

JAERI-Review

98-023



ホット試験室  
施設の運転と技術開発  
(平成9年度)

1998年12月

ホット試験室

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

本レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。

入手の問い合わせは、日本原子力研究所研究情報部研究情報課（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村）あて、お申し越してください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費領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, Ibarakiken 319-1195, Japan.

ホット試験室  
施設の運転と技術開発  
(平成9年度)

日本原子力研究所東海研究所  
ホット試験室

(1998年10月29日受理)

本報告書は、平成9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、関電・高浜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、東電・福島第2発電所のBWR燃料集合体及び動燃「ふげん」で使用された燃料集合体の燃料集合体再組立を行った。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、高燃焼度燃料の特殊照射後試験等を実施した。

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、核融合炉用材料等の照射後試験を行うとともに、受託調査として原電・東海発電所の燃料モニタリングを継続して行った。

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。

**Annual Report on Operation, Utilization and Technical  
Development of Hot Laboratories  
(From April 1, 1997 to March 31, 1998)**

**Department of Hot Laboratories**

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

**(Received October 29, 1998)**

This report describes activities, in the fiscal year 1997, 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, Reconstruction of ATR fuel assemblies irradiated in the Fugen Reactor and a BWR fuel assembly irradiated in the Fukushima Daini Unit 2 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 highburnup fuel rods from the Ohi Unit 1 and Rock-like Fuel (ROX) samples irradiated in the JRR-3M.

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 monitoring test of fuel elements has been continued in accordance with the surveillance program of the Magnox reactor of the Japan Atomic Power Corporation.

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 kinds of leaching tests on the radioactive nuclides in the waste forms have been performed.

**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	16
2.1 運転・利用状況	16
2.2 保守・整備状況	18
2.3 放射線管理状況	19
3. W A S T E F の運転管理	27
3.1 運転・利用状況	27
3.2 保守・整備状況	28
3.3 放射線管理状況	30
4. ホットラボの運転管理	36
4.1 運転・利用状況	36
4.2 保守・整備状況	38
4.3 放射線管理状況	39
5. 試験技術開発	51
5.1 ホット試験技術課	51
5.1.1 精密密度測定装置の開発	51
5.1.2 ペレット熱容量測定装置の開発	56
5.1.3 高分解能走査型電子顕微鏡の開発	60
5.2 実用燃料試験課	64
5.2.1 照射後試験における画像データのデジタル化	64
5.2.2 燃料被覆管リング試料焼鈍用電気炉の開発	67
5.3 W A S T E F 課	72
5.3.1 T R U 窒素物調製・高温安定性試験（装置整備及び試験計画）	72
5.4 ホットラボ課	74
5.4.1 放射化鋼材加工技術開発	74
5.4.2 透過型電子顕微鏡用試料調製技術の開発	78
あとがき	80
付録1 官庁許認可申請一覧	81
付録2 安全衛生関係	84
付録3 研究成果一覧	87
付録4 外部発表等子稿	89
付録5 ホット試験室の組織	96

## 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 in Department on Post-irradiation Examination Techniques .....	6
2. Operation and Management of the Reactor Fuel Examination Facility .....	16
2.1 Operation and Utilization .....	16
2.2 Maintenance .....	18
2.3 Radiation Monitoring .....	19
3. Operation and Management of the Waste Safety Testing Facility .....	27
3.1 Operation and Utilization .....	27
3.2 Maintenance .....	28
3.3 Radiation Monitoring .....	30
4. Operation and Management of the Research Hot Laboratory .....	36
4.1 Operation and Utilization .....	36
4.2 Maintenance .....	38
4.3 Radiation Monitoring .....	39
5. Research and Development on Post-irradiation Examination Techniques .....	51
5.1 Hot Engineering Division .....	51
5.1.1 Development of Micro Density Measuring Apparatus (MDM) .....	51
5.1.2 Development of Pellet Thermal Capacity Measuring Apparatus (PTC) .....	56
5.1.3 Development of Shield-type Field Emission Scanning Electron Microscope (FE-SEM) .....	60
5.2 Fuel Examination Division .....	64
5.2.1 Digitization of Image Data in Post Irradiation Examination .....	64
5.2.2 Development of Annealing Method of Fuel Clad Ring Specimen using Electric Furnace .....	67
5.3 Waste Safety Testing Facility Division .....	72
5.3.1 Examination of Preparation for TRU Nitride Specimen and Evaporation Behavior at High Temperature (Improvement of Apparatus and Examination Plan) .....	72
5.4 Research Hot Laboratory Division .....	74
5.4.1 Development of Specimen Machining Technique from Irradiated Reactor Pressure Vessel Steels .....	74
5.4.2 Development of Specimen Preparation Technique for Transmission Electron Microscope (TEM) .....	78
Postscript .....	80
Appendix 1 List of Licensing .....	81
Appendix 2 Safety and Education .....	84
Appendix 3 Published Reports .....	87

Appendix 4	Abstracts for Oral Presentation .....	89
Appendix 5	Organization in the Department of Hot Laboratories .....	96

This is a blank page.



## 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9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2件（PWR燃料1件、BWR燃料再組立1件）、動燃事業団の受託業務として2件（ふげん照射燃料再組立1件、キャプセル照射試料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、安定化プルトニウム燃料燃焼法研究、シビアアクシデント条件下のFP放出実験（VEGA計画）等に関するR&Dに協力し、関連する技術開発及び業務の円滑な推進に努めた。

WASTEFでは、放射性廃棄物の安全性研究として、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 $\alpha$ 加速試験及び地下水・岩石との相互作用に係わる花崗岩内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蝕安全性実証試験」等に関する技術検討を継続するとともに、ガラス固化体の安全性試験終了措置の一環としてセル整備を行った。

ホットラボにおいては、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た。所外利用では、昭和40年代から継続実施している原電東海発電所の燃料・材料（黒鉛、圧力容器鋼材）モニタリングを計画どおり実施した。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、燃料試験施設における精密密度測定装置、ペレット熱容量測定装置及び高分解能走査型電子顕微鏡の開発、画像データのデジタル化、燃料被覆管リング試料焼鈍用電気炉の開発、FP放出実験装置（VEGA計画）の整備、WASTEFにおけるTRU窒化物調整・高温安定性試験用装置の整備及びホットラボにおける放射化鋼材加工技術開発、透過型電子顕微鏡用試料調整技術開発を進めておりこれらの開発・整備は予定通り遂行された。

さらに、将来のホット試験施設のあり方を検討すべく、大洗材料試験炉部との協力の下に、ホット試験施設将来構想検討アドホック委員会を設けて将来構想をとりまとめ、これを基に研究評価を受けた。

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どおり進捗し、軽水炉安全性、核融合、高温工学、新型炉・新燃料、核燃料サイクル等の分野の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

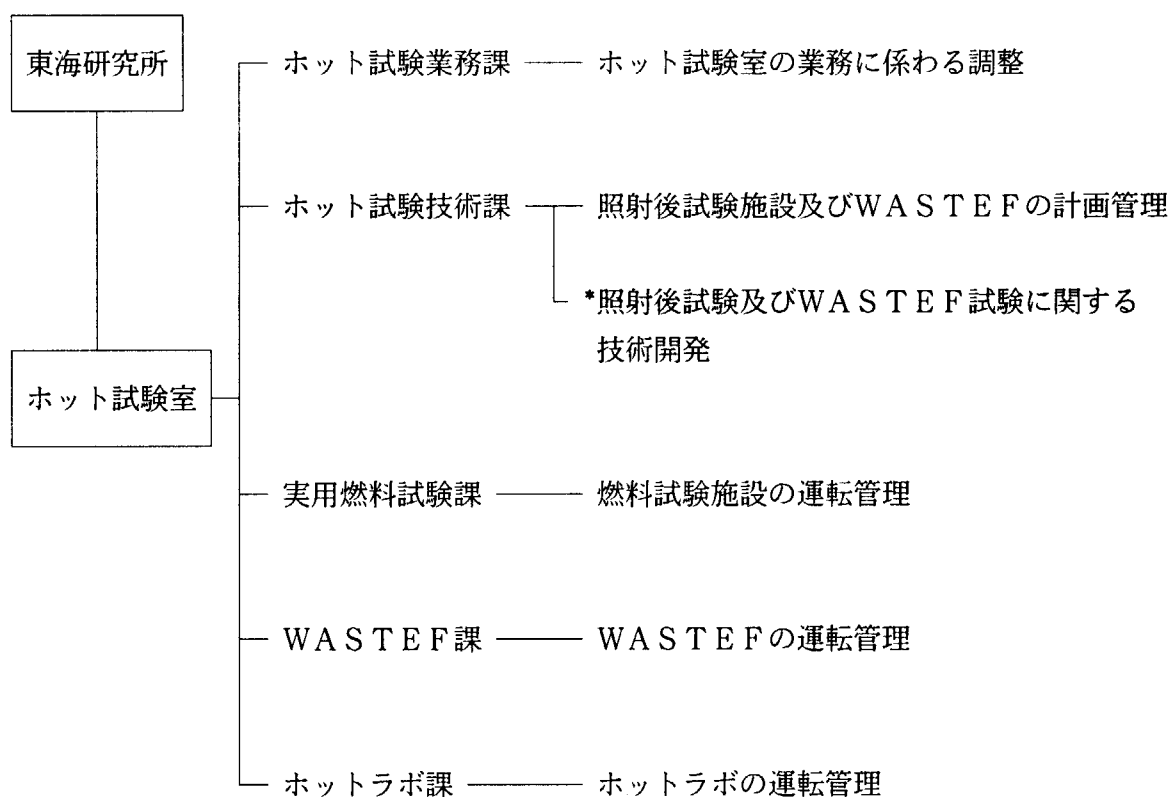
# 1. 概 要

## 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7ヶ年を経過した。

平成9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9年度）



\*：研究テーマ

燃料試験施設、WASTEF、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試験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み、それに対応するために設備、施設の陳腐化、老朽化対策や研究・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、大洗研材料試験炉部と共同で平成7年度から継続して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7月に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）を設け、検討を行うとともに、平成9年度研究評価委員会のホット試験専門部会において報告を行い、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炉燃料の照射後試験として、燃料およ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、これらの試験のための技術及び施設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Table 1.1.1に、1階平面図をFig. 1.1.1にそれぞれ示す。

施設は、軽水炉及び新型転換炉用燃料の試験を実施する $\beta\gamma$ セルとプルトニウム系燃料の試験を実施する $\alpha\gamma$ セルをL字型に配置し、セル前面に操作室、セル背面側にはアイソレーションルーム、サービスエリア及び燃料貯蔵プールを配置している。施設の大きな特徴は、全長約4m、重さ約700kgの実用燃料集合体を垂直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事である。

施設では、（財）原子力発電技術機構の受託業務として2件（PWR燃料1件、BWR燃料再組立1件）、動燃事業団の受託業務として2件（ふげん照射燃料再組立1件、キャプセル照射試料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、安定化プルトニウム燃料燃焼法研究、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。なお、動燃事業団の受託業務については、新法人の発足（平成10年10月予定）のため、部材試験を含め、平成10年度に終了する予定である。

### 1.1.2 WASTE F

廃棄物安全試験施設（Waste Safety Testing Facility）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Table 1.1.2に、1階平面図をFig. 1.1.2にそれぞれ示す。

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

施設では、放射性廃棄物の安全性研究として、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 $\alpha$ 加速試験及び地下水・岩石との相互作用に係わる花崗岩内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ともに、ガラス固化体の安全性試験終了措置の一環としてセル整備を行った。

### 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。その後、原電東海発電所の燃料、圧力容器鋼材及び黒鉛材料のモニタリングを実施するために、ケーブ、セル等の設備を増設し、昭和40年から増設部の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Table 1.1.3 に、1階平面図をFig. 1.1.3 にそれぞれ示す。

施設は $\beta\gamma$ 放射性物質取扱施設であり、冶金学的試験を実施するケーブ、セルと化学的試験を実施するケーブ、セルで構成されており、取扱可能な試料の寸法は、最大径約100mm、最大長さ約1500mmで、研究炉及び試験炉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。

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、昭和40年代から継続実施している原電東海発電所の燃料・材料（黒鉛、圧力容器鋼材）モニタリングを計画どおり実施した。なお、同受託調査は、原電東海1号炉の停止措置に伴い平成10年度受託調査「原電東海1号炉燃料照射後試験総合評価」をもって終了する予定である。

## 1. 2 施設の運転管理

平成9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、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ル・セル、内装機器、一斉指令装置、警報設備等について本体機器及び安全装置の作動試験、負圧維持状況、通報試験等の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、フィルターの捕集効率測定、配管・弁の漏洩点検等を実施した。

核燃料及び放射性物質の搬出入作業は各施設で実施され、それぞれ試験依頼元を中心に関係法令、規定等に従い徹底した管理の基で進められた。燃料試験施設及びホットラボにおける核燃料及び放射性物質の搬出入実績をTable 1.2.1 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え付け作業、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ル・セル内汚染除去作業等の放射線作業における作業者の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、 $^{95}\text{Kr}$ 、 $^{125}\text{Sb}$  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廃棄物は、各施設とも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計画等に伴うセル整備を継続・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9年度は精密密度測定装置、ペレット熱容量測定装置の2ヶ年計画の第1期分として、それぞれ装置本体部及び制御・データ処理部等の設計・製作及び測定室への仮設置を行うとともに、高分解能走査型電子顕微鏡の3ヶ年計画の初年度として、全体構想設計及び放射性試料対応エネルギー分散型X線分析器の設計・製作を行った。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計画）に協力して、ホット試験装置の設計・製作を進めるとともに、装置が設置されるβγコンクリートNo.5セルのセル整備を完了した。また、原子炉安全工学部に協力して、高燃焼度燃料被覆管の偏在水素化が事故時に及ぼす影響を調べるため、高燃焼度燃料被覆管リング試料の焼鈍炉の開発を行うとともに、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画像データのデジタル化を進め、今年度はE P M A等の写真をパソコンに取り込み高性能プリンターで出力する方法への移行を進めた。

ホットラボでは、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、原子炉安全工学部に協力して、市販のNCフライス盤を遠隔操作型放射化鋼材加工装置として改良を加えるとともに、操作室において加工条件等が確立するためのモックアップ用にセル内同仕様のフライス盤本体を準備した。また、材料研究部に協力して、中性子照射環境下での材料特性劣化評価等を解明するため、中性子照射試料の透過型電子顕微鏡観察に供する薄膜試料の作製技術開発に着手した。

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を進めるとともに、施設の利用拡張計画等の一環として、燃料研究部に協力して、窒化アメリカシウムの蒸発挙動測定試験に係る高温電気炉等をNo.5セルに設置した。

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		$3.6 \times 10^9$	燃料集合体・燃料棒の搬入、搬出、貯蔵、外観観察等
$\beta$ $\gamma$ コン クリ ート セル	No. 1	$3.0 \times 10^8$	外観検査、寸法測定、 $\gamma$ スキャンニング、ペレット被覆管残留 ギャップ測定、洗浄等
	No. 2	$3.0 \times 10^8$	X線検査、渦電流探傷、被覆管酸化膜厚さ測定、FPガス捕集
	No. 3	$3.0 \times 10^8$	解体、再組立、切断、脱燃料、SCC（応力腐食割れ）試験 キャプセル解体・NaK処理等
	No. 4	$3.3 \times 10^6$	引張試験、内圧破裂試験、マンドレル拡管試験、形状測定
	No. 5	$3.3 \times 10^6$	アウトガス分析、微小分析試料作製、縦割り切断、真空蒸着
	No. 6	$3.3 \times 10^6$	マクロ・被覆管内外面観察、金相試料作製・前処理、融点測定
$\beta$ $\gamma$ 鉛 セル	No. 1	$3.7 \times 10^3$	金相試験
	No. 2	$3.7 \times 10^3$	金相試験、密度測定、マイクロビッカース硬さ測定
	No. 3	$3.7 \times 10^3$	マイクロ $\gamma$ スキャンニング、X線回折試験、超微小硬さ測定
リ $\alpha$ リ $\gamma$ トコ セン ル	No. 1	$3.3 \times 10^6$	外観検査、寸法測定、 $\gamma$ スキャンニング、FPガス捕集、気孔 率測定、密度測定
	No. 2	$3.3 \times 10^6$	切断、脱燃料、樹脂注入、金相試料作製・前処理
鉛 $\alpha$ セル	No. 1	$3.7 \times 10^3$	モザイク写真撮影、電子顕微鏡観察
	No. 2	$3.7 \times 10^3$	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(GBq)	Pu (g)	
No.1セル ( $\beta \gamma$ )	$1.85 \times 10^6$	2 (密封)	貯蔵試験、 $\gamma$ スキャンニング
No.2セル ( $\beta \gamma$ )	$1.85 \times 10^6$	2 (密封)	ガラス固化体作製
No.3セル ( $\beta \gamma$ )	$1.85 \times 10^6$	2 (密封)	試験試料作製、処分試験
No.4セル ( $\alpha \gamma$ )	$3.70 \times 10^5$	1 2	物性試験、浸出試験
No.5セル ( $\alpha \gamma$ )	$1.85 \times 10^5$	1 2	シンロック作製、 $\alpha$ 加速試験
鉛セル ( $\alpha \gamma$ )	$7.40 \times 10^2$	1	組織観察、X線回折試験
グローブボックス	————	0.1	化学処理、分析試験、硬さ測定

HLLW：高レベル放射性廃液



Table 1.1.3 東海ホットラボの主な仕様と試験項目

ケープ・セル	最大取扱量(GBq)	試験項目
クリーンケープ	$3.7 \times 10^6$	非破壊試験、試料搬入・搬出
ダーティケープ	$3.7 \times 10^6$	切断、解体
ストレージケープ	$3.7 \times 10^6$	試料搬入・保管
メンテナンスケープ	$3.7 \times 10^6$	機器補修、試料搬入・搬出
冶金Aケープ	$1.9 \times 10^6$	解体、試料保管
冶金Bケープ	$1.1 \times 10^6$	真空高温引張試験
冶金Cケープ	$1.1 \times 10^6$	外観、寸法、重量、高サイクル疲労試験
冶金Dケープ	$1.1 \times 10^6$	$\gamma$ スキャンニング
化学Aケープ	$3.7 \times 10^5$	F P ガス捕集・分析、電解・酸浸出
化学Bケープ	$3.7 \times 10^5$	区分・浮遊沈降分離
ウラン・マグノックス用鉛セル	$3.7 \times 10^5$ $\sim 1.9 \times 10^4$	金相試験、硬さ試験、密度測定
スチールセル	$1.9 \times 10^2$	シャルピ、引張、疲労、破壊靱性
ジュニアセル	$1.9 \times 10^4$	被覆燃料粒子試験、電気化学腐食試験
セミホットセル	$1.9 \times 10^2$	X線回折、被覆燃料粒子試験
$\gamma$ スキャンニングセル	$1.9 \times 10^5$	$\gamma$ スキャンニング
SEセル	$1.9 \times 10^4$	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 (1/3)

## 1. 燃料試験施設

搬出入月日	件名	搬出入先
H9. 4. 2	NSRR照射用燃料(ATR-3)搬入	NSRR
H9. 8. 7	照射済酸化ウラン燃料搬入	NDC
H9. 8. 25	NSRR照射用燃料(TK-2, 3)搬出	NSRR
H9. 9. 2	天然ウランペレット搬入	NSRR
H9. 11. 6	NSRR照射用燃料(ATR-4)搬出	NSRR
H9. 12. 4	NSRR照射用燃料(ATR-4)搬入	NSRR
H9. 12. 9	NSRR照射用燃料(TK-4)搬出	NSRR
H10. 1. 9	熱拡散率測定試料(照射UO <sub>2</sub> ディスク)搬入	ホットラボ
H10. 1. 13	NSRR照射用燃料(FK-3)搬出	NSRR
H10. 2. 3	BWRStepII燃料搬入	大洗ホットラボ
H10. 2. 6	天然ウラン酸化物ペレット搬入	NSRR
H10. 2. 10	JMTR照射用燃料(HP-3, 4, 5)搬出	大洗ホットラボ
H10. 2. 25	使用済燃料(D07)搬出	NUCEF
H10. 3. 5	照射済MOX燃料(ATR-1, 2, 3)搬出	PNC

Table 1.2.1 核燃料物質等の搬出入 (2/3)

## 2. ホットラボ施設

2-1

搬出入月日	件名	搬出入先	依頼課室
H 9. 4. 9	照射済み試料搬入 (93M-38)	研究3棟	界面工学研究室
H 9. 4. 17	照射済UO <sub>2</sub> 燃料試料搬入 (HRB-22)	冶金特研	燃料照射研究室
H 9. 4. 17	超高温加熱ZrC被覆燃料粒子搬入 (80F-4A)	冶金特研	燃料照射研究室
H 9. 4. 22	JAPC鋼材モニタリング試料搬入	原電東海発電所	(株)日本原子力発電
H 9. 4. 25	JRR-3サハ <sup>レ</sup> ラックスキ <sup>ャ</sup> セル搬出 (JRR-3-C-2)	J R R - 3	研究炉利用課
H 9. 5. 12	照射済みTEM試料搬入	研究3棟	材料応用工学研究室
H 9. 5. 15	照射済みTEM試料搬出 (93M-38J)	研究3棟	界面工学研究室
H 9. 5. 16	黒鉛スリーブ搬出 (OGL-1 14次, 15次)	冶金特研	燃料照射研究室
H 9. 6. 10	モックアップ試験用被覆燃料粒子搬入	冶金特研	燃料照射研究室
H 9. 6. 11	黒鉛スリーブ搬出 (OGL-1 14次)	冶金特研	燃料照射研究室
H 9. 6. 17	照射腐食割れ試験片搬入 (RGM-18H)	J R R - 3	材料応用工学研究室
H 9. 6. 17	研究炉用アルミ合金搬入 (RGM-25)	J R R - 3	研究炉技術開発室
H 9. 6. 18	黒鉛材料搬入 (RGM-19H)	J R R - 3	高温材料強度研究室
H 9. 6. 30	溶接継手材搬入 (93M-38J)	大洗研ホットラボ	界面工学研究室
H 9. 6. 30	放射化鋼材搬入 (95M-14A, -15A, -16A)	大洗研ホットラボ	機器信頼性研究室
H 9. 7. 2	JRR-3燃料板搬出 (J3S005, J3S058, J3S099)	J R R - 3	研究炉技術開発室
H 9. 7. 3	生体遮蔽コンクリート試料搬出	J R R - 2	廃棄物処理技術試験室
H 9. 7. 7	超高温加熱ZrC被覆燃料粒子搬出 (80F-4A)	冶金特研	燃料照射研究室
H 9. 7. 10	J P D R 圧力容器鋼材搬入	N S R R	機器信頼性研究室
H 9. 7. 16	照射済み試料搬出 (TEM試料)	研究3棟	材料応用工学研究室
H 9. 7. 18	TEM試料搬出 (93M-33A, 94M-6A)	研究室	材料応用工学研究室
H 9. 7. 22	放射化鋼材搬入 (RB 200/330/400J)	H F I R	照射解析研究室
H 9. 7. 25	J P D R 圧力容器鋼材搬入	N S R R	機器信頼性研究室
H 9. 7. 30	超高温加熱ZrC被覆燃料粒子搬入 (80F-4A)	冶金特研	燃料照射研究室
H 9. 8. 4	第14次OGL-1黒鉛スリーブ切断片A, B搬入	冶金特研	燃料照射研究室
H 9. 8. 21	燃焼度測定用被覆燃料粒子搬出 (第13, 14, 15次OGL-1)	冶金特研	燃料照射研究室
H 9. 9. 4	SiC層破損率試験用未照射被覆燃料粒子搬出	冶金特研	燃料照射研究室
H 9. 9. 4	SiC層破損率後の硝酸溶液搬出 (第13, 14, 15次OGL-1)	冶金特研	燃料照射研究室

Table 1.2.1 核燃料物質等の搬出入 (3/3)

2 - 2

搬出入月日	件名	搬出入先	依頼課室
H 9. 9. 11	黒鉛部材搬出		燃料照射研究室
H 9. 9. 26	燃焼度測定用被覆燃料粒子搬入 (第13, 14, 15次 OGL-1)	冶金特研	燃料照射研究室
H 9. 9. 26	破損率測定試験後の硝酸溶液搬出	冶金特研	燃料照射研究室
H 9. 10. 6	超高温加熱ZrC被覆燃料粒子及び部材搬出	冶金特研	燃料照射研究室
H 9. 10. 7	BRF-13Hキャプセル搬入	J R R - 3	燃料照射研究室
H 9. 10. 8	RGM-03Hキャプセル搬入	J R R - 3	J R R - 3 管理課
H 9. 10. 8	RGM-23Hキャプセル搬入	J R R - 3	高温材料強度研究室
H 9. 10. 15	NSRRバーンアップ燃料搬入 (TK-2)	N S R R	反応度安全研究室
H 9. 10. 20	NSRRバーンアップ燃料搬入 (TK-3)	N S R R	反応度安全研究室
H 9. 10. 29	超高温加熱ZrC被覆燃料粒子搬入 (80F-4A)	冶金特研	燃料照射研究室
H 9. 11. 20	JAPC鋼材搬出 (引張試験片)	原電東海発電所	(株)日本原子力発電
H 9. 11. 26	生体遮蔽コンクリート試料搬出	J R R - 2	廃棄物処理技術試験室
H 9. 12. 1	NSRRバーンアップ燃料溶解液搬出 (TK-2, TK-3)	研究4棟	反応度安全研究室
H 9. 12. 12	超高温加熱試験済黒鉛部材搬出	冶金特研	燃料照射研究室
H10. 1. 9	UO <sub>2</sub> ディスク燃料搬出 (BRF-10H)	実用燃料試験課	燃料照射研究室
H10. 1. 21	原電東海発電所モックアップ用燃料搬出 (H8年度)	原電東海発電所	(株)日本原子力発電
H10. 1. 26	照射済み被覆燃料粒子搬入 (第13次 OGL-1)	冶金特研	燃料照射研究室
H10. 2. 10	NSRRバーンアップ燃料搬入 (TK-4)	N S R R	反応度安全研究室
H10. 2. 10	UO <sub>2</sub> ディスク燃料搬出 (BRF-13H)	大洗NFDホットラボ	燃料照射研究室
H10. 2. 17	UO <sub>2</sub> ディスク燃料搬出 (BRF-13H)	大洗NFDホットラボ	燃料照射研究室
H10. 2. 18	照射済酸化ウラン燃料搬入 (91F-1Aキャプセル)	大洗研ホットラボ	HTTR技術開発室
H10. 2. 24	超高温加熱ZrC被覆燃料粒子及び部材搬出	冶金特研	燃料照射研究室
H10. 3. 6	超高温加熱ZrC被覆燃料粒子搬入 (80F-4A)	冶金特研	燃料照射研究室
H10. 3. 13	F/M搬出 (BRF-13H)	J R R - 3	研究炉利用課
H10. 3. 26	NSRRバーンアップ燃料溶解液搬出 (TK-4)	研究4棟	反応度安全研究室
H10. 3. 30	NSRRバーンアップ燃料搬入 (FK-3)	N S R R	反応度安全研究室

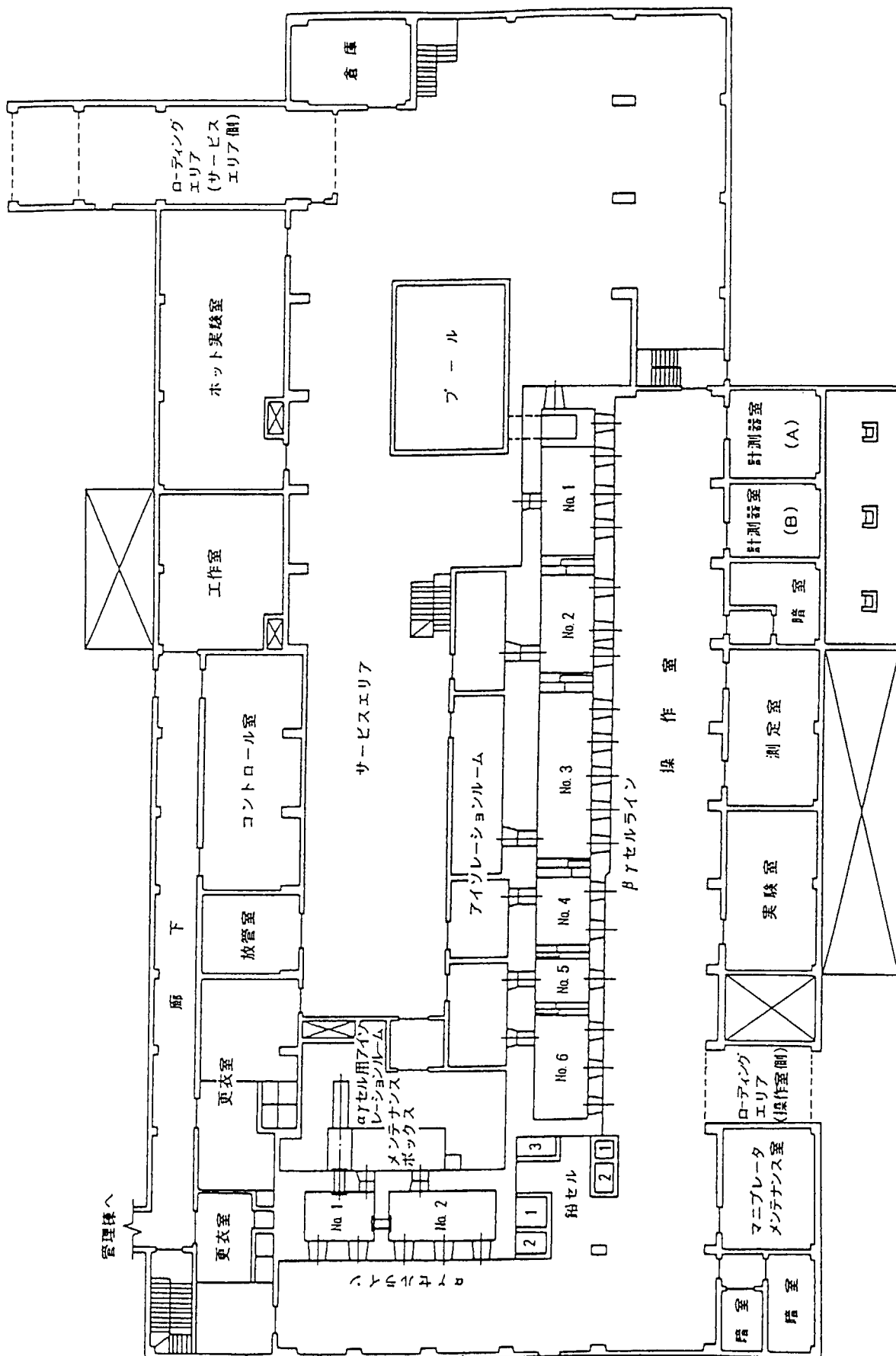


Fig. 1.1.1 燃料試験施設1階平面図

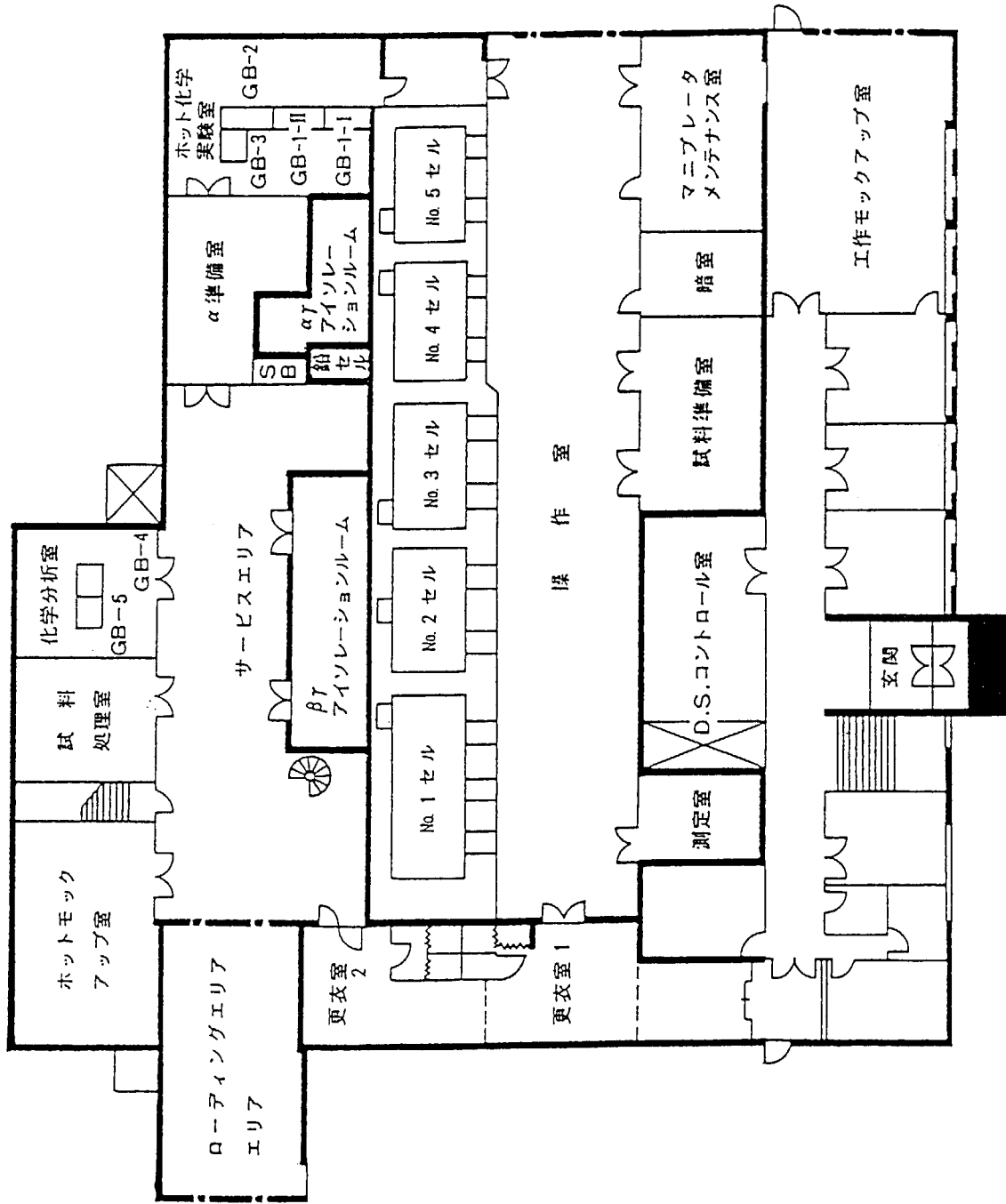


Fig. 1.1.2 WASTEF 1 階平面図



## 2. 燃料試験施設の運転管理

### 2. 1 運転・利用状況

平成9年度における燃料試験施設の運転・利用状況は、所外利用において4件の受託申込みがあり、燃料集合体等の照射後試験を行った。所内利用については24件の申込みがあり、NSRRパルス照射実験用燃料の短尺加工及び照射済安定化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9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「PWR48GWd/t 実用燃料(B型)3サイクル照射後試験」及び「同(その2)」、燃料集合体信頼性実証試験の一環として「BWR 現行8×8型燃料集合体の照射後試験(その4)」、また、新型転換炉技術確証試験に係わる動燃事業団からの「ふげん照射用セグメント燃料集合体(E06、E07)の再組立」に関して、平成9年度に計画された照射後試験を終了した。さらに、ふげん発電所で照射されたスペーサリング素子が搬入され、「スペーサリング素子の照射後試験(その2)」の試験準備に着手した。

所内研究協力業務では、再照射燃料加工等に関して、NSRRパルス照射実験用燃料に、PWR高燃焼度燃料棒3本、BWR燃料棒1本及びATR燃料棒1本、JMTR再照射用燃料として、PWR高燃焼度燃料棒3本の短尺加工を行い、外観検査、寸法測定、X線検査及びブスキャニング等の非破壊検査を実施し、NSRR及びJMTR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。さらに、パルス照射実験後に受入れた、短尺燃料(ATR)の非破壊試験及び破壊試験を行うとともに、照射済安定化Pu燃料の照射後試験(その2)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(その2)については、破壊試験対象燃料要素3本のマーキング、切断を行った後、燃料ペレット等の金相試験、燃料ペレットのSEM/XMA試験、X線回折試験、マイクロブスキャニング及び密度測定を実施するとともに、被覆管酸化膜のSEM/XMA試験、被覆管水素分析を行った。さらに、次年度実施予定の被覆管引張試験用試料9本の脱燃料を行い、本年度に計画された照射後試験は全て終了した。



## ②燃料集合体信頼性実証試験

BWR 現行 8 × 8 型燃料集合体の照射後試験（その 4）については、パンクチャー試験を実施した燃料要素 1 1 本の復元（穿孔部溶封）を行い、それらの燃料要素を装荷して、再組立燃料集合体を完成させ、全ての試験を終了した。

## ③新型転換炉技術確証試験

ふげん照射用セグメント燃料集合体（E06、E07）の再組立については、照射後試験の終了した 2 体の燃料集合体について、セグメント燃料要素の復元等及び中間層燃料要素の修復を行うとともに、スケルトンに装荷して再組立を終了した。

## 〔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 3 本、BWR 燃料棒 1 本及び ATR 燃料棒 1 本の計 5 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。さらに、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。また、JMTR 再照射実験用として、PWR 3 本の短尺加工及び照射前の X 線透過試験、耐圧試験等の非破壊試験を実施し、JMTR へ搬出した。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、外観検査、X 線透過試験及びγスキャンニング等の非破壊試験を実施した後、パンクチャー試験を行うとともに、発熱量評価溶解試料を作製し、反応度安全研究室に搬出した。

その他、F.P ガス放出実験（VEGA）計画については、実験装置の製作に協力するとともに、当該装置のホットセル内設置にむけてのセル内整備を進めた。

## ②燃料研究部関連

高燃焼用新型燃料の開発研究に関する試験として、未照射  $UO_2$  及び JRR-3 M で照射した、 $UO_2$  ディスクの熱拡散率測定を実施した。また、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、BWR 燃料試料の精密γスキャンニングを実施した後、燃焼度分析用試料を採取して、分析センターへ搬出した。

## ③安定化 Pu 燃料・燃焼法研究特別チーム関連

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金相試験、SEM/XMA 試験及び X 線回折試験を実施するとともに、燃焼度分析用の溶解試料を作製して分析センターへ搬出し、計画された全ての試験を終了した。

## 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、関電美浜 3 号機で照射された燃料（D07）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しては、平成9年8月7日に NDC より「PWR 高燃焼度セグメント燃料」、平成9年12月4日に NSRR より「パルス照射済燃料 (ATR-4)」及び平成10年2月3日に JMTR より「BWRSetp II 燃料」が搬入された。

また、平成9年8月25日、11月6日、12月9日及び平成10年1月13日に「NSRR パルス照射実験用短尺燃料」合計5本を NSRR へ搬出するとともに、平成10年2月10日に「JMTR 再照射用短尺燃料」3本を JMTR へ搬出した。

## 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9年度年間使用計画に従って実施された。第1四半期は $\beta$   $\gamma$  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3四半期は $\alpha$   $\gamma$  セルの除染及びインセルモニターの更新と負圧制御機器の保守点検を実施した。第4四半期は $\beta$   $\gamma$  コンクリート No.3 ~ No.5 セルの除染及び $\alpha$   $\gamma$  セルの付属機器試験装置、臨界警報装置について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。

その他、整備・更新として放射線管理機器については移動型ガスモニター、高レベル $\alpha$ ・ $\beta$  同時測定装置、非常用エリアモニター及びインセルモニターを、水処理設備については導電率計を、施設については排気筒の補修及び管理区域出入り監視盤の更新を実施した。

施設検査等関係機関による検査は、アウトガス分析装置設置に伴う施設検査 (H.10.3.20) 及び冷凍高圧ガス製造施設の保安検査 (H.9.12.5) 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、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、保健物理部放射線管理第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。

## 2. 2. 4 補修・更新工事等

- 1) インセルモニターを更新 (10月)
- 2) 非常用エリアモニターを更新 (11月)
- 3) 高レベル $\alpha$ ・ $\beta$  同時測定装置を更新 (10年3月)
- 4) 移動型ガスモニターを整備 (10年3月)

- 5) 水処理設備導電率計を更新(10年2月)
- 6) 排気筒を補修(10年3月)
- 7) 管理区域出入り監視盤を更新(11月)
- 8) 炭酸ガス消火設備ボンベ小屋を改修(8月)

## 2.3 放射線管理状況

### 2.3.1 概況

平成9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、67.4 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 42 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 15.2mSv 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9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。

$^{85}\text{Kr}$  及び  $^{125}\text{Sb}$  は、照射済燃料の FP ガス分析及び切断作業等で放出されたものである。

年間総放出量は、 $^{85}\text{Kr}$  が  $1.1 \times 10^{12}$  Bq、 $^{125}\text{Sb}$  は  $1.1 \times 10^6$  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9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( $\text{m}^3$ )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9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8年度	2	6	8	7	18	25	9	24	33	6	18	26
平成9年度	1	6	7	4	24	28	5	30	35	4	18	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.9. 4. ~H.10. 3.	良
	② 機器等の動作試験	H.9. 4. ~H.10. 3.	良
	③ 中和処理装置の法例に定める検査	H.9.11.	良
	④ 槽類配管及びバルブの漏洩検査	H.9. 4. ~H.10. 3.	良
$\beta$ $\gamma$ コンクリートセル及び $\beta$ $\gamma$ 鉛セル	① 安全装置の動作試験	H.9. 4. ~H.10. 3.	良
	② 機器等の動作試験	H.9. 4. ~H.10. 3.	良
	③ 負圧計の動作試験	H.9.10. ~12.	良
	④ セルモニタの動作試験及び校正	H.9.12. (設備更新)	良
$\alpha$ $\gamma$ コンクリートセル、 $\alpha$ $\gamma$ 鉛セル及びボックス等	① 安全装置の動作試験	H.10. 1. ~ 3.	良
	② 機器等の動作試験	H.10. 1. ~ 3.	良
	③ 負圧計の動作試験	H.9.12.	良
	④ セルモニタの動作試験及び校正	H.9.12. (設備更新)	良
	⑤ アルゴンガス供給系の点検	H.9.12.	良
	⑥ グローブ、ブーツ及びビニールバッグ等の点検	H.9. 4.	良
	⑦ アルゴンガス循環精製装置の動作試験及び点検	H.9.10. ~12.	良
	⑧ $\alpha$ $\gamma$ 系液体廃棄設備の動作試験及び点検	H.9.10. ~12.	良
一斉指令装置	通報試験	H.9. 6. 、 H.9.12.	良
警報設備	動作試験	H.9. 4. ~H.10. 3.	良
試験施設内装設備	① 安全装置の動作試験	H.9. 4. ~H.10. 3.	良
	② 機器、装置の動作試験	H.9. 4. ~H.10. 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.9.10.	良
	② 非常用電源の起動試験	H.9.4.～H.10.3.	良
	③ 保護継電器動作試験	H.9.10.	良
気体廃棄設備	① 電気設備の絶縁抵抗測定	H.9.4.～9.	良
	② フィルター装置の性能検査	H.9.4.～H.10.3.	良
	③ 風量、風向測定	H.9.11.～12.	良
	④ 機器の動作試験	H.9.4.～H.10.3.	良
液体廃棄設備	① 電気設備の絶縁抵抗測定	H.9.4.～H.10.3.	良
	② 機器等の動作試験	H.9.4.～H.10.3.	良
	③ 配管及び弁などの漏洩点検	H.9.4.～H.10.3.	良
空気圧縮設備	④ 動作試験	H.9.4.～H.10.3.	良
警報設備	③ 動作試験	H.9.4.～H.10.3.	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.9.4.、H.9.11.	良
γ線エリアモニタ	性能試験及び校正	H.9.4.、H.9.11.	良
ハンドフットモニタ	性能試験及び校正	H.9.4.、H.9.11.	良
臨界警報設備	性能試験及び校正	H.10.1.	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)	143	83	140	167	293
集団実効線量当量 (人・mSv)	7.5	0.3	8.1	51.5	67.4
平均実効線量当量 (mSv)	0.05	0.00	0.06	0.31	0.23
最大実効線量当量 (mSv)	0.7	0.3	0.7	4.9	4.9

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
放射性ガス	$^{85}\text{Kr}$	平均濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )		$<9.3 \times 10^{-3}$	$<9.3 \times 10^{-3}$	$<9.3 \times 10^{-3}$	$<9.3 \times 10^{-3}$	—
		放出量 (Bq)		$7.3 \times 10^{11}$	$2.9 \times 10^{11}$	$6.4 \times 10^9$	$5.5 \times 10^9$	$1.0 \times 10^{12}$
	$^{131}\text{I}$	平均濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )		$<1.1 \times 10^{-9}$	$<1.1 \times 10^{-9}$	$<1.1 \times 10^{-9}$	$<1.2 \times 10^{-9}$	—
		放出量 (Bq)		0	0	0	0	0
放射性塵埃	$^{106}\text{Ru}$	平均濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )		$<6.6 \times 10^{-10}$	$<6.8 \times 10^{-10}$	$<7.9 \times 10^{-10}$	$<7.4 \times 10^{-10}$	—
		放出量 (Bq)		0	0	0	0	0
	$^{125}\text{Sb}$	平均濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )		$7.7 \times 10^{-9}$	$5.8 \times 10^{-9}$	$2.5 \times 10^{-10}$	—	—
		放出量 (Bq)		$1.0 \times 10^6$	$8.0 \times 10^5$	$3.4 \times 10^4$	—	$1.8 \times 10^6$
$^{239}\text{Pu}$	平均濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )		$<2.7 \times 10^{-11}$	$<2.5 \times 10^{-11}$	$<3.4 \times 10^{-11}$	$<3.2 \times 10^{-11}$	—	
	放出量 (Bq)		0	0	0	0	0	



Table 2.3.3 燃料試験施設の放射性液体廃棄物の放射能量(Bq)及び発生量 (m<sup>3</sup>)

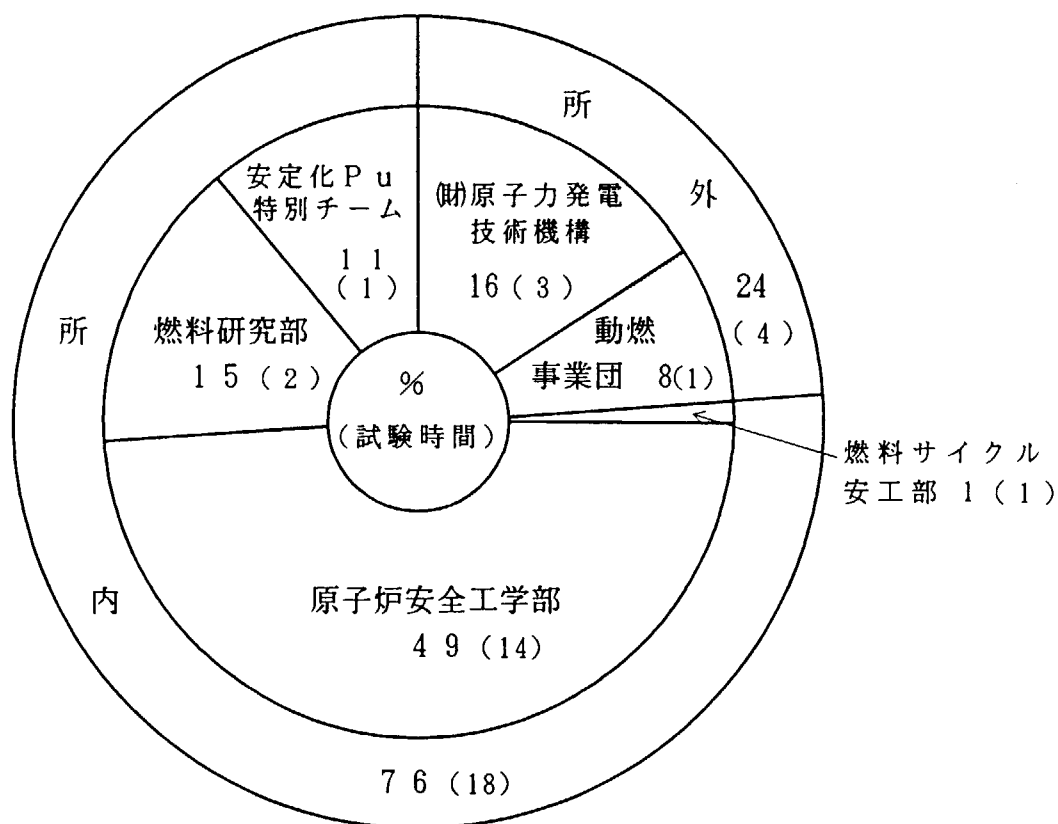
		第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期	年間総量
A 1 1	放射能量(Bq)	4.83×10 <sup>7</sup>	1.80×10 <sup>8</sup>	3.08×10 <sup>7</sup>	1.09×10 <sup>8</sup>	3.68×10 <sup>8</sup> (Bq)
	発生量 (m <sup>3</sup> )	18.3	19.0	24.1	12.4	54.99 (m <sup>3</sup> )
A 1 2	放射能量(Bq)	—	5.46×10 <sup>9</sup>	2.67×10 <sup>8</sup>	—	5.75×10 <sup>9</sup> (Bq)
	発生量 (m <sup>3</sup> )	—	17.70	5.8	—	23.5 (m <sup>3</sup> )

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 (m<sup>3</sup>)

		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 <sup>3</sup> )	18.40	18.0	21.82	29.59	87.81
A-2	(m <sup>3</sup> )	0.79	0.79	0.30	1.18	3.01
B-1	(m <sup>3</sup> )	0.80	0.80	0.81	1.41	3.82

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	(1)A型容器 (1.00m <sup>3</sup> )	—	—	1ケ	—	1ケ
	(2)HEAPフィルタ (0.11m <sup>3</sup> )	20ケ	19ケ	1ケ	12ケ	52ケ
	(3)プレフィルタ (0.02m <sup>3</sup> )	24ケ	5ケ	12枚	10ケ	51ケ
	(4)ドラム缶 (0.20m <sup>3</sup> )	—	—	20ケ	1ケ	21ケ
	(5)ペール缶 (0.03m <sup>3</sup> )	6ケ	6ケ	11ケ	24ケ	47ケ
	(6)カートンボックス (0.02m <sup>3</sup> )	780ケ	332ケ	711ケ	1351ケ	3174ケ
A 1 2	(1)角型カートリッジ (0.40m <sup>3</sup> )	1ケ	—	—	1ケ	2ケ
	(2)丸形カートリッジ (0.03m <sup>3</sup> )	13ケ	5ケ	10ケ	26ケ	54ケ
	(3)ドラム缶 (0.20m <sup>3</sup> )	—	—	—	—	—
	(3)フィルター内筒 (0.05m <sup>3</sup> )	—	—	—	—	—
B 1 1	(1)丸形カートリッジ (0.03m <sup>3</sup> )	15ケ	28ケ	27ケ	47ケ	117ケ
	(2)レジン内筒 (0.30m <sup>3</sup> )	1ケ	1ケ	—	—	2ケ
	(3)フィルター内筒 (0.05m <sup>3</sup> )	1ケ	—	—	—	1ケ



利 用 比 率 (試験時間)  
( ) 内は件数を示す

- 原子力機構 3 件 : ・ PWR 48GWd/t実用燃料 (B型) 3 サイクル照射後試験 (G24)  
 ・ PWR 48GWd/t実用燃料 (B型) 3 サイクル照射後試験 (G24 その2)  
 ・ BWR 現行8×8型燃料集合体照射後試験(その4)
- 動燃事業団 1 件 : ・ ふげん照射用セグメント燃料集合体(E06, E07) の再組立
- 原安工部 1 4 件 : ・ NSRR・JMTR再照射実験用燃料加工及び照射後試験  
 その他 2 件
- 燃料研究部 2 件 : ・ UO<sub>2</sub> ディスク試料の熱拡散率測定  
 その他 1 件
- 安定化Pu燃料燃焼法特別チーム 1 件 : ・ 照射済安定化Pu燃料の照射後試験 2
- 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

### 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9年度の業務実施計画に基づいて実施した廃棄物安全性試験のうち、多重バリアシステムの安全性試験では、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ガラス固化体の長期浸出挙動に関する研究(九州大学共同研究)」の2年次試験「緩衝材共存下でのガラス固化体の浸出移行試験」をPu及びNp含有ガラス固化体を用いて行った。

固化体の高度化に関する試験では、「 $^{244}\text{Cm}$ 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「 $\alpha$ 加速試験VIペロブスカイト、 $\alpha$ 加速試験VIIジルコライト、 $\alpha$ 加速試験VIIIシンロック」を継続して行うと共に、新たに $\alpha$ 加速試験IXとして「シンロックの $\alpha$ 加速試験に及ぼすCm添加率の影響に関する試験」をCm添加率の異なる6個の固化体を作製して開始した。

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、豪州クンガラ鉱床から採取した「ウラン鉱床岩石抽出液の元素濃度分析」について最終年度の試験を行いクンガラにおけるウラン移行に関する試験を終了させた。また、昨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。

Fig. 3.1.1 に平成9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、液体排気設備、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課によって滞り無く行われた。

## 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9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

No.1セルの整備に関しては、貯蔵試験装置等の解体撤去に関する変更許可を取得し、遠隔解体撤去および遠隔除染を行った。

#### (2) No.3セルの整備

No.3セルの整備に関しては、既設の試験試料作製装置等を解体撤去し、ドライアイスブラスト除染法による遠隔除染、作業員による立入除染を行い、セル内壁の塗装を行って「照射腐食抵抗性評価試験」で用いる「実液腐食試験システム」の設置環境整備を完了させた。また、 $^{60}\text{Co}$ 密封線源の使用許可を取得し、購入した同線源 $3.7\text{TBq} \times 3$ 個をセル内に搬入した。

#### (3) No.4セルの整備

No.4セルの整備に関しては、 $^{237}\text{Np}$ の変更許可を取得し、「RI添加硝酸中伝熱面腐食試験システム」の設置に向けて準備を進めた。

#### (4) No.5セルの整備

No.5セルの整備に関しては、既設の $\alpha$ 加速試験装置の一部を解体撤去し、遠隔除染と、作業員による立入除染を行い、TRU窒化物調製用電気炉を設置した。

また、 $^{243}\text{Am}$ の変更許可を取得し、次年度に実施するAmN調製試験に備えた。

#### (5) 補修・更新工事等

- 1) ALS( $\alpha$ )用温湿度調整器を更新(12月)
- 2) サービスエリア側の各ホット実験室にウェートダンパーを設置(11月)
- 3) 副警報盤を更新(12月)
- 4) 更衣室Iを改修(1月)  
シャワー室を撤去(1月)
- 5) 建屋内壁の塗装、居室側の地階、1階、2階(2月)
- 6) 操作室シャッタ前室を設置(3月)
- 7) 出入管理盤を更新(3月)
- 8) 浄化槽を改修(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9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、作動試験を実施し、各々の結果は良好で特に問題は無かった。定期自主検査の実施状況をTable 3.2.2 に示す。

その他、ホット系、コールド系機器の部品交換及びホットモックアップ室給気VHSダンパー交換、空調動力盤点検整備、No.1,2 極低レベル廃液貯槽内塗装工事を行った。

### 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9年度に実施した主な放射線作業は、①No.3セル内除染及び機器撤去作業、②No.3セル内設備の点検・保守作業、③No.5セル内機器整備作業、④No.1セル内マニプレータ除染及び交換作業、⑤極低レベル廃液貯槽内清掃・塗装作業などであった。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

WASTE F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Table 3.3.1に示す。年間の集団実効線量当量は、26.7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9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な放出は認められなかった。

#### 3.3.4 放射性液体廃棄物

平成9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 3.3.3に示す。

#### 3.3.5 放射性固体廃棄物

平成9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)インセルモニタの作動試験及び校正	H9. 12. 1~ H9. 12. 10 H9. 8. 25~ H9. 9. 10 H10. 1. 19~ H10. 2. 4 H9. 12. 1~ H9. 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)インセルモニタの作動試験及び校正	H9. 12. 1~ H9. 12. 10 H9. 8. 25~ H9. 8. 28 H10. 1. 19~ H10. 2. 4 H9. 12. 1~ H9. 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、 α γアイソレーションルーム 及び サンプリングボックス	(1)機器等の作動試験 (2)負圧計の作動試験 (3)グローブ、ビニールバッグ等の点検	H10. 1. 30 H10. 1. 19~ H10. 2. 4 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	H10. 3. 18 " "
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	H9. 7 、 H9. 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	H9. 10. 18~H9. 10. 18 H9. 10. 24 H9. 10. 19~ H9. 11. 21
気体廃棄設備 { 排 風 器 } { フィルタ装置 }	(1)電気設備の絶縁抵抗測定 (2)フィルタの補集効率測定 (3)風量及び風向測定 (4)機器等の作動試験	H10. 1. 16~H10. 2. 3 H9. 7. 14 H10. 2. 36~ H10. 2. 17 H9. 10. 24~ H10. 2. 3
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	H10. 1. 13 H10. 1. 23~H10. 2. 18 H10. 1. 23~H10. 2. 18
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	H9. 4. 16 H9. 4. 18~ H9. 4. 30
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	H 9. 8. 18~H 9. 8. 29 H10. 2. 16~H10. 3. 15
ガンマ線エリアモニタ	性能試験及び校正	H 9. 8. 18~H 9. 8. 29 H10. 2. 16~H10. 3. 15
ハンドフットクロスモニタ	性能試験及び校正	H 9. 8. 18~H 9. 8. 29 H10. 2. 16~H10. 3. 15

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

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)	73	68	76	84	143
集団実効線量当量 (人・mSv)	14.6	10.0	0.0	2.1	26.7
平均実効線量当量 (mSv)	0.20	0.15	0.00	0.03	0.19
最大実効線量当量 (mSv)	1.1	1.3	0.0	0.5	2.1

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				年間
		第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期	年間		
放射性塵埃	$^{241}\text{Am}$	平均濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )	<2.8×10 <sup>-11</sup>	<2.8×10 <sup>-11</sup>	<2.6×10 <sup>-11</sup>	<2.6×10 <sup>-11</sup>	<2.8×10 <sup>-11</sup>	
		放出量 (Bq)	0	0	0	0	0	
	$^{137}\text{Cs}$	平均濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )	<3.7×10 <sup>-11</sup>	<3.7×10 <sup>-11</sup>	<2.9×10 <sup>-11</sup>	<2.9×10 <sup>-11</sup>	<3.7×10 <sup>-11</sup>	
		放出量 (Bq)	0	0	0	0	0	
放射性廃液	$^{241}\text{Am}$	平均濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )	—	<2.1×10 <sup>-4</sup>	<2.2×10 <sup>-4</sup>	<2.4×10 <sup>-4</sup>	<2.2×10 <sup>-4</sup>	
		放出量 (Bq)	—	0	0	0	0	
	$^{137}\text{Cs}$	平均濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )	—	7.3×10 <sup>-3</sup>	5.5×10 <sup>-3</sup>	4.9×10 <sup>-3</sup>	6.1×10 <sup>-3</sup>	
		放出量 (Bq)	—	8.8×10 <sup>4</sup>	5.4×10 <sup>4</sup>	3.6×10 <sup>4</sup>	1.8×10 <sup>5</sup>	

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 <sup>3</sup> )		0	3.9	7.3	0	11.2
	放射能量(Bq)		0	1.25×10 <sup>5</sup>	2.52×10 <sup>6</sup>	0	2.64×10 <sup>6</sup>
A	廃液量 (m <sup>3</sup> )		0	0	0	0	0
	放射能量(Bq)		0	0	0	0	0
B-1	廃液量 (m <sup>3</sup> )		0	0	0	0	0
	放射能量(Bq)		0	0	0	0	0
* B-2	廃液量 (m <sup>3</sup> )		0	0	0	0	0
	放射能量(Bq)		0	0	0	0	0

\*  $3.7 \times 10^5 \text{ Bq/cm}^3$  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
$\beta \cdot \gamma$ 廃棄量 (m <sup>3</sup> )	A-1		7.72	14.68	11.06	6.24	39.70
	A-2		0.21	0.69	0.03	0	0.93
	B-1		0.21	0.15	0.18	0	0.54
	B-2		0	0	0	0	0
$\alpha$ 廃棄量 (m <sup>3</sup> )	A-1		0	1.60	0	0	1.60
	B-2		0	0	0	0	0

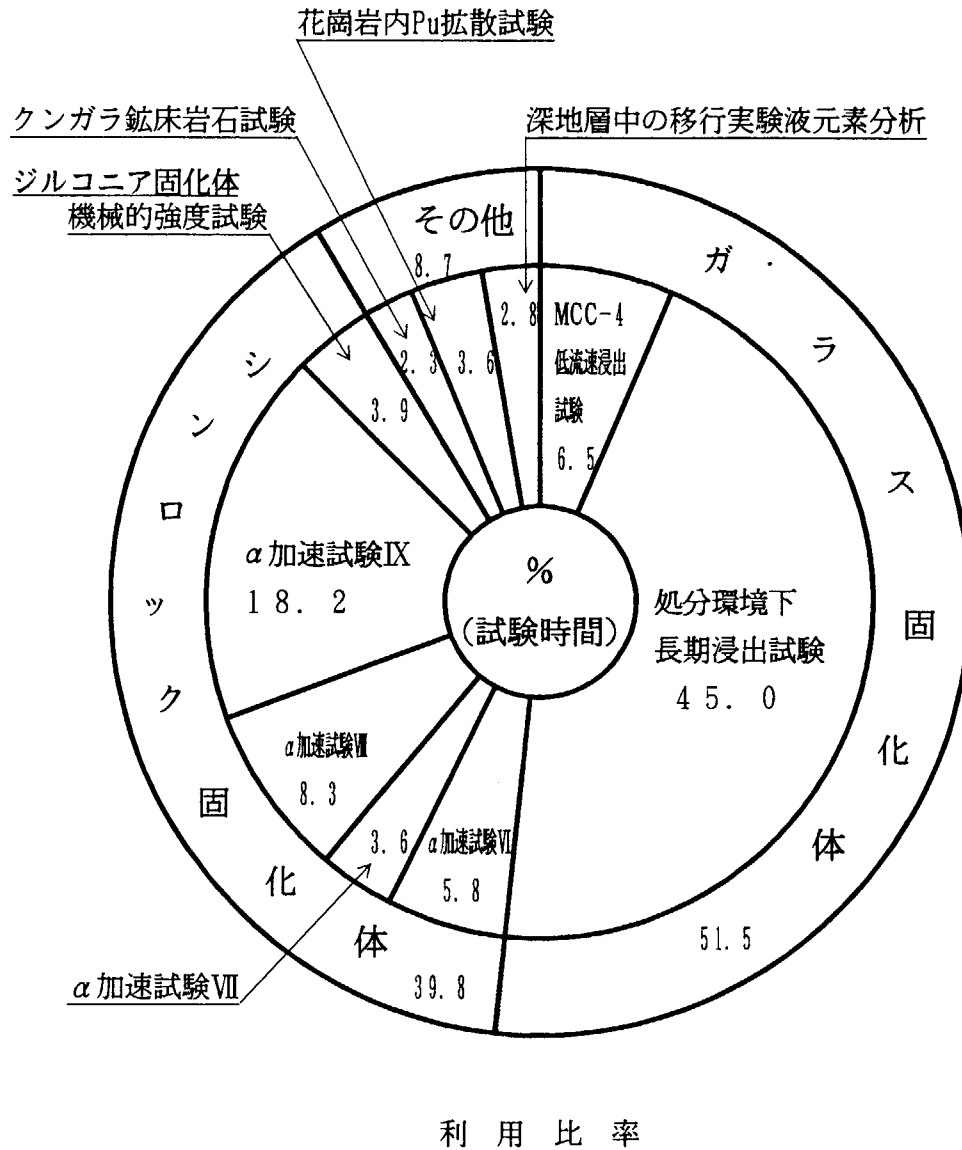


Fig. 3.1.1 WASTEFの利用状況 (平成9年度)

## 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9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、原電東海発電所モニタリング用燃料の照射後試験に関する調査、原電東海発電所原子炉圧力容器鋼材の監視試験(第8回)に関する調査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、47件(所内46件、所外1件)で、これに前年度からの繰越分46件を合わせると総計93件(所内90件、所外3件)になる。このうち63件について照射後試験を実施し、39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34件、HTTR用燃料・材料に関する研究開発関係が27件、次いで核融合炉用材料関係の22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53%、HTTR用燃料に関する研究開発関係が19%、次いで核融合炉用材料関係が7%、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60%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93%、受託調査としての原電東海発電所燃料モニタリング他の所外利用が7%であった。Fig. 4.1.1に平成9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]

##### ① NSRR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3号機PWR型短尺化試験燃料3体(TK-2, 3, 4)、東京電力福島第1-3号機BWR短尺化試験燃料1体(FK-3)と前年度からの試験継続短尺化燃料7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、 $\gamma$ 線スペクトル測定、 $\gamma$ スキャン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)、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6体（申込件数：17件）について試験を実施した。

主な試験としては、燃料コンパクトの超高温加熱試験、電解・酸浸出試験、顕微鏡検査、電子顕微鏡検査及び燃料コンパクトを破砕した後の被覆燃料粒子の区分け、外観、X線検査、燃料核と被覆層との分離、超高温加熱試験、SiC破損率測定、断面組織観察、電子顕微鏡検査、線量率測定、試料搬出等を実施した。

#### ③軽水炉用超高燃焼度燃料の照射後試験

原研（燃料照射研究室）と日本核燃料開発株式会社（NFD）との共同研究として実施しているJRR-3M照射高燃焼度燃料（BRF-10H）の試験では、本年度は、 $UO_2$ ディスク試料の顕微鏡検査を実施した。また、同じ照射シリーズで原研（燃料照射研究室）と東北大学との共同研究（一部NFD共同研究試料を含む）であるJRR-3M照射高燃焼度燃料（BRF-13H）が新たに搬入され、キャプセルの外観、X線検査、解体作業と取り出した燃料ピンの区分け、外観、X線検査、 $\gamma$ スキニングを実施後、燃料ピンを解体し、取り出した燃料ペレットの区分け作業と一部試料の搬出（NFDへ搬出）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、新たに搬入されたキャプセルが3体と前年度からの試験継続キャプセル4体について試験を実施した。

主な照射後試験としては、Cr-Mo合金の曲げ試験、試験後破面の写真撮影及びSEM観察、オーステナイトステンレス鋼及びオーステナイト/フィライト2相ステンレス鋼の引張試験、SUS304及びSUS316鋼TEM観察試料の搬入、キャプセル解体、試料区分け、線量測定、搬出作業等を実施した。この他、Ti-Al金属間化合物の搬入、キャプセル解体、試料区分け、真空引張試験、試験後の破面写真撮影、電子顕微鏡検査等を実施した。

#### ⑤軽水炉用材料の照射後試験

軽水炉圧力容器用鋼材の試験では、A533B鋼のシャルピー試験、試験後の破面率測定、横膨出量測定、三点曲げ破壊靱性試験、SUS316再溶接材のTEM観察用試料の薄片研磨作業等を実施した。また、JPDR圧力容器鋼材の加速試験では、シャルピー試験後の破面率測定、横膨出量測定、顕微鏡検査、硬さ試験を実施した。この他、照射誘起応力腐食割れ試験用キャプセル（2体）の搬入作業等を実施した。

#### 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合金の試験では、新たに搬入されたキャプセル1体と、試験継続キャプセル1体について、解体、区分け、外観検査、室温・真空高温引張試験、シャルピー試験、破壊靱性試験及び試験後の外観検査、顕微鏡・電子顕微鏡検査等を実施した。

#### ⑦その他の照射後試験

消滅処理関連ウラン・ジルコニウム合金微小球燃料の顕微鏡、電子顕微鏡検査を実施した。また、研究炉燃料関係の試験では、JRR-3M初装荷燃料で照射後試験済燃料のうち、前年

度ウエット SHIPPING 検査等により、その密封の健全性を確認した燃料の搬出作業を実施した。  
〔所外利用照射後試験〕

平成 8 年度契約分の「原電東海発電所モニタリング用燃料の照射後試験に関する調査」に係る 2 本の燃料について、非破壊検査及び破壊検査の全ての試験を終了し、その結果を原電に報告し終了した。また、平成 9 年度契約「原電東海発電所原子炉圧力容器鋼材の監視試験（第 8 回）に関する調査」に係る試験では、シャルピー試験、引張試験等全ての試験を終了し、その結果を原電へ報告し終了した。

昭和 41 年よりほぼ毎年実施してきた本受託調査「東海発電所燃料モニタリング」も、合計 128 チャンネル、449 本の燃料について検査を実施してきたが、平成 10 年 3 月をもって同炉が運転停止したのに伴い、今回の調査をもって終了した。同じく昭和 42 年より実施してきた「原子炉圧力容器鋼材モニタリング」についても今回の第 8 回調査をもって全て終了した。

#### 4.1.2 特定施設の運転管理状況

本体施設の運転に伴う気体廃棄設備、液体廃棄設備、受変電設備、非常用電源設備及び空気圧縮設備等の運転管理は、技術部施設第 1 課によって滞りなく実施された。

## 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 9 年度年間使用計画に従って実施した。このうち、核燃料使用施設保安規定に基づく定期自主検査の実施状況を Table 4.2.1 に示す。その他おもな保守・整備状況を以下に記す。

#### (1) 内装機器の保守・整備

ケーブル・セルの定期自主検査に合わせて内装機器の保守・整備を行った。その実施状況を Table 4.2.2 に示す。このうち、真空高温引張試験機についてはロードセルを更新するとともに、金相試験試料作製用精密切断機及び研磨機 1 台を老朽化のため更新した。また、 $\gamma$ 線スペクトル解析ソフトを高精度化のために更新した。被覆燃料粒子の加熱試験装置及び回転対陰極型 X 線発生装置などについては、部品の交換と一部改修を行った。

#### (2) 遠隔操作機器の保守・整備

ホットラボのケーブル・セルに設置されている遠隔操作機器には、合計 73 台のマスタースレーブマニプレータ、2 台のパワーマニプレータ、3 台のホイストがある。本年度はこのうち、マスタースレーブマニプレータ 8 件、パワーマニプレータに 4 件の故障が生じ、マスタースレーブマニプレータ 4 件、パワーマニプレータに 4 件の修理を実施した。このうち、モニタリングケーブル用パワーマニプレータについては、MT ケーブル内で走行不能となる故障が発生した。原因調査の結果、走行用多芯ケーブルの一部が劣化して断線していることが判明したため、ケーブルを更新した。また、冶金ケーブル用パワーマニプレータについては、走行用レールの芯合わせ等の再調整を行った。

#### (3) その他

電気工作物の定期自主検査の他、試験用治工具類製作等の工作業務を実施した。

#### 4.2.2 汚染除去

本年度の施設汚染除去作業は、ケーブル・セルの定期自主検査、内装機器の点検・故障修理、試料搬出入、廃棄物搬出等に付随して実施されたもので9件（延べ日数38日）であった。Table 4.2.3 に汚染除去作業の実績を示す。

#### 4.2.3 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1課によって受変電設備、非常用電源設備、気体廃棄設備、液体廃棄設備、空気圧縮設備、警報設備について性能試験、作動試験等が行われ、各々結果良好で特に問題はなかった。しかし、特定施設の設備全般に老朽化が現れてきており、今年度は、空調機更新工事（給気第1～5系統）、ELB1・BAL 分電盤更新工事、排風機室床塗装工事、ケーブル系空気圧縮機更新工事等を実施した。今後も各設備機器について計画的な整備が必要である。本年度の特定施設の定期自主検査の実施状況をTable 4.2.4 に示す。

### 4.3 放射線管理状況

#### 4.3.1 概況

平成9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15.9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37人であり、着用期間における線量当量の最大値は11.3mSvであった。実効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。 $^{85}\text{Kr}$ 及び $^{125}\text{Sb}$ 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は、 $^{85}\text{Kr}$ が $1.1 \times 10^{10}\text{Bq}$ 、 $^{125}\text{Sb}$ は $3.2 \times 10^6\text{Bq}$ 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及び放射エネルギーを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		5		6		7		8		9	
	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	55	2	68	2	48	2	48	2	44	2		
	57		70		50		50		46			
当該年度の 申込件数②	56	6	26	3	51	3	39	3	46	1		
	62		29		54		42		47			
合計 (① + ②)	111	8	94	5	99	5	87	5	90	3		
	119		99		104		92		93			
当該年度の 終了件数	43	6	46	3	51	3	43	3	36	3		
	49		49		54		46		39			

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作動試験	H09.7.10～H10.3.09
負圧計	負圧監視警報装置	作動試験	H09.7.10～H10.3.09
放射線モニター	インセルモニター	作動試験	H09.7.10～H10.3.09
消火設備	消火剤貯蔵装置 起動装置	消火薬剂量確認 ガス圧確認、 各バルブ動作確認	H09.7.23、H10.2.27 " " " "
通報設備	一斉指令装置 ページング装置	通報試験	H10.3.11 "
警報設備	事故現場表示盤 副警報盤	作動試験	H09.4～H10.3

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(9年6月, 9年12月, 10年2月): ラック等の点検・清掃、フィルタ及びローラ等の交換
燃料棒検査装置	クリーンケーブ	試験1	定期点検(9年8月): 異常なし
X線撮影装置	クリーンケーブ	試験1	定期点検(9年9月・10月): 異常なし
実験物解体装置	クリーンケーブ	試験1	定期点検(9年9月): 異常なし
動的破壊靱性試験装置	スチールセル	試験2	定期点検(9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(9年9月): 異常なし
真空高温引張試験装置	冶金Bケーブ	試験2	Load cell 更新(9年6月) 故障修理
電子顕微鏡(EPMA)	SEセル	試験3	定期点検(10年2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(10年2月): 異常なし
セル内コンベア	SEセル	試験3	定期点検(10年2月): 異常なし
遠隔操作型金属顕微鏡	U/M鉛セル	試験3	定期点検(10年3月): 異常なし
精密切断機	U/M鉛セル	試験3	定期点検(10年3月): 老朽化のため更新
研磨機	U/M鉛セル	試験3	定期点検(10年3月): 1台更新
研磨廃液処理装置	U/M鉛セル	試験3	定期点検(10年3月): 異常なし
鉛セルコンベア装置	U/M鉛セル	試験3	定期点検(10年3月): ワイヤータレ止め交換
ビッカース硬度計	U/M鉛セル	試験3	定期点検(10年3月): ITVモタ 老朽化要交換
FPガス補集装置	化学Aケーブ	試験4	定期点検(9年10月): 異常なし
Ge検出器	冶金Dケーブ	試験4	故障修理(9年12月): 真空劣化による分解能の低下
FPガス分析装置	化学操作室	試験4	定期点検(10年1月): 異常なし
γ線スペクトル解析装置	冶金Dケーブ	試験4	γ線解析ソフトの更新(10年3月)
加熱試験装置	セミホットセル1	技術3	装置改造(コンパクト加熱対応)及び点検 (9年4月・5月) 各種警報回路の改修(付加)及び点検・整備
回転対陰極型X線発生装置	ジュニアセルL7	技術3	定期点検(9年12月) ・ローターターゲットの分解点検(クリーニング処理) ・磁気ツールセットの交換・フィラメントの交換・真空度点検
ジャッキ付スライト台車	ジュニアセルL1	技術3	鉛コンテナ(鉛5cm Eリング型: 約30kg)用ジャッキ (0.7ton)付スライト台車(Jr 試料搬入口専用)の改造 (9年8月)

Table 4.2.3 平成9年度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	程度 (Bq/cm <sup>2</sup> )	延人数		装備
					職員	業者	
7月9日	冶金Aケープ	定期自主検査に伴う除染	<sup>137</sup> Cs	40.0	3	5	浄気式加圧服
7月30日 ～31日	冶金Bケープ	定期自主検査に伴う除染	<sup>60</sup> Co	1.5	6	10	加圧式フード
8月4日 ～12日	クリーンケープ	定期自主検査に伴う除染	<sup>137</sup> Cs	40.0	14	42	浄気式加圧服
8月18日 ～22日	スチールセル	定期自主検査に伴う除染	<sup>60</sup> Co	40.0	14	24	加圧式フード
8月25日 ～9月5日	メンテナンスケープ ダブタイケープ	定期自主検査に伴う除染	<sup>60</sup> Co <sup>137</sup> Cs	1×10 <sup>4</sup>	30	100	エアラインスーツ
9月25日 ～10月1日	高レベル 廃棄物用 キャスク	キャスク保守点検及びチャ ック部更新に伴う除染	<sup>60</sup> Co <sup>137</sup> Cs	400.0	15	20	加圧式フード
10月7日	化学Aケープ	定期自主検査に伴う除染	<sup>137</sup> Cs	40.0	2	7	加圧式フード
2月23日 ～27日	U/M鉛セル	定期自主検査に伴う除染	<sup>137</sup> Cs	40.0	20	36	浄気式加圧服
3月2日 ～3日	メンテナンスケープ	内装機器組替えに伴う除染	<sup>137</sup> Cs	40.0	8	18	浄気式加圧服
合 計 (延日数 : 38日間)					112	262	—————

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	H9.4～ H10.3
	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	H9.4～ H10.3
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	H9.4～ H10.3
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 " "	H9.4～ H10.3
空気圧縮設備		圧縮機 安全弁	作動試験 "	H9.4～ H10.3
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 " " "	H9.4～ H10.3

Table 4.3.1 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)	101	111	108	154	198
集団実効線量当量 (人・mSv)	2.2	11.4	0.9	1.4	15.9
平均実効線量当量 (mSv)	0.02	0.10	0.01	0.01	0.08
最大実効線量当量 (mSv)	1.2	1.1	0.3	0.4	1.7

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 <sup>3</sup> )	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	<sup>85</sup> Kr	平均濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )		< 6.7×10 <sup>-3</sup>	< 6.7×10 <sup>-3</sup>	< 6.7×10 <sup>-3</sup>	< 6.7×10 <sup>-3</sup>	< 6.7×10 <sup>-3</sup>	—
		放出量 (Bq)		4.3×10 <sup>9</sup>	1.7×10 <sup>8</sup>	4.3×10 <sup>9</sup>	2.5×10 <sup>9</sup>	1.1×10 <sup>10</sup>	—
塵埃	<sup>238</sup> Pu	平均濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )		< 5.4×10 <sup>-11</sup>	< 5.0×10 <sup>-11</sup>	< 6.8×10 <sup>-11</sup>	< 6.3×10 <sup>-11</sup>	—	
		放出量 (Bq)		0	0	0	0	0	
	<sup>137</sup> Cs	平均濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )		< 1.5×10 <sup>-10</sup>	< 2.0×10 <sup>-10</sup>	< 1.4×10 <sup>-10</sup>	< 1.9×10 <sup>-10</sup>	—	
		放出量 (Bq)		0	0	0	0	0	
	<sup>125</sup> Sb	平均濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )		1.3×10 <sup>-8</sup>	6.7×10 <sup>-9</sup>	2.7×10 <sup>-8</sup>	—	—	
		放出量 (Bq)		9.1×10 <sup>5</sup>	4.6×10 <sup>5</sup>	1.8×10 <sup>6</sup>	—	3.2×10 <sup>6</sup>	
#75タック	<sup>137</sup> Cs	平均濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )		< 1.6×10 <sup>-10</sup>	< 1.0×10 <sup>-10</sup>	< 1.6×10 <sup>-10</sup>	< 1.9×10 <sup>-10</sup>	—	
		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

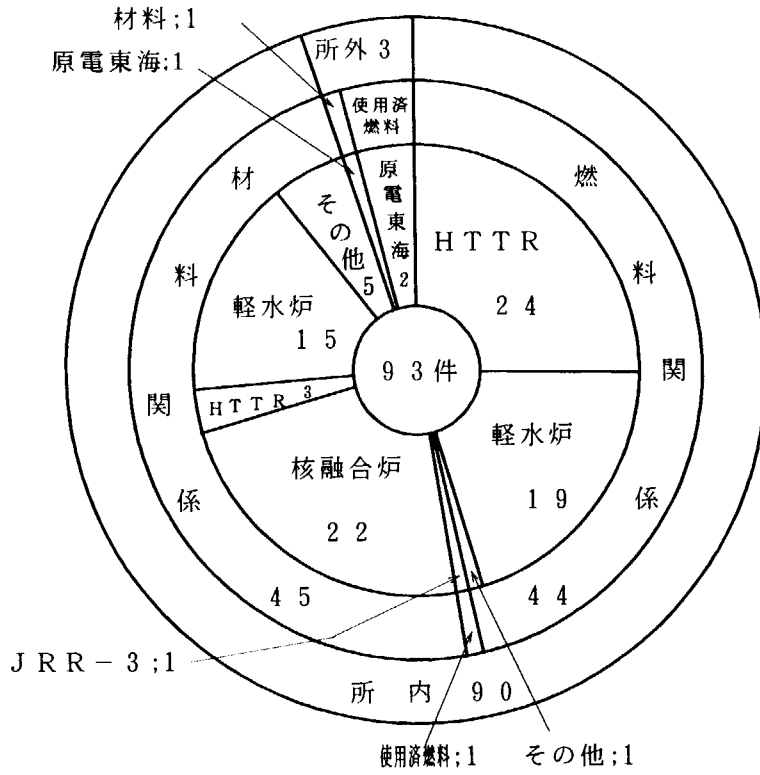
区 分		期 間				
		第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期	年 間
A	廃液量 (m <sup>3</sup> )	3.5	10.0	7.0	7.0	27.5
	放射エネルギー(Bq)	$8.2 \times 10^6$	$3.0 \times 10^7$	$1.0 \times 10^7$	$7.6 \times 10^6$	$5.58 \times 10^7$
B-1	廃液量 (m <sup>3</sup> )	3.0	12.5	0	0	15.5
	放射エネルギー(Bq)	$7.8 \times 10^8$	$7.9 \times 10^9$	0	0	$8.68 \times 10^9$
B-2	廃液量 (m <sup>3</sup> )	0	0	0	0	0
	放射エネルギー(Bq)	0	0	0	0	0



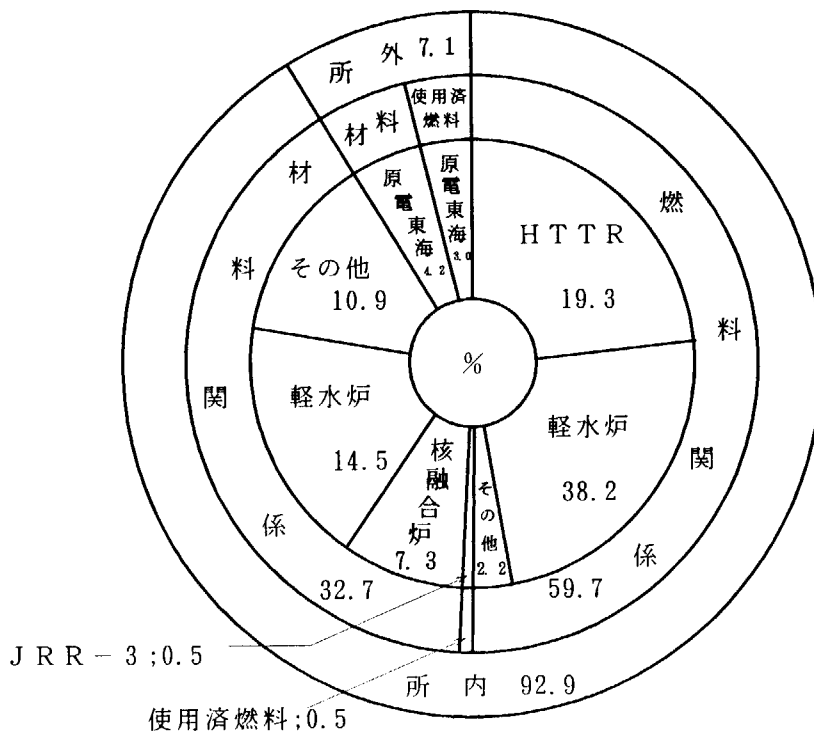
Table 4.3.4 廃棄物処理場へ輸送した放射性固体廃棄物

(施設課, 材料応用工学研究室, 放管を含む)

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 <sup>3</sup> )	21.460	14.030	15.247	9.600	60.337
A-2	廃棄量 (m <sup>3</sup> )	0.240	0.030	0.030	0	0.630
B-1	廃棄量 (m <sup>3</sup> )	0.960	0.030	1.590	0.420	3.000



分野別利用件数



分野別利用時間 (試験時間)

Fig.4.1.1 東海ホットラボ施設利用状況 (平成9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

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スエリング、核分裂生成 (FP) ガス放出挙動に影響を及ぼす重要な因子のひとつとして、燃料の熱伝導率等の熱物性値がある。熱伝導率は、熱拡散率、比熱容量、密度の積から求めることができる。これまで、熱拡散率はレーザーフラッシュ法によるペレット熱伝導率測定装置により実測してきたが、比熱容量については文献値、また、密度測定にはペレット1個分相当(約10g)を要していた。燃料ペレットの熱解析精度を高めるためには同一試料を用いて実測することが強く要請されており、このような背景のもとに、照射によって割れたペレット片(100mg以下)等の微小試料の密度を測定する精密密度測定装置を開発整備するものである。

## (2)開発の概要

精密密度測定装置の整備は、2ヶ年計画で整備するものであり、平成9年度は第1期分として装置本体及び制御・データ処理部の設計・製作を行い、燃料試験施設測定室に仮設置を行った。精密密度測定装置は、放射性試料の取り扱い操作性及び装置の保守性を考慮して、装置本体部を外部遮へい体で覆う構造とし、全ての測定操作が遮へい体外部より遠隔操作で行える構造となっている。

UO<sub>2</sub>ペレットの密度測定は、試料の寸法と重量から密度を求める形状密度法、置換液を用いて液体中と大気中または真空中での浮力の差から密度を求める液浸重量置換法等がある。形状密度法は、未照射燃料ペレットのように一定形状の試料に対しては優位であるが、使用済燃料のように照射によって割れたペレット片では、正確に試料寸法を求めること及び開気孔について評価することは非常に困難である。一方、液浸重量置換法は、試料の形状及び開気孔による影響が無く、装置の構成、試料の取り扱いも容易であることから、精密密度測定装置では、液浸重量置換法を採用することとした。

精密密度測定装置は、秤量部、液槽部、試料掛換機構、計測架体及び制御・データ処理部で構成される。各部の主な仕様は次のとおりである。装置本体の外観を、Photo. 5.1.1に示す。

## 1) 秤量部

秤量部は、試料重量を秤量する部分で表示部分離型の精密電子天秤を使用し、下吊り方式のフックに試料懸垂線を取り付ける構造で、計測架体上部に配置した。精密密度測定装置で測定する試料は、使用済燃料から採取した100mg以下の微小試料であるため、下記に示す精密電子天秤を使用した。

電 子 天 秤 : メトラー社製マイクロ天秤 MT5  
最 大 秤 量 : 5100mg

読 取 限 度 :  $1 \mu\text{g}$   
 再現性 (標準偏差) :  $\pm 0.9 \mu\text{g}$   
 直 線 性 :  $\pm 2 \mu\text{g}$

なお、本設置時には、放射線ダメージによる性能低下を避けるため、遮へいボックス上部に取り付ける予定である。また、試料懸垂線の形状は、一本の金属線をらせん状に巻くことにより気泡が付きにくい形状とした。

## 2) 液槽部

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。液の供給は計測架体上のタンクから電磁弁を介して行い、液面検出器によって制御することにより、自動的に行うことができる。置換液は、それぞれの液体のもつ表面張力の相違から、開気孔に対する浸透具合に差があり、液体の比重によって浮力についても差があることから、一般的な純水の他に、浸透性の良いメタキシレンと、浮力の面で優位な高比重のヨウ化メチレン ( $\rho = 3.32 \text{ g/cm}^3$  at  $20^\circ\text{C}$ ) の3種類を使用することとした。また、測定中の液温、気温データを採取するため、温度センサー (シース型白金測温抵抗体) を液槽位置に取り付け連続測定を行う。

## 3) 試料掛換機構

試料掛換機構は、2期目で整備する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。試料掛換機構をFig. 5. 1. 1に示す。試料掛換機構の前後移動により扉開閉アームが風防ケースに設けた小扉の開閉を自動的に行うことにより、試料懸垂線の試料掛換機構への着脱は、風防ケース外において一本のトング操作で容易に掛け換えを行うことができる。

## 4) 計測架体

計測架体は、大気の影響を避けるための風防ケースとしてアクリル板で全体をカバーした。風防ケースには、液槽の交換や万が一試料が落下した場合のトング操作を考慮した開閉扉と、更にその内側に試料掛換用の小扉を設けた。また、計測架体は装置の保守点検時の作業性を考慮し、風防ケース全体が取り外せる構造とすると共に、ボールキャスターにより、回転、移動ができるようにした。

## 5) 制御・データ処理部

制御・データ処理部は、天秤表示部、パーソナルコンピュータ、データ出力用プリンタ、温度表示部及び手動操作部で構成され、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。制御・データ処理部の外観をPhoto 5. 1. 2に示す。測定データは、電子天秤及び温度センサーの出力をインターフェイスを介してコンピュータへ転送し計算処理される。手動操作部は、試料掛換機構、液槽上下機構及び液の注入操作を、単独でインターロックを介して安全に行える。

自動測定では、試料の着脱及び試料懸垂線の着脱を除いた一連の密度測定手順を全て実行できる。測定者の操作及び確認が必要な場合には確認メッセージを表示し、測定者が応答後、次の動作へ移行する。重量測定データは、予め設定した条件に従い収集され、試料の含浸終了後10回の連続した安定データのみを取り込み、最大、最小を除いた8データの平均値を測定データとして

採用する。また、重量測定データと併せて、気温及び液温データの取り込みを行い、密度値の計算処理を行う。

(3)まとめ

平成9年度は第1期分として装置本体及び制御・データ処理部の設計・製作を行い、燃料試験施設測定室に仮設置を行った。平成10年度は、コールド試料を用いた装置の試運転及びモックアップを行い、測定技術を確立すると共に、第2期目の事業である付帯設備としての遮へいボックスの設計・製作を行い、前期に製作した装置本体と共にホット実験室に設置し、総合的な性能確認を行い、遠隔操作型の精密密度測定装置として整備を完了させる計画である。これにより、照射によって割れたペレット小片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。

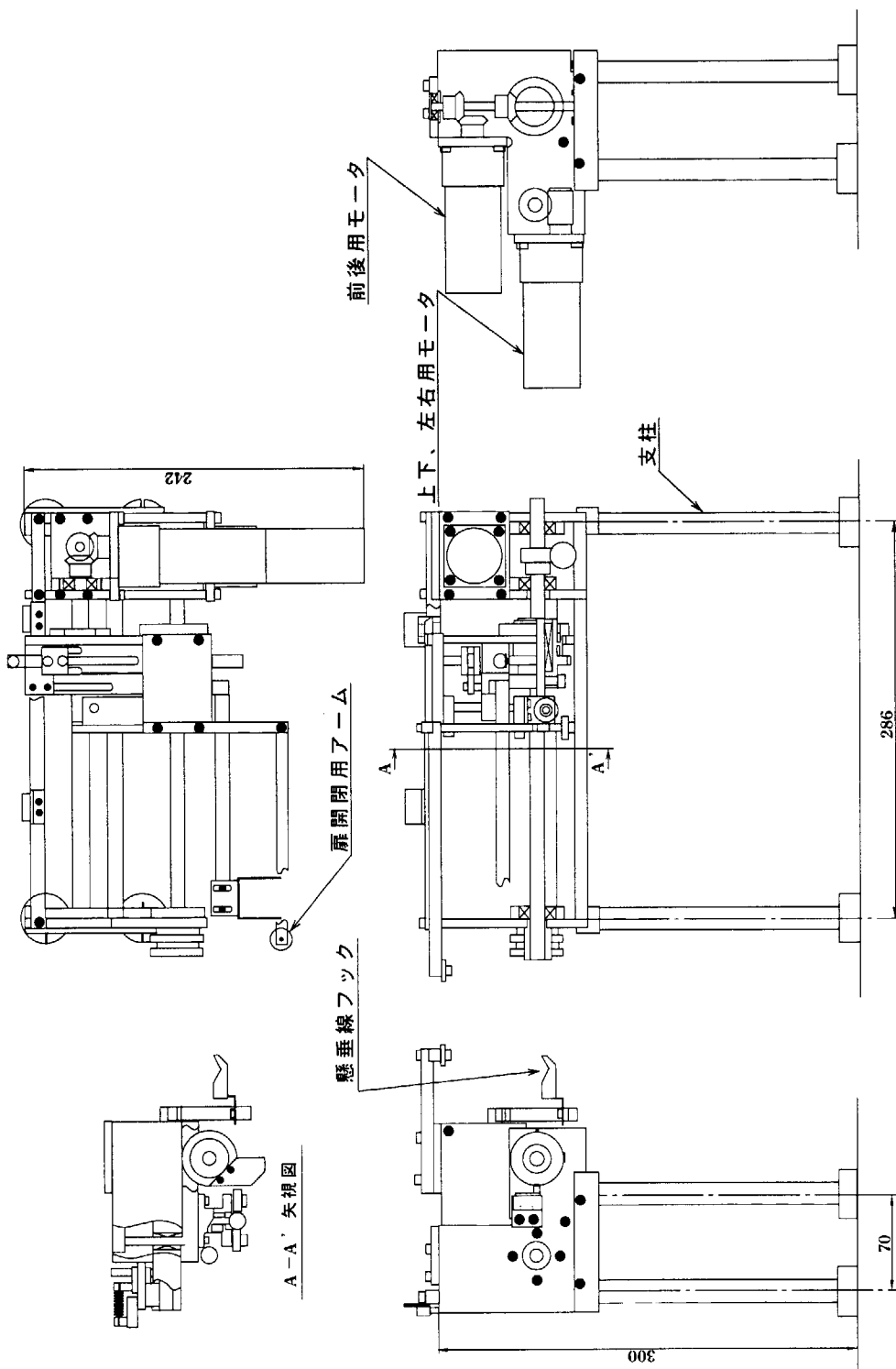


Fig.5.1.1 試料掛換機構図

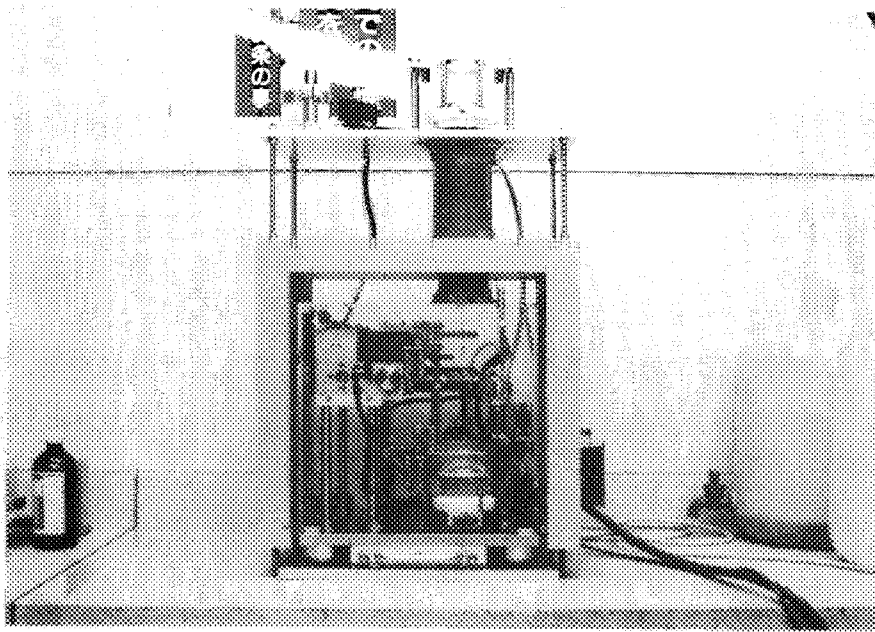


Photo. 5. 1. 1 精密密度測定装置本体外観

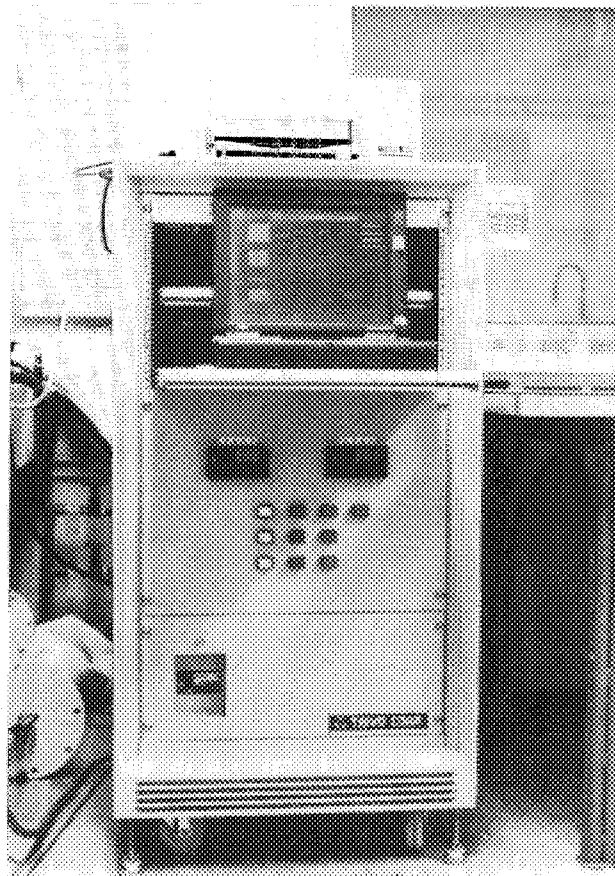


Photo. 5. 1. 2 制御・データ処理部外観

## 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スエリング、核分裂生成(FP)ガス放出挙動に影響を及ぼす重要な因子の1つである熱伝導率は、通常時及び事故時の安全性評価に不可欠である。熱伝導率は、熱拡散率、熱容量、密度の積から求めることができる。熱拡散率については既存のペレット熱拡散率測定装置により測定可能であるが、熱容量及び密度については文献値あるいは製造時データを用いてきた。しかし、高燃焼度燃料ペレットの熱解析精度を高めるためには同一箇所から採取した試料を用いた実測が強く要請されている。このような背景のもとに、燃料ペレット径方向エリアから採取したペレット小片等の微小試料の熱容量を測定するペレット熱容量測定装置を開発している。

### (2)開発の概要

不定形な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、できるだけ高温領域におけるデータ採取が可能であること、また、遠隔操作性、保守性を考慮して採用した熱流束型示差走査熱量法(DSC法：Differential Scanning Calorimetry)による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カ年計画で整備している。平成9年度はDSC本体及び測定ワークステーション等を設計・製作し、コールド装置として完成させた。

熱流束型DSCの基本的構成を Fig. 5. 1. 2に示す。比熱容量の測定は、常に均一な温度になっている加熱炉の感熱板上に、白金製の試料容器及び標準試料又は測定試料の入った容器を置き、炉を一定の速度で昇温したときのベースラインのシフト量の比から簡便に測定できる(次式参照)。

$$C_p = \frac{W_{st} \times H_{sa}}{W_{sa} \times H_{st}} \times C_{pst}$$

ここで、 $W_{st}$  : 標準試料重量

$W_{sa}$  : 測定試料重量

$H_{sa}$  : 測定試料のベースラインシフト量( $H_{sa} = C - A$ )

$H_{st}$  : 標準試料のベースラインシフト量( $H_{st} = B - A$ )

$C_{pst}$  : 温度 $T_1$ での標準試料比熱容量

ペレット熱容量測定装置の構成を Fig. 5. 1. 3に示す。

DSC本体は、センサーユニット、ベースユニットから構成される。センサーユニットは加熱炉、試料容器、センサー部から構成され、加熱炉はトンク操作による試料等の着脱を考慮して、電動昇降機構及び回転機構を設けた。比熱容量の測定温度範囲は室温から最高1,500℃である。また、炉体表面温度が80℃、試料温度が1,550℃及び加熱炉温度が1600℃を各々超えないような安全機構を設けた。また、試料を誤って落下させてしまったときにトンクで回収できるように、落下試料受台を設け、各機構部にはオーバーラン防止の安全措置を施した。

試料容器は白金製とし、照射によって割れたペレット小片の測定(内接3mmφ)が収納可能な大きさとして5mmφ×2mm tとした。後述するサンプルクリンパは試料と試料容器間の熱伝導を向上



させ、また照射済試料からの放射性物質の DSC 本体及び遮へい体内への飛散を防止することを目的として、容器、蓋及び試料を密着するために使用する。

センサー部はコネクタによってセンサーユニット本体と容易に接続できる構造とした。また、センサー部破損防止及び、試料容器のセッティング位置が測定精度に大きく影響するため、試料容器及びセンサー部内蓋をエアピンセットを用いて、容易に且つ高精度でセッティングする試料移送治具を設けた。

ベースユニットは DSC 信号の電子回路及びセンサーユニットを動作させるための操作部で構成される。ベースユニットは電子回路部品等の放射線ダメージを考慮して、遮へいボックス外に設置できるようにセンサーユニットから分離した構造とした。また、ベースラインのシフトが比熱容量測定に影響を及ぼすため、各温度領域においてベースラインドリフトを補正するスロープ調整用ダイヤルを設け、遮へいボックス外で操作できるようにした。

測定・解析ワークステーションでは、システム制御とデータ処理を行う。システム制御ではベースユニットとパソコンを接続する事により、測定を自動で遠隔制御が可能である。データ処理では、ブランク補正、温度校正、比熱容量計算等を行うことができる。

試料調製で用いるサンプルクリンパは、ホットセル内において試料を白金試料容器に簡易密封するため、カシメ機構をモーター駆動による電動式とした。なお、試料の量によってカシメのストロークが異なるため、クリンパの駆動ストロークは、 $\pm 1\text{mm}$ の範囲で微調整ができるようにした。また、クリンパした試料を取り外す際に、マニプレータ操作が容易に行えるように、ベース部分が90度回転可能な構造とするとともに、クリンパヘッドとの干渉を避けるため、試料押し出し用のハンドルを設けた。

### (3)まとめ

平成9年度は計画通り進捗した。10年度は本装置を収納する遮へいボックスの設計・製作を行い、本装置及び遮へいボックスを設置し、照射後試験に向けて特性試験を進める計画である。これにより、高燃焼度燃料ペレットの径方向に亘る熱容量を測定が可能となる。

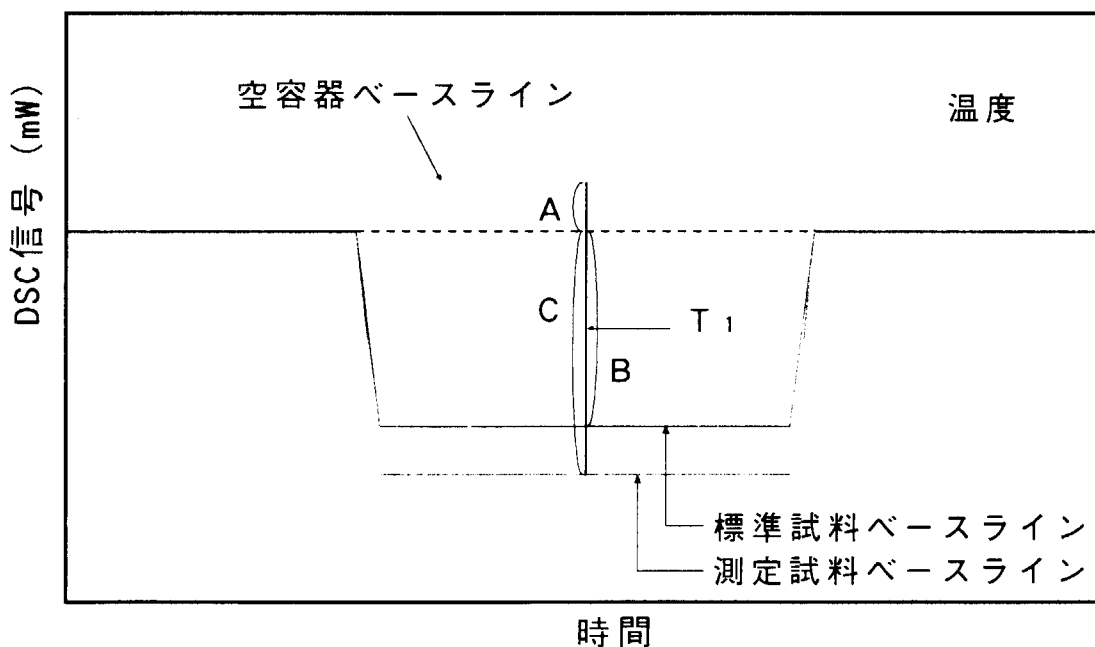
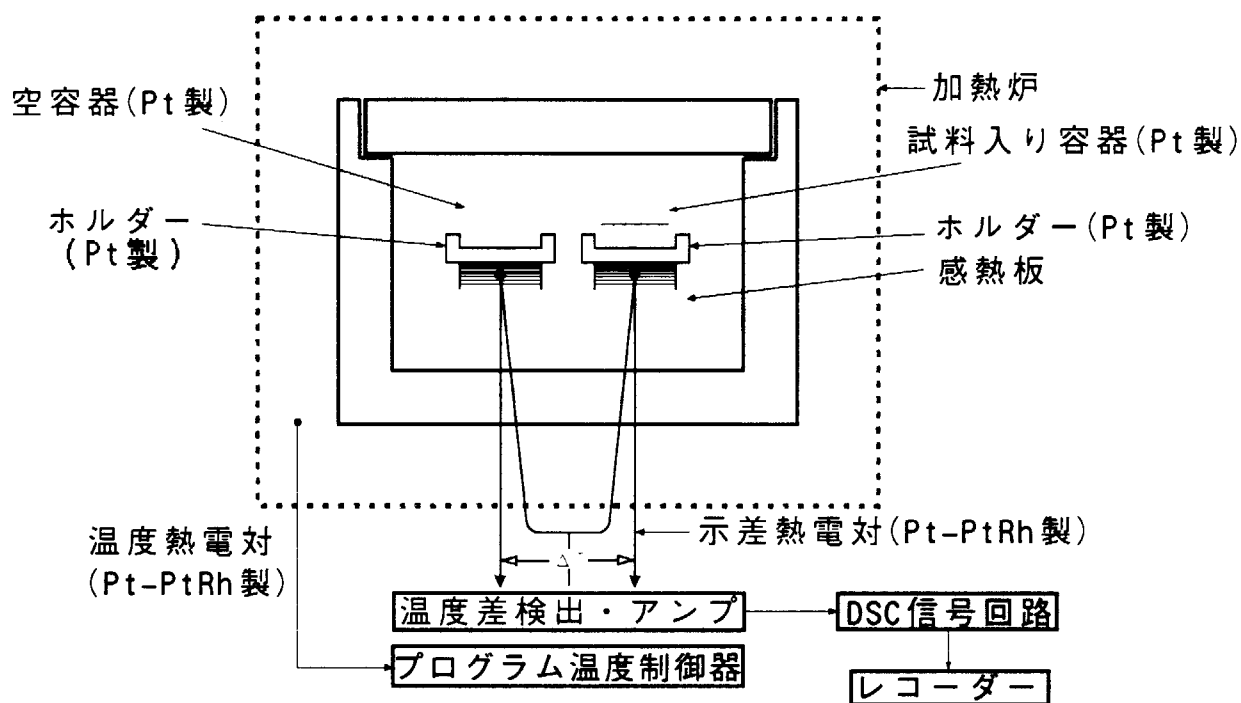


Fig. 5.1.2 熱流束型DSCの基本的構成及び測定結果模式図

試料調製部(ホットセル内に設置予定)

測定・解析ワークステーション

DSC本体(遮へいボックスに設置予定)

DSCベースユニット

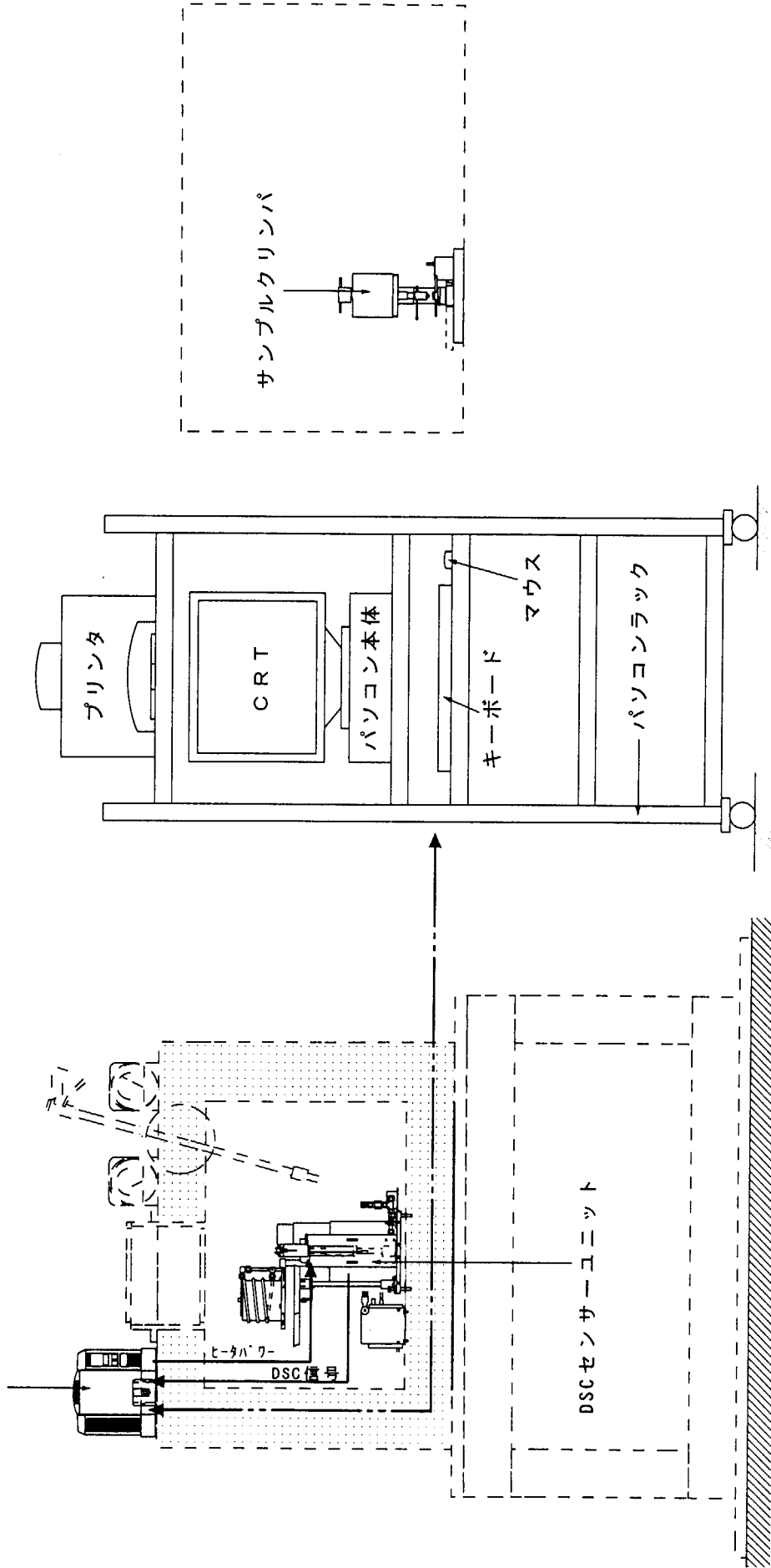


Fig.5.1.1.3 ペレット熱容量測定装置の構成

### 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、燃料ペレット及び被覆管の照射挙動を把握するために、ミクロ領域における観察及び分析が必須とされている。このため、高分解能走査型電子顕微鏡（以下、FE-SEMという）の整備を開始した。FE-SEMは、電子線を照射する電子銃に電界放射型（FE：Field Emission）を採用することにより、二次電子像によるサブミクロンオーダーの分解能を有し、高倍率での組織観察が可能となる。なお、元素分析には、半導体検出器を用いて特性X線のエネルギーを電気信号に変換するエネルギー分散型X線検出器（EDS：Energy Dispersive Spectrometer）を採用した。分析元素は、酸素からプルトニウムである。

#### (2) 開発の概要

FE-SEM整備は、3年計画で整備するものであり、平成9年度は放射性試料対応エネルギー分散型X線検出器の設計・製作及び次年度以降に行うFE-SEM本体、付帯設備等の設計・製作に反映させるための全体構想設計を行った。

##### 1) 放射性試料対応エネルギー分散型X線検出器

放射性試料対応エネルギー分散型X線検出器は、次年度に設計・製作するFE-SEM本体のポートに取り付けられる。分析試料は、照射済燃料であるため検出素子部に入射する放射線の影響を極力少なくし、ノイズの少ない特性X線を検出しなければならない。このため、ヘビーメタル（タングステン特殊合金）による遮へいブロック及びコリメータを検出器先端に配置した。コリメータは、50mm厚さで0.5mmφ、1.5mmφ、全開の3種類の穴径及び分析時以外の検出器の保護のため、全開の4つの位置を電動駆動による回転機構によって、遠隔操作で切り替え可能とした。また、酸素を含む軽元素の検出を行うため、検出器の検出窓には低エネルギーのX線を吸収しないもので、かつ放射線による経時劣化の少ないホウ素を使用した。さらに、反射電子によるノイズを低減するために、マグネットコリメータを検出器先端に設けた。放射性試料対応エネルギー分散型X線検出器を、Fig. 5. 1. 4に示す。

##### 2) 全体構想設計

FE-SEM整備は、3年計画で整備を行うものである。また、放射性試料を取り扱うため、装置本体を遮へい体で覆い、全ての操作は遮へい体外から遠隔操作によって行うこととなる。このため、整備計画の整合を図り、安全確実に放射性試料を取り扱うことができ、さらに、遮へい型とすることによる基本性能の低下をできる限り少なくすることを目的に全体構想設計を行った。

###### ① FE-SEM本体

FE-SEMは電子線を照射する電子銃に冷陰極電界放射型を採用することとした。電界放射型電子銃は、従来の熱電子放出型電子銃に比べ、2～3桁以上輝度が高く、同じ加速電圧でも非常に高い分解能が得られる。

試料ステージは、樹脂埋め込み試料（φ32mm×25mmH）の範囲全てに対応できるものとし、試料を傾斜しても観察位置の焦点が変わらないユーセントリックゴニオメータステージを採用することとした。ステージの移動は、X、Y、Z、傾斜及び回転の5軸をモータ駆動により遠隔操作で制

御可能とした。

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部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ものとした。これらは各々仕切弁を設け、単独で排気及びベント操作を可能とした。

### ②生体遮へい体

生体遮へい体は、作業者の被ばく線量当量の低減を目的として、FE-SEM本体を外部から覆う構造とした。設計にあたっては、従事者の作業条件を考慮し、FE-SEMで取り扱う試料の最大放射能を有するMOX燃料 (128GBq、燃焼度56GWd/t、Pu富化度5w%、冷却日数90日) を計算で用いる線源とした。設計基準線量当量率は、1mSv/週、作業時間を50時間/週として、遮へい体外表面で20  $\mu$ Sv/時以下とした。遮へい計算の結果より、遮へい体は、鋼板 (SS400) で150mmとし、設計基準線量当量率を越える部位については鉛板による部分遮へいを付加することとした。生体遮へい体の主な仕様は以下のとおりである。

- ・保守点検時を考慮し、装置を設置する台車と一体となった開口扉を設ける。
- ・シャッター機構を有する試料導入部を設ける。
- ・試料を直接取り扱う部分をアクリル板で覆う構造のインナーボックスを設ける。
- ・試料取り扱いのために、トングまたはマニプレータ1式と、観察用の遮へい窓2カ所 (マニプレータの場合は1カ所) を設ける。

生体遮へい体の構造図をFig. 5. 1. 5に示す。

### ③設置条件

設置条件は、装置の性能に大きく影響を与える。このため、FE-SEMの設置を予定しているホット実験室の設置環境について調査を行った。調査は、床面振動、浮遊磁場変動 (商用周波数成分)、浮遊磁場変動 (静磁場成分) 及び騒音の4項目について実施した。調査の結果、床面振動による影響が最も大きい、それでも80,000倍 (加速電圧: 30kV、試料-対物レンズ間距離: 8mm) 前後までの観察には問題ないことが判った。

### (3)まとめ

FE-SEM整備は、3年計画で整備するものであり、平成9年度に放射性試料対応エネルギー分散型X線検出器を完成すると共に次年度以降に行うFE-SEM本体、付帯設備等の設計・製作に反映させるため、放射性試料を取り扱うことによる安全性、遠隔操作性、性能仕様等様々な角度から検討を行い、今後の設備整備を進める上で有効な全体構想設計としてまとめることができた。

今後は、平成10年度に、FE-SEM本体及び制御部の設計・製作、平成11年度に、データ処理部の設計・製作及び付帯設備としての遮へい体の設計・製作を行い、前期までに製作したFE-SEM本体と共に燃料試験施設のホット実験室に据え付け、総合的な性能確認を行い整備を完了させる計画である。これにより、燃料ペレットのリム組織、FPガスの元素分析及び被覆管の酸化膜、水素化物などの高燃焼度燃料に特異的に生じる照射挙動の詳細な観察、分析を行い、高燃焼度燃料の照射挙動解明に必要なデータのひとつを提供することが可能となる。

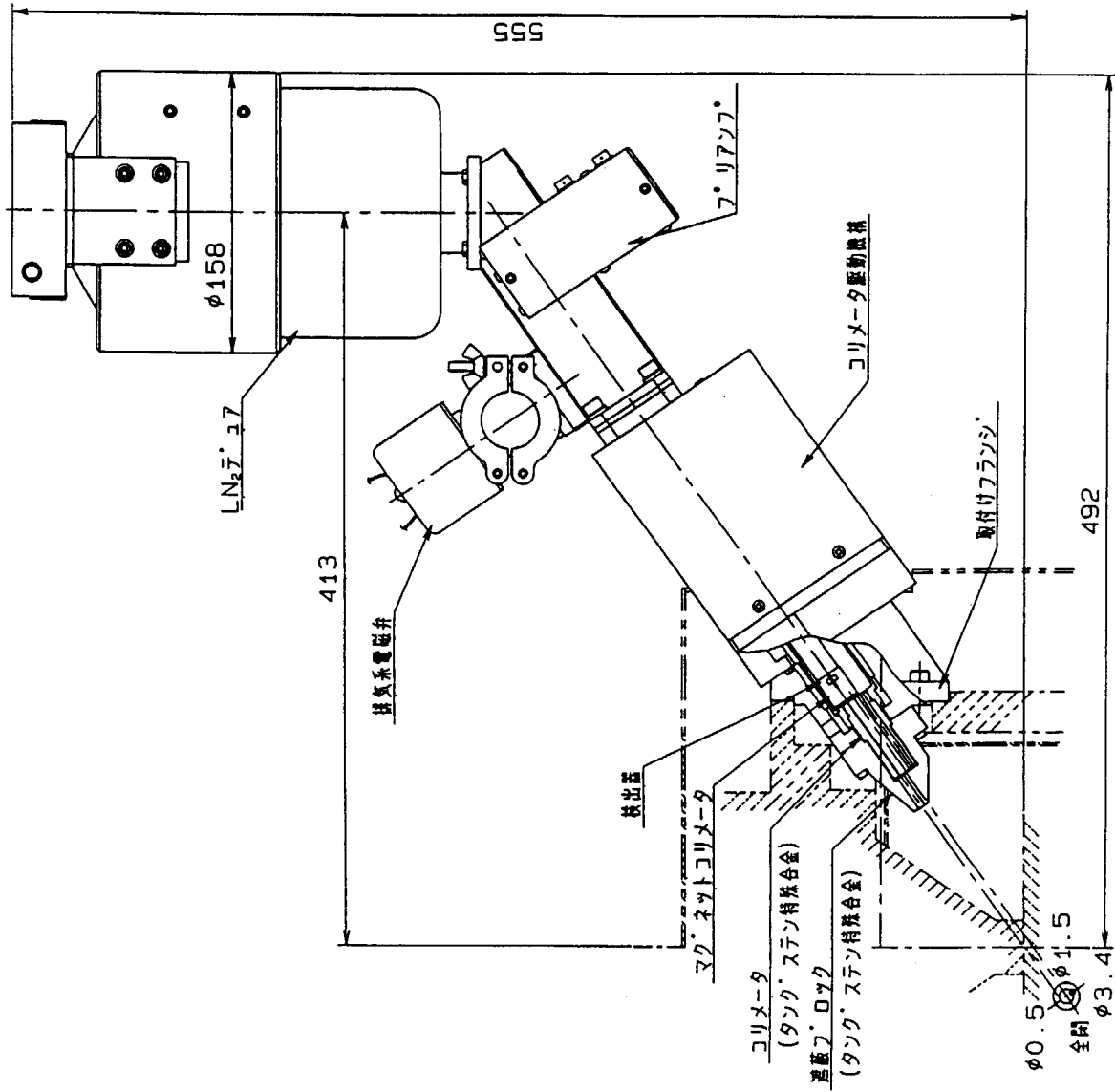


Fig. 5.1.4 放射性試料対応エネルギー分散型 X線検出器

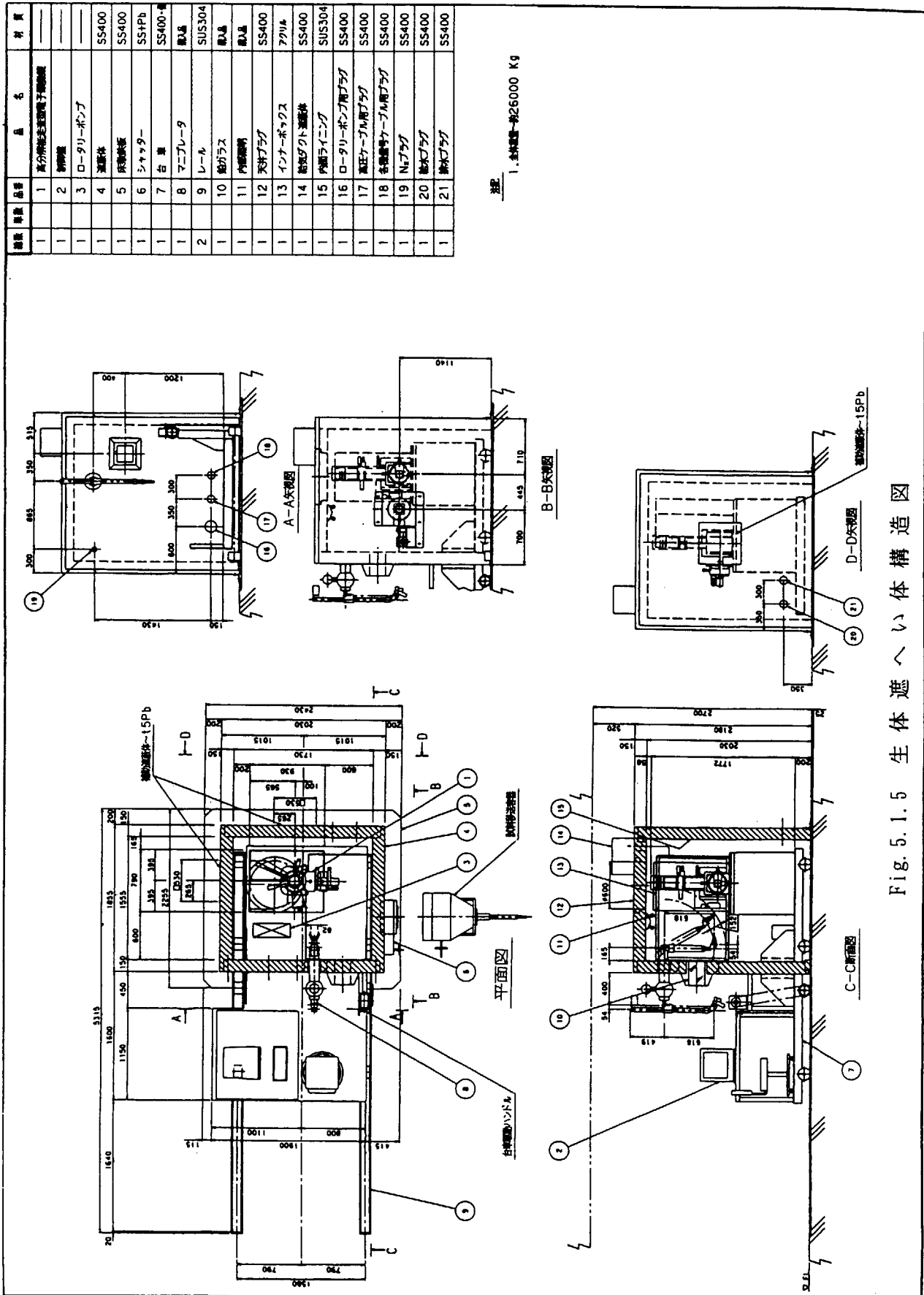


Fig. 5.1.5 生体遮へい体構造図

## 5.2 実用燃料試験課

### 5.2.1 照射後試験における画像データのデジタル化

#### 概要

実用燃料試験課では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に画像データのデジタル化を進めている。照射後試験で採取される画像データは、燃料棒外観観察や金相試験等で光学機器から得られる写真データと EPMA 等の分析機器から得られるものとに大別される。

従来これらのデータはポラロイド写真（ポジ／ネガ）によって撮影され、ネガの焼き付け処理によって必要部数を確保する方法がとられていた。このためデータ整理を行う場合写真台紙への張り付けやデータの修正に時間がかかる等作業効率に問題があり、データの保管についてもネガの管理やデータ保管スペースの確保の点で管理上の支障が生じている。

このためこれらの画像データをデジタル化し、データ整理や検索をパソコン上でを行い高性能プリンターで出力する方法への移行を行っている。

#### デジタル化手法

現在以下に示すいくつかの方法によりデジタル化作業を進めている。

##### 1) 光学 PIE 機器（燃料棒外観観察装置及び金属顕微鏡）

光学機器に付属のアイピースにハイビジョン CCD カメラをセットし、像を直接パソコンに取り込みデジタルファイル化する。

##### 2) その他の写真データ

ポラロイド写真（ポジ／ネガ）をスキャナーで読みとりデジタルファイル化する。

##### 3) 分析機器

最近の分析機器から得られる画像データは機器に付属するパソコンによってデジタル保存されているため特別な操作は必要ない。

これらの手法によってデジタル化された画像ファイルは、課内専用サーバまたは各クライアントに転送され DTP ソフトによって整理されプリンターに出力される。また画像の保存や試験依頼者へのデータの配布は光磁気ディスク（MO、CD-ROM）によって行う。主要機器の仕様を以下に示す。また Fig.5.2.1 にシステム構成を、Fig.5.2.2 にデータ例を示す。

#### 機器仕様

##### 1) ハイビジョン CCD カメラ

撮像素子：130 万画素 3 / 2 インチ CCD、有効画素数：1258 x 1035

##### 2) スキャナー

最大解像度：600dpi

##### 3) プリンター

プリント方式：レーザー露光熱現像転写方式、最大解像度：400dpi



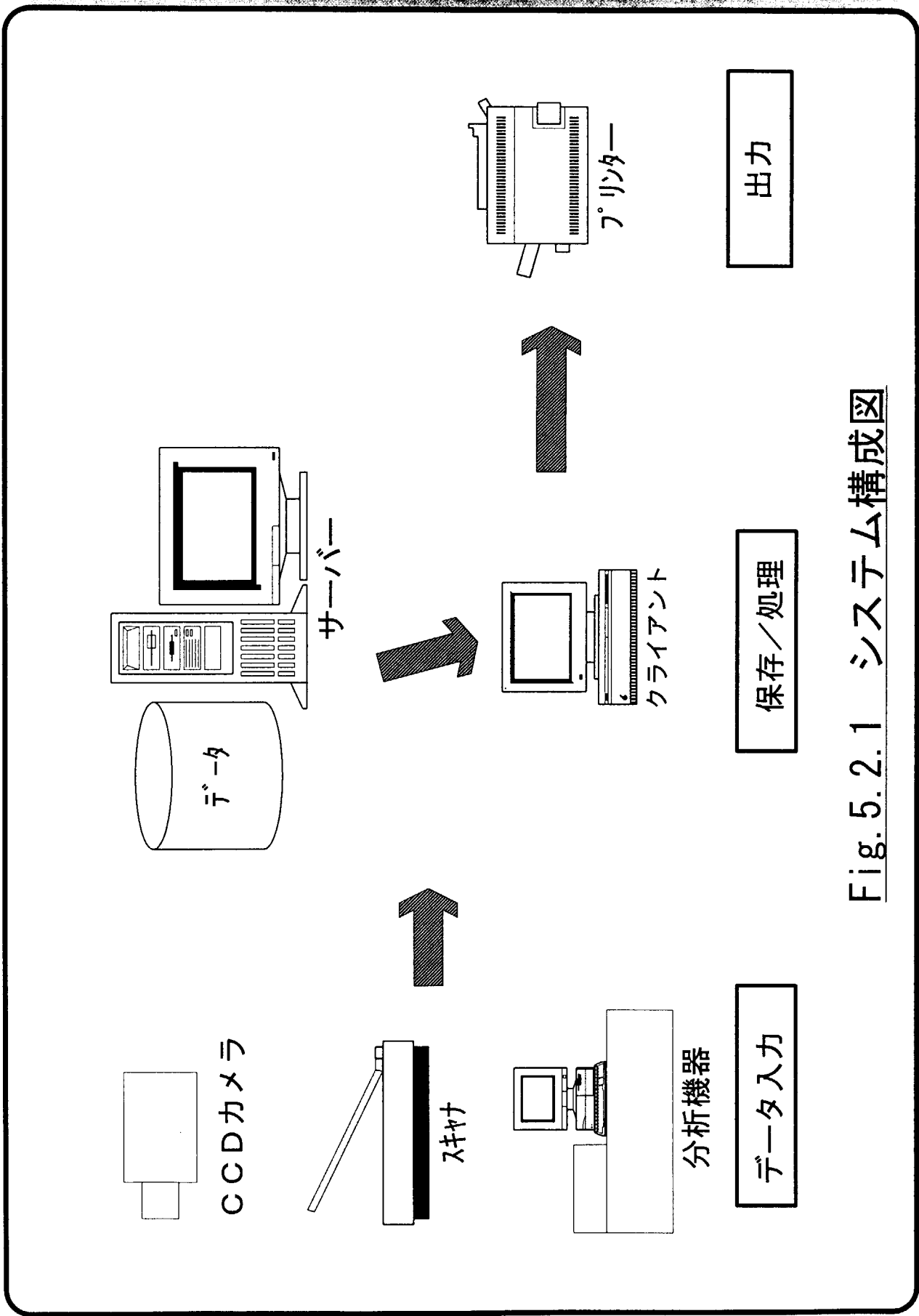
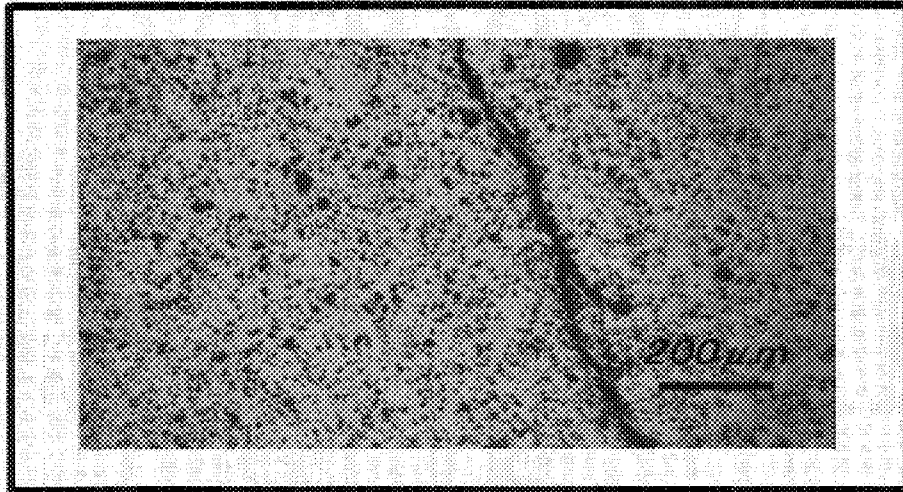


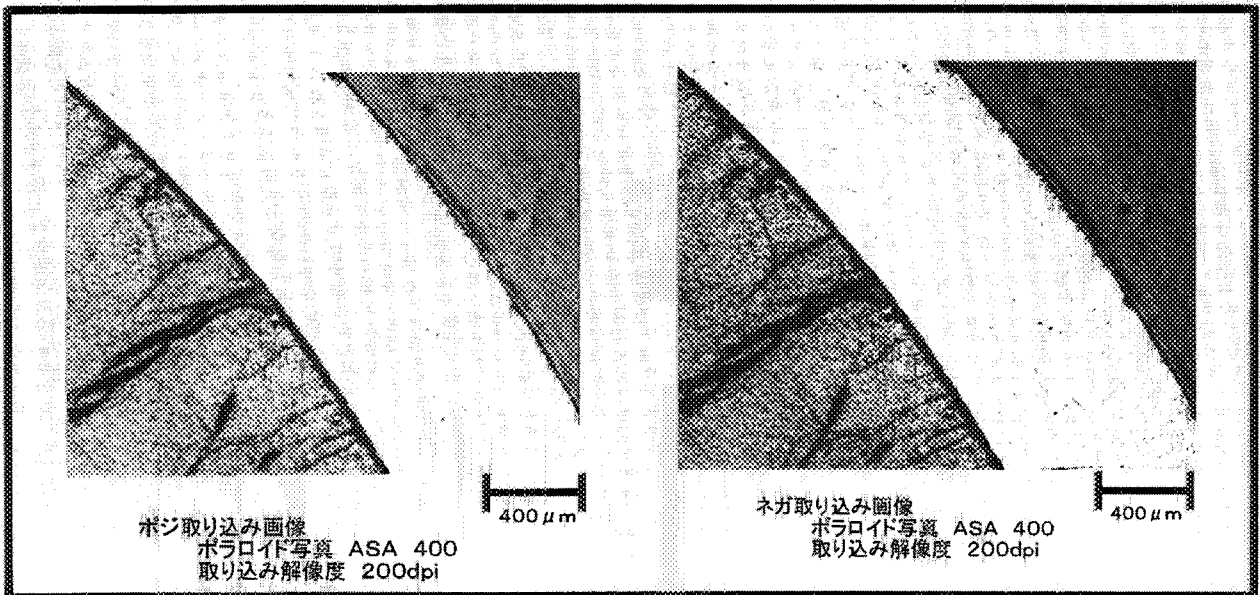
Fig. 5.2.1 システム構成図



ホットセル内試料のCCDカメラ撮影画像



金属顕微鏡画像のCCDカメラによる取り込み



スキャナー取り込み画像(ポジ/ネガ透過)

Fig.5.2.2 デジタル化画像サンプル

## 5.2.2 燃料被覆管リング試料焼鈍用電気炉の開発

### 1. 概要

高燃焼度燃料の運転時の異常過度や事故時の燃料挙動把握に資するため、実用燃料被覆管リング試料を用いて、一定の熱処理を施した後の機械的特性変化及び遍在水素化物の影響等に関する基礎データを取得するための遠隔操作型焼鈍炉の開発を行った。

本装置は、温度特性試験を実施した後、照射後試験を行うために燃料試験施設の $\beta$ - $\gamma$ コンクリートNo.4セルに設置される予定である。

### 2. 装置の主要仕様

本装置は、電気炉本体及び温度制御装置で構成し、 $\beta$ - $\gamma$ コンクリートNo.4セル内ワークテーブル上に仮設置して使用するため、軽量・コンパクトな構造とした。Fig.5.2.3 及びPhoto.5.2.1 に電気炉本体、Photo.5.2.2 に試料台、Photo.5.2.3 に制御装置を示す。主な仕様は以下の通りである。

#### 1) 電気炉本体

炉形状：横置き型管状炉 ( $\phi$  200 × 300 mm)

発熱体：カンタル A-1

温度範囲：200 ~ 900 °C (大気中)

均熱範囲：約 80 ×  $\phi$  30 mm

温度分布精度：設定温度の $\pm$ 1%以内 (均熱範囲)

試料台：石英ガラス (最大5個装荷) 破損時には遠隔で交換可能

熱電対：Kシース型

#### 2) 温度制御装置

温度調節器：1ゾーンPID、カスケード制御

制御方式：温度調節器単独又はパソコンによる温度制御プログラムを使用し、データ取り込み可能。

### 3. 温度特性試験

本試験では、照射材を装荷した時に試料自体の温度分布を測定することが不可能なため、セル内設置前に制御温度と試料台上の試料部との温度関係を把握しておく必要がある。このため、Photo5.2.2 に示すように未照射試料に熱電対を直接スポット溶接し、制御温度との相関を調べる温度特性試験を実施した。実施した温度域は200 ~ 800 °Cの範囲で13点とし、すべての温度制御を炉内の試料部近傍部に配した制御用熱電対側で制御するカスケード制御で行った。本方式を用いると、昇温速度を急勾配にしてもオーバーシュートを押さえられる利点がある。

本試験においては、各温度において設定温度到達後5時間連続加熱 ( $\pm$  2.5 °C以内) を条件とすることから、加熱開始後、設定温度到達までの時間を可能な限り短くすることを

要求されている。これらは、昇温速度が及ぼす設定温度許容精度と相反する操作を強いられるが、上述のカスケード制御を用いることにより十分満足する結果が得られた。Fig5.2.4に代表的な試験データを示す。

これらの結果から、平成10年度中にセル内に設置し、照射後試験に供する予定である。

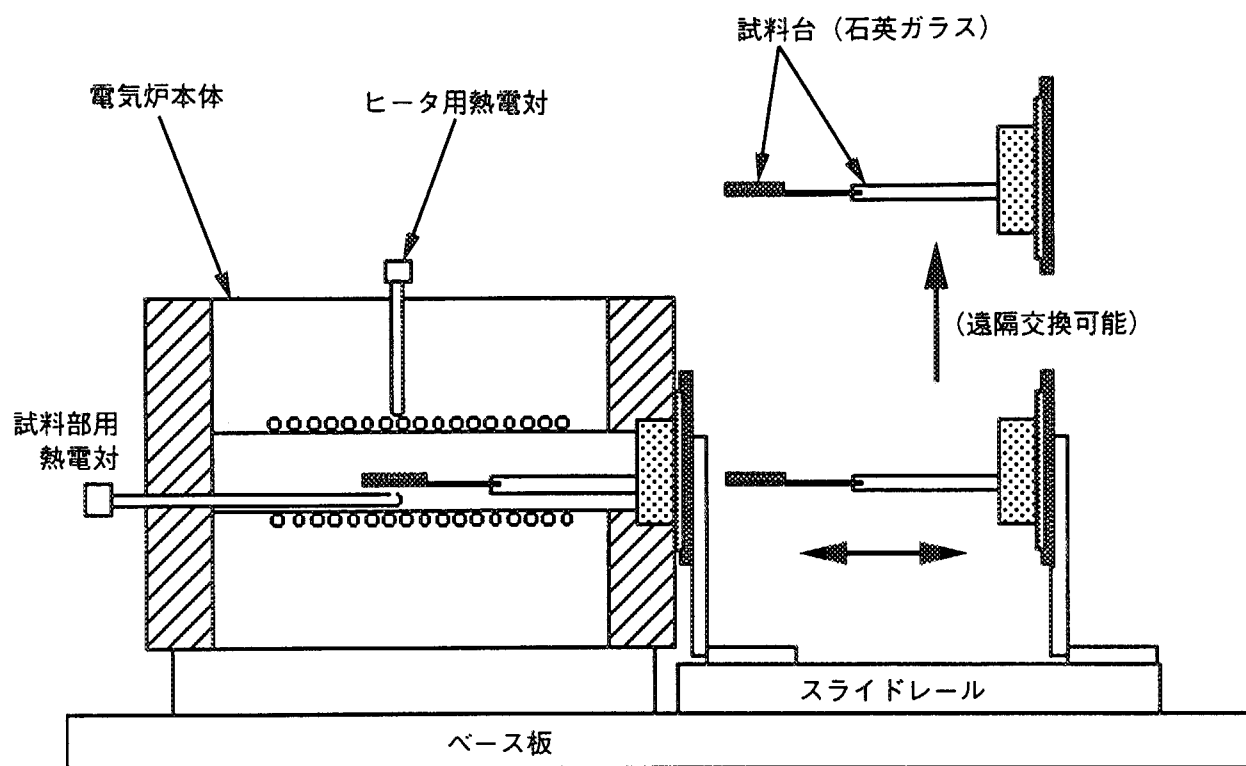


Fig. 5. 2. 3 大 気 中 焼 鈍 炉 概 略 図

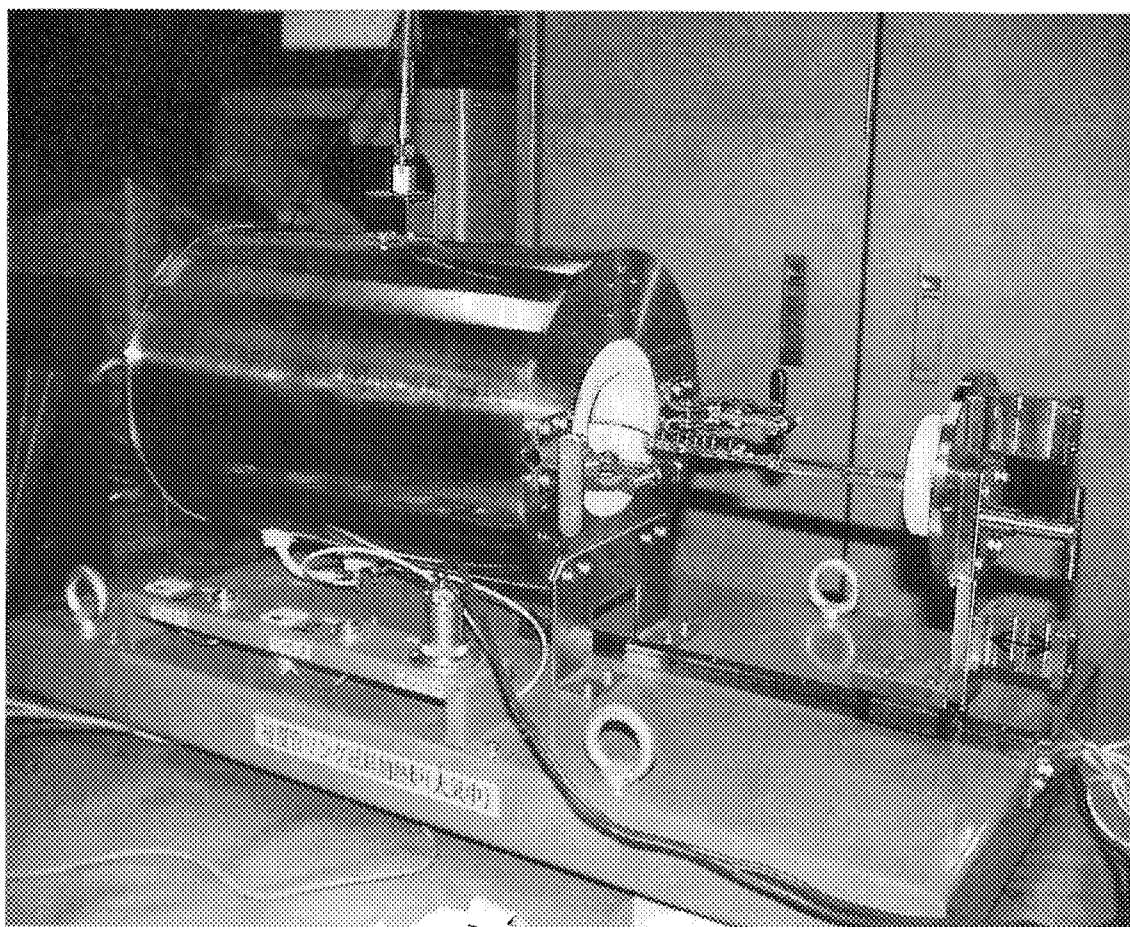


Photo. 5. 2. 1 大 気 中 焼 鈍 炉 本 体

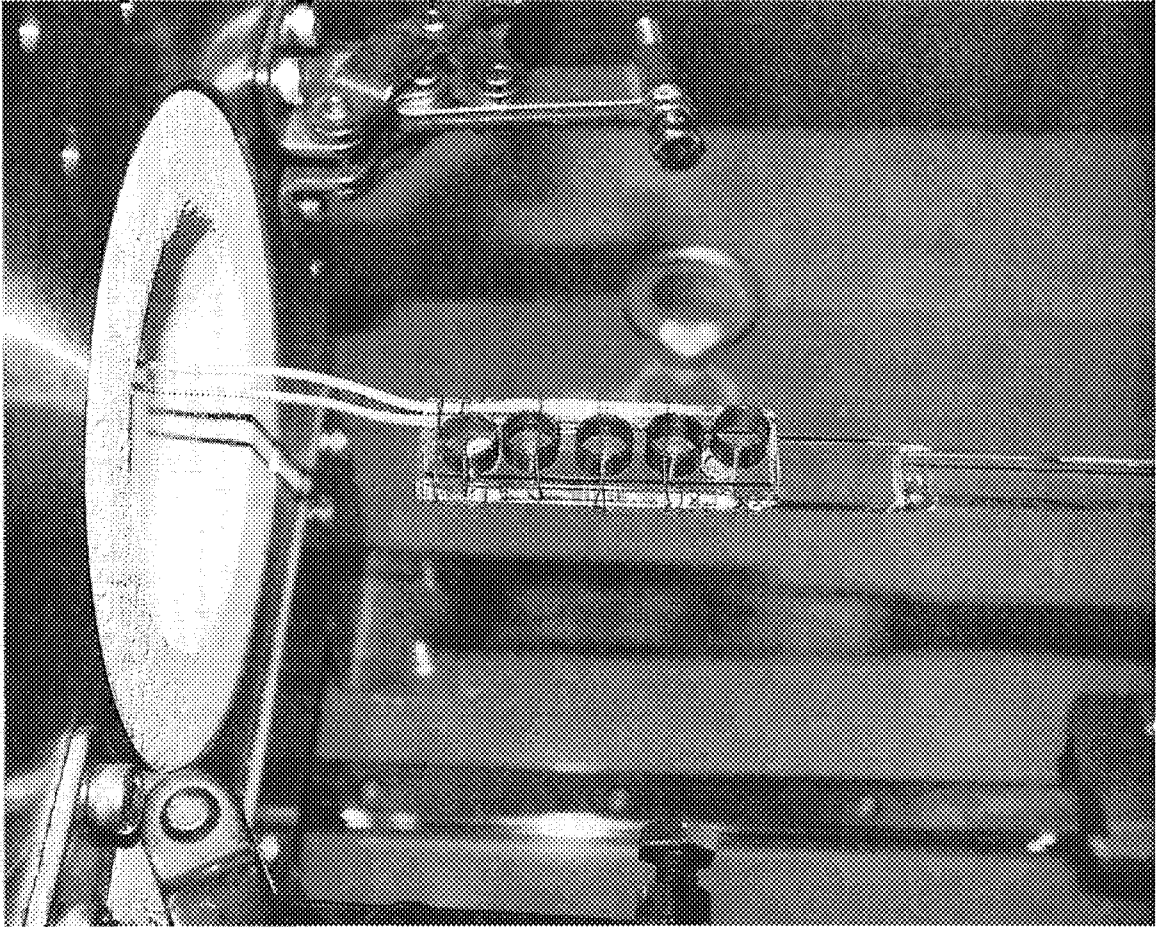


Photo. 5. 2. 2 試料台

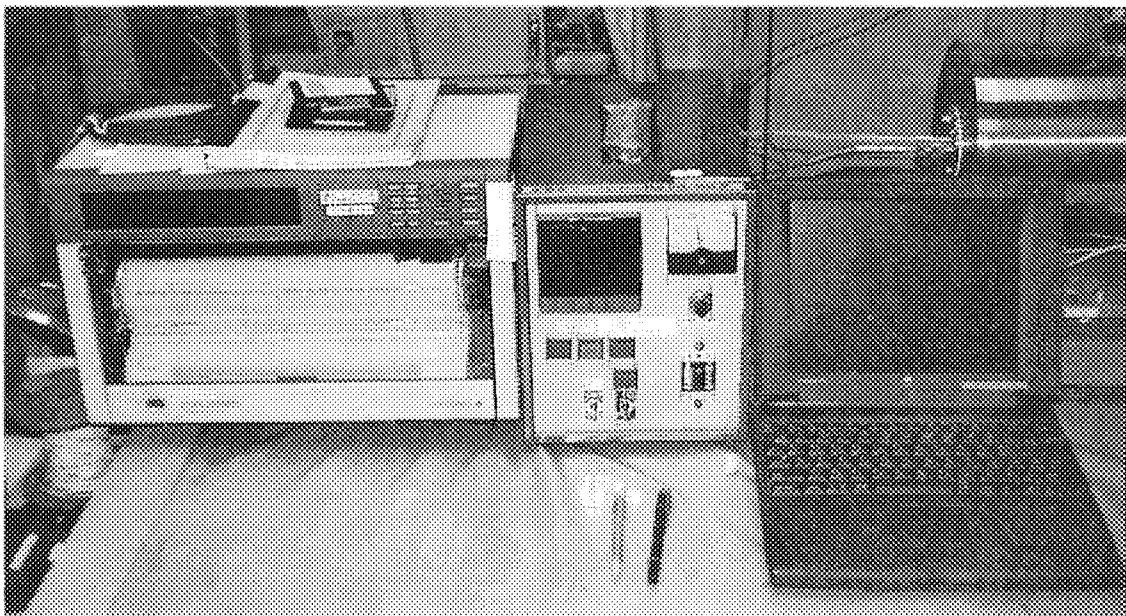


Photo. 5. 2. 3 温度制御装置及び記録計

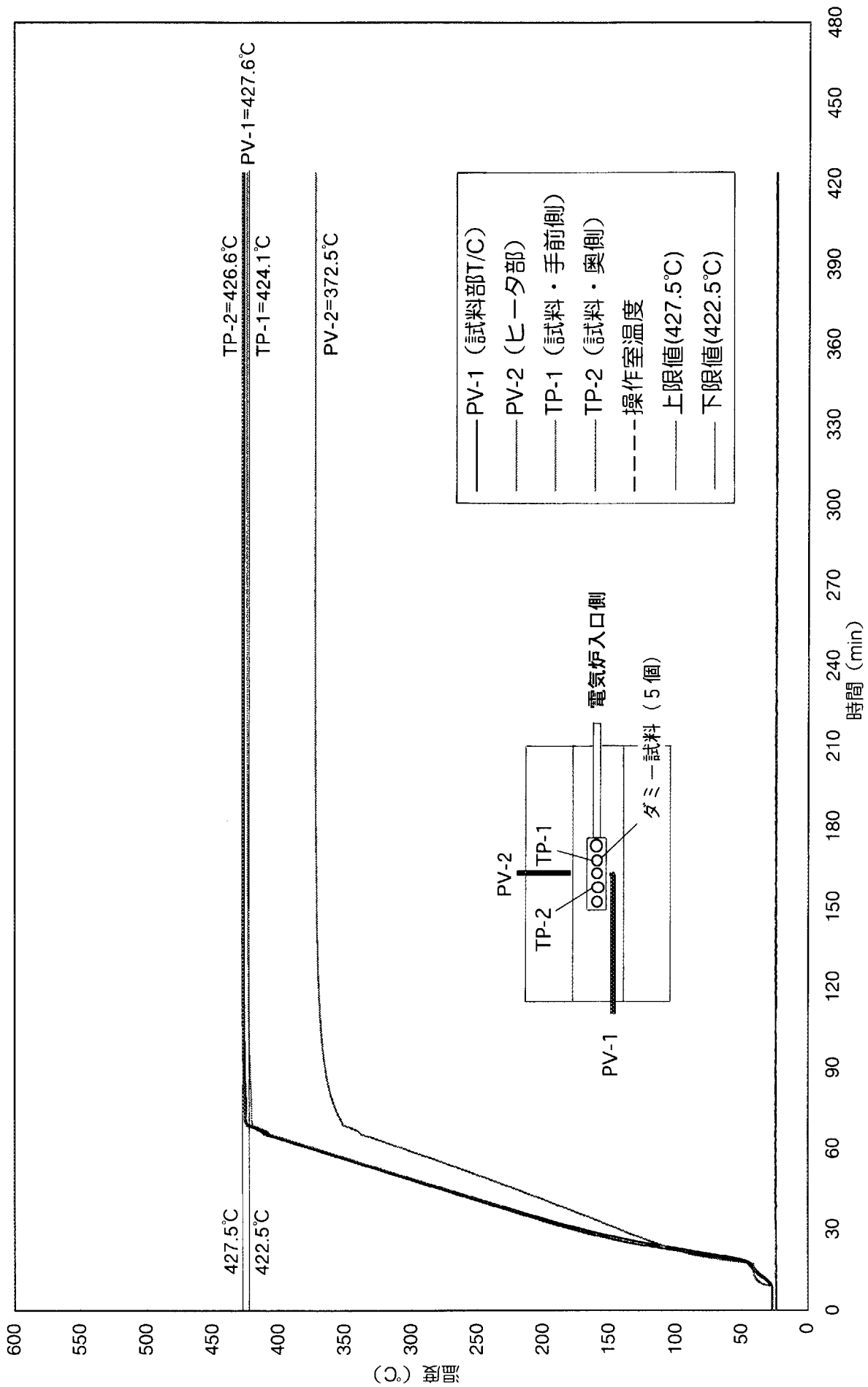


Fig.5.2.4 大気中焼鈍炉温度特性試験結果 (425°C±2.5)

### 5.3 WASTE F 課

#### 5.3.1 TRU 窒化物調製・高温安定性試験（装置整備及び試験計画）

##### (1) はじめに

原研では、高レベル廃棄物から Np、Am、Cm 等の超ウラン元素を群分離し、消滅処理炉あるいは加速器と、熔融塩電解による高温化学再処理を組み合わせるリサイクルする消滅処理燃料サイクルの開発研究を進めている。燃料の形態としては、アクチニド原子を緻密に詰め込める窒化物燃料に主眼をおいて検討を進めている。窒化物燃料は、金属に匹敵する熱伝導度を有するため、炉内での燃料温度を低く抑えることができ、また、融点が高い（約 3,000 K）ので、FP ガスの放出量を低減化できる。これによって燃料被覆層の厚さを薄くでき、アクチニド消滅に有効な高速中性子束を増やすことができる。さらに、消滅炉で燃焼させたあとの窒化物燃料の再処理に「熔融塩電解精製」という高温化学プロセスを適用することにより、従来の湿式法にくらべて再処理施設の小型化が可能となる。この消滅処理燃料サイクルは、高速炉燃料サイクルにも適用可能であり、熱特性、照射安定性に優れた混合窒化物燃料を開発することにより、経済的で安全性の高い燃料サイクルシステムを実現させることが可能となる。

##### (2) 開発の状況

WASTE F の No. 5 セルには、これらの技術開発に関連して融体・燃料プロセス研究室が行う Am、Cm 等の窒化物に関する燃料工学的な基礎研究に係わる試験を実施する目的で、平成 9 年度には、Am 窒化物の炭素熱還元法による調製試験と同窒化物の高温蒸発挙動試験を行う高温電気炉を設置した。Fig. 5.3.1 に TRU 窒化物調製用電気炉の構成図を、Photo. 5.3.1 に No. 5 セル内の同電気炉の外観を示す。炭素熱還元法による TRU 窒化物の調製では、AmO<sub>2</sub>、CmO<sub>2</sub> 等の酸化物に炭素を添加して、窒素気流中で 1600～1800 K の高温で窒化物に還元する。その際、窒化物中の残留酸素量を低減するため、過剰の炭素を加えるとともに、残留炭素を窒素-水素混合ガスにより除去する。

本装置は、セル内の高温電気炉（C/C コンポジット発熱体、最高温度 2000℃）とセル外に設置された放出ガス分析装置（CO モニタ及び質量分析装置）とから構成される。なお、ガス分析系の排気・配管システム及び質量分析装置には既設の α 加速試験装置を使用する。この装置では、炭素熱還元反応で発生する CO ガスをセル外に設置した赤外吸収型 CO モニタで計測することにより、反応挙動、酸化物から窒化物への転換率等を知ることができる。また、質量分析装置により反応過程、Am の蒸発挙動、α 崩壊により生成するヘリウムの挙動等を調べることができる。

今後の試験計画では、平成 10 年度には、Am 窒化物の炭素熱還元法による調製試験と、同窒化物の高温蒸発挙動試験を開始し、11 年度以降 Cm 窒化物の試験を行い、長期的には、各種 TRU 化合物（酸化物、不活性マトリックス燃料等）の試験も計画されている。



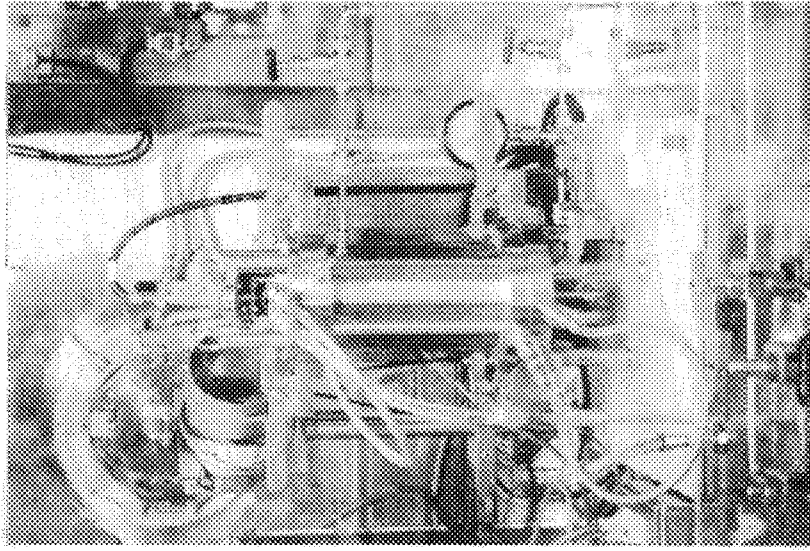
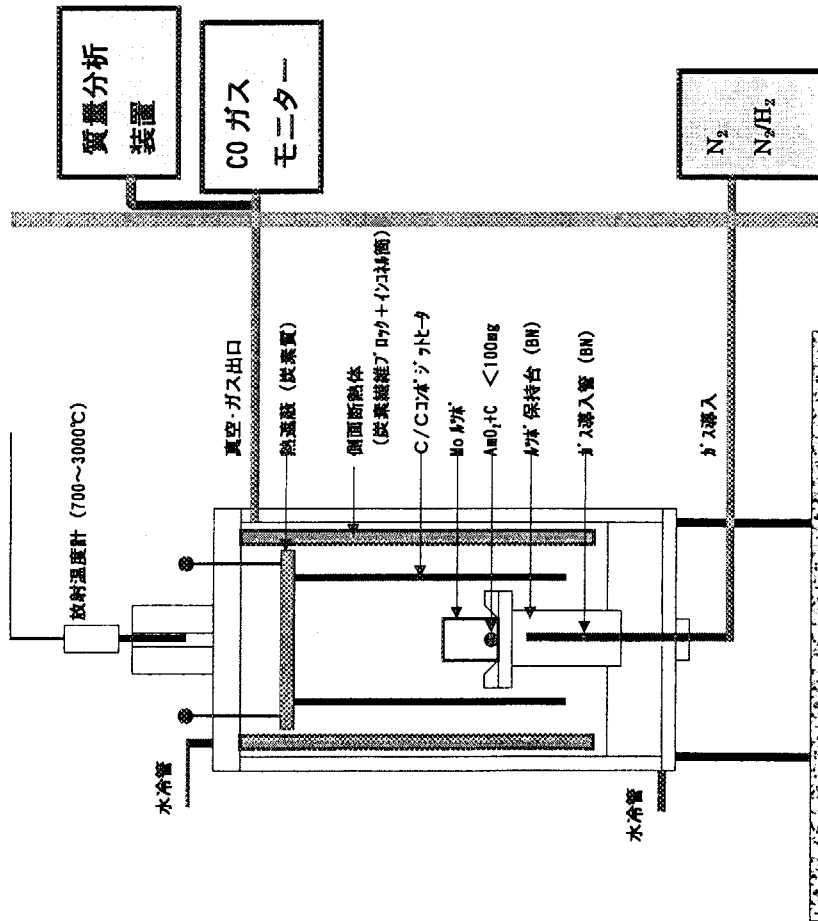


Photo. 5.3.1 No. 5セル内電気炉の外観



No. 5セル

Fig. 5.3.1 TRU 窒化物調製用電気炉の構成図

## 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

原子炉圧力容器等の実機構造材の経年変化や寿命評価研究（軽水炉構造材高経年化研究）においては、使用済み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が緊急、且つ、重要な課題となっている。このため、当施設では平成8年度から放射化鋼材加工の技術開発に着手しており、主加工機である遠隔操作型放射化鋼材加工装置の開発を進めている。機器開発に際しては、ホットラボワークの実情を考慮して、所謂、熟練技術を要さずに希少な加工素材から目標とする材料試験片をミスなく採取できる装置の整備を主眼とし、NCフライス盤を選定した。また、セル内加工を万全なものとするためには加工に際しての条件確保（モックアップ）が極めて重要であることから、制御装置を共用する同一設計の加工機本体を操作室とセル内に配備することを以て、放射化鋼材加工装置開発と位置づけた。

本年度は昨年度取得した放射化鋼材加工装置原型機を改造してセル内用NCフライス盤として整備を図るとともに、新たに同一設計のモックアップ用セル外機を取得した。

なお、原型機の詳細についてはJAERI-Review 98-001を参照されたい。

#### 2 原型機の改造

前年度末に取得した原型機は、引き続き実施した加工実験を通して機械的性能と遠隔操作性についての不具合が摘出され、検討した改善策に基づく改造により、セル内用NCフライス盤として整備された（Photo 5.4.1参照）。改造の概要は以下のとおりである。

##### 1) クランプ機構の改造

新たに電動自動制御型の回転チャックを採用し、これに原型機の平バイス（油圧）を組み込み保持させることにより、加工物のチャッキング替えを要さずに直方体の底面を除く5面と上面へのノッチ加工（例えば、シャルピ衝撃試験片のV溝や3点曲げ破壊靱性試験片の溝加工）を連続・自動で可能にした。また、平バイスを任意に360°回転可能とすることにより、クランプ機構に蓄積する切粉の除去性を向上させた。

更に、照射済シャルピ衝撃試験片の3点曲げ破壊靱性試験への転用のためのノッチ加工やサイドグループ加工を可能にするため、加工済Vノッチと刃物との位置関係がセル窓からレベル等を用いて容易に目視確認できるようにし、監視のもとでの自動あるいはステップ加工を可能にした。

##### 2) スピンドルモータの変更

原型機のスピンドル機構は、標準設計の高回転仕様(500~6000rpm)であったため、刃物の切削特性の関係から高靱性材料の溝加工に高速度鋼製フライスカッタが使用できない欠点があった。このため、モータをACサーボに変更することで10~4000rpmを確保し、高速度鋼と超硬の両材質の様々な形状カッタに対して最適条件が得られるようにした。また、これに伴いモータ出力も標準仕様(200W)に較べて4倍アップさせ、この種の加工機としての基本性能を大幅に向上させた。この措置により、シャルピ試験片等のノッチ加工が極めて容易になった。

## 3) Z軸位置検出用タッチセンサの追加

Z方向の寸法割り出しは、通常、タッチセンサ治具を加工物に載せて基準寸法を検知することを一般技術としているが、既存技術を材料試験片加工に適用するにはセンサの寸法制限から、マニプレータによる作業が極めて困難な状況にあった。このため、刃物が加工物（金属）に接した瞬間の信号を拾うことにより、マニプレータ操作を伴うことなくスピンドル位置をマイクロン単位で検出可能にした。なお、寸法制限を受ける小型NC機にこの技術を適用した事例は見られず、放射化鋼材加工機として画期的な進展と言える。

## 4) 切粉回収パンの改造

クランプ機構を収納するパン内部に切粉回収のための幾つかの工夫を施し、切削部近傍空気を集中吸引できるようにしたことで、市販掃除機によつての完璧な切粉回収を可能にした。

- ①加工物クランプ部以外の全ての機器部分（A軸チャック、油圧平バイス等）をステンレス鋼板でカバーし、機器表面を平滑にすることで切粉の回収性を高めた。また、同時に除染性も向上させた。
- ②上記①以外のパン内空間を布製カーテンにより上面位置で仕切り、パン内部への切粉の落下と飛散を可及的に抑えた。
- ③クランプ機構の下側（パン底部）に抜き差し可能な切粉受けを配備したことによつて、バイス上に残る切粉を掃き落としにより容易に回収可能とした。

## 3 モックアップ用セル外NCフライス盤の整備

ホット加工に先立っての種々の加工条件の確認、新たな試験片加工のためのプログラム開発、あるいは、セル内機で発生した不具合（加工不良、装置動作不良等）の対策検討、更には、オペレータ教育などを可能とするために、セル外用NCフライス盤を整備した。この装置は、セル内機と同一設計のNC機で制御装置を共用し、電気ケーブルの差し替え、圧空配管の切替え、制御装置のモード切替えを行うことにより、セル内機と同等な加工が行える。納入に伴う検査において十分な基本性能を有することが確認された。

## 4 材料試験片加工プログラムの開発整備

原型機の改造前後に実施した基本プログラム加工実験（ステップ加工、自動加工）を通して、セル内加工におけるソフト上の問題点を摘出し、ブラッシュアップを進めた。

個々の材料試験片についての進捗状況は以下の通りである。

## 1) シャルピ衝撃試験片加工プログラムの整備

これまでに以下の4項目についてノウハウを見出し、プログラム修正、マニュアル作成に反映させ、軟鋼(SS400)を用いた加工実験で、JIS 4号試験片が2/100mm以内の精度で自動加工できることを確認した。最終的な課題は、バリ量を抑えるための切削技術にあり、継続的な検討が必要である。加工済試験片の外観とVノッチをPhoto 5.4.2に示す。

- ・矩形5面加工における平行度精度を確保するための切削技術
- ・Vノッチ加工技術 ; 加工負荷を考慮した段階的切削量の決定
- ・最終加工面（底面）切削に際してのクランプ技術

・自動加工に組み込むべき人為的確認事項 ; 例えは5面加工終了時のZ軸切削量

2) 3点曲げ破壊靱性試験片(その1)加工プログラムの整備

A533B鋼を用いた基本プログラム加工実験により、切欠き先端 $30^\circ$ 、R0.08 mmの試験片(サイドグループなし)が自動加工できることを確認した。より精度の高い加工とするため、ステップ加工による問題点の摘出、部分修正が必要である。

3) 平板型引張試験片加工プログラムの整備

A533B鋼を用いた基本プログラム加工実験により、平行部 $22.95L \times 3W \times 3t$  mm、全長60mmの試験片が思惑通り自動加工できることを確認した。鋼の平板加工については課題はないが、より高靱性なステンレス鋼、ニッケル合金等についても加工性の確認が必要である。

5 まとめ

本年度は、前年度取得した放射化鋼材加工装置原型機(小型NCフライス盤)の性能向上と遠隔操作性の確保のために、①クランプ機構、②スピンドル機構、③Z軸位置検出機構、④切粉回収機構について改造を加え、照射後試験用加工装置(セル内用加工機)としての最終整備を図った。改造機は、標準機の4倍のパワーを持つACサーボスピンドルモータを備え、任意の刃物で加工物のクランプ替えを要すことなく底面を除く5面と上面への溝加工が行え、最低限のマニピレータ操作(表裏反転)を伴う自動加工により各種の材料試験片が採取可能である。最終的な課題とされた切削切粉の処理についても容易に回収可能とした。また、モックアップ用機として、制御装置を共用する同一設計のセル外用加工機を取得し、放射化鋼材加工装置としての一連の機器開発を完結させた。

次年度は、開発中の試験片加工プログラムについて更なるブラッシュアップを進め、シャルピ衝撃試験片、3点曲げ破壊靱性試験片、平板型引張試験片等々についてホット加工用ソフトを完成させるとともに、11年度からの供用開始に向けてセル内設置等の最終整備を図る。

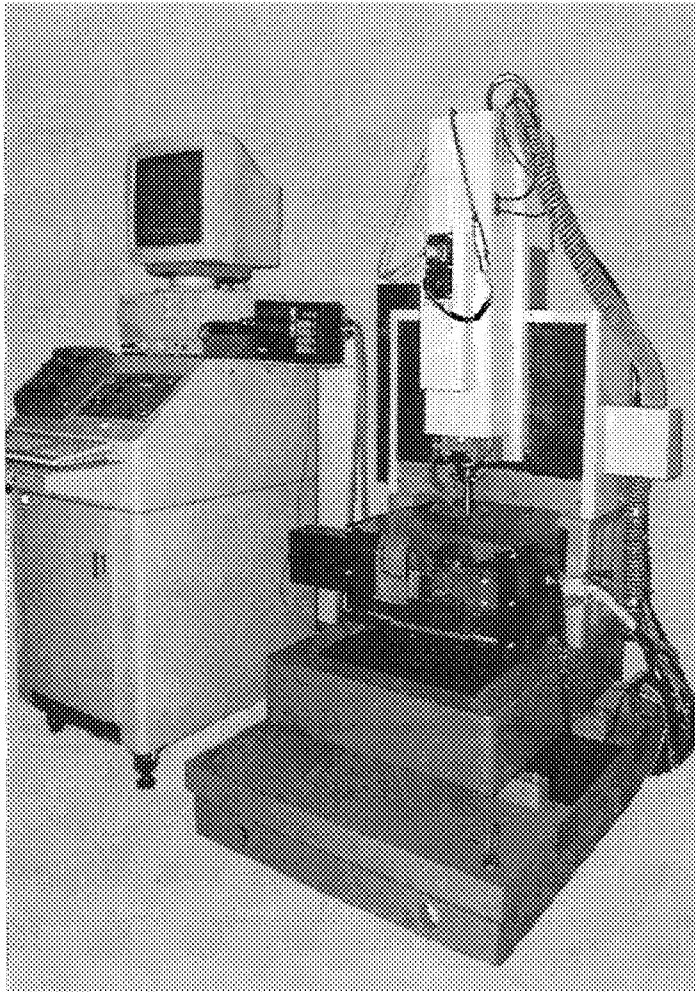


Photo. 5. 4. 1

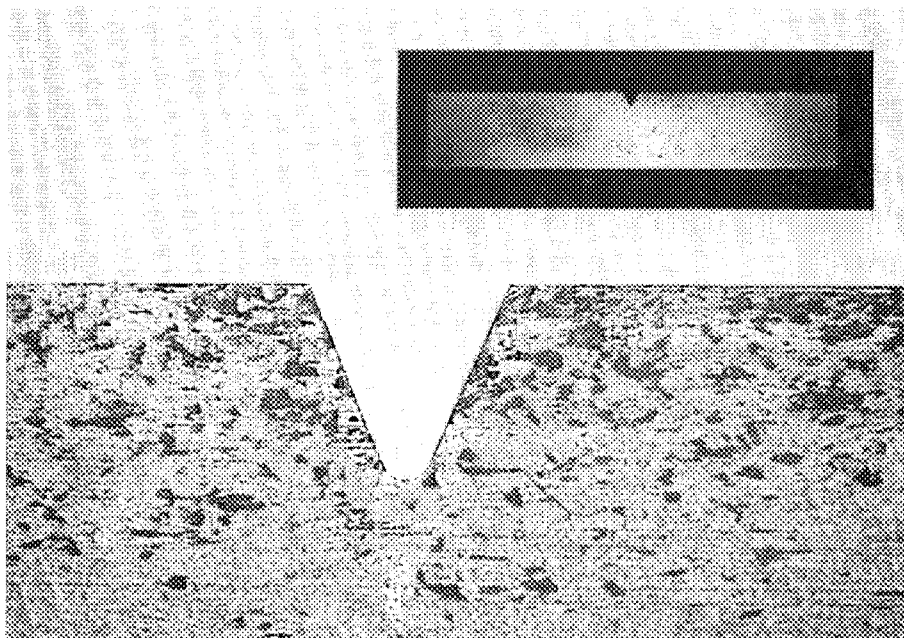


Photo. 5. 4. 2

## 5. 4. 2 透過型電子顕微鏡用試料調製技術の開発

## (1) はじめに

平成5年度に科技庁から材料研究部が受託した特別会計受託研究「原子炉構造材寿命信頼性実証試験」において、中性子照射環境下での材料特性劣化評価及びその機構の詳しい解明を行うために、中性子照射した試料の透過型電子顕微鏡観察（以下、TEM観察と称す）が計画された。照射材の観察を対象とした電界放出型透過型電子顕微鏡(Field Emission Type Transmission Electron Microscope:FE-TEM)を整備し、ホット実験室（管理区域）に設置した。

照射材のTEM観察の実施にあたっては、作業者の放射線被ばく防止対策が最大の課題である。そこで、ホットラボではこのことに鑑み、使用研究室と協議のうえ、ホットラボの電顕使用に関する内規を同時に策定し、6年度からFE-TEMの供用を開始した。

特別会計受託研究で用いる材料はSUS304系及び強磁性体であるSUS403系ステンレス鋼が主なもので、平成6年度は極低レベルの放射能を有する試料についてのTEM観察を実施してきた。

その後、平成7年度からは、比較的レベルの高い放射能を有する試料（照射後3年程度の冷却期間をおいた試料）が対象となってきた。一方、当該受託研究以外でもTEM観察試験を実施するためホットラボに試料が搬入されているが、その放射能レベルが高いことが主たる要因となって試験が実施できず、ケープ・セル内で長期保管している試料が多数存在する。照射後試験の高度化がうたわれている昨今、電子顕微鏡観察は欠かせないものとなっており、そのためにも保管試料等の電子顕微鏡観察を実施するための対策を早急に検討する必要が生じた。そこで、当課としては、作業者の被ばくの低減、或いは試料からの $\gamma$ 線の電磁波による分解能の低下等を念頭にセル内においてTEM用試料の薄膜処理等を行い電子顕微鏡観察用試料として供するために、透過型電子顕微鏡用試料作製技術の開発を目的にワーキンググループを本年度から発足させその技術開発に着手した。

ホットラボでは、照射済試料を既に遠隔で0.2mm程度まで機械研磨し、薄膜化する技術は確率されているが、本年度は、さらに薄膜化した試料のTEM観察位置を再薄膜化し、細孔処理する手法の検討と装置の開発について材料研究部の方々の多大な協力を得て、「ストルアス製・テヌポール-3」装置を使用して、双ジェット式の電解研磨で試料調整を実施することを計画し、その一部について、技術開発に着手した。以下にその装置の概要等について報告する。

## (2) 開発の状況

## 1) 透過電子顕微鏡用試料を調製する薄片研磨装置

実験装置の選定に際しては、関係研究室からの協力を得て検討した結果、金属薄片作製用電解研磨装置として現在の既製品で最も信頼性の高い「ストルアス社製・テヌポール-3」を選定した。

## 2) 薄片研磨装置

1) 品名：金属薄片作製用電解研磨装置「ストルアス社製・テヌポール-3」

(以下、テヌポールと称す)

2) 付属品：試料取付具（試料ホルダ部）、ディスクパンチ（ $\phi$ 3用）

- 3)特徴 : ①双ジェット式の電解研磨であるから、短時間で薄片を製作できる。  
②試料ホルダ部がカセット式でジェット部への取り付けがワンタッチで行える。  
③赤外線感知機構により試料面に細孔が生じた時、直ちに電解研磨を停止する。  
④電解研磨の再現性が高く、装置の操作には熟練を要さない。  
⑤電解研磨装置の、電解電圧・電流の容量が大きく広範囲の金属に使用できる。  
⑥電解液のコントロールは電解液槽内冷却管を使用し外部より温度調整ができる（冷却装置は別途必要）。

### 3) テヌポールでのコールド試験とその結果

当課の材料研究室（管理区域）に整備されているフード内で購入したテヌポールの操作訓練を兼ねて非照射材のTEM試料（直径3mm、厚0.2mm）の調整作業に着手した。その結果、電解研磨用試料ホルダ部へのTEM試料の取付け、電解研磨後の試料（直径3mmの中央部に細孔が生じたもので非常に変形を受け易い）の取外し操作、試料の洗浄、乾燥等について遠隔で実施するためには、幾つかの技術開発が必要であることが再確認できた。また、電解研磨後高レベルとなった研磨廃液及び試料洗浄液の処置等についての検討も必要であることが再確認できた。

### (3) まとめ

遠隔操作によるTEM試料の作製に関しては、ほとんど前例がなく、前述のような問題を解決しなければならないのが現状である。試料作製の良否はTEM観察時に判明するのが大半であるため、今後は材料研究部等の協力を得て、これらの多くの問題を解決すべく次年度以降も引続き当技術開発に取り組むとともに、将来に向け、実機の原子炉構造材料等からTEM用試験片を採取し、TEM観察試料として作製するまでを今後の目途として進める予定である。

## あ と が き

燃料試験施設、WASTEF、東海ホットラボの3施設が統合され7年を経過したホット試験室では、年度当初の計画に従いそれぞれの施設の特徴を生かしながら共通技術基盤の活用を基本に各施設の有効且つ有機的な運営が行われ、利用者のニーズに応えるべく各種の試験の実施、新規装置並びに試験に伴う各種の技術開発、及び施設運転保守管理等を鋭意実施し、有用なデータを提供する事ができた。また、近年、試験ニーズの高度化や多様化対策、施設、設備の陳腐化、老朽化対策、予算、人員の合理化などの観点から大洗研究所材料試験部と共同でホット試験施設将来構想（案）作成し、ホット試験施設将来構想検討アドホック委員会での検討を受け、平成9年度研究評価委員会のホット試験専門部会の評価を受けた。

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、保険物理部、技術部、バックエンド技術部等各方面の関係者の労に感謝したい。なお、本書が今後の照射後試験等を実施する上で、参考になれば幸甚です。

本報告書は、ホット試験室及び放射線管理課の関係者に執筆を依頼し、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。関係者に謝意を表したい。

ホット試験室次長 助川 友英

## 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)
	松 本 征 一 郎	(W A S T E F 課)
	伊 藤 忠 春	(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	H9. 4. 21	未照射トリウムの年間予定使用量の変更に係る変更届出	—
廃棄物安全試験施設	H9. 8. 21	貯蔵試験装置の撤去等	H9. 10. 17

### 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
廃棄物安全試験施設	H10. 2. 6	$^{60}\text{Co}$ 密封線源3. 7TBq 3 個の新規使用及びネプツィウムを使用した伝熱面腐食試験の開始等	H10. 3. 11

## 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	H10.2.18	アウトガス分析装置の移設	H10.4.7

## 4. 輸送容器関係許認可変更申請

施設名	申請年月日	件名	許可年月日
廃棄物安全試験施設	H9.10.6	ACC-90Y-180K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	H9.11.28

## 5. 保安規定の認可変更申請

施設名	申請年月日	件名	認可年月日
燃料試験施設	H9.7.23	未照射トリウム年間予定使用量の変更	H9.8.27
廃棄物安全試験施設	H10.3.2	使用施設の設備の撤去、資材室の設置及び室名の変更	H10.4.7

## 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
廃棄物安全試験施設	H9. 6. 20	・ 廃棄物安全試験施設における貯蔵試験装置等の解体撤去作業の安全性について
	H9. 7. 2	
	H10. 1. 23	・ 廃棄物安全試験施設における放射性同位元素の使用許可に係る再処理施設新材料耐食安全性実証試験機器及びTRUを含む窒化物の蒸発挙動試験機器の設置に関する安全性について

## 付録2 安全衛生関係

平成9年度のホット試験室の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）に係わる安全衛生管理は、東海研究所長通達の「平成9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9年度部安全衛生管理実施計画」を策定し、これを基に実施した。

以下に、保安管理室に報告した「平成9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、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燃料試験施設試験棟（6月28日）及び廃棄物安全試験棟（9月26日）を対象に実施され、それぞれの施設に対し指摘は無かった。

## 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。

非常作業の計画停電（10月18日、19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。

11月20日ウラン濃縮研究棟で発生した火災事故に際しは、本事故の原因、結果を踏まえて、ホット試験室における施設・設備等について、危惧される状況の把握と対応策の再確認を行い、保安管理室長及び東海研究所長からの指示を室内に周知するとともに施設の点検を行い、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」の見直しを随時に行うとともに、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。

地震対策の強化については、9月に実施された「大規模地震対応自主防災訓練」で、施設の地震後の点検確認及びホット試験室関係者の人員掌握の結果を報告する「訓練」を行った。

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行うとともに、異常事態発生時の体制及び対応についてアドホックグループによる検討、ワーキンググループによる緊急時安全点検の検討を行いそれぞれの結果を得た。

## 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、高圧ガス作業主任者、X線作業主任者、クレーン運転士等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 7日、第 2回 7月11日、第 3回12月10日、第 4回 3月25日

2) 課安全衛生会議

各課毎に毎月1回実施した。

3) ホットラボ建屋安全衛生連絡協議会

第 1回 6月26日、第 2回 7月17日、第 3回 9月25日、第 4回12月12日、第5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) 夏季部長パトロール

7月15日(燃料試験施設、廃棄物安全試験施設、ホットラボ施設)

2) 年末部長パトロール

12月16日(燃料試験施設、廃棄物安全試験施設、ホットラボ施設)

3) 課長パトロール

各課毎に毎月1回実施した。

4) その他の安全確認点検

12月26日 部・次長による保全状況の点検確認

7. 事故・故障情報等

今年度の東海研究所地区における施設等の異常・事故等の発生は次のとおりである。

1) 第2四半期 JRR-3で気送設備冷却材の流量低下信号で原子炉自動停止

2) 11月20日ウラン濃縮研究棟 一時保管中の廃棄物収納カートボックスからの火災事故

平成9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わ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」の結果を成しえたものである。

本年度11月に発生したウラン濃縮研究棟の火災事故についても、ホット試験室においては、この事故を共通の問題としてとらえ、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9年度 保安教育訓練実施状況

数字は実施日を示す。

項目	9年/4	5	6	7	8	9	10	11	12	10年/1	2	3
実施時間・実施内容												
1. 原子炉等規制法に基づく保安教育訓練	1. 4. 7. 10. 11. 14. 16. 21. 22. 23. 24. 25	7. 13. 15. 20 21. 23. 27. 28. 29	2. 9. 11. 12. 16. 17. 19. 23. 24. 26. 27	7. 8. 9. 17. 23. 24. 29	5. 8. 12. 18. 20. 21. 25. 28. 29	1. 3. 8. 9. 17 25. 30	1. 3. 6. 7. 8. 9. 15. 28. 30 . 31	4. 10. 11. 17 . 19. 21. 25. 28	1. 3. 5. 8. 9. 11. 16. 20. 22. 26	6. 9. 12. 19. 22. 23. 26. 27. 29	2. 3. 4. 9. 18 . 20. 23. 24. 25	2. 3. 4. 9. 17 . 18. 23. 26. 27
2. 放射線障害防止法に基づく保安教育訓練	25. 30	13	17. 27	8. 17	5. 12. 18. 25	25	28. 30		20	19. 27	2	2. 27
3. 高圧ガス取締法に基づく保安教育訓練							31	11. 28			27	
4. 消防法に基づく保安教育訓練	30	29				3	8		20	21		26. 27
5. 電気事業法に基づく保安教育訓練		27		23								
6. 東海防護活動要領に基づく保安教育訓練		23. 29		24. 25	29	25		4			20	
7. 労働安全衛生法に基づく保安教育訓練			26. 27				7			13. 21		
8. 資格取得に係る講習会				1. 2. 3. 7							17	
9. 法定資格者等の育成												
10. 新人・異動職員等の安全教育	7 ~ 14. 16						7. 8					
11. 勤務時間外通報訓練									20	21		30
12. 避難訓練					28	29			26		12	

## 付録3 研究成果一覧

研究テーマ (大テーマ)	年月日	題 目	発 表 者	発 表 箇 所
照射後試験及びW A S T E F 試験に 関する技術開発 (552-3)	9・12・5	照射済燃料ペレットの融点測定 技術の開発	串田	第853回金曜セ ミナー
	9・12・16	ホット試験室- 施設の運転と技 術開発 平成8年度	ホット試験室	JAERI-Review 98-001
	10・3・16	Current Status of PIE Techniques in RFEF	古平	Enlarged Halden Programe Group Meeting. (Lillehammer /Norway)
	10・3・27	照射済燃料ペレットの融点測定 技術の開発	串田 三田 西野 天野	日本原子力学会 1998年春の大会
燃料試験施設の運 転管理 (553-2)	9・10・17	岩石型プルトニウム燃料の照射 後試験 (Ⅱ)	木村 金沢 天野 山原 助川 他	日本原子力学会 1997年秋の大会
	9・10・17	岩石型プルトニウム燃料の照射 後試験 (Ⅲ)	木村 金沢 天野 山原 助川 他	日本原子力学会 1997年秋の大会

研究テーマ (大テーマ)	年月日	題 目	発 表 者	発 表 箇 所
WASTE Fの運 転管理 (554-1)	9・10・14	C <sub>m</sub> 添加シンロック相の放射線 耐久性	松本 吉川 田村 岡本 三田村	日本原子力学会 1997年秋の大会
	9・10・22	Effects of Water Redox Conditions and Presence of Magnetite on Leaching of Pu and Np from HLW Glass	松本 田村 吉川 他	Scientific Basis for Nuclear Waste Manag. <i>タウニス</i>
	10・3・26	ドライアイスプラスト法を用い たセル内遠隔除染	沼田 寺門 吉川 松本 園部	日本原子力学会 1998年春の大会
ホットラボの運 転管理 (555-1)	9・4	Irradiation Behavior of Microspheres of U-Zr Alloys	小川 伊藤 宮西 関野	J. Nucl. Mater 230
	9・10	Advanced Coating for HTGR Fuel Particles against Corrosion of SiC Layer	石川、三田 他	J. Nucl. Mater 246
	10・2	Deterioration of ZrC-coated fuel particle caused by failure of pyrolytic carbon layer	関野 石川 大枝	J. Nucl. Mater. 252



## 付録4 外部発表等予稿

年月日	題 目	発 表 者	発 表 箇 所
9・10・14	C <sub>m</sub> 添加シンロック相の放射線耐久性	松本 吉川 田村 岡本 三田村	日本原子力学会 1997年秋の大会
9・10・17	岩石型プルトニウム燃料の照射後試験 (II)	木村 金沢 天野 山原 助川 他	日本原子力学会 1997年秋の大会
9・10・17	岩石型プルトニウム燃料の照射後試験 (III)	木村 金沢 天野 山原 助川 他	日本原子力学会 1997年秋の大会
9・12・16	ホット試験室- 施設の運転と技術開発 (平成8年度)	ホット試験室	JAERI-Review 98-001
10・3・16	Current Status of PIE Techniques in RFEF	古平	Enlarged Halden Programme Group Meeting. (Lillehammer /Norway)
10・3・26	ドライアイスブラスト法を用いたセル内遠隔 除染	沼田 寺門 吉川 松本 園部	日本原子力学会 1998年春の大会
10・3・27	照射済燃料ペレットの融点測定技術の開発	串田 三田 西野 天野	日本原子力学会 1998年春の大会

## Cm添加シンロック相の放射線耐久性

## RADIATION STABILITY OF CM-DOPED SYNROC PHASES

原研 ○松本征一郎 三田村久吉 吉川静雄  
 MATSUMOTO SEIICHIRO MITAMURA HISAYOSHI KIKKAWA SHIZUO  
 田村行人 岡本久人  
 TAMURA YUKITO OKAMOTO HISATO

$\alpha$ 崩壊によるシンロック構成鉱物相の放射線損傷の影響を短半減期のアクチノイドを添加する加速試験法により調べた。

**キーワード:**  $\alpha$ 崩壊、放射線損傷、シンロック、ペロブスカイト、ジルコノライト

1. 緒言 高レベル廃棄物セラミック固化体の有力な候補として開発されたシンロックにおいて、ペロブスカイトとジルコノライトの構成各相はアクチノイドを固溶するため、非アクチノイド母相に比べて $\alpha$ 崩壊による放射線損傷がより厳しいことが予想される。通常は、化学的耐久性に劣るペロブスカイトは難溶性の他の構成相によってマイクロカプセル化されているため、直接にシンロックの特性を支配する訳ではない。しかしながら、例えば、放射線損傷の進行に伴う体積膨張によって亀裂が発生すると、上記のマイクロカプセル化効果は弱まり、アクチノイド母相自身の特性が支配的になることが考えられる。このため、シンロック固化体の長期にわたる放射線損傷の影響を評価するためには、アクチノイド母相自身の放射線損傷についてその影響を明らかにしておく必要がある。本報では、短半減期のCm-244を添加したアクチノイド母相の単相試料を作製して放射線損傷の加速試験を行い、線量の増加に伴う構成母相における放射線損傷の影響を明らかにしようとしたものである。

## 2. 実験

WASTEFのホットセルを利用して1,250℃、29MPa、2時間のホットプレスにより作製したCm添加ペロブスカイト $\text{Ca}_{0.989}(\text{Cm,Pu})_{0.011}\text{Ti}_{0.989}\text{Al}_{0.011}\text{O}_3$ 並びに1,200℃、29MPa、2時間のホットプレスにより作製したCm添加ジルコノライト $\text{Ca}_{0.975}(\text{Cm,Pu})_{0.025}\text{ZrTi}_{1.975}\text{Al}_{0.025}\text{O}_7$ のバルク試料について、水置換法による定期的な密度測定、X線回折測定及び90℃のpH~2水溶液中でのMCC-1法による浸出試験を行った。

## 3. 結果と考察

図1に示した様に、Cm添加ペロブスカイトの密度は線量の増加と共に指数関数的に減少している。得られたデータのフィッティングにより、初期密度及び飽和密度として4.084及び3.509  $\text{g}\cdot\text{cm}^{-3}$ という値が得られ、これより飽和時には密度減少が14%に達する可能性のあることが示された。Cm添加ジルコノライトについても、線量増加に伴う顕著な密度減少が観察されている。一方、浸出試験においては、Cm添加ペロブスカイトでは線量の増加とともに顕著な浸出率増加が観察され、Cm添加ジルコノライトの結果と比べて放射線損傷の影響が大きいことを示していた。

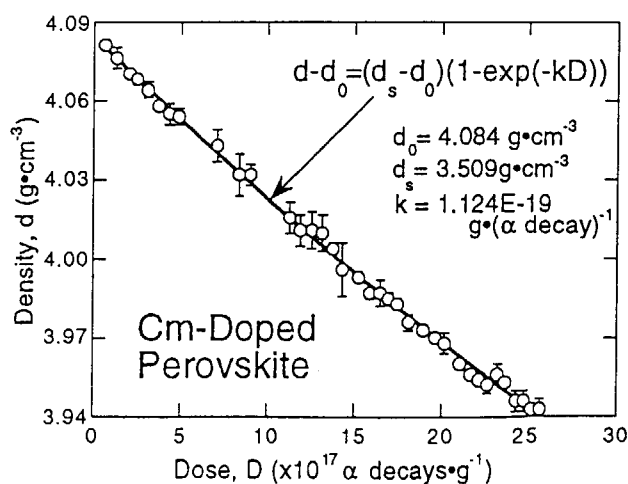


図1 Cm添加ペロブスカイトの密度に及ぼす $\alpha$ 線量の影響

## [参考文献]

H. Mitamura et al., "Alpha-Decay Damage of Cm-Doped Perovskite," pp.1405-1412 in Scientific Basis for Nuclear Waste Management XVIII, (Ed.) T. Murakami and R. C. Ewing, Materials Research Society, 1995.

## 岩石型プルトニウム燃料の照射後試験 (II)

## Post Irradiation Examinations of Irradiated Plutonium Rock-like Fuel Samples (II)

原研・東海      ○木村 康彦      白数 訓子      金澤 浩之  
 KIMURA YASUHIKO    SHIRASU NORIKO    KANAZAWA HIROYUKI  
 天野 英俊      山原 武      助川 友英      室村 忠純  
 AMANO HIDETOSHI    YAMAHARA TAKESHI    SUKEGAWA TOMOHIDE    MUROMURA TADASUMI

岩石型プルトニウム燃料（以下ROX燃料）照射挙動を調べるために、燃料試験施設に $\alpha$ 対応型EPMAを整備し、X線分析による構成相の同定を行った。

キーワード：岩石型プルトニウム燃料、照射後試験、SEM、EPMA

## 1. 緒言

核不拡散性、安全性及び経済性を考慮したプルトニウム燃焼用のROX燃料に関し、その化学的安定性と軽水炉条件下における燃焼技術の成立性を検討する一環として、JRR-3Mで照射した岩石型プルトニウム燃料の照射後試験を進めている。本報告では、照射済み燃料の詳細分析を行うために燃料試験施設に整備した $\alpha$ 対応型EPMAの概要と、この装置によって得られた分析データを紹介する。

## 2. 照射後試験

照射用試料としてジルコニア系燃料及びトリウム系燃料の2種類の燃料ディスクを製作し、JRR-3Mにおいて炉内照射温度600℃、800℃、1000℃の条件下で平成7年1月から10月にかけて4サイクルの照射を行った。同試料を平成8年2月に燃料試験施設に移送し、燃料ピン外観観察、X線透過写真撮影、 $\gamma$ スキニング、パンクチャー試験、試料のマクロ観察、金相試験及びSEMによる詳細観察を実施した<sup>(1)</sup>。さらにROX燃料を構成する各相の照射挙動やFPの分布状態を把握するために $\alpha$ 対応型EPMAを整備し、照射前後のROX燃料の詳細分析を行った。

3.  $\alpha$ 対応型EPMA

$\alpha$ 対応型EPMAは燃料試験施設内 $\alpha$  $\gamma$ 系鉛セルに設置した。同セルはプルトニウム初期富化度3%以上の燃料を取り扱える構造となっている。装置は汎用型SEMにエネルギー分散型のX線分析装置を付属させたもので、最大放射能 $1.1 \times 10^{11}$ Bqの試料の分析が可能である。遠隔操作型への主な改造点は以下のとおりである。

## 1) 専用インナーボックスの付加

放射性試料を試料ステージに気密を保持したままセットするために、鉛セル内にステンレス製インナーボックスを設置した。試料はコンクリートセルから専用コンベアーによって鉛セル内へ搬入され、鉛セル付属の tong により試料ステージ部へセットする。

## 2) 電子ビーム系シャッター及び試料ステージ部の遠隔操作化

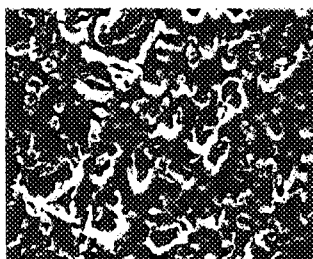
フィラメント交換時の汚染拡大を防ぐために電子銃部分と鏡筒部を遠隔で隔離できる気密性ビームシャッターを付加するとともに、ステージ部（5軸稼働）を遠隔操作型に改造した。

## 3) X線検出器用コリメータの付加

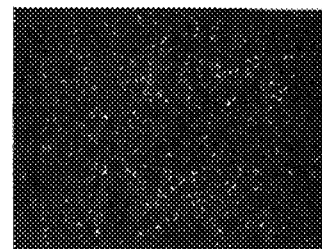
試料からの $\gamma$ 線を軽減するために、開口部径の異なる3段階の電動コリメータを検出器の前に付属させた。

## 4. 結論

$\alpha$ 対応型EPMAの設置により、燃料構成相の同定及びFPの分布状態の把握が可能となった。照射済みトリウム系燃料のSEM及びPuのX線分析結果の例を右に示す。検討の結果燃料ディスク内のPuの分布状態は、主にAIと一致しており照射によるPu-AI-O系の相の生成が確認された。



SEM写真



Pu分布

20  $\mu$ m

## 参考文献

- (1) 天野他, 日本原子力学会  
 「1997春の年会」G50

EPMA分析写真  
 (トリウム系・1000℃/燃料中央部)

## 岩石型プルトニウム燃料の照射後試験 (Ⅲ)

Post Irradiation Examinations of Irradiated Plutonium Rock-like Fuel Samples (Ⅲ)

原研・東海 ○白数訓子

木村康彦

金澤浩之

天野英俊

SHIRASU Noriko

KIMURA Yasuhiko

KANAZAWA Hiroyuki

AMANO Hidetoshi

山原 武

助川友英

室村忠純

YAMAHARA Takeshi SUKEGAWA Tomohide MUROMURA Tadasumi

岩石型プルトニウム燃料の照射実験を行ない、X線回折、SEM及びEPMAを用いて照射後試料の化学的安定性、燃料成立性の検討を行った。照射により気孔及び結晶粒径の増大が見られ、合金相の生成が認められた。FPの分布状態は模擬燃料で予測されたものと良い一致を示した。

**キーワード:** 岩石型プルトニウム燃料, 照射後試験, X線回折, SEM, EPMA

**[緒言]** 岩石型プルトニウム燃料の化学的安定性並びに軽水炉条件下における燃料成立性を検討するため、第Ⅱ報にて報告したEPMAを用いて、照射前後の燃料の相状態、FPの分布等の分析を行い、X線回折の結果と併せて解析を行った。得られた結果について報告する。

**[実験]** 燃料試料として、ジルコニア系試料:  $\text{Al}_2\text{O}_3(65\text{mol}\%)-\text{MgO}(10\text{mol}\%)-\text{ZrO}_2(\text{Y,Gd})(15\text{mol}\%)-\text{PuO}_2(10\text{mol}\%)$  及び、トリア系試料:  $\text{Al}_2\text{O}_3(65\text{mol}\%)-\text{MgO}(10\text{mol}\%)-\text{ThO}_2(15\text{mol}\%)-\text{PuO}_2(10\text{mol}\%)$  を作製した。JRR-3Mで4サイクル照射を行い、冷却後取り出した試料についてX線回折、SEM及びEPMAを行った。

**[結果]** 図1、2にトリア系試料の照射前、照射後のSEM像を示す。照射により気孔の増加が観測され、また結晶粒径の増大が、アルミナを含む相について特に見られた。X線回折の結果より照射前後共に試料は螢石型相( $\text{ThO}_2$ )、アルミナ相及びヒポナイト相( $\text{MAl}_3\text{O}_8$ )で形成されていることが明らかになった。EPMAの結果より照射後試料中にFPであるルテニウム、パラジウム等で形成された合金相の生成が確かめられた。ネオジウムはヒポナイト相およびトリア相に分散、固溶していた。これら結果は、先に報告した模擬使用済燃料での結果と一致している。また、プルトニウムは、ほぼアルミニウムと同様の分布をしており、螢石型相にはあまり存在していないことが明らかになった。それは、試料作製時に3価に還元されたプルトニウムが、アルミナとヒポナイト相を形成したためだと思われる。マグネシアもヒポナイト相に存在し、スピネル相の存在は確認されなかった。このほかジルコニア系試料における観察結果についても報告を行う。

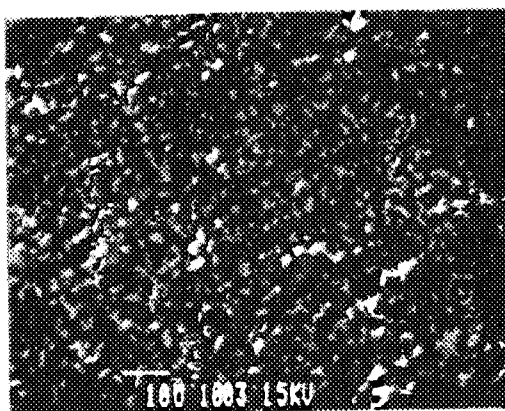


図1 未照射トリア系試料のSEM像 10 μm

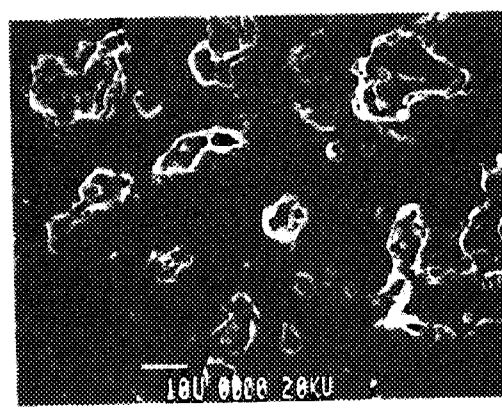


図2 照射後トリア系試料のSEM像 10 μm

参考文献 1) 白数、室村他 日本原子力学会春の年会(1995) K10

## CURRENT STATUS OF PIE TECHNIQUES IN RFEF

T.Kodaira , T.Yamahara , T.Sukegawa , Y.Nishino  
H.Kanazawa , H.Amano , M.Nakata

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

### Abstract

The Reactor Fuel Examination Facility (RFEF) was designed and constructed in 1979 to perform the Post-Irradiation Examination (PIE) of LWR fuels which are used in Japanese power plants. The RFEF was equipped with six  $\beta \gamma$  and two  $\alpha \gamma$  concrete cells.

The main purpose of PIE in  $\beta \gamma$  cells is to check the reliability and determine the safety margin of the irradiated fuel. At present, the most concentrated work is the PIE of high burn-up fuels with 50GWd/t. Thermal diffusivity and melting temperature measuring apparatuses were improved in order to obtain thermo-physical properties of irradiated fuel pellets. The RFEF is also going to develop new types of PIE techniques such as heat capacity measurement and density measurement for micro specimens, and equip a shielded field emission scanning electron microscope.

The RFEF is now performing PIE of plutonium fuels in  $\alpha \gamma$  cells, such as U-Pu mixed Nitride fuels and rock-like fuels for development of fast reactor fuels and plutonium-burning system in LWR. Recently a shielded EPMA was installed in  $\alpha \gamma$  lead cell for detailed observation and analysis of these fuels. This paper describes current status of PIEs using these new apparatuses.

# ドライアイスブラスト法を用いたセル内遠隔除染 REMOTE DECONTAMINATION OF HOT-CELL USING DRY-ICE BLASTING

原研・東海

○沼田 正美

寺門 正吾

吉川 静雄

NUMATA MASAMI

TERAKADO SHOGO

KIKKAWA SHIZUO

松本 征一郎

園部 清美

MATSUMOTO SEIICHIROU SONOBE KIYOMI

高レベル廃棄物ガラス固化体試験の終了に伴うホットセル内機器の解体・撤去作業の一貫として、遠隔除染にドライアイスブラスト除染法を適用した。その結果、除染効果及び遠隔操作性等の面で極めて有効な結果が得られた。

キーワード：ブラスト、除染手法、遠隔除染、ホットセル

## 1. 緒言

WASTEFでは、高レベル廃棄物ガラス固化体試験の試料作製を行ったホットセル内機器の解体・撤去作業を実施した。この目的は、陳腐化した機器の解体・撤去及び除染を実施した後、高度化した試験機器を設置し、試験機能を向上したホットセルとして再使用するためであり、ホットセル内遠隔除染に新たな技術として被ばく及び廃棄物の低減化に有効なドライアイスブラスト法を適用した。本除染法は、ドライアイスペレットを圧縮空気と混合し、対象物に噴射して除染する方法である。ペレットは、ブラスト後に昇華するので、二次廃棄物の発生が極めて少ない特徴がある。しかし、ホットセル内遠隔除染に適用するには、放射性剥離物の回収、遠隔操作性等の改善及び除染効果の評価が必要である。本報では、これらの課題を克服するための本除染システムの整備、模擬試料を用いたホットモックアップ試験及びホットセル内遠隔除染への適用結果について報告する。

## 2. 除染システムの整備

本除染システムの整備は、市販の装置に放射性剥離物の回収及び遠隔操作機能を付加したものである。図1に本除染システムの概略図を示す。主な整備内容は、①放射性剥離物を回収するため、除染範囲をアクリル製の回収カバーで覆い、集塵機で回収する機能を付加した。②ブラストノズルと回収カバーの保持治具を製作すると共に装置本体部に手で操作できるブラストスイッチを付加し、遠隔操作性を向上させた。③圧空源の喪失等緊急時の安全対策として逆流防止の安全弁をブラストホースに付加した。

## 3. ホットモックアップ試験とその結果

ホットモックアップ試験は、ホットセル内機器から採取した模擬試料を用いてブラスト除染を行い、最適ブラスト条件、除染効果、放射性剥離物の回収状況及び遠隔操作性を確認した。①最適ブラスト条件は、ブラスト圧力0.75MPaで対象物とノズル間の距離及びペレット供給量を変化させながらブラスト除染による除染効果を測定して求めた。その結果、対象物とノズル間の距離：5cm、ペレット供給量：0.5kg/minを選定した。②除染効果は、最適ブラスト条件の結果を参考にして同様な試験方法で、ブラスト除染による除染係数を測定して評価した。その結果、 $\beta$ 表面密度で最大485が得られた。③放射性剥離物の回収は、除染範囲を覆い、集塵機で回収する方法が効果的であった。④遠隔操作性は、保持治具の使用及びブラストスイッチを付加したことによりマニプレータ及びパワーマニプレータによる遠隔操作が可能となった。

## 4. ホットセル内遠隔除染とその結果

本除染システムを用いたホットセル内遠隔除染は、高レベル廃棄物ガラス固化体試験の試料作製により発生した汚染物等が固着して高度に汚染したホットセル内壁面について実施した。ブラスト条件は、予備試験の結果を参考とした。ホットセル内壁面の表面密度は、最大 $5.5 \times 10^3 \text{Bq/cm}^2$  ( $\beta$ )であり、主な核種は、Cs-137, Cs-134である。その結果、ホットセル内壁面の表面密度の除染係数は、最大159が得られたと共に、インセリフィルタの差圧及び線量当量率の上昇は、殆ど認められなかった。

## 5. 結言

本除染システムの整備により、遠隔操作によるホットセル内除染が可能となった。本除染法は、ホットセル壁面等の表面に固着した汚染形態に対して有効であり、二次廃棄物の低減に効果的な方法である見通しが得られた。今後、同様な汚染形態を有するホットセルを遠隔除染する計画があり、さらにデータの取得を行いながら、除染技法の向上を図って行く。

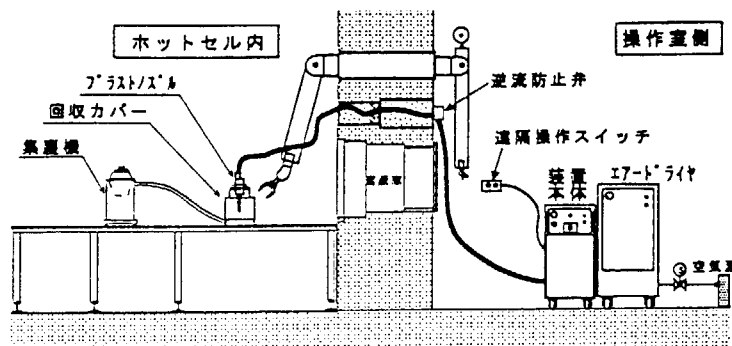


図1 ドライアイスブラスト除染システムの概略

## 照射済燃料ペレットの融点測定技術の開発

Technical Development of Melting Temperature for Irradiated Fuel Pellet

○ 串田 輝雄      三田 尚亮      西野 泰治  
 原 研            KUSHIDA TERUO    MITA NAOAKI    NISHINO YASUHARU  
                     天野 英俊  
                     AMANO HIDETOSHI

照射済燃料ペレットの融点を測定するための技術開発の続報として、燃料試料の試料調製に係わるタングステンカプセル溶接法の確立とモックアップ試験結果について報告する。今後、実用燃料の照射後試験（PIE）に適用していく予定である。

キーワード：PIE、高燃焼度燃料、融点測定、サーマルアレスト

1. 緒言 軽水炉燃料の安全性評価を行う上で、燃料ペレットの融点、とりわけ高燃焼度燃料の融点は極めて重要な物性値である。一般に、燃料ペレットの融点は、高燃焼度になるにつれて低下すると言われているが、照射済燃料ペレットの融点に関する報告は僅かである。原研では、ペレット融点測定装置の整備を進めており、本装置のホットセル内設置を含めた照射済燃料ペレットの融点測定に関する技術開発について、前報<sup>1)</sup>で報告した。

照射済燃料試料の融点測定では、測定精度の向上と加熱炉内の放射線汚染防止の観点から、タングステンカプセルに燃料試料を封入することが不可欠である。よって、本報では、燃料試料のタングステンカプセル溶接法及び照射済燃料試料等を用いたモックアップ試験結果について述べる。

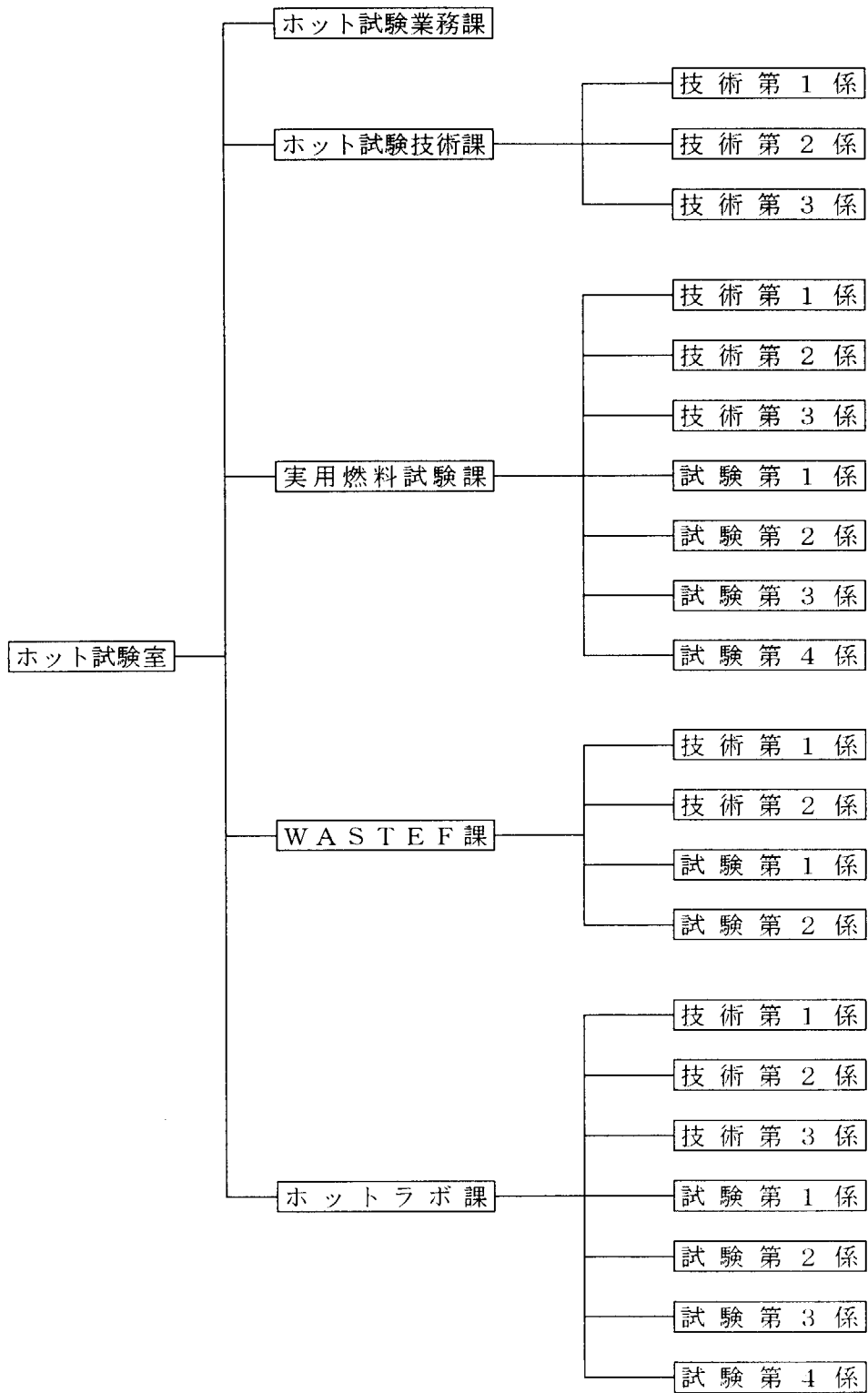
2. 試料調製法 本装置は、タングステンカプセルに封入した試料を高周波加熱炉で加熱溶解し、昇降温時の温度-時間曲線上でのサーマルアレストを検出することにより、融点を求めるものである。燃料試料は、高温領域まで加熱した時に蒸発し、その組成変化や加熱炉の光学窓の曇りによる融点測定誤差が生じると考えられる。また、燃料試料は高放射性物質であることから加熱炉内が汚染し、保守点検において作業員の被ばくが大きな問題となる。したがって、照射済燃料を試験する場合、タングステンカプセルに燃料試料を封入することが不可欠となる。そのため、燃料試料をアーク溶接によりタングステンカプセルに溶封するための遠隔操作型自動溶接機を開発した。溶接後のカプセルは、3000℃の加熱後においても溶接状態が良好であることを確認した。

3. モックアップ試験 本装置の総合的な温度補正を行うため、高純度のアルミナ、モリブデン、タンタル等の標準試料を用いて、校正データを採取した。これらのデータは、良い直線性を示した。照射済燃料試料の融点測定値をこの校正曲線で補正することにより、精度良い融点を得られることを確認した。以上の結果から、今後、実用燃料の照射後試験（PIE）に適用していく予定である。

本装置の開発は、科学技術庁からの委託を受けて実施した、「高燃焼度燃料照射後試験設備整備」である。

参考文献 1) 西野他、本会 1994 年秋の大会、P31

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	.....	白崎 昭夫 ( " )
2.3 放射線管理状況	.....	河原井邦夫 (放射線管理第3課)
3. WASTE Fの運転管理		
3.1 運転・利用状況	.....	松本征一郎 (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	.....	伊藤 忠春 ( " )
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 (ホット試験技術課)
5.1.2 ペレット熱容量測定装置の開発	.....	原田 克也 ( " )
5.1.3 高分解能走査型電子顕微鏡の開発	.....	三田 尚亮 ( " )
5.2 実用燃料試験課		
5.2.1 照射後試験における画像データのデジタル化	.....	金沢 浩之 (実用燃料試験課)
5.2.2 燃料被覆管リング試料焼鈍用電気炉の開発	.....	海野 明 ( " )
5.3 WASTE F課		
5.3.1 TRU窒化物調製・高温安定性試験	.....	松本征一郎 (WASTE F課)
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 透過型電子顕微鏡用試料調製技術の開発	.....	関野 甫 ( " )
あとがき	.....	助川 友英 (ホット試験室次長)
付 録		
付録1 官庁許認可申請一覧	.....	佐川 民雄 (ホット試験技術課)
付録2 安全衛生関係	.....	吉田 武司 (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	.....	" ( " )
付録5 ホット試験室の組織	.....	" ( " )

This is a blank page.

# 国際単位系 (SI) と換算表

表1 SI基本単位および補助単位

量	名称	記号
長さ	メートル	m
質量	キログラム	kg
時間	秒	s
電流	アンペア	A
熱力学温度	ケルビン	K
物質質量	モル	mol
光度	カンデラ	cd
平面角	ラジアン	rad
立体角	ステラジアン	sr

表3 固有の名称をもつSI組立単位

量	名称	記号	他のSI単位による表現
周波数	ヘルツ	Hz	s <sup>-1</sup>
力	ニュートン	N	m·kg/s <sup>2</sup>
圧力, 応力	パスカル	Pa	N/m <sup>2</sup>
エネルギー, 仕事, 熱量	ジュール	J	N·m
工率, 放射束	ワット	W	J/s
電気量, 電荷	クーロン	C	A·s
電位, 電圧, 起電力	ボルト	V	W/A
静電容量	ファラド	F	C/V
電気抵抗	オーム	Ω	V/A
コンダクタンス	ジーメンズ	S	A/V
磁束	ウェーバ	Wb	V·s
磁束密度	テスラ	T	Wb/m <sup>2</sup>
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A
セルシウス温度	セルシウス度	°C	
光度	ルーメン	lm	cd·sr
照射度	ルクス	lx	lm/m <sup>2</sup>
放射能	ベクレル	Bq	s <sup>-1</sup>
吸収線量	グレイ	Gy	J/kg
線量当量	シーベルト	Sv	J/kg

表2 SIと併用される単位

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

1 eV = 1.60218 × 10<sup>-19</sup> J

1 u = 1.66054 × 10<sup>-27</sup> kg

表4 SIと共に暫定的に維持される単位

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

1 Å = 0.1 nm = 10<sup>-10</sup> m

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

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

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

1 Ci = 3.7 × 10<sup>10</sup> Bq

1 R = 2.58 × 10<sup>-4</sup> C/kg

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

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

表5 SI接頭語

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

(注)

- 表1～5は「国際単位系」第5版, 国際度量衡局 1985年刊行による。ただし, 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のカテゴリーに分類されている。
- EC閣僚理事会指令では bar, barn および「血圧の単位」mmHgを表2のカテゴリーに入れている。

## 換算表

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

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

動粘度 1 m<sup>2</sup>/s = 10<sup>4</sup> St (ストークス) (cm<sup>2</sup>/s)

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

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

1 cal = 4.18605 J (計量法)

= 4.184 J (熱化学)

= 4.1855 J (15 °C)

= 4.1868 J (国際蒸気表)

仕事率 1 PS (仏馬力)

= 75 kgf·m/s

= 735.499 W

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

吸収線量	Gy	rad
	1	100
	0.01	1

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

線量当量	Sv	rem
	1	100
	0.01	1

ホット試験室 施設の運転と技術開発(平成9年度)