

JAERI - M
93-237

ホット試験室
施設の運転と技術開発
(平成4年度)

1993年12月

ホット試験室

JAERI-M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、日本原子力研究所技術情報部情報資料課（〒319-11茨城県那珂郡東海村）あて、お申しこしください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-11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。

JAERI-M reports are issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Information Division, Department of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokaimura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-11, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1993

編集兼発行 日本原子力研究所
印刷 榎原子力資料サービス

ホット試験室
施設の運転と技術開発
(平成4年度)

日本原子力研究所東海研究所
ホット試験室

(1993年11月12日受理)

本報は、平成4年度のホット試験室の活動について燃料試験施設、WASTEF、ホットラボの3施設の運転管理とそれぞれの施設が進めた技術開発について詳細に記述したものである。

ホット試験室においては、平成3年度に行われた組織改正に関連して本年度の業務テーマ及び研究テーマが改定され、燃料試験施設及びホットラボにおける照射後試験並びにWASTEFでの高レベル放射性廃棄物処理処分の安全性試験に関して、それぞれの新しいテーマに基づき施設の運転管理とそれに係わる技術開発を行った。

Annual Report on Operation, Utilization and Technical
Development of Hot Laboratories
(From April 1, 1992 to March 31, 1993)

Department of Hot Laboratories

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

(Received November 12, 1993)

Relating to the reorganization carried out in 1991, the subjects of operation and study for the Reactor Fuel Examination Facility (RFEF), the Waste Safety Testing Facility (WASTE F) and Research Hot Laboratory (RHL) which belong to the Department of Hot laboratories were revised. RFEF and RHL conducted post-irradiation examinations and WASTE F conducted waste safety tests along the new subjects, respectively.

The contents of this report are operation, utilization and technical development at RFEF, WASTE F and RHL in fiscal year 1992.

Keywords: Hot Laboratory, Post-irradiation Examination, PIE, Hot Cell,
High level Radioactive Waste, Annual Report

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	4
1.3 施設の利用	5
1.4 技術開発	6
2. 燃料試験施設の運転管理	18
2.1 運転・利用状況	18
2.2 保守・整備状況	19
2.3 放射線管理状況	20
3. WASTE Fの運転管理	27
3.1 運転・利用状況	27
3.2 保守・整備状況	27
3.3 放射線管理状況	28
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. 技術開発	47
5.1 ホット試験技術課	47
5.1.1 照射済燃料からのF P放出実験装置	47
5.1.2 ペレット熱伝導率測定装置の開発	49
5.1.3 ペレット融点測定装置の開発	50
5.1.4 イオンマイクロアナライザの全体設計	52
5.2 実用燃料試験課	55
5.2.1 パンクチャー試験装置の改良	55
5.2.2 バースト試験装置の改良	56
5.2.3 燃料の開気孔率測定装置の開発	58
5.2.4 画像データベースの開発	60
5.3 WASTE F課	61
5.3.1 高レベル放射性廃棄物ガラス固化体の組成分析- ⁹⁰ Srの放射能分析-	61
5.3.2 固化ガラス内放射能濃度分布のCT画像に与える投影データ収集 条件の研究	63
5.3.3 ガラス固化体作製装置の熔融ルツボ用熱電対の開発	65

5.4	ホットラボ課	67
5.4.1	照射済破碎燃料回収分級装置の整備	67
5.4.2	高サイクル疲労試験装置の開発	68
5.4.3	照射済被覆燃料粒子破損高速自動検出装置の試作	72
	あとがき	102
付録1	官庁許認可申請一覧	105
付録2	安全衛生関係	108
付録3	研究成果一覧表	111
付録4	ホット試験室の組織	120

Contents

Preface	
1. Outlines	2
1.1 Outline of Department of Hot Laboratories	2
1.2 Operation and Management of Hot Cell Facilities	4
1.3 Utilization of Hot Cell Facilities	5
1.4 Research and Development of Department on Post-irradiation Examination Techniques	6
2. Operation and Management of the Reactor Fuel Examination Facility	18
2.1 Operation and Utilization	18
2.2 Maintenance	19
2.3 Radiation Monitoring	20
3. Operation and Management of the Waste Safety Testing Facility	27
3.1 Operation and Utilization	27
3.2 Maintenance	27
3.3 Radiation Monitoring	28
4. Operation and Management of the 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	47
5.1 Hot Engineering Division	47
5.1.1 Fission Product Release Test Facility for Irradiated UO ₂ Pellet	47
5.1.2 Development of Pellet Thermal Conductivity Measurement Apparatus	49
5.1.3 Development of Pellet Melting Temperature Measurement Apparatus	50
5.1.4 Development of Ion Micro Analyzer (IMA)	52
5.2 Fuel Examination Division	55
5.2.1 Improvement of Puncturing Device for Fuel Rod	55
5.2.2 Improvement of Burst Testing Machine for Fuel Cladding Tube	56

5.2.3	Development of Open-porosity Rate Measuring Device for Irradiated Pellets	58
5.2.4	Development of Image Data Base	60
5.3	Waste Safety Testing Facility Division	61
5.3.1	Elemental Analysis of Vitrified High-level Radioactive Waste Radioactivity Analysis of ^{90}Sr	61
5.3.2	Study on Date Sampling for CT Image about Radio-nuclide Concentration of Glass Waste Form	63
5.3.3	Development of Thermocouple for Meltre of Vitrification Apparatus	65
5.4	Research Hot Laboratory Division	67
5.4.1	Development of Sieving Device for Crushed UO_2	67
5.4.2	Development of High-cycle Fatigue Testing Machine	68
5.4.3	Development of High-speed Failure Detection System for Irradiated Coated Particles	72
	Postscript	102
	Appendix 1 List of Licensing	105
	Appendix 2 Safety and Education	108
	Appendix 3 Published Reports	111
	Appendix 4 Organization of the Department of Hot Laboratory	120

ま え が き

本報告書は、平成3年度におけるホット試験室の活動について、燃料試験施設、WASTE F及びホットラボの3施設の運転管理と技術開発の状況を基にまとめたものである。

各施設の運転管理は、年度当初に策定した年間使用計画書及び年間使用実施計画書に基づいて実施された。燃料試験施設においては、原子力発電技術機構の所外利用に係わる高性能B型改良燃料等の照射後試験及び所内利用のNSSRパルス照射用短尺燃料加工等の照射後試験が予定通り進捗した。WASTE Fにおいては、海外再処理返還廃棄物確認手法信頼性実証試験等の安全性試験が円滑に実施された。ホットラボにおいては、NSRRバーンアップ燃料等の所内利用に係わる照射後試験及び原電東海炉燃料モニタリング等の所外利用の照射後試験が順調に進展した。また各施設においては、施設の保守管理が適切に実施され、施設の安全かつ円滑な運転に貢献した。

技術開発については、燃料試験施設における高燃焼度燃料の照射後試験装置、WASTE Fにおける熔融ルツボ用熱電対、ホットラボにおける高サイクル疲労試験装置等の開発が計画通りに進捗した。

ホット試験室は、東海研究所におけるホット試験を一元的に担当する意味合いから、安全性試験研究センターを離れて1年が経過した。この間、所内外の要求に積極的に対応し、多種多様の照射後試験、安全性試験を効率的に遂行し得たのは、関係個所の協力と室員の努力の賜物である。

本報告書が、施設を利用される多くの方々の参考となることを願ってやまない。

ホット試験室長 石本 清

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WASTE F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た。

平成4年度は、前年度に行われた組織改正に関連して、業務テーマ及び研究テーマが改定され、燃料試験施設及びホットラボにおける照射後試験並びにWASTE Fでの高レベル放射性廃棄物処理処分の安全性試験に関して、それぞれ新しいテーマに基づいた施設の運転管理と技術開発を行った。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4年度）



*は研究テーマ

1.1.1 燃料試験施設

燃料試験施設は、軽水炉、新型転換炉などの実用炉燃料の照射後試験を行い、燃料および材料の健全性の追求に資することを目的に、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13体の照射後試験を中心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。

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することが出来、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。

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。

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。

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のほか超ウラン元素を含む試料の試験に使用される。

試験は、多重バリアの廃棄物閉じ込め性能とその耐久性に関するデータの収録、試験用ガラス固化体試料の作製とガラス固化時の安全性評価及びシンロック固化法の開発を行うため、模擬廃液によるホット試験を実施し、昭和63年からは、動燃の再処理廃液による実廃液試験を実施してきた。

WASTE Fの主な仕様と試験項目をTable・1.1.2に、1階平面図をFig1.1.2にそれぞれ示す。

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、压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、ケープ、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。

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

試験は、高温工学試験研究炉(H T T R)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ている。所外利用でも、原電東海発電所については、昭和40年代から開始された燃料・材料（黒鉛、圧力容器鋼材）モニタリングを継続実施しており、同発電所の安定運転に寄与している。

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

1. 2 施設の運転管理

平成4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、施設の運転を計画すると共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、各施設共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。各施設の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・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要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 、 ^{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廃棄物は何れの施設も例年と同程度であった。

1. 3 施設の利用

ホット試験室における施設の利用は、所外機関からの利用と所内研究室との研究協力に区分される。

所外機関からの利用は、原子力発電所の実用燃料・材料等の照射後試験が中心であり、平成4年度の照射後試験施設の主な利用先は、原子力発電技術機構(NUPEC)、原子力発電株式会社及び動力炉・核燃料開発事業団などであった。

所内研究協力関係では、所内研究室における燃料開発、安全性研究の一環としての照射後試験及びJRR-2・3、JMTR等の試験研究炉で照射した燃料・材料の照射後試験並びに高レベル放射性廃棄物の処理処分に係る試験等を実施した。WASTEF利用では、環境安全研究部の特会業務、USNRC及びANSTOとの協力研究等が含まれている。以下に各施設の利用状況を述べる。

1. 3. 1 燃料試験施設

所外受託業務に係わる照射後試験では、前年度に引き続き「高性能B型改良燃料の照射後試験(その3)」としての被覆管強度試験、燃料集合体スケルトンの解体、燃料集合体スケルトン部材の外観検査、金相試験及び機械強度試験等を実施するとともに、照射後試験を終了した燃料は新規に準備した燃料集合体スケルトンにより再組立を行い、燃料集合体に復元した。「ふげん照射用36本燃料集合体の照射後試験(その2)」は、燃料集合体解体、燃料要素引抜き、燃料要素非破壊試験、パンクチャー試験、破壊試験対象燃料要素切断、燃料要素被覆管強度試験及び、集合体スケルトンの特性試験を実施した。

また、新規の受託照射後試験「ふげん照射用セグメント燃料集合体の照射後試験(その1)」として燃料集合体を受入れ、燃料集合体試験及び燃料要素の非破壊試験を実施した。

所内研究協力関係では、前年度から継続して試験を行っているNSRRでのパルス照射及びJMTRでの再照射に供する試験用短尺燃料の作製・検査並びに照射前試験を実施した。ハルデン高燃焼度燃料及びTMI-2デブリ試料については、それぞれ金相試験等を中心にした破壊試験を進めた。

また、高速炉用ウランプルトニウム混合炭化物燃料の照射後試験は、前年度よりの継続と本年度に新規に搬入した第5回照射の同タイプの炭化物燃料の照射後試験を実施した。

さらに、放射性廃棄物の処理処分に係る試験として、放射性廃液を含有したガラス固化体について、失透等の均質性をXMA観察により確認する性能試験を行った。

1. 3. 2 WASTEF

環境安全研究部の特会受託業務の試験では、「海外再処理返還廃棄物確認手法信頼性実証試験」としてCOGEMAから受け入れたガラス固化体試料の確認試験、「ガラス固化体閉じ込め安全性実証試験」として実廃液ガラス固化体試料の揮発漏洩挙動試験を実施した。

また、USNRC 協力研究として「ガラス固化体MCC-4 低流速浸出試験」、九州大学との共同研究である「ガラス固化体の機械的強度に及ぼす α 崩壊の影響に関する研究」、ANSTO との共同研究「シンロック固化体 α 加速試験」及び日豪協力研究である「 ^{244}Cm を添加した固化体試料の α 加速試験」等を実施するとともに環境安全研究部の「ガラス固化体の長期浸出試験」及び「TRU 浸

出挙動試験」を継続して実施した。

1. 3. 3 ホットラボ

所外受託調査に係わる照射後試験では、原電東海発電所からの「モニタリング用燃料の照射後試験に関する調査」を前年度から継続実施し、終了した試験について報告を行うとともに、新規に契約・搬入された燃料について試験を開始した。また、「原子炉圧力容器鋼材の監視試験に関する調査」及び「モニタリング用黒鉛材料の照射後試験に関する調査」をそれぞれ実施した。

所内研究協力関係の照射後試験では、「高温工学試験研究炉用燃料・材料の照射後試験」、「軽水炉燃料のNSRRパルス照射実験後の照射後試験」及び「JRR-3M標準燃料要素の照射後試験」を実施した。

また、その他の照射後試験として「核融合炉用材料の照射後試験」、「高性能被覆燃料粒子の開発に係わる照射後試験」、「原子炉構造材料の腐食挙動試験」及び「原子炉圧力容器鋼材の電気化学的腐食特性試験」を実施した。

1. 4 技術開発

ホット試験室では、前年度に引続き照射後試験装置及び照射後試験技術の開発を行った。

燃料試験施設では、実用燃料の高燃焼度化に対応した照射後試験装置及び試験技術の開発を、ホットラボでは高温工学試験研究炉用燃料の高性能化に係わる照射後試験法及びNSRRパルス照射燃料の照射後試験技術等の開発を、WASTEFでは高レベル放射性廃棄物ガラス固化体の試料作製、分析等に係わる装置及び試験技術の開発をそれぞれ行った。

1. 4. 1 照射後試験技術等の開発

燃焼度30GWd/t を超える高燃焼度燃料のパンクチャー試験を行う場合、燃料棒内のガス圧力測定時に測定系内のガスが周囲の温度変化の影響を受け、圧力平衡の確認が困難となる。この現象を解消するため、パンクチャーヘッドに燃料棒内圧力の直接測定が可能なセンサーを取付けるなど試験装置の改良を行うとともに測定データの精度の向上を図った。

照射済燃料被覆管の内圧破裂試験は、加圧媒体としてアルゴンガスを使用していたため、破裂時に試料への衝撃が大きく、破裂後の周長測定に影響を及ぼした。このため、試験装置の加圧系を改良し、加圧媒体を液体にすることにより破裂部の寸法測定を容易にした。

高レベル放射性廃棄物ガラス固化体中に含まれるFP、アクチノイド系核種の含有量測定において、これまでのガラス組成分析法及び主要放射性核種の分析法の検討を行い、ガラス固化体中のSrの分析方法等の確立を図った。

1. 4. 2 照射後試験機器等の開発

ホット試験技術課では、科学技術庁よりの電源開発特別会計予算に基づく受託業務として、前年度に実施した超微小硬度計及び高燃焼度ペレットの熱伝導率低下を解明するペレット熱伝導率測定装置の特性試験を実施した。また、高燃焼度燃料のペレット融点降下を調べるペレット融点

測定装置の性能試験及びイオンマイクロアナライザについて全体設計を行った。

実用燃料試験課では、燃料ペレットの開気孔率測定装置の開発を行うとともに、照射後試験により取得した金相試験記録等の試験データについて、その保管及び検索に対し、より迅速に活用すべく画像データベースの開発を行った。

WASTEF課では、鉛セルに設置したX線回折装置及びグローブボックスに設置したICP 装置に対し、標準試料による性能試験を実施するとともにガラス固化体作製装置の溶融ルツボ用熱電対の開発、固化ガラス内放射能濃度分布のデータ収集方法の検討等を行った。

ホットラボ課では、高温工学試験研究炉用燃料の高性能化に係る照射後試験法として、ZrC 被覆管からの試料採取技術とX線回折装置による格子定数測定法及び燃料コンパクトのSiC 層破損率測定法の開発を行った。また、照射済破碎燃料回収分級装置の開発、照射済被覆燃料粒子破損高速自動検出装置の試作及び高サイクル疲労試験装置の開発等を行った。

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	3.6×10^9	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	3.0×10^8 X線検査、渦電流探傷試験、被覆管酸化膜厚さ測定、FPガス捕集
	No.3	3.0×10^8 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	3.3×10^6 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	3.3×10^6 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	3.3×10^6 マクロ観察、被覆管内外面観察、金相試料作製・前処理
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、マイクロビッカス硬さ測定
	No.3	3.7×10^3 マイクロ γ スキャンニング、X線回折試験、超微小硬さ測定
リ α γ トコ セン ル	No.1	3.3×10^6 外観検査、寸法測定、 γ スキャンニング、FPガス捕集、密度測定、気孔率測定
	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 γ ル	No.1	3.7×10^3 モザイク写真撮影、電子顕微鏡観察
	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

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($\beta\gamma$)	1.8×10^9	2(密封)	貯蔵試験、 γ スキャンニング
No.2セル($\beta\gamma$)	1.8×10^9	2(密封)	ガラス固化体作製
No.3セル($\beta\gamma$)	1.8×10^9	2(密封)	試験試料作製、処分試験
No.4セル($\alpha\gamma$)	3.7×10^8	1 2	物性試験、浸出試験
No.5セル($\alpha\gamma$)	1.8×10^7	1 2	シンロック作製、 α 加速試験
鉛セル($\alpha\gamma$)	7.4×10^5	1	組織観察、X線回折試験
グローブボックス	3.7×10^2	0. 1	化学処理、分析試験、硬度試験

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

ケーブ・セル	最大取扱量(GBq)	試験項目
クリーンケーブ	3.7×10^5	非破壊試験
ダーティケーブ	3.7×10^5	切断、解体
ストレージケーブ	3.7×10^5	試料の保管
メンテナンスケーブ	3.7×10^5	機器補修
冶金Aケーブ	1.8×10^5	解体、試料保管
冶金Bケーブ	1.1×10^5	引張試験
冶金Cケーブ	1.1×10^5	非破壊試験
冶金Dケーブ	1.1×10^5	クリープ試験、 γ スキャンニング
化学Aケーブ	3.7×10^5	F P ガス分析
化学Bケーブ	3.7×10^5	浮遊沈降分離
ウラン・マグノックス用鉛セル	3.7×10^5 $\sim 1.8 \times 10^4$	金相試験
スチールセル	1.8×10^2	材料試験
ジュニアセル	1.8×10^4	被覆燃料粒子試験
セミホットセル	1.8×10^2	被覆燃料粒子試験、X線回折
γ スキャンニングセル	1.8×10^5	γ スキャンニング
SEセル	1.8×10^4	電子顕微鏡検査

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
h4. 4. 8	試料搬出(JAB-74・C6)	JMTR
h4. 4. 21	ATR ふげんセグメント燃料(PPFE07)搬入	動燃ふげん炉
h4. 6. 17	炭化物燃料(87F-2A)搬入	JMTR HL
h4. 8. 20	フラックスモニター 搬出	JMTR HL
h4. 9. 10	試料搬出(TMI-2デブリ試料)	分析センター
h4. 9. 29	ATR燃料(PPFE04)切断試料搬出	動燃工学センター
h4. 10. 6	短尺化燃料(パルス照射用)搬出	NSRR
h4. 10. 13	短尺化燃料(過度負加実験用)搬出	JMTR
h4. 10. 22	失透ガラス試料搬入	深地処分研究室
h4. 10. 23	NSRR照射後試料搬入	東海 HL
h4. 11. 12	失透ガラス試料搬入	深地処分研究室
h4. 12. 17	失透ガラス試料搬出	深地処分研究室
h4. 12. 17	試料搬出(C33 NSRR パルス照射用)	JMTR HL

2. ホットラボ施設

搬出入月日	件名	搬出入先
h4. 4. 6	NSRRバーンアップ燃料片溶解液(SC-1)搬出	NSRR
h4. 4. 6	NSRRバーンアップ燃料片溶解液(JM-6)搬出	NSRR
h4. 4. 22	軽水炉圧力容器鋼材搬入	機器信頼性研究室
h4. 4. 22	常陽ラッパ管打抜き引張試験片搬出	材料応用工学研究室
h4. 5. 11	NSRRバーンアップ燃料片溶解液(GK-2)搬出	NSRR
h4. 5. 20	照射複合材料、炭化朋素含有黒鉛搬出	材料設計研究室
h4. 5. 28	燃料コンパクト(88F-1A)搬入	燃料照射研究室
h4. 5. 29	石英アンプル封入ステンレス鋼搬出	大学開放研究室
h4. 6. 4	酸浸出液搬出	燃料照射研究室
h4. 6. 5	超音音加熱装置黒鉛部材搬出	燃料照射研究室
h4. 6. 23	燃料棒(燃料コンパクト封入)[RGF-01H]搬入	燃料照射研究室
h4. 7. 8	照射済複合材料搬入	材料設計研究室
h4. 7. 14	アルミ合金試験片搬入	研究炉技術開発室
h4. 8. 10	電解液及び浸出液搬出	燃料開発研究室
h4. 8. 27	照射済複合材料	材料設計研究室
h4. 9. 22	NSRRバーンアップ燃料(JM-7)搬入	NSRR
h4. 9. 22	NSRRバーンアップ燃料(JM-8)搬入	NSRR

搬出入月日	件名	搬出入先
h4. 9. 29	放射化学分析用ハンスフィー ルド引張試験片搬出	原電東海発電所
h4. 10. 1	JMTR前照射燃料棒(82F-7A、84F-5A) 搬出	反応度安全研究室
h4. 10. 13	トリチウム増殖材(Li O リング試料) 搬出	炉構造研究室
h4. 10. 23	PIE 用燃料片(82F-7A、84F-5A) 搬出	反応度安全研究室
h4. 11. 4	ステンレス鋼試験片(RGM-02H) 搬入	材料応用工学研究室
h4. 11. 6	絶縁性セラミックス(BRM-11H) 搬入	材料開発研究室
h4. 11. 12	JMTR予備照射燃料棒(81F-1A, 88F-6A285F-2A)搬入	反応度安全研究室
h4. 11. 16	シャルピ衝撃試験片、引張試験片(91M-3A&4A) "	機器信頼性研究室
h4. 11. 18	F/M ワイヤヤ搬出	研究炉利用課
h4. 11. 24	NSRRバーンアップ燃料(OI-1)搬入	NSRR
h4. 11. 26	黒鉛、Si、Al O、MgO、AlN(ICN-87H)搬入	固体物理第2 研究室
h4. 11. 27	NSRRバーンアップ燃料(JMN-1) 搬入搬入	NSRR
h4. 12. 2	発熱量評価用燃料片(JM-7, -8) 溶解液搬出	反応度安全研究室
h4. 12. 17	TEM試料搬出	照射解析研究室
h5. 1. 14	発熱量評価用燃料片(OI-1)(JMN-1) 溶解液搬出	反応度安全研究室
h5. 1. 26	機械試験片黒鉛;、黒鉛試料搬入	熱エネルギー材料研究室
h5. 2. 2	NSRRバーンアップ燃料(TS-5)搬入	NSRR
h5. 2. 5	NSRRバーンアップ燃料(OI-2)搬入	NSRR

搬出入月日	件 名	搬出入先
h5. 2. 8	黒鉛、Si、Al ₂ O ₃ 、MgO、AlN(ICM-87H)搬入	固体物理第2 研究室
h5. 2. 9	原電東海発電所モニタリング燃料搬出(H3 年度)	日本原子力発電(株)
h5. 2. 9	原電東海発電所モニタリング燃料搬入(H4 年度)	日本原子力発電(株)
h5. 2.16	アロイ800H試験片(ICM-97H) 搬入	材料応用工学研究室
h5. 2.25	アロイ800H試験片(VOM-42)搬出	材料応用工学研究室
h5. 2.25	炭素系材料(ICM-89H) 搬出	熱エネルギー材料研究室
h5. 3. 3	PIE 用試料片搬出	反応度安全研究室

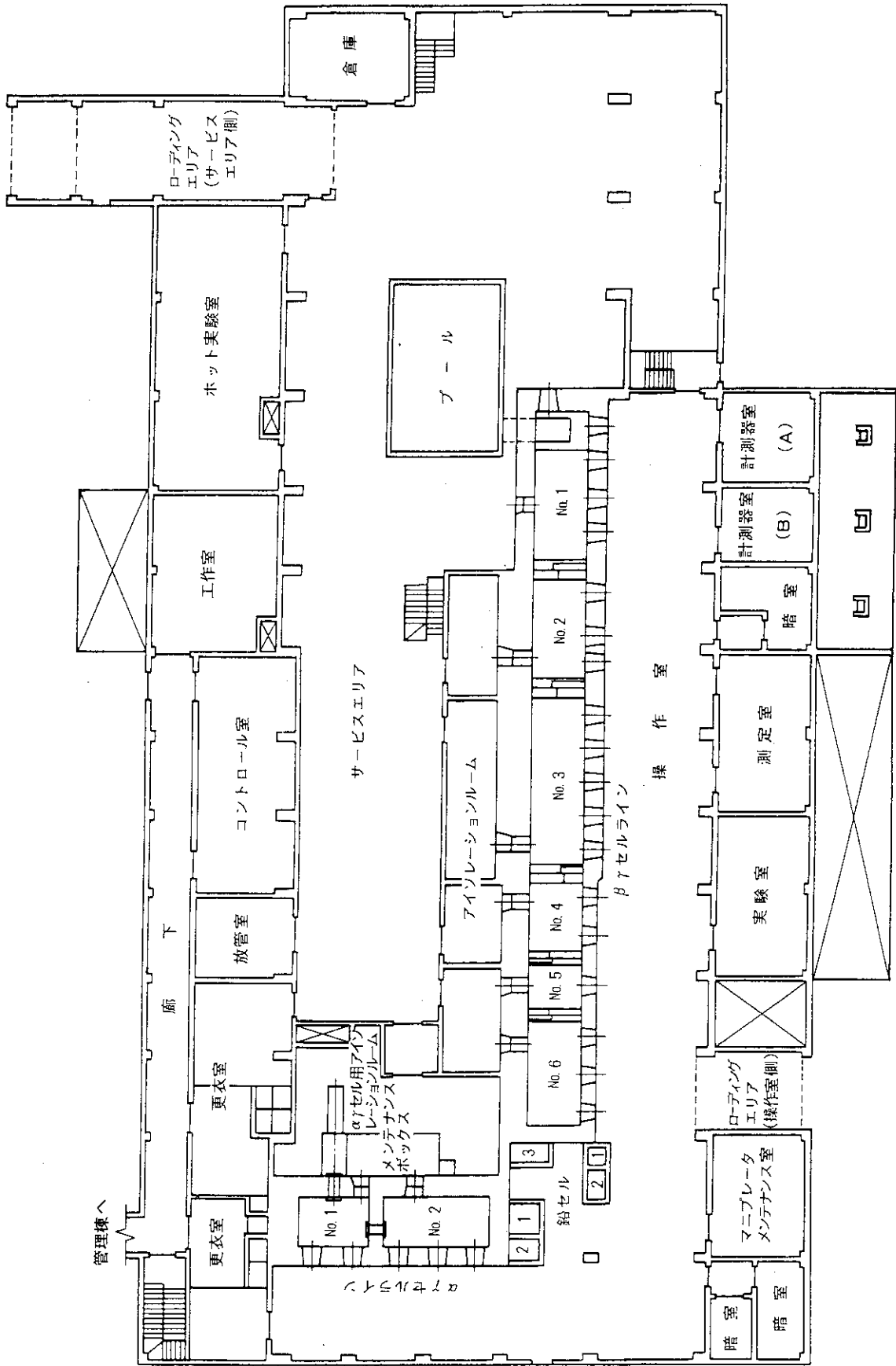


Fig. 1.1.1 燃料試験施設 1 階平面図

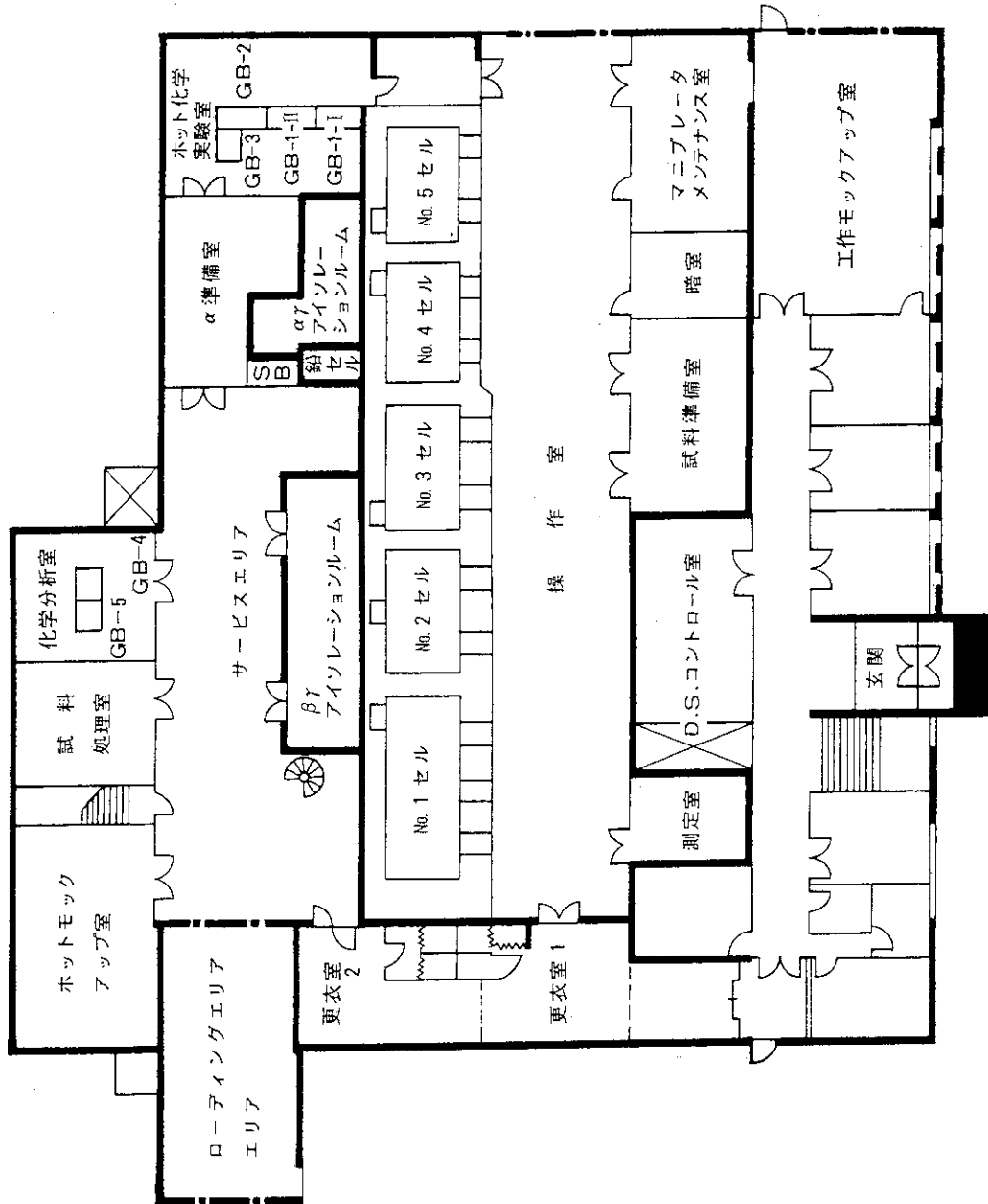


Fig. 1.1.2 WASTE F1 階平面図

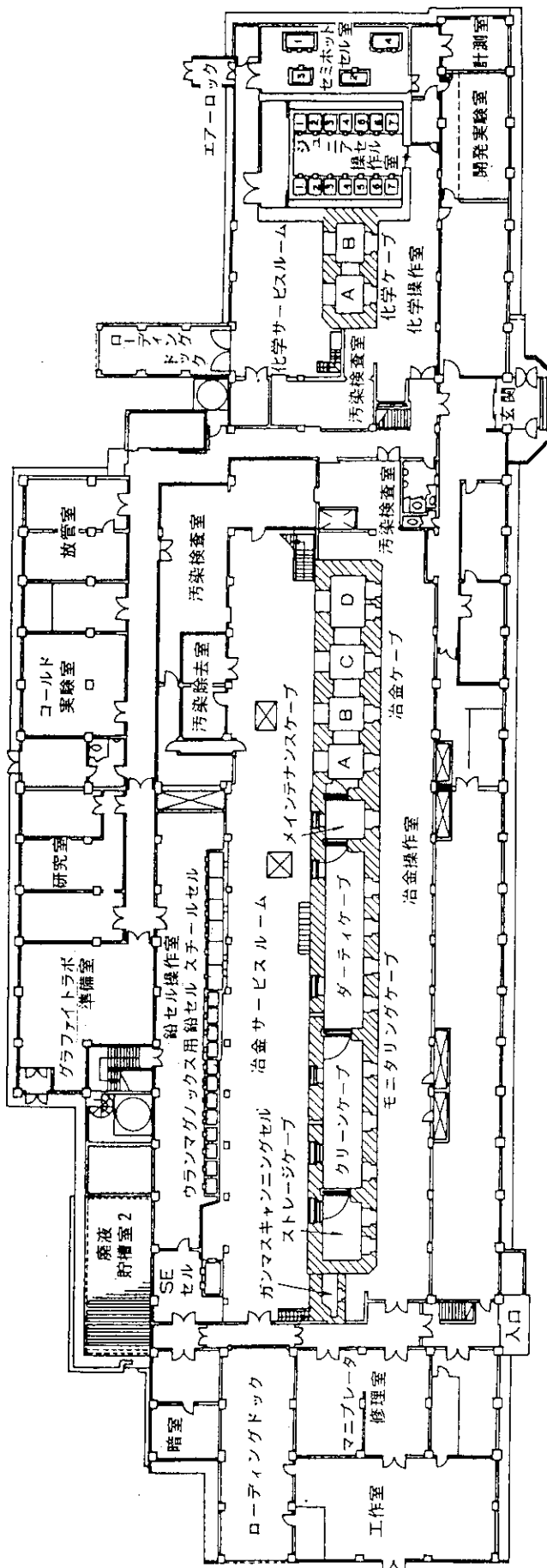


Fig. 1.1.3 ホットスポット1階平面図

2. 燃料試験施設の運転管理

2.1 運転・利用状況

燃料試験施設は、実用燃料等の照射後試験施設として昭和54年度より利用を開始して以来、研究所外からの受託業務を主体に実用燃料集合体13体、所内利用の研究協力業務としてキャプセル照射燃料、NSRRパルス照射燃料等多数の照射後試験を行ってきた。

2.1.1 本体施設の運転管理

平成4年度に実施した照射後試験の所外利用業務では、財)原子力発電技術機構からの受託業務「PWR高性能B型改良燃料照射後試験(その3)」を実施し、当該受託業務に係わる照射後試験をすべて完了するとともに、新たに原子燃料工業(株)からの受託業務として、当該燃料集合体の構成部材に関する詳細照射後試験業務を開始した。また、動燃事業団からの受託業務「ふげん炉照射試験用36本燃料集合体照射後試験(その2)」を実施し、新たに「ふげん炉照射用セグメント燃料集合体照射後試験(その1)」を開始した。

所内協力業務では、燃料安全工学部から依頼の「ハルデン高燃焼度燃料照射後試験」、「TMI-2デブリ試料照射後試験」、「NSRRバーンアップ実験用燃料照射後試験」及び「PWR燃料の特殊照射後試験」を前年度に引き続き実施した。また、短尺化燃料加工として「実用燃料からのNSRRパルス照射試験用燃料加工及び検査」及び「JMTR再照射試験用燃料加工及び検査」を完了したほか、実用燃料集合体を用いた「使用済燃料集合体の核特性測定試験」を実施した。その他では、燃料・材料工学部から依頼の「中燃焼度照射ウラン・プルトニウム混合炭化物燃料照射後試験」、環境安全研究部の「ガラス固化体試料の失透試験」等を実施した。

Table 2.1.1に年度別利用件数を、Fig 2.1.1に利用状況をそれぞれ示す。

所外受託業務における主な照射後試験は、「PWR高性能B型改良燃料」関連では、燃料要素の被覆管強度試験、制御棒案内シンプル管等の燃料集合体構造部材試験(材料強度試験、金相試験等)を行うとともに「試験済み燃料集合体の後処理」として、パンクチャ試験済燃料要素の還元及び燃料集合体の再組立を実施し、当該燃料の受託業務に係わるすべての照射後試験を完了した。「ふげん炉照射試験用36本燃料集合体」に関しては、燃料要素の非破壊試験、スケルトン解体、燃料被覆管及びスペーサ支持管強度試験を実施するとともに、燃料要素の一部を照射後試験のため切断し、大洗工学センターに搬出した。また、新たに開始した「ふげん炉照射用セグメント燃料集合体」に関しては、燃料集合体の非破壊試験、燃料集合体の解体を終了し、一部燃料要素の非破壊試験を実施した。

所外受託業務に係わる照射後試験に供した実用燃料の数は、燃料集合体1体、燃料要素49本(破壊試験用6本)であり、燃料以外では燃料集合体2体から構造材試験として材料強度及び金相試験等を実施するための100個以上の試料を製作した。今年度に予定されたこれらの燃料及び試料の照射後試験はすべて完了した。

所内協力業務として実施した照射後試験の内容は、燃料安全工学部関連では、ハルデン高燃焼度燃料における燃料棒3本の破壊試験、TMI-2デブリ試料18個の密度測定及び金相試験、NSRRパルス照射試験用燃料2本並びにJMTR再照射試験用燃料4本の短尺化燃料加工及び検査、NSRRバーンアップ実験用燃料の元素分析試験及びアウトガス分析試験、PWR燃料の特殊照射後試験のうちSCC試験済試料の金相試験、使用済燃料集合体2体のプールにおける中性子測定等である。燃料・材料工学部関連では、JMTRにおいて照射試験されたキャプセル燃料：ウラン・プルトニウム混合炭化物燃料が新たに搬入され、キャプセル試験、解体、NaK処理及び燃料ピンの非破壊試験及び重量密度試験等が行われた。そのほか、環境安全工学部のガラス固化体試料のXMAによる元素分析試験等があり、今年度に予定された所内協力業務についてはすべて終了した。所内外共に要求のあった照射後試験の特徴としては、一般的な照射後試験項目に加えてXMAによる詳細分析試験やアウトガス分析試験のように、より高度な照射後試験の需要が急増しており、これらの照射後試験を円滑に遂行するため、特に試験開始前に装置の保守点検整備を確実に実施し、合わせて試験技術の改良、開発を進めた。

核燃料物質の管理では、IAEAによる核燃料物質量の査察が各四半期毎に行われ、特に指摘事項等は無かった。また核燃料物質等の移動は、平成4年4月21日に「ふげん炉照射用セグメント燃料集合体」の受入れ、平成4年6月18日に「ウラン・プルトニウム混合炭化物燃料」の搬入、平成4年9月29日に「ふげん炉照射試験用36本燃料要素試料」の動燃大洗工学センターへの搬出、平成4年10月6日に「NSRRパルス照射試験用燃料」2本をNSRRへ移送、平成4年10月13日及び12月17日に「JMTR再照射試験用燃料」各2本をJMTRへ移送、そのほか、東海ホットラボからのNSRR照射済燃料試料の搬入及び燃焼度分析試料の所内分析センターへの搬出があった。

2.1.2 特定施設の運転管理

本体施設の運転に伴うセル給排気換気空調設備、給排水衛生設備、空気圧縮設備及び非常用電源設備等の特定施設の運転管理は、特に異常なく行われた。

2.2 保守・整備状況

2.2.1 本体施設の保守・整備

本体施設の保守・整備は、平成4年度年間使用計画に従って実施された。Table 2.2.1 に実施項目と結果を示す。第1四半期は $\beta\gamma$ コンクリートNo.5セル、同No.6セル及び $\beta\gamma$ 鉛セルを、第2四半期は $\beta\gamma$ コンクリートNo.1セル、同No.2セルを、第3四半期はセル負圧制御機器等の点検整備第4四半期には $\beta\gamma$ コンクリートNo.3セル、同No.4セル、 $\alpha\gamma$ コンクリートNo.1セル、同No.2セル、及び $\alpha\gamma$ 鉛セルについてセル汚染除去、試験装置等の保守点検がそれぞれ行われ、特に異常はめられなかった。

その他、管理棟の改修工事、セル負圧監視盤・水処理監視盤等の制御機器の更新、天井走行クレーンの無線操作用送受信機の更新(70/20トン・30/5トン)及びワイヤーの更新(30/5トン)、プール水循環設備の配管除染による線量率の低減化及び同レジン塔、フィルター塔の移動

装置の設置等を実施し、作業の安全と効率化を図った。

施設検査等関係機関による検査等は、第2四半期に一般高圧ガス製造設備（3件バースト試験装置、SCC試験装置、燃料加工設備）の保安検査（H 4.9.4.）、第3四半期に一般高圧ガス製造設備（1件 冷凍機）の保安検査を受験して合格するとともに、第4四半期には2件の施設検査（バースト試験装置の改造H5.2.26. EG冷却水配管改造…H5.3.23）が行われ、それぞれ合格した。

2.2.2 特定施設の保守・整備

特定施設の保守・整備関係は、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の性能試験、作動試験等が行われ、それぞれの結果は「良」であり、特に問題はなかった。実施項目及び結果をTable 2.2.2 に示す。

また、非常用電源設備（EG）の冷却水配管改造工事（H 5.3.4～H 5.3.20）が実施され、施設検査（H 5.3.23）を受検し、これに合格した。

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関係は、保健物理部放射線管理第3課によって行われた。

保守の項目及び結果をTable 2.2.3 に示す。

2.3 放射線管理状況

2.3.1 概況

平成4年度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

燃料試験施設に係わる作業（職員及び外来者）の実効線量当量をTable 2.3.1 に示す。年間の集団線量当量は、57.9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54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21.5mSvであった。実効線量当量及び組織線量当量は、ともに保安規定に定める警戒線量を超えなかった。

2.3.3 放出放射性気体廃棄物

平成3年度に放出された放射性気体廃棄物の平均濃度及び放出量をTable 2.3.2 に示す。 ^{85}Kr は、照射済燃料のF・Pガス分析作業で放出されたものである。

年間総排出量は、 $7.2 \times 10^{11}\text{Bq}$ であり、保安規定に定める放出管理基準値を超える異常放出は認められなかった。

2.3.4 放射性液体廃棄物

燃料試験施設から発生するすべての放射性液体廃棄物は、一度施設内の貯留槽に貯留し、管理され、放射性液体廃棄物運搬車両にて廃棄物処理場に直接搬出される。

平成4年度の放射性液体廃棄物の期間別放射エネルギー(Bq)及び発生量(m³)をTable 2.3.3に示す。

2.3.5 放射性固体廃棄物

燃料試験施設での放射性固体廃棄物は、照射後試験及びセル汚染除去等の保守作業によるものと、試験済の樹脂等で固められた廃棄保管用の核燃料物質がある。これらの固体廃棄物は、本体施設の保守・整備の項に示した様、セル関係の保守・整備は分割し、年間を通して実施されているため常時発生している。

平成4年度に、廃棄物処理場に放射性固体廃棄物運搬車両で搬出した放射性固体廃棄物数量のレベル毎の区分をTable 2.3.4に、搬出形状による類別数量をTable 2.3.5に示す。

Table 2.1.1 燃料試験施設年度別利用件数

	前年度から継続			当年度申込			計			当年度終了		
	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 3年度	1	7	8	3	7	10	4	14	18	4	7	11
平成 4年度	0	7	7	5	9	14	5	16	21	3	6	9

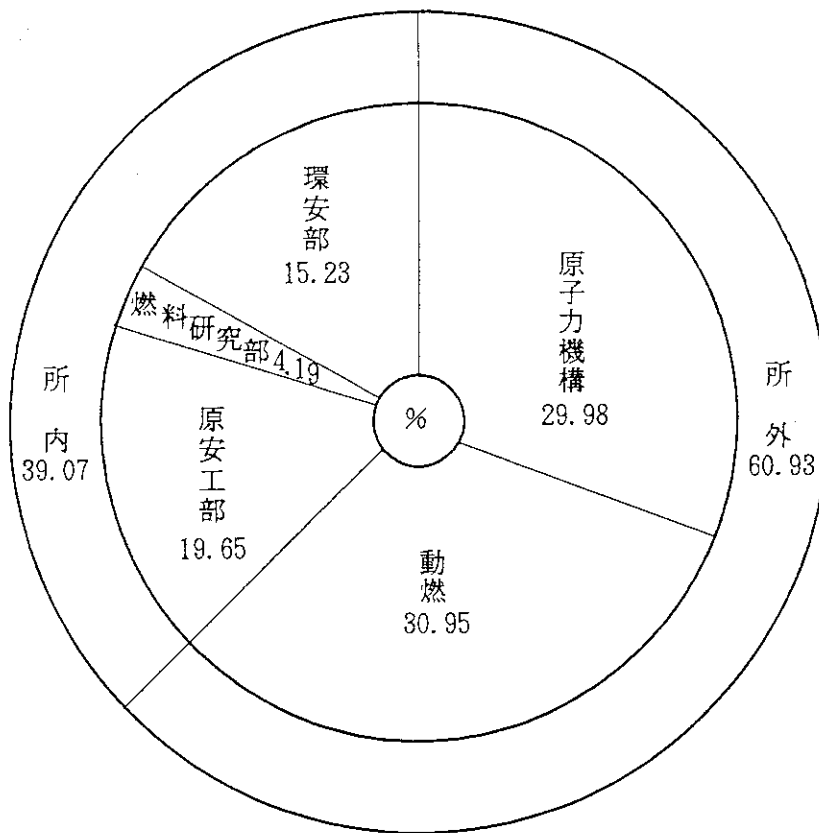


Fig. 2.1.1 燃料試験施設の利用状況 (平成4年度)
(試験時間×人員)

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	H4.5～6, H4.11～12	良
	(2) 機器等の動作試験	H4.5～6, H4.11～12	良
	(3) 中和処理装置の法例に定める検査	H4.5	良
	(4) 槽類配管及びバルブの漏洩検査	H4.5～6	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	H4.6, H4.8, H5.2	良
	(2) 機器等の動作試験	H4.6, H4.8, H5.2	良
	(3) 負圧計の動作試験	H.4.11	良
	(4) セルモニタの動作試験及び校正	H.5.2	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.5.2	良
	(2) 機器等の動作試験	H.5.2	良
	(3) 負圧計の動作試験	H.4.11	良
	(4) セルモニタの動作試験及び校正	H.5.2	良
	(5) アルゴンガス供給系の点検	H.4.11	良
	(6) グローブ、ブーツ及びビニールバッグ等の点検	H.5.3	良
	(7) アルゴンガス循環精製装置の動作試験及び点検	H.4.6 H.4.8, H.4.10, H4.11	良
	(8) $\alpha\gamma$ 系液体廃棄設備の動作試験及び点検	H.4.7, H4.11	良
一斉指令装置	通報試験	H.4.6～12	良
警報設備	動作試験	H.4.4～H.5.3	良
試験施設内装設備	(1) 安全装置の動作試験	H.4.4～H.5.3	良
	(2) 機器、装置の動作試験	H.4.4～H.5.3	良

Table 2.2.2 燃料試験施設特性施設の保守・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.4.10,	良
	(2) 非常用電源の起動試験	H.4.4~H.5.3,	良
	(3) 保護継電器動作試験	H.4.10, H.5.3,	良
気体廃棄設備	(1) 電気設備の絶縁抵抗測定	H.5.2,	良
	(2) フィルター装置の性能検査	H.4.4~H.5.3,	良
	(3) 風量、風向測定	H.4.12,	良
	(4) 機器の動作試験	H.4.12,	良
液体廃棄設備	(1) 電気設備の絶縁抵抗測定	H.4.10, H.4.12,	良
	(2) 機器等の動作試験	H.4.10,	良
	(3) 配管及び弁などの漏洩点検	H.4.4~H.5.3,	良
空気圧縮設備	(4) 動作試験	H.4.4~H.5.3,	良
警報設備	(3) 動作試験	H.4.4~H.5.3,	良

Table 2.2.3 燃料試験施設の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.4.6, H.5.1,	良
γ線エリアモニタ	性能試験及び校正	H.4.6, H.5.1,	良
ハンドフットモニタ	性能試験及び校正	H.4.6, H.5.1,	良
臨界警報設備	性能試験及び校正	H.4.11,	良

Table 2.3.1 燃料試験施設放射線業務従事者の実効線量当量

	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)	133	128	120	163	269
集団実効線量当量 (人・mSv)	1.7	8.2	0.0	48.0	57.9
平均実効線量当量(mSv)	0.01	0.06	0.0	0.29	0.22
最大実効線量当量(mSv)	0.3	0.7	—	2.5	3.0

Table 2.3.2 燃料試験施設の放射性気体廃棄物放出量

種別	核種		第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期	年間
希ガス	^{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	—
		放出量 (Bq)	1.5×10 ¹¹	1.1×10 ⁹	2.1×10 ¹⁰	5.5×10 ¹¹	7.2×10 ¹¹
ヨウソ	^{131}I	平均濃度 (Bq/cm ³)	<3.0×10 ⁻⁹	<5.2×10 ⁻⁹	<6.7×10 ⁻⁹	<3.5×10 ⁻⁹	—
		放出量 (Bq)	0	0	0	0	0
塵	^{106}Ru	平均濃度 (Bq/cm ³)	<1.6×10 ⁻⁹	<1.8×10 ⁻⁹	<2.1×10 ⁻⁹	<2.2×10 ⁻⁹	—
		放出量 (Bq)	0	0	0	0	0
埃	^{238}Pu	平均濃度 (Bq/cm ³)	<4.4× 10 ⁻¹¹	<4.8× 10 ⁻¹¹	<4.8× 10 ⁻¹¹	<4.8× 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 (m³) (処理課引渡分)

		第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期	年間総量
低レベル	放射能量(Bq)	8.55×10^7	9.14×10^7	3.32×10^7	1.13×10^7	1.13×10^8 (Bq)
	発生量 (m ³)	25.5	24.8	19.2	13.0	82.5 (m ³)
中レベル	放射能量(Bq)	—	8.61×10^7	—	8.20×10^8	7.06×10^8 (Bq)
	発生量 (m ³)	—	2.1	—	6.2	8.3 (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) (処理課引渡分)

	第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期	年間総量
低レベル (m ³)	36.54	14.27	9.40	34.24	94.45
中レベル (m ³)	0.27	0.68	0.63	2.40	3.98
高レベル (m ³)	1.50	1.17	0.90	1.68	5.25

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 (処理課引渡分)

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
低レベル	(1)角型カートリッジ (0.40m ³)	—	—	2ケ	—	2ケ
	(2)A型容器 (1.00m ³)	1ケ	—	—	—	—
	(3)HEAPフィルタ (0.11m ³)	94ケ	4ケ	—	12ケ	12ケ
	(4)プレフィルタ (0.02m ³)	30ケ	4ケ	—	112ケ	146ケ
	(5)ドラム缶 (0.20m ³)	1ケ	2ケ	1ケ	1ケ	5ケ
	(6)丸形カートリッジ (0.03m ³)	1ケ	—	—	—	1ケ
	(7)カートンボックス (0.02m ³)	1206ケ	665ケ	420ケ	1524ケ	3815ケ
中レベル	(1)角型カートリッジ (0.40m ³)	—	—	—	—	—
	(2)丸形カートリッジ (0.03m ³)	9ケ	16ケ	1ケ	80ケ	106ケ
	(3)ドラム缶 (0.20m ³)	—	1ケ	3ケ	—	4ケ
高レベル	(1)丸形カートリッジ (0.03m ³)	※1 50ケ	39ケ	30ケ	※2 56ケ	175ケ
	(2)レジン内筒 (0.30m ³)	—	—	—	—	—

※1、※2は各々核燃保管廃棄1個含む(平成4年度は計2個処理課へ)

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4年度の業務実施計画に基づいて実施した安全性試験としては、ガラス固化体に関する試験では、MCC-4低流速浸出試験（USNRC協力研究）の浸出液元素分析を実施し、基準データとなるコールド試験を終了した。また、「ガラス固化体の機械的強度に及ぼす α 崩壊の影響に関する研究」（九大共同研究）を実施した。さらに、TRU浸出挙動試験及び長期浸出試験を継続して実施した。

シンロック固化体に関する試験では、「 ^{244}Cm を添加した固化体試料の α 加速試験」（日豪協力研究）を継続実施し、長期的固化体性能評価を実施した。

「ガラス固化体閉じ込め安全性実証試験」（特会受託研究）では、5 lサイズの実廃液ガラス固化体について揮発漏洩挙動試験を実施するとともに貯蔵時のガラス固化体の閉じ込め性能を実証し、本試験に係わる試験計画の全てを終了した。また、「海外再処理返還廃棄物確認手法信頼性実証試験」（特会受託研究）では、6月に仏国から受入れたCOGEMAガラス固化体試料について確認試験を実施するとともに、次年度に英国から輸送するBNFLガラス固化体試料の受入れ準備を行った。

Fig. 3.1. 1に平成4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、警報設備、受変電設備及び非常用電源設備等の運転管理は、特に異常なく行われた。

3.2 保守・整備状況

3.2.1 定期自主検査

本体施設及び特定施設の定期自主検査は、平成4年度「年間使用計画」に従って実施された。実施状況をTable 3.2. 1及びTable 3.2. 2に示す。

3.2.2 ローディングエリア・シャッターの更新

腐食等劣化の著しいローディングエリアの外側シャッターの更新を行った。材質を鋼鉄製からステンレス鋼製に変更して、耐久性の向上を図った。

3.3 放射線管理状況

3.3.1 概 要

本年度に管理区域内サービスエリアにおいて実施した主な放射線作業としては、①No.2セル旧オフガス処理系架台の搬出作業、②海外再処理返還廃棄物試料（ガラス試料）の搬入作業、③中レベル貯槽スラッジ回収系の除染作業、④セル内高レベル廃棄物処理作業、⑤高レベル廃液貯槽室モニタA槽バルブ交換作業などあるが、いずれも異常な被曝や汚染を生ずることなく遂行出来た。

3.3.2 線量当量

WASTE Fにおける作業従事者（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30.6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17人であり、リングバッチの着用期間における線量当量の最大値は2.2 mSv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曝はなかった。

3.3.3 放出放射性物質

本年度に放出された放射性気体廃棄物及び一般排水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に示す。いずれも保安規定等に定める放出管理基準値を超える放出はなかった。

3.3.4 液体廃棄物

本年度に廃棄物処理場へ輸送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。

3.3.4 固体廃棄物

本年度に廃棄物処理場へ輸送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 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	検 査 内 容	備 考
ベータ・ガンマセル (No.1 ~No.3) 及び 固化体貯蔵ピット	(1) 安全装置の作動試験 (2) 機器等の作動試験 (3) 負圧計の作動試験 (4) インセルモタの作動試験及び校正	H5. 1.18 ~ H5. 1.29 " " H5. 1. 5 ~ H5. 1.18
アルファ・ガンマセル (No.4 及びNo.5) 及び鉛セル	(1) 安全装置の作動試験 (2) 機器等の作動試験 (3) 負圧計の作動試験 (4) インセルモタの作動試験及び校正	H5. 1.18 ~ H5. 1.29 " " H5. 1. 5 ~ H5. 1.18
グローボックス (1-I、1-II、2 及び3 並びに 4,5) 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、ビニルバック等の点検	H5. 1.18 ~ H5. 1.29 " 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、バルブ等の漏洩点検	H5. 3.24 ~ H5. 3.31 " "
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	H4. 6 及び H4.12
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		検査項目	備考
電源	受変電 変圧器・配電盤 保護継電器	絶縁抵抗測定 " 遮断器の保護継電器による作動試験	H4.10.17 ~ H4.12.18 " "
	設備 非常用電源 ディーゼルエンジン 発電機	商用電源停電による起動試験	H4.12.18
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, 風量・風向測定 フィルタの捕集効率測定	H4. 7.22 ~ H5. 1.27
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	H5. 2. 1 ~ H5. 3.31
空気圧縮設備 圧縮機・安全弁		作動試験	H4. 5.13 ~ H4. 5.29
警報設備 非常用電源 気体・液体廃棄 空気圧縮		作動試験	H4. 4. 9 ~ H5. 3. 9

Table 3.3.1 WASTE F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)	78	98	72	92	150
実効線量当量 (人・mSv)	4.6	7.9	0.8	17.3	30.6
平均線量当量 (mSv)	0.06	0.08	0.01	0.19	0.20
最大線量当量 (mSv)	1.0	1.4	0.4	2.0	3.1

注) 線量当量はフィルムバッヂのデータによる。

Table 3.3.2 WASTE Fから放出された放射性気体・液体廃棄物

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	
²⁴¹ Am	平均濃度 (Bq/cm ³)	< 4.6×10 ⁻¹¹	< 4.6×10 ⁻¹¹	< 4.6×10 ⁻¹¹	< 4.6×10 ⁻¹¹	< 4.6×10 ⁻¹¹
	放 出 量 (Bq)	0	0	0	0	0
¹³⁷ Cs	平均濃度 (Bq/cm ³)	< 4.6×10 ⁻¹¹	< 4.6×10 ⁻¹¹	< 4.6×10 ⁻¹¹	< 4.6×10 ⁻¹¹	< 4.6×10 ⁻¹¹
	放 出 量 (Bq)	0	0	0	0	0
²⁴¹ Am	平均濃度 (Bq/cm ³)	-----	-----	9.5×10 ⁻⁴	-----	3.3×10 ⁻⁴
	放 出 量 (Bq)	-----	-----	2.7×10 ⁴	-----	2.7×10 ⁴
¹³⁷ Cs	平均濃度 (Bq/cm ³)	-----	8.5×10 ⁻³	2.4×10 ⁻²	9.2×10 ⁻³	1.3×10 ⁻²
	放 出 量 (Bq)	-----	1.2×10 ⁵	6.7×10 ⁵	2.4×10 ⁵	1.0×10 ⁶

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
低レベル	廃 液 量 (m ³)		0	0	0	0	0
	放 射 能 量 (Bq)		0	0	0	0	0
中レベル	廃 液 量 (m ³)		0	0	0	0	0
	放 射 能 量 (Bq)		0	0	0	0	0
* 高レベル	廃 液 量 (m ³)						
	放 射 能 量 (Bq)			該 当 な し			

*高レベル廃液は、施設内で処理（ガラス固化）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
低レベル	廃 棄 量 (m ³)		16.01	7.40	6.84	14.28	44.53
	(m ³) α					3.4	3.4
中レベル	廃 棄 量 (m ³)		0	0	0	0	0
高レベル	廃 棄 量 β γ		0	8.78	0	9.80	0.18
	(m ³) α		0	2.00	0		2.00

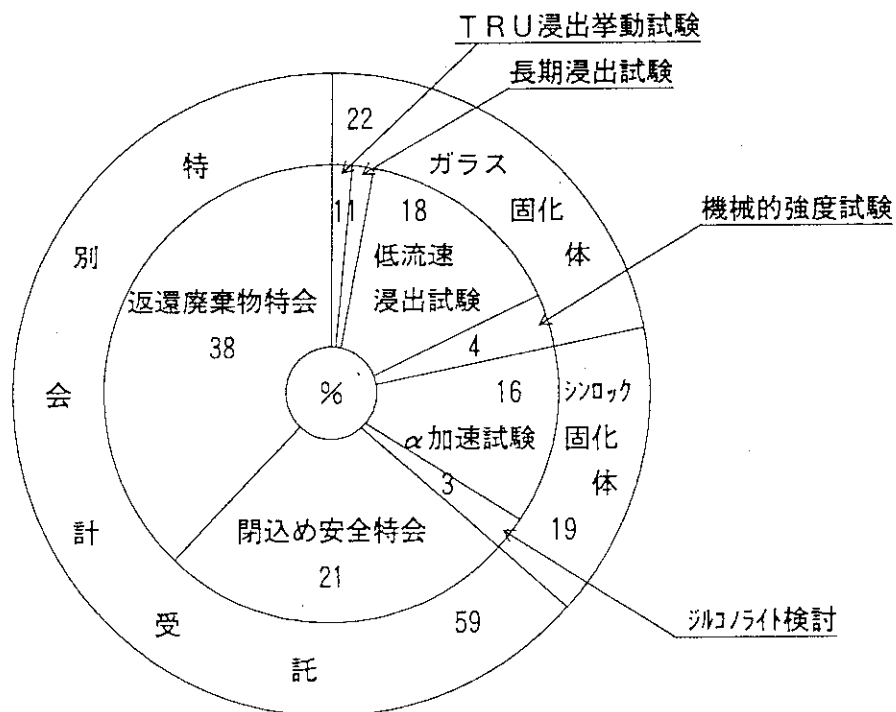


Fig. 3.1.1 WASTE Fの利用状況 (平成4年度)
(試験時間×人員)

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) 運転計画

平成4年度は、NSRRバーンアップ燃料、高温工学試験研究炉(HTTR)用燃料・材料、JRR-3M標準型燃料要素、核融合炉用材料、軽水炉圧力容器鋼材、原子力プラント用材料に係わる照射後試験の所内利用と、ホットラボ本体施設及び特定施設の定期自主検査、内装機器の保守整備を計画した。また、運転計画の作成にあたっては、研究炉・JMTR・NSRRの運転並びにキャプセル等の照射計画を勘案した。この他、「原電東海発電所燃料・鋼材及び黒鉛モニタリングの照射後試験に関する調査」の所外利用を実施することとした。

(2) 運転実績

本年度の利用申込件数は、40件(所内38件、所外2件)で、これに前年度からの繰越65件を合わせると、総計105件(所内98件、所外7件)になる。この内81件については照射後試験を実施し、48件の試験を終了した。Table 4.1.1 にホットラボ年度別利用受付と終了件数の推移を示す。

照射後試験の分野別利用件数では、HTTR用燃料・金属材料・黒鉛材料の研究開発に関するものが全体の38%を占め、次いで軽水炉関係35%、核融合炉関係14%の順になっている。ケーブル・セルの利用状況は、燃料関係が全体の74%で、材料関係は26%である。また、所内外利用率は、研究支援業務としての所内利用が90%、原電東海発電所燃料・圧力容器鋼材及び黒鉛モニタリング等の受託調査他の所外利用が10%であった。Fig. 4.1.1 に平成4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 高温工学試験研究炉用燃料・材料の照射後試験

燃料関係の照射後試験では、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のOGL-1第11次・第12次燃料体など30件の依頼があり、このうち20件の照射後試験を実施した。主な試験内容は、燃料コンパクトの電解々砕酸浸出試験、被覆燃料粒子のFPインベントリ測定、断面組織検査、ZrC層被覆粒子の長時間加熱試験及びトリウム核被覆粒子のオートクレーブ法による破損率測定試験などである。

金属材料では、10件の依頼があり、制御棒被覆管材に使用が予定されているアロイ800Hの真空高温引張試験など2件の機械強度試験を実施した。

② 軽水炉燃料棒のNSRRパルス照射実験後の照射後試験

軽水炉燃料の安全評価基準確率のため、燃焼の進んだ燃料に対するNSRRパルス照射実験が平成元年度から実施されている。ホットラボでは、これらの反応度事故模擬実験計画に基づ

いたパルス照射燃料を継続的に受け入れ、照射後試験を実施している。平成4年度には、新たに搬入されたJMTR予備照射試験燃料5体、PWR型大飯2号炉短尺化試験燃料2体、BWR型敦賀1号炉短尺化試験燃料1体と、前年度からの継続試験燃料10体について照射後試験を実施した。これらの主な試験内容は、燃料棒の外観、X線、被覆管探傷、 γ スキャン等の非破壊検査と燃料棒内FPガス捕集・分析、燃料棒断面組織検査、電子顕微鏡検査、被覆管リング高温引張試験などの破壊検査である。

③ JRR-3M標準型燃料要素の照射後試験

改造JRR-3の供用期間中の燃料要素検査として、初装荷燃料に係わる定常燃焼度達成時の照射健全性を確認するための照射後試験を前年度より継続実施し、予定された全ての照射後試験を終了した。本年度実施した主な試験項目は、燃料板の γ スキャンニング・ γ 線スペクトル測定、プリスタ試験、引張試験、ヤング率測定、断面組織検査、電子顕微鏡検査などである。

④ その他の照射後試験

核融合炉用材料の研究開発や基礎・基盤研究を支援するため、幅広い照射後試験の要求に対応している。本年度は、高性能被覆燃料粒子の開発研究に係わるZrC被覆層の格子定数測定・透過型電子顕微鏡観察試料の作製、原子炉構造材料の腐食挙動に対する照射効果の研究及び電気化学法による原子炉圧力容器の非破壊脆化診断法確立のための電気化学的腐食特性試験などの新たな試験を実施した。

[所外利用照射後試験]

平成3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」及び「原電東海発電所圧力容器鋼材の監視試験に関する調査（第7回）」の受託調査は、非破壊検査及び破壊検査の全ての作業を終了し、その結果を原電に報告して終了した。引き続いて平成4年度分の「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」を平成5年2月に契約し、非破壊検査を開始した。また、燃料・材料工学部が受託した「原電東海発電所モニタリング用黒鉛材料の照射後試験に関する調査（第14回）」に協力し、予定された作業を完了した。

(4) 技術開発

照射後試験法の開発関係では、被覆燃料粒子のSiC層破損率測定試験の技術開発を継続実施し、燃料コンパクト1個分及び粒子数約15,000粒の酸化燃焼最適条件を確立して照射後試験応用の見通しを得た。

新たな照射後試験の要求に応えるための内装機器開発関係では、NSRRパルス照射破碎燃料篩分装置の開発及びJRR-3M炉心構造物照射キャプセル再組立装置の開発などを実施した。

4.1.2 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、非常用電源設備等の運転管理は、特に異常なく行われた。

4.2 保守・整備状況

4.2.1 本体施設の保守・整備

(1) 概要

平成4年度の業務計画に基づいて、施設、設備の保守・整備、内装機器の整備・更新等を実施した。また、保安規定に基づくケーブル・セルの定期自主検査を実施した。主な保守・整備事項を以下に記す。

(2) 主な保守・整備事項

① 内装機器の保守等

JRR-3M炉心構造物照射キャプセル解体組立装置他2件の新規整備、X線フィルム用自動現像機他3件の更新整備、機械強度試験機等装置関係の定期点検（非定常点検整備を含む）19件、故障修理4件を実施した。Table 4.2.1 に主な内装機器の保守状況を示す。

② 遠隔操作機器の整備と保守

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。今年度は、このうちM-H型及びM-8型各1台のマスタースレーブマニプレータを更新した。平成4年度では、平成3年度よりやや少なくなったものの、マスタースレーブマニプレータの22件（前年度27件）、パワーマニプレータの1件（前年度5件）、ホイストの1件（前年度1件）の故障発生があり、修理を実施した。マスタースレーブマニプレータの故障のうち2件については、オーバーホールを実施した。

③ モニタリング間仕切C扉駆動装置の一部改修と冶金B、C扉の制御プログラムの一部変更

モニタリング間仕切C扉（CL-DT間）のガイド用側板の落下（駆動中に発生）があり、調査の結果、当該扉と壁とのセリにより側板に力が加わって止めビスを切断し、落下に至ったものと判明し、更に調べたところ、他にも側板落下1カ所が見られた。また、前記側板落下時には駆動モータの白煙発生もあり、関連するモニタリングC扉全数（4扉）について以下のような対策を行った。

イ. 扉と壁とのセリ : セリ部分の研削と扉の修復

ロ. 駆動モータの容量不足 : (旧)5.5KW/200V を (新)7.5KW/200V に更新

ハ. 過負荷防止器の反応性 : バイメタル方式を反応性のよいインバータ制御に変更

この工事に併せて、冶金B、C扉の制御プログラムの一部変更を行い、適切なタイミングで扉を駆動するようにした。これは、B、C扉の同時作動時の寸法的干渉によりB扉全閉位置設定が狂って、扉故障が多発してきた件の対策であり、この対策以後同種の故障は激減している。

④ 冶金ケーブル間仕切扉、背面扉の点検補修

間仕切B扉用ステンレス防水カバーの変形箇所修正、カバー止めビス切断（欠落）箇所補修、ビス増し締めグリース塗布、地下駆動装置部の上下用シャフト（間仕切B扉用3本、背面扉用4本）の清掃、グリース塗布及び各種点検作業を行った。この結果、扉の防錆の向上と良好な駆動動作を確認できた。

⑤ 環境、安全等の改善

- イ. 地階ホットストレージのR I 保管廃棄設備について、閉鎖設備の改善、保管廃棄容器の更新、標識、塗装、床面、照明等の補修・整備を行った。
- ロ. 給湯室について、(旧)ガス給湯器の電気ヒータ給湯器への更新、流しの更新、更衣室との間仕切設置などを行い、衛生面、作業性の面で向上を図った。
- ハ. 作業場所の照明について、天井蛍光灯を高輝度の蛍光灯に交換し、ホットラボほぼ全域の作業場所の照明環境の改善を行った。
- ニ. 構内一斉放送設備について、一斉放送用スピーカ6個(うち冶金操作室4個)を増設し、緊急時放送の聞こえ難い場所の改善を行った。

⑥ その他

ケーブル・セルの定期自主検査、電気工作物の定期自主検査のほか、ケーブル・セル等の故障修理7件、治工具製作等の工作関係41件を実施した。

(3) 汚染除去

本年度の施設汚染除去作業は、定常運転時におけるケーブル・セルの定期自主検査、内装機器組み替え・点検・故障修理及び試料搬入、廃棄物搬出等に付随して実施したもので、本年度は20件(延べ日数33日)であった。Table 4.2.2 に汚染除去の作業実績を示す。

(4) 定期自主検査

ホットラボの運転計画に基づき保安上重要なインターロック、負圧監視警報装置、消火設備、通報設備及び警報設備について定期自主検査を実施した。Table 4.2.3 に本年度の実施状況を示す。

4.2.2 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1課によって気体廃棄設備、液体廃棄設備、空気圧縮設備、受変電設備及び非常用電源設備について性能試験、作動試験等がそれぞれ行われ、各々結果良好で特に問題なかった。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4年度に実施した主な放射線作業は、ケーブル・セルの除去作業、内装機器の修理・据え付け、照射後試験のための試料のケーブル・セルへの搬入・搬出などである。

これらの作業は、いずれも異常な被爆や汚染を発生することなく遂行できた。

4.3.2 線量当量

ホットラボに係る作業をしたもの(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 3.5人・mSv であった。また、指先の組織線量当量の測定を要したものは10人であり、着用期間における線量当量の最大値は 11.2mSv であった。実効線量当量及び組織線量当量ともに、保安規定に定める警戒線量当量を超える被爆はなかった。

4.3.3 放出放射性物質

今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}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。これらの年間総排出量は、それぞれ 6.2GBq、30MBq であり、保安規定に定める放出管理基準値を超える異常放出は認められなかった。

なお、一般排水はなかった。

Table 4.1.1 ホットラボ年度別利用受付と終了件数の推移

年度 区分 項目	63		元		2		3		4		平均	
	所内	所外	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		計	
前年度繰越	56	4	64	3	68	2	58	2	60	5	61	3
	60		67		70		60		65		64	
本年度申込み	35	3	51	3	33	3	23	5	38	2	36	3
	38		54		36		28		40		39	
取消・変更	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
	0		0		0		0		0		0	
有効件数	91	7	115	6	101	5	81	7	98	7	97	6
	98		121		106		88		105		103	
終了件数	27	4	47	4	43	3	21	2	43	5	36	4
	31		51		46		23		48		40	
次年度繰越	64	3	68	2	58	2	60	5	55	2	61	3
	67		70		60		65		57		64	
処理率 %	30	57	41	67	43	60	26	29	44	71	37	67
	32		42		43		26		46		39	

Table 4.2.1 (1/2) 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
燃料棒検査装置	クリンケーブ	試験1	OH(4年8月):寸法測定及び渦電流探傷装置 標準欠陥試料及びECTコイル整備(5年2月) 故障修理(5年2月):寸法測定装置
X線フィルム 観察装置	クリンケーブ 操作室	試験1	点検調整(4年12月)
試料搬出入装置	クリンケーブ	試験1	新規整備(5年1月)
JRR-3炉心構造物照射キャ プセル解体組立装置	メンテナンス ケーブ	試験1	新規整備(5年2月)
自動現像機	X線暗室	試験1	更新(5年3月)
真空高温引張 試験機	冶金Bケーブ	試験2	定期点検(4年8月)
動的破壊じん性 試験装置(ソルビ)	スチールセル	試験2	定期点検(4年8月):日本海事協会検定(NK)
遠隔操作型 引張試験機	スチールセル	試験2	定期点検(4年9月):日本海事協会検定(NK)
セル内コンベア	SEセル	試験3	定期点検(5年2月):異常なし
電子顕微鏡(EPMA)	SEセル	試験3	定期点検(5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(5年2月):異常なし
試料埋込装置	U/M鉛セル	試験3	更新(5年3月)
精密切断機	U/M鉛セル	試験3	更新(5年3月)
密度測定用天秤	U/M鉛セル	試験3	定期点検(5年3月):異常なし
研磨廃液処理装置	U/M鉛セル	試験3	定期点検(5年3月):異常なし
研 磨 機	U/M鉛セル	試験3	更新(5年3月)
遠隔操作型 ビッカース硬度計	U/M鉛セル	試験3	定期点検(5年3月):異常なし

Table 4.2.1 (2/2) 内装機器の保守整備 (続き)

内装機器名	設置場所	担当係	保守整備状況
金相観察用試料 表面処理装置	U/M鉛セル	試験3	真空系故障のため試験に必要な真空度が得られず 点検、修理、調整中
低倍率顕微鏡	U/M鉛セル	試験3	定期点検(5年3月):異常なし
遠隔操作型金属 顕微鏡(ライオット)	U/M鉛セル	試験3	定期点検(5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(5年3月):異常なし
画像解析処理装置	U/M鉛セル	試験3	定期点検(5年3月):異常なし
Ge検出器	γスキャンセル	試験4	故障修理(4年5月):真空劣化
マルチチャンネル アナライザ	冶金Dケーブ 操作室	試験4	新規整備(4年9月)
γスキャナー	γスキャンセル	試験4	故障修理(4年10月):リレー故障
FPガス分析装置	化学操作室	試験4	定期点検(5年2月):異常なし
被覆粒子超高温 加熱試験装置	セミホットセル 1	技術3	光ファイバー及び交換器の校正(4年7月) 光ファイバー取付部の点検・調整(4年7月) 温度校正〔メルトワイヤー法〕(4年7月)
密度測定装置	ゾニ7セル L1	技術3	電子天秤のセル内据付整備(4年10月) 真空排気装置の接続、整備(4年10月)
X線回折装置	セミホットセル 3	技術3	X線管球の交換及びX線光軸の調整(5年1月) X線発生装置及び冷却装置の点検調整(5年1月)
微小焦点 X線発生装置	ゾニ7セル L7	技術3	油拡散ポンプ及び多方弁のオーバーホール(5年1月) フィラメント交換及びビーム調整の修理(5年1月) フィルム上下機構歯車の交換修理(5年1月)

Table 4.2.2 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 ²	延人数		装 備
					H	L 業者	
5月12日	メンテナンス ケーブル	JRR-3燃料板引張試験終了 に伴う除染	¹³⁷ Cs	400	5	6	浄気式加圧服
5月13日	化学A ケーブル	FPガス捕集試験終了に伴う除染	¹³⁷ Cs	5	2	4	加圧式フード
6月9日	U/M鉛セル 用キヤブ	運搬物による汚染に伴う 機器除染	¹³⁷ Cs	100	—	—	—————
6月18日	U/M鉛セル グリーンハウス	定期自主検査に伴う除染	¹³⁷ Cs	4	3	5	加圧式フード
7月7日 ～8日	メンテナンス ケーブル	プリスタ試験終了に伴う除染	¹³⁷ Cs	40	8	12	浄気式加圧服
7月17日	メンテナンス ケーブル	プリスタ試験機の除染及び 定期自主検査に伴う除染	¹³⁷ Cs	40	3	4	浄気式加圧服
7月20日	冶金C ケーブル	定期自主検査に伴う除染	¹³⁷ Cs	4	5	5	加圧式フード
7月28日 ～29日	冶金B ケーブル	定期自主検査に伴う除染	⁵⁹ Fe	4	4	8	浄気式加圧服
7月30日	冶金A ケーブル	定期自主検査に伴う除染	⁶⁰ Co ¹³⁷ Cs	40	3	4	浄気式加圧服
8月3日 ～6日	クリーン ケーブル	定期自主検査に伴う除染	¹³⁷ Cs ⁶⁰ Co	40	20	24	浄気式加圧服
8月10日 ～13日	スチールセル No.1～6	定期自主検査に伴う除染	⁵⁹ Fe ⁶⁰ Co	7	12	20	加圧式フード
8月25日 ～26日	ジュニアセル(L) No.1,3	定期自主検査に伴う除染	¹³⁷ Cs	20	2	4	全面マスク
9月18日	メンテナンス ケーブル	試験装置解体撤去に伴う除染	¹³⁷ Cs	10	2	4	全面マスク
9月30日	メンテナンス ケーブル	試験装置解体撤去に伴う除染	¹³⁷ Cs	10	2	4	全面マスク
10月27日	メンテナンス ケーブル	試験装置解体撤去に伴う除染	¹³⁷ Cs	4	3	6	全面マスク
11月2日	メンテナンス ケーブル	パワーマニプレータ点検修理に 伴う除染	¹³⁷ Cs ⁶⁰ Co	4×10 ⁴	3	4	浄気式加圧服
1月18日	スチールセル No.2～5	照射後試験終了に伴う除染	¹³⁷ Cs ¹³⁴ Cs	40	3	4	加圧式フード
2月12日	遮蔽扉 駆動室	ケーブル扉駆動による床汚染に伴 う除染	¹³⁷ Cs ⁶⁰ Co	10 ²	2	6	半面マスク
3月15日 ～19日	U/M鉛セル	定期自主検査に伴う除染	¹³⁷ Cs	40	20	40	浄気式加圧服
3月25日	クリーン ケーブル	試験装置点検・調整に伴う除染	¹³⁷ Cs	4	4	6	加圧式フード
合 計 (延 日 数 : 33 日)					106	170	—————

Table 4.2.3 本体施設定期自主検査の実施状況

系 統 設 備	機 器 名	検 査 項 目	備 考
インターロック	放射線モニター	目盛校正	93.1.20 ~ 93.3.30
	背面扉	作動試験	"
	間仕切扉	"	"
	パワーマニプレータ	"	"
	予備排風機	起動試験	"
	非常用スイッチ	作動試験	"
負圧監視警報装置	検出器	水中マノメータ校正	93.1.20 ~ 93.3.30
	記録計	基準電圧校正	"
	警報盤	基準電流校正	"
消 火 設 備	消火剤貯蔵装置	消火薬剂量確認	92.9.8、 93.3.18
	起動装置	ガス圧確認、作動確認	" "
通 報 設 備	一斉指令装置	聴取試験	93.3.1 ~ 93.3.15
	ページング	"	"
警 報 装 置	事故現場表示盤	模擬信号による入力試験	93.3.1 ~ 93.3.15

Table 4.2.4 本体施設定期自主検査の実施状況

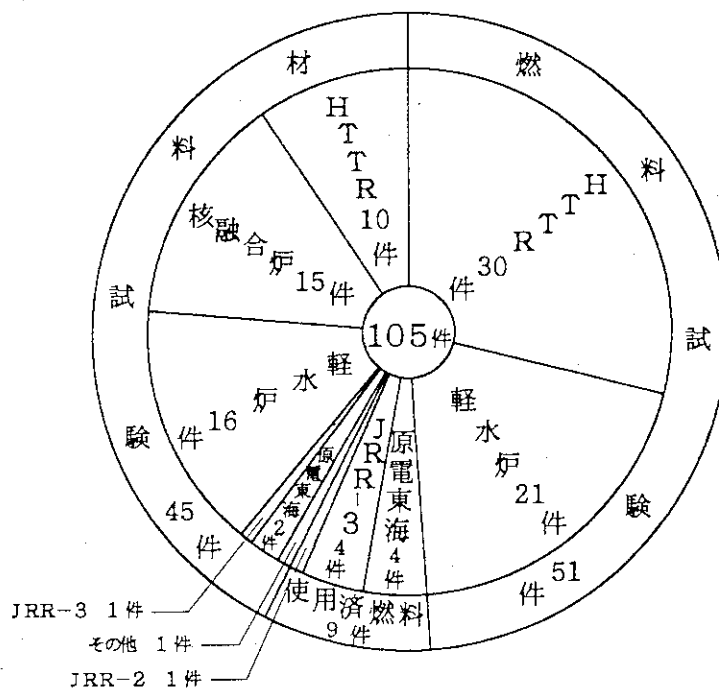
施 設 名	機 器 名	検 査 項 目	備 考	
電源	受変電	変圧器	絶縁抵抗測定	92.10/29,30
		配電盤	"	"
		保護継電器	遮断機の保護継電器による作動試験	"
	非常用電源	ディーゼルエンジン発電機	商用電源停電による起動試験	92.4/30, 6/29, 8/3 10/30, 12/20 93.3/31
気体廃棄設備	排風機	絶縁抵抗測定、作動試験	92.9/28~10/8	
	フィルタ装置	風量測定 風向測定 フィルタの捕集効率測定	4/15 4/21 93.3/8,9	
液体廃棄設備	ポンプ	絶縁抵抗測定、作動試験	92.8/4	
	配管・バルブ ピット・タンク	漏洩点検 "	" "	
空気圧縮設備	圧縮機	作動試験	92.9/3~14	
	安全弁	"	"	
警 報 設 備	非常用電源	作動試験	92.11/26	
	気体廃棄	"	10/5	
	液体廃棄	"	8/4	
	空気圧縮	"	9/7	

Table 4.3.1 放射線作業従事者の実効線量当量

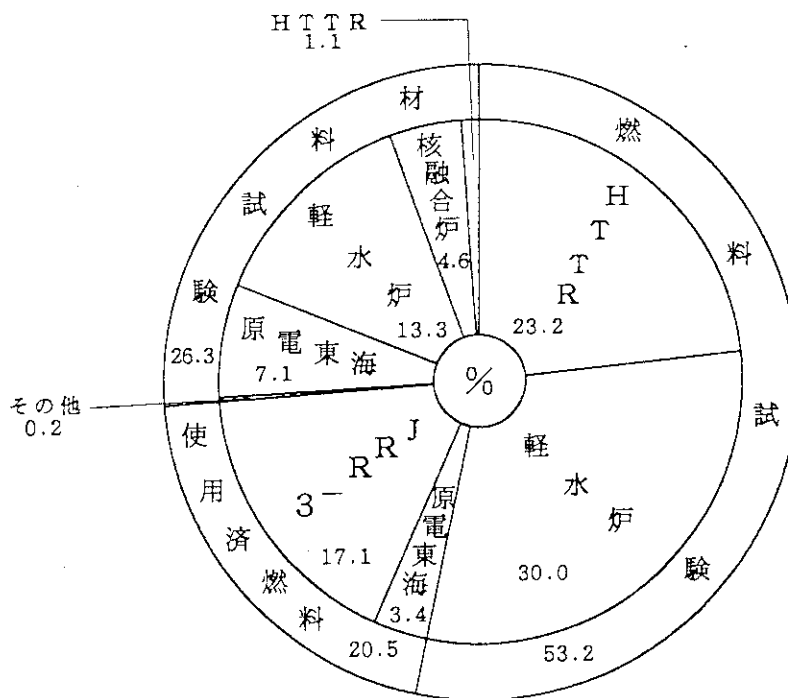
	第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期	年間
作業者数 (人)	92	121	99	143	206
集団実効線量当量 (人・mSv)	0.0	1.8	0.0	1.7	3.5
平均実効線量当量 (mSv)	0.00	0.01	0.00	0.01	0.02
最大実効線量当量 (mSv)	0.0	0.5	0.0	0.4	0.7

Table 4.3.2 放射性気体廃棄物の放出量

スクロ	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
メイン	⁸⁵ Kr	ガス	平均濃度 (Bq/cm ³)	< 6.7×10 ⁻³	< 6.7×10 ⁻³	< 6.7×10 ⁻³	< 6.7×10 ⁻³	—
		ダスト	放出量 (Bq)	4.5×10 ⁹	0	4.1×10 ⁸	1.3×10 ⁹	6.2×10 ⁹
	¹³⁷ Cs	ガス	平均濃度 (Bq/cm ³)	< 2.8×10 ⁻¹⁰	< 4.4×10 ⁻¹⁰	< 5.2×10 ⁻¹⁰	< 1.3×10 ⁻¹⁰	—
		ダスト	放出量 (Bq)	0	0	0	0	0
	¹²⁵ Sb	ガス	平均濃度 (Bq/cm ³)	8.4×10 ⁻⁸	4.0×10 ⁻⁷	1.0×10 ⁻⁸	—	—
		ダスト	放出量 (Bq)	5.1×10 ⁶	2.4×10 ⁷	5.9×10 ⁵	—	3.0×10 ⁷
サブ	¹³⁷ Cs	ガス	平均濃度 (Bq/cm ³)	< 1.3×10 ⁻¹⁰	< 3.4×10 ⁻¹⁰	< 4.9×10 ⁻¹⁰	< 1.3×10 ⁻¹⁰	—
		ダスト	放出量 (Bq)	0	0	0	0	0



分野別利用件数



利用比率 (試験時間)

Fig. 4.1.1 東海ホットラボ施設利用状況 (平成4年度)

5. 技 術 開 発

5. 1 ホット試験技術課

5.1.1 照射済燃料からのF P放出実験装置

概 要

軽水炉の立地評価では、仮想的に炉心から放出されるF Pの量を想定し、ヨウ素の化学形として単体ヨウ素を想定した評価を行っている。しかし、TMI-2事故後に行われた数多くの実験等から、主要な化学形はCs Iの可能性が高いことが指摘されており、米国においては、これらの知見に基づいて立地評価用ソースタームの改訂 (Fig.5.1.1)が行われることになっている。我が国においても、この改訂より立地評価事故用ソースタームの見直しが必要になると思われる。

これらの評価の基になっているデータは、米国で行われたF P放出実験のデータが殆どであるが、主として高揮発性F Pの酸化雰囲気中での放出データが得られているものの、低揮発性F P (Sr、Te等)や短半減期F P (I-131等)、さらに還元雰囲気中でのF P放出データは得られていない。近年のシビアアクシデント研究の結果から、これらのデータが事故時のシナリオによってはソースターム評価上極めて重要な役割を果たすことが明らかになり、データ入手の要請が世界的にも高くなっている。

シビアアクシデント時のソースタームを評価するためには、燃料からのF P放出量を精度良く評価する必要がある。これまでに、原子炉を用いた総合実験が米国SFD計画の中で、総合的なF Pの放出・移行挙動のデータを得ている。一方、燃料から放出されるF Pの化学形を詳細に調べる実験が、総合実験を補完する基礎データを得るためにORNL、CRNL等で実施されている。しかし、総合実験では燃料温度は2800°Cまで上昇しているにも拘らず既存の炉外実験装置では加熱方法の困難さ等の理由から2000~2200°Cまでの温度でのデータが得られているにすぎない。とくに、シビアアクシデント時に想定される2400°Cを越える温度条件での基礎データが欠落しており、ソースターム評価上大きな不確かさの要因になっている。そこで、本実験では、高温 (2800°C目標)での燃料からのF P放出データを得るとともに、低揮発性F P (Sr、Te等)や短半減期F P (I-131等)、さらに還元雰囲気 (事故時の水素雰囲気模擬)中でのF P放出データを得ることを目的としている。

本実験計画は、燃料安全工学部が主体となって進めているもので、平成4年度は加熱炉試作体の昇温試験、酸化トリウム管の試作試験及び配管内模擬F P挙動実験装置の製作を行った。

実施内容

(1) 加熱炉試作体の昇温試験

計画中のF P放出実験装置における最大の技術的課題である超高温を達成するため、平成3年度に製作した高周波誘導加熱炉試作体を用いて、技術データの収集及び昇温性能を確認する試験を行った。加熱炉の性能確認試験として、炉内の温度分布、試料位置における最高到達温度、昇

温試験後の発熱体の減肉、保護管、断熱材の熱損傷状態等の確認を行った。炉内の詳細な温度を分布を得るため、タングステン炉心管の軸方向に3箇所、上部酸化ジルコニウム（ジルコニア）断熱材に1箇所、黒鉛発熱体外表面に1箇所、側面断熱材（カーボンフェルト-ジルコニア間）に1箇所、計6本の熱電対を取り付け各部の温度を測定した。さらに炉心管の外表面温度を赤外線放射温度計で測定した。なお、昇温中にジルコニア断熱材が熱膨張し、石英管に割れが発生したため試験を中断した。その時の温度は試料位置にジルコニア（融点：2677°C）と酸化マグネシウム（マグネシア、融点：2800°C）を2つ重ねに置き、昇温試験後の試料状態からジルコニアが溶融して形が保たれてなく、マグネシアは形が保たれていたことから試料位置の温度が約2700°Cに達していたことが確認された。なお、加熱停止時のインバータの出力が15kW程度であることから石英管が割れなければ2800°Cに到達すると思われる。試験後の発熱体に寸法及び重量の変化はなかった。タングステン炉心管内面は酸化され、内径が0.2mm減少し、重量が3g増加した。これは石英管が割れたことにより不活性ガス雰囲気は保たれなかったためである。加熱試験時の加熱炉状況を Fig. 5.1.1に示す。

昇温試験の結果、断熱材と石英管の間隙、炉内構造物の遠隔による組立方法などの課題が挙げられるが、二酸化ウランを溶融する高周波誘導加熱炉を設計するための貴重な情報を得ることができた。

(2) 酸化トリウム管の試作試験

酸化あるいは還元雰囲気中で二酸化ウランを溶融する2800°Cを越す高温での実験では加熱炉の構造物として発熱体（黒鉛）と試料を仕切る内筒を高温安定性の非常に高い材料が必要となる。タングステン（融点3410°C）は一般に高温材料として用いられているが、活性ガス雰囲気中、即ち水素や水蒸気雰囲気内でのタングステンの揮発、酸素雰囲気内で酸化が生じ使用できない。一方、酸化アルミニウムや酸化ジルコニウム等のセラミックは化学的に安定しているが、この温度に耐えられない。これらの技術的課題を解決するため、これらの条件を満たす材料として、酸化物の中で最も融点が高く、高温での蒸気圧も低く、反応性も少ない酸化トリウム（ ThO_2 トリア；融点3270°C）で内筒を試作試験し、その製造技術の開発を行った。

試作試験として、先ず、金型によるペレット（10mmH×10mmφ）を製作し、成型性、焼結性を調べた後、トリアの粉末処理、成型圧、焼結温度等をパラメータとして、ラバープレス成型により管の試作を行った。焼結後のトリア管を Fig. 5.1.2に示す。この結果、外径35mm、内径24mm、長さ145mm、密度90%TD（9g/cm²）のトリア管の製作に成功した。したがって、FP放出実験用炉内構造物としての管状トリアの製作の目的が得られた。

(3) 配管内模擬FP挙動実験装置の製作

照射済燃料からのFP挙動実験装置における加熱炉から捕集系に至る配管内でのヨウ化セシウムの付着及び再蒸発に関する基本的データを取得するために製作した。本装置では、燃料からの放出以降の過程を対象とするため、ヨウ化セシウム結晶を1300°C以上で気化させ、キャリアガス（空気、窒素、ヘリウム等）により金属クーポンまで導入する。一度冷却後、再び加熱し、付着したヨウ化セシウムを蒸発させるものである。本装置の使用条件及び主な性能は次の通りである。

- ・最高使用温度：1400°C

- ・使用最大流量：20L/min
- ・使用圧力範囲：大気圧

また、本装置の構成は以下の機器から構成される。

- ・試料発生・再蒸発用電気炉
- ・冷却用熱交換器
- ・高性能エアフィルタ
- ・アスピレータ
- ・供給ガス予備加熱器及び水蒸気予備加熱器
- ・制御盤

成 果

照射済燃料からのF P放出実験装置によって、高温2800℃での不活性雰囲気中における照射済燃料からのF P放出データや、低揮発性F P（Sr、Te等）や短半減期F P（I-131）、さらに還元雰囲気中でのF P放出データが得られることから、シビアアクシデント時に想定される条件下でのF P放出データ及び炉心内部でのF P挙動（構造材、制御材、ボロンとの反応挙動等）データが得られるとともに、立地評価事故ソースタームの見直しの資料に資することが可能となる。また、TMI-2号炉の損傷炉心から採取した燃料デブリサンプルを対象とした試験を行い、ソースターム上重要な燃料デブリの融点及びデブリ内残留F Pの高温放出挙動に関するデータを取得することが可能となる。

5.1.2 ペレット熱伝導率測定装置の開発

概 要

原子炉燃料の開発にとって、高温熱定数（熱拡散率、比熱、熱伝導率）は、重要な物性値である。UO₂ペレットの熱伝導率に影響を及ぼす因子として、温度の他に、O/U比、燃焼度等がある。しかしながら、照射したUO₂ペレットの熱伝導率データの報告は殆どない。燃料試験施設では、レーザーフラッシュ法により高燃焼度燃料ペレットの熱拡散率を測定し、熱伝導率を算出するペレット熱伝導率測定装置を開発した。

平成4年度は、整備が完了した本装置を照射後試験に適用するため、未照射金属及びセラミックを用いた特性試験を実施した。

装置の詳細

レーザーフラッシュ法に基づいたペレット熱伝導率測定装置をFig. 5.1.3 に示し、各部の主な性能と仕様をTable. 5.1.1 表に示す。

本装置は燃料試験施設・ホット実験室に設置され、使用済燃料を取り扱うため加熱炉と試料昇降機構を、生体遮へい体内に設置した。試料のホルダーへの取り付けはホットセル内で行われ、ホットセルとホット実験室間の試料移送は専用キャスクで行われる。試料のキャスクから試料昇降機構への移し換え作業は、TVカメラでモニタしながら遠隔操作できる構造になっている。試料の温度調整やレーザーの充電、照射からデータの採取、処理までの全ての動作がCPUによる

自動制御が可能である。

熱拡散率測定の温度範囲は真空雰囲気です室温から 1,800°Cである。試料表面の加熱には、ルビーレーザー（波長694.3 nm）を用いている。また、試料裏面の温度は、液体窒素冷却による光起電力型In-Sb赤外線検出器で測定される。本検出器を採用した理由は、時間応答性の良いこと、また、有効波長が 1.2～ 5.5 μmにあり、室温から 1,800°Cの温度範囲をカバーしていることにある。ルビーレーザー、試料、赤外線センサー間の光軸調整は、キセノンランプ及び He-Neガスレーザーを使って、負圧ボックスの外側から遠隔操作できる構造となっている。

放射性物質によるヒータ部の汚染を防ぐため、試料とタングステンヒーター間をタンタル管で分離し、個別に真空ポンプ（油回転ポンプ、ターボ分子ポンプ）で排気することにより、試料から放出される放射性物質によるヒーターへの汚染を防止している。また、高温における試料側の圧力を 6.7×10^{-3} Pa以下に保つことにより、加熱炉内の酸素分圧を下げ、試料の酸化を低減することができる。なお、系内の真空度を電離真空計、ピラニー真空計で測定し、試料側が常に負圧になるように制御している。これらの機器全ては、万一配管等に漏洩が生じても実験室を汚染させないように負圧ボックスに収納されている。

成 果

本装置の設置後、熱拡散率の測定精度について、データ既知の試料を用いた特性試験を行った。試料寸法が熱拡散率に及ぼす影響を純タンタル（99.97%以上）を使用して測定した。試料形状及び大きさは、厚さ1mmで各々直径 10, 5, 3mm φの円板状である。測定雰囲気が 3×10^{-2} Pa程度の真空度に達した後、室温から1800°Cの温度範囲において熱拡散率の測定を行った。1000°Cにおける温度応答曲線をFig. 5.1.4 に示す。測定値の平均値をタンタルの文献値であるTPRCデータ上にプロットしたものをFig. 5.1.5 に示す。測定結果はTPRCデータのバラツキ幅に入っていることがわかる。同一温度において平均値から各測定値のバラツキを見ると、最大である室温においても±5%以内で良い一致を示している。試料大きさの熱拡散率測定に関する依存性は、顕著な差として認められなかった。これらの結果から、照射によって割れた小試片（φ 3mmの内接円がとれる扇形小片）を熱伝導率測定用試料として、測定が可能であることが判った。

今後は、本装置を照射後試験に適用するため扇形試料を測定したときの熱拡散率の形状依存性を確認するとともに、未照射核燃料試料を用いたモックアップ試験を行い、高燃焼度等燃料確認試験等に供する計画である。また、軽水炉燃料の測定の他に、TMI-2 デブリや新開発セラミック等の熱特性試験も計画している。

5.1.3 ペレット融点測定装置の開発

概 要

UO₂ の融点は、2805～2865°Cの間で種々の値が報告されている。照射したUO₂ペレットの融は、Christensen やBates のデータが良く引用されている。彼らが用いたタングステン”V”フィラメント法は、高温での酸素/金属比の変化や試料の蒸発などによって安定した測定精度が得られていない。そこで、タングステンカプセルに封入した照射済燃料ペレットを高周波加熱炉で加熱し、二色温度計で試料温度を計測し、得られた温度曲線上のサーマルアレスト（物質が溶

融するときの潜熱で温度上昇が停滞する。)を検出することにより、これらの影響を受けずに融点を求めるペレット融点測定装置を開発中である。

本装置の開発は、平成3年度より3カ年計画で、初年度に装置本体部の真空加熱部及び真空制御部の設計・製作、平成4年度に温度計測部、データ処理部及び試料調製部の設計・製作、平成5年度にセル内設置に必要な付帯設備を製作し、前年度までに製作した装置本体と併せてコンクリートセル内に据付ける計画である。

装置の詳細

ペレット融点測定装置は、高周波加熱炉、真空排気系、温度計測部及びデータ処理部から構成される。装置の構成をFig. 5.1.6 に示し、各部の主な性能をTable. 5.1.2 に示す。平成4年度は温度計測部及びデータ処理部を製作し、装置本体部に付加することによりコールド装置として完成させた。その概略を以下に示し、実験室に仮設置した装置の外観をFig. 5.1.7 に示す。

① 温度計測部

サーマルアレスト法で UO_2 の融点を求める場合、温度測定器として約 $3000^{\circ}C$ の超高温領域温度測定、高分解能、短応答時間が要求される。ここでは、セル内に設置される高周波加熱炉内の試料温度を精度良く測定するために放射率や灰色減光の影響の少ない2色赤外線放射温度計(以下2色温度計という。)を採用した。ところで、放射線損傷から検出器を保護するため集光部と検出部を分離し、放射線の影響を受け易い検出部を操作室に引き出し、集光部のみをセル内に設置し、その間を光ファイバで接続することにより高線量当量下での温度測定を可能とした。光ファイバーは耐放射線性を考慮して、 1×10^7 Rの γ 線照射でも優れた伝送特性を有する純粋石英ファイバーを使用した。

温度測定精度を高めるため試料をタングステンカプセル内に封入し、カプセルの底面に取り付けた細管内(内径4 mm ϕ)を計測することにより測温部を黒体模擬することができる。また、測温部の視野面積を2 mm ϕ 以下と小さくすることから測定感度が高められた。さらに、試料を密封することにより高温時における試料の蒸発・付着が避けられ、光学窓の曇りによる測定感度の低下を防ぐことができた。

2色温度計の主な仕様を次の通りである

測定温度範囲	1500~3100 $^{\circ}C$	
測定精度	1500~2000 $^{\circ}C$: 測定値の1%	} (但し $\epsilon \approx 1.0$ の場合)
	2000~3100 $^{\circ}C$: 測定値の2%	
分解能	2 $^{\circ}C$ (1700 $^{\circ}C$ 未満)	
	1 $^{\circ}C$ (1700 $^{\circ}C$ 以上)	
応答時間	約0.3秒	

② データ処理部

データ処理部では安全系のインターロック制御とデータ解析が行われる。本装置は、約 $3000^{\circ}C$ の真空超高温装置であることから運転準備から本試験において、万一誤操作、異常が発生した場合でも安全を確保するインターロックを整備した。これらの監視はデータサンプリングの間(1秒毎)にCPUから各シーケンスをチェックしている。

データ解析では2色温度計、高周波発振器の出力データの取り込み、融点解析、データ格納、

温度補正等の処理が行われる。昇温パターンはキーボード入力により昇降温レート、ターゲット温度、保持時間等のステップ（最大20）、繰り返し回数等を設定した後、設定情報をCPUからプログラム温度調節器に転送する。一定出力で昇温したときの温度曲線上のサーマルアレスト（溶融点）を温度の一次微分曲線の変曲点に対応する温度から求めることができる。アルミナ試料を測定したときの温度曲線及び微分曲線をFig. 5.1.8に示す。

2色温度計を装置本体部に組み込んだ後、総合的な温度補正として定点補正と熱電対補正が選択できる。定点補正は、既知融点金属酸化物等の溶融点測定値と文献値から最小自乗法により温度を直線近似して補正する方法。また、熱電対補正は、タングステンカプセルに取り付けたW/R e熱電対の室温から最高2300°C間の指示値と2色温度計指示値から最小自乗法により直線近似し、高温側に外挿して温度を補正する方法である。

③ 試料調製部

高温時に試料から放出される放射性物質による高周波加熱炉内の汚染蓄積の低減、及び測定中の試料酸素ポテンシャルの変化を防ぐため、照射済燃料ペレットをタングステンカプセルに封入するTIG溶接法による遠隔操作型カプセル溶接機及び溶接部の漏洩を検査するリークテスト器を製作した。遠隔操作型カプセル溶接機、リークテスト器の外観を各々 Fig. 5.1.9, Fig. 5.1.10に示す。

平成4年度に実施した特性試験の結果、ファイバー式2色温度計でアルミナ試料を測定したとき温度曲線上に試料の溶融あるいは凝固によるサーマルアレストを明確に識別できることから、本装置がUO₂の融点測定に適用できることを確認した(Fig. 5.1.8参照)。

成 果

ペレット融点測定装置を用いて高融点材料の融点測定が行えることから、高燃焼度における軽水炉燃料の融点降下の影響、TMIデブリの溶融過程の挙動解析に必要なデータを提供することが可能となる。また、仏国カダラッシュ研究所依頼の未照射セラミック(ZrO₂)サンプルの融点測定を計画している。

平成5年度は装置本体部及び試料調整部のセル内設置を行い本装置に係わる整備を完了する。その後、未照射燃料を用いたモックアップ試験を行い溶融過程における温度データの取得、及び照射済UO₂燃料の比較データを取得する計画である。また、試料調製としてタングステンカプセル溶接技術も併せて確立する計画である。

5.1.4 イオンマイクロアナライザの全体設計

概要

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、マイクロ領域における定性・定量分析が必要とされている。燃料試験施設では、高燃焼度燃料に特異的に生じる照射挙動、即ち、ペレット周辺リム部からのFPガス放出、PCI（ペレット被覆管相互作用）、燃料内部の化学的变化（U₄O₉の生成、腐食性FPの蓄積）、被覆管酸化膜の増加に伴う水素化物の偏析等を解明するために、燃料ペレット及び被覆管にイオンビームを照射し、放出される2次イオンを質量分析することにより固体表面微小領域の化学種分析、同位体分

析等を行えるイオンマイクロアナライザ（以下、IMAという。）の開発に着手した。

IMAの開発は、平成4年度に装置全体の全体設計を行い、平成5年度にビーム系の設計・製作を行い、平成6年度に試料系、真空系、検出系（2次電子検出部）、制御系（2次イオン検出部に係わる制御を除く）の設計・製作を行い、平成7年度に検出系（2次イオン検出部）、制御系（2次イオン検出部）、データ処理系の設計・製作を行いコールド試験装置として完成させ、平成8年度に放射性物質を取り扱うための付帯設備として遮蔽体、試料移送容器等を設計・製作し、前期までに製作した機器と併せてホット実験室に本設置を行い、遠隔操作型IMAを完成させる計画である。平成4年度は、遠隔操作型IMAの詳細設計・製作を行うための全体的な概念設計を行った。

全体設計の内容

IMAは、放射性試料を取り扱うため、IMA本体を遮蔽体で覆う構造となる。このため、試料搬送、分析条件設定等、全ての操作を遠隔化すると共に、操作性、メンテナンス性等の面からの検討が必要となる。IMA全体設計で行った検討内容を以下に記述する。

(1) 装置各構成部の設計

IMAは、IMA本体、制御系、データ処理系、付帯設備としての遮蔽体及び試料移送容器から構成される。

IMA本体は、イオン銃、電子銃から成るビーム系、試料ホルダ、試料トランスファロッド、試料ステージから成る試料系、2次イオン質量分析計及び2次電子検出器から成る検出系、真空チャンバ、真空ポンプ等から成る真空排気系により構成される。IMA本体の概念図をFig. 5.1.11に示す。ビーム系のイオン銃は、試料表面に1次イオンを照射するためのもので、金属FP、超ウラン元素等の電気陽性元素分析のためのガスイオン銃、酸素等の電気陰性元素の分析のためのセシウムイオン銃を使用し、分析目的により使い分ける。また、電子銃は、絶縁物試料の電荷中和と2次電子像観察に使用する。試料ホルダは、樹脂埋め込みした燃料ペレット試料を収納するもので、試料の高さが変わっても試料表面を一定の高さに保つことができるように上面規制型とした。また、試料の固定方法として、ホルダ本体と上蓋とが一体型及び上蓋が脱着式である2種類の試料ホルダの案を検討した。これらは、取扱い、製作の容易さ等を考慮して今後も検討を加えていくこととした。試料トランスファロッドは、試料エントリチャンバと分析チャンバ間の試料ホルダの移動に使用し、試料ステージは、試料面の全面スキャンを可能とする直進、回転及び試料傾斜機構を持つ。これらは、遠隔操作を可能とするためモータ駆動とした。2次イオン質量分析計は、操作が容易でコンパクトな四重極質量分析器とし、試料からの放射線の影響を低減するために分析器内部に重金属材料を付加することとした。質量レンジは超ウラン元素分析を可能とする1~450amu、高質量分解能分析のできる1~250amuで切り換えを可能とした。2次電子検出器は、試料表面観察及び分析点の位置決めに使用する。真空チャンバは、試料移送容器より試料が導入される試料エントリチャンバと分析用のメインチャンバの2室構造で、両者間はゲートバルブで遮断する。試料エントリチャンバとイオン銃の真空ポンプはターボ分子ポンプ及びロータリーポンプを使用し、メインチャンバはイオンポンプにチタンサブリメーションポンプを併用して超高真空度(3×10^{-8} Pa)を得ることができる。ビーム系、試料系、検出系、真空排気系を制御する制御系と分析データの処理・出力、試料

及び分析位置の移動制御を行うデータ処理系は、遮蔽体の外側に設置し、全て遠隔で操作できることとした。

遮蔽体は、I MA分析中における作業者の被曝線量当量を低減する目的として、I MAの性能・機能を損なわないように操作性・保守性を考慮して設計した。遮蔽体は、I MA本体を外部から覆う構造とした。遮蔽板は構造物としての強度と放射性物質の汚染除去作業性を考慮して、鉛を鉄鋼材とステンレス鋼材で挟み込む構造とした。遮蔽体には点検・修理時の作業性を考慮して、遮蔽体の前後2面に観音開き式の扉、天井面にハッチ式遮蔽板を2箇所設けた。試料移送容器は、試料調製を行うホットセルとI MA間の試料移動に使用する。容器本体はステンレス鋼ライニング鉛鑄造構造とした。

(2) 試料移動と動作

試料移送容器とI MA本体間の距離は約1.5mで、その間の試料受け渡しを試料移送容器の試料ハンドリングユニット（トンク）を使って行った場合、自重によるたわみが生じ、試料受け渡し位置の再現性を保つことが難しい。したがって、試料の受け渡し位置精度を上げるために圧空制御による搬送機構を備えた独立した受け渡し機構ユニットを遮蔽体内に設置することとし、試料移送容器側の試料ハンドリングユニットによる試料の受け渡し距離を短くした。

I MA本体は遮蔽体で覆われるため、遮蔽体内の試料受け渡し動作状態の確認用としてTVカメラを遮蔽体内に複数台設置することとした。

(3) 安全設計

安全設計では、放射線遮蔽及び被曝管理、放射性廃棄物の放出管理、地震に対する安全性について検討した。

I MA本体を覆う遮蔽体及び試料移送容器の線量当量評価として、各々の表面線量当量率を計算し、人の常時立ち入る区域の線量当量限度の $20\mu\text{Sv}/\text{時}$ 以下となることを確認した。評価計算では、I MAの使用上で最大放射能を持つMOX燃料（1.32TBq、燃焼度56GWd/t、Pu富化度5%、冷却日数90日）を線源とし、線源強度を計算コードORIGEN2、各評価点での線量当量を次元輸送計算コードANISNを使用した。

I MA測定試料は金相試験後のものを使用するため、I MA測定により新たに発生する液体及び固体廃棄物はない。したがって、発生する廃棄物は試料表面からイオンスパッタにより放出される気体廃棄物のみである。I MAの真空排気系を既設の排気系統に接続することにより、気体廃棄物はフィルタ装置を通り排気口から放出される。この排気口濃度はI MAの最大能力で試験した場合でも十分低く、また、事故等によりイオンスパッタ量の急激な増加は想定されないため、発生する気体廃棄物は現行の核燃料使用施設の許可範囲内で十分管理できることを確認した。

(4) 設置

I MAの設置予定場所をホット実験室とし、各機器の全体配置について検討した。実験室の設置スペース、天井までの高さを考慮すると遮蔽体の外側からボックスで覆って負圧を維持する方法はかなり困難となる。そのため、構造は複雑になるが遮蔽体自体を気密構造とし負圧維持させる方法として全体の配置を検討した。

I MA本体、遮蔽体、制御系及びデータ処理系は、耐震Bクラス（水平震度0.36G）の地震力に耐える強度を有するものとし、設置に関して各機器の転倒モーメントの評価を行い、転倒

するものについてはアンカーボルトにより転倒防止し、転倒しないものについては移動防止の措置を施すこととした。

ホット実験室におけるIMA全体の配置をFig. 5. 1. 12に示す。

成果

全体設計では、放射性試料を取り扱うことのできるIMAをホット実験室へ設置するための必要な条件、機器の構造・配置について検討を行った。IMAは、作業員への被ばくを最小限に抑えるために装置本体を遮蔽体で覆う構造とし、試料の取扱い及び分析操作を全て遮蔽体外から遠隔操作できるように設計した。また、安全設計での評価では、IMAの設置に対する安全性が確保されることを確認した。以上より、遠隔操作型IMAの設計・製作を行うための全体的な概念設計としてまとめることができた。

IMAでは微小領域の同位体分析が可能であることから、高燃焼度の燃料ペレットにおけるUやFP核種の燃料内移行分布や燃焼度分布等の分析が可能となる。今後は、本全体設計に基づき、開発計画にしたがって遠隔操作型IMAの設計・製作を行う予定である。

5.2 実用燃料試験課

燃料試験施設では、実用燃料の照射後試験によって燃料の健全性及び安全性に関するデータの取得を行っている。実用燃料試験課では最近の燃料開発の動向が、より高い燃焼度をめざした燃料へと変わりつつある事に対応するため高燃焼度燃料の照射後試験に係わる技術開発を進めている。

5.2.1 パンクチャー試験装置の改良

(1) 目的

パンクチャー試験は、照射済燃料のF、Pガス放出挙動等を把握するために実施するもので、全長約4mの実用燃料棒等の上端に小さな穴をあけ、燃料棒内のガス圧力・ガス量・自由容積の測定及びガス成分分析用サンプルの捕集を行っている。しかし、燃焼度が30GWd/tを越えるような高燃焼度燃料等の場合は、燃料被覆管のクリープダウン、燃料ペレットのスウェリング等のPCIにより燃料棒内部のペレット-被覆管ギャップが減少する。この状態でパンクチャー試験を行なうと燃料棒下部に蓄積したF、Pガスが燃料棒上部に到達するまでの時間が増加し、圧力変化の勾配がなだらかになるとともに、燃料棒及び測定系内のガスが、周囲の温度変化による影響を受けて圧力が平衡状態に達したかどうかの判断が困難となり、データの信頼性が低下する。燃料試験施設ではこれら高燃焼度燃料に対応するため、パンクチャー試験装置の改良を行った。

Fig. 5. 2. 1に改良したパンクチャー試験装置の全体構成図を示す。

(2) 改良の概要

①パンクチャーヘッドの更新

今回製作したパンクチャーヘッドは、燃料棒内部の状態に影響されることなく燃料棒内圧力を測定することができ、従来法で得られるデータとの整合、検証を行ない信頼性を確認することを

目的に開発されたものである。装置は、穿孔時に燃料棒内の F、P ガス流出を極力抑えるため、パンクチャーヘッド内の自由容積を大幅に減少させ（従来の約1/800）、燃料棒内圧力を直接測定するためのセンサーをパンクチャーヘッドに付加した。このパンクチャーヘッドを燃料棒上端に装着して穿孔することで、パンクチャーヘッドに取り付けられた圧力センサーが燃料棒内圧力を直接感知して表示するものである。

主な装置仕様を下記に示す。

・パンクチャーヘッド内自由容積	0.5 cc
・許容圧力	10 MPa
・圧力センサー	10 MPa（フルスケール）
・精度	10 MPa \pm 0.5%

また、パンクチャーヘッドの改良により、測定系全体の自由容積が減少され、従来法によるパンクチャー試験データの精度向上も図られている。

Fig. 5.2.2 にパンクチャーヘッドの詳細を示す。

②データ処理装置の開発

今回導入したデータ処理装置は、測定系内に拡散された F、P ガスの圧力変化をグラフ化して画面上に表示し、圧力の経時変化をリアルタイムで詳細に観察できるようにしたほか、測定時間の伸長による周囲の温度変化に伴う圧力測定の誤差を抑制するための温度補正を行っている。また、パンクチャー試験の全工程を20のステージに分割し、工程ごとに作業手順を図解した画面を出力してバルブ類の誤操作、作業の見落とし等のトラブル防止を図った。

Fig. 5.2.3 にデータ処理装置構成図を、Fig. 5.2.4に圧力測定時における温度補正例を示す。

(3) 成果

パンクチャー試験装置の改良を行ったことにより、下記の成果が得られた。

①燃料棒内圧力を直接的に読み取れるようになったことで、今まで実施できなかった従来法によるパンクチャー試験データとの比較、検証が可能となり、試験データの信頼性が大幅に向上した。

②圧力の経時変化を詳細に観測できるため、圧力が平衡状態に達したかどうかの判断が明確に行えるようになり、圧力読み取り精度が向上するとともに、圧力読み取りに関する個人誤差が解消できるようになった。また、圧力測定時に温度補正を行ったことで、周囲の温度変化による影響を軽減することができるようになった。

5.2.2 バースト試験装置の改良

(1) 目的

バースト試験装置は、 β γコンクリートNo.4セル内に設置され、照射済燃料被覆管の内圧破裂試験に使用される。内圧破裂試験は当施設の運転開始以来、ほとんどの照射後試験において試験の要求があり実施してきた。これまでの装置は、加圧媒体がアルゴンガスであったため試料破裂時に試料への衝撃が大きく、伸び測定を実施するための破裂部の周長測定等に影響をおよぼして

きた。

このため装置改良は、加圧媒体を液体とする構造を主目的に加圧器および試料チャック部等の改良整備を行った。

(2) バースト試験装置の概要

バースト試験装置の概略をFig. 5.2.5 に、主要性能をTable 5.2.1 に示す。

本試験装置の主要構成及び概略仕様は以下の通りである。

① 試料チャック部

試料チャック部は、試験試料を加圧部に接続するためのものであり、試料に高圧が加わるため、圧力の漏れが無いように電動による4方爪を使用して締めつける特殊な構造である。

② 加圧部

加圧部は試料チャック部に取り付けた試験試料に、設定された昇圧速度により内圧を加えるものであり、操作室側に設置した加圧器および圧力増幅器により、49MPa・Gまで昇圧させ、配管で接続されたセル内の圧力変換器により、最高196MPa・Gまで昇圧される構造である。

圧力検出器は、試料に加えた圧力を測定するために試料チャック部直下及び、加圧器の出力を確認するために圧力増幅器の2次側に設置している。また、異常加圧に対する安全装置は、試料圧力196~206MPa・G以下で加圧器が停止する安全系統及び206MPa・Gを越える圧力のときは226MPa・G以下で圧力逃がし弁が作動して圧力上昇を抑える安全系統を有している。

③ 加熱炉部

加熱炉部は、高温内圧破裂試験を行うために、試料を加熱するものであり、加熱方法は上下2台の電気ヒーターによる間接加熱方式である。また、加熱炉部全体が保温の役割も兼ねており、加熱時には加熱炉内部を不活性ガスで置換できる構造となっている。

④ 制御部

制御盤は、試料チャック部、加熱炉部、加圧部、各種バルブの操作、試料圧力、温度監視及びデータレコーダに記録ができる。また、シーケンサにより試料チャック部に取り付けられた試料に加圧媒体を満たす試験準備及び内圧破裂試験が自動的に表示、監視することができる。

⑤ データ処理部

データ処理部はパソコン、CRT、プリンタ及びプロッタで構成され、データレコーダで記録した試料圧力、温度を処理プログラムにより図表化できる。

(3) 性能確認試験

装置の性能確認試験は、未照射燃料被覆管を用いた内圧破裂試験、耐圧試験及び昇圧速度試験について実施した。

① 耐圧試験

耐圧試験は最高使用圧力(196MPa・G)の1.3倍(255MPa・G)を高圧系に加圧し、装置各部

に漏れ、膨れ等の異常が無いことを目視により確認した。試験の結果、各部に異常は見られなかった。

②昇圧速度試験

昇圧速度試験は、速度設定範囲の最低速度 (9.8MPa・G/min)、最高速度 (29MPa・G/min) および常用速度 (14MPa・G/min) の3条件の昇圧速度について、177MPa・G まで求めた。試験の結果、3条件の速度とも設定速度に対して誤差は±0.98MPa・G/min 以内であった。

③総合性能確認試験

総合性能確認試験として、未照射燃料被覆管試料 (φ9.5×L150mm) により、常温及び高温の内圧破裂試験を行った。試験条件及び破裂圧力をTable 5.2.2 に示す。また、試料の組立図をFig. 5.2.6 に示す。

試験の結果、改良前のガス加圧媒体の試験結果と同等の破裂圧力であり、破裂部の形状も破片等の欠け落ちがなく、伸び測定を実施することが可能な形状であった。

試験後の試料外観写真をFig. 5.2.7 に示す。

(4) 成果

バースト試験装置の改良は、当初計画した性能を充分有するとともに、改良前には困難であった伸び率測定のための破裂部周長測定も、破裂時の試料に与える衝撃が小さく、容易に行えるような形状となった。

今後、未照射燃料被覆管によるモックアップ試験を継続して行い、中子の形状、加圧媒体の取扱い方法等のデータを収集し、照射済燃料被覆管によるモックアップ試験を行う予定である。

5.2.3 燃料の開気孔率測定装置の開発

本装置の(1) 開発目的、(2) 装置の詳細(測定原理、装置の構成及び仕様)等については、平成3年度年報(JAERI-M 92-199 ホット試験室施設の運転と技術開発)で既に報告しており、今回の報告は、本装置による燃料の開気孔率測定について報告する。

(1) 開気孔率

開気孔率については、幾つかの定義の仕方があるが、実用燃料試験課では現在、①の定義式を採用して測定算出している。

$$P_o = V_o / V_{HG} \text{ ①}$$

ここで、 P_o : 開気効率

V_o : 開気孔 ($V_o = V_{HG} - V_L$ [cm³])

V_{HG} : 水銀ピクノメータ法によって測定した試料の体積 [cm³]

V_L : 液浸法で測定算出した試料の体積 [cm³] ($V_L = W / D_L$)

D_L : 液浸法で測定算出した試料の密度 [g/cm³]

W : 試料の質量 [g]

(2) 開気孔率の測定と測定精度

開気孔率測定装置は水銀の表面張力により、試料表面の開気孔に水銀が浸入しない性質を利用したもので、水銀中に試料をいれ、一定圧力を加えたときの試料の体積を測定する装置であるが、同一試料を繰り返し測定すると測定値にバラツキがでる。

この測定値のバラツキは、水銀圧、温度等の変化及び、その他の要因によって起こるものと考えられる。従って、測定値のバラツキは同一試料を繰り返し測定し、統計的に処理する必要がある。

しかしながら、試料によっては最初の1回の測定で試料表面に水銀が付着し再度の測定が不可能となり、同一試料についての繰り返し測定が出来なくなる場合がある。

このような試料に対しては、試料測定の前後に試料にできるだけ近い密度及び体積をもち、開気孔が0とみなし得る標準試料を用いて、開気孔率測定装置で体積を繰り返し測定し、統計処理を行って測定精度及び測定限界を求める必要がある。

開気孔率測定装置で測定した標準試料の体積を V_{SHG} とし、 V_{SHG} を繰り返し N 回測定して V_{SHG} の標準偏差 S （母数 $(N-1)$ としたときの標準偏差）を求め、 $\pm 2S$ を開気孔率測定装置の体積測定誤差とする。

液浸法で測定した試料体積 V_L の測定誤差は、開気孔率測定装置（水銀ピメータ法）で測定した試料体積 V_{HG} の測定誤差に比べて無視できるので、開気孔率測定限界及び開気孔率測定精度は下記の式で求めることが出来る。

$$\text{開気孔率測定限界} = 2S / (V_{HG} + 2S)$$

$$\text{開気孔率測定精度} = \pm 2S / (V_{HG} \pm 2S)$$

(3) 成果

Ni球 0.400 cm^3 の標準試料を用いて測定した結果、開気孔率測定装置の体積測定誤差、開気孔率測定限界、及び開気孔率測定精度について、下記の値を得た。

体積測定誤差	約 $\pm 6.0 \times 10^{-3} \text{ cm}^3$
開気孔率測定限界	約 1.5 %
開気孔率測定精度	約 ± 1.5 %

今回測定した標準試料は出来るだけ測定試料に近い条件のものとして体積 0.400 cm^3 のNi球を用いたが、 $2S$ が試料体積に係わらずほぼ一定であれば、試料体積を大きくすれば開気孔率測定精度は向上する。

従って、体積の異なる標準試料について測定を行って、試料体積と $2S$ との関係を調べる必要があるが、実際には照射後試料ピンからの試料採取には制限があり、燃料ペレット1個程度を測定試料体積の目安としている。

5.2.4 画像データベースの開発

(1) 目的

燃料試験施設では多岐にわたる照射後試験が実施されており、すでに膨大な試験データが蓄積されている。これらのデータの有効利用を図り、今後の照射後試験の参考となり得るようデータベース化する事が必要である。特に金相写真等の画像データはファイルから目的の写真を検索する作業や、他のデータとの比較検討を行うことは時間を要する。

実用燃料試験課では将来のデータベース化をめざし、ほとんどのデータをA4サイズに規格化する作業を行ってきた。調査の結果燃料集合体1体の照射後試験によって採取されるデータ量はA4サイズで約1000枚になる。そのためこれらの現状をふまえた適切なデータベースを開発すべく仕様検討並びに装置の導入を開始した。

(2) 概要

画像データベースの開発にあたり、以下に示す事項を基本概念とした。

・過去のデータの有効利用

データベース構築作業で大きな問題となることは、これまで採取されてきたデータの入力作業である。通常データ採取を開始した時点から、データベース化を始めるまでにはかなりの時間が経過しており、すでに膨大な量のデータが採取・蓄積されている。このデータを入力し利用するためには、多くの時間と経費が必要となる。今回のデータベースは、すべてのデータを画像データとして入力できる仕様とし、キーによる数値データの入力を行わない仕様として、過去のデータの入力時間の短縮を図った。

・データの守秘義務

燃料試験施設で実施される照射後試験の多くは受託試験であるため、採取されたデータには守秘義務がある。このためデータベースは限られた者のみが利用出来る様なシステムとすることが必要である。従って、データベースファイルの追加・変更は管理されたホストコンピュータにより行えるものとする。またデータの閲覧・検索はいくつかの端末装置からID入力後行えるシステムとする。

・検索の簡便化

データ検索が容易に行える検索ソフトを導入し、検索時間をできるだけ短くする。

・予算の低減化

一体型のデータベース装置として市販されているものは現在のところごく限られており、高価なものである。予算の低減化のためには、目的の仕様を満足する装置をいくつか組み合わせて利用する必要がある。

(3) 装置構成及び仕様

上記の概念に沿ったデータベース構築のため、市販の装置の仕様検討並びに一部導入を行い、データベース化の基礎技術の習熟を行った。今年度はデータ入力装置及び記憶装置を購入した。データ処理用のパソコンは、既設のものを使用した。装置構成及びその仕様を以下に示す。また構成図をFig 5.2.8 に示す。

1) データ入力装置

エプソン製 イメージスキャナ (GT-8000)

原稿サイズ : A 4 版

有効画素 : 3400 X 4680

入力解像度 : 400 DPI

出力解像度 : 50 DPI ~ 800 DPI 可変

2) データ処理部

・NEC製 PC-9801 EX4

CPU : 80286(12MHz)

メモリー : 6 MBytes

・Digital Arts製 フレームバッファ (HyPER-FRAME+)

・Digital Arts製 画像圧縮ボード (HyPER-PRESS³)

3) データ記憶部

SONY製 MOディスク(RM0-S550)

記憶容量 : 650Mbytes

平均シーク時間 : 10 ms

(4) 成果

本年度は、上記装置による画像データ入力テスト及び解像度のチェック等データベースとしての基本性能の確認を行った。通常画像データを磁気ディスクに記憶する場合A 4版1枚で約 1Mbytesが必要となる。前述の様に集合体1体あたり1000枚のデータが採取されるためデータ記憶容量としては 1Gbytesが必要である。そこで画像データ容量をなるべく小さくする様に画像圧縮ボードを導入した、これによりデータ容量は1/2(0.5Mbytes/枚)となった。データ記憶媒体には光磁気ディスクを用い、集合体毎に分類し整理できる様な仕様とした。

入力部の画像読みとり時間は、1枚約10 Sec程度であり解像度もCRT上で写真データを確認する上で十分なものである事が確認できた。しかし、データベースの基本となる検索ソフトは、フレームバッファの付属ソフトを用いたため画像サイズに制限があり、使い勝手に問題が生じた。

画像データが扱えるデータベース専用ソフトは、現時点では本数が少ないためさらに調査を進め、より良いソフトに移行する必要がある。今後は検索によって確認されたデータを出力するため、プリンターの整備を進める予定である。

5.3 WASTEF課

5.3.1 高レベル放射性廃棄物ガラス固化体の組成分析 — ⁹⁰Srの放射能分析 —

高レベル放射性廃棄物ガラス固化体中には、FP、アクチノイド核種が多量にふくまれる。これら核種の含有量を正確に測定することは、固化体の性能を調べる各種試験の基礎データとして欠かせない。WASTEFでは、これまでにガラス組成分析法及び主要な放射性核種の分析法の検討を進めてきたが、本報告ではガラス固化体中の⁹⁰Sr分析法の検討結果を紹介する。

(1) 分析法概要

^{90}Sr はベータ線のみを放出する核種であるため、この核種を放射線測定器で定量分析するには、事前にかなり複雑な化学分離操作を行って、他の放射性核種を化学的に除くことが要求される。これまでに開発されてきた低レベル放射性廃棄物中の ^{90}Sr 分析法が、ガラス固化体中の ^{90}Sr 分析にも応用できることが、予備試験の結果から判った。

本分析法の概要をFig. 5.3.1に示す。まず、ガラス固化体試料を酸分解（フッ化水素酸+過塩素酸）した溶液試料を水酸化物及び炭酸塩の沈殿ろ過により、ろ液側に行くアルカリ金属元素とAlを分離除去する。その後、沈殿を溶解し、ストロンチウム等をシュウ酸塩として分離回収する。次に、その沈殿を灰化後、塩酸で溶解し、鉄スカベンジング及びバリウムスカベンジング操作により残っているFe, Co, Mn, Ba, 希土類元素等を除去する。この溶液を2週間放置した後、生成した ^{90}Y をミルクして、その放射能を測定して、試料中の ^{90}Sr の放射能濃度を決定する。

(2) 分析操作

〔試料前処理操作〕

まず、ガラス固化体の酸分解試料溶液にSr及びCaの担体を加える。その後、アンモニア水の添加によって溶液のpHを10以上に調製し、水酸化物の沈殿を生成させ、ろ過する。ろ液に炭酸アンモニウム溶液を加え、80℃で1時間加熱する。生成した炭酸塩（ SrCO_3 , CaCO_3 等）の沈殿をろ過して分離後、沈殿を塩酸で溶解する。この操作で、Na, Cs等のアルカリ金属元素及びAlがろ液として除去できる。この溶解液にシュウ酸溶液を加え、アンモニア水を用いてpHを1に調製し、生成した希土類元素の沈殿をろ過によって取り除く。次に、ろ液のpHを4~4.5に調製し、Sr, Ca等のシュウ酸塩沈殿を生成させ、煮沸後、ろ過により分離する。沈殿物はろ紙ごと灰化、硝酸で溶解して、前処理済試料とする。（Fig. 5.3.2参照）

〔鉄スカベンジング操作〕

前処理済試料（第2回鉄スカベンジング操作ではバリウムスカベンジング済試料）にFe担体を加え、煮沸後、アンモニア水を徐々に添加し、水酸化鉄を沈殿させる。ろ過により沈殿を除去し、ろ液を硝酸にてpH4以下に調製する。これにアンモニア水と炭酸アンモニウム溶液を加え、煮沸後、ろ過により沈殿を回収する。この沈殿物を塩酸で溶解し、鉄スカベンジング終了試料とする。（Fig. 5.3.3参照）

なお、第2回鉄スカベンジング終了試料については、試料中のSr濃度をICP発光分光分析装置により定量し、担体添加量との関係からSrの回収率を求める。

〔バリウムスカベンジング操作〕

第1回鉄スカベンジング済溶液試料にBa担体を添加後、酢酸と酢酸アンモニウム溶液を加える。アンモニア水でpHを5~5.5に調製し、煮沸後、クロム酸カリウムを加えて、再び煮沸する。生成した沈殿をろ過により取り除き、ろ液にアンモニア水と炭酸アンモニウム溶液を加えて、煮沸後、ろ過して生成沈殿を回収する。この沈殿物を塩酸で溶解し、バリウムスカベンジング終了試料とする。（Fig. 5.3.4参照）

〔イットリウム分離（ミルク）操作〕

第2回鉄スカベンジング済試料を2週間放置後、Y担体を加え、アンモニア水でpH9に調製

し、水酸化物の沈殿を生成させる。この時刻をミルクング時刻とする。その後、過酸化水素水を数滴加え、煮沸し、ろ過により沈殿を回収する。この沈殿物を塩酸で溶解し、Sr担体を添加後、上の操作を繰り返す、 ^{90}Sr の残存量を少なくする。沈殿物の溶解液を煮沸後、シュウ酸溶液を加え、アンモニア水でpHを1に調製し、再び煮沸する。これをろ過し、沈殿をろ紙ごと試料皿に移し、赤外線ランプで乾燥後、コロジオン・エタノール溶液を滴下、再度乾燥する。これを ^{90}Y の放射能測定試料とする。(Fig.5.3.5参照)

〔放射能測定〕

上記の操作により、 ^{90}Y のみに分離精製した放射能測定試料を2 π ガスフロー型比例計数管で測定する。1週間程度の期間、定期的に測定を行い崩壊曲線を作成して、計測している β 線が ^{90}Y のもの(半減期:64.1時間)であることを確認する。測定後の試料は灰化して、秤量する。この重量と添加担体量とからYの回収率を求める。測定試料の計数率と放射能測定までの経過時間とYの回収率とから、ミルクング時における ^{90}Y の放射能を求め、これとSr担体の回収率から試料中の ^{90}Sr の放射能濃度を算出する。

Table 5.3.1 シミュレーションのパラメータ

測定対象核種及び γ 線エネルギー	^{137}Cs の662KeV
γ 線吸収補正法	Sorensonの方法
重畳積分で用いるフィルタ	Shepp & Logan
投影データの内挿方法	直線補間

5.3.2 固化ガラス内放射能濃度分布のCT画像に与える投影データ収集条件の研究

(1) はじめに

WASTEFでは、浸出試験及び揮発試験に用いる固化ガラス試料の放射能濃度分布(CT画像)を評価するため、エミッションCT装置¹⁾を1984年に開発した。CT画像は投影データ収集条件、 γ 線吸収補正法、コンボリューション(重畳積分)で用いるフィルタの種類、画像再構成アルゴリズム等で変化する。WASTEFのCT装置では画像再構成アルゴリズムにフィルタ逆投影法²⁾が採用されており、これまでに γ 線吸収補正にSorensonの方法、フィルタにShepp&Loganの関数を用いることが最適なが分かっている¹⁾。今回、未解決であった投影データ収集条件がCT画像にどのような影響を与えるのか計算でシミュレーションを行った。

(2) 計算

1) パラメータ

WASTEFのCT装置の諸性能を参考に、次のように計算パラメータを決定した。ここで下線を施した数値は、他のパラメータの影響を調べる時の設定値である。

Fig. 5.3.6に投影データ収集時におけるスキニング方法およびX軸のサンプリング間隔、回転角度及びコリメータの広がりについて示す。

- ①測定対象 : 直径 8 cm の ^{137}Cs 含有固化ガラス
 ②X軸のサンプリング間隔 : 1, 2, 3, 5 mm
 ③回転角度 : 1, 5, 10度ステップで360度収集
 ④コリメータの広がり (固化ガラス中央における測定領域の幅)
 : 1, 3, 5, 7, 9 mm
 ⑤投影データの最大カウント (固化ガラスが並進移動をしてその中心軸が検出器の中心軸を横切る位置にきた時に測定されるカウント)
 : $10^2 \sim 10^8$ カウント

投影データの各測定点で計測される γ 線のカウントMは、標準偏差 $\sigma = \sqrt{M}$ のガウス分布則に従う。この統計的変動がCT画像にノイズを与える³⁾。今回、統計的変動を伴う測定データを平均値 μ 、標準偏差 σ の正規乱数 $P(\mu, \sigma)$ を生成させて求めた。

その他のパラメータをTable 5.3.1にまとめて示す。

2) シミュレーション

CT画像に与える投影データ収集条件の評価のために、CT画像シミュレーションプログラムを作成した。画像再構成アルゴリズムは、WASTEFのCT装置で用いられているものと同じフィルタ逆投影法である。統計的変動を伴った投影データは γ 線の吸収補正をされた後、フィルタがコンボリューションされる。その後、逆投影法によってCT画像に再構成される。

(3) 結果及び考察

CT画像に与える投影データ収集時のX軸サンプリング間隔の影響をFig. 5.3.7に示す。サンプリング間隔が大きくなるに従ってエッジ周辺のデータがばらつき、ガラスの内側及び外側にリング状のアーチファクト (偽像) が生じている。これは、投影データをCT座標に逆投影する過程でデータの内挿処理を行うため、値が急激に変化するような場所で内挿の誤差が生じることによる⁴⁾。特にサンプリング間隔が大きくなるとその誤差も大きくなる。

その他、シミュレーション計算から次のことが確認された。試料の回転角度はCT画像に与える影響は小さい。コリメータの広がりが大きいとCT画像にぼけが生じるが、小さすぎるとエッジが強調される。放射線測定 of 統計的変動はCT画像にノイズを発生させる。例えば最大カウントが100の場合、CT画像は全体的にノイズが多く、変動係数は3%であった。

参考文献

- 1) 大塚久雄、田村行人、野村正之、田代晋吾 : JAERI-M 84-067, "ガラス固化体 γ スキャニング装置の開発" (1984)
- 2) 岩井喜典 : "電子工学進歩シリーズ9 CTスキャナー-X線コンピュータ断層撮影装置一" コロナ社 (1979)
- 3) 飯田秀博、佐々木秀勝、井上治、菅野巖、三浦修一、奥山大太郎、上村和夫 : "エミッションCT画像再構成時における統計ノイズおよび空間分解能の評価"、Radioisotopes, 35, 589 (1986)
- 4) 堀場勇夫、岩田彰、山岸信敏、鈴木宣夫 : "ファンビームCTにおける補間法と画質の関係" 電子通信学会論文誌 (D), J68-D, No. 4, 538 (1985)

5.3.3 ガラス固化体作製装置の熔融ルツボ用熱電対の開発

(1) はじめに

No. 2セル内に設置されているガラス固化体作製装置は、廃棄物安全性試験に共する試験用ガラス固化体を作製するものであり、その構成は大きく分けると、抵抗加熱式の熔融ルツボ用電気炉を中心とした熔融系、脱硝・濃縮槽等の前処理系及び高性能フィルタ等のオフガス処理系に大別される。

今回開発を行った本熔融ルツボ用熱電対は、ガラス固化体作製装置の熔融系の一部で、ガラス固化体作製時における蒸発、仮焼、熔融及び徐冷等の各ステップでの熔融ルツボ内の温度コントロールを行うものである。設計に際しては、いくつかの遠隔操作上及び構造上の問題点を考慮したうえ、必要な性能を有するものを開発した。

(2) 概要

熔融ルツボ内の温度は、セル内に設置されている熔融ルツボ用電気炉を縦方向に四分割して四つの加熱ゾーンに分け、熔融ルツボ内の温度コントロールを行っている。また、ガラス固化体作製時における蒸発、仮焼、熔融及び徐冷等の各ステップでの熔融ルツボ内温度は、各ゾーン毎に加熱パターンが違い、昇温範囲は、No. 1及びNo. 2加熱ゾーンが1100℃、No. 3加熱ゾーンが1200℃、No. 4加熱ゾーンが1000℃で、各加熱ゾーン最大1400℃まで可能である。

本熔融ルツボ用熱電対の仕様は、最高使用温度1400℃に耐えられるRシース熱電対（直径1.6mm）を使用し、各加熱ゾーン毎に温度コントロールが可能な様に4本1組にまとめ、シース外面にセラミックコーティングを施したものである。

本熔融ルツボ用熱電対は、セル内に設置されている熔融ルツボから中継ポストを介し、操作室に設置されている制御盤に接続されている。

今回開発を行った部分は、セル内に設置されている熔融ルツボから中継ポストまでのラインである。

遠隔操作上及び構造上の問題点は、次の通りである。

- ① 従来の熱電対は、シース先端から補償導線を介して中継プラグまで一体型で全長が約3mあるため、遠隔操作上取り扱いが困難である。
- ② ガラス固化体作製における作業工程においては、熔融ルツボ用電気ヒータを移動させることがあり、熔融ルツボ内から熱電対を出し入れすることが多く、遠隔操作時にシース部分（直径1.6mm, 最大長さ1050mm）を折損等させる可能性がある。

以上の観点から開発に際しては、次の三つについて改良を行った。

- ① 熱電対部と補償導線部を分離した。
- ② 熱電対部を熔融ルツボ内に挿入したままの状態とした。
- ③ 熱電対部と補償導線部との間に遠隔操作性を考慮した脱着式のコネクタを設けた。

また、コネクタ部の接触抵抗を少なくするため、ピンの材質は、金メッキ仕上げのニッケルを使用した。

上記のことより、熔融ルツボ用熱電対における遠隔操作上及び構造上の問題点を改善した。開発した熱電対の概略をFig. 5.3. 8に、外観をPhoto. 5.3. 1に示す。

(3) 性能試験及び性能試験結果

① 性能試験

a) 絶縁抵抗測定

DC500Vの絶縁抵抗計により、シース部と熱電対端子部との絶縁抵抗を常温において測定した。

b) 浸水試験

シース部を水槽に10時間以上挿入した後、絶縁抵抗試験に準じてシース部と熱電対端子部との絶縁抵抗を測定した。

c) 電気抵抗測定

デジタル回路計により、熱電対の端子間の電気抵抗を常温において測定した。

d) 熱起電力測定

JISに規定された比較法により、試験温度200°C、500°C、800°Cにおいて熱起電力を測定した。

e) 放射線透過試験

X線フィルムにより機器の温接点部を確認した。

f) 接触抵抗測定

コネクタ部を接続した状態で常温において接触抵抗をデジタル回路計により、測定した。

g) コネクタ脱着試験

遠隔操作で脱着が円滑に行えることを確認した。

② 性能試験結果

a) 絶縁抵抗値は、5M Ω 以上であった。

b) 絶縁抵抗値は、浸水前後とも5M Ω 以上であった。

c) 電気抵抗値は、標準抵抗値に対して $\pm 20\%$ 以内であった。

d) 熱起電力は、試験温度200°C、500°Cに対して許容差 $\pm 1.5\%$ 、800°Cに対して $\pm 2.0\%$ であった。

e) 温接点部が確実に接合されており、シース先端と温接点との距離が1.6 mm \sim 3.2mmの範囲内であった。

f) 接触抵抗値は、0.5 m Ω 以下であった。

g) 遠隔操作によるコネクタの脱着が円滑に行えた。

(4) まとめ

前項の性能試験結果から、

① 熱電対部と補償導線部を分離することにより、従来の熱電対の遠隔操作上の問題点であった熔融ルツボ用熱電対の取り扱いがスムーズに行える様になった。

② 熱電対部と補償導線部との間に脱着式のコネクタを設けることにより、従来の熱電対の構造上の問題点であった熔融ルツボ用熱電対の出し入れによる折損等がなくなり、使用寿命が長くなった。

③ 熱電対部と補償導線部を分離しても従来の熱電対の性能と同等の性能が得られた。

5.4 ホットラボ課

5.4.1 照射済破碎燃料回収分級装置の整備

(1) はじめに

ホットラボでは、NSRR でパルス照射した照射済燃料の反応度事故時の挙動を究明するための照射後試験を平成元年度から開始し、これまでに燃料棒の変形、破損、FPの放出などに関する実験の照射後試験を実施してきた。これに引き続き平成5年度からは、JMTRで予備照射してからNSRR の高発熱量実験を行った燃料の照射後試験開始を予定している。高発熱量実験のように過酷な反応度事故条件下での照射燃料は、被覆管破損を生じ、その場合は、被覆管の破損口から冷却材中に噴出した熔融燃料と冷却材の急激な反応により、燃料は微粒子化すると考えられる。破損した燃料の粒子径分布は事故解析のパラメータの一つとされており、放射性物質粒子の移行性並びに環境への放出程度、水蒸気発生量など、重大な反応度事故あるいは炉心損傷事故の進展を評価する上でも極めて重要な要素となっている。このため、高発熱量実験を行った燃料を照射後試験する装置として、「照射済破碎燃料回収分級装置」を整備した。本装置は、高発熱量実験の結果、微粒子化した燃料を実験カプセルから回収し、その粒子径分布を測定するもので、回収・分級の試験操作はホットラボのケープ内で行い、必要に応じてケープへの搬出入が可能な構造とした。

(2) 装置の概要

照射済破碎燃料回収分級装置は、高発熱量実験済の内部カプセルから破碎した燃料を回収する回収装置と、回収した破碎燃料を粒子径毎に篩分する分級装置で構成し、両者を一台の架台に固定してケープ内に設置する。本装置の各種操作は、遮蔽壁を隔てた操作室から遠隔制御する。回収分級装置の主要部の概要を Fig. 5.4.1 に示す。

回収装置は、装置にセットしたカプセル内の燃料の状態を外観検査した後、カプセル内の燃料支持具に上下動の振動を与え、支持具に付着した粒子状などの燃料をカプセル内に収納する。燃料を収納したカプセルは、回転しながら頭部を傾斜し、内部の燃料を冷却水と共に分級装置の篩の最上段に流し込み回収する。回収装置には、洗浄水噴出ノズル付きの洗浄ブラシとカプセル内観察用ボアスコープが設けてあり、噴出洗浄水及びブラシでカプセル内面に付着した微粒子化燃料を効率よく回収し、ボアスコープで回収状況を観察確認する。

分級装置は、主要部を $4000\mu\text{m}$ ～ $20\mu\text{m}$ の8段階の篩で構成し、最上段の最も粗い篩から順次細かな篩へと多段重ねしている。回収装置から最上段の篩に流体（冷却水、洗浄水）と共に回収した燃料は、多段重ねの篩全体に加えられる上下、左右、前後の振動により、粒径の揃った燃料粒子に湿式篩分し分級する。分級を終えた燃料粒子は、各段の篩を順次乾燥用フードに移動して乾燥し、同フード内でその篩の燃料粒子重量を測定する。各段の重量測定結果から、粒径ごとの回収率を算出し、破損した燃料の粒子径分布を求める。

本装置では、燃料粒子回収から、篩分分級までを湿式で、乾燥以後の操作をフード内で行うこととしており、放射能汚染、飛散を極力少なくする構造とした。本装置の本年度の整備状況は、設計検討、製作、ダミーカプセルを使用した観察装置の性能検査等を行っており、装置全体の完成は次年度となる。

5.4.2 高サイクル疲労試験装置の開発

(1) はじめに

高サイクル疲労試験装置は、軽水炉燃料高燃焼度化計画に伴う照射後試験の一貫としてホット試験室が数年前から整備計画を進めてきたもので、本年度後半に当ホットラボ施設冶金Cケーブに設置することが決定されたものである。本装置で採取する疲労試験データは、燃料が原子炉装荷中に受ける出力・圧力変動によって被覆管に累積される疲労を評価するために必要とされているもので、実際の発電炉で照射された割管型試験片を用いて $10^2 \sim 10^7$ オーダのサイクル寿命評価が要求される。

本装置は、開発に係る当初計画では上記疲労試験に加えて割管型試験片及び管状試験片による引張試験等を目的とした高燃焼度被覆管用材料試験装置（試験容量1t）として検討されてきたが、当施設への設置の決定に伴い設備機器の有効利用の観点から一般研究用各種原子炉材料のための引張圧縮汎用型材料試験装置として再検討された。その結果、以下に述べる電気油圧サーボ式疲労試験機を開発することにより、当初計画の高サイクル（高繰り返し速度）疲労試験（100Hz, 約±20 kgf の両振り試験）から従来の標準試験片による一般研究用各種材料試験（最大負荷：0.75 DCT 破壊靱性試験）までを可能とする動的±2t, 静的±3t の汎用機とする見通しが得られた。

本年度は、購入仕様の検討、請求起票を行ったのでその概要について報告する。

なお、本件は、製作メーカーとの間で年度末に契約された。

(2) 試験機の現状と開発の背景

一般に、試験機メーカーは同系統の試験機に対して市販機として様々な荷重容量の機種を揃えており、その試験機で実施する材料試験の種類あるいは試験片に供される材料の種類、寸法形状等によって使用条件に適した機種を提供している。即ち、高精度なデータ取得が要求される試験の場合には、試験項目と試験荷重に見合った試験機を選択整備する必要があり、特に、精緻な制御の要求される疲労試験にあっては従来からこのことが優先されてきた。

一方、ホットセル用試験機の場合には、照射試験片の量的制約により微小試験片から大型試験片までの全ての試験に対して精度の高いデータ取得が要求されているにも拘わらず、多くの場合、設置セル等の設備側制限によって汎用試験機とせざるを得ない状況にあるため、従来からある種の試験に対しては十分な精度を確保するのは極めて困難とされてきた。

上述の状況にあって今回整備する高サイクル疲労試験装置は、高繰り返し速度負荷を可能とするために、所謂、油圧サーボ機構を備えた電気油圧式アクチュエータ方式の試験機が主体となる。従って、この試験機は軸荷重の引張圧縮試験に対して基本的に万能な汎用型材料試験機となるが、更に、汎用性を高めるため一般市販機では不可能とされた低荷重域及び高荷重域での両振り疲労試験を、低サイクル及び高サイクル疲労試験条件下で高精度に可能とする追加仕様が要求される。なお、試験機容量は、動的±2t, 静的±3t が妥当である。

(3) 開発する疲労試験機の特徴

1) 高繰り返し速度試験条件の確保

燃料被覆管の耐久性試験では最高 10^7 オーダの両振り試験が要求されるため、汎用型材料試験機としての効率的運転と実際の運転対応を考慮して、全負荷における最高繰り返し速度は

100Hz（振幅 $\geq 0.1\text{mm}$ ）を目途とした。この仕様は、市販の動的 $\pm 2(\text{t})$ 試験機の性能（過去の実績から35Hz程度）を遙かに越えるものであるが、アクチュエータを制御するサーボ弁としてより制御性の良い小型機用弁を複数個設けることにより可能となる。

また、この制御方式の採用により、低荷重域から高荷重域までの静的、動的引張圧縮試験が、この種の従来機に比べて高精度で可能となる。

2) ホットセル用試験機への対応

ホットセル用試験機として以下を満足したものとする。

- ① セルの窓高さ、マニプレータの操作性等を考慮し、試験機の芯（試験片セット位置）は床から約1300mmを目途とする。この位置で、クロスヘッドの移動なしに、疲労、引張、圧縮、破壊靱性等々の標準試験片試験を可能とする。
- ② 十分な剛性確保のためフレーム及び荷重軸は、各々動的10(t)及び5(t)用を使用する。
- ③ 万一のアクチュエータの制御逸脱等に伴う試験治具の突き上げを回避するため、電気的安全回路ROM及び機械的ストッパを備える。
- ④ 低サイクル疲労試験の既存技術では試験片直径は $\phi 6\text{mm}$ を下限と規定（JWES, etc.）しているが照射後試験ではキャプセル照射や試験機容量の制限から $\phi 4\text{mm}$ が妥当と考えられるため、 $\phi 4\text{mm}$ 、平行部長さ8mm、全長44mmのボタンヘッド型試験片の歪み制御両振り試験（GL 6mm）が可能なものとする。
- ⑤ 本機は、設置セル（冶金Cケープ）の特殊性から常設機とせず、必要に応じて、当該セルへ設置し使用されるため、セル内で軸芯調整が容易に行える機構を設けたものとする。
- ⑥ ロードセルは、フルレンジ用（動的 $\pm 2\text{tf}$ ）及び200kgf用を持ち、必要に応じて後者をタンデムに接続する。
- ⑦ 試験機は基本的にASTM規格 E466 及び E606 を満足したものとする。

(4) 高サイクル疲労試験装置の仕様概要

今回開発する疲労試験装置の仕様を使用の観点からまとめると以下のとおりである。

- 1) 試験荷重容量 : 動的 $\pm 2 \text{ tf}$, 静的 $\pm 3 \text{ tf}$
- 2) 試験雰囲気 : 大気中
但し、恒温槽内に窒素ガスが導入でき、常時パージさせながらの試験が可能である。
- 3) 試験可能温度範囲（恒温槽性能）
: $-140 \sim 450 \text{ }^\circ\text{C}$
- 4) 恒温槽強制冷却・加熱機能
: 試験後の恒温槽内部をプログラム制御により強制的に冷却（または加熱）して可能な限り早く所定温度まで戻す機能
- 5) 運転制御・データ処理方式
: デジタル制御パソコン処理
- 6) 可能な材料試験項目
: 次表の試験について試験治具及びソフトを整備する。

試験区分	試験項目	標準試験片形状	備考
短時間機械特性試験	静的引張試験*1	<ul style="list-style-type: none"> ・ $\phi 4 \times 55$、掴み部 $\phi 8$ ・ 被覆管割管 $2 \times 0.725t$ ・ 被覆管 $\phi 11 \times 155L$ 	<ul style="list-style-type: none"> ・ BH引っ掛け方式 ・ ピン引っ掛け ・ wedge action型 Vチャック付き
	静的三点曲げ*2	・ $10 \times 10 \times 55L$	ローラ径 $\phi 10$
	破壊靱性試験*3 (J_{1c} 試験) (300°C 以下)	<ul style="list-style-type: none"> ・ 0.4 DCT ・ 0.5 DCT ・ 0.63DCT 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 試験治具電気絶縁処理 (電位差法試験可能) ・ ASTM E813-81及び89で処理可能
耐久試験	低サイクル疲労 (両振り試験)	<ul style="list-style-type: none"> ・ 被覆管割管 $2 \times 0.725t$ ・ $\phi 4$ ボタンヘッド (GL 6mm, 平行部 8mm) 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 荷重制御試験 ・ 歪み制御試験 (300°C以下)
	高サイクル疲労 (両振り試験)	<ul style="list-style-type: none"> ・ 被覆管割管 $2 \times 0.725t$ ・ $\phi 4$ ボタンヘッド(BH) (GL 6mm, 平行部 8mm) 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 荷重制御試験 ・ 荷重制御試験
	亀裂進展試験	・ CT又は三点曲げ試験片	・ ΔK 値制御試験 (300°C 以下)

〔注〕*1, 2: ・静的引張、圧縮試験は試験治具を別途用意することにより板状(穴付き、穴無し)、丸棒(BH, ネジ付き)の殆ど全てに対応可能。

- *3 : ・ J_{1c} 試験はASTM E813 に準拠した除荷コンプライアンス法による。
- ・ 0.75DCT については試験治具を別途用意。各種CT試験片も試験可能。
 - ・ DCT 試験片についてのデータ処理は ASTM E813 (CT用解析処理) をDCT 用に補正したものを使用。
 - ・ 三点曲げ法試験は、治具は静的試験用を流用可能だが制御ソフト無しのため試験不可能。要求ある場合は開発を要す。なお、治具は電気絶縁処理無し。

(5) 開発の課題

- 1) 試験機本体フレームは、基本的には市販機設計（ベースプレート高さ：850mm）をベースに検討を進めるが、荷重軸に油圧チャックを内蔵させた上で恒温槽を装備する試験機となるため、試験片取り付け位置をマニプレータ操作に適した床上1300mm以内に抑えることは可成り難しい状況にある。今後の検討次第では新たな専用フレームでの対応を余儀なくされるかも知れない。
- 2) 通常、この種の試験機は、鉄セル等の専用コンパクトセルに設置され、比較的薄い遮蔽壁を介して使用されるので、運転操作、運転管理、放射線安全等に関する設計はホットラボとしての常識範囲の対応で十分であった。また、精度確保・維持についても恒久的設置機器としての設計と管理で容易に対応できた。しかしながら、本機の場合は、年オーダーの間欠使用を条件としてのコンクリートセル設置であるため、設計に多くの制約をもたらすのは明白である。特に、液体窒素配管の壁貫通及び、電気信号ケーブルの中継・分断接続（試験機移動のための遮蔽プラグ前後での分断接続が必要）には、遮蔽あるいは性能確保上の注意が必要となろう。
- 3) 開発試験機は、ASTM, JWES 等で規定する試験片太さの下限（ $\phi 6\text{mm}$ ）を下回る、細径（ $\phi 4\text{mm}$ ）平行部試験片を用いて歪み制御両振り低サイクル試験を行うものであるが、そのための技術は一般試験機においても確立されておらず、従来機より更に厳しい軸芯精度が要求されよう。このため、試験機の軸芯調整の作業方法から技術開発する必要がある。また、使用者においても調整可能なように配慮したい。
- 4) 割管試験片による荷重制御の両振り疲労試験は、試験片の試験部断面が極めて小さく（ $2^w \times 0.725^t \text{mm}$ ）、しかも非対称であるため、試験条件は更に厳しくなると予想される。この試験については、極めて特異なものであるため非照射材での試験技術を十分調査して、ホット試験に技術移転する必要がある。仮に、設計でデッドコピー出来たとしても疲労試験の性格上、簡単に同じ結果が得られないことも考えられるので、参照試験片による試行錯誤的調整が必要となろう。

(6) まとめ

照射材に引張圧縮負荷を与えた両振り疲労試験は、少なくとも国内での実績は無く、外国においても、今回我々が挑戦する軸歪み制御試験での報告は見あたらない（ORNL 等での数例の報告は、座屈に強い砂時計型試験片による直径歪み制御試験である）。従って、このための専用試験装置開発は、材料試験炉ホットラボが整備中の $\phi 10\text{mm}$ 用試験機を置いて無いことから、照射の実態（ $\phi 4 \times 44\text{Lmm}$ ）を踏まえた研究用汎用疲労試験機の整備として意義あるものと思われる。

また、試験機開発の主目的である燃料被覆管割管試験片の疲労試験データは、軽水炉燃料の高燃焼度化に伴う安全審査対応のものであるため、コールド試験との相対比較に高い信頼性が要求される。このため、試験機の設計製作、試験技術の確立には細心の注意を払って対処してゆきたい。

一方、本試験機のホットラボ施設への設置は、汎用材料試験機としての拡充を図るものであり、累積する各種材料試験に対して大きく貢献することが期待される。

5.4.3 照射済被覆燃料粒子破損高速自動検出装置の試作

(1) はじめに

HTTR用燃料コンパクト中の被覆燃料粒子の照射後破損率は、電解々碎・硝酸浸出により、硝酸液中のFP又はウランを定量して評価している。しかし、この方法だけでは、金属FPの保持能に係る微細な欠陥を検知できないという問題がある。燃料コンパクト中の被覆燃料粒子の被覆層破損に係るFPの保持能力を評価する最も正確な方法は、個々の被覆燃料粒子についての残留FPを定量することである。そこで、照射済被覆燃料粒子の γ 線スペクトルを1粒子ごとに短時間測定し、その結果から健全粒子、破損粒子（被覆層破損により燃料核中のFPの一部が放出されたもの）、その他異常粒子（希釈のために充填した模擬粒子、粒状の黒鉛等のFPを含まないもの：以下「異常粒子」）の3種類に自動的に分別する「照射済被覆燃料粒子破損高速自動検出装置」（以下「本装置」）を試作してきた。

本装置の基本は、照射済被覆燃料粒子の中に残留する複数のFP核種の γ 線を計測し、各FP核種の保持能の差から、粒子の集団を3種（健全粒子、破損粒子、異常粒子）に分別するものである。この方法は、米国ORNLにおいても実施している（IMGA：Irradiated Microsphere Gamma Analyzer）が、燃料照射研究室が試作したコールドモックアップ装置は、照射済被覆燃料粒子の気送・分別の制御操作を全てパーソナルコンピュータにより遠隔自動化した特徴を持つものである。

これまでに、このコールドモックアップ装置をホットラボのセミホットNo.3セルで、照射済被覆燃料粒子を用いた試験が出来るように改造し、動作試験を実施してきたのでその概要を報告する。

(2) 装置の概要

本装置は、大別して粒子気送装置、 γ 線測定装置（Ge検出器及びMCA）、制御盤（サンプルチェンジャ）及びデータ処理装置（パーソナルコンピュータ）から構成される。本装置の構成をFig. 5.4.2に示す。

粒子気送装置は、セル内に配置し、照射済被覆燃料粒子の供給及び γ 線測定後の粒子分別・回収を全自動で行う本装置の中枢部であり、構成要素には、粒子供給部（回転送り皿）、 γ 線測定容器、粒子気送弁（電磁弁）、粒子回収スタンド、三分配継手管がある。

本装置の動作概略は、先ず測定対象の照射済被覆燃料粒子を粒子供給部にいれ、次にデータ処理装置（パーソナルコンピュータ）からの指令で制御盤（サンプルチェンジャ）を起動し、粒子を1粒ずつ γ 線測定容器に気送し、 γ 線測定装置で計測する。測定結果をデータ処理装置で処理し、健全粒子、破損粒子又は異常粒子のいずれかの信号を発信し、三分配継手管で分別し、それぞれの種類別に粒子回収容器へ回収する。

(3) 粒子気送装置の改造

ホットラボの試験に合わせた粒子気送装置の改造の内容は、次のとおりである。

- ① セミホットNo.3セル内におけるマニプレータの操作範囲を考慮して、粒子供給部、 γ 線測定容器及び粒子気送弁の配置を変更した。
- ② γ 線測定容器から γ 線ビームを取り出すため、ビーム位置をセル壁面の既設プラグ孔（ $\phi 10\text{mm}$ ）の位置に合わせる高さ調整スタンドを製作し取り付けた。

- ③ コールドモックアップ試験時に、3種の粒子（健全、破損、異常）に分別する際に、三分岐管のコーナ部に粒子が滞留、閉塞するトラブルがしばしば発生したため、粒子が確実に気送通過できる三分配継手管部を製作し、交換した。
- ④ 分別された粒子がそれぞれの粒子回収容器に気送されたことを確実に検知するため、砂時計型ガラス管を回収容器入口の銅配管に接続し、レーザ式粒子通過検知センサを付加した。
- ⑤ 粒子通過検知センサとラボジャッキ各3台を組み合わせた構造の粒子回収スタンドを製作し、ラボジャッキの上下操作で粒子回収容器の取付、取外しが出来るように改良した。
- ⑥ 粒子供給部に残留した粒子を回収するため、残留粒子回収容器を設け回収できるように改良した。
- ①～⑥の改造を行った粒子気送装置を本装置と組み合わせて接続し、エレクトロニクス課の協力を得てセル外での動作テスト（コールド）を行った。その結果から、動作の信頼性を図るため、更に次の2点を改善した。
- ⑦ 粒子通過検知回路に遅延回路を付加し、粒子の気送を確実にした。
- ⑧ 粒子が粒子供給部からγ線測定容器に気送された状態の表示ランプを制御盤のパネルに付加した。

以上の改造を終了した粒子気送装置を Fig. 5.4.3 に示す。

(4) 粒子気送動作試験

改造した本装置をセミホットNo.3セル内に設置し調整後、非照射アルミナ核被覆粒子を用いた機能・動作試験を行い、続いて、照射済被覆燃料粒子を用いた粒子気送動作試験を行った。粒子気送動作試験における粒子分別の原理は、燃料核中のFPのうち、被覆層破損によって放出しやすい揮発性FP (^{137}Cs) と放出し難い非揮発性のFP (^{144}Ce - ^{144}Pr) との放射能比 ($^{137}\text{Cs}/^{144}\text{Ce}$) 及びFP放射能のないものによって健全粒子、破損粒子、異常粒子に分別し、回収するものである。本装置は、これらの動作試験でシステム全体として大きなトラブルもなく、円滑な動作を確認できた。粒子気送動作試験時の制御盤及びデータ処理装置の外観を Fig. 5.4.4 に示す。

この粒子気送動作試験の際に、本装置を照射後試験に用いるには以下の対策を行う必要のあることが判明した。（⑬は、エレクトロニクス課の協力を得て平成3年度に実施した）

- ⑨ 粒子送り皿吸引孔の加工精度の向上
- ⑩ γ線測定容器部粒子検知センサの改善
- ⑪ エアーポンプの長時間運転対策
- ⑫ Ge検出器固定台の改善
- ⑬ 出力プログラムの一部改良

⑨及び⑩については、次のような改良工作を行った。

⑨は、本体部から取り外した粒子供給部の回転送り皿（粒子を一粒ずつ吸引するための部品）に、高速精密ドリル盤で下孔（ $\phi 0.7\text{mm}$ ）加工し、これに注射針（外径0.7/内径0.4mm）を差し込み、半田で固定して旋盤で切り落とす工作を行い、表面を円滑処理して仕上げた。この工作により精度の良い所定の吸引孔（ $\phi 0.4\text{mm}$ ）が出来た。Fig. 5.4.5 に高速精密ドリル盤による下孔（ $\phi 0.7\text{mm}$ ）加工の状況を示す。

⑩は、 γ 線測定のため測定容器部に1粒ずつ気送供給される粒子を確実に検知するためのものでレーザーセンサ式のものである。これは、予備の測定容器部へフレームを取り付け、気送管の一部にガラス細管を接続し、この部分を粒子が通過したときにレーザーセンサが検知するように改造した。Fig. 5.4.6 にレーザーセンサ式粒子検知センサを付加した γ 線測定容器部を示す。

以上の他に粒子回収容器気送管端部に金属フィルタを取り付ける改良及び粒子供給部の流失粒子回収パイプを取り付ける改良を行い、長時間測定に対応できるようにした。

なお、⑩の工作を行った γ 線測定容器部は、エレクトロニクス課の協力を得て、単体としての動作テストを行ってから本体部へ取り付ける予定である。

⑪及び⑫については、今後検討を行う予定である。

(5) まとめ

試作機である本装置は、長時間の測定でも安定して動作するように更に種々の改良を進め、照射済被覆燃料粒子を用いた測定試験を行う計画である。なお、本装置は、SiC層破損粒子の分別回収や破損率の測定だけでなく、SiC層による ^{110m}Ag , ^{106}Ru などの金属FP保持能力に関する被覆燃料粒子の健全性研究への寄与が期待される。

Table 5.1.1 ペレット熱伝導率測定装置の主な仕様

測定法	レーザーフラッシュ法による熱拡散率測定
レーザー発振	ルビーレーザー (6J/pulse)
測定温度範囲	室温～1800℃
測定雰囲気	真空中 (6.7×10^{-3} Pa 以上)
温度センサー	In-Sb 赤外線検出器
測定再現性	± 5 %以下

Table 5.1.2 ペレット融点測定装置の主な仕様

測定法	サーマルアレスト法 (Wカプセル封入)
加熱方式	高周波誘導加熱方式
最高加熱温度	3000 °C
温度測定	ファイバー式二色温度計
加熱雰囲気	真空 (1.33×10^{-3} Pa)

Table 5.2.1 パースト試験装置主要性能

常用圧力	177 MPa・G
使用圧力	196 MPa・G
圧力測定精度	±0.49 MPa・G
昇圧速度	9.8 ~ 29 MPa・G/min
試験温度	室温 ~ 400 °C
試験温度測定精度	±3 °C
加圧媒体	
加圧器～圧力変換器1次側	水（精製水）
圧力変換器2次側以降	エチレン系油

Table 5.2.2 コールド燃料被覆管内圧破裂試験条件
および破裂圧力

	常 温	高 温
昇圧速度 (MPa・G/min)	1.4	1.4
試験温度 (°C)	室温	385
破裂圧力 (MPa・G)	146	76

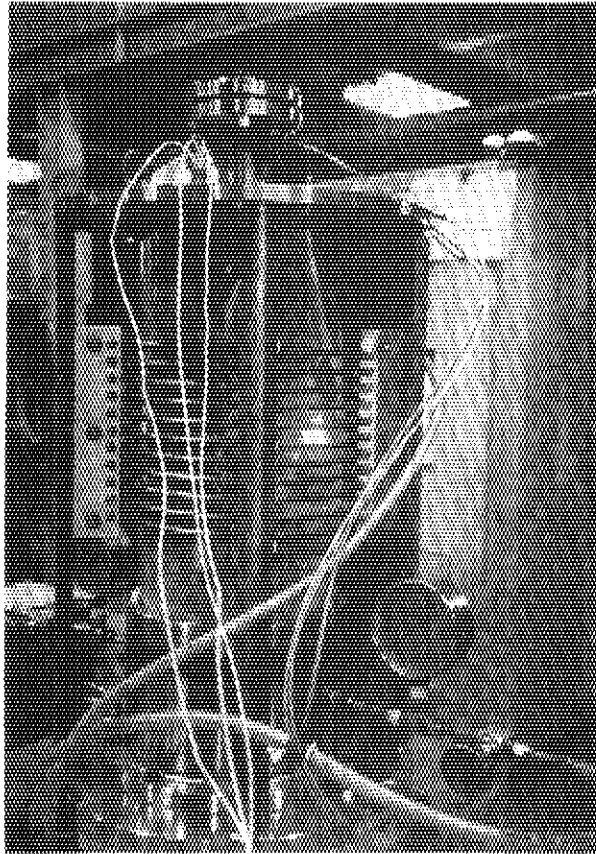


Fig. 5.1.1 F P放出実験装置加熱部試作体による加熱試験状況

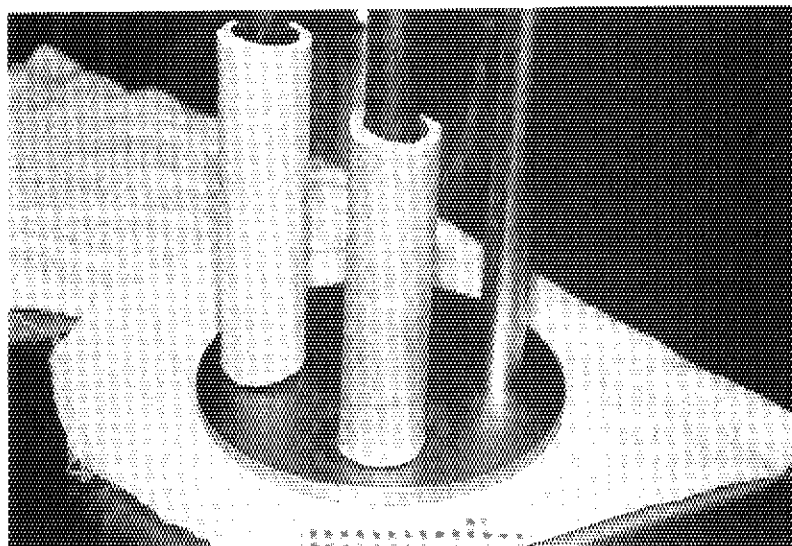


Fig. 5.1.2 焼結後のトリア管

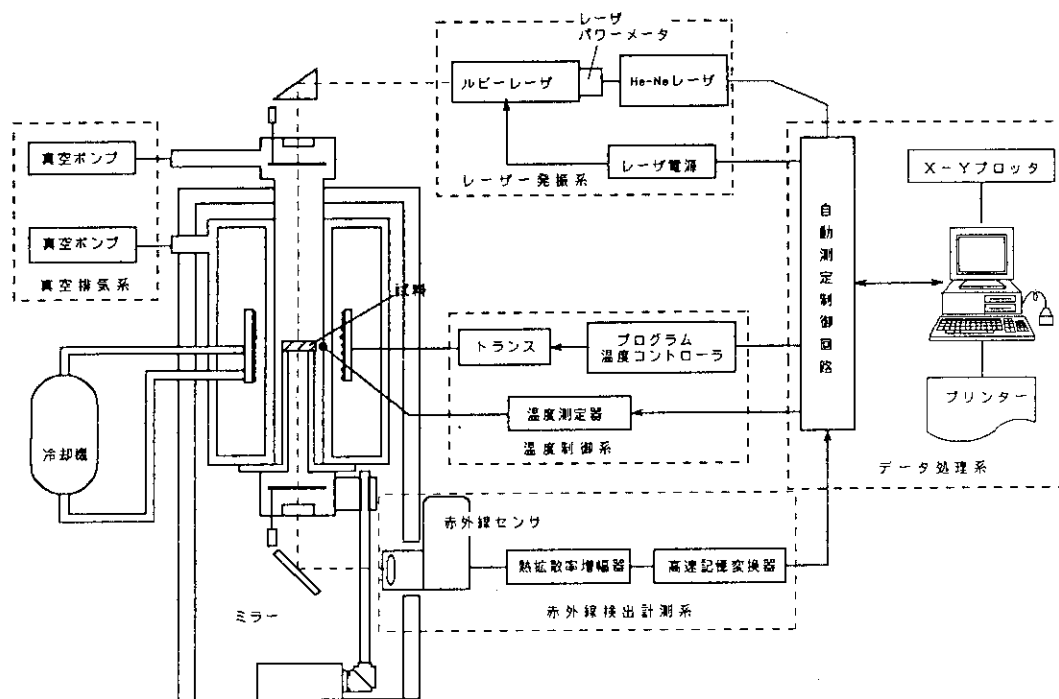


Fig. 5.1.3 ペレット熱伝導率測定装置ブロック図

Sample	Tantalum
Size	3 mmφ, 1 mm t
Temperature	1000 °C
Half Time	5.9567 msec
Thermal Diffusivity	0.2368 cm ² /sec

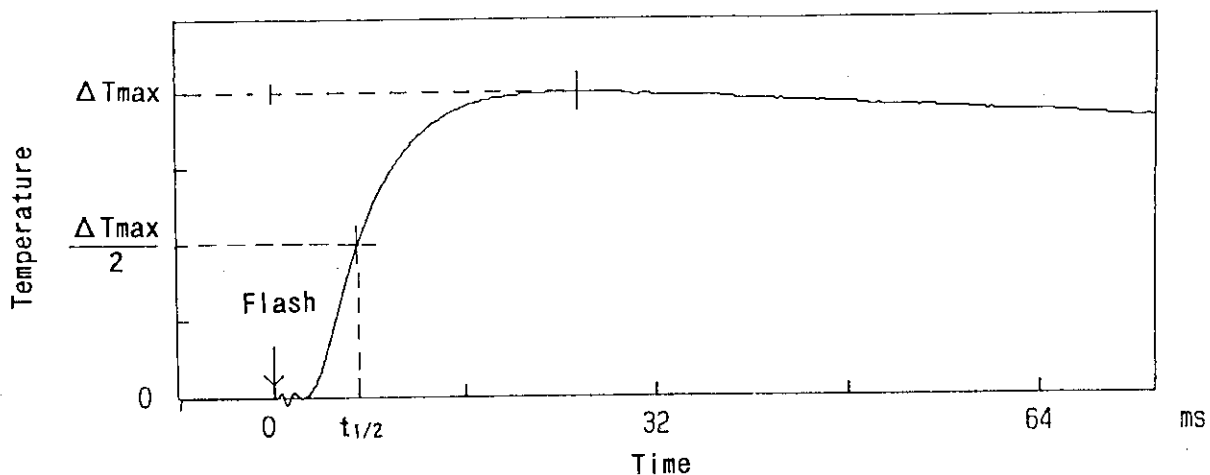


Fig. 5.1.4 1000°Cにおけるタンタル試料の温度応答曲線

TPRC (USA) FIGURE 64

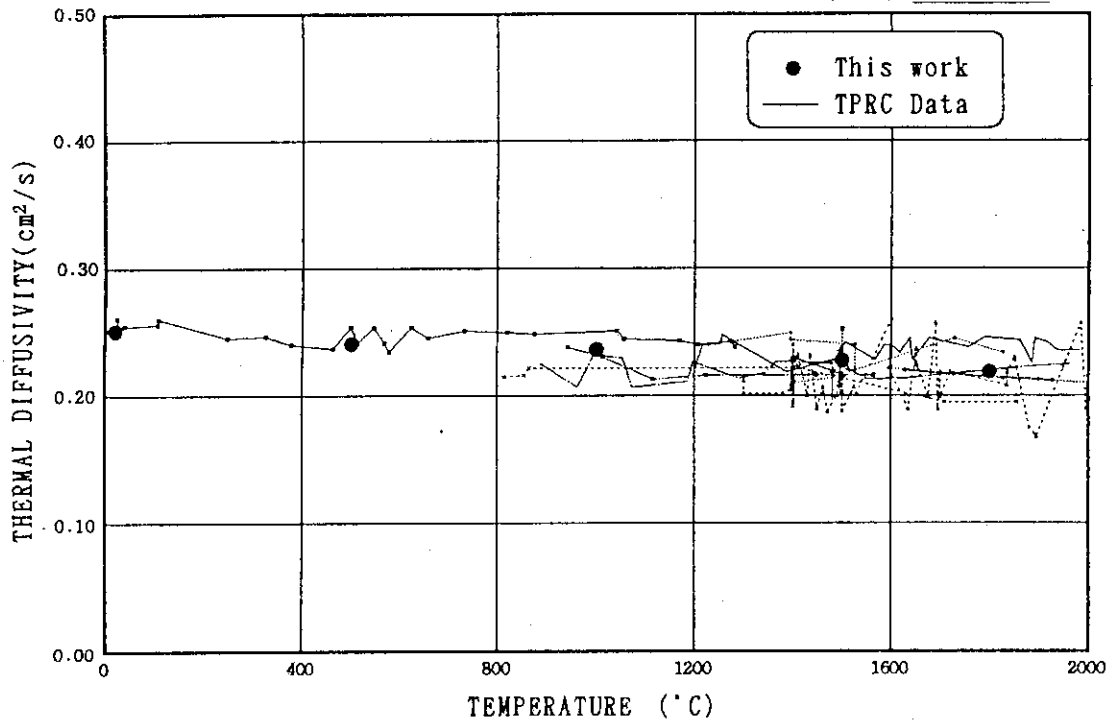


Fig. 5.1.5 タンタル試料の熱拡散率の温度依存性

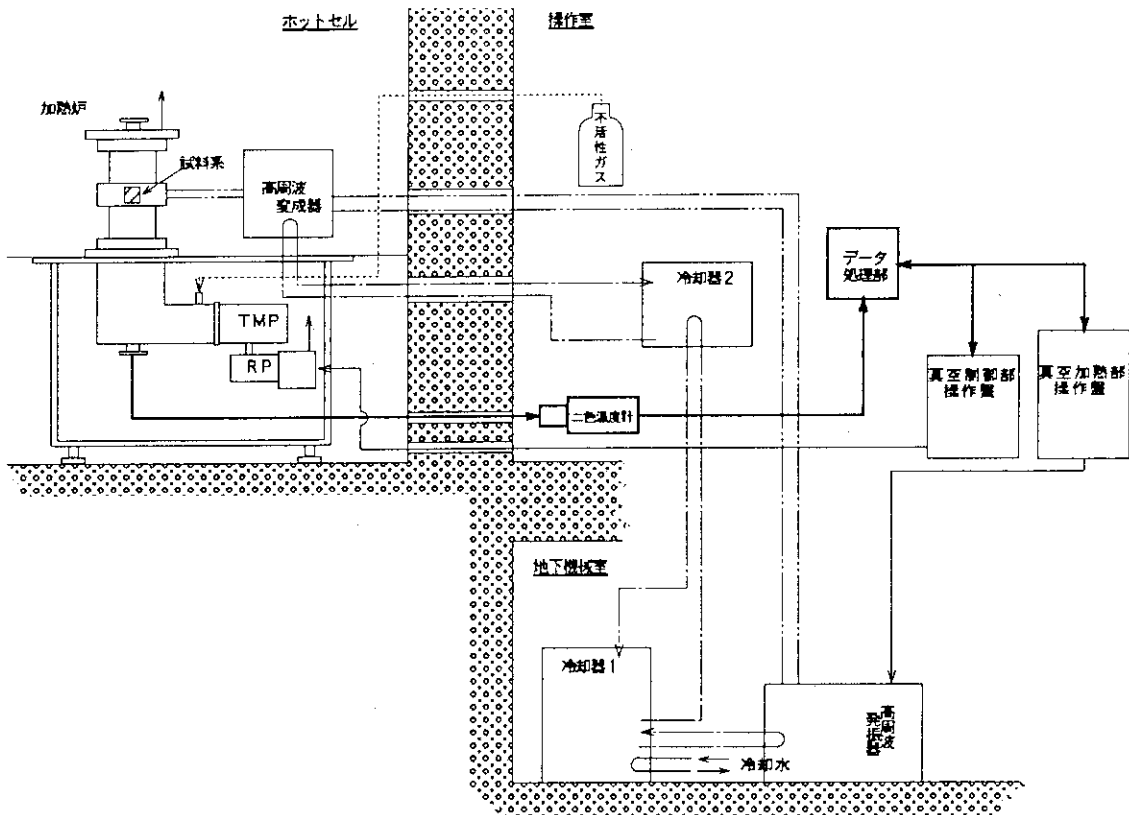


Fig. 5.1.6 ペレット融点測定装置ブロック図

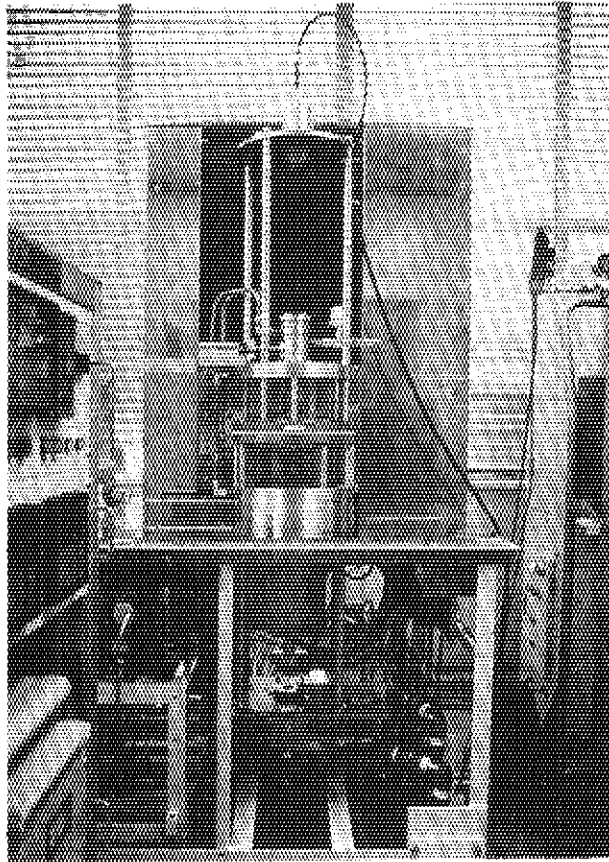


Fig. 5.1.7 ペレット融点測定装置本体部外観（実験室に仮設置）

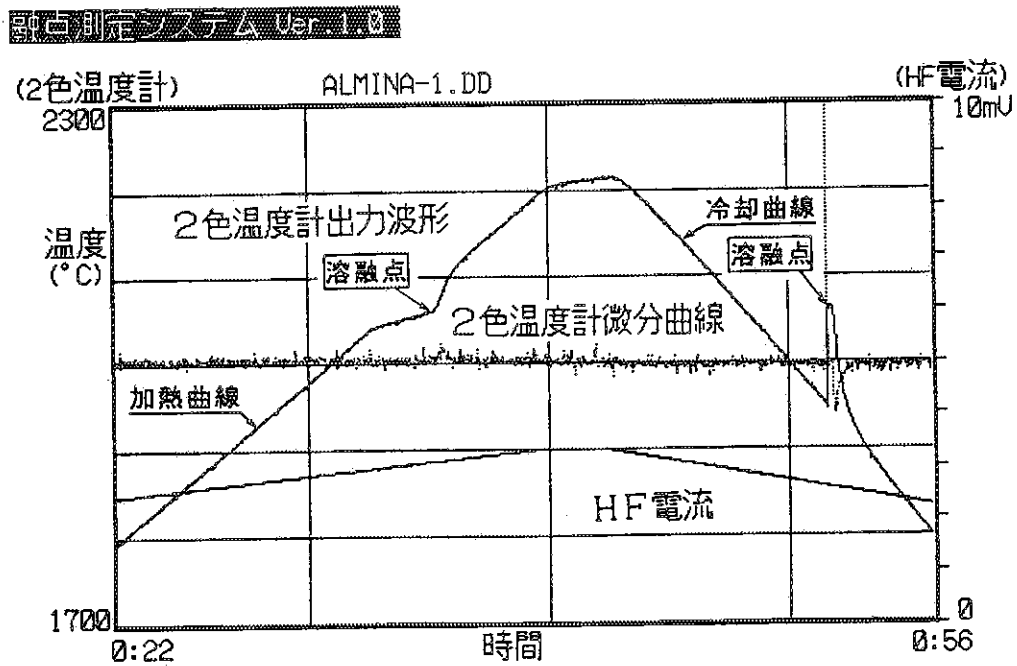


Fig. 5.1.8 アルミナ試料を測定したときの温度曲線及び一次微分曲線

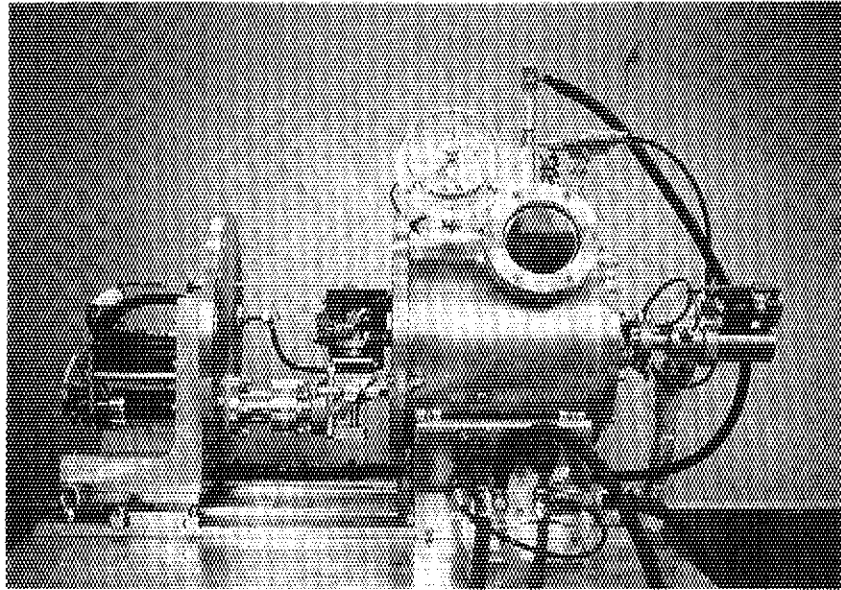


Fig. 5.1.9 遠隔操作型カプセル溶接機

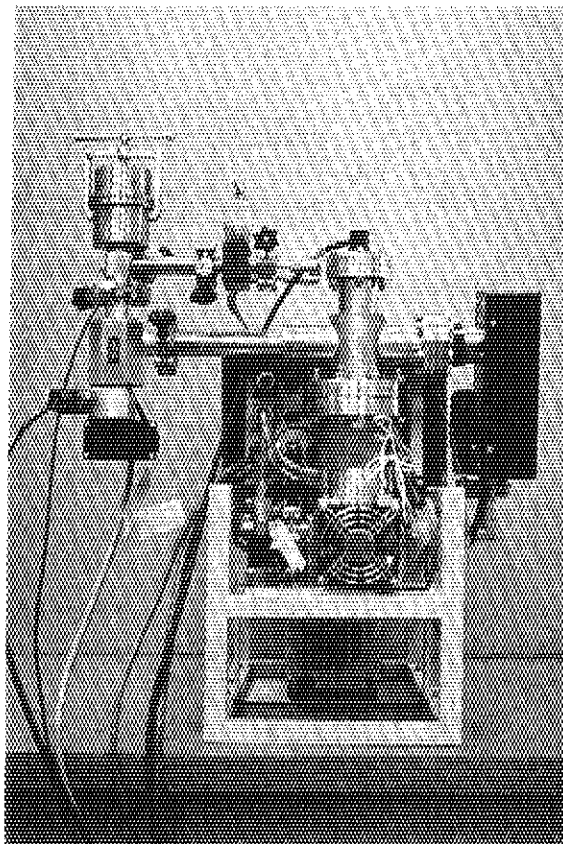


Fig. 5.1.10 リークテスト器

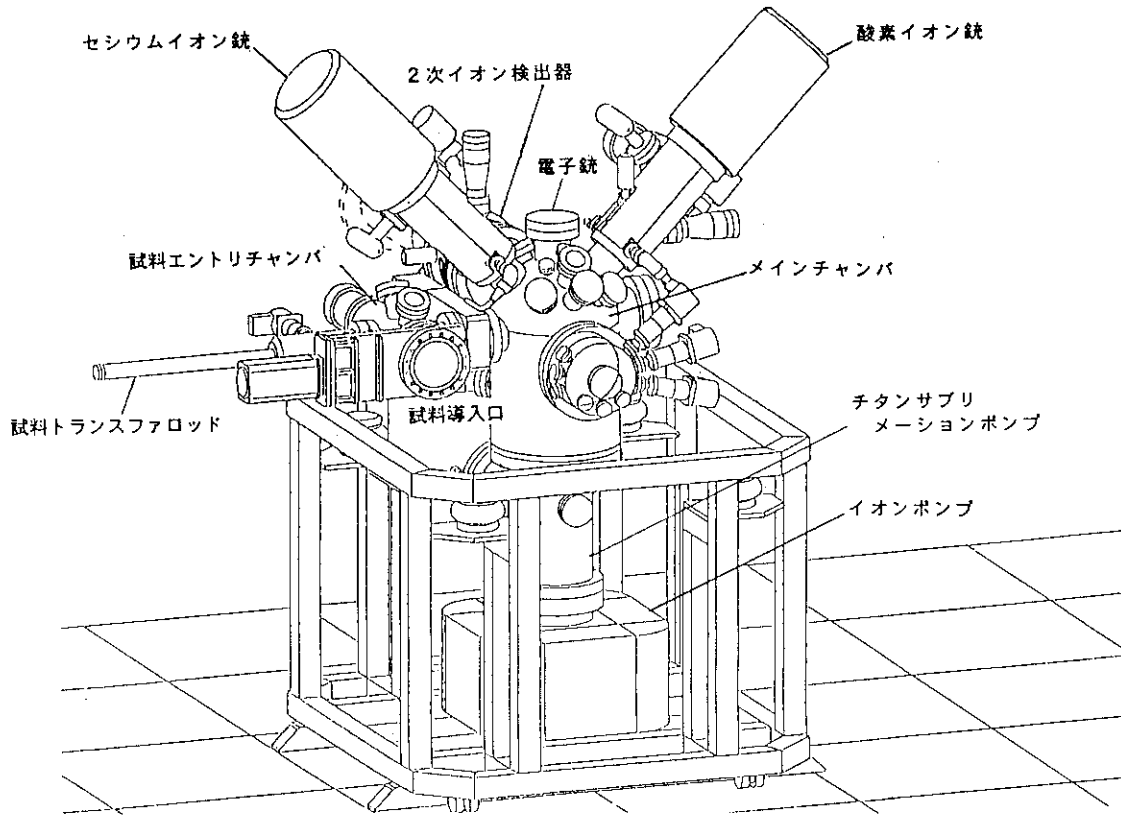


Fig. 5.1.11 イオンマイクロアナライザ本体概念図

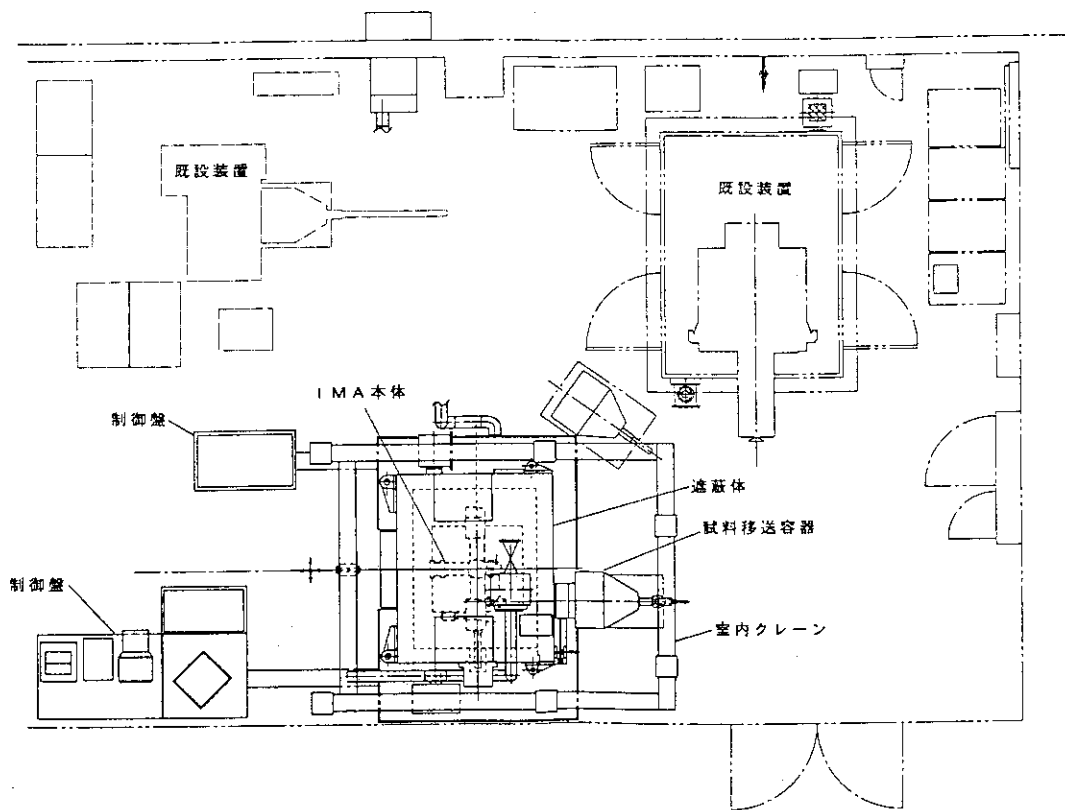


Fig. 5.1.12 イオンマイクロアナライザ配置計画図 (ホット実験室)

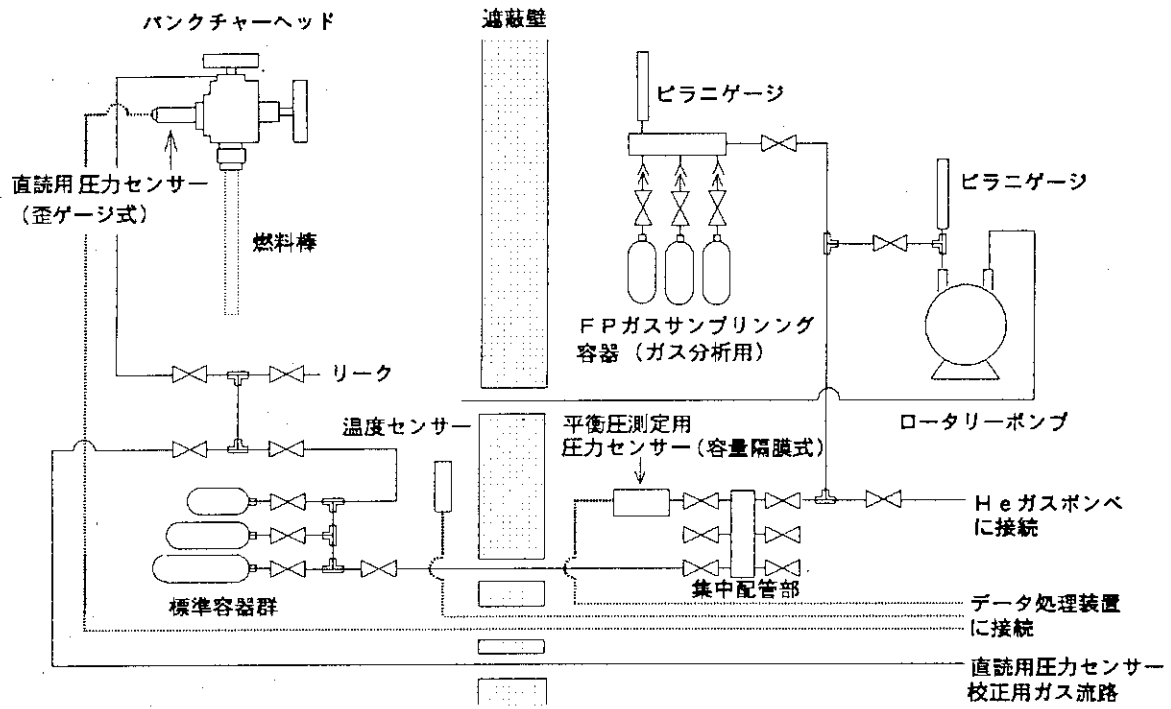


Fig. 5.2.1 パンクチャー試験装置全体構成図

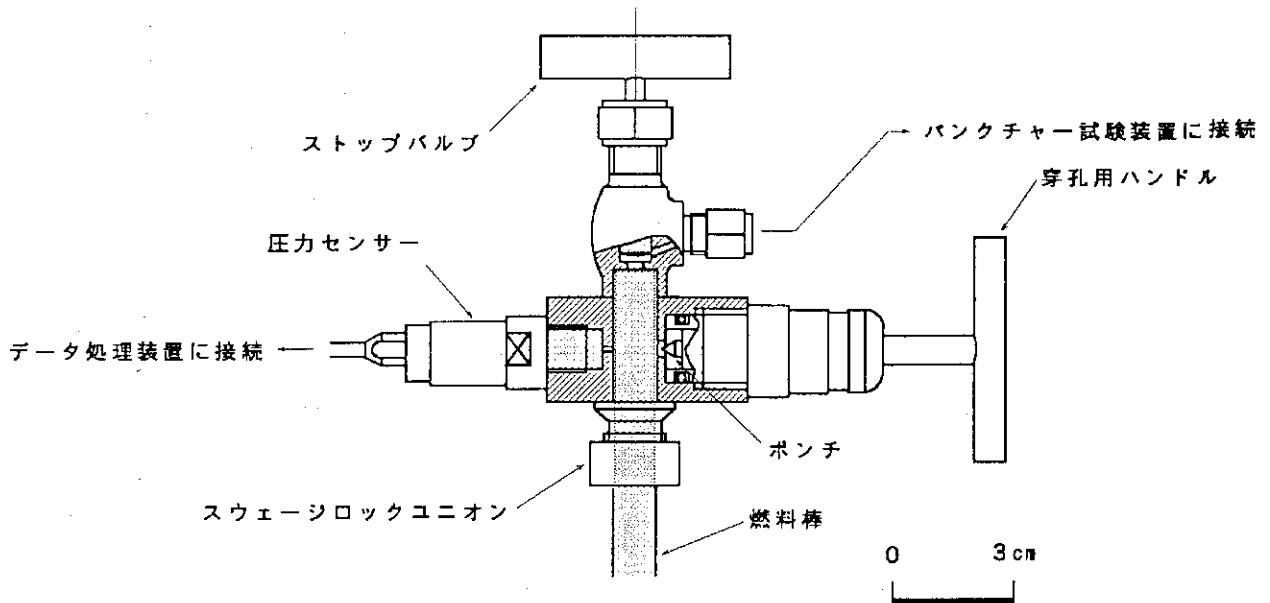


Fig. 5.2.2 パンクチャーヘッド詳細図

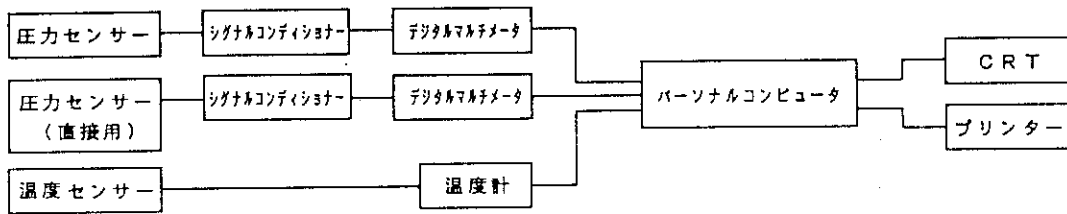


Fig. 5.2.3 データ処理装置構成図

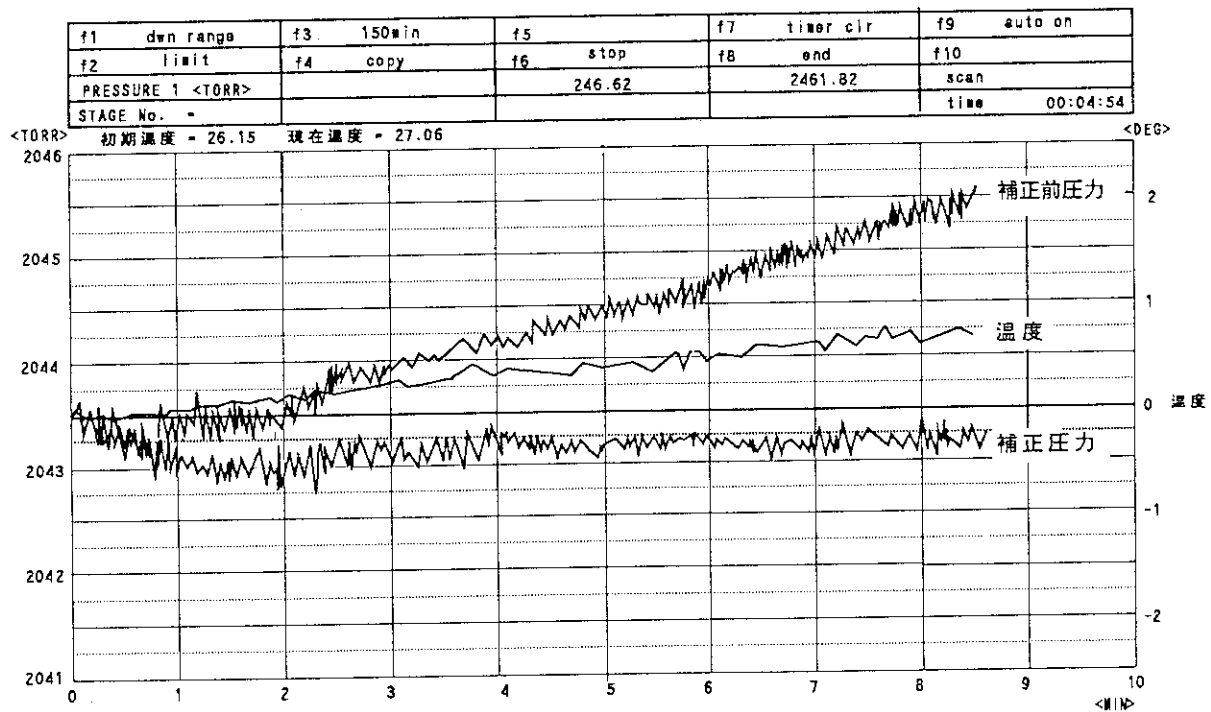


Fig. 5.2.4 温度補正の例

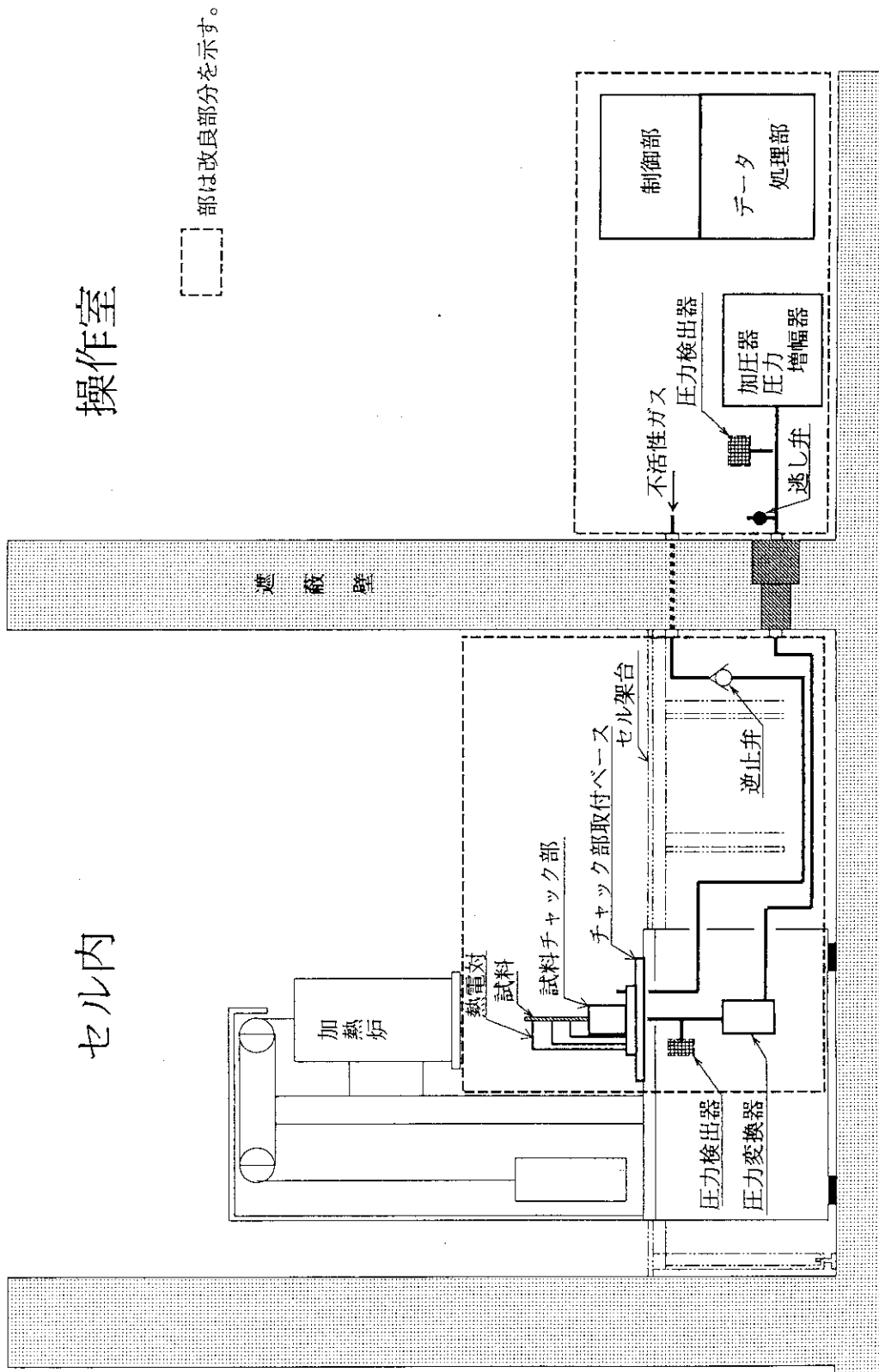


Fig. 5.2.5 パースト試験装置概略図

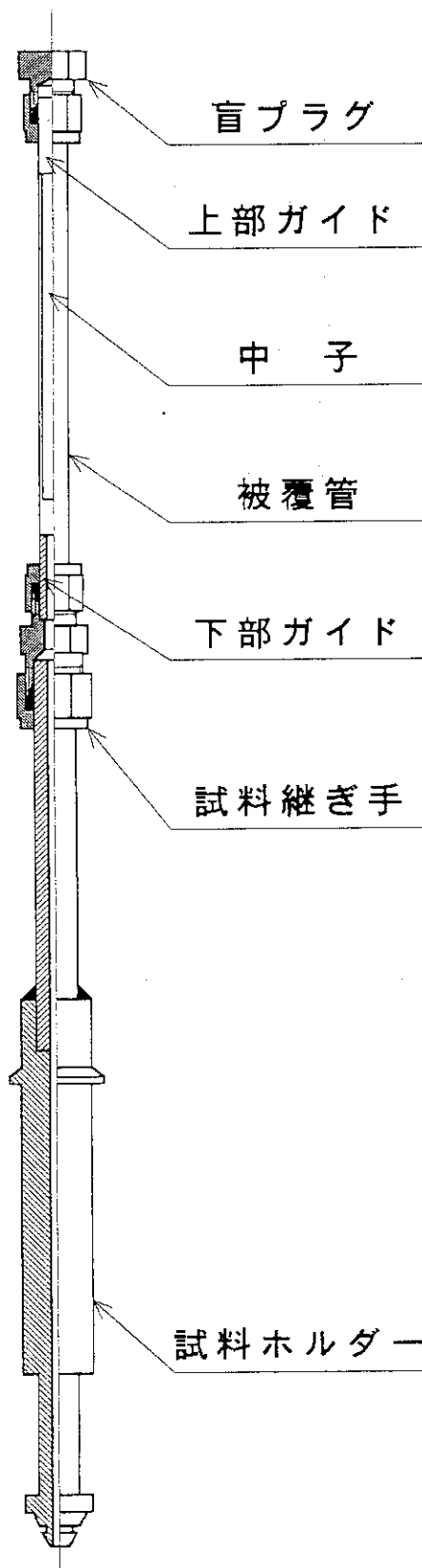
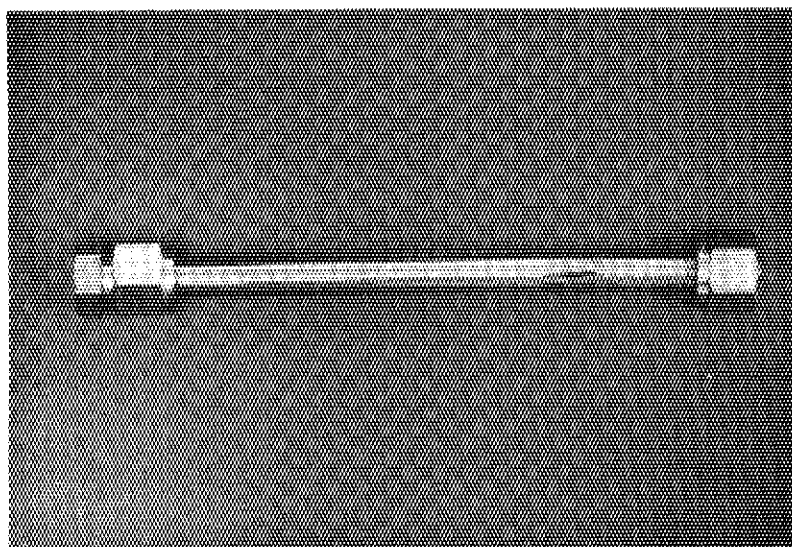
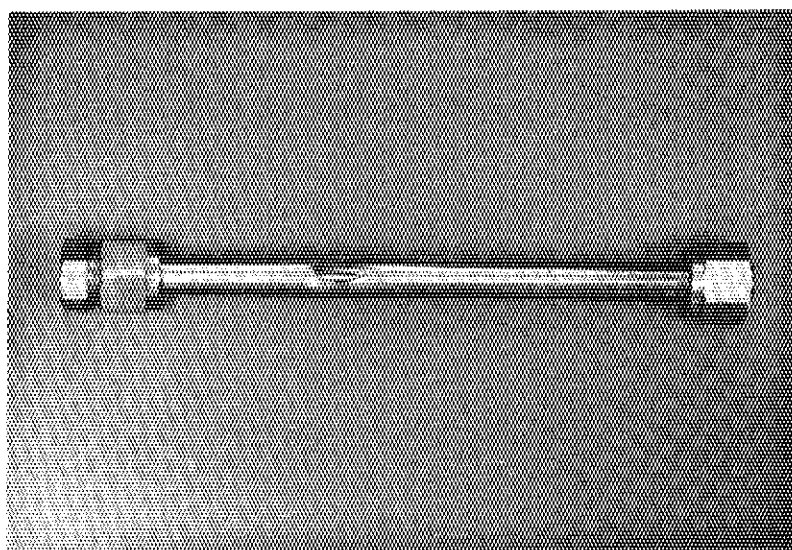


Fig. 5.2.6 バースト試料組立概要



常 温



高 温

Fig. 5.2.7 試験後試料外觀写真

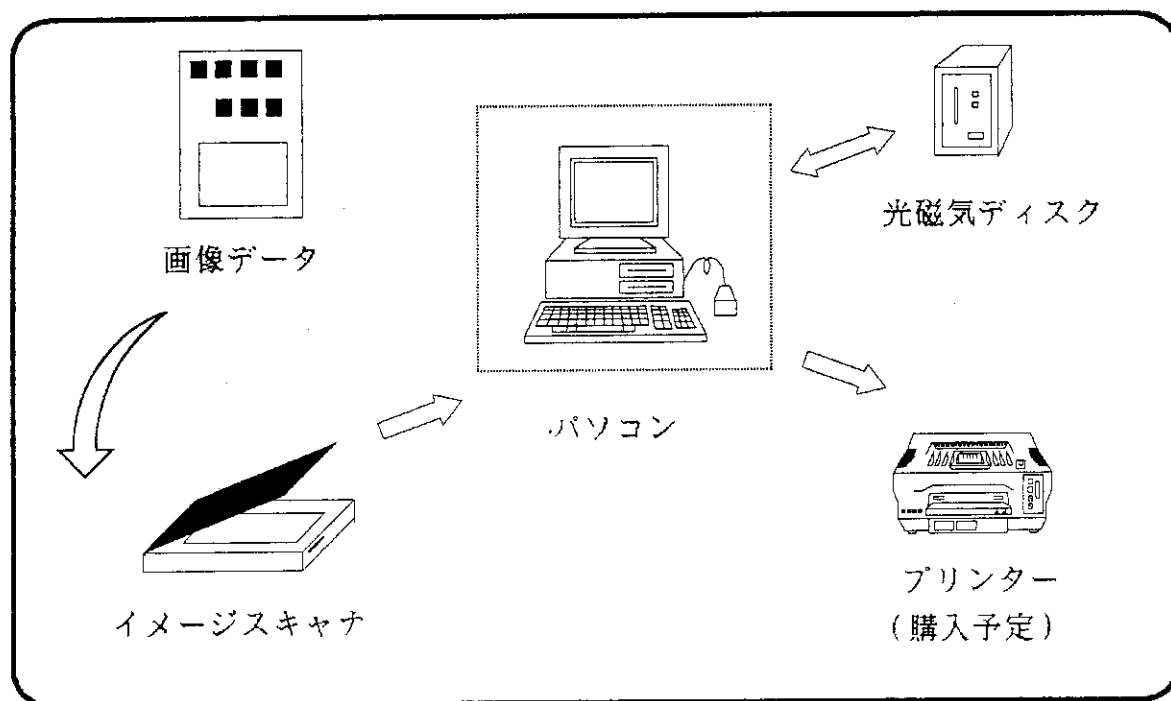


Fig. 5.2.8 装置構成図

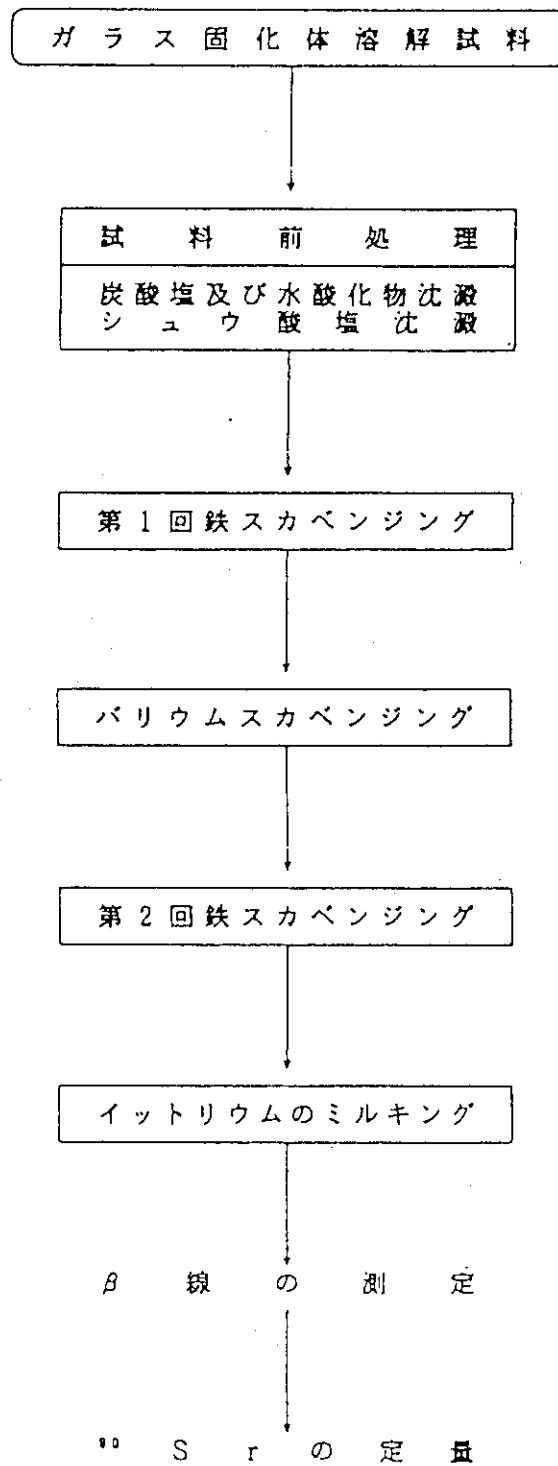


Fig. 5.3.1 ^{90}Sr 放射能分析手順

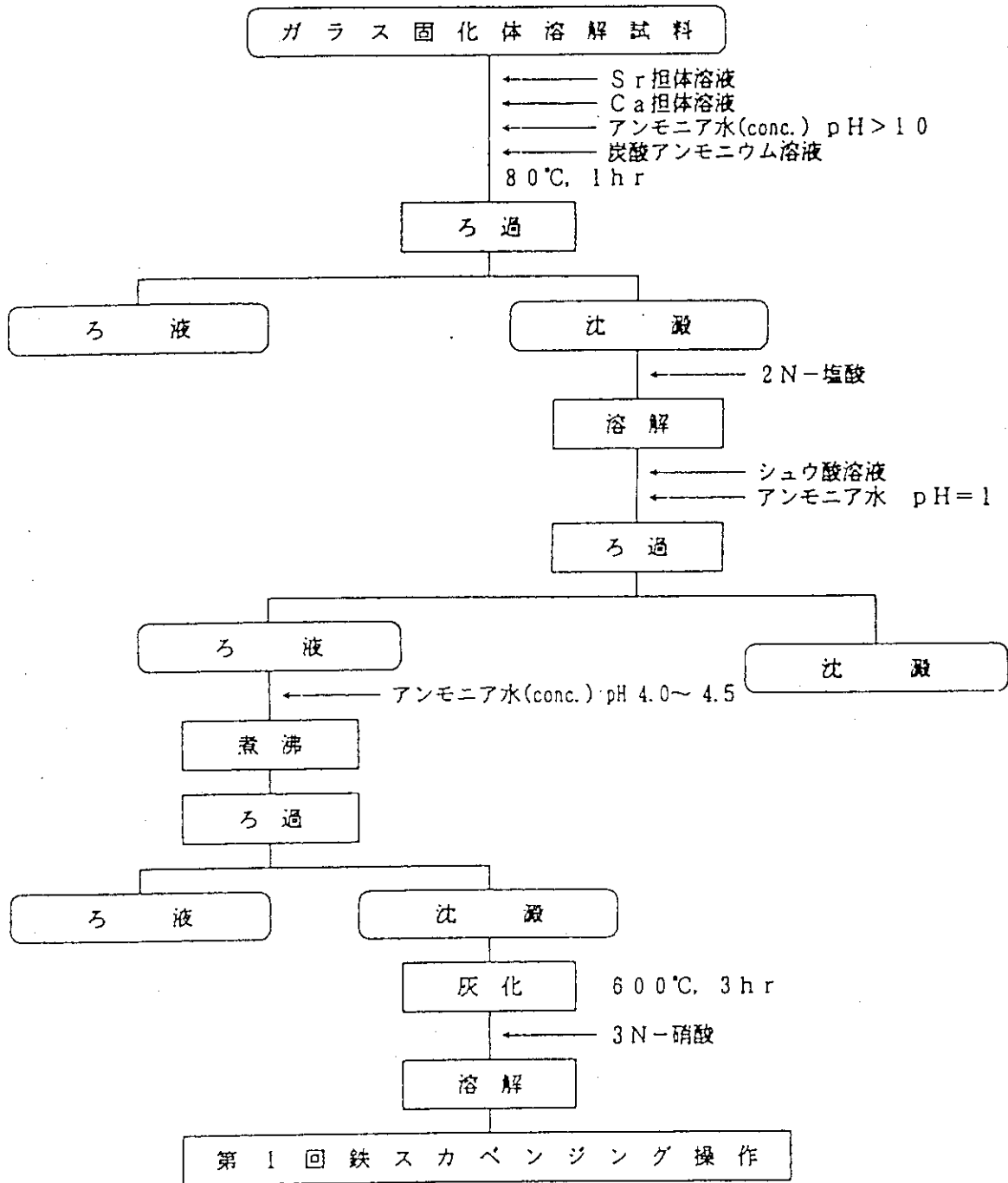


Fig. 5.3.2 試料前処理操作手順

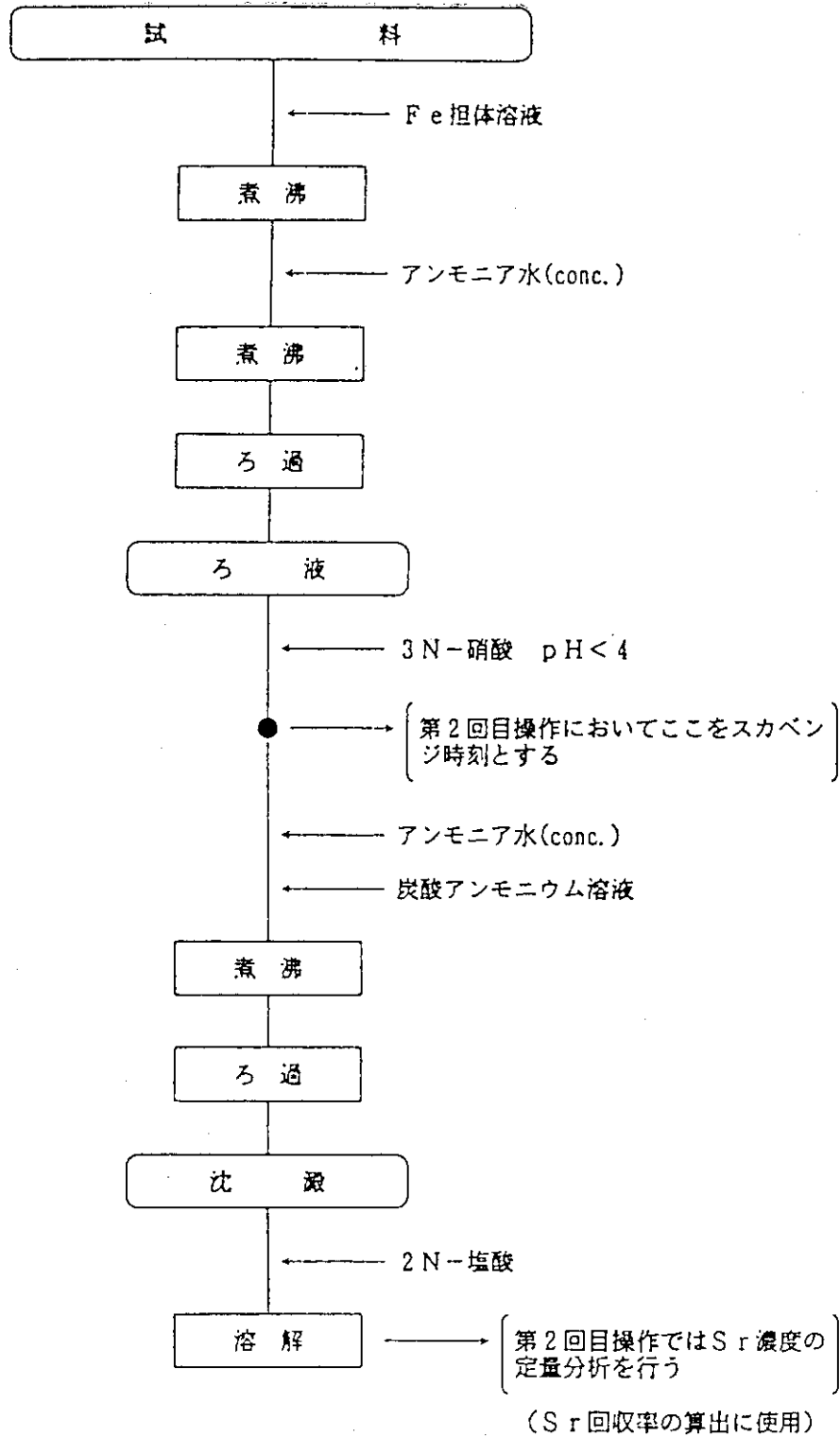


Fig. 5.3.3 鉄スカベンジング操作手順

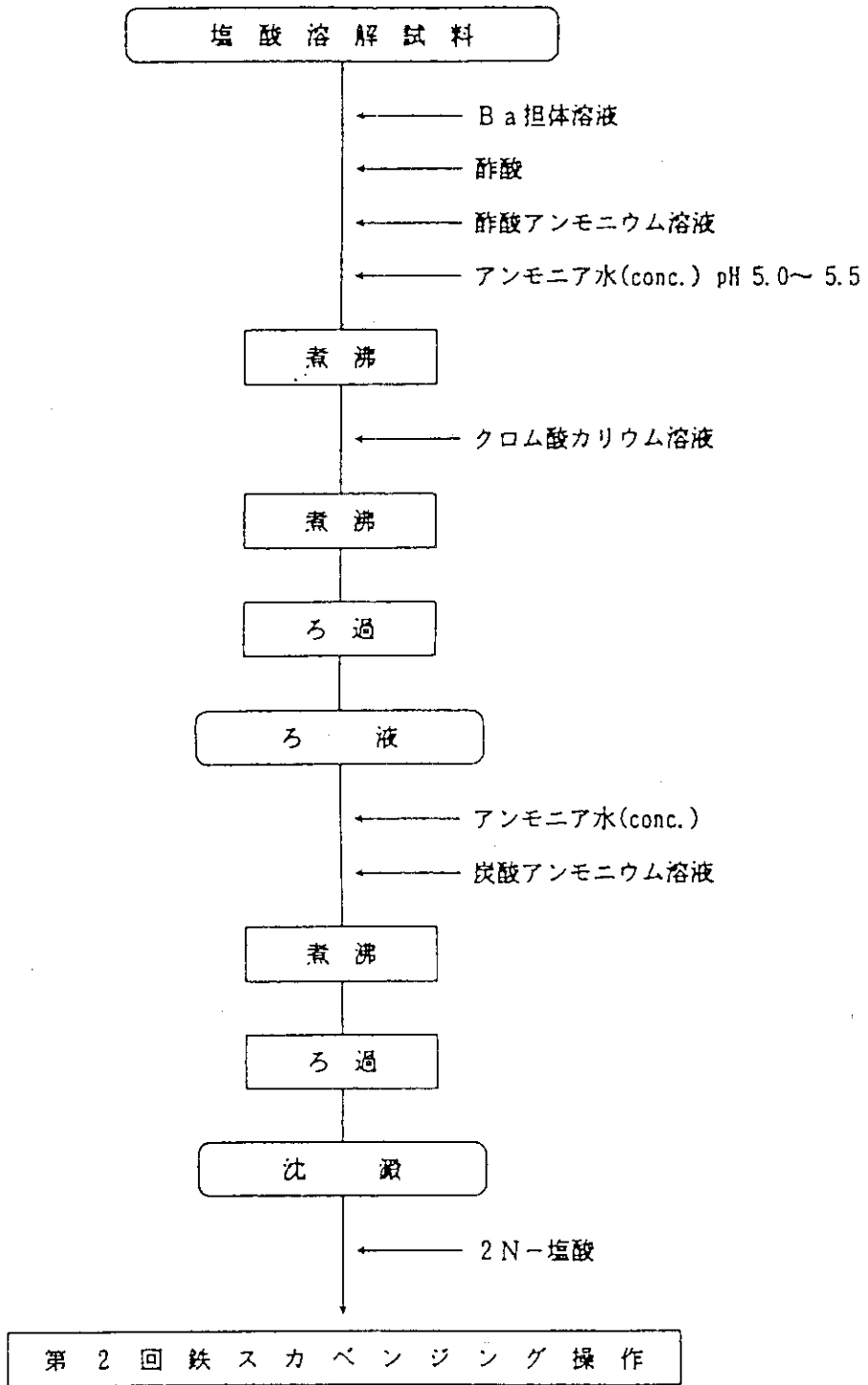


Fig. 5.3.4 バリウムスカベンジング操作手順

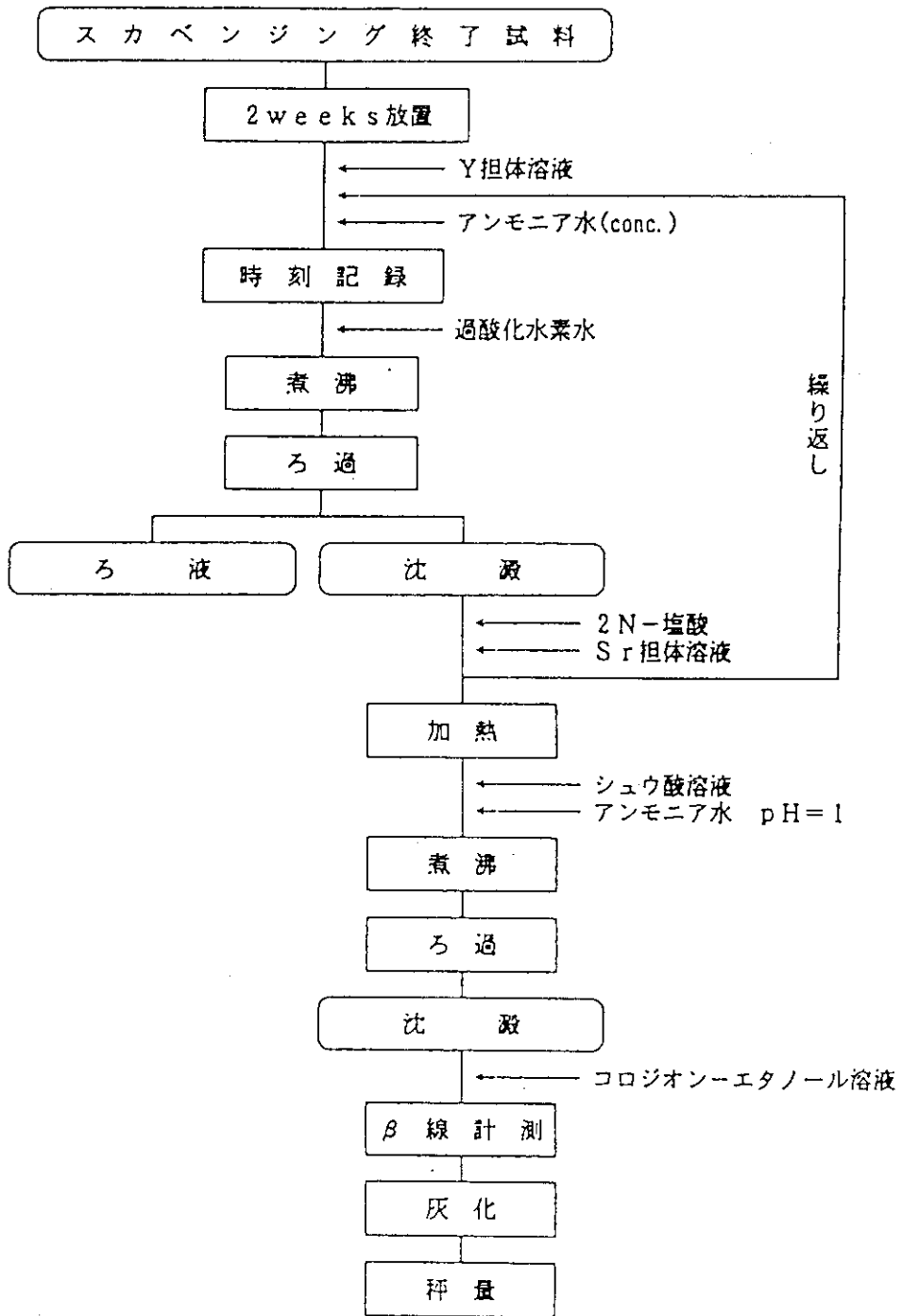


Fig. 5.3.5 イットリウム分離 (ミルク) 操作手順

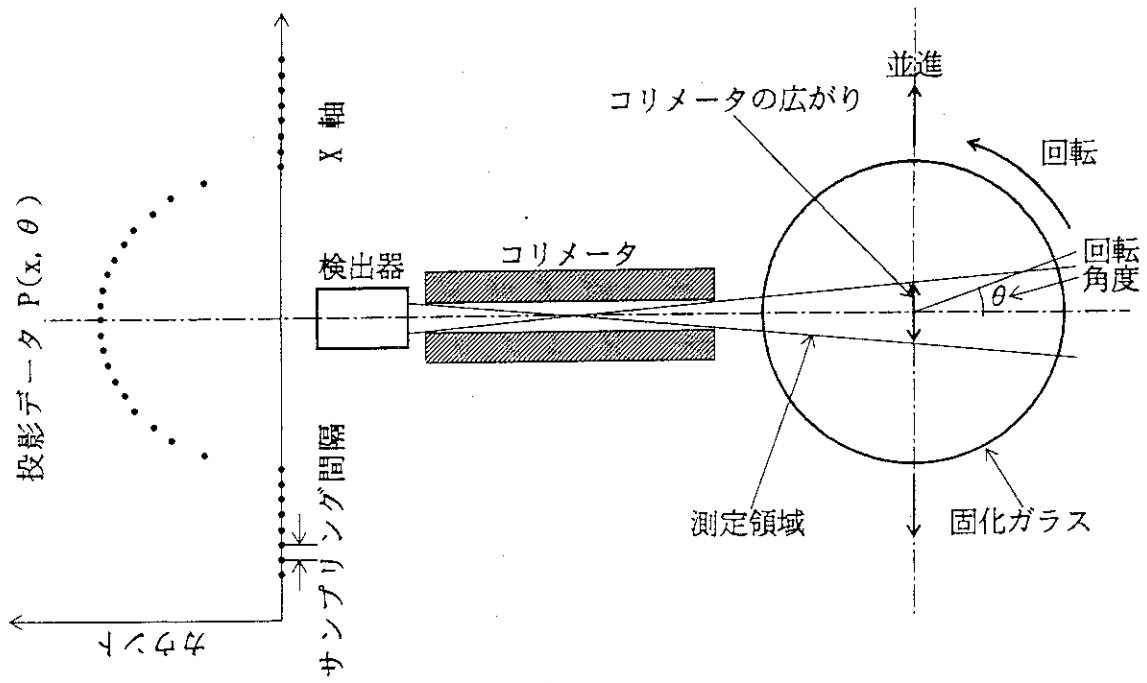
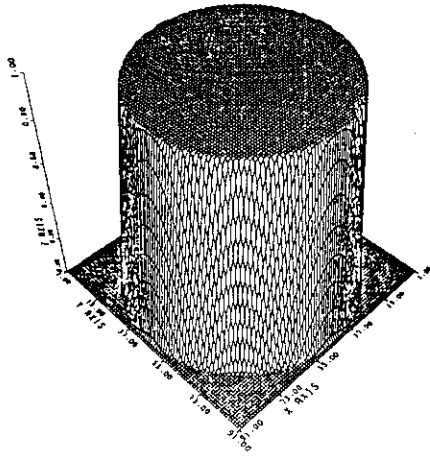
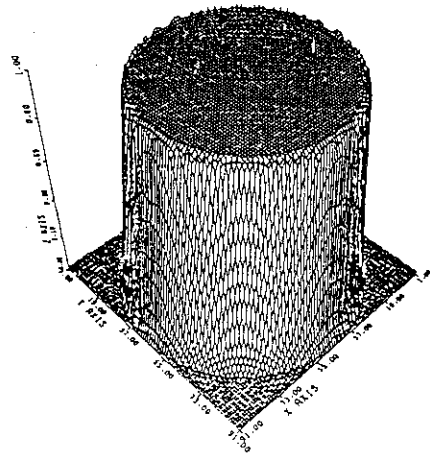


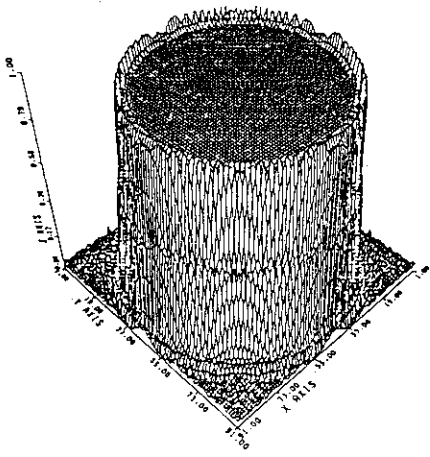
Fig. 5.3.6 スキャン方法



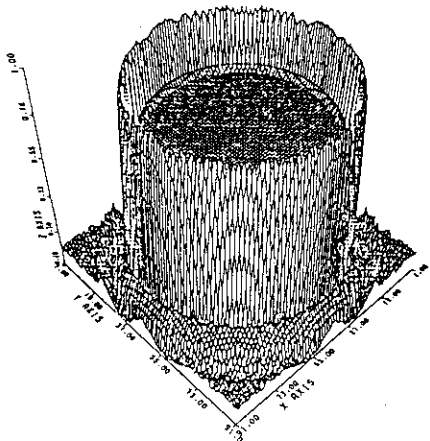
(a) X軸サンプリング間隔：1 mm



(b) X軸サンプリング間隔：2 mm



(c) X軸サンプリング間隔：3 mm



(d) X軸サンプリング間隔：5 mm

Fig. 5.3.7 CT画像に与えるX軸サンプリング間隔の影響
(回転角度：1度，コリメータの広がり：7 mm，最大カウント：10⁸)

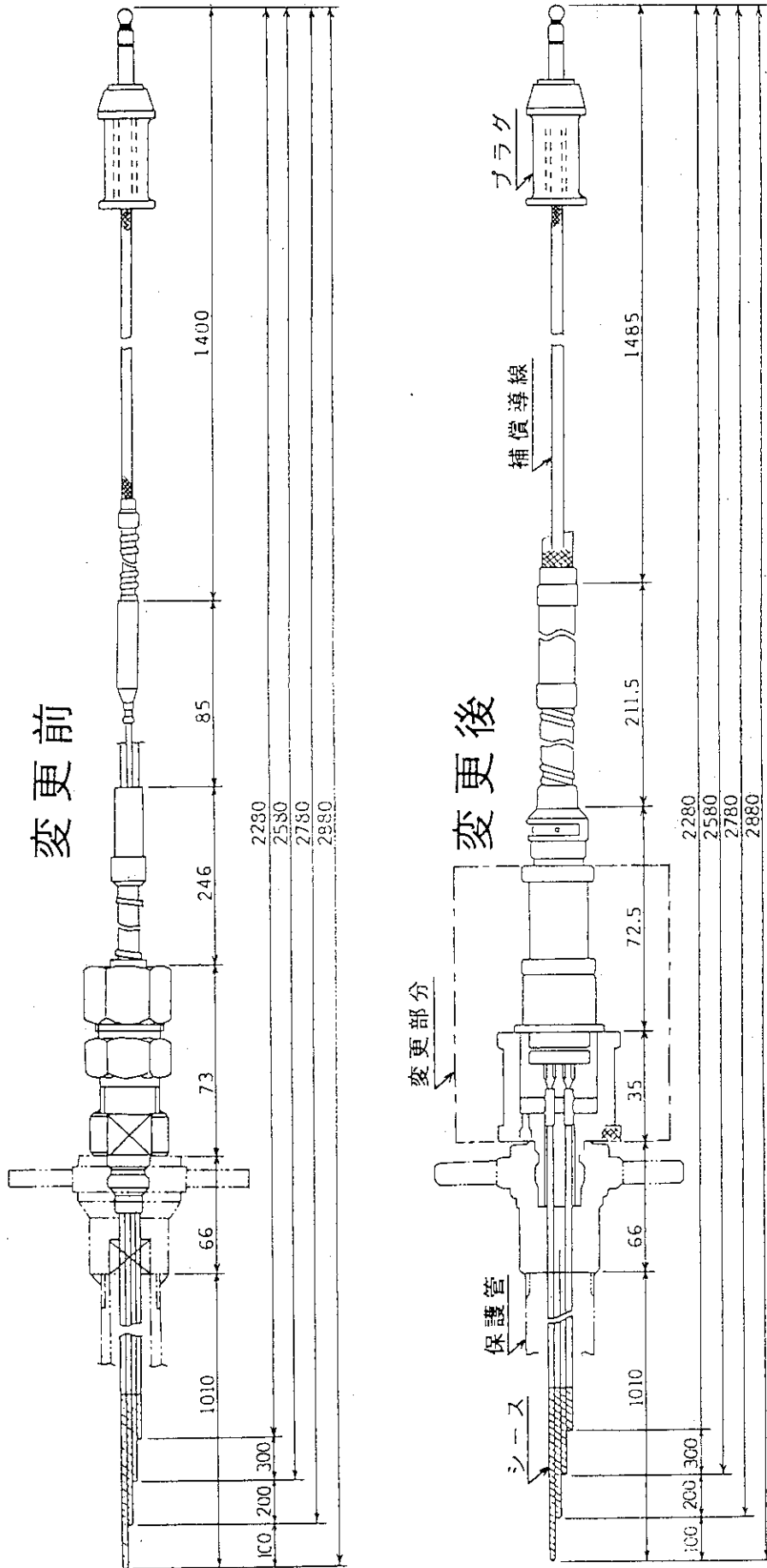
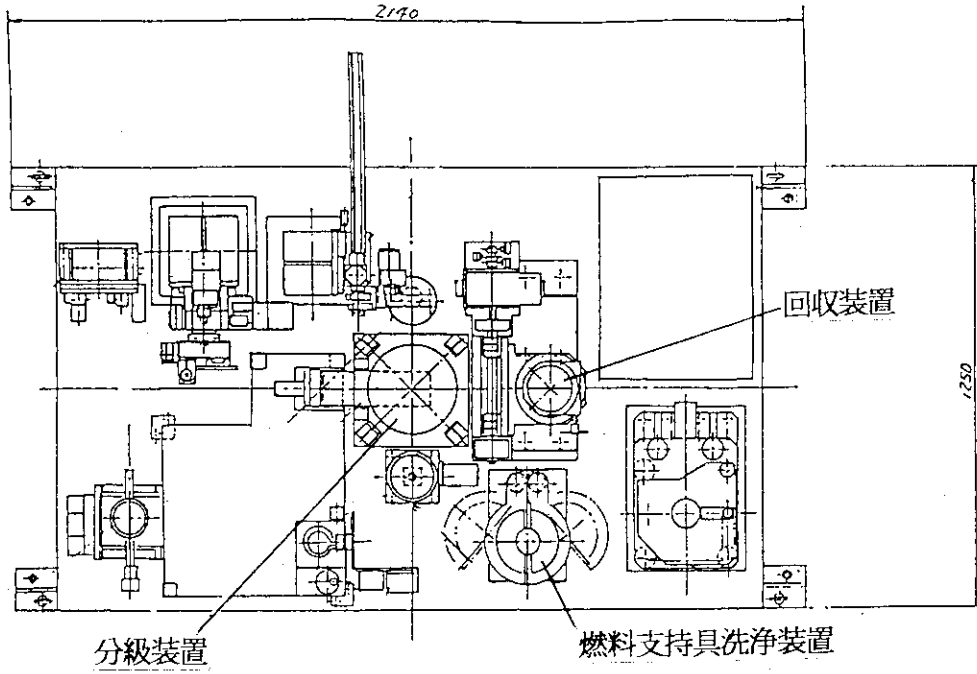
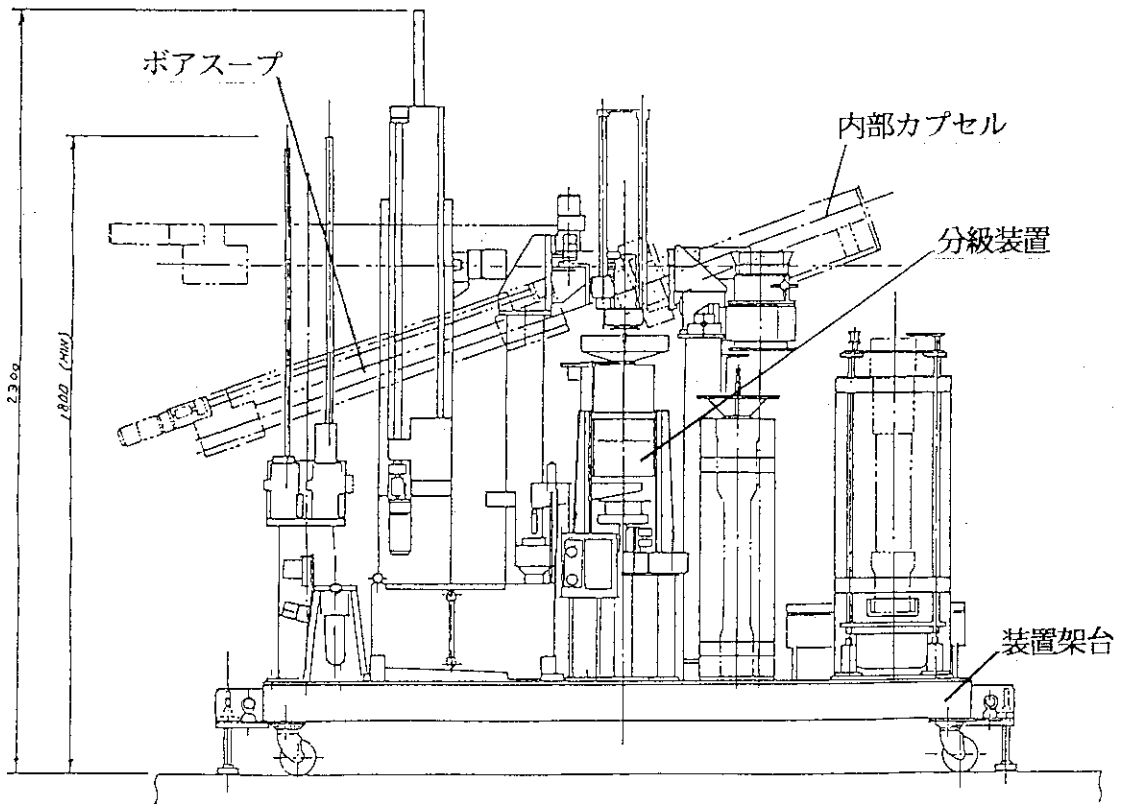


Fig. 5.3.8 熱電対の概略



平面図



正面図

Fig. 5.4.1 回収分級装置の概要

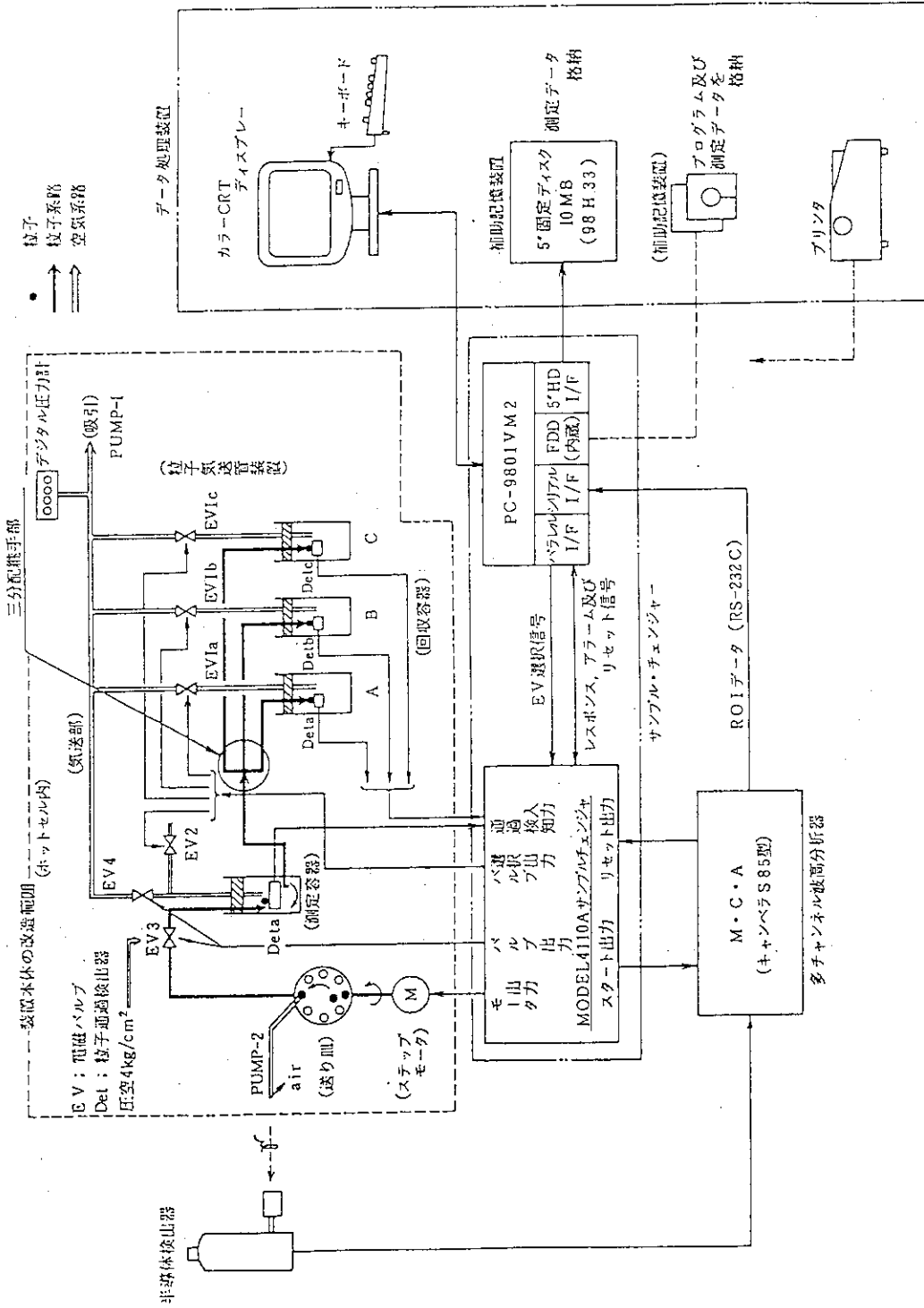


Fig. 5.4.2 照射済被覆燃料粒子破損高速自動検出装置の概要

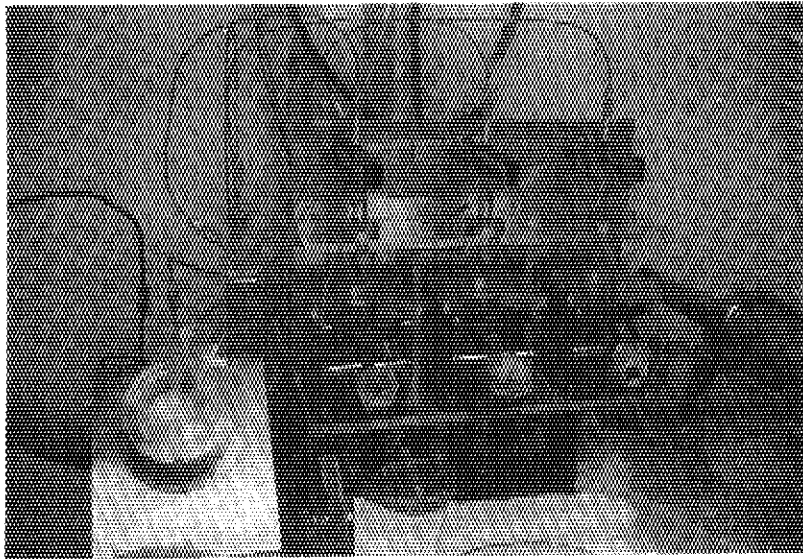


Fig. 5.4.3 照射済被覆燃料粒子破損高速自動検出装置の
粒子気送装置

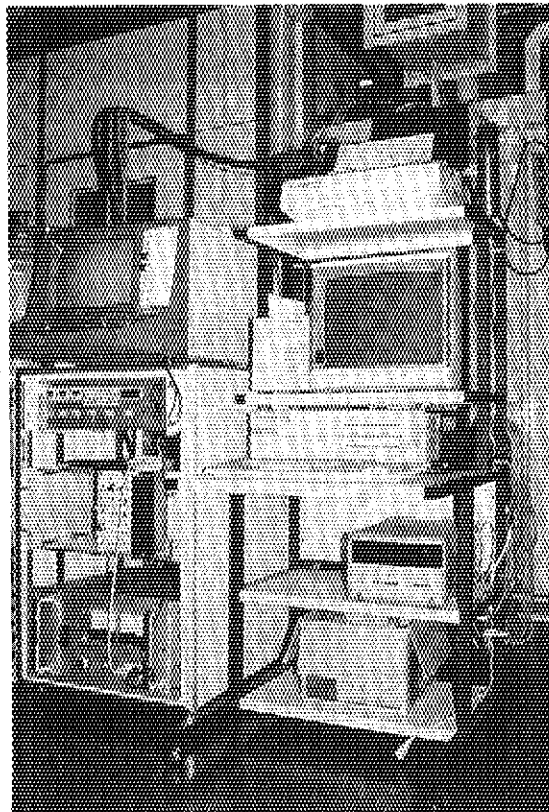


Fig. 5.4.4 制御盤（サンプルチェンジャ）及びデータ処理
装置（パーソナルコンピュータ）

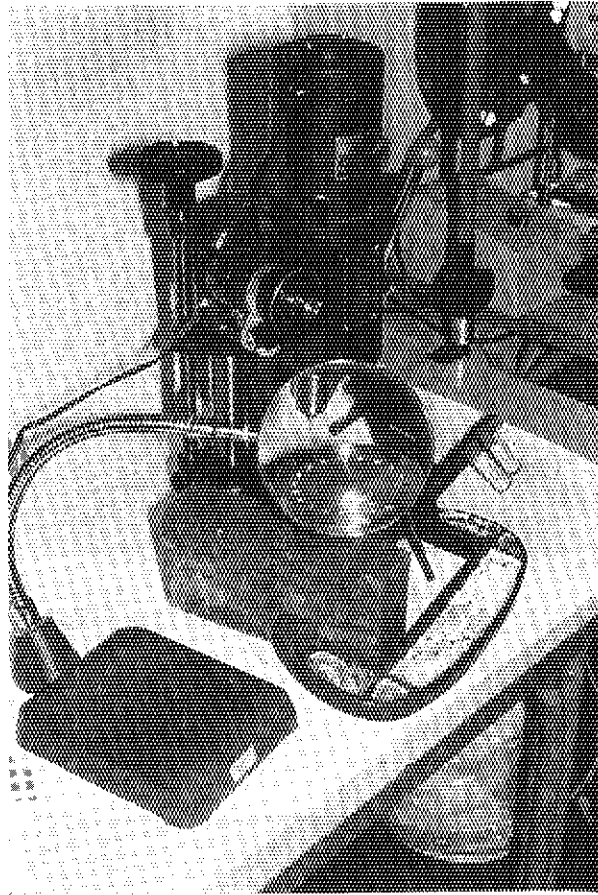


Fig. 5.4.5 高速精密ドリル盤による下孔(0.7mm)加工の状況

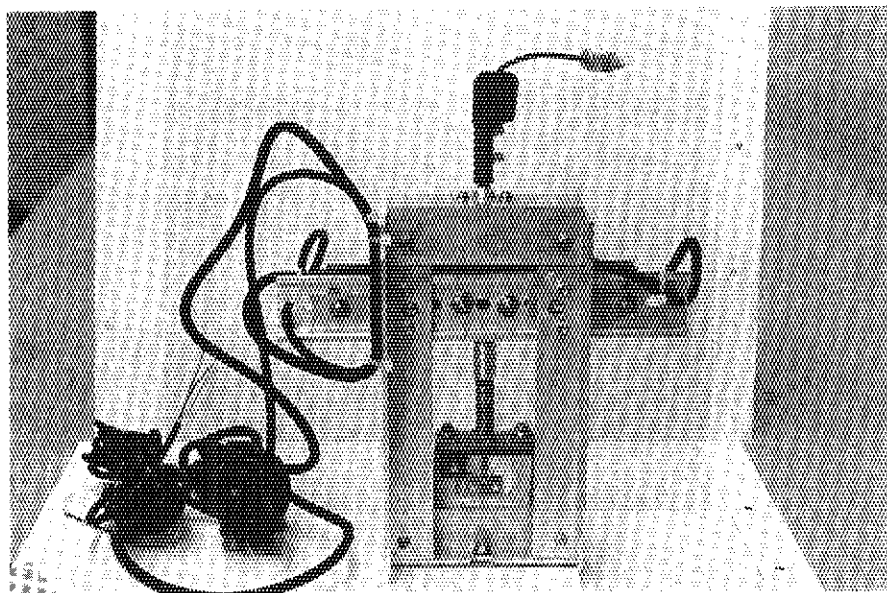


Fig. 5.4.6 レーザセンサ式粒子検知センサを付加した γ 線測定容器

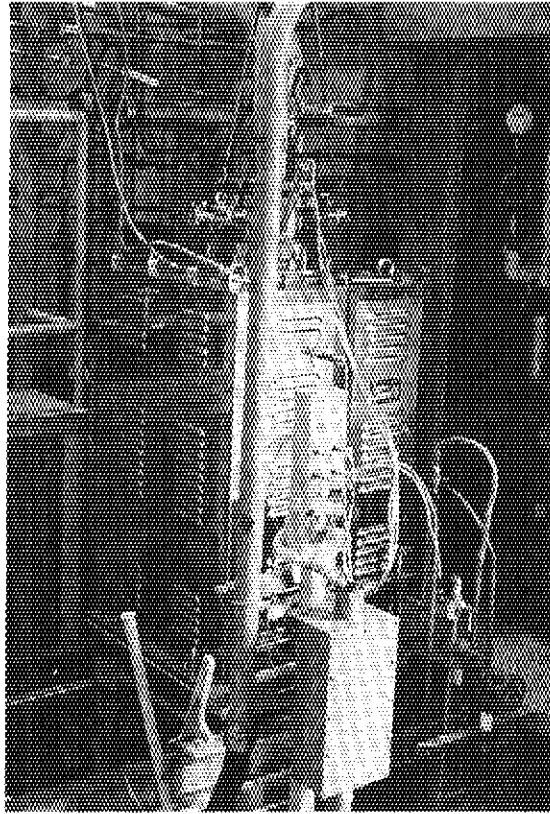


Photo. 5. 3. 1 溶融ルツボ用電気ヒータの外観
(熱電対を据え付けた状態)

あ と が き

共通の技術基盤を持つ3施設（燃料試験施設、ホットラボ及び廃棄物安全試験施設）が統合され、ホット試験室として新たに活動が開始されて2ヶ年を経過した。現在、統合の目標通り、3施設の有する利点が相互に活用され、定着した状況にある。

施設の運転管理においては順調かつ安全に進捗し、計画した試験もほぼ100%に近い達成度をもって当該年度を終えることができた。一方、技術開発においても、本報に述べたように、多種多様にわたり勢力的に実施され、多くの成果を得ることができた。この報告書が施設の概要を知り、利用面において参考となることを願い、さらに培った基盤が今後益々飛躍することを願って、本報を閉じる。

なお、本報告書は、ホット試験室及び放射線管理第2、3課の関係者に執筆を依頼し、下記ホット試験室編集委員会の委員長をはじめ委員により編集されたものである。関係者のご協力に改めて深く謝意を表したい。

ホット試験室次長 菊地 章

ホ ッ ト 試 験 室 年 報 編 集 委 員

委員長	山 原	武	(ホット試験技術課)
	坂 本	誠	(ホット試験業務課)
	金井塚	文 雄	(ホット試験技術課)
	吉 田	武 司	(ホット試験技術課)
	金 沢	浩 之	(実用燃料試験課)
	山 田	典 一	(WASTE F課)
	荒 瀬	功	(ホットラボ課)

ホット試験室年報執筆者一覧

まえがき	石本 清 (ホット試験室長)
抄録	金井塚文雄 (ホット試験技術課)
1. 概要	
1.1 ホット試験室の概要	金井塚文雄 (ホット試験技術課)
1.2 ホット試験室の運転管理	吉田 武 (")
1.3 ホット試験室の利用	" (")
1.4 ホット試験室の技術開発	" (")
2. 燃料試験施設の運転管理	
2.1 運転・利用状況	天野 英俊 (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	仲澤 隆 (放射線管理第3課)
3. WASTE Fの運転管理	
3.1 運転・利用状況	山田 典一 (WASTE F課)
3.2 保守・整備状況	塩田 得浩 (")
3.3 放射線管理状況	三浦 吉史 (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	園部 清美 (ホットラボ課)
4.2 保守・整備状況	荒瀬 功 (ホットラボ課)
4.3 放射線管理状況	西座 雅弘 (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 照射済燃料からのF P放出実験装置	西野 泰治 (ホット試験技術課)
5.1.2 ペレット熱伝導率測定装置の開発	" (")
5.1.3 ペレット融点測定装置の開発	" (")
5.1.4 イオンマイクロアナライザーの全体設計	串田 輝雄 (ホット試験技術課)
5.2 実用燃料試験課	
5.2.1 パンクチャー試験装置の改良	二瓶 康夫 (実用燃料試験課)
5.2.2 バースト試験装置の改良	市瀬 健一 (")
5.2.3 燃料の開気孔率測定装置の開発	長島 久雄 (")
5.2.4 画像データベースの開発	金澤 浩之 (")
5.3 WASTE F課	
5.3.1 高レベル放射性廃棄物ガラス固化体の 組成分析— ^{90}Sr の放射能分析	田村 行人 (WASTE F課)
5.3.2 固化ガラス内放射能濃度分布のCT画像に与える データ収集条件の研究	富樫 喜博 (WASTE F課)

5.3.3 ガラス固化体作製装置の溶融ルツボ用

熱電対の開発 吉川 静雄 (")
 沼田 正美 (")

5.4 ホットラボ課

5.4.1 照射済破碎燃料回収分級装置の整備 伊藤 忠春 (ホットラボ課)

5.4.2 高サイクル疲労試験装置の開発 木崎 実 (")

5.4.3 照射済被覆燃料粒子破損高速自動検出装置

の試作 関野 甫 (")

あとがき 菊地 章 (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 相澤 作衛 (実用燃料試験課)

付録3 研究成果一覧 坂本 誠 (ホット試験業務課)

付録4 ホット試験室の組織 " (")

付録1 官庁許可申請一覧

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	H4. 10. 27	バースト試験機の一部改造及び非常用電源設備冷却水系統の一部改修	H4. 12. 22
燃料試験施設	H5. 3. 29	ペレット融点測定装置の新設	H5. 5. 21
ホットラボ	H5. 3. 24	核燃料物質の年間予定使用量の一部変更（届出）	

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	H5. 3. 30	使用核種及び数量の変更と使用設備の増設	H5. 4. 1

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	H5. 1. 18	バースト試験機の一部改造	H5. 3. 4
燃料試験施設	H5. 2. 23	非常用電源設備冷却水系統の一部改修	H5. 4. 5

4. 輸送容器関係許認可変更申請

本年度の申請案件はない。

5. 保安規定及び予防規定の認可変更申請

本年度の申請案件はない。

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。

6. 所内安全審査受審

6.1 原子炉等安全審査委員会

本年度の受審はない。

6.2 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	H4. 9. 29	燃料試験施設におけるバースト試験機の一部改造について
燃料試験施設	H5. 2. 8	燃料試験施設におけるペレット融点測定装置の新設について

付録2 安全衛生関係

平成4年度のホット試験室5課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）に係わる安全衛生管理は、「4東保管第20号」をもって東海研究所長通達の平成4年度東海地区安全衛生管理実施計画をうけ、平成4年度部安全衛生管理実施計画（ホット試験室）が作成されこれを基に実施した。東海研究所の総合訓練の一つとして、燃料試験施設において対東海村消防署との合同訓練が行われた。

「4保管（安）第49号」の指名依頼によって指名された安全衛生管理担当者が平成4年9月末をもって退職した事に伴い、平成4年10月1日当該担当者の交替があった。

以下に実施の概況と対東海村消防署合同訓練について記す。

1. 安全衛生管理の概況

(1) 作業安全の確保

3施設の利用、運転及び保守にあっては、規定・手引きの見直し、作業手順の確認、施設・設備の巡視点検を徹底した。レーザー光による障害防止のためレーザー機器の保有状況調査を5/29～6/12に実施した結果、燃料試験施設にクラス3B管理品1台及び管理品外機器1台、ホットラボに管理品外機器2台があった。クラス3B管理品については表示、インターロック等の処置を行うこととした。

(2) 施設点検の強化

施設、設備について日常及び定期的に点検を実施した。又、「本体施設使用手引き」等に基づく諸手続きを励行し、作業安全手引き等によって作業方法を確認するとともに放射線取扱施設の適法性と安全性について随時確認した。

(3) 防災対策の強化

人事移動に伴う「火元責任者」の見直しを随時行い、日常、終業時の点検及び部・課安全衛生パトロールや会議等で防火管理の徹底をはかった。又、事故・異常等の発生時における迅速な通報連絡を行えるよう非常用電話による通報訓練をおこなった。

(4) 教育訓練の充実

「本体施設使用手引き」、「作業安全手引き」及び「放射線安全取扱手引き」等によりOJTを進めた。原子炉規制法、放射線障害防止法、高圧ガス取締り法及びその他の保安教育並びに新入・異動職員等の安全教育をそれぞれ推し進め、異常時通報連絡系統図に従い各施設毎に通報訓練（燃料試験施設:H5-2/17、廃棄物安全試験施設:H5-3/24、ホットラボ:9/3）を行い連絡網の周知徹底を図った。

(5) 部・課安全衛生会議の開催

- ・部安全衛生会議:5/22, 7/8, 12/10, H5-3/24
- ・課安全衛生会議:各課各月1回実施した。
- ・ホットラボ建屋安全衛生連絡協議会:6/25, 7/22, 9/1, 12/21, H5-3/25

(6) 部・課安全衛生パトロールの実施

- ・夏季部長安全衛生パトロール：7/17（燃試施設）, 7/21（WASTEF, ホットラボ）
部パトロール重点項目：管理区域等の標識変更遵守状況の確認
- ・年末部長安全衛生パトロール：12/18（燃試施設）, 12/21（WASTEF, ホットラボ）
部パトロール重点項目：危険物の管理
- ・課安全衛生パトロール：各課月1回のパトロールを実施した。

2. 「管理区域火災発生時の放射線管理等に係わる運用」に関する東海村消防署及び日本原子力研究所の合同訓練

(1) 訓練の趣旨

この訓練は、平成4年3月東海村消防署及び日本原子力研究所東海研究所とのあいだにおいて合意した「管理区域火災発生時の放射線管理等に係わる運用について」に基づき、円滑な消防活動維持のために、消防関係者及び放射線管理関係者等が共同訓練を実施してその実効性を確認するとともに意識の高揚を図ることであった。

(1) 訓練の主催と実施時期

東海村消防署及び日本原子力研究所東海研究所／平成4年10月28日（水）

(2) 訓練形態及び訓練実施場所

訓練形態は、「管理区域火災発生時の放射線管理等に係わる運用について」に基づく総合訓練とし、燃料試験施設試験棟サービスエリアにおいて実施された。

(3) 訓練の想定と進行概略

- ・想定：「燃料試験施設試験棟管理区域サービスエリアにおいて偶発的な加熱により、山積みになっていた放射性廃棄物の入っていたカートンボックス等の一部から発火した」との想定で行われた。

・進行概略：

〈13:30 火災発生：建屋内ページングで連絡〉→〈施設内自動火災報知設備発報〉→〈実燃試課長「6222」通報〉→〈構内課長東海村消防署に通報、自衛消防隊出動〉→〈現場指揮所開設〉→〈自衛消防隊現場到着〉→〈自衛消防隊消火活動開始〉→〈東海村消防署消防隊現場到着〉→〈管理部長入域同意〉→〈東海村消防署消防隊長入域許可(3名)〉→〈村消防隊をサービスエリア更衣室へ誘導〉→〈装備着用の指導〉→〈汚染検査実施〉→〈村消防隊消火活動開始〉→〈13:50 火災鎮火、村消防隊長確認〉→〈村消防署長より管理部長へ火災鎮火を通知〉→〈実燃試課長、一斉放送で火災鎮火を放送〉→〈汚染検査結果の報告〉→〈汚染検査結果を村消防隊長へ報告〉→〈村消防隊サービスエリアより撤収〉→〈14:00 撤収に伴う汚染検査〉→〈村消防隊サービスエリアより撤収〉→〈撤収に伴う汚染検査〉→〈汚染検査結果の報告〉→〈実燃試課長、撤収に伴う汚染検査結果を村消防隊長へ報告〉→〈14:20 東海村消防署長、現場活動訓練終了宣言〉→〈村消防隊全身汚染検査〉

以上で全行程を終了した。

(4) 主要訓練項目

- ・管理区域入域訓練：入域同意及び許可、入域に際する手続き及び説明、放射線防護具

及び同測定器具貸与並びに着用訓練を実施した。

- ・管理区域内誘導訓練：誘導担当者による管理区域内への誘導を実施した。
- ・管理区域消火訓練：管理区域火災の消火方法について実効性を確認した。
- ・線量測定及び線量評価の実施等の訓練：消防隊員の被曝線量当量測定及び線量評価を実施し、東海村消防署へ通知する訓練を行った。

(5) 訓練活動参加者

- ・東海村消防署 : 10名
- ・日本原子力研究所東海研究所: 55名
 - 保安管理室 (8名)
 - 管理部 (15名)
 - 保健物理部 (12名)
 - ホット試験室 (20名)

以上

付録3 研究成果一覧表

研究テーマ (大テーマ)	年月日	題 目	発 表 者	発 表 個 所
照射後試験及び WASTEF試験 に関する技術開発 (552-3)	4・5	原子炉照射用プラスチックキャ プセルの開発	薬谷 兵太 他	JAERI-M 92-078
	4・7	NSRR実験用照射済PWR燃料短尺 化パルス前非破壊試験(2)	金井塚文雄 大和田 功 他	JAERI-memo 04-181
	4・8	JPDR原子炉圧力容器鋼材から機 械強度試験片を採取するための 技術的検討	山原武 金井塚文雄 他	JAERI-memo 04-222
	4・10	シリサイド小型板状燃料のRIA 実験、(Ⅲ)SEM/XMA試験	山原 武 他	日本原子力学会 秋の大会
	4・10	4.5at%燃焼度(U, Pu)C燃料の 照射後試験、(Ⅰ)	吉田 武司 他	日本原子力学会 秋の大会
	4・11	Outline of TMI-2 Debris Examination at JAERI	山原 武	The Third Wor- kshop on Seve- re Accident Research in Japan(東京)
	4・11	Current Status of the Reactor Fuel Examination Facility	山原 武 他	JAERI-KAERI Joint Seminar on PIE(原研、 大洗研究所)
	4・11	Annealing Test Apparatus for High Burnup UO ₂ Pellets	山原 武 他	JAERI-KAERI Joint Seminar on PIE(原研、 大洗研究所)

研究テーマ (大テーマ)	年月日	題 目	発 表 者	発 表 個 所
	4・11	Development of Thermal Property Measuring Apparatus for High Burnup Fuel	西野 泰治 大和田 功 串田 輝雄 山原 武	JAERI-KAERI Joint Seminar on PIE(原研、 大洗研究所)
	5・1	ホット試験室施設の運転と技術開発(平成3年度)	ホット試験室	JAERI-M 92-199
	5・2	Current Status of the Reactor Fuel Examination Facility	山原 武 他	JAERI-M 93-016
	5・2	Development of Thermal Property Measuring Apparatus for High Burnup Fuel	西野 泰治 大和田 功 串田 輝雄 山原 武	JAERI-M 93-016
	5・2	Annealing Test Apparatus for High Burnup UO ₂ Pellets	山原 武 他	JAERI-M 93-016
	5・2	Experimental Data Report for Test TS-2, Reactivity Initiated Accident Test in NSRR with Pre-irradiated BWR Fuel Rod	山原 武 他	JAERI-M 93-006
	5・2	照射後試験技術開発	山原 武	日本原子力学会 「極限燃料技術」 専門委員会報告書
	5・2	照射済燃料ペレットの高温熱特性試験技術の開発	西野 泰治	第29回燃料安全 研究委員会(霞 山会館)

研究テーマ (大テーマ)	年月日	題 目	発 表 者	発 表 個 所
燃料試験施設の 運転管理 (553-2)	5・3	高燃焼度燃料照射後試験装置設備整備(1)超微小硬度計の開発	西野 泰治 大和田 功 串田 輝雄 山原 武	日本原子力学会 1993春の年会 (京都大学)
	5・3	原研におけるTMI-2デブリの分析試験(1)試験計画の概要	山原 武 他	日本原子力学会 1993春の年会 (京都大学)
	4・4・28	FISSION GAS RELEASE FROM HIGH BURNUP PWR FUELS UNDER TRANSIENT CONDITIONS	金沢 浩之 市瀬 健一 他	IAEA Technical Committee Meet- ing Pembroke/ Canada
	4・7・	NSRR実験用照射済燃料短尺化・パルス前非破壊試験(2)	本田 順一 他	JAERI-memo 04-181
	4・8	JPDR原子炉圧力容器鋼材から機械強度試片を採取するための技術的検討	市橋 芳徳 相沢 作衛 他	JAERI-memo 04-222
	4・10・21	燃料の開気孔率測定の開発	市瀬、長島 関田	日本原子力学会
	4・10・26	Re-Fabrication and Instrumentation Technique on Pre-irradiated LWR ROD	天野	IAEA Technical Committee Meet- ing
4・11・2	Study on out-of-pile fission gas pre-irradiated to 39 mwd/kgU	金沢	16th NSRR TECHNICAL Rev	

研究テーマ (大テーマ)	年月日	題 目	発 表 者	発 表 個 所
燃料試験施設の 運転管理 (553-2)	4・11・10	Annealing test apparatus high burnup UO ₂ Pellets	金沢	JAERI-KAERI Joint seminar
	4・12	Microstructural evolution of austenitic stainless steels irradiated in spect- rally tailored experiment in ORR at 400° C	金沢	Journal of Nu- clear Material 194-199
	5・3・28	原研におけるTMI-2 デブリの分 析試験 (1) 試験計画の概要 (2) 外観検査および密度測定 (3) ミクロ組織試験 (4) EPMA分析結果	助川・山原他 長島・野村他 本田・三瓶他 金沢・花田他	春の原子力学会
	5・3・28	4.5at% 燃焼度(U, Pu)CN燃料の 照射後試験(II)	金沢・大枝他	春の原子力学会
	WASTEの 運転管理	4・7	Effects of α -decay on the properties of actual nuclear waste glass	馬場 恒孝 松本 征一郎 村岡 進 山田* 斎藤* 石川* 佐々木*
4・9		Microstructure of Simulated High-level Waste Glass Doped with Short-lived Actinides. ²³⁸ Pu and ²⁴⁴ Cm	稲垣* 古屋* 馬場 恒孝 松本 征一郎 村岡 進	Mat. Res. Soc. Symp. Proc. Vol.257 pp.196-206
4・9		ホットガラス固化体の分析	馬場 萩谷* 川崎* 大和田* 秋元* 田村	JABRI-memo 04-249

研究テーマ (大テーマ)	年月日	題 目	発 表 者	発 表 個 所
ホットラボの 運転管理	4・9	高レベル放射性廃棄物ガラス固 化体の分析 (I) 模擬固化体試 料による分析法の検討	馬場 恒孝 萩谷* 田村 行人 米沢*	分析化学 (投稿中)
	4・9・15	Development of Packaging for TRU Materials	苅込* 能浦* 山田 典一 佐川 民雄 桜井 健 注)* は外部者	PATRAM 1992 日本・横浜
	4・11・9	Present Status of the waste Safety Testing Facility	菊地 章 山田 典一	JAERI-KAERI Joint Seminar
	4・11・10	Application of ICP Spectro- metry to analysis of Elements in waste Forms	富樫 喜博 田村 行人 松本 征一郎 菊地 章	JAERI-KAERI Joint Seminar
	5・3・	キャニスタ材に対する放射性 揮発物の付着性	富樫 喜博	JAERI-M 93-077
	4・2	Pre-pulse irradiation Exami- nation, NSRR pulse irradia- tion and Post-pulse irradia- tion examination of MH-2 fuel rod	伊藤、飯田 高橋、園部 菊池 他	JAERI-M 92-015 (1992)
	4・5	遮蔽扉の除塵	菊池、黒羽根 伊藤	デコミッション ング技報 No.5 (1992)

研究テーマ (大テーマ)	年月日	題 目	発 表 者	発 表 個 所
	4・6	東海炉黒鉛モニタリング(Dチャンネル) 第14回試験及びその評価(受託調査)	菊池、伊藤 宇佐美、糸永 他	JAERI-memo 04-146(1992)
	4・8	JPDR原子炉圧力容器鋼材から機械強度試験片を採取するための技術的検討	園部、伊藤 三田 他	JAERI-memo 04-222(1992)
	4・10	鉄鋼モニタリング成果報告書(平成3年度) 圧力容器第7回監視試験の結果(受託調査)	菊池、荒瀬 園部、木崎 飯田、宮西 伊藤、三田 飛田、高野 野沢、柳田 喜多川、糸永 他	JAERI-memo 04-299(1992)
	4・10	模擬高レベル廃棄物磷酸ガラスに対する17年間にわたる浸出試験の結果について	菊池 他	JAERI-memo 92-146(1992)
	"	Capability of energyselective neutron irradiation test facility (ESNIT) for fusion reactor materials testing and the status of ESNIT program	菊池 他	J. Nucl. Mater vol. 191-194 (1992)
	4・11	Performance of ZrC-coated particle fuel in irradiation and postirradiation heating tests	宮西、高橋 菊池 他	J. Am. Ceram. Soc. vol. 75 (1992)

研究テーマ (大テーマ)	年月日	題 目	発 表 者	発 表 個 所
	4・11	高速炉照射したステンレス鋼の 照射腐食割れ挙動 (I)	園部、伊藤 三田 他	JAERI-M 92-165 (1992)
	"	高速炉照射したステンレス鋼の 電気化学的腐食挙動	園部、喜多川 松島、関野 野沢、高橋 糸永、石川 他	JAERI-M 92-166 (1992)
	"	中性子エネルギー スペクトル調 整照射したステンレス鋼の電気 化学的腐食挙動	園部、喜多川 松島、関野 高橋、糸永 石川 他	JAERI-M 92-169 (1992)
	"	Present status of the Resea- rch Hot Laboratory	菊池、荒瀬	JAERI-KAERI Joint Seminar (1992)
	"	Present status mechanical testing technology at the Research Hot Laboratory	木崎、飛田 高野、菊池	JAERI-KAERI Joint Seminar (1992)
	"	Effect of hold time and fre- quency on the fatigue crack growth rate of irradiated cold worked type 316 stain- less steel	高橋、飯田 他	Effect of Radiation on Materials: 15th Int. symp. (1992)
	4・12	照射済燃料コンパクト電気解砕 試験装置の開発	飯田、宮西 喜多川、菊池	JAERI-memo 04-344(1992)
	5・1	ホット試験室施設の運転と技術 開発 (平成3 年度)	ホットラボ課	JAERI-M 92-199 (1993)

研究テーマ (大テーマ)	年月日	題 目	発 表 者	発 表 個 所
	5・1	NSRR照射済燃料実験パルス照射 後非破壊及び破壊検査結果 [実験番号:TS-3]	菊池、園部 伊藤、飯田 高橋 他	JAERI-memo 04-364(1993)
	"	東海発電所燃料モニタリング成 果報告書(平成3年度) (受託調査)	石本、菊池 荒瀬、松島 高橋、伊藤 斎藤、三田 神永、宇佐美 石川、糸永 園部、喜多川	JAERI-memo 05-006(1993)
	5・2	NSRR照射済燃料実験パルス照射 後非破壊及び破壊検査結果 [実験番号:JM-4]	菊池、園部 伊藤、飯田 高橋 他	JAERI-memo 05-007(1993)
	"	Experimental data report for test TS-2. Reactivity initiated acci- dent test in NSRR with pre- irradiated BWR fuel rod	菊池 他	JAERI-M 93-006(1993)
	"	Present status of the Resea- rch Hot Laboratory	菊池、荒瀬	Proc. of the JAERI-KAERI Seminar on Post irradi- ation Examina- tion, Nov. 1992. JAERI-M 93-016 (1993)
	"	Present status of Mechanical Testing at the Research Hot Laboratory	木崎、飛田 高野、菊池	同 上

研究テーマ (大テーマ)	年月日	題 目	発 表 者	発 表 個 所
	5・3	ホットラボの運転管理状況報告書(平成3年度)	ホットラボ課	JAERI-memo 05-066(1993)
	"	エネルギー-選択型中性子照射試験施設(ESNIT)計画概要	菊池 他	原子力学会 1993年春の年会 (1993)
	"	エネルギー-選択型中性子照射試験施設(ESNIT)の実験系技術検討及びESNITを用いる材料照射研究	菊池 他	同 上
	"	照射済燃料コンパクト電気解砕試験装置の開発	飯田、宮西 喜多川、菊池	同 上
	"	使用済ラッパー管を用いた溶接継手材の組織観察	高橋、菊池 他	金属学会 1993年春期大会 (1993)

付録4 ホット試験室の組織

