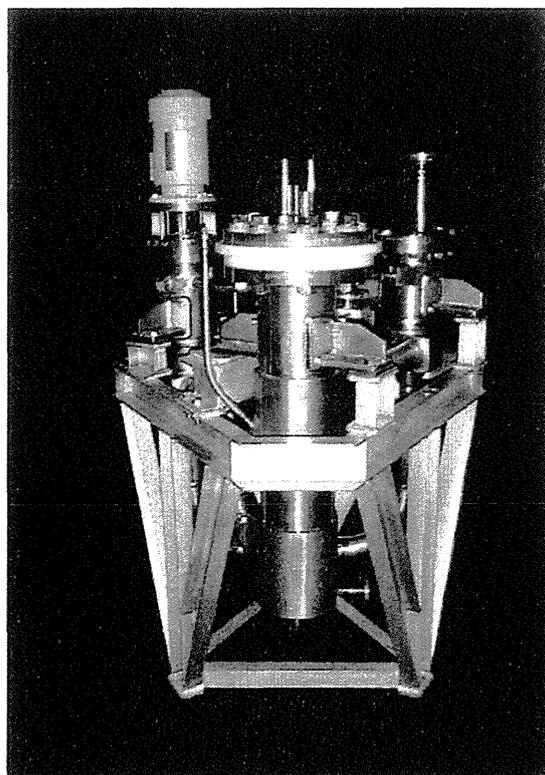


第 6.2-1 図 NUCEF 鳥瞰図



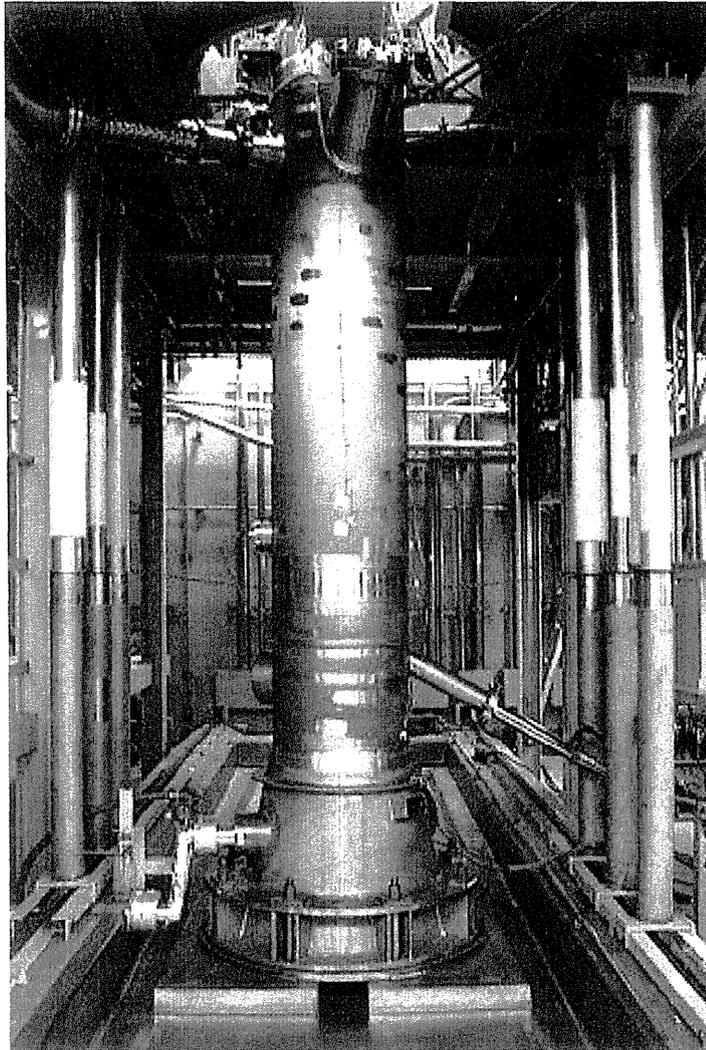
第 6.2-2 図 STACY 非均質炉心タンク

溶液燃料と固体燃料が混在する体系における臨界量等の基礎データを取得するため、内径約 60cm、高さ約 1.5m のステンレス鋼製の炉心タンクに硝酸ウラニル水溶液と燃料棒が装荷される。



第 6.2-3 図 MOX 溶解槽（銀電解酸化方式）

電解で生成した酸化力の強い Ag(II) イオンを用いて難溶性の MOX を硝酸に溶解する装置であり、電解槽、循環槽及び粉末供給槽の三つの槽からなる。また、 Ag(II) による腐食防止のため装置本体の材質には、チタンを用いている。



第 6.2-4 図 TRACY 円環型炉心タンク

溶液系臨界事故時における核熱挙動及び放射線ドシメトリに関する基礎データを取得するため、外径約 50cm、内径約 8cm、高さ約 2m のステンレス鋼製の炉心タンクに硝酸ウラニル水溶液が装荷される。

6.3 材料試験炉 (JMTR) 及びホットラボ

JMTR (Japan Materials Testing Reactor) は、世界有数の照射専用の熱出力 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、軽水炉高度化に係る材料・燃料の研究、高機能材料の基礎・基盤研究、核融合炉材料の開発等を目的とした照射試験が活発に行われている。また、照射済みの高線量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 (水路) を介して接続されている。これにより、JMTR で照射されたキャプセル等のホットラボへの移送、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が安全かつ効率的に実施され、高度な照射試験が進められている。JMTR 及びホットラボの概要について第 6.3-1 図に示す。

6.3.1 材料試験炉 (JMTR)

(1) JMTR の概要

JMTR は、1968 年に初臨界を達成し、1970 年に供用(30MW)を開始した。その後 1971 年からは 50MW 定格出力で照射試験のための運転を実施している。

照射試験は、多種多様な照射キャプセルをはじめ、水カラビット、高温高压水ループ OWL-1 及び OWL-2、高温ヘリウムガスループ OGL-1、燃料出力急昇試験設備 BOCA/OSF-1、IASCC 照射試験用高度材料環境照射装置など原子力研究開発の進展に伴う各種設備が開発され行なわれてきている。

原子炉の運転用燃料については、核不拡散政策のもとで国際的協調により進められた試験研究炉燃料の濃縮度低減化に沿って、1986 年にウラン濃縮度を 93% から 45% へ、1994 年に 45% から約 20% へと性能確保に工夫して低減化を図った。濃縮度 20% の燃料への移行時には、濃縮度低減化と併せて燃料のウラン充填量を増やすことにより、それまでの中間炉停止を廃止し連続 26 日の運転ができるようにした。また、2001 年には炉心装荷燃料を 2 体追加した改良炉心に変更し、32 日の連続運転ができるようにする等、高照射量を必要とする照射試験のため原子炉の稼働率の向上に継続的に取り組んできた。JMTR の概要及び炉心の構成をそれぞれ第 6.3-2 図及び第 6.3-3 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。これらの照射孔を任意に選択することができ、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。

炉心の高速中性子束 ($E > 1\text{MeV}$) は、燃料領域で最大約 $4 \times 10^{18} \text{m}^{-2}\text{s}^{-1}$ 、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範囲の中性子束を得ることが可能

である。照射試験で得られる中性子照射量は、年間 180 日運転の場合、高速及び熱中性子照射量とも最大で約 $3 \times 10^{25} \text{m}^{-2}/\text{年}$ であり、照射損傷量としては約 4dpa (ステンレス鋼) に相当する。照射有効寸法としては、照射キャプセルの場合で最大約 $\phi 60\text{mm} \times 750\text{mm}$ であり、大型の照射設備では約 $\phi 120\text{mm} \times 750\text{mm}$ (OWL-2 照射設備相当) まで確保することが可能である。また、照射温度に関し、原子炉一次冷却水温度は $40 \sim 50^\circ\text{C}$ であり、核加熱、電気ヒータとキャプセル内部の断熱層の真空度調節による伝熱条件の制御により最高 2000°C (燃料) までの照射も可能である。

現在、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は、照射条件に合わせて照射孔を任意に選択可能であり、無計測型、温度制御等の計装付キャプセルのほか、照射利用目的に応じて高温高圧水環境、中性子スペクトルや照射量、荷重等を制御する特殊キャプセルを開発、製作して使用してきている。さらに、隣接のホットラボ施設の技術開発により放射化した試料の再照射も行っている。

また、シュラウド照射設備は軽水炉燃料の健全性確証のための出力急昇試験に、水カラビット照射設備は照射試料を装荷した小型のキャプセルを水力により原子炉運転中に炉心へ挿入したり、取り出しが出来ることから比較的短時間の照射試験等にそれぞれ有効に使用されている。

JMTR の照射利用により、これまでに軽水炉の燃料・材料の研究開発をはじめ、高温ガス炉の開発、核融合炉の開発、材料照射損傷に関する基礎研究の分野で数多くの成果が挙げられている。また、医療・工業用 RI の安定供給にも貢献している。それぞれの分野における JMTR 利用の最近の主要な成果を第 6.3-4 図に示す。特に、安全性研究関係では、軽水炉燃料の健全性試験について、BWR8×8 高燃焼度燃料の出力急昇試験 (経済産業省プロジェクト) を実施し異常な出力急昇が発生した場合の燃料挙動データを取得した。この結果をもとに、BWR 燃料の高燃焼度化に係る健全性確証と安全裕度の評価が行われた。また、燃料ふるまい実験や熱電対、FP ガス圧力計を再計装した使用済燃料を用いた出力急昇試験により、出力過度変化時の FP ガス放出挙動の究明に貢献した。一方で、軽水炉圧力容器鋼材について照射試験を行い、国産鋼材の破壊靱性データベースの構築や加圧熱衝撃に対する確認試験など照射脆化評価に貢献した。また 2001 年度から 2006 年度までの予定で、軽水炉炉心構造材の IASCC 研究に関し、原研、国 (原子力安全・保安院)、産業界 (電力会社) の連携による照射試験が実施されており、IASCC の機構解明、高経年化軽水炉の維持基準策定のための系統的な照射データが取得される見込みである。

(2) 原子炉の運転

平成 14 年度は、施設故障のため 3 サイクルの運転を行い延べ運転時間は約 1,200 時間であった。また、平成 15 年度は 5 サイクルの運転を行い延べ運転時間は約 2,800 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 ($1 \times 10^{26} \text{m}^{-2}$ など) を必要とする照射試験の要請に応じて、原子炉の燃料体を 2 体追加した 29 体改良炉心による 1 サイクルの運転で従来の 26 日から 31 日に延長して、年間 6 サイクルを目標に計画している。

(3) 最近の照射試験

平成 14 年度^①は合計 66 本のキャプセル及び 19 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 15 年度は合計 131 本のキャプセル及び 32 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 6.3-1 表に示す。燃料安全性研究に係わる高燃焼度 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、軽水炉構造機器の健全性及び原子力発電所の高経年化に伴うコンクリートの健全性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の技術開発

(4)-1 照射下試験 (き裂発生試験及びき裂進展試験) に関する技術開発

軽水炉の照射誘起応力腐食割れ (IASCC) に関する照射試験に必須な要求である照射下でのき裂発生試験及びき裂進展試験を計画している。そのため、狭い空間、高線量下、計測技術などの課題の克服に取組み、平成 14 年度は照射試験片に荷重を負荷、制御する荷重制御装置を整備するとともに、平成 15 年度はモックアップキャプセルによる再照射技術の開発、さらに照射下試験 (き裂発生試験及びき裂進展試験) の確証試験を行った。照射下試験用試験体を第 6.3-5 図に示す。モックアップキャプセルによる再照射技術の開発では、ホットセル内での遠隔操作によるキャプセル組立技術 (照射試料の装荷、内筒・外筒の溶接等) を確立するとともに、製作したモックアップキャプセルに荷重制御装置を接続し、荷重制御に必要な基礎データを取得した。また照射下試験の確証試験として、UCL 試験片に荷重を負荷し試験片の破断時間を測定するき裂発生試験及び CT 試験片に荷重を負荷することで進展するき裂長さを測定するき裂進展試験を第 150～153 サイクルに実施した。確証試験にて目的とするデータが得られたことから照射下試験を行うために必要な条件が整っていることを確認した。

(4)-2 水質評価に関する技術開発

IASCC 照射試験では、中性子照射量や照射温度とともに腐食に係る水質が重要なパラメータとなる。そのため水環境制御装置では、供給水の温度・圧力に加えて溶存酸素濃度、溶存水素濃度を ppb オーダーで制御して、試験片の環境条件となる IASCC キャプセルへの供給水及びキャプセル出口水の溶存酸素濃度、溶存水素濃度及び導電率をオンラインで測定している。さらに、照射中のキャプセル内試験片近傍水質を解析的に評価することを目的に、WRAC (Water Radiolysis in A Crevice) コード^②をベースとした JMTR 照射装置用 radiolysis コード (WRAC-JM) の開発を東北大学との協力研究により進めている。WRAC-JM では、水の放射線分解による分解生成種の生成、二次反応による化学種の生成/消滅及び壁面との相互作用を考慮しており、また照射装置は第 6.3-6 図に示すように主要機器毎にノード化し、酸素、水素、過酸化水素及びその他ラジカルの濃度を水の流れに従い計算している。なおキャプセル部については、その構造および照射線量分布等を考慮し複数ノードとすることで最適なモデル化を行っている。平成 15 年度は、コードの開発とともに予備的な検討としてキャプセル内部及び水環境制御装置内の酸素、水素及び過酸化水素の濃度分布の線量率依存性を予測した。今後、実測された照射データを用いてコードの検証を進める予定である。

6.3.2 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ことを目的として、JMTR 建家に隣接して建設され、1971 年から供用を開始して以来、原子力分野で使用される燃料

や材料の研究・開発のため広範な照射後試験を行っている。このホットラボの最大の特徴は、JMTR とホットセルがカナルで直結し、照射物等を短時間で効率的に移送できることである。

ホットセルは、第 6.3-7 図に示すように β ・ γ 取扱い施設であるコンクリートセル (8 基)、顕微鏡鉛セル (4 基)、材料試験用鉛セル (7 基) 及び鉄セル (5 基) で構成されている。

照射後試験装置は、機械的特性の変化を評価するための装置、微細組織の変化を観察するための装置、その他計量評価や非破壊試験、溶接を行うための装置に分類することができる。機械的特性の変化を評価するための装置として、引張試験装置、衝撃試験装置、硬さ試験装置等の一般的な装置の他に、小型のディスク状試験片を小球で打ち抜き、その強度変化を評価するスモールパンチ試験装置、照射誘起応力腐食割れ (IASCC) の挙動を解明するための低ひずみ速度引張試験等の IASCC 進展試験装置などが開発・整備されている。微細組織変化を観察する装置は、2000 倍の倍率を有する光学顕微鏡、試験片の破断面を直接デジタルデータとして取得できる走査型電子顕微鏡 (SEM) 及び試料の元素分析が可能な X 線マイクロアナライザが整備されている。この他、非破壊試験に用いる X 線撮影装置、軽水炉燃料棒の健全性評価に用いる γ スキャン装置やセル内で高線量の試料を装荷したキャプセルを組み立てるために必要な溶接装置等も整備されている。

ホットラボでは、利用者のニーズに積極的に応えたとともに照射後試験の高度化を図るため優れた技術を開発してきた。最近開発した主な技術開発の例を第 6.3-8 図に示す。照射済軽水炉燃料棒のペレットに中心孔を穿孔し、これに中心温度計、燃料棒内圧計を計装する技術開発に成功し、高燃焼度燃料の FP 放出挙動や熱的挙動の解明に貢献した。また、IASCC の機構解明に向け、遠隔操作型クイックカップリング方式のオートクレーブを開発し、照射済試料の高温高圧水中き裂進展試験を可能とした。さらに、透過型電子顕微鏡 (TEM) 用試験片等の微小試験片を用いて、照射材の引張強度の変化や延性脆性遷移温度シフト量の推定が可能となる微小試験片試験技術を開発している。

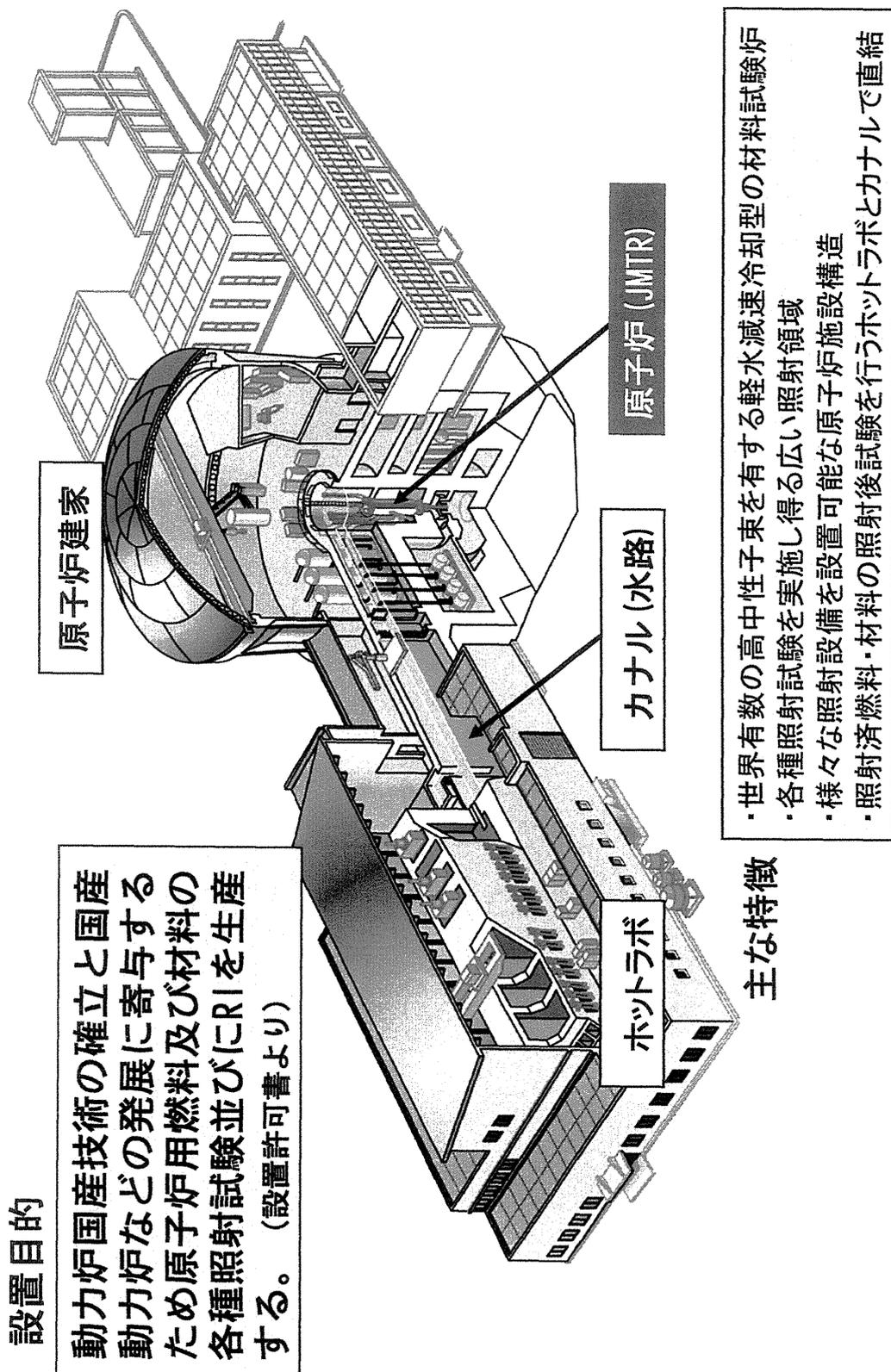
平成 14⁽¹⁾及び 15 年度の安全性研究に係わる照射後試験は、材料に関しては、原子炉プラント用材料の信頼性・安全性に関するデータ、炉内構造材の応力腐食割れに関するデータ、炉構内造材の照射誘起応力緩和に関するデータ、軽水炉構造機器の健全性に関するデータ、構造材料の経年変化に関するデータ取得のため、JMTR で照射されたステンレス鋼材や圧力容器鋼材等の試料に対して引張試験、硬さ試験、破壊靱性試験、SSTR 試験、疲労試験、シャルピー衝撃試験、圧縮試験、破面観察、金相試験等を実施した。また、IASCC 機構解明のために開発した遠隔操作型の高温高圧水中き裂進展試験装置をホットセル内に設置し予備試験を開始した。燃料に関しては、原子炉燃料体の照射挙動に関するデータ取得のため、JMTR で再照射した LWR 高燃焼度燃料の寸法測定、ギャップ測定、FP ガス捕集・分析、微小領域表面分析等を実施した。

参考文献

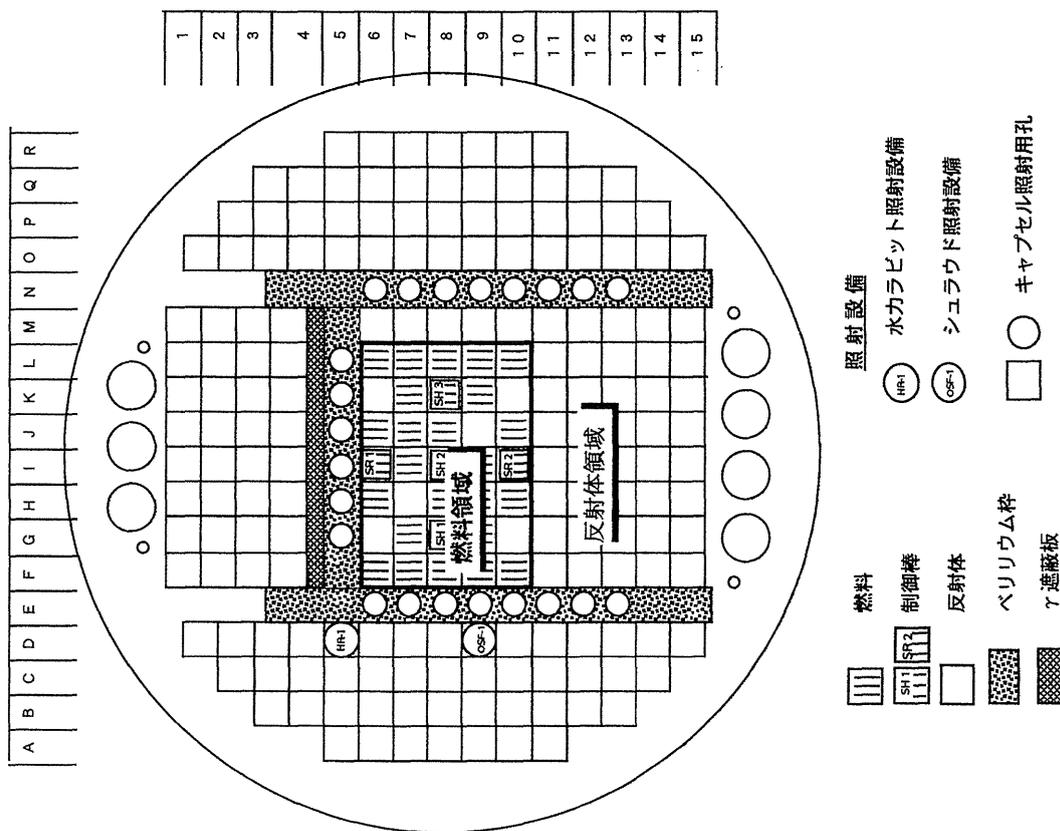
- (1) 材料試験炉部、“材料試験炉-運転と技術開発 No.17 (2002 年),” JAERI-Review 2003-041、(2003).
- (2) T.Satoh, Y.Satoh, S.Uchida, J. Nucl. Sci. Technol.,40[5], 334 (2003).

第 6. 3-1 表 原子力安全性研究に関連した照射試験

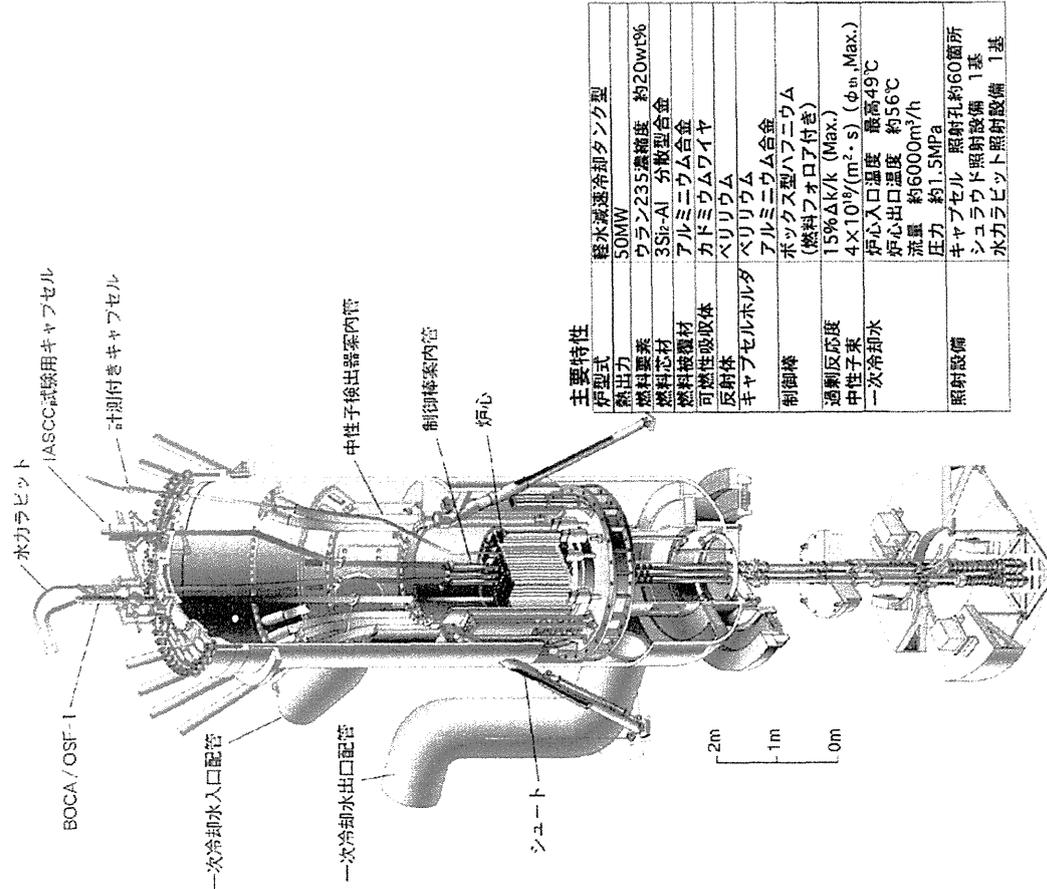
年度	照射期間 (JMTRサイクル)	照射孔	キャプセル名	照射目的
14	142-154	C-13	00M-64A	圧力容器鋼の中性子照射誘起不純物粒界偏析調査等
	147	O-1	01M-36A	原子力発電所の高経年化に係わるコンクリートの健全性に関する研究
	132-149	H-4	99F-36A	高燃焼度PWR燃料(50GWd/t)の追加照射
	132-149	J-4	99F-37A	高燃焼度PWR燃料(50GWd/t)の追加照射
	144-148	G-6	00M- 5A	炉内構造材料の応力腐食割れに関する研究
	147-162	J-12	00M- 7A	炉内構造材料の応力腐食割れに関する研究
	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
	147-150	K-6	00M-23A	炉内構造材料の応力腐食割れに関する研究
	147-156	G-10	00M-27A	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
	139-146	Q-6	00M- 1G	圧力容器鋼材の靱性監視技術の開発
	139-146	Q-9	00M- 2G	圧力容器鋼材の靱性監視技術の開発
	15	148-150	F-12	99M-31A
142-156		C-13	00M-64A	圧力容器鋼の中性子照射誘起不純物粒界偏析調査等
149-154		O-1	01M-37A	原子力発電所の高経年化に係わるコンクリートの健全性に関する研究
149-158		M-3	03M-50A	原子力発電所の高経年化に係わるコンクリートの健全性に関する研究
149-158		O-3	03M-51A	原子力発電所の高経年化に係わるコンクリートの健全性に関する研究
149-158		O-2	03M-52A	原子力発電所の高経年化に係わるコンクリートの健全性に関する研究
151-152		H-13	02M-70A	軽水炉構造機器の健全性に関する研究
151-156		I-13	02M-71A	軽水炉構造機器の健全性に関する研究
151-154		O-7	02M-72A	軽水炉構造機器の健全性に関する研究
132-149		H-4	99F-36A	高燃焼度PWR燃料(50GWd/t)の追加照射
132-149		J-4	99F-37A	高燃焼度PWR燃料(50GWd/t)の追加照射
144-150		G-6	00M- 5A	炉内構造材料の応力腐食割れに関する研究
150-152		G-6	00M- 6A	炉内構造材料の応力腐食割れに関する研究
147-162		J-12	00M- 7A	炉内構造材料の応力腐食割れに関する研究
150-152		M-4	00M- 8A	炉内構造材料の応力腐食割れに関する研究
147-150		K-6	00M-23A	炉内構造材料の応力腐食割れに関する研究
147-156		G-10	00M-27A	炉内構造材料の応力腐食割れに関する研究
144-165		H-7	00M-30A	炉内構造材料の応力腐食割れに関する研究
144-165		J-9	00M-31A	炉内構造材料の応力腐食割れに関する研究
148-165	J-13	01M-81A	炉内構造材料の照射速度効果に関する研究	



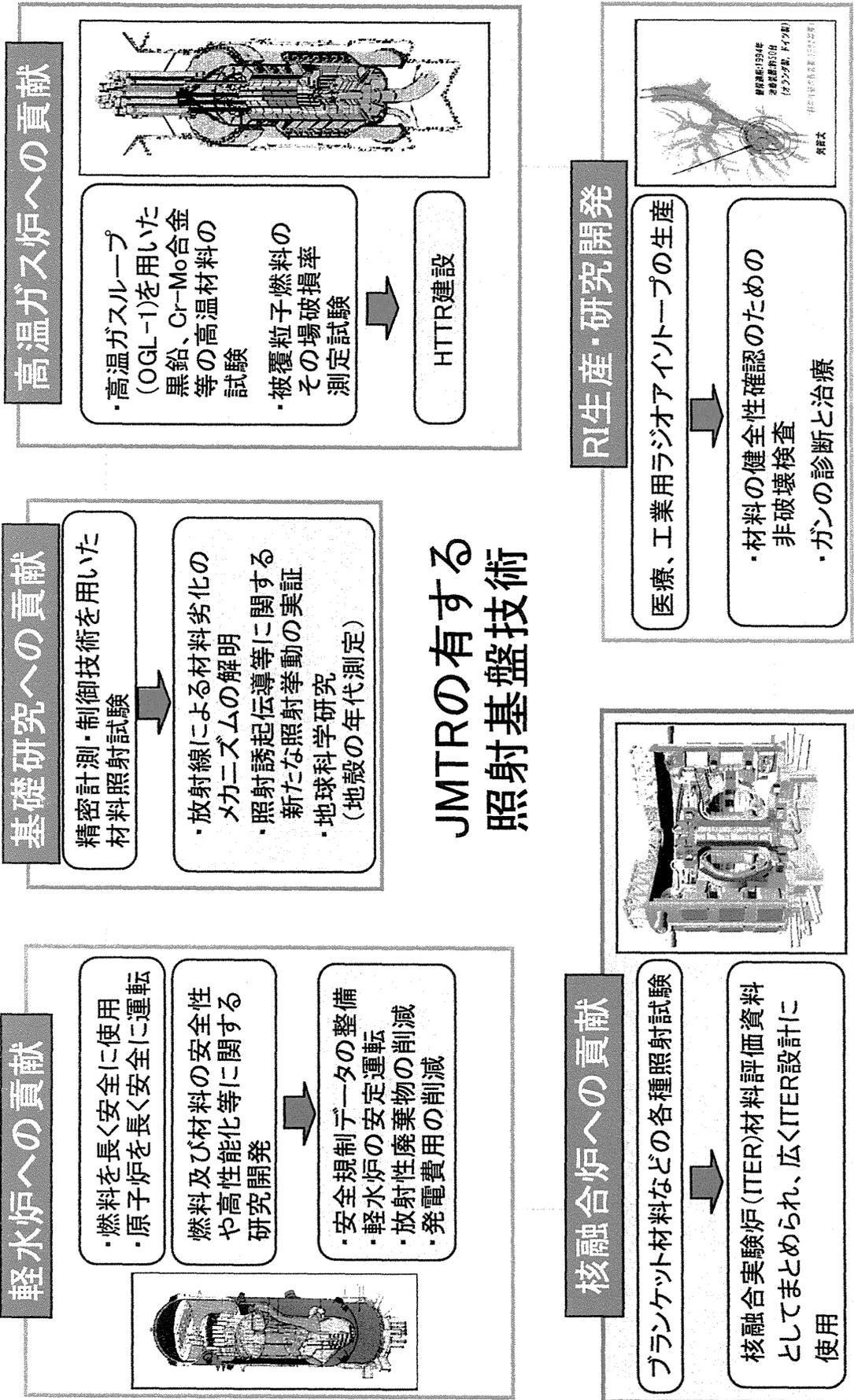
第 6.3-1 図 JMTR 及びホットラボ



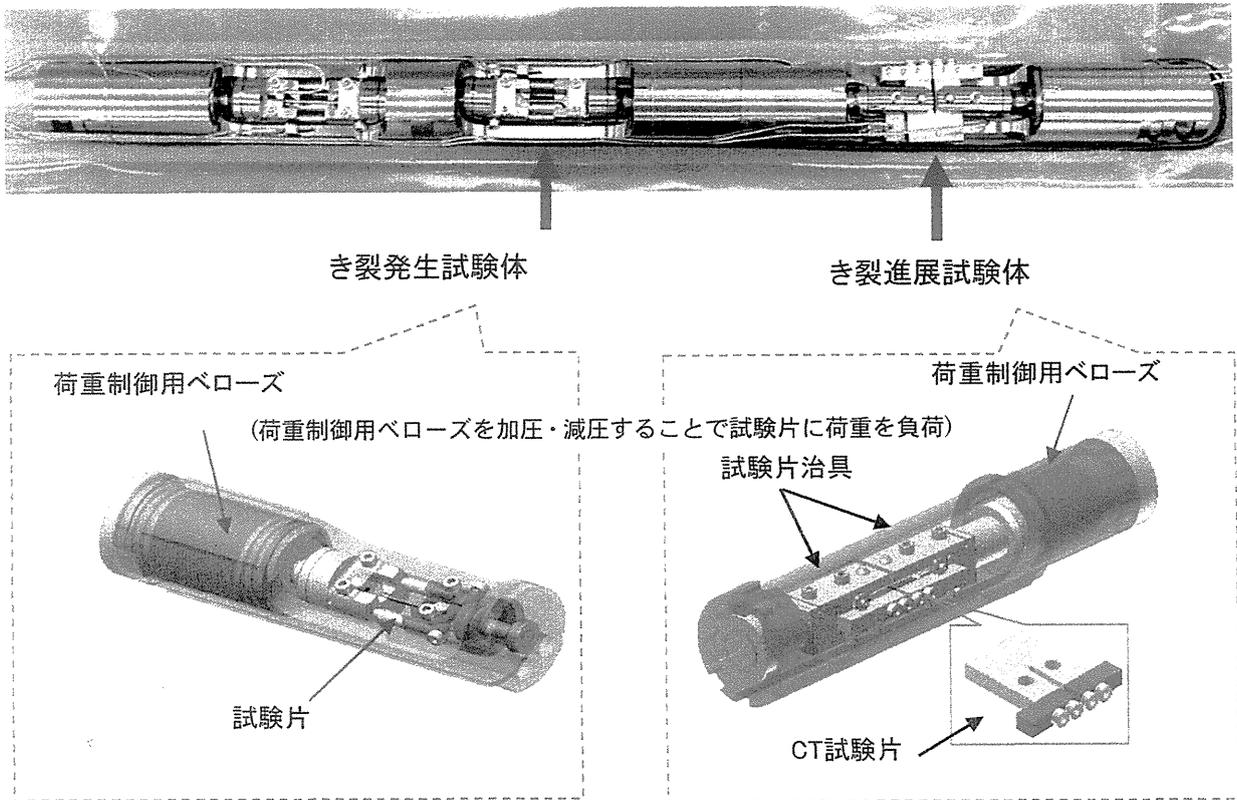
第 6.3-3 図 炉心の構成



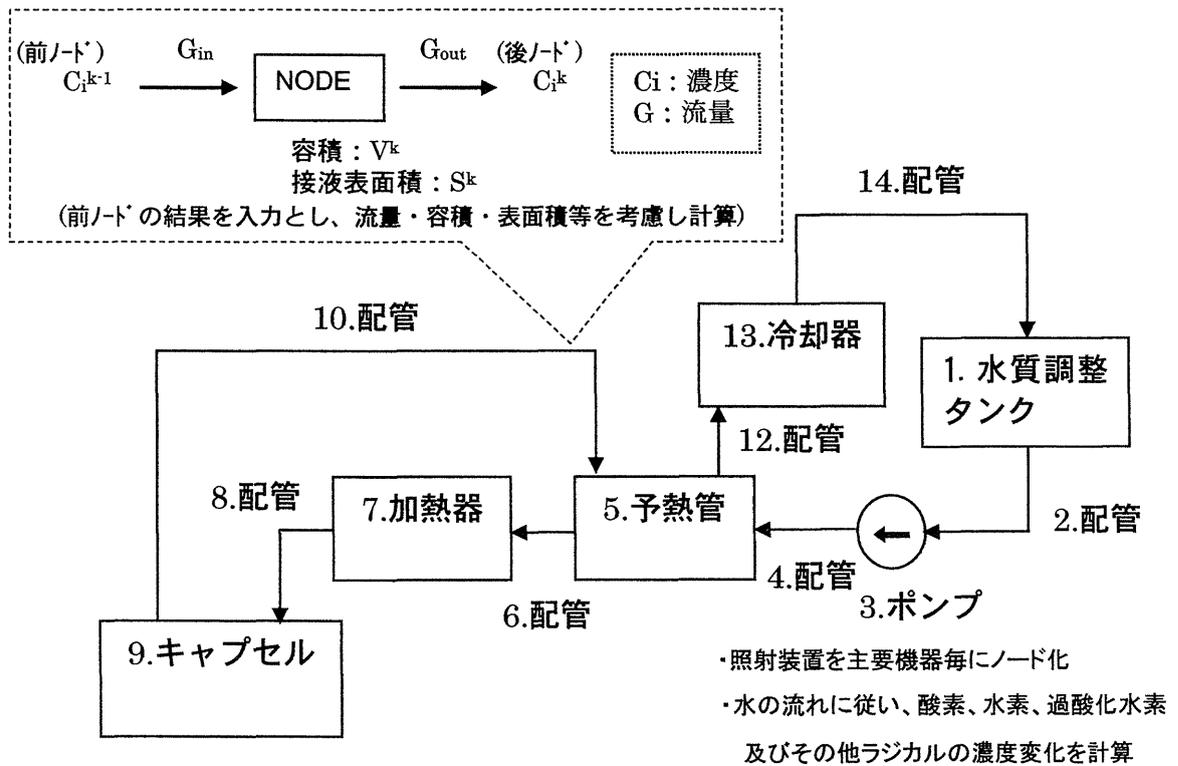
第 6.3-2 図 JMTR の概要



第 6.3-4 図 JMTR 利用の主要な成果

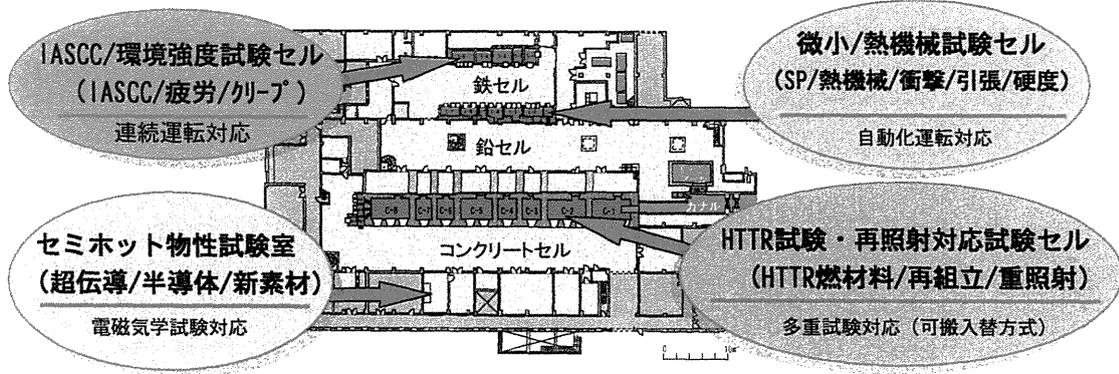


第 6.3-5 図 照射下試験（き裂発生試験、き裂進展試験）試験体



第 6.3-6 図 解析モデル概念図

施設	セル数	最大セルの寸法 [幅×奥行×高さ]	試料の最大取扱量	
コンクリートセル	8基	6m×3m×5.5m	33 PBq (8.9×10 ⁵ Ci)	β-γ対応のセル及び施設
顕微鏡鉛セル	4基	1.6m×1m×1.1m	3.7 TBq (1.0×10 ² Ci)	
鉛セル	7基	2.9m×1.75m×2.25m	37 GBq (1.0 Ci)	
鉄セル	5基	3.2m×1.7m×2.4m	666 GBq (18 Ci)	
遮へい型XMA施設	—	—	74 GBq (2.0 Ci)	



第 6.3-7 図 JMTR ホットラボの概要

●再計装、再組立技術
遠隔操作型燃料計装技術を開発し、照射試験中の燃料の中心温度、燃料棒内圧力の測定に成功した。

穿孔深さ (52mm) [世界最高]

穿孔装置、ダイヤモンドドリル、UO₂ペレット、ドライアイス、燃料棒、液体窒素、冷却固化ユニット、中心孔加工装置

中心孔加工の概略

計装機器、溶接チャンバー、照射済燃料棒

遠隔操作型端栓溶接 (TIG溶接) 装置

●高温高圧水中試験技術
IASCC機構解明に向け、遠隔操作型クイックカップリング方式のオートクレーブを開発し、照射材の高温高圧水中き裂進展試験を可能とした。

IASCC進展試験装置

直流電位差法を用いてき裂長さ測定を行う。

き裂進展試験片

●微小試験片試験 (スモールパンチ試験) 技術
TEM用試験片等の微小試験片を用いて、照射材の引張強度の変化及び延性脆性遷移温度のシフト量の推定を可能とした。

試験部の概略

試験片形状
・φ3mm×0.25mm (厚)
・10mm×10mm×0.5mm (厚) 等

スモールパンチ試験終了後の試験片断面

第 6.3-8 図 JMTR ホットラボにおける最近の主な技術開発の例

7. 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。また、研究資源の有効な活用を図り、研究の効率的推進のめた、国際的な協力も必要である。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 7-1 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7-1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/ハルゲン原子炉計画	14カ国13機関 経済協力開発機構(OECD)	ノルウェー：ハルゲン	1967.4～ 2005.12	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	2004.8～ 2007.8	確率論的安全評価(PSA)、原子炉の熱水力学的試験技術開発、シビアアクシデント等の研究に関する情報交換
確率論的リスク評価の分野におけるアメリカ合衆国原子力規制委員会と日本原子力研究所との間の実施取決め	日本原子力研究所 米国原子力規制委員会(NRC)	日本：東海 米国：ワシントン	2002.8～ 2007.8	確率論的リスク評価における情報交換
原子炉安全研究分野におけるアメリカ合衆国原子力規制委員会と日本原子力研究所との間の実施取決め	日本原子力研究所 米国原子力規制委員会(NRC)	日本：東海 米国：ワシントン	2003.9～ 2008.9	熱水力安全、シビアアクシデント、経年変化、燃料安全に関する情報交換
日本原子力研究所と放射線防護原子力安全研究所(IRSN)間の放射線防護原子力安全及び放射線間の原子力安全及び放射線防護分野における協力実施取決め	日本原子力研究所 仏放射線防護原子力安全研究所(IRSN)	日本：東海 仏国：カダラッシュ	2003.12～ 2008.12	原子力安全及び放射線防護分野（核分裂生成物放出及び臨界安全）に関する情報交換
フランス原子力庁と日本原子力研究所との間の原子力分野における協力実施取決めに対する改正第1号	日本原子力研究所 仏原子力庁(CEA)	日本：東海 仏国：カダラッシュ サクレー	2004.5～ 2007.9	先進的軽水炉システム、加速器駆動システム、その他のシステムに関する研究分野（核熱結合、燃料冷却材相互作用、確率論的機器信頼性評価、原子炉物理、熱流動）における情報交換

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 ⁻¹
力	ニュートン	N	m·kg/s ²
圧力, 応力	パスカル	Pa	N/m ²
エネルギー, 仕事, 熱量	ジュール	J	N·m
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
磁束密度	ウェーバ	Wb	V·s
磁束密度	テスラ	T	Wb/m ²
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A
セルシウス温度	セルシウス度	°C	
光強度	ルーメン	lm	cd·sr
照射度	ルクス	lx	lm/m ²
放射能	ベクレル	Bq	s ⁻¹
吸収線量	グレイ	Gy	J/kg
線量等量	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=1.60218×10⁻¹⁹J
1 u=1.66054×10⁻²⁷kg

表4 SIと共に暫定的に維持される単位

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

1 Å=0.1nm=10⁻¹⁰m
1 b=100fm²=10⁻²⁸m²
1 bar=0.1MPa=10⁵Pa
1 Gal=1cm/s²=10⁻²m/s²
1 Ci=3.7×10¹⁰Bq
1 R=2.58×10⁻⁴C/kg
1 rad=1cGy=10⁻²Gy
1 rem=1cSv=10⁻²Sv

表5 SI接頭語

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

(注)

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

換算表

力	N(=10 ⁵ 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/m²)=10 P(ポアズ)(g/(cm·s))
動粘度 1 m²/s=10⁴St(ストークス)(cm²/s)

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

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

1 cal= 4.18605J (計量法)
= 4.184J (熱化学)
= 4.1855J (15°C)
= 4.1868J (国際蒸気表)
仕事率 1 PS(仏馬力)
= 75 kgf·m/s
= 735.499W

放射能	Bq	Ci
	1	2.70270×10 ⁻¹¹
	3.7×10 ¹⁰	1

吸収線量	Gy	rad
	1	100
	0.01	1

照射線量	C/kg	R
	1	3876
	2.58×10 ⁻⁴	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16年）