

JAERI-Review
2003-038



JP0450246



ホット試験室
施設の運転と技術開発
(平成14年度)

2003年12月

ホット試験室

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

本レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。

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

This report is issued irregularly.

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

© Japan Atomic Energy Research Institute, 2003

編集兼発行 日本原子力研究所

ホット試験室
施設の運転と技術開発
(平成 14 年度)

日本原子力研究所東海研究所
ホット試験室

(2003 年 10 月 22 日受理)

本報告書は、平成 14 年度のホット試験室の活動について燃料試験施設、WASTEF 及びホットラボの 3 施設の運転管理とそれぞれの施設で進めた技術開発についてまとめたものである。

燃料試験施設では、東京電力・福島第 2 発電所 1 号機で 3 サイクル照射された BWR 燃料集合体の破壊試験及び核燃料サイクル開発機構からの照射用ガドリニア燃料集合体の破壊試験等を実施した。また、「むつ」使用済燃料集合体について、再組立作業及び照射後試験を継続、実施した。

WASTEF では、廃棄物処分におけるバリア性能評価試験、TRU 窒化物の高温安定性試験、岩石型燃料の浸出試験、原子炉構造材料の高圧水中複合環境下低歪速度試験等を実施した。また、新たに再処理機器材料の耐食性評価試験装置を整備して、性能確証試験を実施した。

ホットラボでは、軽水炉用材料、核融合炉用材料及び大強度陽子加速器ターゲット容器材料等について、各種照射後試験を実施した。所外利用として、東京電力・柏崎 5 号機で照射された大幅高燃焼度用照射材料の照射後試験を実施した。

また、国からの要請による「東北電力(株)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(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」に係わる検査をホット試験室の総力を挙げて行い、ひび割れ原因の究明に係わる破損解析データを取得した。

Annual Report on Operation, Utilization and Technical
Development of Hot Laboratories
(From April 1, 2002 to March 31, 2003)

Department of Hot Laboratories

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

(Received October 22, 2003)

This is an annual report in the fiscal year of 2002 that describes activities of the Reactor Fuel Examination Facility (RFEF), the Waste Safety Testing Facility (WASTEF), and the Research Hot Laboratory (RHL) in the Department of Hot laboratories.

In RFEF, PIEs including destructive tests were performed on a BWR fuel assembly and/or its fuel rod irradiated in the Fukushima-2 Nuclear Power Station Unit-1 and a fuel assembly with $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$ and mixed oxide (MOX) fuel pellets for Japan Nuclear Cycle Development Institute respectively. In addition, re-assembly and PIEs for fuel assemblies spent in the nuclear ship "Mutsu" were carried out.

In WASTEF, tests for evaluating barrier performance in terms of disposal of waste, high temperature tests for evaluating the chemical stability on TRansUraniums (TRU) nitrides, leaching tests on Rock-like OXide (ROX) fuels and Slow Strain Rate Tests (SSRT) for nuclear reactor structural materials used in high-temperature water were performed. The apparatuses for evaluating the corrosion-resistance of reprocessing plant materials were installed. And the characterization tests for the apparatuses were performed.

In RHL, PIEs for light water reactor materials, fusion reactor materials, and target materials of the Proton Accelerator Facilities were carried out for research groups in JAERI. PIEs for zirconium alloys for ultra-high burn-up irradiated in the Kashiwazaki Nuclear Power Station Unit-5 were also performed.

In order to failure analyses of recalculation pipe cracking in the Onagawa Nuclear Power Station Unit-1 and cracking of shroud in the Fukushima Nuclear Power Station Unit-3 of Tokyo Electric Power Company, several examinations including SEM observation, EPMA, and Vickers hardness test were performed in those facilities. The data from the examinations greatly contribute to clarify the cracking mechanisms of the recalculation pipe and the shroud.

Keywords : Hot Laboratory, Post Irradiation Examination(PIE), Hot Cell, Fuel Assembly, Waste Forms

目 次

まえがき	1
1. 概 要	3
1.1 ホット試験室の概要	3
1.2 施設の運転管理	6
1.3 技術開発	7
2. 燃料試験施設の運転管理	21
2.1 運転・利用状況	21
2.2 保守・整備状況	24
2.3 放射線管理状況	24
3. WASTE Fの運転管理	32
3.1 運転・利用状況	32
3.2 保守・整備状況	35
3.3 放射線管理状況	36
4. ホットラボの運転管理	43
4.1 運転・利用状況	43
4.2 保守・整備状況	46
4.3 放射線管理状況	47
5. 試験技術開発	56
5.1 ホット試験技術課	56
5.1.1 中性子ラジオグラフィによる水素濃度分布評価	56
5.1.2 高分解能走査型電子顕微鏡の特性試験	60
5.2 実用燃料試験課	63
5.2.1 原子力船「むつ」使用済燃料再組立	63
5.3 WASTE F課	72
5.3.1 燃焼度測定に係る化学分離技術の確立	72
5.3.2 α 放射性廃液処理技術の開発	78
5.4 ホットラボ課	82
5.4.1 TEM 試料作製装置の開発	82
5.5 破壊靱性試験技術確立に係る検討WG	85
5.5.1 破壊靱性試験技術確立に係る検討	85
あとがき	86
付 録	
付録1 官庁許認可申請一覧	87
付録2 安全衛生関係	90
付録3 研究成果一覧	97
付録4 表彰	102
付録5 ホット試験室における国際協力	103
付録6 ホット試験室の組織	104

Contents

Preface	1
1. Outline.....	3
1.1 Outline of Department of Hot Laboratories.....	3
1.2 Operation and Management of Hot Cell Facilities.....	6
1.3 Research and Development on Post-irradiation Examination Techniques	7
2. Operation and Management of Reactor Fuel Examination Facility	21
2.1 Operation and Utilization.....	21
2.2 Maintenance	24
2.3 Radiation Monitoring.....	24
3. Operation and Management of Waste Safety Testing Facility	32
3.1 Operation and Utilization.....	32
3.2 Maintenance	35
3.3 Radiation Monitoring.....	36
4. Operation and Management of Research Hot Laboratory	43
4.1 Operation and Utilization.....	43
4.2 Maintenance	46
4.3 Radiation Monitoring.....	47
5. Research and Development on Post-irradiation Examination Techniques	56
5.1 Hot Engineering Division	56
5.1.1 Evaluation of Hydrogen Analysis to Fuel Cladding by Neutron Radiography	56
5.1.2 Characterization Test of Field-Emission type Scanning Electron Microscope	60
5.2 Fuel Examination Division.....	63
5.2.1 Re-assembling of Nuclear Ship "MUTSU" Spent Fuel	63
5.3 Waste Safety Testing Facility Division.....	72
5.3.1 Technical Establishment on Chemical Treatment for Burn-up Measurement of Irradiated UO ₂	72
5.3.2 Development of Waste Treatment Technique for Alpha-bearing Liquid Waste.....	78
5.4 Research Hot Laboratory Division.....	82
5.4.1 Development of Sample Preparation Device for TEM.....	82
5.5 Working Group for Feasibility Study on Fracture Toughness of Fuel Cladding.....	85
5.5.1 Feasibility Study on Fracture Toughness of Irradiated Fuel Cladding	85
Postscript.....	86
Appendix 1 List of Licensing.....	87
Appendix 2 Safety and Education.....	90
Appendix 3 Published Reports.....	97
Appendix 4 Commendations	102
Appendix 5 International Cooperation in Department of Hot Laboratories.....	103
Appendix 6 Organization in Department of Hot Laboratories	104

まえがき

本報告書は、ホット試験室が所管する3つのホット試験施設（燃料試験施設、廃棄物安全試験施設（WASTEF）及びホットラボ）の平成14年度における運転管理及び技術開発の現状をまとめたものである。

各施設の運転管理は、それぞれ、年度当初に策定した年間使用計画及び使用実施計画に基づいて順調に実施された。

燃料試験施設においては、所外受託業務として、原子燃料工業（株）からの燃料集合体信頼性実証試験（BW R9×9B型燃料集合体の部材等の非破壊試験及び破壊試験）、55GWd/t 先行照射燃料の照射後試験（燃料棒受入及び非破壊試験）及び大幅高燃焼度用材料照射後試験並びに核燃料サイクル開発機構からの照射用ガドリニア燃料集合体（ふげん炉）の照射後試験を実施した。また、所内利用として、NSRRパルス照射燃料の短尺加工及び照射後試験、冷却材喪失事故（LOCA）試験に係わる試料作製及び急冷破断試験、照射燃料からのFP放出（VEGA）実験、岩石型（U-ROX）燃料の照射後試験等を実施した。さらに、原子力船「むつ」の使用済燃料の非破壊試験及び再組立燃料集合体の組立作業を行った。

WASTEFにおいては、RI・研究所等廃棄物処分に係る溶融固化体等のバリア性能試験及び人工バリアの超ウラン元素（TRU）核種保持性能試験、アクチノイド凝縮系に係るTRU窒化物等の物性試験、U-ROX燃料の地層処分安定性評価のための浸出試験、使用済燃料の燃焼度測定等を実施した。また、材料関連研究として、再処理施設安全技術調査では、耐食性評価のための伝熱面腐食試験を、原子炉材料の照射誘起応力腐食割れ（IASCC）研究では、高温高圧水中複合環境下試験の低歪速度引張試験（SSRT）を実施するとともに、次年度以降の高性能燃料被覆管材質の研究開発に向けての新たな装置を整備した。

ホットラボにおいては、所外利用として、原子燃料工業（株）から受託した大幅高燃焼度用材料照射後試験（金相試験、引張試験、疲労試験等）等を実施した。また、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等の照射後試験を実施するとともに、研究炉使用済燃料アダプタの保管廃棄作業等を行った。なお、当施設における照射後試験は平成14年度で終了し、今後廃止措置に向け、不要機器の解体撤去及びセル解体手法の調査・検討を開始した。

各施設においては、本体施設、特定施設及び放射線管理施設の運転維持・点検管理業務等が適切に実施され、円滑に安全・安定運転が継続された。

技術開発については、照射後試験技術の高度化を目指した技術開発として、中性子ラジオグラフィを用いた非破壊法の開発、高分解能走査型電子顕微鏡の特性試験、一方、各施設に係る技術開発として、燃料試験施設では、「むつ」使用済燃料の再組立てに係る技術開発、WASTEFでは、燃焼度測定に係る化学分離技術の確立、 α 放射性廃液処理技術の開発、及びホットラボでは、透過電子顕微鏡（TEM）試料作製装置の開発を行った。

その他、国からの要請による「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」に係る検査を燃料試験施設等で、また、「東京電力（株）福島第二原子力発電所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ラボで各々行い、短期間で貴重なデータを多数提供し、原因究明に資した。

上述のように、各施設における運転管理と技術開発は、いずれも年度当初の計画通り進捗し、各分野のR&Dに貢献できた。以下に内容を詳述する。

ホット試験室長 新藤 雅美

This is a blank page.

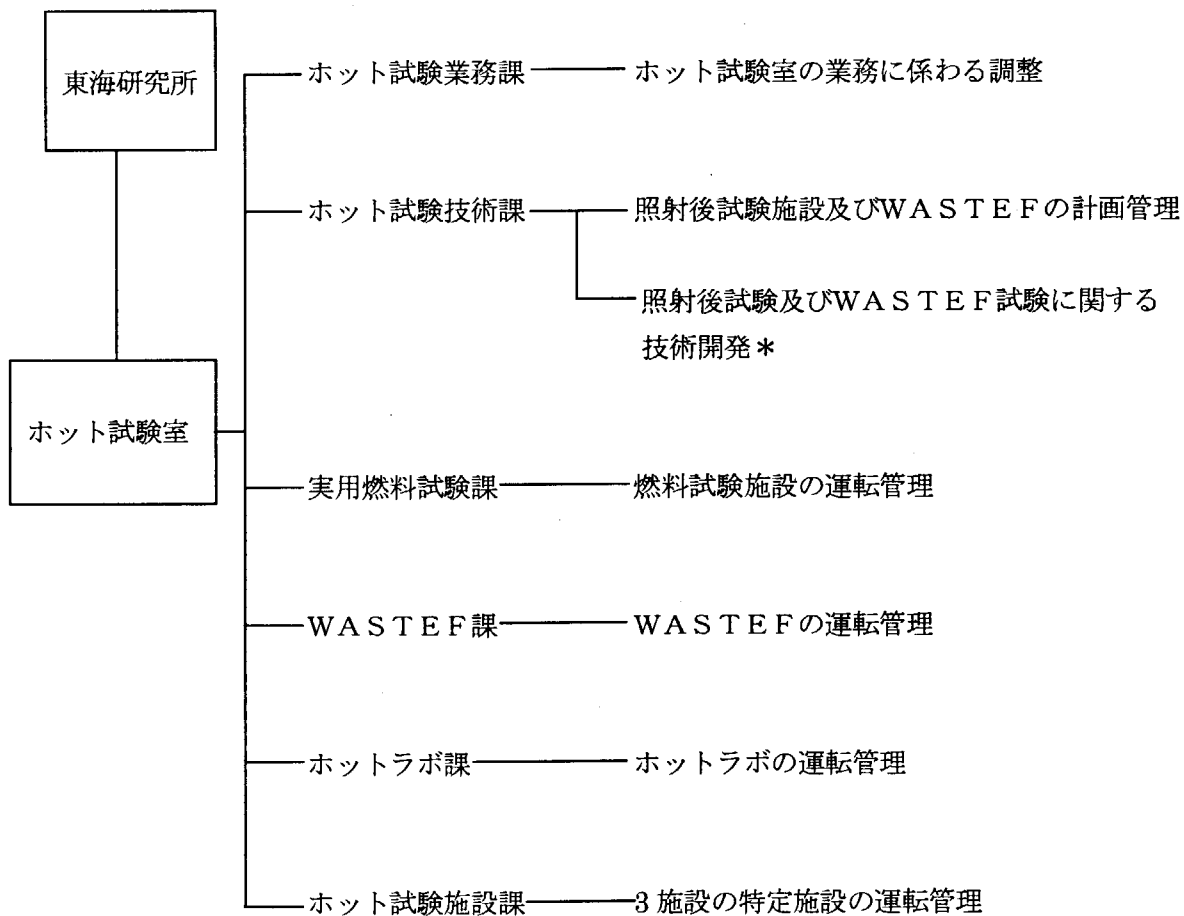
1. 概 要

1. 1 ホット試験室の概要

ホット試験室は、平成3年度に安全性試験研究センターの実用燃料試験室、研究炉管理部のホットラボ管理室および環境安全研究部のWASTEF管理室の3つの照射後試験施設等が統合してから12ヶ年を経過している。今年度は、それぞれの施設の特徴を生かした有機的運用を図り、今後のホット試験等に対する多様なニーズに応えるために東海研究所の組織改編に併せて、3施設の特定施設の運転管理を担当するホット試験施設課を設置してホット試験室の業務を効率的に遂行した。

平成14年度におけるホット試験室の組織及び研究・業務テーマを下記に示す。

ホット試験室の組織及び研究・業務テーマ（平成14年度）



* 研究テーマ

1.1.1 燃料試験施設

燃料試験施設は、主に軽水炉などの実用燃料の照射後試験施設として、燃料及び材料の健全性の確認を行うことなどを目的に、昭和54年度にホット試験を開始して以来、実用燃料集合体19体（PWR：8体、BWR：4体、ATR：7体）及び実用炉燃料棒44本の照射後試験を主として実施するとともに、これらの照射後試験技術及び施設整備の向上を図ってきた。

燃料試験施設の主な仕様と試験項目をTable1.1.1に、1階平面図をFig.1.1.1にそれぞれ示す。

本施設は、軽水炉及び新型転換炉用燃料の試験を実施する $\beta\gamma$ セルとプルトニウム系燃料の試験を実施する $\alpha\gamma$ セルをL字型に配置し、セル前面に操作室、セル背面側にはアイソレーションルーム、サービスエリア及び燃料貯蔵プールを配置している。施設の大きな特徴は、全長約4m、重さ約700kgの実用燃料集合体を垂直に吊ってセルに搬入し、立てた状態のままで、燃料集合体全体にわたり詳細な試験検査が実施できることである。

14年度は、所外利用では、国のプロジェクトに基づく受託業務として原子燃料工業（株）からの燃料集合体信頼性実証試験BWR9×9B型燃料集合体の照射後試験（部材等の非破壊試験及び破壊試験）、大幅高燃焼度用材料の実用化を目的とした原子燃料工業（株）からの大幅高燃焼度用材料照射後試験及び照射材料照射後試験、電力共研に基づく受託業務として原子燃料工業（株）からの55GWd/t先行照射燃料の照射後試験（燃料棒受入及び非破壊試験）並びに核燃料サイクル開発機構からの受託業務として照射用ガドリニア燃料集合体の照射後試験（破壊試験）を計画どおり実施した。その他、ニュークリア・デベロップメント（株）へ試験済の改良 UO_2 ペレットの搬出作業を行った。主な所内利用としては、NSRRパルス照射用短尺燃料棒の製作、パルス照射した燃料棒及び比較用の高燃焼度燃料に対する照射後試験、冷却材喪失事故（LOCA）試験に係わる試料作製及び急冷破断試験、VEGA実験の燃料加工、調整及び実験後の γ スキャン、金相試験等、各種実験に係わる技術的支援を行うとともに、岩石型燃料燃焼法研究では、U-ROX燃料のEPMA試験を実施した。また、むつ使用済燃料に係わる業務として、燃料棒の非破壊試験及び再組立作業を行った。

1.1.2 WASTE F

廃棄物安全試験施設（Waste Safety TEsting Facility：WASTE F）は、使用済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貯蔵及び処分に関する安全性試験を実施することを目的として昭和57年から運転を開始したが、平成9年度に当該研究は終了し、その後、施設の有効利用を図り、現在はその特徴を生かしたホット試験を実施している。

WASTE Fの主な仕様と試験項目をTable1.1.2に、1階平面図をFig.1.1.2にそれぞれ示す。

本体施設は、 $\alpha\gamma$ 及び $\beta\gamma$ コンクリートセル、 $\alpha\gamma$ 鉛セル並びにグローブボックスにより構成されており、 $\beta\gamma$ セルは核分裂生成物（FP）を含む試料の試験に使用され、 $\alpha\gamma$ セルはFPのほかにTRUを含む試料の試験に使用される。

14年度は、放射性廃棄物処分の安全性試験として、RI・研究所等廃棄物処分に係る溶融固化体等バリア性能試験及び人工バリアのTRU核種保持性能調査に係わる長期拡散試験、アクチノイド凝縮系に係わるTRU窒化物等の高温安定性・高温化学挙動に関する物性試験、U-ROX燃料の地層処分安定性評価のための浸出試験を行った。また、軽水炉高経年化研究に係わる原子炉構造

材の高圧水中複合環境下低歪速度試験、耐食材料機器保守管理技術等調査に係わる再処理施設用材料の腐食試験及び使用済燃料の燃焼度測定等を実施するとともに、新たな試験機器として、再処理機器材料の耐食性評価試験装置 2 基及び高性能燃料被覆管材質の研究のための試験装置 1 基を整備し性能試験を進めた。

1.1.3 ホットラボ

ホットラボは、研究炉で照射した燃料や材料の冶金学的・化学的試験研究を行う目的で昭和 36 年に完成し、利用運転を開始したが、平成 14 年度をもって老朽化のため、廃止措置に移行する。

ホットラボの主な仕様と試験項目を Table 1.1.3 に、1 階平面図を Fig. 1.1.3 にそれぞれ示す。

本施設は、 $\beta\gamma$ 放射性物質取扱施設であり、冶金学的試験を実施するケープ・セル及び化学的試験を実施するケープ・セルで構成されており、取扱可能な試料の寸法は、最大径約 100mm、最大長さ約 1500mm で、研究炉及び試験炉等で照射した多種多様な照射試料の照射後試験に対応可能な極めて汎用性の高い試験施設である。

14 年度は、所内利用として、原子炉や加速器等で照射された軽水炉用材料、核融合炉用材料、及び大強度陽子加速器ターゲット容器材等について、機械強度試験等の各種照射後試験を計画どおり行うとともに、研究炉部からの依頼による使用済燃料アダプタの保管廃棄作業等を実施した。所外利用関連では、原子燃料工業（株）からの大幅高燃焼度用材料照射後試験及び照射材料照射後試験（金相試験、引張試験及び疲労試験等）を計画どおり実施した。その他、廃止措置計画関連では、不用機器の解体廃棄作業及び鉛セル解体手法並びに廃棄物等の処分方法の調査・予備検討を行った。

1.1.4 その他

燃料試験施設及びホットラボを使用して、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」に関する SEM/E PMA、金相試験及び硬さ測定等を実施し、ひび割れの原因究明に資した。

1. 2 施設の運転管理

平成 14 年度の各施設の運転は、東海研究所核燃料物質使用施設等保安規定（以下、保安規定と言う）に基づき各施設毎に①使用の目的、②使用の予定期間、③使用する核燃料物質の種類及び量、④取扱方法の概略、⑤自主検査の予定期間、⑥主要な修理及び改造の項目並びに予定期間及び⑦その他必要な事項について「年間使用計画書」を作成し、当該計画書に則り実施した。さらに、実際の運転に際しては、この年間使用計画書に従って運転を進めるため、施設の保守管理、作業者の教育訓練、廃棄物の管理等を含めた詳細な「使用実施計画書」を作成し、これに従って各施設の運転を実施した。この結果、各施設とも順調に運転が進められ、計画された作業はほぼ予定どおり終了した。3 施設の利用実績を Table 1. 2. 1～1. 2. 3 に示す。

本体施設の維持管理では、施設の安定運転と作業者の安全確保をめざして施設の保守管理に努めるとともに、保安規定に基づく保安上重要なケーブル・セル、内装機器、一斉指令装置、警報設備等について本体機器及び安全装置の作動試験、負圧維持状況、通報試験等の自主検査を行った。また、負圧監視装置、インターロック装置、自動表示装置、グローブボックス、フード等については、東海研究所放射線障害予防規定（以下、予防規定と言う）に基づき定期自主点検を実施するとともに、作業前後の点検等の確認を行い施設及び安全管理を徹底した。特定施設では、保安規定に基づいた自主検査として電気設備、気体廃棄設備、液体廃棄設備、空気圧縮設備及び警報設備について絶縁抵抗測定、作動試験、風量・風向測定、フィルターの捕集効率測定、配管・弁の漏洩点検等を実施した。

核燃料及び放射性物質の搬出入作業は各施設で実施され、それぞれ試験依頼元を中心に関係法令、規定等に従い徹底した管理の下で進められた。燃料試験施設及びホットラボにおける核燃料及び放射性物質の搬出入実績を Table 1. 2. 4～1. 2. 5 に示す。

放射線管理関係では、試料の搬出入、内装機器の修理及び据付作業、自主検査及びこれらの作業に先駆けて実施するケーブル・セル内汚染除去作業等の放射線作業における作業者の被ばくは、いずれの施設においても保安規定等に定められている警戒線量以下に管理された。

放射性気体状廃棄物は、燃料の切断加工、研磨作業時等に放出される ^{85}Kr 及び ^{125}Sb が主な核種であるが、これらを含むガス、ダスト状放射性核種は常時、連続的な測定記録を通して管理されており、各施設とも保安規定等に定められている放出管理基準値を超える放出はなかった。

放射性固体及び液体廃棄物は、前者にあつては容器表面の線量当量率に応じて A-1、A-2、B-1、B-2 の放射能レベル区分に、また、後者では放射能濃度に応じて A 未満、A、B-1、B-2 のレベル区分に分類され、廃棄物処理施設へ滞りなく搬出されて処理された。

核燃料管理及び施設運転に係わる国等の検査では、文部科学省と IAEA による核燃料物質の査察及び原子力保安検査官による保安検査等が実施され、いずれも問題なく終了した。また、法に基づく許認可関係では、燃料試験施設の「LOCA 試験装置の新設に係る変更申請」の核燃料物質関連案件 1 件及びホットラボの「試験研究計画の一部終了に伴う使用数量の減量等」の R I 関連案件 1 件について変更申請を行い、許可を取得した。また、燃料試験施設、WASTE F、ホットラボについて、核燃料物質の年間予定使用量の変更届出を行い、受理された。

1. 3 技術開発

照射後試験施設（燃料試験施設、WASTEF及びホットラボ）で行っている各種試験に関する試験技術の高度化、さらに、様々なニーズに対応するために新規技術開発等を行っている。

ホット試験技術課では、中性子ラジオグラフィを用いた照射済燃料・材料の非破壊試験法の確立に向けて、JRR-3の中性子ラジオグラフィ試験装置を使用して確認試験を行っている。14年度には、中性子が水素に散乱されやすい特性を生かした、燃料被覆管中の水素濃度分布評価を中心に行い、水素濃度の定量評価も可能であると考えられている中性子イメージングプレートを用いたジルカロイ被覆管の水素濃度分布評価の可能性について検討した。さらに、高分解能走査型電子顕微鏡（FE-SEM）及びEDSについて、水素化物を形成したジルカロイ被覆管等を用いた特性試験を行った。

実用燃料試験課においては、原子力船「むつ」使用済燃料（以下、むつ燃料と言う）を、核燃料サイクル機構において再処理することを目的とした使用済燃料再組立の技術開発を行った。14年度には、前年度に整備した使用済燃料再組立治工具類を用いて、むつ燃料集合体を解体し、燃料棒を引き抜き、再処理施設の受入基準に適合した燃料集合体に組み上げる再組立技術を確立し、再組立作業に係わる一連の作業を開始した。

WASTEF課においては、照射後試験の重要な位置にある使用済燃料の燃焼度測定技術のホット試験室への技術移転のため、年度当初より、環境科学研究部分析科学研究グループの支援のもとに化学分離技術のための事前準備、技術指導を受けるとともに、WASTEFへの化学分離装置の整備、コールドモックアップを実施後、燃料試験施設から使用済み燃料溶解液を受け入れて、化学分離、質量分析試料の作製、NUCEFでの質量分析、燃焼率の算出を実施したことにより、WASTEFにおける一応の燃焼度測定技術を確立した。さらに、 α 放射性廃液処理技術の開発が前年度に引き続き行われ、前年度整備した蒸発処理実験装置を用いて、アクチノイド元素を含む水酸化鉄共沈法により分離・ろ過された α 廃液について、蒸発過程におけるTRU核種の移行調査のための蒸発実験及び生成した硝酸塩の処理実験を実施し、本実験方法が、実際の α 廃液処理に適用できることを確認した。

ホットラボ課においては、前年度より着手した高放射性試料からTEMで取り扱い可能な放射線量までRIを減量することを目的とした「TEM試料作製装置の検討」の一環として、遠隔操作型TEM用試料打ち抜き装置を製作し、セル内設置を行い、照射後試験に適用した。遠隔操作型TEM用試料打ち抜き装置は、設置セルに対応した遠隔操作性を考慮した装置本体のコンパクト化に成功し、遠隔操作性、加工時間の短縮等作業効率を飛躍的に向上させた。

さらに、新規照射後試験技術の開発として、ホット試験室内に破壊靱試験技術確立に係る検討ワーキンググループを設置し、近年の軽水炉燃料の高燃焼度化にともなう燃料被覆管の新たな信頼性評価として、脆化した材料に対し高い感受性を持つ破壊靱性試験のニーズに対応するため、原子燃料工業（株）で技術確立を進めている未照射被覆管破壊靱性試験の照射済試料への適用に向けた検討が行われた。燃料被覆管破壊靱性試験は、次年度に原子燃料工業（株）との共同研究において技術開発を行う予定である。

Table 1.1.1 燃料試験施設の主な仕様と試験項目

プール、セル		最大取扱量 (GBq)	試験項目
プール		3.55×10^9	燃料集合体・燃料棒の搬入、搬出、貯蔵、外観観察等
β γ コン クリ ート セル	No. 1	2.96×10^8	外観検査、寸法測定、 γ スキャンニング、ペレット被覆管残留ギャップ測定、洗浄等
	No. 2	2.96×10^8	X線検査、渦電流探傷、被覆管酸化膜厚さ測定、FPガス捕集
	No. 3	2.96×10^8	解体、再組立、切断、脱燃料、SCC（応力腐食割れ）試験 キャプセル解体・NaK処理等
	No. 4	3.34×10^6	引張試験、内圧破裂試験、形状測定、アウトガス分析
	No. 5	3.34×10^6	FP放出実験
	No. 6	3.34×10^6	マクロ観察、被覆管内外面観察、金相試料作製・前処理 融点測定、試料蒸着
β γ 鉛 セル	No. 1	3.70×10^3	金相試験
	No. 2	3.70×10^3	SEM/EPMA
	No. 3	3.70×10^3	マイクロスキャンニング、X線回折試験、超微小硬さ測定
α リ γ イ コト ンセ クル	No. 1	3.34×10^6	外観検査、寸法測定、 γ スキャンニング、FPガス捕集 気孔率測定、密度測定
	No. 2	3.34×10^6	切断、脱燃料、樹脂注入、金相試料作製・前処理 マイクロビッカース硬さ測定
α 鉛 γ セ ル	No. 1	3.70×10^3	SEM/EPMA
	No. 2	3.70×10^3	金相試験
測定室			FPガス分析
ホット実験室			X線微小分析、水素分析、熱拡散率測定、二次イオン質量分析

Table 1.1.2 WASTE Fの主な仕様と試験項目

セル・ボックス	最大取扱量(GBq)	試 験 項 目
No.1セル ($\beta \gamma$)	1.85×10^6	試料保管
No.2セル ($\beta \gamma$)	1.85×10^6	材料試験 (SSRT)
No.3セル ($\beta \gamma$)	1.85×10^6	試験試料作製、溶解試験 伝熱面腐食試験、被覆管SSRT試験
No.4セル ($\beta \gamma$)	3.70×10^5	浸出試験、寸法測定、伝熱面腐食試験
No.5セル ($\beta \gamma$)	1.85×10^4	小規模溶融固化体作製、 α 加速試験 TRU窒化物調製試験
鉛セル ($\beta \gamma$)	7.40×10^2	組織観察、X線回折試験
グローブボックス	0.37	化学処理、分析試験、組成分析、浸出試験
メンテナンスボックス		TRU窒化物調製試験、炭素、酸素・窒素分析、
実験室及びフード		放射能測定、元素分析

Table 1.1.3 ホットラボの主な仕様と試験項目

ケーブル・セル	最大取扱量 (GBq)	試 験 項 目
ストレージケーブル	3.70×10^3	試料搬入・保管
クリーンケーブル	3.70×10^6	非破壊試験、試料搬入・搬出
ダーティケーブル	3.70×10^6	切断、解体
メンテナンスケーブル	3.70×10^6	機器補修、試料搬入・搬出
冶金Aケーブル	1.85×10^6	放射化鋼材加工
冶金Bケーブル	1.11×10^6	真空高温引張試験
冶金Cケーブル	1.11×10^6	高サイクル疲労試験
冶金Dケーブル	1.11×10^6	高温水中低歪速度試験
化学Aケーブル	3.70×10^5	試料搬入・搬出
化学Bケーブル	3.70×10^5	残留応力測定
ウランマグノックス用鉛セル	3.70×10^5 ～ 1.85×10^4	金相試験、硬さ試験、密度測定、 TEM 試料作製
スチール用鉛セル	1.85×10^2	シャルピ試験、引張試験、破壊靱性試験、 超微小引張試験、超微小曲げ疲労試験
SEセル	1.85×10^4	電子顕微鏡観察（微小領域元素分析）
ジュニアセル	1.85×10^4	試料保管
セミホットセル	1.85×10^2	
材 料 研 究 室		走査型電子顕微鏡観察 (SEM) 透過型電子顕微鏡用試料作製 (FIB) 透過型電子顕微鏡観察 (TEM)

Table 1.2.1 燃料試験施設の利用実績

施設利用一Ⅱ

主要施設の運転及び利用状況報告

(平成 14 年度)

部長	課室長	担当

施設名 燃料試験施設(R F E F) 東海研究所

1. 利用状況

1) 件数

	前年度繰越	今年度申込	実施中	今年度終了	次年度繰越
所内	2 8	2 5	4 6	7	4 6
所外	0	6	0	6	0
計	2 8	3 1	4 6	1 3	4 6

2) 件名

注) 終了件名と実施中の件名を記載すること。

1. 終了した試験は、次のとおりである。

(所内)

- | | |
|-------------------------------|-------------------|
| 1) TRIGA燃料の過渡時放出ガス分析 | (原安工部) (R00-21) |
| 2) TK-10実験燃料棒パルス照射前試験 | (原安工部) (R01-16) |
| 3) VEGA-3実験燃料のSEM/EPMA試験 | (原安工部) (R02-04) |
| 4) NSRRパルス試験(FK-12)用燃料棒の作製と検査 | (原安工部) (R02-07) |
| 5) ATR-6燃料棒の作製と検査 | (原安工部) (R02-08) |
| 6) 東北電力女川原子力発電所配管材料検査 | (ホット試験室) (R02-15) |
| 7) 高燃焼度ディスクペレットの燃焼度測定用溶解試料の作製 | (原安工部) (R01-16) |

(所外)

- | | |
|--|------------|
| 1) 平成14年度燃料集合体信頼性実証試験BWR9×9B型燃料照射実証試験
9×9B型燃料集合体照射後試験 | (NFI) |
| 2) 照射用ガドリニア燃料集合体の照射後試験(その2) | (JNC) |
| 3) 平成14年度大幅高燃焼度用材料照射後試験 | (NFI) |
| 4) 平成14年度照射材料照射後試験 | (NFI) |
| 5) 55GWd/t先行照射燃料の照射後試験(PHASE1) | (NFI) |
| 6) 照射済み改良UO2ペレットの搬出作業 | (新規) (NDC) |

2. 実施中の試験は、次のとおりである。

(所内)

- | | |
|---------------------------------------|-------------------------|
| 1) 照射済みGd入り燃料及びUO2燃料の熱拡散率測定 | (原安工部) (R99-11) |
| 2) 大飯1号炉照射燃料の特殊照射後試験 | (原安工部) (R97-06) |
| 3) HBO実験のレファレンス試験 | (原安工部) (R97-18) |
| 4) 岩石燃料の密度測定 | (エネルギーシステム研究部) (R98-11) |
| 5) 17×17PWR(B)型燃料のレファレンス燃料に関する試験 | (原安工部) (R99-02) |
| 6) 8×8BWR照射済み燃料のレファレンス燃料に関する試験 | (原安工部) (R99-05) |
| 7) 8×8BWR照射済み燃料(STEPⅡ)のレファレンス燃料に関する試験 | (原安工部) (R99-06) |
| 8) 高浜3号機A型燃料実験のレファレンス燃料に関する試験 | (原安工部) (R99-03) |
| 9) 高浜3号機2サイクル照射燃料のレファレンス燃料に関する試験 | (原安工部) (R99-04) |
| 10) ATR/MOX燃料のOGA試験 | (原安工部) (R99-15) |
| 11) ATR-5試験燃料のパルス照射後試験 | (原安工部) (R99-20) |

12) U-ROX燃料ペレットの照射後試験(2)破壊試験	(エネルギーシステム研究部) (R00-02)
13) FK-6, 7パルス試験燃料のレファレンス試験	(原安工部) (R00-05)
14) 高燃焼度UO ₂ 燃料のOGA試験	(原安工部) (R00-11)
15) FK-8実験燃料のパルス照射後試験	(原安工部) (R00-14)
16) FK-9実験燃料のパルス照射後試験	(原安工部) (R00-16)
17) 常陽照射ウラン・プルトニウム混合炭・窒化物燃料PIE	(エネルギーシステム研究部) (R01-01)
18) LOCA試験用試料調製(G24)	(原安工部) (R01-03)
19) UC-1実験燃料のパルス照射後試験	(原安工部) (R01-05)
20) TK-9実験燃料のパルス照射後試験(破壊試験)	(原安工部) (R01-09)
21) むつ燃料の照射後試験	(エネルギーシステム研究部) (R01-11)
22) JRR-3照射高燃焼度ディスクペレットの照射後試験(1)	(原安工部) (R01-15)
23) FK-10実験燃料のパルス照射後試験	(原安工部) (R01-17)
24) FK-11実験燃料のパルス照射後試験	(原安工部) (R01-18)
25) JMH-6実験燃料のパルス照射後試験	(原安工部) (R01-20)
26) JRR-3照射水素吸収被覆管の照射後試験	(原安工部) (R01-21)
27) 高浜3号機B型燃料実験(TK-10)のパルス照射後試験	(原安工部) (R02-01)
28) LOCA試験用試料調製(高浜3号A型)	(原安工部) (R02-02)
29) UC-1実験燃料のパルス照射後試験	(原安工部) (R02-03)
30) VEGA-4実験後試験	(原安工部) (R02-05)
31) VEGA実験(VEGA-M1)用燃料棒の調製と検査	(原安工部) (R02-06)
32) 高浜3号機照射PWR燃料のLOCA急冷破断試験	(原安工部) (R02-09)
33) 48GWd/t PWR/A型燃料被覆管の酸化試験	(原安工部) (R02-10)
34) VEGA実験(VEGA-6)用燃料棒の調製と検査	(原安工部) (R02-11)
35) 微生物に濃集したPuのSEM-EDS観察	(先端基礎研究センター) (R02-12)
36) 照射済ATR/MOX燃料(ATR-6)の照射後試験	(原安工部) (R02-13)
37) 照射済ATR/MOX燃料(ATR-6)のレファレンス試験	(原安工部) (R02-14)
38) VEGA-M1実験後試験	(原安工部) (R02-16)
39) TRIGA燃料の過渡時放出ガス分析	(原安工部) (R02-17)
40) 破壊靱性試験用試料加工モックアップ	(ホット試験室) (R02-18)
41) FK-12実験燃料のパルス照射後試験	(原安工部) (R02-19)
42) 大飯55GWd/t先行照射燃料棒の非破壊試験(A型)	(原安工部) (R02-21)
43) OI-10, OI-11実験燃料の短尺化及び照射前試験	(原安工部) (R02-22)
44) 照射済燃料(OI-10, OI-11)のレファレンス試験	(原安工部) (R02-23)
45) OI-10, OI-11実験燃料のパルス照射後試験	(原安工部) (R02-24)
46) JRR-3照射水素吸収管のLOCAクエンチ試験	(原安工部) (R02-25)
(所外)	
なし	

2. 特記事項

特になし

Table 1.2.2 WASTEF 施設の利用実績

施設利用一Ⅱ

主要施設の運転及び利用状況報告

(平成 14 年度)

部長	課室長	担当

施設名 廃棄物安全試験施設(WASTEF) 東海研究所

1. 利用状況

1) 件数

	前期繰越	申込	実施中	終了	次期繰越
所内	0	15	0	15	0
所外	0	0	0	0	0
計	0	15	0	15	0

2) 件名

注) 終了件名と実施中の件名を記載すること。

1. 終了した試験は、次のとおりである。

(所内)

- | | |
|---------------------------|----------------|
| 1) 熔融固化体のバリア性能試験(1) | : 燃料サイクル安全工学部 |
| 2) ベントナイト内 Np 等拡散試験(1・1) | : 燃料サイクル安全工学部 |
| 3) TRU 窒化物の高温安定性試験(1) | : 物質科学研究部 |
| 4) TRU 化合物の高温化学試験(1) | : 物質科学研究部 |
| 5) 岩石型ウラン燃料の浸出試験(放射能測定) | : エネルギーシステム研究部 |
| 6) 原子力プラント用材料の SSRT 試験(1) | : エネルギーシステム研究部 |
| 7) FP 放出移行挙動に関する元素分析(1) | : 原子炉安全工学部 |
| 8) ペレット燃焼度測定 | : ホット試験室 |

(研究室の受託・共同研究等)

- | | |
|---------------------------|-------------------------|
| 1) マルチ型 SSRT 試験装置性能評価試験 | : エネルギーシステム研究部(原電共研) |
| 2) 溶解槽材料の実液腐食試験(1) | : エネルギーシステム研究部(経済産業省特会) |
| 3) 酸回収蒸発缶材料のステンレス腐食試験(1) | : エネルギーシステム研究部(経済産業省特会) |
| 4) 酸回収蒸発缶材料のステンレス腐食試験(2) | : エネルギーシステム研究部(経済産業省特会) |
| 5) 高温水中ホット腐食試験装置性能評価試験 | : エネルギーシステム研究部(原電共研) |
| 6) パイプ型伝熱面腐食試験装置性能評価試験(1) | : エネルギーシステム研究部(経済産業省特会) |
| 7) 応力腐食割れ試験装置性能評価試験(1) | : エネルギーシステム研究部(経済産業省特会) |

2. 実施中の試験は、次のとおりである。

なし

2. 特記事項

特になし

Table 1.2.3 ホットラボ施設の利用実績

主要施設の運転及び利用状況報告
(平成 14 年度)

施設利用—II

部長	課室長	担当

施設名 ホットラボ (RHL) 東海研究所

1. 利用状況

1) 件数

	前年度繰越	今年度申込	実施中	今年度終了	次年度繰越
所内	41	25	0	66	0
所外	0	3	0	3	0
計	41	28	0	69	0

2) 件名

注) 終了件名と実施中の件名を記載すること。

1. 終了した試験は、次のとおりである。	
(所内: 66)	(依頼元/HL 受付番号)
01) 核融合炉材料(ICM-107H)の照射後試験	(エネルギーシステム研究部/H510)
02) 原子炉プラント用材料(RGM-12H)のキャプセル解体及び試料区分・搬出	(エネルギーシステム研究部/H520)
03) 原子炉構造材料(ラップ管)の中性子照射劣化挙動の研究/試験中止	(エネルギーシステム研究部/H608)
04) 原子炉用金属材料(RGM-02H)の TEM 試料区分け・搬出作業	(エネルギーシステム研究部/H626)
05) 核融合炉用材料高純度 Fe-Cr 合金試料(BRM-22H)の区分け・搬出	(エネルギーシステム研究部/H731)
06) 原子炉プラント用材料(RGM-13H)のキャプセル解体、区分及び試料搬出	(エネルギーシステム研究部/H733)
07) 原子炉プラント用材料(RGM-22H)のキャプセル解体、区分及び試料搬出	(エネルギーシステム研究部/H734)
08) JMTR 予備照射燃料棒(86F-5A 他)の一時保管及び搬出作業	(原子炉安全工学部/H749)
09) 研究炉用アルミ合金(RGM-21)の照射後試験	(研究炉部/H823)
10) コンクリートの経年劣化状態調査に伴う外観検査及び搬出作業	(バックエンド技術部/H824)
11)ホルダー(93M-33A 他)解体及び TEM 試料区分け・搬出作業	(エネルギーシステム研究部/H836)
12) 核融合炉用材料 TiAl 試料(93M-33A)の区分け・搬出作業	(エネルギーシステム研究部/H902)
13) 核融合炉候補材試料(RB-200 他)の区分及び搬出作業	(エネルギーシステム研究部/H917)
14) 核融合炉用材料(RGM-23H)の照射後試験	(核熱利用研究部/H940)
15) 軽水炉圧力容器肉盛り溶接材(95M-14A, 15A, 16A)の照射後試験(2)	(原子炉安全工学部/H1012)
16) 原子炉構造材(93M37A, 94M1A)の TEM 試料区分け・搬出作業	(エネルギーシステム研究部/H1106)
17) 原子炉構造材(94M-2A, -3A)の TEM 試料の区分け・搬出作業	(エネルギーシステム研究部/H1114)
18) NRG 燃料ピン(CFPE1-15)の搬出入及び保管	(ホット試験室/H1121)
19) 軽水炉圧力容器鋼材(96M-19A)の照射後試験(3)	(原子炉安全工学部/H1125)
20) 軽水炉圧力容器鋼材(96M-20A)の照射後試験(3)	(原子炉安全工学部/H1126)
21) 軽水炉圧力容器鋼材(98M-42A)の照射後試験	(原子炉安全工学部/H1127)
22) 軽水炉圧力容器鋼材(98M-43A)の照射後試験	(原子炉安全工学部/H1128)
23) 軽水炉圧力容器鋼材(96M-19A)の照射後試験(4)	(原子炉安全工学部/H1130)
24) 軽水炉圧力容器鋼材(96M-20A)の照射後試験(4)	(原子炉安全工学部/H1131)
25) 弾塑性破壊靱性に及ぼす照射効果の調査(95M-14A)/試験中止	(原子炉安全工学部/H1201)
26) 弾塑性破壊靱性に及ぼす照射効果の調査(95M-15A)/試験中止	(原子炉安全工学部/H1202)
27) 弾塑性破壊靱性に及ぼす照射効果の調査(95M-16A)/試験中止	(原子炉安全工学部/H1203)
28) 高温酸化物超伝導材料(BRM-42H)のキャプセル解体、区分及び試料搬出	(核熱利用研究部/H1204)
29)ホルダー(BRM-36H)解体及び TEM 試料区分け・搬出作業	(物質科学研究部/H1205)
30) 軽水炉圧力容器鋼材(98M-42A)の照射後試験	(原子炉安全工学部/H1206)
(次項に続く)	

(続き)

31) 軽水炉圧力容器鋼材(98M-43A)の照射後試験	(原子炉安全工学部/H1207)
32) 中性子照射によるコンクリート試験片(94M-20A)の照射後試験	(原子炉安全工学部/H1216)
33) 高Crフェライト鋼(BRM-36H)の組織観察と元素濃度分析	(物質科学研究部/H1301)
34) HIP 接合 316LN-IG 材(HFIR 照射)の IASCC 照射後試験(3)	(エネルギーシステム研究部/H1315)
35) 照射材の残留応力測定に関する照射後試験(NFD 共研) - I	(エネルギーシステム研究部/H1320)
36) 照射後疲労特性調査に係る RGM-55H 鋼の溶解、区分及び試料搬出	(物質科学研究部/H1321)
37) He 脆化機構解明に係る TEM 試料(00M-65A/フェライト鋼)の作製	(物質科学研究部/H1322)
38) He 脆化機構解明に係る TEM 試料(00M-66A/フェライト鋼)の作製	(物質科学研究部/H1323)
39) TEM ホルダ(92M-43A)解体及び TEM 試料区分、搬出	(物質科学研究部/H1324)
40) 溶接補修模擬材(SUS304)の IASCC 照射後試験(1)	(エネルギーシステム研究部/H1325)
41) 低放射化材照射損傷研究に係る BRM-46H 鋼の溶解及び区分け	(物質科学研究部/H1327)
42) 核変換ターゲット開発に係る材料の照射後試験(1)	(大強度陽子加速器施設開発センター/HD1401)
43) 核変換ターゲット開発に係る材料の照射後試験(4)	(大強度陽子加速器施設開発センター/HD1402)
44) 照射黒鉛(東海発電所モリタノ試験材)の照射後試験(2)	(物質科学研究部/H1401)
45) 軽水炉圧力容器鋼材(95M-14A, -15A, -16A)の SEM 観察	(原子炉安全工学部/H1402)
46) 核変換ターゲット開発に係る材料の照射後試験(2)	(大強度陽子加速器施設開発センター/H1403)
47) 軽水炉圧力容器肉盛り溶接材(95M-14A, 15A, 16A)の照射後試験(3)	(原子炉安全工学部/H1404)
48) 低放射化材(BRM-46H)の照射損傷研究に係る照射後試験	(物質科学研究部/H1405)
49) IASCC 感受性に及ぼす微量添加元素影響調査に係る照射後試験	(エネルギーシステム研究部/H1406)
50) スペクトル調整照射材(316 系ステンレス鋼)の IASCC 照射後試験(1)	(エネルギーシステム研究部/H1407)
51) HIP 接合 316LN-IG 材(HFIR 照射)の IASCC 照射後試験(5)	(エネルギーシステム研究部/H1408)
52) IASCC 感受性評価に係る RGM-35H 鋼の溶解、区分及び試料搬出	(エネルギーシステム研究部/H1409)
53) 核融合炉構造材 F82H 鋼の照射後試験(2)	(物質科学研究部/H1410)
54) 研究炉使用済燃料アダプタの保管廃棄作業	(研究炉部/H1411)
55) 軽水炉圧力容器鋼材(93M-36A)の硬さ試験	(原子炉安全工学部/H1412)
56) 照射材の残留応力測定に関する照射後試験(NFD 共研) - II	(エネルギーシステム研究部/H1413)
57) 原子炉構造材(316LN-IG 鋼及び F82H 鋼)の IASCC 照射後試験	(エネルギーシステム研究部/H1414)
58) 核変換ターゲット開発に係る材料の照射後試験(3)	(大強度陽子加速器施設開発センター/H1416)
59) 東北電力女川原発配管材料の硬さ試験	(ホット試験室/H1417)
60) 東京電力福島原発シュラウドの照射後試験	(ホット試験室/H1418)
61) 軽水炉圧力容器鋼材試料の区分け及び試料搬出	(原子炉安全工学部/H1419)
62) 材料試験片(00M-20A)の受入・保管・搬出作業	(エネルギーシステム研究部/H1420)
63) SSRT 用平板引張試験片の受入・保管・搬出作業	(エネルギーシステム研究部/H1421)
64) 高レベル廃液輸送容器廃棄作業	(物質科学研究部/H1422)
65) F82H 鋼(サイクロtron照射)の受入・保管・搬出作業	(物質科学研究部/H1423)
66) 低炭素 SUS316 鋼(未照射材)の SCC 照射後試験	(エネルギーシステム研究部/H1424)
(所外: 3 件)	
01) 平成 14 年度大幅高燃焼度用材料照射後試験(K-5)	(原子燃料工業株式会社/HR1401)
02) 平成 14 年度照射材料照射後試験(K-5)	(原子燃料工業株式会社/HR1402)
03) BRM-52 鋼の溶解及び試料搬出	(東大原子力研究総合センター/H1415)

2. 特記事項

特になし。

Table 1.2.4 核燃料物質等の搬出入

燃料試験施設

搬出入年月日	試料名	搬出入先	搬出入	担当課室等
H14.08.29	改良型UO ₂ ペレット	NDC	搬出	燃料安全研究室
H14.09.06	燃焼度分析試料 (ZN2)	WASTE F	搬出	ホット試験技術課
H14.10.17	ATR-6 短尺燃料棒	NSRR	搬出	燃料安全研究室
H14.10.23	VEGA-6 試験燃料	JRR-3	搬出	燃料安全研究室
H14.10.25	55GWd/t先行照射燃料	関電大飯4号	搬入	原子燃料工業(株)
H14.11.15	ATR-6 短尺燃料棒	NSRR	搬入	燃料安全研究室
H14.11.20	55GWd/t先行照射燃料A型13本	NDC	搬出	NDC
H14.11.21	FK-12 短尺済燃料棒	NSRR	搬出	燃料安全研究室
H14.12.01	VEGA-6 トリア管	原燃工東海	搬入	燃料安全研究室
H14.12.02	DRF-01 キャプセル	JRR-3	搬入	研究炉利用課
H14.12.18	燃焼度分析試料 (ATR-6)	燃料安全研究室 (研究4棟)	搬出	燃料安全研究室
H14.12.20	FK-12 短尺済燃料棒	NSRR	搬入	燃料安全研究室
H15.02.24	燃焼度分析試料 (BRF-31H)	燃料安全研究室 (研究4棟)	搬出	燃料安全研究室
H15.03.19	JMH-7 短尺燃料棒	NSRR	搬入	燃料安全研究室

Table 1.2.5 放射性物質等の搬出入

ホットラボ

搬出入年月日	試料名	搬出入先		担当課室等
H14. 04. 02	照射済材料試料	研究4棟	搬入	複合環境材料研究グループ
H14. 06. 03	照射済材料試料	大洗研ホットラボ	搬出	材料照射解析研究グループ
H14. 06. 11	K-5 腐食試験片	燃料試験施設	搬出	ホットラボ課
H14. 06. 12	照射済キャプセル(RGM-35H)	JRR-3	搬入	材料照射解析研究グループ
H14. 08. 09	中性子照射済試験片	ORNL	搬入	材料照射解析研究グループ
H14. 08. 20	照射済材料試料(97M-21A 他)	大洗研ホットラボ	搬入	材料照射解析研究グループ
H14. 08. 20	照射済材料試料(RGM-55H 他)	大洗研ホットラボ	搬出	複合環境材料研究グループ
H14. 09. 09	研究炉使用済燃料アダプタ	JRR-2	搬入	研究炉技術管理課
H14. 09. 13	K-5 クリープ試験片	燃料試験施設	搬出	ホットラボ課
H14. 09. 18	研究炉使用済燃料アダプタ	JRR-2	搬入	研究炉技術管理課
H14. 10. 11	照射済キャプセル(BRM-52)	JRR-3	搬入	大学開放研究室
H14. 10. 15	照射済試料(BRM-52)	JRR-3	搬出	大学開放研究室
H14. 11. 11	K-5 水素分析試料	燃料試験施設	搬出	ホットラボ課
H14. 11. 13	女川配管サンプル	燃料試験施設	搬入	実用燃料試験課
H14. 11. 14	女川配管サンプル	燃料試験施設	搬出	ホットラボ課
H14. 11. 14	女川配管サンプル	燃料試験施設	搬入	実用燃料試験課
H14. 11. 18	女川配管サンプル	燃料試験施設	搬出	ホットラボ課
H14. 11. 26	照射済金属試料(2F3)	NFD	搬入	NFD
H14. 12. 02	照射済金属試料	燃料試験施設	搬出	ホットラボ課
H14. 12. 05	照射済金属試料	燃料試験施設	搬入	実用燃料試験課
H14. 12. 12	照射済材料試料(RGM-23H)	大洗研ホットラボ	搬出	熱利用システム研究グループ
H14. 12. 16	照射済材料試料(97M-9A 他)	大洗研ホットラボ	搬出	機器信頼性研究室
H14. 12. 17	照射済材料試料(00M-20A)	大洗研ホットラボ	搬入	耐食材料研究グループ
H14. 12. 17	照射済材料試料(92M-43A 他)	大洗研ホットラボ	搬出	材料照射解析研究グループ
H14. 12. 18	照射済材料試料(86M-44J)	大洗研ホットラボ	搬入	複合環境材料研究グループ
H14. 12. 18	照射済材料試料(RGM-55H 他)	大洗研ホットラボ	搬出	複合環境材料研究グループ
H14. 12. 24	照射済材料試料(00M-65A 他)	NDC	搬出	材料照射解析研究グループ
H15. 01. 20	K-5 硬さ試験試料	燃料試験施設	搬入	実用燃料試験課
H15. 01. 20	照射済材料試料(86M-44J)	WASTEF	搬出	複合環境材料研究グループ
H15. 01. 20	照射済黒鉛試料	セラミック特研	搬出	材料照射解析研究グループ
H15. 02. 13	元素分析試料	原研高崎研	搬入	材料照射解析研究グループ
H15. 03. 10	TEM 観察試料	大洗研ホットラボ	搬入	材料照射解析研究グループ
H15. 03. 24	SINQ 照射分析試料	NFD	搬出	核変換利用開発グループ

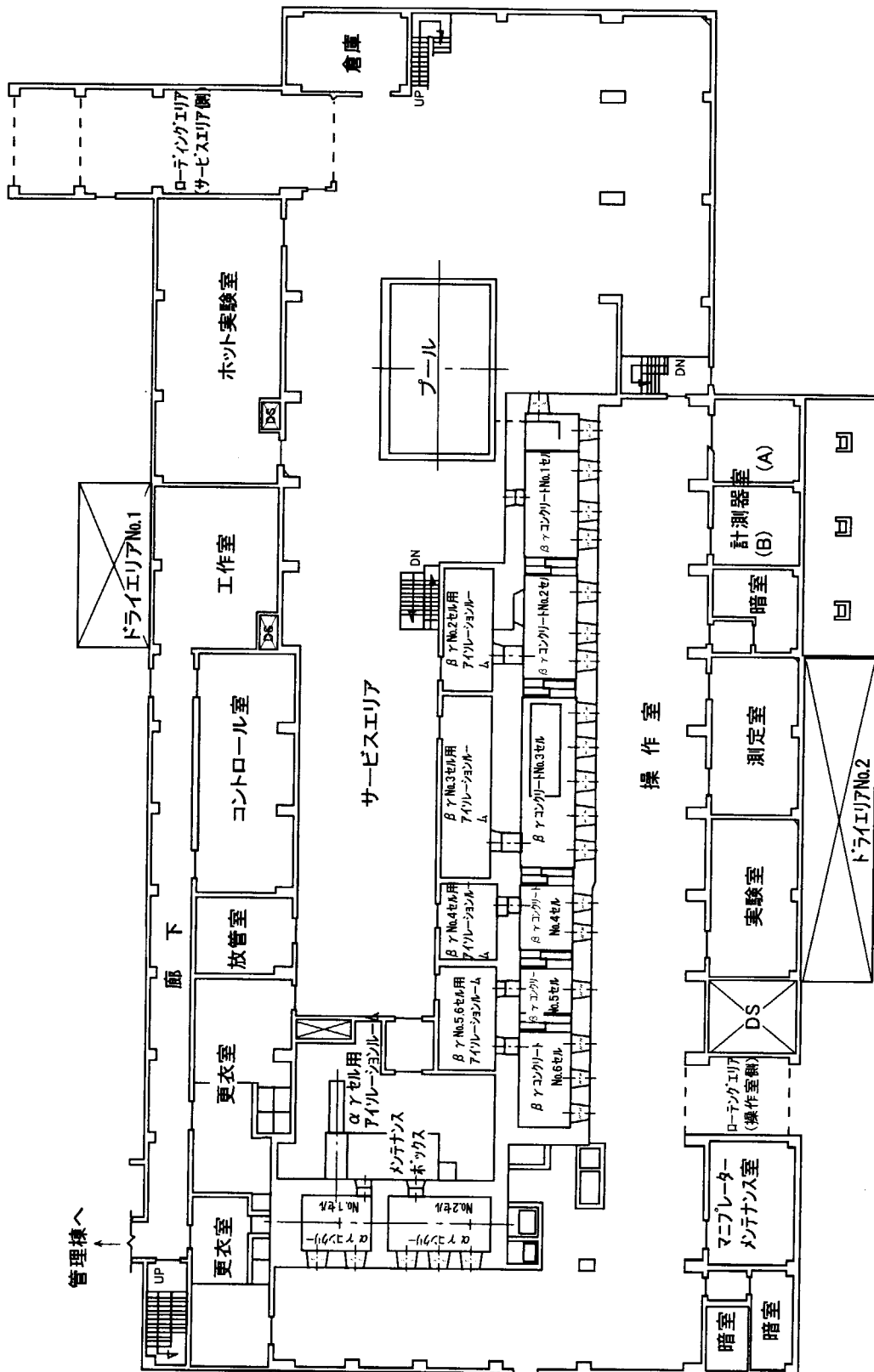


Fig. 1.1.1 燃料試験施設1階平面図

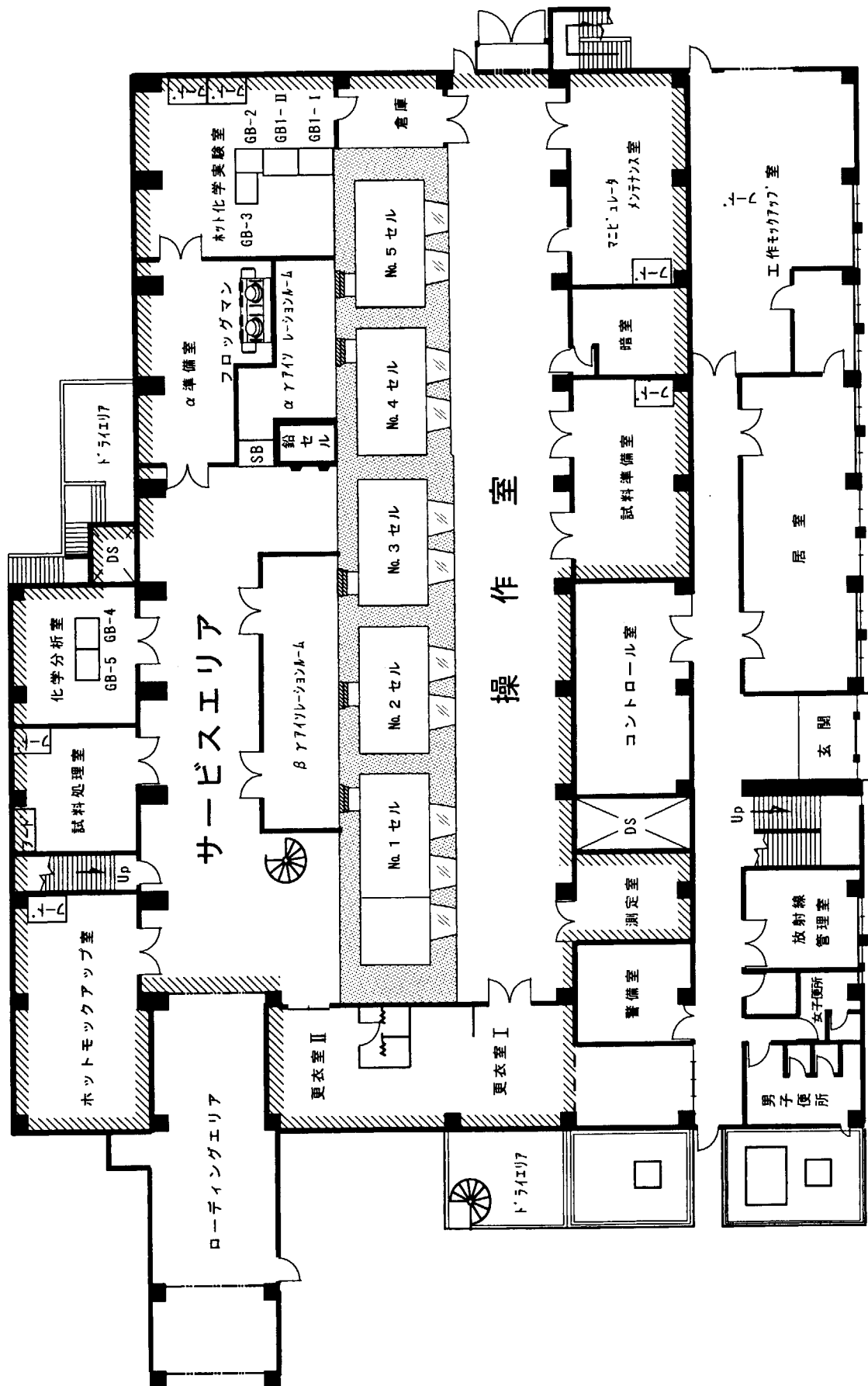


Fig. 1.1.2 WASTE F1 階平面図

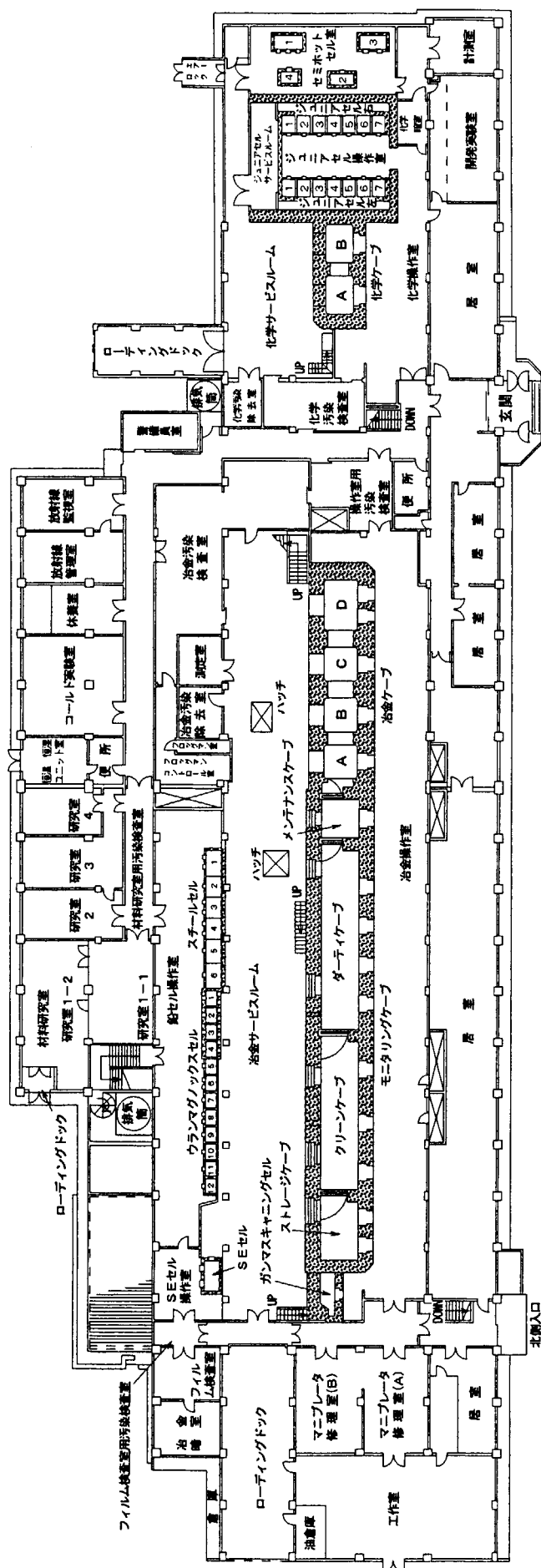


Fig. 1.1.3 ホットラボ1階平面図

2. 燃料試験施設の運転管理

2. 1 運転・利用状況

平成14年度における燃料試験施設の運転・利用状況は、6件の受託業務と53件の所内利用業務であった。受託業務では、①BWR9×9B型燃料集合体（3サイクル照射）の燃料要素破壊試験及びウォータチャンネル等集合体部材試験②PWR55GWd/t先行照射燃料要素の受入及び洗浄試験③BWRで照射された大幅高燃焼度用材料の非破壊及び破壊試験④BWRで照射された照射材料の破壊試験⑤ATR照射用ガドリニア燃料集合体の燃料要素パンクチャー試験及び破壊試験⑥照射済改良UO₂ペレットの搬出作業を実施した。所内利用業務については、高燃焼度軽水炉燃料等のNSRRパルス照射実験関連照射後試験、VEGA実験関連の照射後試験及び技術支援、LOCA試験関連の照射後試験U-ROX燃料や混合炭窒化物燃料の研究開発に係る照射後試験、むつ使用済燃料集合体の照射後試験及び再組立等を実施した。その他、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協力した。

2.1.1 本体施設の運転管理

(1) 運転管理と実績

平成14年度に行った受託業務は、原子燃料工業（株）からの国のプロジェクトに基づく「燃料集合体信頼性実証試験BWR9×9B型燃料集合体照射後試験」に関して、燃料要素3本を切断し、ペレット熱拡散率測定、SEM/EPM、被覆管水素分析、硬度測定等を行うとともに、ウォータチャンネル等集合体構成部材について酸化膜厚さ測定、金相試験等を実施した。同じく原子燃料工業（株）からの電力共研に基づく照射後試験を3件受託し、次のような試験を行った。「55GWd/t先行照射燃料の照射後試験（PHASE1）」に関して、燃料要素10本を受入、燃料要素洗浄を実施した。「大幅高燃焼度用材料照射後試験」に関して、改良被覆管材料試験試料について金相試験、水素分析、硬度試験を行い、被覆管クリープ試験試料について酸化膜厚さ測定、寸法測定を実施した。「照射材料照射後試験」に関して、改良被覆管材料試験試料について重量測定、水素分析を実施した。核燃料サイクル開発機構からの受託業務「照射用ガドリニア燃料集合体の照射後試験（その2）」については、燃料要素パンクチャー試験、切断、金相試験、 α オートラジオグラフィーを実施した。ニュークリア・デベロップメント（株）（以下、NDCと言う）からの受託業務「照射済改良UO₂ペレットの照射後試験」については、試験が終了したUO₂ペレットの搬出作業を実施した。

所内利用業務では、再照射燃料加工等に関して、NSRRパルス照射実験用燃料2本（BWR1本、ATR1本）及びVEGA実験用JRR-3M再照射燃料1本の短尺加工を行い、外観検査、寸法測定、X線検査、γスキャン等の非破壊検査を実施し、NSRR及びJRR-3Mへ搬出するとともに、再照射に供した試料近傍について、金相試験等の比較試験を実施した。さらに、パルス照射実験後に受入れた、短尺燃料の非破壊試験及び破壊試験を行った。また、U-ROX燃料の破壊試験、（VEGA）実験前後の試験等を実施した。むつ使用済燃料集合体について、再組立作業及び照射後試験

を継続実施した。当該年度における燃料試験施設の利用状況をFig. 2. 1. 1に示す。

その他、国の要請により「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」に関し、金相試験、SEM/EPMA、硬度測定等を実施した。

(2) 主な試験内容

〔所外利用に関する照射後試験〕

① 燃料集合体信頼性実証試験

高燃焼度BWR 9×9 B型燃料集合体の照射後試験については、 UO_2 ペレットについて、金相試験、SEM/EPMA、密度測定、マイクロスキヤニング、ペレット中含有ガス分析、X線回折、熱拡散率測定を行い、被覆管については内外面観察、内外面SEM/EPMA、水素分析、微小硬さ測定、超微小硬さ測定、引張試験を行うとともに集合体構成部材のウォータチャンネル、スパーサ、スパーサスプリングについて非破壊及び破壊試験を実施し、高燃焼度BWR 9×9 B型燃料集合体（3サイクル照射）の照射後試験を全て終了した。

② PWR 55 GWd/t B型先行照射燃料の照射後試験

本燃料は、関西電力（株）大飯発電所4号機に装荷され、4サイクル照射を終了した後、集合体から引き抜かれた10本の燃料要素で、耐食性改良被覆管、大粒径ペレット及び高濃縮ガドリニア入りペレットが使用されている。今年度は、燃料要素の受入（平成14年10月22日）及び洗浄を実施した。

③ 大幅高燃焼度用材料照射後試験

燃料の高燃焼度化に対応する目的で国内のBWRで最大6サイクル照射した改良ジルコニウム合金の照射後試験を実施した。キャプセル解体及び材料試験関係はホットラボで実施し、燃料試験施設においては材料試験試料の金相試験、硬度測定、水素分析及びクリープ試験試料の寸法測定、酸化膜厚さ測定を実施した。

④ 照射材料照射後試験

大幅高燃焼度用材料照射後試験の追加試験として、材料試験試料の水素分析を実施した。

⑤ ATR照射用ガドリニア燃料集合体の照射後試験

照射用ガドリニア燃料集合体の照射後試験については、燃料要素パンクチャー試験、金相試験、 α オートラジオグラフィーを実施した。

⑥ 照射済改良 UO_2 ペレットの照射後試験

前年度で照射後試験が終了した改良 UO_2 ペレットをNDCへ搬出した。

〔所内利用に関する照射後試験〕

① 原子炉安全工学部関連

短尺燃料棒加工に関しては、NSRRパルス照射実験用として、BWRステップⅡ燃料1本 ATR/MOX燃料1本を作製し、パルス照射試験後データと比較するため、X線検査、γスキャンニング、寸法測定等の非破壊試験を実施した後、NSRRへ搬出した。さらに、短尺燃料棒切り出し位置近傍から採取した試料について、金相試験等の比較試験を実施した。

また、パルス照射後試験として、キャプセル解体、短尺燃料棒の非破壊試験及び破壊試験を実施した。

VEGA-M1実験については、実験前の試料調製及び実験後のγスキャンニング等を行った。VEGA-6実験についてはJR-3で再照射を行うため短尺燃料棒の加工を行い、照射の後、試料調製を行い実験試料とした。

LOCA試験関連については、試験試料の作製及び急冷破断試験を実施した。

高度化軽水炉燃料安全技術調査関連については、平成16年のスタズビクからの燃料輸送に関して、NR-10Fキャスクのバスケットの取扱い及びプールでのハンドリングの検討を行った。

② エネルギーシステム研究部関連

U-ROX燃料ペレットの照射後試験では、EPMA試験を実施した。常陽照射ウラン・プルトニウム混合炭・窒化物燃料については、マイクロγスキャンニング、オートラジオグラフィを実施し、全ての試験を終了した。むつ燃料については、燃料集合体外観検査、燃料要素引抜き力測定、燃料要素外観検査等を実施した。

③ 燃料サイクル安全工学部

NUCEF実験に使用するATR/MOX燃料の試料採取位置及び試料長さ等について検討を行った。実験試料の搬出は、次年度に実施する予定である。

(3) その他

核燃料の管理では、文部科学省及びIAEAによる核燃料物質の査察が各四半期毎に行われ、問題なく終了した。同じく、文部科学省により保安規定の遵守状況の検査が四半期ごとに、保安検査官の巡視が随時実施された。これらの検査については、特に大きな指摘はなく問題なく終了した。

核燃料物質の年間予定使用量の記載変更に伴い、東海研究所核燃料物質使用施設等保安規定第8編燃料試験施設の管理及び燃料試験施設本体施設使用手引について平成15年3月7日付けで改正を行った。また、むつ燃料輸送容器34基の除染作業を実施し、所定の保管場所へ搬出した。

2.1.2 特定施設の運転管理

本体施設の運転に伴う受変電設備、非常用電源設備、空気圧縮設備、気体廃棄設備、液体廃棄設備及び警報設備等の運転管理は、ホット試験施設課によって滞りなく行われた。

2. 2 保守・整備状況

2.2.1 本体施設の保守・整備

本体施設の保守・整備は、平成14年度年間使用計画に従って、プール、 β γ コンクリートセル、 β γ 鉛セル、 α γ コンクリートセル、 α γ 鉛セル、ボックス等、一斉指令装置、警報設備、試験施設内装設備及び臨界警報装置について動作試験及び校正等を実施し、その結果は全て「良」で特に問題はなかった。実施項目及び結果をTable 2.2.1に示す。

2.2.2 特定施設の保守・整備

特定施設の保守・整備は、ホット試験施設課によって、受変電設備、非常用電源設備、気体廃棄設備、液体廃棄設備、空気圧縮設備及び警報設備等について絶縁抵抗測定及び作動試験等が実施され、その結果は全て「良」で特に問題はなかった。実施項目及び結果をTable 2.2.2に示す。

2.2.3 放射線管理施設の保守・整備

放射線測定機器の日常点検は、保健物理部施設放射線管理第2課によって実施された。また、放射線管理施設の自主検査は、保健物理部線量管理課によって、ダストモニタ、ガスモニタ、ガンマ線エリアモニタ、ハンドフットクロスモニタについて性能試験及び校正を実施され、その結果は全て「良」であった。自主検査の実施状況をTable 2.2.3に示す。

2.2.4 補修・更新工事等

(1) 本体施設について、縦型負圧指示調節計（全20台）を従来の空気式から電気式に更新した。これは、従来の空気式縦型負圧指示調節計が製造中止になることから更新したものである。その他、副警報盤を更新し、出入り管理盤を一部改造した。

(2) 特定施設について、老朽化対策として、排気用バタ弁制御機器の交換及び冷凍機冷却水ポンプ等の更新を行った。

2. 3 放射線管理状況

2.3.1 概況

平成14年度に実施した主な放射線作業は、セルの汚染除去作業、試験装置の解体、試験内装機器の保守点検修理、照射済燃料の搬出入作業及びむつ燃料輸送容器汚染除去作業であった。これらの作業は、いずれも異常な被ばくや汚染を発生することなく円滑に遂行された。

2.3.2 個人線量

平成14年度における放射線業務従事者の実効線量をTable 2.3.1に示す。年間の集団実効線量と最大実効線量は、それぞれ80.2人・mSv、4.7mSvであった。また、等価線量に係る被ばく状況は、皮膚の最大と平均の等価線量が、それぞれ36.6mSv、2.0mSvであり、眼の水晶体の最大と平均の等価線量

が、それぞれ9.0mSv、0.51mSvであった。なお、実効線量及び等価線量は、ともに保安規定等に定める線量限度及び警戒線量を超える被ばくはなかった。

2.3.3 放射性気体廃棄物

平成14年度に放出された放射性気体廃棄物の平均濃度及び放出量をTable 2.3.2に示す。 ^{85}Kr 及び ^{125}Sb は照射済燃料のFPガス分析及び切断作業等で放出されたものである。これらの年間の総放出量は、それぞれ 1.1×10^{12} Bq及び 2.6×10^5 Bqであり、保安規定に定める放出管理基準値を超える異常放出は認められなかった。

2.3.4 放射性液体廃棄物

燃料試験施設から発生するすべての放射性液体廃棄物は、施設内の貯留槽に貯留される。貯留された廃液は、放射性物質の濃度を測定した後、放射性液体廃棄物運搬車両にて放射性廃棄物管理第1課に搬出される。平成14年度の四半期別の放射性廃棄物管理第1課へ引き渡した放射エネルギー(Bq)及び発生量(m^3)をTable 2.3.3に示す。

2.3.5 放射性固体廃棄物

燃料試験施設から発生する放射性固体廃棄物には、照射後試験及びセル汚染除去等の保守点検作業によるものと、試験済の樹脂等で固化され保管廃棄される核燃料物質がある。これらの固体廃棄物は、本体施設の運転に伴い、年間を通して発生するものである。平成14年度四半期別の放射性廃棄物管理第1課へ放射性固体廃棄物運搬車両で搬出された数量について、レベル毎にTable 2.3.4に、搬出形状の種類別にTable 2.3.5に示す。

Table 2.2.1 燃料試験施設本体施設自主検査の実施状況

検査実施設備	検査項目	実施年月	結果
プール	① 安全装置の作動試験	H14. 11	良
	② 機器等の動作試験	H14. 5～H14. 7	良
	③ 中和処理装置の法令に定める検査	H14. 8	良
	④ 槽類配管及びバルブの漏洩検査	H14. 5～H14. 7	良
β γ コンクリートセル及び β γ 鉛セル	① 安全装置の動作試験	H14. 6～H15. 3	良
	② 機器等の動作試験	H14. 6～H15. 3	良
	③ 負圧計の動作試験	H15. 3	良
	④ インセルモタの動作試験及び校正	H14. 12	良
α γ コンクリートセル、 α γ 鉛セル及びボックス等	① 安全装置の動作試験	H15. 3	良
	② 機器等の動作試験	H15. 3	良
	③ 負圧計の動作試験	H15. 3	良
	④ インセルモタの動作試験及び校正	H14. 12	良
	⑤ アルゴンガス供給系の点検	H15. 1	良
	⑥ グローブ、ブーツ及びビニール バッグ等の点検	H15. 2	良
	⑦ アルゴンガス循環精製装置の動作 試験及び点検	H14. 10	良
	⑧ α γ 系液体廃棄設備の動作試験 及び点検	H15. 1	良
一斉指令装置	通報試験	H14. 6～H14. 12	良
警報設備	動作試験	H14. 4～H15. 3	良
試験施設内装設備	① 安全装置の動作試験	H14. 4～H15. 3	良
	② 機器、装置の動作試験	H14. 4～H15. 3	良
臨界警報装置	性能試験及び校正	H14. 12	良

Table 2.2.2 燃料試験施設特定施設自主検査の実施状況

検査実施設備	検査項目	実施年月	結果
受変電設備及び 非常用電源設備	① 絶縁抵抗測定	H14. 10	良
	② 非常用電源の機能試験	H14. 10	良
	③ 保護継電器作動試験	H14. 10	良
	④ 外観検査	H14. 10	良
気体廃棄設備	① 電気設備機器の絶縁抵抗測定	H14. 10	良
	② フィルターの目視検査	H14. 12	良
	③ フィルターの捕集効率測定	H14. 12	良
	④ 風量・風向測定	H14. 12	良
	⑤ 機器等の作動試験	H14. 8～H14. 10	良
	⑥ 外観検査	H14. 10	良
液体廃棄設備	① 電気設備機器の絶縁抵抗測定	H14. 8～H15. 1	良
	② 機器等の作動試験	H14. 8～H15. 1	良
	③ 配管、弁等の漏洩点検	H14. 8～H15. 1	良
	④ 外観検査	H14. 8～H15. 1	良
空気圧縮設備	① 作動試験	H14. 8～H15. 2	良
	② 電気設備機器の絶縁抵抗測定	H14. 8～H15. 2	良
	③ 外観検査	H14. 8～H15. 2	良
警報設備	作動試験	H14. 8～H15. 2	良

Table. 2. 2. 3 放射線管理施設自主検査の実施状況

設 備 名	検 査 項 目	実 施 年 月 日
ダストモニタ	性能試験及び校正	H14. 6. 13～H14. 7. 11
ガスモニタ	性能試験及び校正	H14. 6. 13～H14. 7. 11
ガンマ線エリアモニタ	性能試験及び校正	H14. 6. 13～H14. 7. 11
ハンドフットクロスモニタ	性能試験及び校正	H14. 6. 13～H14. 7. 11

Table. 2. 3. 1 放射線業務従事者の実効線量

項目 \ 期間	第 1 四半期	第 2 四半期	第 3 四半期	第 4 四半期	年 間 *
放射線業務従事者 (人)	110	140	135	171	288
集団実効線量当量 (人・mSv)	32.7	20.4	4.9	22.2	80.2
平均実効線量当量 (mSv)	0.30	0.15	0.04	0.13	0.28
最大実効線量当量 (mSv)	2.9	1.6	0.7	3.5	4.7

* 各四半期で計数された同一人は1人として算出した値である。

Table. 2. 3. 2 放出された放射性気体廃棄物

種 別	核 種	項 目	期 間	第 1 四 半 期	第 2 四 半 期	第 3 四 半 期	第 4 四 半 期	年 間
放 射 性 ガ ス	⁸⁵ Kr	平均濃度 (Bq/cm ³)		$< 8.8 \times 10^{-3}$	$< 8.8 \times 10^{-3}$	$< 8.8 \times 10^{-3}$	$< 8.8 \times 10^{-3}$	$< 8.8 \times 10^{-3}$
		放 出 量 (Bq)		8.0×10^{11}	1.2×10^{11}	1.0×10^{11}	5.2×10^{10}	1.1×10^{12}
	¹³¹ I	平均濃度 (Bq/cm ³)		$< 7.0 \times 10^{-10}$	$< 8.0 \times 10^{-10}$	$< 7.5 \times 10^{-10}$	$< 8.0 \times 10^{-10}$	$< 8.0 \times 10^{-10}$
		放 出 量 (Bq)		0	0	0	0	0
	¹³⁷ Cs	平均濃度 (Bq/cm ³)		$< 1.0 \times 10^{-10}$	$< 1.0 \times 10^{-10}$	$< 9.5 \times 10^{-11}$	$< 9.7 \times 10^{-11}$	$< 1.0 \times 10^{-10}$
		放 出 量 (Bq)		0	0	0	0	0
	²³⁹ Pu	平均濃度 (Bq/cm ³)		$< 2.6 \times 10^{-11}$	$< 2.6 \times 10^{-11}$	$< 2.7 \times 10^{-11}$	$< 2.9 \times 10^{-11}$	$< 2.9 \times 10^{-11}$
		放 出 量 (Bq)		0	0	0	0	0
	¹²⁵ Sb	平均濃度 (Bq/cm ³)		—	2.0×10^{-9}	—	—	$< 1.8 \times 10^{-9}$
		放 出 量 (Bq)		—	2.6×10^5	—	—	2.6×10^5

Table 2.3.3 燃料試験施設から廃棄物処理場へ輸送した放射性液体廃棄物

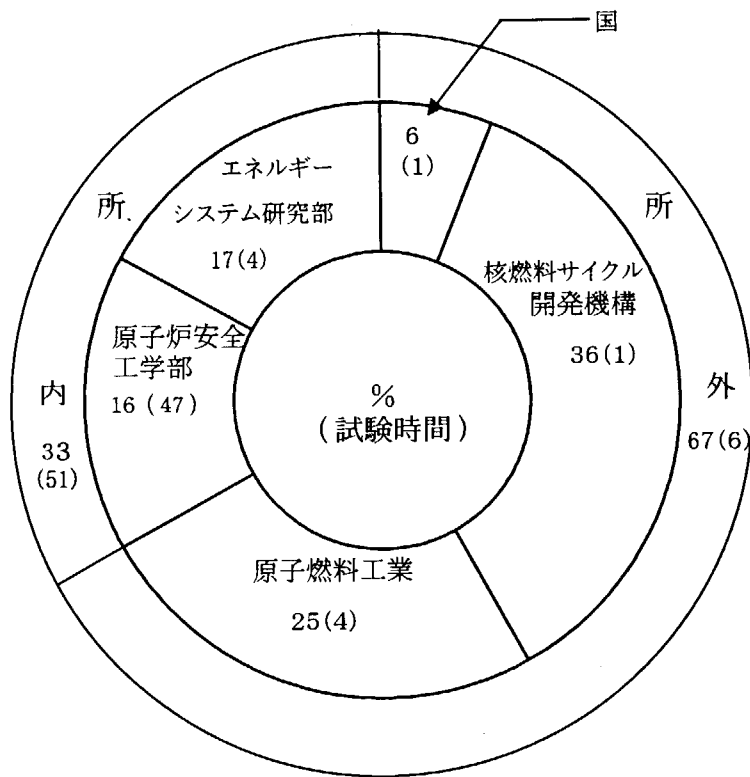
		第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期	年間総量
A 1	放射エネルギー(Bq)	3.42×10^7	6.34×10^7	1.74×10^7	6.54×10^6	1.22×10^8 (Bq)
	発生量 (m ³)	17.5	18.2	17.0	12.0	64.7 (m ³)
A 2	放射エネルギー(Bq)	————	7.32×10^6	1.74×10^6	2.89×10^6	5.36×10^6 (Bq)
	発生量 (m ³)	————	6.1	7.9	8.1	22.1 (m ³)

Table 2.3.4 燃料試験施設から廃棄物処理場へ輸送した放射性固体廃棄物

レベル (量)	第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期	年間総量
A-1 (m ³)	31.80	18.99	17.85	36.71	105.35
A-2 (m ³)	0.62	1.34	0.75	0.39	3.10
B-1 (m ³)	0.57	0.09	0.84	0.84	2.34

Table 2.3.5 燃料試験施設の放射性固体廃棄物の種類と数量

排出レベルと種類		第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期	合計
A 1	① S-1型容器 (1.00m ³)	5ヶ	3ヶ	1ヶ	1ヶ	10ヶ
	② HEAPフィルター (0.11m ³)	10ヶ	6ヶ	14ヶ	11ヶ	41ヶ
	③ プレフィルター (0.01~0.02m ³)	4ヶ	6ヶ	7ヶ	8ヶ	25ヶ
	④ ドラム缶 (0.20m ³)	1ヶ	1ヶ	2ヶ	1ヶ	5ヶ
	⑤ ベール缶 (0.03m ³)	5ヶ	4ヶ	2ヶ	12ヶ	23ヶ
	⑥ カートンボックス (0.02m ³)	1254ヶ	739ヶ	723ヶ	1685ヶ	4401ヶ
	⑦ 角型カートリッジ (0.40m ³)	————	————	————	————	————
A 2	① 角型カートリッジ (0.40m ³)	————	————	1ヶ	————	1ヶ
	② 円筒形カートリッジ (0.03m ³)	14ヶ	38ヶ	5ヶ	13ヶ	70ヶ
	③ ドラム缶 (0.20m ³)	1ヶ	1ヶ	1ヶ	————	3ヶ
	③ フィルタ内筒 (0.05m ³)	————	————	————	————	————
B 1	① 円筒型カートリッジ (0.03m ³)	19ヶ	3ヶ	28ヶ	28ヶ	78ヶ
	② レシオン内筒 (0.30m ³)	————	————	————	————	————
	③ フィルタ内筒 (0.05m ³)	————	————	————	————	————



利用比率（試験時間）
（ ）内は件数を示す

原子燃料工業：燃料集合体信頼性実証試験BWR9×9B型燃料照射後試験
 原子燃料工業：55GWd/t先行照射燃料の照射後試験
 原子燃料工業：大幅高燃焼度用材料照射後試験
 原子燃料工業：照射材料照射後試験
 核燃料サイクル開発機構：照射用ガドリニア燃料集合体の照射後試験
 国（経産省、保安院）：東北電力女川原子力発電所配管材料検査

原子炉安全工学部部 47件：NSRRパルス照射実験用燃料加工及び照射後試験等
 エネルギーシステム研究部 4件：むつ燃料の照射後試験等

Fig.2.1.1燃料試験施設の利用状況(平成14年度)

3. W A S T E F の運転管理

3. 1 運転・利用状況

3.1.1 本体施設の運転管理

平成14年度の本体施設の運転管理は、平成14年度業務実施計画に基づいて実施した。

平成14年度のW A S T E F利用状況は、Fig. 3.1.1に示すように、概ね所内4分野からの利用であり、放射性廃棄物処分研究、アクチノイド凝縮系物性研究、燃料研究、材料研究等に係る試験の実施及び関連試験装置の整備を進めた。特に、材料研究関連においては、平成11年度から継続実施の再処理施設機器関連の先進耐食材料研究に係るホット試験に加えて、本年度から、軽水炉高経年化研究の一環として装置整備を進めてきたI A S C C研究のため高温高压水中複合環境下低歪速度引張試験装置について照射後試験を開始した。また、本年度をもって照射後試験を停止した東海ホットラボの材料関連照射後試験の次年度以降の受け皿としての機能を睨みつつ、T E M関連装置移設のための設置室整備及び汎用材料試験装置である引張圧縮試験機の整備を進め、本格的材料試験施設に向けた準備を着実に進めた。

所内4分野からの今年度の利用申し込み件数は、放射性廃棄物処分関連2件、アクチノイド凝縮系物性研究関連2件、燃料研究関連3件及び材料試験関連8件の都合15件であり、その全てについて試験を終了させた。このうち材料試験関連では、新規装置の整備に係る申し込みが3件含まれる。また、利用申し込み以外の業務として、むつ燃料取扱容器の除染作業を終了させるとともに、新規試験等に伴う核燃料物質使用の許可変更等に係る一連の業務を進め、次年度第1回目申請に向けての全作業を終了させた。

以下に平成14年度の業務内容を示す。

(1) 放射性廃棄物処分の安全性に係る試験

燃料サイクル安全工学部処分安全研究室が進めている廃棄物処分におけるバリア性能の研究に関する試験では、前年度に引き続き各種の環境条件下での人工バリアの核種保持性能に関するアクチノイド元素の移行挙動を調べるため、本年度は、アンモニアに富む地下水条件下におけるベントナイト緩衝材のネプツニウム等の拡散試験（約1年間）を開始し、サンプリング液の放射能測定を実施した。

多種多様な廃棄物を含むR I・研究所等廃棄物処分における溶融固化体のバリア性能試験では、 ^{237}Np 、 ^{241}Am を含んだ小規模溶融固化体の作製及び浸出試験(3, 7, 14, 28, 91, 140日間)を終了し、浸出液の元素分析を実施した。

(2) アクチノイド凝縮系の物性に係る試験

物質科学研究部アクチノイド科学研究グループが進めているT R U消滅処理研究関連試験では、T R U窒化物調製試験として炭素熱還元法によりキュリウム酸化物から直接に窒化物を調製する試験(2回)を実施した。また、T R U窒化物の高温安定性を調べる目的でアメリカニウム窒化物A m

N及びアメリシウムに希釈材としてジルコニウムを加えたアメリシウム・ジルコニウム混合窒化物(Zr, Am)Nの蒸発挙動に関する試験(3回)を実施した。さらに、作製したTRU窒化物については、不純物等の分析として炭素及び酸素・窒素分析並びにX線回折試験による生成物同定及び格子定数測定を実施した。また、TRU分離・変換技術の検討に関する試験では、キュリウム酸化物の貯蔵時における寸法変化を明らかにする目的で、粉末及び焼結体を用いて、X線回折による格子定数測定(2回)、酸素量測定によるO/M比測定(2回)及びダイヤルゲージによる試料寸法変化測定(1回)を実施した。

(3) 燃料研究に係る試験

エネルギーシステム研究部新型燃料燃焼研究グループが進めている岩石型燃料の研究開発に関する試験では、「使用済燃料の直接地層処分後の安定性評価に係る照射済U-R-O-X燃料の浸出試験」の試験液について、アンモニウムモリブドフosphate (AMP)を用いてCs分離を行った後、Ge半導体検出器を用いての γ 線放出核種の定量分析及び質量分析用サンプルの調製を終了し、当施設としての一連の試験を終了させた。

ホット試験室が原子燃料工業(株)からの受託業務で実施している「燃料集合体信頼性実証試験BWR9×9B型燃料集合体照射後試験」の一項目である燃料ペレットの燃焼度測定では、燃料試験施設から受け入れた燃料溶解試料5サンプルについて、同位体希釈法(Nd法)による化学分離後、アルファ放射能測定を行うと共に、質量分析計用に試料調製を行った後、燃料サイクル安全工学研究施設(NUCEF)へ搬出し、環境科学研究部分析科学研究グループの協力の下、Nd、U及びPuの質量分析を行い、燃焼率(%IMA)を求めた。

原子炉安全工学部燃料安全研究室が燃料試験施設で実施しているVEGA実験において実験装置の放射性物質捕集系配管内面に付着したFPの硝酸酸洗液について、ICP発光分析装置により微量元素の定量を行い、放出した放射性物質の質量バランスを評価するためのデータを提供した。

(4) IASCC研究に係る試験

エネルギーシステム研究部複合環境材料研究グループが実施しているIASCC研究関連では、原子炉プラント用材料の信頼性・安全性研究関連試験として、原子炉内の複合環境下におけるIASCCの支配因子及び発生機構の解明に向けた「軽水炉環境助長割れ現象解析装置」の性能確認試験を終了し、未照射材データ取得のためコールド試験及びJRR-3で照射したSUS304及びSUS316鋼について高温高圧水中複合環境下での低ひずみ速度試験を実施した。また、日本原子力発電(株)との共同研究で実施している、「ステンレス鋼の多様な条件でのIASCCに関する研究」の一環として、本施設に整備された「高温水中マルチ型単軸引張SCC試験装置」の性能確認試験を終了し、未照射材データ取得のためのコールド試験を実施した。

(5) 先進耐食材料研究に係る試験

エネルギーシステム研究部耐食材料研究グループが実施している先進耐食材料研究に係る試験では、「耐食材料機器保守管理技術等調査」（経済産業省受託研究）の一環として、再処理施設の主要機器である酸回収蒸発缶材料について、ネプツニウムを含む硝酸溶液中での 400 時間及び 750 時間の伝熱面腐食試験及び試験済液に含まれるニッケル含有量測定を実施するとともに、溶解槽材料について使用済み燃料溶解液中での 1000 時間の伝熱面腐食試験を実施した。また、新たな試験装置の整備としては、溶解槽材料の応力腐食割れを調べるための「伝熱面応力腐食割れ試験装置」を Na.3 セルに、酸回収蒸発缶材の管状態での伝熱面腐食試験が実施可能な「伝熱面腐食試験装置」を Na.4 セル内に設置し、これらについて性能評価試験を開始した。

また、日本原子力発電（株）との共同研究で実施する「高性能燃料被覆管材の研究」のための試験装置として、最高 360℃、24MPa の高温高压水中で高性能燃料被覆管材の耐 I A S C C 性評価（S S R T）と耐食性評価（伝熱面腐食試験）が可能な「高温水中ホット腐食試験装置」を Na.3 セルに整備し、未照射材を用いたコールド試験による性能評価試験を開始した。

(6) その他

試験関係以外の管理区域業務として「むつ」燃料用燃料取扱容器の除染作業を実施した。この作業では、前年度に燃料試験施設において実施された「むつ使用済燃料の輸送・搬入」で使用した燃料取扱容器（重量約 2.5 トン）を当施設内サービスエリアに搬入し、グリーンハウス内で分解した後、拭き取り及び研磨による汚染除去を実施するとともに、除染が不可能なドレン管及びベント管の埋め込み配管についてボール盤等による配管撤去及び内面研削を実施した。除染の終了した燃料取扱容器は、十分な表面密度及び線量当量率測定を行い、全ての部分が検出限界以下であることを確認し、所定の屋外一時仮置き場所に搬出した。

許認可関連業務では、組織改正に伴い東海研究所核燃料物質使用施設等保安規定の一部改正（H14.4.1）及び廃棄物安全試験施設（W A S T E F）本体施設使用手引の一部改正を行うとともに、核燃料物質の使用許可書の様式統一に併せて年間予定使用量の変更に係る届出を行った。また、年間予定使用量の変更に伴い保安規定の一部改正及び本体施設使用手引の一部改正を行った。

監督官庁等の検査等の対応では、文部科学省関連の四半期ごとの保安規定遵守状況検査、毎月の保安検査官巡視及び初めての核物質防護規定の遵守状況調査（H14.12.11）を受け、指摘事項もなく終了した。地域協定による茨城県による平常時立ち入り検査（H15.2.6）は本年度も実施され、問題なく対応できた。

また、原子力関連施設で発生したトラブルの水平展開に伴う各種点検・調査業務に対応した。

3.1.2 特定施設の運転管理

本体施設の運転に伴う受変電設備、非常用電源設備、空気圧縮設備、気体廃棄設備、液体廃棄設備及び警報設備等の運転管理は、ホット試験施設課によって滞りなく実施した。

また、東海研究所核燃料物質使用施設等保安規定の一部改正に伴い、廃棄物安全試験施設(WASTE F)特定施設運転手引を一部改正した。

3. 2 保守・整備状況

3.2.1 本体施設の保守・整備

本体施設の保守・整備は、平成 14 年度年間使用計画に基づき、 β γ セル、 α γ セル、鉛セル、グローブボックス等、液体廃棄設備、一斉指令装置及び警報装置の自主検査のため、インセルモニタ設備、空調給排水設備、 α γ 除染設備、グローブボックスNo.1 からNo.5、メンテナンスボックス、 α γ アイソレーションルーム、サンプリングボックス、液体廃液設備(α γ 廃液系、高レベル廃液系)及び通報連絡設備について各種の点検整備を実施し、保安規定に定める作動試験及び校正等に対して全て良好を確認した。

自主検査の実施項目及び実施状況を Table3.2.1 に示す。

(1) 内装機器に関する保守・整備

試験機器に係る保守・整備については、パワーマニプレータ、インセルクレーン及びNo.3 セルに設置されている「照射腐食試験装置」の自主検査を実施し、問題なく「良好」であった。

新規試験項目に対応するための機器装置の整備については、ホットラボの照射後試験停止を受けてNo.1 セル内に汎用型材料試験機である引張圧縮試験機を整備するために、セル内除染とセル架台の設置及び恒温槽付引張試験機の仕様検討・購入取得を行い、次年度内の試験開始に向けた準備を進めた。また、ホットラボに既設の透過型電子顕微鏡機器(F I B、T E M等)の当施設への移設に備えて、設置室の温湿度管理のための室内エアコンの設置及び新たな電気負荷に対応するための分電盤増設等を行い、受け入れ態勢を整えた。

エネルギーシステム研究部耐食材料研究グループの新規試験に対応するため、No.3 セル及びNo.4 セル内に「伝熱面応力腐食割れ試験装置」、「高温水中ホット腐食試験装置」及び「伝熱面腐食試験装置」を整備した。また、「再処理耐食材に関する伝熱面腐食挙動評価研究」のための機器整備準備作業として、高レベル廃液濃縮缶材料の高レベル廃液中での伝熱面腐食試験に係る安全性について所内安全審査を受けるとともに、変更許可申請までの全作業を終了させた。

次年度にホット試験室が原子燃料工業(株)との共同研究で実施する「照射済燃料被覆管の破壊靱性試験」の技術開発についてホット試験技術課と協力して検討を進めるとともに、当該試験(実験)で使用する試験片加工のための放電加工装置及び疲労試験機(予亀裂導入装置)の整備

を開始した。

(2) 補修・更新工事等

平成 14 年度に実施した施設等の主な補修・更新工事は以下の通りである。

- 1) コントロール室内監視盤の指示記録計更新 (7 月)
- 2) 操作室側実験室天井張替工事及び更衣室内壁塗装工事 (8 月)
- 3) 屋上西側階段手すり更新工事 (8 月)
- 4) パワーマニプレータ点検・修理 (1 2 月)
- 5) サービスエリア上部クレーン (1 トン) の更新工事 (2 月)
- 6) マニプレータメンテナンス室エアコン設置工事 (3 月)
- 7) マニプレータメンテナンス室分電盤設置工事 (3 月)
- 8) 測定室入り口扉改修工事 (3 月)

3.2.2 特定施設の保守・整備

特定施設の保守・整備は、ホット試験施設課の平成 14 年度作業計画に基づいて実施した。このうち、受変電設備、非常用電源設備、空気圧縮設備、気体廃棄設備、液体廃棄設備及び警報設備について、機能試験及び作動試験を実施し、各設備の点検結果は良好で問題はなかった。自主検査の実施状況を Table 3.2.2 に示す。

その他、空気圧縮機点検整備作業、3-1 系統気体廃棄設備の排風機のベアリング交換、ワールド系排気チャンバー補修工事、非常用電源設備の点検整備作業、受変電設備の保護継電器 (不足電圧継電器、過電流継電器) の全数更新工事を行った。

3.2.3 放射線管理施設の保守・整備

放射線測定機器の日常点検は、保健物理部施設放射線管理第 2 課によって実施された。また、放射線管理施設の自主検査は、保健物理部線量管理課によって、ダストモニタ、ガンマ線エリアモニタ、ハンドフットクロスモニタについて性能試験及び校正を実施され、その結果は全て良であった。自主検査の実施状況を Table 3.2.3 に示す。

3. 3 放射線管理状況

3.3.1 概 況

平成 14 年度に実施した主な放射線作業は、No.1 セル内の立入除染作業及び No.3 セル内への「高温水中ホット腐食試験装置」、「伝熱面応力腐食割れ試験装置」並びに No.4 セル内への「パイプ型伝熱面腐食試験装置」の設置作業であり、いずれも異常な被ばくや汚染を発生することなく、円滑に遂行された。

滑に遂行された。

3.3.2 個人線量

平成 14 年度における放射線業務従事者の実効線量を Table 3.3.1 に示す。年間の集団実効線量と最大実効線量は、それぞれ 39.5 人・mSv、2.6mSv であった。また、等価線量に係る被ばく状況は、皮膚の最大と平均の等価線量が、それぞれ 10.9mSv、0.77mSv であり、眼の水晶体の最大と平均の等価線量が、それぞれ 10.9mSv、0.69mSv であった。なお、実効線量及び等価線量は、ともに保安規定等に定める線量限度及び警戒線量を超える被ばくはなかった。

3.3.3 放射性気体廃棄物

平成 14 年度に放出された放射性気体廃棄物の平均濃度及び放出量を Table 3.3.2 に示す。保安規定等に定める放出管理基準値を超える異常放出は認められなかった。

3.3.4 放射性液体廃棄物

平成 14 年度に放出された放射性液体廃棄物の平均濃度及び放出量を Table 3.3.2 に、また、廃棄物処理場へ引渡した放射性液体廃棄物の廃液量及び放射エネルギーを Table 3.3.3 に示す。

3.3.5 放射性固体廃棄物

平成 14 年度に廃棄物処理場へ引渡した放射性固体廃棄物の廃棄量を Table 3.3.4 に示す。

Table 3.2.1 本体施設自主検査の実施状況

設 備 名	点 検 項 目	実 施 年 月 日
ベータ・ガンマセル (No.1 ～No.3) 及び固化体 貯蔵ピット	(1) 安全装置の作動試験 (2) 機器等の作動試験 (3) 負圧計の作動試験 (4) インセルモタの作動試験及び校正	H15. 1.20 ～ H15. 1.30 毎月 1 回 , H14.12 H15. 1. 7 ～ H15. 1.17 H15. 1.20 ～ H15. 1.30
アルファ・ガンマセル (No.4 及び No.5 並びに 鉛セル)	(1) 安全装置の作動試験 (2) 機器等の作動試験 (3) 負圧計の作動試験 (4) インセルモタの作動試験及び校正	H15. 1.20 ～ H15. 1.30 毎月 1 回 H15. 1. 7 ～ H15. 1.17 H15. 1.20 ～ H15. 1.30
グローブボックス(1・I , 1・II , 2,3,4 及び 5)、 メンテナンスボックス、 α γ アイソレーションルーム 及び サンプリングボックス	(1) 機器等の作動試験 (2) 負圧計の作動試験 (3) グローブ、ビニールバック等の点検	H15. 1.23 ～ H15. 1.27 H15. 1. 7 ～ H15. 1.17 H15. 3.10 ～ H15. 3.25
液体廃棄設備 (廃液制御系、高レベル 廃液系及びアルファ・ ガンマ廃液系)	(1) 電気設備の絶縁抵抗測定 (2) 機器等の作動試験 (3) 配管、バルブ等の漏えい点検	H14.9 , H15.3 " "
試験機器	(1) 安全装置の作動試験 (2) 試験機器類の作動試験	その都度 "
一斉指令装置	通報試験	H14.7 , H15.3
警報設備	作動試験	H14.9 , H15.1 , H15.3

Table 3.2.2 特定施設自主検査の実施状況

設 備 名	点 検 項 目	実 施 年 月 日
受変電設備	(1) 絶縁抵抗測定 (2) 保護継電器の作動試験	H14.10.24 H14.10.24
非常用電源設備	(1) 絶縁抵抗測定 (2) 機能試験 (3) 保護継電器の作動試験	H14.10.25 H14.10.25 H14.10.25, H14.12.20
空気圧縮設備	作動試験	H14.4.15～H14.4.17
気体廃棄設備	(1) 電気設備の絶縁抵抗測定 (2) フィルタの捕集効率測定 (3) 風量及び風向の測定 (4) 機器等の作動試験	H15. 1. 8 H14. 7.10 H15. 1. 14 ～ H15. 1.20 H15. 1.16
液体廃棄設備 (中レベル廃液系、 低レベル廃液系及び 極低レベル廃液系)	(1) 電気設備の絶縁抵抗測定 (2) 機器等の作動試験 (3) 配管、バルブ等の漏えい点検	H15. 2.13 H15. 2.12 ～ H15. 2.21 H15. 2.12 ～ H15. 2.21
警報設備	作動試験	毎月 1 回

Table 3.2.3 放射線管理施設自主検査の実施状況

設 備 名	点 検 項 目	実施年月日
ダ ス ト モ ニ タ	性能試験及び校正	H14.4.15 ~ H14.4.15
ガンマ線エリアモニタ	性能試験及び校正	H14.4.15 ~ H14.5.15
ハンドフットクロスモニタ	性能試験及び校正	H14.4.15 ~ H14.5.15

Table 3.3.1 W A S T E Fにおける放射線業務従事者の実効線量

期 間 項 目	第 1 四半期	第 2 四半期	第 3 四半期	第 4 四半期	年 間*
放射線業務従事者数 (人)	55	89	76	112	170
集団実効線量 (人・mSv)	9.5	9.4	6.5	14.1	39.5
平均実効線量 (mSv)	0.17	0.11	0.09	0.13	0.23
最大実効線量 (mSv)	1.9	1.2	0.7	1.4	2.6

* 各四半期で計数された同一人は1人として算出した値である。

Table 3.3.2 放出された放射性気体・液体廃棄物

種別	核種	期間		第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期	年間
		項目						
放射性塵埃	^{241}Am	平均濃度 (Bq/cm ³)		$<2.7 \times 10^{-11}$	$<2.7 \times 10^{-11}$	$<2.7 \times 10^{-11}$	$<2.8 \times 10^{-11}$	$<2.8 \times 10^{-11}$
		放出量 (Bq)		0	0	0	0	0
	^{137}Cs	平均濃度 (Bq/cm ³)		$<3.1 \times 10^{-11}$	$<3.1 \times 10^{-11}$	$<3.1 \times 10^{-11}$	$<3.1 \times 10^{-11}$	$<3.1 \times 10^{-11}$
		放出量 (Bq)		0	0	0	0	0
放射性廃液	^{241}Am	平均濃度 (Bq/cm ³)		$<2.4 \times 10^{-4}$	—	$<2.7 \times 10^{-4}$	$<2.6 \times 10^{-4}$	$<2.5 \times 10^{-4}$
		放出量 (Bq)		0	—	0	0	0
	^{137}Cs	平均濃度 (Bq/cm ³)		$<1.8 \times 10^{-3}$	—	$<2.0 \times 10^{-3}$	$<2.2 \times 10^{-3}$	$<2.0 \times 10^{-3}$
		放出量 (Bq)		0	—	0	0	0

Table 3.3.3 廃棄物処理場へ輸送した放射性液体廃棄物

期 間 項 目		第 1 四半期	第 2 四半期	第 3 四半期	第 4 四半期	年 間
A 未満	廃液量 (m ³)	3.8	0	0	0	0
	放射エネルギー(Bq)	1.1×10 ⁶	0	0	0	1.1×10 ⁶
A	廃液量 (m ³)	0	0	0	0	0
	放射エネルギー(Bq)	0	0	0	0	0
B-1	廃液量 (m ³)	0	0	0	0	0
	放射エネルギー(Bq)	0	0	0	0	0
* B-2	廃液量 (m ³)	0	0	0	0	0
	放射エネルギー(Bq)	0	0	0	0	0

* 3.7×10⁵Bq/cm³ 以上の廃液は、施設内で固化する。

Table 3.3.4 廃棄物処理場へ輸送した放射性固体廃棄物

期 間 項 目		第 1 四半期	第 2 四半期	第 3 四半期	第 4 四半期	年 間
$\beta \cdot \gamma$ 廃棄量 (m ³)	A-1	13.06	8.76	8.42	13.43	43.67
	A-2	0.64	0.27	0.09	0.18	1.18
	B-1	0.39	0.21	0.15	0.06	0.81
	B-2	0	0	0	0	0
α 廃棄量 (m ³)	A-1	0	0	0	0	0
	B-2	1.4	0	2.2	1.2	4.8

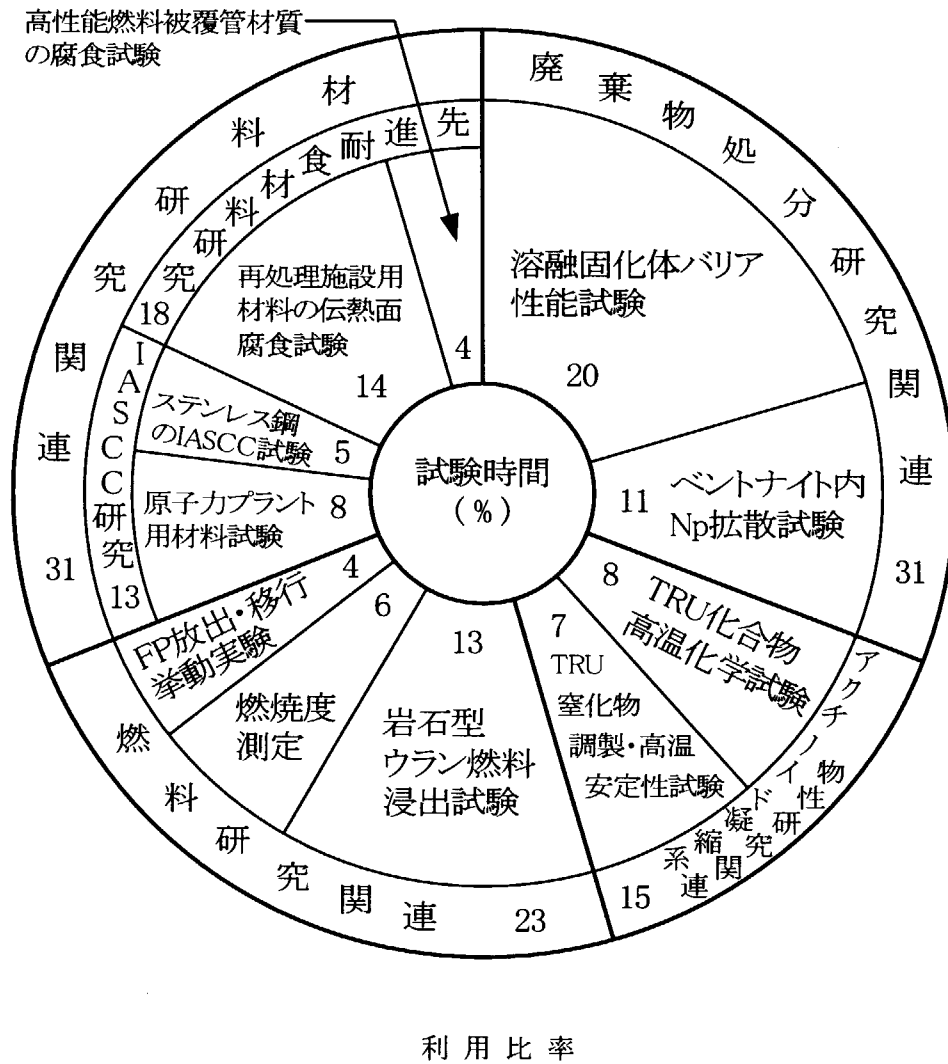


Fig.3.1.1 WASTE の利用状況 (平成14年度)

4. ホットラボの運転管理

4. 1 運転・利用状況

4.1.1 本体施設の運転管理

(1) 運転管理と実績

東海研究所における原子力施設の廃止措置計画の一環として、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 年度を以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 年度は、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するとともに、研究炉使用済燃料アダプタ、高レベル廃液輸送容器の解体・廃棄作業を実施した。

所外利用では、原子燃料工業（株）から受託した、東京電力（株）柏崎刈羽原子力発電所 5 号機照射材料に係る「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」並びに大学開放研からの共同利用として「メスバウアー分光法による無機化合物の研究に係る試験」を実施した。

また、国からの要請による「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」及び「東北電力女川原子力発電所 1 号機再循環系配管のひび割れに関する調査」に係る試験を実施した。

今年度の利用申込件数は、28 件（所内 25 件、所外 3 件）で、前年度からの繰り越し 41 件を加え、69 件（所内 66 件、所外 3 件）について照射後試験を実施し、計画された全ての照射後試験を終了した。

照射後試験の分野別利用件数は、材料関係が 61 件、その他が 8 件であり、材料関係の内訳は、軽水炉用材料関係が 42 件、核融合炉用材料関係が 15 件、大強度陽子加速器ターゲット容器材料関係が 4 件であった。

ケープ・セルの分野別利用時間率では、軽水炉用材料関係が 56.9%、核融合炉用材料関係が 16.0%、大強度陽子加速器ターゲット容器材料関係が 24.9%、その他が 2.2%であった。

所内及び所外利用の利用時間率は、所内利用が、82.9%、所外利用が 17.1%であった。

Fig. 4.1.1 に平成 14 年度のホットラボ施設利用状況を示す。

(2) 主な試験内容

〔所内利用に係る照射後試験〕

① 軽水炉用材料の照射後試験

軽水炉用材料の照射後試験では、原研－NFD 共同研究「原子炉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、硬さ試験を実施した。また、圧力容器クラッド材について、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。

② 核融合炉用材料の照射後試験

核融合炉用材料の照射後試験では、IASCC感受性評価として、国際熱核融合実験炉（ITER）タスクに係る米国オークリッジ国立研究所（ORNL/HFIR）照射の固相高温等方加圧（HIP）接合 SUS316 溶体化処理材の SS-3 型試験片及びスペクトル調整環境下で照射された SUS316LN 鋼 Grodzinski 型試験片について、水素添加環境中等での低歪速度試験（SSRT）後、破面マクロ観察及び走査型電子顕微鏡（SEM）観察を実施した。炉内構造材の溶接補修模擬材の IASCC 感受性評価試験では、高崎研サイクロトロン加速器でヘリウムイオン照射した SUS304L 鋼の SSRT、試験後破面マクロ観察及び SEM 観察を実施した。また、JRR-3 照射の炉内候補材 F82H 鋼及び SUS316F 鋼について、SSRT、真空高温引張試験、試験後破面マクロ観察及び SEM 観察を実施した。更に、低放射化材料の照射損傷に関する研究として、JMTR 照射のフェライト鋼及び改良型 Ti-Al-V 合金について、真空高温引張試験及び F82H 鋼の硬さ試験等を実施した。その他、JRR-3 照射 RGM-23H キャプセルの解体・区分け、線量測定、外観・重量・寸法測定、JMTR 照射フェライト鋼の TEM 試料から遠隔操作型 TEM 用試料打ち抜き装置を用いて、ガス分析試料の打ち抜き採取等を実施した。

③ 大強度陽子加速器ターゲット容器材料の照射後試験

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。

④ その他

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きょ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。

また、研究炉使用済燃料アダプタの保管廃棄作業、高レベル廃液輸送容器（HLW-79Y-4T 型輸送物＝通称：サンドリオン）の解体廃棄作業を実施した。研究炉使用済燃料アダプタは、再処理輸送のため研究炉内の燃料プールにおいて切断後、処分できずに保管されていたもので、今年度は、このうち、高線量のアダプタ 174 個を研究炉部所有の使用済燃料キャスクでメンテナンススケープから搬入し、20 個の廃棄物容器に詰め替え後、線量測定を行い、B-1 レベル廃棄物として廃棄物処理場へ搬出した。高レベル廃液輸送容器は、再処理実廃液等の輸送に使用されてきたもので、試験計画の終了により使命を終えた輸送容器を廃棄するため、高汚染・高線量の内容器と汚染のないしゃへい体等に分解・解体し廃棄するもので、内容器については、軽微なしゃへい容器に収納し、廃棄物処理場へ搬出した。

〔所外利用に係る照射後試験〕

① 大幅高燃焼度用材料の照射後試験

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。このうち、疲労試験については、文献データを検討するとともに、未照射試料によるモックアップ試験を重ね、最良の試験条件を決定し、有効なデータを提供することができた。

② その他

大学開放研から共同利用として依頼のあった「メスバウアー分光法による無機化合物の研究に係る試験」として、キャプセル解体、外観検査、線量測定を実施後、試料を搬出した。

(3) その他

文部科学省による原子炉等規制法に基づく、保安規定の遵守状況の検査が四半期毎に、保安検査官の巡視が 14 年 5 月、7 月、12 月、15 年 1 月、2 月に、放射線障害防止法に基づく定期検査が 14 年 9 月に実施されたが、特に問題となる指摘はなかった。

また、文部科学省及び茨城県からの指示による、原子力施設の自主点検作業記録に関する総点検が実施された。

その他、組織改正等に伴うホットラボ本体施設使用手引の一部改正を 14 年 4 月に、年間使用予定量の変更に伴う一部改正を 15 年 3 月に、東海研究所防護活動要領の一部改正に伴うホットラボ防護活動手引の改正を 14 年 6 月に、それぞれ行うとともに、ホットラボ作業マニュアルの改訂を行った。

廃止措置計画関連では、施設の縮小を部分的、段階的に進めるため、γスキャンニング装置等の不用機器及び不用キャスクの解体廃棄作業を行うとともに、鉛セルの解体手法及び核燃料物質・高線量廃棄物の処分方法等についての調査、予備検討を行った。なお、γスキャンニング装置の解体撤去にあたっては、使用施設の縮小に係る核燃料物質の使用の変更許可申請を行った。

4.1.2 特定施設の運転管理

本体施設の運転に伴う受変電設備、非常用電源設備、気体廃棄設備、液体廃棄設備、空気圧縮設備及び警報設備等の運転管理は、ホット試験施設課によって滞りなく実施された。

また、平成14年4月の組織改正に伴い、ホットラボ特定施設運転手引を制定（H14.4.1）した。

4.2 保守・整備状況

4.2.1 本体施設の保守・整備

本体施設の保守・整備は、平成14年度の年間使用計画に従って実施した。今年度は、照射後試験を行う最終年度であり、照射後試験を全て終了したケーブ・セルから順次自主検査を実施した。このうち、核燃料物質使用施設等保安規定に基づく、安全装置、警報装置、負圧計及びケーブ内モニタ等の保安上重要な設備に関する自主検査の実施状況を Table 4.2.1 に示す。また、自主検査等に伴い実施した放射性汚染除去作業の実績を Table 4.2.2 に示す。

その他の主な保守・整備状況は以下のとおりである。

(1) 内装機器の保守・整備

ケーブ・セルの内装機器の保守・整備は、自主検査の時期に合わせて実施した。当施設における照射後試験計画は全て終了したため、内装機器の保守・整備は、他施設のバックアップ、或いは、緊急の要請に対応して使用する可能性のあるもの、即ち、電子顕微鏡（E PMA）、カーボン蒸着装置、金属顕微鏡及びビッカース硬度計に限定した。E PMA、カーボン蒸着装置については15年2月に、金属顕微鏡、ビッカース硬度計については15年3月に、それぞれメーカーによる定期点検を行い異常のないこと確認するとともに、常時使用可能な状態に整備を行った。

ケーブ・セルに付帯する設備の保守・整備については、しゃへい扉の点検、冶金Bケーブ内モニタユニットの交換、パワーマニプレータ及び化学ケーブ内ホイスの故障修理等を実施した。

(2) 補修・更新工事

今年度を実施した主な施設の補修・更新工事は、以下のとおりである。

- 1) 化学ローディングドッグ雨漏れ補修及び避雷針ケーブルの更新工事
- 2) 北側階段照明更新工事
- 3) 冶金ローディングドッグ2階床塗装補修工事
- 4) 化学サービスルーム東側外壁雨漏れ補修工事
- 5) マニプレータ修理室床塗装補修工事
- 6) 火災感知器増設工事

(化学ローディングドッグ、フォークリフト車庫、化学エアロック室)

- 7) 天井走行クレーンワイヤロープ更新工事

(冶金サービスルーム 15ton、冶金 30/5ton のうち 5ton、化学サービスルーム 5ton)

4.2.2 特定施設の保守・整備

本年度に実施した受変電設備、非常用電源設備、気体廃棄設備、液体廃棄設備、空気圧縮

設備及び警報設備についての作動試験、機能試験等の結果は全て「良」であった。自主検査の実施状況をTable 4.2.3 に示す。

その他、非常用電源設備点検整備作業、給気9系統送風機ベアリング交換、給気14系統電動機及び冷凍機用冷水ポンプ電動機ベアリング交換、排気5系統ダクト補修、冷房用冷水槽防水モルタル補修を行った。

4.2.3 放射線管理施設の保守・整備

放射線測定機器の日常点検は、保健物理部施設放射線管理第1課によって実施された。また、放射線管理施設の自主検査は、保健物理部線量管理課によって、ダストモニタ、ガスモニタ、ガンマ線エリアモニタ、ハンドフットクロスモニタについて性能試験及び校正を実施され、その結果は全て「良」であった。自主検査の実施状況をTable 4.2.4 に示す。

4.3 放射線管理状況

4.3.1 概況

平成14年度に実施した主な放射線作業は、ケープ・セルの除染作業、内装機器の修理・据付及び解体、照射後試験のための試料のケープ・セル内への搬入・搬出などであった。これらの作業は、いずれも異常な被ばくや汚染を発生させることなく円滑に遂行された。

4.3.2 個人線量

平成14年度における放射線業務従事者の実効線量をTable 4.3.1 に示す。年間の集団実効線量と最大実効線量は、それぞれ9.5人・mSv、1.1mSvであった。また、等価線量に係る被ばく状況は、皮膚の最大と平均の等価線量が、それぞれ4.8mSv、3.0mSvであり、眼の水晶体の最大と平均の等価線量が、それぞれ1.4mSv、0.07mSvであった。なお、実効線量及び等価線量は、ともに保安規定等に定める線量限度及び警戒線量を超える被ばくはなかった。

日常の作業管理に使用している放射線作業届や放射線作業連絡票に基づく、作業分類別の実効線量(PD)の集計結果をTable 4.3.2 に示す。

内部被ばくの定期検査対象者はなく、確認検査の結果は、全身計測の被検者全員が検出限界値未満であった。また、臨時検査を必要とする事態は発生しなかった。

4.3.3 放射性気体廃棄物

平成14年度に放出された放射性気体廃棄物の平均濃度及び放出量をTable 4.3.3 に示す。 ^{125}Sb 及び ^{125}Te は、照射済試料の切断や研磨等の作業により放出されたものである。これらの年間総放出量は、それぞれ $4.0 \times 10^5 \text{Bq}$ 及び $8.0 \times 10^3 \text{Bq}$ であり、保安規定等に定める放出管理基準値を超える異常放出は認められなかった。

4.3.4 放射性液体廃棄物

今年度に廃棄物処理場へ引き渡した放射性液体廃棄物の廃液量及び放射エネルギーをTable 4.3.4 に示す。

4.3.5 放射性固体廃棄物

今年度に廃棄物処理場へ引き渡した放射性固体廃棄物の廃棄量を Table 4.3.5 に示す。また、分類別廃棄量を Table 4.3.6 に示す。

Table 4.2.1 本体施設自主検査の実施状況

設 備 名	機 器 名	検 査 項 目	実施年月日
安 全 装 置	インターロック機構	作 動 試 験	H14. 11. 18～H15. 3. 25
負 圧 計	負圧監視警報装置	作 動 試 験	H14. 6. 17～H14. 6. 18
放射線モニタ	ケーブル内モニタ	作 動 試 験	H14. 10. 28～H14. 11. 8
消 火 設 備	消火剤貯蔵装置 起 動 装 置	消火薬剂量確認 ガス圧確認 バルブ作動試験	H14. 8. 26, H15. 2. 24 " "
通 報 設 備	一 斉 指 令 装 置 ペー ジ ン グ 装 置	通 報 試 験	H14. 11. 12～H14. 11. 14
警 報 設 備	事故現場表示盤 副 警 報 盤	作 動 試 験	H14. 11. 12～H14. 11. 14

Table 4.2.2 ホットラボにおける放射性汚染除去作業実績

実施年月日	日数	除染場所	除染目的	核 種	程 度 (Bq/cm ²)	延人数		装 備 上段：防護具/下段防護衣
						職員	業者	
14. 12. 25	1	メンテナンスケブ	照射後試験準備	Co-60	40	2	6 ATOX	全面マスク ビニールアノラック
15. 1. 20 ～15. 1. 31	10	ストレージケブ クリーンケブ	自主検査及び 機器点検	Co-60 Cs-137	200	20	70 アキシ	浄気式加圧服 ビニールアノラック
15. 1. 22 ～15. 1. 24	3	冶金 B, C, D ケブ	照射後試験終了 及び自主検査	Co-60 Cs-137	<23 局 所:100	6	17 ATOX	全面マスク タイベックスーツ
15. 1. 27 ～15. 1. 30	4	St 用鉛セル (No.1～6)	照射後試験終了 及び自主検査	Co-60 Cs-137	<16	8	24 ATOX	全面マスク タイベックスーツ
15. 2. 6	1	γ スキャンセル	装置解体撤去工 事終了措置	Cs-137	<12	2	4 ATOX	全面マスク ビニールアノラック
15. 3. 5 ～15. 3. 12	6	U/M 鉛セル (No.1～12)	照射後試験終了 及び自主検査	Cs-137	40	12	49 ATOX	浄気式加圧服 ビニールアノラック
15. 3. 3 ～15. 3. 14	10	ダーティケブ	照射後試験終了 及び自主検査	Co-60 Cs-137	1×10 ⁴	30	102 ATOX	エアラインスーツ
合 計 (除染延日数：35日間)						80	272	——

Table 4.2.3 特定施設自主検査の実施状況

設 備 名	検 査 項 目	実 施 年 月 日
受 変 電 設 備	① 絶縁抵抗測定	H15. 2. 20 ～ H15. 2. 21
	② 保護継電器作動試験	H15. 2. 20 ～ H15. 2. 21
非常用電源設備	① 電気設備の絶縁抵抗測定	H15. 2. 13 ～ H15. 2. 19
	② 保護継電器作動試験	H15. 2. 13 ～ H15. 2. 19
	③ 機能試験	H15. 2. 19
気体廃棄設備	① 電気設備の絶縁抵抗測定	H15. 2. 21
	② フィルタの捕集効率測定	H14. 4. 30 ～ H14. 11. 12
	③ 風量・風向測定	H15. 1. 16
	④ 機器等の作動試験	H15. 1. 7 ～ H15. 1. 14
液体廃棄設備	① 電気設備の絶縁抵抗測定	H14. 12. 3 ～ H14. 12. 9
	② 機器等の作動試験	H14. 12. 3 ～ H14. 12. 9
	③ 配管及びバルブ等の漏洩点検	H14. 12. 3 ～ H14. 12. 9
空気圧縮設備	作動試験	H14. 7. 2 ～ H14. 7. 5
警 報 設 備	作動試験	毎月 1 回

Table 4.2.4 放射線管理施設自主検査の実施状況

検査実施設備	検査項目	実施年月日
ダストモニタ	性能試験及び校正	H14. 6. 3～ H14. 6. 21
ガスモニタ	性能試験及び校正	H14. 6. 3～ H14. 6. 21
ガンマ線エリアモニタ	性能試験及び校正	H14. 6. 3～ H14. 6. 21
ハンドフットクロスモニタ	性能試験及び校正	H14. 6. 3～ H14. 6. 21

Table 4.3.1 放射線業務従事者の実効線量（GB着用者の合計）

	第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期	年間*
放射線業務 従事者数（人）	65	76	83	118	167
集団実効線量 （人・mSv）	0.2	0.0	0.6	8.7	9.5
平均実効線量 （mSv）	0.00	0.00	0.01	0.07	0.06
最大実効線量 （mSv）	0.2	——	0.2	1.1	1.1

* 各四半期で計数された同一人は1人として算出した値である。

Table 4.3.2 放射線作業連絡票類による作業分類と集団実効線量（PD値）

作業内容	作業連絡票 （件）	割合 （％）	集団実効線量 （人・mSv）	割合 （％）	延人数 （人・日）
ケーブル・セル内作業	64	46.4	2.598	22.0	443
除染作業	7	5.1	9.038	76.7	293
操作室作業 （マニプレータ修理を含む）	41	29.7	0.013	0.11	180
サービスエリア内作業 （G、H、汚染除去室を含む）	18	13.0	0.031	0.26	357
排風機室内作業	8	5.8	0.110	0.93	28
合 計	138	——	11.790	——	1301

Table 4.3.3 放出された放射性気体廃棄物

種 別	核 種	項 目	期 間	第 1 四 半 期	第 2 四 半 期	第 3 四 半 期	第 4 四 半 期	年 間
放 射 性 塵 埃	メ イ ン ス タ ッ ク	放 射 性 ガ ス	平均濃度 (Bq/cm ³)	< 6.7×10 ⁻³	< 6.7×10 ⁻³	< 6.7×10 ⁻³	< 6.7×10 ⁻³	< 6.7×10 ⁻³
		放 出 量 (Bq)		0	0	0	0	0
		平均濃度 (Bq/cm ³)		< 7.7×10 ⁻¹¹	< 1.8×10 ⁻¹⁰	< 2.1×10 ⁻¹⁰	< 8.5×10 ⁻¹¹	< 2.1×10 ⁻¹⁰
		放 出 量 (Bq)		0	0	0	0	0
		平均濃度 (Bq/cm ³)		—	2.4×10 ⁻⁹	5.0×10 ⁻⁹	—	< 2.0×10 ⁻⁹
		放 出 量 (Bq)		—	1.3×10 ⁵	2.7×10 ⁵	—	4.0×10 ⁵
		平均濃度 (Bq/cm ³)		—	—	< 1.1×10 ⁻⁹	—	< 1.1×10 ⁻⁹
		放 出 量 (Bq)		—	—	8.0×10 ³	—	8.0×10 ³
サ ブ ス タ ッ ク	137Cs	平均濃度 (Bq/cm ³)		< 7.7×10 ⁻¹¹	< 1.8×10 ⁻¹⁰	< 9.6×10 ⁻¹¹	< 8.5×10 ⁻¹¹	< 1.8×10 ⁻¹⁰
		放 出 量 (Bq)		0	0	0	0	0

Table 4.3.4 廃棄物処理場へ輸送した放射性液体廃棄物

区 分 \ 期 間		第 1 四半期	第 2 四半期	第 3 四半期	第 4 四半期	年 間
A	廃液量(m ³)	3.2	21.7	3.5	5.7	34.1
	放射エネルギー(Bq)	1.3×10^6	1.11×10^8	1.8×10^6	4.94×10^6	1.1904×10^8
B-1	廃液量(m ³)	0	0	0	0	0
	放射エネルギー(Bq)	0	0	0	0	0
B-2	廃液量(m ³)	0	0	0	0	0
	放射エネルギー(Bq)	0	0	0	0	0

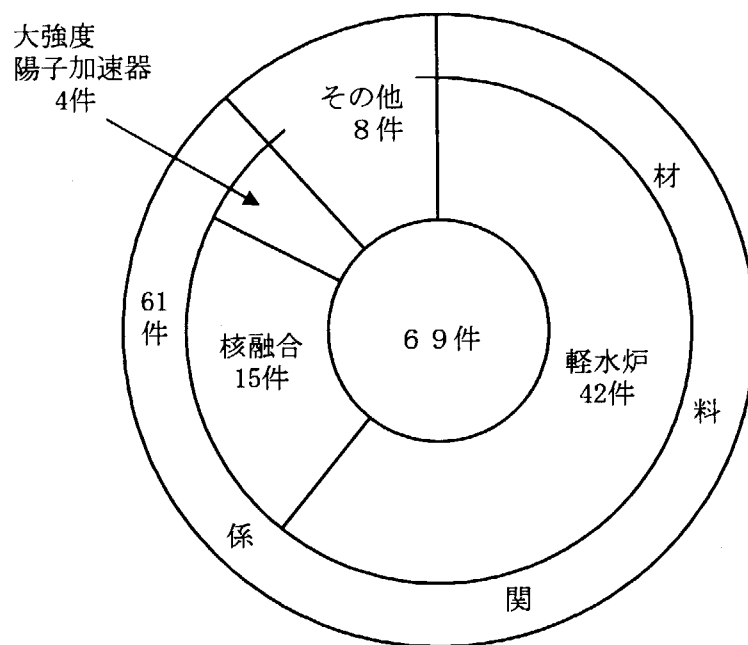
Table 4.3.5 ホットラボから廃棄物処理場へ輸送した放射性固体廃棄物

(施設課、放管、材料研究室を含む)

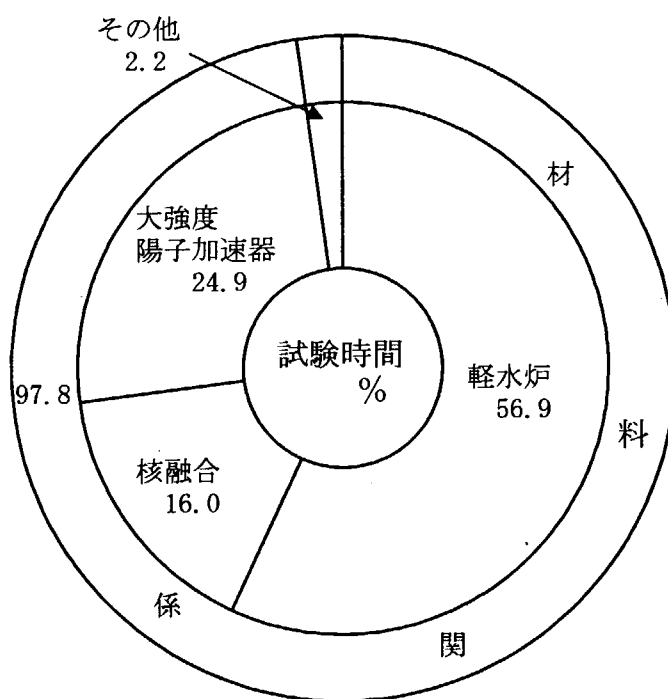
区 分 \ 期 間		第 1 四半期	第 2 四半期	第 3 四半期	第 4 四半期	年 間
A-1	廃棄量 (m ³)	13.070	11.123	9.900	24.703	58.796
A-2	廃棄量 (m ³)	0	0	0.260	0	0.260
B-1	廃棄量 (m ³)	0.540	0.360	1.140	0.470	2.510

Table 4.3.6 ホットラボの放射性固体廃棄物の分類別搬出実績

期 間	A-1											A-2						B-1	
	可 燃		不 燃						フィルタ		非圧縮物		可 燃	不 燃	その他			可 不 燃	そ の 他
	カー トン	そ の 他	カー トン	ペール缶			そ の 他	HEPA	そ の 他	ドラ ム 缶	S・ I	カー トリ ン ジ	カー トリ ン ジ	ドラ ム 缶	S・ I	異形 容 器	カー トリ ン ジ	そ の 他	
				白	紺	緑													
第1 四半 期	285	0	11	2	3	2	0	4	5	9	3	0	0	0	0	0	18	0	
第2 四半 期	224	0	14	4	2	0	1	0	1	2	3	0	0	0	0	0	12	0	
第3 四半 期	224	0	16	1	2	0	0	0	1	3	3	2	0	1	0	0	38	0	
第3 四半 期	668	0	59	4	6	3	0	4	13	0	0	0	0	0	0	0	9	0	
合 計	1401	0	100	11	13	5	1	8	20	14	9	2	0	1	0	0	77	0	



分野別利用件数



分野別利用時間率

Fig. 4.1.1 ホットラボ施設利用状況（平成14年度）

5. 試験技術開発

5. 1 ホット試験技術課

5.1.1 中性子ラジオグラフィによる水素濃度分布評価

(1) はじめに

中性子ラジオグラフィは、X線ラジオグラフィに比べて核燃料に対して良好な画像情報が得られることから、照射済燃料を評価する有効な非破壊試験法として考えられてきており、ホット試験室においても応用の可能性を検討してきた^[1-4]。特に、中性子が水素に散乱されやすいことから、ジルカロイ被覆管中の水素濃度分布のイメージングについての有効性が注目されている。中性子ラジオグラフィによる水素濃度測定の大きな特徴は、照射後試験に従来用いられる水素分析法とは異なり、非破壊で試料全体の濃度分布が確認可能で、測定された試料が、再測定および他の照射後試験にも用いることが可能なことである。

そこで、ダイナミックレンジが広いことから、水素濃度の定量評価も可能であると考えられている中性子イメージングプレートを用いて、ジルカロイ被覆管の数値的な水素濃度分布評価の可能性について検討した。本稿の主な内容は、文献[5]に詳しくまとめられている。

(2) 実験方法

試料は、炉外試験で作製した水素吸収が径方向にほぼ均一なジルカロイ-4 被覆管(均一管)と外周部に偏析させたジルカロイ-4 被覆管(偏析管)を用いた。均一管は、濃度勾配のある偏析管の水素分布を調べるための標準試料(既知濃度試料)として使われた。なお、各試料の平均水素濃度は、燃料試験施設の水素分析装置により測定された。それぞれの試料の平均水素濃度とIDをTable5.1.1およびTable5.1.2に、またエッチング後の金相写真をFig. 5.1.1に示す。

中性子ラジオグラフィは、JRR-3の第二撮影室(TNRF-2)において行われた。均一管及び偏析管は一緒に中性子イメージングプレート(BAS-ND-2025:フジ写真フィルム製)を挿入したカセットの表面上にアルミテープにより固定され、照射時間4秒で撮影が行われた。なお、読み取り機は、JRR-3炉室に設置してあるBAS-2000(フジ写真フィルム製)を用い、そのピクセルサイズは $0.1 \times 0.1 \text{ mm}$ であった。

撮影後、画像解析を行い、均一管のグレーレベル(画像濃度)と水素吸収量の関係を導出し、その関係から外周部に偏析した試料の水素濃度分布を示した。

(3) 結果と考察

Fig. 5.1.2に、均一管のPSL値(Photo Stimulated Luminescence)と水素吸収量の関係を示した。PSL値は、画像濃度に対応するもので中性子フルエンスに比例する。この場合は、ビームの位置による強度の相違を規格化するために $\text{PSL}_{\text{image}}/\text{PSL}_{\text{back}}$ を用いている。4回の試験が行われ、試験ごとに見られるPSL値の若干のシフトが見られるが、いずれのプロットのPSL値と水素吸収量の関係は、ほぼ比例関係を示している。Fig. 5.1.2上のTest2のプロットを線形近似した実験式を以下に示す。

$$\frac{\text{PSL}_{\text{image}}}{\text{PSL}_{\text{back}}} = 0.877 - 4.43 \times 10^{-5} C_H \quad (1)$$

ここで、 $\text{PSL}_{\text{image}}$ は、撮影体の撮影画像の P S L で、 PSL_{back} は、バックグラウンド画像上の P S L である。

Fig. 5.1.3 は、偏析管の画像とそれに対応する水素濃度分布を示している。各画素における水素濃度は、偏析管の画像における画素上の P S L 値をビームの位置による強度の相違を規格化し、その値を式(1)に代入して導出された。概ね、外周部の濃度は、文献値と比較的良好一致を示している^[6]。

上記の結果から、中性子イメージングプレートは、被覆管中の水素濃度測定に有効であると考えられる。しかし、水素濃度がビーム方向の被覆管の厚さで積分されており、三次元的な水素濃度分布が得られていないこと、濃度の分析精度が不十分なこと、ガンマ線の影響を考慮する必要があることなど、多くの問題点も挙げられ、克服するための研究開発が必要であると考えられる。

(4) まとめ

中性子イメージングプレートを用いて、炉外試験で作製したジルカロイ被覆管中の水素濃度分布評価の可能性について検討した。その結果を以下にまとめる。

- ・均一管の画像上の P S L 値と水素濃度との関係がほぼ線形であった。
- ・上記の関係から、偏析管の水素濃度分布を導出した。概ね、その外周部の濃度は、文献値と比較的良好一致を示した。

上記の結果から、中性子イメージングプレートは、被覆管中の水素濃度測定に有効であると考えられ、問題点も数多くあり、実用材料の試験には、今後の研究開発が重要となる。

参考文献

- [1] 安田 良, 西 雅裕, 仲田祐仁, 松林政仁, 「中性子ラジオグラフィによる照射済燃料・材料の非破壊試験法の開発-適用可能性の調査・検討-」, JAERI-Tech 2000-030
- [2] 安田 良, 松林政仁, 仲田祐仁, 原田克也, 天野英俊, 安藤 均, 笹島文雄, 西 雅裕, 堀口洋二, 「中性子ラジオグラフィによる照射済燃料・材料の非破壊試験法の開発(3) - 中性子イメージングプレート法およびCT法による未照射燃料ピンの撮影 -」 JAERI-Tech 2002-001
- [3] 安田 良, 仲田祐仁, 松林政仁, 原田克也, 安藤 均, 「中性子ラジオグラフィによる照射済燃料・材料の非破壊試験法の開発(2)-中性子ラジオグラフィによるジルカロイ被覆管における水素化物及び酸化膜の観察評価-」, JAERI-Tech 2000-082
- [4] YASUDA Ryou, MATSUBAYASHI Masahito, NAKATA Masahito, and HARADA Katsuya, J. Nucl. Mater. 302 (2002) 156
- [5] YASUDA Ryou, NAKATA Masahito, MATSUBAYASHI Masahito, HARADA Katsuya, HATAKEYAMA Yuichi, and AMANO Hidetoshi 「Application of Hydrogen Analysis by Neutron Imaging Plate Method to Zircaloy Cladding Tubes.」, J. Nucl. Mater. to be published.
- [6] 永瀬文久, 大友隆, 上塚寛, 「水素添加ジルカロイ-4 燃料被覆管の 620K における高速加圧バースト試験」, JAERI-Research 2000-46

Table5.1.1 均一管の水素吸収量

Sample ID	Hydrogen concentration (wt. ppm)
ZUH-1	88
ZUH-2	501
ZUH-3	955
ZUH-4	1152
ZUH-5	2589

Table5.1.2 偏析管の水素吸収量

Sample ID	Hydrogen concentration (wt. ppm)
ZSH-1	453
ZSH-2	744
ZSH-3	2021
Ref.	17

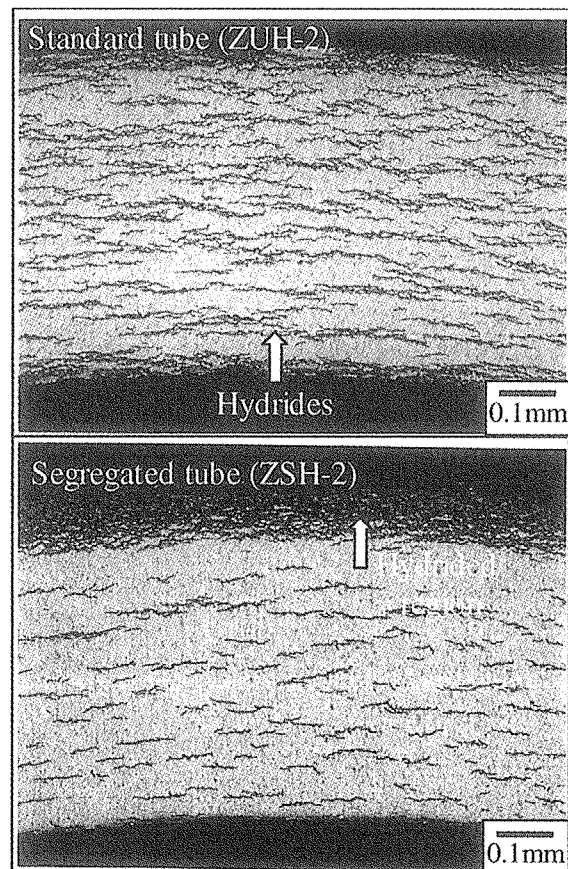


Fig. 5.1.1 均一管及び偏析管の金相写真

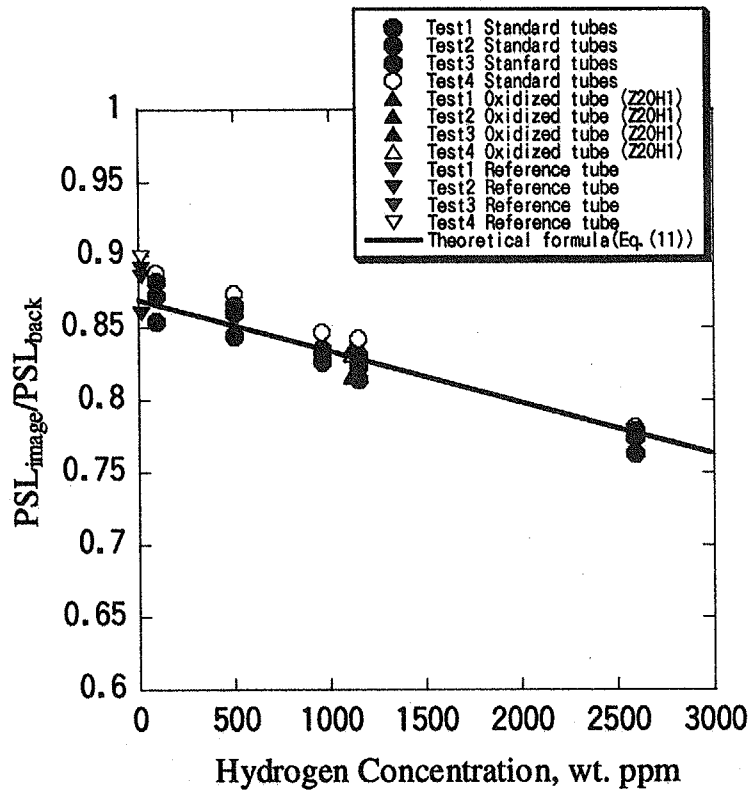


Fig. 5.1.2 均一管のPSL値と水素濃度との関係

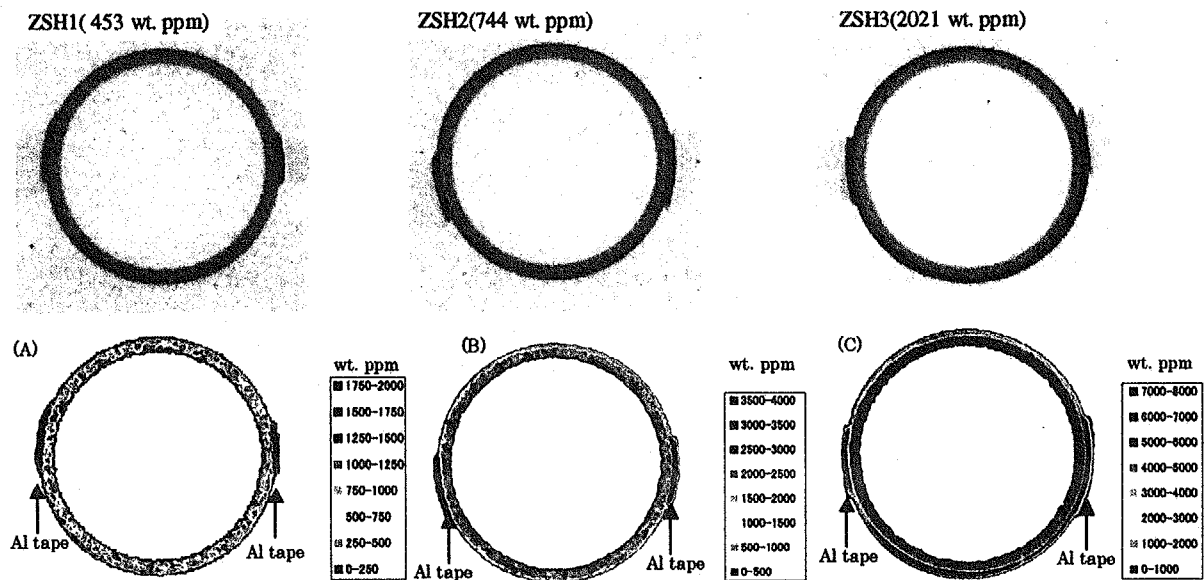


Fig. 5.1.3 偏析管の画像と水素濃度分布

5.1.2 高分解能走査型電子顕微鏡の特性試験

(1) はじめに

本稿では、高分解能走査型電子顕微鏡 (F E - S E M) 及び E D S の特性試験の結果などについてまとめており、特性試験については、水素化物形成したジルカロイ被覆管、ウラン含有試料など燃料の照射後試験に関連する試料について行われた^[1]。

(2) 装置の概要

F E - S E M は、照射後の燃料等を微細組織観察するために、燃料試験施設に設置された。顕微鏡本体は、高放射性物質を取扱うため、作業者の放射線被ばくの低減を考慮してスチール製の板材で構成されたしゃへいボックス内に設置された。しゃへいボックス内側は、H E P A フィルタなどを介してコンクリートセルと連結することにより負圧管理されている。また、外側には遠隔操作を行うためのマニプレータおよびしゃへい窓、試料移送キャスクから試料の出し入れを行う試料導入口が設置されている。

(3) 試験条件

特性試験において、観察試験に関しては、水素化物または酸化膜を形成したジルカロイ被覆管を用い、E D S に関しては、地衣類にウランを吸収させた材料を用いた。

観察は、二次電子像 (S E I : Secondary Electron Image) 並びに反射電子像 (B E I : Back Scattering Electron Image) の組成 (C O M P) 像及び凹凸 (T O P O) 像で観察・撮影を行った。加速電圧は 15~30kV, W D (Working Distance) は 8~15mm の範囲で調整され、対物絞りは 50 μ m ϕ または 30 μ m ϕ を用いた。

E D S の試験は、加速電圧 20kV エミッション電流 12 μ A, W D 15mm の条件により組成分析 (定性) と元素マッピングを行った。

(4) 試験結果

1) 観察試験

Fig. 5.1.4 は、酸化膜を高温水蒸気雰囲気 (1050°C) で酸化したジルカロイ管の S E M 写真で、酸化膜相と母相であるジルカロイ相との界面近傍の S E I 並びに反射電子像の C O M P 像及び T O P O 像を示している。それぞれの写真を比較した場合、S E I においては表面の形状が鮮明に得られ、酸化膜中に形成された気泡が径方向に形成されていることが観察された。組成像に関しては、酸化膜の領域が母相に比べて暗く、組成の差が明瞭に観察された。また、T O P O 像においては、気泡の凹凸も明瞭に観察され、適切な像が得られた。

Fig. 5.1.5 に、水素吸収管の断面上における水素化物の S E I を示す。酸化膜形成管の場合と同様に、良好な像が撮影され、エッチングされた領域 (水素化物領域) の表面状態が確認できた。

2) E D S 分析試験

Fig. 5.1.6 は、ウランを吸収した地衣類試料の E D S 分析を行った結果である。B E I (Fig. 5.1.6. a) に測定した場所を示す。白と灰色の二色の領域が観察されるが、白い領域におい

て含まれる元素の原子番号が灰色の領域の原子番号に比べて大きいことを示しており、その二色領域それぞれに測定個所(1)、(2)を設けている。それぞれのEDSの結果をFig. 5.1.6.bおよびFig. 5.1.6.cに示す。ウラン(U)、カルシウム(Ca)、リン(P)、及び酸素(O)が白い領域(1)において確認されたが、灰色の領域(2)には、ウランは確認されず、ウランの含有領域を確認できた。

(5) まとめ

高分解能走査型電子顕微鏡(FE-SEM)及びEDSの特性試験が行われ、ジルカロイ試料中の酸化膜及び水素化物の組織が良好に観察され、地衣類中に吸収されたウランも検出できた。以上のことから、核燃料等の観察への有効性を確認できた。

上記の特性試験だけでなく、浜岡原発1号機^[2]および女川原発1号機の配管破断部の観察等を行い、低放射能の材料についての実績が得られている。しかし、使用済み燃料などの高放射能の試料については未だ実績が無く、今後、それらの観察を目的とした具体的なホットモックアップ試験等が必要になると考えられる。

参考文献

- [1] 安田 良・西野 泰治・三田 尚亮・仲田 祐仁・原田 克也・野沢 幸男・天野 英俊
「遠隔操作式高分解能走査型電子顕微鏡の開発」、JAERI-Tech 2002-081
- [2] 浜岡1号機配管破断部調査グループ、「浜岡原子力発電所1号機余熱除去系配管破断部調査報告データ集」、JAERI-Tech 2001-094

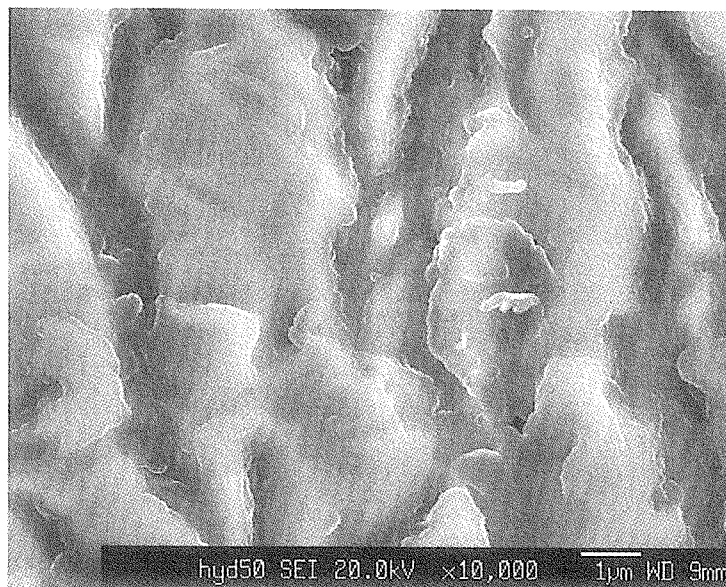
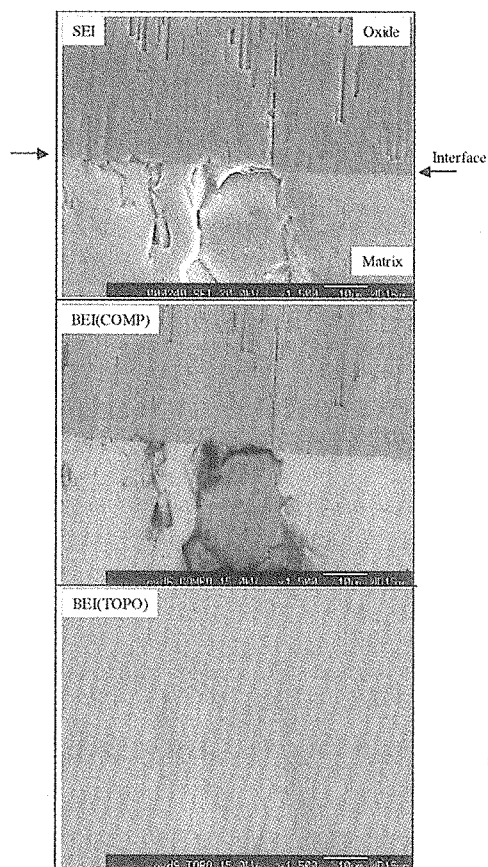
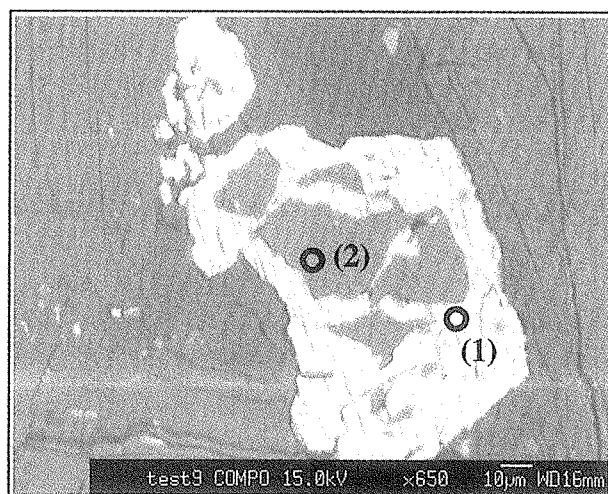


Fig.5.1.5 エッチング後の水素化物領域の拡大写真(×10000)

Fig.5.1.4 酸化膜形成管の界面近傍部



(a)

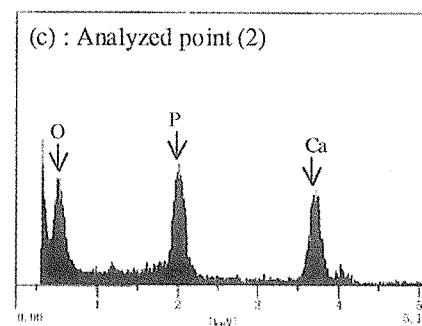
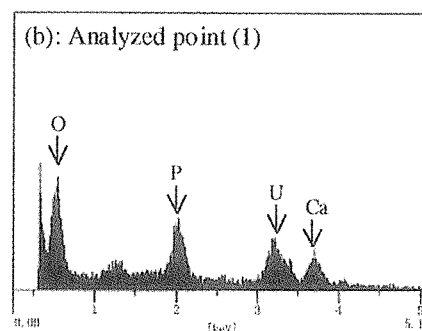


Fig.5.1.6 ウラン吸収した地衣類のEDS分析の結果

5. 2 実用燃料試験課

5.2.1 原子力船「むつ」使用済燃料再組立

(1) はじめに

原子力船「むつ」使用済燃料（以下、むつ燃料）を、核燃料サイクル開発機構において、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燃料棒を引き抜き、再処理施設の受入基準に適合した6体の燃料集合体に組み上げる再組立作業を実施するものである。

むつ燃料受入のための建家の整備、再組立に必要な装置・治工具類の整備のほか、燃料輸送（3回）及び燃料集合体全数（34体）のセル内搬入等の作業は、平成13年度にほぼ終了しており、平成14年度は、再組立作業に係わる一連の作業を開始した。また、むつ事業所から東海研究所への燃料輸送に使用された輸送容器及びセル内搬入等に使用された装置・治工具類等の処分のための作業も合わせて実施した。なお、本再組立作業は、むつ事業所と東海研との密接な連携及び協力のもとに実施しているものである。

(2) 再組立作業

再組立燃料集合体1体の組立てには、約6体のむつ燃料集合体を必要とし、「上部ノズル切断」「燃料棒引抜」「燃料棒外観検査」「再組立（燃料棒再挿入）」の一連の作業を順次行って再組立燃料集合体を完成させることとしている。このため、セル内において以下の作業を実施した。

1) 上部ノズル切断

むつ燃料集合体から燃料棒を引き抜くため、燃料集合体上部ノズル部の切断・解体を実施した。作業前に、むつ燃料集合体の超音波洗浄（精製水、30分）を行い、自然乾燥後、切断用ハンドリングケージを使用して切断機に固定し、上部ノズル切断作業を行った。切断は、Fig. 5.2.1に示す燃料棒先端と上部ノズル部の僅か7mmの隙間を正確に切断するため困難を極めたが、十分なモックアップ試験を実施して、中心に対して±1mm以内の精度で切断することが出来た。以下に上部ノズル切断機の主な仕様を示す。また、Fig. 5.2.2に切断状況を示す。

- ① 切断機ヘッド部：大型ロータリーバンドソー
- ② 使用 鋸 刃：ピッチ14mm、ステンレス用（ハイス鋼）
- ③ 切断鋸刃速度：25～60m/min
- ④ 鋸刃昇降速度：1～1,000mm/min
- ⑤ 切 断 時 間：約10～15min

2) 燃料棒引抜

上部ノズルが切断された集合体は、ハンドリングケージに収納した状態でセル内の床ピットに固定し、ロードセル及び燃料棒つかみ治具を取り付けたインセルクレーンにより拘束力の監視を続けながら実施した。1集合体について燃料棒112本、B.P（バーナブルポイズン）棒9本を引抜き各々記録した上で仮置きラックに一時保管した。以下に引抜条件を示す。また、Fig. 5.2.3に引抜作業状況を示す。

- ① インセルクレーン：Par 社製2.5ton

- ② ロードセル：ミネベア製 50kg
- ③ 引抜速度：90cm/min
- ④ 引抜時間：約 1.5min

3) 燃料棒外観検査

引抜き後の燃料棒については、全数について目視、ペリスコープ、双眼鏡、拡大観察鏡等を使用して、燃料棒表面の変色、変形等の外観検査を行い、これらの記録及び特異な燃料棒については、写真撮影を実施した。

4) 再組立（燃料棒挿入）

今回の計画では、むつ燃料を再処理するために PWR 15 × 15 型集合体と同等の集合体に組立てることとしているが、むつ燃料棒は全長が 1,123mm と短尺のため、新しい再組立燃料集合体用スケルトンの各セルに直列に 3 本を挿入する。また、再処理を目的とする再組立燃料集合体であるため、21 本のシンプル管のうち 12 本のシンプル管内にも燃料棒を挿入出来るよう効率化を図っている。むつ燃料棒は、2 種類のタイプの濃縮度（A：3.24%、B：4.44%）があるが、核燃料サイクル開発機構での再処理受入条件は濃縮度 4% 未満であることから、A、B タイプの燃料棒を 4% 未満となるような配列計画に従って挿入した。また、燃料棒先端部に濃縮度を識別する刻印（A 及び B）が打刻されていることから、各段毎の全燃料棒挿入後に刻印確認写真撮影を行い、挿入記録シートとともに、濃縮度別配列パターンに沿って挿入されていることの記録写真とした。なお、平成 14 年度の再組立作業は、上部ノズル切断済みの 4 体から引き抜いた燃料棒のうち、最下段及び中段への燃料棒挿入作業を実施した。Fig. 5.2.4 にむつ燃料棒詳細図を、Fig. 5.2.5 に再組立燃料集合体の配列図を、Fig. 5.2.6 に燃料棒刻印確認写真を、Fig. 5.2.7 に挿入作業状況を示す。

(3) 燃料取扱治工具類等の処分

前年度（平成 13 年度）までに燃料輸送及びセル内搬入作業の全てが終了し、不要となった燃料輸送容器及び装置、治工具類の除染、解体、不要決定手続き、一時保管、廃棄等の作業を実施した。対象物品が大型且つ重量物であるため、作業エリアの確保、作業期間の短縮等を図るため、ホットラボ課及び WASTE 課の協力を受け実施した。以下に処分を行った主な装置、治工具類を示す。また、Fig. 5.2.8 に一時保管中の燃料輸送容器を示す。

- ① 燃料輸送容器及び専用架台等付属品
- ② 燃料取扱容器及び付属品
- ③ 燃料詰替装置及び付属品
- ④ 燃料セル内搬入装置及び付属品

(4) まとめ

平成 14 年度は、再組立て作業を本格的に開始した。再組立用スケルトンのセル内搬入、4 体のむつ燃料集合体の上部ノズルの切断、燃料棒の引き抜き、スケルトンへの挿入、燃料棒挿入確

認のための外観写真撮影等の各作業を円滑に遂行することが出来た。これらは、前年度までに実施した治工具類及びセル内設備等の周到な整備によって順調に実施されたものであり、次年度以降は、再組立計画に従い再組立集合体2体／年の完成を予定している。また、再組立作業に伴って発生するむつ燃料集合体空スケルトン及び切断された上部ノズルを収納し保管廃棄する解体廃棄物収納容器1体について、研究所内北地区への搬出を計画している。

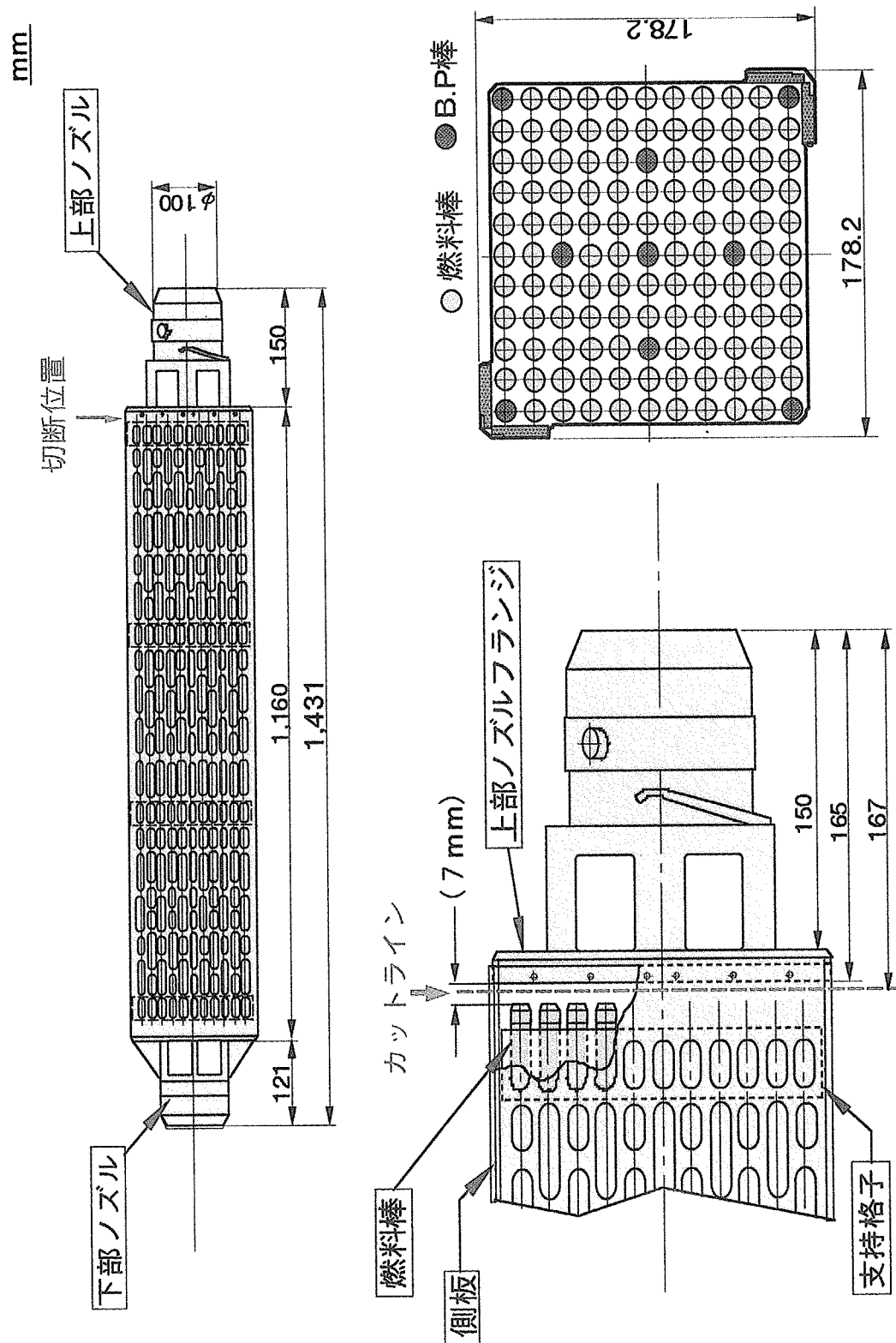


Fig.5.2.1 むつ燃料集合体上部ノズル部の切断位置概略図

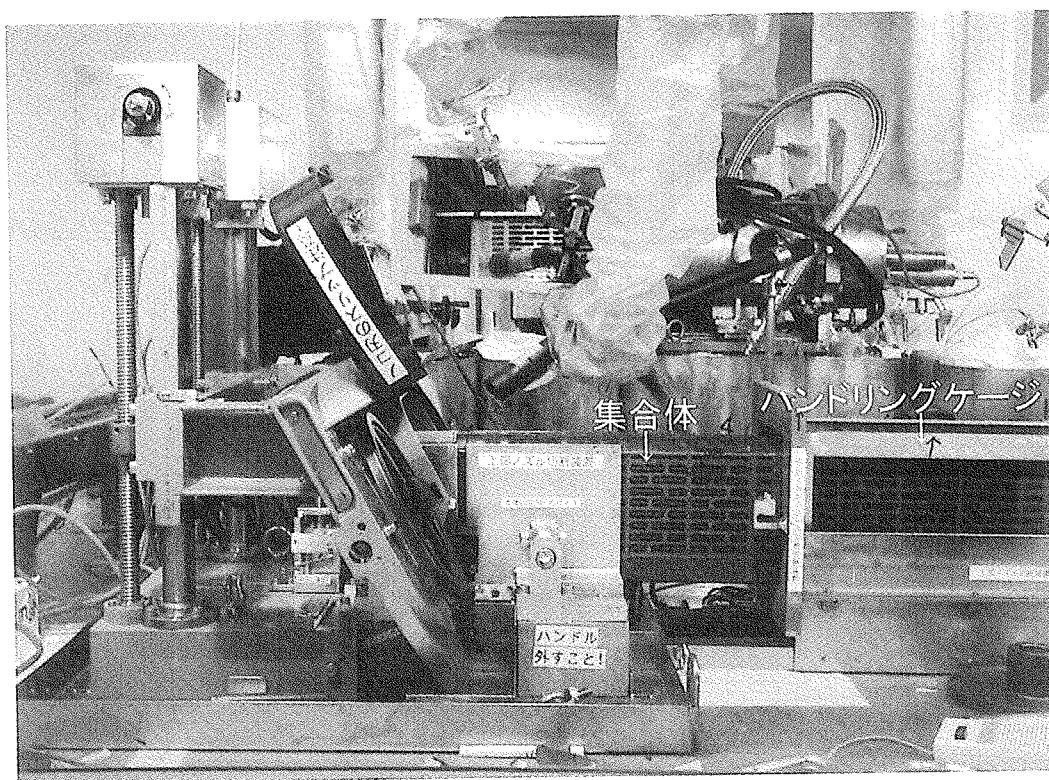


Fig. 5.2.2 むつ燃料集合体上部ノズル切断

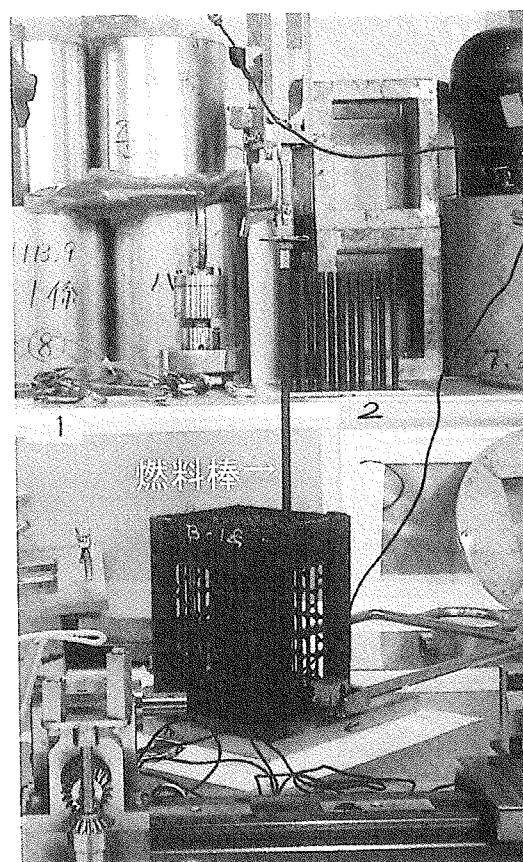
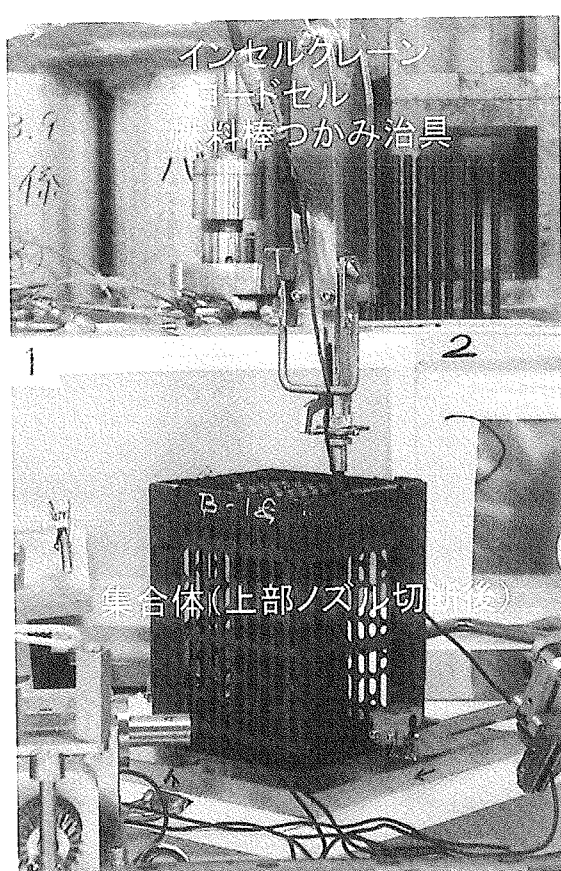


Fig. 5.2.3 むつ燃料棒引抜

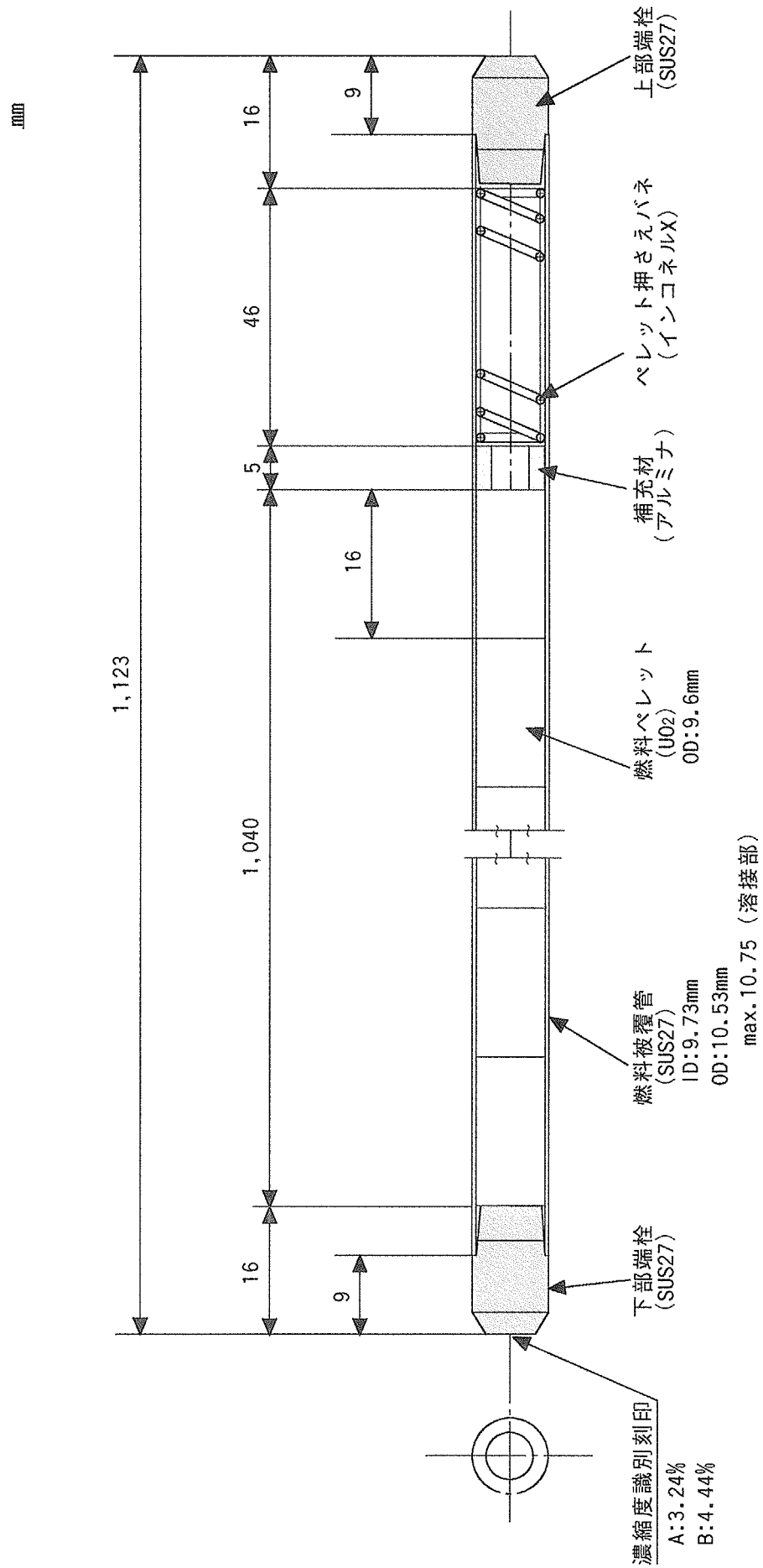


Fig. 5.2.4 むつ燃料棒の詳細図

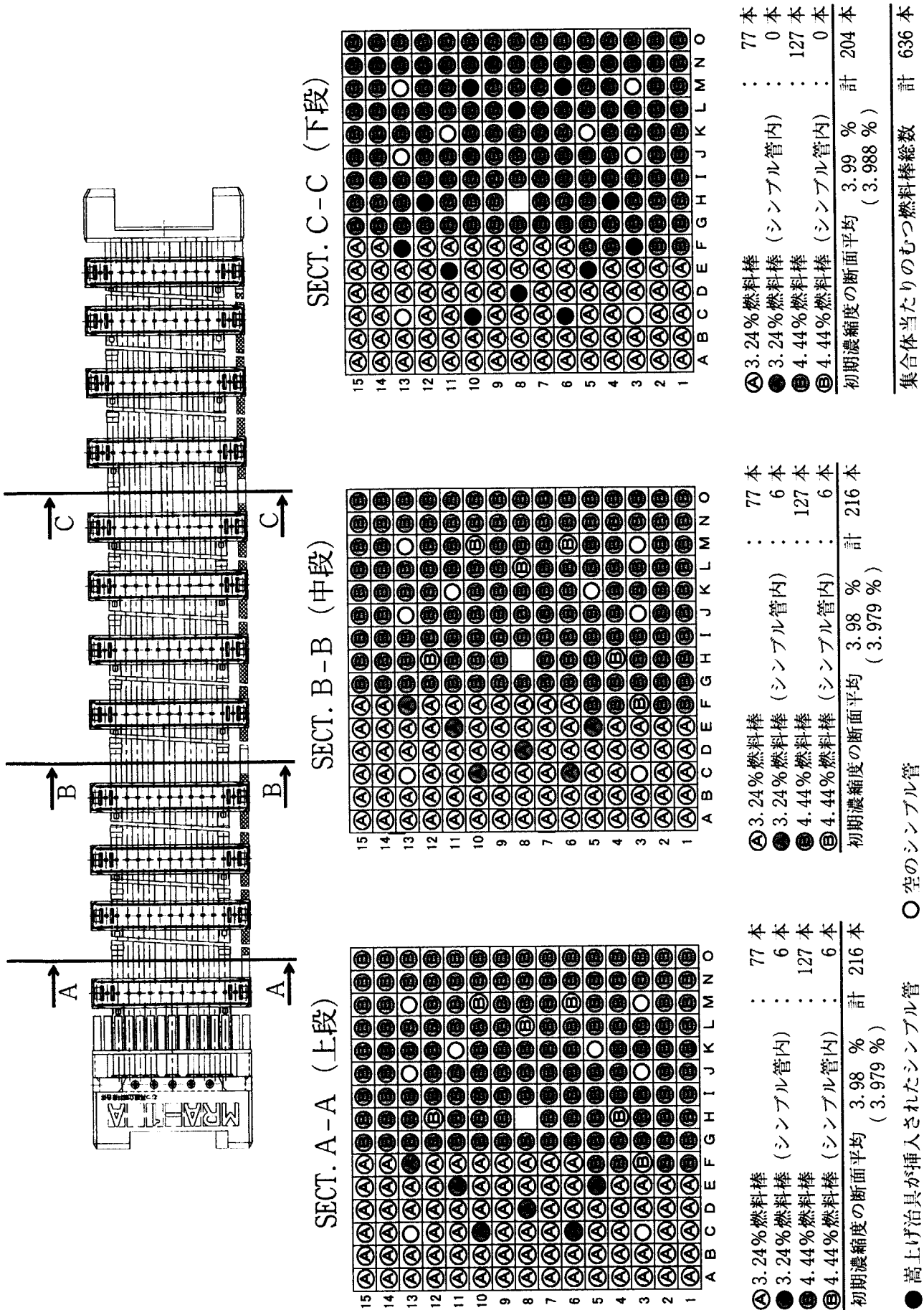


Fig. 5.2.5 再組立燃料集合体の燃料棒配列

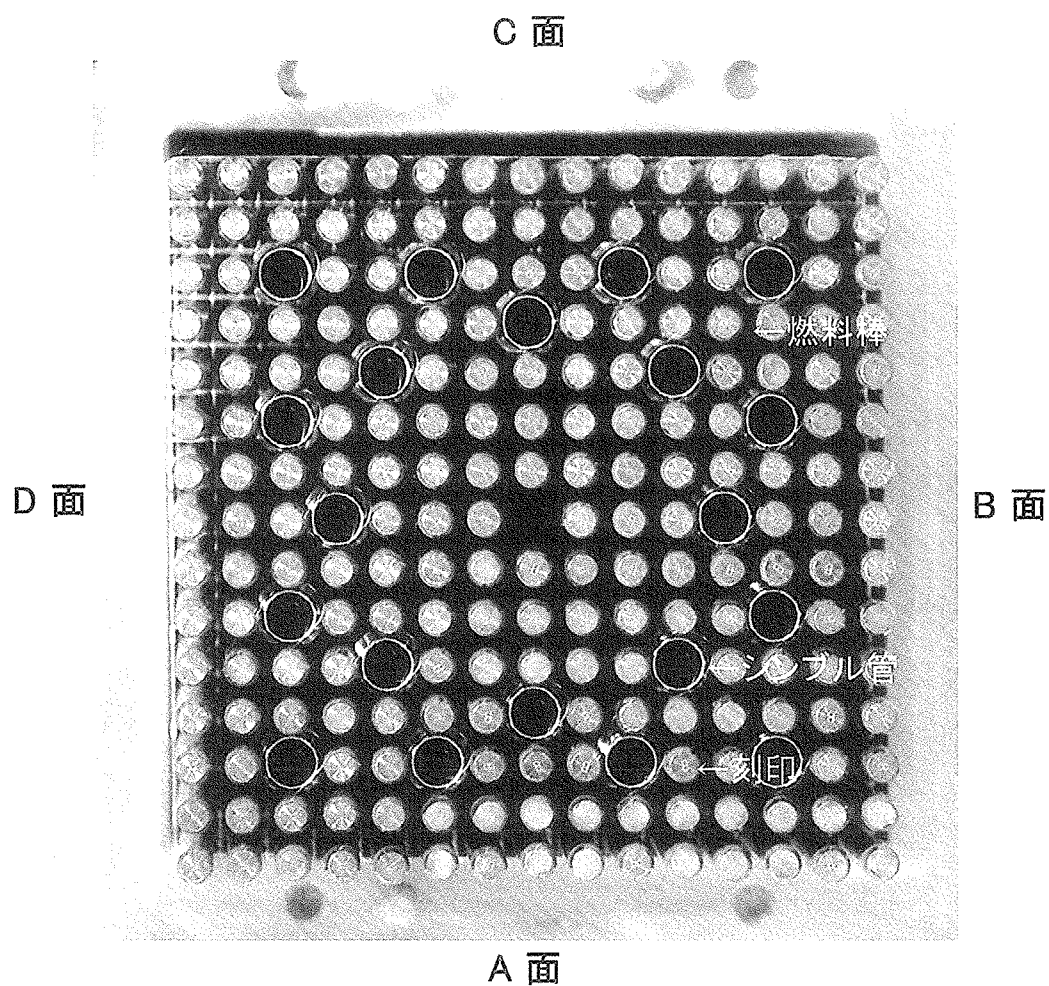


Fig. 5.2.6 むつ燃料棒刻印確認写真

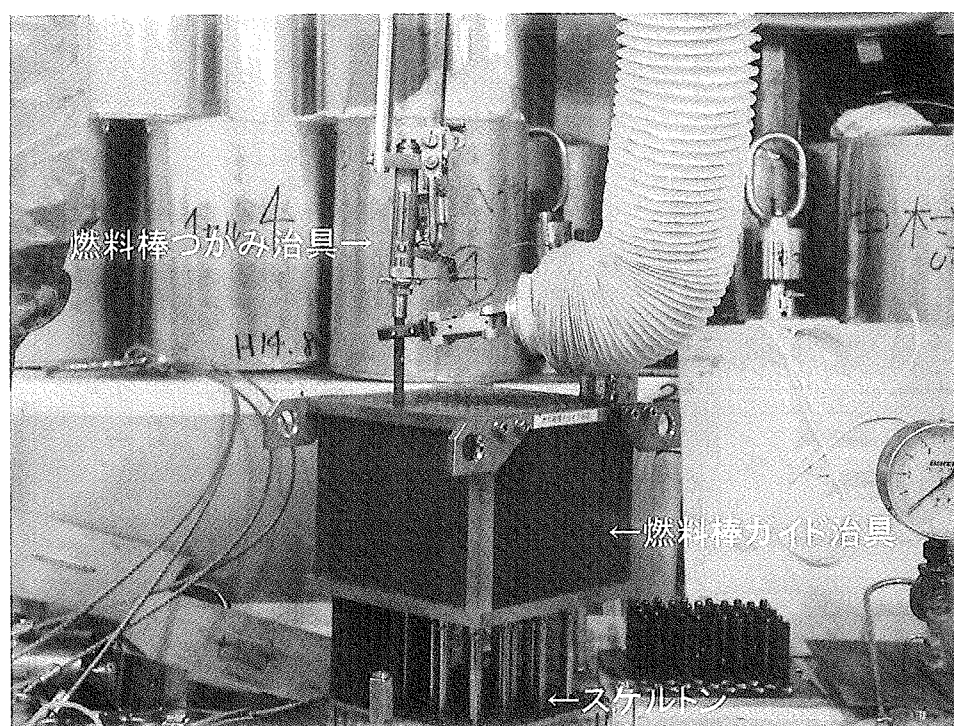


Fig. 5.2.7 むつ燃料棒のスケルトンへの挿入



Fig 5.2.8 むつ燃料輸送容器の一時保管

5. 3 W A S T E F 課

5.3.1 燃焼度測定に係る化学分離技術の確立

(1) はじめに

照射済燃料の燃焼度を把握することは、燃料の照射挙動を研究する上で極めて重要な位置づけにあり、古くから照射後試験の一項目として注目されてきた。原研における燃焼度測定技術の開発は、東海ホットラボの運転開始以来、当時の分析分野における主要なテーマであり、燃料のマイクロサンプリングと溶解に係る遠隔操作技術の確立をホットラボ管理室(現ホットラボ課)が、また、採取した溶解液の化学分析(分離)と燃焼度評価技術の開発を分析センター(現環境科学研究部分析科学研究グループ)が担当して進められ、研究支援の技術として確立し、我が国の燃料研究に大きく貢献してきた。

照射後試験としての燃焼度測定は、基本技術の確立以来、それぞれの分野で技術改良を重ねつつ、この業務分担の下、即ち、ホットラボ施設においての溶解液サンプルの調製と分析センターでの依頼分析によって所内外からの測定要求に対応してきたが、近年の業務再編や新たな分野への研究の移行等によって従来体制での実施が不可能な情勢となってきた。このため、ホット試験室では、原研技術の継承を睨んで一連の燃焼度測定技術を将来的に部単独の照射後試験技術として定着させるべく、分析科学研究グループからの技術移転を数年前から検討してきた。ここでの方針を受けて、化学分析を定常業務とするW A S T E Fは、本年度、当面の目標であった燃料溶解液の化学分離技術の確立を技術開発テーマに位置づけ、環境科学研究部の支援の下に自前の照射後試験技術として確立させた。

ここでは、現有の燃焼度測定技術と技術移転した化学分離技術についてその概要を報告する。

(2) 燃焼度測定技術の概要

分析科学研究グループによって標準化された燃焼度測定法は、Nd-148法と呼ばれる同位体希釈法に基づくもので、溶解液中に存在するU、Pu同位体及びNdを正確に測定するための化学分離処理と表面電離型マススペクトロメータによる質量分析、分析データを補正するための α 放射能測定等の技術が必要である。この同位体希釈法では、適当に濃度調整した溶解液サンプルに既知の同位対比を持つ濃縮同位体をスパイクとして一定量加え、混合、イオン交換分離等の化学処理を行った後、質量分析を行い、得られた同位体組成の変化からサンプルの定量を行うが、化学分離等による収率の影響を受けずにスパイクの補正で絶対定量が可能であり、高精度の分析が期待できる。燃焼度は、ここで得た測定データを用い、後述の如くに算出する。

W A S T E Fにおける燃焼度測定では、本年度の化学分離技術の移転により、主要な業務として燃料溶解、化学分離、 α 放射能測定を、また、付随業務として不要となった燃料溶解液(試験済み廃液を含む)の処理を行うこととなる。なお、表面電離マススペクトロメータによる質量分析は、当該機器が環境科学研究部等の分析を主体とする限定された研究分野のみに整備されたものであるため、当面の措置として、分析科学研究グループへの依頼分析で対応することとした。

(3) 試験装置の整備

分析化学研究グループから化学分離に係る基礎訓練と原研技術継承のための技術指導を受けた後、同グループの指導の下に当施設での測定で使用する試験装置（実験機器）について設計、製作、設置およびモックアップを実施し、一連の整備を完結させた。試験装置は、分析科学研究グループでの実績に基づき、同グループの装置と同様のスペックであるが、後述のようにイオン交換工程を簡略化するなどの改良を加えた。フード内に設置されたイオン交換分離用カラムスタンドと蒸発乾固器具を Fig. 5.3.1 に、イオン交換分離状況の詳細を Fig. 5.3.2 に示す。

カラムスタンドは、12本の垂直に保持されたイオン交換樹脂筒（以下「カラム」と言う）をセットできると共に恒温水循環系でイオン交換樹脂を所定温度に維持できる機能を有している。

恒温水循環系は、ウォーターバスで調節した温水を送水ポンプによってカラムスタンドを兼ねた伝熱水路に循環させてカラムを適温に保持する。

蒸発乾固器具は、溶液試料の前処理や質量分析試料・ α 放射能測定試料作製のための蒸発乾固工程に使用するホットプレート、その際に発生するヒュームを回収、中和、排気する機能を備えたガラスフード、洗气瓶（苛性ソーダ溶液入り）及びエアポンプで構成される。

なお、この燃焼度測定においては、安定元素であるNdの定量が基本となるが、当該元素は自然界に微量に存在するため、環境からのNd混入を防止する目的でガラス器具を石英製品とするとともに分離作業中のカラムスタンド全体をアクリルカバーで覆う対策を施した。

(4) 化学分離手法

燃焼度測定試験のフローを Fig. 5.3.3 に、イオン交換分離スキームを Fig. 5.3.4 に示す。今回、WASTEFに移転された化学分離技術は、分析科学研究グループの卓越した分析技術がなくとも、適切な分離が可能となるよう幾つかの部分で技術改善がなされた。以下に改善された技術とイオン交換分離の操作手順概要を示す。

〔WASTEFにおける化学分離技術の工夫〕

- ① 分離・回収する核種をU、Pu、Ndに限定することにより、従来、2種類のイオン交換樹脂を用いて二段の工程を踏んでいた分離工程を一段とし、煩雑さを解消した。なお、化学分離を行わないAm、Cm等については、アルファ放射能測定によってAm及びCmの液中での存在比を求めて参考データとして扱うこととした。
- ② 溶離液の濃度を均一に保つべく、溶離液調製時の液の計量は重量管理とした。
- ③ 分離に供する燃料溶解液のU濃度は、実験精度と作業の安全性、被ばく低減等を考慮して、事前検討により、従来の1/10に抑えた。

〔イオン交換分離の操作手順〕

- ① 溶解液サンプルの γ 線測定を実施し、 ^{137}Cs 放射線量からサンプル中に含まれるU重量を算出して化学分離に必要となる液量を決定する。
- ② 前項①で求めた液量をノットスパイク試料とする。また、溶解液サンプルからノットスパイク量の1/10相当量を別に分取してミックススパイクを添加し、スパイク試料とする。
- ③ スパイク及びノットスパイク試料について原子価調整のための酸化還元処理（前処理）を行

う。前処理には、濃硝酸、濃塩酸、1 M 塩酸および1 M 塩酸ヒドロキシルアンモニウムを使用する。

- ④ カラムに石英ウール、イオン交換樹脂を充填し、樹脂のコンディショニングを行う。
- ⑤ 前処理を施したスパイク及びノットスパイク試料をカラムにチャージする。
- ⑥ 溶離液を添加する。溶出液は用途に合わせて容器（試験管等）に回収する。溶離液の添加量は、Fig. 5.3.4 のスキームに表記の通りである。溶離液には、1 M 硝酸-90%メタノール液、0.3M硝酸-80%メタノール溶液、10M 塩酸、1 M 塩酸を使用する。
- ⑦ U、Pu、Ndの溶出液を蒸発乾固し、質量分析用試料として分析科学研究グループに引き渡す。

なお、分析科学研究グループに引き渡された固形物は、NUCEF棟実験室に設置されるグローブボックス型質量分析計のボックス部において所定の試料調製（1 M 硝酸による溶解後質量分析計の試料用フィラメントに焼き付け）が施され、質量分析に供される。

(5) 燃焼度の算出

燃焼度は、次式により算出する。

$$FIMA(\%) = F \times 100 / A_{(U)} + A_{(Pu)} + F$$

ここで、

$$F = A_{(Nd)} / 0.0167366 \text{ (核分裂収率)}$$

$A_{(U)}$; U 原子数

$A_{(Pu)}$; Pu 原子数

$A_{(Nd)}$; Nd 原子数

U、Pu、Ndの原子数Aは質量分析データを用いて次式により求める。

$$A = (R(m/s) \times Sp(s) - Sp(m)) / (Ab(m) - R(m/s) \times Ab(s))$$

$R(m/s)$: 質量分析結果から求まる目的核種とスパイク核種の原子比

m ; 目的核種 , s ; スパイク核種

$Sp(s)$: スパイク中のスパイク核種の原子数 (Atoms)

$Sp(m)$: スパイク中の目的核種の原子数 (Atoms)

$Ab(m)$: 試料中の目的核種 (存在比)

$Ab(s)$: 試料中のスパイク核種 (存在比)

ここで、スパイク核種は ^{233}U 、 ^{242}Pu 、 ^{150}Nd を、目的核種は ^{238}U 、 ^{239}Pu 、 ^{148}Nd を表す。

(6) まとめ

燃焼度測定に係る化学分離技術のWASTEF移転については、年度当初より詳細検討に取り組み、環境科学研究部分析科学研究グループから多大な協力を得て、必要な基礎知識、実技指導等の訓練を受け、当施設への試験装置の整備と操作マニュアルの作成を行い、一連の整備を完了させた。その後、移転した技術の確証実験を兼ねて9月上旬に使用済燃料溶解液を用いたホット

試験を行い、照射後試験技術として十分適用できることを確認した。この技術確立は、燃焼度測定の実験における技術の継承の観点から極めて意義深いものであるとともに、WASTEFにおける照射後試験の新たな分野として次年度以降の施設利用の拡張に、また、所内外の燃料研究に貢献できることが期待される。

次年度は、ホット試験室単独の燃焼度測定技術の全面確立に向けて、更なる技術の向上を目指すとともに、燃焼度測定技術の一環としてマススペクトロメータの操作技術の習得にも取り組んでいく予定である。特に、マススペクトロメータの試料調製においては極めて高度な職人技が要求されているので、これまでのホットラボ技術を応用して容易に適切な処理が施せる試験技術を検討していきたい。

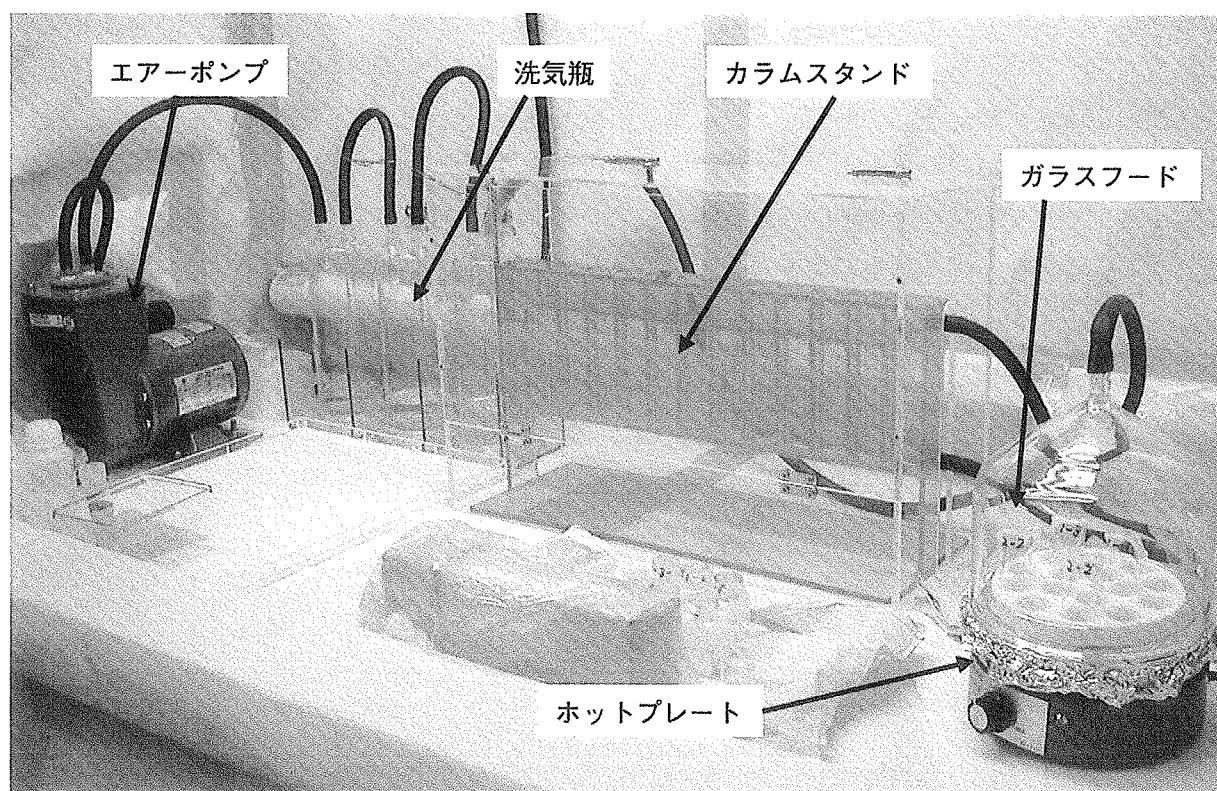


Fig. 5.3.1 フード内設置のカラムスタンドと蒸発乾固器具

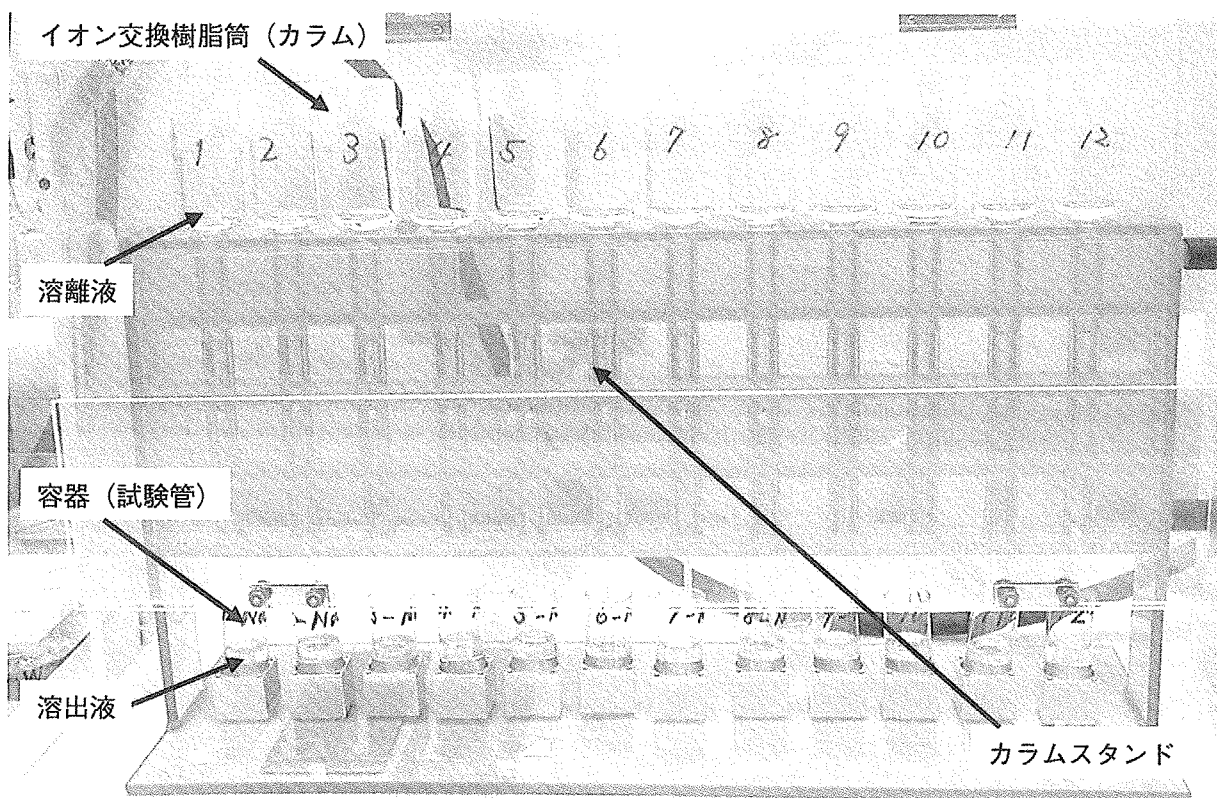


Fig. 5.3.2 イオン交換分離状況

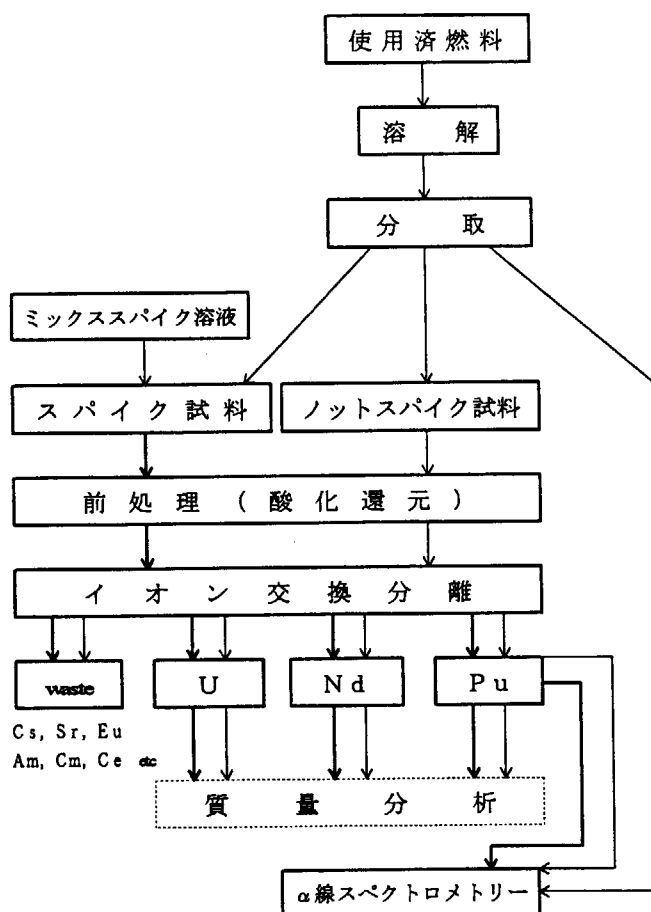


Fig.5.3.3 燃焼度分析フロー

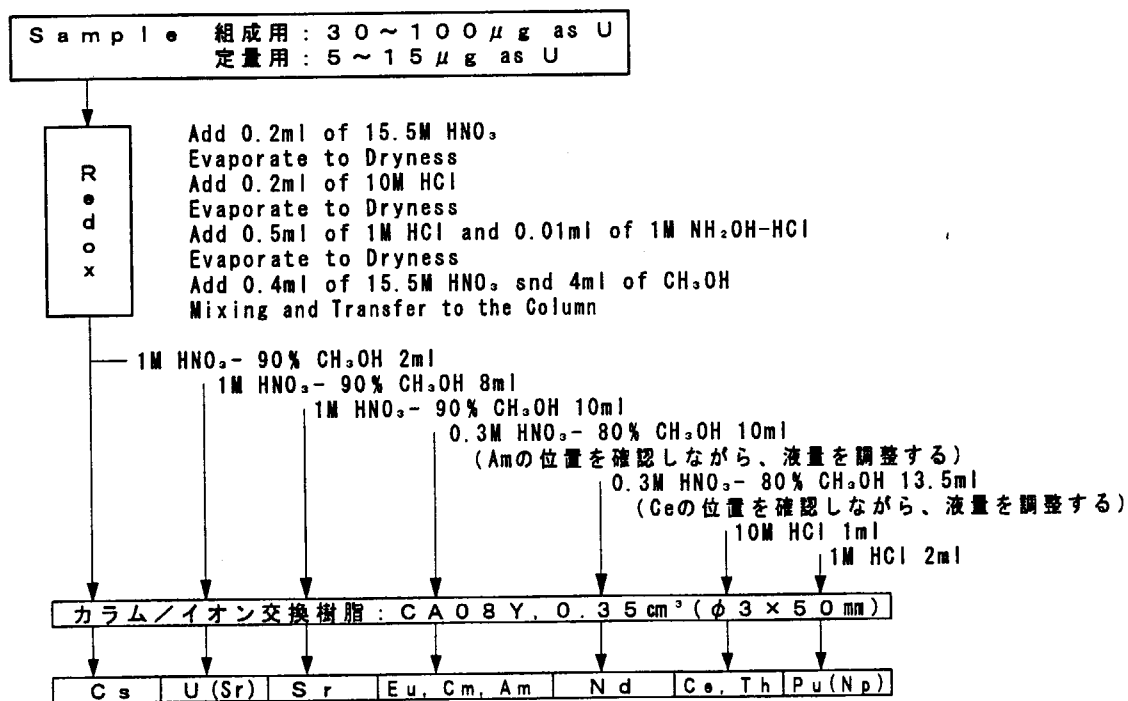


Fig.5.3.4 イオン交換分離スキーム

5.3.2 α 放射性廃液処理技術の開発

(1) はじめに

WASTE Fでは、セル及びグローブボックス内で行う各種試験によってアクチノイド元素を含む試験済 α 廃液（酸性液体廃棄物）が年間 20L 程度発生し、その処分が課題となっている。この技術開発は、現在の処理法であるセメント固化処理法が中和・固化工程を踏むため容積増を余儀なくされること等から、TRU 廃棄物のより安全な処理と減容化を目的に平成 12 年度から取り組んでおり、第 1 段階として α の分離技術を、第 2 段階として安全な減容化技術を開発目標に進めてきた。初年度に実施した α の分離技術検討では、1 回の処理で中和と α 分離が同時に行え、かつ、大きな分離効果が期待できる「水酸化鉄(III)共沈法」が有効であることを報告した（濃度に依存するが、通常使用条件の 1 回処理で分離効率 10^{-3} 、2 回処理で 10^{-6} ）。また、ほぼ中性の α 廃液をセルあるいはグローブボックス内で全て蒸発させることを目論んだ減容化技術の開発では、蒸発処理工程における TRU の移行率評価が重要な位置づけとなるため、第 1 段階調査として類似挙動を示すとされる安定元素を使ったコールド実験で TRU の移行傾向を探り、その結果を踏まえてのホット実験（第 2 段階調査）により妥当性を確認する計画である。このため、前年度には、蒸発処理時の TRU 移行に係る実験手法の検討、実験装置の製作を進め報告した。本年度は、TRU と類似の挙動が想定される Ce と Eu の安定元素を添加した硝酸アンモニウム（以下、硝安と言う）溶液について蒸発処理実験等を行い、これら TRU 模擬元素の移行挙動を明らかにした。

ここでは、蒸発処理時の TRU 模擬元素の移行挙動を調査する蒸発実験、残った固形物（硝酸塩）の処理を目的とする加熱分解実験の概要及び次年度実施のホット廃液を用いた第 2 段階調査に向けた方向性等について報告する。

(2) 蒸発実験

本実験の目的は、中和処理済み α 液体廃棄物を 100℃以下の加熱（開放条件）で蒸発処理した場合の TRU の移行挙動を明らかにすることにある。中和剤としては、蒸発乾固で生じた固形物の分解処理のし易さを考慮してアンモニア水を選定した。従って、三価の水酸化鉄を用いた共沈処理によって、ろ液として、中性又は弱アルカリ性の硝安溶液（俗に言う塩）と水が生じることとなる。本実験では、ろ液の蒸発減容過程においてのアクチノイド元素の揮散挙動及び酸等の腐食性物質の雰囲気中への放出を検討するため、鉄共沈処理後のろ液を模擬した試験溶液（pH 7～9 の硝安溶液 500ml に TRU 模擬元素である Ce、Eu 各 10ppm を添加したもの）を、密閉系であるロータリーエバポレーターを用いて約 0.02MPa 約 80℃で蒸発させ、残留物及び蒸留側移行物について性状を調べた。実験に用いた蒸留装置を Fig. 5.3.6 に示す。

実験の結果、蒸発処理によって析出した残留物は酸性、移行した蒸留側成分はアルカリ性であった。また、模擬元素の移行については、ICP による元素分析で確認を行い、析出側ではほぼ全量残り、蒸留側では検出されなかった。更に、実験中に真空ポンプの吸気側に取付けたメンブレンフィルタ（3 μ m、 ϕ 22mm）にも検出されなかった。実験結果の詳細を Table 5.3.1 に示す。

以上のことから 100℃以下の蒸発時においては、模擬元素のほとんどが揮散しないこと及び酸化性の蒸発成分は発生しないことを確認した。

(3) 硝酸アンモニウムの加熱分解実験

本試験の目的は、蒸発減容によって最終的に固形物として残る硝酸を安全に加熱分解する技術を見出すことにある。硝酸 (NH_4NO_3) は、 210°C の加熱で NO_x と H_2O に分解するので、その際の TRU の移行率が小さければ、容器の壁面に TRU を残すのみでそれ以外の非放射性成分の全てを完全に処理できる可能性を有しているが、腐食性が強く、それ自体は不燃性であるものの、紙、布、木屑等有機物あるいは強酸類と混合したものは摩擦（衝撃）により発火、爆発の危険性を持つことが知られている。しかしながら、このリスクは、容器材質やごみの混入を避けるなど取り扱いに注意を払うことで十分解消され、安全は確保できると判断している。

加熱分解実験は、ソックスレイ用加熱装置を用いて冷却水は使わず溶液の入っているフラスコ全体を、加速のため約 300°C で加熱した。分解・蒸発に伴う模擬元素の移行確認は、2 段の水入りガス洗浄瓶を通して自然排気条件で行った。なお、この実験温度は、 NO_x の分解を避けるため分解温度 (500°C) 以下とした。また、昇温速度は、急激な反応を避けるため約 $10^\circ\text{C}/\text{分}$ で徐々に昇温させた。装置の概要を Fig. 5.3.5 に示す。

実験の結果、抽出器において初期には水蒸気と思われる白いガスが、その後 NO_x ガス (NO 、 NO_2 及び N_2O) と思われる褐色ガスの発生が認められた (Fig. 5.3.7 参照)。実験終了後にフラスコ、洗浄瓶等の実験系について各種イオン濃度測定を行い、フラスコについては、硝酸及びアンモニウムイオンは検出されなかったこと、1 段目の洗浄瓶内に入れた捕集用精製水では硝酸イオンがアンモニウムイオンに比べて高く pH 2 を示したこと、2 段目の洗浄瓶ではほとんどイオンは検出されず pH 7 であったことを確認した。また、模擬元素については、Fig. 5.3.8 に示すようにフラスコ内に約 97% の模擬元素が付着しており、1 段目の洗浄瓶までに約 3% 移行することが確認された。これらの実験結果を Table 5.3.2 に示す。以上の結果より、 300°C の開放条件で硝酸塩を加熱分解処理した場合には、 NO_x の放出を伴って約 3% の TRU がセル内放出される可能性にあること、 NO_x や TRU をセル内放出させないためには、オフガス処理系として 1 段の吸収塔を設ける単純なシステムで十分な効果が期待できることが確認された。

(4) まとめ

本年度は、鉄共沈処理後の α 放射性廃液の加熱処理を模擬した実験、即ち、TRU 模擬元素として Ce 及び Eu の安定元素を添加した中和処理溶液の 100°C 以下での蒸発（乾固）と残存固形物の加熱分解処理についての実験を行い、これら模擬元素の揮散がほとんどないことを確認した。また、硝酸塩である固形物（硝酸；危険物第 1 類）の加熱分解も安全に行える見通しが得られた。しかしながら、分解で発生する NO_x ガスについては、環境への放出基準等を踏まえて、その措置方法を今後検討する必要がある。更に、模擬元素の揮散率に若干の相違があったことから、Ce と Eu のみの模擬元素実験で全ての TRU 等アクチノイド元素の挙動を予測し得たかなど課題はある。このため、次年度には、本実験結果に基づき、鉄共沈処理済 α ホット廃液を用いて加熱処理実験を行い、蒸発・加熱分解処理法の有効性を確認する計画である。この技術確立は、今後 WASTE F で発生する TRU 等アクチノイド元素含有試験済廃液について極めて大きな減容効果が期待され、使用施設の廃棄物処理技術として定着させることは極めて意義深いと考える。

Table 5.3.1 蒸発試験結果 (pH 約 8.5 の硝酸溶液を蒸留)

測定項目 溶液	pH	NH ₄ ⁺ イオン	NO ₃ ⁻ イオン	模擬元素
蒸留側	11	300ppm	検出されず	Eu, Ce は検出されず
残留 (析出側)	4	2 %	5 %	Eu, Ce は全量残留
その他	(1) 蒸留液 (pH11) について、液を完全蒸発させた結果、析出物は見られず。 (2) 硝酸溶液 500ml 蒸留時の析出温度は約 55℃、析出重量は 65～70g であった。 (3) イオン濃度分析は、溶液を精製水で 500ml に定容し、簡易イオン試験紙にて目視で観察した。			

Table 5.3.2 加熱分解試験結果

測定項目 溶液	pH	NH ₄ ⁺ イオン	NO ₃ ⁻ イオン	模擬元素
フラスコ	7	検出されず	検出されず	10ppm に対して、 Eu : 96.8%、Ce : 97.18%
抽出器、1 段目ガス 洗浄瓶及びホース	2	1 %	1.5 %	10ppm に対して、 Eu : 3.2%、Ce : 2.8%
2 段目ガス洗浄瓶	7	4 ppm	検出されず	10ppm に対して、 Eu : 0%、Ce : 0.02%
その他	(1) 実験器具に付着した模擬元素の回収 ① フラスコは、3N 硝酸約 200ml にて約 90℃、5 時間保温を行い、精製水で 500ml に定容した。 ② ガス洗浄瓶等は、3N 硝酸約 100ml にて回収し、精製水で 500ml に定容した。 (2) 実験器具に付着したイオンの回収 精製水約 100ml にて回収し 500ml に定容した。			

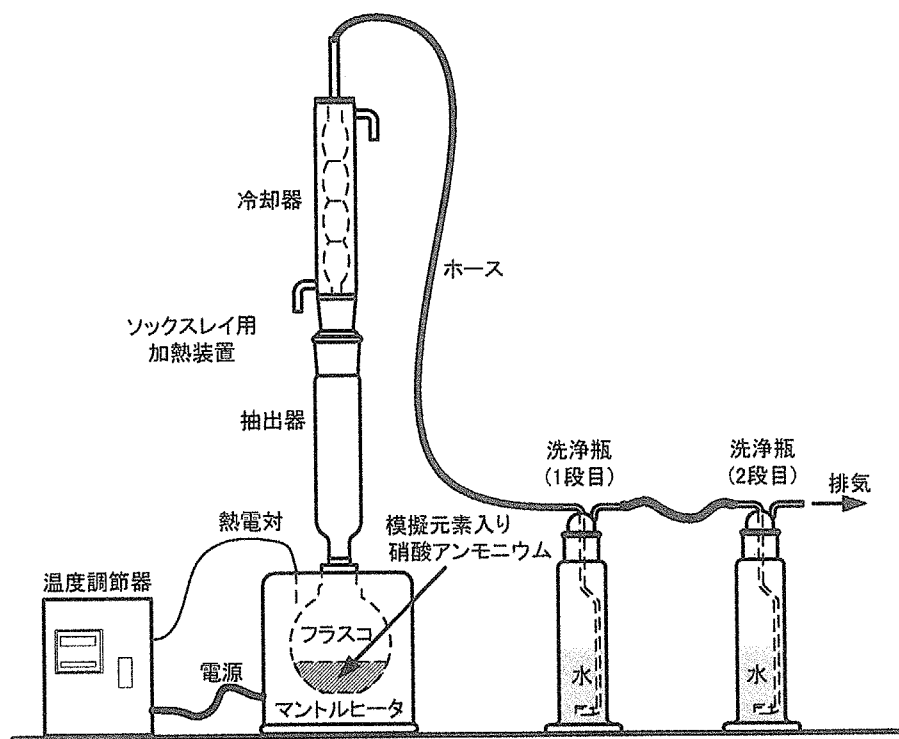


Fig.5.3.5 加熱分解装置概要

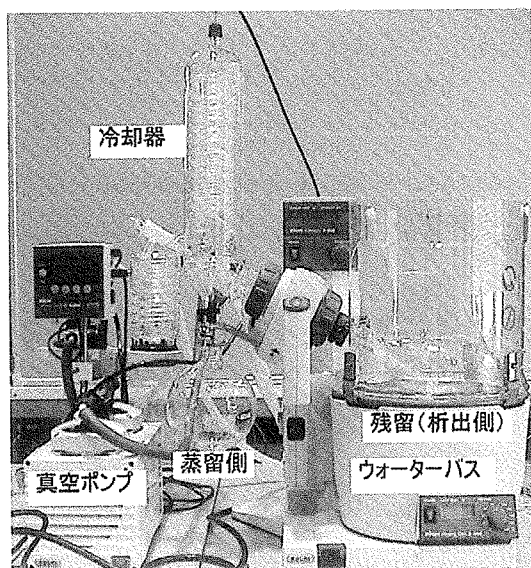


Fig.5.3.6 蒸留装置(ロータリーエバポレーター)



Fig.5.3.7 褐色のガス

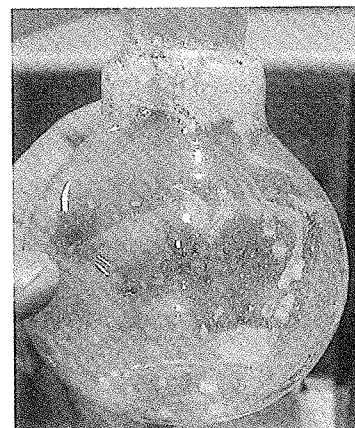


Fig.5.3.8 フラスコ内に付着した模擬元素

5. 4 ホットラボ課

5.4.1 TEM試料作製装置の開発

(1) はじめに

ホットラボでは、高放射性試料からTEMで取扱可能な放射能量までRIを減量する目的で、「TEM試料作製装置の検討」を進めてきた。

平成14年度は前年度に引き続き、これまでに検討した課題を解消するとともに、設置セルに対応した遠隔操作化及び装置本体をコンパクト化した「遠隔操作型TEM試料作製装置」を製作し、セル内への設置を行い、照射後試験に適用した。

(2) 装置の概要

本装置は、本体、操作盤、モニターで構成し、打ち抜き棒駆動用の負荷には圧縮空気を採用した。試料の打ち抜き時には、操作室に設置したモニター上で試料の表面状態を観察しながら正確な位置決め(X,Y移動=0.1mmピッチ)を行えるようにした。さらに、CCDカメラと打ち抜きポンチの軸芯を同一とすることにより、モニター上で設定した任意の位置の打ち抜きを可能とした。また、装置本体をコンパクト化したことにより、限られた鉛セル内作業スペースの有効利用を図った。Fig. 5.4.1 に装置外観を、Fig. 5.4.2 に装置概略図を示す。

製作までの課題と改良した点は以下のとおりである。

①打ち抜きポンチ先端への試料の付着。

改良点：打ち抜き負荷を、従来の手動式から圧縮空気式とした。更にモックアップ試験時で、負荷0.6MPaではポンチへの付着が発生しないことを確認した。なお、0.6MPa未満では打ち抜くことが出来なかった。

②ダイス台の受け側に打ち抜いた試料が詰まる。

改良点：ダイスに押し出し用スプリングを装備。また、ダイスを必要最低限のサイズにコンパクト化し、遠隔で脱着可能な構造にすることにより、容易に試料の回収作業を出来るようにした。

③打ち抜き試料(母材側)へ打ち抜きポンチがくい込むため、薄片試料へ応力・歪等を加えることなく遠隔で回収することが困難。

改良点：ポンチ先端を、打ち抜き後に本体内へ収納する構造にしたことにより、母材と試料を容易に分離できるようにした。

(3) 主な仕様

・打ち抜き用空圧シリンダー	シリンダー内径：φ63 復動型 使用圧力：0.6MPa ストローク：25mm
・X,Y テーブル駆動モーター	6Wリバーシブルモータ：100V 50Hz ギヤーヘッド：1/50 出力回転数 30rpm X,Y 移動速度：0.5mm/sec

	カウンター読取り精度：0.1mm
・ロータリーエンコーダー	分解能：10P/1回転
・CCD カメラ	CV-M2250 ヘッド分離型（φ17mm） レンズ：f=15mm
・モニター	9インチ白黒モニター、表示倍率：×6
・ポンチ、ダイス	φ1mm、φ3mm ディスク打ち抜き用一式 材質：SK-3

(4) 照射後試験

セル内設置前に遠隔操作性を含めた総合的なモックアップ試験を実施後、ウランマグノックス用鉛Na9セル内に設置し、CCD カメラ・打ち抜きポンチの着脱及び試料セット方法等の遠隔操作性能の再確認を行い、照射後試験を実施した。試験は、JMTR 照射試料を用い、1枚の大型TEM試験片（形状：φ12.5mm、0.14～0.24mmt）からTEM用及びガス（He）分析用ディスク（φ3mm）試料4枚の打ち抜き加工を行い、12枚の大型TEM試験片から計48枚のディスク試料を、正確かつ迅速に採取することができた。

(5) まとめ

本装置の導入により、従来の装置を使用した方法に比べ、遠隔操作性、加工時間の短縮等、作業効率が飛躍的に向上した。また、今後は、ホットラボ施設の廃止に伴うTEMの移設に従い、本装置の有効利用を図るため、更なる改良を行い、移設することを考えている。

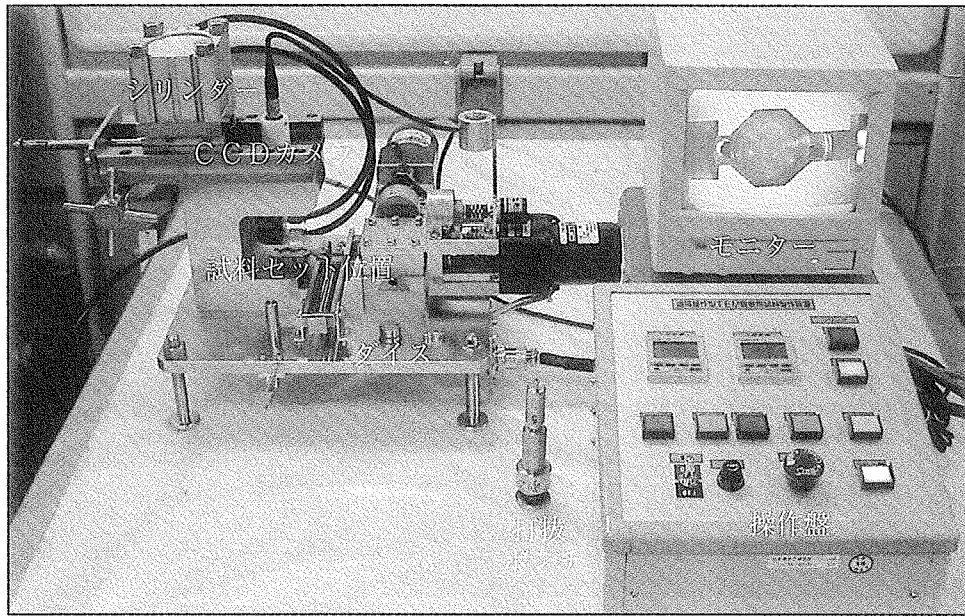


Fig.5.4.1 遠隔操作型 TEM 試料打抜装置外観

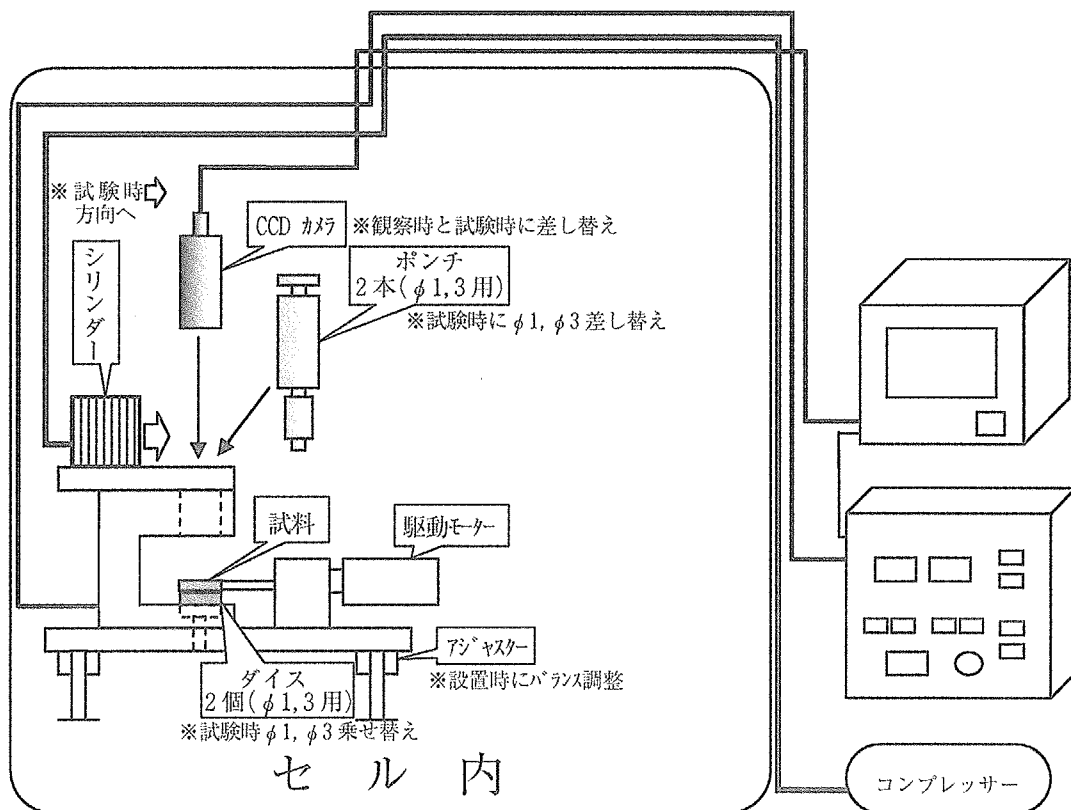


Fig.5.4.2 装置概略図

5. 5 破壊靱性試験技術確立に係る検討WG

5.5.1 破壊靱性試験技術確立に係る検討

(1) 概要

軽水炉燃料の高燃焼度化計画における燃料被覆管の信頼性評価のニーズに対応して、脆化した材料の機械特性変化に対する高い感受性を持つ破壊靱性試験を新たな照射後試験項目とするために、照射済燃料被覆管の破壊靱性試験片の加工及び試験の技術的検討を行う。本試験は、15年度に原子燃料工業（株）（以下、原燃工と言う）と共同研究を締結し、照射済試料での試験技術の開発を行う予定である。

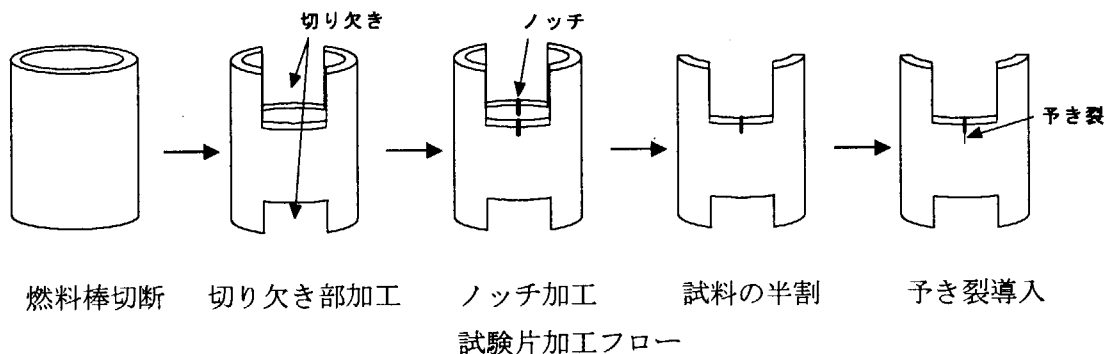
14年度WG（活動期間：平成14年11月15日～平成15年3月31日）において、主に試験片加工の技術的検討を行い、次年度共同研究に役立てることを目的とした。

(2) 検討内容

破壊靱性試験技術確立に係る検討WGにおいて、原燃工で実施している未照射被覆管の破壊靱性試験の調査を行い、照射済試料への対応について検討した。破壊靱性試験を実施する上で重要となる試験片について、原燃工が未照射材を用いたコールド試験で使用している試験片と同様の形状加工の可能性について調査した。原燃工の試験片は、ワイヤー放電加工機で製作されているのに対して、ホットセル内で取扱い可能な装置及び加工手法の検討を行った。

・破壊靱性試験片の調製

試験片の加工工程には、燃料棒の切断、脱ミート、切り欠き部の加工、ノッチ加工、試料半割、予き裂導入等があり、燃料棒の切断及び脱ミートについては、既存の技術で対応可能である。その後の切り欠き部の加工、ノッチ加工、試料半割、予き裂導入についての検討を行った。試験片の加工フローを以下に示す。



(3) まとめ

破壊靱性試験技術確立に係る検討WGにおいて、原燃工で実施している未照射被覆管の破壊靱性試験をベースに、照射済試料への対応について検討した。その結果、予き裂導入を除く工程については、加工精度、装置の遠隔操作性、試料の取扱い、性能確認試験等を実施することで対応可能であると考えられ、実際には、平成15年度共同研究において、試験片の作製・破壊靱性試験を行い確認する予定である。予き裂導入については、き裂の制御法が最大の問題であり、試料数に制限がある照射済試料を確実に実施するために、平成15年度の原燃工との共同研究において制御法の検討を行う必要がある。

あとがき

平成14年度は、組織改正においてホット試験室の3施設（燃料試験施設、WASTEF、東海ホットラボ）の特定設備を運転管理するホット試験施設課が新設され、6課でホット試験室を運営することとなった。

それぞれの施設は、平成14年度「年間使用計画書」及び「年間使用実施計画書」に従い、計画通りに施設の運転を実施し、利用者の照射後試験ニーズに応え、有用な試験データを提供するとともに、新規装置や試験技術の開発、施設の運転・保守・管理及び官庁手続き等を鋭意実施した。

本年度のトピックスとして、燃料試験施設では、原子燃料工業（株）からの電力共研に基づく「55GWd/t先行照射燃料の照射後試験(PHASE1)」に関して、燃料要素10本を受入れて照射後試験を開始した。また、昨年受入れた「むつ」使用済み燃料の再処理施設受入れ仕様に合わせるための再組立て作業及び照射後試験を本格的に実施した。WASTEFにおいては、施設の利用拡張の一環として、ホットラボ停止後の材料試験実施に向けたホットセルの整備及び燃料に係わる照射後試験のうち化学分析試験等に係る整備を行った。また、ホットラボにおいては、「ホット試験施設の合理化」計画に基づき、昭和36年から42年間実施してきた照射後試験を本年度で終了させ、施設の廃止措置にむけた準備作業を開始した。

また、緊急業務として、国からの要請により、「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」及び「東北電力女川原子力発電所1号機再循環系配管のひび割れに関する調査」に係る試験を実施し、昨年に引き続き計画外の緊急業務に素早く対応し、照射後試験施設の必要性・重要性、試験技術の継承・発展性に関して研究支援部門として所内外にアピールし、原子力に対する信頼回復に貢献した。

上述のように、各施設ともトラブル等もなく当初の計画をほぼ100%達成するとともに、施設の安全・安定運転ができたことは、ホット試験室員はもとより、保健物理部、バックエンド技術部等の関係者の労によるところが多く、各位に深く感謝の意を表したい。

本報告書は、ホット試験室及び施設の放射線管理関係者が執筆し、ホット試験室年報編集委員会のメンバーによって編集されたものであり、照射後試験施設の利用者等の手引きとして参考になるとともに、ホットラボワークの技術継承の有効な手段として今後も継続を図って行くものである。また、本報告作成にご協力頂いた他の関係各位に謝意を表したい。

ホット試験室次長 金井塚 文雄

ホット試験室年報編集委員

委員長	金井塚 文雄 (ホット試験室)
	須藤 健次 (ホット試験技術課)
	三瓶 真一 (ホット試験技術課)
	山岸 三郎 (ホット試験業務課)
	関田 憲昭 (実用燃料試験課)
	寺門 正吾 (WASTEF課)
	海野 明 (ホットラボ課)
	鯉淵 薫 (ホット試験施設課)

付録 1. 官庁許認可申請一覧

1. 核燃料物質使用に係る許認可申請

1.1 核燃料物質の変更許可申請

施 設 名	申請年月日	件 名	許可年月日
燃料試験施設	H14. 4. 1	LOCA試験装置の新設	H14. 6. 24
ホットラボ	H14. 12. 20	試験研究計画の一部終了に伴う内装機器等の撤去	(H15. 4. 25)
燃料試験施設 廃棄物安全試験 施設 ホットラボ	H14. 12. 20 届出	年間予定使用量の変更届	H15. 12. 20 受理

1.2 施設検査申請

本年度のホット試験室としての申請案件はない。

1.3 保安規定の変更認可申請

施 設 名	申請年月日	件 名	認可年月日
燃料試験施設 廃棄物安全試験 施設 ホットラボ	H15. 2. 18	年間予定使用量の変更	H15. 3. 7

2. 放射性同位元素使用に係る許認可申請

2.1 放射性同位元素の変更許可申請

施設名	申請年月日	件名	許可年月日
ホットラボ	H14. 6. 26	使用数量の変更及び密封Eu-152の使用廃止	H14. 7. 16

2.2 施設検査申請

本年度のホット試験室としての申請案件はない。

2.3 放射線障害予防規定の変更届出

本年度のホット試験室としての届出案件はない。

3. 核燃料物質等運搬に係る許認可申請

3.1 輸送容器の許認可変更申請

本年度のホット試験室としての申請案件はない。

3.2 核燃料物質等の運搬

本年度のホット試験室としての申請案件はない。ただし、ホット試験室の照射後試験施設を使用した試験のために、研究室等の申請による燃料等の核燃料物質の運搬を各施設で行った。詳細については、各施設の運転管理の項を参照。

4. 所内安全審査受審

4.1 原子炉等安全審査委員会

本年度の受審はない。

4.2 使用施設等運転委員会

施 設 名	受審年月日	件 名
ホットラボ	H14. 9. 26	ホットラボにおける試験研究計画の一部終了に伴う内装機器等の撤去に係る安全性について
廃棄物安全試験施設	H15. 1. 23	廃棄物安全試験施設における高レベル廃液用伝熱面試験装置の新設に係る安全性について

付録2 安全衛生関係

14年度における東海研究所の安全衛生管理は、「東海研究所の業務の発展との調和を図りつつ、施設の事故・故障等及び職員等の災害の発生の原因を排除するとともに、職員等の安全衛生に対する意識の高揚及び健康管理の充実に努めること」を大スローガンに掲げ、実施することにした。小スローガンとして、「作業の安全確保及び健康管理の充実」を掲げ、実施するポイントとして、1) 工事・作業に関する安全管理の徹底、2) 健康管理の意識の高揚、3) 施設・設備の整備・改善、4) 教育訓練の効果的实施、の4項目を掲げるとともに、さらに、安全衛生管理のより一層の推進を図るため、1) 防災対策の強化、2) 教育訓練の充実、3) 作業安全の確保、4) 健康管理の充実、の4項目を重点項目と定め、取り組むことにした。

東海研究所で定めた上記のスローガン、ポイント、重点項目を念頭に置き、ホット試験室では、「平成14年度部安全衛生管理実施計画」を作成し、これに基づき、安全衛生管理活動を実施した。安全管理において、13年度に引き続き、14年度も無事故で仕事を終えることができた。

以下に、平成14年度の安全衛生管理について、主として重点項目の活動概要を記す。

1. 防災対策の強化

防災対策の強化として実施したものについて、その概要を以下に記す。

(1) 事故・故障等の発生の防止、施設・設備等の整備・改善について

定期的に各施設全域のパトロールを実施し、整理・整頓、通路の確保、転倒防止、表示物の適正掲示に努めるとともに、設備全般の管理状況等を把握して、現状を鑑みて優先すべき事項から改修・改善を実施した。

(2) 防火管理の徹底について

化学実験試薬として使用している発火性物質の安全な取扱・保管と在庫管理を行った。高温部を有する機器等を中心とした機器・装置の管理状況の把握に努め、安全運転を行った。溶接・溶断作業等の場合における作業中・終了後の防火管理についての注意を促し、その管理の徹底を行った。また、日常的に使用している壁コンセントについて、カバーを取り外しての内部の点検を実施し、不具合箇所の発見・是正を行った。

(3) 通報訓練、消火訓練、総合訓練等、現場応急処置訓練の推進について

通報訓練、招集・避難訓練、消火訓練、総合訓練をそれぞれ実施した。まず、通報訓練では、3施設（燃料試験施設、WASTEF、ホットラボ）合同による通報連絡訓練を実施した。その結果から、連絡体系、伝達内容の正確さ及び伝達時間の確認・分析し、不具合の改善等を行った。消火訓練は、構内課の協力を全面的に得て実施した。訓練では、灯油・ガソリン混合物を燃焼させたオイルパンの火元に向かって、手にした粉末消火器で如何に消火するかの実地訓練とし、訓練参加者全員が消火作業を行った。なお、部主催の消火訓練に参加できなかった職員等は、昨年度と同様に、別の日程で行われたバックエンド技術部若しくは研究炉部等の消火訓練に参加させ、訓練への全員参加を図った。また、原子力災害対策特別措置法に基づく事象の発生を含む東海研究所非常事態総合訓練が、WASTEFを想定事故現場として実施された。この訓練には、燃料試験施設、ホットラボも支援・参加した。

2. 教育訓練の充実

教育訓練の充実として実施したものについて、その概要を以下に記す。

(1) 安全意識の醸成、教育訓練の徹底及びフォローアップについて

ホット試験室の3施設は核燃料物質取扱施設であり、そのうちWASTE F、ホットラボの2施設は放射性同位元素取扱施設でもある。これらの施設で作業に従事する職員等に対する規則で定められた保安教育訓練の全科目を計画通り実施し、終了させた。保安教育訓練当日、都合により参加できなかった者については、別途、日を改めてフォローアップを実施するなどして、教育訓練対象者全員に教育した。東海研究所で14年3月中旬から4月中旬の1ヶ月間を安全強化月間として設定し、職場のパトロールを実施するとともに安全に関する訓示等を行い安全の強化を図った。これは13年度後半に作業者の怪我などが多発したことを受けて、職員等に規律の緩みを正すために注意喚起を促し、再発防止を図るため実施されたものである。なお、この時点からヒヤリハット抽出活動が開始され、各施設においてヒヤリハット事例抽出、抽出事例の水平展開を進めることとなった。

(2) 安全衛生に関する各種講演会、研修会等への参加及び法定有資格者の育成について

講習会、研修会等には機会があるごとに周知し、できる限り参加させ、最新情報及び技術の取得を図るとともに、当該施設の関わる有資格者の教育・育成に努めた。さらに、これまでの有資格者の育成プログラムの見直しを行い、より具体的で長期的な育成プログラムの検討を行った。

(3) 防災に係る関係法令、協定、所内規定類、取扱手引等の周知徹底について

放射線作業従事者である職員等に対して、適宜防災に係る関係法令の保安教育を実施し、訓練を行い、周知徹底を図った。また、点検作業等に係る外部からの放射線作業従事者に対しては、作業に着手する前に関係法令、各種規定類及び作業安全に係る所要の保安教育を実施し、周知徹底を図った。

(4) 異常発生時の対応の向上について

工程会議・課内会議等を通じて、施設の運転・整備状況及び作業の進展状況の情報を交換し、周知させるとともに、通報連絡系統図の随時更新、通報訓練等各種の訓練を通じて、緊急時における対応の向上を図った。また、各施設とも勤務時間内・外における火災事故発生及び臨界事故発生の訓練シナリオを作成し、それぞれの役割分担の把握及び緊急時の対応について理解を深めるとともに、燃料試験施設においては、これに係る県主導の通報訓練が実施された。

3. 作業安全の確保

作業安全の確保として実施したものについて、その概要を以下に記す。

(1) 工事、運転・保守に係る作業管理の徹底について

管理区域内作業等の作業安全を確保するため、各種規定類、手引等の保安教育を通じて、安全意識の高揚を図るとともに、作業開始前には作業の安全確認及び作業手順について、十分な打合せを実施し、作業の安全管理の徹底を図った。

(2) 施設・設備の点検励行、災害発生防止について

施設・設備の巡視点検等を実施し、設備環境等を考慮して、整備、更新、必要部品の補充・交換を行った。

(3) 化学物質安全データシート(MSDS)の活用及び労働災害の防止について

前年度に引き続きMSDSの活用を図り、危険物、毒物・劇物、特定化学物質等の化学薬品の安全な取扱い及び保管管理の徹底を図った。

(4) 重量物の取扱い及び挟まれ、巻き込まれ等の労働災害防止及び保安の確保について

クレーン等を使用した重量物の運搬における労働安全用具の着用励行、指示命令系統の明確、作業・安全管理の徹底を図った。

(5) 始業・終業点検、月例巡視点検の励行及び作業環境等の維持について

作業始業時・終業時の点検、月例巡視点検等を通じて、使用機器、設備の不具合箇所等の早期発見に努め保守管理の維持を図った。

(6) 所長、部長等による安全衛生パトロールの実施、作業安全の徹底について

毎月1回の施設管理者によるパトロール、年4回の建家安全衛生管理者パトロール及び年5回の部長パトロールを通じ、施設の安全確認、不具合箇所等の抽出、作業環境及び衛生管理状況の把握に努め、必要な処置・対策を早期に実施することで、職場の安全確保を図った。また、ホットラボにおいては、平成14年度夏期安全週間行事に伴う所長パトロールが実施された。

4. 健康管理の充実

健康管理の充実として実施したものについて、その概要を以下に記す。

- (1) 定期健康診断等の受診の徹底により、疾病の早期発見に努め、産業医、保健婦等による保健指導に対する是正処置を施すとともに、衛生講演会、講習会等の開催の周知により参加者を促し、自己の健康維持を図れるよう進めた。
- (2) 施設毎あるいは課毎に行われる定期パトロールを通じて、職場の衛生環境における不適正箇所の発見・是正に努め、衛生環境の維持管理を行った。

5. 安全衛生会議、安全衛生パトロールの実施

(1) 部安全衛生会議

臨時	: 4月 3日	第3回	: 10月15日
第1回	: 4月 8日	第4回	: 12月18日
第2回	: 7月15日	第5回	: 3月10日

(2) 建家安全衛生連絡協議会

第1回	: 6月20日	第3回	: 12月24日
第2回	: 7月23日	第4回	: 3月18日

(3) 課安全衛生管理担当者連絡会議

第1回	: 4月17日	第3回	: 12月 2日
第2回	: 5月14日		

(4) 課安全衛生会議

各課それぞれ毎月1回開催した。

(5) 部長パトロール

	燃料試験施設	WASTE F	ホットラボ
第1回	4月12日	4月15日	4月15日
第2回	7月19日	7月19日	7月19日
第3回	10月18日	10月18日	10月18日
第4回	12月18日	12月18日	12月18日
第5回	3月14日	3月14日	3月14日

付録 表2-1, 表2-2に部長パトロールの重点項目を示す。

(6) 課長パトロール

各課それぞれ毎月1回実施した。

6. 通報訓練、消火訓練、総合訓練の実施

(1) 通報訓練 (3施設合同による)

第1回 勤務時間外通報訓練 (通報発信施設: WASTE F)

実施日 : 4月25日

- ・ WASTE F関係者 : 対象者47名中47名参加
- ・ 燃料試験施設関係者 : 対象者47名中41名参加
- ・ ホットラボ関係者 : 対象者31名中27名参加

第2回 勤務時間外通報訓練 (通報発信施設: WASTE F)

実施日 : 11月6日

- ・ WASTE F関係者 : 対象者33名中33名参加
- ・ 燃料試験施設関係者 : 対象者58名中58名参加
- ・ ホットラボ関係者 : 対象者26名中26名参加

(2) 消火訓練

ホット試験室主催による合同消火訓練

実施日 10月11日

- ・ ホットラボ関係者 : 24名参加
- ・ 燃料試験施設関係者 : 52名参加
- ・ WASTE F関係者 : 29名参加
- ・ バックエンド技術部 : 16名参加
- ・ 研究炉部 : 3名参加
- ・ 先端基礎研究センター : 2名参加

(3) 非常事態総合訓練 (実施日 1月17日)

東海研究所における平成14年度 (第2回) 非常事態総合訓練がWASTE Fを想定事故現場として実施された。

- ・ W A S T E F 関係者 : 52名参加

W A S T E F の非常事態総合訓練に係る支援訓練

- ・ 燃料試験施設関係者 : 42名参加
- ・ ホットラボ関係者 : 26名参加

(4) 招集訓練

実施日 9月 5日

- ・ ホットラボ : 32名参加
- ・ 燃料試験施設 : 48名参加
- ・ W A S T E F : 30名参加

付録 表2-1 部長パトロールの重点項目一覧（その1）
（平成5年度から平成13年度まで）

年 度	重 点 項 目
H 5. 7	分電盤・開閉器及び配線の点検
H 5. 1 2	開口部の墜落・転落防止対策点検
H 6. 7	薬品・危険物等の管理
H 6. 1 2	管理区域出入り口及び管理区域内の放射線安全点検（安全パトロール点検指針）
H 7. 7	配線関係等に関する使用状況の点検
H 7. 1 2	管理区域の放射線安全点検（安全パトロール点検指針）
H 8. 7	警報設備及び廃棄物の点検
H 8. 1 2	薬品管理の状況及び廃棄物置き場の点検
H 9. 7	表示類の適材適所性、警報設備、廃棄物置き場の点検、薬品類の管理
H 9. 1 2	潜在的危険個所の摘出
H 10. 7	管理区域の放射線安全管理状況
H 10. 1 2	各建家の電気、ガス及び給排水設備の点検
H 11. 7	屋外環境（雑草等の状況、不要品の有無、乗用車等の駐車状況）
H 11. 1 2	核燃料物質及び放射性同位元素の使用制限量表示の有無
H 12. 7	フィルムバッチ、放射線防護衣・防護具等の着用状況
H 12. 1 0	薬品類の取り扱い及び保管管理状況、工事現場における安全管理の状況、冷蔵庫等における飲食物の保管状況
H 12. 1 2	保管物品の整理と保管状況、作業環境（温度、照度、騒音他）の確保
H 13. 3	工事・点検等の作業における安全管理状況、各種標識類の適正表示、管理区域出入り口等の皮膚汚染除去セットの整備状況
H 13. 5	燃料試験施設 : 使用機器・機材、保管物品等の整理整頓 W A S T E F : 化学薬品類の適正使用管理及び保管管理 ホットラボ : 使用済み機器、キャスク等の整理と保管管理
H 13. 7	管理区域内作業における安全管理の徹底
H 13. 1 0	電気機器等の配線は正しくされているか、休憩・休養室の管理
H 13. 1 2	放射性廃棄物管理の徹底（液体廃棄物の固化管理の徹底、材質別区分けの徹底、一時保管管理の徹底）
H 14. 2,	非常用防護資材の管理状況
H 14. 3	居室、作業場所の温度、湿度、騒音、採光、照明等の状況

付録 表 2-2 部長パトロールの重点項目一覧 (その2)
(H14年度)

年 度	重 点 項 目
H14.4	安全強化月間重点項目 1) 工事・作業現場の安全確保及び環境整備 ホット試験室の重点項目 2) 開口部の防護柵及び転落防止柵の設置状況 3) 危険防止表示等の確認
H14.7	夏期の安全週間重点項目 1) 放射性廃棄物の適正管理状況 2) 工作機械等による「挟まれ、巻き込まれ」防止対策 3) 緊急時連絡連絡網の整備 4) 薬品類の取扱及び保管状況 5) 給湯室、冷蔵庫等の清潔保持 6) 職場の整理・整頓の徹底 ホット試験室の重点項目 7) 消火設備の管理状況 8) 発火源となり得る装置類の保管管理状況
H14.10	ホット試験室の重点項目 1) 管理区域内の整理・整頓 2) 作業場所等の衛生環境
H14.12	年末年始の安全週間行事重点項目 1) 核燃料物質及びR I の管理状況 2) 出火原因となる電気・ガス設備の管理状況 3) 屋外設置物品等の管理状況 4) 職場の整理・整頓の徹底 ホット試験室の重点項目 5) 建家屋外環境の点検 6) 作業場所の整理整頓
H15.3	ホット試験室の重点項目 1) 作業環境の点検－温湿度、照明、騒音、衛生等 2) 表示類の管理状況

付録3 研究成果一覧 (平成14年度)

1) 研究成果の発表等

研究テーマ等	年月日	題 目	発 表 者	発表箇所
照射後試験及びWASTE試験に関する技術開発 (552-3)	14.9	Application of neutron imaging plate and neutron CT methods on nuclear fuels and materials	安田 良 松林 政仁 (中性子利用開発G) 仲田 祐仁 原田 克也 他	7th World Conference on Neutron Radiography (Roma/Italy)
	14.9	Evaluation of Hydrogen concentration in zirconium hydride and deuteride using neutron radiography	土屋 文 (東北大) 安田 良 他	7th World Conference on Neutron Radiography (Roma/Italy)
	14.10	遠隔操作式高分解能走査型電子顕微鏡の開発	安田 良 西野 泰治 三田 尚亮 仲田 祐仁 原田 克也 野澤 幸男 天野 英俊	JAERI-Tech 2002-081
	14.10	Current Status of PIEs in the Department of Hot Laboratories	仲田 祐仁 串田 輝雄 安田 良 天野 英俊 伊藤 忠春 西野 泰治 金井塚 文雄 新藤 雅美	4th KAERI/JAERI Joint Seminar on PIE Technology (Korea)

研究テーマ等	年月日	題 目	発 表 者	発表箇所
照射後試験及びWASTEF試験に関する技術開発 (続き)	14. 10	Topics of PIE Techniques in REFF(1) -Measurement of Thermal Properties-	仲田 祐仁 原田 克也 安田 良 小野澤 淳 長島 久雄 金井塚 文雄	4 th KAERI/JAERI Joint Seminar on PIE Technology (Korea)
	14. 11	核燃料・材料への中性子ラジオグラフィの適用	安田 良	京都大学原子炉実験所平成14年度「中性子ラジオグラフィ高度技術の開発と応用」専門研究会
	15. 3	Application of Hydrogen Analysis by Neutron Imaging Plate Method to Zircaloy Cladding Tubes	安田 良 仲田 祐仁 松林 政仁 (中性子利用開発G) 原田 克也 畠山 祐一 天野 英俊	To be presented “Journal of Nuclear Materials”
照射後試験及びWASTEFの計画管理 (552-1)	14. 6	浜岡原子力発電所1号機配管破断部サンプル調査適用試験	ホット試験室	JAERI-Tech 2002-050
	14. 9	アクチノイド水素化物の照射挙動	小無 健司 (東北大学) 三瓶 真一 他	日本原子力学会 2002年秋の大会
	15. 1	ホット試験室 施設の運転と技術開発 (平成13年度)	ホット試験室	JAERI-Review 2002-039

研究テーマ等	年月日	題 目	発 表 者	発表箇所
燃料試験施設 の運転管理 (553-2)	14.9	Development of Released Gas Measurement Apparatus (アウトガス分析装置の開発)	小野澤 淳 畠山 祐一	ハルデン拡大会 議 (ノルウェー)
	15.2	高速増殖炉サイクルの研究開発の進め 方照射後試験の関連	天野 英俊	高速増殖炉サイ クル研究開発セ ミナー (東京)
	15.1	高速炉用炭・窒化物燃料の照射後試験 ー燃料ピンの破壊試験ー	岩井 孝 (新型燃料燃焼研究G) 木村 康彦	JAERI-Research 2002-038
	14.10	燃料試験施設における照射後試験技術 のトピックス (2) アウトガス分析装 置及び微小密度測定装置の開発	串田 輝雄 小野澤 淳 畠山 祐一	第4回日韓セミ ナー (韓国)
WASTEの運転 管理 (554-1)	14.5	Effective diffusivity of neptunium and plutonium in granite form Inada, Ibaraki, Japan under anaerobic conditions	山口 徹治 (処分安全研究室) 岡本 久人 他	Radiochim. Acta 90
	14.10	PIE Facility for In-situ Observation of Specimen Surface during SSRT in High Temperature Water	中野 純一 (複合環境材料研究G) 高野 利夫 遠藤 慎也 他	IASCC Review Meeting 2002
	14.11	Fabrication of Americium-based Nitrides by Carbothermic Reduction Method	伊藤 昭憲 (777/147 科学研究G) 糸永 文雄 沼田 正美 他	Journal of NUCLEAR SCIENCE and TECHNOLOGY Supplement 3

研究テーマ等	年月日	題 目	発 表 者	発表箇所
WASTEの運転 管理 (続き)	14.11	Lattice parameter expansion by self-irradiation damage of ^{244}Cm - ^{240}Pu oxide and mononitride	高野 公秀 (マテリアル科学研究G) 木崎 實 沼田 正美 他	Journal of NUCLEAR SCIENCE and TECHNOLOGY Supplement 3
	15.3	微量試料を用いた燃焼率の測定技術開発	河野 信昭 (分析化学研究G) 宮田 精一 他	日本原子力学会 2003年春の年会 佐世保
	15.3	セメント平衡水中におけるスラグの浸出挙動	前田 敏克 (処分安全研究室) 寺門 正吾 喜多川 勇 沼田 正美 他	日本原子力学会 2003年春の年会 佐世保
	15.3	照射後U-ROX燃料の浸出試験	蔵本 賢一 (新型燃料燃焼研究G) 喜多川 勇 沼田 正美 岡本 久人 他	日本原子力学会 2003年春の年会 佐世保
ホットラボの 運転管理 (555-1)	14.6	照射黒鉛中の炭素14の分離に関する研究	藤井 貴美夫 (材料照射解析研究G) 飛田 敏雄 他	原研/原電共同 研究報告会
	14.9	原子炉用黒鉛の処理処分に関する研究 (5) 照射黒鉛中の炭素14の分離	藤井 貴美夫 (材料照射解析研究G) 飛田 敏雄 他	日本原子力学会 2002年秋の大会
	14.9	照射黒鉛のイメージングプレートによる放射能濃度分布の測定	馬場 信一 (高温照射研究G) 飯田 省三 石川 明義 他	日本原子力学会 2002年秋の大会

研究テーマ等	年月日	題 目	発 表 者	発表箇所
ホットラボの 運転管理 (続き)	14.9	100万Gの強い重力場下で作製された Bi-Sb系傾斜合金の結晶状態	コウ・シンショウ (超重力場物質制御研究G) 富田 健 他	日本物理学会 2002年秋の大会
	15.3	590Mevプロトン照射材の照射後試験 (2) - 曲げ疲労特性 -	斎藤 滋 (核変換利用開発G) 西野 泰治 石川 明義 宇佐美 浩二 他	日本物理学会 2003年春の大会
	15.1	耐熱セラミックス複合材料の照射後試験 データ集 (97M-13A照射後試験)	馬場 信一 (高温照射研究G) 関野 甫 他	JAERI-Data/ Code 2003-003

付録 4 表彰

所外表彰

- H14.5 経済産業省「原子力エネルギー安全実務功労者賞」
ホット試験室 次長 金井塚 文雄

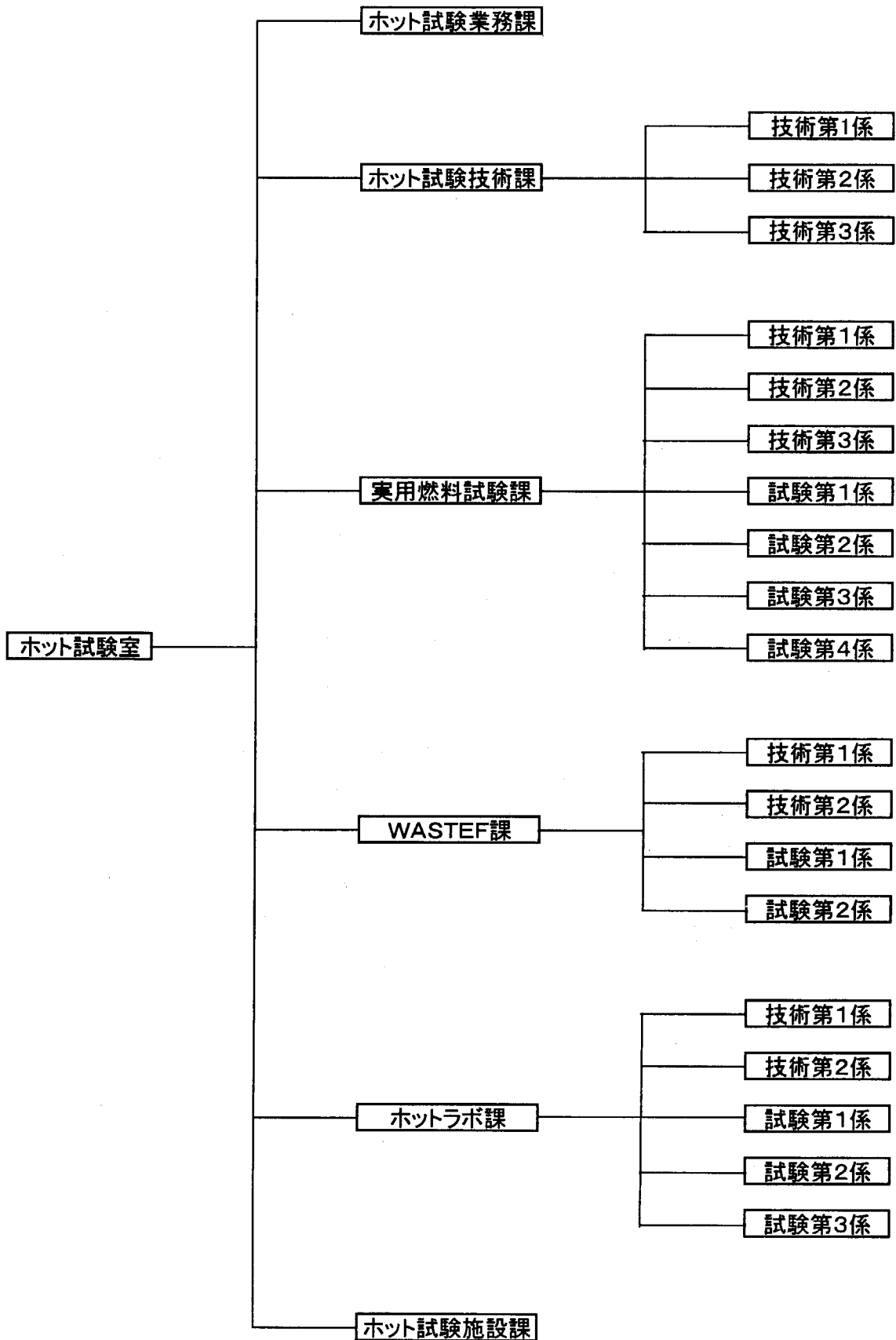
所内表彰

- H14.6 「模範賞」
浜岡 1 号機配管破断部調査実施グループ
ホット試験室 実用燃料試験課 課長 天野 英俊 他 38 名
浜岡原子力発電所 1 号機余熱除去系配管破断部の調査
- H14.6 「プロジェクト賞」
むつ使用済燃料輸送プロジェクトグループ
ホット試験室 次長 金井塚 文雄 他 7 名
むつ使用済燃料輸送プロジェクトの完遂

付録5 ホット試験室における国際協力

受入年度	受入協定	受入者（所属）	受入期間
5, 6 年度	科学技術庁 原子力研究交流制度	Lihua OUYANG (中国、北京核工程研究設計院)	H6. 2.21～H6. 5.20 (3ヶ月間)
9 年度	科学技術庁 原子力研究交流制度	Budi Briyatmoko (インドネシア、BATAN)	H9. 6.18～H9. 9.17 (3ヶ月間)
10 年度	国際協力事業団の依頼に 基づく IAEA 研修員受入	Baski Agung PUDJANTO (インドネシア、BATAN)	H10.12. 1～H11. 3.25 (4ヶ月間)
11 年度	科学技術庁 原子力研究交流制度	Hadi SUWARNO (インドネシア、BATAN)	H11. 6.21～H11.12.18 (6ヶ月間)
	国際協力事業団の依頼に 基づく IAEA 研修員受入	Jose Augusto PERROTTA (ブラジル、IPEN/CNEN-SP)	H12. 2.14～H12. 2.22 (9日間)
12 年度	科学技術庁 原子力研究交流制度	Antonio Gogo HUTAGAOL (インドネシア、BATAN)	H12. 9. 5～H12.12. 2 (3ヶ月間)
13 年度	原研とインドネシア共和国 原子力庁(BATAN)との 研究協力実施取決め	Asmedi Suropto (インドネシア、BATAN)	H13. 5.28～H13. 6. 3 (7日間)
		Asli PURBA (インドネシア、BATAN)	H13.11. 5～H13.12.14 (6週間)
14 年度	原研と韓国原子力研究所と の間の原子力の平和利用 分野における研究協力実 施取決め	Won-Myung Choung (韓国、KAERI)	H14.6.24～H14.6.29 (1週間)
	原研とインドネシア共和国 原子力庁(BATAN)との 研究協力実施取決め	SIGIT (インドネシア、BATAN)	H14.10.16～H14.12.10 (8週間)

付録6 ホット試験室の組織



5.3 WASTE F 課

5.3.1 燃焼度測定に係る化学分離技術の確立 --- 宮田 精一 (WASTE F 課)

5.3.2 α 放射性廃液処理技術の開発 ----- 岡本 久人 (WASTE F 課)

5.4 ホットラボ課

5.4.1 TEM試料作製装置の開発 ----- 富田 健 (ホ ッ ト ラ ボ 課)

5.5 破壊靱性試験技術確立に係る検討WG

5.5.1 破壊靱性試験技術確立に係る検討

あとがき ----- 金井塚 文雄 (ホ ッ ト 試 験 室 次 長)

付 録

付録1 官庁許認可申請一覧 ----- 須藤 健次 (ホ ッ ト 試 験 技 術 課)

付録2 安全衛生関係 ----- 田村 行人 (ホ ッ ト 試 験 室)

付録3 研究成果一覧 ----- 滝田 千春 (ホ ッ ト 試 験 業 務 課)

付録4 表彰 ----- 滝田 千春 (")

付録5 ホット試験室における国際協力 ----- 仲田 祐仁 (ホ ッ ト 試 験 技 術 課)

付録6 ホット試験室の組織 ----- 滝田 千春 (ホ ッ ト 試 験 業 務 課)

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
物質の量	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	$m \cdot kg/s^2$
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	$N \cdot m$
工率, 放射束	ワット	W	J/s
電気量, 電荷	クーロン	C	A·s
電位, 電圧, 起電力	ボルト	V	W/A
静電容量	ファラド	F	C/V
電気抵抗	オーム	Ω	V/A
コンダクタンス	ジーメンズ	S	A/V
磁束	ウェーバ	Wb	V·s
磁束密度	テスラ	T	Wb/m^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	$^{\circ}C$	
光度	ルーメン	lm	$cd \cdot sr$
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	$^{\circ}, ', ''$
リットル	l, L
トン	t
電子ボルト	eV
原子質量単位	u

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

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

表5 SI接頭語

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

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	$\text{\AA}$
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

$$1 \text{ \AA} = 0.1 \text{ nm} = 10^{-10} \text{ m}$$

$$1 \text{ b} = 100 \text{ fm} = 10^{-28} \text{ m}^2$$

$$1 \text{ bar} = 0.1 \text{ MPa} = 10^5 \text{ Pa}$$

$$1 \text{ Gal} = 1 \text{ cm/s}^2 = 10^{-2} \text{ m/s}^2$$

$$1 \text{ Ci} = 3.7 \times 10^{10} \text{ Bq}$$

$$1 \text{ R} = 2.58 \times 10^{-4} \text{ C/kg}$$

$$1 \text{ rad} = 1 \text{ cGy} = 10^{-2} \text{ Gy}$$

$$1 \text{ rem} = 1 \text{ cSv} = 10^{-2} \text{ Sv}$$

(注)

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

換算表

力	N($=10^5 \text{ dyn}$)	kgf	lbf
1		0.101972	0.224809
9.80665		1	2.20462
4.44822		0.453592	1

$$\text{粘度 } 1 \text{ Pa} \cdot \text{s} (N \cdot \text{s/m}^2) = 10 \text{ P (ポアズ)} (g/(cm \cdot s))$$

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

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

エネルギー・仕事・熱量	J($=10^7 \text{ erg}$)	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

$$1 \text{ cal} = 4.18605 \text{ J (計量法)}$$

$$= 4.184 \text{ J (熱化学)}$$

$$= 4.1855 \text{ J (15}^{\circ}\text{C)}$$

$$= 4.1868 \text{ J (国際蒸気表)}$$

$$\text{仕事率 } 1 \text{ PS (仏馬力)}$$

$$= 75 \text{ kgf} \cdot \text{m/s}$$

$$= 735.499 \text{ W}$$

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

(86年12月26日現在)

ホット試験室 施設の運転と技術開発（平成14年度）

R100

不純配合率100%
白色層70%再生紙を使用しています