

JAERI-Review
99-026



JP0050010



ホット試験室
施設の運転と技術開発
(平成10年度)

1999年11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。
入手の間合わせは、日本原子力研究所研究情報部研究情報課（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村）あて、お申し越しください。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, 1999

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 10 年度)

日本原子力研究所東海研究所
ホット試験室

(1999 年 10 月 14 日受理)

本報告書は、平成 10 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、関西電力・高浜発電所 3 号機で 3 サイクル照射された PWR 燃料集合体の照射後試験を実施するとともに、核燃料サイクル開発機構の「ふげん」炉で照射された被覆管試料及び PWR 燃料集合体（高浜発電所 3 号機照射）の燃料構成部材に係わる照射後試験を実施した。また、所内利用に応じて、NSRR でのパルス照射実験に供するための照射済軽水炉燃料棒の短尺加工、安定化プルトニウム燃料の照射後試験及び高燃焼度燃料の特殊照射後試験等を実施した。

WASTEF では、環境安全研究部からの廃棄物安全性試験として、シンロック固化体等の廃棄物固化体高度化に関する試験及び放射性核種の移行挙動等に関する研究を継続して行った。また、超ウラン元素（TRU）を消滅処理する技術的検討の一環として、炭素熱還元法によるアメリシウムの変換アメリシウム調整試験を行い、世界で初めて成功させた。

ホットラボでは、NSRR パルス照射燃料、高温工学試験研究炉用燃料・材料、軽水炉圧力容器鋼材、研究炉燃料・材料及び核融合炉用材料等の照射後試験を行うとともに、受託調査として日本原子力発電・東海発電所 1 号炉の燃料モニタリングに係わる総合評価を行った。

Annual Report on Operation, Utilization and Technical
Development of Hot Laboratories
(From April 1, 1998 to March 31, 1999)

Department of Hot Laboratories

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

(Received October 14, 1999)

This report describes activities, in the fiscal year 1998, of the Reactor Fuel Examination Facility (RFEF), the Research Hot Laboratory (RHL) and the Waste Safety Testing Facility (WASTEF) which belong to the Department of Hot laboratories.

In the RFEF, Post Irradiation Examinations (PIEs) of a PWR fuel assembly irradiated in the Takahama Unit 3 has mainly been performed. Also, PIEs of structural materials irradiated in the ATR (Fugen Reactor) and PWR (the Takahama Unit 3) have been carried out. To support R&D works in JAERI, refabrication of segmented fuel rods have been done using irradiated LWR fuel rods for pulse irradiation in the NSRR. And PIEs have been performed on high burnup fuel rods from the Ohi Unit 1 and Rock-like Fuel (ROX) samples irradiated in the JRR-3M.

In the WASTEF for a safety examination on disposal of high level waste, development and characterization tests of advanced waste forms (such as Synroc waste forms) have been carried out, and many kind of leaching tests on the radioactive nuclides in the waste forms have been performed. In addition, as one project in its technological pursuit for the transmutation of transuraniums (TRU), the examination of converting TRU to its nitride using the Carbothermic Reduction method has been carried out successfully.

For the RHL, PIEs have been performed on segment fuels irradiated in the NSRR, fuels and materials for HTTR, standard fuels for JRR-3M and materials for nuclear fusion reactor. In addition, the final estimation of the monitoring tests of fuel elements has been completed in accordance with the surveillance program of the Magnox reactor of the Japan Atomic Power Corporation.

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

目 次

まえがき	1
1. 概 要	2
1.1 ホット試験室の概要	2
1.2 施設の運転管理	5
1.3 技術開発	6
2. 燃料試験施設の運転管理	15
2.1 運転・利用状況	15
2.2 保守・整備状況	17
2.3 放射線管理状況	18
3. WASTE Fの運転管理	26
3.1 運転・利用状況	26
3.2 保守・整備状況	27
3.3 放射線管理状況	29
4. ホットラボの運転管理	35
4.1 運転・利用状況	35
4.2 保守・整備状況	37
4.3 放射線管理状況	38
5. 試験技術開発	48
5.1 ホット試験技術課	48
5.1.1 精密密度測定装置の開発	48
5.1.2 ペレット熱容量測定装置の開発	53
5.1.3 高分解能走査型電子顕微鏡の開発	57
5.2 実用燃料試験課	61
5.2.1 P I Eデータベース管理システムの整備	61
5.2.2 アニール装置の開発	65
5.3 WASTE F課	67
5.3.1 T R U窒化物調製装置の開発	67
5.3.2 示差走査熱量計の整備	71
5.4 ホットラボ課	75
5.4.1 放射化鋼材加工技術開発	75
5.4.2 X線回折法による照射材残留応力測定装置の整備	78

あとがき	-----	81
付録1 官庁許認可申請一覧	-----	82
付録2 安全衛生関係	-----	85
付録3 研究成果一覧	-----	88
付録4 外部発表等予稿	-----	92
付録5 ホット試験室の組織	-----	116

Contents

Preface	1
1. Outline	2
1.1 Outline of Department of Hot Laboratories	2
1.2 Operation and Management of Hot Cell Facilities	5
1.3 Research and Development on Post-irradiation Examination Techniques	6
2. Operation and Management of Reactor Fuel Examination Facility	15
2.1 Operation and Utilization	15
2.2 Maintenance	17
2.3 Radiation Monitoring	18
3. Operation and Management of Waste Safety Testing Facility	26
3.1 Operation and Utilization	26
3.2 Maintenance	27
3.3 Radiation Monitoring	29
4. Operation and Management of Research Hot Laboratory	35
4.1 Operation and Utilization	35
4.2 Maintenance	37
4.3 Radiation Monitoring	38
5. Research and Development on Post-irradiation Examination Techniques	48
5.1 Hot Engineering Division	48
5.1.1 Development of Micro Density Measuring apparatus (MDM)	48
5.1.2 Development of Pellet Thermal Capacity Measuring Apparatus (PTC)	53
5.1.3 Development of Shield-type Field Emission Scanning Electron Microscope (FE-SEM)	57
5.2 Fuel Examination Division	61
5.2.1 Application of PIE Data Base System	61
5.2.2 Development of Annealing Apparatus	65
5.3 Waste Safety Testing Facility Division	67
5.3.1 Development of Apparatus for Synthesis of TRU Nitrides	67
5.3.2 Improvement of Differential Scanning Calorimeter	71
5.4 Research Hot Laboratory Division	75
5.4.1 Development of Remote System Technology of NC Milling Machine	75
5.4.2 Installation of Equipment for Residual Stress Measurement on Irradiated Material by X-ray Diffraction Technique	78

Postscript	81
Appendix 1 List of Licensing	82
Appendix 2 Safety and Education	85
Appendix 3 Published Reports	88
Appendix 4 Abstracts for Oral Presentation	92
Appendix 5 Organization in Department of Hot Laboratories	116

まえがき

本報告書は、ホット試験室が所管する照射後試験施設（燃料試験施設、ホットラボ）及び廃棄物安全試験施設（WASTEF）3施設の平成10年度における運転管理と技術開発の現状を纏めたものである。

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年間使用実施計画に基づいて順調に実施された。

即ち、燃料試験施設においては（財）原子力発電技術機構の受託業務として1件（PWR燃料1件）、核燃料サイクル開発機構（JNC）、旧動力炉・核燃料開発事業団）の受託業務として1件（ふげん照射キャプセル試料1件）、等の所外利用に係わる照射後試験を実施するとともに、所内利用としてNSRRパルス照射実験、JMTR照射実験に供する短尺燃料の製作及び照射後試験等を行った。また、岩石型燃料研究開発、シビアアクシデント条件下のFP放出実験（VEGA計画）に関するR&Dに参加し、関連する技術開発及び業務の円滑な推進に協力した。

WASTEFでは、放射性廃棄物の安全性試験として、高レベル廃棄物固化体の長期浸出試験、人工バリアのTRU核種保持性能に係わる長期浸出試験、シンロック固化体の α 加速試験及び花崗岩内Pu拡散試験等を実施した。さらに、施設の利用拡張関連として特会受託研究「再処理施設新材料耐食安全性実証試験」等に関する技術検討を継続すると共に、炭素熱還元法によるアメリカシウム窒化物調製・高温安定化試験等を実施した。

ホットラボでは、所外利用として高温工学試験研究炉（HTTR）用燃料・材料、軽水炉燃料棒のNSRRパルス照射実験後の燃料試料、NSRR炉心燃料、研究炉燃料・材料、軽水炉用压力容器鋼材、核融合炉用材料等の各種燃料・材料の照射後試験を実施した。所外利用では、東京電力・柏崎発電所5号機照射材料試験片の照射後試験を行った。また、昭和40年代から継続実施している日本原子力発電・東海発電所の燃料・材料（黒鉛及び压力容器鋼材）モニタリングに関しては、平成10年度は受託調査「原電東海1号炉燃料照射後試験総合評価」を実施し、36年間にわたる日本原子力発電・東海事業所1号炉燃料モニタリングに関するまとめを行った。

また、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・点検管理業務等を適切に実施し、これら大型3施設が安全且つ円滑に運転された。

照射後試験及び廃棄物安全性試験に関する技術開発では、燃料試験施設において精密密度測定装置、ペレット熱容量測定装置、高分解能走査型電子顕微鏡及びアニーリング装置の開発、PIEデータベース管理システムの整備を実施するとともにWASTEFでは、TRU窒化物調製装置の開発及び固化体内蓄積エネルギー測定のための示差走査熱量計の整備を行った。さらにホットラボにおいては、放射化鋼材加工技術開発及びX線回折法による照射材残留力測定装置の整備を進め、これらの開発・整備は予定通り遂行された。

さらに、ホット試験施設将来構想については、平成10年度研究開発課題評価において第三者による研究評価委員会等に報告を行い、概ね妥当との結論を得た。

上述のように、各施設における運転管理、技術開発は、いずれも年度当初の計画通り進捗し、軽水炉安全性、核融合、高温工学、新型炉・新燃料、核燃料サイクルなどの分野の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 古平 恒夫

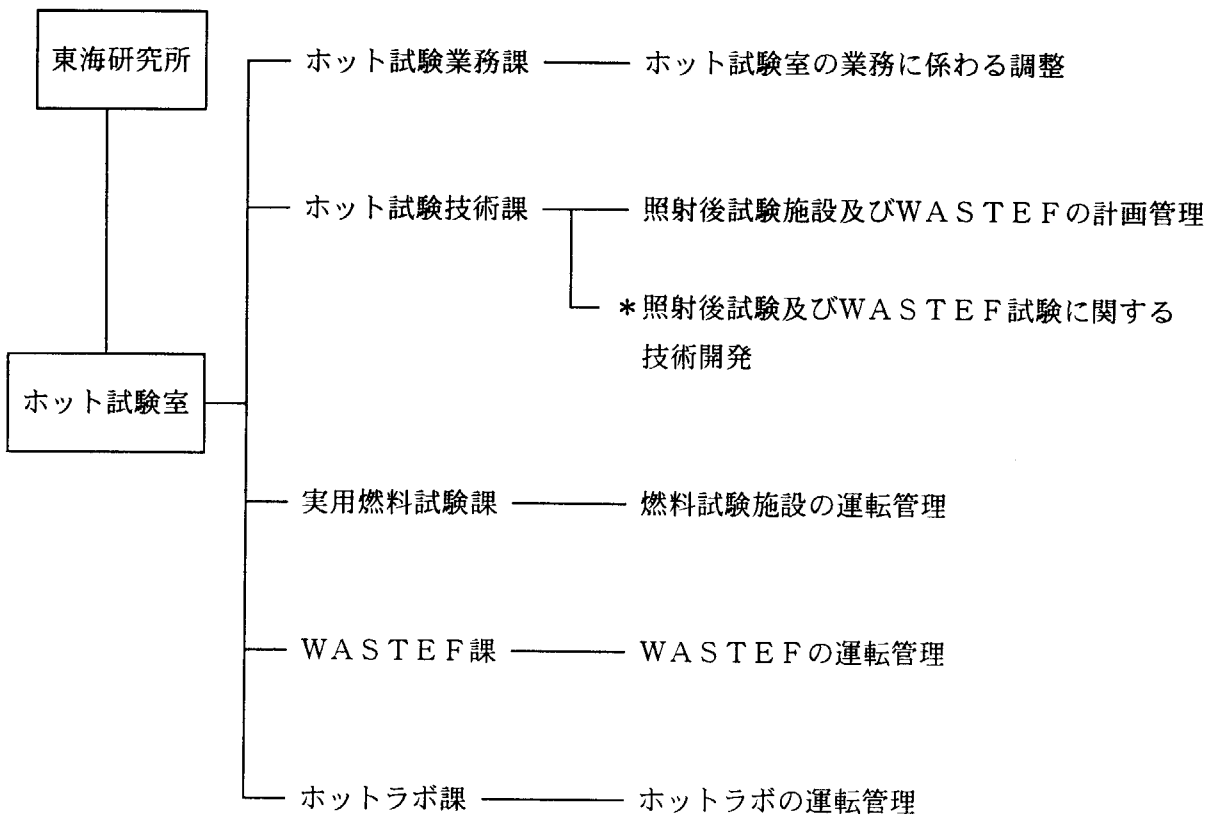
1. 概 要

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及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、それぞれの施設の特徴を生かした有機的運用を図り、今後の照射後試験等に対する多様なニーズに応えるべく発足してから8年を経過した。

平成10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10年度）



* 研究テーマ

燃料試験施設、WASTEF及び東海ホットラボの3施設においては、年度当初の計画に基づき、所内外の利用者の要請に応じて高品質なデータを提供してきた。しかし近年では、試験ニーズの高度化や多様化が進むとともに、平成12年度の省庁統廃合が予定されており、これらに係

わる利用動向に対応するため、設備、施設の陳腐化・老朽化を考慮した合理化対策や研究・技術開発体制の再整備が焦眉の急となっている。ホット試験室では、平成7年度から大洗研材料試験炉部と共同で継続検討を行ってきたホット試験施設将来構想（案）について平成9年度のホット試験施設将来構想検討アドホック委員会（委員長：鴻坂東海研副所長）、平成9年度研究評価委員会のホット試験専門部会報告に引き続き、平成10年度研究開発課題評価において第三者による研究評価委員会等に報告を行い、概ね妥当との結論を得た。

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として、燃料及び材料の健全性の確認を行うこと等を目的に、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17体（PWR：8体、BWR：3体、ATR：6体）及び燃料棒32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設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 β 、 γ セルとプルトニウム系燃料の試験を実施する α 、 γ 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な状態でセルに搬入し、試験を行うことができ、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。

本施設では、（財）原子力発電技術機構の受託業務として1件（PWR燃料1件）、核燃料サイクル開発機構（JNC）、旧動力炉・核燃料開発事業団）の受託業務として1件（ふげん照射キャプセル試料1件）、等の所外利用に係わる照射後試験を実施するとともに、所内利用としてNSRRパルス照射実験、JMTR照射実験に供する短尺燃料の製作及び照射後試験等を行った。また、岩石型燃料研究開発、シビアアクシデント条件下のFP放出実験等に関するR&Dに参加し、関連する技術開発及び業務の円滑な推進に協力した。

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。

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。

本施設は、 α 、 γ 及び β 、 γ コンクリートセル、 α 、 γ 鉛セル並びにグローブボックスにより構成されており、 β 、 γ セルは核分裂生成物（FP）を含む試料の試験に使用され、 α 、 γ セルはFPのほかに超ウラン元素を含む試料の試験に使用される。

本施設では、放射性廃棄物の安全性試験として、高レベル廃棄物固化体の長期浸出試験、人工バリアのTRU核種保持性能に係わる長期浸出試験、シンロック固化体の α 加速試験及び花崗岩内Pu拡散試験等を実施した。さらに、施設の利用拡張関連として特会受託研究「再処理施設新材料耐食安全性実証試験」等に関する技術検討を継続すると共に、炭素熱還元法によるアメリカン窒化物調製・高温安定性試験等を実施した。

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。

ホットラボの主な仕様と試験項目を Table1.1.3 に、1階平面図を Fig1.1.3 にそれぞれ示す。

本施設は β γ 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及びセル並びに化学的試験を実施するケープ及び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100 mm、最大長さ約1500 mmで、研究炉及び試験炉で照射した多種多様な照射試料の照射後試験に対応できる汎用性を有する試験施設である。

本施設では、高温工学試験研究炉(HTR)用燃料・材料、軽水炉燃料棒のNSRRパルス照射実験後の燃料試料、NSRR炉心燃料、研究炉燃料・材料、軽水炉用圧力容器鋼材、核融合炉用材料等の各種燃料・材料の照射後試験を実施している。所外利用では、東京電力・柏崎発電所5号機照射材料試験片の照射後試験を実施した。また、昭和40年代から継続実施している日本原子力発電・東海発電所の燃料・材料(黒鉛及び圧力容器鋼材)モニタリング計画が平成9年度原電東海1号炉の停止処置に伴い終了し、平成10年度は受託調査「原電東海1号炉燃料照射後試験総合評価」を実施し、36年間にわたる日本原子力発電・東海発電所1号炉燃料モニタリングに関するまとめを行った。

1. 2 施設の運転管理

平成 10 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（以下保安規定という）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定期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、施設の運転を実施した。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「年間使用実施計画書」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、計画された作業をほぼ予定どおり実施した。

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・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、通報試験等の定期自主検査を行った。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（以下予防規定という）に基づき定期自主検査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の管理を徹底した。特定施設関係では、保安規定に基づいた定期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、フィルターの補集効率測定、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 Table1.2.1 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、定期自主検査及びこれらの作業に先駆けて実施するケーブ・セル内汚染除去作業等の放射線作業における作業者の実効線量当量及び組織線量当量は、何れの施設においても保安規定に定められている警戒線量以下であった。

放出放射性気体廃棄物は、燃料の切断加工、研磨作業等により放出され、 ^{95}Kr 及び ^{125}Sb が主な核種である。これらは連続して測定記録されており、各施設とも保安規定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、放射能濃度により低・中・高レベルに区分けされ、廃棄物処理場へ搬出され処理される。当該年度に運搬した放射性固体廃棄物は、燃料試験施設及び WASTEF において内装機器の更新及び新規照射後試験を実施するための旧装置の撤去作業に伴い大型廃棄物が例年より多く発生したが、バックエンド技術部と調整を取り全て搬出した。液体廃棄物については例年と同程度であった。

1. 3 技術開発

燃料試験施設及びホットラボでは、前年度に引き続き照射後試験技術の開発を、WASTEF では、放射性廃棄物に関する安全性試験の高度化に対応した技術開発及び施設の利用拡張関連に伴う技術開発及びセル整備を継続・実施した。

燃料試験施設に関しては、科学技術庁からの特会受託「高燃焼度燃料照射後試験設備整備」を平成2年度を初年度とした10ヶ年計画で進めている。平成10年度は、①精密密度測定装置及びペレット熱容量測定装置の2ヶ年計画の最終年度として、照射済燃料試料の取扱に係る付帯設備として遮へいボックス等を製作し、前年度に製作した装置本体部と併せてホット実験室に設置し、照射後試験装置として完成させた。②高分解能走査型電子顕微鏡の3ヶ年計画の第2期分として、走査型電子顕微鏡本体及び制御部を設計・製作し、前年度に製作した放射性試料対応エネルギー分散型X線分析器を顕微鏡本体に組み込みコールド走査型電子顕微鏡として完成させ、実験室に仮設置を行った。所内関連では、原子炉安全工学部が進めている照射済燃料からのFP放出実験（VEGA:Verification Experiments of FP Gas/Aerosol release 計画）に協力して、ホット試験装置の $\beta\gamma$ コンクリートNo.5セルへのセル設置を完了した。また、エネルギーシステム研究部に協力して、岩石型燃料の焼結前後における物性データを取得するため、赤外線イメージ加熱方式によるアニーリング装置の開発を行った。さらに、照射後試験データのデータベース化及びデータ整理作業の効率化を図るためのOA化を進め、各端末で容易に登録・検索するためのPIEデータベース管理システムの整備を行った。

WASTEF に関しては、放射性廃棄物に関する安全性試験の高度化に対応した技術開発として、固化体内蓄積エネルギー測定のための示差走査熱量計を整備した。また、施設の利用拡張関連の一環として、物質科学研究部に協力し、炭化還元法によるアメリカウム窒化物調製・高温安定性試験を実施するとともに、エネルギーシステム研究部に協力し、再処理施設新材料耐食安全性実証試験のための腐食試験装置をNo.3、4セルに設置した。

ホットラボでは、原子炉安全工学部に協力して、原子炉圧力容器等の構造材の経年変化や寿命評価研究に不可欠な使用済実機構造材から各種材料強度試験片を作製する放射化鋼材加工装置の開発に関し、前年度に開発した装置を用いた加工技術開発及び周辺機器の整備を行った。また、エネルギーシステム研究部に協力して、原子炉内構造材の照射応力緩和に関する研究を実施するため、X線回折法による照射材残留応力測定のため既設X線回折装置の改造を行った。

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		1.6×10^9	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	3.0×10^8	外観検査、寸法測定、γスキャニング、洗浄等
	No. 2	3.0×10^8	X線検査、渦電流探傷、被覆管酸化膜厚さ測定、FPガス補集
	No. 3	3.0×10^8	燃料集合体解体・再組立、燃料棒切断・脱燃料・短尺加工 キャプセル解体・NaK処理等
	No. 4	3.3×10^6	引張試験、内圧破裂試験、形状測定、アウトガス分析
	No. 5	3.3×10^6	VEGA (FP放出実験)
	No. 6	3.3×10^6	金相試料作製・前処理、マクロ・被覆管内外面観察、縦割切断 真空蒸着、ペレット融点測定
β γ 鉛 セル	No. 1	3.7×10^3	金相試験
	No. 2	3.7×10^3	金相試験、密度測定、マイクロビッカース硬さ測定
	No. 3	3.7×10^3	マイクロγスキャニング、X線回折試験、超微小硬さ測定
Cα セル	No. 1	3.3×10^6	外観検査、寸法測定、γスキャニング、FPガス補集 気孔率測定、密度測定
	No. 2	3.3×10^6	切断、脱燃料、樹脂注入、金相試料作製・前処理
鉛α セル	No. 1	3.7×10^3	X線微小分析
	No. 2	3.7×10^3	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

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		試験項目
	HLLW (Bq)	Pu (g)	
No.1セル ($\beta\gamma$)	1.85×10^{15}	12 (密封)	放射能測定
No.2セル ($\beta\gamma$)	1.85×10^{15}	12 (密封)	外観検査、寸法検査、重量測定
No.3セル ($\beta\gamma$)	1.85×10^{15}	12 (密封)	試験試料作製、溶解試験 金属面腐食試験
No.4セル ($\alpha\gamma$)	3.70×10^{14}	12	浸出試験、寸法検査 金属面腐食試験
No.5セル ($\alpha\gamma$)	1.85×10^{13}	12	シンロック作製、 α 加速試験 TRU窒化物調整試験
鉛セル ($\alpha\gamma$)	7.4×10^{11}	1	組織観察、X線回折 放射能測定
グローブボックス	3.7×10^8	0.1	化学処理、分析試験、硬さ測定 浸出試験

HLLW：高レベル放射性廃棄物固化体

Table 1.1.3 東海ホットラボの主な仕様と試験項目

ケーブ・セル	最大取扱量(GBq)	試験項目
クリーンケーブ	3.7×10^6	非破壊試験、試料搬入・搬出
ダーティケーブ	3.7×10^6	切断、解体
ストレージケーブ	3.7×10^6	試料搬入・保管
メンテナンスケーブ	3.7×10^6	機器補修、試料搬入・搬出
冶金Aケーブ	1.9×10^6	解体、試料保管
冶金Bケーブ	1.1×10^6	真空高温引張試験
冶金Cケーブ	1.1×10^6	外観、寸法、重量、高サイクル疲労試験
冶金Dケーブ	1.1×10^6	γ スキャンニング
化学Aケーブ	3.7×10^5	FPガス捕集・分析、電解・酸浸出
化学Bケーブ	3.7×10^5	区分・浮遊沈降分離
ウラン・マグノックス用鉛セル	3.7×10^5 $\sim 1.9 \times 10^4$	金相試験、硬さ試験、密度測定
スチールセル	1.9×10^2	シャルピ、引張、疲労、破壊靱性
ジュニアセル	1.9×10^4	被覆燃料粒子試験、電気化学腐食試験
セミホットセル	1.9×10^2	X線回折、被覆燃料粒子試験
γ スキャンニングセル	1.9×10^5	γ スキャンニング
SEセル	1.9×10^4	電子顕微鏡観察（微小領域元素分析）
材 料 研 究 室		透過型電子顕微鏡観察（FE-TEM）

Table 1.2.1 核燃料物質等の搬出入

1. 燃料試験施設

搬出入月日	件名	搬出入先
H10. 4. 9	酸化物添加ペレット搬入	NSRR
H10. 5. 8	酸化物添加ペレット搬入	NSRR
H10. 7. 1	分析試料搬出	NUCEF
H10. 7. 9	分析試料搬出	研究4棟
H10. 7.27	使用済燃料試験片(G23)搬出	核物質管理センター
H10. 8. 6	未照射UO ₂ ペレット搬入	研究3棟
H10. 8.25	NSRR照射用燃料(TK-5,6)搬出	NSRR
H10. 9.25	照射済U・Pu混合酸化物燃料搬出	動燃大洗
H10.10.23	模擬燃料板等搬入	核燃料倉庫
H10.10.28	NSRR照射用燃料(TK-7)搬出	NSRR
H10.11. 2	中性子源搬入	TCA
H10.11.26	使用済燃料(D01)搬出	NUCEF
H10.12.10	中性子源搬出	TCA
H10.12.10	K5試料搬入	ホットラボ施設
H10.12.15	NSRR照射用燃料(FK-4,5・UC/TK-1)搬出	NSRR
H10.12.22	分析試料搬出	研究4棟
H11. 2.12	二酸化トリウムディスク搬入	NFI
H11. 2.19	二酸化トリウムディスク搬出	NFI
H11. 2.26	酸化物添加ペレット搬入	NSRR
H11. 3. 1	照射済試料(I4,5)搬入	ホットラボ施設

Table 1.2.1 核燃料物質等の搬出入

2. ホットラボ施設

搬出入月日	試料名	搬出入先	搬出入	担当課室
H10. 5. 11	BRM-45キャプセル	J R R - 3	搬入	大学開放研究室
H10. 5. 12	発熱量分析用硝酸溶液 (FK-3)	研究4棟	搬出	反応度安全研究室
H10. 5. 15	アルミニウムサンプル試料 (BRM-45)	研究3棟	搬出	大学開放研究室
H10. 6. 29	生体遮蔽コンクリート	J R R - 2	搬出	廃棄物処理技術試験室
H10. 7. 8	RGM-63キャプセル	J R R - 3	搬入	大学開放研究室
H10. 7. 10	石英サンプル試料 (RGM-63)	R I 棟	搬出	大学開放研究室
H10. 7. 24	照射済試料 (93M-38J)	研究4棟	搬出	界面工学研究室
H10. 8. 17	生体遮蔽コンクリート (C-59)	J R R - 2	搬出	廃棄物処理技術試験室
H10. 8. 25	ベレット溶解分取液 (BRF-13H)	冶金特研	搬出	新型燃料燃焼研究室
H10. 9. 2	コンパ外電解酸浸出液 (91F-1A他)	冶金特研	搬出	T R U燃料研究室
H10. 9. 7	照射済キャプセル材料 (黒鉛)	研究4棟	搬入	融体・燃料プロセス研究室
H10. 10. 2	IAEA環境サンプリング試料	オーストリア	搬出	東海・核燃料対策室
H10. 10. 13	短尺化高燃焼度燃料 (TK-5)	N S R R	搬入	反応度安全研究室
H10. 10. 15	照射済試料 (97M-8A)	大洗H L	搬入	機器信頼性研究室
H10. 10. 16	短尺化高燃焼度燃料 (TK-6)	N S R R	搬入	反応度安全研究室
H10. 10. 22	照射済微小試験片 (K-5)	N F D	搬入	ホット試験技術課, ホットラボ課
H10. 10. 26	超高温加熱部材 (88F-3A)	冶金特研	搬出	T R U燃料研究室
H10. 11. 27	短尺化高燃焼度燃料 (TK-7)	N S R R	搬入	反応度安全研究室
H10. 12. 1	サーベランス試験用照射キャプセル (C-1)	J R R - 3	搬入	J R R - 3管理課
H10. 12. 9	発熱量分析用硝酸溶液 (TK-5)	研究4棟	搬出	反応度安全研究室
H10. 12. 9	発熱量分析用硝酸溶液 (TK-6)	研究4棟	搬出	反応度安全研究室
H10. 12. 9	腐食微小試験片 (K-5)	燃料試験施設	搬出	ホットラボ課
H10. 12. 24	超高温加熱部材 (1800-40)	冶金特研	搬出	T R U燃料研究室
H10. 12. 24	超高温加熱部材 (1800-60)	冶金特研	搬出	T R U燃料研究室
H11. 1. 27	BRM-36Hキャプセル	J R R - 3	搬入	照射解析研究室
H11. 1. 29	燃料冷却水 (TK-7)	研究4棟	搬出	反応度安全研究室
H11. 2. 1	照射済試料 (96M-19, 96M-20A)	大洗H L	搬入	機器信頼性研究室
H11. 2. 1	照射済放射化試験片 (97M-8A)	大洗H L	搬出	機器信頼性研究室
H11. 2. 2	JPDR压力容器鋼試料	研究4棟	搬出	機器信頼性研究室
H11. 2. 2	短尺化高燃焼度燃料 (FK-4)	N S R R	搬入	反応度安全研究室
H11. 2. 5	SiC複合, 黒鉛材料 (97M-13A)	大洗H L	搬入	高温照射研究室
H11. 2. 09	压力容器鋼試料 (93M-36A)	研究4棟	搬出	機器信頼性研究室
H11. 2. 23	超高温加熱部材 (1800-100)	冶金特研	搬出	T R U燃料研究室
H11. 2. 26	短尺化高燃焼度燃料 (FK-5)	N S R R	搬入	反応度安全研究室
H11. 3. 01	照射済試料 (BRF-13H)	燃料試験施設	搬出	新型燃料燃焼研究室
H11. 3. 15	分析用燃料溶液 (FK-4)	研究4棟	搬出	反応度安全研究室

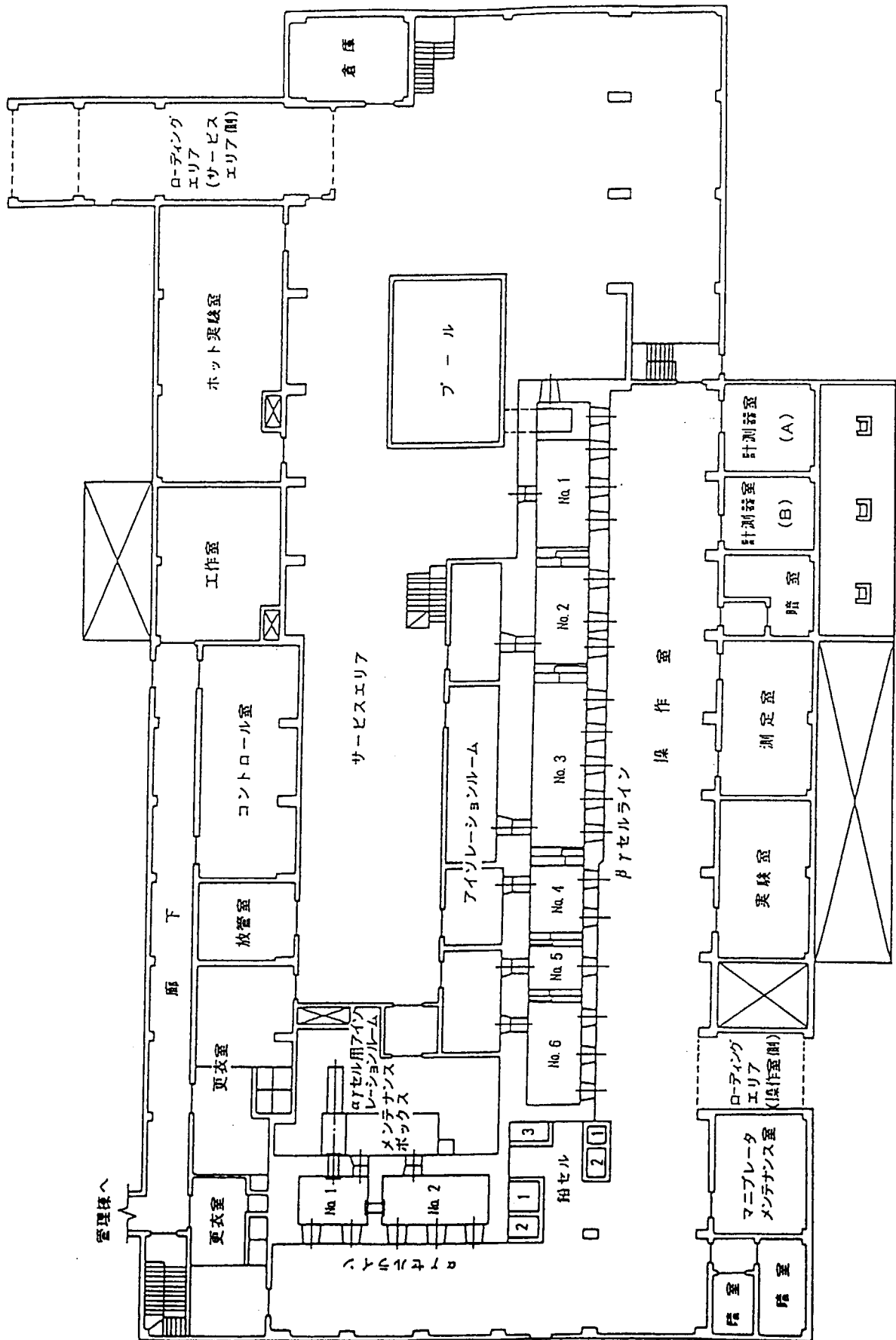


Fig. 1.1.1 燃料試験施設1階平面図

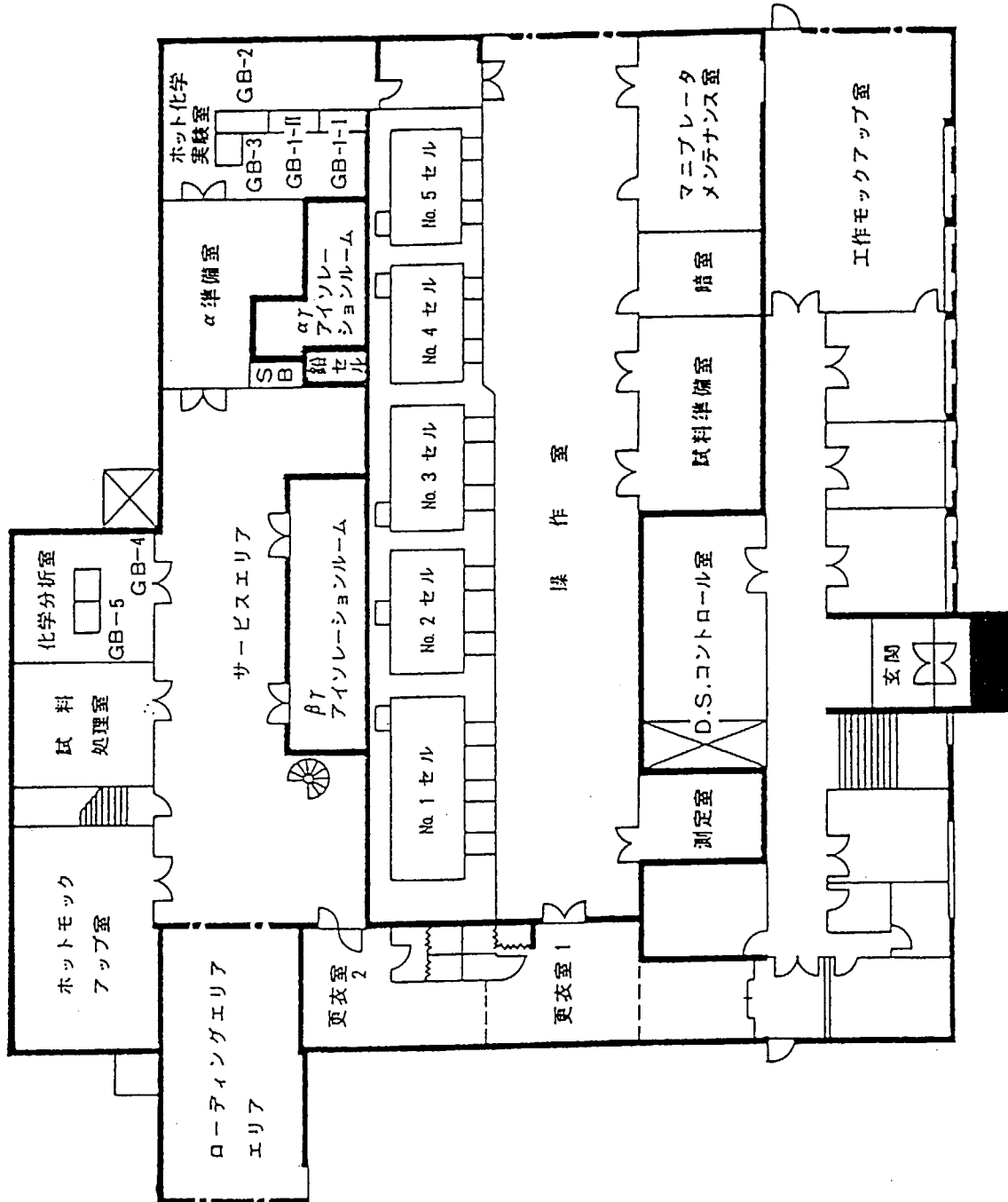


Fig. 1.1.2 WASTE F1 階平面図

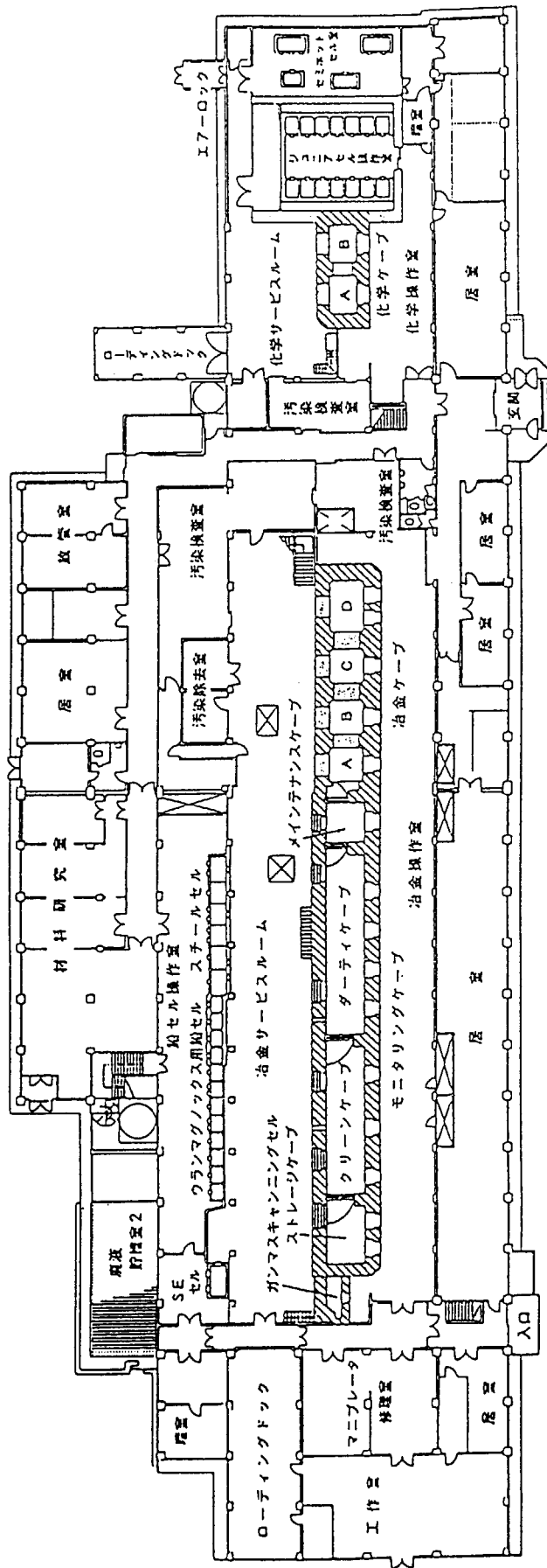


Fig. 1. 1. 3 ホットロボ1階平面図

2. 燃料試験施設の運転管理

2. 1 運転・利用状況

平成10度における燃料試験施設の運転・利用状況は、3件の受託業務について、燃料集合体部材等の照射後試験を行った。所内利用は25件の業務について、NSRR パルス照射実験用燃料の短尺加工及び未照射安定化 Pu 燃料等の各種照射後試験を行った。

2. 1. 1 本体施設の運転管理

(1) 運転管理と実績

平成10年度に実施した照射後試験のうち所外利用では、国が実施している高燃焼度等燃料確証試験の一環として、(財)原子力発電技術機構(原子力機構)からの「PWR48GWd/t 実用燃料(B型)3サイクル照射後試験」及び原子燃料工業(株)からの「48GWd/t 実用燃料(B型)燃料集合体制御棒案内シンプル管照射後試験」、また、新型転換炉技術確証試験に係わる核燃料サイクル開発機構からの、「スペーサリング素子の照射後試験(その2)」を実施した。

所内研究協力業務では、再照射燃料加工等に関して、NSRR パルス照射実験用として、PWR 高燃焼度燃料棒4本及びBWR燃料棒2本の短尺加工を行い、外観検査、寸法測定、X線検査及びガスキャン等の非破壊検査を実施し、NSRRへ搬出するとともに、再照射に供した試料近傍について、金相試験等のレファレンス試験を実施した。また、パルス照射実験後に受入れた、短尺燃料(ATR)の破壊試験を行うとともに、未照射安定化Pu燃料の密度測定等を実施し、当該年度に計画された照射後試験を終了した。Table2.1.1に所外及び所内利用に関する年度別利用件数を、Fig.2.1.1に利用状況をそれぞれ示す。

(2) 主な試験内容

[所外利用に関する照射後試験]

①高燃焼度等燃料確証試験

PWR48GWd/t 実用燃料(B型)3サイクル照射後試験については、燃料ペレットの熱拡散率測定及び被覆管の管引張試験を9試料について実施し、本年度に計画された照射後試験は全て終了した。

また、PWR48GWd/t 実用燃料(B型)燃料集合体制御棒案内シンプル管照射後試験については、試験対象の制御棒案内シンプル管周辺の燃料要素を引き抜いた後、シンプル管の切り出し、試料調製を行い、金相試験、管引張試験及び水素分析を実施し、本年度に計画された照射後試験は全て終了した。

②新型転換炉技術確証試験

スペーサリング素子の照射後試験(その2)については、前年度搬入され照射キャプセルを解体した後、スペーサリング素子については、引抜き測定、ばね定数測定、摩擦係数測定

等、クリープ試験片については、外観検査及び曲げ高さ測定、被覆管については、酸化膜厚さ測定及び外径測定を行い、計画された全ての試験を終了した。

[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、PWR 燃料棒 4 本、BWR 燃料棒 2 本の計 6 本を作製し、照射試験後データと比較するため、X 線透過試験、 γ スキャンニング、寸法測定、渦電流測定試験等の非破壊試験を実施した後、NSRR へ搬出した。また、照射試験に供した試料近傍について、金相試験等のレファレンス試験を実施した。さらに、NSRR パルス照射実験後の ATR 短尺燃料棒の照射後試験については、金相試験、SEM/XMA 試験、密度測定等の破壊試験を実施した。

その他、高燃焼度燃料(G13)の特殊照射後試験については、アニーリング後のリング引張試験及び金相試験を行った。

②エネルギーシステム研究部関連

ウラン・プルトニウム混合窒化物燃料(89F-3A)については、燃料ペレット及び被覆管の SEM/XMA 試験を行い、計画された全ての試験を終了した。未照射安定化 Pu 燃料の照射後試験については、トリヤ系燃料及びジルコニア系燃料の密度測定及び気孔率測定を行うとともに、アニーリング試験を実施するため、電気炉の整備を行った。添加物入り窒化物燃料の高燃焼度照射挙動に関する試験として、JRR-3 で照射した、 UO_2 ディスクの熱拡散率測定を実施した。

③物質科学研究部関連

軽水炉使用済燃料臨界安全技術開発に関する試験として、PWR 燃料要素及び BWR 燃料試料の精密 γ スキャンニングを行い、BWR 燃料試料については、燃焼度分析用試料を採取して、分析センターへ搬出した。また、BWR 使用済燃料集合体(DN23)を使用して、核特性測定を実施した。その他、計量管理関係測定機器の特性試験に使用する目的で燃料試料(G23)を切断採取して、核物質管理センター(保障措置分析所)へ搬出した。

④燃料サイクル安全工学部関連

再処理プロセス試験に供する試料として、関西電力・美浜発電所 3 号機で照射された燃料(D03)の一部を秤量して、NUCEF へ搬出した。

(3) その他

核燃料の管理では、科学技術庁及び IAEA による核燃料物質の査察が各四半期毎に行われたが、特に指摘事項はなかった。核燃料等の移動に関する主なものは、平成 10 年 4 月 9 日、5 月 8 日及び平成 11 年 2 月 26 日に NSRR より「窒化物添加ペレット」が搬入され、平成 10 年 12 月 10 日にホットラボ施設より「東電柏崎 5 号機照射材料(K5)」が搬

入された。

また、平成10年8月25日、10月28日及び12月15日「NSRR パルス照射実験用短尺燃料」合計6本をNSRRへ搬出した。

さらに、F.P ガス放出実験(VEGA)計画については、実験装置のホットセル内設置を完了し、1月及び2月に科技庁の施設検査を受検して、3月30日付で施設検査合格書の交付を受けた。

なお、むつ使用済燃料の再処理計画に係わる業務については、燃料集合体再組立に関する技術的検討等をむつ事業所に協力して進めた。

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10年度年間使用計画に従って実施された。第1四半期は、 β γ コンクリート No.1～No.2セルの除染及び機器の保守点検を、第2四半期は、 β γ コンクリートNo.5～No.6セルの除染及び機器の保守点検を、第3四半期は α γ セルの除染及び機器の保守点検と負圧制御機器及び臨界警報装置の保守点検を、及び第4四半期は β γ コンクリート No.3～No.4セルの除染及び機器の保守点検を実施したが、特に異常は認められなかった。Table2.2.1に実施項目と結果を示す。

中レベル廃液タンク線量当量率の低減化を図るため、配管及びタンク内の除染を実施した。

施設検査等関係機関による検査は無かった。冷凍高圧ガス製造施設の保安検査(H.10.12.4)を受けたが指摘事項は特になかった。

2. 2. 2 特定施設の保守・整備

特定施設の保守・整備は、技術部施設第3課によって電源設備、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性能試験及び作動試験が行われ、各結果は「良」で特に問題はなかった。実施項目及び結果をTable2.2.2に示す。

2. 2. 3 放射線管理設備の保守・整備

放射線管理設備の保守管理は、保健物理部放射線第3課によって行われ、結果は全て「良」であった。保守点検項目及び結果をTable2.2.3に示す。

放射線管理設備の整備として、マスクマンテスト装置及び放射線モニタ集中監視装置の更新を実施した。

2. 2. 4 補修・更新工事等

- 1) マスクマンテスト装置 (11年3月)
- 2) 放射線モニタ集中監視装置 (11年3月)
- 3) No.1,2インセルクレーンの更新工事着手 (11年3月)

2. 3 放射線管理状況

2. 3. 1 概況

平成10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及び照射済燃料の搬出入作業である。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 線量当量

燃料試験施設における放射線作業に係わった職員及び外来者の実効線量当量を Table2.3.1 に示す。年間の集団実効線量当量は、78.7 人・mSv であった。また、指先の組織線量当量の測定を要した者は 94 人であり、着用期間における組織線量当量（皮膚）の最大値は 21.9mSv であった。

実効線量当量及び組織線量当量は、ともに保安規定等に定める警戒線量当量を超えなかった。

2. 3. 3 放出放射性気体廃棄物

平成10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 Table2.3.2 に示す。

^{85}Kr 、 ^{125}Sb 及び ^{125}Te 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。

年間総放出量は、 ^{85}Kr が 1.0×10^{11} Bq、 ^{125}Sb が 2.5×10^4 Bq、 ^{125}Te が 9.3×10^3 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。

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し、測定された後、放射性液体廃棄物運搬車両にて放射性廃棄物管理課に搬出される。平成10年度の四半期別の放射性廃棄物管理課へ引き渡した放射エネルギー(Bq)及び発生量 (m^3) を Table2.3.3 に示す。

2. 3. 5 放射性固体廃棄物

燃料試験施設での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10年度四半期別の放射性廃棄物管理課への放射性固体廃棄物運搬車両で搬出された数量を、レベル毎に Table2.3.4 に、搬出形状の種類別数量を Table2.3.5 に示す。

Table. 2.1.1 燃料試験施設年度別利用件数

項目 年度	前年度からの繰越			当年度申込み			計			当年度終了分		
	所外	所内	合計	所外	所内	合計	所外	所内	合計	所外	所内	合計
平成9年度	1	8	9	4	24	28	5	32	37	4	18	22
平成10年度	1	12	13	2	17	19	3	29	32	3	19	22

Table 2.2.1 燃料試験施設本体施設の保守・整備状況

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	H.10.12.	良
	② 機器等の動作試験	H.10.4.~H.10.7.	良
	③ 中和処理装置の法例に定める検査	H.10.8.	良
	④ 槽類配管及びバルブの漏洩検査	H.10.4.~H.10.7.	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	H.10.6.~H.11.3.	良
	② 機器等の動作試験	H.10.6.~H.11.3.	良
	③ 負圧計の動作試験	H.10.11.	良
	④ セルモニタの動作試験及び校正	H.10.5.~H11.3.	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	H.10.10.~H11.1	良
	② 機器等の動作試験	H.10.9.~H11.3	良
	③ 負圧計の動作試験	H.10.11.	良
	④ セルモニタの動作試験及び校正	H.11.1.	良
	⑤ アルゴンガス供給系の点検	H.11.2.	良
	⑥ グローブ、ブーツ及びビニール バッグ等の点検	H.10.12.	良
	⑦ アルゴンガス循環精製装置の動作 試験及び点検	H.10.10.~12.	良
	⑧ α γ 系液体廃棄設備の動作試験 及び点検	H.11.1.	良
一斉指令装置	通報試験	H.10.6. H.10.12.	良
警報設備	動作試験	H.10.4.~H.11.3.	良
試験施設内装設備	① 安全装置の動作試験	H.10.4.~H.11.3.	良
	② 機器、装置の動作試験	H.10.4.~H.11.3.	良

Table 2.2.2 燃料試験施設特定施設の保守・整備状況

検査実施設備	検査項目	実施年月	結果
電源設備	① 絶縁抵抗測定	H.10.10.	良
	② 非常用電源の起動試験	H.10.4.~H.11.3.	良
	③ 保護継電器動作試験	H.10.10.	良
気体廃棄設備	① 電気設備の絶縁抵抗測定	H.10.9.~H.10.10.	良
	② フィルター装置の性能検査	H.10.4.~H.11.3.	良
	③ 風量、風向測定	H.10.11.~H.10.12.	良
	④ 機器の動作試験	H.10.4.~H.11.3.	良
液体廃棄設備	① 電気設備の絶縁抵抗測定	H.10.6.~H.10.12.	良
	② 機器等の動作試験	H.10.6.~H.10.12.	良
	③ 配管及び弁などの漏洩点検	H.10.4.~H.11.3.	良
空気圧縮設備	④ 動作試験	H.10.4.~H.11.3.	良
警報設備	③ 動作試験	H.10.4.~H.11.3.	良

Table 2.2.3 燃料試験施設放射線管理設備の保守・整備状況

検査実施設備	検査項目	実施年月	結果
ダスト、ガスモニタ	性能試験及び校正	H.10.4. H.10.10.	良
γ線エリアモニタ	性能試験及び校正	H.10.4. H.10.10.	良
ハンドフットモニタ	性能試験及び校正	H.10.4. H.10.10.	良
臨界警報設備	性能試験及び校正	H.10.11.	良

Table. 2.3.1 燃料試験施設における放射線業務従事者の実効線量当量

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)	125	140	165	173	276
集団実効線量当量 (人・mSv)	7.8	14.2	4.9	51.8	78.7
平均実効線量当量 (mSv)	0.06	0.10	0.03	0.30	0.29
最大実効線量当量 (mSv)	0.8	1.3	0.6	2.7	3.1

Table. 2.3.2 燃料試験施設から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	⁸⁵ Kr	平均濃度 (Bq/cm ³)		<9.3×10 ⁻³	<9.3×10 ⁻³	<9.3×10 ⁻³	<9.3×10 ⁻³	<9.3×10 ⁻³
		放出量 (Bq)		4.7×10 ⁹	0	1.0×10 ¹¹	0	1.0×10 ¹¹
放射性塵埃	¹³¹ I	平均濃度 (Bq/cm ³)		<1.5×10 ⁻⁹	<1.1×10 ⁻⁹	<1.9×10 ⁻⁹	<1.5×10 ⁻⁹	<1.9×10 ⁻³
		放出量 (Bq)		0	0	0	0	0
	¹⁰⁶ Ru	平均濃度 (Bq/cm ³)		<7.5×10 ⁻¹⁰	<9.0×10 ⁻¹⁰	<8.8×10 ⁻¹⁰	<7.9×10 ⁻¹⁰	<9.0×10 ⁻¹⁰
		放出量 (Bq)		0	0	0	0	0
	¹²⁵ Sb	平均濃度 (Bq/cm ³)		<2.0×10 ⁻⁹				<2.0×10 ⁻⁹
		放出量 (Bq)		2.5×10 ⁴				2.5×10 ⁴
	²³⁹ Pu	平均濃度 (Bq/cm ³)		<3.1×10 ⁻¹¹	<3.2×10 ⁻¹¹	<2.9×10 ⁻¹¹	<2.9×10 ⁻¹¹	<3.2×10 ⁻¹¹
		放出量 (Bq)		0	0	0	0	0
	^{125m} Te	平均濃度 (Bq/cm ³)				<5.7×10 ⁻¹⁰		<5.7×10 ⁻¹⁰
		放出量 (Bq)				9.3×10 ³		9.3×10 ³

Table 2.3.3 燃料試験施設の放射性液体廃棄物の放射エネルギー(Bq)及び発生量 (m³)

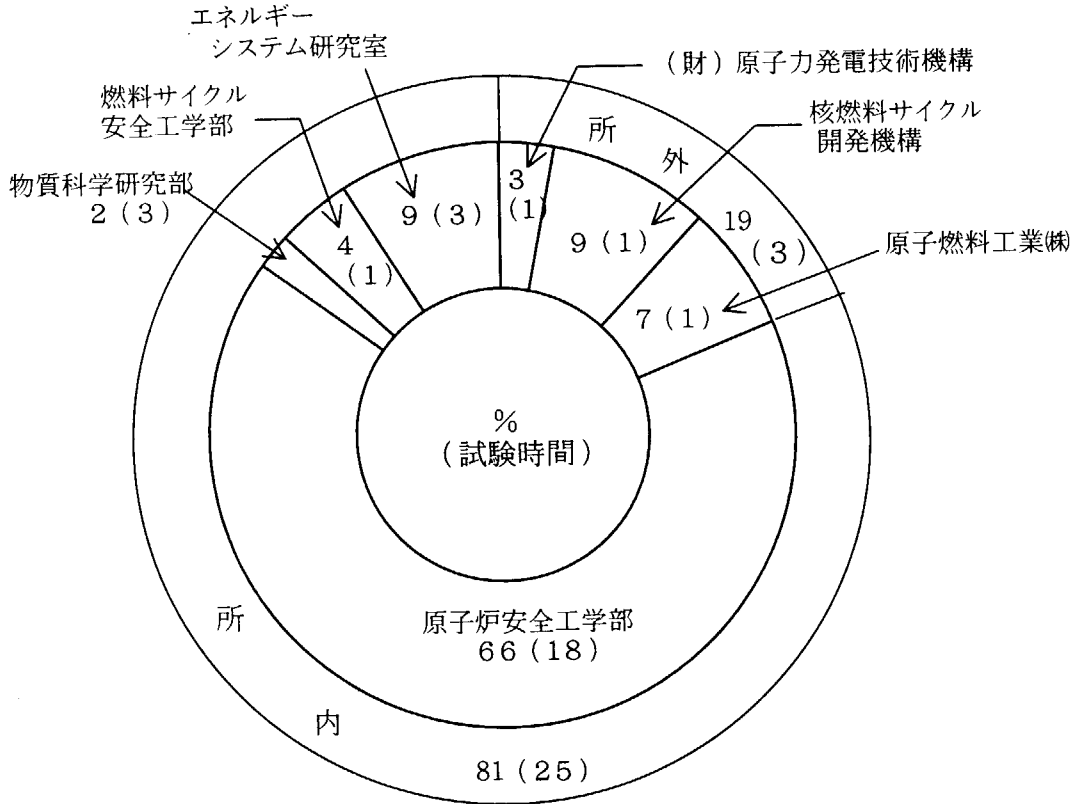
		第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期	年間総量
A 1	放射エネルギー(Bq)	5.11×10^7	3.51×10^8	3.41×10^7	2.27×10^7	4.59×10^8 (Bq)
	発生量 (m ³)	18.8	12.2	18.1	23.2	72.3 (m ³)
A 2	放射エネルギー(Bq)	—	1.26×10^{10}	2.72×10^8	4.16×10^8	1.33×10^{10} (Bq)
	発生量 (m ³)	—	13.9	2.6	2.6	19.1 (m ³)

Table 2.3.4 燃料試験施設の放射性固体廃棄物のレベル毎の発生数量 (m³)

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)	16.38	20.38	26.40	34.80	97.96
A-2 (m ³)	0.24	1.24	0.54	1.10	3.12
B-1 (m ³)	0.63	0.48	0.81	0.78	2.70

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)	—	2ケ	—	—	2ケ
	② HEAPフィルタ	7ケ	7ケ	1ケ	19ケ	34ケ
	③ フレフィルタ	4ケ	11ケ	15ケ	10ケ	40ケ
	④ ドラム缶 (0.20m ³)	—	26ケ	4ケ	8ケ	38ケ
	⑤ ベール缶 (0.03m ³)	20ケ	11ケ	11ケ	23ケ	65ケ
	⑥ カートンボックス (0.02m ³)	720ケ	565ケ	1243ケ	1478ケ	4006ケ
	⑦ 角型カートリッジ (0.40m ³)	—	—	—	1ケ	1ケ
A 2	① 角型カートリッジ (0.40m ³)	—	—	—	—	—
	② 円筒形カートリッジ (0.03m ³)	8ケ	8ケ	18ケ	30ケ	64ケ
	③ ドラム缶 (0.20m ³)	—	5ケ	—	—	5ケ
	③ フィルタ内筒 (0.05m ³)	1ケ	—	—	—	1ケ
B 2	① 円筒型カートリッジ (0.03m ³)	21ケ	16ケ	27ケ	26ケ	90ケ
	② レジン内筒 (0.30m ³)	1ケ	—	—	—	1ケ
	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

- 原子力機構 1件：PWR48GWd/t実用燃料 (B型) 3サイクル照射後試験
- 原子燃料工業 1件：48GWd/t実用燃料 (B型) 燃料集合体制御棒案内シンプル管照射後試験
- サイクル機構 1件：スペーサリング素子の照射後試験 (その2)
- 原安工部 18件：NSRRパルス照射実験用燃料加工及び照射後試験
その他5件
- エネルギーシステム研究室 3件：未照射安定化Pu燃料の照射後試験
その他2件
- 物質科学研究部 2件：PWR燃料棒の精密γスキャンニング等
その他1件
- 燃料サイクル安工部 1件：使用済燃料の秤量及び小分け

Fig.2.1.1 燃料試験施設の利用状況(平成10年度)

3. WASTE 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10年度の業務実施計画に基づいて実施した主な内容を以下に示す。

(1) 廃棄物に関する人工バリアの安全性試験

固化体の高度化に関する試験として、「 ^{244}Cm 添加多相チタン酸塩セラミック固化体の長期健全性に関する試験（日豪協力研究）」の「 α 加速試験Ⅶ、Ⅷ、Ⅸ」を実施するとともに「シンロックの α 加速試験に及ぼす Cm 添加率の影響に関する試験（機械的強度試験）」を実施し、本協力研究を終了した。平成8年度から3年計画で開始した「処分環境下における高レベル廃棄物固化体の長期浸出挙動に関する研究（九州大学共同研究）」について本年度は「緩衝材及びオーバーパック腐食生成物共存下の固化体の浸出挙動試験」として、 Np 含有ガラス固化体の作製及び浸出試験を実施し、本共同研究を終了した。所内研究関連では、モルタル中の Np 吸着・拡散試験のうち、吸着試験を終了し、拡散試験を開始した。また、ベントナイト内 Np 拡散試験の Cs を用いた予備試験を開始した。

(2) 廃棄物に関する天然バリアの安全性試験

深地層中における放射性核種の移行挙動及び移行モデルに関する研究では、放射性核種の吸着及び固定化機構の解明のための吸着実験液の元素分析を継続するとともに、オクロウラン鉱床における核種の移行挙動解明のための岩石抽出液の元素分析を開始した。また、平成9年度開始した還元雰囲気における「花崗岩内 Pu 拡散試験」を継続実施した。

(3) その他の研究支援

融体・燃料プロセス研究室が進めている TRU 窒化物調製・高温安定性試験では、平成9年度整備した装置により、炭素熱還元法による TRU である酸化アメリカウムから直接、窒化アメリカウムを合成することに世界で初めて成功した。調製された窒化アメリカウムは、 X 線回折試験で生成物同定及び格子定数測定を行った結果、酸素残留量の極めて少ないものが合成できたことを確認できた。次年度は、キュリウムの窒化物の調製試験等を計画している。また、界面工学研究室が進める再処理施設新材料耐蝕安全性実証試験に協力して照射腐食試験装置の整備を行った。

その他、 JMTR で行っている出力急昇試験による BOCA キャプセル排水の α 核種分析等を行った。

Fig. 3.1.1 に平成10年度の利用状況を示す。

3.1.2 特定施設の運転管理

本体施設の運転に伴う気体廃棄設備、液体廃棄設備、空気圧縮設備、受変電設備、非常用電源設備、警報設備等の運転管理は、技術部施設第3課によって滞りなく行われた。

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10年度年間使用計画に従って実施した。このうち、定期自主検査の実施状況をTable 3.2.1 に示す。また、主な保守・整備状況を以下に記す。

(1) No.1 セルの整備

ガラス固化体試験終了措置の一環として、前年度に引き続き、貯蔵試験装置及び γ スキニング装置等の解体・撤去を行い、撤去後のセル内立入除染を行い、全てを終了した。

(2) No.2 セルの整備

ガラス固化体試験終了措置の一環として、ガラス固化体作製装置及び付属する試薬供給フードの撤去に関連し、安全審査及び変更申請に対応するため、作業方法等の安全性評価を実施すると共に、遠隔解体の準備を行った。

(3) No.3 セルの整備

照射腐食抵抗性評価試験で用いる「照射腐食試験装置」の設置を行い、装置の性能評価試験及び施設検査申請のための準備を開始した。

(4) No.4 セルの整備

照射腐食抵抗性評価試験で用いる「RI添加硝酸中伝熱面腐食試験装置」の設置環境整備を行い、本装置を設置した。引き続き、装置の性能評価試験のための準備を開始した。

(5) No.5 セルの整備

TRU窒化物調製・高温安定性試験のため、前年度設置した「TRU窒化物調製用電気炉」及び「ガス分析装置」の性能試験を実施し、その他の付属設備を整備後、Dyを用いた予備試験を行い、AmN調製試験に供した。

(6) 補修・更新工事等

- 1) 更衣室天井改修工事 (7月)
- 2) 排気流量 (1-6系統) 計測系更新 (7月)
- 3) 南側窓ブラインド設置工事 (8月)
- 4) α γ 除染設備改修 (11月)
- 5) 差圧発振器更新 (11月)
- 6) 鉛セル扉開閉用モータ更新 (3月)
- 7) 排気筒手摺り更新 (3月)
- 8) セル内外通話装置の増設 (3月)
- 9) フロッグマンスーツ3基更新 (3月)

3.2.2 特定施設の保守・整備

特定施設の保守・整備は、技術部施設第3課によって平成10年度年間保全作業スケジュールに従って実施された。このうち、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、性能試験及び作動試験を実施し、各々の結果は良好で特に問題はなかった。定期自主検査の実施状況をTable 3.2.2 に示す。

その他、空調動力盤点検整備、屋内消火栓ポンプ更新及び受変電設備建家引込み高圧ケーブル更新工事を行った。

3.2.3 放射線管理設備の保守・整備

放射線測定機器類の日常点検は、保健物理部放射線管理第3課によって実施された。また、定期自主検査は保健物理部線量計測課によって実施され、その結果はすべて「良」であった。定期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10年度に実施した主な放射線作業は、No.1セル内装機器の解体撤去及び除染作業、No.3セルへの天板取付作業及びNo.3、4セルへの腐食試験装置の据付作業等であり、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。

3.3.2 線量当量

平成10年度における放射線業務従事者の実効線量当量をTable 3.3.1に示す。年間の集団実効線量当量は、40.4人・mSvであった。なお、保安規定等に定める警戒線量当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10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10年度にWASTE Fより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10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 本体施設定期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)インセルモクの作動試験及び校正	H10.12. 1 ~ H10.12.10 H10.12. 8 ~ H10.12.18 H11. 1.11 ~ H11. 2. 5 H10.12. 1 ~ H10.12.10
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)インセルモクの作動試験及び校正	H10.12. 1 ~ H10.12.10 H10.12.18 H11. 1.11 ~ H11. 2. 5 H10.12. 1 ~ H10.12.10
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、 αγ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	H10.11. 9 ~ H10.11.19 H11. 1.11 ~ H11. 2. 5 毎月1回
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	H11. 3.24 " "
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	H10. 6、H10.12
警 報 設 備	作動試験	毎月1回

Table 3.2.2 特定施設定期自主検査の実施状況

設 備 名	点 検 項 目	実 施 年 月 日
電 源 設 備 受 変 電 変 圧 器 ・ 配 電 盤 非 常 用 電 源 保 護 継 電 器	(1)絶縁抵抗測定 (2)非常用電源の起動試験 (3)保護継電器の作動試験	H10.10.24 ~ H10.10.25 H10.10.24 H10.10.25 ~ H10.11.13
気体廃棄設備 { 排 風 機 } { フィルタ装置 }	(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)風量及び風向測定 (4)機器等の作動試験	H10.10.24 ~ H11. 2.19 H10. 7. 3 H11. 2.16 ~ H11. 2.19 H10. 4.17 ~ H11. 1.19
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	H11. 1.22 H11. 1.21 ~ H11. 1.26 H11. 1.21 ~ H11. 1.25
空気圧縮設備 圧縮機・安全弁	(1)電気設備の絶縁抵抗測定 (2)作動試験	H10. 4.22 H10.10.24 ~ H10.10.25
警 報 設 備 { 非常用電源 } { 気体・液体廃棄 } 空気圧縮	作動試験	毎月1回

Table 3.2.3 放射線測定機器の定期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	H10.8.17 ~ H10.8.31 H11.2.15 ~ H11.3.5
ガンマ線エリアモニタ	性能試験及び校正	H10.8.17 ~ H10.8.31 H11.2.15 ~ H11.3.5
ハンドフットクロスモニタ	性能試験及び校正	H10.8.17 ~ H10.8.31 H11.2.15 ~ H11.3.5

Table 3.3.1 WASTEFにおける放射線業務従事者の実効線量当量

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
放射線業務従事者数 (人)	56	87	80	99	152
集団実効線量当量 (人・mSv)	3.7	27.5	5.0	4.2	40.4
平均実効線量当量 (mSv)	0.07	0.32	0.06	0.04	0.27
最大実効線量当量 (mSv)	0.7	1.7	0.8	0.7	2.9

注) 実効線量当量はフィルムバッジのデータによる。

Table 3.3.2 W A S T E F から放出された放射性気体・液体廃棄物

種別	核種	項目		期間					
		平均濃度 (Bq/cm ³)	放出量 (Bq)	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	²⁴¹ Am	平均濃度 (Bq/cm ³)		<2.6×10 ⁻¹¹	<2.6×10 ⁻¹¹	<2.6×10 ⁻¹¹	<2.6×10 ⁻¹¹	<2.6×10 ⁻¹¹	<2.6×10 ⁻¹¹
		放出量 (Bq)	0	0	0	0	0	0	0
	¹³⁷ Cs	平均濃度 (Bq/cm ³)		<2.9×10 ⁻¹¹	<2.9×10 ⁻¹¹	<2.9×10 ⁻¹¹	<2.9×10 ⁻¹¹	<2.9×10 ⁻¹¹	<2.9×10 ⁻¹¹
		放出量 (Bq)	0	0	0	0	0	0	0
放射性廃液	²⁴¹ Am	平均濃度 (Bq/cm ³)		—	—	<2.5×10 ⁻⁴	<2.3×10 ⁻⁴	<2.5×10 ⁻⁴	
		放出量 (Bq)	—	—	0	0	0	0	
	¹³⁷ Cs	平均濃度 (Bq/cm ³)		—	—	<2.4×10 ⁻³	<2.2×10 ⁻³	<2.4×10 ⁻³	
		放出量 (Bq)	—	—	0	0	0	0	

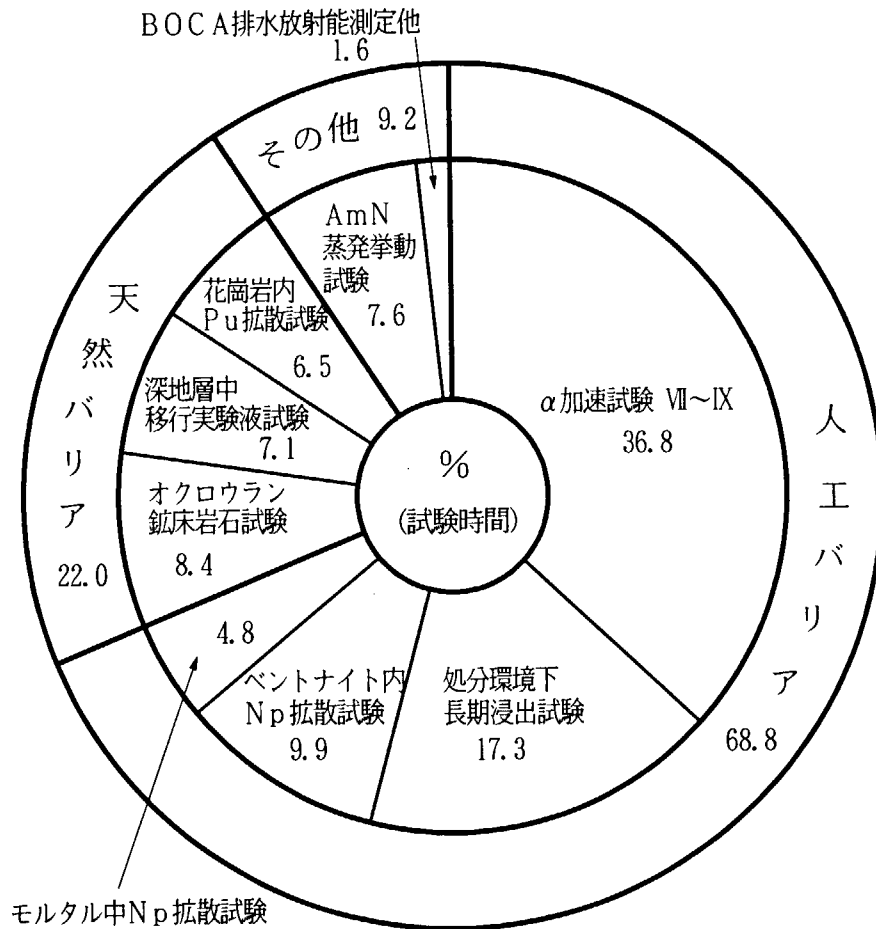
Table 3.3.3 廃棄物処理場へ輸送した放射性液体廃棄物

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
A未満	廃液量 (m ³)		4.2	3.7	3.0	0	10.9
	放射エネルギー(Bq)		1.68×10 ⁶	5.92×10 ⁶	1.59×10 ⁶	0	9.19×10 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

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
β・γ廃棄量 (m ³)	A-1		9.29	19.06	9.93	4.34	42.62
	A-2		0.21	0.62	1.55	0.15	2.53
	B-1		0.57	0.24	0.60	0.03	1.44
	B-2		0	0	0	0	0
α廃棄量 (m ³)	A-1		0	0	0	0	0
	B-2		0.40	0	1.20	0	1.60



利用比率

Fig. 3.1.1 WASTEFの利用状況 (平成10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

平成10年度は、所内利用としては、NSRRバーンアップ燃料、高温工学試験研究炉(HTTR)用燃料、軽水炉用超高燃焼度燃料、核融合炉用材料、軽水炉用材料及び研究炉構造材料に係る照射後試験等を、所外利用としては、日本原子力発電東海発電所1号炉燃料モニタリングの総合評価等を実施することとした。また、これらの照射後試験を計画的に進めるための、ホットラボ本体施設と特定施設の定期自主検査及び内装機器の保守整備を計画した。更に、運転計画の作成にあたっては、研究炉、JMTR及びNSRRの運転並びにキャプセル等の照射計画を勘案した。

(2) 運転実績

本年度の利用申込数は、34件(所内30件及び所外4件)で、これに前年度からの繰越分54件を合わせると総計88件(所内84件及び所外4件)になる。このうち67件について照射後試験を実施し、40件の試験について終了した。Table 4.1.1 に年度別ホットラボ利用受付と終了件数の推移を示す。所内からの利用状況を見ると、照射後試験の分野別利用件数では、NSRRバーンアップ燃料を含む軽水炉用燃料・材料関係が44件、HTTR用燃料・材料に関する研究開発関係が16件、次いで核融合炉用材料関係の20件の順になっている。ケーブル・セルの利用状況(分野別利用時間率)では、NSRRバーンアップ燃料を含む軽水炉用燃料・材料関係が69%、HTTR用燃料に関する研究開発関係が21%となっている。また、燃料・材料別のケーブル・セル利用状況では、燃料関係が67%と材料関係を上回っている。

所内外利用比率(利用時間)では、研究支援業務としての所内利用が98%、所外利用が2%であった。Fig. 4.1.1に平成10年度ホットラボ施設の利用状況を示す。

(3) 主な試験

[所内利用照射後試験]

①NSRRバーンアップ燃料関係の照射後試験

平成元年度から実施している反応度事故模擬実験計画に基づいて実施している燃焼度の進んだ燃料に対するNSRRパルス照射実験として、本年度は、関西電力高浜発電所3号機PWR型短尺化試験燃料3体(TK-5, 6, 7)、東京電力福島発電所第1-3号機BWR短尺化試験燃料2体(FK-4, 5)と前年度からの試験継続短尺化燃料5体について試験を実施した。

主な試験としては、燃料棒の外観、X線、寸法検査、渦電流探傷試験、 γ 線スペクトル測定、 γ スキニング等の非破壊検査と燃料棒内FPガス捕集・分析、試料の切断加工、発熱量測定試料の作製(試料の溶解・分取)、試験片重量測定、密度測定、硬さ試験、燃料棒頭微鏡検査、電子顕微鏡検査等の破壊検査について実施した。

②HTTR用燃料の照射後試験

HTTRの使用条件に耐えることを実証する健全性確認試験として本年度は、前年度からの継続試験燃料 5体（申込件数：7件）について試験を実施した。

主な試験としては、燃料コンパクトの区分け、外観検査、重量測定、寸法測定、FPインベントリ測定、電解・酸浸出試験と被覆燃料粒子の区分け、X線検査、FPインベントリ測定、超高温加熱試験、断面組織観察、電子顕微鏡検査等を実施した。

③軽水炉用超高燃焼度燃料の照射後試験

平成 7年度にキャプセルが搬入され、以後各種試験を継続していたJRR-3M照射高燃焼度燃料(BRF-10H)の試験では、本年度実施したUO₂ ディスク試料の顕微鏡検査をもって、全ての試験を終了した。また、同じ高燃焼度照射研究シリーズJRR-3M照射Mg, Nb, Ti添加物入り酸化物燃料 (BRF-13H)の試験では、燃料ペレットのγスキャン、重量測定、密度測定、顕微鏡・電子顕微鏡検査及び燃焼度測定のための溶解作業を実施した。

④核融合炉用材料の照射後試験

本年度は、新たに搬入されたJRR-3M照射キャプセル(BRM-36H)の解体及び取り出した高純度Fe-50Cr及びFe-50Cr-5W合金の区分け作業と、引張試験を実施した。

⑤軽水炉用材料の照射後試験

軽水炉圧力容器用鋼材(A533B鋼)の試験では、本年度は6キャプセルについて、シャルピー試験、三点曲げ破壊靱性試験、引張試験と試験後の写真撮影、破面率測定、横膨出量測定等を実施した。また、Ti合金、ジルカロイ、ステンレス鋼等の引張試験を実施した。この他、東京電力柏崎発電所5号機照射材料関係の試験では、解体・区分け、外観検査、クラッド除去、重量測定、試料搬出作業等を実施した。

⑥研究炉用構造材料の検査

将来の高性能新型研究炉の炉心構造材料としてのアルミニウム合金の試験では、試験継続キャプセル2体について、シャルピー試験、試験後の破面率測定、横膨出量測定、硬さ試験、顕微鏡・電子顕微鏡検査等を実施した。

〔所外利用照射後試験〕

昭和40年度より平成8年度まではほぼ毎年度合計449本の燃料について実施してきた燃料モニタリングが終了したのに伴い、本年度は、これまで実施したものの集大成として受託調査契約「原電東海発電所燃料照射後試験の総合評価」を締結し、これまでの照射後試験結果をとりまとめ技術資料を作成するとともに照射後試験の総合評価を実施した。また、これまでの長期に亘る燃料・材料モニタリングを通して日本原子力発電東海発電所の安全運転に寄与した功績により原研の定例表彰において模範賞「原電東海発電所の燃料・材料モニタリングの完遂」を受賞した。この他、大学開放研からの受託試験として、2キャプセルについての搬入、解体、外観検査、試料搬出作業等を実施した。また、原子燃料工業(株)からの受託試験として、軽水炉燃料被覆管のキャプセル搬入、解体・区分け、試料の外観検査、寸法検査、重量測定、クラッド除去等の試験及び一部試料について、燃料試験施設への搬出作業を実施した。

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10年度年間使用計画に従って実施した。中でも、ケープ・セルの定期自主検査は、例年10月頃よりNSRRバーンアップ燃料が搬入され照射後試験を開始するため、それ以前の第2四半期に集中して実施している。本作業は、これに先立ち実施する汚染除去及び内装機器の保守・整備を含め多くの方がケープ・セル内で作業を実施するため、放射線被ばく管理、作業の安全管理等周到な計画の基に実施している。本年は、7月に、冶金A, B, C, D ケープ及びメンテナンスケープを、8月に、クリーンケープ、ストレージケープ、ジュニアセル、化学Aケープ及びブスチールセルを、9月に、化学Bケープを、平成11年2~3月にウランマグノックスセルをそれぞれ実施した。この他、冶金ケープを始めとするケープ内照明設備の更新工事及びこれに先立つ汚染除去作業等を実施した。本体施設の定期自主検査の実施状況を Table 4.2.1に、内装機器の保守整備の実施状況を Table 4.2.2に、放射性汚染除去作業実績を Table 4.2.3にそれぞれ示す。

ケープ・セル以外の施設の保守・整備としては、冶金ローディング天井シャッター及び外側倉庫入り口シャッターの更新工事、冶金サービスエリア窓ガラスの網入りガラスへの改修、壁塗装、増設建屋外壁の塗装、天井防水工事等を実施した。

4.2.2 特定施設の保守・整備

本年度に技術部施設第1課により実施された受変電設備、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性能試験、作動試験等は各々結果良好であった。定期自主検査の実施状況を Table 4.2.4に示す。

また、老朽化対策として屋外排気ダクト（排気第7系統）塗装工事、ELB2・BBL 排風機室内照明用分電盤更新工事、設備・機器の信頼性の向上を目的に予防保全対策として、捲線型電動機（排気第1系統55kW）ベアリング交換及び回転子スリップリング点検整備工事、非常用電源設備のディーゼル機関及び発電機、制御盤、遮断器等の点検整備工事を実施した。

今後もホットラボ年間使用計画に合わせ特定施設の老朽化した設備、機器等について整備が必要である。

4.2.3 放射線管理設備の保守・整備

放射線測定器の日常点検は、保健物理部放射線管理第2課によって実施された。また、定期自主検査は保健物理部線量計測課によって実施され、その結果は全て「良」であった。定期自主検査の実施状況を Table 4.2.5 に示す。

4.2.4 補修・更新工事等

- 1) 建屋外壁補修及び天井防水工事
- 2) 冶金サービスエリア内壁の塗装工事
- 3) 冶金サービスエリア内ガラス窓の網入りガラスへの更新工事

- 4) 冶金ローディングドック天井シャッターの更新工事
- 5) 冶金ローディングドック側面倉庫シャッターの更新工事

4.3 放射線管理状況

4.3.1 概況

平成10年度に実施した主な放射線作業は、ケーブル・セルの除染作業、内装機器の修理・据付、照射後試験用試料のケーブルへの搬入・搬出などである。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遂行できた。

4.3.2 線量当量

本年度ホットラボに係わる放射線作業をした者（職員及び外来者）の実効線量当量をTable 4.3.1 に示す。年間の集団実効線量当量は 1.3人・mSv であった。また、指先の組織線量当量の測定を要した者は29人であり、着用期間における線量当量の最大値は2.6mSvであった。実行線量当量及び組織線量当量ともに保安規定等に定める警戒線量当量を超える被ばくはなかった。

4.3.3 放射性気体廃棄物

本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 4.3.2 に示す。 ^{85}Kr 及び $^{125\text{m}}\text{Te}$ は、照射済燃料の切断や研磨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、 ^{85}Kr が $9.8 \times 10^9 \text{Bq}$ 、 $^{125\text{m}}\text{Te}$ は $1.6 \times 10^4 \text{Bq}$ 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

本年度に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 4.3.3 に示す。

4.3.5 放射性固体廃棄物

本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 4.3.4 に示す。

Table 4.1.1 年度別ホットラボ利用受付と終了件数の推移

(単位：件)

項目	年度		6		7		8		9		10	
	区分		所内	所外	所内	所外	所内	所外	所内	所外	所内	所外
			計		計		計		計		計	
前年度からの 繰越件数①	68	2	48	2	48	2	44	2	54	0		
	70		50		50		46		54			
当該年度の 申込件数②	26	3	51	3	39	3	46	1	30	4		
	29		54		42		47		34			
合 計 (① + ②)	94	5	99	5	87	5	90	3	84	4		
	99		104		92		93		88			
当該年度の 終了件数	46	3	51	3	43	3	36	3	36	4		
	49		54		46		39		40			

Table 4.2.1 本体施設定期自主検査の実施状況

検査実施設備	機 器 名	検 査 項 目	検 査 月 日
安全装置	インターロック機構	関連機器間のインター ロックの作動試験	H 10. 7. 14 ~ H 11. 3. 19
負 圧 計	負圧監視警報装置	作 動 試 験	H 10. 7. 14 ~ H 11. 3. 19
消 火 設 備	消化剤貯蔵装置 起 動 装 置	消化薬剂量、ガス圧確認 各バルブの作動確認	H 10. 7. 31 ~ H 11. 2. 17 H 10. 7. 31 ~ H 11. 2. 17
通 報 設 備	一 斉 指 令 装 置 ペー ジ ン グ 装 置	通 報 試 験	H 11. 3. 17 H 11. 3. 17
警 報 設 備	事故現場標示盤 副 警 報 盤	作 動 試 験	H 10. 4 ~ H 11. 3 H 10. 4 ~ H 11. 3

Table 4.2.2 内装機器の保守整備

内装機器名	設置場所	担当係	保守整備状況
自動現像機	冶金暗室	試験1	定期点検(10年6月, 10月, 11年1月, 3月) : ラック等の点検・清掃、フィルタ及びローラー等の交換
燃料棒検査装置	クリーンケブ	試験1	定期点検 : ・ワークがトリミットスイッチ調整 (10年9月) ・上部チェック開閉確認用リミットスイッチ交換
X線撮影装置	クリーンケブ	試験1	定期点検(10年9月): バックアップ用電池交換
実験物解体装置	クリーンケブ	試験1	定期点検(10年9月): 異常なし
P型ペリスコープ(LS-7型)	クリーンケブ	試験1	故障修理 : ・対物レンズ連結軸作動修正 (10年9月) ・対物レンズ引張コイル交換 ・対物金物スラスト部の清掃、給油
動的破壊靱性試験装置	スチールセル	試験2	定期点検(10年9月): 異常なし
遠隔操作型引張試験機	スチールセル	試験2	定期点検(10年9月): 異常なし 更新作業(11年3月): アクチュエータ更新
電子顕微鏡(EPMA)	SEセル	試験3	定期点検(11年3月): 異常なし
遠隔操作型カーボン蒸着装置	SEセル	試験3	定期点検(11年3月): 異常なし
セル内コンベア	SEセル	試験3	定期点検(11年3月): 異常なし
遠隔操作型金属顕微鏡	UM鉛セル	試験3	定期点検(11年3月): 異常なし
精密切断機	UM鉛セル	試験3	定期点検(11年3月): 異常なし
研磨機	UM鉛セル	試験3	定期点検(11年3月): 異常なし
研磨廃液処理装置	UM鉛セル	試験3	定期点検(11年3月): 異常なし
鉛セルコンベア装置	UM鉛セル	試験3	定期点検(11年3月): 異常なし
ビッカース硬度計	UM鉛セル	試験3	定期点検(11年3月): 異常なし
Ge検出器(予備品含む)	冶金Dケブ	試験4	故障修理(10年10月): 真空劣化による分解能の低下
F P ガス分析装置	化学操作室	試験4	定期点検(11年1月): 異常なし
サンプルトリー制御盤	ジュニア操作室	技術3	点検修理 : ・操作スイッチ及び表示灯の点検・修理 (10年10月) ・インターロック条件の点検、作動テスト ・制御盤リレーの点検(一部交換)
回転対陰極型X線 シンチグラフ装置	ジュニアセル L7	技術3	点検修理(10年7月): ・フィルムセット部の改修 ・乾板用遮光袋の変更
X線回折装置(RAD-XC型)	セミホットセルNo.3	技術3	移設工事 : ・電源増設工事(11年2月) ・本体装置改造、移設(11年3月) ・ジュニア部の改造、調整(11年3月)
加熱試験装置	セミホットセルNo.1	技術3	故障修理 : ・真空系→V2/V3バルブの分解・洗浄 シームレス SUS 管, ガイスター管, ピラニ真空測 定子の交換(10年10月) ・圧空系→V2交換及び電磁弁の点検(10年11月)
物品搬入装置(J r用)	ジュニア操作室	技術3	点検修理(10年10月): ・コントラ上下作動用モータの交換・修理 ・リレー点検(一部交換) ・チェーン部の給油・点検

Table 4.2.3 放射性汚染除去作業実績

実施期日	除染場所	除染目的	核種	汚染程度 (Bq/cm ²)	延人数		④防護具 ⑤防護衣
					職員	業者	
H10年7月14日	冶金Aケーブ	定期自主検査に伴う除染	¹³⁷ Cs	40.0	2	6	浄気式加圧服 ビニールアノラック
H10年7月15日 ～7月17日	メンテナンスケーブ	定期自主検査に伴う除染	¹³⁷ Cs	40.0	6	18	浄気式加圧服 ビニールアノラック
H10年7月21日	冶金Cケーブ	定期自主検査に伴う除染	¹³⁷ Cs	1.0	3	4	加圧式フード ビニールアノラック
H10年7月21日	冶金Dケーブ	定期自主検査に伴う除染	¹³⁷ Cs	1.0	2	5	加圧式フード タイベックスーツ
H10年7月22日 ～7月24日	冶金Bケーブ	定期自主検査に伴う除染	⁶⁰ Co	25.0	12	15	加圧式フード タイベックスーツ
H10年8月3日 ～8月6日	ジュニアセル	定期自主検査に伴う除染	¹³⁷ Cs	40.0	11	18	加圧式フード タイベックスーツ
H10年8月17日 ～8月28日	クリーンケーブ ストレージケーブ	定期自主検査に伴う除染	¹³⁷ Cs	200.0	40	60	浄気式加圧服 ビニールアノラック
H10年8月21日	化学Aケーブ	定期自主検査に伴う除染	¹³⁷ Cs	10.0	2	6	全面マスク タイベックスーツ
H10年8月24日 ～8月27日	スチールセル	定期自主検査に伴う除染	⁶⁰ Co	2.5	16	24	加圧式フード ビニールアノラック
H10年9月8日 ～9月9日	化学Bケーブ	定期自主検査に伴う除染	¹³⁷ Cs	40.0	6	12	浄気式加圧服 ビニールアノラック
H10年12月18日	地下遮蔽扉 駆動室	扉駆動装置定検に伴う除染	¹³⁷ Cs	4.0	2	5	全面マスク タイベックスーツ
H10年12月22日 ～12月24日	冶金Aケーブ	照明工事に伴う除染	⁶⁰ Co ¹³⁷ Cs	40.0	4	16	加圧式フード ビニールアノラック
H11年1月25日	冶金Dケーブ	照明工事に伴う除染	¹³⁷ Cs	40.0	4	6	加圧式フード タイベックスーツ
H11年1月26日	化学Aケーブ	照明工事に伴う除染	¹³⁷ Cs	40.0	3	6	加圧式フード タイベックスーツ
H11年2月3日 ～2月5日	スチールセル	照明工事に伴う除染	⁶⁰ Co	40.0	9	18	加圧式フード タイベックスーツ
H11年2月16日 ～2月17日	化学Bケーブ	照明工事に伴う除染	¹³⁷ Cs ¹⁰⁶ Ru	320.0	8	32	浄気式加圧服 ビニールアノラック
H11年2月18日 ～2月19日	化学Bケーブ	内装機器移設に伴う除染	¹³⁷ Cs ¹⁰⁶ Ru	320.0	8	32	浄気式加圧服 ビニールアノラック
H11年2月23日	冶金Bケーブ	照明工事に伴う除染	⁶⁰ Co	40.0	3	5	加圧式フード タイベックスーツ
H11年2月22日 ～3月2日	U/M鉛セル メンテナンスケーブ	定期自主検査に伴う除染 内装機器組替えに伴う除染	⁶⁰ Co	40.0	27	63	浄気式加圧服 ビニールアノラック
H11年3月3日	メンテナンスケーブ	定期自主検査に伴う除染	⁶⁰ Co	1.5	2	6	加圧式フード ビニールアノラック
H10年6月29日 ～7月6日	サービスルームの清掃作業		—	—	6	8	—
H10年11月19日 ～11月30日	給排気用ダクトの清掃作業		¹³⁷ Cs	0.4	7	19	半面マスク タイベックスーツ
H11年2月2日 ～2月18日	ケーブセル外壁清掃作業		—	—	11	55	—
合 計 (除 染 延 日 数 : 5 1 日 間) (清 掃 作 業 延 日 数 : 2 2 日 間)					194	439	—

Table 4.2.4 特定施設定期自主検査の実施状況

設備名		機器名	検査項目	備考
電源設備	受変電	変圧器 配電盤 保護継電器	絶縁抵抗測定、接地抵抗測定 " 遮断器の保護継電器による作動試験	H10.4 ~ H11.3
	非常用電源	発電機 配電盤	商用電源停電による起動試験、外観検査 絶縁抵抗測定	H10.4 ~ H11.3
気体廃棄設備		排風機 フィルタ装置	絶縁抵抗測定、作動試験、外観検査 風量測定、風向測定 フィルタ捕集効率測定、外観検査 フィルタ差圧測定	H10.4 ~ H11.3
液体廃棄設備		ポンプ 配管・バルブ ピット・タンク	絶縁抵抗測定、作動試験 漏洩点検・試験、外観検査 " "	H10.4 ~ H11.3
空気圧縮設備		圧縮機 安全弁	作動試験 "	H10.4 ~ H11.3
警報設備		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	作動試験 " " "	H10.4 ~ H11.3

Table 4.2.5 ホットラボ施設放射線測定機器の保守・整備状況

検査実施設備	検査項目	実施年月日	結果
ダストモニタ	性能試験及び校正	H10. 6. 1~H11. 6.10 H10.10.26~H11.11.18	良
ガスモニタ	性能試験及び校正	H10. 6. 1~H11. 6.10 H10.10.26~H11.11.18	良
γ線エリアモニタ	性能試験及び校正	H10. 6. 1~H11. 6.10 H10.10.26~H11.11.18	良
ハンドフットクロスモニタ	性能試験及び校正	H10. 6. 1~H11. 6.10 H10.10.26~H11.11.18	良

Table 4.3.1 ホットラボ施設における放射線業務従事者の実効線量当量

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
放射線業務従事者数 (人)	98	129	121	148	220
集団実効線量当量 (人・mSv)	0.2	0.6	0.2	0.3	1.3
平均実効線量当量 (mSv)	0.00	0.00	0.00	0.00	0.01
最大実効線量当量 (mSv)	0.2	0.2	0.2	0.3	0.3

Table 4.3.2 ホットラボ施設から放出された放射性気体廃棄物

種別	核種	項目		期間				年間
		平均濃度 (Bq/cm ³)	放出量 (Bq)	第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期	
ガス	⁸⁵ Kr	平均濃度 (Bq/cm ³)	放出量 (Bq)	< 6.7×10 ⁻³	< 6.7×10 ⁻³	< 6.7×10 ⁻³	< 6.7×10 ⁻³	—
		平均濃度 (Bq/cm ³)	放出量 (Bq)	1.1×10 ⁹	1.7×10 ⁸	4.0×10 ⁹	4.5×10 ⁹	9.8×10 ⁹
塵埃	²³⁸ Pu	平均濃度 (Bq/cm ³)	放出量 (Bq)	< 6.2×10 ⁻¹¹	< 6.5×10 ⁻¹¹	< 5.8×10 ⁻¹¹	< 5.8×10 ⁻¹¹	—
		平均濃度 (Bq/cm ³)	放出量 (Bq)	0	0	0	0	0
	¹³⁷ Cs	平均濃度 (Bq/cm ³)	放出量 (Bq)	< 1.9×10 ⁻¹⁰	< 2.0×10 ⁻¹⁰	< 2.1×10 ⁻¹⁰	< 2.0×10 ⁻¹⁰	—
		平均濃度 (Bq/cm ³)	放出量 (Bq)	0	0	0	0	0
	^{125m} Te	平均濃度 (Bq/cm ³)	放出量 (Bq)	—	< 1.2×10 ⁻⁹	—	—	—
		平均濃度 (Bq/cm ³)	放出量 (Bq)	—	1.6×10 ⁴	—	—	1.6×10 ⁴
サツク	¹³⁷ Cs	平均濃度 (Bq/cm ³)	放出量 (Bq)	< 9.0×10 ⁻¹¹	< 9.2×10 ⁻¹¹	< 1.7×10 ⁻¹⁰	< 1.9×10 ⁻¹⁰	—
		平均濃度 (Bq/cm ³)	放出量 (Bq)	0	0	0	0	0

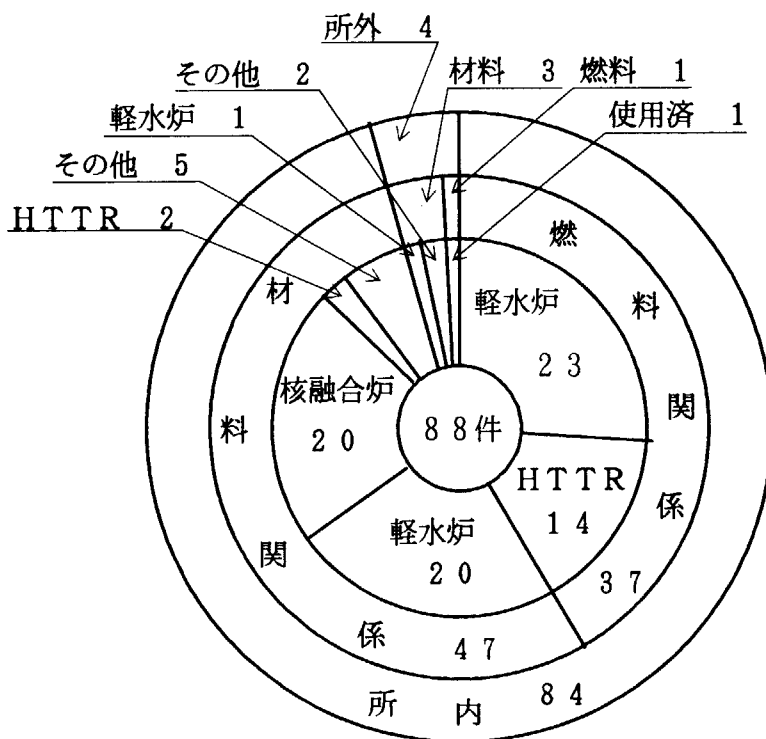
Table 4.3.3 廃棄物処理場へ輸送した放射性液体廃棄物

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)	6.8	9.9	9.7	7.2	33.6
	放射能量(Bq)	1.4×10^7	1.8×10^7	9.9×10^6	1.0×10^7	5.19×10^7
B-1	廃液量 (m ³)	0	3.2	2.0	4.0	9.2
	放射能量(Bq)	0	6.6×10^9	2.5×10^9	3.1×10^9	1.22×10^{10}
B-2	廃液量 (m ³)	0	0	0	0	0
	放射能量(Bq)	0	0	0	0	0

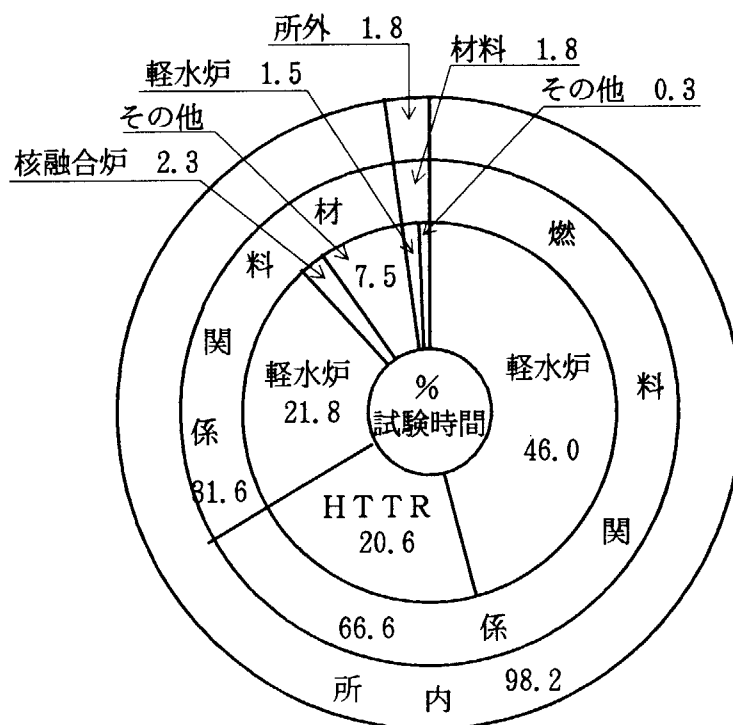
Table 4.3.4 廃棄物処理場へ輸送した放射性固体廃棄物

(施設第1課, 材料応用工学研究室, 放射線管理第2課含む)

区 分 \ 期 間		期 間				年 間
		第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期	
A-1	廃棄量 (m ³)	13.65	24.99	18.50	20.31	77.45
A-2	廃棄量 (m ³)	0.33	0.06	0.12	0.06	0.57
B-1	廃棄量 (m ³)	0.78	0.45	0.42	0.06	1.71



分界別利用件数



分界別利用時間

Fig. 4.1.1 東海ホットラボ施設利用状況 (平成10年度)

5. 試験技術開発

5.1 ホット試験技術課

5.1.1 精密密度測定装置の開発

(1) はじめに

近年、軽水型原子炉燃料の高燃焼度化が積極的に進められているが、高燃焼時における燃料ペレットの照射挙動を詳細に把握することが必要とされている。特に、熱伝導率等の熱物性値は、燃料の安全性に大きな影響を及ぼす重要な因子として、その解明が急務とされている。このような背景のもとに、燃料ペレットのスエリング及び核分裂生成（FP）ガス放出挙動の評価を目的とした、照射済燃料ペレット片等の微小試料（100mg以下）の密度を精度良く測定する精密密度測定装置を開発整備した。精密密度測定装置は、m-キシレン、水、ヨウ化メチレン等の置換液を用いて、微小試料の大気中重量と液中重量の関係から密度を求める液浸重量置換法（アルキメデス法）により測定するものである。

(2) 開発の概要

精密密度測定装置の整備は、2年計画で整備するものであり、平成9年度に第1期事業として、装置本体に係る設計・製作及び仮設置を行った。平成10年度（第2期事業）は、放射性試料を取り扱うために必要な付帯設備として、遮へいボックスの設計・製作を行い、前年度に製作した装置本体とともに燃料試験施設ホット実験室に据え付け、照射後試験装置として完成させた。

精密密度測定装置は、装置本体、秤量部、測定・制御部及び遮へいボックスで構成され、放射性試料を取り扱う装置本体を遮へいボックス内に、秤量部を遮へいボックス天板上部に、及び測定・制御部を遮へいボックス外に各々配置し、全ての測定操作が遠隔で行える構造とした。精密密度測定装置全体の外観を Photo.5.1.1 に示す。各部の主な仕様は次のとおりである。

1) 装置本体

装置本体は、液層部及び試料掛換機構部で構成される。液槽部は、電動機構による上下移動により、大気中及び液中の重量測定が可能で、光軸屈折方式の液面検出器によって常に一定の位置に停止し、安定した測定が可能である。また、試料掛換機構は、遮へいボックス内でのトング操作を考慮し、電子天秤下吊りフックに試料懸垂線を自動で掛け換えを行うものである。

装置本体の遮へいボックス内への設置に際しては、秤量部と装置本体風防間をアクリル製パイプで仕切ることにより、ボックス内の換気による測定への影響を極力避けるとともに、遠隔操作性を考慮し、試料取り扱い範囲に作業台を取り付けるなどの対策を施した。

2) 秤量部

秤量部は、表示部分離型の精密電子天秤を使用し、遮へいボックス天板上部に補助遮へい体を付加して配置した。なお、精密電子天秤の仕様については、前年度の報告を参照されたい。

3) 測定・制御部

測定・制御部は、パーソナルコンピュータにインストールされたソフトウェアによりシステム制御及びデータ処理を行える。測定・制御部と遮へいボックス内の装置本体は遮へい壁に設けた

コネクタにより接続され、保守点検時等の切り離しは容易に行える。

4) 遮へいボックス

遮へいボックスは、放射性物質の閉じ込め及び作業者の被ばく線量当量の低減を目的とし、放射性物質を取扱う装置本体部を覆う構造とした。精密密度測定装置で取り扱う試料の最大放射能は、7.4GBqであり、これは、使用済燃料ペレット片2mmφ×1mm tに相当する。なお、遮へいボックスは耐震Bクラス機器（水平震度0.36）として設計した。

遮へいボックスには、試料を搬入するためのポートを遮へい扉に設けた。秤量部から吊り下げられたフックは、天板貫通孔を介して遮へいボックス内に導かれる。なお、秤量部は貫通部からの放射線漏洩及び負圧による大気の流れを遮断するため、補助遮へい体及びカバーで密封した。

試料のハンドリングは、遮へいボックスに取り付けたボール・ソケット・マニプレータを用いて行う。また、遮へいボックス内の作業観察用に、遮へいボックスと同等以上の遮へい能力を有する鉛ガラス製の遮へい窓（有効観察視野 200 × 200mm、厚さ 205mm、密度 5.2 g/cm³）をボール・ソケット・マニプレータと同一面に設置した。

遮へいボックスの排気は、放射性物質の飛散を防止するため、プレ、HEPAの2段フィルタを介して既設排気2系統に接続した。

5) 総合性能試験

遮へいを施した精密密度測定装置の総合性能を確認するため、天秤単体の測定再現性及び直線性確認試験並びに標準試料による密度測定を行った。ニッケル標準試料のm-キシレンでの測定結果例を、Fig.5.1.1及びTable5.1.1に示す。

総合性能試験は、放射性試料の測定を模擬し、負圧を維持した状態で実施したが、何れの試験結果も良好であり、十分な所期性能を有していることを確認できた。

(3) まとめ

平成10年度は、遮へいボックスを設計・製作し、前年度に製作した装置本体と併せて燃料試験施設のホット実験室に据え付け、遮へいを施した精密密度測定装置としての総合性能試験を行い、精密密度測定装置に係わる整備を完了させた。これにより、微小試料の密度測定が可能となり、使用済燃料ペレットの径方向に亘る微小領域における詳細な密度分布を得ることが可能となる。さらに、これまでペレット1個分相当の密度測定データを用いて評価を行ってきた熱伝導率の解析精度を向上することが可能となる。今後は、未照射試料を用いたモックアップ試験を行い測定技術を確立するとともに、使用済燃料による試験データの蓄積を進め、照射後試験に適用する計画である。

Table 5.1.1 ニッケル標準試料のm-キシレンでの密度測定結果例

試験番号	Ni 1	Ni 2	Ni 3	Ni 4	Ni 5
測定年月日	1999.3.31	同左	同左	同左	同左
試料名	ニッケル	同左	同左	同左	同左
理論密度(TD)	8.90 (g/cm ³)	同左	同左	同左	同左
測定モード	自動測定	同左	同左	同左	同左
置換液名	m-キシレン	同左	同左	同左	同左
【測定条件】					
安定待時間	0:00:10	同左	同左	同左	同左
液浸時間	0:10:00	同左	同左	同左	1:30:00
取込間隔	0:00:10	同左	同左	同左	同左
安定幅	1 (±μg)	同左	同左	同左	同左
【測定結果】					
試料重量	61.091 (mg)	61.091 (mg)	61.089 (mg)	61.092 (mg)	61.092 (mg)
液中重量	55.177 (mg)	55.176 (mg)	55.175 (mg)	55.172 (mg)	55.173 (mg)
試料密度	8.88634 (g/cm ³)	8.88462 (g/cm ³)	8.8859 (g/cm ³)	8.87428 (g/cm ³)	8.87576 (g/cm ³)
%TD	99.8648 (%)	99.82717 (%)	99.84155 (%)	99.71101 (%)	99.72768 (%)

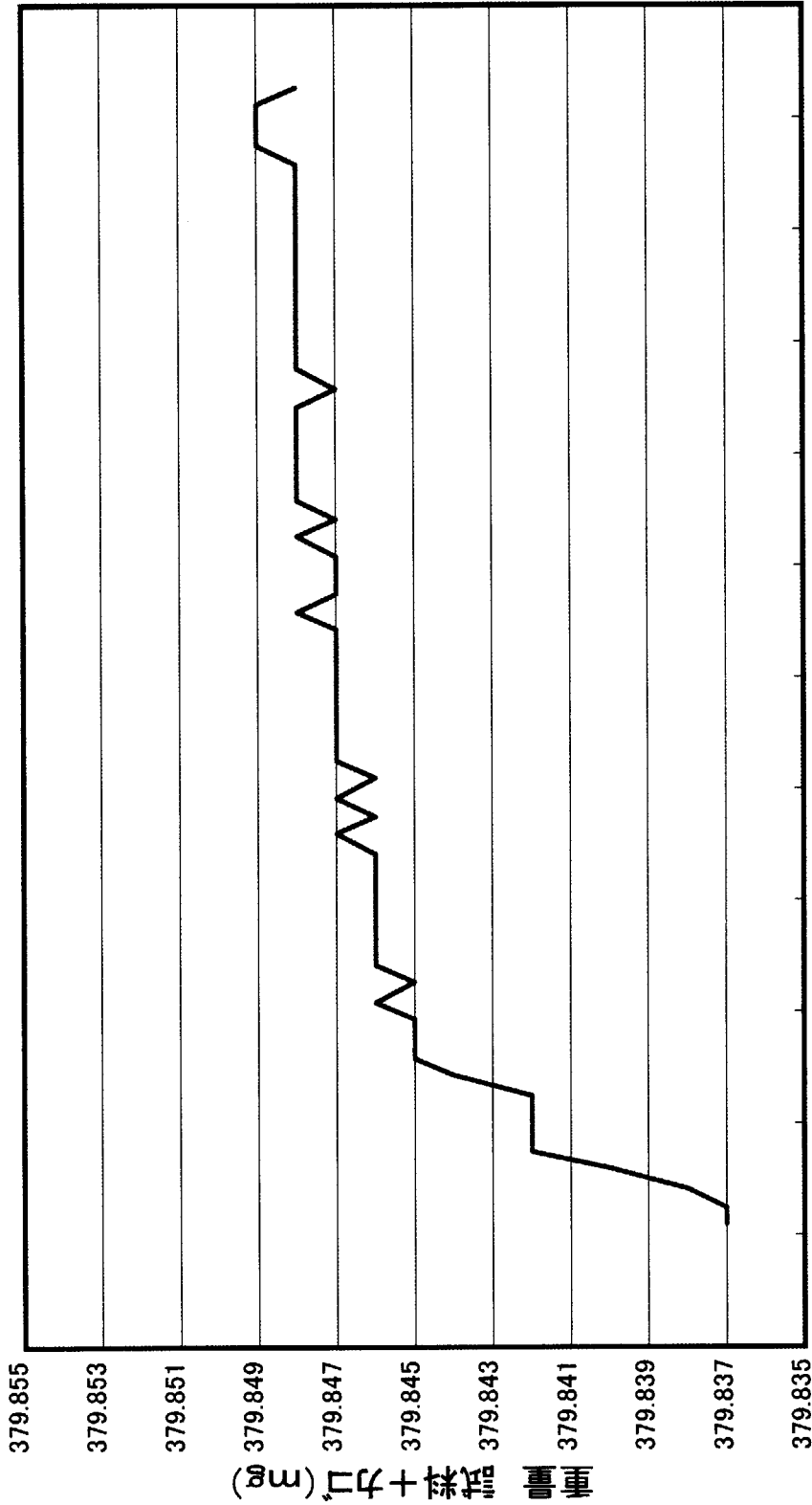


Fig.5.1.1 ニッケル標準試料のm-キシレンでの測定結果例
液中試料重量変化

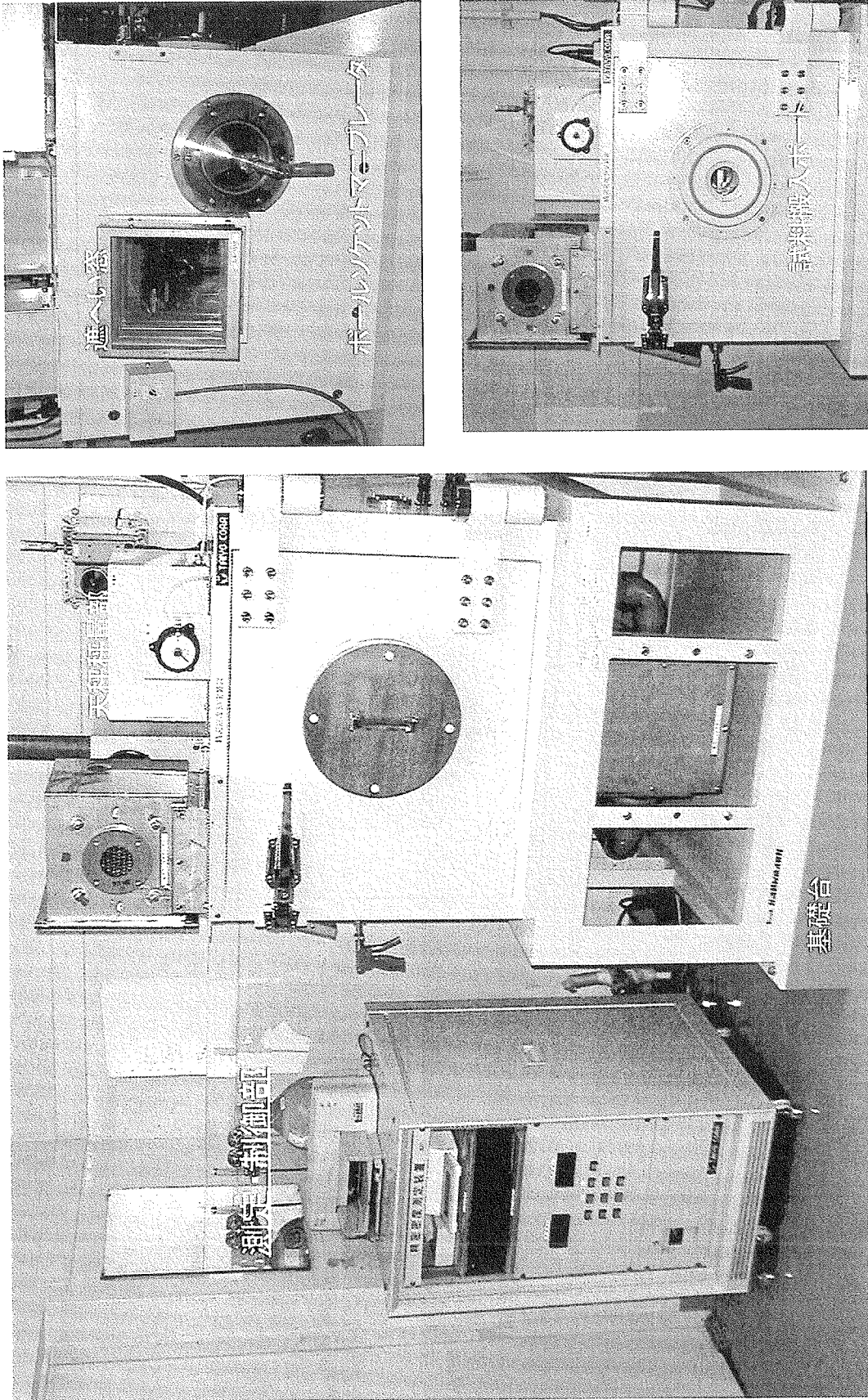


Photo 5.1.1 精密密度測定装置全体外観

5. 1. 2. ペレット熱容量測定装置の開発

(1)はじめに

軽水炉型原子炉燃料の高燃焼度化が積極的に進められているが、高燃焼時における燃料ペレットの熱物性データ、主として熱伝導率は、通常時及び事故時の安全性評価を行う上で重要な因子の一つである。熱伝導率は、熱拡散率、熱容量及び密度の積から求めることができる。これまで熱容量は文献値を用いてきたが、より高精度な熱伝導率のデータを得るためには、熱容量の実測が必須とされている。したがって、照射済燃料ペレット小片の熱容量を熱流束型示差走査熱量法（以下、DSC：Differential Scanning Calorimetry）に基づいて測定するペレット熱容量測定装置を開発・整備した。

(2)開発の概要

照射済ペレット片あるいはペレット径方向から採取した粉末試料について、1500℃の高温領域における熱容量データ取得を目的として、供試料量、遠隔操作性及び保守性の観点からDSC法により熱容量を測定するペレット熱容量測定装置を平成9年度から2カ年計画で整備した。平成9年度は装置本体のDSC本体、測定ワークステーション及び試料調製部の設計・製作を行った。平成10年度は、放射性試料を取り扱うために必要な付帯設備として、遮へいボックス等の設計・製作を行い、前年度に製作した装置本体部とともに燃料試験施設ホット実験室に設置し、放射性試料対応のペレット熱容量測定装置を完成させた。

遮へいボックスを含む装置全体の外観を Photo.5.1.2 に示す。

1) 装置本体

ペレット熱容量測定装置は、放射性試料を取り扱うため、DSCセンサーユニットを遮へいボックス内に、DSCベースユニットを遮へいボックス天板上部に、及び測定・解析ワークステーションを遮へいボックス外に各々配置した。また、全ての測定操作が遮へいボックス外部より遠隔で行える構造とした。ペレット熱容量測定装置で使用する最大放射能は、14.8GBqであり、これは、使用済燃料ペレット片2mmφ×2mmに相当する。

鋼板(SS400)製遮へいボックスの板厚は、遮へいボックス外表面における線量当量が人が常時立ち入る区域の線量当量限度である1mSv/週を下廻る厚さとした。また、ペレット熱容量測定時に放射性物質の閉じ込め機能を確保するため、遮へいボックスの排気管を既設排気系に接続した。なお、給排気口にはフィルターボックス及びボールバルブを設け、さらに負圧維持状態、フィルターの目詰まり等を確認するため差圧計を設けた。

2) 遮へいボックス

遮へいボックスには、既存の試料移送容器を用いてホットセルより移送された試料を遮へいボックス内に搬入するための試料搬入口を遮へいボックス側面に設けるとともに、ペレット熱容量測定装置の維持管理に際し、DSCセンサーユニットを遮へいボックスより引き出して保守点検作業が容易に行えるように、遮へいボックスの試料搬入口側壁に遮へい扉を設けた。

また、遮へいボックス内に搬入された試料の取扱いは、遮へいボックス天井板に取り付けたボール・ソケット・マニプレータを用いて行うこととした。本マニプレータは天井部に設置されるので、自重によりトングが下降し、装置本体を破損することの無いように、カウンターウェイト方式でバランスをとる構造とした。遮へいボックスと同等な遮へい能力を有する遮へい窓を遮へいボックス天井に設けた。

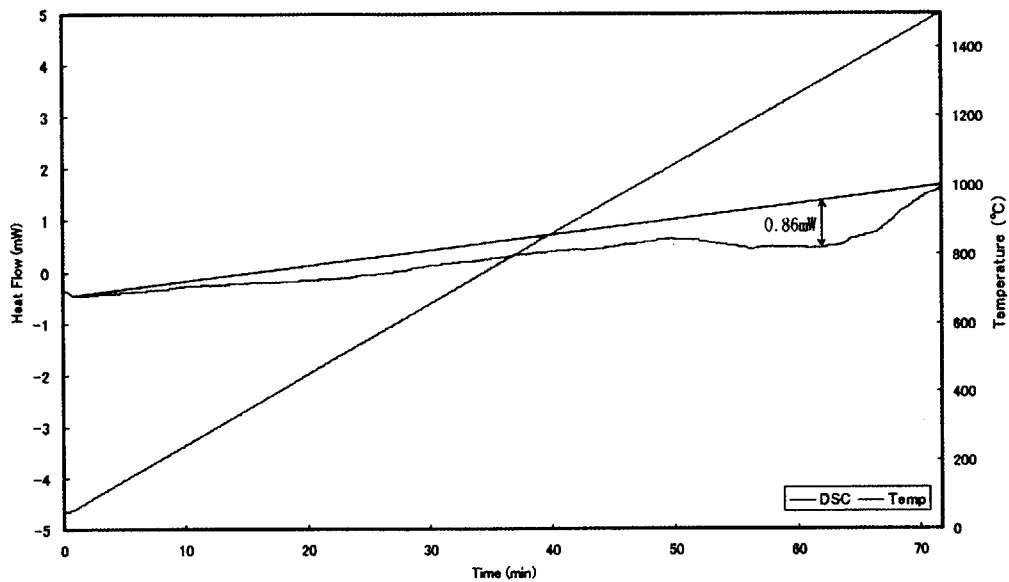
さらに、DSC本体を含む遮へいボックスを設置する設置架台の耐震レベルを「クラスB」（水平震度 0.36）とし、固有振動数、転倒評価及び固定ボルトに作用する応力評価を行った。その結果、設置架台は剛構造であり、転倒しないことから、設置架台をステンレス製固定ボルト（M 12）6本で固定した。

3) 総合性能試験

遮へいボックスに設置したペレット熱容量測定装置の総合性能を確認するため、DSC試料測定、DSCのブランク昇温及び比熱測定試験を行った。例として、DSCのブランク昇温及び比熱測定試験の結果を Fig.5.1.2 に示す。室温から 1500℃まで昇温したときのDSC曲線のドリフト量を測定した結果、DSC曲線のドリフトする幅は 0.86 mW で非常に少ないことが判った。また、比熱測定においては、Pt の 1000℃における比熱を測定した結果、比熱は 0.151 J/g・K となり、判定基準（0.160 J/g・K ± 10%）内であることを確認した。さらに、同条件で比熱の再測定を行い、測定再現性を確認した。その結果、再現性は 1.3% となり、判定基準（± 6%）内であることを確認した。

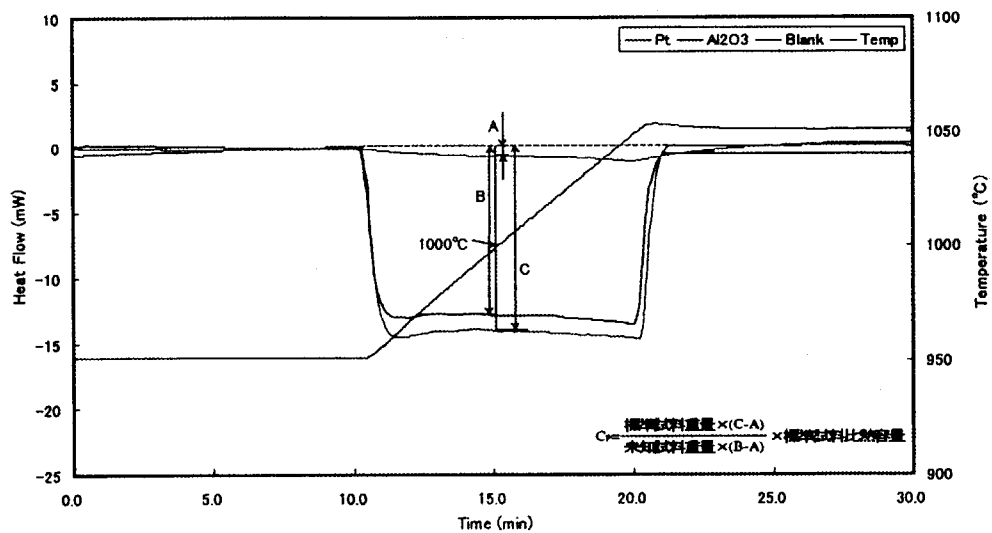
(3) まとめ

総合性能試験により、所期性能を有することを確認し、ペレット熱容量測定装置の 2 期に亘る整備を完了した。今後は、照射後試験に向けて、放射性試料を対象とした熱容量測定法を確立するための特性試験を進める計画である。



DSC blanks measurement results

測定試料: プランク, 試料重量: 10.0mg, 雰囲気: Air, 昇温速度: 20°C/min, サンプルング時間: 1.0sec



DSC heat capacity measurement results

未知試料: Pt, 未知試料重量: 303.46mg, 標準試料: Al₂O₃, 標準試料重量: 32.44mg, 雰囲気: Ar, 昇温速度: 20°C/min, サンプルング時間: 2.5sec

Fig. 5.1.2 DSC blank temperature rise and heat capacity measurement results

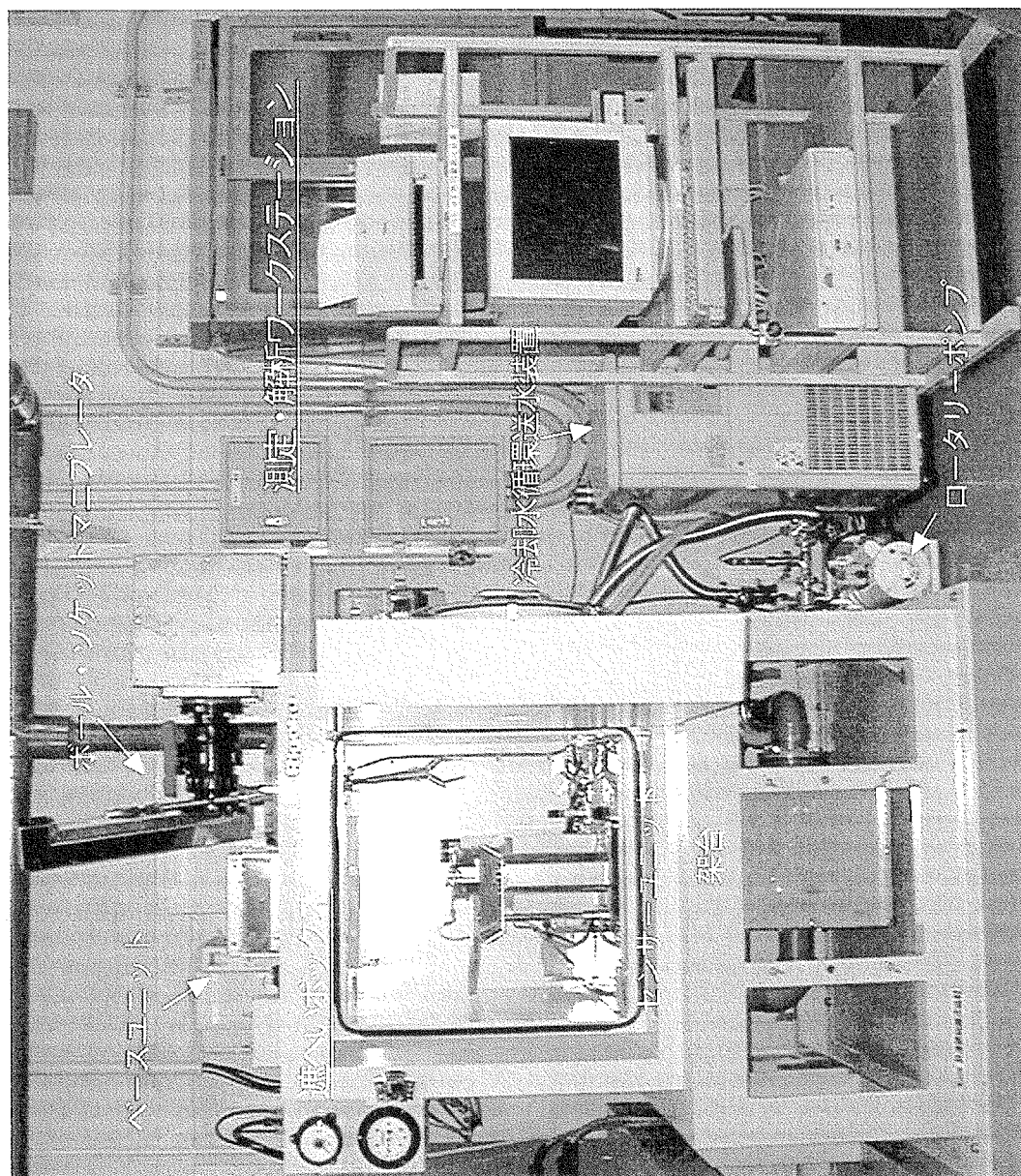


Photo 5.1.1.2 ペレット熱容量測定装置全体外観

5. 1. 3 高分解能走査型電子顕微鏡の開発

(1) はじめに

近年の軽水炉燃料の高燃焼度化に伴い、燃料ペレットのリム組織、被覆管の酸化膜及び水素化物の観察を行い、燃料の照射挙動をより詳細に解明することが要求されている。このため、高倍率での組織観察を目的に電界放射型電子銃を装備した高分解能走査型電子顕微鏡（以下、FE-SEM: Field Emission type Scanning Electron Microscope という）を整備する。なお、元素分析用に、放射性試料対応のエネルギー分散型 X 線検出器（以下、EDS: Energy Dispersive Spectorometer という）を付加した。

(2) 開発の概要

FE-SEMの整備は、3年計画で行うものであり、平成9年度に放射性試料対応EDSの設計・製作及び装置全体の構想設計を行った。平成10年度は、FE-SEM本体及び制御部の設計・製作と併せて、前期に製作した放射性試料対応EDSの組込みを行い、実験室に仮設置後、性能確認を行った。

FE-SEMは、放射性試料を取り扱うため、装置本体部と制御部を分離し、装置本体部を遮へい体で覆う構造とする必要がある。このため、装置本体に係る全ての操作は、モーター駆動やエア駆動により、遮へい体外からの遠隔操作によって行えるよう設計・製作した。FE-SEMの外観をPhoto.5.1.3に示す。

1) FE-SEM 本体部

FE-SEM 本体は、電子銃、観察光学系、試料ステージ及び真空排気系等で構成される。

電子銃は、照射する電子線の放出形式により熱電子放射型と電界放射型に分類される。FE-SEMでは、電子銃に電子の放出源（光源）が極めて小さく、電子密度の高い電子線束が得られ、さらに、熱電子に比べて2～3桁以上高い輝度が得られる冷陰極電界放射型を採用した。その結果、試料表面を高倍率且つ高分解能での観察が可能となる。

観察光学系は、入射電子線を走査する電子レンズ、偏光器等の電子光学系、試料から発生する X 線や電子を検出する検出部及び画像処理並びに走査像観察を行う観察部から構成される。一般に、SEMの分解能を決める要因の一つは、試料表面を走査する電子ビームの径であり、分解能を上げるためには試料上にできるだけ小さなビーム径を作らなければならない。そのため、電子光学系は、電子銃から放出される一次電子ビームを、鏡筒内の集束レンズ、対物レンズ、軸合わせコイル及びモーター駆動による対物レンズ可動絞り等の偏向器を遠隔操作による調整を可能とすることにより、2nm φのビーム径を得ている。これにより、FE-SEMの分解能は、一般のタングステンフィラメントの3.5nm（加速電圧30kV）に対して、1.5nm（加速電圧15kV）と高分解能を得ている。検出部には、二次電子検出器、反射電子検出器及び特性 X 線の検出を行う EDS を装備した。このうち、反射電子検出器は、検出素子に半導体を使用しているため放射線による劣化を考慮して、使用時のみ鏡筒内に挿入するようニューマチック式のリトラクタブル反射電子検出器とした。FE-SEMで観察する走査像の種類は、二次電子像、反射電子組成像及び反射電子凹凸像の3種類である。Photo.5.1.4に金の蒸着粒子の二次電子像を、Photo.5.1.5に硫化物（菱マンガン鋼）の反射電子像を示す。また、元素分析用に、前年度に設計・製作したEDSを鏡筒に

組込みを行った。本検出器は、検出素子部に入射する放射線の影響を極力少なくするため、タンゲステン合金製遮へいブロックとコリメータを検出器先端に配置した放射性試料対応型とし、コリメータの切り換え操作は、電動駆動によって制御部からの遠隔操作が可能である。

観察部は、検出器によって電気信号として検出された映像信号を画像処理し、二次元的な強度分布として表示する。走査像は、高分解能カラー CRT で観察するとともに、デジタルデータとして記録される。記録された画像データは、走査像撮影装置によるポラロイド撮影とビデオプリンターによって出力される。

試料ステージにユーセントリックゴニオメータステージを採用した。ステージの移動は、ステージモータ駆動装置により X、Y、Z、傾斜及び回転の5軸を遠隔操作で高精度に制御される。なお、試料の着脱は、試料ステージを引き出し、マニプレータ等による遠隔操作で行う。

真空排気系は、超高真空 (10^{-7} Pa オーダ) を必要とする電子銃室及び中間室にイオンポンプを採用し、試料室 (10^{-4} Pa オーダ) は、油回転ポンプ及びターボ分子ポンプにより排気する。これらは性能維持のため昼夜連続運転を行う必要がある。そのため、超高真空を維持しなければならないイオンポンプについては、停電時でも超高真空を維持できるようバッテリーバックアップ電源を付属させた。バックアップ電源は、常に待機状態にあり250時間程度の長時間の連続停電時でも対応可能である。

2) FE-SEM制御部

FE-SEM 制御部は、電子光学系の制御、画像信号の処理・制御、真空排気系等FE-SEMに係る全ての制御を一括してコンピュータ制御で行う。これらの操作は、オペレーションパネル、キーボード等より行う。

オペレーションパネルでは、画像倍率の設定、フォーカス、コントラストの調整等観察及び写真撮影を目的とした操作と、電子銃、対物レンズ及び対物レンズ非点補正装置の軸合わせ等動的な制御を行う。マウスを含むキーボードでは、観察CRT上の画面に表示されているメニューバーから電子銃制御に関する設定や電子光学系の設定、画像処理、装置の環境設定等を行う。また、制御部には各種の安全機能が組み込まれており、異常が発生すると装置は自動的に安全な状態に移行するか、安全確保のために保護回路が働いて自動停止する設計となっている。

(3) まとめ

平成10年度は、FE-SEM本体及び制御部の設計・製作を行い実験室に仮設置し、前年度に完成した放射性試料対応EDSを組込み後、性能確認を行った。今後は、コールド試料を用いたモックアップを進めるとともに、平成11年度事業であるデータ処理部及び付帯設備としての遮へいボックスの設計・製作を行い、FE-SEM本体とともに燃料試験施設地階のセル操作室に据え付け、総合的な性能確認を行い3ヶ年に亘る整備を完了する計画である。これにより、高燃焼度燃料の照射挙動解明に必要な燃料ペレットのリム組織、被覆管の酸化膜及び水素化物の観察並びに元素分析などミクロ領域におけるデータを提供することが可能となる。

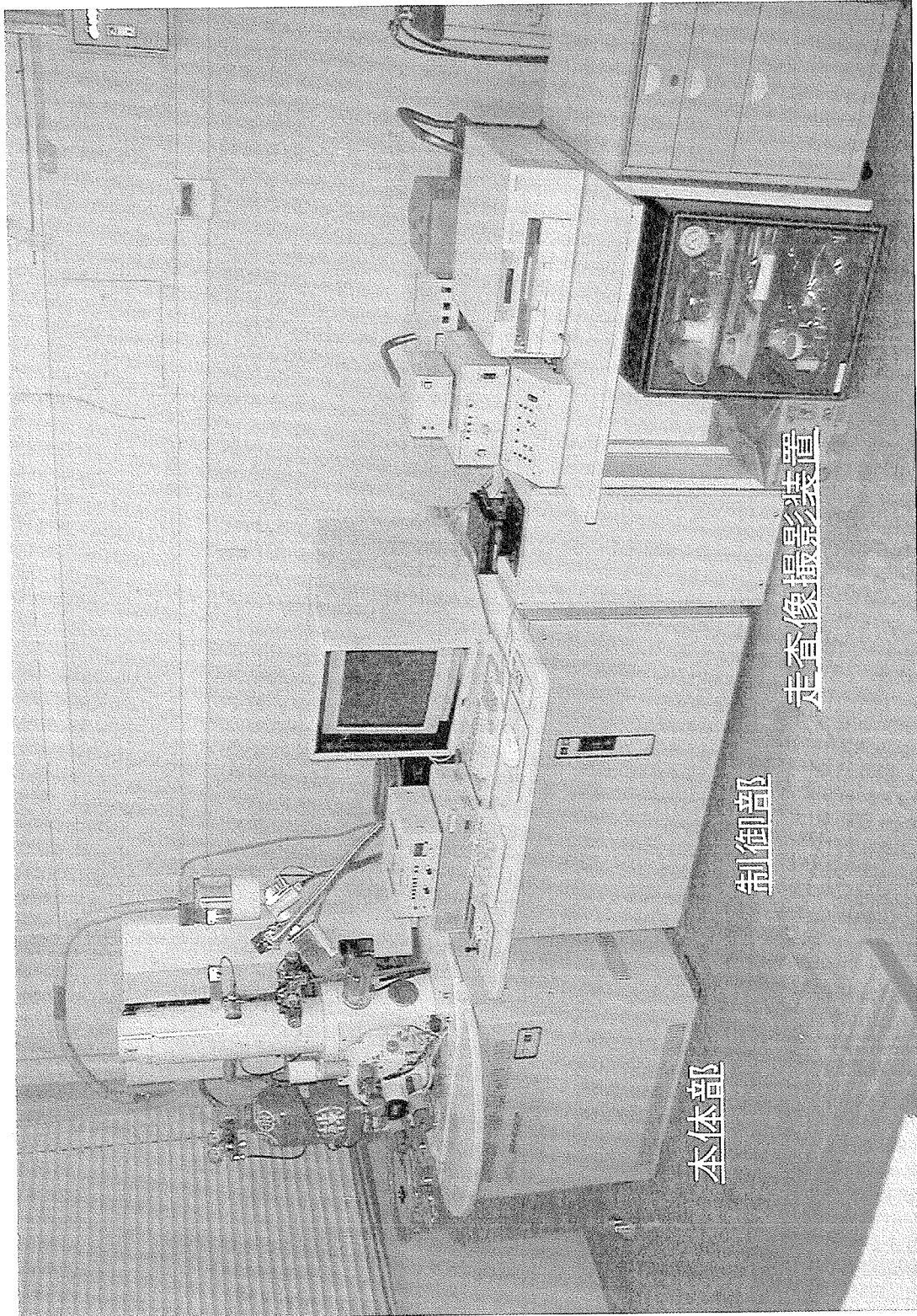
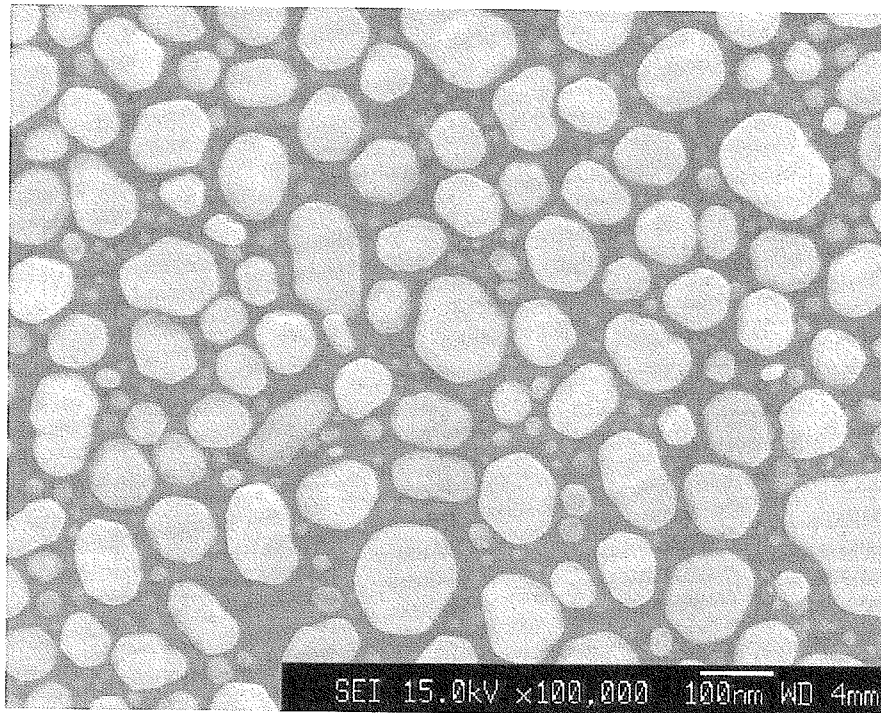
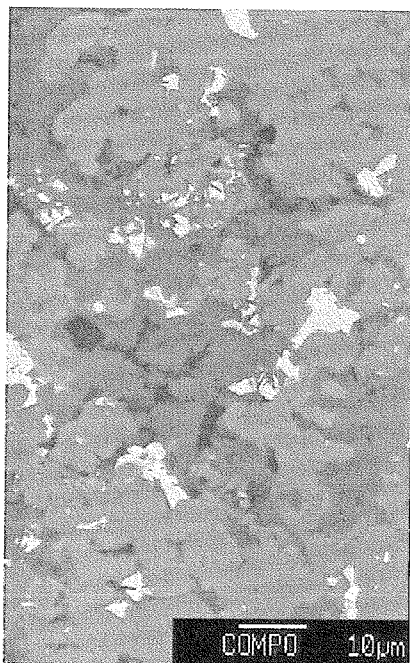


Photo.5.1.3 FE-SEMの外観

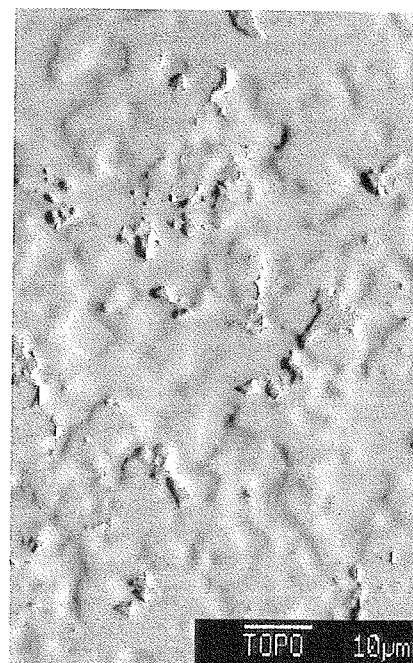


試料:金の蒸着粒子

Photo.5.1.4 二次電子像



組成像



凹凸像

試料:硫化物(菱マンガン鉱) 加速電圧:25KV WD:8mm

Photo.5.1.5 反射電子像

5. 2 実用燃料試験課

5. 2. 1 P I Eデータベース管理システムの整備

(1) はじめに

ホット試験室では業務の効率化を図るためのO A化を進めており、前年度までにホット試験室ネットワークの整備を行った。照射後試験データや業務文書を関係者間で共有し、各々の端末でデータベースを容易に登録・検索するためのP I Eデータベース管理システムの整備を行った。

(2) データベース管理システムの概要

P I Eデータベース管理システム(L I F I S A-L t)はWWWブラウザ上で動作するネットワーク対応の文書管理システムである。業務で扱う様々な文書をサーバーで共有し、クライアントから自由に登録・検索可能である。実際に文書を登録する場所はサーバーであり、登録・検索・印刷などの操作は各ユーザーのパソコン上から行える。登録から閲覧まですべての操作をインターネットエクスプローラの画面から行うことができる。

登録できる文書を以下に示す。

- ・WordやExcelなどアプリケーションで作成したファイルやイメージ
- ・スキャナから読み込んだ紙の書類や写真など
- ・デジタルカメラなどから取り込んだイメージファイル

文書の登録時に、PDFデータを同時作成することにより、アプリケーションを起動せずにファイルの内容を確認することが可能になる。なお、PDFモードの表示には、Acrobat Readerを使用する。

登録された文書の検索方法を以下に示す。

- ・文書を登録したフォルダがわかっているとき
サーバー内の保存文書は、キャビネット、フォルダ及び文書の階層構造となっている。ここで、L I F I S A-L tのフォルダ・文書一覧画面において、文書が登録されているフォルダを表示し、目的の文書を選択する。
- ・タイトルがわかっているとき
文書のタイトルやがわかっているときは、L I F I S A-L tのメニューより「タイトル検索」コマンドを選択し、検索条件を入力し文書を検索する。検索条件では、文書タイトルキャビネットやフォルダ名を指定して検索することも可能である。
- ・文書の本文中で使われている言葉がわかっているとき
文書の本文中で使われている言葉(キーワード)がわかっているときは、L I F I S A-L tのメニューより「全文検索」コマンドを選択し、検索条件にキーワード(複数のキーワード入力も可能)を入力し文書を検索する。

Fig.5.2.1に文書登録の手順を、また、Fig.5.2.2に文書検索の手順を示す。

今後は、照射後試験におけるデータの蓄積を進めると共に、ホット試験室サーバーの記憶装置の容量を増加させることも検討している。

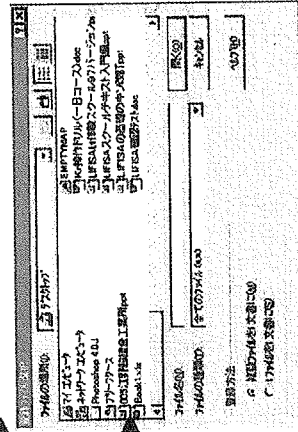
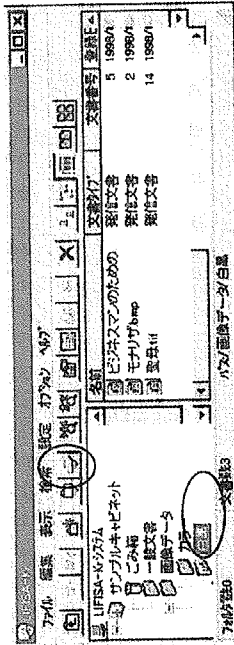
簡単操作(文書の登録)

LIFISAではパソコンで作ったワープロ文書や表計算などのデータも、文書名を付けて登録することができます。また、登録する時にPDFを作成しておけば検索して表示したときに、作成元のアプリケーションを起動させずに、見ることができます。

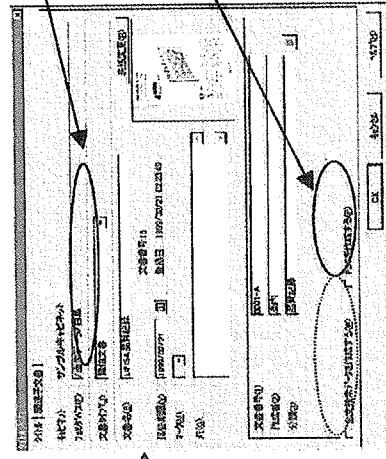
手順
*複数セクションを1文書として登録してみよう。

WordやExcelで作った文書をクライアントから登録してみよう!

1. 登録するフォルダを選択します。
2. メニュー[ファイル][文書登録][ファイルから]を選択
3. 登録したいファイルを選択します。
4. 引き続き登録したいファイルを追加します。
メニュー[ファイル][セクション追加][ファイルから]
・スリキから追加したり既に登録したセクションを追加することもできます。
5. メニュー[ファイル][登録終了][タイトルを付ける]
6. 文書タイプを選択し、必要な項目にタイトルを入力します。
7. アプリケーションファイルの場合PDFを作成した方が閲覧しやすいので、PDFを作成する にチェックをつけてOKします。



*一度に複数のファイルを選択することもできます。



文書にあった、文書タイプを選択します。

PDFを作成する時はチェックします。

登録したいファイルをエクスプローラに表示し、LIFISAのフォルダにドラッグ&ドロップしても登録できます。

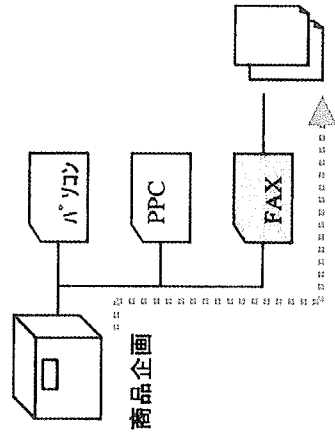
自動的に「全文検索データを作成した」「PDFを作成」できるのがLIFISAの便利なところです。

Fig.5.2.1 文書の登録手順

簡単操作(文書を探す)

1. 階層を順番にたどる

キャビネット選択
ホルダ選択
文書選択



●どこに何があるのかわかっている

2. タイトル検索

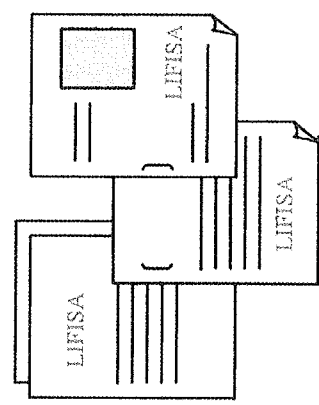
お客様の文書にあわせたタイトルを20項目まで設定

1. 会社名 リコー
2. 分類 新製品
3. 商品 LIFISA
4. 日付 98.04.10
5. 担当 鈴木

●条件を組み合わせて検索したい。

3. 全文検索

ワープロ文書やOCR処理した文書の本文中キーワードを探します



●参考文書の検索に便利

登録時に作成した「全文検索データ」から検索

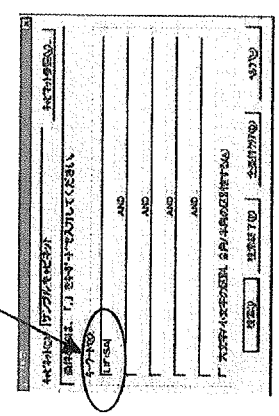
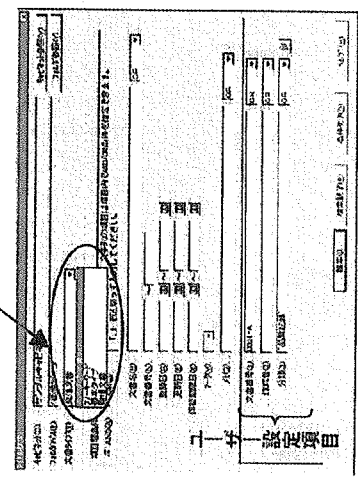
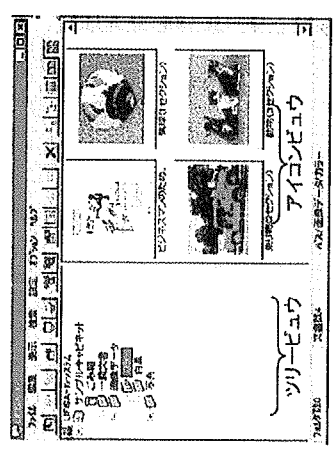


Fig.5.2.2 文書の検索手順

5. 2. 2 アニーリング装置の開発

(1) はじめに

アニーリング装置（以下、本装置という。）は、新型燃料燃焼研究室で開発中の2種類の岩石型燃料（ROX-SZR及びROX-ThO₂）の再焼結試験に使用するものである。焼結前後における試料密度、硬度変化、SEMによる詳細観察等を行うことにより、再焼結温度の違いによる岩石型燃料の物性データを取得し、燃料設計に反映させることができる。

本装置は、操作室において性能確認試験を実施した後に、 α γ コンクリート No.1 セルに設置する予定である。

(2) 装置の概要

本装置は、赤外線イメージ加熱炉、温度コントローラ、真空排気装置及び冷却水循環装置により構成される。Photo.5.2.1 に本装置の外観写真を、また、Photo.5.2.2 に加熱炉の試料セル昇降部を示す。本装置は、集光加熱により試料の昇降温を短時間（室温から1800℃までの所要時間：20秒）で行える赤外線イメージ加熱方式を選定した。本装置はセル内で使用することから軽量でコンパクトな構造とし、各機器に1ボルトを設け、セル内で容易に移動できる構造とした。また、各機器への電気配線、水及びガス配管はクイックコネクタにより遠隔での着脱可能な構造とした。さらに、試料のセッティングに係わる試料セル昇降部をマニプレータで取り扱える様に改良を加えた。

主な仕様を以下に示す。

加熱方式：回転楕円面反射赤外線集光加熱方式

温度範囲：室温～1800℃

加熱ゾーン集光径：8 mm × 10 mmL

雰囲気：不活性ガス中、ガスフロー中、真空中

熱電対：B型

測定用セル：モリブデンセル

温度制御方式：熱電対入力プログラム起電力比較によるクローズ・コントロール方式

プログラム方式：傾斜は、温度対時間設定方式

99ステップ／1パターン

パターン数99種

安全機構：冷却水量低下、熱電対断線、過昇温度設定により自動停止

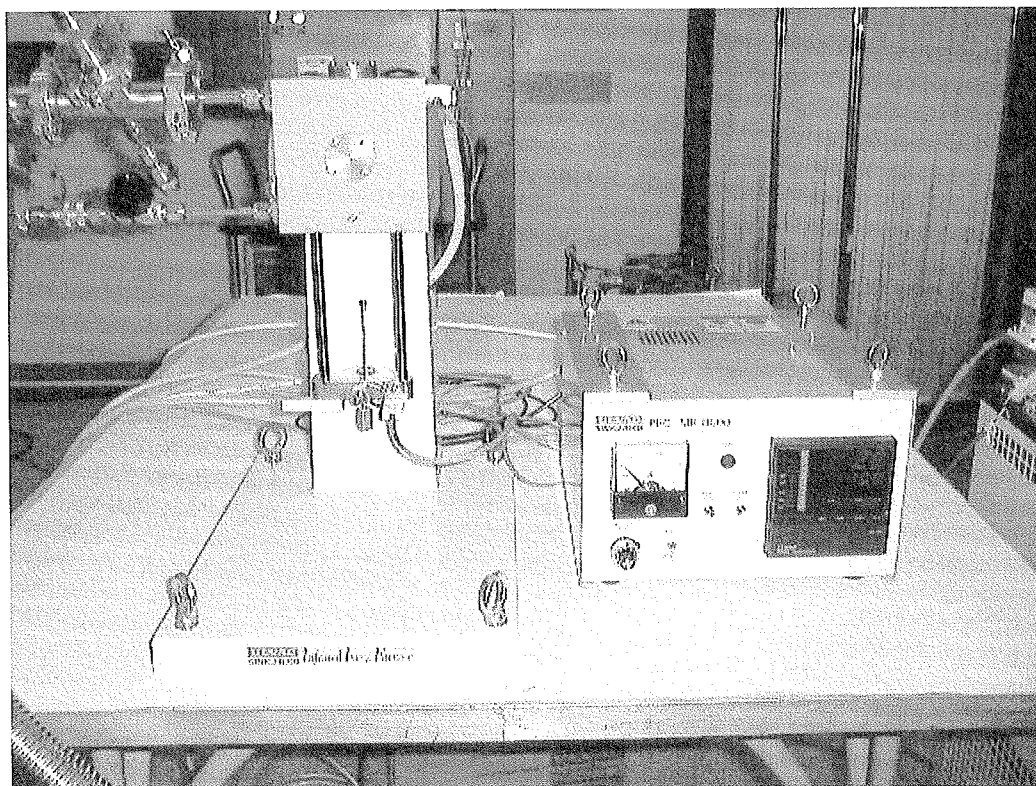


Photo.5.2.1 アニーリング装置外観

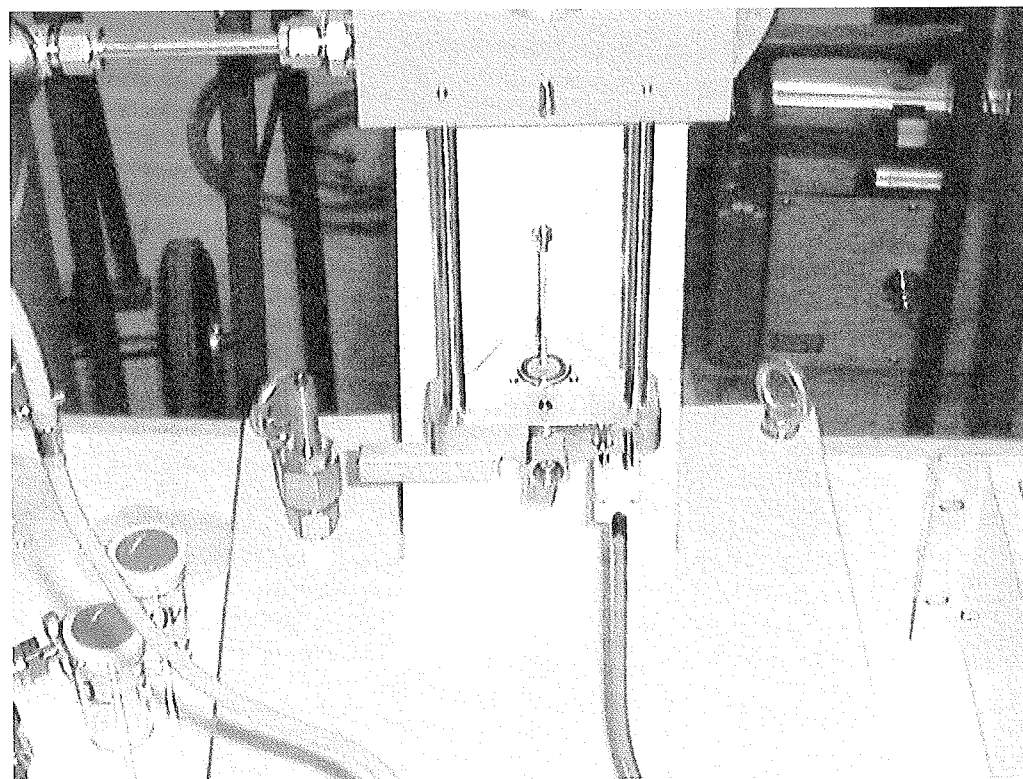


Photo.5.2.2 試料セル昇降部

5. 3 WASTE F 課

5. 3. 1 TRU 窒化物調製装置の開発

(1) 概 要

原研では、超ウラン元素 (TRU) の消滅処理技術検討の一環として、TRU を窒化物にして原子炉で燃焼、あるいは加速器にて消滅させる研究を進めている。平成 10 年度は、融体・燃料プロセス研究室に協力して炭素熱還元法により酸化アメリシウムから直接、窒化アメリシウムを合成することに成功した。炭素熱還元法は、酸化物と炭素の混合物を窒素中で加熱し、炭素により酸化物中の酸素を還元するとともに窒化させる方法で、ウラン及びプルトニウムの窒化物の調製で有効な方法となっている。これまで、酸化アメリシウムから酸素を除くことは困難とされてきたが、アメリシウムの炭化物が不安定であることに着目し、炭素を反応の当量より過剰に加えることで、残存酸素量の少ない窒化アメリシウムの合成に成功したものである。これにより、高レベル放射性廃棄物中の TRU を効率的に消滅処理する技術は大きく前進した。

(2) 開発の状況

平成 9 年度は本装置の主要部である高温電気炉をセル内に、ガス分析装置をセル外に設置し、電気炉の高温安定性試験を実施した。

平成 10 年度には付属設備を整備し、装置を完成させ、1) 電気炉の温度較正、2) ジスプロシウムによる予備試験、3) 窒化物の X 線回折 (XRD) 法の確立等を行い、性能を確認した後、窒化アメリシウムの調製試験を行った。Fig. 5.3.1 に本装置の系統図を示す。以下にその概略を記す。

1) 電気炉の温度較正

本電気炉は C/C コンポジットを発熱体とし、温度測定は放射温度計により行われるが、輻射率の設定などによる温度計の指示値と加熱中の実際の試料温度との差を較正する必要がある。そのため、Mo りつばに三種類の標準試料として、ニッケル (融点 1455°C)、コバルト (同 1494°C) 及び鉄 (同 1535°C) を入れ、放射温度計指示値 1410°C で加熱し、冷却後各標準試料が熔融したか否かを観察することにより、±20°C 以内で温度計指示値と実際の試料温度とを関係付けた。このときの試料温度は 1515°C と推定された。

2) ジスプロシウムによる予備試験

窒化アメリシウムの調製試験を行う前に、試験装置の動作及び性能確認、一連の試験操作の習熟のために、アメリシウムと化学的性質の似たランタノイドの一種であるジスプロシウム (Dy) を用いて窒化物調製試験を計 5 回行った。試験方法は、後述の窒化アメリシウムの調製試験方法に準じる。調製後、XRD により窒化ジスプロシウムの生成を確認するとともに、格子定数を求めた。また、一部の試料については研究 4 棟に持ち出し、窒素、酸素及び炭素の分析を行った。5 回の試験結果を Table 5.3.1 にまとめた。一連の予備試験から、次のような知見及び改良点を得た。

(a) 酸化物と炭素粉末の混合が不十分であると窒化物中の残存酸素濃度が高くなる。

(b) セル内で窒化物を電気炉から取り出す操作の習熟により、試料の空気への暴露時間を短縮することができた。

(c) XRDのホルダと表面保護フィルムの材質変更により、プロファイルのバックグラウンドを低減化することができた。

(d) 本試験装置によりジスプロシウムの酸化物を残さずに、窒化物を調製できることを確認するとともに、窒化アメリカシウムの調製が可能であるとの見通しを得た。

3) 窒化物のX線回折手法の確立

後述するジスプロシウム及びアメリカシウムの窒化物は、空気中に放置した場合、空気中の水分と反応して酸化されてしまうので、X線回折中の酸化を防ぐ方策を講じる必要がある。そこで、Fig. 5.3.2に示すように、中空のホルダの片側表面にフィルムを貼り、試料と内部標準試料のシリコンの混合物を充填してコロジオンで固化した。その後、空間をスペーサーで埋め、外気との接触を防ぐためにエポキシ系接着剤で密封した。ホルダの材質は、当初ポリエチレンを用いたが、XRDのバックグラウンドを低減させるためにアルミニウム製に改良した。また、フィルムの材質については、当初ポリエステル(25 μ m厚)を用いたが、バックグラウンドの低減化と、アメリカシウムへの耐放射線性を考慮して、ポリイミド(50 μ m厚、商品名カプトン)に変更した。

4) 窒化アメリカシウム調製試験

予備試験での知見をもとに、窒化アメリカシウムの調製試験を2回行った。試験の一連の流れをFig. 5.3.3に示す。二酸化アメリカシウムと黒鉛粉末をMoるつぼ中でよく混合し、電気炉に装荷後、窒素ガス及び窒素・水素混合ガス中、1300 $^{\circ}$ Cで加熱した。窒化反応の進行はCOガスモニターにより判断した。セルからグローブボックスへの窒化物の運搬中の酸化を防ぐために、内部に合成ゼオライト(吸湿材)を充填したステンレス製の専用密閉容器を用いた。窒化物のグローブボックス中での扱いは、窒素ガスで置換したグローブバッグ中で行った。グローブボックス作業中のアメリカシウムの γ 線による被ばくを考慮して、ボックス表面にアラームメータを設置し、さらに作業員にはリングバッジを使用させるなどの被ばく管理を行った。1回目の試験では、残存酸素濃度を低く押さえるために、炭素を過剰に加えた。2回目の試験では、故意に酸化物を残し、窒化物と酸化物の共存状態を調べるために、炭素を反応の当量より少ない量とした。試験結果をTable 5.3.2に示す。1回目の試験では、酸化物を残さずに窒化アメリカシウムが得られたのに対し、2回目の試験では、窒化アメリカシウムの他に Am_2O_3 (六方晶)が確認された。

5) 今後の展望

平成10年度の結果をもとに、今後は、不純物の酸素と炭素を定量する分析装置を導入し、より不純物濃度の低い窒化アメリカシウムの調製条件の最適化を図る。また、TRUでアメリカシウムに次いで重要なキュリウムの窒化物調製試験に取り組む予定である。

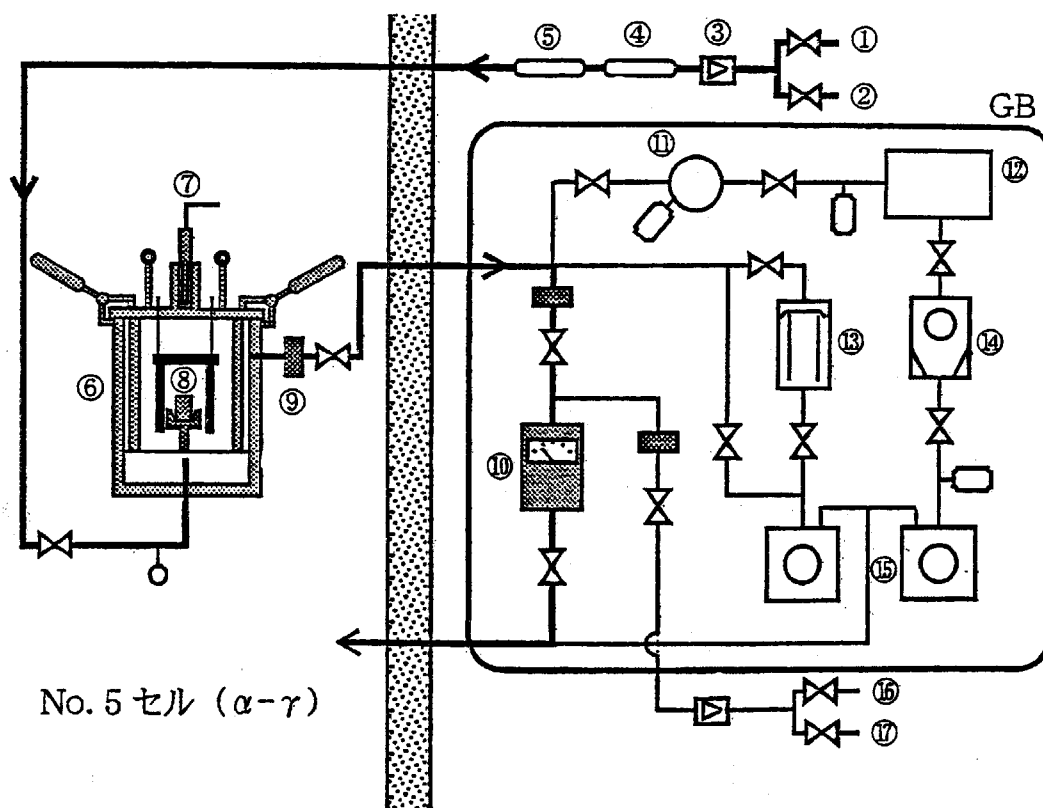
Table 5.3.1 窒化ジスプロシウムの調製結果

C/Dy	加熱温度	雰囲気	N/wt%	O/wt%	C/wt%	相	DyNの格子定数/nm
2.27	1674°C	N ₂ →N ₂ H ₂	-	-	-	-	埋め込み不良
2.29	1617°C	N ₂ →N ₂ H ₂	-	-	-	DyN #1	0.48940
2.25	1549°C	N ₂ →N ₂ H ₂	7.08	1.16	1.21	DyN+Dy ₂ O ₃	0.48945
1.80	1549°C	N ₂ →N ₂ H ₂	5.74	2.96	0.07	DyN+Dy ₂ O ₃	0.48951 #2
2.09	1500°C	N ₂ →N ₂ H ₂	-	#3	-	DyN	0.48953 #4

*1 全体的に回折強度が弱く、酸化物の有無の判断不可。

*2 格子定数は酸素が固溶限以下であることを示すが、酸化物が大量に存在した。これは、試料が不均一であったためと考えられる。PEホルダー+ポリエステルフィルム使用、1ヶ月近く試料が保たれた。*3 格子定数と酸素濃度の関係から、0.8wt%。

*4 Alホルダー+カプトンフィルム使用。



- ① N₂ ガス ② N₂+4%H₂ ガス ③ マスフローコントローラ ④ 水分除去カラム
- ⑤ 酸素除去カラム ⑥ 電気炉本体 ⑦ 放射温度計 ⑧ C/Cコンジットヒータ及び Mo製るつぼ ⑨ フィルタ ⑩ COモニタ (赤外吸収式) ⑪ リザーバタンク
- ⑫ マススペクトロメータ ⑬ 拡散ポンプ ⑭ ターボモレキュラーポンプ
- ⑮ ロータリーポンプ ⑯ CO濃度標準ガス ⑰ N₂ ガス

Fig. 5.3.1 TRU窒化物調製試験装置系統図

Table 5.3.2 窒化アメリシウムの調製試験結果

No	C/Am	加熱温度	雰囲気	相	Am Nの格子定数
1	4.65	1300°C	$N_2 \rightarrow N_2 + H_2$	Am N	0.4998nm
2	1.59	1300°C	N_2	Am N + Am ₂ O ₃	0.5003nm

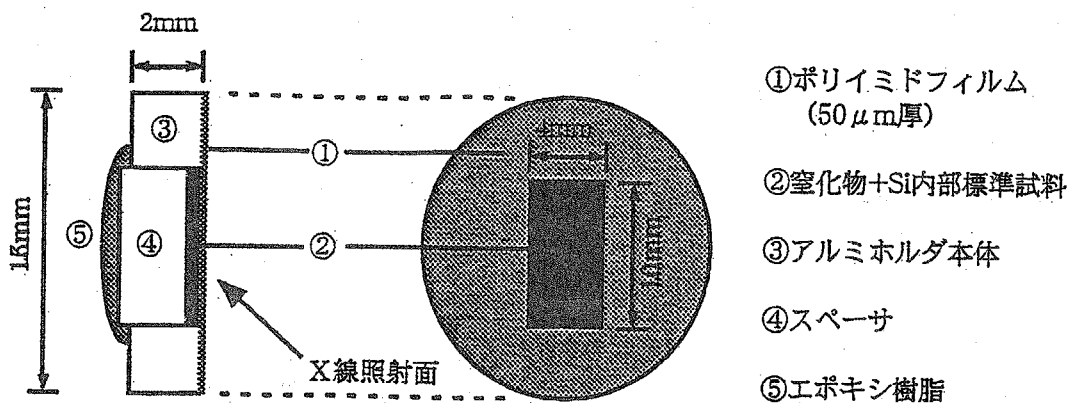


Fig. 5.3.2 X線回折用ホルダ外観

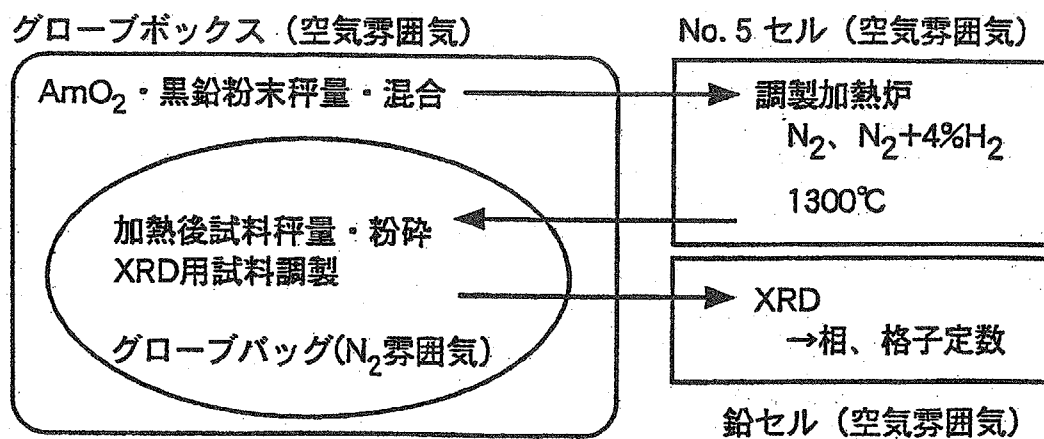


Fig. 5.3.3 窒化アメリシウムの調製試験の流れ

5.3.2 示差走査熱量計の整備

(1) はじめに

WASTEFでは、TRU 放射性廃棄物固化処理に関して岩石固化法の一つであるシンロック固化法の研究を進めてきた。このシンロック固化法の研究で固化体内の α 崩壊による損傷過程の解明を行うために、 Cm 添加シンロック、 Cm 添加ペロブスカイト及び Cm 添加ジルコノライト等の多相及び单相セラミック内のエネルギー蓄積量の違いを明らかにするために、示差走査熱量計（以下「装置」）の整備を進めている。また、この装置はその他 α 核種を用いた研究においても利用可能である。本年度は、測定室に装置を仮設置し、標準試料を用いた装置の性能試験及びモックアップ試験を行い、測定技術の確立を図った。また、併せてホット化学実験室内グローブボックスNo.3への装置設置に係り安全性を十分考慮した搬入方法等の検討を行った。以下にその概要を述べる。

(2) 装置の概要

本装置は、独国NETZSCH 社製DSC-404 型であり、加熱炉本体、真空排気系、ガス制御系、温度制御系及びデータ処理系で構成される。各部の主な仕様は次の通りである。装置本体の外観を、Photo. 5.3.2 に、装置の概略を、Fig. 5.3.4 に示す。なお本装置は、DTA (Differential Thermal Analysis) の熱量を定量できるように発展させたものであり、制御されたプログラム温度条件下において、試料のエンタルピー変化に伴う熱移動を直接、定量的に測定するものである。

1) 加熱炉本体；

- ①型式：白金ロジウム加熱炉 ②測定温度範囲：～1500°C (DSC) 、～1400°C (Cp)
- ③炉内雰囲気：不活性ガス(N₂)

2) 真空排気系；

- ①型式：ダイヤフラム式油回転真空ポンプ ②最大風量：20L/min
- ③到達真空度：～10⁻³mbar

3) ガス制御系；

- ①制御雰囲気：不活性ガス(N₂) ②制御範囲：20～200mL/min

4) 温度制御系；

- ①制御方式：PID 制御方式 ②温度分布：±0.3% ③エンタルピー分布：±0.5%
- ④温度制御範囲：～1500°C ⑤昇温速度：0.1～50°C/min
- ⑥制御、测温、示差用熱電対：白金-ロジウム13% 熱電対

5) データ処理系；

- ①データ処理装置：16/32bitまたは16bitPC 対応、CRT、プロッター表示等

(3) 装置の改良

装置本体をグローブボックス内に入れて使用するため以下の改良を行った。

- ① 設置スペースの確保を行うため、加熱炉本体のガス入り口接続継ぎ手の先端をL字に変更した。
- ② 加熱時における炉本体の遮温のため、Photo. 5.3.2 に示すような遮温カバーを炉本体上

部から約15cm離して取り付けることにより上部表面温度80°Cから50°C以下と約30°Cの温度低減に成功した。

- ③ グローブボックス既存のコネクタの仕様では炉用のケーブルを接続することができないため、グローブポートの気密カバーをコネクタ付きのものに交換した。

(4) モックアップ試験

ホット試験の実施に際して、あらかじめ装置の性能を確認しておく必要がある。そのために本試験では、In、Sn、Pb、Zn及びAgの標準試料を用いて各試料の融点及びエンタルピーを約3回繰り返し測定し、各標準試料の測定値の平均とその文献値とを比較することにより、測定値の妥当性を確認した。本装置を用いて融点の繰り返し測定による温度再現性はTable 5.3.3に示す5個の標準試料から±0.1%以内であった。また、文献値との温度の誤差は±0.3%以内であり、十分な性能を有することがわかった。次に、エンタルピー再現性はTable 5.3.4に示す5個の標準試料から±0.1%以内であった。また、文献値とのエンタルピーの誤差は±4.2%以内であり、十分な性能を有することが確認できた。

(5) 設置検討

本装置は、ホット試験を行うためにホット化学実験室内グローブボックスNo.3に設置するものであるが、装置外形(280W×280D×385Hmm)上、既設グローブポート開口部(φ270mm)を利用して搬入することができないため、新たな設置方法について検討を行った。設置に際しては、グローブボックス内気密維持を考慮し、搬入開口を確保する必要がある。このため、グローブボックス内気密維持を考慮した搬出入バックポートを既設グローブポートが取り付けられている小窓(400W×450Hmm)に仮設し、小窓を取り外すことで搬入開口が確保できる方法を考案した。設置方法の概要をFig. 5.3.5に示す。この方法については、コールドで模擬したグローブボックスを用いてビニールバック操作によりその有効性を確認した。

(6) まとめ

平成10年度は、WASTEF測定室に仮設置し、標準試料を用いた装置の試運転及びモックアップ試験を行い、測定技術を確立した。更にホット化学実験室内グローブボックスNo.3への本装置設置の検討をビニールバック操作法により行い、有効性が確認された。今後は、今回検討した設置方法により装置をグローブボックスNo.3に設置し、総合的な性能確認を行い、装置の整備を完了させる計画である。また、今後、アクチニド科学研究室が進めている「炭素熱還元法による窒化キュリウムの調製試験」、九州大学との共同研究である「アクチニド元素含有鉍物の生成に関する基礎的研究」等で装置の使用を検討中であり、さらにデータの取得を行いながら、測定技術の向上を図っていくものである。

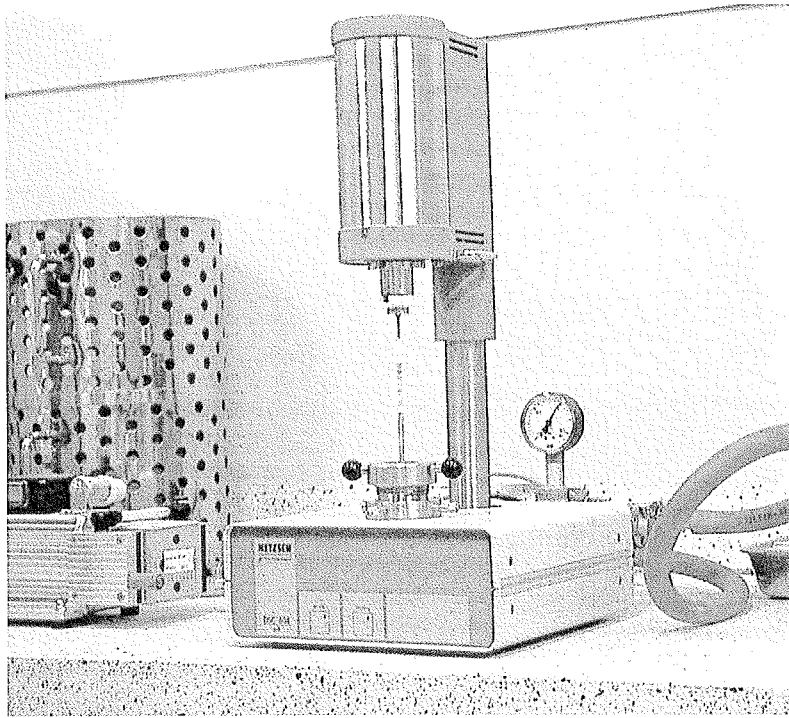


Photo.5.3.2 示差走査熱量計本体外観

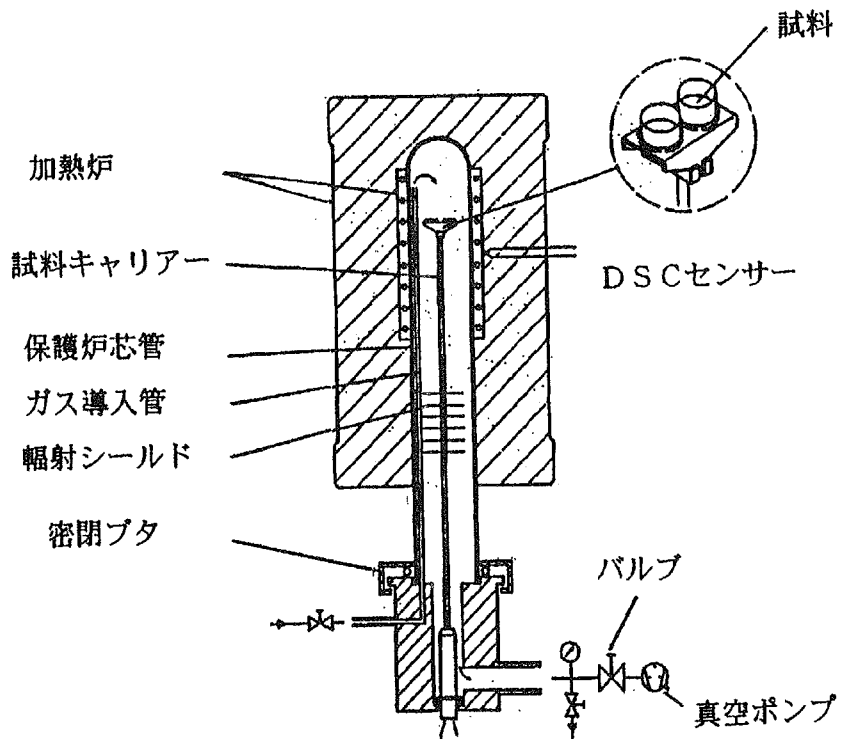


Fig.5.3.4 示差走査熱量計概略図

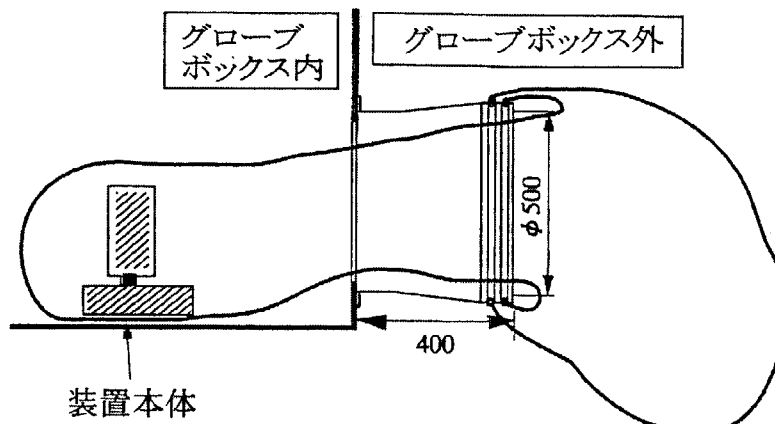


Fig.5.3.5 設置方法の概要

Table 5.3.3 代表的な標準試料の融点測定結果

標準試料	測定結果 (°C)			平均値 (°C)	誤差 (%)	文献値 (°C)	文献値との誤差	
	第1回	第2回	第3回				(°C)	(%)
In	156.30	156.10	156.10	156.17	0.002	156.60	-0.43	-0.28
Sn	231.90	231.70	231.70	231.77	-0.1	232.00	-0.23	-0.10
Pb	327.00	327.30	327.80	327.37	-0.001	327.50	-0.13	-0.04
Zn	418.80	418.70	418.80	418.77	-0.001	419.60	-0.83	-0.20
Ag	960.10	960.20	960.30	960.20	0	961.90	-1.70	-0.18

Table 5.3.4 代表的な標準試料のエンタルピー測定結果

標準試料	測定結果 (mW/mg)			平均値 (mW/mg)	誤差 (%)	文献値 (mW/mg)	文献値との誤差	
	第1回	第2回	第3回				(mW/mg)	(%)
In	-29.89	-29.91	-29.60	-29.80	0	-28.59	-1.21	+4.20
Sn	-60.26	-60.17	-60.14	-60.19	-0.077	-60.62	-0.43	-0.71
Pb	-22.62	-22.73	-22.66	-22.67	0.001	-23.22	+0.55	+2.37
Zn	-113.20	-112.70	-112.80	-112.90	0.001	-111.40	-1.50	-1.35
Ag	-99.24	-99.52	-99.33	-99.36	0.003	-102.80	+3.44	+3.35

5. 4 ホットラボ課

5. 4. 1 放射化鋼材加工技術開発

(1) はじめに

ホットラボでは、平成8年度から、圧力容器等の使用済み原子炉構造部材から各種の材料強度試験片を加工採取するための照射後試験技術の開発を進めている。主加工機である放射化鋼材加工装置については、8年度に機種選定（NCフライス盤）から原型機製作まで、9年度にはホットラボ使用のための改造を行い、基本開発を終了させた。今年度は、開発した装置の運転技術確立のための加工技術開発とこれに伴う周辺技術の整備を進めた。

なお、原型機開発とその改造についての詳細は、JAERI-Review 98-001 及び同 98-023 を参照されたい。

(2) 小型精密NCフライス盤の加工技術開発

1) 被加工物（ワーク）のクランプ技術

照射後試験用の小型精密NCフライス盤は、個人のマンニプレータ操作技量に依存することなく、容易に、再現よく、規格を満足する試験片（加工精度 0.05mm）が加工できることを主眼に開発しており、1回のクランプで直方体型ワークの底面を除く5面と上面へのノッチ加工を可能にする特殊な遠隔操作用クランプ機構を有している。この平バイス回転型油圧クランプ機構は、シャルピ衝撃試験片加工（15×15×60 mmL ワーク）に対してクランプ代2 mm深さの設計であるため、一般汎用機に比べて低剛性なワーク固定での加工を強いられる。また、安定した加工と精度確保のためには、クランプに伴うワークの起き上がりも抑えなければならない。これらの課題は、以下を見出すことで解決された。

- ① ワークに浮きがなく再現の良いクランプは油圧 3.0kg/cm² で得られる。この場合の前提条件は、機械切断等によってワークの平行度が概ね確保されていることである。
- ② 上記条件でクランプされたワークへの切削負荷、即ち、切削深さ(d)と切削幅(W)の積で表記される「切り込み量」は、5 mm²以下に抑えるべきで、荒切削においても通常 1.5～3 mm²が望ましい。なお、切削方向はダウンカットとする。

2) 加工技術

側面切削及び平面切削に使用するエンドミルは、加工精度の観点からより高い剛性の確保が肝要であり、刃径 8 mm 及びシャンク径 10 mm のショート刃が有効である。刃物の材質は負荷の大きい荒切削用には剛性と耐磨耗性に富む超硬合金が、仕上げ用(切り込み量；約 0.2mm² 以下)には超硬合金あるいは粉末高速度鋼が適している。これら刃物は、セル内での再研磨が不可能なため、可及的に耐磨耗性に優れたものが望ましく、TiCN 等で表面処理された特殊コート仕様を選定した。通常の超硬刃及び粉末高速度鋼刃に比べて2～3倍の寿命が期待できる。

また、シャルピ衝撃試験片のためのVノッチ加工は、切り込み深さを段階的に減少させてVノッチカッタに懸かる切削負荷を調整することによって円滑に行える。深さ 2 mm, 45° のV溝は、第1ステップ；切削深さ 0.4 mm×4回、第2ステップ；切削深さ 0.15 mm×1回、第3ステッ

プ；0.1 mm×2回，第4ステップ；0.03 mm×1回，第5ステップ；0.02 mm×1回で加工する。

さらに、前年度に開発したシャルピ衝撃試験片，3点曲げ破壊靱性試験片及び板状型引張試験片の基本加工プログラムについてブラシュアップを図り、遠隔操作加工のための一応の技術を整備した。

(3) NC フライス加工のための周辺技術の開発整備

1) 切削油吹付け機構

本機構は、空冷加工中の刃物へ極微量の切削油を間欠噴霧することで切削負荷の低減を図るもので、刃物の長寿命化及びダウンカット負荷の低減（ワーククランプの安定化）が狙いである。離れた位置から、切削中の刃物近傍へスポット状に切削油を噴霧できる吹付け器としてチューブポンプ，バイク用燃料噴射ポンプ，ミニチュア細工用塗装ガン及びスプレー缶を選定し、実験を交えた検討により、性能，安全性の観点から前2者が有望であることを見出した。これらを念頭に次年度の購入に向けて吹付け機構の設計を進めた。

2) 試験片刻印加工治具

本治具は、加工済み試験片にIDナンバーを刻印するためのもので、NC フライス盤のATC刃物ホルダと同設計の取付金具及びこれと一体化された圧空式振動ペンから成り、マニプレータを補助とした容易な操作で加工機本体にエアチャックされ、パソコンからのキー入力によって試験片所定位置へ英数文字が印字できる。シャルピ型試験片の場合には底面加工が終了した時点で、また、引張試験片へは平面加工が終了した時点で、即ち、ワークが加工機から取り外される前に印字することがミスを回避する上で肝要である。IDは3mm英数文字，3字以内が望ましい。

3) 替刃刃物交換治具

本治具は、磨耗等で劣化した刃物をATC刃物ホルダから取り外し、新しい替刃を同ホルダに装着するための遠隔操作治具で、刃物交換に係る一連の作業及びホルダへの替刃の位置決め(取付精度；±0.3 mm)がマニプレータ操作で容易に行える。なお、治具は位置決めのための調整を伴うことなく、平刃（アーバー付ホルダ），シャンク一体型Vノッチカッタ及びエンドミルに共用できる設計である。

4) 加工用観察装置

本品は、刃物のカケ・割れ、パイスの清浄度、ワークのクランプ状況、NC加工の切削状況、シャルピVノッチの加工形状等の目視確認及びテーブル清掃時の切粉チェック等に使用するもので、セル内設置のCCDカメラ(2台)とファイバー付照明及び操作室に配備した電源ユニット、映像信号切替器及びモニタから成る。機器は総て一般仕様であるため、放射線劣化にはパーツ交換で対処する。

5) 加工状況モニタリング設備

本設備は、加工時の本体振動と発生音(主に加工音)を監視することによって刃物劣化等を診断するもので、2軸計測の加速度計及び集音器から成る。前者は随時に計測される同一加工条件時の短時間波形の比較であり、後者は電気ギター用ピックアップによる連続監視である。

6) ワーク採取用精密切断機

JPDR 原子炉圧力容器から切り出された厚肉鋼板トレパン(φ87×80mm)等からNC加工用ワ

ークを採取するための精密切断機について設計検討を進め、年度末に遠隔操作型ハックソウ切断機を取得した。本機は特定ケーブルへ固定設置せずに必要時にメンテナンスケーブルへ持ち込み使用するものとした。

(4) 今後の課題

今年度実施した開発整備によって概ねの技術基盤は整備されたが、照射後試験の能率化、セル内設置機としての機器管理、難作業の解消等の観点から、以下の技術開発及び改善整備が必要である。

1) 加工時間短縮化のための対策

これまで開発してきた加工技術ではシャルピ試験片1本の採取に概ね8時間を要するため、加工シナリオとプログラムの見直し、刃物の調査等を行い、可及的に加工時間の短縮化を図る。また、加工を中断した際の継続加工への効率的で安全な対応策等使用の実情に合わせた加工技術を確立する。この短縮化に伴い必要となるワークの芯出し治具を整備する。

2) 平バイス回転型油圧クランプ機構の管理技術の開発

長期に安定した加工を継続するためには、クランプ機構が常時正常に機能することが前提となる。このためには、加工に先立ち平バイスの正常状態を確認する技術、あるいは、平面度に狂いが生じた場合に遠隔操作で再調整できる技術の開発が肝要である。このため、平バイスのレベルを数ミクロン精度で測定できる治具、スクロールチャックの締付治具等を整備して遠隔操作技術を確立する。また、上記①との関連で、電源OFFでもワークがクランプ保持できるよう改造する。

3) 制御装置の改造

現用加工装置は、制御アンプを共用させているため、加工機本体を切り換える度に本体の位置センサと制御アンプを整合させる必要が生じ、本体切替時にオペレータに極めて微妙な調整作業を要求する。このため、既存制御盤内に各機用専用アンプを装備させることでセル内機への切替に伴う調整課題の解消を図る。

(5) まとめ

本年度は、前2年度をかけて開発した放射化鋼材加工装置(遠隔操作型小型NCフライス盤)の加工実験を通して、精密加工で要求される加工技術と照射後試験(セル内作業)のための遠隔操作周辺技術を開発整備し、次年度のセル設置に向けて主たる技術基盤を確立した。次年度は、セル内加工を実施して行く上での運転管理面からの要求に応えるべく最終整備を図り、冶金ケーブルへ機器を設置する計画である。

5. 4. 2 X線回折法による照射材残留応力測定装置の整備

(1) はじめに

原子炉の中心に位置する炉内構造物の経年的な劣化・損傷機構の一つに、照射誘起応力腐食割れ(IASCC)がある。IASCCは現用発電炉の損傷要因としてばかりでなく、放射線と腐食の作用が共存する系の共通問題となり得ると考えられる。そこで原研(材料試験炉部、エネルギーシステム研究部及びホット試験室)と日本核燃料開発(株)とで「原子炉炉内構造材の照射応力緩和に関する研究」が平成9年7月1日付けで締結され、ホットラボ課においては、平成14年3月までの期間でX線回折法による照射材残留応力測定試験を実施することになった。試験は、SP(Shot Peening)又は、WJP(Water Jet Peening)を表面に施した炉内構造材(オーステナイト系ステンレス鋼材、 $20 \times 20 \times 5\text{mm}$)をJMTRで中性子照射し、その照射前後の残留応力をX線回折法により測定する表面圧縮応力緩和試験と試料の中央に溶接ビードを設けた溶接模擬試料($30 \times 60 \times 8\text{mm}$)の照射前後の残留応力をX線回折法により測定する溶接残留応力緩和試験の2種類を実施するものである。

(2) 開発の概要

試験装置は、ホットラボに整備されている既設のX線回折装置を使用するが、前述の試料について予定されている照射量から算出した放射エネルギーは、当該セルの遮へい能力を超えることから、本装置をコンクリートケーブに整備して試験を実施することとした。また、試験手法としては、日本材料学会材料強度部門委員会より出されている「X線応力測定法標準」に準じて測定するものとし、装置の改造も行った。試験実施日程をTable 5.4.1に示す。

平成10年度までの装置の主な改造点は、①X線管球を現在のCuターゲット管球よりCrターゲット管球にし、集中ビーム法を平行ビーム法に変更、②試験試料に合わせた試料ステージの取り付け、試料ホルダーを製作し遠隔操作による試料の取り扱い等についての検討、③データ解析ソフトの変更及び装置の移設に伴う電源設備工事、専用プラグ類の製作等である。装置写真をFig. 5.4.1に、コールドモックアップ試験により得られたデータの例をFig. 5.4.2に示す

(3) まとめ

来年度は、非照射材による調整を行うとともに、モックアップ試験を行い、コンクリートケーブへ設置し照射材による試験を開始できるように整備する予定である。また、関連して深さ方向の分布を調べるための「電解研磨装置及び寸法測定装置」の整備についても研究室と協力してケーブ内への整備をする予定である。

Table 5.4.1 試験実施日程

項 目	9年度	10年度	11年度	12年度	13年度
試 験 準 備					
中 性 子 照 射					
試 験 装 置 整 備	—————				
X 線 回 折 試 験	JMTR より試料搬入 (3回)			—————	
解 析 ・ 評 価					

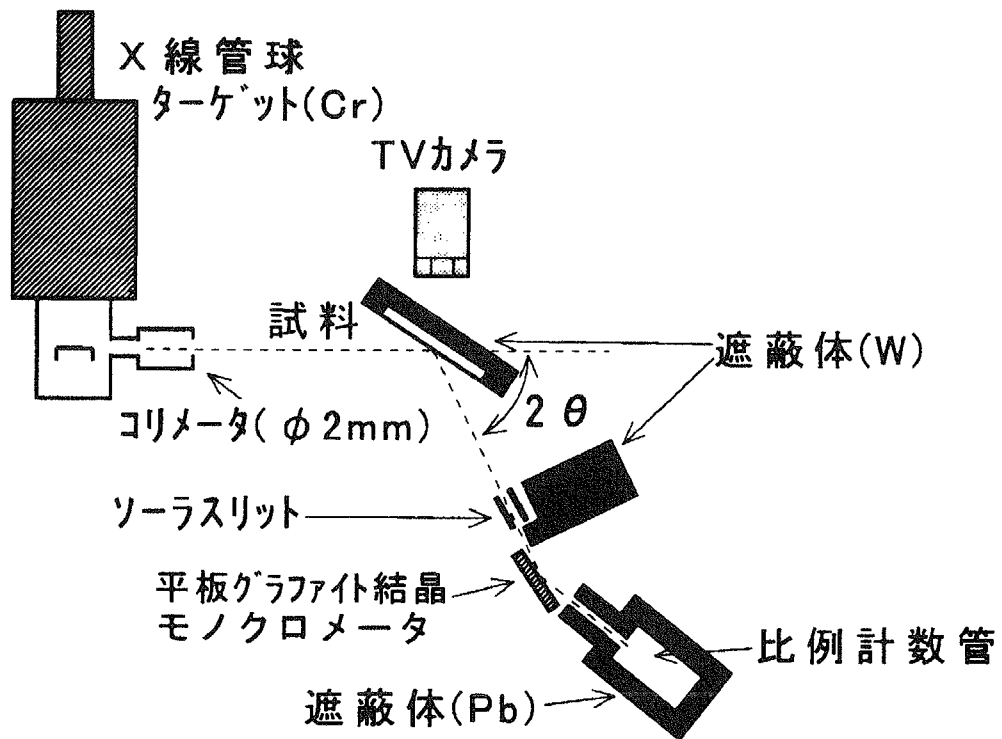
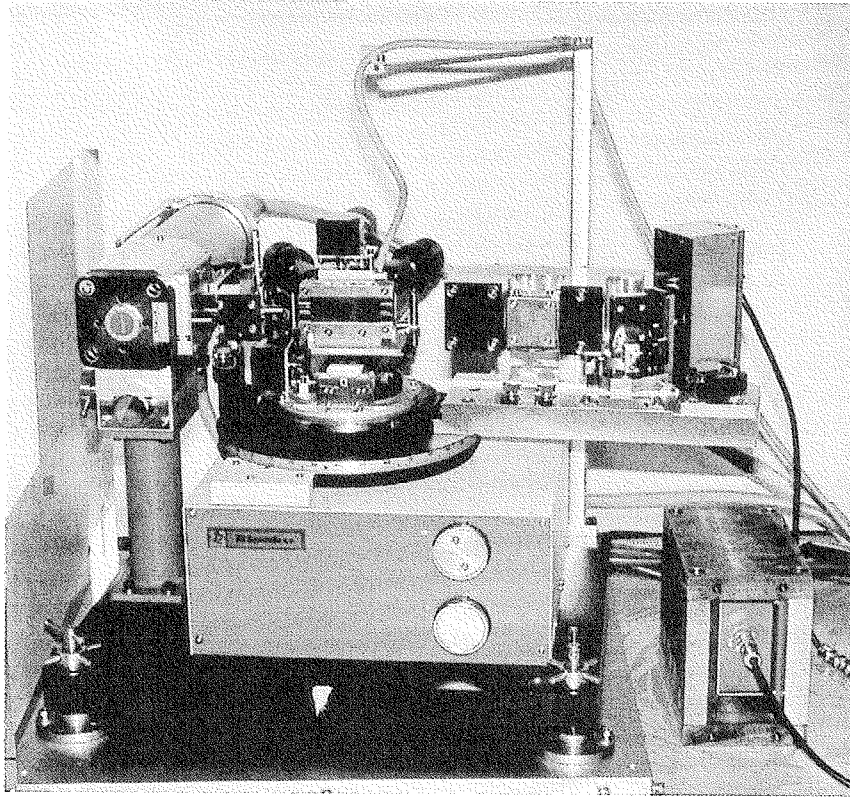


Fig. 5.4.1 残留応力測定装置(X線回折装置)

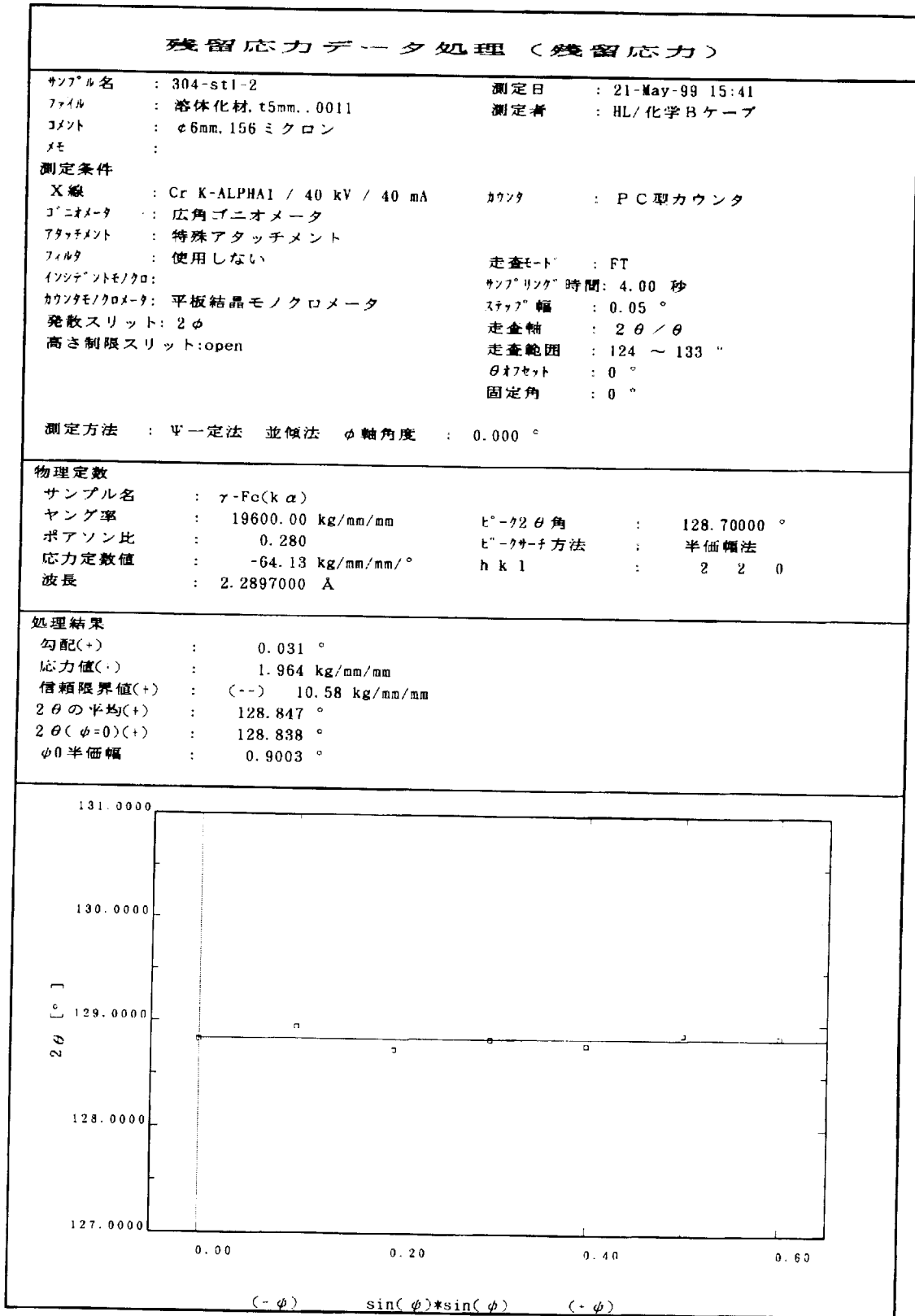


Fig. 5.4.2 残留応力測定データの例

あ と が き

燃料試験施設、WASTEF 及び東海ホットラボの 3 施設が統合されて 8 年を経過したホット試験室では、平成 10 年度の年間使用計画書及び使用実施計画書に従い 3 施設の特徴を生かしながら共通基盤技術の活用を基本に、各施設を有効かつ有機的に運用した。しかし、近年照射後試験ニーズの高度化・多様化への対応、施設・設備の老朽化・陳腐化、予算・人的資源不足等の課題が顕著化してきている。このような状況下において、利用者のニーズに応えるべく、各種の試験、新規装置及び試験に伴う技術開発並びに施設運転・管理・保守、官庁手続き等を鋭意実施し、利用者に有用なデータを提供した。

平成 9 年度に原研内部の研究評価委員会で評価済の、将来のホット試験施設の在り方をまとめた「ホット試験施設将来構想」については、平成 10 年度に「国の研究開発全般に共通する評価の実施方法の在り方についての大綱的指針」に則り設置された、外部の評価者のみから構成される研究評価委員会で評価を受け、「概ね妥当」との評価を得た。現在、「ホット試験施設将来構想」の実現に向けて具体的検討を実施しているところである。

本年度は、既述のように、各施設とも何らのトラブルもなく運転・保守・管理等を行うとともに、当初計画した試験をほぼ 100%達成できたことは、保健物理部、技術部、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、関係各位に深く感謝の意を表する。

本報告書が、今後の照射後試験等を計画・実施する上で、利用者等の手引きとして参考になれば幸甚である。

なお、本報告書は、ホット試験室及び放射線管理課の関係者が執筆し、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るが、本報告書作成に御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 新藤 雅美

ホ ッ ト 試 験 室 年 報 編 集 委 員

委員長	天 野 英 俊	(ホット試験技術課)
	草 川 文 雄	(ホット試験業務課)
	関 田 憲 昭	(ホット試験技術課)
	金 沢 浩 之	(実用燃料試験課)
	伊 藤 忠 春	(W A S T E F 課)
	藁 谷 兵 太	(ホットラボ課)

付録 1. 官庁許認可申請一覧

1. 核燃料物質使用の変更許可申請

施設名	申請年月日	件名	許可年月日
燃料試験施設	H11.1.20	ペレット熱容量測定装置及び精密密度測定装置の新設に係る変更届出	H11.5.11
廃棄物安全試験施設	H11.1.20	ガラス固化体作製装置の撤去等に係る変更届出	H11.5.11

2. 放射性同位元素使用の変更許可申請

施設名	申請年月日	件名	許可年月日
燃料試験施設	H10.10.16	^{60}Co 密封線源3.7TBqの使用の廃止及び ^{252}Cf 密封線源1.295GBqの使用	H10.11.30

3. 施設検査申請

施設名	申請年月日	件名	合格年月日
燃料試験施設	H10.11.18	F P 放出実験装置の新設及び未照射核燃料物質保管庫の改造	H11.3.30

4. 輸送容器関係許認可変更申請

施設名	申請年月日	件名	認可年月日
廃棄物安全試験施設	H10.4.27	VFC-88Y-2T型輸送容器の承認容器使用期間更新申請及び核燃料輸送物設計承認更新申請	H10.6.2

5. 保安規定の認可変更申請

本年度のホット試験室としての申請案件はない。

6. 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。

7. 所内安全審査受審

7.1 原子炉等安全審査委員会

本年度の受審はない。

7.2 使用施設等運転委員会

施設名	受審年月日	件名
燃料試験施設	H10. 8. 21	燃料試験施設におけるペレット熱容量測定装置及び精密密度測定装置の新設について
廃棄物安全試験施設	H10. 8. 21	廃棄物安全試験施設におけるガラス固化体作製装置の解体・撤去作業の安全性について

付録2 安全衛生関係

平成10年度、ホット試験室の3施設（燃料試験施設、廃棄物安全試験施設及びホットラボ施設）に係る安全衛生管理は、東海研究所長通達の「平成10年度東海地区安全衛生管理実施計画」を受け、ホット試験室の「平成10年度部安全衛生管理実施計画」を策定し、これに基づき実施した。

以下に、保安管理室に報告した「平成10年度部安全衛生管理実施記録」に従い、実施の概況について記す。

1. 作業安全の確保

施設の利用、運転及び保守にあたっては、規定・手引き等の見直しを行い、作業計画書・作業要領書による作業手順の確認及び施設・設備の巡視点検を徹底し、作業の安全確保を図った。

一般安全関係の検査等については、産業医による巡視が、ホットラボ施設（7月24日）を対象に実施されたが、特別な指摘は無かった。

2. 施設点検の強化

施設・設備の日常点検及び定期点検については、作業の都度「本体施設使用手引」等で定めた諸手続き及び作業方法に基づき実施した。

非正常作業の計画停電（10月24日、25日）等については、作業計画書及び作業手順を確認し、安全に作業が実施された。また、本年度からは、昨年のウラン濃縮研究棟火災事故を踏まえて、東海研究所独自に年4回以上の部長パトロールを実施することが決まり、ホット試験室の3施設における施設・設備等について、第1四半期（6月）、夏期（7月）、第3四半期（10月）、年末（12月）及び第4四半期（2月）の合計5回実施し、徹底した安全確保を図った。

3. 防災対策の強化

「火元責任者」の見直しを随時行うとともに、日常点検、安全パトロール及び会議等で防火管理の徹底を図った。

また、不慮の事態の発生に備える面から非常時を想定した人員掌握訓練、夜間時の通報連絡訓練、招集訓練及び各自の実演による消火訓練をそれぞれの施設で実施した。

4. 教育訓練の充実

関係法規等に基づく保安教育訓練の実施状況は、別表のとおりである。また、所内外の講習会には積極的に参加し、フォークリフト運転士で新たな資格取得者が誕生した。

5. 安全衛生会議の開催

安全衛生会議を次のとおり実施した。

(1) 部安全衛生会議

第1回 4月27日、第2回 7月7日、第3回10月9日、第4回12月9日、第5回 2月22日、
第6回 3月23日

- (2) 課安全衛生会議
各課毎に毎月1回実施した。
- (3) ホットラボ建家安全衛生連絡協議会
第1回 7月21日、第2回 9月28日、第3回12月14日、第4回 3月18日

6. 安全衛生パトロールの実施

安全衛生パトロールを次のとおり実施した。

- (1) 第1四半期部長パトロール
6月9日（燃料試験施設、廃棄物安全試験施設、ホットラボ施設）
- (2) 夏期部長パトロール
7月14日（燃料試験施設、廃棄物安全試験施設、ホットラボ施設）
- (3) 第3四半期部長パトロール
 - ・10月19日（廃棄物安全試験施設）
 - ・10月23日（燃料試験施設、ホットラボ施設）
- (4) 年末部長パトロール
12月22日（燃料試験施設、廃棄物安全試験施設、ホットラボ施設）
- (5) 第4四半期部長パトロール
 - ・2月18日（燃料試験施設）
 - ・2月15日（廃棄物安全試験施設）
 - ・2月16日（ホットラボ施設）
- (6) 課長パトロール
各課毎に毎月1回実施した。
- (7) その他の安全確認点検
12月28日 室長・次長による保全状況の点検確認

平成10年度におけるホット試験室の燃料試験施設、廃棄物安全試験施設及びホットラボ施設に係る安全確保については、関係者の地道な努力と不断の注意力で全員参加の安全活動によって「無事故」「無災害」の結果を成し得たものである。

しかし、これに満足することなく、今後も気を引き締めて安全維持の再確認の見地からも、より以上の安全意識の高揚と安全確保に対する努力で、安全強化策を推進したい。

別表
平成10年度 保安教育訓練実施状況
数字は実施日を示す。

項目	実施月	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3
1. 原子炉等規制法に基づく保安教育訓練		6.10.15.16 17.20.23 24	6.7.12.20 22	2.4.8.16 17.18.23 26.29.30	2.6.9.14 15.28.29	3.12.17.19 20.25.31	4.7.8.18 21.24	6.7.8.12 13.14.19 21.23.26 27.28.30	4.5.6.9.18 19.24.27	1.2.8.9.16 17.21	4.8.11.15 18.19.20 21.25.27	3.5.12.15 16.17.18 22.23.24 25.26	1.3.4.8.9 11.15.17 18.23.29 30
2. 放射線障害防止法に基づく保安教育訓練		15.16.17 20.23.24	7.20.22	2.4.8.16 17.18.23 26.29.30	2.6.7.14 15.28	3.4.17.19 21.24.25 31	4.7.8.18 21.24	6.8.12.13 14.19.21 23.26.27 30	5.9.18.19 27.30	1.2.9.16 17.21	4.11.18.19 20.21.25 27	3.5.15.16 17.18.23 24.25.26	1.3.4.8.11 15.17.18 23.29.30
3. 高圧ガス取締法に基づく保安教育訓練				29									
4. 消防法に基づく保安教育訓練		15.23.24		8.26				8.27	30	21	27	18.23	
5. 電気事業法に基づく保安教育訓練					28								
6. 東海防護活動要領に基づく保安教育訓練								27		21	27		
7. 労働安全衛生法に基づく保安教育訓練		6.15.16.17 20.24	6	2.4.8.16 17.18.23	2.6.31	12.17.20 25.26.31	4.7.18.24	7.9.12.13 19.26.27	4.5.6.16 18.24.30	1.2.8.9.28	4.11.18.19 20.21.25	3.5.15.22 26	1.3.8.15 18.23.29 30
8. 資格取得に係る講習会													2.15.16.17
9. その他の教育訓練		15.16.17 20.23	7.20.21.22	2.4.16.17 18.23.29 30	2.6.14.15 28.29	3.12.17.19 20.21.24 25.31	4.7.8.16 18.21.22 23.24	6.7.9.12 13.14.19 26.27.28	4.5.6.9.16 18.19.24 30	1.2.8.16 17.29	4.11.15.18 20.21.25	3.5.15.16 17.22.23 24.25.26	1.3.4.8.11 15.17.18 23.29.30
10. 新人・異動職員等の安全教育		6.7.8.9.15 20.21	6					14.15.16					
11. 勤務時間外通報訓練											27	18	
12. 避難・招集訓練										21			
13. 消火訓練								27					
14. 総合訓練								8					
15. 非常事態総合訓練				26									
16. 空気呼吸器取扱訓練												23	

付録3 研究成果一覧

1) 研究成果の発表等

研究テーマ	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 (552-3)	10.11.	Current Status of VEGA Program	日高 昭秀(原子炉安全工学部) 西野 泰治 金井塚文雄、他	1998 Workshop on Severe Accident Research held in Japan 98/11
	10.12.	ホット試験室・施設の運転と技術開発(平成9年度)	ホット試験室	JAERI-Review 98-023
	11. 3.25	Development and Application of PIE Apparatuses for High-burnup LWR Fuels	原田 克也 三田 尚亮 西野 泰治 天野 英俊	The 3rd JAERI-KAERI Joint Seminar on PIE Technology
	11. 3.25	Present status of PIEs in the Department of Hot Laboratories	古平 恒夫 天野 英俊 金井塚文雄 園部 清美、他	The 3rd JAERI-KAERI Joint Seminar on PIE Technology
	11. 3.30	Development and Application of PIE Apparatuses in Tokai Hot Cell Facilities	天野 英俊 古平 恒夫 助川 友英	The 6th Asian Symposium on Research Reactors
	11. 3.	Research Program(VEGA) on the Fission Product Release from Irradiated Fuel	中村 武彦(原子炉安全工学部) 西野 泰治、他	JAERI-Tech 99-036
	11. 3.	岩石型燃料の密度、気孔率及び結晶粒径に関する研究(Ⅲ)	柳澤 和章(エネルギーシステム研究部) 天野 英俊、他	日本原子力学会 1999年春の大会
	11. 3.	東海研における照射後試験の現状	天野 英俊	弥生研究会「第10回新型核燃料材料」研究会

研究テーマ	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)	11. 3.22	岩石型燃料の密度、気孔率及び結晶 粒径に関する研究(I)	木村 康彦 小野沢 淳 長島 久雄 金井塚文雄、他	日本原子力学会 1999年春の大会
	11. 3.22	岩石型燃料の密度、気孔率及び結晶 粒径に関する研究(II)	小野沢 淳 木村 康彦 長島 久雄 金井塚文雄、他	日本原子力学会 1999年春の大会
	11. 3.22	ガドリニア入り燃料の再照射試験	中村 仁一(原子 炉安全工学部) 市瀬 健一、他	日本原子力学会 1999年春の大会
	11. 3.25	Re-irradiation Tests of Spent Fuel at JMTR by Means of Re-instrumentation Technique	中村 仁一(原子 炉安全工学部) 市瀬 健一、他	The 3rd JAERI -KAERI Joint Seminar on PIE Technology
	11. 3.29	Effect of Power change on Fission Gas Release (Re-irradiation Tests of Spent Fuel at JMTR)	中村 仁一(原子 炉安全工学部) 大和田 功、他	The 6th Asian Symposium on Research Reactors

研究テーマ	年月日	題 目	発 表 者	発 表 箇 所
WASTE Fの運 転管理 (554-1)	10. 9.28	低酸素条件下におけるNp, Puの花崗 岩内拡散実験	山口 徹治(環境 安全研究部) 斎藤 光男、他	日本原子力学会 1998年秋の大会
	10. 9.28	炭素熱還元法による窒化アメリシウ ムの調製試験-Ⅱ -ジスプロシウムによる予備試験-	伊藤 昭憲(物質 科学研究部) 吉川 静雄、他	日本原子力学会 1998年秋の大会
	10. 9.28	炭素熱還元法による窒化アメリシウ ムの調製試験-Ⅲ -AmNの調製及びX線回折-	伊藤 昭憲(物質 科学研究部) 吉川 静雄、他	日本原子力学会 1998年秋の大会
	10. 9.28	シンロックの α 加速試験に及ぼすCm 含有率の影響	岡本 久人 吉川 静雄、他	日本原子力学会 1998年秋の大会
	11. 3.22	炭素熱還元法による窒化アメリシウ ムの調製試験-Ⅰ -試験及び設備の概要-	吉川 静雄 岡本 久人、他	日本原子力学会 1999年春の大会
	11. 3.	Effects of Water Redox Conditions and Presence of Magnetite on Leaching of Pu and Np from HLW Glass	馬場 恒孝(環境 安全研究部) 松本 征一郎、 他	Nuclear Waste. Management Vol. 506, PP177- 184(1998)
	11. 3.	Accelerated Damage Studies of Titan Ceramics Containing Simulated PW-4b and JW-A waste. Proceedings of 2nd NUCEF International Symposium.	三田村 久吉(環 境安全研究部) 松本 征一郎、 他	NUCEF '98 JAERI-Conf 99- 04. PP. 327-340

研究テーマ	年月日	題 目	発 表 者	発 表 簡 所
ホットラボの運転管理 (555-1)	10. 9.28	照射後試験用計装化シャルピー衝撃試験技術の開発	木崎 実 本田 順一、他	日本原子力学会 1998年秋の大会
	10.12. 1	ZrC-coated particle fuel high-temperature gas-cooled reactor	湊 和生(物質科学研究部) 関野 甫、他	GLOBAL '99
	11. 3.17	Irradiation experiment of ZrC Coated fuel particles for high-temperature gas-cooled reactors	湊 和生(物質科学研究部) 石川 明義、他	Nucl. Technol. (1998)
	11. 3.22	照射後疲労試験のための遠隔操作技術の開発	宇佐美 浩二 西野 泰治、他	日本原子力学会 1999年春の大会
	11. 3.25	Development of PIE Techniques for Irradiated LWR Pressure Vessel Steels	西 雅裕	The 3rd JAERI-KAERI Joint Seminar on PIE Technology
	11. 3.25	R&D status and requirements for PIE in the field of HTGR fuel and the innovative basic research on high-temperature engineering	沢 和弘(高温工学試験研究炉開発部) 関野 甫 大枝 悦郎、他	The 3rd JAERI-KAERI Joint Seminar on PIE Technology.
	11. 3.31	Fission product release behavior from individual coated fuel particles for high-temperature gas-cooled reactors	湊 和生(物質科学研究部) 高野 利夫 富田 健、他	Nucl. Technol.

2) 特許出願

発 明 の 名 称	発 明 者	出願日、出願番号	共同出願人等
計装化衝撃試験装置用変異校正治具	ホットラボ課 木崎 実 ホットラボ課 宇佐美 浩二	H10.9.25 (10-271481)	J T トーシ (株)
計装化衝撃試験装置用荷重校正治具	ホットラボ課 木崎 実 ホットラボ課 本田 順一	H10.9.25 (10-271480)	J T トーシ (株)

付録4 外部発表等予稿

年月日	題 目	発 表 者	発 表 箇 所
10. 9. 28	低酸素条件下におけるNp, Puの花崗岩内拡散実験	山口 徹治(環境安全研究部) 斎藤 光男、他	日本原子力学会 1998年秋の大会
10. 9. 28	炭素熱還元法による窒化アメリシウムの調製試験－ II –ジスプロシウムによる予備試験－	伊藤 昭憲(物質科学研究部) 吉川 静雄、他	日本原子力学会 1998年秋の大会
10. 9. 28	炭素熱還元法による窒化アメリシウムの調製試験－ III –AmNの調製及びX線回折－	伊藤 昭憲(物質科学研究部) 吉川 静雄、他	日本原子力学会 1998年秋の大会
10. 9. 28	シンロックの α 加速試験に及ぼすCm含有率の影響	岡本 久人 吉川 静雄、他	日本原子力学会 1998年秋の大会
10. 9. 28	照射後試験用計装化シャルピー衝撃試験技術の開発	木崎 實 本田 順一、他	日本原子力学会 1998年秋の大会
10. 11.	Current Status of VEGA Program	日高 昭秀(原子炉安全工学部) 西野 泰治 金井塚文雄、他	1998 Workshop on Severe Accident Research held in Japan 98/11
10. 12. 1	ZrC-coated particle fuel high-temperature gas-cooled reactor	湊 和生(物質科学研究部) 関野 甫、他	GLOBAL'99
11. 3. 22	照射後疲労試験のための遠隔操作技術の開発	宇佐美 浩二 西野 泰治、他	日本原子力学会 1999年春の大会
11. 3. 22	ガドリニア入り燃料の再照射試験	中村 仁一(原子炉安全工学部) 市瀬 健一、他	日本原子力学会 1999年春の大会
11. 3. 22	炭素熱還元法による窒化アメリシウムの調製試験－ I –試験及び設備の概要－	吉川 静雄 岡本 久人、他	日本原子力学会 1999年春の大会
11. 3. 22	岩石型燃料の密度、気孔率及び結晶粒径に関する研究(I)	木村 康彦 小野沢 淳 長島 久雄 金井塚文雄、他	日本原子力学会 1999年春の大会
11. 3. 22	岩石型燃料の密度、気孔率及び結晶粒径に関する研究(II)	小野沢 淳 木村 康彦 長島 久雄 金井塚文雄、他	日本原子力学会 1999年春の大会

年月日	題 目	発 表 者	発 表 箇 所
11. 3. 25	Re-irradiation Tests of Spent Fuel at JMTR by Means of Re-instrumentation Technique	中村 仁一(原子炉安全工学部) 市瀬 健一、他	The 3rd JAERI-KAERI Joint Seminar on PIE Technology
11. 3. 25	R&D status and requirements for PIE in the field of HTGR fuel and the innovative basic research on high-temperature engineering	沢 和弘(高温工学試験研究炉開発部) 関野 甫 大枝 悦郎、他	The 3rd JAERI-KAERI Joint Seminar on PIE Technology.
11. 3. 25	Development and Application of PIE Apparatuses for High-burnup LWR Fuels	原田 克也 三田 尚亮 西野 泰治 天野 英俊	The 3rd JAERI-KAERI Joint Seminar on PIE Technology
11. 3. 25	Present status of PIEs in the Department of Hot Laboratories	古平 恒夫 天野 英俊 金井塚文雄 園部 清美、他	The 3rd JAERI-KAERI Joint Seminar on PIE Technology
11. 3. 25	Development of PIE Techniques for Irradiated LWR Pressure Vessel Steels	西 雅裕	The 3rd JAERI-KAERI Joint Seminar on PIE Technology
11. 3. 29	Effect of Power change on Fission Gas Release (Re-irradiation Tests of Spent Fuel at JMTR)	中村 仁一(原子炉安全工学部) 大和田 功、他	The 6th Asian Symposium on Research Reactors
11. 3. 30	Development and Application of PIE Apparatuses in Tokai Hot Cell Facilities	天野 英俊 古平 恒夫 助川 友英	The 6th Asian Symposium on Research Reactors
11. 3.	岩石型燃料の密度、気孔率及び結晶粒径に関する研究(Ⅲ)	柳澤和章(エネルギーシステム研究部) 天野 英俊、他	日本原子力学会 1999年春の大会
11. 3.	東海研における照射後試験の現状	天野 英俊	弥生研究会「第10回 新型核燃料材料」研究会

低酸素条件下におけるNp, Puの花崗岩内拡散実験

NP AND PU DIFFUSION EXPERIMENTS IN GRANITE UNDER ANOXIC CONDITIONS

原研 ○山口徹治 中山真一 斎藤光男

YAMAGUCHI TETSUJI NAKAYAMA SHINICHI SAITO MITSUO

低酸素・高炭酸条件下において、Np及びPuの花崗岩内透過拡散実験を行った。3ランの結果の平均で、Np(IV)炭酸錯体の花崗岩内における実効拡散係数、 $D_e = (4.6 \pm 1.7) \times 10^{-13} \text{ m}^2/\text{s}$ 、 $(\epsilon + \rho K_d) = 0.24 \pm 0.19$ を得た。

キーワード 低酸素条件、マトリクス拡散、花崗岩、ネプツニウム、プルトニウム

1. 緒言 地層処分システムの性能評価計算の入力パラメータとして、低酸素条件下における放射性元素の移行に関するデータが求められている。本報告では、低酸素条件下において行った、Np及びPuの花崗岩内拡散実験の結果を報告する。

2. 実験 直径40 mm、厚さ5 mmの稲田花崗岩¹⁾を用い、透過拡散実験²⁾を行った。表1に示すような、 NaHCO_3 溶液に還元剤として $\text{Na}_2\text{S}_2\text{O}_4$ を加えた溶液を試験溶液とした。ソース側セルの溶液には ^{237}Np または ^{239}Pu を加え、表1に示すような濃度 ($[\text{Np}]_0$ 及び $[\text{Pu}]_0$)とした。設定した実験条件下では、Np及びPuは炭酸錯体として水に溶けやすくなっている。TIA抽出によればNpとPuはの原子価は+IVであった。岩石試料を透過して反対側のセルに蓄積した核種の濃度 ($[\text{Np}]_m(t)$ 及び $[\text{Pu}]_m(t)$)を、定期的にサンプリングして測定した。実験はアルゴンガス循環型グローブボックス内で、雰囲気中の酸素濃度を1~数ppmに保って実施した。NpとPuについてそれぞれ3ランを行った。

3. 結果 試験溶液のEhは-500~-400 mV(vs. NHE)であった。Npについては図1に示すように、50日目ごろから透過拡散フラックスがほぼ一定になった。3ランの平均で $D_e = (4.6 \pm 1.7) \times 10^{-13} \text{ m}^2/\text{s}$ 、 $(\epsilon + \rho K_d) = 0.24 \pm 0.19$ を得た。この D_e 値は過去にトリチウムについて得た値の0.6倍、 Sr^{2+} について得た値の1.7倍であった。

得られた $(\epsilon + \rho K_d)$ の値と、この花崗岩の間隙率 $\epsilon = 0.49\%$ 及びかさ密度 $\rho = 2.64 \times 10^3 \text{ kg/m}^3$ を用いると、 $K_d = (9 \pm 7) \times 10^{-5} \text{ m}^2/\text{kg}$ である。

Puについては200日目頃から $[\text{Pu}]_m(t)$ が検出されはじめ、300日目頃から有意な濃度上昇が観察され始めたが、未だ定常状態には達していない。

4. 結論 還元性かつ炭酸イオン濃度が高い条件下で生成するNpの錯体は、岩石に対して弱い吸着性しか期待できないが、岩石マトリクス内への拡散による移行遅延効果はトリチウムやストロンチウムと同様に期待できることが実験的に示された。

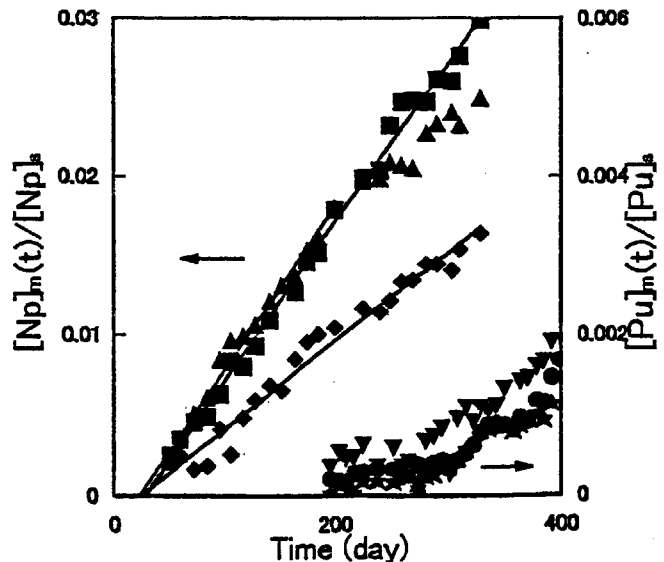


図1 Np(左軸)とPu(右軸)の透過拡散曲線

参考文献

- 1) 山口ら： 放射性廃棄物研究 3[2], 99 (1997).
- 2) Yamaguchi, T. et al.: J. Contam. Hydrogeol. 26, 109 (1997)

表一 Np拡散実験及びPu拡散実験それぞれの実験条件

	試験溶液		ソース側セル中の濃度 [Np] ₀ 及び [Pu] ₀	pH	温度 (室温)
	[HCO ₃ ⁻]	[S ₂ O ₄ ²⁻]			
²³⁷ Np	1.0 M	0.05 M	$5.8 \times 10^{-5} \text{ M}$ (356Bq/ml)	8.6	26±1°C
²³⁹ Pu	0.1 M	0.01 M	$1.3 \times 10^{-7} \text{ M}$ (70 Bq/ml)	8.3	26±2°C

炭素熱還元法による窒化アメリシウムの調製試験—II

—ジスプロシウムによる予備試験—

Preparation of americium nitride by carbothermic reduction—II

— Preliminary test by dysprosium —

原研 ○ 伊藤 昭憲 高野 公秀 赤堀 光雄 小川 徹
 ITOH Akinori TAKANO Masahide AKABORI Mitsuo OGAWA Toru
 吉川 静雄 岡本 久人 松本 征一郎 園部 清美
 KIKKAWA Shizuo OKAMOTO Hisato MATSUMOTO Seichiro SONOBE Kiyomi

新たに設置したAmN調製試験装置を用い、予備試験として炭素熱還元法によりDyNを調製し、生成物の格子定数及び不純物酸素、炭素を調べた。

キーワード： AmN、DyN、炭素熱還元法、窒化物、格子定数

【緒言】

AmN調製の予備試験として、DyNを炭素熱還元法により調製し、残存酸素濃度と格子定数の関係について調べ、既に報告した¹⁾。ここでは、WASTE棟セル内に設置したAmN調製試験装置の性能及び調製条件を調べる目的で、同装置を用いて炭素熱還元法によるDyNの調製試験を行い、その結果について報告する。

【試験方法】

第I報で述べたAmNの調製試験の手順にしたがい、調製を行った。試験には約0.03gのDy₂O₃（不純物分析を行う場合は0.1g）を用い、炭素粉末との混合をモルツポの中で行った後、加熱炉に装荷した。調製した試料のX線回折用ホルダーへの埋め込みは、窒素ガスで置換したポリエチレン製グローブバッグの中で行った。底面にポリエステル箔を貼ったポリエチレン円板の凹部（4×10mm）に粉末試料を入れ、コロジオンで固定した後、スペーサを入れて接着剤でシールした。また、一部の試料は、試験装置系のグローブボックス外に取り出し、酸素、窒素及び炭素濃度を市販の装置を用いて分析した。

【試験結果】

温度及びC/Dy比を変えて3回の試験を行った。調製条件及び結果を表1に示す。第1回の試験では酸化物の回折線は検出限界以下であるが、格子定数は酸素を固溶限界まで含むDy(N, O)の値（0.4894 nm、約1wt%¹⁾）に近い。第2回には加熱温度を下げて試験を行い、不純物等を分析した結果、過剰に加えた炭素が一部残留していることが判った。また、C/Dy比を1.8に下げた第3回の試験では、多量のDy₂O₃が認められた。

本調製試験装置を用いた予備試験結果は、炭素を過剰に加えることによって、酸素濃度が1wt%以内のDyNが生成されるが、炭素も残留することを示している。前回報告したように¹⁾、セル外に設置した装置では、酸素及び炭素濃度が0.3及び0.002wt%のDyNが得られており、今後、より不純物が少ない窒化物の調製条件を検討する予定である。

表1 DyN調製条件及び結果

Run No.	加熱温度 (k)	原料		加熱後 試料重量 (mg)	X線回折		酸素、窒素、炭素 分析値 (wt %)		
		C/Dy	Dy ₂ O ₃ 重量 (mg)		格子定数 (nm)	Dy ₂ O ₃ の有無	O	N	C
1	1890	2.29	30.6	27.2	0.4894	<限界	—	—	—
2	1820	2.25	99.4	91.3	0.4895	有	1.16	7.08	1.21
3	1820	1.80	96.0	87.7	0.4895	顕著	2.96	5.74	0.068

1) 高野 他、日本原子力学会「1998年秋の大会」、162

炭素熱還元法による窒化アメリシウムの調製試験-III
-AmNの調製およびX線回折-

Preparation of americium nitride by carbothermic reduction-III
-Preparation and XRD analysis of AmN-

原研 ○高野 公秀 伊藤 昭憲 赤堀 光雄 小川 徹
TAKANO Masahide ITOH Akinori AKABORI Mitsuo OGAWA Toru
吉川 静雄 岡本 久人 松本 征一郎 園部 清美
KIKKAWA Shizuo OKAMOTO Hisato MATSUMOTO Seiichiro SONOBE Kiyomi

炭素熱還元法により窒化アメリシウムを調製し、X線回折により相を確認すると共に格子定数を決定した。
キーワード：マイナーアクチノイド、アメリシウム、炭素熱還元法、窒化物、格子定数

【緒言】窒化物は、TRUの消滅処理用燃料の一候補として挙げられるが、マイナーアクチノイド(MA)の窒化物の物性データの蓄積はもとより、その調製法を確立する必要がある。炭素熱還元法は UN、PuN の調製において有効な手段となっているが、MAの窒化物の調製についてはネプツニウムの例を除いてまだ見られない。本件では、前報IおよびIIに引き続き、炭素熱還元法による窒化アメリシウム(AmN)の調製と、生成物のX線回折について報告する。

【実験方法】出発物質として、購入した²⁴³AmO₂粉末を用いた。炭素熱還元法によるAmO₂からのAmNの生成は形式的に、AmO₂+2C+1/2N₂→AmN+2CO と書かれる。20mgのAmO₂と黒鉛粉末を、C/Amモル比が2.0以上になるようにモリブデンるつば中で混合した後、電気炉に装荷し1l/minの窒素気流中1570Kで加熱した。この温度での純粋なAm(metal)の平衡蒸気圧は3×10²Paであり、Dy(metal)の1800Kにおける平衡蒸気圧に相当する。加熱中、窒化物の生成により放出されるCOの濃度を連続的に測定し、反応の進行を判断した。窒化反応が進行してCO濃度が十分下がった後、余剰の炭素を取り除く目的でN₂+4%H₂混合ガスに切り替えて同じ温度で加熱した。電気炉から取り出した後、生成物に内部標準試料としてSi粉末を混合して、X線回折により相を確認した。

【結果】得られた黒色の生成物のX線回折の結果を図1に示す。指数付けされていない回折線はポリエチレン製ホルダおよびポリエステルフィルムによるものである。酸化物(AmO₂、Am₂O₃)による回折線は見られず、NaCl型構造のAmNの生成を確認した。Siの回折線から角度補正を行って得られたAmNの格子定数は0.4998nmであり、文献値(0.4991~0.5005nm)の範囲内にある。文献値に幅があるのは、AmN中への酸素の固溶の影響と考えられる。Dy(N₂O)では、酸素量の増加に伴い格子定数は減少したが、Am(N₂O)ではPu(N₂O)の例に見られるように、酸素量の増加に伴い格子定数は増大すると予想される。

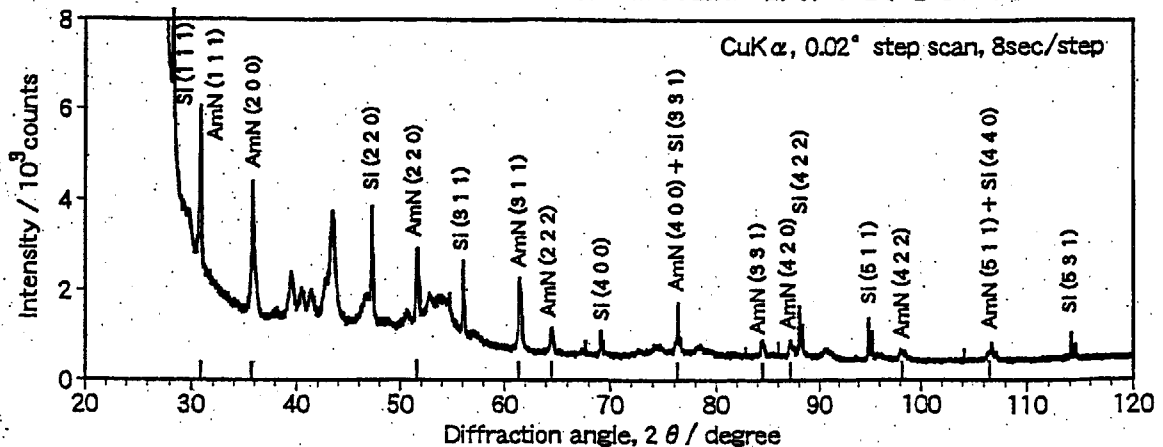


図1 生成物のX線回折プロファイル

シンロックの α 加速試験に及ぼす Cm 含有率の影響

EFFECTS OF CM CONTENT ON ALPHA ACCELERATION TEST OF SYNROC

原研 ○岡本久人 三田村久吉 吉川静雄 野村勇
 OKAMOTO HISATO MITAMURA HISAYOSHI KIKKAWA SHIZUO NOMURA ISAMU
 松本征一郎 馬場恒孝 園部清美
 MATSUMOTO SEIICHIRO BANBA TSUNETAKA SONOBE KIYOMI

Cm 含有率の異なるシンロックを作製し、放射線損傷の α 加速試験におけるシンロックの諸特性の Cm 含有率依存性を明らかにした。

キーワード: α 加速試験、Cm-244、シンロック、Cm 含有率、セル内試験

1. 緒言 廃棄物固化体としてのシンロックの長期健全性を調べるために、短半減期のキュリウム (Cm-244) を添加して放射線損傷の影響を加速する α 加速試験が行われてきた^(1,2)。しかしながら、この α 加速試験では不可避免的に試料の α 比放射能が実際の固化体よりも数倍高くなるため、この比放射能の違いによるシンロックの諸特性への影響が問題となっている。そこで、本報では Cm 含有率が異なる 6 種類のシンロック試料を作製し、密度、浸出率、機械的強度などの特性に及ぼす Cm 含有率の影響について明らかにしようとした。

2. 実験 WASTE-F のホットセル内で、高レベル模擬廃棄物を 10wt% 含むシンロック母材に所定量の Cm 溶解液を混合し、Ar-4% H_2 のガスを流しながら 750℃、2 時間の仮焼を行った。できた仮焼体に Ti 粉末を添加してホットプレスにより 1200℃、29MPa、2 時間の加圧焼結を行い、2cm³ x 1cm³ のペレット状の Cm 添加シンロックを作製した。このペレット状試料の密度を水置換法によって測定した後、半月形試料を作製し、純水中での MCC-1 法による 90℃、2 カ月間の浸出試験を行った。得られた浸出液の放射能分析と液分析を行い、固化体成分の浸出率を求めた。併せて、機械的強度測定と X 線回折測定により、試料の特性に及ぼす Cm 線源の含有率の影響も明らかにした。

3. 結果と考察 図 1 は、作製した Cm 線源の含有率が異なる 6 個のシンロック試料の密度の測定結果を示している。ここでは、密度測定は試料作製後 20 日以内に行われているため、 α 線量の増加に伴う密度への影響は無視した。図 1 において、含有率は対数目盛り上ではほぼ等間隔になるように選んだものであるが、得られた密度は Cm 線源の含有率に比例して大きくなっていった。直線回帰によって外挿された Cm 線源を含まない、つまり 10wt% の模擬廃棄物のみを含むシンロックの密度として 4.275g/cm³ が得られた。この値を基にして密度の増加率を計算すると、Cm 線源を 3wt% 含む場合には密度の増加率は 2.3% となることが分かった。発表では、浸出率、機械的強度など他の特性の結果とも併せ、 α 加速試験における Cm 含有率の影響について解析結果の報告を行う。

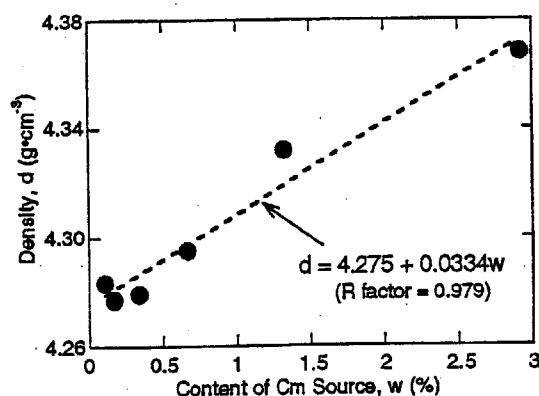


図 1. Cm 添加シンロックの密度と Cm 線源の含有率との関係

[参考文献]

- (1) H. Mitamura et al., *J. Am. Ceram. Soc.*, 73[11] 3433-41 (1990).
 (2) H. Mitamura et al., *J. Am. Ceram. Soc.*, 77[9] 2255-64 (1994).

照射後試験用計装化シャルピ衝撃試験技術の開発
DEVELOPMENT OF INSTRUMENTED CHARPY IMPACT TEST TECHNOLOGY
FOR IRRADIATED MATERIALS

原研・東海 ○木崎 實 本田 順一 宇佐美 浩二 高野 利夫
KIZAKI MINORU HONDA JUNICHI USAMI KOJI KOUYA TOSHIO

原子炉材料の研究開発のために、高精度な計装化シャルピ衝撃試験技術を開発し、照射後試験に定着させ、1本の試験片打撃から多くの衝撃特性値の採取を可能にした。

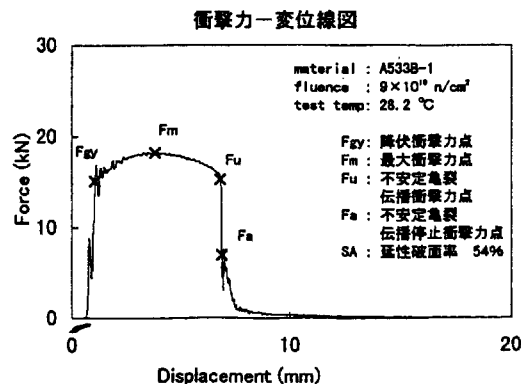
キーワード；ホットラボ、照射後試験、シャルピ衝撃試験、計装化技術、波形解析

1 はじめに ； 最も一般的な靱性評価法であるシャルピ衝撃試験技術は、古くから原子力分野に適用されており、商用炉圧力容器鋼の監視試験や材料の研究開発に重要な役割を演じてきた。しかし、希少な試験片により脆化評価を行う照射材試験の場合には、1回の打撃から可能な限り多くの情報を得ることが肝要であり、従来試験法で得られるCV値に加えて高速曲げ挙動を捉える計装化衝撃試験技術の確立が望まれていた。東海ホットラボでは、早くからこの技術に着目し、17年前から照射材試験に適用して多くの先駆的データを提供してきたが、近年、既存装置の大幅改造を行い、更なる高度化を図って照射後試験に精度の高い計装化試験技術を定着させた。

2 計装化シャルピ衝撃試験装置の概要 ； 本装置は、遠隔操作型の自動式計装化シャルピ衝撃試験機(30kgf-m)、-140～+240℃の加熱冷却が行える試験片温度調節槽、試験片を試験機アンビルまで空中搬送するロボット及び、打撃時の衝撃挙動を衝撃力-変位線図として捉え、波形解析を行う計装化装置で構成される。試験片は通常の試験温度範囲において設定値±0.5℃以内で打撃され、CV値で評価した試験機の機械総合誤差は基準片Lレベル(JIS公称吸収エネルギー；30J)に対しては+3%以内、Hレベル(同100J)及びSHレベル(同160J)では+4～6%にある。計装化装置は、ハンマ刃先に貼付けた衝撃力測定用歪みゲージ(Si単結晶N型、7ヶ所用2枚)、ハンマ軸に装備された変位検出用ポテンシオメータ、これらの信号を高速採取する波形記憶装置(12bit, 32kword×2ch, 500ns)及び、データ処理・解析装置から成る。各増幅器の応答周波数は1MHzで、JISの推奨値(荷重系100KHz, 変位系20KHz)を十分満足させた。

3 計装化データの処理・解析技術 ； 衝撃力測定系では、半導体歪みゲージについて室温変化に伴って変動するゲージ出力の補正法を見出し、打撃毎に生データを温度補正することで環境温度効果に起因する測定誤差を解消し、年間を通して採取される各衝撃力値の高精度な直接比較を可能にした。変位検出系では、マイクロメータを用いて0.2mmピッチで採取したハンマ変位の校正データから試験片変位に応じた変換定数を導き、ポテンシオメータの出力揺らぎ(周期的うねり)の影響を極力抑えた。データ処理された衝撃力-変位線図から、降伏衝撃力点、最大衝撃力点、不安定亀裂伝播衝撃力点、不安定亀裂伝播停止衝撃力点、試験片変位等を決定することで、荷重、変位、エネルギー等々について多くの貴重な情報が得られる。因みに、上述のCV値評価の基準片打撃時に得られた計装吸収エネルギーの誤差は、L, H, SHレベルの各基準値に対してそれぞれ+7%, +10%, +5%であり、全レベルを通して本機CV値の5%以内にある。

4 まとめ ； これまでのA533鋼の経験から、本装置の計装エネルギー誤差は破面率20-30%, 50-70%及び100%の条件において、CV値に対して各々、約10%, 2-3%, 4-5%にあることが確認された。降伏衝撃力等の計装データ特性値は従来のCV値評価に加えて照射脆化の精緻な解析を可能にした。照射後試験で得られた計装化衝撃試験データの一例を示す。



計装化衝撃試験データの一例

Current Status of VEGA Program

A. Hidaka¹), T. Nakamura¹), Y. Nishino²),
H. Kanazawa²), K. Hashimoto¹), Y. Harada¹),
T. Kudo¹), H. Uetsuka¹) and J. Sugimoto¹)

1) Dept. of Reactor Safety Research

2) Dept. of Hot Laboratories

Japan Atomic Energy Research Institute

Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-1195, Japan

An experimental program, VEGA (Verification Experiments of FP Gas/Aerosol release) has been performed at Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI) to investigate the release of FP (Fission Products) from irradiated fuel at ~3000 C under high pressure condition up to 1.0 MPa. One of special features of this program is to investigate the effect of ambient pressure on the FP release from fuel which has never been examined in previous studies. The experimental facility mainly consists of carrier gas supply system, high-frequency induction furnace, thermal gradient tubes (TGT), charcoal filters, cascade impactor and on-line gamma measurement system. In the experiment, the FP release from Japanese PWR/BWR irradiated fuels and TMI-2 debris sample will be investigated. As the furnace structures such as crucible, the material of zirconia, tungsten or ThO₂ will be used depending on the experimental conditions and purpose. The release of non-volatile radionuclides such as La, Ba, Mo and that of short-life radionuclides such as I-131 will also be investigated. The re-irradiation of the test fuel will be conducted using the Nuclear Safety Research Reactor (NSRR) to generate short life FPs just before the test. The transport and deposition behaviors of released FP will be studied by using TGT under well characterized flows of steam/hydrogen/helium/air atmosphere monitored by on-line oxygen/hydrogen sensors. In the post-test measurements, off-line gamma spectrometry, metallography and the elemental analyses with SEM/EPMA, SIMA and ICP-MS are scheduled.

The construction of experimental facilities was mostly completed and their fundamental capabilities have been confirmed. The facility is being installed into the beta/gamma concrete No.5 cell at the Reactor Fuel Examination Facility (RFEF) and the installation will be finished in December, 1998. One preliminary experiment during FY1998 and four experiments in a year after FY1999 are scheduled. The pre- and post-test analyses

will be conducted with VICTORIA code to prepare the operational conditions and to evaluate the experimental results. Preliminary fabrication of ThO₂ crucible and tube which has stability under oxidized and high temperature conditions was mostly successful by using the centrifugal slip casting and rubber pressing techniques. The fabrication test will be continuously performed for the use in VEGA experiments after FY1999. The FP release experiment from mixed-oxide fuel (MOX) of Advanced Thermal Reactor (ATR) Fugen will also be planned in future.

**ZrC-COATED PARTICLE FUEL
FOR HIGH-TEMPERATURE GAS-COOLED REACTORS**

Kazuo Minato, Toru Ogawa, Kazuhiro Sawa, Hajime Sekino, Toshio Koya,
Isamu Kitagawa, Akiyoshi Ishikawa, Takeshi Tomita, and Etsuro Oeda
Japan Atomic Energy Research Institute
Tokai-mura, Ibaraki-ken 319-1195, Japan
+81-29-282-5402

ABSTRACT

The ZrC-coated particle fuel is a candidate for an advanced fuel for the high-temperature gas-cooled reactors, which is expected to increase the power density and efficiency of the reactors. To study the irradiation performance and fission product retention of the ZrC Triso-coated fuel particles, the irradiation and post-irradiation heating experiments were performed. The experiments revealed better irradiation performance, higher resistance to the chemical attack by fission product palladium, and higher capabilities of fission gas and cesium retention of the ZrC Triso-coated fuel particles than those of the normal Triso-coated fuel particles.

照射後疲労試験のための遠隔操作技術の開発
 DEVELOPMENT OF REMOTO SYSTEM TECHNOLOGY ON FATIGUE TEST
 FOR IRRADIATED MATERIALS

原研・東海 ○宇佐美 浩二 木崎 實 西野 泰治
 USAMI KOJI KIZAKI MINORU NISHNO YASUHARU

軽水炉燃料の高燃焼度化に伴う被覆管の照射後疲労特性を明らかにするため、ホットラボ仕様の油圧式万能型引張圧縮試験機を開発し、被覆管割管試験片の疲労試験に対する遠隔操作技術を確立した。

キーワード：油圧式疲労試験機、軽水炉燃料高燃焼度化、被覆管疲労試験、遠隔操作技術、照射後試験

1. はじめに

原研・ホット試験室では、軽水炉燃料高燃焼度化計画に伴う技術開発の一環として、燃料被覆管の疲労試験技術の開発を進めている。材料の照射後疲労特性の解明は、新材料の研究開発や実用構造材料の設計において極めて重要な位置づけにあり、以前から、ホットラボの照射後試験技術の確立が望まれていた。開発した装置は、汎用性の高い油圧式万能引張圧縮試験機で、被覆管割管の疲労試験はもとより、小型丸棒試験片による疲労試験、J_{1c}破壊靱性試験等々の各種材料試験に対応でき、本年度、セル内に設置され、モックアップにより機能・性能が確認された。本報では、試験装置の概要とこれまでに開発した試験技術について報告する。

2. 疲労試験装置の概要と試験技術

本試験機は、市販の100KN用電気油圧サーボ式疲労試験機をベースにした改造機で、被覆管割管試験片（平行部; 2.5"×0.7"mm）から0.63DCTまでの動的、静的試験に適合させるため、常時2種類のロードセルとサーボ弁を備えている。割管疲労試験の如き低荷重域負荷試験では前者を±20KNから±2kNに、後者も38l/min から4l/minに切り換えることで高精度な試験が可能である。吐出量の大きいサーボ弁を用いた場合には、最高100 Hzの交番荷重が負荷できる。また、常設の恒温槽は-140~+450の雰囲気制御が行える。

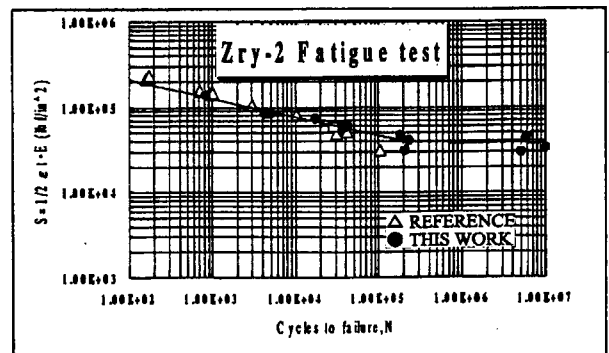
疲労試験等の各種材料試験は、試験片を組み込んだ専用試験治具を荷重軸に内蔵させた油圧チャックで押さえ込むことにより極めて容易に行える。試験治具への試験片の固定は、割管疲労試験片ではボルト固定法を採用し、開発した試験治具組立締付機により締付トルクを常に一定に管理することで薄く、剛性の乏しい割管試験片に歪みを与えることなく精度良く行える。丸棒試験片（全長44mm、平行部φ4×8 mm、GL 6mm）の場合には、試験治具のソケットに落とし込まれた試験片を試験治具ごと油圧チャックすることにより強固に固定でき、低サイクル疲労試験中（引張・圧縮フルリバース）の試験片曲げモーメントを常時、軸荷重の5%以内に抑えられる。この高精度な機械軸芯は、平行部に4枚の歪みゲージを備えた検定用試験片を用いる精緻な調整技術を確立したことで、ホットセル内においても比較的容易に行える。

3. 実験結果

燃料被覆管の割管疲労試験では、チャッキングによる初期歪みを無視できる程度に抑える技術を確立したことによって、試験片が非軸対象な断面であるにも拘らず、図示したように「Langer-0' Donnellのジルカロイ疲労寿命データ」と十分一致する結果が得られた。

他方、φ4丸棒試験片による低サイクル疲労試験では、ハステロイXR-II溶体化材を用いた実験で全歪み量 $\Delta \epsilon t = 1.2\%$ ($\epsilon = \pm 0.6\%$)条件で、φ10試験片による標準試験法での結果と同等な疲労寿命が得られた。

以上の実験結果から、開発した試験装置と試験技術は照射材の疲労試験のための遠隔操作技術として十分な機能、性能を有することが立証された。



ガドリニア入り燃料の再照射試験

Re-irradiation Test of Gadolinia Added Fuel

原研 ○中村 仁一、清水 道雄、鍋谷 栄昭、遠藤 泰一、市瀬 健一、上塚 寛
NAKAMURA JINICHI, SHIMIZU MICHIO, NABEYA HIDEAKI, ENDO YASUICHI, ICHISE KENICHI, UETSUKA HIROSHI

使用済ガドリニア入り燃料を再加工・短尺化し、中心温度計と燃料棒内圧計を再計装して、JMTR・BOCAキャプセルを用いて再照射試験を行い、熱特性挙動とFPガス放出挙動を調べた。

キーワード：軽水炉燃料、ガドリニア入り燃料、中心温度測定、再計装、BOCAキャプセル

1. はじめに 燃料棒の初期反応度を調整する目的で使用されるガドリニア添加 UO_2 燃料は、熱伝導度が UO_2 燃料より小さく、同一出力における燃料中心温度が UO_2 燃料に比べて、高くなる。燃料の熱伝導度は、燃焼度とともに低下することが知られており、ガドリニア入り燃料棒の熱特性の変化は、FPガス放出挙動や、PCMI等の燃料挙動を評価する上で重要である。そこで、商用炉で照射されたガドリニア入り使用済燃料を再加工・短尺化して、中心温度計と燃料棒内圧計を再計装し、JMTRのBOCAキャプセルによる再照射試験を行った。

2. 実験方法 大飯2号炉で約24MWd/kgUまで照射されたガドリニア6wt%添加PWR燃料棒(17x17型)を原研の燃料試験施設で短尺化した後、JMTRに輸送し、燃料中心孔加工装置⁽¹⁾を用いて、燃料中心温度測定用の中心孔の加工を行った。加工は、燃料ペレットを固化した炭酸ガスで固定し、ダイヤモンドドリルにより直径2.5mm深さ36.6mmの燃料中心孔を穿孔した。この中心孔にモリブデンのスリーブを挿入して孔を保護した後、外径1.8mmのタングステン・レニウム系熱電対(W5Re-W26Re)を用いた燃料中心温度計とペローズを用いた燃料棒内圧計を組み込んだ二重計装用端栓を装着し溶接した。この燃料棒(スタック長232mm)をBOCAキャプセルに装荷し、最高ピーク線出力約340 W/cmでの定常運転及び出力サイクル運転を行い、燃料中心温度と、燃料棒内圧の測定を行った。

3. 試験結果 図に照射試験時の中心温度と燃料棒内圧の時間変化を示す。定常運転(84時間)、及び出力サイクル運転(340-210W/cm, 高出力保持時間14時間または2時間)を実施したが、短サイクル試験時には、炉心出力分布の変化にとともに最高出力が10%程度低下した。高出力運転時における中心温度測定位置の線出力は約275W/cmと推定され、測定中心温度は、最高出力での定常運転時に約1160°Cを示した。また、定常運転後に出力を変動させたところ、出力変動直後に中心温度が約20°C上昇し時間とともにまた元の値に戻る現象が見られた。一方、燃料棒内圧計は、最高出力保持中に徐々に内圧上昇を示し、最高出力での内圧は、約0.25MPaから約0.58MPaまで上昇した。また、定常出力運転後の出力変動時に顕著な内圧上昇が観察された。前述の過渡温度変化は、出力サイクル時のFPガス放出によるギャップコンダクタンスの過渡変化によるものと推定される。

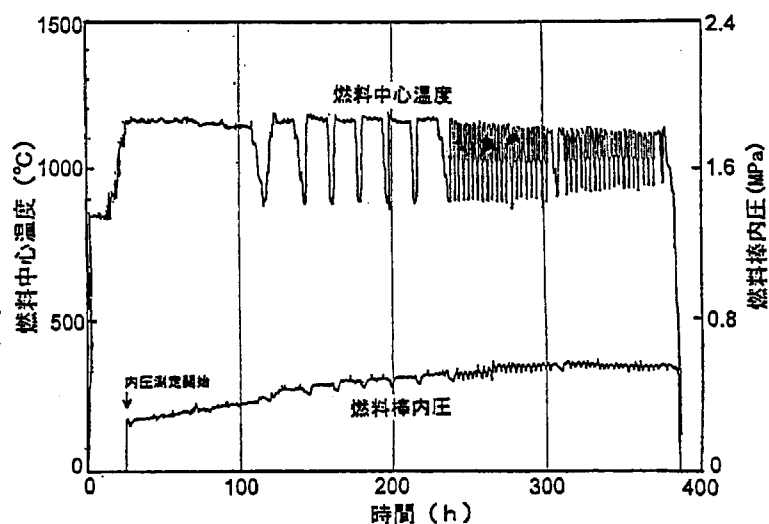


図. ガドリニア入り燃料の燃料中心温度と燃料棒内圧

(参考文献) (1) 清水他, JAERI-Tech 95-037(1995)

炭素熱還元法による窒化アメリシウムの調製試験 - I

- 試験及び設備の概要 -

Preparation of americium nitride by carbothermic reduction - I
Outline of the test and equipments

原研 ○ 吉川 静雄 岡本 久人 松本 征一郎 園部 清美
KIKKAWA Shizuo OKAMOTO Hisato MATSUMOTO Seiichiro SONOBE Kiyomi
高野 公秀 伊藤 昭憲 赤堀 光雄 小川 徹
TAKANO Masahide ITOH Akinori AKABORI Mitsuo OGAWA Toru

炭素熱還元法による窒化アメリシウムの調製試験装置を、東海研究所WASTEFに設置した。
キーワード：セル内試験、AmN、炭素熱還元法、窒化物、TRU、消滅処理

【緒言】

TRU消滅処理燃料の一つとして窒化物が考えられているが、Am、Cmなどの窒化物の調製条件、蒸気圧等の基礎データは極めて少ない。そこで、炭素熱還元法によるマクロ量のAmNの調製、蒸発挙動を調べるための装置をNo.5セル(α-γ)内に設置し特性試験を実施した。

【試験装置の概要と調製手順】

装置は加熱炉と放出ガス分析装置で構成され、調製加熱炉は、セル内試験のための遠隔操作性を考慮し、No.5セル(α-γ)の遮蔽窓際に設置した(加熱炉の主要仕様:C/Cコンポジット発熱体、最高2000℃、放射温度計による温度測定)。²⁴³AmO₂と炭素粉末を秤量・混合し、加熱炉で調製後、試料をX線回折用ホルダーへ埋め込む。その後No.5セルと連結されている鉛セル内の回折装置を用いて、調製状態の確認を行う。これらの場所の雰囲気は空気でありAmNは空気中の水分と反応するので、操作時間の短縮、試料移送容器等の対策を講じて試験をおこなうこととした。

調製試験の手順を右欄に示す。また、AmN調製試験装置の系統図を図1に示す。

＜調製試験の手順＞

(グローブボックス)

AmO₂、炭素粉末秤量
Mオルツボ内で混合
AmO₂: 20mg

↓ 移送

(No.5セル)

AmN調製
真空脱ガス: ~300℃
反応加熱: ~1300℃
N₂ → N₂+H₂ (~1 l/分)
COガス濃度をモニター
ルツボ取り出し(空气中~5分)
移送容器(モレキュラー入り)に装荷

↓ 移送

(グローブボックス)

ポリエチレン製グローブバックを設置し、窒素ガス置換

加熱後試料の秤量
X線回折用試料調製

↓ 移送

(鉛セル)

X線回折

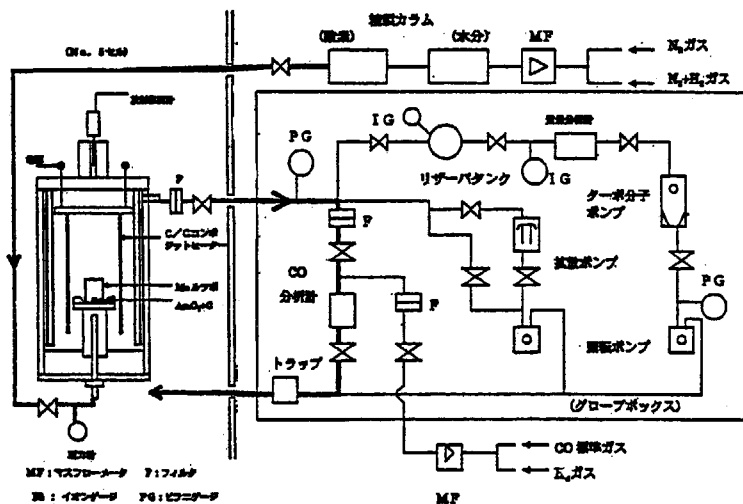


図1 調製試験装置系統図

岩石型燃料の密度、気孔率及び結晶粒径に関する研究(I) STUDY ON DENSITY, POROSITY AND GRAIN SIZE OF ROX FUELS (I)

原研東海 ○木村 康彦、 小野澤 淳、 長島 久雄、

Kimura Yasuhiko, Onozawa Atushi, Nagashima Hisao,
金井塚 文雄 柳澤 和章、 山下 利之

Kanaizuka Fumio, Yanagisawa Kazuaki, Yamashita Toshiyuki

日本原子力研究所が開発中の岩石型燃料（以下 ROX 燃料）の製造密度、百分率理論密度(%TD)、気孔率、結晶粒径を実験的に求めた。その結果を(I)と(II)に分けて報告する。(I)は主に密度。(II)は気孔率と結晶粒径。

キーワード：岩石型燃料、製造密度、%TD、気孔率、結晶粒径。

1. 実験目的 原研では、ROX 燃料の基礎物性を実験的に求める研究を実施してきている。まず、PuO₂ 成分を UO₂ に置き換えた模擬 ROX 燃料を作り、融点、熱拡散率等を炉外実験で求め学会誌に投稿した⁽¹⁾。今回は本物の ROX 燃料の密度、気孔率及び結晶粒径を求めた結果の報告である。データは、模擬 ROX 燃料及び UO₂ 燃料とも比較した。

2. 実験方法 2種類の ROX 燃料（以下、ROX-SZR 及び ROX-ThO₂）及び9種類の模擬岩石型燃料⁽¹⁾（以下、Sp.#12, #13, #16 及び Sp.#1-#6）を作製した。前者は原研が、後者は原子燃料工業（株）が製作を担当した。ROX-SZR は、23wt%PuO₂-17wt%SZR-56wt%Al₂O₃-4wt%MgO の機械混合粉末を予備焼結の後、1400℃/8h で最終焼結した。ここに SZR は (88.8mol%ZrO₂-11.0mol%Y₂O₃-0.2mol%Gd₂O₃)よりなる安定化ジルコニウムである。また、SZR-ThO₂ は (24wt%PuO₂-29wt%ThO₂-48wt%Al₂O₃-3wt%MgO)の機械混合粉末を同様に焼結した。ROX 燃料は外径 3mm、肉厚 1mm のディスク形状とし、模擬 ROX 燃料(naU 使用)は外径 9mm、高さ 10mm のペレット形状とした。

2.1 密度測定 ポールベアリングを用いたモックアップ試験を行った後、形状密度(GD)、水液浸密度(WID)、メタキシレン液浸密度(MID)、ドライウエル液浸密度(DID)及びヘリウムガス浸漬密度(GID)を求めた。

2.2 気孔率測定 試料はエポキシ樹脂に埋め込み/研磨の後、顕微鏡による写真撮影（100 倍）を行った。これを画像解析装置にかけて気孔率（写真中の全面積に対する気孔の占める面積） $p(\%)$ を求めた。続いて、MID と p から理論密度 $\rho_{th}(g/cc)$ 及び %TD を求めた。

2.3 結晶粒径測定 2次元切断法で求めた。気孔率測定に用いた試料表面を走査型電子顕微鏡(SEM)で観察し写真を撮影した。ROX 燃料は、多結晶燃料のためエッチング無しで粒径測定ができた。

3. 結果（密度測定） モックアップ試験結果から、試料内部に気孔が存在しなければ製造密度はどの方法で測定しても殆ど変わらないことが分かった。ROX 燃料では気孔が存在するため、測定方法の違いで密度値に差が出たが、MID が最も大きい値を示した。密度測定の結果を下表に示す。ROX 燃料の製造密度(MID)は 4.6-5.2g/cc、理論密度は 5.6-6.2g/cc の範囲にあり、いずれも UO₂ の約半分であることが分かった。模擬岩石燃料の密度は、ROX 燃料と大差なかった。ROX 燃料は、UO₂ に較べて固くて（常温で UO₂ の 2 倍強⁽¹⁾ の硬さ有り）そして軽い燃料である。

表1 ROX 燃料の密度測定結果

	ROX-SZR	ROX-ThO ₂	模擬岩石燃料	UO ₂ ⁽²⁾
$\rho_{th}(g/cc)$	5.6	6.2	5.0-5.7	10.96
MID(g/cc)	4.6	5.2	4.5-5.5	10.41

%TD、気孔率及び粒径に関する結果は別報(II)で記述。

参考文献：(1)Yanagisawa, K., et al.: *J. Nucl. Sci. Technol.*, to be published.

(2) Yanagisawa, K: *JAERI-M 7158*,(1977).

岩石型燃料の密度、気孔率及び結晶粒径に関する研究(II)
 STUDY ON DENSITY, POROSITY AND GRAIN SIZE OF ROX FUELS (II)

原研東海 ○小野澤 淳、木村 康彦、長島 久雄、
 Onozawa Atushi, Kimura Yasuhiko, Nagashima Hisao,
 金井塚 文雄、柳澤 和章、山下 利之
 Kanaizuka Fumio, Yanagisawa Kazuaki, Yamashita Toshiyuki

日本原子力研究所が開発中の岩石型燃料（以下 ROX 燃料）の製造密度、百分率理論密度(%TD)、気孔率、結晶粒径を実験的に求めた。その結果を(I)と(II)に分けて報告する。(I)は主に密度。(II)は気孔率と結晶粒径。
 キーワード：岩石型燃料、製造密度、%TD、気孔率、結晶粒径

1. 実験目的 前報(I)の1.『実験目的』に記載済み。
2. 実験方法 前報(I)の2.『実験方法』に記載済み。
3. 結果 (気孔率、結晶粒径)

%TD、気孔率 p (%)、平均気孔径 d_a (μm)及び平均結晶粒径 d_g (μm)は下表1のとおりとなった。

ROX 燃料の%TDは82-83の範囲にあった。ROX 燃料と同じ焼結温度1,400℃で焼結した UO_2 は90%TDとなっており、ROX 燃料の%TDは低かった。逆を言えば気孔率 p (%)は大きかった。平均気孔径 d_a で比較すると、ROX 燃料は3 μm 、 UO_2 は9 μm であった。画像解析装置で調べた両者の気孔分布を図1に示す。ROX 燃料の d_a が UO_2 の約1/3という事実から分かるように、ROX 燃料の気孔分布は UO_2 に比べ左側(気孔径の小さい側)に偏っている。模擬岩石燃料の%TDが高いのは、焼結温度が1,750℃と高かったためである。平均結晶粒径 d_g は ROX 燃料、模擬岩石燃料及び UO_2 共に2-4 μm の付近に値があり、大差はなかった。

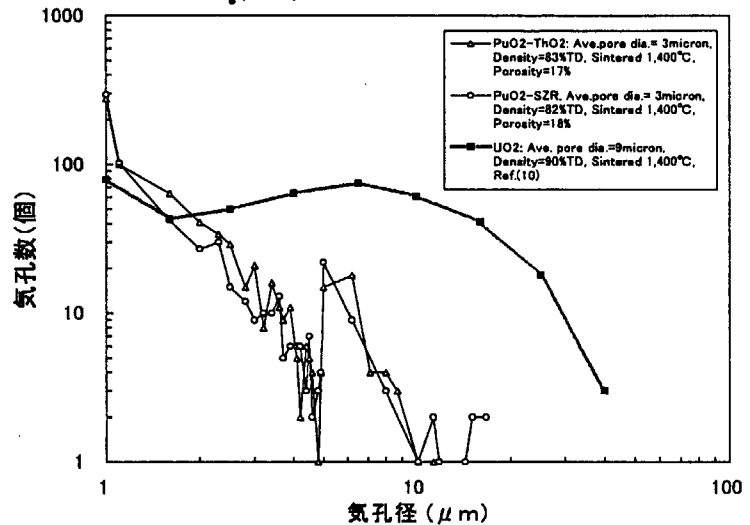


図1 ROX 燃料及び UO_2 燃料の気孔分布 (製造時)

4. まとめ

ROX 燃料は1,400℃(融点1,900℃の約7割の温度)で焼結した。この焼結条件下では、同一条件で焼結した UO_2 に比べ、気孔径が小さく密度の低い(82-83%TD)燃料となった。結晶粒径は両者変わらなかった。

表1 ROX 燃料の%TD、気孔率及び結晶粒径測定の結果

	ROX-SZR	ROX-ThO ₂	模擬岩石燃料	UO ₂ ⁽¹⁾
%TD	82	83	94-98	90
p (%)	18	17	<6%	<10%
d_a (μm)	3	3	4-8	9
d_g (μm)	2	2	3-4	3

注: (1)ROX 燃料と比較するため、焼結温度の同じ UO_2 を文献(1)から引用した。

参考文献: (1)Yanagisawa, K: JAERI-M 7807,(1978).

Re-irradiation Tests of Spent Fuel at JMTR by Means of
Re-instrumentation Technique

Jinichi Nakamura, Michio Shimizu, Yasuichi Endo, Hideaki Nabeya,
Kenichi Ichise, Junichi Saito, Kunio Oshima and Hiroshi Uetsuka

Japan Atomic Energy Research Institute

(ABSTRACT)

JAERI has developed re-irradiation test procedures of spent fuel irradiated at commercial reactor by means of re-instrumentation technique. Full length rods irradiated at commercial LWRs were refabricated to short length rods, and rod inner pressure gauges and fuel center thermocouples were re-instrumented to the rods. Re-irradiation tests to study the fuel behavior during power change were carried out by means of BOCA/OSF-1 facility at JMTR.

In the tests to study the fission gas release during power change, the rod inner pressure increase was observed during power change, especially during power reduction. The fission gas release during power reduction is estimated to be the release from FP gas bubbles on the grain boundary caused by the thermal stress in the pellet during power reduction.

Re-irradiation test of gadolinia fuel was performed by means of dual re-instrumentation technique (fuel center thermocouples and rod inner pressure gauge). A step-wise fission gas release during power change, and the following fuel center temperature change due to gap conductance change (thermal feed back effects) were observed.

R&D status and requirements for PIE in the field of the HTGR fuel and the innovative basic research on high-temperature engineering

Kazuhiro SAWA, Masahiro ISHIHARA, Tsutomu TOBITA, Junya SUMITA, Kimio HAYASHI, Hajime SEKINO, Etsuro OOEDA
Japan Atomic Energy Research Institute

The High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR), which is the first high temperature gas-cooled reactor (HTGR) in Japan, is now on the point of attaining its first criticality at the Oarai Research Establishment of Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI).

In the field of HTGR fuel, JAERI will proceed R&D works by the following steps: (STEP-1) confirmation of irradiation performance of the first-loading fuel of the HTTR, (STEP-2) study on irradiation performance of high burnup SiC-coated fuel particle and (STEP-3) development of ZrC-coated fuel particle. The requirements for post-irradiation examination (PIE) are different for each R&D step. In STEP-1, at first, hot cells will be prepared in the HTTR reactor building to handle spent fuels. In parallel, general apparatuses such as deconsolidation equipment of the fuel compact and coated fuel particles handling equipment will be installed in the Hot Laboratory of the JMTR. In STEP-2, precise PIE technique, for example, Raman spectroscopy technique for measurement of stress on irradiated SiC layer, will be investigated. In STEP-3, new PIE technique should be developed to investigate irradiation behavior of ZrC-coated particle.

In the field of the innovative basic research on high-temperature engineering, some preliminary tests have been made on the research areas of 1) new materials development, 2) fusion technology, 3) radiation chemistry, and 4) high-temperature radiation dosimetry. Requirements for PIE are under investigation, in particular on the new materials development. Besides more general apparatuses including transmission electron microscopy (TEM), some special apparatuses such as ESR (electron spin resonance) spectrometer, a specific resistance/Hall coefficient measuring system and a differential scanning calorimeter (DSC) are planned to install in the Hot Laboratory of the JMTR.

Acquisition of advanced knowledge on the irradiation behavior is expected in these two HTTR-related fields through close cooperation with the PIE staffs at JAERI Oarai.

Development and Application of PIE Apparatuses for High-burnup LWR Fuels

Katsuya HARADA, Naoaki MITA, Yasuharu NISHINO and Hidetoshi AMANO

Hot Engineering Division
Department of Hot Laboratories

ABSTRACT

The Reactor Fuel Examination Facility (RFEF) is developing the following post irradiation examination apparatuses:

- Ion Microprobe mass analyzer (IMA)
- Pellet Thermal Capacity measuring apparatus (PTC)
- Micro Density Measuring apparatus (MDM)
- Shield-type Field Emission Scanning Electron Microscope (FE-SEM)

The present paper mainly describes several technical topics of these apparatuses.

1. INTRODUCTION

Extended fuel burnup of LWR fuel is in progress, and the post irradiation examinations (PIEs) of reactor fuels have become very important to clarify the irradiation behavior of high-burnup fuel pellets and cladding tubes.

In these contexts, the Reactor Fuel Examination Facility (RFEF) was developing several new apparatuses to obtain the PIE data for confirming the integrity and safety of the high-burnup fuels.

Ion Microprobe mass Analyzer (IMA) is used for analysis three-dimensional and isotopes analysis on fuel pellet or micro surface of cladding tube based on the secondary ion mass analysis.

Pellet Thermal Capacity measuring apparatus (PTC) is used to measure the thermal capacity of minute fuel pellet specimen based on the thermal flux type Differential Scanning Calorimetry (DSC).

Micro Density Measuring apparatus (MDM) is used to measure the micro fuel pellet

Present Status of PIEs in the Department of Hot Laboratories

Tsuneo KODAIRA, Tomohide SUKEGAWA, Hidetoshi AMANO,
Fumio KANAIZUKA and Kiyomi SONOBE

Department of Hot Laboratories, Tokai Research Establishment
Japan Atomic Energy Research Institute
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken, 319-1195, Japan

ABSTRACT

The Department of Hot Laboratories (DHL) operates three hot cell facilities including the Research Hot Laboratory (RHL), the Reactor Fuel Examination Facility (RFEF) and the Waste Safety Testing Facility (WASTE). The RHL is performing post irradiation examinations (PIEs) for fuels and materials irradiated in research and test reactors. The RFEF is principally examining the reliability of operating power reactor fuel assemblies for PWR, BWR and ATR. In the WASTE, development and characterization tests of advanced waste forms have been carried out for a safety examination on disposal of high level waste.

The present paper mainly describes current status of PIEs in these facilities and several technical topics concerning measurements of physical and mechanical properties for light water reactor (LWR) fuels and materials.

1. INTRODUCTION

DHL is operating three hot cell facilities, i.e. the RHL, the RFEF and the WASTE. The RHL was established in 1961 and expanded in 1965 in which there are 10 $\beta \gamma$ concrete and 38 $\beta \gamma$ lead cells. The RFEF was established in 1979 and it is equipped with 6 $\beta \gamma$ concrete cells and 2 $\alpha \gamma$ ones with 2 lead cells. The WASTE was established in 1981 and it is equipped with 3 $\beta \gamma$ concrete cells, 2 $\alpha \gamma$ ones with 1 lead cell and 6 glove boxes.

In this report, current activities of these facilities are described and several R & D works are also presented as technical topics.

Development of PIE techniques for Irradiated LWR Pressure Vessel Steels

Masahiro NISHI, Minoru KIZAKI and Tomohide SUKEGAWA

**Research Hot Laboratory Division
Department of Hot Laboratories
Tokai Research Establishment, JAERI
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken, Japan**

Abstract

For the evaluation of safety and integrity of light water reactors (LWRs), various post irradiation examinations (PIEs) of reactor pressure vessel (RPV) steels and fuel claddings have been carried out in the Research Hot Laboratory. In recent years, the instrumented Charpy impact testing apparatus was remodeled aiming at the improvement in accuracy and reliability. By this remodeling, absorbed energy and other useful information on impact properties can be delivered from the force-displacement curve for the evaluation of neutron irradiation embrittlement behavior of LWR-RPV steels at one-time striking. In addition the two advanced PIE technologies are now under development. One is the remote machining of mechanical test pieces from actual irradiated pressure vessel steels. The other is development of low-cycle and high-cycle fatigue test technology in order to clarify the post-irradiation fatigue characteristics of structural and fuel cladding materials.

Effect of Power Change on Fission Gas Release

(Re-irradiation Tests of Spent Fuel at JMTR)

Jinichi Nakamura, Michio Shimizu, Tadahiko Ishii, Yasuichi Endo,
Isao Ohwada, Hideaki Nabeya and Hiroshi Uetsuka

Japan Atomic Energy Research Institute

(ABSTRACT)

A full length rod irradiated at Tsuruga unit 1 was refabricated to short length rods, and rod inner pressure gauges were re-instrumented to the rods. Re-irradiation tests to study the fission gas release during power change were carried out by means of BOCA/OSF-1 facility at JMTR. In the tests, steady state operation at 40kW/m and power cycling operations between 20 and 40kW/m were conducted for the same high power holding time, and the rod inner pressure change during the tests was measured. The rod inner pressure increase was observed during power change, especially during power reduction.

The rod inner pressure increase during a power cycling depended on the length of the high power operation just before the power cycling. The fission gas release during power reduction is estimated to be the release from FP gas bubbles on the grain boundary caused by the thermal stress in the pellet during power reduction. When steady state operation and power cycling were repeated at the power levels of 30, 35 and 40kW/m, the power cycling accelerated the fission gas release compared with the steady state operation.

[The 6th Asian Symposium on Research Reactors(ASRR-VI)]

paper title:

Development and Application of PIE Apparatuses in Tokai Hot Cell Facilities

Hidetoshi Amano , Tsuneo Kodaira , Tomohide Sukegawa

Department of Hot Laboratories
Tokai Research Establishment
Japan Atomic Energy Research Institute
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken, 319-11, Japan

Abstract

The Department of Hot Laboratories (DHL) operates three hot cell facilities including the Reactor Fuel Examination Facility (RFEF), the Research Hot Laboratory (RHL) and the Waste Safety Testing Facility (WASTEF). The RFEF is especially examining the reliability of actual power reactor fuel assemblies for PWR and BWR. The RHL is established to perform post irradiation examinations (PIEs) for fuels and materials irradiated in research and test reactors. In the WASTEF, Synroc and new ceramic waste forms are prepared and investigated for the safety disposal of high level radioactive waste.

The present paper mainly describes development and application of PIE apparatuses with several technical topics in these hot laboratories.

岩石型燃料の密度、気孔率及び結晶粒径に関する研究(III)

STUDY ON DENSITY, POROSITY AND GRAIN SIZE OF ROX FUELS (III)

原研東海 ○柳澤 和章 木村 康彦、 金澤 浩之、

Yanagisawa Kazuaki, Kimura Yasuhiko, Kanazawa Hiroyuki,
金井塚 文雄、 天野 英俊、 山下 利之

Kanaizuka Fumio, Amano Hidetoshi, Yamashita Toshiyuki
藤田 操

Fujita Misao

日本原子力研究所が開発中の岩石型燃料（以下 ROX 燃料）につき、JRR-3 にて燃焼度 27MWd/kgPu ま
で照射を行い密度、気孔率、結晶粒径の変化を調べた。その結果を報告する。

キーワード：岩石型燃料、燃焼度、照射、JRR-3、密度、気孔率、結晶粒径。

1. 実験目的 前報(I)及び(II)で、未照射 ROX 燃料の密度、気孔率及び結晶粒径につき報告したが、照射によ
ってそれらがどの様に変ったか研究した。

2. 実験方法 2種類のディスク形 ROX 燃料（以下、ROX-SZR 及び ROX-ThO₂）を JRR-3 にてキャプセル
照射した。照射中試料温度は 990 ± 12℃ で推移した。燃焼度分析の結果、試料の燃焼度は
27GWd/kgPu(28%FIMA)となった。

2.1 気孔率測定 照射済試料は原研実燃試で鏡面研磨し顕微鏡写真を撮影した。マクロ写真を用いて画像解
析を実施し、気孔率 $p(\%) = \frac{\text{写真中の全面積に対する気孔の占める面積}}{\text{全面積}} \times 100$ を求めた。

2.2 密度測定 キャプセル照射中、燃料ディスクの上下面を Nb-1wt%Zr 円板でサンドイッチして保護して
いたが、照射でボンディングが発生し燃料ディスクと Nb 円板が分離できなくなった。そのため、密度測定
が不可能となったので、 $MID = \rho_{\text{固}}(1-p(\%))$ という関係式から、照射後の密度 MID を推定した。

2.3 粒径測定 2次元切断法で求めた。

3. 結論

1)ROX-SZR の燃料密度は、4.6g/cc(82%TD)か
ら 3.4g/cc(61%TD)まで減少した。
ROX-ThO₂ の燃料密度は、5.2g/cc(83%TD)か
ら 3.4g/cc(55%TD)まで減少した。すなわち、
ROX 燃料の密度は、照射によって減少した。
(2)ROX-SZR の照射前後の気孔分布を図 1 に
示す。その気孔率は、18%から 39% に増加、
即ちスエリングした。一方、ROX-ThO₂ のそれ
は 17%から 46%に増加した。ガス気泡スエリ
ング率は後者の方が前者よりも大きかった。
照射によって起こった ROX 燃料のガス気泡ス
エリングは、主として気孔の集塊に起因して
いる。ROX 燃料のガス気泡スエリングは UO₂
と殆ど変わらなかった。(3)平均結晶粒径は、
ROX-SZR で 2 から 6µm への増加、また ROX-
ThO₂ で 2 から 4µm への増加であった。僅か
な結晶粒成長が見られた。
(4). 結言 ROX 燃料には UO₂ 並のガス
気泡スエリングが起こる。

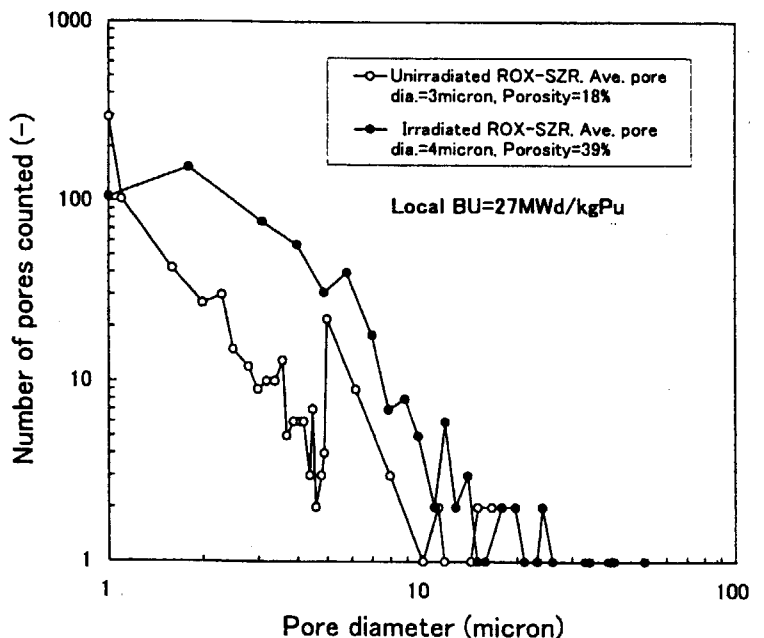


図1 ROX-SZR燃料の気孔分布(○：照射前、●：照射後)

平成11年3月9日

第11回 日本原子力学会高度燃焼技術研究専門員会
第10回 新型核燃料材料研究会 連合シンポジウム

「東海研における照射後試験の現状」

日本原子力研究所 ホット試験室 天野 英俊

東海研究所には、照射後試験施設として、東海ホットラボ、燃料試験施設及びWASTE-Fの3施設がある。最近の照射後試験の内容は、燃料の高度化・高性能化に伴って、従来の一般的なものからマイクロレベルの分析や物性測定等に重点が移ってきている。燃料関連では、ペレット融点測定装置、ペレット熱拡散率測定装置等が、また、材料関連では、HTTR、核融合炉材料、原子炉構造材の経年変化の研究のための透過型電子顕微鏡やスモールパンチ試験装置等が整備され、現有設備の改良も順次実施されている。

[内 容]

・東海研究所 ホット試験施設(3施設)の概要

設立経緯、各施設の設備一覧

・燃料試験施設について

セル概要、使用実績と計画、トピックス(熱物性測定、短尺化等)

・東海ホットラボについて

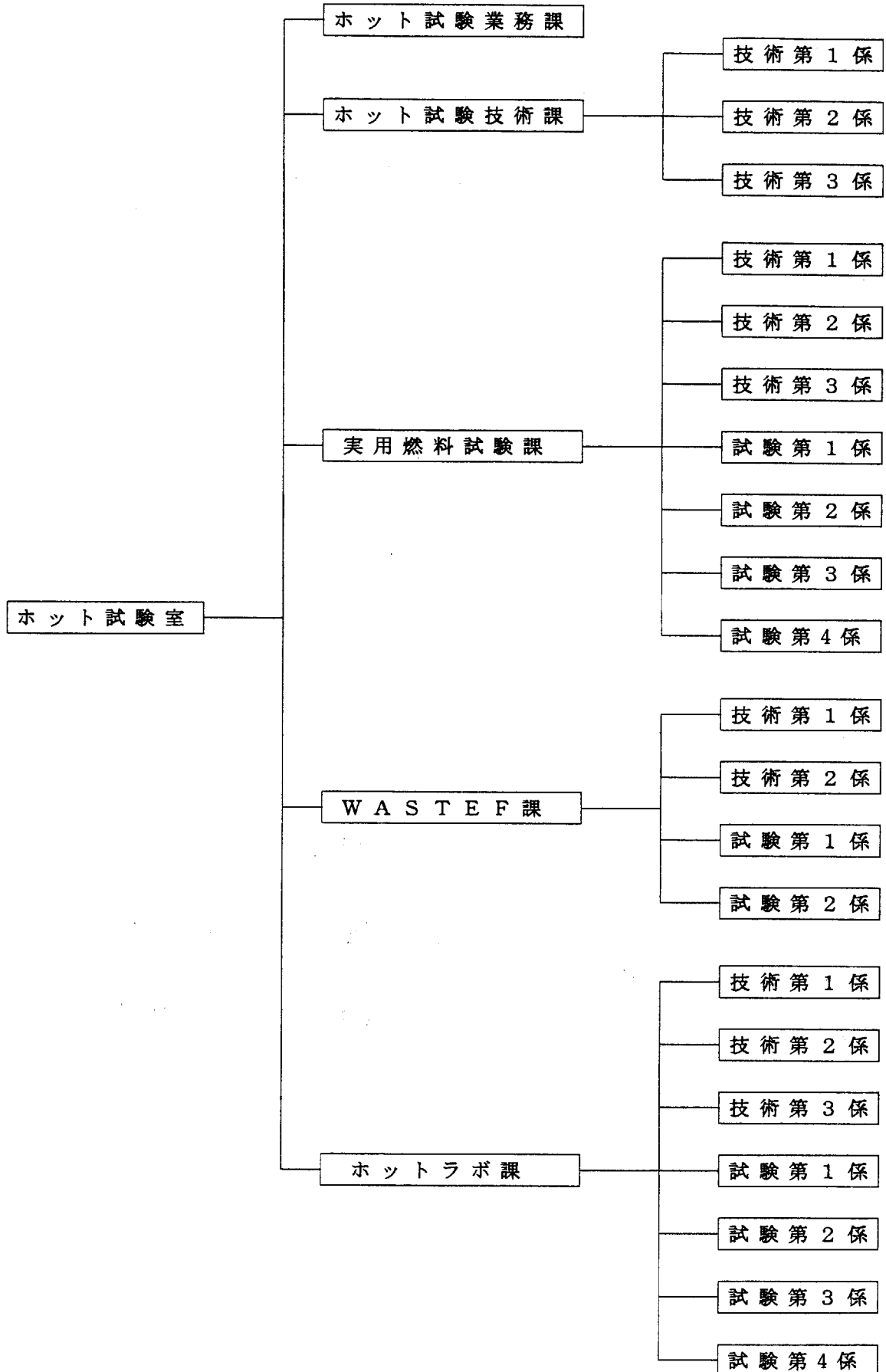
セル概要、使用実績と計画、トピックス(放射加工材加工等)

・WASTE-Fについて

セル概要、使用実績と計画、トピックス(ガラス固化体信頼性試験)

・まとめ

付録5 ホット試験室の組織



ホット試験室年報執筆者一覧

まえがき	-----	古平 恒夫 (ホット試験室長)
1. 概要		
1.1 ホット試験室の概要	-----	天野 英俊 (ホット試験技術課)
1.2 施設の運転管理	-----	関田 憲昭 (")
1.3 技術開発	-----	西野 泰治 (")
2. 燃料試験施設の運転管理		
2.1 運転・利用状況	-----	三瓶 真一 (実用燃料試験課)
2.2 保守・整備状況	-----	鯉淵 薫 (")
2.3 放射線管理状況	-----	早坂 寿夫 (放射線管理第3課)
3. WASTE Fの運転管理		
3.1 運転・利用状況	-----	糸永 文雄 (WASTE F課)
3.2 保守・整備状況	-----	糸永 文雄 (")
3.3 放射線管理状況	-----	角田 昌彦 (放射線管理第3課)
4. ホットラボの運転管理		
4.1 運転・利用状況	-----	藁谷 兵太 (ホットラボ課)
4.2 保守・整備状況	-----	藁谷 兵太 (")
4.3 放射線管理状況	-----	近藤 吉男 (放射線管理第2課)
5. 試験技術開発		
5.1 ホット試験技術課		
5.1.1 精密密度測定装置の開発	-----	三田 尚亮、原田 克也 (ホット試験技術課)
5.1.2 ベレット熱容量測定装置の開発	-----	原田 克也、三田 尚亮 (")
5.1.3 高分解能走査型電子顕微鏡の開発	---	三田 尚亮、原田 克也 (")
5.2 実用燃料試験課		
5.2.1 PIEデータ管理システムの整備	-----	串田 輝雄、小野澤 淳 (実用燃料試験課)
5.2.2 アニール装置の開発	-----	串田 輝雄、長島 久雄 (")
5.3 WASTE F課		
5.3.1 TRU窒化物調整装置の開発	-----	吉川 静雄 (WASTE F課)
5.3.2 示差走査熱量計の整備	-----	岡本 久人 (")
5.4 ホットラボ課		
5.4.1 放射化鋼材加工技術開発	-----	木崎 實 (ホットラボ課)
5.4.2 X線回折法による照射材残留応力測定装置の開発	-	西 雅祐 (ホットラボ課)

あとがき ----- 新藤 雅美 (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 ----- 角 重雄 (ホット試験室)
付録3 研究成果一覧 ----- 草川 文雄 (ホット試験業務課)
付録4 外部発表等予稿集 ----- 草川 文雄 (")
付録5 ホット試験室の組織 ----- 草川 文雄 (")

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	モル	mol
光度	カンデラ	cd
平面角	ラジアン	rad
立体角	ステラジアン	sr

表3 固有の名称をもつSI組立単位

量	名称	記号	他のSI単位による表現
周波数	ヘルツ	Hz	s ⁻¹
力	ニュートン	N	m·kg/s ²
圧力, 応力	パスカル	Pa	N/m ²
エネルギー, 仕事, 熱量	ジュール	J	N·m
工率, 放射束	ワット	W	J/s
電気量, 電荷	クーロン	C	A·s
電位, 電圧, 起電力	ボルト	V	W/A
静電容量	ファラド	F	C/V
電気抵抗	オーム	Ω	V/A
コンダクタンス	ジーメン	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	°C	
光束	ルーメン	lm	cd·sr
照射度	ルクス	lx	lm/m ²
放射線量	ベクレル	Bq	s ⁻¹
吸収線量	グレイ	Gy	J/kg
線量等量	シーベルト	Sv	J/kg

表2 SIと併用される単位

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

1 eV=1.60218×10⁻¹⁹J
1 u=1.66054×10⁻²⁷kg

表4 SIと共に暫定的に維持される単位

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

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

表5 SI接頭語

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

(注)

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

換算表

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

粘度 1Pa·s(N·s/m²)=10P(ポアズ)(g/(cm·s))

動粘度 1m²/s=10⁴St(ストークス)(cm²/s)

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

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

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

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

吸収線量	Gy	rad
	1	100
	0.01	1

照射線量	C/kg	R
	1	3876
	2.58×10 ⁻⁴	1

線量当量	Sv	rem
	1	100
	0.01	1

ホット試験室施設の運転と技術開発（平成10年度）