JAERI-M
92-199

ホット試験室施設の運転と技術開発
(平成3年度)

1993年1月

ホット試験室

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

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）で複写による実費頒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, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-11, Japan.

©Japan Atomic Energy Research Institute, 1992

編集兼発行　日本原子力研究所
印　　刷　いばらき印刷㈱

ホット試験室施設の運転と技術開発
（平成３年度）

日本原子力研究所東海研究所
ホット試験室

（1992年11月24日受理）

ホット試験室は，平成３年度に，近年の照射後試験の多様なニーズ等に対応するため，東海研究所の３部にまたがっていた共通の技術基盤を持つ３つの照射後試験施設を統合して発足した。

これらの施設は，昭和36年に利用を開始した汎用性のある東海ホットラボラトリー，昭和54年に利用を開始した原子力発電所の実用燃料の試験を対象とした燃料試験施設及び昭和57年に利用開始した高レベル放射性廃棄物処理処分の安全性試験を対象としたＷＡＳＴＥＦの３施設であり，それぞれの施設の特徴を生かし，有機的，効率的運用を図ることを目標に新組織の基に利用を開始した。

本報告は，平成３年度におけるホット試験室の業務について取りまとめたものである。

東海研究所：〒319-11　茨城県那珂郡東海村白方字白根２－４

Annual Report on Operation, Utilization and Technical Development of Hot Laboratories
(From April 1, 1991 to March 31, 1992)

Department of Hot Laboratories

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

(Received November 24, 1992)

The Department of Reactor Fuel Examination, Hot Laboratory Division in the Department of Research Reactor and WASTEF Division in the Department of Environmental Safety Research were consolidated into "the Department of Hot Laboratories" in 1991.

The Research Hot Laboratory (RHL) has been used for various kinds of post-irradiation examinations (PIEs) of high radioactive samples since 1961. The Reactor Fuel Examination Facility (REEF) has been mainly used for PIEs of power reactor fuels since 1979. The Waste Safety Testing Facility (WASTEF) has been used for safety examinations on storage and disposal of high level radioactive waste since 1982. The main purpose of the reorganization was to operate effectively these three hot cell facilities which have common techniques to examine high radioactive materials.

This report describes the activities in the Department of Hot Laboratories in fiscal year of 1991.

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

目　　次

まえがき
1. 概　　要 …… 1
1.1 ホット試験室の概要 …… 1
1.2 施設の運転管理 …… 10
1.3 施設の利用 …… 12
1.4 技術開発 …… 18
2. 燃料試験施設の運転管理 …… 19
2.1 運転・利用状況 …… 19
2.2 保守・整備状況 …… 22
2.3 放射線管理状況 …… 25
3. WASTEFの運転管理 …… 28
3.1 運転・利用状況 …… 28
3.2 保守・整備状況 …… 29
3.3 放射線管理状況 …… 32
4. ホットラボの運転管理 …… 36
4.1 運転・利用状況 …… 36
4.2 保守・整備状況 …… 40
4.3 放射線管理状況 …… 46
5. 技術開発 …… 49
5.1 ホット試験技術課 …… 49
5.1.1 照射済燃料からのFP放出実験装置 …… 49
5.1.2 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 …… 51
5.1.3 超微小硬度計の開発 …… 57
5.1.4 ペレット熱伝導率測定装置の開発 …… 59
5.1.5 ペレット融点測定装置の開発 …… 62
5.2 実用燃料試験課 …… 77
5.2.1 燃料被覆管酸化膜厚さ測定装置の開発 …… 77
5.2.2 高燃焼度燃料棒の脱燃料技術の開発 …… 79
5.2.3 燃料の樹脂注入装置の開発 …… 81
5.2.4 燃料の短尺加工技術の開発 …… 82
5.2.5 燃料の開気孔率測定装置の開発 …… 83

5.3 WASTEF課 …… 96
5.3.1 高レベル放射性廃棄物ガラス固化体の組成分析 ― 分析方法の検討 ― …… 96
5.3.2 グローブボックス付 ICP分析装置の開発…… 98
5.3.3 X線回折装置の開発 …… 100
5.3.4 アクチノイド試料輸送容器（ACC-90Y-180K型）の開発 …… 103
5.4 ホットラボ課 …… 122
5.4.1 研究炉用燃料板γスキャンニング装置の開発 …… 122
5.4.2 研究炉用燃料板寸法測定装置の開発 …… 124
5.4.3 HTTR燃料電解酸浸出装置の開発 …… 125
5.4.4 セル内コンベア装置の整備 …… 127
あとがき …… 143
付録1 官庁許認可申請等一覧 …… 147
付録2 安全衛生関係 …… 150
付録3 研究成果一覧表 …… 154
付録4 ホット試験室の組織 …… 160

Contents

Preface
1. Outline 1
1.1 Outline of Department of Hot Laboratories 1
1.2 Operation and Management of Hot Cell Facility 10
1.3 Utilization of Hot Cell Facility 12
1.4 Research and Development on Post-irradiation Examination Techniques 18
2. Operation and Management of the Reactor Fuel Examination Facility 19
2.1 Operation and Utilization 19
2.2 Maintenance 22
2.3 Radiation Monitoring 25
3. Operation and Management of the Waste Safety Testing Facility . 28
3.1 Operation and Utilization 28
3.2 Maintenance 29
3.3 Radiation Monitoring 32
4. Operation and Management of the Research Hot Laboratory 36
4.1 Operation and Utilization 36
4.2 Maintenance 40
4.3 Radiation Monitoring 46
5. Research and Development on Post-irradiation Examination Techniques 49
5.1 Hot Engineering Division 49
5.1.1 Fission Product Release Test Facility for Irradiated UO_2 Pellet 49
5.1.2 Technical Examination of Sampling Methods of Materials Properties Test Specimens from the JPDR Pressure Vessel Blocks 51
5.1.3 Development of Ultra-micro Hardness Tester 57
5.1.4 Development of Pellet Thermal Conductivity Measurement Apparatus 59
5.1.5 Development of Pellet Melting Temperature Measurement Apparatus 62
5.2 Fuel Examination Division 77

5.2.1 Development of Oxide Layer Thickness Measuring Apparatus on Cladding Tube 77
5.2.2 Development of De-fueling Techniques for High-burnup Fuel Rod Specimen 79
5.2.3 Development of Resin Injection Apparatus on Irradiated Fuels 81
5.2.4 Development of Re-fabrication Technique on PWR Fuels for Pulse Irradiation Test 82
5.2.5 Development of Open-porosity Rate Measuring Device for Irradiated Pellets 83
5.3 Waste Safety Testing Facility Division 96
5.3.1 Elemental Analysis of Vitrified High-level Radioactive Waste Determination of Analytical Method 96
5.3.2 Development of ICP Spectrometer with Glove Box 98
5.3.3 Development of X-ray Diffractometer 100
5.3.4 Development of ACC-90Y-180K Packaging for Actinoide Materials 103
5.4 Research Hot Laboratory Division 122
5.4.1 Development of Gamma-ray Scanning Equipment for Fuel Plate 122
5.4.2 Development of Dimension Measurement Equipment for Fuel Plate 124
5.4.3 Development of Electrolytic Disintegration Apparatus for Fuel Compacts 125
5.4.4 Improvement of In-cell Conveyer 127
Postscript 143
Appendix 1 List of Licensing 147
Appendix 2 Safety and Education 150
Appendix 3 Published Reports 154
Appendix 4 Organization of the Department of Hot Laboratories 160

ま え が き

ホット試験室は，平成３年４月５日付けをもって，業務の現状に即するよう，安全性試験研究センター実用燃料試験室に同センター環境安全研究部WASTEF管理室及び研究炉管理部ホットラボ管理室を移管し，実用燃料試験室をホット試験室に，両管理室をそれぞれWASTEF課及びホットラボ課に名称変更を行い，同年４月12日に発足した。

旧実用燃料試験室は，軽水炉，新型転換炉の実用燃料の照射後試験を目的として昭和54年に稼働を開始した燃料試験施設を，WASTEF管理室は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目的として昭和57年から稼働を開始した廃棄物安全試験施設（Waste safety Testing Facility）を，またホットラボ管理室は研究炉照射試料の冶金学的・化学的試験研究を行う目的で昭和36年に稼働を開始（昭和40年に施設を増設）したホットラボを有し，平成２年度までそれぞれの所属する組織の中で活動を行ってきたが，今回，共通の技術基盤を持つ３施設が統合され，施設の特徴を最大限に発揮し，且つ有機的な運用を図るべく，第一歩を踏み出した。

本報告書は，ホット試験室の歴史の初年度となる平成３年度の活動について，室内に編集委員会を組織し，「施設の運転と技術開発」と題してまとめたものである。

施設の運転に関しては，高性能Ｂ型改良燃料の照射後試験（その２），ガラス固化体マトリックスの機械強度試験及びNSRRバーンアップ燃料照射後試験等を計画通りに進捗させ，技術開発に関しては，高燃焼度燃料及びJRR-3M燃料の照射後試験装置等を開発するとともに，高レベル廃液処理技術等を確立した。

本報告書が，ホット試験室の活動の全貌を伝えるとともに，今後の業務遂行の参考となれば望外の喜びである。

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WASTEF管理室を統合し，それぞれの課室に所属する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。

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

- 東海研究所
  - 安全性試験研究センター
    - ホット試験室
      - ホット試験業務課 ―― ホット試験室の業務に係わる調整
      - ホット試験技術課 ―― 燃料試験施設の技術管理
        - ＊実用燃料照射後試験に関する技術開発
      - 実用燃料試験課 ―― 燃料の照射後試験
      - WASTEF課 ―― WASTEFの運転管理
        - ＊高レベル放射性廃棄物安全試験に関する技術管理
      - ホットラボ課 ―― ホットラボの運転管理
        - ホットラボの技術開発

＊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12体の照射後試験を実施するとともに，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βγセルとプルトニウム系燃料の試験を実施するαγセルをL字型に配置し，セル前面に操作室，セル背面側にアイソレションルーム，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 WASTEF

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

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，模擬廃棄によるホット試験を実施し，昭和63年からは，燃料の再処理廃液による実廃液試験を実施してきた。

WASTEFの主な仕様と試験項目をTable 1.1.2に，1階平面図をFig.1.1.2にそれぞれ示す。

1.1.3 ホットラボ

ホットラボは，研究炉で照射した燃料や材料の冶金学的・化学的試験研究を行う目的で昭和36年に完成し，利用運転を開始した。その後，原電東海発電所の燃料，圧力容器鋼材及び黒鉛材料のモニタリングを実施するために，ケーブ，セル等の設備を増設し，昭和40年から増設部の利用運転を開始した。

施設はβγ放射性物質取扱施設であり，冶金学的試験を実施するケーブ，セルと化学的試験を実施するケーブ，セルで構成されており，取扱可能な試料の寸法は，最大径約 100mm，最大長さ約1500mmで，研究炉及び試験炉で照射した多種多様な照射試料の照射後試験に対応できる汎用性を有する試験施設である。

試験は，高温工学試験研究炉（HTTR）用燃料・材料，軽水炉燃料棒のNSRRパスル照射実験後の燃料試料，NSR 炉心燃料，研究炉燃料・材料，軽水炉用圧力容器鋼材，核融合炉用材料等の各種燃料・材料の照射後試験を実施している。所外利用でも，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。

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
βγ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
	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
	No.3	3.0×10^{8}	解体、再組立、切断、脱燃料、応力腐食割れ試験
	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
	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
βγ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、硬度測定
	No.3	3.7×10^{3}	マイクロγスキャンニング、X線回折試験
リトルαγコンセルク	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
鉛αγセル	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

Table 1.1.2 WASTEF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（βγ）	1.8×10^9	2（密封）	貯蔵試験、γスキャンニング
No.2セル（βγ）	1.8×10^9	2（密封）	ガラス固化体作製
No.3セル（βγ）	1.8×10^9	2（密封）	試験試料作製、処分試験
No.4セル（αγ）	3.7×10^8	12	物性試験、浸出試験
No.5セル（αγ）	1.8×10^7	12	シンロック作製、α加速試験
鉛セル（αγ）	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	3.7×10^6	非破壊試験
ダーティケーブ	3.7×10^6	切断、解体
ストレージケーブ	3.7×10^6	試料の保管
メインテナンスケーブ	3.7×10^6	機器補修
冶金Ａケーブ	1.8×10^6	解体、試料保管
冶金Ｂケーブ	1.1×10^6	引張試験
冶金Ｃケーブ	1.1×10^6	非破壊試験
冶金Ｄケーブ	1.1×10^6	クリープ試験、γスキャンニング
化学Ａケーブ	3.7×10^5	ＦＰ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 ～1.8×10^4	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

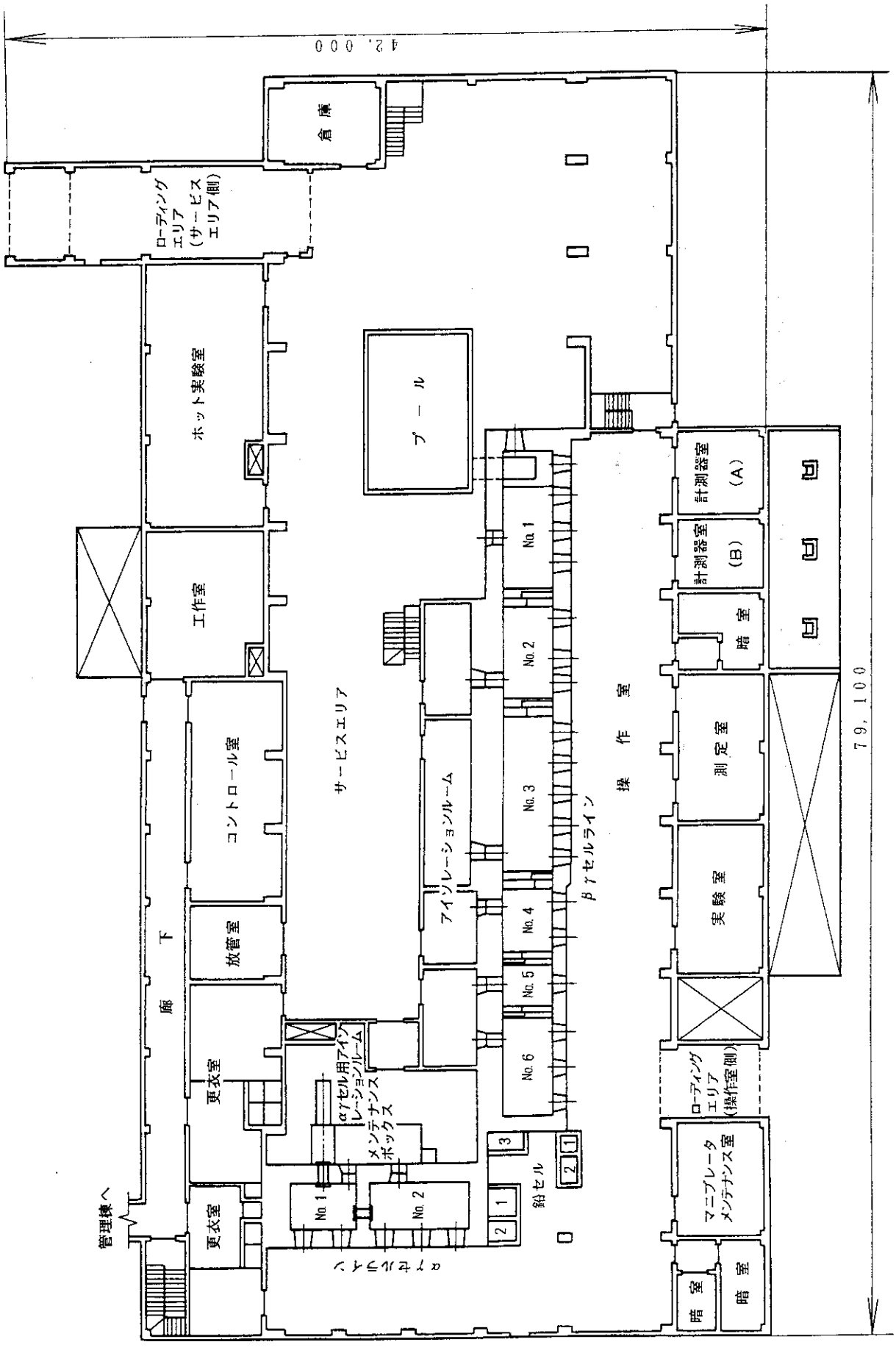


Fig. 1. 1. 1　燃料試験施設 1 階平面図

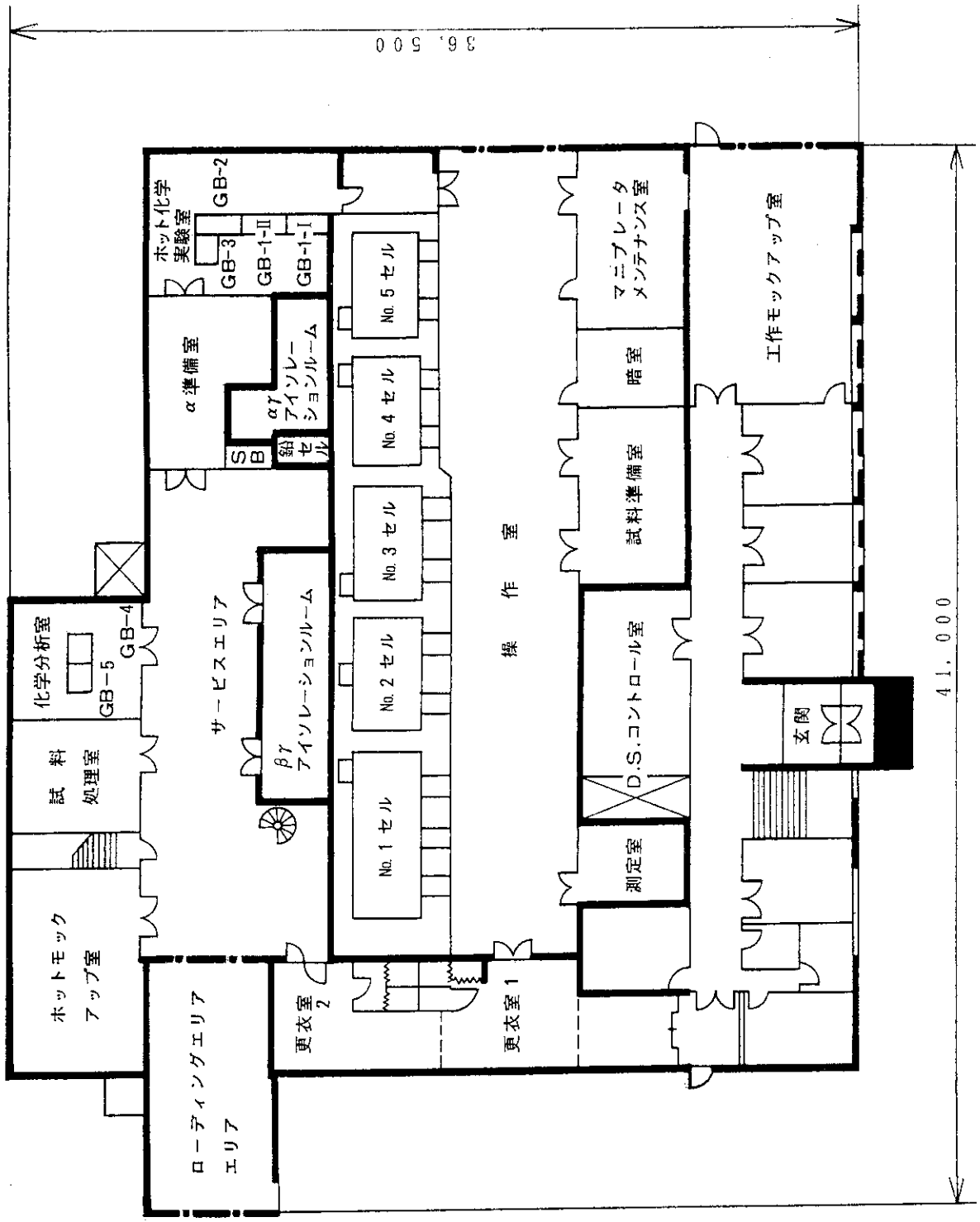


Fig. 1. 1. 2　WASTEF 1 階平面図

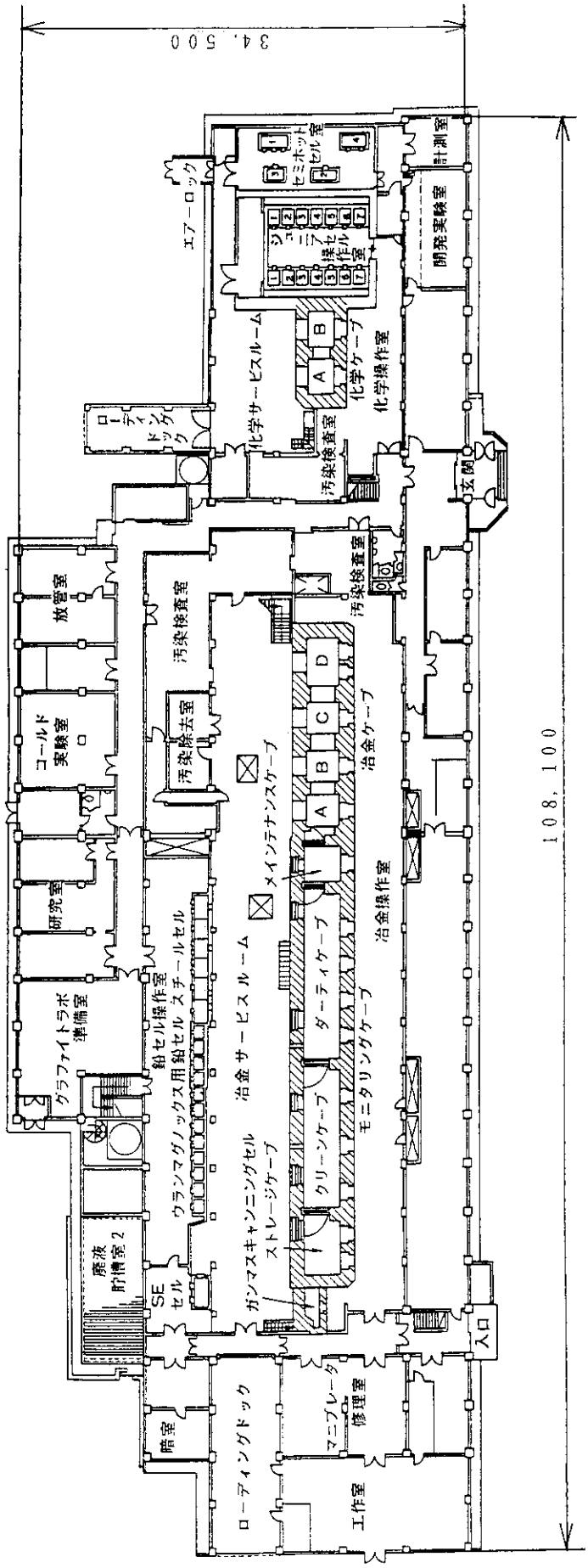


Fig. 1. 1. 3　ホットラボ1階平面図

1.2 施設の運転管理

平成3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主要な修理およ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，この使用計画書に従って運転を進めるべく施設の保守管理，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を進められ，計画された作業をほぼ予定どおり進捗させることが出来た。

本体施設の維持管理では，施設の安定運転を維持し作業者の安全を確保すべく保守管理に努めるとともに，保安規定に基づいた，保安上重要な各ケーブ・セル，内装機器，一斉指令装置及び警報設備等について，本体機器の作動試験，安全装置の作動試験，負圧維持状況及び通報試験などの定期自主検査と，東海研究所放射線障害予防規定（以下予防規定という）に基づいた負圧監視装置，インターロック装置，自動表示装置及びグローブボックス・フード等についての定期自主検査を実施するとともに，作業前後における点検等を実施し，日常における施設の管理を徹底した。

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源設備，気体排気設備，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及び配管・弁の漏洩点検等を実施した。

この他，組織変更に基づくホット試験室内各施設の保安規定及び核物質防護規定の一部変更作業等をも併せて実施した。

特に，燃料試験施設において計画停電時におけるケーブ・セル給排気停止に伴う放射性物質の閉じ込め性能を確認する実験を実施した。この結果，各ケーブ・セル共十分な閉じ込め性能を有していることを再確認することができた。

核燃料及び放射性物質の搬出入については，燃料試験施設とホットラボ施設で実施され，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に進めた。

燃料試験施設とホットラボにおける核燃料及び放射性物質の搬出入実績をTable 1.2.1に示す。

放射線管理関係では，試料の搬出入，内装機器の修理・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る要警戒線量を超えるものはなかった。

放出放射性気体廃棄物は，燃料の切断加工，溶解及び研磨作業等に於いて放出され，^{85}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るが各施設とも保安規定に定め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，放射能強度により低・中・高レベルに区分けされ廃棄物処理場へ運搬され処理される。当該年度に運搬した廃棄物は何れ施設も例年と同程度であった。

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
H.3. 4.18	ＮＳＲＲよりシリサイド燃料の搬入	ＮＳＲＲ
H.3. 5.14	ＡＴＲふげん燃料集合体（ＰＰＦＥ０４）搬入	動燃ふげん炉
H.3. 9.17	シンロック固化体試料の搬入	ＷＡＳＴＥＦ
H.3. 9.20	ＰＷＲ（Ｊ２Ｒ）燃焼度分析試料搬出	分析センター
H.3.10. 9	シンロック固化体試料の搬出	ＷＡＳＴＥＦ
H.3.11.21	ＰＷＲ（Ｊ２Ｒ）分析試料搬出	分析センター
H.3.11.22	ＮＳＲＲパルス照射試料搬入	ホットラボ
H.3.11.25	ＮＳＲＲパルス照射試料搬出	ＮＳＲＲ
H.4. 2. 4	ＡＴＲふげん再組立燃料集合体（ＰＰＦＰ０６）搬出	動燃再処理施設
H.4. 2.20	ＡＴＲふげん再組立燃料集合体（ＰＰＦＰ２Ｒ）搬出	動燃再処理施設

2．ホットラボ施設

搬出入月日	件　　名	搬　出　入　先
H.3.11.21	ＪＭＴＲ照射済酸化ウラン燃料搬出	ＮＳＲＲ
H.3.11.26	キャプセル（８４Ｆ－４Ａ，８３Ｆ－５Ａ）搬入	大洗ホットラボ
H.3.12. 5	ＪＲＲ－３Ｍ使用済燃料搬入	ＪＲＲ－３
H.4. 2. 3	ＮＳＲＲパルス照射済（ＳＣ－１）燃料搬入	ＮＳＲＲ
H.4. 2.24	原電東海発電所モニタリング用燃料搬入(2602-32234)	原電東海発電所
H.4. 2.24	原電東海発電所モニタリング用燃料搬出(2602-30529)	原電東海発電所
H.4. 2.26	ＮＳＲＲパルス照射済（ＪＭ－６）燃料搬入	ＮＳＲＲ
H.4. 3.11	キャプセル（８２Ｆ－７４，８４Ｆ－５Ａ）搬入	大洗ホットラボ
H.4. 3.24	ＮＳＲＲパルス照射済（ＧＫ－２）燃料搬入	ＮＳＲＲ
H.4. 3.30	ＪＭＴＲ照射済酸化ウラン燃料搬出	ＮＳＲＲ

1.3 施設の利用

施設の利用は，所外機関からの利用と所内の研究協力に大別される。

所外利用では，受託業務として実施してきた発電炉実用燃料の照射後試験，高レベル放射性廃棄物の処理処分に関する試験等が中心で，現在までの主な利用先としては，原子力発電技術機構（旧原子力工学試験センター），原子力発電株式会社，動力炉核燃料開発事業団などがある。

この他，照射後試験技術の開発等を目的としたもので外部機関と共同で研究開発するシステムがあり，現在シンロック固化体のα加速試験（日豪研究協力），ガラス固化体の機械的強度試験（九州大学共研）他を実施している。

所内研究協力関係では，研究所内研究室等の研究開発の一環としての照射後試験及びJRR-2・3・4，JPDR，JMTR等の試験研究炉燃料の照射後試験など原子力研究所事業大綱に沿った形での多くの試験を実施してきた。以下に各施設の利用状況を述べる。

1.3.1 燃料試験施設

発電炉実用燃料の照射後試験施設として建設され，昭和54年10月から共同研究として日本原子力発電株式会社（以下原電という）敦賀炉国産BWR燃料集合体の照射後試験を開始したのが利用の始めで，57年9月までに2体の集合体の試験を実施した。昭和55年6月には受託業務として関西電力美浜3号炉 PWR燃料集合体の照射後試験を開始し，昭和62年3月までに燃料集合体3体について終了している。これら一連の作業はその後の発電炉実用燃料の照射後試験を進める上で貴重な経験を得るものであった。また，共同研究として九州電力玄海炉 PWR燃料（56年9月～60年3月実施）の健全性に関する照射後試験を実施した。その後，関西電力大飯2号炉 PWR燃料（57年7月～62年3月実施）及び同美浜2号炉PWR燃料（59年10月～62年12月実施）について各燃料集合体1体の照射後試験を実施した。

一方，58年9月から新型転換炉（ATR)ふげん燃料の照射後試験を開始し，64年3月迄に2体の燃料集合体について試験を終了している。この他，関西電力大飯2号炉 PWRガドリニア入りデモ燃料，同大飯1号炉PWR高燃焼度デモ燃料等についても試験を実施した。

所内研究協力関係では，61年にJRR-2照射ウラン・プルトニウム混合炭化物燃料の照射後試験が開始され，翌62年に2本目の同燃料照射キャプセルの照射後試験及びJPDR破損燃料の搬入等を実施している。続く63年には前年に搬入したJPDR破損燃料の照射後試験を実施している。また，平成元年には原電敦賀炉国産 BWR使用済み燃料を用いてJMTR・BOCAキャプセル照射をするための短尺加工作業を開始した。これを契機に実用炉使用済み燃料を用いたBOCA及びNSRRパルス照射関連短尺加工試験が所内利用の大きなウエイトを占めている。

平成2年度以降では，受託業務として関西電力大飯2号炉 PWR高性能B型燃料の照射後試験（平成2年5月～），新型転換炉（ATR)ふげん燃料照射用36本組燃料集合体の照射後試験（平成3年4月～）及び同じくATR(ふげん）炉照射用セグメント燃料の照射後試験（平成4年4月～）を，所内関係では，ウラン・プルトニウム混合炭化物燃料の照射後試験を始め，短尺加工試験，ハルデン

高燃焼度燃料，TMI－2デブリ試料の照射後試験及び化学分析用溶解試料の作製等幅広い分野の試験を実施している。

平成3年度は，受託業務関係では，ジルコニウムライナ被覆管及び中空ペレットを用いた「高性能B型改良燃料の照射後試験（その2）」を実施し本年度契約分の一連の作業を全て終了した。また，新型転換炉技術確証試験の一環としてATR(ふげん）炉照射用36本組燃料集合体を受入れ照射後試験（その1）として，集合体試験及び燃料棒の非破壊試験を実施した。続いて，平成4年度搬入予定の「照射セグメント燃料集合体」の受入れに向けての準備作業を実施し完了した。

発電炉実用燃料の照射後試験フローチャートをFig.1.3.1に示す。

所内研究協力関係では，NSRRバーンアップ燃料実験のための燃料の短尺加工，JMTR再照射燃料の照射後試験を前年度から継続して実施した。ハルデン高燃焼度燃料実験及びTMI－2デブリ試料の試験では，非破壊試験を中心に実施した。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を前年度より継続実施し終了すると共に，本年度新たに搬入した炭化物燃料の照射後試験他を実施した。

1.3.2 WASTEF

高レベル放射性廃棄物の処理処分に関する安全性試験研究の一環として，昭和57年12月からのガラス固化体試料の作製がホット運転の開始で，58年にはそのガラス固化体試料を用いて，基礎物性試験及び耐放射線性試験（α加速試験），貯蔵時の安全性試験としての揮発試験及びガラス微粉末の飛散試験，処分時の安全性試験としての浸出試験及び耐久性試験（ニアフィールド模擬試験）を開始した。これらの試験は継続して実施され，特に ^{244}Cmを用いたα加速試験では，昭和60年までに1万年経過時相当の固化体特性を測定し終了している。また，この年には従来のαオートラジオグラフィを基にガラス固化体のα核種分布測定に適用する技術開発等も行った。62年にはガラス固化体のα加速試験，Npの岩石中移行試験，USNRC との協力研究としてβ・γ線照射下での低流速浸出試験等を継続して実施するとともに，動燃事業団との共同研究として動燃再処理工場から運搬した実放射性廃液によるガラス固化体を用いたα加速試験，日豪協力研究として放射性廃棄物含有シンロック固化体を用いたα加速試験を開始した。63年には前年度からの継続試験のほか，新たに動燃再処理工場から運搬した実放射性廃液によるガラス固化体を用いた^{137}Cs及び^{106}Ruの揮発試験を実施した。平成元年度以降にはガラス固化体のα加速試験，USNRC との協力研究としての$\beta\gamma$線照射下での低流速浸出試験及び ^{238}Pu添加ガラス固化体を用いたPu浸出挙動試験，日豪協力研究としてシンロック固化体のα加速試験を継続して実施するとともに，新たに特会受託研究として「海外再処理返還廃棄物確認手法信頼性実証試験」（5年計画）の返還ガラス固化体試料の受入れ準備と試験装置の整備等に着手した。

平成3年度は，ガラス固化体に関する試験としては，USNRC との協力研究として地下処分環境における地下水による影響を調べるため$\beta\gamma$線照射下での（MCC－4）低流速浸出試験を継続し終了した。また，九州大学との共同研究としてガラス固化体マトリックスの機械的強度試験を実施した。　シンロック固化体に関する試験としては，日豪協力研究として高レベル放射性廃棄物

に含まれる極めて半減期の長いTRU核種が1万年もの長期間に起こすα崩壊を約2年間で発生させ，α線及び反跳核による影響を調べるため ^{244}Cmを添加したシンロック固化体試料を用いたα加速長期性能評価試験を継続して実施した。

特会受託研究としては，「ガラス固化体閉じ込め安全性実証試験」では，動燃事業団から受け入れた実放射性廃液のガラス固化体試料の作製と貯蔵試験装置の一部改造を行い，次年度以降の揮発漏洩試験に備えた。また，「海外再処理返還廃棄物確認手法信頼性実証試験」では，仏国COGEMAガラス固化体試料の受入れ準備作業を実施した。

1.3.3 ホットラボ

ホットラボは，昭和36年9月に我が国最初の照射後試験施設として完成し，同11月に米国WTR で照射された三菱原子力工業のステンレス鋼材とUO_2燃料及びGETRで照射された東芝のUO_2燃料を受託業務として受入れ照射後試験を実施したのが利用の開始で，その後，原電東海発電所の燃料・材料モニタリングを実施することになり昭和38年に施設の改造工事が開始された。昭和40年代に入り照射後試験も本格化し，半均質炉開発，高速炉開発，JPDR等の開発プロジェクト関連試験，後半では多目的高温ガス炉，軽水炉燃料・材料の安全性研究プロジェクト関連の照射後試験を実施している。この他JRR-2使用済み燃料の対米送還に伴う業務，原電敦賀炉及び福島1号炉の原子炉圧力容器鋼材のモニタリングを実施している。一方，昭和41年度より原電東海発電所の燃料及び原子炉圧力容器鋼材のモニタリングを開始し，昭和46年度に実施した57本の燃料要素の非破壊検査試験（破壊検査21本を含む）を最大に毎年度実施し，現在までに 400本を越える燃料の試験を通し原子炉の安全運転に多くの貢献をしてきた。

昭和50年代には，JRR-3使用済み金属天然ウラン燃料の乾式保管に係る燃料の密閉作業を始め，多目的高温ガス炉用被覆燃料粒子，多目的高温ガス炉・核融合炉用耐熱材料，NSRR炉心燃料，JPDR国産燃料及び軽水炉燃料等の照射後試験を実施している。特殊な試験としてJRR-2原子炉出力変動原因調査，JRR-3冷却管折損原因調査をも実施している。この他東京電力福島2号炉チャンネルボックス材料検査，動燃混合転換燃料，原電東海発電所燃料及び圧力容器鋼材モニタリング及び原電敦賀炉，東京電力福島1・2号炉の圧力容器鋼材監視試験等の受託試験を実施している。

60年代では，原電東海発電所燃料及び圧力容器鋼材モニタリングと，高温工学試験研究炉（以下HTTRという）用燃料・材料の照射後試験，NSRRバーンアップ燃料の照射後試験，核融合炉用材料の照射後試験，研究炉低濃縮化燃料の照射後試験及び基礎基盤研究等の所内研究協力関係の試験を実施した。これらの照射後試験は試験内容も広範囲にまたがり，且つ，試験項目も多く1件の処理に多大の時間（ケーブ専有時間）を要している。

JMTR・OGL-1照射HTTR燃料の照射後試験フローチャートをFig.1.3.2に示す。

平成3年度は，受託業務関係では，前年度契約分の原電東海発電所の燃料モニタリングについて一連の作業をすべて終了し受託先への報告を完了するとともに，新たに本年度分の燃料モニタリングについて契約し，これら燃料の非破壊試験を開始した。また，原電東海発電所原子炉圧力容器鋼材の監視試験に関する調査（第7回）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（第

14回）についての試験をそれぞれ開始した。

所内研究協力関係では，HTTR燃料・材料としてOGL-1キャプセル照射材を始めとした照射材の試験，発電用実用使用済み燃料を短尺化したものにパルス反応度を負荷し，破損しきい値等に及ぼす影響を調べるNSRRバーンアップ燃料の照射後試験，改造後のJRR-3標準型燃料（以下JRR-3M燃料という）の照射後試験を実施した。また，トリチウム製造用ターゲットの照射技術開発の一環としてセラミックコーティング管の照射試験等の核融合炉用材料の照射後試験，及び，Y系・Bi系酸化物高温超電導体物質の帯磁率測定等の基礎・基盤研究に係わる照射後試験他を実施した。

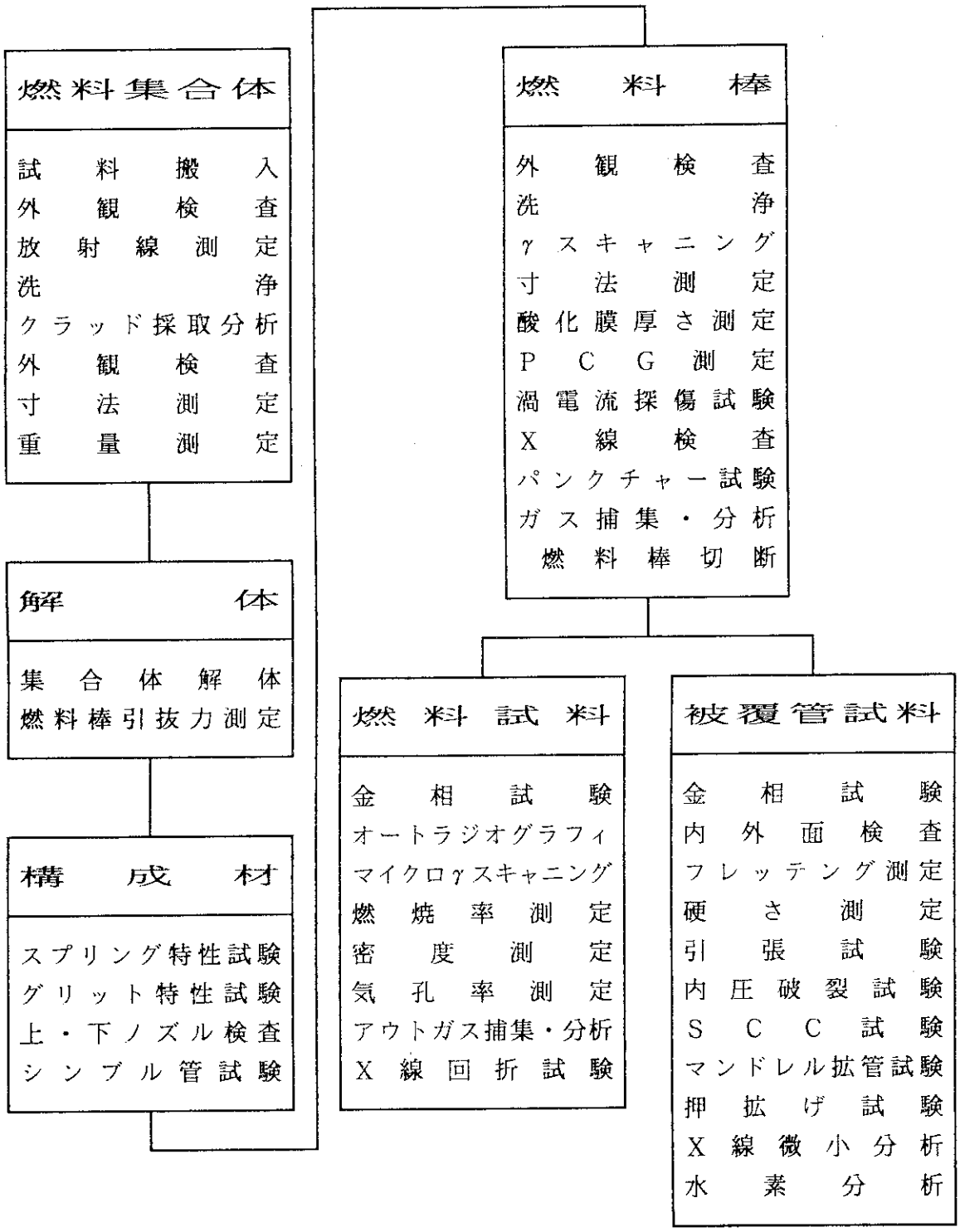


Fig. 1. 3. 1　実用燃料照射後試験の流れ

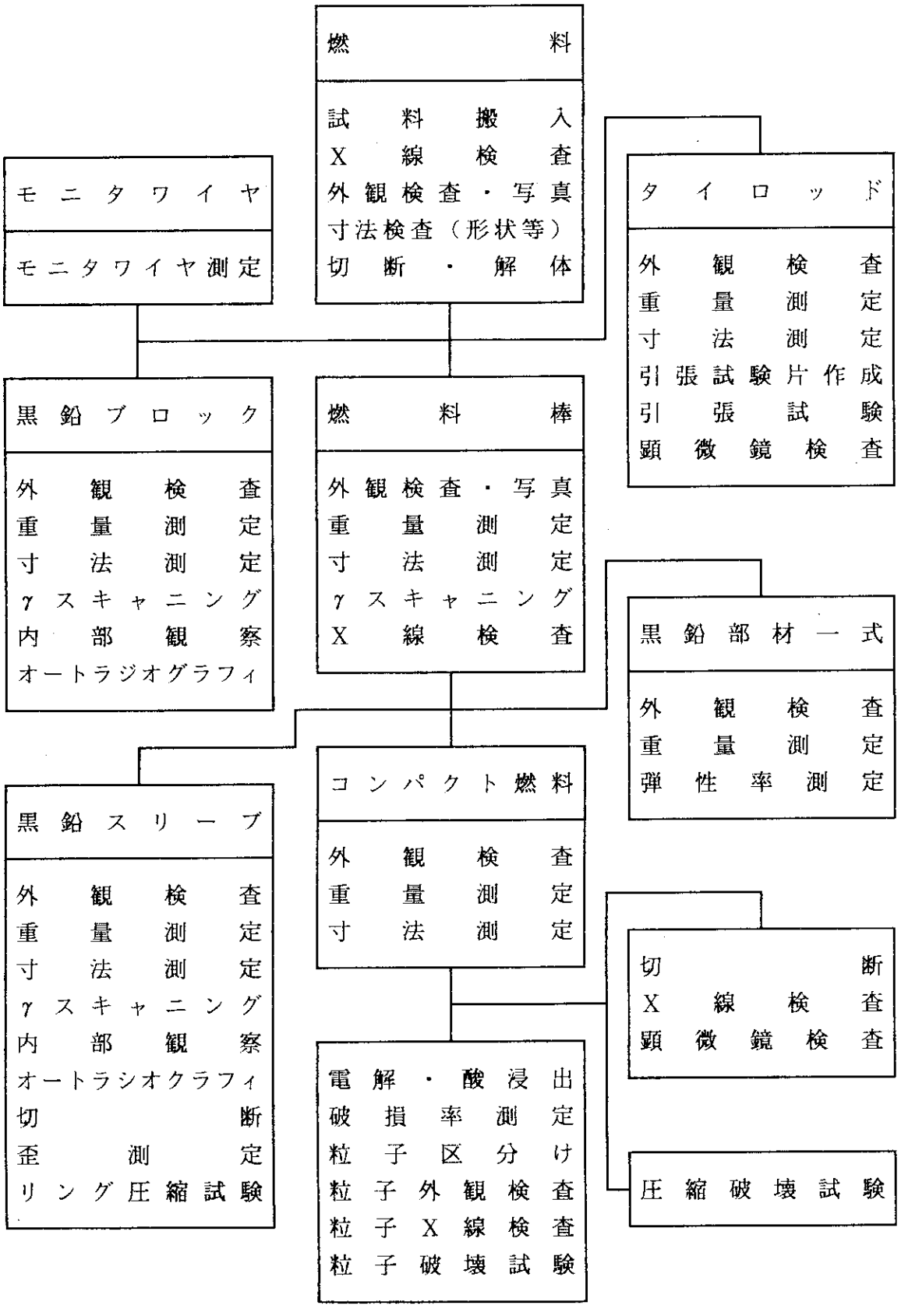


Fig. 1. 3. 2　OGL－1照射燃料試験の流れ

1.4 技術開発

ホット試験室においては，利用者のニーズに対応した新しい照射後試験装置及び照射後試験技術の開発並びに試験施設の改造整備等に伴う技術開発を継続して行っている。

燃料試験施設関係では，軽水炉技術の高度化に伴う高燃焼度発電炉実用燃料の照射後試験関係のの装置および試験技術を，WASTEFでは，使用済み発電炉実用燃料の再処理過程で生じる高レベル廃液処理技術の確立を目的とした装置及び試験技術を，ホットラボでは，HTTR及びJRR-3M燃料の照射後試験関係の装置及び試験技術を中心とした技術開発を実施した。これらの技術開発は，新たな照射後試験として試験方策を始め使用施設の検討及び照射後試験機器の開発など照射後試験を実施する上での一連の技術開発を行うものと，各種照射後試験機器の更新或いは新規製作をするための開発とに大別される。平成３年度においては，次の技術開発を行った。

1.4.1 照射後試験技術の開発

シビアアクシデント時に想定される条件下でのFP放出挙動データ及び炉心内部でのFP挙動データを得ることを目的としたもので，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特に欠落している2400℃から2800℃までの温度における燃料から放出されるFPガス及び低揮発性FPや短半減期FP等の放出データを得るための調査検討を開始した。

我が国に於ける動力炉の運転に先駆け建設され，多くの成果を上げてその任務を終え，現在解体中の動力試験炉（以下JPDRという）より採取した大型の圧力容器鋼片からホット工作により試験片を製作し，これらの試験片を用いて各種の照射後試験を実施して原子炉圧力容器の経年変化に関する調査をするための一連の技術的事項に関する検討を行った。

1.4.2 照射後試験機器の開発

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，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と高燃焼度燃料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他の開発を実施した。

実用燃料試験課では，燃料被覆管の機械的強度試験を実施する場合の脱燃料手法として超音波穿孔装置，ダイヤモンドドリル穿孔装置と内面観察装置を組み合わせた脱燃料装置の開発及び渦電流の原理を応用した非破壊法による被覆管酸化膜厚さ測定装置等の開発を実施した。

WASTEF課では，高レベル放射性廃棄物ガラス固化体の組成分析法として，ICP 発光分析法（ICP-AES)とフレームレス原子吸光分析法（AAS)を組み合わせた新分析手法の開発及び高周波プラズマ（ICP)を光源とする発光分析法により放射性廃棄物ガラス固化体中の非放射性元素の組成分析を行う装置他を開発した。

ホットラボ課では，HTTR用燃料コンパクトをマトリックス黒鉛粉と被覆燃料粒子に解砕すると同時に，被覆燃料粒子の破損率を測定する電解酸浸出装置の開発及びセル間の試料移送方法としてリニアパルスモータを用いたコンベア装置他の開発を実施した。

これら各課における技術開発については，５章で詳述する。

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12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。Fig. 1. 1. 1に燃料試験施設1階平面を，Table 2. 1. 1に施設の仕様と試験項目を示す。

2.1.1 本体施設の運転管理

平成3年度において実施した照射後試験は，所外利用業務では㈶原子力工学試験センター（現㈶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（その2）照射後試験」，動燃事業団から新規に受け入れた受託業務「ふげん炉照射試験用36本燃料集合体（その1）照射後試験」及び全照射後試験を完了し集合体として再組立て後の「燃料集合体2体(P06及びP2R)の動燃事業団再処理施設への搬出」，所内利用業務では燃料材料工学部からの「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」，燃料安全工学部からの「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」，「実用燃料からのNSRRパルス照射試験用燃料加工及び検査」，「NSRRパルス照射シリサイド燃料及び改良B型燃料照射後試験」，「NSRRバーンアップ実験用燃料照射後試験」，「JMTR再照射試験用燃料加工及び検査」及び「PWR 燃料による特殊照射後試験」，環境安全研究部からの「シンロック固化体試料の照射後試験」である。研究所外からの受託業務と所内利用研究協力業務に類別し，Table 2. 1. 2に利用件数を示す。

これら照射後試験の所外受託業務として実施した内容は，PWR 高性能B型改良燃料は燃料要素についての非破壊試験，被覆管強度試験及び燃料ペレット金相試験，新規受入れのふげん炉照射試験用36本燃料集合体は燃料集合体非破壊試験，集合体解体，燃料要素の非破壊試験であった。照射後試験を実施した実用燃料の数は，燃料集合体3体，燃料要素58本，燃料試料・被覆管試料等約 100個におよび，これらはすべて試験を完了し，当該年度の受託業務を終えた。

所内利用では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についてキャプセル1体，同燃料ピン2本の非破壊試験，燃料試料16個の破壊試験，ハルデン高燃焼度燃料では燃料棒7本の非破壊試験，TMI－2デブリ試料キャプセル4体の開封と試料60個の外観観察，重量測定及び密度測定，NSRRパルス照射試験用燃料4本の加工及び検査並びJMTR再照射試験用燃料2本の加工及び検査，NSRRパルス照射シリサイド燃料及び改良B型燃料の詳細金相試験，NSRRバーンアップ実験用燃料30個の金相試験を主体とした破壊試験，PWR 燃料被覆管の未照射材を含めた特殊照射後試験として引張試験，SCC 試験等，シンロック化体試料ではX線回折試験等々多種多様にわたっている。

核燃料の管理では，第１四半期を除く各半期にIAEAによる立ち入り査察が行われ，核燃料等の移動が，平成３年５月14日ふげん炉照射試験用36本燃料集合体の受入れ，平成４年２月４日及び２月20日再組立て集合体２体(P06及びP2R)の同事業団再処理施設への搬出，平成３年11月25日NSRRパルス照射試験用燃料４本のNSRRへの移送，JMTR再照射試験用燃料の東海ホットラボから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であった。

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運転管理は，特に異常なく行われた。

Table 2.1.1　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・燃料要素の搬入、搬出、貯蔵
βγコンクリートセル	No. 1	3.0×10^{8}	外観検査、寸法測定、γスキャニング、PCG測定、他
	No. 2	3.0×10^{8}	X線検査、ECT、酸化膜厚さ測定、FPガス捕集、他
	No. 3	3.0×10^{8}	解体、再組立、切断、脱燃料、SCC 試験、キャプセル処理
	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、他
	No. 5	3.3×10^{6}	OGA分析、微小分析試料作成、マイクロサンプリング
	No. 6	3.3×10^{6}	マクロ観察、被覆管内外面観察、金相試験試料調製・作成
βγ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、硬さ測定
	No. 3	3.7×10^{3}	マイクロγスキャニング、X線回折試験、超微小硬さ測定
αγ1コトンセクル1	No. 1	3.3×10^{6}	外観検査、寸法測定、γスキャニング、FPガス捕集、密度測定、気孔率測定
	No. 2	3.3×10^{6}	切断、NaK 処理、脱燃料、金相試験試料調製・作成
αγ鉛セル	No. 1	3.7×10^{3}	モザイク金相試験、電子顕微鏡観察
	No. 2	3.7×10^{3}	金相試験
測定室／ホット実験室			FPガス分析／X線微小分析、水素分析

Table 2.1.2　燃料試験施設の利用実績（件数）

	前期繰越	申込	終了	次期繰越	
				着手保留	実施中
所外	1	3	4	0	0
所内	7	7	7	1	6
計	8	10	11	1	6

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3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βγコンクリートNo.5セル，同No.6セル及びβγ鉛セルを，第2四半期：βγコンクリートNo.1セル及び同No.2セル，第3四半期：βγコンクリートNo.3セル，第4四半期：βγコンクリートNo.4セル及びβγコンクリートNo.1セル，同No.2セル並びに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，特に異常は認められなかった。

施設検査等関係機関による検査等が，第1四半期(H3-4-12)：70/20トンクレーン及び30/5トンクレーンの性能検査，第2四半期(H3-9-5)：一般高圧ガス製造設備3件（内圧破裂試験装置，SCC試験装置，燃料加工設備）の保安検査，第3四半期(H3-12-6)：一般高圧ガス製造設備1件（冷凍機）そして第4四半期(H4-3-26)：2件の施設検査（超微小硬さ計，熱伝導率測定装置）について行われ，特に問題なく各々結果良であった。更に，第3四半期，平成3年12月6日に核燃料物質使用施設保安規定遵守状況調査が行われ結果良であった。

非常用電源設備の故障等による電源喪失で，本体施設の給排気換気設備停止時におけるセルからの汚染拡大有無についての試験が第2四半期：平成3年8月1日に実施し，安全であることが確認された。

2.2.2 特定施設の保守・整備

特定施設の保守・整備は，技術部施設第3課によって電源設備，気体廃棄設備，液体廃棄設備，空気圧縮設備及び警報設備について性能試験，作動試験等がそれぞれ行われ，各々結果良で特に問題なかった。実施項目及び結果をTable 2.2.2に示す。

2.2.3 放射線管理設備の保守・整備

放射線管理設備の保守管理は，保健物理部放射線管理第3課によって行われ，設備のうちスタックモニター，エリアモニターの更新を第4四半期に行った。保守の項目及び結果をTable 2.2.3に示す。

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	H3.5, H3.12	良
	(2) 機器等の動作試験	H3.5, H3.12	良
	(3) 中和処理装置の法令に定める検査	H3.5	良
	(3) 槽類配管理及びバルブの漏洩検査	H3.5	良
βγコンクリートセル及び鉛セル	(1) 安全装置の作動試験	H3.6,9,12,H4.3	良
	(2) 機器等の動作試験	H3.6,9,12,H4.3	良
	(3) セルモニターの動作試験及び校正	H4.2	良
αγコンクリートセル、αγ鉛セル及びボックス等	(1) 安全装置の作動試験	H4.3	良
	(2) 機器等の動作試験	H4.3	良
	(3) セルモニターの動作試験及び校正	H4.2	良
	(4) アルゴンガス供給系の点検	H3.12,H4.3	良
	(5) ｸﾞﾛｰﾌﾞ、ﾌﾞｰﾂ及びﾋﾞﾆｰﾙﾊﾞｯｸﾞ 等の点検	H4.3	良
	(6) ｱﾙｺﾞﾝｶﾞｽ循環精製装置の動作試験等	H3.12,H4.3	良
	(7) αγ系液体廃棄設備の動作試験等	H4.3	良
一斉指令装置	通報試験	H3.6,H3.12	良
警報設備	作動試験	H3.4,9,12,H4.3	良
内装試験装置類	(1) 安全装置の作動試験	H3.4 ～ H4.3	良
	(2) 機器等の動作試験	H3.4 ～ H4.3	良

Table 2.2.2　燃料試験施設特定施設の保守・整備状況

検査実施設備	検査項目	実施年月	結果
電源設備	(1) 絶縁抵抗測定	H3.10,H3,11	良
	(2) 非常用電源の起動試験	H3.4 ～ H4.3	良
	(3) 保護継電器作動試験	――	――
気体廃棄設備	(1) 電気設備の絶縁抵抗測定	――	――
	(2) フィルター装置の性能検査	H3.4 ～ H4.3	良
	(3) 風量、風向測定	H4.3	良
	(4) 機器の作動試験	H3.9	良
液体廃棄設備	(1) 電気設備の絶縁抵抗測定	H3.6, H3.12	良
	(2) 機器等の作動試験	H3.6, H3.12	良
	(3) 配管、弁等の漏洩点検	H3.4 ～ H4.3	良
空気圧縮設備	(1) 作動試験	H3.4 ～ H4.3	良
警報設備	(1) 作動試験	H3.4 ～ H4.3	良

Table 2.2.3 燃料試験施設放射線管理設備の保守・整備状況

検査実施設備	検査項目	実施年月	結果
ダスト・ガスモニタ	(1) 性能試験及び校正	H3.6, H4,1	良
γ線エリアモニタ	(1) 性能試験及び校正	H3.6, H4,1	良
ハンドフットモニタ	(1) 性能試験及び校正	H3.6, H4,1	良
臨界警報設備	(1) 性能試験及び校正	H3,11	良

2.3 放射線管理状況

2.3.1 概　況

平成3年度に実施した主な放射線作業は，セルの汚染除去作業，試験内装機器の保守点検・修理及び照射済燃料の搬出入作業である。

これらの作業は，いずれも異常な被ばくや汚染を発生することなく遂行された。

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。年間の集団実効線量当量は46.1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66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62.1 mSv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越えなかった。

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FPガス分析作業で放出されたものである。年間総排出量は，4.9×10^{11}Bqであり，保安規定に定める放出管理基準値を越える異常放出は認められなかった。

2.3.4 放射性液体廃棄物

燃料試験施設から発生するすべての放射性液体廃棄物は，施設内の貯溜槽に貯溜し，管理された後，放射性液体廃棄物運搬車両にて廃棄物処理場に直接排出される。平成3年度の放射性液体廃棄物の期間別排出濃度及び放出量をTable 2.3.3に示す。なお，一般排水はなかった。

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化された廃核燃料物質がある。これらの固体廃棄物は，本体施設の保守の項で示した様に保守が年間を通し実施されているため通年にわたり発生している。平成3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された数量をレベル毎にTable 2.3.4に，排出形状の種類別数量をTable 2.3.5に示す。

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）	123	116	132	189	288
集団実効線量当量（人・mSv）	9.6	4.6	27.5	4.4	46.1
平均実効線量当量（mSv）	0.08	0.04	0.21	0.20	0.16
最大実効線量当量（mSv）	1.2	0.4	1.9	0.6	2.8

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	期間／項目	第1四半期	第2四半期	第3四半期	第3四半期	年　間
希ガス	^{85}Kr	平均濃度（Bq/cm³）	$<9.3\times10^{-3}$	$<9.3\times10^{-3}$	$<9.3\times10^{-3}$	$<9.3\times10^{-3}$	――
		放出量（Bq）	6.4×10^{10}	3.1×10^{10}	3.7×10^{9}	3.9×10^{11}	4.9×10^{11}
ヨウソ	^{131}I	平均濃度（Bq/cm³）	$<2.8\times10^{-9}$	$<2.8\times10^{-9}$	$<2.7\times10^{-9}$	$<2.3\times10^{-9}$	――
		放出量（Bq）	0	0	0	0	0
塵埃	^{106}Ru	平均濃度（Bq/cm³）	$<1.8\times10^{-9}$	$<1.5\times10^{-9}$	$<1.5\times10^{-9}$	$<1.5\times10^{-9}$	――
		放出量（Bq）	0	0	0	0	0
	^{238}Pu	平均濃度（Bq/cm³）	$<4.8\times10^{-11}$	$<4.8\times10^{-11}$	$<4.8\times10^{-11}$	$<4.8\times10^{-11}$	――
		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排出平均濃度及び排出量

		第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期	年間総量
低レベル	平均濃度 (Bq/m³)	9.7 ×10⁶	9.2 ×10⁶	3.2 ×10⁶	8.1 ×10⁶	6.61×10⁶ (Bq)
	排出量(m³)	20.1	27.0	19.4	19.3	85.8 (m³)
中レベル	平均濃度 (Bq/m³)	——	9.0 ×10⁷	7.5 ×10⁷	——	1.19×10⁹ (Bq)
	排出量(m³)	——	3.9	11.1	——	15.0 (m³)

注記：高レベル液体廃棄物は固化処理により排出量なし

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排出数量

	第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期	年間総量
低レベル (m³)	23.55	15.57	20.09	29.94	89.15
中レベル (m³)	2.43	0.36	0.20	1.65	4.64
高レベル (m³)	3.83	1.41	1.73	1.47	8.44

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（個）

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
低レベル				
(1) 角形カートリッジ (0.40 m³)	1	0	2	0
(2) A 型容器 (1.00 m³)	0	1	5	1
(3) HEPAフィルター (0.15 m³)	9	0	0	36
(4) プレフィルター (0.02 m³)	0	0	0	23
(5) ドラム缶 (0.20 m³)	1	0	6	0
中レベル				
(1) 角形カートリッジ (0.40 m³)	1	0	0	0
(2) 円筒形カートリッジ(0.03 m³)	0	0	0	55
(3) ドラム缶 (0.20 m³)	2	0	1	0
高レベル				
(1) 角形カートリッジ (0.40 m³)	1	0	2	0
(2) 円筒形カートリッジ(0.03 m³)	0	0	31	49
(3) レジン内筒 (0.20 m³)	1	0	0	0

3. WASTEFの運転管理

3.1 運転・利用状況

ガラス固化体に関する試験では，MCC-4低流速浸出試験（USNRC研究協力）を継続し，所定の目標を達成終了した。また，固化体マトリックスの機械強度試験（九大共研）についても継続した。なお，MCC-4低流速浸出試験については新たな試験を計画中である。

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加速性能評価試験（日豪研究協力）を継続して実施した。

「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，動燃事業団より受け入れた高レベル廃液（実廃液）のガラス固化を行うとともに，貯蔵試験装置の一部改造を行って次期に予定している揮発漏洩試験に備えた。一方，「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，GOGEMAガラス固化体試料（仏国）の受入準備を終了したほか，化学分析及び放射線分析技術を確立して次期に予定している諸試験に備えた。

Fig.3.1.1に平成3年度の利用状況を示す。

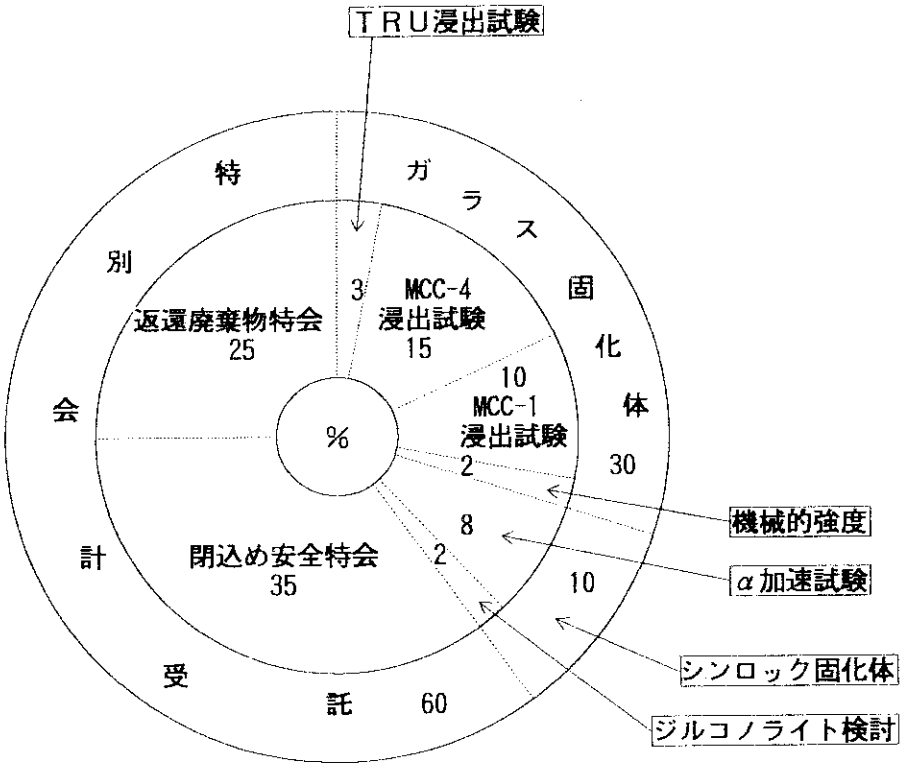


Fig.3.1.1 WASTEFの利用状況（平成3年度予定）
（試験・業務時間×人員）

3.2 保守・整備状況

3.2.1 定期自主検査について

本体施設及び特定施設の定期自主検査の実施状況をTable 3.2.1及びTable 3.2.2に示す。

3.2.2 非常用電源設備について

ディーゼル発電機の冷却水ポンプ吸込側に空気が混入することにより冷却水ポンプの機能が喪失し発電機が停止するのを防止するため，冷却水ポンプより上部に設置されている補助水槽に冷却水ポンプの吸込み側を接続し，吸込み管内が常時満水の状態となるように冷却水供給方式を押込み式に変更した。

3.2.3 オフガス処理系について

No.2セルに設置されているガラス固化体作製装置オフガス処理系について，①フィルタユニットの着脱に係る遠隔操作性の向上と，②放射性物質の蓄積によるセル内機器の保守・点検時の被ばくの低減化を図るため，吸着剤に酸化鉄を使用していた吸着塔を，シリカゲルを吸着財とした吸着器に改め，また，プレフィルタ・吸着フィルタ・高性能フィルタをひとつのフィルタケーシングに収納して使用してきたものをそれぞれ独立したフィルタユニット群に変更した。

ガラス固化の過程で発生する窒素酸化物（NOx）除去用の洗浄塔は，発生するNOx量が少量であり排気筒で十分希釈できることが判ったのと，内部に汚染が蓄積した同機器の保守管理が困難になってきたために，その使用を停止した。

3.2.4 貯蔵試験装置について

特別会計事業「ガラス固化体閉じ込め安全性実証試験」を実施するにあたり，No.1セルに設置されている貯蔵試験装置2基のうち1基を撤去し，従来の1ℓ試験容器から5ℓ試験容器の試験も行えるように試験容器挿入口アダプター付き試験槽に改良した。

なお，本工事の施設検査は平成4年度に受検する。

3.2.5 ICP (Inductively Coupled Plasma)発光分析装置について

特別会計事業「海外再処理返還廃棄物確認手法信頼性実証試験」を実施するにあたり，除染室を化学分析室に改め，内装の除染設備を撤去して，グローブボックス2基（No.4，5）を設置した。

ICP(高周波誘導結合プラズマ発光分析装置）の発光スタンド部はグローブボックスNo.5内に設置し，電源装置，高周波電源装置，分光及び測光装置，アルゴンガス制御装置，冷却水循環装置等はグローブボックス外（化学分析室）に設置した。

また，グローブボックスNo.4，5の排気系統は既設の排気1－4系統に地下ホット機械室で接続した。

なお，本工事の施設検査は平成4年度に受検する。

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) ｲﾝｾﾙﾓﾆﾀ の作動試験及び校正	H4. 2. 3 ～ H4. 2.14 〃 〃 H4. 2.14 ～ H4. 2.21
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) ｲﾝｾﾙﾓﾆﾀ の作動試験及び校正	H4. 2. 3 ～ H4. 2.14 〃 〃 H4. 2.14 ～ H4. 2.21
ｸﾞﾛｰﾌﾞﾎﾞｯｸｽ（1－Ⅰ，－Ⅱ、2 及び3） ﾒﾝﾃﾅﾝｽﾎﾞｯｸｽ、αγｱｲｿﾚｰｼｮﾝﾙｰﾑ及びｻﾝﾌﾟﾘﾝｸﾞﾎﾞｯｸｽ	(1) 機器等の作動試験 (2) 負圧計の作動試験 (3) ｸﾞﾛｰﾌﾞ，ﾋﾞﾆｰﾙﾊﾟｯｸ等の点検	H4. 2. 3 ～ H4. 2.14 〃 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・ｶﾞﾝﾏ廃液系	(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	H4. 1.27 ～ H4. 1.31 〃 〃
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	H3. 6　及び　H3.12
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
電源設備	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	H3.10.13 ～ H3.12.11 〃 〃
	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	H3.12.13
気体廃棄設備 排風機 フイルタ装置		絶縁抵抗測定，作動試験，風量・風向測定 フイルタの捕集効率測定	H3. 7.22 ～ H4. 3.23
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	H3.12.11 ～ H4. 3. 3
空気圧縮設備 圧縮機・安全弁		保護装置作動試験・噴気試験	H3. 5.13 ～ H3.12.13
警報設備 非常用電源 気体・液体廃棄 空気圧縮		作動試験	H3. 4. 3 ～ H4. 3. 4

3.3 放射線管理状況

3.3.1 概　要

前年度末に発生した管理区域内の軽妙な汚染事故の復旧作業のため，管理区域内での核燃料物質及び放射性物質を用いた試験及びそれに伴う機器装置の運転を一時中止した。

本年度に実施した主な放射線作業としては，①No.1セル貯蔵試験装置の更新工事，②No.2セルオフガス処理系の更新工事，③これらの工事に係るセル内除染作業及び④試験供給フードの除染を作業などがあるが，いずれも異常な被ばくや汚染を生ずることなく遂行できた。

3.3.2 線量当量

WASTEF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32.3人・mSv であった。また，指先の組織線量当量の測定を要した者は29人であり，リングバッジの着用期間における線量当量の最大値は 14.5mSv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ばくはなかった。

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能量をTable 3.3.3に示す。

3.3.5 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をTable 3.3.4に示す。

Table 3.3.1 WASTEF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）	64	112	103	123	190
実効線量当量（人・mSv）	1.4	10.0	1.4	19.5	32.3
平均線量当量（mSv）	0.02	0.09	0.01	0.16	0.17
最大線量当量（mSv）	0.4	1.2	0.4	1.7	2.2

注） 線量当量はフィルムバッヂのデータによる。

Table 3.3.2　WASTEFから放出された放射性気体・液体廃棄物

	核種	項目＼期間	第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期	年間
放射性塵埃	^{241}Am	平均濃度（Bq/cm^3）	$<5.4\times10^{-11}$	$<5.4\times10^{-11}$	$<5.4\times10^{-11}$	$<5.4\times10^{-11}$	－
		放出量（Bq）	0	0	0	0	0
	^{137}Cs	平均濃度（Bq/cm^3）	$<5.4\times10^{-11}$	$<5.4\times10^{-11}$	$<5.4\times10^{-11}$	$<5.4\times10^{-11}$	－
		放出量（Bq）	0	0	0	0	0
放射性廃液	^{241}Am	平均濃度（Bq/cm^3）	5.0×10^{-4}	2.6×10^{-4}	7.7×10^{-4}	4.3×10^{-4}	－
		放出量（Bq）	2.8×10^{4}	3.7×10^{4}	1.4×10^{5}	1.2×10^{4}	2.2×10^{5}
	^{137}Cs	平均濃度（Bq/cm^3）	5.3×10^{-3}	1.5×10^{-3}	2.3×10^{-3}	4.4×10^{-3}	－
		放出量（Bq）	3.0×10^{5}	2.1×10^{5}	4.1×10^{5}	1.2×10^{5}	1.0×10^{6}

Table 3.3.3　廃棄物処理場へ輸送した放射性気体廃棄物

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	5.5	0	5.5
	放射能量（Bq）	0	0	8.72×10^{10}	0	8.72×10^{10}
＊高レベル	廃液量（m^3）		該当なし			
	放射能量（Bq）					

＊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）	43.65	20.55	11.49	9.69	105.93
中レベル	廃棄量（m^3）	0	0	0.21	0.39	0.6
高レベル	廃棄量（m^3） $\beta\gamma$	0	0	0.18	0	0.18
	α	0	0	0	3.4	3.4

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3年度は，高温工学試験研究炉（HTTR）用燃料・材料の照射後試験，軽水炉燃料棒のNSRRパスル照射実験後の照射後試験，JRR-3M標準型燃料の照射後試験，核融合炉用材料の照射後試験，軽水炉圧力容器鋼材の照射後試験，基礎基盤研究に係わる複合材・超電導材の照射後試験などの所内利用と，ホットラボ本体施設及び特定施設の定期自主検査，内装機器類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・黒鉛及び鋼材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

本年度の利用申込は，28件（所内23件，所外5件）で，これに前年度からの繰越60件を合わせると，総計88件（所内81件，所外7件）になる。このうち70件について照射後試験を実施し，23件の照射後試験を終了した。Table 4.1.1にホットラボ年度別受付と終了件数の推移を示す。

研究テーマ別のホットラボ施設利用状況では，HTTR用燃料・金属材料・黒鉛材料の研究開発に係わる照射後試験が36件と最も多く，試験内容も多岐にわたっている。このため，ケーブ・セルの稼働時間に対する利用比率は47％を示し，国の安全評価指針のためのデータ取得に成果をあげた。Fig.4.1.1に平成3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 高温工学試験試験研究炉用燃料・材料の照射後試験

OGL-1照射燃料体，JRR-2及びJMTR照射キャプセルなど36件の依頼があり，28件について照射後試験を実施した。このうち OGL-1照射燃料体は，HTTRの使用条件に耐えることを実証する健全性試験として，第11次・第12次燃料体の照射後試験を実施した。主な試験内容は燃料体・燃料棒の外観・X線・重量検査，燃料コンパクト・ディスク試料・被覆燃料粒子のFPインベントリ測定，断面組織検査などである。

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の高温クリープ試験及びFe－Cr系耐熱材料の真空高温引張試験など5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

軽水炉用燃料の安全評価基準確立のため，照射済燃料に対するNSRRパルス照射実験が平成元

年度から実施されており，これらの反応度事故模擬実験計画に基づいた照射後試験を継続実施している。3年度は，前年からの継続試験燃料10体と，新たに受け入れたJMTR予備照射燃料2体及び PWR型美浜炉短尺化燃料1体の合計13体の照射後試験を実施した。主な試験内容は，燃料棒の外観・X線・寸法・被覆管欠陥検査・γスキャン等の非破壊検査と燃料棒断面組織検査・電子顕微鏡検査などの破壊検査である。

③ JRR-3M標準型燃料の供給期間中の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，初装荷燃焼の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開始し，燃料要素の外観・寸法，燃料板のγスペクトル測定などの非破壊検査を中心に11項目の試験を実施した。

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を実施した。主な試験は，トリチウム製造用ターゲットの照射技術開発の一環としてのセラミックスコーティング管照射健全性試験，Y系・Bi系酸化物高温超電導体物質の帯磁率測定試験などである。

〔受託調査〕

平成2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」は，非破壊検査，破壊検査の全てを終了し，その結果を原電に報告した。続いて平成3年度分を平成4年2月に契約し，非破壊検査を開始した。また，「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7回）」を契約し，非破壊検査及び破壊検査に着手した。

(4) 技術開発

照射後試験法の開発関係では，被覆燃料粒子の高速破損自動検出装置の開発を継続実施し，装置の改良を進め，照射済被覆粒子を用いた動作試験を行った。また，燃焼法による燃料コンパクト中の SiC層破損率測定のための開発試験を実施し，酸化燃焼の最適条件を確立した。

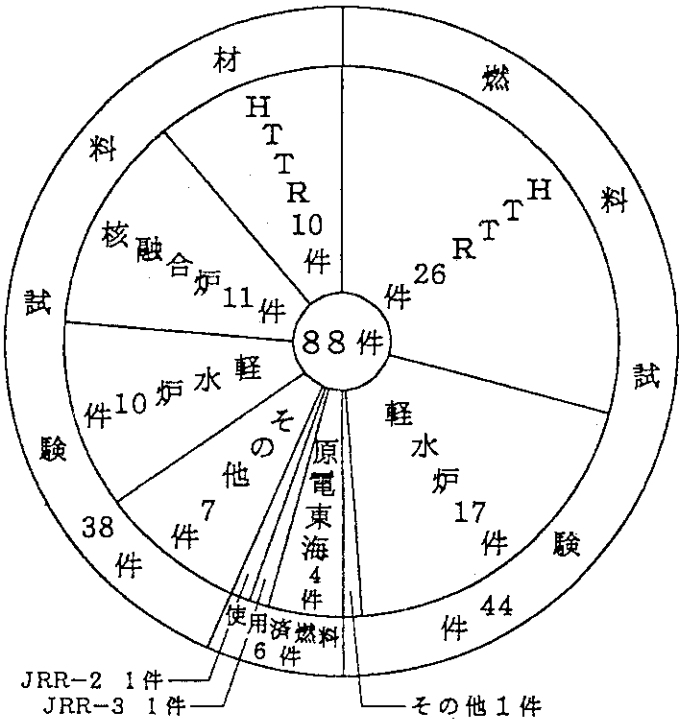
新たな照射後試験の要求に応えるための内装機器開発関係では，燃料コンパクト電解解枠装置，JRR-3M燃料要素検査のための燃料板寸法測定装置・γスキャンニング装置・ブリスタ試験装置や真空焼純炉の開発を進め，一部の装置については，定常業務への運用を開始し，多くの成果を得た。

4.1.2 特性施設の運転管理

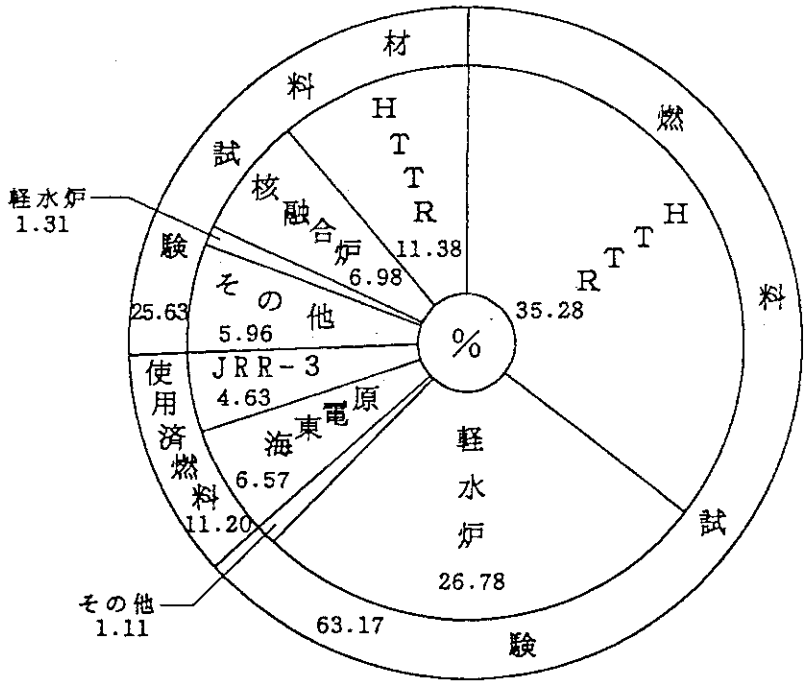
本体施設の運転に伴う気体廃棄設備，液体廃棄設備，空気圧縮設備，受変電設備，非常用電源設備等の運転管理は，特に異常なく行われた。

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	62		63		元		2		3		平均	
区分	所内	所外	所内	所外	所内	所外	所内	所外	所内	所外	所内	所外
項　目	計		計		計		計		計		計	
前年度繰越	52	4	56	4	64	3	68	2	58	2	60	3
	56		60		67		70		60		63	
本年度申込み	26	4	35	3	51	3	33	3	23	5	34	4
	30		38		54		36		28		37	
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	78	8	91	7	115	6	101	5	81	7	93	7
	86		98		121		106		88		100	
終了件数	22	4	27	4	47	4	43	3	21	2	32	3
	26		31		51		46		23		35	
次年度繰越	56	4	64	3	68	2	58	2	60	5	61	3
	60		67		70		60		65		64	
処理率　%	28	50	30	57	41	67	43	60	26	29	34	43
	30		32		42		43		26		35	



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3年度）

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3年度の業務計画に基づいて，施設，設備の保守・整備，内装機器の更新等を実施した。また，保安規定に基づくケーブ・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 内装機器の整備等

JRR-3M供用期間中燃料及び高温工学試験研究炉用燃料等新たな照射後試験の要求に応えるための新規整備8件，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）17件，故障修理7件他を実施した。Table 4.2.1に主な内装機器等の保守整備状況を示す。

② 遠隔操作機器の整備と保守

ホットラボのケーブ・セルに設置されている合計73台のマスタースレーブマニプレータのうち，平成3年度においては，M－7型1台，M－9型1台の更新を実施した。本年度は，マニプレータ操作による遠隔除染作業を実施したこともあって，マニプレータ類の故障が多発し，マスタースレーブマニプレータの27件（前年度11件），パワーマニプレータの5件（前年度1件）及びホイストの1件（前年度0件）の故障発生があり，修理を実施した。マスタースレープマニプレータの故障のうち6件については，オーバーホールを実施した。

③ ローディングシャッターの更新

腐食等劣化の著しい冶金ローディングシャッター及び地階排風機室ローディングシャッターの更新を　行った。冶金ローディングシャッターは，材質の鋼製からステンレス製への変更，防煙型の採用及び間口の拡幅を実施し，耐久性，気密性及び大型車輪の搬出入時の安全性を向上させた。地階排風機室ローディングシャッターは，シャッター駆動部更新，シャッター部整備・塗装及びシャッター外側に両開き鋼製扉の設置を行った。両開き鋼製扉は，エアータイトドアーとしてシャッターを風雨から護り，気密性を向上させた。

④ その他

ケーブ・セルの定期自主検査，電気工作物の定期自主検査のほか，施設，ケーブ・セル等の故障修理20件，治工具製作等の工作関係32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・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するもので，本年度は26件（延べ日数60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。

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
実験物解体装置	ｸﾘｰﾝｹｰﾌﾞ	試験１	改修・定期点検(3年10月):駆動部、制御部、性能試験
燃料板寸法測定装置（JRR-3M用）	冶金Ｃケーブ	試験１	新規整備(３年10月)
燃料体解体装置（JRR-3M用）	ﾒｲﾝﾃﾅﾝｽケーブ	試験１	新規整備(３年10月)
ＯＧＬ－１燃料体寸法測定装置	ﾓｯｸｱｯﾌﾟ室	試験１	故障修理(３年12月):駆動部
自動現像機	Ｘ線暗室	試験１	定期点検(１回／四半期):清掃，給油，ブロアー交換
動的破壊じん性試験装置(ｼｬﾙﾋﾟ)	ｽﾁｰﾙｾﾙ	試験２	定期点検(３年６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(３年６月):日本海事協会検定（ＮＫ）
真空高温引張試験機	冶金Ｂｹｰﾌﾞ	試験２	故障修理(３年６月～９月):真空系のヘリュウムリーク検査
ブリスタ試験装置（JRR-3M用）	ﾒｲﾝﾃﾅﾝｽケーブ	試験２	新規整備(４年３月)
試料埋込装置	U/M鉛セル	試験３	定期点検(４年３月):異常なし
精密切断機	U/M鉛セル	試験３	定期点検(４年３月):異常なし
密度測定用天秤	U/M鉛セル	試験３	定期点検(４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(４年３月):異常なし
研磨機	U/M鉛セル	試験３	定期点検(４年３月):異常なし
遠隔操作型ビッカース硬度計	U/M鉛セル	試験３	故障修理(４年１月～３月):修理及び改造完了
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修理検討中

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
低倍率顕微鏡	U/M鉛セル	試験３	定期点検（４年３月）:異常なし
遠隔操作型金属顕微鏡（ﾗｲﾍﾙﾄ）	U/M鉛セル	試験３	定期点検（４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（４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（４年３月）:異常なし
電子顕微鏡(EPMA)	ＳＥセル	試験３	定期点検（３年10月）:異常なし
遠隔操作型カーボン蒸着装置	ＳＥセル	試験３	新規整備（３年９月）
セル内コンベア	ＳＥセル	試験３	定期点検（３年10月）:異常なし
γスキャンナー	γｽｷｬﾝｾﾙ	試験４	故障修理（３年６月）:ﾘﾐｯﾄSW故障、修理及びｸﾞﾘｽ補給
燃料コンパクト回転装置	冶金Ｄｹｰﾌﾞ	試験４	新規整備（３年７月）
マルチチャンネルアナライザ	γｽｷｬﾝｾﾙ操作室	試験４	新規整備（３年８月）
γスキャンナー（ＪＲＲ－３Ｍ用）	冶金Ｄｹｰﾌﾞ	試験４	新規整備（３年９月）
電解・酸浸出装置	化学Ａｹｰﾌﾞ	試験４	新規整備（３年10月）
ＦＰガス分析装置	化学操作室	試験４	定期点検（４年１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	故障修理（３年９月）:主電源ＮＦＢを発熱のため交換 焼損圧着端子の交換、焼損ケーブルの修復
Ｘ線回折装置	ｾﾐﾎｯﾄｾﾙ 3	技術３	格子定数測定の精密化ソフト整備（３年12月）
微小焦点Ｘ線発生装置	ｼﾞｭﾆｱｾﾙ L7	技術３	故障修理（４年２月）:フイルム上下機構歯車の劣化による応急調整修理

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/cm²	延人数 HL	延人数 業者	装備
4月22日～26日	ストレージケーブ	定期自主検査に伴う除染	^{59}Fe ^{60}Co	153.0	25	30	浄気式加圧服
5月23日	メインテナンスケーブ	廃棄物搬出に伴う除染	^{60}Co ^{137}Cs	40.0	3	4	加圧式フード
6月 7日	U/M鉛セル グリーンハウス	内装機器搬出に伴う除染	^{137}Cs	4.0	3	5	加圧式フード
6月18日	メインテナンスケーブ	内装機器搬出に伴う除染	^{137}Cs ^{60}Co	40.0	3	4	加圧式フード
7月16日～17日	化学Bケーブ	定期自主検査に伴う除染	^{137}Cs	120.0	6	10	浄気式加圧服
7月23日	ジュニアセル	定期自主検査に伴う除染	^{137}Cs	6.7	2	3	全面マスク
7月30日～31日	メインテナンス＆ダーティケーブ	定期自主検査に伴う除染	^{137}Cs ^{60}Co	10^4	12	20	エアラインスーツ
8月 1日～ 9日	メインテナンス＆ダーティケーブ	定期自主検査に伴う除染	^{137}Cs ^{60}Co	10^3	37	70	浄気式加圧服
9月11日	冶金Dケーブ	定期自主検査に伴う除染	^{137}Cs	10^4	3	6	加圧式フード
9月12日	化学Aケーブ	定期自主検査に伴う除染	^{137}Cs	10.0	3	5	全面マスク
9月17日～30日	ストレージ＆クリーンケーブ	定期自主検査に伴う除染	^{137}Cs	10^4	40	54	浄気式加圧服
10月 1日	クリーンケーブ	定期自主検査に伴う除染	^{137}Cs	10^3	4	6	加圧式フード
10月 7日～ 9日	冶金A＆Cケーブ	定期自主検査に伴う除染	^{137}Cs	10^4	9	15	浄気式加圧服
10月15日	遮蔽扉駆動室	定期自主検査に伴う除染	^{137}Cs	4.0	5	3	加圧式フード
11月26日	メインテナンスケーブ	試験準備に伴う除染	^{137}Cs	10^4	4	4	加圧式フード
12月10日	冶金Cケーブ	試験終了に伴う除染	^{137}Cs	10^4	6	5	加圧式フード
1月27日	メインテナンスケーブ	試料搬入に伴う除染	^{137}Cs ^{60}Co	40.0	4	6	加圧式フード
2月 4日	メインテナンスケーブ	試料搬入に伴う除染	^{137}Cs ^{60}Co	40.0	3	6	加圧式フード
2月22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	4.0	4	5	加圧式フード
3月 5日～ 6日	化学Aケーブ	内装機器搬入に伴う除染	^{137}Cs	5.0	4	10	全面マスク
3月13日	メインテナンスケーブ	廃棄物整理に伴う除染	^{137}Cs ^{60}Co	44.0	3	5	加圧式フード
3月16日	スチールセル No.1～5	内装機器搬入に伴う除染	^{59}Fe ^{60}Co	36.0	5	4	加圧式フード
3月16日～19日	U/M鉛セル No.5～12	定期自主検査に伴う除染	^{137}Cs	40.0	15	32	浄気式加圧服
3月23日	メインテナンスケーブ	定期自主検査に伴う除染	^{137}Cs	4.0	3	4	全面マスク
3月24日～25日	遮蔽扉駆動室	扉駆動装置点検に伴う除染	^{137}Cs	4.0	5	6	加圧式フード
3月27日	メインテナンスケーブ	定期自主検査に伴う除染	^{137}Cs	4.0	3	4	全面マスク
合計（延日数：60日）					214	326	――――

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 背面扉 真仕切扉 パワーマニプレータ 予備排風機 非常用スイッチ	目盛校正 作動試験 作動試験 作動試験 起動試験 作動試験 関連機器間のインターロック作動試験	92.2.4～2.28 〃 〃 〃 〃 〃 〃
負圧監視警報装置	検出器 記録計 警報盤	水柱マノメータ校正 基準電圧校正 基準電流校正	91.9.30, 92.1.20 〃 〃
消火設備	消火剤貯蔵装置 起動装置	消火薬剤量確認 ガス圧確認、作動確認	91.7.30, 92.2.18 〃
通報設備	一斉指令装置 ページング	聴取試験 〃	92.3.13 〃
警報装置	事故現場表示盤	模擬信号による入力試験	92.3.13

Table 4.2.4　特定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 配電盤 保護継電器	絶縁抵抗測定 〃 遮断機の保護継電器による作動試験	91.8/30, 31, 10/12, 13, 19 〃 〃
	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	91.5/31, 6/27, 10/19, 12/26 92.2/28
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 風量測定 風向測定 フィルタの捕集効率測定	91.10/10～11/14 4/18, 19 5/9, 7/19, 92.1/28 92.3/19
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 〃	91.8/7～14 〃 〃
空気圧縮設備		圧縮機 安全弁	作動試験 噴気試験	91.8/7～22 〃
警報設備		非常用電源 気体廃棄 液体廃棄 空気圧縮	作動試験 〃 〃 〃	91.10/19 11/14 8/13 8/20

4.3 放射線管理状況

4.3.1 概　況

平成3年度に実施した主な放射線作業は，ケーブ・セルの除染作業，内装機器の修理・据付，照射後試験のための試料のケーブ・セル内への搬入・搬出などである。

これらの作業は，いずれも異常な被曝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者（職員及び外来者）の実効線量当量をTable 4.3.1に示す。年間の集団実効線量当量は8.3人・mSvであった。また，指先の組織線量当量の測定を要した者は34人であり，着用期間における線量当量の最大値は6.8mSv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曝はなかった。

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で，また^{3}Hは酸化リチウムの照射後試験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5.7GBq，20MBq，2.1GBq であり，保安規定に定める放出管理基準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 4.3.1　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
作業者数（人）	136	137	139	123	239
集団実効線量当量（人・mSv）	0.2	6.9	1.0	0.2	8.3
平均実効線量当量（mSv）	0.00	0.05	0.01	0.00	0.03
最大実効線量当量（mSv）	0.2	0.9	0.2	0.2	0.9

Table 4.3.2　放射性気体廃棄物の放出量

スタック		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	ガス	^{85}Kr	平均濃度 (Bq/cm³)	$< 6.7\times10^{-3}$	$< 6.7\times10^{-3}$	$< 6.7\times10^{-3}$	$< 6.7\times10^{-3}$	――
			放出量 (Bq)	3.6×10^{9}	3.9×10^{7}	4.1×10^{8}	1.7×10^{9}	5.7×10^{9}
	ダスト	^{137}Cs	平均濃度 (Bq/cm³)	$< 1.3\times10^{-10}$	$< 1.3\times10^{-10}$	$< 1.2\times10^{-10}$	$< 1.3\times10^{-10}$	――
			放出量 (Bq)	0	0	0	0	0
		^{125}Sb	平均濃度 (Bq/cm³)	1.9×10^{-8}	3.9×10^{-8}	9.0×10^{-8}	$< 1.0\times10^{-9}$	――
			放出量 (Bq)	1.3×10^{6}	6.9×10^{6}	1.2×10^{7}	1.0×10^{4}	2.0×10^{7}
		^{3}H	平均濃度 (Bq/cm³)	3.1×10^{-5}	――	――	――	――
			放出量 (Bq)	2.1×10^{9}	――	――	――	2.1×10^{9}
サブ	ダスト	^{137}Cs	平均濃度 (Bq/cm³)	$< 1.3\times10^{-10}$	$< 3.0\times10^{-10}$	$< 1.2\times10^{-10}$	$< 1.3\times10^{-10}$	――
			放出量 (Bq)	0	0	0	0	0

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FP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FP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 CsI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FP放出実験のデータが殆どであるが，主として高揮発性FP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FP（Sr，Te等）や短半減期FP（I-131 等），さらに還元雰囲気中でのFP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FP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FP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FP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℃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式の困難さ等の理由から2000～2200℃までの温度で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℃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実さの要因になっている。そこで，本実験では，高温（2800℃目標）での燃料からのFP放出データを得るとともに，低揮発性FP（Sr，Te等）や短半減期FP（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FP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３年度に試料加熱部試作体を製作するとともに，使用済燃料を試料とした実験を行うため，装置本体の設置場所を燃料試験施設内ホットセルを想定した基本設計を行った。本実験観察の全体スケジュールをTable 5.1.1に示す。

実施内容

(1) 試料加熱部の試作

計画中のFP放出実験装置における最大の技術的課題である超高温（目標3000℃）を達成する

ための技術的なデータを得るため，高周波誘導加熱炉の試作を行った。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を確認する。加熱炉の構造をFig.5.1.1に示す。発熱体（黒鉛）と試料を仕切る内筒はタングステンで製作されているが，平成5年度に製作する装置本体には，活性ガス雰囲気中での高温実験に耐える材料としてトリアを使用する予定である。しかし，トリアは核燃料物質であり，トリア構造物を製作する技術は確立されていないため，したがって，平成4年度にトリア製管を試作し，製作技術を取得する計画である。

試料加熱部試作体の主な仕様は次のとおりである。

・到達温度　2,500 ℃（目標2,800 ℃）

・試　　料　BWR 燃料ペレット　2個を約60mmの燃料棒とする。

・昇温速度　1～3℃／sec が可能な高周波加熱方式

・加熱雰囲気　H_2O+He，H_2+He，He

(2) 装置本体の基本設計

基本設計では，装置の全体構成，配置，ユーティリティ等の検討を行い，設置予定場所への適合性，遠隔操作性を考慮した設計を行い，実験条件を達するために必要な装置の具体像を明らかにした。基本設計として加熱系，捕集系，測定系，遮蔽，配置，データ処理及び安全の各項目について検討を行った。

加熱炉は，ほぼ試作体と同一構造であるが，内筒直径，外筒直径，サセプタ寸法，断熱材厚み誘導コイル寸法等の基本寸法を試験体は，実験したデータを基に決定するものとした。また，セル内設置した際の加熱炉の組立，分解性を考慮して全体構造をモディファイした。

本装置の主な測定内容は，①加熱炉，フィルタ部，揮発性ヨウ素トラップ，希ガストラップの放射能の経時変化，②希ガスの同位体構成比，③各トラップ部等の放射能破壊分析データ，④エアゾル粒径分布である。照射済燃料試料中の放射能インベントリ及び各捕集係で捕集されるFPの放射能を推定した。

加熱炉内の試料温度は，ミラー等を介して操作室に導き2色温度計で測温される。この温度を高周波電源にフィールドバックにすることにより加熱部温度が制御される。

本実験装置の設置場所を，燃料試験施設βγコンクリートNo.5セル及び操作室と想定して検討した結果をFig.5.1.2に示す。

データ処理系では，加熱部及びその周辺機器の温度，雰囲気ガスの流量，圧力，及び水蒸気の高温下での生じる水素発生量に係わる計測・監視を行うとともにγ線スペクトルデータ等の記録，これらデータの加工，整理，表示，出力等を行う。

成　果

照射済燃料からのFP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FP放出データや，低揮発性FP（Sr，Te等）や短半減期FP（I-131），さらに還元雰囲気中でのFP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FP放出データ及び炉心内部でのFP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 号炉心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FPの高温放出挙動に関するデータを得ることが可能となる。

5.1.2　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

概　要

発電用原子炉の寿命を予測するために，原子炉を構成する主要な機器のうち，交換の困難な原子炉圧力容器の経年変化（中性子脆化）を正確に把握し，寿命を予測することが重要な項目として挙げられている。従来から研究炉・試験炉を用いて加速照射試験として実験的にモデル化された環境のなかで研究が行われてきた。しかし精度の良い評価を得るためには実炉の圧力容器を調べる事が極めて重要であり，現在解体中の日本原子力研究所・動力試験炉（JPDR）の圧力容器を対象にして経年変化を調査する計画が進められている。

原子炉の運転中に放射化された大型の解体片（ブロック状の鋼材）から経年変化調査試験用の試料を採取し，これを試験片に加工する必要がある。しかし，このようなホット工作に関しては今まで経験がなく，そのため，これら一連の経年変化調査作業に係わるホット工作について，ホット試験の専門家と評価側の研究者がワーキンググループをつくり検討を行った。

検討は，ホットセルを利用する方法と水槽を遮蔽容器として利用する方法の２面から進めた。本来放射性を有する圧力容器鋼材を切断，加工する作等は，作業者の放射線被曝防止の観点からホットセルを用いて行うことが妥当と考えられていたが，試験対象物のもつ放射能を考慮して，水槽を遮蔽容器として利用した作業方法も併せて検討した。

検討結果として，時間，費用，放射線量等の評価から，ホットセル及び水槽の両者を合成した方法が現実的であることが明らかになるとともに，検討の中から今後のホット試験の在り方に関する幾つかの課題も明らかになった。

調査目的（背景）

原子炉圧力容器は巨大溶接構造物であり，破損時にバックアップシステムが用意されていない，放射化等に伴う現場作業上の制約から容器本体の交換が不可能等の理由から，原子炉圧力容器は安全上最も重要な機器の一つに挙げられ，軽水炉の工学的な寿命に影響ほ及ぼす代表的な機器であると言われている。

原子炉圧力容器の重要な経年劣化現象に，き裂の発生・成長及び鋼材の材質劣化があり，前者の例としては，応力，環境，材料の複雑な組み合わせから容器内面を起点とする応力腐食割れ，あるいは疲労によるき裂成長があり，特に高温の水環境によりき裂成長が加速される腐食疲労現象が重要である。一方，後者の例としては，高速中性子の照射による靭性（延性）の低下，すなわち照射脆化現象が挙げられる。原子炉圧力容器の寿命を評価する際には，き裂の存在を前提とする破壊力学的手法が今後主要な評価法として利用されると考えられるが，どこにき裂が発生しどのようにき裂が成長するか，あるいは経年劣化によって成長したき裂が仮想事故時等の異常な応力によってどのような挙動を示すか等の評価を必要とする。そのためには，き裂成長及びき裂成長に対する抵抗

性の経時的な変化，例えばき裂の形状変化，材質劣化の分布変化等の把握が必要となり，寿命評価を精度良く行うためには，個々の経年劣化の適切な予測モデルが不可欠である。

経年劣化の予測モデルは各種の劣化現象を定量的にかつ時間依存量として表現するものであり，各モデルの経年変化量を定量化する工学的な尺度の最適な組み合わせが必要となる。その際，経年劣化は3次元的な構造，場の環境及び時間依存性を考慮した内容となるが，実験室的な規模で試験し確認した変化現象と，長時間にわたり比較的ゆっくりとした変化が生じているであろう実機での現象とに差異が無いことが前提となる。すなわち，加速試験の結果から導いた予測式を実機の経年変化予測に適用出来るか否かは重要な課題となる。

この様な観点から，より多くの実機圧力容器の情報が持たれるところであり，実質的な軽水炉情報として，JPDR原子炉圧力容器を利用した経年変化調査は，実機の原子炉圧力容器からの情報として，貴重なデータを提供するものと考えられる。

試験片製作にホットセルを利用した調査計画

放射化された原子炉部材の照射後試験のニーズは，今後多岐にわたって高まるものと予想される。今回の検討は，JPDRの原子炉圧力容器のように放射化した大型解体片が「大ブロック」，「中・小ブロック」，「試験片」と，素材重量約400kgの供試体から40ｇ～200ｇの試験片を遠隔操作によって加工する新たな技術開発であり，燃料試験施設及び東海ホットラボにおける照射後試験技術確立の一環として行った。

圧力容器から切り出した供試体素材ブロックの採取位置をFig.5.1.3に，寸法，重量及び線量当量率をTable 5.1.2に，試料加工の概念をFig.5.1.4にそれぞれ示す。

1）燃料試験施設で実施する場合の技術的検討

（実施場所の検討）

燃料試験施設において当該圧力容器経年変化調査を実施する場合，ホットセル内での試験及び施設内の管理区域に簡易型遮蔽構造体で構成する設備（以下，簡易設備）を新設し実施する方法が考えられる。

燃料試験施設は，原子力発電所で使用された実用燃料や試験研究炉で照射されたプルトニウム系燃料の照射後試験を目的に設置された施設であり，現在計画されているホットセルの運転状況から，本調査試験に長期間占有出来るホットセルあるいはセル内のスペースを確保することが困難な状況にある。現在保有している装置の一部を撤去し，本調査試験に係わる装置類を整備する方法も考えられる。しかし，この場合もホットセルを長期にわたって停止する必要があり，試験計画との調和が崩れ，ホットセルの長期停止による時間的制約から極めて大きな困難が伴う。

管理区域内に簡易設備を新設する方法については，保管容器の取り扱いに30トンの大型クレーンを使用するため，燃料集合輸送キャスク等の作業エリア及び燃料貯蔵プールの関連設備の設置エリアを使用する事になり，クレーンの操作範囲に限定される。また，遮蔽体の設計状況次第では施設内での設置場所の床荷重による制限が加わる等の問題があるが，ホットセルの場合より実現の可能性は大きい。

簡易設備の作業エリア壁表面線量当量率を20μSv／ｈとした時の遮蔽能力検討の概略は次のと

おりである。

大ブロックG及びF用設備

線源線量当量率：最大87,000μSv／h

線源：Co－60，遮蔽材：鉄，遮蔽体厚さ：約26.6cm

試験片等加工用設備

線源線量当量率：最大 3,000μSv／h

線源：Co－60，遮蔽材：鉄，遮蔽体厚さ：約17.2cm

検討結果，現段階では燃料試験施設においては，試験に係わる全項目について新設装置・設備類の設置面積の確保が困難と予想される。

（照射後試験等）

試験は大別して，ブロックの非破壊試験，切断・加工作業及び機械的強度試験等の三つに大別される。以下に試験項目ごとの検討を述べる。

＊ブロック非破壊試験

外観視察，写真撮影，形状・寸法測定等は，現状の試験技術の範囲において行うことが可能であり，特に問題とならない。健全な試験片を得るためブロック内部に潜在する欠陥の摘出に超音波探傷試験等が考えられるが，装置を整備する事によって技術的に可能である。

＊供試体素材加工作業

素材加工としてのブロック切断では大型重量物に対応した加工機の整備，また試験片の製作では精密加工設備の整備が必要であり，特に高い精度が要求される試験片の加工は，熟練した加工技能を有する放射線作業従事者が必要となる。また，本加工作業全体において多量の放射性廃棄物が発生するため，廃棄物処理部門との調整を行うとともに，廃棄物低減を考慮した加工作業の方法を検討する必要がある。

＊照射後試験等

引張り試験，硬さ試験及び金相試験は現在整備済の設備・技術で十分可能であり，シャルピー衝撃試験及び破壊靭性試験について，技術的な問題はなく装置の整備を必要とする。

結論として，燃料試験施設において一連の試験を実施することは技術的に可能であるが，施設整備費用と長期の整備機関を要すること及び計画中の照射後試験工程への影響等，種々の課題についてさらに詳細な検討を行うことが必要と考える。

2）東海ホットラボで実施する場合の技術的検討

ホットラボでは，JPDR原子炉圧力容器鋼材ブロックから遠隔操作により，シャルピー衝撃試験片，引張試験片及び破壊靭性試験片を精度良く，数多く迅速に加工・採取することを重点課題とし，併せて遠隔操作による精密加工技術の開発を念頭に使用ケーブ・セルの選定，必要な関連装置・技術開発項目，タイムスケジュール及び予算等について検討を行った。

ホットラボにおいても過去にこのような大型・重量物の試料を取り扱った経験がなく，ケーブ・セルの構造及び内装機器の構成等も現有の施設では対応できない。ケーブ・セル本体等の改造を行うことは現状の試験計画に及ぼす影響を考えると極めて困難であるため，現有施設を効率

良く運用し必要な関連装置を遠隔操作型に整備して実施することを前提条件とし，鋼材ブロックから試験片加工までの工程を次の３段階に分けて検討を行った。

1. 鋼材ブロックをケーブに搬入後，表面及び内部の欠陥検査を行い切断位置をマーキングする。
2. マーキンギに沿って粗切断を行い中ブロックを採取後，再度中切断をして試験片加工の素材とする。
3. 試験片の加工及び外観・寸法の検査を行い機械強度試験片とする。

以下に検討内容の概略を述べる。

第１段階の鋼材ブロックのケーブへの搬入から受入検査に使用するケーブは，メンテナンスケーブ（以下MTと称す），冶金Ａケーブ（以下冶Ａと称す）及び冶金Ｂケーブ（以下冶Ｂと称す）の３ケーブが現状から妥当と考えられる。MTは汎用ケーブであるため固定した装置類がなく，建屋クレーンを使用して天井ハッチから大型重量物の搬入が可能である。冶Ａは保管，冶Ｂは検査用ケーブとした。

ケーブ間は，ケーブ内ホイスト，パワーマニプレータによりケーブ間の搬送を効率良く行うことができる。関連装置類は，それぞれのケーブに架台を設置した後，MTには搬入時の鋼材ブロックの外観検査をするためのペリスコープを整備し，冶Ａには鋼材ブック及び試験片の保管設備及び冶Ｂには欠陥検査装置及びマーキンギ装置等を整備する。

第２段階の鋼材ブロックの粗切断，中切断はMTで実施する。

切断装置としてはメタルソー，ワイヤ放電加工機，コアーボーリング装置等を検討した。メタルソーは，切断時も熱影響による試験片への加工損傷が大きなこと及び切粉が飛散し汚染が拡大する等の欠点がある。ワイヤ放電加工機は，被切断物を動かす大型構造となるため，容積の限られたたケーブ内への設置は不可能に近く，電子部品の放射線劣化等の欠点がある。また，既設の装置を改造する方向で調査を行ったが適切な装置が見当たらず，新たに設計，製作することによついての技術的見通しが得られなかった。コアボーリング装置は，被切断物を固定し，ボーリング機構部を可動させる門型構造がケーブ内の寸法制約上有利であり，遠隔操作型装置としての技術開発も可能である。また切削粉の飛散が少なく，汚染拡大防止も有効である。

以上３装置について検討した結果，コアボーリング装置が粗切断装置として適していると考えられる。

第３段階の試験試験片加工は同じくMTケーブで実施する。

粗切断の終了したコアボーリング装置を搬出し，試験片加工に整備したワイヤ放電加工機を設置する。ワイヤ放電加工機は，数値制御により多様化した精密機械加工を特徴とするものであり切粉の発生が極めて少なく，試験片素材の採取から試験片加工までを一台の装置で実施できる等の利点がある。また，放射能量低減のためブロックから SUSライニングを除去しており，装置への放射線によるダメージが少ないと判断されることから，市販品を遠隔操作型の装置に改造できる見通しが得られた。

加工された各種機械強度試験片は外観検査，寸法検査を行い，異常のないことを確認するとと

もに，試験実施まで錆びないよう不活性ガス雰囲気中で保管する。

水槽中での切断法

水槽中での切断作業は，水槽内に解体ブロックを位置し，水中で解体ブロックの粗切断を行ったのち，コアボーリングにより円筒状の試料を採取するものである。

以下にこの方法による試料採取の概要について記述する。

＊試料採取個数と採取位置

本試験に必要な試料の個数は以下のとおりである。

a．ベルトライン部ブロック	：	溶接部試料数	7個	
（F，G）		母材部試料数	5個	計　12個
b．参照部（ﾘﾌｧﾚﾝｽ）ブロック	：	溶接部試料数	10個	
（H）		母材部試料数	5個	計　18個

＊圧力容器解体ブロックと試料採取法

本作業で取り扱う圧力容器ブロックは，全て内面に7～10mmのステンレス綱肉盛溶接があり，以下の寸法，重量及び放射線量である。

名　称	寸　法 (mm)	重　量 (kg)	最大線量当量率 (μSv/h)
ベルトライン部ブロック（F,G）	800W×830H×80t	約410	84,000
参照部（ﾘﾌｧﾚﾝｽ）ブロック（H）	800W×900H×80t	約510	84

中性子による放射化が最も厳しい部分は，ベルトライン部ブロックの内面の肉盛溶接部であり，遮蔽上の観点からこの部分の線量を軽減することが重要である。

ベルトライン部ブロックは放射線量が無視できないレベルアップであることから，水中における作業時の線量を評価し，水槽の容器寸法を決めることとした。水槽内でのコアボーリング時の線量については，解体ブロックから横方向に450mm離れた位置で200μSv／h，600mm 離れた位置で70μSv／hであり，高さ方向については水深1mとして計算し，約 100μSv／hとなった。放射線量が極めて低い場合は，内部被曝を十分管理することにより，管理区域内での大気中作業が可能である。

＊採取位置のマーキング等

本作業を進めるに当って，検討すべき課題は次のとおりである。

a．放射化ブロックの溶接部の位置を正確に知ること。

b．中性子照射レベルが最も高い位置を確認すること。

c．採取試料の方向，位置を正確に知ること。

a項の溶接部については，溶接部の試験が重要な位置付けとなっているため，試料採取は正確さを要求されるが，試料を採取する溶接部は表面仕上げにより，溶接線の位置が判断できない状態にある。また表面には酸化膜，あるいは船底塗料が塗布されていることも考えられるため表面の処理を必要とするが，水槽内で表面を機械的に研摩する方法は水を汚染させたり汚濁させることから，以後の作業に多くの支障を来す恐れがある。そのため，薬品による脱膜処理の方法が望

ましいと考えられ，酸化膜処理後に化学的な処理によって溶接部の位置を確認することとする。

b項の中性子照射位置の確認は，解体ブロックが精度良く切断され，また切断記録が保存されているためこれらの記録から判断することとする。

c項の採取方向は，コアボーリング機械のX－Y機構により位置決めを行い，装置にけがき治具を装着しマーキングを行うこととする。

＊水中遠隔コアボーリング

本ワーキンググループでの試験法の検討以外に，機器信頼性研究室において比較的線量の低いき裂発生部分の調査に関し，解体ブロックからき裂発生部分を切り出すためにコアボーリング方法による試料採取の検討を行ってきた。この結果，良好な切断が出来ることが確認されたため，本検討の対象である線量の高い解体ブロックの切断についても水槽中でのコアボーリング方法を検討することとした。この際，切断作業は問題ないが，水遮蔽によりコアビットとコアの駆動部分との距離が約 1.5mになり，ビット先端でのブレ防止対策に技術的課題が残ったが検討の結果，櫓状のブレ止め装置を設ける事で技術的解決への見通しが得られた。

検討結果と今後の課題

本調査作業を実施するに当たって，優先すべき課題としては，

a．試験終了までの時間が短いこと（成果が早く出ること）。

b．放射線の被曝が少ないこと。

c．試験精度が確保されること。

d．試験の全費用が少ないこと。

等が挙げられる。

試験終了までの時間については，JPDRの運転時間が短く，中性子照射量は必ずしも多くはないこと，JPDRの運転停止後，海外においても運転を停止した原子炉が出始めている事，これらの関連データを必要とする原子炉圧力容器の寿命評価体系の構築には数年以内のデータ取得が必要である事等の理由によりJPDRを利用した成果の取得が急がれる。

以上の優先すべき課題を基準として，既に長期的な原子炉照射試験に伴う照射後試験計画が立てられているホットセルでの長時間のセルの占有は，現実的ではないと考えられる。一方，水槽内における水中遠隔作業とはいっても，管理区域である事，重量物用のクレーン，換気用のダクト等放射線作業には欠かせない設備を備えた場所は非常に限られている。今回のJPDR原子炉圧力容器鋼材から試料を採取する作業については，上記の条件を総合的に判断すると，JPDRの建屋を利用した水槽による方法が最も妥当であるとの結論となる。しかし，この種の作業は本来，ホットセルを有効に利用して行うことが原則であると理解する。したがって，今回の対応は，今後継続して行う方法として最良ののものではないことを付記する。

今後の課題

JPDRの原子炉圧力容器鋼材の経年変化について調査検討を進めるために，原子炉安全工学部，機器信頼性研究室とホット試験室とでWGを発足させた。解体された放射性の圧力容器鋼材ブロックから機械強度試験片を切り出すために切断装置，照射後試験設備として何が必要か，そしてそ

のためにはどのような技術開発が必要かを明確にする事を主眼に検討を行った。

検討の過程でクローズアップされた今後の主な課題について述べる。

(1) 今回の技術検討の特色は，放射化された大型鋼材から照射後試験片を切り出すことである。従来から照射済の試験片を用いて照射後試験を行ってきたホット試験室では未経験のテーマである。そのため既存のホットセル内装機器では取り扱うことが出来ない極めて大きな寸法と重量をもつ鋼材ブロックをホットセル内で遠隔操作で切断，加工することが検討の条件となり，関連設備の全べてを新規に整備することで検討せざるを得なかった。

(2) JPDRの圧力容器鋼材の経年変化調査が代表するように，長期的には国内の発電炉の運転停止，解体と状況が変るのに合せて，解体された炉心構造材や圧力容器鋼材の加工が経年変化調査のために盛んに行われることが予想される。その場合，解体の一つの単位となる鋼材ブロックは，必ずしも小さなものとはならず，寸法及び重量が大きく，かつ高い放射能を内在するものと考える。このような研究対象物についての照射後試験に対応できる装置設備の整備及び施設の改造等を事前に検討しておくことが重要である。

(3) 大規模な施設改造，あるいは大型内装機器をホットセル内に整備することが費用の面から容易でないことも事実であり，原子炉の解体を計画する段階で研究対象部位を選定し，原子炉解体時にサイトで小さなブロックに切り出すこともその後の照射後試験施設における取扱いを容易にすることになる。すなわち，調査と解体が計画の段階から共同で行われることが試験データを早く取得するためには重要である。

(4) JPDRの圧力容器鋼材を対象に検討して行く過程で，既存のホットセルのように燃料を扱うほど遮へい能力がなくて，しかも F.Pガスの処理能力を備えてなくても機械加工に伴う放射性粉塵を処理できる装置を備えた大型ホットセルの有用なことが挙げられた。すなわち，大型の設備・装置を容易に設置できて，大型の放射性鋼材ブロック，高度に汚染した大型機器等が取り扱えるセルが今後は必要と考える。

(5) あらたな照射試験を開始することにより，既存の照射後試験工程全体に遅れの影響を生じることが指摘された。すなわち，照射後試験試料を受け入れてから最終試験の終了までの一連の作業が，受け入れセルから金相試験セルの片へ順次移行して行く作業の流れの中で，特定のホットセルが長期の作業に占有されることがあると他の照射後試験に遅れを生じ，ひいては多くの利用者の研究計画に恐れを生じることになる。したがって，この遅れの影響できるだけ小さくするために施設の改造，設備の整備等においては，設備の性能工場を図り，作業期間を短縮させる等の考慮が必要である。

5.1.3 超微小硬度計の開発

概　要

燃焼度伸長に伴う高速中性子照射量の増加による燃料被覆管材料強度特性情報を得るため，照射済燃料ジルコニウムライナ付き被覆管またはジルカロイ被覆管の内外表面付近における微小硬さを測定する超微小硬度計の開発を行った。

平成2年度に，装置本体部の設計・製作を行い，平成3年度にセル内設置に係わる付帯設備を製作し，前年度製作した装置本体とともに燃料試験施設βγ鉛No.3セルに据付け，調整を行った。超微小硬度計で得られる硬さは，圧子押し込み過程での動的硬さであり，試料の塑性変形分に弾性変形分を合わせて評価している。また，従来の測定法による試料の塑性変形量（圧痕の大きさ）からビッカース硬さ等を測定することが可能である。

装置の詳細

(1) 構成及び仕様

鉛セル内に硬度計本体，除振台，風防ケース，操作室に計測制御部及びデータ処理部を配置する。超微小硬度計の構成をFig.5.1.5に，セル内の設置状況をFig.5.1.6に示す。硬度計本体は，荷重負荷部，変位測定部，光学系，移動ステージ等から成り，CPU を搭載した計測制御部及びデータ処理部は，CRT，プリンタ，キーボード等から成る。

荷重発生部は，電磁力負荷方式を採用することにより，荷重範囲 9.8×10^{-4}～1.96N〔0.1～200gf〕の低荷重負荷を可能とした。荷重精度は± 4.9×10^{-5}N〔±5mgf〕以内である。圧子の押し込み深さは，圧子に接近するは差動トランスによって測定する。測定範囲は0～200μmであり，最小読み取り単位は0.01μm である。超微小領域の硬さと測定とした三角錐圧子（稜間角100°，115°）を用い，正四角錐圧子（対面角136°）を取り付けることによりビッカース硬さを求めることが可能である。

顕微鏡の接眼部にCCDテレビカメラを取り付けることにより，総合倍率500倍(位置調整時50倍)で試験前後の試料表面を観察することができる。また，圧痕の大きさ（圧痕の対角線の長さあるいは高さ）測定方式は，オプチカルエンコーダ直動形であり，最小表示0.1μmで最大200μmまで測定が可能である。

試料固定，ステージ移動，硬さ試験及び圧痕測定までの一連の試験工程は，計測制御部の CPU により対話方式で行われる。自動試料つかみ具は，樹脂注入した被覆管試料を試料ガイド板と試料押さえバンドで挟み込み，トルクモータにより固定力を制御している。移動ステージはX軸，Y軸，Z軸及び回転ステージから成り，各ステージの位置制御はパルスモーターとフォトスイッチによって行われる。各一軸ステージの移動量は，約25mm（但し，Z軸ステージは約50mm），位置決め精度は±2.5μmである。また，回転ステージの最小移動角度は，0.005度である。

超微小荷重試験時における床震動の影響を少なくするため硬度系本部を除振台（磁気浮上構造）上に設置している。また，測定中のセル換気等による気流の影響を極力少なくするため，硬度計本体をアクリル製の風防ケースで囲んだ。なお，風防ケースの試料出入れ扉は，モータ駆動により遠隔操作で行える。

(2) データ解析

超微小硬度計の特徴である圧子押し込み過程での荷重－圧子変位特性は，試料表面の硬度及び試料の圧子侵入に対する変形抵抗の変化であり，試料の塑性変形分に弾性変形分を含んで評価される。圧子が試料に侵入した深さを作動トランスで測定し表面積を求め，その値と試料に負荷した荷重から押し込み硬さ（動的硬さ）を算出することができる。

ここで，試料荷重P（gf），圧子の試料への侵入量D（μm)とした時，押し込み硬さDHを次の式で定義する。

$$DH \equiv \frac{P}{D^2}$$

αは圧子形状による定数である。

α＝ 37.838　(115° 三角錘圧子，ビッカース圧子)

147.28　(200° 三角錘圧子)

また，四角錘圧子で負荷を行った時の圧痕の大きさを測定することにより，ビッカース硬さを求めることができる。

$$HV \equiv 1854.4 \frac{P}{L^2}$$

ここで，HV：ビッカース硬さ

P：試験荷重（gf）

L：圧痕の対角線の長さの平均値（μm)

硬さ測定の試験の一例として，硬さ基準肩（Hv100)に荷重を加えたときの荷重－押し込み深さ曲線，押し込み硬さ(DH)，ビッカース硬さ(HV)のデータ出力を各々Fig.5.1.7，Table 5.1.3，5.1.4に示す。

成　果

超微小硬度計を用いて超微小領域の硬さ測定が行えることから，高燃焼度に照射した燃料被覆管内外面の腐食，ペレット，被覆管相互による被覆管内表面の硬化等のふるまいを，燃料被覆管の硬さ分布データを取得することにより解明し，燃料の安全性研究に貢献する。

今後は，硬さ基準片を用いて，動的硬さとビッカーズ硬さの結果から二つの硬さの間の換算係数を求め，従来の硬さとの関連性を得る試験を実施する。

さらに，本装置の新設に伴う核燃料物質の使用の許可変更に係る科学技術庁核燃料規制課の行う施設検査を平成4年3月に受検し，これに合格したことにより，高燃焼度等燃料確証試験等に本装置を供する計画である。

5.1.4　ペレット熱伝導率測定装置の開発

概　要

原子炉燃料ペレットの熱伝導率は，燃焼度の増加に伴うO／Uの変化，固体FPの蓄積，気孔形状等の影響を受け，一般に低下する傾向にある。照射済燃料ペレットの温室から高温域における熱伝導率を，レーザーフラッシュ法によって求めるペレット熱伝導率測定装置の開発を行った。

平成2年度に装置本体部及びデータ処理部の設計・製作を行い，平成3年度に照射済燃料ペレットの取り扱いに必要な付帯設備として，遮蔽体，試料移送容器及びフードを製作，装置本体ととも

に燃料試験施設ホット実験室に据付け，調整を行い装置を完成させた。

レーザーフラッシュ法に基づく熱拡散率の測定に供される試料は小試片で済むことから，照射によって割れた燃料ペレット片の測定に適している。照射後燃料の熱伝導率は，本装置で測定された熱拡散率，比熱（文献値）及び密度（照射照射後試験による実験値）から算出することができる。

装置の詳細

(1) 構成及び仕様

ペレット熱伝導率測定装置は，装置本体部，温度・真空制御部及びデータ処理部より構成される。ペレット熱伝導率測定装置の構成をFig.5.1.8に示す。装置本部のうち加熱炉，赤外線検出器を遮蔽体内にレーザー発振器の遮蔽体の上部に縦型に配置する。また，装置本体部と真空排気系の保守時に，放射性汚染物質の汚染拡大防止をするため，これらをフード内に設置した。温度・真空制御部及びデータ処理部では，CPU から自動シーケンス制御回路を介して，装置本体部の制御及びデータ採取，解析等が行える。

照射済燃料棒から採取したペレット片試料は試料ホルダーに固定され，タンタル製の試料台に水平保持される。加熱炉はタングステンメッシュヒータ上下，側面にタンタル－モリブデン製の遮熱板を多重に組み合わせることにより，真空中（1×10^{-3}torr以下：高温時）において最高1800℃まで昇温することができる。試料表面にルビーレーザーをパルス照射することにより，熱拡散率測定用の加熱が行われる。試料裏面温度はInSb赤外線検出器によって測定する。InSb赤外線検出器は，温度応答速度が早いこと，また有効波長領域が本装置の熱拡散率測定の温度範囲（室温～1800℃）をカバーしていることからこれを用いた。レーザー発振部と赤外線検出器は，フード外部から遠隔操作が可能で，その調整はレーザー発振部の後部に取り付けてあるHe－Neレーザーを用いて行うことができる。試料温度は試料近傍の温度を熱電対（W-Re）で計測し，プログラム温度制器にフィードバックすることによって制御される。真空排気系は，ターボ分子ポンプと油回転ポンプ（2系列）からなり，ヒータ部の汚染を防止するためヒータ側と試料側（炉心管内部）を個別に排気している。さらに，試料側が負圧になるように真空度を監視制御している。測定に関しては，加熱炉の昇温・保持，赤外線検出器用アパーチャの展開，測温窓のシャッターの展開，レーザー充電・発射，温度データの取り込み，データの解析・表示・保存，次期設定温度への昇温等，一連の動作を自動制御する。

また，照射済燃料ペレット片を測定するために必要な付帯設備として，遮蔽体，フード，試料移送容器を製作した。ペレット熱伝導率測定装置及び付帯設備の装置をFig.5.1.9 に示す。

遮蔽体は鋼板製で，フード表面における線量当量が，人が常時立ち入る区域の線量当量である1mSv/週を超えない厚さ（130mm)とした。線量当量の評価は，線源からの直接線を一次元輸送計算コードANISN，散乱線を一回散乱計算コードG-33-GP2を用いて算出した値の和とした。計算に用いた線源は，使用済み燃料ペレット片（5mmφ×1mmt)であり，本装置の使用に際しての最大放射能を持つ MOX燃料（42.6GBq,燃焼度56GWd/t，Pu 富化度5％，冷却日数90日）とした。フードはステンレス製フレームに塩化ビニル板をボルト固定した構造で，排気ダクトを既設の施設側排気設備に接続することによりフード内の負圧が維持される。また，試料をコンクリートか

ら装置に移送する際の試料移送容器をステンレス外装鉛鋳造で製作した。

熱拡散率測定の精度は，試料の並行度や表面状態の影響を受けるため，燃料棒から試料厚さを精度良く切り出す小型切断機を開発した。ダイヤモンドホイール（150mm外径×0.5mm厚さ：窒化ボロン砥粒）の回転数は，0～300rpmの無断変速である。ダイヤモンドホイールの振れを少なくするため取付部の板厚さ（1.5mm)を厚くした。また，並行度を保った試料を切り出すため，一度バイスで固定した燃料棒を摑み替えないで試料の厚さを設定できるスライド機構を設けた。なお，切断は自動送り（過付加防止付き）で，最大送り量は40mm，送り速度は 0.3～5mm/minの無断変速である。

(2) 測定原理

レーザーフラッシュ法に基づく熱伝導率は，平板試料の一方の面にレーザー光をパルス照射し，その裏面の温度履歴曲線より得られる熱拡散率と比熱及び密度から求められる。

図(a)に示すように試料の上面にレーザー光を1パルス照射し，試料中を一次元的に熱が伝わる場合，下面の温度上昇は次式て表される。

$$\theta = \theta m \quad \{1+2\ \Sigma(-1)^n \exp(-n^2 \pi^2 \alpha t/L^2)\} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots(1)$$

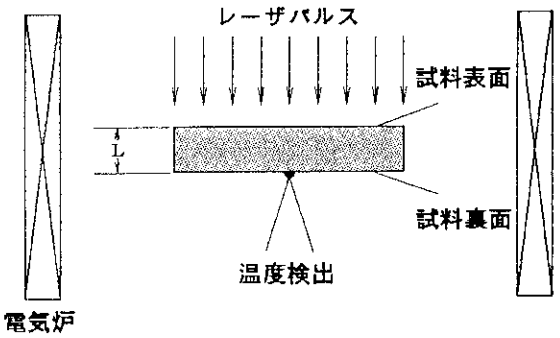
ここで，α：試料の熱拡散率

L：試料の厚さ

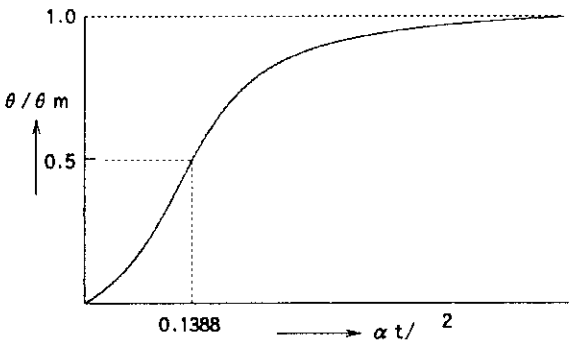
t：フラッシュ光を照射した後の時間

θ：試料の温度上昇幅

θm：θの最大値



(a) 測定原理



(b) 試料裏面の温度履歴曲線

(1)式を図示すると図(b)となる。図(b)では，$\alpha t/L^2=0.1388$で$\theta/\theta m=0.5$となることを示している。つまり，θがθmの半分に達する時間を$t_{1/2}$とすれば，熱拡散率αを次式で表すことができる。

$\alpha=0.1388L^2/t_{1/2}$ ……(2)

ここで，試料の密度ρ，比熱Cpが既知であれば次式より熱伝導率kが求められる。

$k=\alpha\cdot Cp\cdot\rho$ ……(3)

熱拡散測定の一例として，タンタル標準試料を測定したときの試料温度曲線をFig. 5. 1. 10に示す。

成　果

ペレット熱伝導率測定装置を用いて放射性物質の熱伝導率測定が行えることから，高燃焼度軽水炉燃料，TMIデブリ，高速炉燃料等における熱的挙動解析するためのデータ取得が可能となる。

今後は，本装置を照射後試験に適用するためのモックアップ試験として，扇形試料を測定したときの再現性（信頼性）を確認するとともに，非放射性金属酸化物や未照射核燃料を使った試験を実施し，照射後試験の比較データとしてのデータベース化を図る。

本装置の新設に伴う核燃料物質の使用の許可変更に係る施設検査を平成4年3月に受検し，これに合格したことにより，モックアップ試験の後，本装置を高燃焼度等燃料確証試験等に供する計画である。

5. 1. 5　ペレット融点測定装置の開発

概　要

軽水炉燃料は安全性の観点から燃料ペレットが溶融を起こさない設計になっている。一般に，燃料ペレットの融点は高燃焼度になるにつれて低下する傾向にあるが，高燃焼度における信頼できるデータは数少ない。燃料試験施設では，高燃焼度燃料ペレットのO／U比の変化，FPの増加等による融点降下を調べるため，高周波誘導加熱炉で高燃焼度燃料ペレットを加熱し，溶融する温度を赤外線放射温度で測定することにより融点を求めるペレット融点測定装置を開発中である。

ペレット融点測定装置の開発は，平成3年度より3年計画で，平成3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整部の設計・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。

照射済みUO_2燃料の融点測定は，タングステン“V”フィラメントによる加熱方式を用いていたが，この方式では試料の蒸発やO／Uの変化による不確かさが生じる。これらの影響を避けるため，タングステンカプセルに封入した燃料ペレットを高周波炉で加熱する方式が開発された。

装置の詳細

(1) 構成及び仕様

真空加熱部は，高周波加熱炉，出力制御部及び冷却装置より構成される。実験室に仮設置し状況をFig.5.1.11に示す。高周波誘導加熱炉と真空排気装置をセル内に，その他の機器を操作室等のセル外に配置する構想で各々の機器を設計した。

高周波加熱炉は，炉の中から，カプセル，サセプタ，高周波ワークコイル，真空チャンバーの順に配置される。真空加熱部の外観をFig.5.1.12，5.1.13に示す。タングステンカプセル（内径14mmφ，深さ35mm）の底面には，試料温度を精度良く計測するため，黒体壁を得る細管が取り付けられている。なお，試料の蒸発飛散を防ぐため，試料をカプセル内に密封する。タングステンサセプタ（内径18mmφ，深さ38mm）は，高周波電流を効率よく引き出し，カプセルの均温を得るためのものである。また，熱放射損失を極力少なくするため，多重層の反射板（タングステン）をサセプタの上下に配置している。ワークコイルは銅製角パイプで内部を冷水している。真空チャンバーは，2分割した石英管を中央の電極を兼ねた銅製フランジ（冷水構造）と上下のステンレス製水冷フランジで挟み込んだ構造をしている。また，上下のフランジには赤外線放射温度計で試料温度を計測するための石英窓を設けている。なお，温度測定しないときは，石英窓内側のシャッターを閉じることにより，試料等から蒸発した物質による窓の曇を防止している。

一般に2500℃を超える高温領域では，高周波電流の投入量に対して熱損失が大きくなり，単に電源容量を大きくするだけでは3000℃を得ることは困難である。本装置では，ワークコイルの近傍に整合トランス（カレントトランス：CT）を置くことにより，ワークコイルとCT間のインピーダンスを均衡させ，サセプタに効率よく高周波電流を投入することができる。また，加熱あるいは，冷却時の温度曲線データより融点を検出するには，融点近傍において一定割合で昇温するとともに，安定した高周波出力を得る必要がある。そのため，高周波電流を検出し，発振回路にフィードバックすることにより，さらに高周波電流SI（静電誘導型）トランジスタインバータを用いることにより，制御精度を±0.05％（3000℃± 1.5℃）以内とすることができた。トランジスタインバータの高周波出力は，連続定格で60kW，発振周波数は約 13kHzである。

ホットセル内に位置する加熱炉とコールドエリア（地下機械室）に設置する高周波発振機を個別に冷却するため，水冷循環式冷却装置を2系統設けている。

真空制御部は真空ポンプ，真空計，配管等で構成され，本設置場所はホットセル内となる。真空ポンプにはロータリーポンプとメンテナンスフリーの磁気軸受型ターボ分子ポンプを使用している。ロータリーポンプの排気側にはオイルミストトラップを取付け，セル内へのオイル飛散を防止している。また，真空ポンプの起動時及び停止時の各バルブの開閉操作は，系統毎に取り付けれられているサーモカップル真空計及び電離真空計で真空度を随時測定することによりインターロック制御される。高温試験時における炉内の到達真空度は，1×10^{-5}Torr以下である。

(2) 測定原理

ChristensenやBates等は，照射済み酸化物燃料融点をタングステン“V”フィラメント抵抗炉で試料を加熱し，試料の融解する状態を顕微鏡で観察し，その温度をパイロメータで測定するこ

とにより求めている。この方法では，測定中の試料の高い蒸気圧及び酸素／金属（化学組成比）が変化するため，精度良く温度を測定することが困難であった。その後，Latta やYamanouchi等は，タングステンカプセルに燃料ペレット片を封入した試料を高周波炉で加熱することによりこれらの影響を受けずに測定することを可能とした。Fig.5.1.14に示すように，試料を一定速度で昇温し，融解が開始したときのサーマルアレストを検出することにより融点が求められる。これらの測定データ例として，燃焼度による融点の影響をFig.5.1.15に示す。本装置では後者の方法によって，高燃焼度に照射したUO_2燃料の融点を測定するものである。

平成３年度は，本装置の主要部である真空加熱部及び真空制御部を製作し，UO_2の融点(2850℃)測定に必要な加熱性能を，タンタル（融点：2995℃）標準試料が融解することにより確認した。

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。

平成４年度は，二色温度計で測温する温度計測部，装置の自動制御，融点検出等の解析を行うデータ処理部を製作し，前年度に製作した装置に付加することにより，コールド仕様としての装置を完成させる。また，金属酸化物等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を取得し，融点検出解析ソフト及び光学系の温度補正を確立する。さらに，試料調整部としてホットセル内においてUO_2燃料をタングステンカプセル内に封入する遠隔操作型TIG溶接機の開発も併せて行う計画である。

Table 5.1.1 照射済燃料からのFP放出実験全体計画

項目　年度	3年度	4年度	5年度	6年度	7年度	8年度	9年度
基本設計・加熱部試作							
予備実験							
装置検討							
許認可手続き（含施設検査							
装置製作							
ﾎｯﾄｾﾙ内設置							
実験							

Table 5.1.2　寸法，重量及び線量当量率

(1) ブッログG〔ベルトライン部，溶接線付き〕（最大照射試料）
1) 内側表面（肉盛り溶接）：　84.0（8400）mSv／h
2) 内側表面から1m地点　：　9.3（926）mSv／h
3) 外　側　表　面　：　5.9（586）mSv／h
(2) ブッログF〔ベルトライン部，溶接線なし〕（最大照射試料）
1) 内側表面（肉盛り溶接）：　87.0（8700）mSv／h
2) 内側表面から1m地点　：　6.0（600）mSv／h
3) 外　側　表　面　：　8.1（810）mSv／h
(3) ブッログH〔上部フランジ部，溶接線付き〕（比較試料）
1) 内側表面（肉盛り溶接）：　84.0（8.4）μSv／h
2) 内側表面から1m地点　：　12.0（1.2）μSv／h
3) 外　側　表　面　：　17.0（1.7）μSv／h

注）　（　　）内値はmR／h単位表示。測定法はテレテクターによる。

ブロック名	採取位置	寸法　(mm)	重量　(kg)
No. F	炉心領域部	800×830×80	410
No. G	炉心領域溶接部	800×830×80	410
No. H	炉心上部領域	800×900×80	450

Table 5.1.3　測定条件及び申し込み硬さ（動的硬さ）データ出力例

TEST CONDITION

DATE	92- -	FILE	H10L1E.D1
TEST MODE	1	INDENTER	DHv
SAMPLE NAME	HV100		
SAMPLE NO.			
TEST LOAD	10.00(gf)	LOADING SPEED	1
AFTER TIME	15(sec)	FULLSCALE DEPTH	10(μm)
DESCRIPTION			

NO.	LOAD(gf)	DEPTH(μm)	HARDNESS	NO.	LOAD(gf)	DEPTH(μm)	HARDNESS
1	10.01	1.550	157.65	2	10.02	1.610	146.27
3	10.03	1.670	136.05	4	10.02	1.610	146.32
5	10.01	1.630	142.56				
Mean	10.02	1.614	145.77	Div.	0.007	0.043	7.8497

Table 5.1.4　ビッカース硬さデータ出力

NO.	LOAD(gf)	LENGTH(μm)	HARDNESS	NO.	LOAD(gf)	LENGTH(μm)	HARDNESS
1	10.01	12.300	122.82	2	10.02	12.850	112.53
3	10.03	12.950	110.89	4	10.02	12.625	116.62
5	10.01	12.925	111.12				
Mean	10.02	12.730	114.79	Div.	0.007	0.272	5.0411

番号	品　　名	材　　質
1	フランジ	SUS304
2	サイトグラス	石英
3	ベッセル	石英
4	断熱材	ジルコニア
5	加熱コイル	銅
6	断熱材	カーボンフェルト
7	サセプタ	黒鉛
8	内筒	タングステン
9	炉体ベース	SUS304
10	ガイドパイプ	SUS304

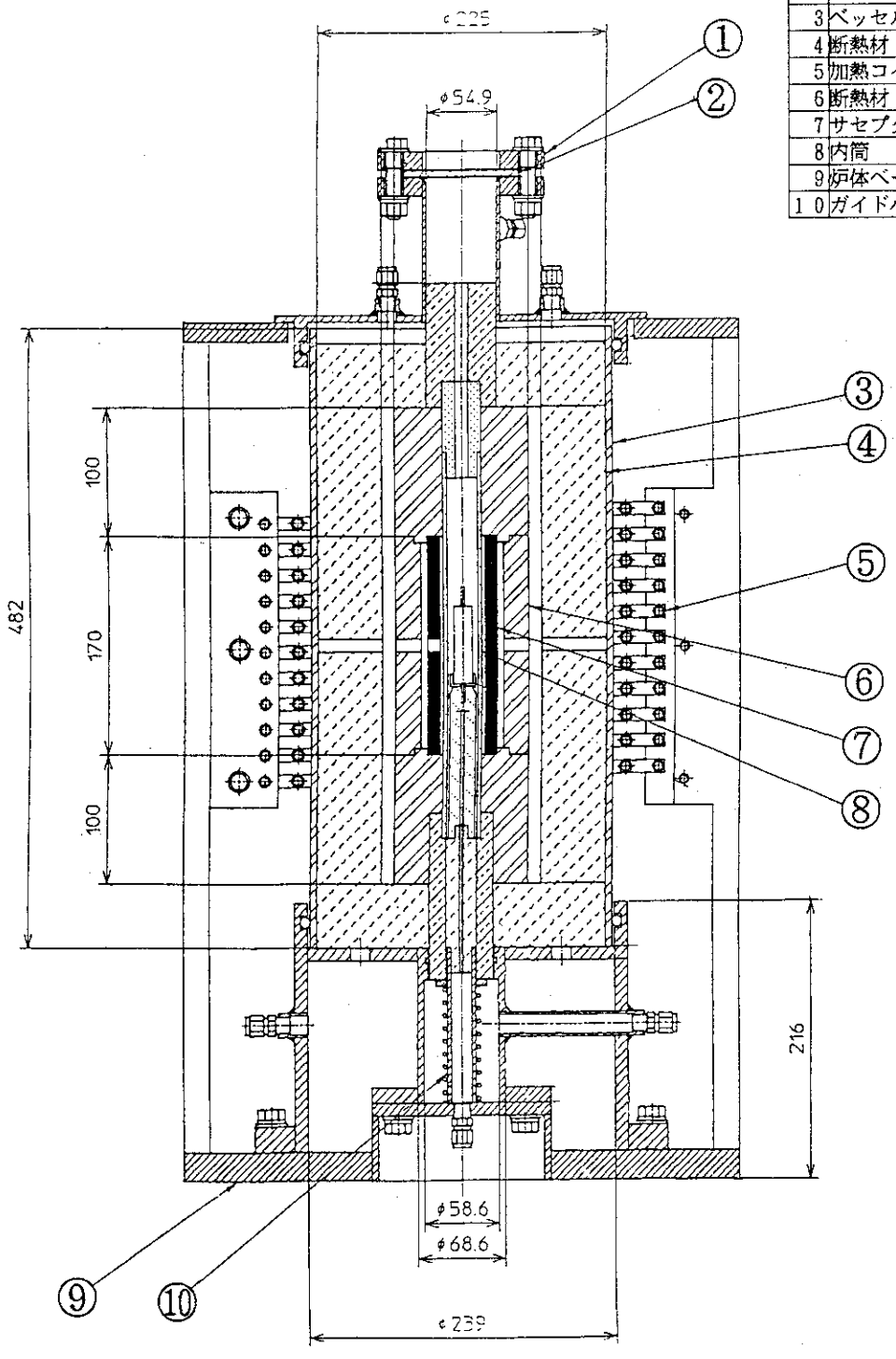


Fig. 5. 1. 1　FP放出実験装置加熱部試作体構造図

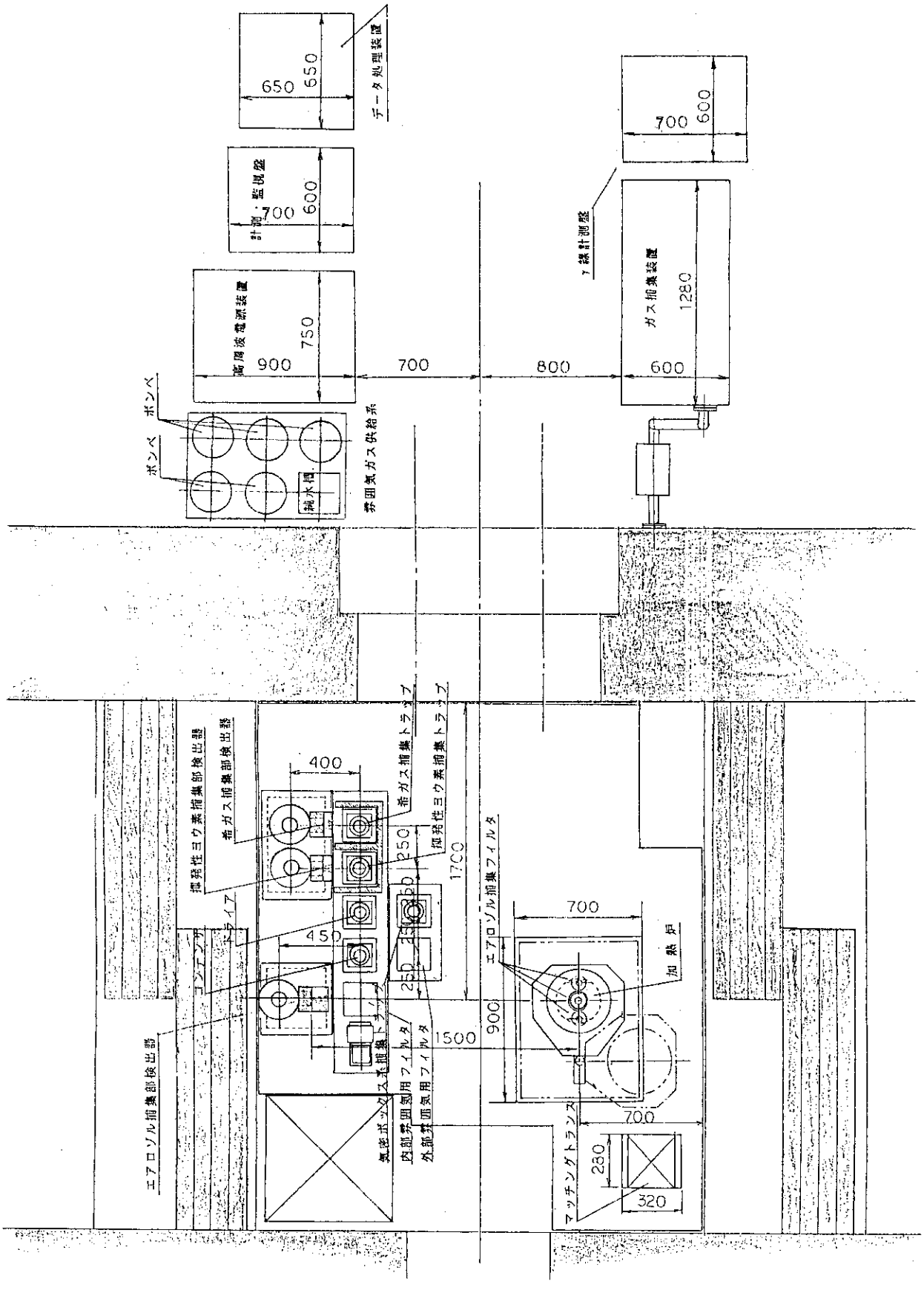


Fig. 5. 1. 2　FP放出実験装置配置計画図（平面図）

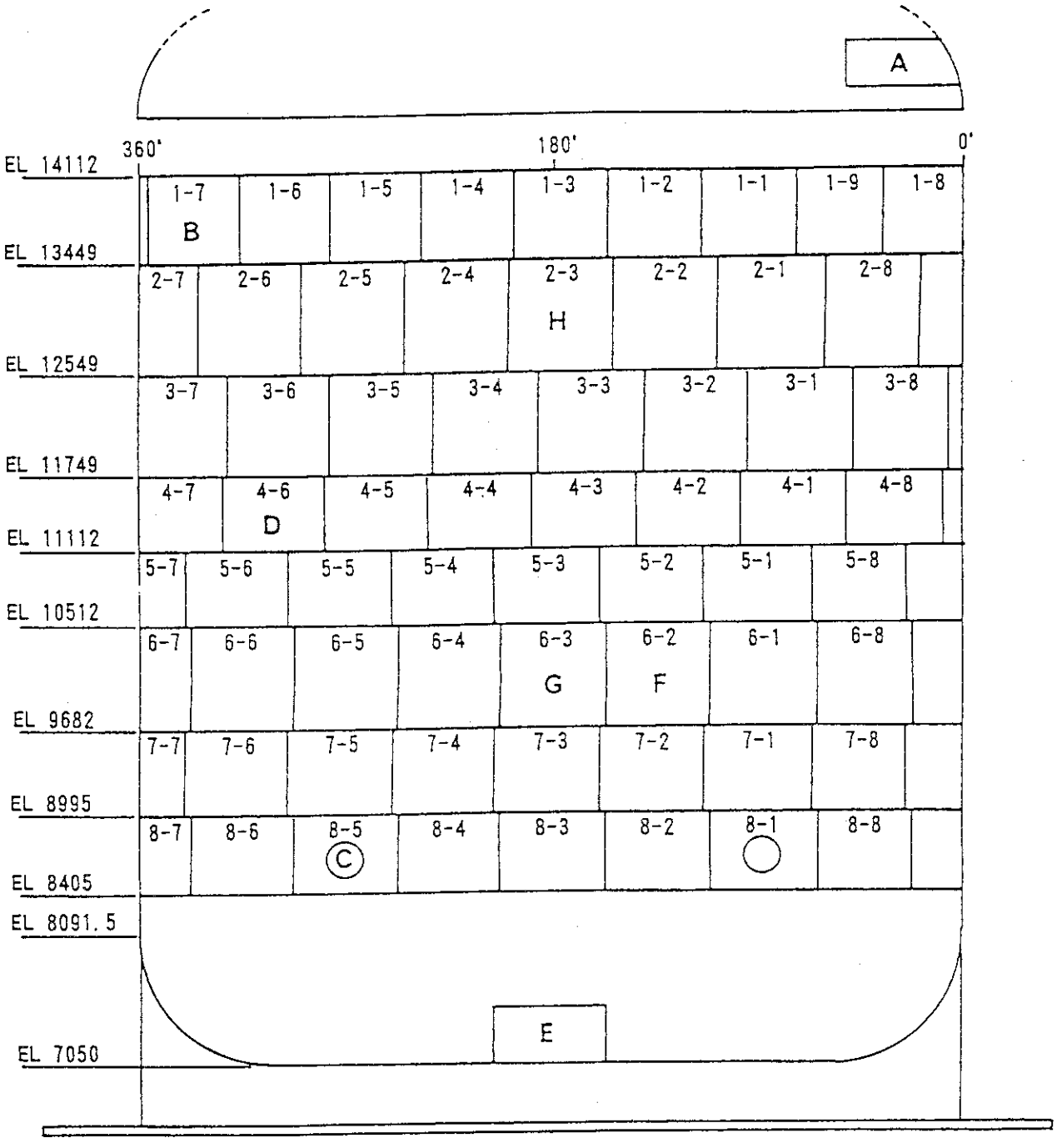


Fig. 5. 1. 3　供試体素材ブロックの採取位置

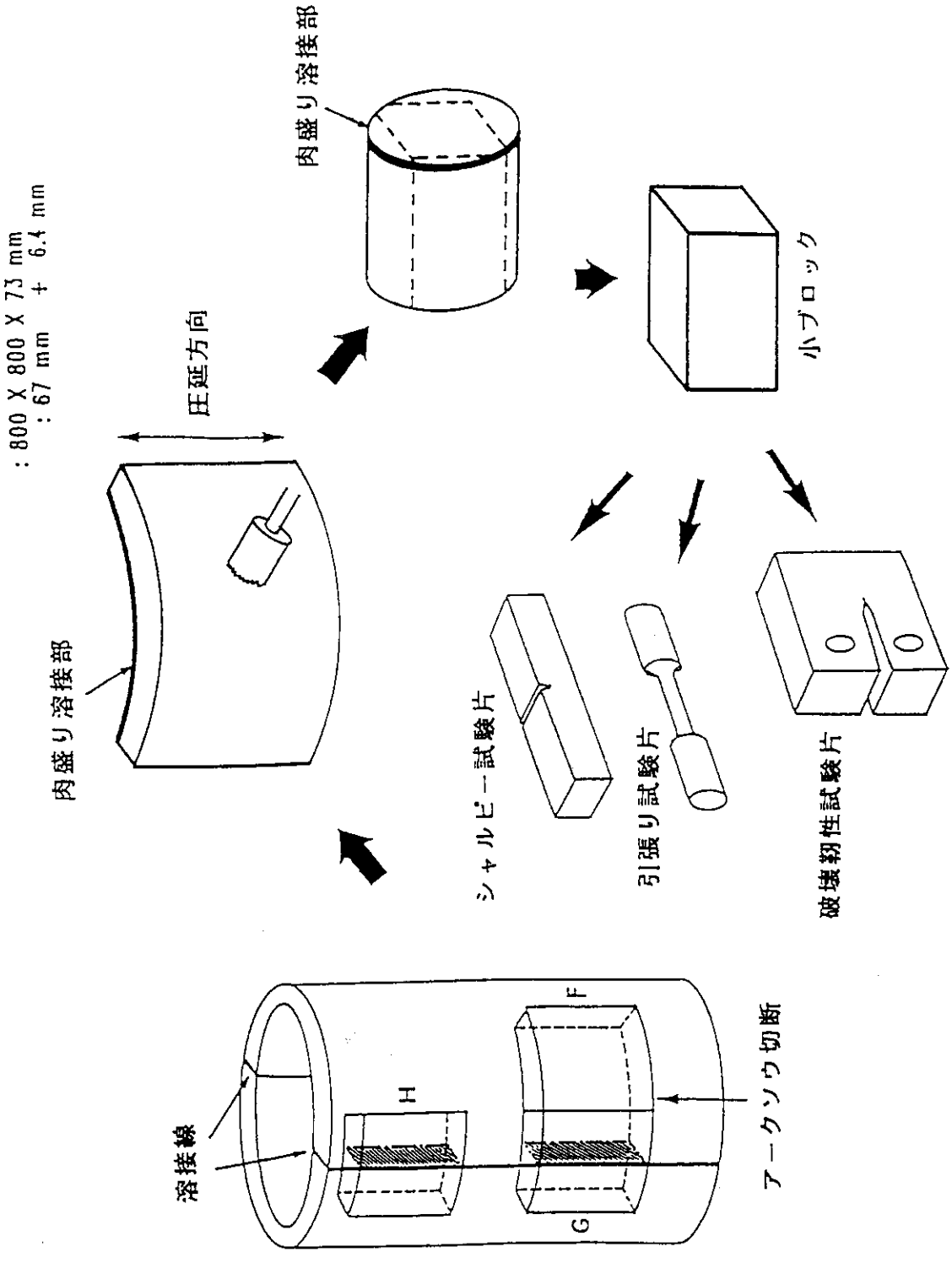


Fig. 5. 1. 4　試料加工の概念

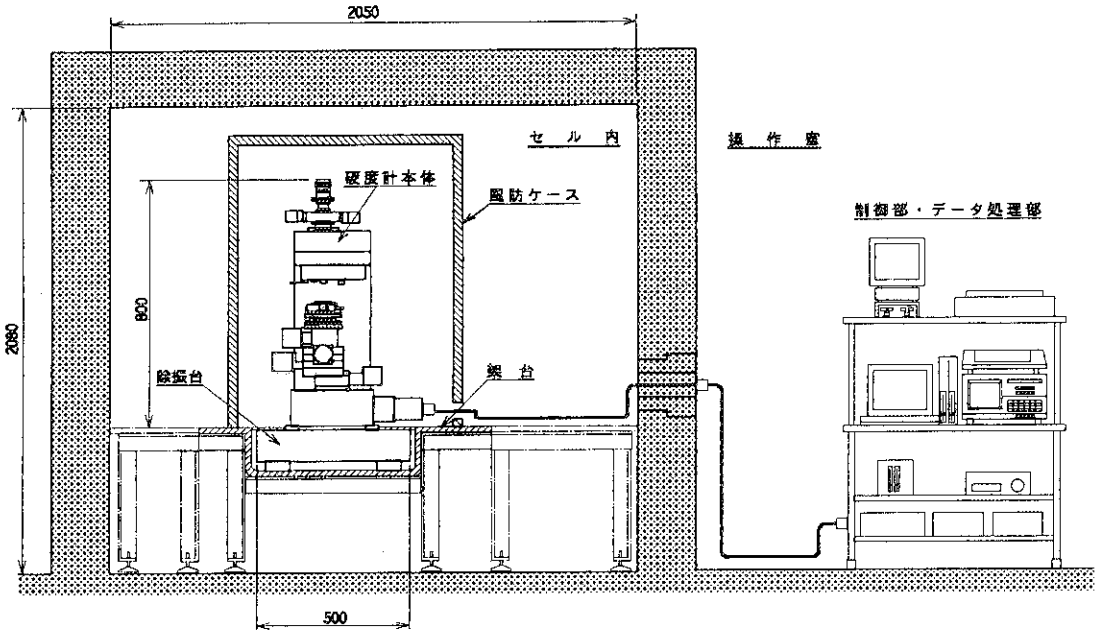


Fig.5.1.5　超微小硬度計全体構成図

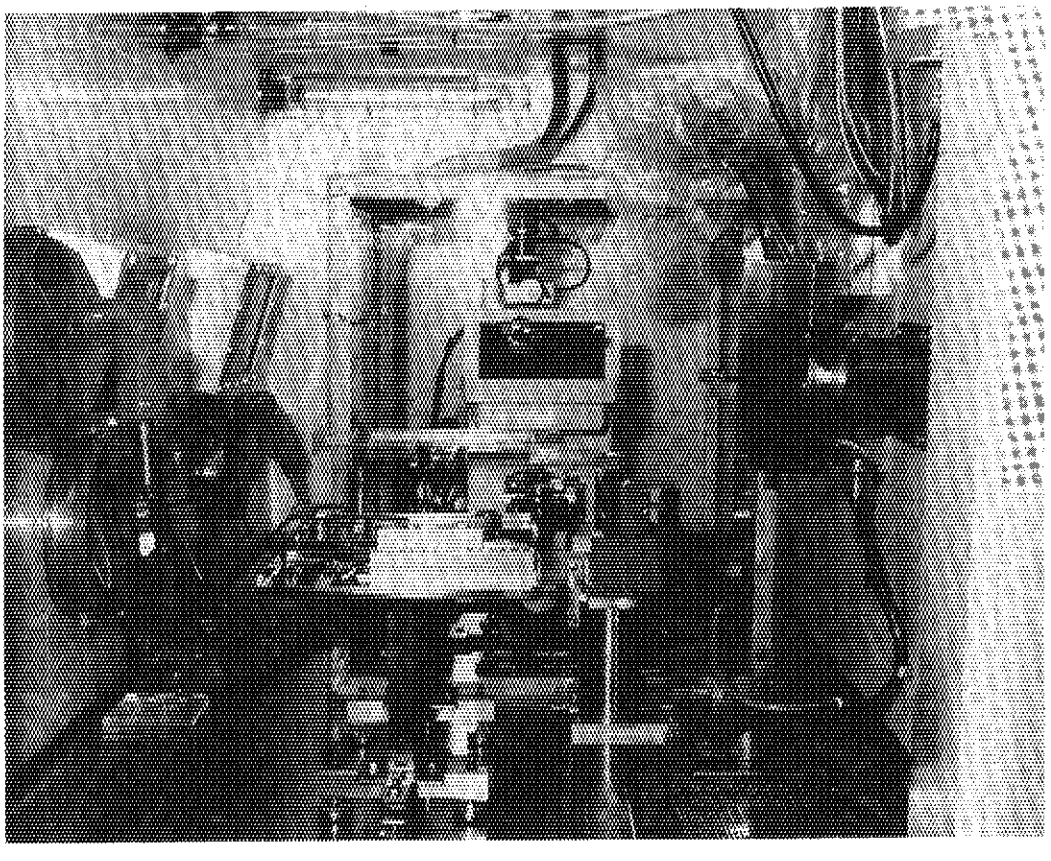


Fig.5.1.6　超微小硬度計セル内設置状況写真

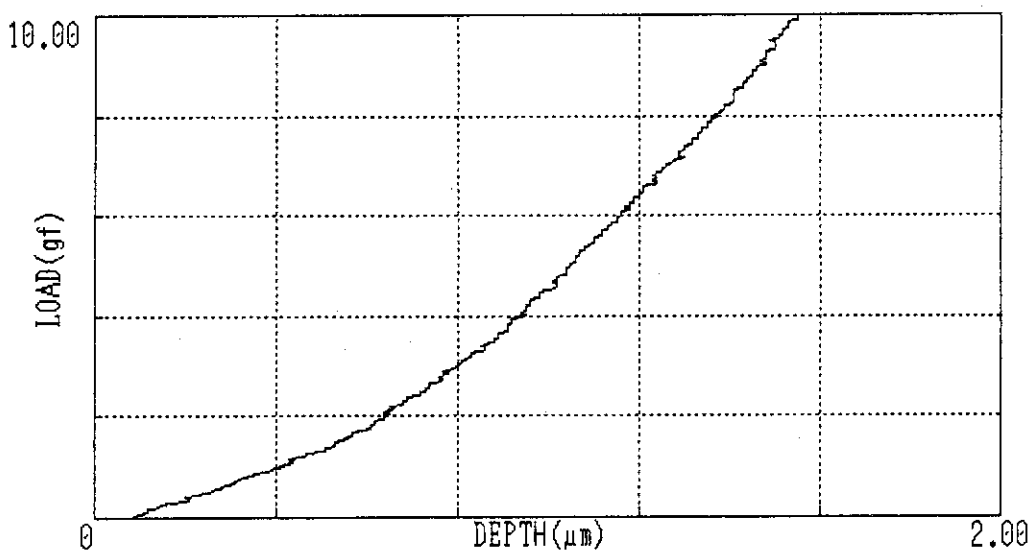


Fig. 5. 1. 7　荷重－押し込み深さ曲線データ出力例

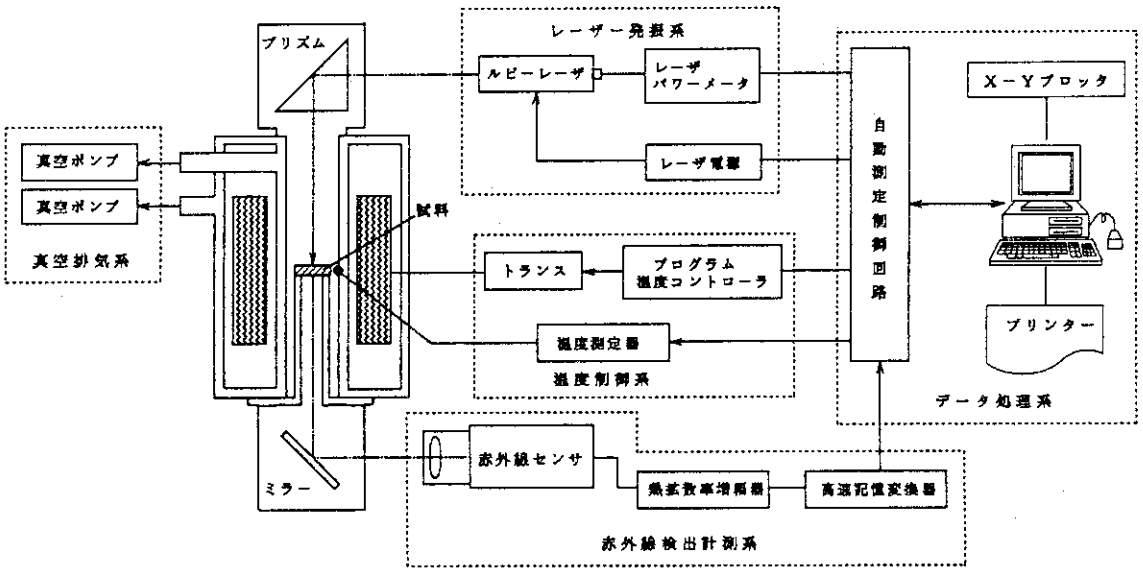


Fig. 5. 1. 8　ペレット熱伝導率測定装置全体構成図

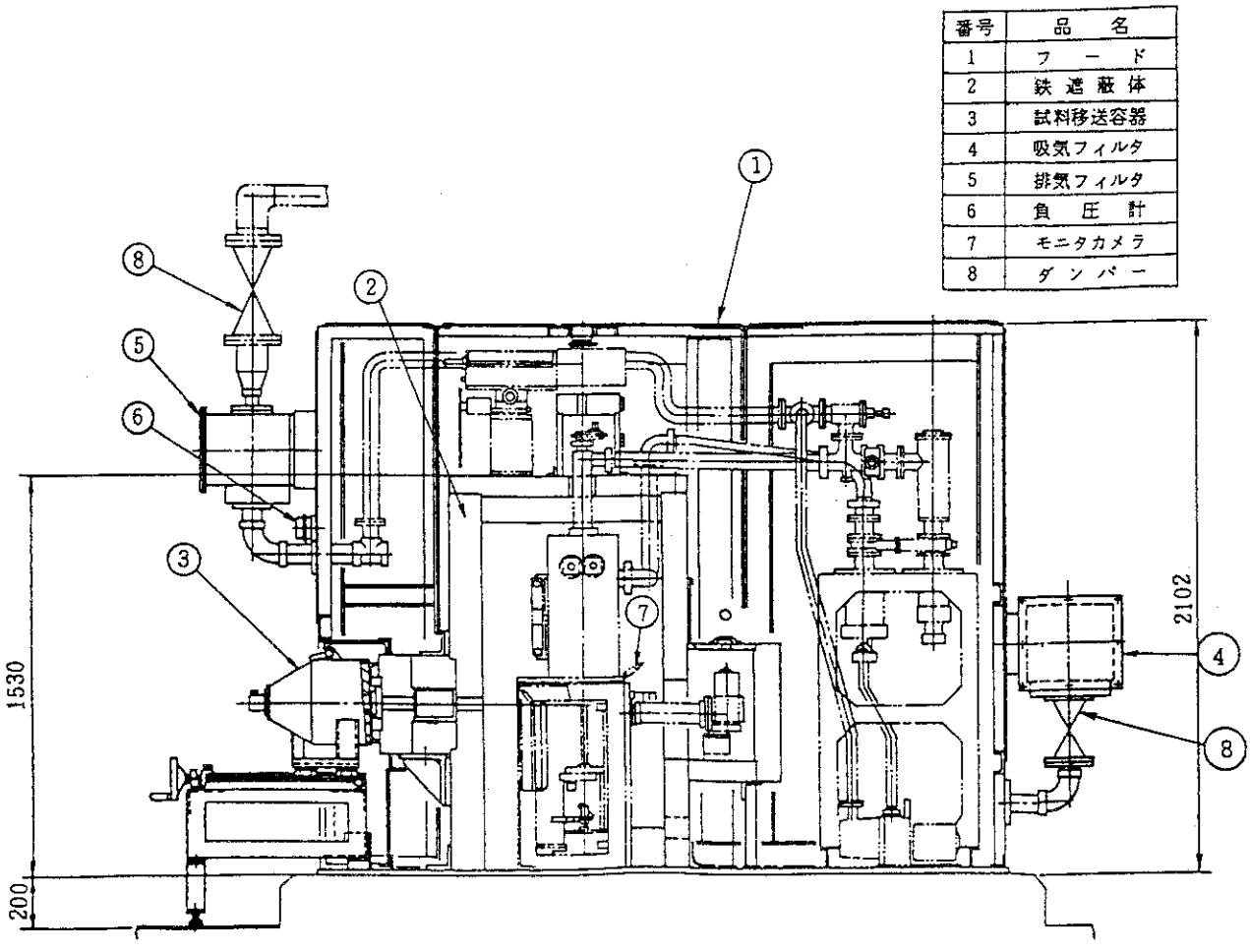


Fig.5.1.9　ペレット伝導率測定装置及び付帯設備の配置

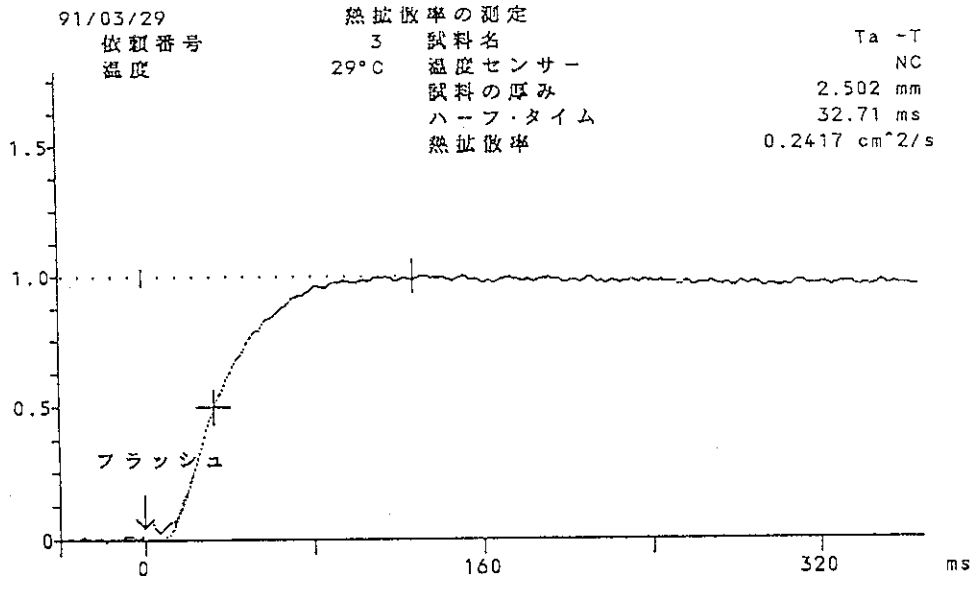


Fig.5.1.10　タンタル金属試料を測定したときの試料裏面の温度曲線

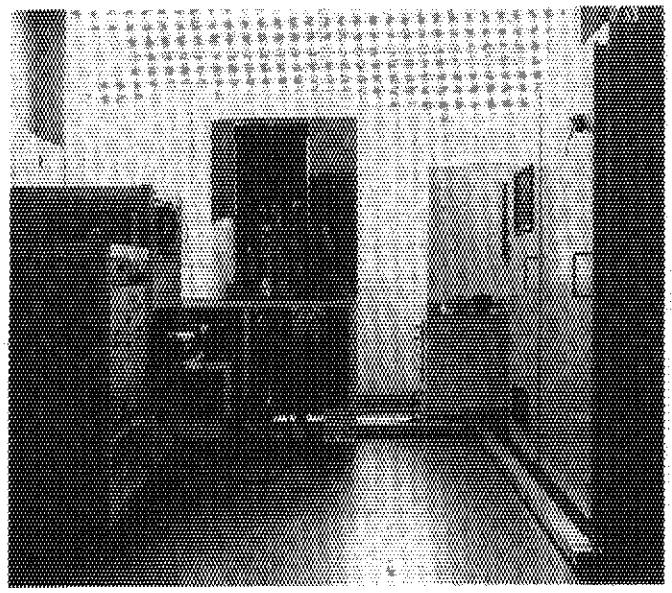


Fig. 5. 1. 11　ペレット融点測定装置の仮設置状況

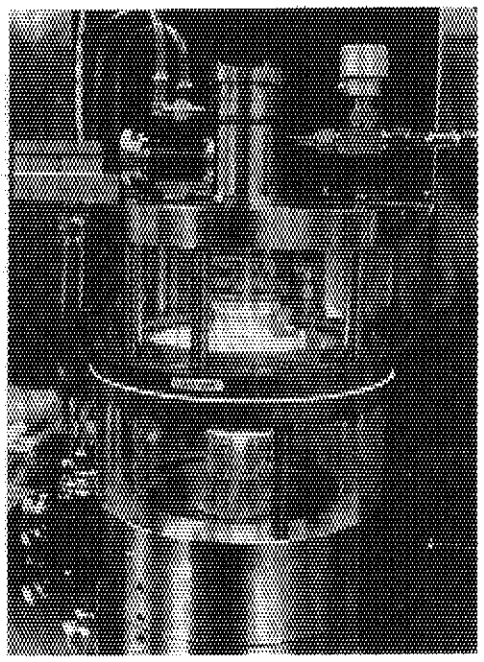
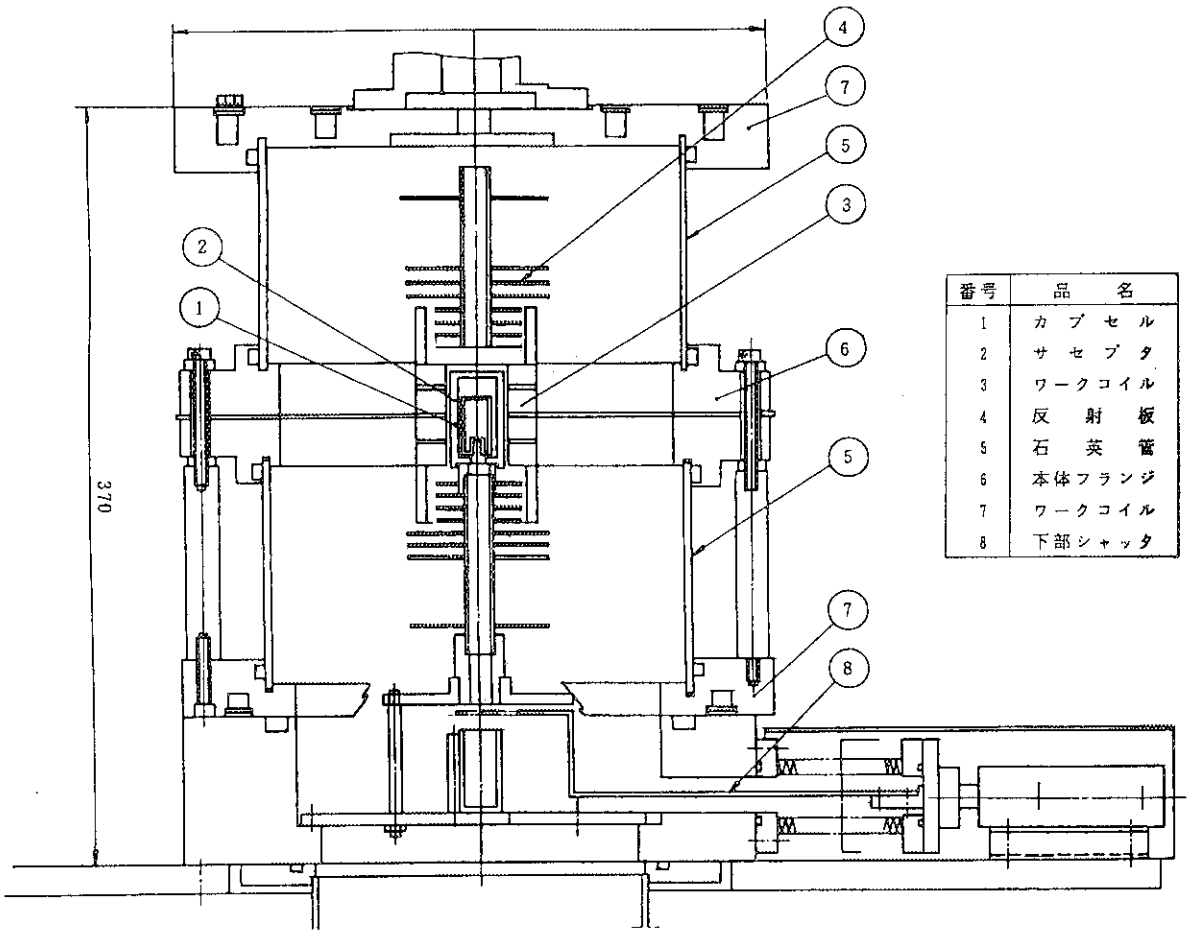


Fig. 5. 1. 12　真空加熱外観（昇温試験中）



番号	品　名
1	カプセル
2	サセプタ
3	ワークコイル
4	反射板
5	石英管
6	本体フランジ
7	ワークコイル
8	下部シャッタ

Fig. 5. 1. 13　真空加熱部構成図

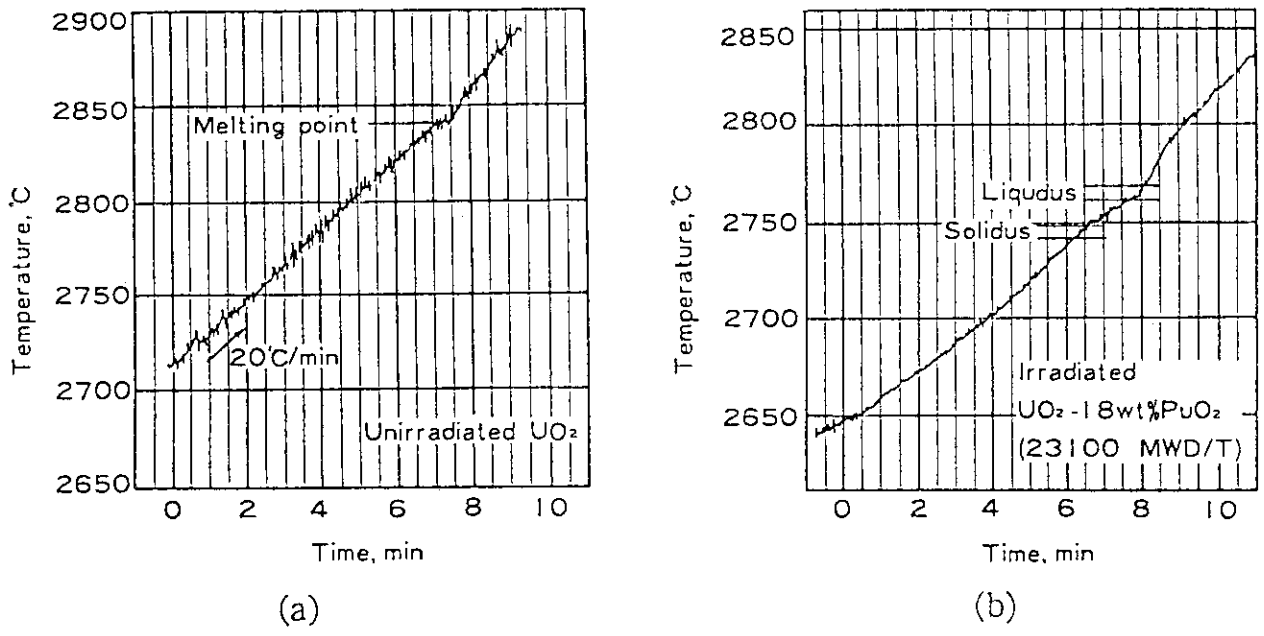


Fig. 5. 1. 14　タングステンカプセルに封入した試料の加熱曲線

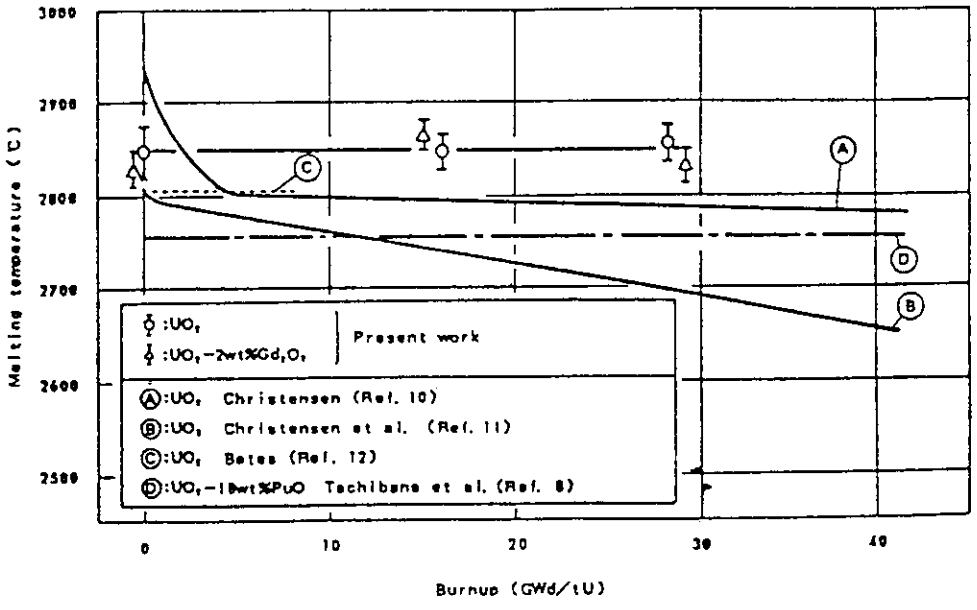


Fig. 5. 1. 15　融点の燃焼度による変化

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。近年，わが国における燃料開発の動向は，燃料の経済性の観点からより高い燃焼度を目指した高性能燃料の開発へと向かっており，照射後試験対象燃料の燃焼度も増加する傾向にある。実用燃料試験課では，高燃焼度燃料に対応するための照射後試験技術の開発を進めている。

5.2.1 燃料被覆管酸化膜厚さ測定装置の開発

(1) 目　的

燃料被覆管の水側腐食挙動は，燃料の健全性を保つ上で重要な研究テーマの１つでありその解析のために，より多くの燃料被覆管の表面酸化膜厚さデータが必要になってくる。

従来の金相試験による酸化膜厚さ測定法では，試験に長時間を要するため，大量にデータを採取することが困難である。そのため，渦電流の原理を利用した非破壊法による酸化膜厚さの軸方向及び円周方向分布等のデータが短時間に且つ大量に採取することが可能な燃料被覆管酸化膜厚さ測定装置を開発した。

(2) 装置の詳細

① 測定原理

燃料被覆管酸化膜厚さ測定装置は，燃料被覆管の外表面に生成した酸化膜厚さを渦電流の原理を用いて非破壊で測定するものである。

酸化膜厚さ測定に利用する渦電流とは，交流波を通じたコイルを金属に近づけた時，電磁誘導によって金属表面に発生する電流をいい，渦電流の強さ及び分布は，コイルの形状や試験材の形状，寸法，電気抵抗，磁気的特性及び欠陥の有無によって決まる。

Fig.5.2.1に原理図を示す。

渦電流が発生すると，コイルに流れる電流Ｉは，初期電流I_1と渦電流ｉの電磁誘導によって生じる電流I_2の和になる。すなわち，渦電流の反作用によってコイルを流れる電流が増加することになる。酸化膜厚さ測定法は，コイルと金属との間に非電導体が介在することによって生じるコイル－金属間距離を渦電流によるコイル電圧値変化として検出するものである。

② 装置構成及び仕様

この装置は，Fig.5.2.2に示すようにセル内の燃料棒駆動部及び測定コイルと操作室の制御部及びデータ処理部からなる。燃料棒は，燃料棒駆動部によって測定コイル保持具中を上下に移動し，測定コイルから燃料被覆管表面の酸化膜厚さが電圧値として出力される。出力されたデータは，標準試料の測定データを基に処理され，燃料棒の軸方向及び円周方向の酸化膜厚さの分布を評価することが可能である。主な仕様を下記に示す。

・酸化膜厚さ測定精度　：　±５μm
・最大測定長　：　<4000mm
・測定ピッチ　：　0.1mm

・測　定　速　度　：　600, 1200, 1800mm／min

・回　転　ピ　ッ　チ　：　最大12分割（1ピッチ30度以上）

測定コイルは，外形3.5mmφのプローブ型コイルでコイルと検査体との接触面材料には 耐放射線，耐熱，耐疲労性等を考えて熱可塑性樹脂（ポリエーテルケトン）を用いた。コイルの試験周波数は，被覆管内部の影響を避けるために高い周波数（1024KHz）を使用した。

Fig.5.2.3にこの装置の酸化膜厚さ測定法を示す。酸化膜厚さ測定は，ホットセル内に測定用コイルを操作室側に同様の標準用コイルを置き，ブリッジ回路によってつなぎ，標準用コイルには，酸化膜のない未照射材を装着し，測定用コイルに照射済み燃料棒を装着して，両方のコイルの電圧を比較することにより，酸化膜厚さを測定する。

③　データ解析

この装置によって得られた電圧値を厚さの単位に変換するために，人工的に厚さの異なる酸化膜厚さ試料を数種製作し，それを標準酸化膜厚さ試料として用いた。

標準酸化膜厚さ試料は，試験対象燃料棒と同様の未照射燃料被覆管を使用し電気炉で加熱し，温度と加熱時間を調整することにより数種の酸化膜厚さを持った標準試料を製作した。標準試料の酸化膜厚さは，金相試験で測定した。

標準酸化膜厚さ試料を試験対象燃料棒と同様の試験条件で測定を行い，測定結果より電圧と酸化膜厚さの校正曲線を作成し換算係数（V／μm)を求めた。

この換算係数を使用し，照射済み燃料棒の酸化膜厚さを下記に示す表示法で解析することが可能になった。

・燃料棒軸方向酸化膜厚さ分布表示

・燃料棒円周方向酸化膜厚さ分布表示

・酸化膜厚さ3次元表示

(3)　成　　果

本装置を用いた照射済み燃料棒の酸化膜厚さ測定は，PWR型燃料棒とATR型燃料棒について実施した。

PWR 型燃料棒は，平均燃焼度が35,000～47,000MWd/t の燃料棒について酸化膜厚さ測定を行った。照射済み燃料棒の軸方向酸化膜厚さ分布をFig.5.2.4に示す。燃料棒上部の第7～第8グリッド間に最大酸化膜厚さが観察され，燃料棒下端に近づくにつれ酸化膜厚さが減少する傾向が確認された。また，各グリッド近傍では，酸化膜厚さが相対的に減少していた。このような傾向は，測定したすべての PWR型燃料棒にあてはまるが，平均燃焼度が大きいほどその傾向が顕著に表れる。燃料棒AとBを比較すると燃焼度の高いBの方が酸化膜が厚くなっている事が分かる。

ATR型燃料棒については，PWR型燃料棒と異なりスペーサ接触跡付近に局部的に酸化膜が厚くなる傾向にあったが，ATR型燃料棒は，PWR型燃料棒より多量のクラッドが燃料被覆管に付着しているため，その影響が含まれている可能性がある。

今後は，この装置で測定した照射済み燃料棒の酸化膜厚さと金相試験による酸化膜厚さとの比較を大量に行い測定精度の向上並びにデータ解析法の確立を図っていく必要がある。

5.2.2 高燃焼度燃料棒の脱燃料技術の開発

(1) 目　的

高燃焼度燃料の照射後試験の中でも燃料被覆管の材料強度に係わる試験データの取得は重要である。材料強度試験用の被覆管試料は，全長約4mの燃料棒を15～20cmの長さに切断し，被覆管内部の燃料ペレットを取り出し（脱燃料），材料強度試験の目的に合った加工を施して作製される。しかし，現行燃料の状態で燃焼度の伸長が進められるとPCI（ペレット－被覆管相互作用）等の影響によりペレットと被覆管との固着が現れ，脱燃料が困難な作業となり，照射後試験の進捗に重大な支障を及ぼすようになってきた。一般的に燃焼度が比較的低い燃料の脱燃料は被覆管またはペレットに僅かな機械的振動を与える方法（振動法）によって脱燃料が行われ，被覆管試料の作製が容易であった。高燃焼度燃料の場合には，振動法等の従来技術では脱燃料が不可能であり，新たな脱燃料技術を開発することが必要となった。

このため，燃料試験施設では新たに超音波穿孔装置，ダイヤモンドドリル穿孔装置，ペレット除去工具，ペレット除去後の被覆管内面観察装置等の装置および技術の開発を行った。

(2) 脱燃料装置の詳細

今回開発した脱燃料法は，所定の長さに切断された高燃焼度燃料棒試料について以下のステップ1からステップ5の手順により行うこととした。

ステップ1　燃料棒の中心に直径6mm程度の貫通孔をあける。

ステップ2　貫通した孔を直径約7mmまで拡大する。

ステップ3　被覆管内部に管状に残った厚さ約0.6mmのペレットを特殊な治具でかき落とす。

ステップ4　ワイヤーブラシにより被覆管内に残ったわずかなペレット取り除く。

ステップ5　脱燃料作業による被覆管内面傷の有無を確認する。

ステップ1から5の手順を含めた，燃料棒の切断からの一連の脱燃料手順をFig.5.2.5に示す。

超音波穿孔装置の特徴は，試料を回転させホーンの摩耗を均等にする事により加工速度を速くしたことおよび砥粒の循環を遠隔操作で可能としたことである。

本装置は，セル内に超音波発振器，上下動ガイド，試料バイス，試料回転駆動部および砥粒供給部から構成されている装置本体を設置し，操作室側にこれらを制御する制御盤を設置した。

本装置の概要をFig.5.2.6に示す。

超音波による穿孔は，超音波発振器に所定のホーンを取り付け，試料をホルダーに納めた後，試料用バイスに固定する。穿孔時には所定の回転数で試料を回転させる。砥粒と水を混合させた砥粒水は，タンク内の砥粒が固まらないように常時プロペラにより攪拌させ，砥粒ポンプにより試料に供給する。砥粒水はホーン先端に砥粒を供給すると共に，ホーンが超音波振動により高温となり試料に熱的影響を与えるのを防止するためにホーンおよび試料を冷却する役目も持っている。試料に供給された砥粒は，受皿に集められ回収樋を通って再びタンク内に回収される。

ホーンは穿孔用に5mmの中空ホーンおよび貫通孔拡大用に6.5mmの中実ホーンを使用した。試料とホーンとのセンタリングは上下動ガイド，ホーン取り付け部および試料バイスを調整することにより，0.1mm以内とした。

ダイヤモンドドリル穿孔装置は，Fig.5.2.6に示すように水槽中のバイスに固定された試料をダイヤモンドドリルを使用し穿孔を行う方式である。

本装置の特徴は，水槽中で穿孔するため，発熱の恐れがなく，切削された燃料の飛散が少ない事である。駆動部は，駆動モータ，変速機，ドリルチャックから構成されており，これらは2本のガイドレールにより最大 250mmの上下ストロークを有している。また，駆動部とバランスウエイトはワイヤーで連結されており，ウエイトを外した状態では均衡が取れている。駆動部とバイスに固定された試料との芯ずれは100mmの間で0.05mm以下である。

穿孔時の押し付け加重は約2～3kgとした。

ダイヤモンドドリルは，外径 9.5mmの燃料棒を対象として，穿孔用に6mmのコアドリルおよび貫通孔拡大用に7mmの中実ドリルを使用した。

水槽内の水は排水処理系により水抜きされるとともに，ペレット粉の回収も行われる。排気ホースから小型真空ポンプで水容器内を負圧にする事により水槽内の水とペレット粉が排水ホースを通して水容器内に集められる。

7mmまで穿孔された燃料棒は内面に厚さ約 0.5mmの管状のペレットが残り，被覆管内面に固着している。これを取り除くために，ペレット除去工具を開発した。ペレット除去工具は高速度工具鋼（SKH)で製作されており，先端は外径が7mmで，貫通孔の穴径と同じになっている。この部分をガイドとして，外径が 7.6mmのタップ状の刃となっている部分でペレットを破砕するものである。

被覆管内面観察は燃料棒脱燃料作業による被覆管内面の傷等の有無を確認するために行うものであり，観察装置はFig.5.2.7に示すように観察機構をセル背面壁内に設置し，録画装置および操作盤を操作室に設置した。観察機構はボアスコープおよびCCDカメラ等で構成されている。

内面観察は，ボアスコープの耐放射線性を考慮し，100mm ／分程度の速度で全長にわたり移動し，ボアスコープに取り付けられている CCDカメラにより得られた画像をビデオデッキに収録し，詳細観察はビデオテープの再生画像により行われる。

(3) 成　　果

今回，高燃焼度燃料脱燃料装置を開発し，各種試験および高燃焼度燃料の脱燃料作業を行い以下の成果を得ることができた。

高燃焼度燃料（約48Gwd/t)のペレットと被覆管は非常に強く固着しており，これまで行われてきた振動法による脱燃料では，被覆管内のペレットを除去することが出来ないことが明らかになった。

燃料棒穿孔装置としては，超音波法およびダイヤモンドドリル法の2通りの方法を開発し，アルミナペレットおよび未照射劣化ウランペレットによる穿孔試験を行った後，合計10本の高燃焼度燃料棒試料（長さ135～150mm）の穿孔作業に使用した。その結果，超音波穿孔装置の穿孔能力は5mmのホーンを使用した場合劣化ウランで約0.7mm／分，高燃焼度燃料で約0.6mm／分であった。また，ダイヤモンドドリル穿孔装置は6mmのドリルを使用した場合劣化ウランで約2.6mm／分，高燃焼度燃料で約1.5mm／分であった。

穿孔能力はFig. 5. 2. 8に示すように超音波法に比べダイヤモンドドリル法が約3倍であった。

高燃焼度燃料の貫通孔を開ける時間と拡大する時間を含めた合計時間はTable 5. 2. 1，Table 5. 2. 2に示すように，超音波法で平均約360分であり，ダイヤモンドドリル法で平均約120分であった。

被覆管内に残ったペレットを除去するための方法は，各種の方法を検討実験した結果，ネジ切りタップを改造したペレット除去工具を使用する機械的除去法を採用した。この方法で 150mmの内面付着ペレットを除去するのに約60分必要であった。

被覆管内面検査は，1試料につき両端からボアスコープを挿入し，各2方向から行い12試料について行った。所要時間は1方向約2分とした。得られた画像は内面観察を実施している期間ほとんど変化がなく，鮮明な画像を得ることができ，短時間の観察であれば心配された放射線劣化の問題もなく一般医療用のボアスコープが使用できることが確認された。

脱燃料後の被覆管内面検査を行った結果，全ての高燃焼度燃料棒試料内面には脱燃料作業による傷等の不都合部が認められず，今回開発した脱燃料技術の実用性が確認された。

5. 2. 3　燃料の樹脂注入装置の開発

(1) 目　　的

照射後試験における金相試験では，燃料及び被覆管等に関する詳細なデータが得られる。この金相試験の前処理として，燃料のクラック及び燃料と被覆管のギャップ等に樹脂を注入し，金相試験時の燃料の脱落を防止するために樹脂注入装置を用いる。従来の樹脂注入装置は加圧注入方式であり，燃料の端面から樹脂を圧入する方法であつた。この方法は対象燃料の燃焼度が低い場合は有効であったが，燃焼度が高くなるとともに被覆管と燃料のギャップが減少し樹脂注入が困難となってきた。また改良燃料の中空ペレットは中心に穴があいているため，樹脂が中心の穴から噴出してしまい燃料と被覆管のギャップ及び燃料のクラックに樹脂が入らないためこれらの問題を解決する樹脂注入装置開発が必要となった。

(2) 装置の詳細

本装置は燃料試験施設のβγコンクリートNo.5セルに設置され，マニプレータによる遠隔操作で容易に取り扱える構造で小型，軽量となっている。装置の主要部は，圧力容器，真空ポンプ，試料上下機構及び加圧機構からなっている。樹脂注入の方法は，圧力容器内に燃料と樹脂を分離した状態で設置し，圧力容器内を真空にすることにより燃料及び樹脂内を脱気し，真空状態を保持したまま試料上下機構により燃料を樹脂内に浸す。その後，圧空により加圧し燃料の細部まで樹脂を注入する方法である。試料の状態は圧力容器ののぞき窓から観察できる構造になっている。

Fig. 5. 2. 9に加圧注入式樹脂注入装置と新型樹脂注入装置の概略図，Photo. 5. 2. 1に新型樹脂注入装置の写真と実際に樹脂注入したテスト試料の写真を示す。

(3) 成　　果

本装置の開発により下記の成果が得られた。

・加圧注入方式では不可能であった中空ペレット燃料の樹脂注入が可能となった。
・燃料と被覆管のギャップ及び燃料のクラックに樹脂が確実に注入されるようになった。
・樹脂注入の最小試料寸法が従来の120mmから40mm以下になり試料の有効利用と廃棄する燃料の減少ができた。
・数試料同時の樹脂注入が可能となった。
・異形の試料への樹脂注入が可能となった。

5.2.4 燃料の短尺加工技術の開発

(1) 目　的

実用燃料の短尺加工は長さ約4mの実用燃料をスタック長さ約0.12mにし，両端に端栓を取り付けた燃料棒を製作するものであり，現在NSRRパルス照射実験用およびJMTRのBOCA照射用として実施されている。

このため，βγコンクリートNo.3セル内に燃料加工設備が設置されている。

(2) 燃料加工設備の詳細

実用燃料棒の短尺加工を行うための主要機器は以下の通りである。

① 乾式切断機：実用燃料棒を回転させながらダイヤモンドホイールにより燃料棒の被覆管のみを所定の寸法に乾式で切断するためのものである。
② ペレット取出機：切断した試料に端栓等を挿入するために，試料端部からペレットを取り出すとともに，試料の端面仕上げを行うものである。
③ 組立機：端面処理された試料の上部および下部端栓を圧入し，試料として組立てる。
④ 周溶接機：試料の上部および下部端栓を取付けるため，端栓と被覆管との突合せ部の周溶接を行う。
⑤ シール溶接機：試料内部を加熱乾燥すると共に，封入ガスを加圧した状態でガス封入孔のシール溶接を行う。
⑥ ガスユニット：周溶接のシールガス（He，Ar）および試料への封入ガス(He，Ar，Xe等）を調整・供給するユニットであり，操作室に設置されている。
⑦ Heリーク検査装置：短尺化が終了した試料のHeリークテストを行う。

これらの機器を使用し以下の通り，実用燃料棒の短尺加工が実施される。短尺化作業のフローをFig.5.2.10に示す。短尺加工を行う際には，必ずコールド試料による端栓溶接および短尺加工を行う照射済実用燃料棒からのペレット取り出し，端栓溶接のモックアップを行った後作業を開始する。

① 照射済実用燃料棒の切断

乾式切断機により所定の寸法（約160mm)に切断する。

② 燃料棒試料下部の端面処理

燃料棒試料片端のペレット端面が出るまでペレットを取出し，被覆管部を端栓が挿入出来る寸法までエンドミルにより削った後，被覆管内外面に生成している酸化膜をワイヤーブラシ等で取り除く。その後，組立機により端栓を圧入する。

③ 燃料棒試料下部の周溶接

周溶接機に試料を取り付け，端栓と被覆管の突合せ部を周溶接する。この際ガスユニットによりシールドガス（Ar）を供給する。代表的な燃料棒試料の周溶接条件をFig.5.2.11に示す。

④ 燃料棒試料上部の端面処理および周溶接

上記②，③と同様に行う。

⑤ 燃料棒試料の加熱乾燥およびシール溶接

シール溶接機内に燃料棒試料をセットし，チャンバー内をHeガス置換した後，最大 200℃により約24時間加熱乾燥を行う。その後，封入ガスを所定の圧力で燃料棒試料に封入し，ガス封入口を溶接する。この際に使用される封入ガスはガスユニットにより調整して供給される。シール溶接の代表例をFig.5.2.12に示す。

⑥ 短尺化燃料棒試料のHeリーク検査

燃料棒の短尺化が終了した試料をリークテストチャンバー内にセットし，周溶接部およびシール溶接部のリークテストを行う。

短尺化された燃料棒は発送前の検査（外観，寸法，X線検査等）を行った後，検査に合格した燃料棒は輸送容器により搬出される。

(3) 成　　果

燃料の短尺化はこれまで約20本行っており，平成３年度はPWR型燃料棒（燃焼度36GWd/T）３本を製作した。平成４，５年度には15の本短尺化を実施する予定である。周溶接機はこれまでトーチ回転型を使用していたが，溶接姿勢に伴う溶接条件を均等にする目的で，平成３年度から試料回転型の周溶接機を使用した。

燃料が高燃焼度になるとペレットと被覆管が固着し，燃料棒試料両端のペレット取出しが困難になることが予想されるため，現在ペレット除去方法を検討中である。

5.2.5 燃料の開気孔率測定装置の開発

(1) 目　　的

開気孔率測定装置は，照射済燃料ペレット表面の気孔とFPガス放出率との関係解明及びスエリング等の燃料挙動データ取得を目的として開発されたものである。本機は，昭和55年に設置された１号機に各種の改良を加えた２号機で平成３年にαγNo.１セルに設置され，ホット試験に備え模擬試料のモックアップ試験を行っている。

(2) 装置の詳細

① 測定原理

本装置は，燃料ペレット表面に存在する気孔を含む体積を測定することにより，予め測定された試料重量，理論密度値により，かさ密度（Bulk Density）を求め，液浸法より得られた密度との比較により開気孔率を求めるものである。

試料体積は，真空排気された試料室内に適量の水銀を注入し，試料室内圧が1000torrとなったプランジャーポンプ位置を測定起点とし，試料を装荷した際の同圧におけるプランジャーポンプ移動量により求める。試料室内圧の設定は，水銀ポロシメトリー原理より求めた。これは，水銀が表面張力により，試料表面の気孔に侵入しない性質を利用したもので，水銀圧と侵入可能な気孔径は(1)式に示すように反比例の関係にある。

$$P = -4\sigma\cos\theta / D \quad \cdots\cdots (1)$$

P： 水銀圧力（試料室内圧）

σ： 水銀表面張力

θ： 水銀－試料接触角

D： ポア径（約10μm）

ポア径を約10μmとしたのは，金相写真による気孔測定値を参考としたものである。

求められた試料体積により以下の式により開気孔率を算出する。

かさ密度（ρ_s）： 試料重量÷試料体積 （g／cm^3）……(2)

液浸密度 ： ρ_b （g／cm^3）……(3)

開気孔率 ： $1 - \dfrac{\rho_b}{\rho_s} \times 100$ （%）……(4)

② 装置構成及び仕様

本装置の概略図をFig. 5. 2. 13に示す。セル内の試料室，真空系，水銀圧入系，操作室の操作盤及びデータ処理部より構成されている。主な仕様を下記に示す。

密度測定精度 ： ±1.0 g／cm^3

Pポンプ移動量 ： 50mm

水銀圧設定範囲 ： 0～1200torr

到達真空度 ： 1×10^{-3}torr

試料室容積 ： 6 cm^3

試料室に挿入されるプンジャーポンプは，10μm移動あたり10μcm^3 に相当し，ステッピングモーターにより連動する試料室の水銀圧は，膜式の圧力計により測定され，それぞれ，試料体積値及びグラフ表示された圧力変動値として，操作盤のCRT上に表示さる。

測定起点及び体積測定時の測定点は，設定圧（可変）に対し±5 torr以内に10秒間保持された時のプンジャーポンプ位置とし，これにより求められた数値から密度及び開気孔率が得られる機構となっている。取得されたデータは，プロッタ及びプリンターに出力されると共にフロッピーディスクに記録される。

(3) 成　　果

本装置の遠隔操作修得もかねて標準試料による測定を行った。標準試料には，表面に開気孔の存在する試料を用いるべきであるが，開気孔率が明確化された試料が市販されていないため，Ni球（密度8.90）を用いて測定を行った。測定データ例をFig.5.2.14に示す。

今後，本装置の性能確認のため，1号機で測定を行ったPu燃料試料等の再測定を実施する予定である。

Table 5.2.1　超音波穿孔装置による高燃焼度燃料の穿孔結果

試料番号	穿孔時間（分）	拡大時間（分）	合計時間（分）
No. 1	187（0.72）	150	337
No. 2	287（0.47）	138	425
No. 3	232（0.58）	101	333
No. 4	225（0.6）	119	344
平均	232（0.58）	127	359

注記
1. 試料長さは135mmである。
2. ( )内の数字は穿孔速度(mm/分)を示す。
   穿孔速度＝試料長さ／穿孔時間
3. 穿孔に使用したホーンは5.0 mmの中空ホーンである。
4. 拡大に使用したホーンは6.5 mmの中実ホーンである。

Table 5.2.2　ダイヤモンドドリル穿孔装置による高燃焼度燃料の穿孔結果

試料番号	穿孔時間（分）	拡大時間（分）	合計時間（分）
No. 5	110（1.36）	17	127
No. 6	130（1.15）	17	147
No. 7	96（1.56）	34	130
No. 8	88（1.7）	24	112
No. 9	67（2.2）	20	87
No. 10	96（1.56）	30	126
平均	98（1.53）	24	122

注記
1. 試料長さは150mmである。
2. ( )内の数字は穿孔速度(mm/分)を示す。
   穿孔速度＝試料長さ／穿孔時間
3. 穿孔に使用したドリルは　6.0 mmである。
4. 拡大に使用したドリルは　7.0 mmである。

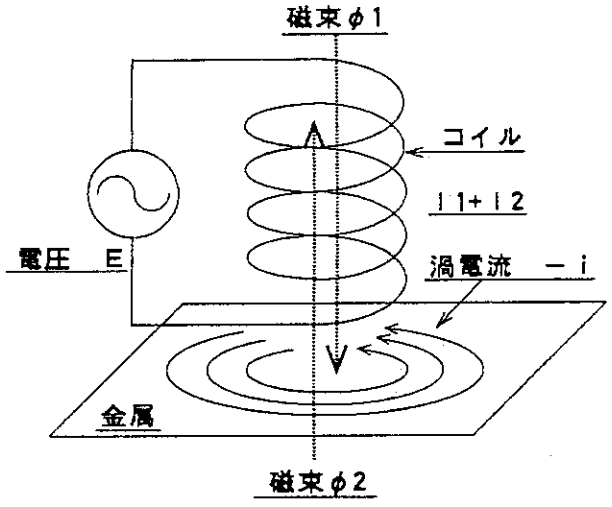


Fig.5.2.1 渦電流法原理図

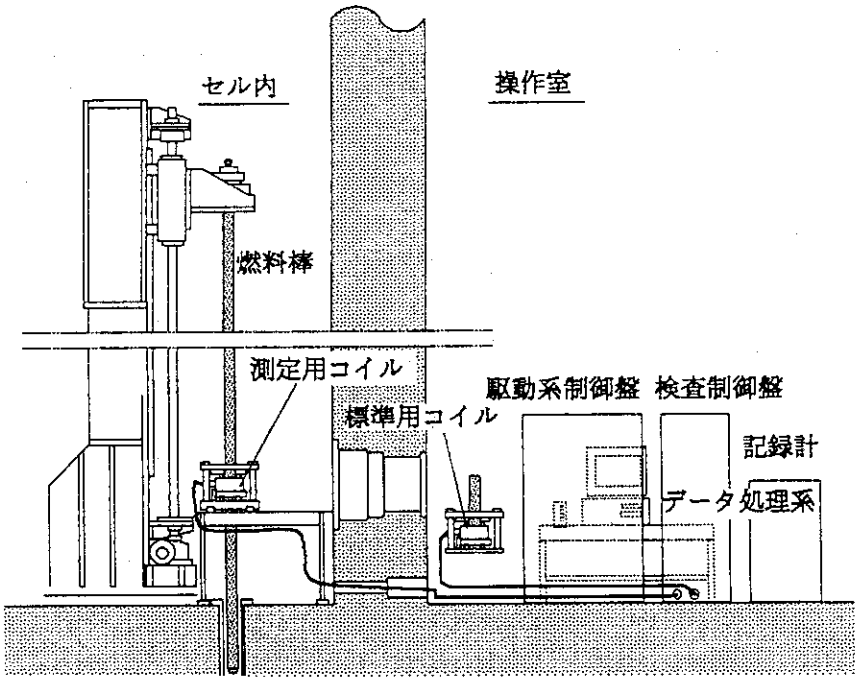


Fig.5.2.2 酸化膜厚さ測定装置配置図

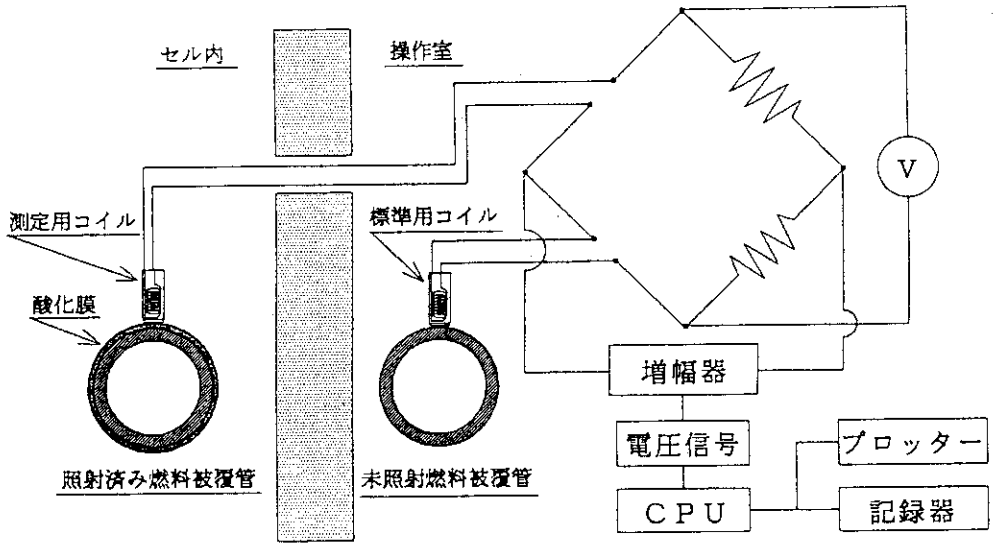


Fig. 5. 2. 3　酸化膜厚さ測定原理の概略

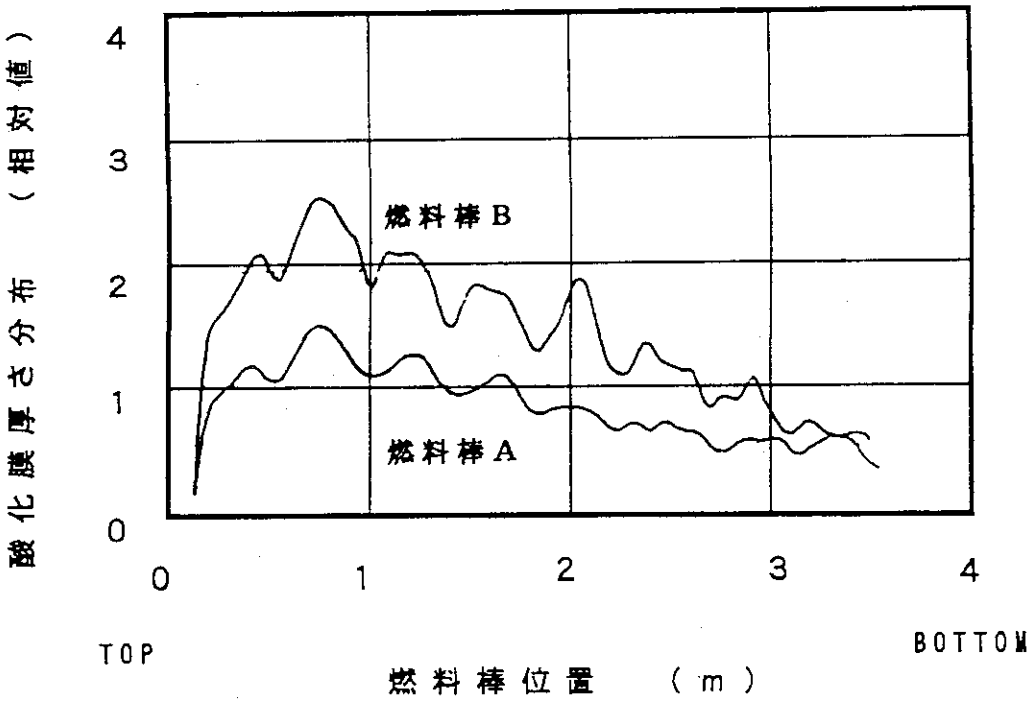


Fig. 5. 2. 4　照射済実用燃料の酸化膜厚さ測定例

1　燃料棒を所定の長さに切断する。

引張試料　135mm

バースト試料　150mm

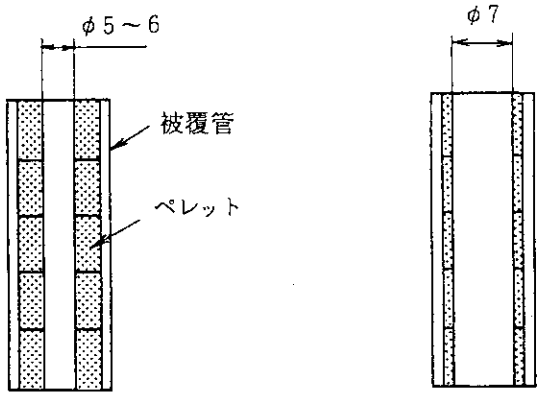
SCC試料　150mm

2　脱燃料前の外観検査

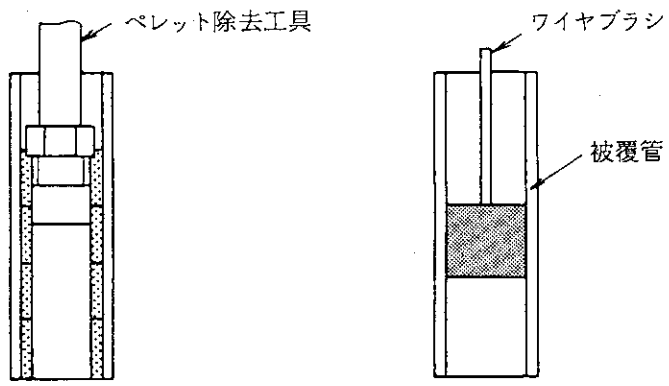
ペリスコープを用いた目視検査

3　脱燃料

(1)　5～6mmの貫通孔　　(2)　7mmに拡大



(3)　レイヤーの剥離　　(4)　ブラシでの内面仕上げ



4　脱燃料後の外観検査

ペリスコープを用いた目視検査

5　被覆管内面観察

ボアスコープ

CCDカメラ

ビデオデッキ

テレビモニター

Fig. 5. 2. 5　脱燃料作業の手順

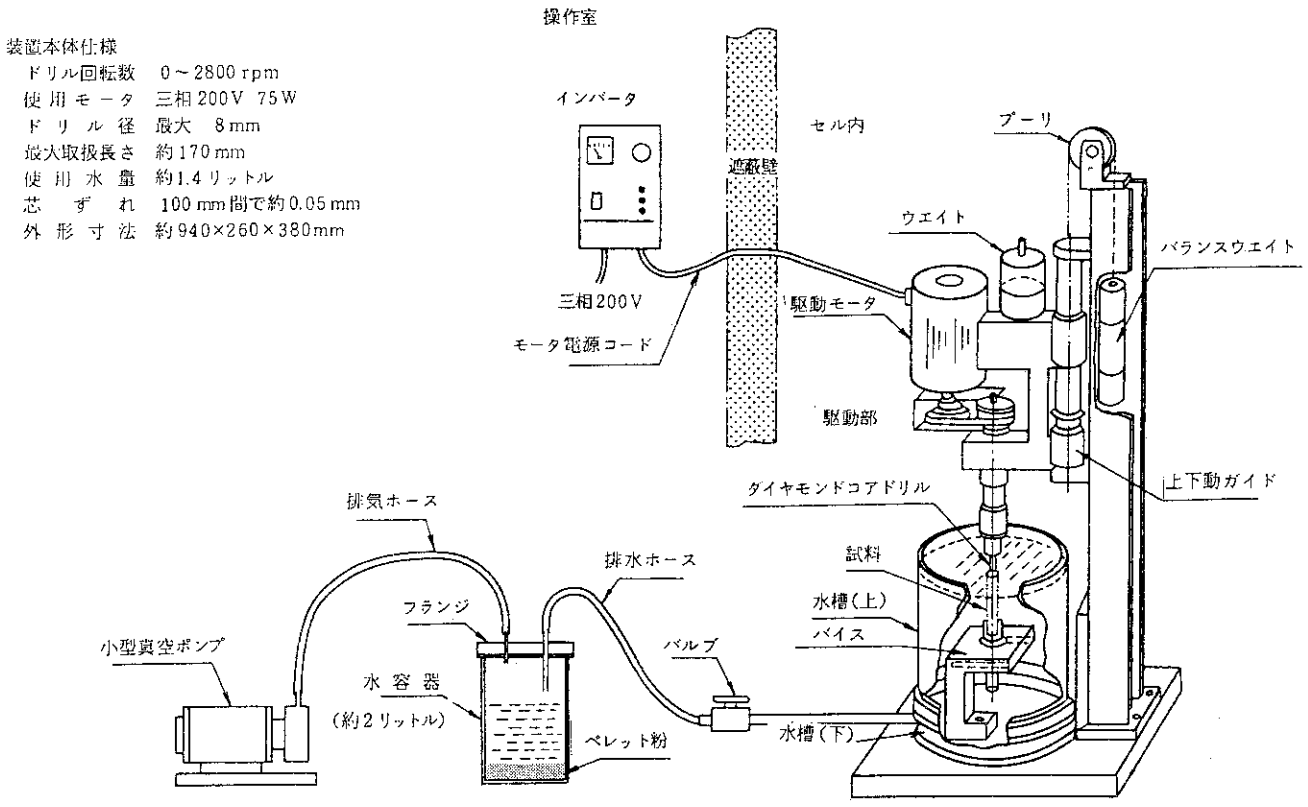


Fig. 5. 2. 6　高燃焼度燃料脱燃焼装置

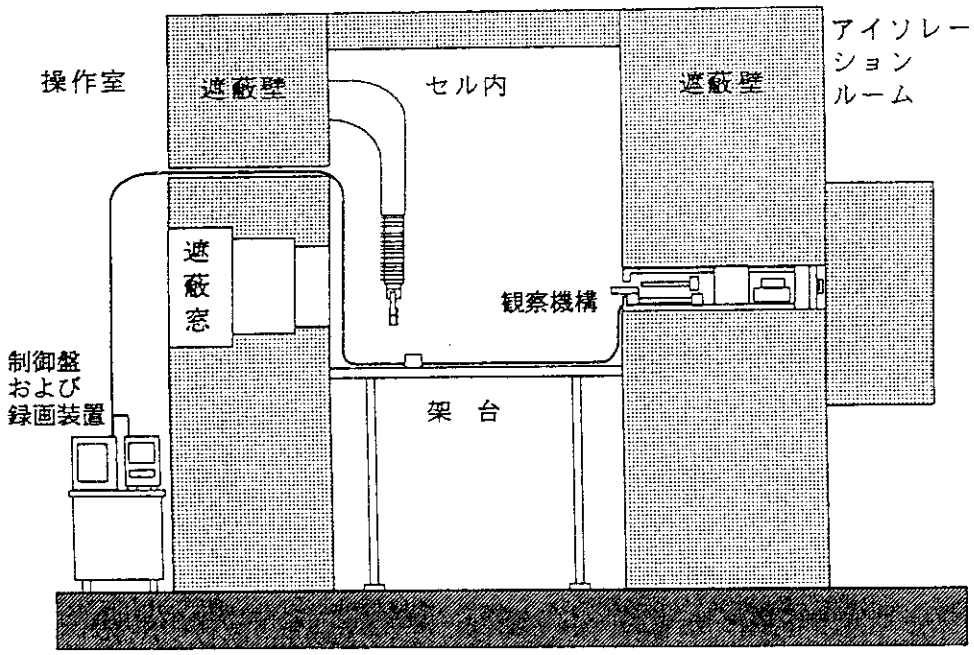
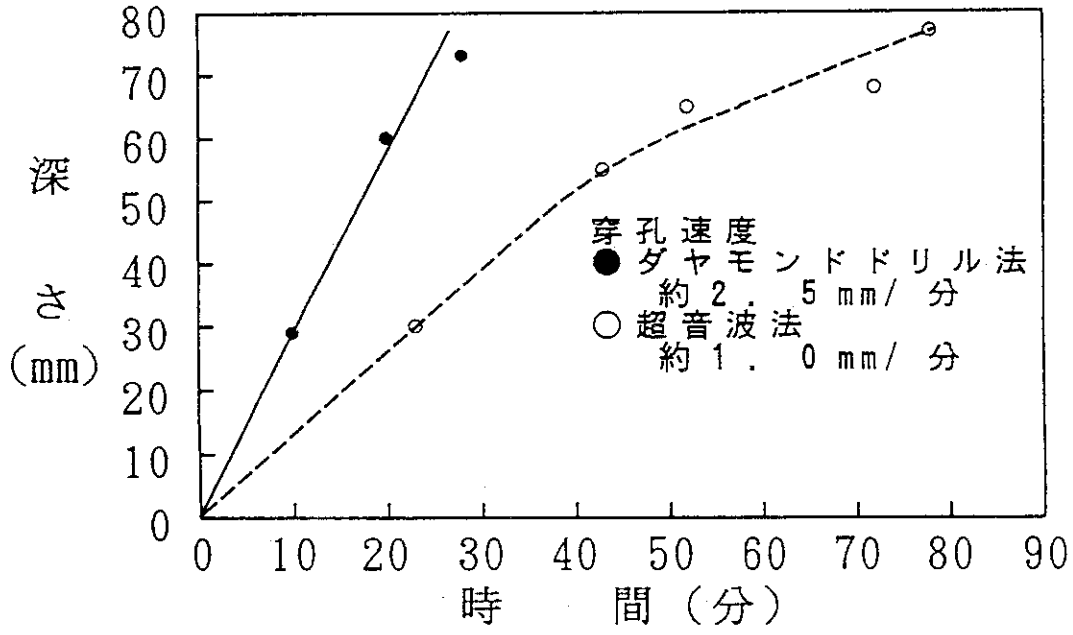
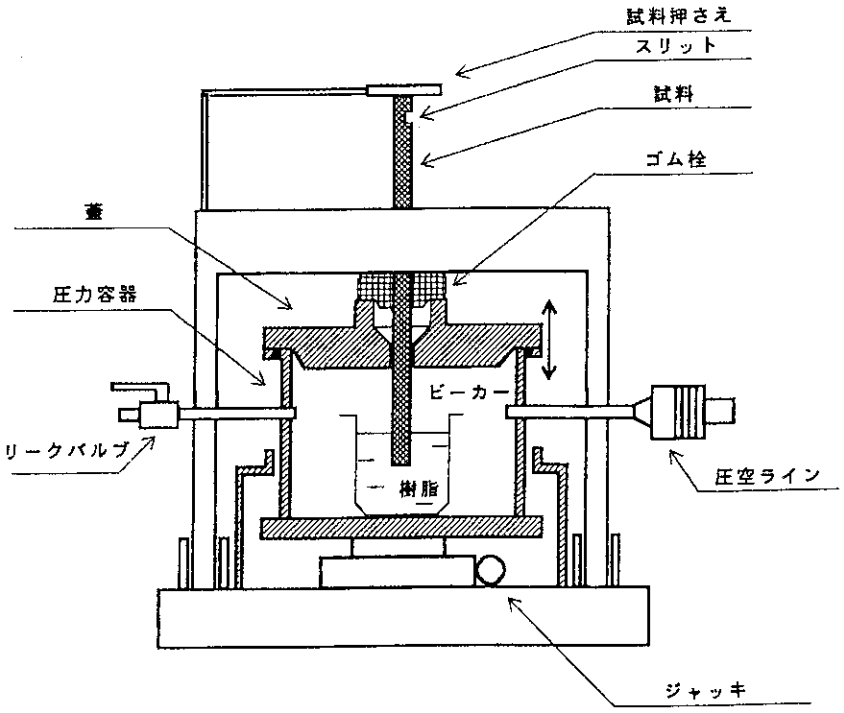


Fig. 5. 2. 7　内面観察装置の概要

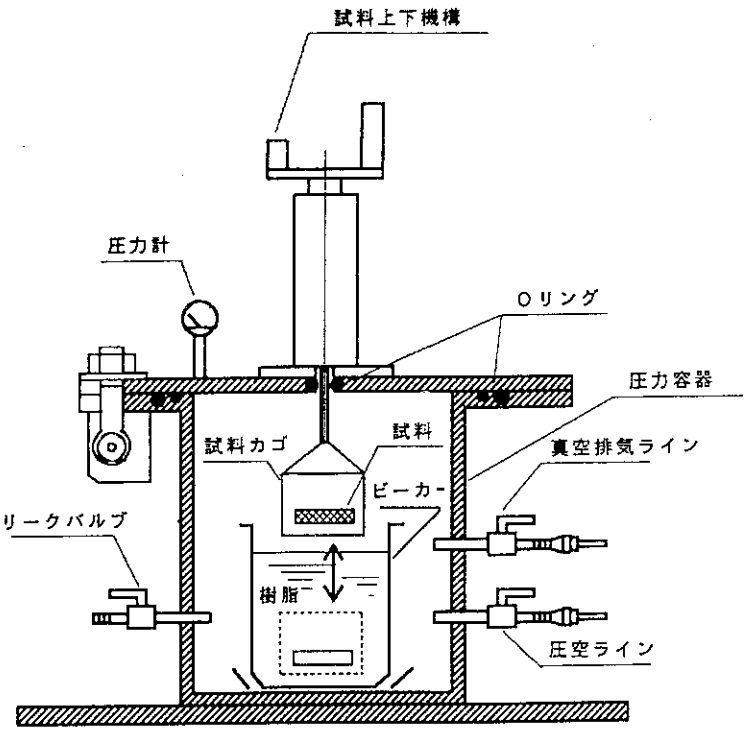


試　料　　：未照射劣化ウランペレット
試料長さ　：150mm
穴径　　：　6mm

Fig.5.2.8　超音波法とダイヤモンドドリル法との比較



加圧注入型樹脂注入装置



新型樹脂注入装置

Fig. 5. 2. 9　樹脂注入装置概略図

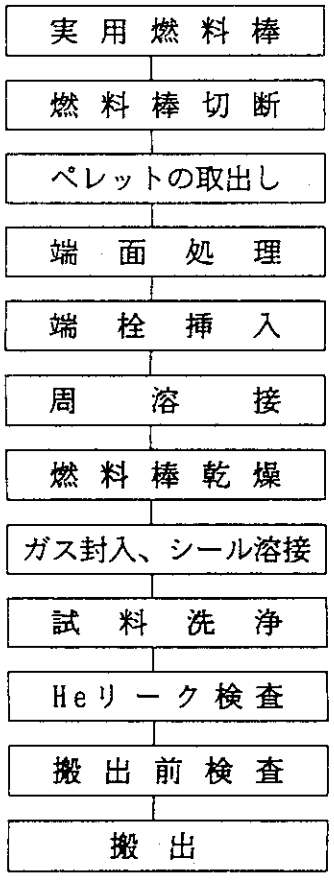
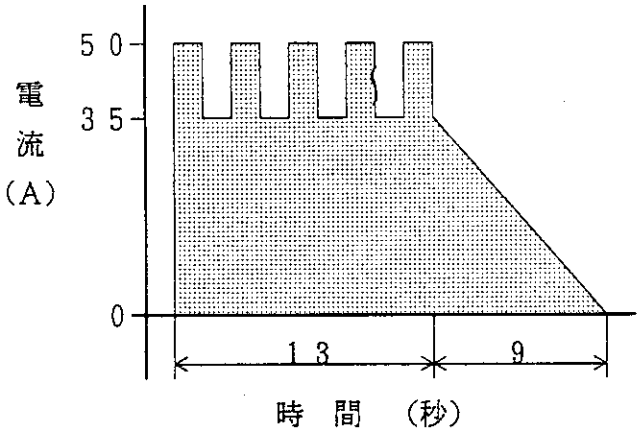
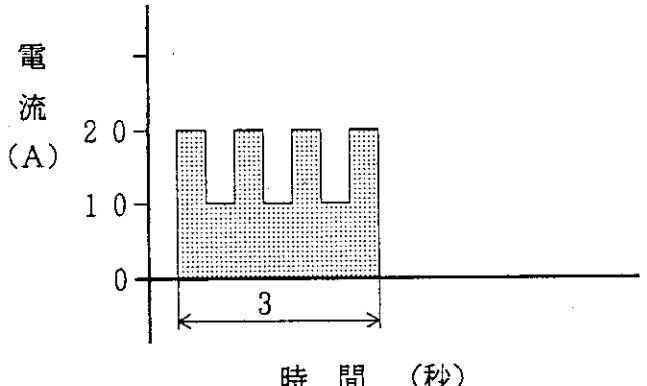


Fig. 5. 2. 10　燃料棒短尺化手順



溶接電流	55（A）
溶接時間	13（秒）
ベース電流	35（A）
ダウンスロープ	9（秒）
パルス幅	40（%）
パルスレイト	40（PPS）

Fig. 5. 2. 11　周溶接条件



溶接電流	20（A）
溶接時間	3（秒）
ベース電流	10（A）
ダウンスロープ	なし
パルス幅	40（%）
パルスレイト	40（PPS）

Fig. 5. 2. 12　シール溶接条件

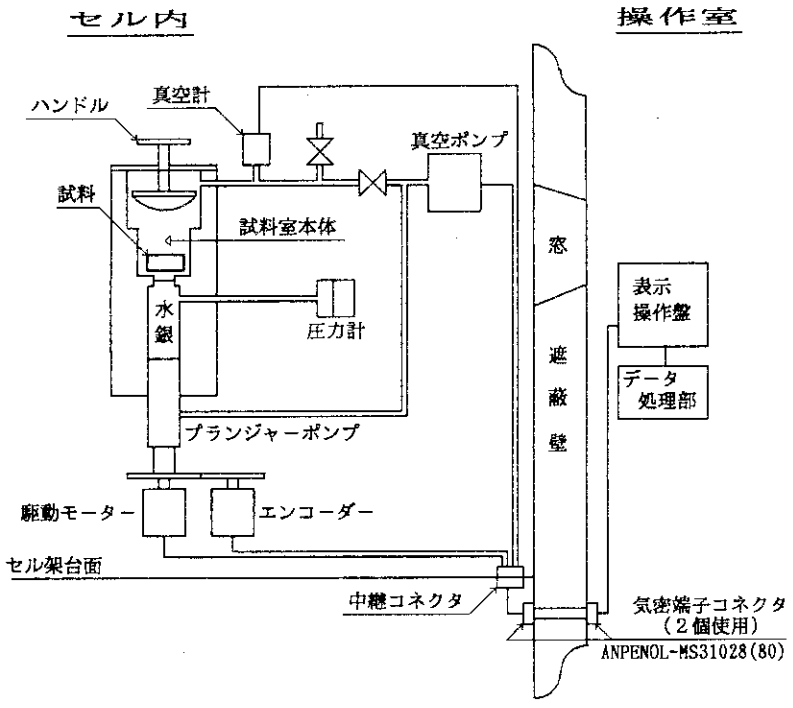


Fig. 5. 2. 13　試料開気孔率測定装置概略図

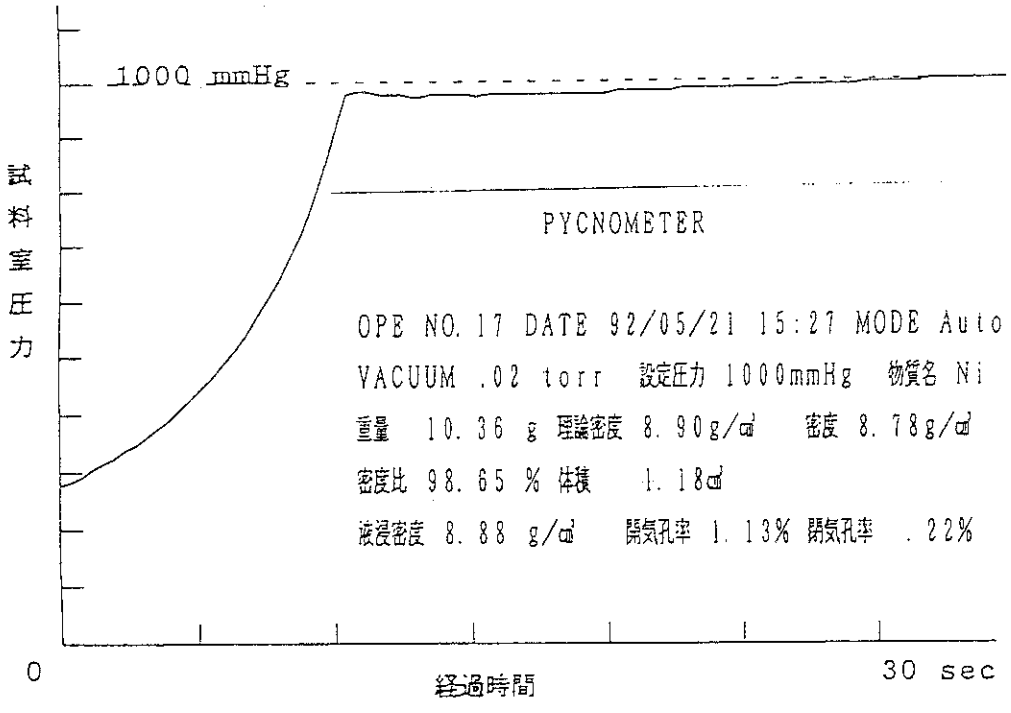
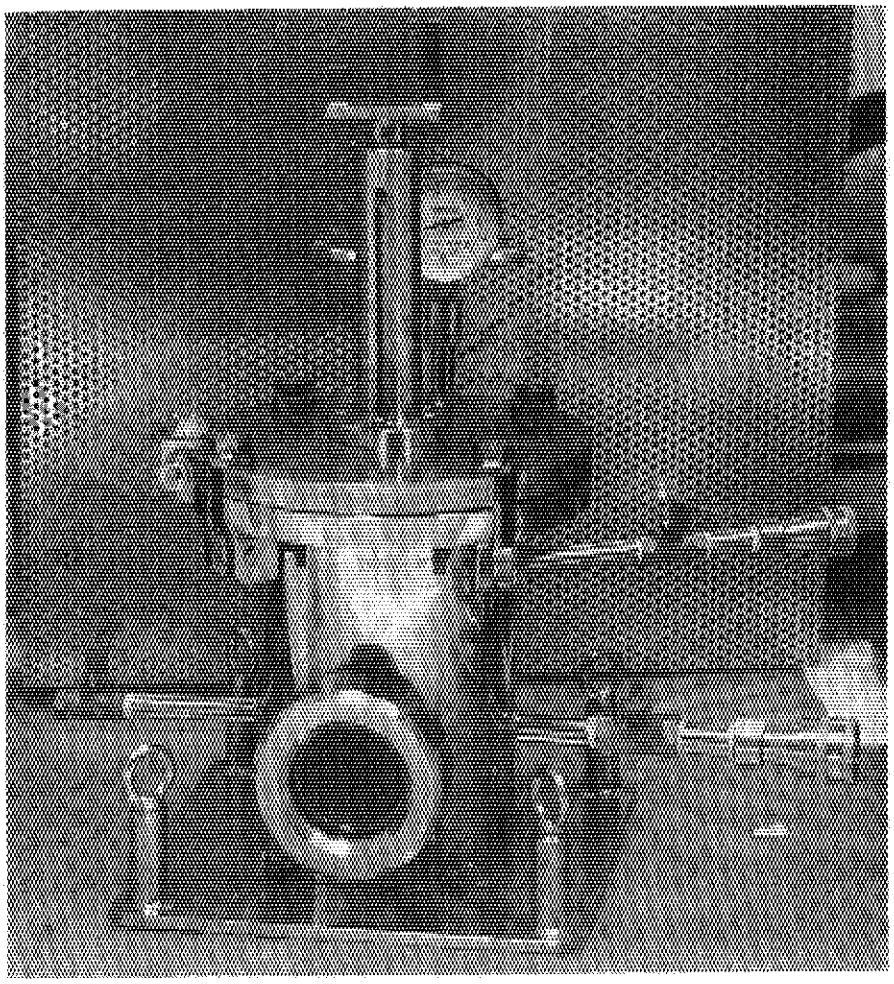
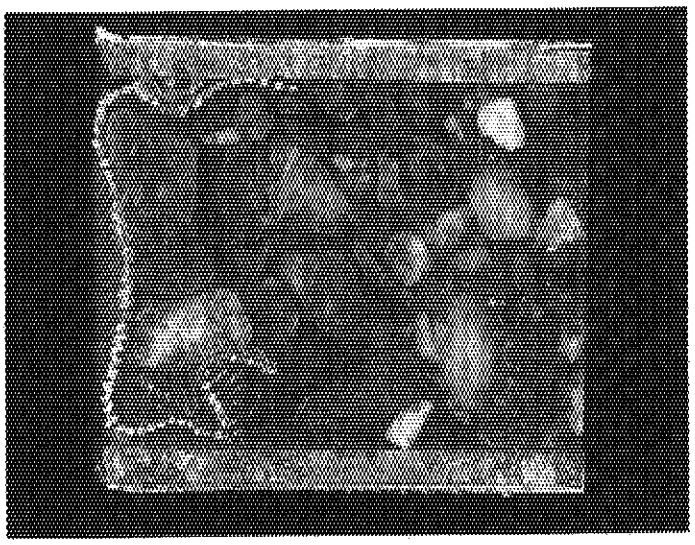


Fig. 5. 2. 14　取得データ例



樹脂注入装置



樹脂注入したテスト試料

Photo 5.2.1　樹脂注入装置外観写真及びテスト試料

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 —— 分析方法の検討 ——

高レベル放射性廃棄物ガラス固化体の組成分析方法を確立するために，非放射性模擬廃棄物ガラス固化体試料を使用して，最適な定量分析方法の検討を行った。試料中のSi及びBの分析は，過酸化ナトリウムで試料を融解し，ICP発光分光分析法により定量する。その他の元素（Li，Na，Al，Ca，Zn，Zr，Fe，P）はフッ化水素酸－過塩素酸による酸分解後，ICP 発光分光分析法又は原子吸光分析法で定量する。NBS 等のガラス標準試料を用いた信頼性確認実験の結果，この分析法は目的元素を再現精度±５％，正確さ±10％で定量できることがわかった。

(1) 分析方法の検討

１）珪素及びホウ素の分析

Table 5.3.1に示す配合組成の非放射性模擬廃棄物ガラス固化体試料を，メノウ乳鉢を用いて粒径0.33mm以下の粉末に粉砕し，その粉末の各 0.1ｇを，融剤として次の３種類を選んでそれぞれアルカリ融解した。

① 炭酸カリウム（K_2CO_3）1.5ｇ

② 過酸化ナトリウム（Na_2O_2）1.0ｇ

③ 炭酸ナトリウム（Na_2CO_3）＋炭酸カリウム（K_2CO_3）0.7ｇ

炭酸カリウムは，これを融剤として使用できれば，Naを含む目的の10元素全てをアルカリ融解だけで分析できる可能性があるとの理由で取り上げた。過酸化ナトリウムは，非常に強力な酸化性融剤であることに注目し，多元素を含有する廃棄物ガラスの融解に適するとの予測から取り上げた。また，炭酸ナトリウムと炭酸カリウムの混合融剤は，最も一般的な融剤である炭酸ナトリウム単独での操作では融解温度が高くなるため（約 1,000℃），この温度を下げる目的で用いた。

融解後の試料をそれぞれ水で溶解し，ろ過した。次に，ろ液中及びろ過沈殿物を塩酸溶解した溶液中のSi，Bの濃度を「セイコー電子工業社製・シーケンシャル型 ICP発光分光分析装置・SPS-1200A 」で定量分析した（Fig.5.3.1の分析手順参照）。装置の主な仕様及び測定条件をTable 5.3.2に示す。また，Si，B両元素の分析スペクトル線には，Fasselらの波長表で最強線として記載されている251.611nm及び249.773nmをそれぞれ使用した。元素濃度の定量には検量線法を適用した。その際，分析溶液の液性に合わせた標準溶液を使用することで，ICP発光分光分析結果に及ぼす物理干渉及び化学干渉による影響の低減化をはかった。

Si，Bそれぞれについて，ろ液中及び沈澱物溶解液中に存在する量を合計し，ガラス試料中の含有率を求めた。また，上記３種類の方法による分析結果の比較及び操作方法の難易度を考慮して，放射線作業に最適な分析方法を選択した。

２）その他の元素の分析

非放射性模擬廃棄物ガラス固化体試料を，次の２種類の前処理方法で溶解した。

① フッ化水素酸－硫酸分解法

0.33mm以下の粒径に調整した模擬廃棄物ガラス固化体試料 0.1gを白金皿に入れ，これに水約1mℓ，硫酸（1＋1）4mℓ，フッ化水素酸4mℓを加え加熱，放冷後，再びフッ化水素酸2mℓを加え加熱，放冷する（この操作を試料が溶解するまで繰り返す）。さらに，フッ化水素酸2mℓ，濃硝酸2mℓを加え，硫酸の白煙が激しく出るまで加熱，放冷後，塩酸（1＋1）約 20mℓを加えて5～10分加熱溶解し，これをメスフラスコで100mℓに調整して，試料原液とする。

② フッ化水素酸－過塩素酸分解法

0.33mm以下の粒径に調整した模擬廃棄物ガラス固化体試料 0.1gを白金皿に入れ，これに水約1mℓ，過塩素酸4mℓ，フッ化水素酸 20mℓを加え，過塩素酸の白煙が激しく出るまで加熱放冷後，塩酸（1＋1）約 20mℓを加えて5～10分加温溶解し，これをメスフラスコで100mℓに調整して，試料原液とする。

これらの原液を適当に希釈して，ICP 発光分光分析（Al，Ca，Zn，Zr，Fe，P）又は原子原子吸光分析（Li，Na）用サンプルとし，定量分析した（Fig.5.3.2参照）。ICP 発光分光分析の測定条件はTable 5.3.2に示したものと同一で，原子吸光分析には「島津製作所製・AA－620G」を使用した。各元素の分析に用いたスペクトル線をTable 5.3.3に示す。これらのスペクトル線の選択に際しては，共存元素による分光干渉がないことを充分に調べた。各元素の定量はSi，Bの場合と同様に検量線法で行った。両前処理法による分析結果の比較から適切な方法を選択した。

3）ガラス標準試料による分析方法の信頼性確認

非放射性模擬廃棄物ガラス固化体試料を使用して確立した分析方法の信頼性を確認するために，Table 5.3.4に示す5種類のガラス標準試料の定量分析を行った。分析に際しては，1つのガラス標準試料につき0.1gづつ5個の試料を採取し，それぞれ目的の元素を定量分析した。分析結果の平均値を分析値とし，標準試料の保証値と比較した。

(2) 結果と考察

1）珪素及びホウ素の分析

3種類の融剤を使ってアルカリ融解し，それらのろ液中及び沈澱物溶解液中のSi，BをICP 発光分光分析装置で定量分析して得られた値から，ガラス中のSiO_2及びB_2O_2の含有率を求めた結果をTable 5.3.5に示す。SiO_2の分析値では3つの方法に顕著な違いは見られない。一方，B_2O_2の分析では試料処理法①及び③が多少低い値を示している。これには2つの原因が考えられる。1つは，これら2つの融解法において，ろ過した沈澱物を塩酸溶解する操作が完全に出来ないこと。2つめは，①，③は融解温度が高く，しかも融解時間が長いため，Bの一部が融解操作中に飛散すること。

以上の結果から，過酸化ナトリウムを融剤として用いる方法を採用することにした。

2）その他の元素の分析

試料の前処理法として，2種類の酸分解法（$HF-H_2SO_4$及び$HF-HClO_4$）を使った場合のそれぞ

れの分析結果をTable 5.3.6に示す。また，参考として，試料作製時の配合比から求めた各成分の目標含有率も示す。

各成分の分析値には，酸分解法の違いによる顕著な差は見られなかった。しかし，酸分解液のICP発光分光分析（又は，原子吸光分析）による5回測定の相対標準偏差で表した再現精度の比較では，フッ化水素酸－過塩素酸分解法が多少有利と判断出来る。

以上の結果から，ガラス固化体試料の前処理法としてフッ化水素酸－過塩素酸分解法を採用し，その溶液をICP発光分光分析法及び原子吸光分析法で定量することにした。

3）分析法の信頼性の確認

非放射性模擬廃棄物ガラス固化体試料を使用して確立した分析方法で，5種類のガラス標準試料を分析した結果をTable 5.3.7に示す。ここで，分析値は1つのガラス標準試料から採取した5試料の平均値で示し，分析の精度はそれら5試料の相対標準偏差（%）で示した。

また，Table 5.3.8には分析値（5試料の平均値）と保証値との比較を示す。ここでは，正確さとして，分析値の保証値からのずれ幅を%で示した。

分析精度に関しては，大部分の元素について相対標準偏差5%以内で分析出来ることを示している。

分析の正確さに関しては，一部の結果を除けば保証値の±5%以内で，悪くとも±10%以内で分析出来ることを示している。保証値とのずれが6%を超える分析値は，低含有率元素のZr及びFeで3件あるのみで，これらを総合的に判断すると，本実験で確立したガラス固化体試料の分析法によれば，非常に信頼性高く目的元素の定量分析が行えると結論出来る。

(3) まとめ

高レベル放射性廃棄物ガラス固化体の組成分析（分析対象10元素）を実施するに先立ち，非放射性模擬廃棄物ガラス固化体試料及びガラス標準試料を用いて，その分析方法を検討した結果，次のことが明らかになった。

① 試料中のSi及びBの定量では，過酸化ナトリウム融解法による試料前処理後，ICP 発光分光分析法を用いる方法が適用出来る。

② その他の8元素の定量は，フッ化水素酸－過塩素酸分解法による試料前処理後，Li，Naののアルカリ金属元素は原子吸光分析法が，Al，Ca，Zn，Zr，Fe，PにはICP発光分光分析法が適用出来る。

③ 上記の定量分析法の信頼性は，ガラス標準試料を用いた実験により，5試料の分析値の相対標準偏差で表した再現精度±5%以内，分析値の保証値からのずれ幅で表した正確さ±10%以内（大部分は±5%以内）であることが確かめられた。

5.3.2 グローブボックス付ICP分析装置の開発

従来，高レベル放射性廃液，ガラス固化体，浸出液等に含まれている各種元素の定量分析には高周波誘導結合プラズマ（ICP）発光分光分析装置[1]及び原子吸光分光分析装置（AAS）を用いて行っている。今回，従来よりも放射能レベルの高い上記試料の分析ができるように，グローブボックス付

ICP分析装置を開発し，WASTEF棟化学分析室に設置した。

(1) 概　　要

ICP 分析装置は，大別して光源部，分光部，測光部からなる。装置の構造ブロックダイアグラムをFig. 5. 3. 3に示す。放射性核種を含有する溶液試料を分析するため，装置の光源部のうち励起源部と試料導入部をグローブボックス内に設置した。これによって，放射性核種を含有する試料を安全に取り扱うことができる。装置の外観写真をFig. 5. 3. 4に示す。

(2) 特　　徴

本装置は以下の特徴を持っている。

① 分光器はモノクロメータタイプであるが，2つの回折格子と2つの光電子増倍管を有しているため，ポリクロメータと同様に内標準法による分析が可能である。また，サブグレーティング用の光電子増倍管を高波長用に変えることにより，Liのような高波長側に最強ピークを有する元素についても感度良く分析することが可能である。

② 光源と集光レンズの間はアルゴンガスでパージされている。そのため，これまで空気中の酸素によって吸収され，測定が困難であった200nm以下のスペクトル線の分析が可能である。

(3) 特　　性

本装置の特性をTable 5. 3. 9に示す。

(4) 仕　　様

① 型式　：　島津製作所製　ICPS-1000Ⅱ

② 分光器

a）オプティカルマウント　：　ツェルニターナマウンティング

b）焦 点 距 離　：　1,000mm

c）回折格子溝数　：　分析元素用　3,600本／mm

内標準元素用　1,800本／mm

d）光電子増倍管（測光波長範囲）：

分析元素用　R306（163～458nm）

内標準元素用　R2987(190～768nm)

e）スリット　：　入口スリット　20μm

出口スリット　30μm

③ ICP光源部

a）プラズマ発光部　：　スプレイチェンバ（パイレックスガラス製二重管構造）

プラズマトーチ（石英製三重構造）

同軸型ネブライザ（パイレックスガラス製）

b）ガスコントローラ　：　クーラントガス　15ℓ／min

プラズマガス　1.2ℓ／min

キャリアガス　1ℓ／min

パージガス　10ℓ／min（以上設定値）

c）測光高さ　：　15mm

④　高周波電源

a）発　振　器　：　水晶発振器

b）周　波　数　：　27.120MHz

c）高周波出力　：　1.2kW（設定値）

⑤　データ処理

a）ハードウエア　：　パーソナルコンピュータ

⑥　分析モード

a）定性分析及び定量分析

b）測定モード　：　波長固定モード

シーケンシャルモード（ピークサーチモード，ダイレクトモード，プロファイルモード）

(5)　グローブボックスの主な仕様

①　型　式　：　吉田鉄工所製　GB－4及びGB－5の2連型

②　寸　法　：　幅1.2 m×奥行1m×高さ1.4 m各1式の2連型

③　気密度　：　空気漏洩率0.05vo1％／h以下（負圧水柱30mm時）

④　材　質　：　ボックス　SUS304，厚さ4mm

窓　　透明アクリル　厚さ15mm

⑤　グローブポート　：　25個（8インチ動燃Ⅱ型）

⑥　バッグポート　：　1個（内径350mmΦ）

参考文献

1）馬場恒孝，冨樫喜博「高レベル放射性廃液の分析（Ⅰ）－ICP 発光分光分析法による模擬廃液の分析－」JAERI-M 88-122（1988）

5.3.3　X線回折装置の開発

(1)　装置の目的

WASTEFでは，高レベル放射性廃棄物ガラス固化体が貯蔵期間中に失透現象を起こし結晶化することを想定して，ガラス固化体中に生成した結晶を解析するためのX線回折装置を鉛セル内に設置した。失透現象とは，非晶質であるガラスがある温度及び時間条件で結晶化することを言い，失透現象により浸出率，機械的強度等のガラス固化体の閉じ込め性能が低下することが知られている。

本装置の目的は，ガラス固化体中に生成した多種の結晶の同定，結晶化度の測定等を行うことである。

(2)　装置の仕様

本装置は回折装置本体（ゴニオメータ，X線管球，検出器等），X線発生装置，制御盤，データ処理装置及び冷却水循環装置から構成される。このうち，回折装置本体は鉛セル内に設置さ

れ，その他の装置はサービスエリア（鉛セルの操作側）に設置されている。Fig.5.3.5に装置の配置を示す。

本装置の特徴としては，ホット試料から直接放出される放射線（主にγ線）を遮蔽し，X線管球から発せられ試料に当たって回折してくるX線のみを検出するために，鉛シールドブロック，グラファイトモノクロメータ及び波高分析器（PHA）付の比例計数管を備える構造とした。

① X線回折装置本体

ゴニオメータ　：　フィリップス社製　PW1700型

X線管球　　：　Cu管球，最大2.2 kW

X線検出器　　：　ガス封入管式比例計数管

グラファイトモノクロメータ，鉛シールドブロック付

試料ステージ　：　X－Y方向モータ駆動　Vブロック型試料台付

試料観察部　　：　白黒CCDカメラ，照明用キセノンライト

② X線発生装置

フイリップス社製　PW1830型

X線管球の出力調整及びX線シャッターの開閉操作を装置前面で行う。

③ 制御盤

ゴニオメータ，試料ステージ，試料観察部及び冷却水循環装置の操作を行う。

④ データ処理装置

DEC社製　PDP11／53システム

レーザープリンタ及びX－Yプロッタ付

データの測定，解析，処理及び打ち出しを行う。ゴニオメータの操作も可能。

⑤ 冷却水循環装置

空冷式

X線管球及びX線発生装置の冷却を行う。

(3) コールドモックアップテスト及び鉛セル内への据え付け作業

本装置は，鉛セル内への据え付け前に，一時サービスエリアに設置して，コールドでのモックアップテストを行った。モックアップテストでは，主に装置の操作方法の習熟及びトングマニプレータによる遠隔操作方式への改造の検討を行った。さらに，セル内据え付け後のフロッグマンスーツ着用による装置のメンテナンス性を考慮した改造の検討を行った。これらの改造は鉛セル内への据え付け工事時に合わせて行った。主な改造点は以下のとおりである。

① トングマニプレータによる遠隔操作性の良い試料ホルダー及び試料台を作製する。

② モータ及びリミットスイッチ等可動部品の配線途中にはコネクターを使用して，修理・交換の際の作業性を容易にする。

③ 半導体を使用している部品（ステップモータ）に鉛遮蔽を施し，放射線劣化を防ぐ。

④ 鉛セルはαγセルのため，気密保持を前提とした配線・配管貫通部の設計製作を行う。

なお，本工事はフロッグマンスーツを着用して行われるため，作業員の習熟，作業要領の検討

を十分に行って作業を実施した。

(4) 鉛セル内におけるモックアップテスト

鉛セル内への据え付け作業終了後，遠隔操作性の確認を行った。その結果以下のような改良を行った。

① 試料ホルダーに落下防止用のチェーンを付ける。

② 試料の取扱いを容易にするために，一時仮置き台として，小さなバットを装置上に取り付ける。

③ トングマニプレータが保管時に装置に干渉するため，置き台を作る。

セル内に設置したことによる装置性能の低下がないことを確認するために，標準試料（酸化亜鉛粉末）による測定を行った。同じ試料をセル内据え付け前に測定したデータとの比較を行ったが，ほぼ同じピーク位置，ピーク強度の回折結果を得た。比較したデータをFig. 5. 3. 6に示す。

また，電気炉で焼鈍して失透させたコールドのガラス試料の測定を行った結果をFig. 5. 3. 7に示す。同じ試料を他の装置で測定したデータとの比較を行ったが，ほぼ同じピークが確認された。

ホット試料からの放射線によるバックグラウンドの上昇を調べるため，他の試験で使用した実廃液ガラスの測定を行った。これは今後測定対象となる失透実廃液ガラスと同等以上の放射能（約1×10^{11}Bq）を持つ失透していないガラスである。先ず，コールドガラスと比較した。コールドガラスのピークとの比較をFig. 5. 3. 8に示す。コールドガラスではバックグラウンドが 100～200 カウントであるのに対して，実廃液ガラスでは800～1,000カウントに上昇することが判った。

同じ試料を用いて，ホット試料からの放射線を遮蔽するための鉛シールドブロックの性能を簡易的に確認した。試料台からX線検出器までの距離（約30cm）と同じ距離で，X線検出器へ遮蔽なしで放射線が照射される位置に実廃液ガラスを置いて測定を行った。このときのカウント数は4,000～4,500カウントとなり，前述の800～1,000カウントに対して4～5倍の値となった。このことから，鉛シールドブロックによって，ホット試料からの直接の放射線は4～5分の1に遮蔽されていることが判った。実際の遮蔽能力はもう少し高いのであろうが，鉛セル内は狭いため散乱線の影響が大きくバックグラウンドが上がつているものと思われる。

(5) まとめ

現在までに，鉛セル内で数多くのモックアップテストを行ってきたが，遠隔操作性及びコールドの失透ガラス試料の測定では，ほぼ満足できる結果を得た。鉛シールドブロックの性能については，散乱線の影響が大きく正確な評価が難しい。また，散乱線によるバックグランドの上昇が測定データに大きく影響を与えるようであれば，X線検出器自体の遮蔽等の対策を検討しなければならない。今後，ホットの失透ガラス試料の測定を行う予定であるが，その結果を見て更に改良を図りたい。

5.3.4 アクチノイド試料輸送容器（ACC-90Y-180K型）の開発

(1) 輸送容器製作の経緯

従来，日本原子力研究所（WASTEF及びFCA)と国内外の研究施設等との間におけるアクチノイド試料の輸送には，FCC-80Y-170K型輸送容器を使用してきた。同容器には核分裂性核種を15ｇ（非核分裂性輸送物の範囲）までしか収納することが出来ないが，近い将来，国際協力研究等に基づいて，アクチノイド試料（Th，Pa，U，Np，Pu，Am，Cm）を用いた基礎的試験研究が予定されており，同試料の種類と量の変更が不可欠となった。

一方，IAEA輸送規則1985年版が1991年に我が国の関係法令に取り入れられ，前述の輸送容器によるアクチノイド試料の輸送は厳しい制約を受けることとなった。これらの理由により，日本原子力研究所としては，同試料を輸送するための新しい輸送容器を確保することが必要となった。

このため，新輸送容器を設計・製作することとなり，1988年から予備的な安全解析書（SAR)の作成を開始した。1990年には，ACC-90Y-180K型輸送物として本輸送容器の設計承認申請を行う予定であったが，上記IAEA輸送規則の我が国の関係法令取り入れに伴い，法令及び記載要綱が改訂されたため，本輸送容器設計承認申請書を新法令及び新記載要綱に従って修正し，1991年９月に申請を行った。同年12月の承認を待って輸送容器の製作を開始し，1992年３月に行政庁の検査に合格して，新輸送容器は完成した。

(2) 輸送容器の設計方針

本輸送容器の設計にあたっては，従来のものに加えIAEA輸送規則1985年版に適合させる必要があり，特に，次の事項について重視した。

① 低温脆性（－40℃）に対して十分な構造強度を有すること。

② 新規則により（500kgf以下の軽量輸送物に）適用される落下試験Ⅲ（圧潰試験：500kgf軟鋼板，９ｍ落下）に対する健全性を確認すること。

③ 緩衝材には，緩衝性能のみならず，耐火性能（耐火試験：800℃，30min)が優れた材 料を選定すること。

④ 品質管理が確実に実施出来る材料を使用すること。

(3) 輸送容器の特徴

本輸送容器の特徴は次のとおりである。

① 本輸送容器は，外容器と内容器とで構成され，軽量タイプ（約180kgf）の容器である。

② 内部に水を含まない乾式輸送容器である。

③ 外容器及び内容器の材質は，腐食を防止するとともに低温脆性をも考慮してステンレス鋼を使用し，さらに，除染を容易にするためにバフ研磨を施して表面を滑らかに仕上げている。

④ 落下等による衝撃を緩和するために，外容器にはバルクファイバー成形板が充塡されている。このバルクファイバー成形板は，耐火性及び断熱性にも優れており，火災時の断熱材としても十分な機能を有している。

⑤ 本輸送容器の密封境界を構成する内容器は，設計圧力0.29MPa(絶対圧）の圧力容器として

設計されている。また，内容器全体が外容器によって保護されている。

⑥ 内容器の内部には，収納物（試料管）を保持するためのアルミニウム合金製スペーサが設けてある。

⑦ スペーサは，収納物の仕様に応じて構造の違う２種類を考え，熱解析及び遮蔽解析等を行っている。

⑧ 試料管の収納本数は最大６本が可能であり，試料管１本に充填し得るアクチノイド核種の重量は20ｇ以下である。また，輸送容器あたり最大100ｇ収納出来るようになっている。

⑨ 新規則に定められている機械的試験条件の落下試験Ⅲ（圧潰試験）による構造強度等の評価（実証試験）を行っている。

⑩ 外容器は，落下試験を実施しても，ボルト挿入部（貫通チューブ）をスライド構造としているため，内容器に対する衝撃力を緩和するような構造となっている。

⑪ 外容器内部への水の侵入を防止するために，外容器蓋部には蓋カバーが取り付けられる構造となっている。

(4) 輸送物の安全性の確認

本輸送容器は(3)に述べた特徴を有する容器であり，その健全性については，IAEA輸送規則1985年版に基づいて1992年６月に実物大供試体４基を用いて実証試験を行った。実証試験としては，落下試験Ⅲを含む機械的試験，耐火試験等の一連の試験を行い，その健全性を確認した。実施した実証試験のフローをFig.5.3.9に示す。

輸送物の安全解析では，上記の実証試験結果を基に，主として構造及び熱解析の特別の試験条件下における評価を行った。また，実証試験でカバー出来ない一般の試験条件下における一部の試験及び密封，遮蔽並びに臨界解析等については計算を行って，輸送物全体についての安全性を確認した。

(5) 輸送物の概要

① 輸送物の名称 ： ACC-90Y-180K型

② 輸送物の種類 ： BU型核分裂性輸送物

③ 輸送指数 ： 10以下

④ 輸送物の総重量 ： 最大 180kgf

⑤ 輸送容器の外形寸法及び重量

外径 ： 約 560mm

高さ ： 約 715mm

重量 ： 約 173kgf以下

輸送容器の概略をFig.5.3.10に示す。

⑥ 輸送容器の主要材質及び構成

外容器胴 ： ステンレス鋼，バルクファイバー成形板

外容器蓋 ： ステンレス鋼，バルクファイバー成形板，シリコンゴム

内容器胴 ： ステンレス鋼

内容器蓋　：　ステンレス鋼，シリコンゴム

スペーサ　：　アルミニウム合金，ステンレス鋼，ネオプレンゴム

輸送容器の構成をFig. 5. 3. 11に示す。

⑦ 収納する核燃料物質等の種類，性状，重量及び放射能量

種　　類　：　アクチノイド核種の酸化物又はアルミニウム合金を収納した2重試料管

性　　状　：　粉体又は塊状

重　　量　：　アクチノイド核種の酸化物又はアルミニウム合金 130g以下（アクチノイド核種 100g以下）

放射能量　：　7.21×10^{13}Bq以下

収納する核燃料物質等の仕様をTable 5. 3. 10に示す。

Table 5. 3. 1　模擬廃棄物ガラス固化体試料の配合組成

成分	目標含有率(wt%)	成分	目標含有率(wt%)
ガラス添加物		廃棄物	
SiO_2	45.15	TeO_2	0.23
B_2O_3	13.90	Cs_2O	0.98
Li_2O	2.00	BaO	0.62
Na_2O	9.79	La_2O_3	0.50
Al_2O_3	4.89	CeO_2	1.91*
CaO	4.00	Pr_6O_{11}	0.49
ZnO	2.47	Nd_2O_3	1.65
		Sm_2O_3	0.32
廃棄物		Eu_2O_3	0.06
Rb_2O	0.12	Gd_2O_3	0.04
SrO	0.34	SeO_2	0.02
Y_2O_3	0.20	RuO_2	0.80
ZrO_2	2.64	Fe_2O_3	2.90
MoO_3	1.73	NiO	0.40
MnO_2	0.26	Cr_2O_3	0.50
Ag_2O	0.03	P_2O_5	0.30
CdO	0.03	Ru	0.12
SnO_2	0.02	Rh	0.15
Sb_2O_3	0.01	Pd	0.43
		Total	100.00

* アクチニド酸化物(0.90wt%)の模擬分を含む

Table 5.3.2　ICP 発光分光分析装置の仕様と測定条件

使用装置型式	SEIKO ICP SPS-1200A	
周波数	27.12	MHz
高周波出力	1.3	Kw
プラズマ流量	16	ℓ/min
補助ガス流量	0.4	ℓ/min
キャリアガス流量	0.5	ℓ/min
ネブライザー	同軸型ｶﾞﾗｽﾈﾌﾞﾗｲｻﾞｰ	
試料吸入量	1.0	ℓ/min
回析格子溝数	3600	grooves/mm
分光器焦点距離	1	m
逆線分散	0.22	nm/mm

Table 5.3.3　ICP 発光分光分析装置及び原子吸光分析で使用した各元素の分析線波長及び検出限界値

元素	波長（nm）	検出限界値（μg／mℓ）
Al	396.152	0.028
Ca	393.361	0.00019
Zn	213.845	0.0018
Zr	343.823	0.0071
Fe	259.940	0.0024
P	214.914	0.076
Sr	407.747	0.00042
La	379.453	0.010
Ce	413.761	0.048
Nd	406.083	0.096
Li*1	670.7	0.032
Na*1	589.0	0.018

Table 5.3.4 ガラス標準試料の種類とその組成（保証値をwt%で示す）

成分	SRM 1411	SRM 1412	SRM 89	SRM 93a	JCRM R 102
	NBS *1 Soft Boro-silicate	NBS Multi Component	NBS Lead-Barium	NBS Boro-silicate	JCRM *2 ほうけい酸ガラス
SiO_2	58.04	42.38	65.35	80.8	80.5
B_2O_3	10.94	4.53	——	12.56	12.7
Li_2O	——	(4.50)	——	——	——
Na_2O	10.14	4.69	5.70	3.98	4.00
Al_2O_3	5.68	7.52	0.18	2.28	2.27
CaO	2.18	4.53	0.21	0.01	——
ZnO	3.85	4.48	——	——	——
ZrO_2	——	——	(0.005)	0.042	0.032
Fe_2O_3	0.050	(0.031)	0.049	0.028	0.033
P_2O_5	——	——	0.23	——	——
BaO	5.00	4.67	1.40	——	——
K_2O	2.97	4.14	8.40	0.014	0.029
MgO	0.33	(4.69)	0.03	0.005	——
SrO	0.09	4.55	——	——	——
TiO_2	0.02	——	0.01	0.014	0.01
PbO	——	4.40	17.50	——	——
CdO	——	4.38	——	——	——
MnO	——	——	0.088	——	——
As_2O_5	——	——	0.36	——	——
As_2O_3	——	——	0.03	——	——
SO_3	——	——	0.03	——	——
Cl	——	——	0.05	0.06	0.057
Total	99.29	99.49	99.62	99.79	99.63

*1 National Bureau of Standards

*2 日本窯業協会標準試料

（ ）内数値は参考値

Table 5.3.5　Si及びB分析値の試料前処理法による比較

成分	目標含有率 (wt%)	K_2CO_3融解 分析値 (wt%)	K_2CO_3融解 RSD * (%)	Na_2O_2融解 分析値 (wt%)	Na_2O_2融解 RSD * (%)	K_2CO_3+Na_2CO_3 融解 分析値 (wt%)	K_2CO_3+Na_2CO_3 融解 RSD * (%)
SiO_2	45.15	49.01	1.44	47.00	0.94	47.54	1.43
B_2O_3	13.90	13.77	3.85	14.08	3.84	13.59	8.02

* ICP発光分光分析による5回測定の相対標準偏差

Table 5.3.6　模擬廃棄物ガラス固化体試料のフッ化水素酸－硫酸及び
フッ化水素酸－過塩素酸分解法による分析結果

成分	目標*1 含有率 (wt%)	HF+H_2SO_4法 分析値 (wt%)	HF+H_2SO_4法 RSD *2 (%)	HF+$HClO_4$法 分析値 (wt%)	HF+$HClO_4$法 RSD *2 (%)
Li_2O	2.00	1.83	0.11	2.02	0.15
Na_2O	9.79	9.77	0.08	9.87	0.02
Al_2O_3	4.89	4.72	0.69	4.69	0.14
CaO	4.00	3.96	0.89	3.86	0.36
ZnO	2.47	2.38	0.26	2.46	0.07
ZrO_2	2.64	2.49	0.19	2.46	0.16
Fe_2O_3	2.90	2.82	0.30	2.87	0.19
P_2O_5	0.30	0.31	0.03	0.23	0.01

＊1　模擬ガラス固化体作製時の配合比から計算した値

＊2　ICP発光分光分析又は原子吸光分析による5回測定の相対標準偏差

Table 5.3.7　ガラス標準試料の分析結果

ガラス標準試料	RM1411		SRM1412		SRM89		SRM93a		JCRM 102	
成分	分析値 (wt%)	RSD (%)	分析値*1 (wt%)	RSD*2 (%)	分析値*1 (w(wt%)	RSD*2 (%)	分析値*1 (wt%)	RSD*2 (%)	分析値*1 (wt%)	RSD*2 (%)
SiO_2	56.75	1.0	42.55	1.6	—	—	80.6	0.9	82.6	1.8
B_2O_3	10.98	1.5	4.43	3.8	—	—	11.82	2.9	13.1	1.2
Li_2O	—	—	4.44	4.5	—	—	—	—	—	—
Na_2O	9.87	2.8	4.47	1.1	5.36	2.2	4.21	2.7	4.14	1.4
Al_2O_3	5.57	2.1	7.24	0.3	0.19	5.8	2.25	4.0	2.14	1.7
CaO	2.15	2.9	4.50	0.9	—	—	—	—	—	—
ZnO	3.84	2.9	4.70	0.8	—	—	—	—	—	—
ZrO_2	—	—	—	—	0.005	5.6	0.04	0.1	0.04	1.8
Fe_2O_3	0.05	4.6	—	—	0.05	4.6	0.03	2.8	0.03	1.9
P_2O_5	—	—	—	—	0.22	0.8	—	—	—	—

*1　5試料の平均値
*2　5試料の相対標準偏差

Table 5.3.8　ガラス標準試料の分析結果

ガラス標準試料	RM1411			SRM1412			SRM89			SRM93a			JCRM 102		
成　分	保証値 (wt%)	分析値 (wt%)	正確さ* (%)	保証値 (wt%)	分析値 (wt%)	正確さ* (%)	保証値 (wt%)	分析値 (wt%)	正確さ* (%)	保証値 (wt%)	分析値 (wt%)	正確さ* (%)	保証値 (wt%)	分析値 (wt%)	正確さ* (%)
SiO_2	58.04	56.75	-2.2	42.38	42.55	+0.4	—	—	—	80.8	80.6	-0.2	80.5	82.6	+2.13
B_2O_3	10.94	10.98	+0.3	4.53	4.43	-2.2	—	—	—	12.56	11.82	-0.7	12.7	13.1	+0.41
Li_2O	—	—	—	4.50	4.44	-1.3	—	—	—	—	—	—	—	—	—
Na_2O	10.14	9.87	-2.6	4.69	4.47	-4.7	5.70	5.36	-5.8	3.98	4.21	-5.7	4.00	4.14	+3.5
Al_2O_3	5.68	5.57	-1.9	7.52	7.24	-3.7	0.18	0.19	+5.2	2.28	2.25	-1.3	2.27	2.14	-5.7
CaO	2.18	2.15	-1.3	4.53	4.50	-0.7	0.21	0.22	+4.5	—	—	—	—	—	—
ZnO	3.58	3.84	-0.2	4.48	4.70	+4.9	—	—	—	—	—	—	—	—	—
ZrO_2	—	—	—	—	—	—	0.005	0.005	-3.8	0.042	0.04	-0.5	0.032	0.04	+9.4
Fe_2O_3	0.05	0.05	-2.7	—	—	—	0.049	0.05	+2.0	0.028	0.03	+7.1	0.033	0.03	-6.1
P_2O_5	—	—	—	—	—	—	0.23	0.23	-1.4	—	—	—	—	—	—

*　分析値の保証値からのずれ幅を%で表した値

Table 5.3.9 ICP 分析装置の検出限界

元素	検出限界 (PPB)	元素	検出限界 (PPB)
Aℓ	17	Ni	4.4
B	2.5	Si	2.5
Ca	0.17	P	17
Cr	1.9	Zn	2.4

注）島津試験成績書より

Table 5.3.10　収納する核燃料物質等の仕様（その１）

収納物No.		No. 1		No. 2			No. 3	
種類		^{239}Pu 試料	^{243}Am 試料	^{239}Pu 試料	^{237}Np 試料	^{241}Am 試料	^{239}Pu 試料	^{244}Cm 試料
1輸送物当りの試料管数		1以下	1以下	1以下	1以下	1以下	1以下	1以下
化学形		酸化物又はアルミニウム合金		酸化物又はアルミニウム合金			酸化物又はアルミニウム合金	
性状		粉体又は塊状		粉体又は塊状			粉体又は塊状	
試料管当りの仕様	酸化物又はアルミニウム合金重量（g）	27以下	18以下	26以下	24以下	25以下	14以下	0.7以下
	核種重量（g）	20以下	15以下	20以下	20以下	20以下	10以下	0.25以下
	放射能の量（Bq）	1.27×10^{13}	2.78×10^{13}	1.69×10^{11}	1.04×10^{9}	5.54×10^{12}	6.34×10^{12}	0.75×10^{11}
	発熱量（W）	11.4	0.105	0.142	4.63×10^{-4}	2.28	5.68	0.707
	純度（%）	86以上	97以上	89以上	98以上	97以上	86以上	43以上
輸送物当りの仕様	核種（g）	38.5以下		61.0以下			12.3以下	
	総放射能量（Bq）	5.16×10^{13}以下		1.07×10^{13}以下			1.26×10^{13}以下	
	総発熱量（W）	14.7以下		5.3以下			8.2以下	
鉛容器の有無		無	有	無	無	無	無	無

Table 5.3.10　収納する核燃料物質等の仕様（その２）

収納物 No.		No. 4					No. 5
種類		^{235}U 試料	^{233}U 試料	^{239}Pu 試料	^{241}Pu 試料	^{232}Th 試料	^{235}U、^{233}U、^{239}Pu、^{241}Pu 又は ^{232}Th 試料
1輸送物当りの試料管数		1以下	1以下	1以下	1以下	1以下	合計5以下
化学形		酸化物又はアルミニウム合金					酸化物又はアルミニウム合金
性状		粉体又は塊状					粉体又は塊状
試料管当りの仕様	酸化物又はアルミニウム合金重量（g）	24以下	24以下	24以下	26以下	23以下	130以下
	核種重量（g）	20以下	20以下	20以下	20以下	20以下	100以下
	放射能の量（Bq）	3.20×10^{9}	7.47×10^{9}	4.60×10^{12}	2.83×10^{9}	1.43×10^{9}	2.3×10^{11}以下
	発熱量（W）	1.16×10^{-8}	2.07×10^{-7}	3.83×10^{-6}	2.26×10^{-9}	8.20×10^{-8}	0.2以下
	純度（%）	99以上	99以上	98以上	89以上	約100	89以上
輸送物当りの仕様	核種（g）	103以下					110 以下
	総放射能量（Bq）	7.72×10^{12}以下					3.50×10^{13}以下
	総発熱量（W）	1.7以下					6.1以下
鉛容器の有無		無	無	無	無	無	無

Table 5.3.10　収納する核燃料物質等の仕様（その３）

収納物 No.		No. 6			No. 7			
種類		^{231}Pa 試料	^{235}U試料	^{241}Pu 試料	^{239}Pu 試料	^{237}Np 試料	^{241}Am 試料	^{243}Am 試料
1輸送物当りの試料管数		1以下	1以下	1以下	1（但し、上記　4核種の混合物）			
化学形		酸化物又はアルミニウム合金			酸化物又はアルミニウム合金			
性状		粉体又は塊状			粉体又は塊状			
試料管当りの仕様	酸化物又はアルミニウム合金重量（g）	26以下	30以下	28以下	4.8以下	12以下	5 以下	2.3以下
	核種重量（g）	20以下	20以下	20以下	4 以下	10以下	4 以下	2 以下
	放射能の量（Bq）	5.17×10^{13}	4.79×10^{7}	6.95×10^{13}	9.20×10^{9}	5.22×10^{9}	5.08×10^{11}	2.95×10^{13}
	発熱量（W）	0.04	3.51×10^{-5}	0.267	7.66×10^{-5}	2.32×10^{-4}	0.456	1.38×10^{-2}
	純度（%）	99以上	86以上	83以上	98以上	98以上	97以上	97以上
輸送物当りの仕様	核種（g）	67.1以下			20.4以下			
	総放射能量（Bq）	7.21×10^{13}以下			1.21×10^{13}以下			
	総発熱量（W）	2.9以下			1.3以下			
鉛容器の有無		有	無	無	有			

Table 5.3.10 収納する核燃料物質等の仕様（その４）

収納物No.		No. 8		
種類		^{239}Pu 試料	^{241}Am 試料	^{243}Am 試料
1輸送物当りの試料管数		1（但し、上記３核種の混合物）		
化学形		酸化物又はアルミニウム合金		
性状		粉体又は塊状		
試料管当りの仕様	酸化物又はアルミニウム合金重量（g）	6 以下	13以下	5.8以下
	核種重量（g）	5 以下	10以下	5 以下
	放射能の量（Bq）	1.15×10^{11}	1.27×10^{12}	7.38×10^{10}
	発熱量（W）	9.58×10^{-1}	1.14	3.45×10^{-2}
	純度（%）	98以上	97以上	97以上
輸送物当りの仕様	核種（g）	20.5以下		
	総放射能量（Bq）	1.96×10^{11}以下		
	総発熱量（W）	2.1以下		
鉛容器の有無		有		

（注）

① 試料管当りの仕様については、収納する主要核種に関する仕様。

② 輸送物当りの仕様については、不純物を含めた仕様。

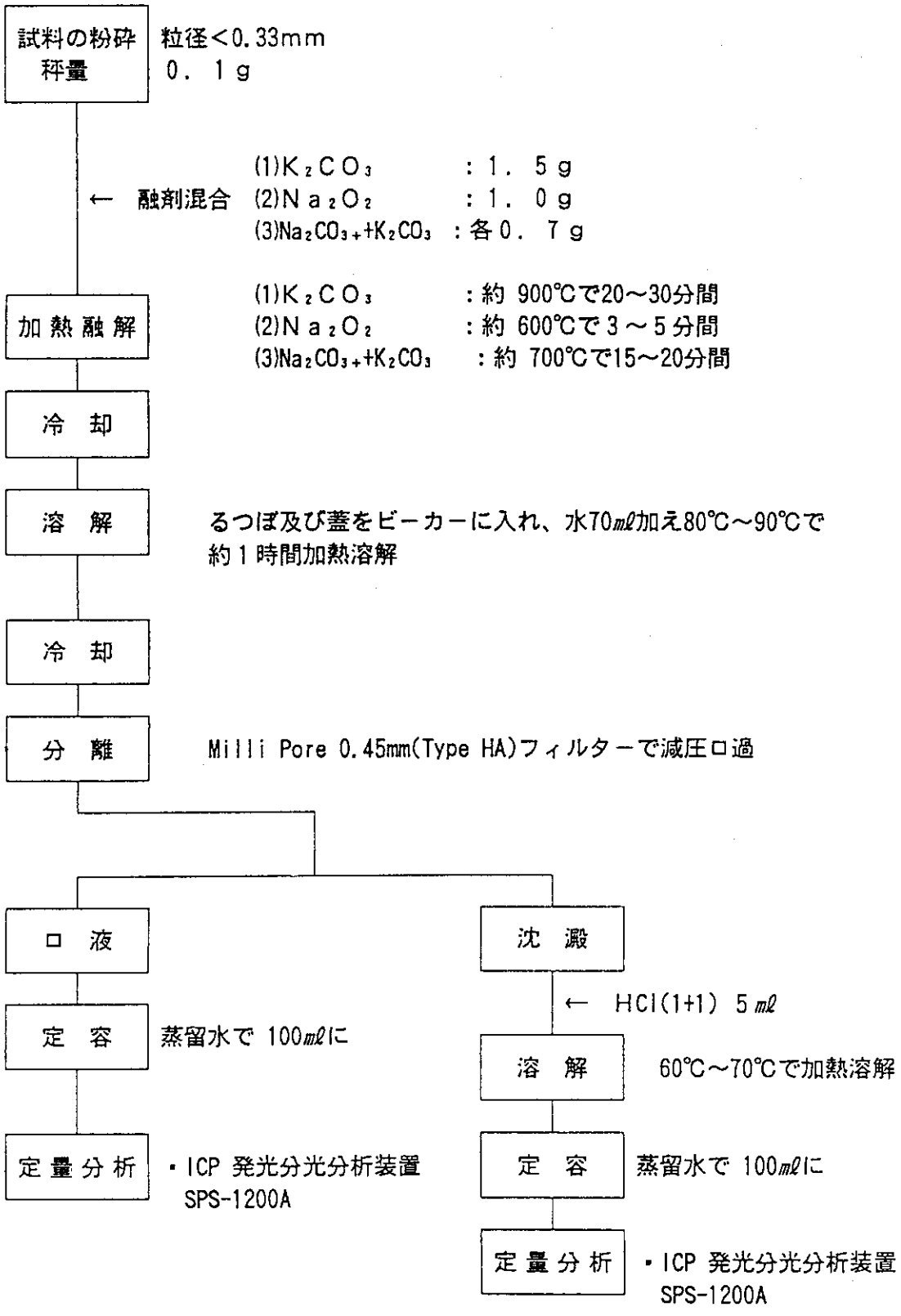


Fig.5.3.1 アルカリ融解法による珪素，ほう素の定量分析操作

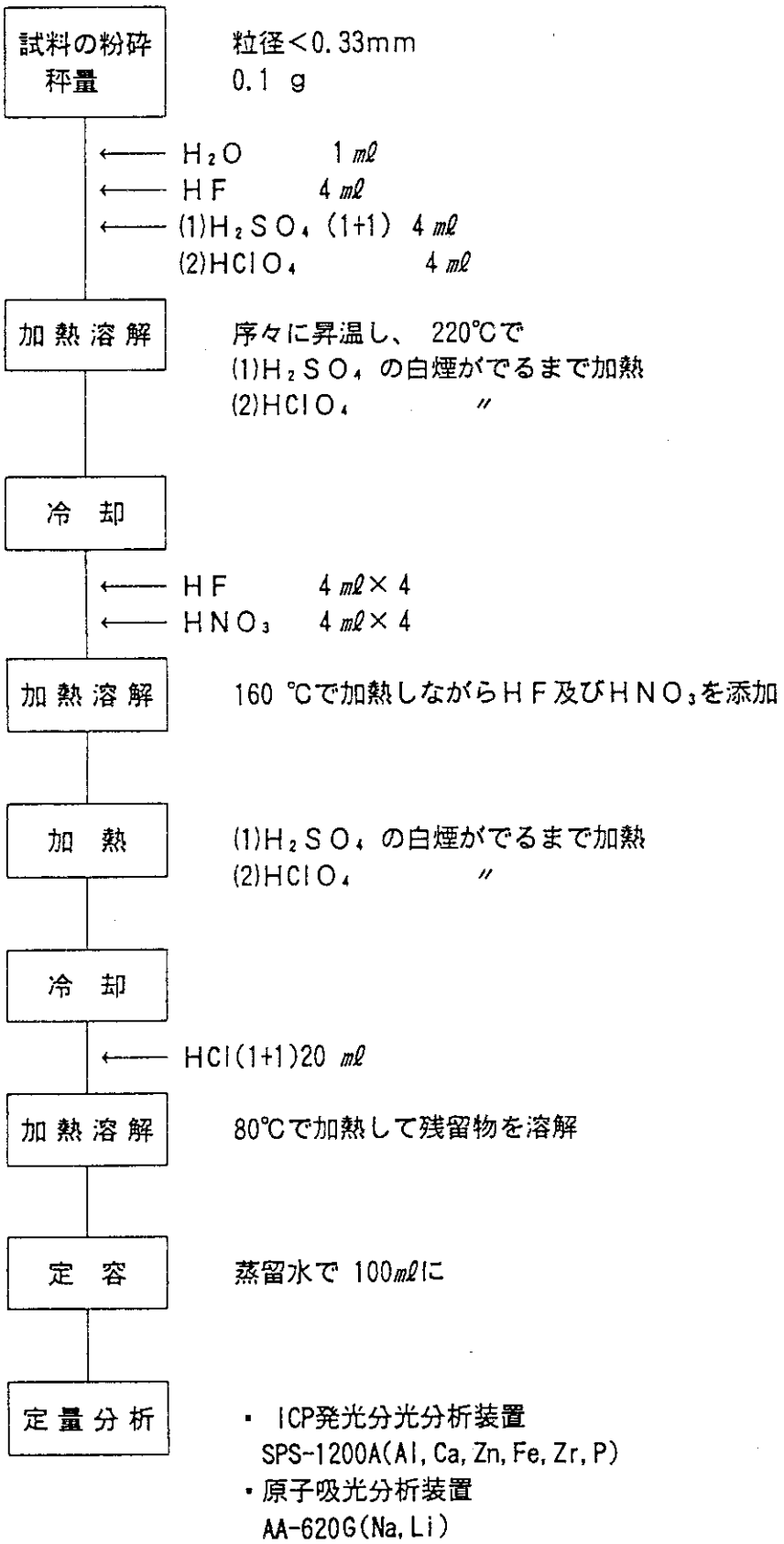


Fig. 5. 3. 2 酸分解法によるガラス固化体試料の定量分析操作

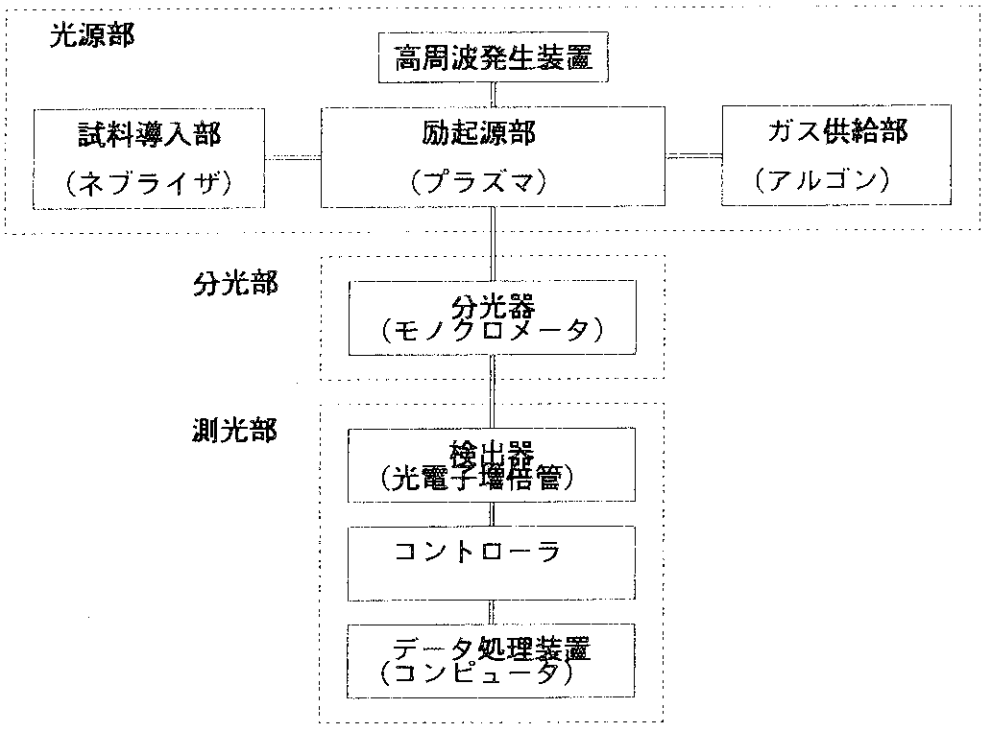


Fig. 5. 3. 3　ICP 分析装置の構造ブロックダイアグラム

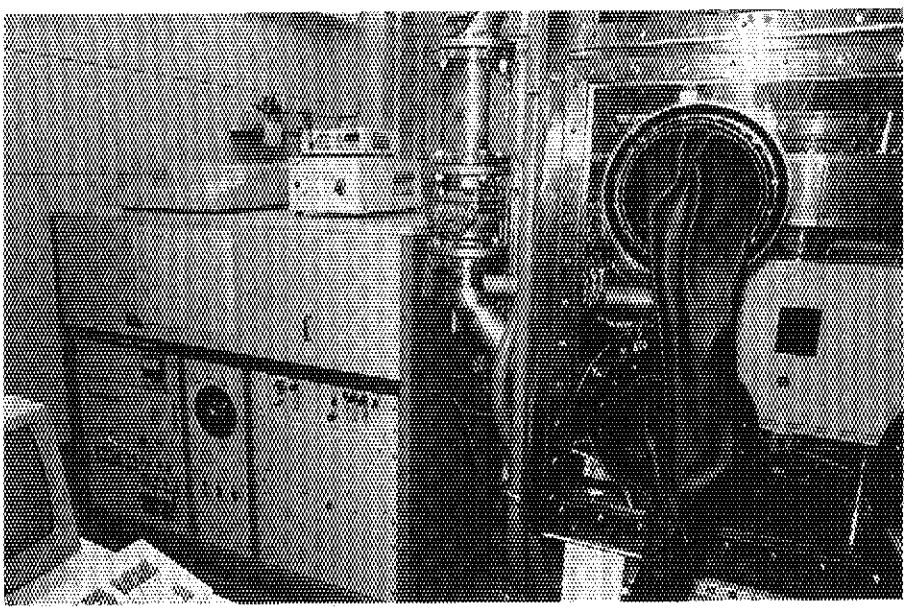


Fig. 5. 3. 4　ICP 分析装置の外観

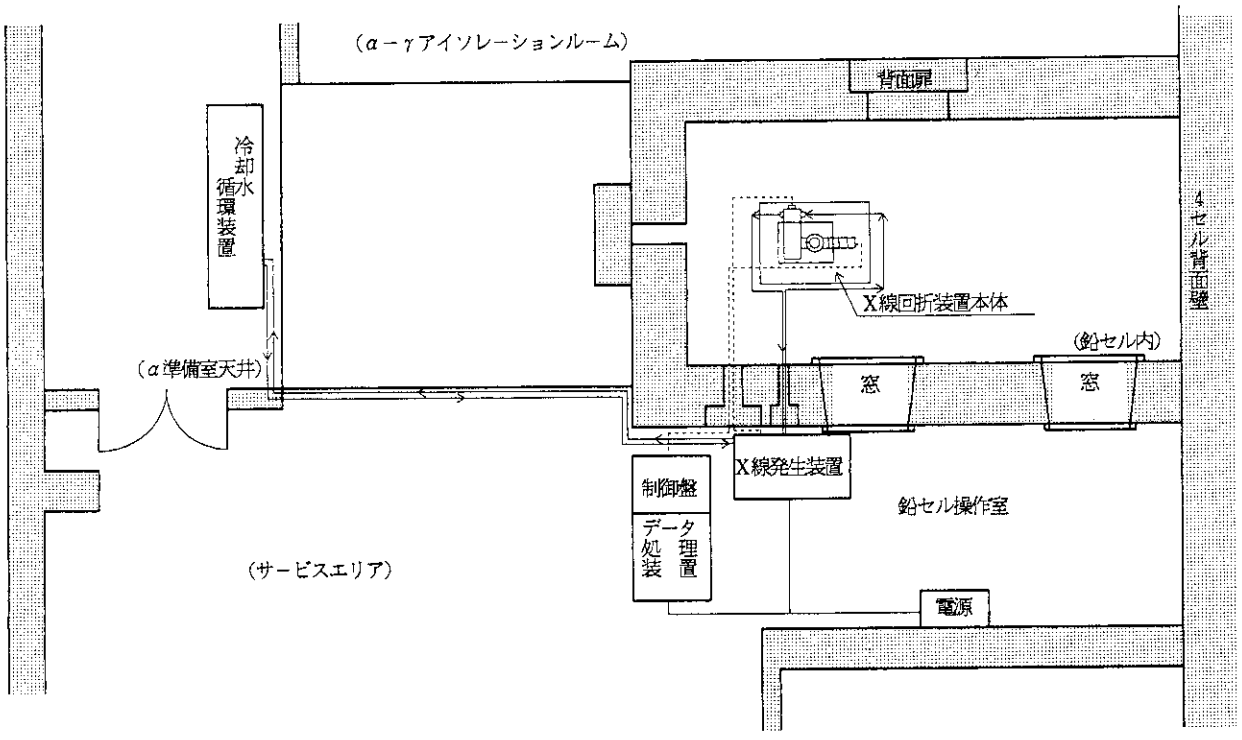


Fig. 5. 3. 5　X線回折装置配置図

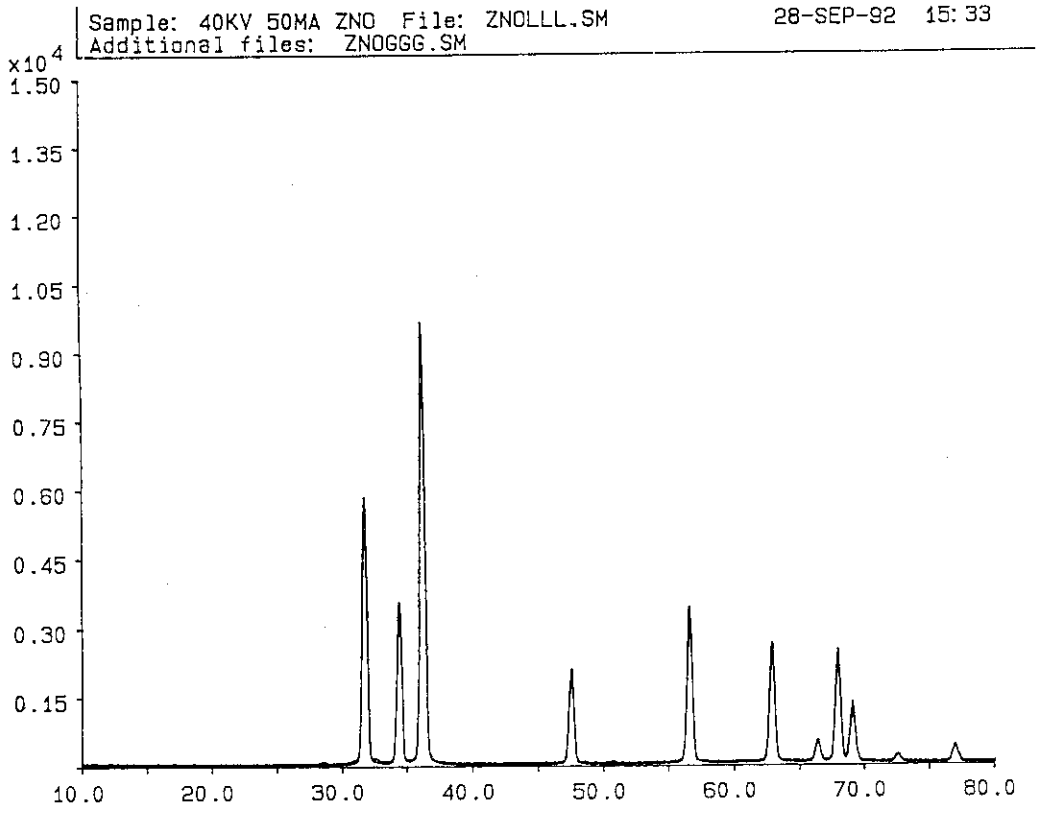


Fig. 5. 3. 6　標準試料測定結果の比較（セル内据え付け前と後のデータ重ね合わせ）

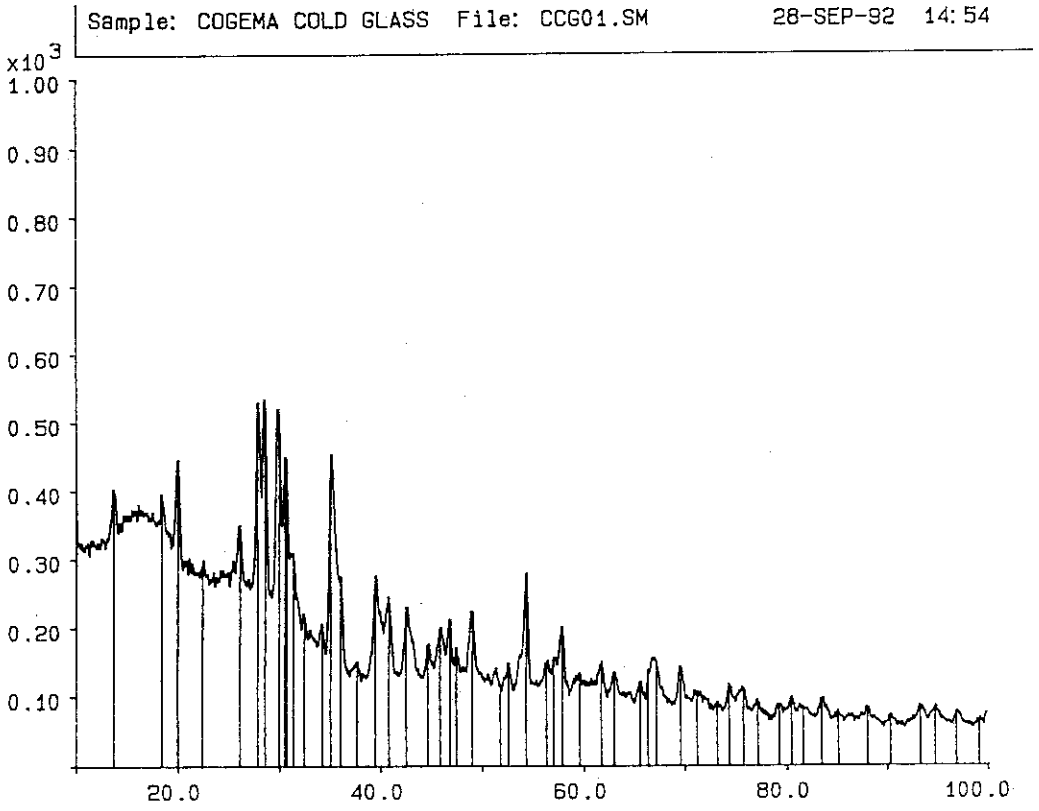


Fig. 5. 3. 7　コールド失透ガラスの測定結果

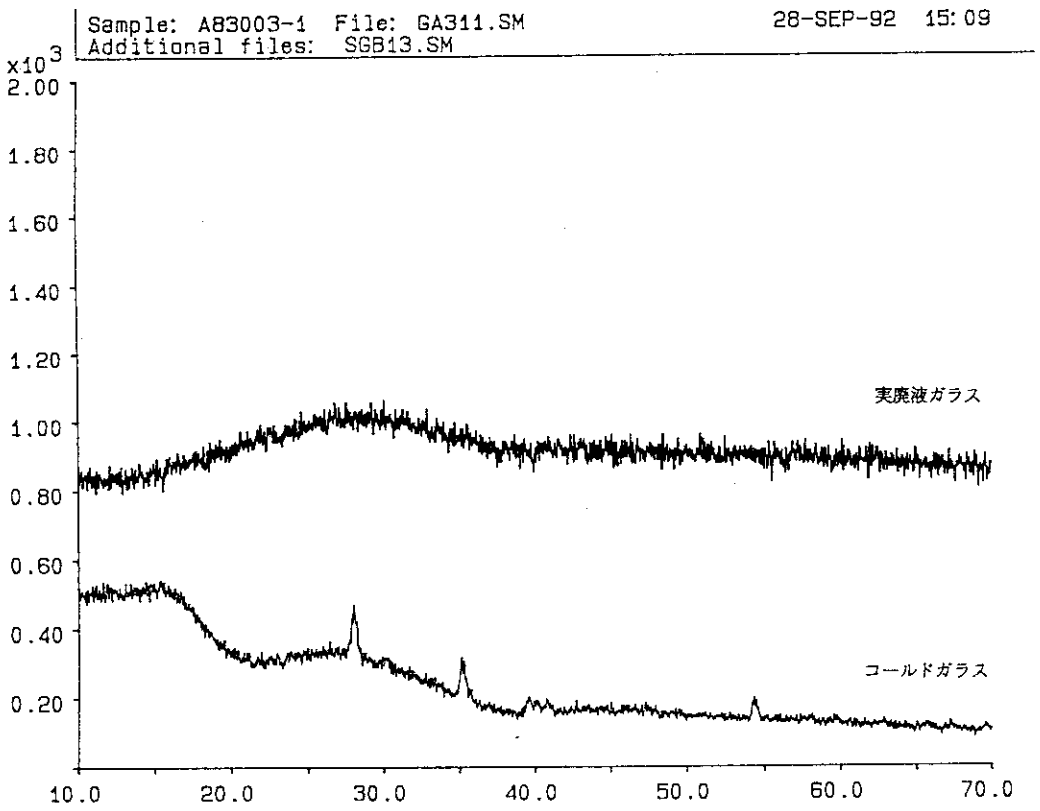
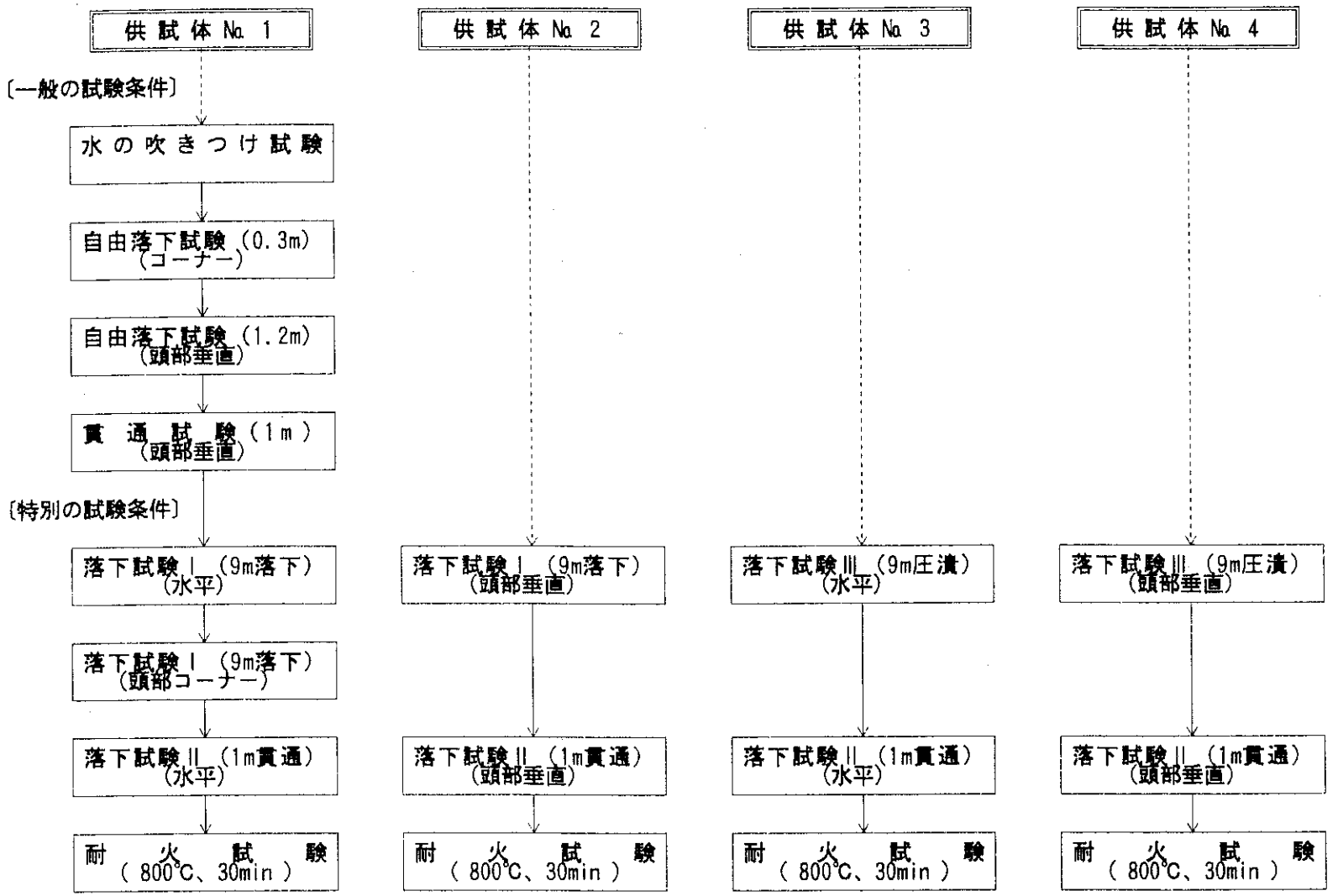


Fig. 5. 3. 8　実廃液ガラスとコールドガラスの測定結果の比較



注） 試験場 (1) 落下試験等 ： 工業技術院 第2研究センター （筑波）
(2) 耐火試験 ： 建材試験センター （草加）

Fig.5.3.9 実証試験フロー

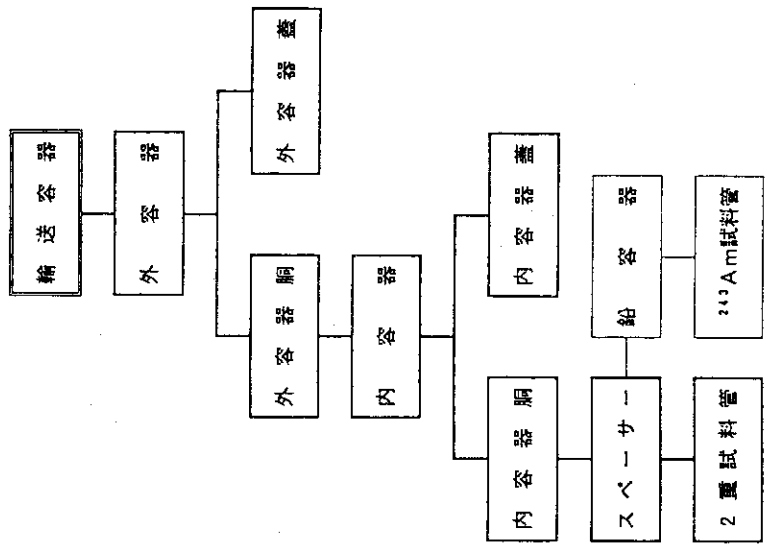


Fig. 5. 3. 11　輸送容器の構成

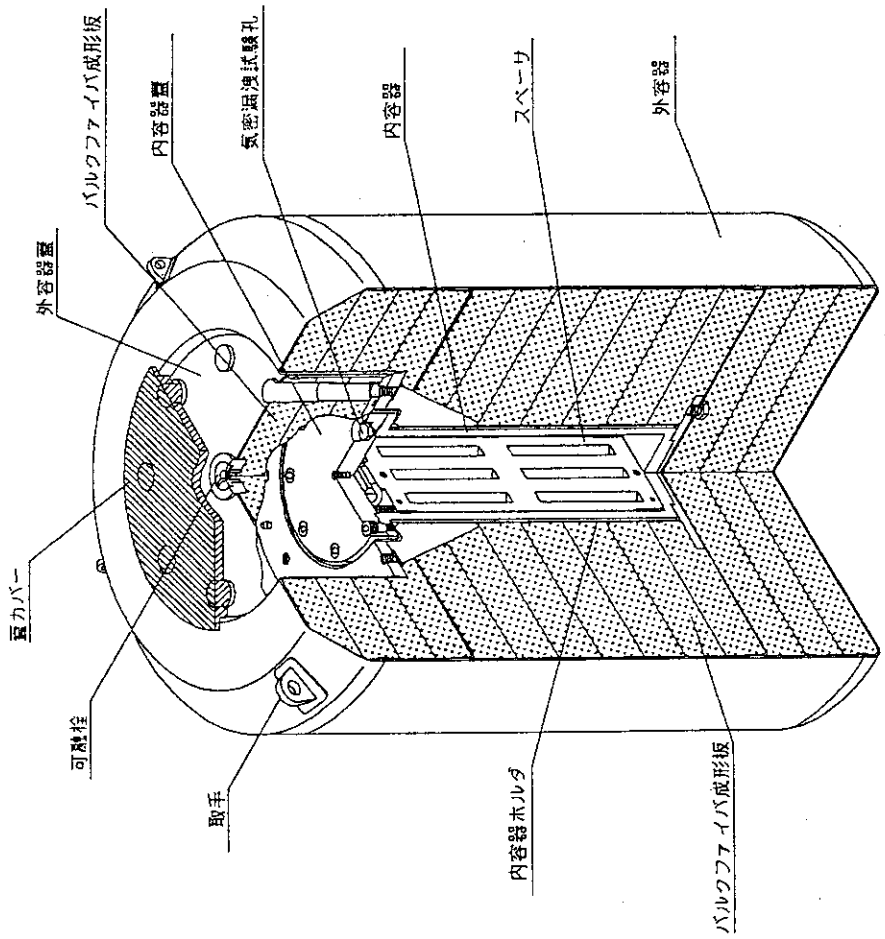


Fig. 5. 3. 10　輸送容器の概略

5.4 ホットラボ課

5.4.1 研究炉用燃料板γスキャニング装置の開発

(1) はじめに

本装置は，JRR-3Mで使用された燃料要素の照射健全性確認試験の一環として燃料板のγスキャニングを実施し，γ線強度分布を測定するために開発したものである。

開発に際しては，運転の自動化を多く取り入れ試験の効率化を図った。また，内装機器としての取扱いも十分考慮した構造とした。

本年度は，装置の製作及びホットラボ冶金Dケーブへの設置を完了し，同燃料板のγ線強度分布測定を実施した。

(2) 装置の概要

本装置は，試料をスキャンするための駆動装置と，コンピュータを中心とした制御装置で構成されている。

駆動装置は，燃料板の長手方向及び幅方向についてγ線強度分布測定を実施するための，X軸スキャン（左右動作）及びY軸スキャン（上下動作），さらに測定距離の調整や試料交換作業時にX，Y駆動部全体を移動するZ軸スキャン（前後動作）の3動作を有する。各駆動部には，オイルレスのものを採用すると共に，複雑な駆動機構を持つX，Y軸駆動部にはステンレスカバーを設け，除染性の向上を図った。また，特に汚染の多い試料箱は，遠隔操作で着脱できる構造とした。本装置を設置する冶金Dケーブは汎用セルで，他の装置と入れ替えを行う頻度が多い。そのため，X，Y軸とZ軸とを分割できる構造とし，搬出入時の作業を容易に行えるよう工夫した。装置の外観をPhoto.5.4.1に示す。

各軸の動作は，スキャン精度及び位置決め精度を高めるため，放射線環境下において信頼性のある直読式マグネスケールの出力を位置情報として制御装置に取り込み，同じく信頼性の高いパルスモータを制御するクローズドループ制御方式を採用した。

制御装置は，各軸を複数同時に制御できるため，測定位置へのセットが迅速に行えると共に，イニシャライズ機能により装置原点への移動が可能である。また，レコーダやカウンター等の制御が可能であるため，スキャニングと完全に同期したγ線強度分布データを収録できる。

装置の操作方法は，マウス，バッチ及びリモートの3つのモードがある。

マウスモードは，Photo.5.4.2に示すディスプレイに表示された操作画面上で，運転及び運転条件のプリセットをマウスで行う操作方法である。画面上には，装置位置情報を表示させ運転状況がリアルタイムで確認できる。

バッチモードは，1枚の燃料板の全スキャン操作手順をバッチファイルに登録し，γ線強度分布データの記録を含むスキャニング試験を自動的に行う操作方法である。このモードにより，本試験のように多数の燃料板について，各々長手方向3スキャン又は長手方向3スキャン＋幅方向5スキャンを毎分5mmと低速でスキャンするような場合は，連続無人運転が可能で，試験の効率化及び省力化が図れる。バッチ操作においては，バッチファイルの内容をディスプレイ画面上で

シュミレーションし，操作手順を確認できる機能を備え，誤った操作手順によるスキャニングを未然に防止できるものとした。

リモートモードは，ケーブ内における装置の調整時や試料交換時の作業性及び安全性の向上を図るために設けた，ワイヤレスハンディターミナルによるリモートコントロール操作である。

その他の特徴として，X，Y，Z軸の他にW軸を増設できるポートを設け，将来の多様化する燃料形状や試験内容にも対応できる装置とした。

(3) 装置の性能及び性能試験結果

① 基本性能

有効ストローク

X軸 ： 834mm

Y軸 ： 324mm

Z軸 ： 1100mm

スキャンスピード（mm／min）	定速スキャン時	加減速スキャン時
X軸	0～300	max 1000
Y軸	0～100	max 300
Z軸	0～300	max 1000

位置決め精度

各軸とも＜±0.1mm

② 上記基本性能に係わる性能試験結果

定速スキャン時における速度精度及び位置決め精度，加減速スキャン時における位置決め精度の測定結果をTable 5.4.1及びTable 5.4.2に示す。

(4) まとめ

① 前項の性能試験結果に示すとおり，高精度のスキャニングを行えるため，精度良いγ線強度分布データを得ることが可能となった。γ線強度分布測定結果の一例をFig.5.4.1に示す。

② 冶金Dケーブのような汎用セルで使用する装置として，汚染防護や除染及び運搬対策を講じたことにより，搬出入時の作業の軽減化及び被曝量の低減化が期待できる。

③ バッチ操作等の自動スキャニング機能の充実により，手動であれば1日1枚の燃料板測定が限界であったところを，2枚以上測定することが可能となり試験効率を大幅に向上することができた。

④ 増設ポートを設けたことにより，既に製作されている燃料コンパクト回転装置を増設して使用することが可能となったこと等，拡張性のある装置となった。

⑤ 今後は，γ線スペクトル測定装置の制御の検討も進め，定点スペクトル測定の自動化も図って行きたい。

5.4.2 研究炉用燃料板寸法測定装置の開発

(1) はじめに

改造後のJRR-3(JRR-3M) の燃料は20%濃縮ウランを使用したウランアルミナイド分散型燃料である。研究炉の燃料としての使用実績の少ない本燃料は，JRR-3Mの運転開始にあたって，燃料の供用期間中の健全性を確認する検査を実施することが義務づけられた。ホットラボでは，これを受けて照射後試験を担当することとなり，いくつかの検査装置を開発したが，本装置はその一つである。

本装置は，燃料板解体装置によって解体された燃料板の寸法測定及び燃料板のブリスタ試験時に各温度ステップの試験実施毎に加熱後の厚さ測定を行う。本年度は，2年度に発注した装置の製作が終了し，納入後の性能検査及び本試験を実施した。

(2) 装置の概要

本装置は，ケーブ内に設置する測定器本体と，操作室に設置する操作盤からなり，実験プラグを介してケーブル接続する。Fig.5.4.2に装置の概略を，Photo.5.4.3に外観を示す。

燃料板の厚さ測定は，測定器本体に設けられた上下2個の測定子で燃料板を挟むことによって測定する。測定子は，燃料板の長さ方向及び幅方向に移動して，厚さと同時に全長，全幅を連続測定する。この機能により，連続測定中の厚さ変化のあった位置の特定を行い，ブリスタ試験前と試験後のデータの照合を可能とした。

測定子は，燃料板の表面に接触傷を与えないように先端を丸型ローラとし，ストロークはブリスタ試験時の燃料板の反り，撓みなどの変形の影響を考慮して，燃料板の寸法より余裕をもたせた。操作盤は，測定子の開閉，移動方向の選択，固定バイスの開閉等の動作とその表示及び測定データの取り込み，表示，打ち出し等のデータ処理をパーソナルコンピュータを用いて行い，自動，手動操作ができるようにした。配線ケーブルは，動力系と信号系をセットにして，ケーブ内，遮蔽プラグ部及び操作室側に3分割して，接続その他の作業を容易に行えるようにした。

(3) 測定及び測定結果

測定は，燃料板を装置に設置し，測定基準位置を決めることから開始する。装置本体の左右両端ワーククランプ部及び中央クランプ部の支持バーに燃料板を載せ，両端のストッパ及びクランプアーム先端のフレキシブルバイスで固定する。この状態で測定子を燃料板の任意の位置から端部に向かって移動させ，燃料板から外れた点を測定基準位置とする。

自動測定は，長さ方向3点，幅方向5点の順に連続測定する。長さ方向の自動測定は，測定基準位置を基にして決められる長さ方向の測定位置に測定子を移動して厚さの連続測定を開始する。長さ方向3点の測定が終わると測定子は90度自動反転して同様の方法で幅方向の測定を行う。測定中に測定子が両端及び中央の支持バーに近づくと，その直前に支持バーは回避位置に移動し，通過後に復帰する。任意の位置（方向）の連続測定は，測定方向及び位置をパソコンに入力して行う。また，定点の測定は，手動で測定子を測定位置に移動して行うことができる。

測定精度は，厚さが±0.01mm，全長，全幅が0.05mm以内である。測定にはマグネスケールを用いており再現性に優れている。測定したデータは，0.5mmピッチの厚さ測定値と全長，全幅 の

測定値をファイルにして収録し，CRT表示，プリンタ出力及びグラフ作図を行うことができる。

Table 5.4.3にマスターゲージを用いた厚さ測定結果，Table 5.4.4に模擬燃料板を用いた全長及び全幅測定結果を示し，Fig.5.4.3にCRTに出力したデータ及びグラフ作図の例を示す。

(4) まとめ

本装置を用いての寸法測定は，燃料体解体後の燃料板全数20枚各々について，長さ方向3点，幅方向5点の0.5mmピッチの厚さ測定及び全長測定，全幅測定を行った。ブリスタ試験後の測定は，5枚の燃料板について同様の測定を行い，加えて，長さ方向と幅方向の交点15点について定点厚さ測定を行い，有効なデータを得た。

本装置は，JRR-3Mの燃料板以外でも，板状であれば長さ800mm，幅100mm，厚さ45mm程度までの大きさの試料について，全長，全幅，厚さの自動測定が可能であり，利用希望があれば有効利用できる。

5.4.3 HTTR燃料電解酸浸出装置の開発

(1) はじめに

HTTR照射済燃料コンパクト中の被覆燃料粒子破損率（貫通破損率）は，従来から燃料コンパクトを硝酸溶液中で電気化学的に解砕し，被覆燃料粒子とマトリックス黒鉛に分離した後，同溶液中で加熱し，破損粒子中のウランや核分裂生成物を浸出させる電気解砕・酸浸出法によって測定していたが，装置の更新を機会に，解砕方法に改良を加え，燃料コンパクトの他，近年研究が始まった一体型燃料棒についても解砕可能な電解酸浸出装置の開発を行った。

(2) 装置の概要

被覆燃料粒子破損率の測定を予定している燃料コンパクトの形状・寸法をTable 5.4.5に示す。一体型燃料棒は，燃料コンパクトと異なり，長さ対直径の比が著しく大きいため，その解砕には装置に新たな工夫が必要となった。本装置の構造が従来の装置と異なる点は，燃料コンパクトを電解セルへセッティングする方法と，電極の取り付け位置及び電解に必要な電解液のレベルである。従来の装置では，燃料コンパクトを電解セル中に垂直の状態にセッティングした後，その底部または中空部に陽極を接触させ，上方または側方に陰極を置き，陰極に面した方向（燃料コンパクトの上部または側部）から解砕していたが，本装置では，陰極を燃料コンパクトの下方に置くことにより，その下方から順次解砕できるようにした。また，燃料コンパクトを下方から解砕するため，電解液はその底面だけに接触していれば良く，電解液が比較的少量で，燃料コンパクトだけでなく一体型燃料棒の解砕も可能になった。

装置は，Fig.5.4.4に示すような電解セル，燃料コンパクトホルダー及び電極と直流発生装置等からなる。電解セルは，上部がフランジ構造のガラス製二重容器で，内部に電解液が入り，外側は電解液の温度が上昇して，蒸発するのを防ぐ冷却水が通る。電解セル蓋は，ガラス製の半円球筒状容器で，下部には電解セルとの合わせフランジ，半円球部の中央には陽極挿入孔，肩部にはガス排気孔を設けた。電解セルと同蓋部のフランジは，解砕物と電解液の回収が容易となるよう平滑とし，合わせ部には，取り外し可能なテフロン製のシールガイドとOリングを取り付け

た。燃料コンパクトホルダーは，Fig.5.4.5に示すように，ガラス製の円筒に，燃料コンパクトを置くための突起を設けた保持部と，その下部に取り付けられた網目状の白金陰極からなる。燃料コンパクト保持部のガラス筒周囲には，電解で生ずるガスを抜くための楕円状の穴を設けた。電極は陰極と陽極からなり，陰極は前述の燃料コンパクトホルダー下部に取り付けられ，リード線が電解セル外部に引き出される。陽極は白金円盤状で，リード線が円盤の中心部から電解セル蓋の穴を通し，外部に引き出される。陽極円盤にも電解時に発生するガスを抜くための穴を設けた。

酸浸出装置は，燃料コンパクト解砕後の被覆燃料粒子とマトリックス黒鉛を，解砕に使用した硝酸溶液と共に加熱し，破損粒子中のウラン及び核分裂生成物を硝酸中に溶出するもので，溶出液は燃料破損率測定用試料となる。装置は，浸出容器，冷却器，ホットプレート及び温度制御装置等から構成される。

(3) 試験結果

5種の未照射燃料コンパクト（一体型燃料棒を含む）の解砕を行い，解砕条件等を求めた。その結果，解砕に必要な電流は，燃料コンパクトの解砕断面積によって異なるが，1～3Aであった。

従来の方法では，解砕が進むにつれて，解砕面と陰極とが離れるため，解砕効率を下げないためには，電流を徐々に上げていく必要があるが，本装置は，解砕面と陰極間が一定距離のため，その必要はなかった。

解砕時の最適電流密度（（解砕電流÷解砕断面積）で示す）は，0.7～1A／cm^2 程度が妥当と考えられる。

解砕速度は，電流密度に比例すると考えられるが，試料数が限られ，種々の条件で実施することができなかった。上記の電流密度では，一体型燃料棒の解砕時間が最も長く約10時間であった。解砕試験の結果をTable 5.4.6に示す。

コールド試験で得られた条件に従って，8種の形状・寸法及び照射条件の異なった照射済燃料コンパクト（一体型燃料棒を含む）の解砕試験を実施した。いずれの解砕も良好であったが，同一形状・寸法の燃料コンパクトでも解砕時間に差を生じた。また，解砕中に電解液の粘度が高くなり，ガスの滞留による電流の遮断が生じた試料もあった。これらの原因は，燃料コンパクトの製造条件，照射条件等に関係しているものと思われるが詳細は不明である。照射済一体型燃料棒解砕後の被覆燃料粒子の一部をPhoto.5.4.4に示す。

(4) まとめ

燃料コンパクトの下端面から順次解砕する従来と異なった方式の燃料コンパクト電解酸浸出装置を開発した。コールド及びホット試験の結果，本装置には以下のような利点及び問題点があることが判った。

利点としては，

① 燃料コンパクトホルダを交換することにより，一体型燃料棒及び種々の寸法の燃料コンパクトの解砕が可能である。

② 解砕に要する時間が，今までの方法に比べ，約3分の1に短縮された。

③ 電流密度が一定で，燃料コンパクトの解砕部近傍だけが電解液に接するため，ブロック状の解砕が起こらない。従って，比較的きれいな被覆燃料粒子に解砕できる。

④ 解砕開始から終了まで一定電流で解砕できるため，電流制御が容易である。

また，問題点としては，

① 装置の構造状，燃料コンパクトの解砕では，解砕終了間際の試料の支持が難しく，薄片状の未解砕部が少量残る（一体型燃料棒は，端部が被覆燃料粒子未充塡領域のため，問題とならない）。

② 電解液の電気分解によって解砕面に発生するガスの影響で解砕電流が途切れる場合がある（多くの場合，放置した状態で電流は復帰するが，時には燃料コンパクトを振動させてガス抜きをする必要がある）。

5.4.4 セル内コンベア装置の整備

(1) はじめに

照射試料等をセル間移送するためのコンベア設備は，他に移送手段を持たない小型のセルラインにおいて，極めて重要な位置づけとなっている。即ち，年間を通して常に正常に機能することが照射後試験を円滑に実施する上での必須条件であり，フリーメインテナンスな機器が要求され，理想とされる。しかしながら，当施設スチール用鉛セルのコンベア従来設備は，昭和40年のセル運転開始時にはベルトコンベア方式を採用し，約11年間供用後老朽化のため無線制御自走移動台車方式に切り替えられ，以後14年間この方式により運転されてきたが，前者はベルトのループ運動による汚染の飛散拡大と駆動機構の磨耗劣化が問題であり，後者は移動台車本体に内蔵される制御部の放射線劣化で概ね5年毎に台車交換を余儀なくされる等ホットセル用として十分なものと言えないものであった。特に，無線制御自走移動台車方式は寿命末期になると突如として誤動作を起こしたり，正常時にあっても台車現在位置を常時確認しつつ運転操作するなど取扱いには相当な注意が要求されていた。

既存設備の老朽化更新として，本年度同セルラインに設置したコンベア設備は，その選定に際してホットセル用搬送機の従来技術をつぶさに調査し（Table 5.4.7），最も理想的なものとして決定したもので近年注目されている無集電，無給電型リニアパルスモータ方式を採用した。しかし，この搬送設備は，既存技術として歴史が浅くホットセル仕様として性能的にも耐放射線的にも若干の問題があった。このため，セルに適合させる目的で種々の改良，改造等を加え，整備の具体化を図ったのでその概要を紹介する。

(2) リニアパルスモータ式コンベア装置の原理と構造

小型ホットセル用に開発したコンベア装置は，以下に概説するリニアパルスモータ（以下LPM）をアクチエータとするもので，機械的伝達機構を持たない極めて単純構造の搬送設備であり，基本的にフリーメインテナンスである。

ここに採用されたLPMは，Fig.5.4.6及びFig.5.4.7に示す如く，走行台車側に電力を要しな

い，所謂無集電，無給電の永久磁石型LPMであり，直線的に等間隔に加工された固定子極とそこに連続敷設された励磁コイルから成る固定子（レール部に相当）及びこの上に所定の間隔を持って位置する永久磁石と軟鉄板から成る可動子（走行台車に相当）で構成され，走行台車とレール部間，即ち，永久磁石と電磁石間に作用する磁力の吸引，反発力をマイコン制御し，かつ，所定のステイション間をパルス信号で運行させることにより，台車の高精度な直線運動を可能とするものである。

(3) スチール鉛セル用コンベア装置の特徴

開発整備したコンベア装置の特徴は以下のとおりである。

① 他方式の搬送設備と比べて機械的要素が少なく，摺動部，摩擦部を持たないため，セル内構造は，基本的にフリーメインテナンスで信頼性が高い。考えられる故障原因としては，放射線劣化及び経年劣化によるコイルの絶縁不良であるが，これらについては後述の措置を講ずることにより万全を期している。最終的に残る要因は，セル外部に配備された制御部にあるが，万一，故障等異常が発生しても汚染除去等の二次的な作業を要しないため，比較的容易に最短時間で修復可能であり，いくつかのバックアップ機能も具備している。

② 放射線劣化の防止対策として，次の措置が講じられた。

- 固定子用励磁コイルにポリイミド系エナメル線を採用した。同材料の耐放射線は，10^7Gy（$=10^9$rad）以上と報告されている。
- 位置決めセンサとして磁気近接スイッチを採用した。LPM は，原理的にはこの種センサを要しないが，運転上，現時点における台車位置をセル外の操作パネルまたは CRTにより容易に確認する必要があるため，信号取り出し用として設けたものである。磁気近接スイッチは，半導体素子を持たないため，十分な耐放射線性が期待できる。
- 永久磁石材料として，フェライト磁石を選定した。これは，同磁石がSrOとFe_2O_3を原料とした粉末冶金製品（セラミック）であることから，放射線に対する安定性が通常使用されているSm-Co系磁石（2-17系金属間化合物）より高いと推定されるためである。

③ 汚染除去対策及び励磁コイルの防湿対策を兼ねて，固定子部と可動子部をステンレス鋼板にて各々完全に被覆し，表面を平滑に仕上げるとともに，固定子側被覆内部には吸湿材を配した構造とした。コンベア本体の外観をPhoto.5.4.5に示す。

④ ホストコンピュータにより，台車の走行状況，インタロック等が CRTで容易に把握でき，万一，故障等の異常が発生した場合にも，メッセージに従い，迅速に必要措置が講じられる。

⑤ 従来の技術を大幅に改良することにより，LPMとしては極めて低速（0.2m／s）で円滑な走行を可能にした。既存技術による走行速度は，10m／s以上であった。

改良点は次のとおりである。

・固定子極の加工精度の向上

・試作実験による永久磁石幅の適正化

・固定子相互の接続方法の改良

・制御方式の改良

⑥ コンベア装置の設計諸元

・型　　式 ； 永久磁石型リニアパルス式

・台車駆動方式 ； ステータ給電型（台車は無給電，無集電，バッテリ不要）

・走行方式 ； 直線単線往復

・全　　長 ； 9（m）（ステーション数 ； 6）

・走行性能 ； 搬送質量　5（kg）

速　度　0.2（m／s）

停止精度　±5（mm）

(4) まとめ

本コンベア装置は，昨年度に設計検討，工場製作をすませ，平成3年5月末に据え付け調整を完了した。その後，10カ月，本年度実施した照射後試験において極めて順調な運転実績を示した。

今回整備した LPM方式のコンベア装置は，従来設備に比べて格段に保守性能に優れており，かつ，ホットセル用機器としての要件も十分満足しているので，長年の放射線場（γ線）での使用に対し卓越した耐久性能を持つものと期待される。

Table 5.4. 1　定速スキャン時の速度精度及び位置決め精度

軸	設定速度 Vp プリセット (mm/min)	設定距離 Dp プリセット (mm)	所用時間 T タイマー (sec)	実際距離 |D| マグネスケール (mm)	実際速度 V V=D·60/T (mm/min)	速度精度 k k=(V/Vp-1)X100 (%)	速度精度 k 判定基準 (%)	位置決め精度 f f=D-Dp (mm)	位置決め精度 f 判定基準 (mm)
X	5.0	100.0	1200.3	99.990	4.998	-0.035	＜±0.2	-0.010	＜±0.1
	20.0	200.0	600.0	199.995	19.999	-0.003		-0.001	
	300.0	800.0	160.1	800.050	299.831	-0.056		0.050	
Y	5.0	100.0	1199.5	99.995	5.002	0.037		-0.005	
	20.0	200.0	599.9	199.995	20.003	0.014		-0.005	
	100.0	250.0	150.0	250.005	100.002	0.002		0.005	
Z	5.0	100.0	1200.9	99.985	4.995	-0.090		-0.015	
	100.0	500.0	300.0	500.010	100.002	0.002		0.010	
	300.0	1100.0	219.9	1100.020	300.142	0.047		0.020	

Table 5.4. 2　加減速スキャン時の位置決め精度

軸	設定速度 Vp プリセット (mm/min)	設定距離 Dp プリセット (mm)	実際距離 |D| マグネスケール (mm)	位置決め精度 f f=D-Dp (mm)	位置決め精度 f 判定基準 (mm)
X	"QUICK" Max.1000	50.0	49.995	-0.005	＜±0.1
		400.0	400.020	0.020	
		800.0	799.995	-0.005	
Y	"QUICK" Max. 300	20.0	19.995	-0.005	
		100.0	100.000	0.000	
		250.0	250.000	0.000	
Z	"QUICK" Max.1000	50.0	50.010	0.010	
		500.0	500.025	0.025	
		1120.0	1120.000	0.000	

Table 5.4.3　マスターゲージの寸法測定結果（厚さ）

（単位：mm）

測定位置	測定結果					平均値	実測値
	1回目	2回目	3回目	4回目	5回目		
Y 1 0	1.528	1.527	1.527	1.526	1.525	1.527	1.527
Y 2 0	1.530	1.528	1.529	1.528	1.527	1.528	
Y 3 0	1.528	1.528	1.527	1.526	1.526	1.527	1.519
Y 4 0	1.529	1.529	1.528	1.528	1.526	1.528	
Y 5 0	1.528	1.528	1.529	1.527	1.525	1.527	
Y 6 0	1.528	1.526	1.525	1.525	1.524	1.526	1.519
Y 7 0	1.528	1.528	1.527	1.526	1.526	1.527	

Table 5.4.4　模擬燃料板の寸法測定結果

（単位：mm）

測定位置	測定結果					平均値	実測値*
	1回目	2回目	3回目	4回目	5回目		
X － 1	771.203	771.194	771.189	771.190	771.193	771.194	771.18
X － 2	771.121	771.122	771.111	771.116	771.115	771.117	771.14
X － 3	771.198	771.192	771.197	771.195	771.195	771.195	771.16
Y － 1	71.381	71.383	71.375	71.378	71.381	71.380	71.39
Y － 2	71.404	71.394	71.393	71.400	71.395	71.397	71.40
Y － 3	71.391	71.380	71.381	71.382	71.380	71.383	71.39
Y － 4	71.409	71.412	71.402	71.400	71.399	71.404	71.41
Y － 5	71.495	71.503	71.497	71.486	71.483	71.493	71.50

＊ 実測値はX方向はノギスで、Y方向はマイクロメータで測定した値である。

Table 5.4.5　電気解砕・酸浸出試験を予定している燃料コンパクト等の形状，寸法

種　類	形　状	寸法(mm)			体積 (cm³)
		外径	内径	長さ	
燃料コンパクト	中空コンパクト	18	8	10	2.0
		24	8	36	14.5
		24	8	40	16.1
		26	10	39	17.6
	中実コンパクト	12.5	－	18	2.2
		12.5	－	25.4	3.1
一体型燃料棒	棒　状	12	－	70	7.9
		16	－	60	12.1
		16	－	100	20.1
		16	－	110	22.1

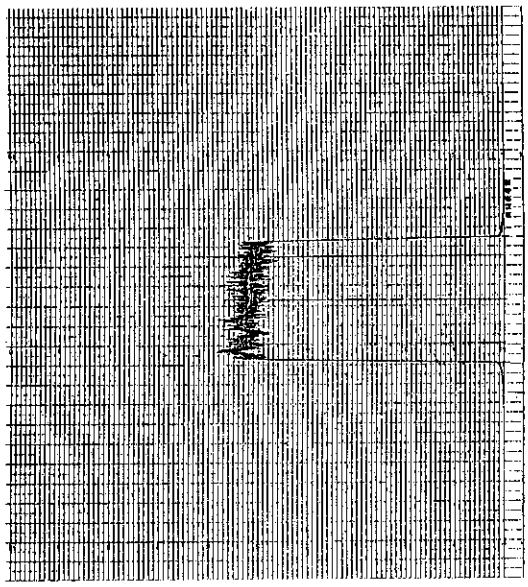
Table 5.4.6　燃料コンパクト電気解砕コールド試験結果

試験No.	燃料コンパクトの形状，寸法，体積 (mm) (cm³)	解砕電流 (A)	電流密度*5 (A/cm²)	解砕時間 (h)
1	(中実型) φ12.5×18L　，　2.2 *1	1.0 ，1.5*4	0.81, 1.22	2.0
2	(中空型) φ18×φ8×10L ，　2.0 *1	1.5	0.73	0.8
3	(中空型) φ24×φ8×36L ，14.5 *1	3.0	0.75	5.1
4	(中空型) φ26×φ10×39L，17.6 *2	2.0	0.44	13.2
5	(中空型) φ26×φ10×39L，17.6 *1	3.0	0.66	8.3
6	(一体型) φ16×100L　　20.1 *3	2.0	0.99	9.9

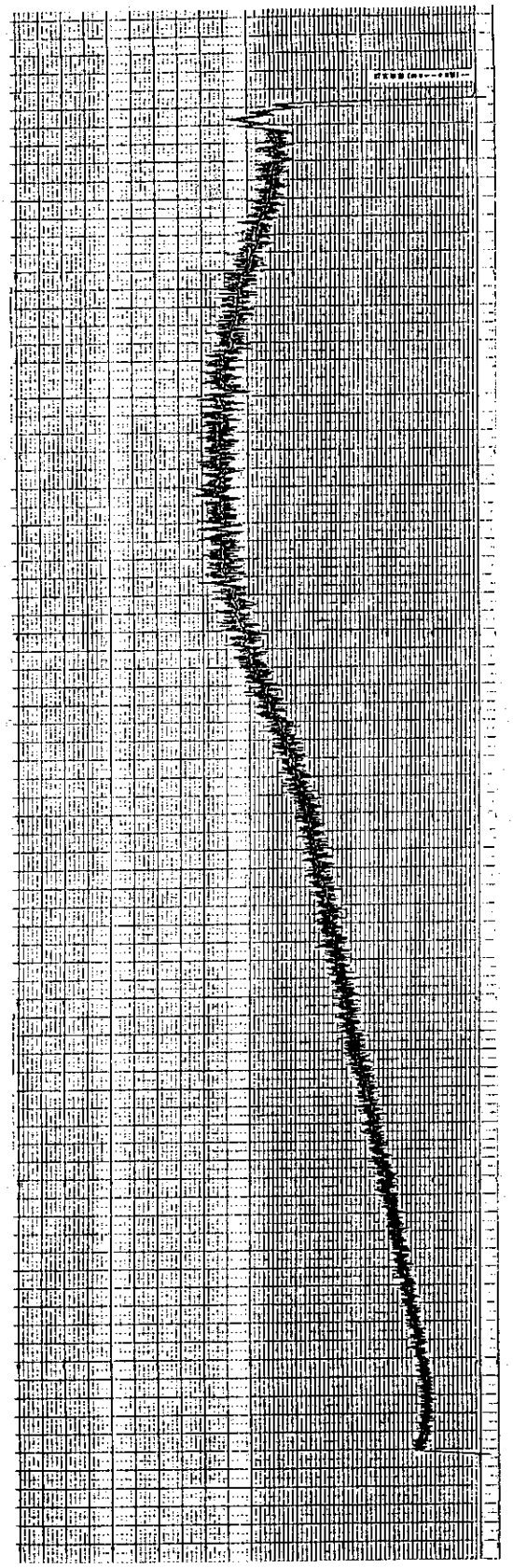
*1) UO_2燃料核入り未照射試料，*2)燃料核無し黒鉛模擬試料，*3)SiC核入り模擬試料
*4)解砕状況確認のため途中で解砕電流を変更した。*5)解砕電流／解砕断面積

Table 5.4.7　従来型ホットセル用搬送設備の総合比較

駆動伝達機構 ＼ ホットセル使用要件（特徴）			システム構成	耐久構造・長期使用	保守管理	機械要素の定期交換	耐放射線性（γ線）	機器信頼性（故障）	運転性能 操作性	運転性能 インタロック	汚染除去作業性	コスト	その他
電動式	コンベア式	ベルト方式	○	○	○	要	○	○	○	○	×	○	汚染塵挨飛散・拡大
電動式	コンベア式	ローラ方式	○	○	○	要	○	○	○	○	×	○	使用目的の限定
電動式	簡易軌道台車式	チェン/スプロケット牽引方式	○	○	△	要	○	△	○	○	×△	△	
電動式	簡易軌道台車式	ワイヤ牽引方式	○	○	△	要	○	△	○	○	×△	△	
電動式	簡易軌道台車式	ラック/ピニオン方式	○	○	○	要	○	△	○	○	×	△	
電動式	高級軌道台車式	カート給電方式	△	○	△	要	○△	△	○	◎	△	×	位置決め精度良好
電動式	高級軌道台車式	カート集電方式	△	○	△	要	○△	△	○	◎	○	×	位置決め精度良好
電動式	高級軌道台車式	自走カート方式（無線制御）	△	○	○	要	△	△×	○	×	○	○	蓄電池常時充電
手動型		手押しカート方式（マニプレータ操作）	◎	○	◎	不要	◎	◎	△	×	◎	◎	採用はセル構造設計に依存
開発目標搬送機（リニアパルス式コンベア）			○	○	○	不要	◎	◎	◎		◎	?	安定走行（一定・低速）



(a) 幅方向スキャン結果



(b) 長手方向スキャン結果

Fig. 5. 4. 1 γ線強度分布測定結果

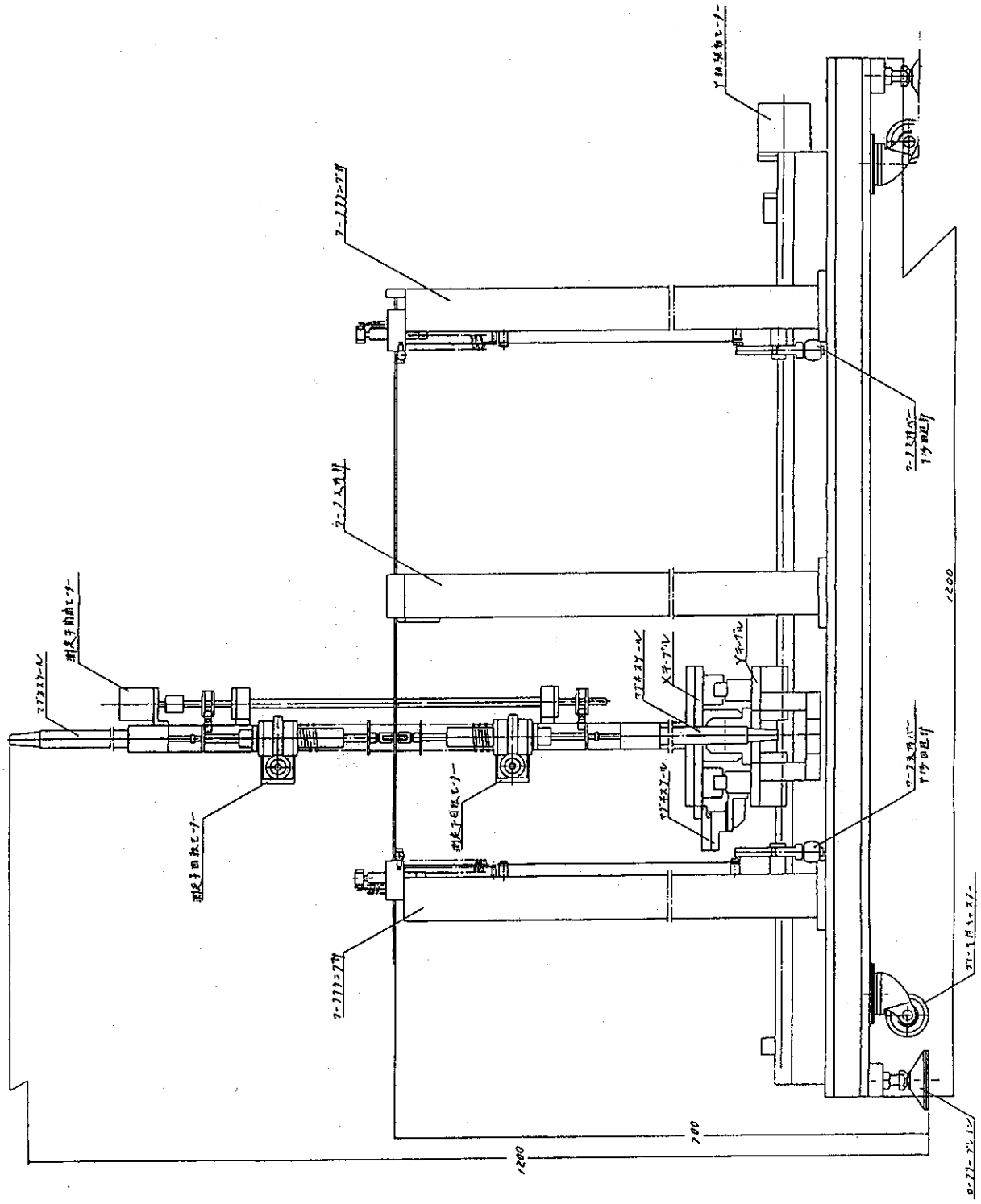


Fig. 5. 4. 2　燃料板寸法測定装置概略図

FILE NO.0123s1.1

********** 燃料板寸法測定 **********

測定日時 92/01/23 14:24:55

X軸方向測定 Y軸位置 10.000mm 長さ 771.203mm

位置(mm)	上軸(mm)	下軸(mm)	厚さ(mm)	曲がり(mm)
0.0	0.459	-0.652	1.425	0.556
10.0	0.473	-0.569	1.522	0.521
20.0	0.421	-0.494	1.545	0.458
30.0	0.367	-0.437	1.548	0.402
40.0	0.326	-0.395	1.549	0.361
50.0	0.295	-0.364	1.549	0.330
60.0	0.266	-0.334	1.550	0.300
70.0	0.236	-0.304	1.550	0.270
80.0	0.204	-0.271	1.551	0.238
90.0	0.178	-0.247	1.549	0.213
100.0	0.160	-0.225	1.553	0.193
110.0	0.143	-0.209	1.552	0.176
120.0	0.134	-0.197	1.555	0.166

次のデータ表示は、スペースキー 終了は、リターンキー

リターンキーでメニューに戻ります。

スペースキー：倍率1／2に変更

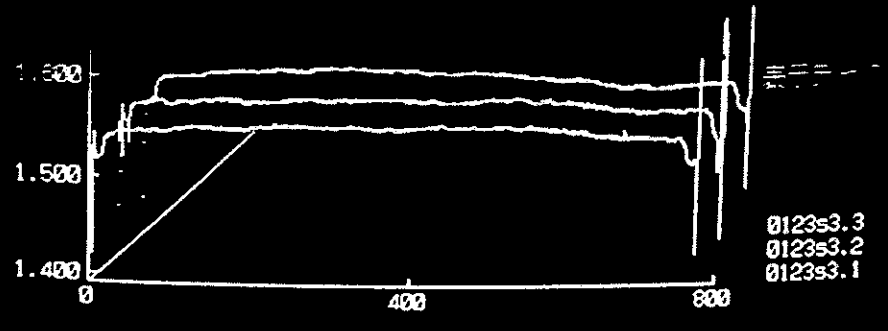
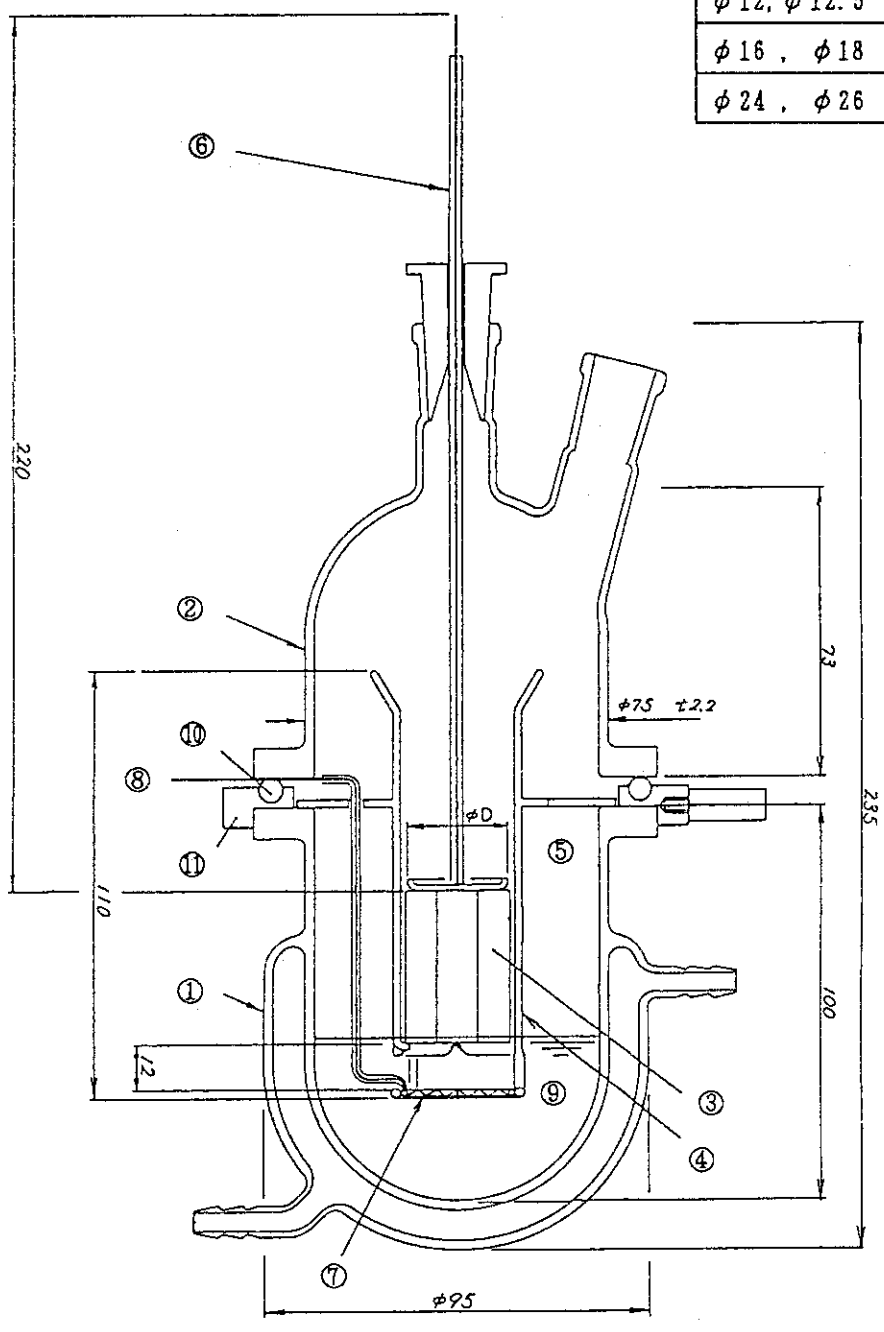


Fig. 5. 4. 3　データ出力及び作図の一例

陽極寸法 (mm)

ｺﾝﾊﾟｸﾄ外径	φD
φ12, φ12.5	11
φ16 , φ18	15
φ24 , φ26	23

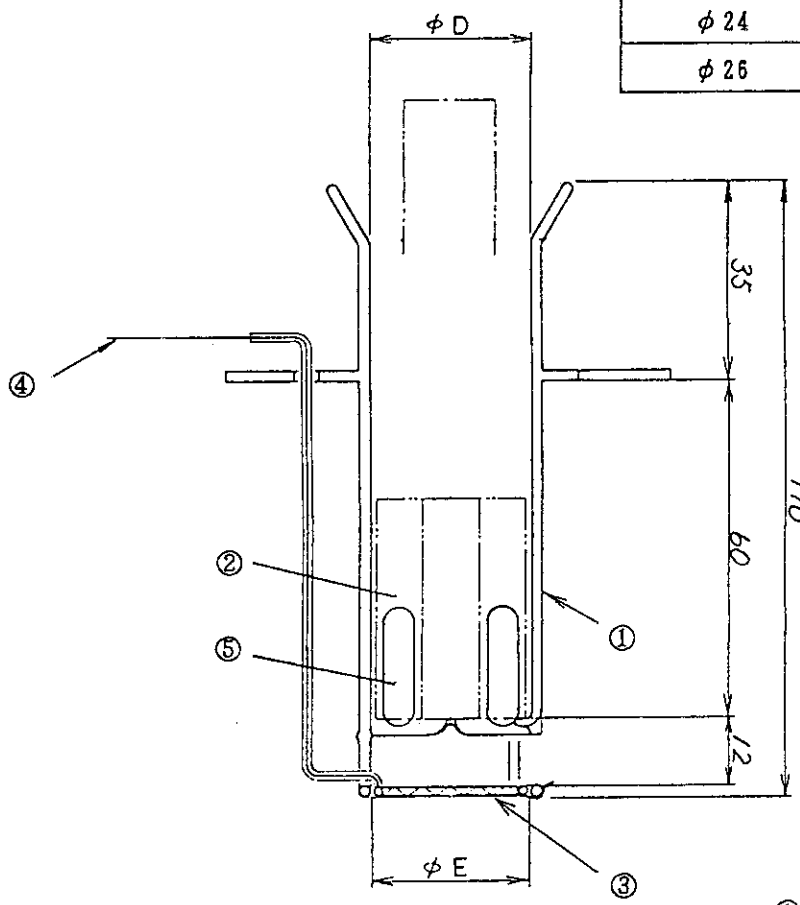


①電解セル
②電解セル蓋
③燃料コンパクト
④燃料コンパクトホルダー
⑤白金陽極（円盤状）
⑥陽極リード線
⑦白金陰極（網目状）
⑧陰極リード線
⑨電解液（1:1硝酸）
⑩Oリング
⑪シールガイド

Fig. 5. 4. 4　燃料コンパクト電気解砕装置（解砕セル部）

燃料ｺﾝﾊﾟｸﾄﾎﾙﾀﾞｰ寸法（mm）

ｺﾝﾊﾟｸﾄ外径	φD	φE
φ12, φ12.5	14.0	13
φ16	17.7	17
φ18	19.6	19
φ24	25.8	25
φ26	28.0	27



①ホルダー本体
②燃料コンパクト
③白金陰極（網目状）
④陰極リード線
⑤ガス抜き穴

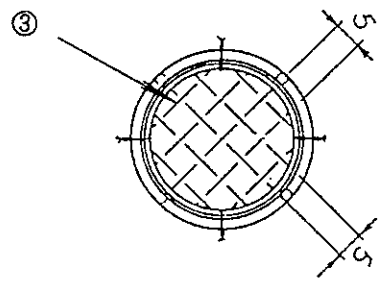


Fig. 5. 4. 5　燃料コンパクトホルダー

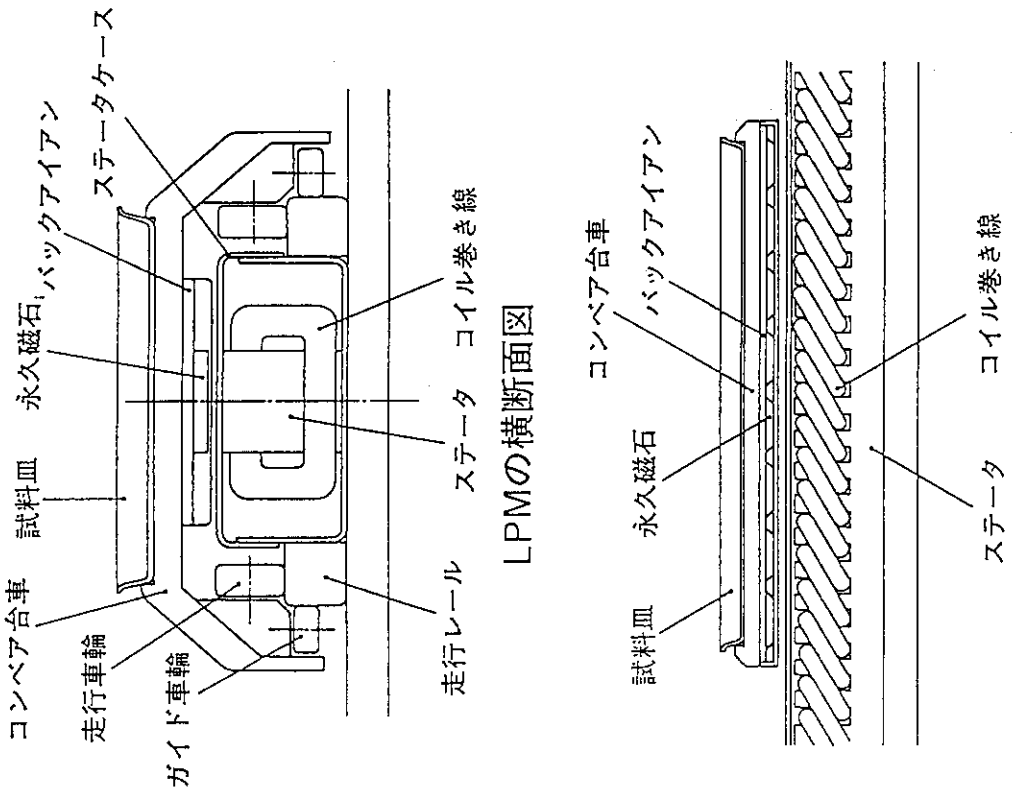


Fig.5.4.7 スチール鉛セル用LPM式コンベア概念図

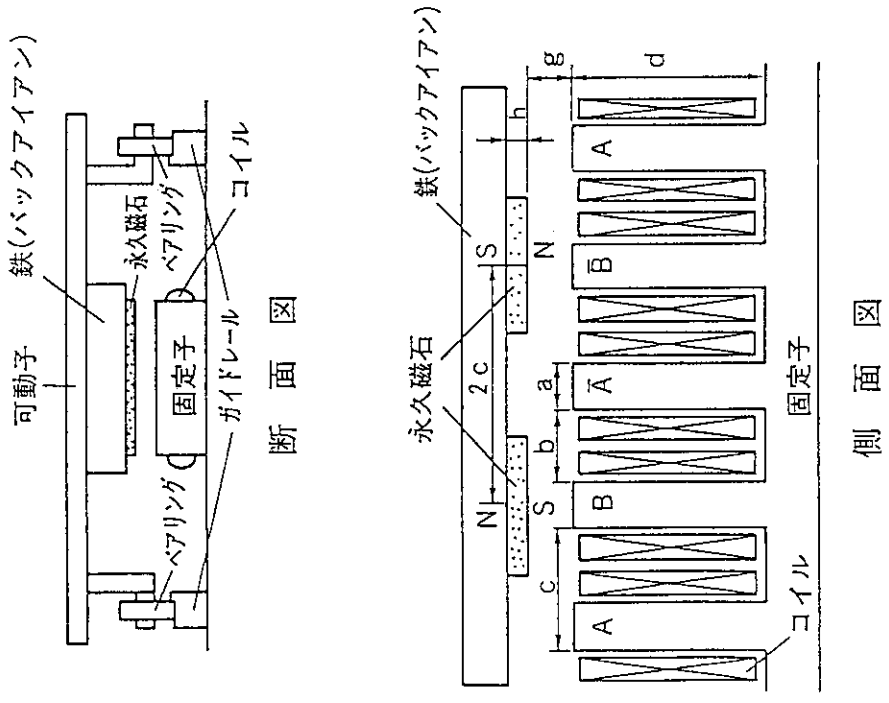


Fig.5.4.6 リニアパルスモーター（LPM）原理図

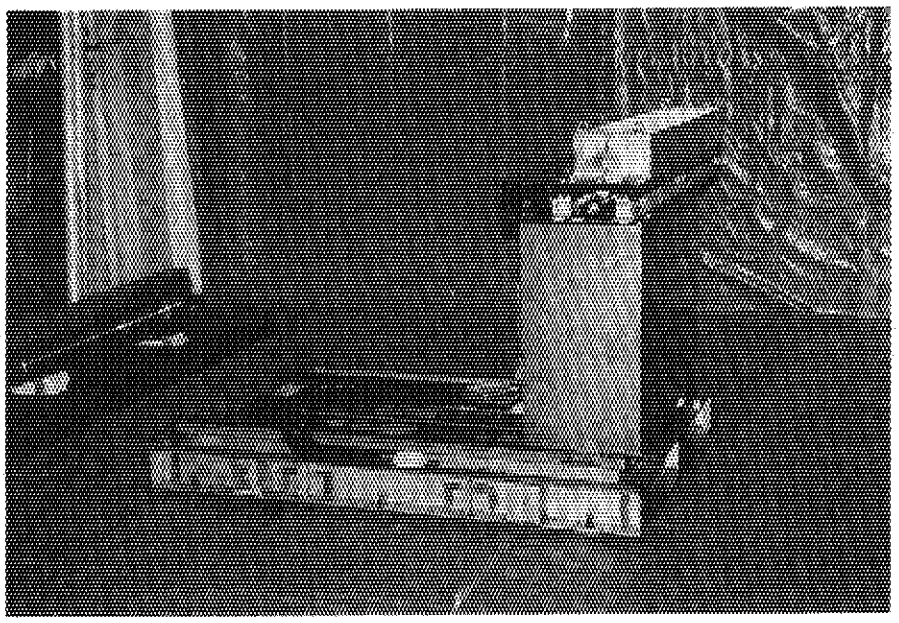


Photo 5.4.1　γスキャニング装置の外観

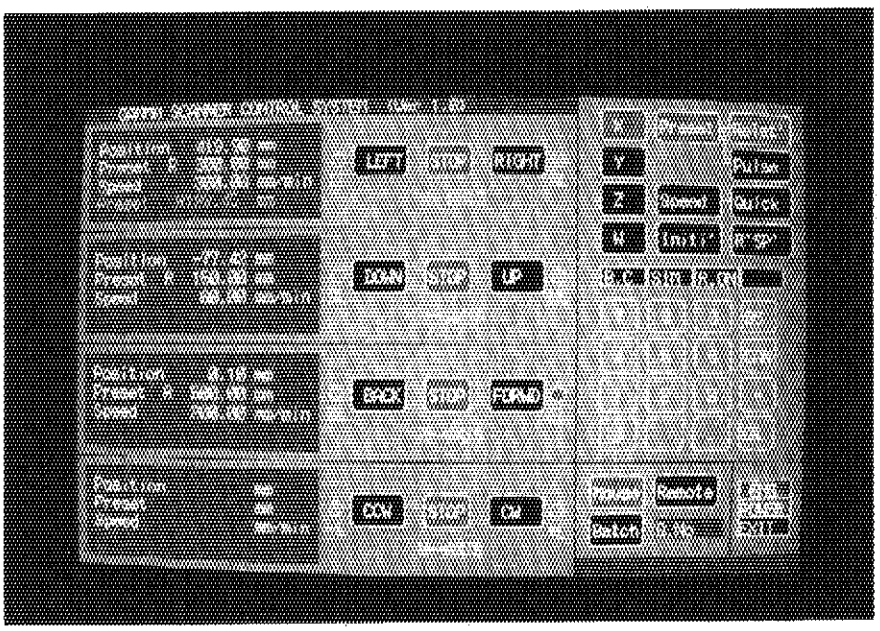
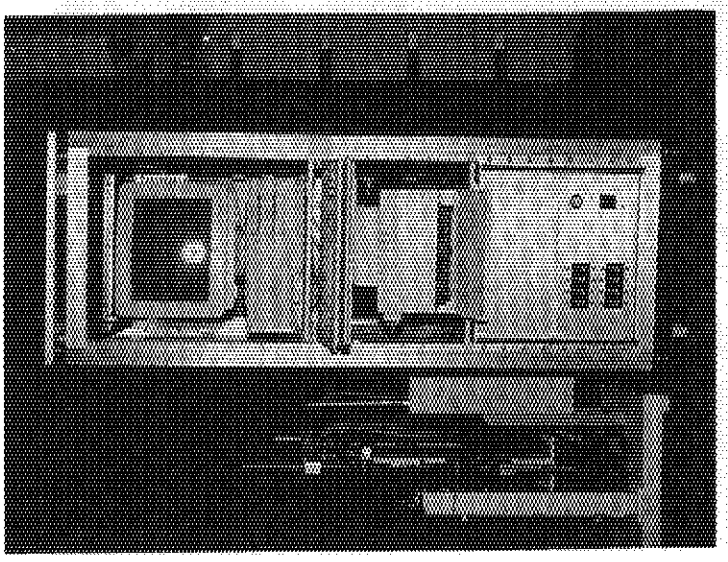


Photo 5.4.2　操作画面



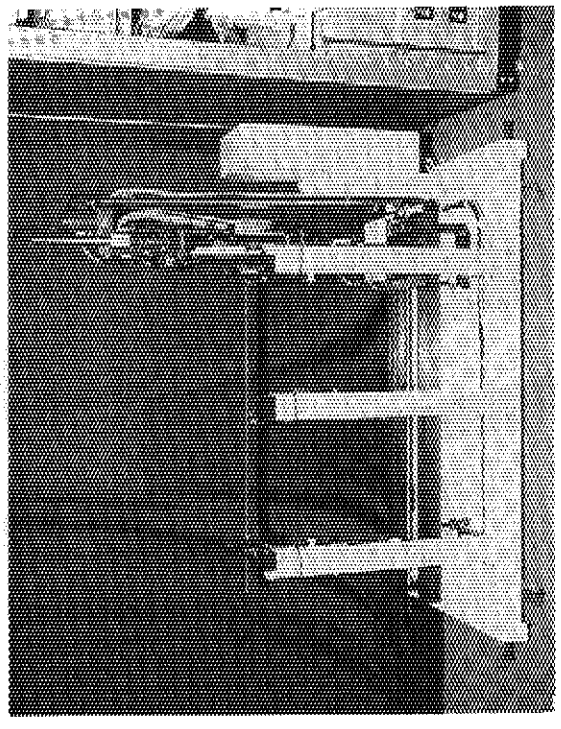


Photo 5.4.3 燃料板寸法測定装置外観

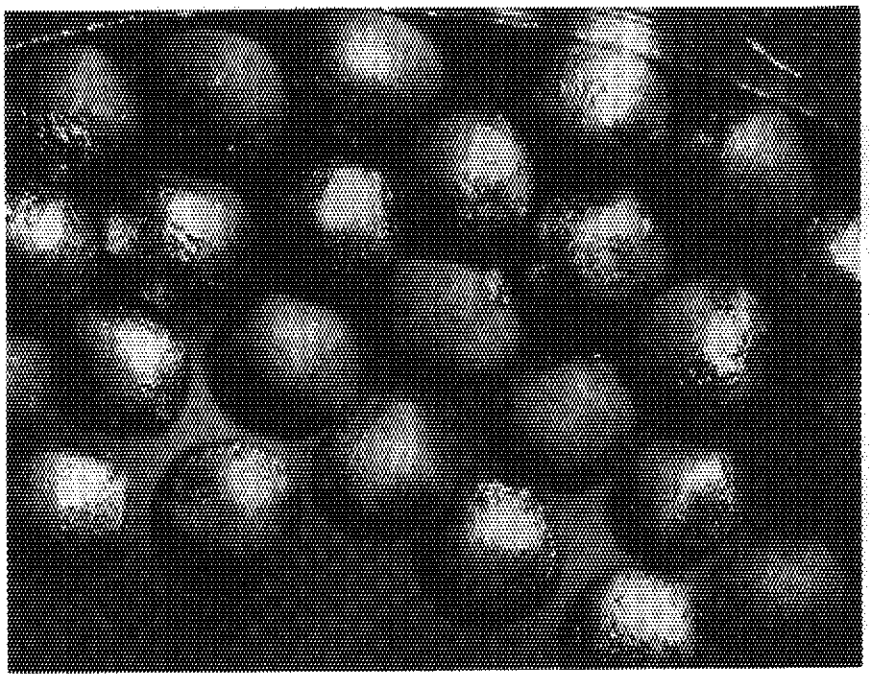


Photo 5.4.4　照射済一体型燃料解砕後の被覆燃料粒子（一部）

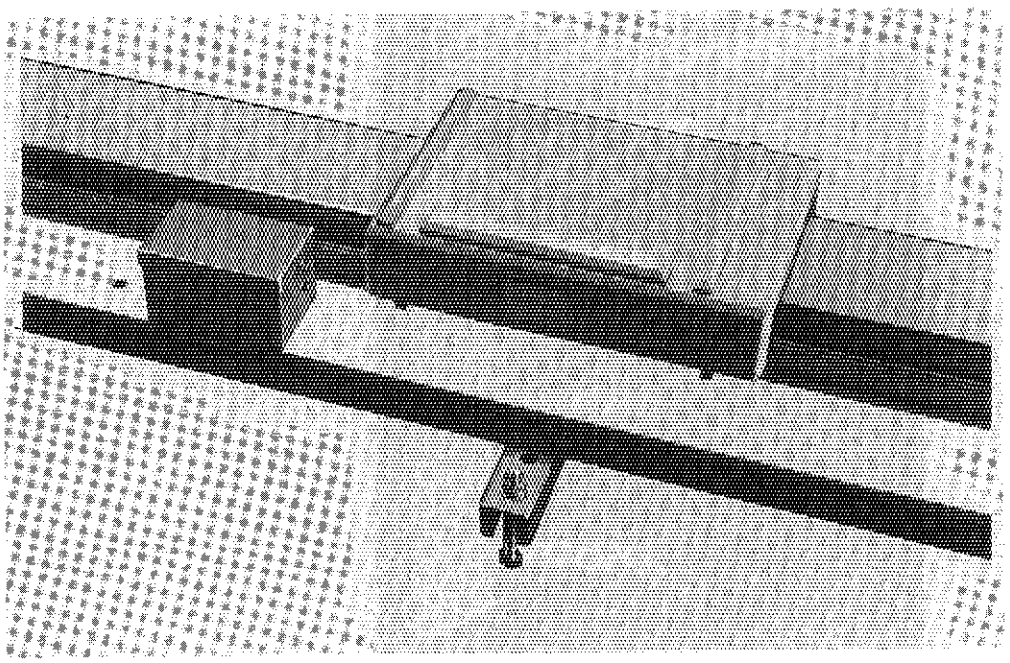


Photo 5.4.5　リニアパルスモータ（LPM)式コンベア本体図

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）の統合により発足したホット試験室の平成3年度における活動をまとめた。「施設の運転と技術開発」に述べたように，この1年を通して多くの成果を得たが，一方，ホット試験室では定期的に技術情報交換検討会を持ち，試験法の更なる検討，技術の向上等に力を注いできた。この報告書が，施設の概要を知り，また，施設利用面において参考となることを願い，さらに1ケ年間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，放射線管理第2，3課，施設第1，3課の皆様に執筆をお願いし，ホット試験室の編集委員会で編集したものである。関係者のご協力に深く感謝したい。

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）
相澤作衛　（実用燃料試験課）
山田典一　（WASTEF課）
荒瀬　功　（ホットラボ課）
吉田武司　（ホット試験技術課）
藁谷兵太　（ホット試験技術課）

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（和文） …… 金井塚文雄（ホット試験技術課）
抄録（英文） …… 山原　武（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　施設の運転管理 …… 藁谷　兵太（　〃　）
1.3　施設の利用 …… 〃（　〃　）
1.4　技術開発 …… 〃（　〃　）
2. 燃料試験施設の運転管理
2.1　運転・利用状況 …… 相澤　作衛（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 …… 小林　誠（放射線管理第3課）
3. WASTEFの運転管理
3.1　運転・利用状況 …… 角　重雄（ＷＡＳＴＥＦ課）
3.2　保守・整備状況 …… 塩田　得浩（　〃　）
3.3　放射線管理状況 …… 伊藤　精（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（　〃　）
4.3　放射線管理状況 …… 山口　武憲（放射線管理第2課）
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FR放出実験装置 …… 西野　泰治（ホット試験技術課）
5.1.2　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 …… 金井塚文雄（　〃　）
5.1.3　超微小硬度計の開発 …… 西野　泰治（　〃　）
5.1.4　ペレット熱伝導率測定装置の開発 …… 〃（　〃　）
5.1.5　ペレット融点測定装置の開発 …… 〃（　〃　）
5.2　実用燃料試験課 …… 金沢　浩之（実用燃料試験課）
5.2.1　燃料被覆管酸化膜厚さ測定装置の開発 …… 仲田　祐仁（　〃　）
5.2.2　高燃焼度燃料の脱燃料技術開発 …… 寺門　正吾（　〃　）
5.2.3　燃料の樹脂注入装置の技術開発 …… 小野　勝人（　〃　）

5.2.4　燃料の短尺加工の技術開発 …… 寺門　正吾（　　〃　　）
5.2.5　燃料の開気孔率測定装置の技術開発 …… 長島　久雄（　　〃　　）
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 —— 分析方法の検討 …… 田村　行人（WASTEF課）
5.3.2　グローブボックス付ICP
分析装置の開発 …… 冨樫　喜博（WASTEF課）
5.3.3　X線回折装置の開発 …… 坪井　孝志（　　〃　　）
松本征一郎（　　〃　　）
5.3.4　アクチノイド試料輸送容器
（ACC-90Y-180K）の開発 …… 山田　典一（　　〃　　）
5.4　ホットラボ課
5.4.1　研究炉用燃料板γスキャンニング
装置の開発 …… 宮西　秀至（ホットラボ課）
5.4.2　研究炉用燃料板寸法測定装置の開発 …… 伊藤　忠春（　　〃　　）
5.4.3　HTTR燃料電解酸侵出装置の開発 …… 飯田　省三（　　〃　　）
5.4.4　セル内コンベア装置の整備 …… 木崎　　実（　　〃　　）
あとがき …… 菊地　　章（ホット試験室次長）
付　録
付録1　許認可関係 …… 佐川　民雄（ホット試験技術課）
付録2　安全衛生関係 …… 川崎　公靖（実用燃料試験課）
付録3　成　果 …… 坂本　　誠（ホット試験業務課）
付録4　組　織 …… 〃　（　　〃　　）

付録1　官庁許認可申請等一覧

1.　核燃料物質仕様の変更許可申請

施　設　名	申請年月日	件　　名	許可年月日
燃料試験施設	H3.12.12	超微小硬度計及びペレット熱伝導率測定装置の新設	H4.1.21
廃棄物安全試験施設	H3.9.3	ガラス固化体作製装置オフガス処理系の一部変更及び非常用電源設備冷却水系の一部変更	H3.10.24
	H4.1.31	グローブボックス４＆５の増設、ＩＣＰ分析装置の新設及び貯蔵試験装置の一部改造	H4.3.6

2.　放射性同位元素仕様の変更許可申請

本年度の申請案件なし。

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	H4.2.21	超微小硬度計及びﾍﾟﾚｯﾄ熱伝導率測定装置	H4.4.17
廃棄物安全試験施設	H3.11.19	非常用電源設備の冷却水系統	H4.1.8
	H4.2.26	ガラス固化体作製装置オフガス処理系	H4.4.27
	H4.3.24	ｸﾞﾛｰﾌﾞﾎﾞｯｸｽ４、５及びＩＣＰ分析装置	H4.6.10
	H4.3.24	Ｘ線回折装置	H4.6.10
	H4.3.24	貯蔵試験装置	H4.6.10

4. 輸送容器関係許認可変更申請

施設名	申請年月日	件名	承認年月日
廃棄物安全試験施設	H3.9.5	ACC-90Y-180K型輸送容器「核燃料輸送物設計承認申請」	H3.12.20
	H3.11.8	核燃料輸送物設計承認申請書（ACC-90Y-180K型）に関する「理事長の交替に伴う代表者の氏名の変更」に係る補正申請	
	H4.2.18	容器承認申請(ACC-90Y-180K型)	H4.4.16
		輸送容器(ACC-90Y-180K型）検査立会申請	
	H4.1.13	収納物仕様の変更及び法令改正に伴う見直しに係る核燃料輸送物（VFC-88Y-2T型）設計変更承認申請	H4.2.25
	H4.2.26	核燃料輸送物設計承認英文証明願（VFC-88Y-2T型）に係る申請	H4.3.3交付
	H4.3.6	容器承認申請（VFC-88Y-2T型）	H3.3.21

5. 保安規定変更の認可

施設名	申請年月日	件名	認可年月日
燃料試験施設 WASTEF ホットラボ	東海研、保安管理室が申請	組織改正に伴う、施設管理統括者，施設管理者及び核燃料管理者に係る記載の変更	H3.3.28（3達第14号）

5. 核燃料物質等の運搬申請

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，他研究室等申請による燃料等の搬出入を燃料試験施設及びホットラボで行った。詳細については，燃料試験施設及びホットラボの運転管理を参照。

6. 所内安全診査受審

6.1 原子炉安全診査委員会

本年度の申請案なし。

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	H4.1.31	超微小硬度計及びペレット熱伝導率測定装置の新設
廃棄物安全試験施設	H3.7.23及び H3.12.13(継続審議)	WASTEFにおけるガラス固化体作製装置オフガス処理系の変更について
	H4.1.31	廃棄物安全試験施設におけるＩＣＰ発光分析装置の新設及びNo.1セル貯蔵試験装置の試験槽の一部変更について

付録2　安全衛生関係

ホット試験室における安全衛生管理の実施状況については，安全衛生管理規定に基づく東海地区安全衛生管理規則により実施された。

本年度は，平成3年4月1日付け「3東保管第24号」による東海研究所長の通達（平成3年度東海地区安全衛生管理実施計画）を基に実施した。

部内安全パトロールについては，年2回の安全週間（夏期，冬期）に実施した。本年はホット試験室として発足した初年度でもあり，各課の安全衛生担当者も参加してパトロールが行われ，新たな観点からの作業環境の見直し，整備等を図ることができた。

また，燃料試験施設において，施設の安全管理の一環として，セル系の給排気を停止したときの安全性を確認するための給排気停止試験を8月に，東海研究所防護活動の一環としての，非常事態総合訓練を11月にそれぞれ実施した。

1. 安全衛生管理の実施状況の概要

(1) 作業安全の確保

各施設の利用及び運転・保守に当たっては，規定・手引きの見直し，作業手順の確認，施設・設備の点検の励行等を徹底した。特に停電作業等の非定常作業については，作業及び点検マニュアルを見直し，整備を行った。また，これらの作業にあたっては作業者及び関係部課室による事前の安全評価，就業前後及び必要な時点における巡視点検等を励行し，事故防止に万全を図った。

(2) 防災対策の強化

軽微な事故，トラブルにおいても適切かつ迅速な対応ができるよう防護活動体制を周知徹底した。また，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行った。

(3) 教育訓練の充実

関係法令，所内規定類，施設・設備の運転・取扱い手引き等について教育訓練を通して周知徹底を図った。

(4) 健康管理の充実

健康管理の充実を図るため，各種健康診断の受診率の向上に勤め，衛生講演会・講習会等への積極的参加を勧め，衛生意識の高揚及び健康増進に努めた。

また，安全衛生パトロールで職場巡視を行い，快適な職場環境の維持を図った。

2. 非常事態総合訓練の実施

平成3年11月15日（金）13:00～15:00の間，防護隊が出動する非常事態総合訓練がホット試験室

の燃料試験施設で行われた。

事故の想定は，「βγコンクリートNo.3セル内において，燃料集合体をインセルクレーンで取扱中，当該燃料集合体が落下し，燃料集合体の一部が破損したためセル内に気体状放射性物質が漏洩すると共に，燃料集合体落下のさいNaKキャップセルを破損したために生じたセル内火災及び 事故処理中の防護隊員1名が汚染を伴う大量出血の負傷を負う」と言う内容で，東海研究所の防護隊及びホット試験室の想定事故現場である燃料試験施設並びに，WASTEF，ホットラボからも応援を得て，約100名を越える人々が参加して行われ，大きな問題もなくほぼシナリオどおり実施された。

3. 燃料試験施設給排気停止試験

(1) 試験の目的

燃料試験施設安全管理の一環として，セル系の給排気を停止した時の安全性を確認するため，セル天井，プラグ類の目張りや試験中の燃料試料の容器への収納などの放射性物質の漏洩防止の措置を施したうえで給排気を停止した。セル周辺について放射能の表面汚染密度，空中濃度，セル及び主要エリアの負圧，風向などを測定して評価し，給排気停止時の施設の安全性を確認して，将来の計画停電に伴う給排気停止作業時の対応を検討した。

(2) 試験実施までの経緯

燃料試験施設では，昭和54年ホット運転開始依頼，商用電源供給停止時には非常用電源による給電によってセル系の給排気を連続して運転して来た。しかし，近年電源設備の保守点検作業，新規電源の接続作業など全停電下での作業を実施する必要が生じてきた。

一方，最近の非常用電源に対する考え方の整理の結果，計画的に実施する数時間以上の商用電源停止（計画停電）時に，非常用電源による給電によってセル系の給排気を実施するには，非常用電源の異常停止に備えて予備電源設備の整備が必要となった。

以上のような背景に沿って，10月12，13日予定されている東海研究所内全域停電実施に合わせて予備電源設備の接続口工事を行うことになり，そのために給排気停止時の安全性を確認する試験を実施することになった。

試験実施に当たっては，ホット試験技術課が主幹課となって実施素案を作成しホット試験室課長会議の討議を経て，実用燃料試験課，放射線管理第3課，施設第3課の担当者も参加した燃料試験施設給排気停止試験検討WGを発足させ，詳細事項を検討して最終実施要領を策定し，ホット試験室長の承認を得た。さらに，東海研究所における本試験の重要性を考慮して，7月23日開催の使用施設等運転委員会に試験計画について報告し，討議に付した。以上の経過を経て8月1日午後試験を実施した。

(3) 試験準備

〔セル養生〕

燃料試験施設の給排気停止試験に係わるセル内等からの放射能漏洩対策は，ビニールテープ（巾：50mm）及び真空コンパウンド（宗電子工業製）を使用し，βγコンクリートセル扉等の隙間及びセル貫通部について実施した。αγコンクリートセル及び鉛セルについては，気密型セル

であること並びにβγ鉛セルについては，除染直後であり，かつ，燃料試料が存在しない状態であったこと等によりセル内汚染が軽微であったため特別な放射能漏洩対策を実施しなかった。

βγコンクリートセルラインの放射能漏洩対策実施箇所は，セル前面については物品投入口，ペネトレーションハンドル用プラグ，ペリスコープ用プラグ等の隙間及び電線管，油圧配管，真空配管等の貫通部であり，セル背面については背面扉，試料搬出口，横型γゲート等の隙間及びγスキャンコリメータホール，モニタ用ホール，プラグ，電線管等の貫通部である。βγコンクリートNo.1セル側面についてはマニプレータ用ホール，横型γゲートの隙間及び電線管等の貫通部である。セル天井については天井ハッチ，天井γゲートの隙間及びインセルクレーン及びパワーマニプレータの電線管の貫通部である。なお，マニプレータ（VNE及びCRL製の3分割型マニプレータ），遮蔽窓，ペリスコープ，顕微鏡については，気密構造になっているため特別な対策は講じなかった。

〔設備の要請〕

セル以外の設備として，エアラインスーツ除染ボックス及び機器除染ボックスは，吸気及び排気バルブを開にした。水素分析装置用ボックスは，吸気口を有しないため排気バルブのみを開にした。測定室及びαγアイソレーションルームのフードは，スライド式扉を閉じ，隙間をビニールテープで養生した後排気ダンパを開にした。

〔その他の準備〕

燃料集合体及び燃料棒は全てプール内の保管ラックに収納した。

切断された燃料試料は全て金属容器に収納した。

αγセルの試料出入用ポート及びメンテナンスボックスの緊急脱出口には，安全確保のため盲板を設置した。

X線撮影装置の地下電気室高圧ケーブル貫通開口部及びガス抜き装置用ボックスの隙間は，ビニールテープで養生した。

(4) 試験実施経過

給排気停止試験は，給排気停止試験マニュアルに基づいてセル等の給排気を停止させ，セル内放射性物質の漏洩防止効果等の安全性を評価するために，周到に準備して試験を実施した。

給排気停止試験の主な作業の流れは，1.準備書類の手続き　2.準備作業　3.給排気停止前汚染検査　4.負圧等に係る安全確保の準備　5.管理区域の出入管理・施設管理　6.給排気運転停止　7.給排気停止中の安全確認　8.給排気停止中の汚染検査等データ測定　9.給排気運転起動準備　10. 給排気運転開始　11. 給排気起動後の安全確認　12. 最終汚染検査　13. 最終安全確認　14. 管理区域出入管理解除　である。

給排気停止前の準備作業は，各担当課の責任において行われ，遺漏のないよう周到に準備された。

給排気停止試験の当日は，給排気停止試験本部を開設して実施手順毎に放送等によって指示伝達を徹底した。又，給排気停止試験本部の現場状況の把握は，現場担当者及び連絡担当者により逐一報告された。これによって，給排気停止試験本部は状況変化に合わせて適確に指示をし，関

係者には現場の進捗状況を周知することができた。

なお，給排気停止試験マニュアルは，現場状況の変化によって一部を変更し記録した。

(5) まとめ

燃料試験施設の給排気を平成3年8月1日13時20分から16時37分まで停止し，施設内の表面汚染密度，空気モニタリング，風向，差圧などを測定し，給排気停止時の施設安全性を検討した結果，次のような評価を得る事が出来た。また，試験時の安全点検については，ホット試験技術課及び実用燃料試験課の所掌についてそれぞれ報告した。

〔評価結果〕

今回の給排気停止試験において，セルからの放射能漏洩及びセル差圧の異常は認められず，スタックによる排気力の存在も確認され，セルから周辺ホットエリア，ホットエリアからコールドエリアの空気の逆流はいずれも認められなかったことから，安全は十分確保されていたものと判断した。このことから，燃料試験施設は，今後の計画停電時において給排気を停止しても，燃料試験施設本体施設使用手引に定める計画停電時の措置を施せば，施設の安全は確保できるものと判断する。

〔評価理由〕

イ．放射能漏洩について

・ 表面汚染密度

給排気停止中の約3時間にセル周辺19点について，それぞれ7回のスミア法により表面汚染を測定した結果，いずれも汚染は検出されなかった。また，給排気停止前後にセル周辺42エリアについてスミア法により表面汚染を測定した結果，給排気停止に起因する汚染は検出されなかった。

・ 空気モニタリング

施設内32個所において空気モニタリングを実施した結果は，いすれも有意の放射能を検出しなかった。

ロ．セル負圧について

各セル，各室の負圧について，常設の差圧計を用いて目視による指示値の読み取りとレコーダーによる記録を行い，異常発生の有無を確認した。その結果，有意の異常は認められなかった。

ハ．風向について

施設内6地点の風向について給排気停止試験中測定した結果，セルから操作室，セルからサービスエリア，ホットエリアからコールドエリアへの空気の逆流は認められず，いずれも正常な風向を示した。また，今回の試験では風量の測定はしなかったが，更衣室ではコールド側からホット側への気流，サービスエリアでは地下ホット機械室からの気流が確認されており，これらの気流は，いずれも給排気停止後のスタックの排気力（いわゆるスタック効果）によって生じたものと考えられ，この排気力を適切に利用することによって十分安全を確保することが可能と考えられる。

付録３　研究成果一覧表

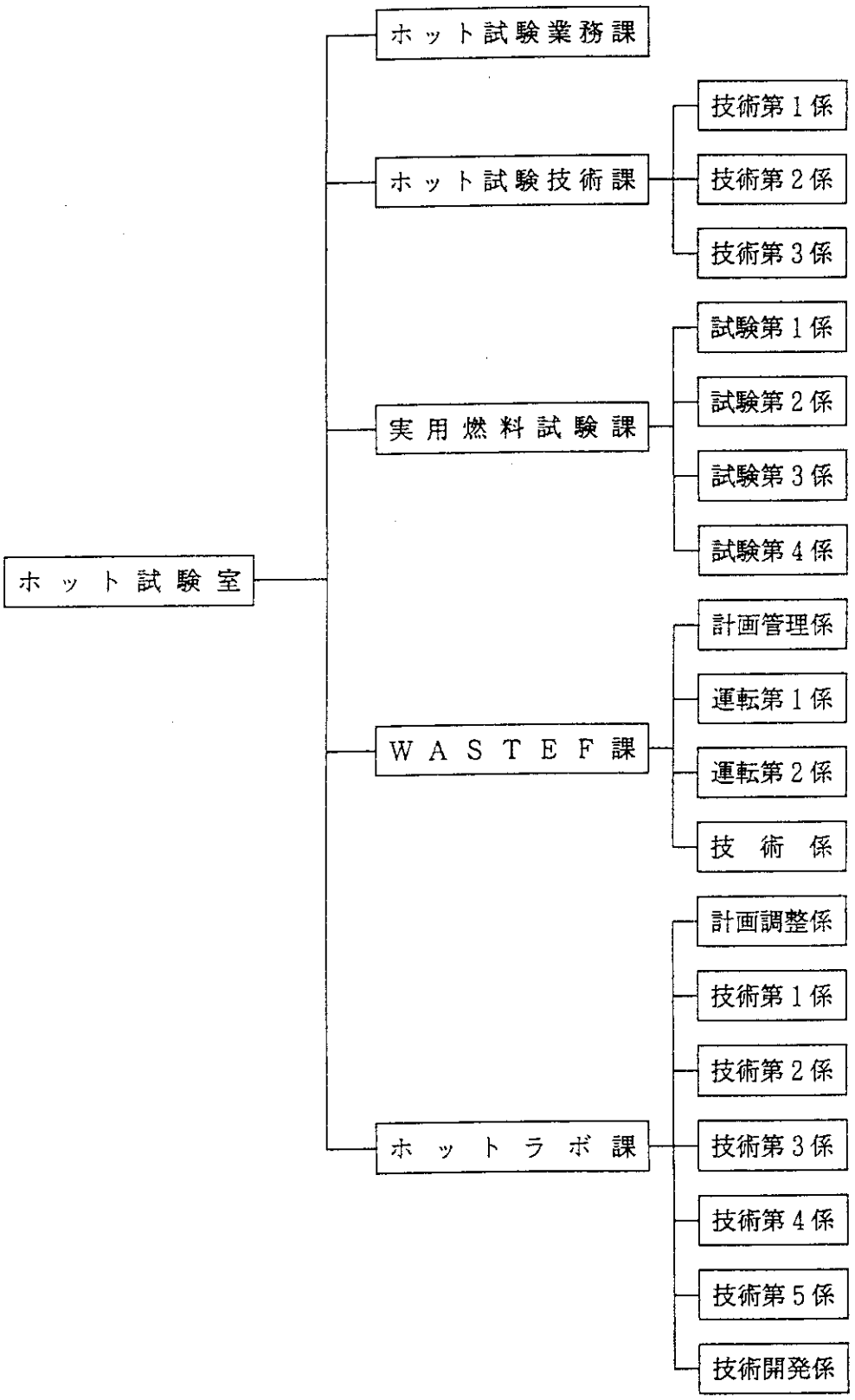
研究テーマ（大テーマ）	年月日	題　　目	発表者	発表個所
実用燃料照射後試験に関する技術開発	３・１０	負荷追従燃料体照射後試験設備整備（その４）－実用燃料棒のペレット・被覆管残留ギャップ測定技術の開発	西野　泰治 吉田　義雄 田代　晋吾 他	日本原子力学会秋の大会
〃	３・１１	燃料試験施設給排気停止試験実施報告書	川崎　公靖 吉田　義雄 他	JAERI-memo 03-346
〃	４・２	ホット試験室の長期計画	両角　実 吉田　義雄 西野　泰治 他	JAERI-memo 04-032
燃料の照射後試験	３・４・10	高燃焼度燃料の脱燃料方法及び装置（特許出願）	寺門　正吾 大和田　功 菅野　義夫 相沢　作衛 山原　武	
	４・２・５	核燃料樹脂注入装置（特許出願）	小野　勝人 大枝　悦郎 三村　英明 天野　英俊 金沢　浩之	
	３・10・	高燃焼度燃料脱燃料技術の開発（Ⅰ）	寺門　正吾 大和田　功 菅野　義夫 山原　武	日本原子力学会1991年秋の大会九州大学（口頭発表）
	３・10・	シリサイド小型板状燃料のNSRR実験（Ⅳ）照射後試験	木村　康彦 金沢　浩之 三村　英明 山原　武 他	日本原子力学会1991年秋の大会九州大学（口頭発表）

研究テーマ（大テーマ）	年月日	題　　目	発表者	発表個所
燃料の照射後試験	3・11	Studies of Transient Behavior of Enriched Silicide Fuel Plates by Pulse-Irradiation in the NSRR	山原　武　他	ASRR-Ⅲ サンピア日立 日立市、茨城県
	3・12	軽水炉燃料のプールサイド検査、修復及び再組立に関するIAEA専門家会議報告	山原　武	日本学術振興会 原子炉材料第122委員会
	4・3・	高燃焼度燃料脱燃料技術の開発（Ⅱ）	寺門　正吾 大和田　功 菅野　義夫 山原　武	日本原子力学会 1992年春の年会 東海大学 （口頭発表）
	4・3・	実用燃料における金相試料の樹脂注入装置の開発	小野　勝人 大枝　悦郎 三村　英明 他	日本原子力学会 1992年春の年会 東海大学 （口頭発表）
	3・8・	技術報告:NSRR を用いたシリサイド板状燃料実験の技術開発	金沢　浩之 木村　康彦 三村　英明 他	JAERI-M 91-114
	3・11・	84F-10Aウラン・プルトニウム混合炭化物燃料キャプセルの照射及び照射後試験	関田　憲昭 大和田　功 他	JAERI-M 91-191
	3・11・	照射炭化物燃料中でのプルトニウム及び核分裂生成物の挙動	金沢　浩之 三村　英明 他	JAERI-M 91-192
	3・11・	PWR 型高燃焼度燃料棒に関するFPガス放出率の非破壊測定に関する研究	天野　英俊 他	JAERI-M 91-202
	4・1・	Experimental Data Report for Test TS-1 Reactivity Initiated Accident Test in NSRR with Pre-Irradiated BWR Fuel Rod	山原　武 市橋　芳徳 他	JAERI-M 91-217

研究テーマ（大テーマ）	年月日	題　　目	発　表　者	発表個所
燃料の照射後試験	4・1・	Post-Irradiation Examination of 14 ×14PWR Type Fuel Rod Prior to Pulse Irradiation in NSRR	二瓶　康夫 三村　英明 大枝　悦郎 他	JAERI-M 91-218
	4・1・	Pre-Pulse Irradiation Examination, NSRR Pulse Irradiation and Post-irradiation Examination of MH-1 Fuel Rod	三村　英明 大枝　悦郎 大和田　功	JAERI-M 91-220
	3・8・	高燃焼度燃料の脱燃料技術の開発	寺門　正吾 大和田　功 菅野　義夫 他	JAERI-memo 03-271
	3・9・	NSRR実験用照射済短尺BWR 燃料パルス照射前破壊検査（TS 実験、JAB73/B6）	小野　勝人 木村　康彦 大枝　悦郎 他	JAERI-memo 03-279
	3・9・	TMI-2 入手サンプルの概要 - 採取位置と外観検査結果-	菅野　義夫 大和田　功 山原　　武 他	JAERI-memo 03-320
	3・10・	照射後試験におけるオートラジオグラフィー技術	関田　憲昭 長島　久雄 市瀬　健一 野村　勇 他	JAERI-memo 03-347
	3・11・	渦電流を用いた燃料被覆管表面酸化膜厚さ測定装置の開発	天野　英俊 仲田　祐仁	JAERI-memo 03-385
高レベル放射性廃棄物安全性試験に関する技術開発	3・8	ＷＡＳＴＥＦに係る１センチメートル線量当量の評価	富樫　喜博	JAERI-memo 03-237
	3．9	ガラス固化体の組成分析法の検討	田村　行人他	日本原子力学会 秋の分科会
	3．１１	キャニスター材に対する模擬高レベル廃棄物ガラスの付着性	富樫　喜博他	JAERI-M 91-177

研究テーマ（大テーマ）	年月日	題　　目	発表者	発表個所
高レベル放射性廃棄物安全性試験に関する技術開発	4．3	高レベル放射性廃液の核種別放射能量の推定	富樫　喜博	JAERI-memo 04-095
ホットラボの運転管理	3・2・	原子燃料の現状報告（IV）	菊池　輝男他	JAERI-memo 02-180
〃	3・2・	Fission product Pd-SiC interaction in HTGR fuel particles	高橋五志生他	J.Nucl.Mater. 172(1990)
	3・3・	Metallic impurities-SiC interaction in HTGR fuel particles	高橋五志生他	J.Nucl.Mater. 175(1991)
	3・3・	コンクリート遮蔽扉駆動装置の改修	菊池　輝男 塚田　久 他	デコミッショニング技報 3(1991)
	3・3・	Carbon monoxide-SiC interaction in HTGR fuel particles	高橋五志生他	J.Mater.Sci. 26(1991)
	3・3・	Characteristics of an energy selective neutron irradiation test facility (ESNIT) for material studies	菊池　輝男他	J.Nucl.Mater. 179-181(1991)
	3・6・	Research and Development of HTTR Coach Pariticle Fuel	鶴田　晴通他	J.Mater.Sci. Tech.28(1991)
	3・7・	高温工学試験研究炉用被覆燃料粒子の被覆層の照射応力解析	菊池　輝男他	JAERI-M 91-111
	3・10・	使用済燃料棒の乾式貯蔵時許容温度の推定	飯田　省三 高橋五志生 関野　甫 他	原子力学会秋の大会
	3・10・	照射腐食割れ試験装置の開発	木崎　實他	〃

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	3・11・	Post-irradiation test facilities for irradiation assisted stress corrosion cracking research	木崎　實 松島　秀夫 他	第3回アジア研究炉シンポジウム
	3・9・	研究炉・ホットラボの運転と技術管理（平成2年度）データ資料編	高橋五志生	JAERI-memo 03-307
	3・11・	ＰＷＲ型高燃焼度燃料棒に関するＦＰガス放出率の非破壊測定に関する研究	宮西　秀至 喜多川　勇 飯田　省三 伊藤　忠春 他	JAERI-M 91-202
	3・9・	研究炉・ホットラボの運転と技術管理（平成2年度）	高橋五志生他	JAERI-M 91-150
	3・12・	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	園部　清美 伊藤　忠春 飯田　省三 高橋五志生 他	JAERI-memo 03-372
	3・12・	A model to predict the ultimate failure of coated fuel particles during core heatup events	宮西　秀至 関野　甫 松島　秀夫 伊藤　忠春 角　重雄 他	Nucl. Tech. 96 (1991)
	4・1・	Experimental data report for TS-1 reactivity initiated accident test in NSRR with pre-irradiated BWR fuel rod	菊池　輝男他	JAERI-M 91-217
	4・1・	Pre-pulse irradiation examination, NSRR pulse irradiation examination of MH-1 fuel rod	伊藤　忠春 飯田　省三 高橋五志生 園部　清美 菊池　輝男 他	JAERI-M 91-220

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	4．3・	東海ホットラボの運転管理状況報告書（平成2年度）	ホットラボ課他	JAERI-memo 04-035
	4・3・	ＰＩＡ時におけるＰＷＲ燃料からのＦＰガスバースト放出－(1)非破壊的測定技術	宮西　秀至 喜多川　勇 飯田　省三 伊藤　忠春 菊池　輝男他	原子力学会1992年春の年会
ホットラボの技術開発	3・1・	Magnetization of Ceramic Y-Ba-Cu-D and Bi-Sr-Ca-Cu-O after Neutron Irradiation	関野　甫 松島　秀夫 他	J. Apd. Phy. (Japan) 30(1991)
	3・10・	ホットセル用リニアパルスモータ式コンベア装置の開発	木崎　實 飛田　敏雄 高野　利夫 野沢　幸男 菊池　輝男 他	原子力学会秋の大会(1991)
	3・10・	照射済被覆燃料粒子の高速破損自動検出装置の開発	関野　甫 小松　俊雄 角　重雄 菊池　輝男 他	原子力学会秋の大会(1991)
	3・10・	中性子照射した溶融法Ｙ系超伝導体の磁化特性	関野　甫 松島　秀夫 他	応用物理学会(1991)
	4・1・	照射済み被覆燃料粒子のＳｉＣ層破壊率	菊池　輝男 松島　秀夫 関野　甫 他	JAERI-memo 03-410
	4・3・	照射済み被覆燃料粒子のＳｉＣ層破壊率	菊池　輝男 松島　秀夫 他	原子力学会秋の大会(1991)

付録4　ホット試験室の組織