JAERI-Review
94-004

ホット試験室施設の運転と技術開発
(平成5年度)

1994年11月

ホット試験室

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

本レポートは，日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。
入手の問合わせは，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，お申し越しください。なお，このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-11 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。

This report is 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, 1994

編集兼発行　日本原子力研究所
印　　刷　いばらき印刷㈱

JAERI-Review 94-004

ホット試験室
施設の運転と技術開発
(平成5年度)

日本原子力研究所東海研究所
ホット試験室

(1994年10月6日受理)

本報告書は、平成5年度のホット試験室の活動について燃料試験施設、ＷＡＳＴＥＦ及びホットラボの3施設の運転管理とそれぞれの施設で進めた技術開発についてまとめたものである。

燃料試験施設では、関電・高浜3号機で使用されたＰＷＲ燃料棒及び動燃・「ふげん」で使用された燃料集合体の照射後試験を行うとともに、所内利用に応えて、ＮＳＲＲでのパルス照射実験及びＪＭＴＲでの再照射試験に供するためのＰＷＲ燃料棒の短尺加工、ハルデン高燃焼度燃料の照射後試験、ＴＭＩ－２デブリの試験等を行った。

ホットラボでは、ＪＲＲ－２、ＪＲＲ－３及びＪＭＴＲで照射した燃料・材料の照射後試験を行うとともに、原電・東海発電所の燃料及び鋼材サンプルのモニタリングを継続して行った。

ＷＡＳＴＥＦでは、環境安全研究部からの依頼に応えてガラス固化体、シンロック固化体等の試験を継続して行った。

東海研究所：〒319－11　茨城県那珂郡東海村白方字白根２－４

JAERI-Review 94-004

Annual Report on Operation, Utilization and Technical Development of Hot Laboratories (From April 1, 1993 to March 31, 1994)

Department of Hot Laboratories

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

(Received October 6, 1994)

This report describes activities, in fiscal year 1993, of the Reactor Fuel Examination Facility (RFEF), the Research Hot Laboratory (RHL) and the Waste Safety Testing Facility (WASTEF) which belong to the Department of Hot Laboratories.

RFEF conducted Post-Irradiation Examination (PIE) of PWR fuel rods from Takahama Unit 3 and ATR fuel Assemblies from Fugen. And also, it performed refabrication of short fuel rods, utilizing the PWR fuel rods, for the NSRR pulse irradiation experiments and re-irradiation tests in JMTR, PIE of high burnup fuel rods from Halden reactor and the examination of TMI-2 debris samples to support nuclear safety researches in JAERI.

RHL performed PIEs of fuels and materials irradiated in JRR-2, JRR-3M and JMTR, and continued the monitoring studies of fuels and pressure vessel steel samples from the Tokai reactor in the Japan Atomic Power Corporation.

WASTEF continued tests on glass and SYNROC waste forms to support researches on long-term storage and disposal of high level radioactive wastes generated by fuel reprocessing.

This report also describes the progress of the development of examination techniques in each facility.

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

目　　次

まえがき …… 1
1. 概　要 …… 2
1.1　ホット試験室の概要 …… 2
1.2　施設の運転管理 …… 4
1.3　施設の利用 …… 5
1.4　技術開発 …… 6
2. 燃料試験施設の運転管理 …… 17
2.1　運転・利用状況 …… 17
2.2　保守・整備状況 …… 19
2.3　放射線管理状況 …… 19
3. ＷＡＳＴＥＦの運転管理 …… 27
3.1　運転・利用状況 …… 27
3.2　保守・整備状況 …… 27
3.3　放射線管理状況 …… 28
4. ホットラボの運転管理 …… 35
4.1　運転・利用状況 …… 35
4.2　保守・整備状況 …… 36
4.3　放射線管理状況 …… 38
5. 試験技術開発 …… 48
5.1　ホット試験技術課 …… 48
5.1.1　ペレット融点測定装置の開発 …… 48
5.1.2　イオンマイクロアナライザの開発 …… 49
5.2　実用燃料試験課 …… 60
5.2.1　燃料集合体・燃料要素間隙測定装置の開発 …… 60
5.2.2　実用燃料のペレット結晶粒径測定法 …… 61
5.2.3　イオンスパッタリング装置によるガスエッチング法 …… 66
5.3　ＷＡＳＴＥＦ課 …… 78
5.3.1　エアー・プラズマ切断機による廃棄物の減容方法の開発 …… 78
5.3.2　原子炉用燃料マトリックスとしての改良シンロック材の作製と
熱的耐久性実験 …… 80
5.4　ホットラボ課 …… 85
5.4.1　高サイクル疲労試験装置の開発 …… 85

5.4.2　X線回折による軽水炉使用済燃料の格子定数測定法の開発 …… 89
5.4.3　高輝度電子銃付き透過電子顕微鏡の設置 …… 92
あとがき …… 104
付録1　官庁許認可申請一覧 …… 105
付録2　安全衛生関係 …… 107
付録3　研究成果一覧 …… 110
付録4　外部発表予稿集 …… 117
付録5　ホット試験室の組織 …… 132

Contents

Preface 1
1. Outline 2
1.1 Outline of Department of Hot Laboratories 2
1.2 Operation and Management of Hot Cell Facilities 4
1.3 Utilization of Hot Cell Facilities 5
1.4 Research and Development in Department on Post-irradiation Examination Techniques 6
2. Operation and Management of the Reactor Fuel Examination Facility 17
2.1 Operation and Utilization 17
2.2 Maintenance 19
2.3 Radiation Monitoring 19
3. Operation and Management of the Waste Safety Testing Facility 27
3.1 Operation and Utilization 27
3.2 Maintenance 27
3.3 Radiation Monitoring 28
4. Operation and Management of the Research Hot Laboratory 35
4.1 Operation and Utilization 35
4.2 Maintenance 36
4.3 Radiation Monitoring 38
5. Research and Development on Post-irradiation Examination Techniques 48
5.1 Hot Engineering Division 48
5.1.1 Development of Pellet Melting Temperature Measurement Apparatus 48
5.1.2 Development of Ion Microprobe MASS Analyzer (IMA) 49
5.2 Fuel Examination Division 60
5.2.1 Improvement of Rod Interval Measurement Apparatus for Fuel Assembly 60
5.2.2 Technical Discussion of Grain Size Measurement for Fuel Pellet 61
5.2.3 Gas Etching Technique by Ion Spattering Device 66
5.3 Waste Safety Testing Facility Division 78
5.3.1 Development of Air-plasma Cutting Method for Volume Reduction of In-cell Waste 78
5.3.2 Fabrication of Modified SYNROC Material as Fuel Matrix and Thermal Durability Test 80

5.4 Research Hot Laboratory Division 85
5.4.1 Development of High-cycle Fatigue Testing Machine 85
5.4.2 Development of Lattice Parameter Measurement by X-ray Diffraction for Irradiated UO_2 Pellet 89
5.4.3 Setting of Transmission Electron Microscope with High Intensity Electron Beam Gun 92
Postscript 104
Appendix 1 List of Licensing 105
Appendix 2 Safety and Education 107
Appendix 3 Published Reports 110
Appendix 4 Abstract for Oral Presentation 117
Appendix 5 Organization in the Department of Hot Laboratories 132

ま え が き

本報告書は、平成５年度におけるホット試験室の活動について、照射後試験施設（燃料試験施設、ホットラボ）及び廃棄物安全試験施設（ＷＡＳＴＥＦ）の３施設の運転管理と技術開発の状況を基に纏めたものである。

各施設の運転管理は、それぞれ、年度当初に策定した年間使用計画書及び年間使用実施計画書に基づいて順調に実施された。即ち、燃料試験施設においては、所外利用に係わる（財）原子力発電技術機構の 48GWd/t・PWR 実用燃料の非破壊試験、動燃事業団のふげん照射用36本燃料集合体構成部材特性試験及びふげん照射用セグメント燃料集合体の解体、非破壊試験、所内利用に係わるNSRRパルス照射試験用燃料短尺加工、TMI-2 デブリ試料の XMA試験及び高速炉用U-Pu混合炭化物・窒化物燃料の破壊・非破壊試験等を実施し、ホットラボにおいては、所内利用に係わる高温工学試験研究炉用燃料・材料、NSRRパルス照射短尺燃料等の照射後試験、所外利用に係わる原電東海発電所のモニタリング用燃料及び圧力容器鋼材の照射後試験等を遂行するとともに、ＷＡＳＴＥＦにおいては、実廃液ガラス固化体の浸出試験、シンロック固化体のα加速試験及び海外再処理返還廃棄物確認手法信頼性実証試験等を行い、各施設ともそれぞれ、水炉高燃焼度実用燃料、高温工学試験研究炉用燃材料及び液体廃棄物用ガラス固化体等の研究開発に貢献した。また、各施設においては施設の保守管理が適切に実施され、これら大型施設が安全且つ円滑に運転された。

照射後試験及び廃棄物安全試験に係わる技術開発は、燃料試験施設における高燃焼度燃料照射後試験装置の開発、ワンス・スルー燃料の照射後試験技術の検討、ホットラボにおけるNSRRパルス照射破砕燃料篩分装置の開発、新規に製作した高サイクル疲労試験装置の特性試験、ＷＡＳＴＥＦにおけるＸ線回折装置及びグローブボックス設置 ICP装置の特性試験等が計画通りに進捗した。

上述のように、ホット試験室は、照射後試験施設として燃料試験施設とホットラボの２施設を有しているが、原子力研究開発の進展に伴う照射後試験需要の増加と試験内容の多様化が進み、既存２施設における処理能力の限界に近づいている。このため、ＷＡＳＴＥＦの照射後試験への利用拡張の具体的検討に着手し、ＷＡＳＴＥＦの有する設備、装置及び技術的バックグランド等を勘案した試料表面分析試験が候補として浮上している。勿論、本来業務である廃棄物安全試験を最優先に考え、関係箇所と十分に連携を取りつつ今後の検討を進める所存である。

ホット試験室長　石本　清

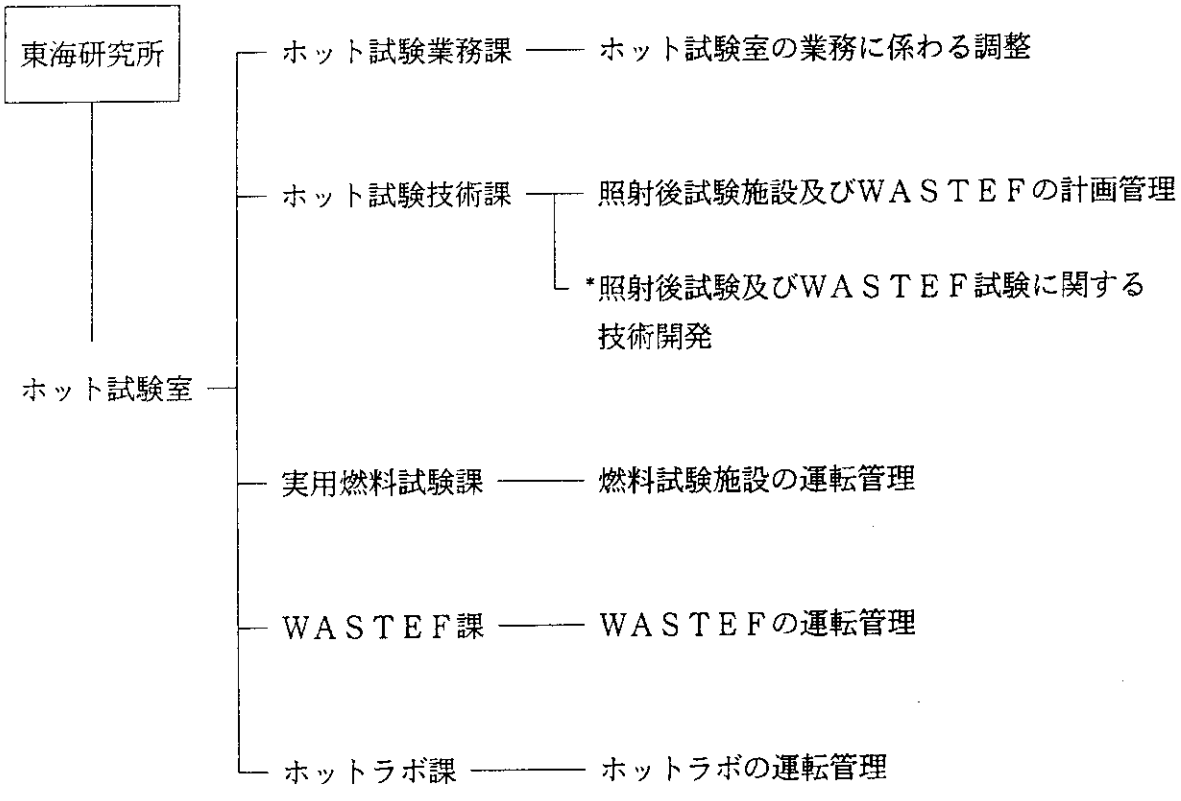
1. 概　　要

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管理室の３つの照射後試験施設等が統合し、それぞれの施設の特徴を生かした有機的運用を図り、今後の照射後試験等に対する多様なニーズに応えるべく発足してから３ヶ年を経過した。

平成５年度は、ホット試験室の業務及び研究テーマである「燃料試験施設及びホットラボにおける照射後試験並びにＷＡＳＴＥＦでの高レベル放射性廃棄物処理処分の安全性試験」に関して、施設の運転管理と技術開発を前年度に引き続いて実施した。ホット試験室の組織及び業務・研究テーマを下記に示す。

ホット試験室の組織及び研究・業務テーマ（平成５年度）



＊：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確認に資すること等を目的に、昭和54年度にホット試験を開始して以来実用燃料集合体14体の照射後試験を中心として実施するとともに、これらの試験のための技術及び施設の向上を図ってきた。

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

施設は、軽水炉及び新型転換炉用燃料の試験を実施する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、セル背面側にはアイソレーションルーム、サービスエリア及び燃料貯蔵プールを配置している。

施設の大きな特徴は、全長約4m、重さ約 700kgの実用燃料集合体を垂直な状態でセルに搬入し、試験を行うことが出来、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。

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。

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。

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。

施設では、多重バリアの廃棄物閉じ込め性能とその耐久性に関するデータの収録、試験用ガラス固化体試料の作製とガラス固化時の安全性評価及びシンロック固化法の開発を行うため、模擬廃液によるホット試験を実施し、昭和63年からは、動燃の再処理廃液による実廃液試験を実施してきた。また、平成元年度からは「海外再処理返還廃棄物確認手法信頼性実証試験」を実施し、平成5年度末にこれを完了した。

1.1.3 ホットラボ

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

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

施設は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。

施設では、高温工学試験研究炉(HTTR)用燃料・材料、軽水炉燃料棒のNSRRパルス照射実験後の燃料試料、NSRR炉心燃料、研究炉燃料・材料、軽水炉用圧力容器鋼材、核融合炉用材料等の各種燃料・材料の照射後試験を実施している。所外利用でも、原電東海発電所については、昭和和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。

1.2 施設の運転管理

平成５年度の各施設の運転は、東海研究所核燃料物質使用施設等保安規定（以下保安規定という）に基づき各施設毎に、①使用の目的、②使用の予定期間、③使用する核燃料物質の種類及び量、④取扱方法の概略、⑤定期自主検査の予定期間、⑥主要な修理及び改造の項目並びに予定期間、⑦その他必要な事項について「年間使用計画書」を作成し施設の運転を計画すると共に、実際の運転に際しては、この使用計画書に従って運転を進めるため施設の保守管理、作業者の教育訓練、廃棄物の管理等を含めた詳細な「年間使用実施計画書」を作成し、これに従って各施設の運転を実施した。この結果、各施設共順調に運転が進められ、計画された試験をほぼ予定どおり実施した。

本体施設の維持管理では、施設の安定運転の維持と作業者の安全確保のため保守管理に努めるとともに、保安規定に基づく保安上重要なケーブ・セル、内装機器、一斉指令装置、警報設備等について定期自主検査を行い、本体機器及び安全装置の作動試験、負圧維持状況、通報試験等により施設の機能及び安全性を確認した。

また、負圧監視装置、インターロック装置、自動表示装置、グローブボックス・フード等については、東海研究所放射線障害予防規定（以下予防規定という）に基づき定期自主検査を実施するとともに、作業前後の点検等の確認を行い施設及び安全の管理を徹底した。

特定施設関係では、保安規定に基づいた定期自主検査として電気設備、気体廃棄設備、液体廃棄設備、空気圧縮設備及び警報設備について絶縁抵抗測定、作動試験、風量・風向測定、フィルターの捕集効率測定、配管・弁の漏洩点検等を実施した。

核燃料及び放射性物質の搬出入については、各施設で実施されそれぞれ試験依頼元を中心に関係法令、規定等に従い徹底した管理の下で進めた。

燃料試験施設及びホットラボ施設に搬出入した核燃料並びに放射性物質の実績を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等における作業者の実行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警戒線量当量以下であった。

放出放射性気体廃棄物は、燃料の切断加工、研磨作業等により放出され、^{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ており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、放射能濃度により低・中・高レベルに区分けされ廃棄物処理場へ搬出され処理される。当該年度に運搬した廃棄物は何れの施設も例年と同程度であった。

1.3 施設の利用

平成5年度の施設の利用は、前年度に引続き所外機関と所内の研究協力による利用に区分される。

所外機関の利用は、受託業務として実施している商用発電炉の実用燃料の照射後試験に係る業務が中心であり、平成5年度の利用先は（財）原子力発電技術機構（原子力機構）、日本原子力発電株式会社（原電）、動力炉・核燃料開発事業団（動燃事業団）等である。

所内研究協力関係では、所内研究室等の燃料開発、安全性研究の一環としての照射後試験及びJRR-2・3・4 、JMTR等の試験研究炉に係る燃料の照射後試験並びに環境安全研究部による高レベル放射性廃棄物に係る安全性試験等である。以下に各施設の利用状況を述べる。

1.3.1 燃料試験施設

平成5年度の燃料試験施設の利用としては、受託関係では、原子力機構からの委託による「高燃焼度燃料確証試験 PWR燃料照射後試験48GWd/t 実用燃料(B型・G23)の照射後試験（その1)」として搬入した12本の燃料要素について外観検査、寸法測定、渦電流探傷、酸化膜暑さ測定、γスキャニング及びX線透過試験の非破壊試験の実施の後、燃料要素のパンクチャー試験を実施した。

動燃事業団からの委託では前年度に引続き「ふげん照射用36本燃料集合体の照射後試験（その3）」として、被覆管についてフレッティング摩耗痕測定、同金相試験、水素含有量測定、外面観察を行うとともにスペーサ等集合体構成部材の特性試験を実施した。

また、同じく前年度に引続いて実施した「ふげん照射用セグメント燃料集合体の照射後試験（その2）」では、燃料集合体の解体及び引抜きを行った燃料要素について非破壊試験、パンクチャー試験を実施し、解体を行ったセグメント燃料の一部を搬出した。

所内研究協力関係では、前年度から継続して試験を行っているNSRRでのパルス照射及びJMTRでの再照射に供する試験用燃料の短尺加工並びにベースデータを取得するための試験を実施した。ハルデン高燃焼度燃料及びTMI-2 デブリ試料については、それぞれ XMA試験等を主体にした破壊試験を進めた。また、高速炉用ウランプルトニウム混合炭化物燃料の照射後試験は、前年度よりの継続と5年度に新規に搬入した第1回照射の混合窒化物燃料の照射後試験を実施した。さらに、放射性廃液を含有したガラス固化体について、 XMA試験を行った。

その他、シリサイド燃料の SEM観察、ジルコニア試料の融点測定、ガドリニウム入り UO_2ペレットの熱拡散率測定等を実施した。

1.3.2 WASTEF

WASTEFの平成5年度の施設利用としては、特会受託業務として平成元年度から5年間の試験計画で実施した「海外再処理返還廃棄物確認手法信頼性実証試験」を予定通りに終了した。

また、ANSTO との研究協力で実施している「シンロック固化体α加速試験V及びVI」を計画通

りに進め、九州大学との共同研究である「アクチニド元素含有ガラス固化体の浸出メカニズムに関する研究」について試験を継続するとともに「ガラス固化体の長期浸出試験」及び「TRU 浸出挙動試験」を継続して実施した。

1.3.3 ホットラボ

ホットラボの平成5年度の施設利用は、所内と所外の利用比率が概ね9：1の割合であり、その概要は、次の通りである。

所内研究協力関係では、原子炉安全工学部、燃料研究部、材料研究部、研究炉部等からの依頼による燃料・材料に係る照射後試験を実施した。

所外利用では、原電東海発電所からの「モニタリング用燃料の照射後試験に関する調査」、「圧力容器鋼材の経年変化に関する調査」、及び「炉内構造物の保守簡易点検」を実施した。

また、施設の共同利用として、「メスバウアー分光法による無機化合物の研究」（東京大学）等の試験を実施した。

1.4 技術開発

燃料試験施設及びホットラボでは、前年度に引き続き照射後試験技術の開発を行った。

WASTEFでは、使用済燃料の再処理過程で生じる高レベル廃液等の処理技術の確立を目的とした装置及び試験技術を中心として、それぞれの技術開発を実施した。

1.4.1 照射後試験技術の開発

核解体により排出されるプルトニウムを燃料として燃焼させるワンス・スルー型燃料は、使用済の燃料をそのまま安定な廃棄物として処分できることを目途に開発される燃料であり、開発段階での照射後試験の実施について検討を行い、技術的な課題を摘出した。

高温ガス炉で使用する粒状燃料は密封性をSiC層で確保しており、このSiC 層の破損率の把握は同燃料の開発上重要な課題であり、酸化燃焼試験装置等測定装置の技術的な検討を行った。

また、試験対応セルの有効利用を図ることから、ホットセルの照射後試験への利用拡張に関する技術的検討を継続して行った。

ホット試験技術課では、科学技術庁より電源開発特別会計予算に基づく受託業務として、前年度から継続して設置業務を行ってきたペレット融点測定装置は、付帯設備及び本体設備のセル内設置を終了し、特性試験及びジルコニア試料による融点測定を実施した。また、ペレット熱伝導率測定装置では、コールド試料によるモックアップ試験の後、TMI-2 デブリ試料、UO_2 ペレット試料等による熱拡散率の測定を実施した。前年度に全体設計を終えたイオンマイクロアナライザは詳細仕様の決定の後、設計、製作へと進んだ。

ホットラボ課では、高サイクル疲労試験装置について、設計、製作、据付けの後、特性試験を実施した。また、NSRRパルス照射破砕燃料篩分装置及びJRR-3 炉心構造物照射キャプセル再組立装置の開発を進めるとともに、材料研究部と協力し、高輝度電子銃付き透過電子顕微鏡を設置しコールドテストを実施した。

WASTEF課では、鉛セルに設置したX線回折装置及びグローブボックスに設置したICP 装置について性能試験を実施するとともに試験方法の確立を計った。

また、照射後試験需要の増加と試験内容の多様化に対応するため、ＷＡＳＴＥＦの照射後試験への利用拡張の具体的検討を行った。ＷＡＳＴＥＦの有する設備、装置及び技術的バックグランド等を勘案した化学的試験、機器分析等が候補として取り上げられ、今後許認可業務を含め更に検討を深めていくこととした。

Table 1.1.1 燃料試験施設の主な仕様と試験項目

プール・セル		最大取扱量（GBq）	試験項目
プール		3.6×10^{9}	燃料集合体・燃料棒の搬入、搬出、貯蔵、外観観察等
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、洗浄等
	No.2	3.0×10^{8}	X線検査、渦電流探傷、被覆管酸化膜厚さ測定、FPガス捕集
	No.3	3.0×10^{8}	解体、再組立、切断、脱燃料、SCC（応力腐食割れ）試験キャプセル解体・NaK処理等
	No.4	3.3×10^{6}	引張試験、内圧破裂試験、マンドレル拡管試験、形状測定
	No.5	3.3×10^{6}	アウトガス分析、微小分析試料作製、縦割り切断、真空蒸着
	No.6	3.3×10^{6}	マクロ・被覆管内外面観察、金相試料作製・前処理、融点測定
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、マイクロビッカース硬さ測定
	No.3	3.7×10^{3}	マイクロγスキャンニング、X線回折試験、超微小硬さ測定
リα－γトコセンルク	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、気孔率測定、密度測定
	No.2	3.3×10^{6}	切断、脱燃料、樹脂注入、金相試料作製・前処理
鉛αセγル	No.1	3.7×10^{3}	モザイク写真撮影、電子顕微鏡観察
	No.2	3.7×10^{3}	金相試験
測定室			FPガス分析
ホット実験室			X線微小分析、水素分析、熱拡散率測定

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、硬さ測定

HLLW：高レベル放射性廃液

Table 1.1.3 東海ホットラボの主な仕様と試験項目

ケーブ・セル	最大取扱量(GBq)	試験項目
クリーンケーブ	3.7×10^6	非破壊試験、試料搬入・搬出
ダーティケーブ	3.7×10^6	切断、解体
ストレージケーブ	3.7×10^6	試料搬入・保管
メインテナンスケーブ	3.7×10^6	機器補修、試料搬入・搬出
冶金Aケーブ	1.8×10^6	解体、試料保管
冶金Bケーブ	1.1×10^6	真空高温引張試験
冶金Cケーブ	1.1×10^6	外観、寸法、重量、高サイクル疲労試験
冶金Dケーブ	1.1×10^6	γスキャンニング
化学Aケーブ	3.7×10^5	FPガス捕集・分析、電解・酸浸出
化学Bケーブ	3.7×10^5	区分・浮遊沈降分離
ウラン・マグノックス用鉛セル	3.7×10^5 ～1.8×10^4	金相試験、硬さ試験、密度測定
スチールセル	1.8×10^2	シャルピ、引張、疲労、破壊靱性
ジュニアセル	1.8×10^4	被覆燃料粒子試験、電気化学腐食試験
セミホットセル	1.8×10^2	X線回折、被覆燃料粒子試験
γスキャンニングセル	1.8×10^5	γスキャンニング
SEセル	1.8×10^4	電子顕微鏡観察（微小領域元素分析）
材料研究室		透過型電子顕微鏡観察（FE－TEM）

Table 1.2.1 核燃料物質等の搬出入

(1) 燃料試験施設

搬出入月日	件　　名	搬 出 入 先
h5. 4.23	高燃焼度燃料(G23) 搬入	高浜3号機
h5. 5.26	窒化物燃料(88F-5A)搬入	JMTRHL
h5. 7.12	シリサイド燃料試料搬入	反応度安全研究室
h5. 8. 4	高燃焼度燃料(HBO) 搬入	三菱HL
h5. 8.31	失透ガラス試料搬入	天然バリア研究室
h5.10.22	失透ガラス試料搬出	天然バリア研究室
h5.12.16	失透ガラス試料搬入	天然バリア研究室
h5.12.17	短尺化燃料(HBO・パルス照射用)搬出	反応度安全研究室
h6. 1.27	ATRセグメント燃料(PPFE07)搬出	ハルデン炉
h6. 2.24	失透ガラス試料搬出	天然バリア研究室

(2) ホットラボ施設

搬出入月日	件　　名	搬 出 入 先
h5. 4. 2	トリチウム増殖材(Li Be O ペレット試料) 搬入	炉構造研究室
h5. 4. 2	鉄基合金試料搬入	照射解析研究室
h5. 4. 5	NSRRバーンアップ燃料棒(JMH-1) 搬入	反応度安全研究室
h5. 4. 8	NSRRバーンアップ燃料棒(JM-9)搬入	反応度安全研究室
h5. 4.12	超高温加熱装置黒鉛部材搬出	燃料照射研究室
h5. 4.28	X線回折用未照射UOペレット搬入	反応度安全研究室
h5. 4.28	JRR-3M標準燃料要素バーンアップ測定試料搬出	研究炉技術開発室
h5. 5.13	引張試験片・DCT 試験片搬出	材料応用工学研究室
h5. 6. 3	JMTR前照射燃料棒(81F-2A, 82F-5A, 84F-7A)搬入	反応度安全研究室
h5. 6.11	石英アンプル封入マグネシュウム粉末搬入	大学開放研究室
h5. 6.22	Zry 被覆管封入燃料コンパクト搬入	燃料照射研究室
h5. 7. 1	OGL-1 第13次燃料体(88LF-27A)搬入	燃料照射研究室
h5. 7. 6	F/W ワイヤ(7試料) 搬出	研究炉利用課

搬出入月日	件　　名	搬　出　入　先
h5. 7. 6	石英アンプル封入マグネシュウム粉末搬出	大学開放研究室
h5. 7.13	フェライト鋼、金属間化合物機械試験片搬入	照射解析研究室
h5. 7.13	アロイ800Hクリープ試験片搬入	材料応用工学研究室
h5. 7.14	一体型燃料(VOF-40H) 搬入	燃料照射研究室
h5. 7.15	高燃焼度燃料コンパクト(87F-1A)搬入	燃料照射研究室
h5. 8.18	放射線遮蔽材搬入	サノヤ産業
h5. 9.21	原電東海発電所黒鉛モニタリング用試料搬入	日本原子力発電㈱
h5.10. 4	NSRRバーンアップ燃料(JM-10) 搬入	反応度安全研究室
h5.10. 7	NSRRバーンアップ燃料(JMH-2) 搬入	反応度安全研究室
h5.10.13	炭素系材料試験片(ICM-96H) 搬入	熱エネルギー 材料研
h5.10.13	HTTR 圧力容器鋼材料試験片(ICM-104H 等) 搬入	熱エネルギー 材料研
h5.10.19	JMTR 前照射燃料棒(81F-1A, 83F-6A, 85F-2A)搬出	反応度安全研究室
h5.10.21	JMTR 前照射燃料棒(81F-2A, 82F-5A, 84F-7A)搬出	反応度安全研究室
h5.10.22	照射腐食割れ試験片(RGM-12H) 搬入	材料応用工学研究室
h5.10.28	燃料コンパクト封入キャプセル(88F-3A)搬入	燃料照射研究室
h5.11.18	JMTR前照射燃料棒(92BF-68AF, 69AG 他2 本) 搬入	反応度安全研究室
h5.11.30	NSRR炉心燃料棒(Fuel No 7612 & 7614) 搬入	NSRR管理室
h5.12. 7	NSRRバーンアップ燃料(JM-11) 搬入	反応度安全研究室
h5.12. 9	JRR-3 使用済燃料(J3S099)搬入	研究炉技術開発室
h5.12.10	NSRRバーンアップ燃料(JM-12) 搬入	反応度安全研究室
h5.12.10	JRR-3 使用済燃料(J3S058)搬入	研究炉技術開発室
h5.12.15	JMTR前照射燃料棒(92BF-68AF, 69AG 他2 本) 搬出	反応度安全研究室
h5.12.20	照射済黒鉛材料搬出	材料開発研究室
h5.12.21	加熱試験後黒鉛部材搬出	燃料照射研究室
h6. 1.17	核融合ダイバー タ材(RGM-11H) 搬入	熱エネルギー 材料研
h6. 1.19	アルミ合金機械試験片(RGM-07)搬入	研炉技術開発室
h6. 1.20	JMTR前照射燃料棒(82F-8A, 85F-3A) 搬入	反応度安全研究室
h6. 1.20	フラックスモニタワイヤ(2件) 搬出	燃照研& 炉利用課

搬出入月日	件　　名	搬　出　入　先
h6. 1.21	破壊靭性試験片(BRM-09H) 搬入	照射解析研究室
h6. 1.21	絶縁セラミックス(BRM-12H) 搬入	材料設計研究室
h6. 1.28	黒鉛スリーブ(OGL-1第13次) 搬出	燃料照射研究室
h6. 1.31	JRR-3 炉心構造材(C-1, C-2) 搬入	JRR-3 管理課
h6. 2. 3	OGL-1 第14次燃料体(90LF-28A)搬入	燃料照射研究室
h6. 2. 7	JRR-3 炉心構造材(C-1, C-2) 搬出	JRR-3 管理課
h6. 2. 8	原電東海発電所モニタリング燃料搬出(H4 年度)	日本原子力発電㈱
h6. 2. 8	原電東海発電所モニタリング燃料搬入(H5 年度)	日本原子力発電㈱
h6. 2.18	γ線測定用(発熱量測定) ろ紙搬出	反応度安全研究室
h6. 2.22	アクチノイド合金・酸化物試料(ICF-108H)搬入	融体・燃料プロセス
h6. 2.22	アロイ800Hクリープ試片、TEM試料(VOM-50H) 搬入	材料応用工学研究室
h6. 2.25	NSRRバーンアップ燃料(OI-3)搬入	反応度安全研究室
h6. 2.28	原電東海発電所黒鉛モニタリング用試料搬出	日本原子力発電㈱
h6. 3. 3	NSRRバーンアップ燃料(KF-1)搬入	反応度安全研究室
h6. 3.22	核融合炉用材料(ICM-95H) 搬出	照射解析研究室
h6. 3.30	TiNi, TiPb系形状記憶合金(88M-9J 他2) 搬入	照射第1 課
h6. 3.30	圧力容器鋼材(92M-45A) 搬入	機器信頼性研究室

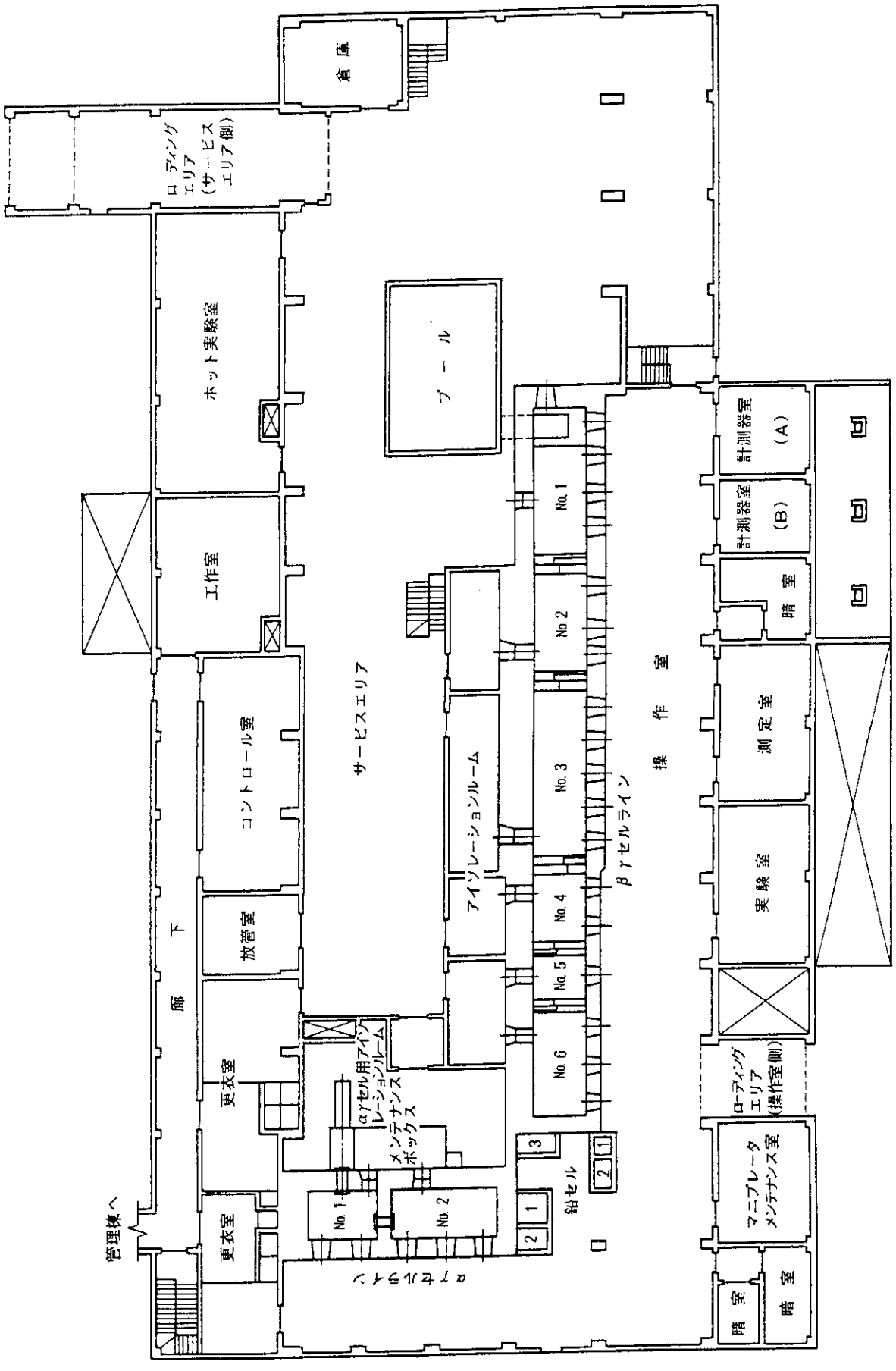


Fig. 1.1.1 燃料試験施設1階平面図

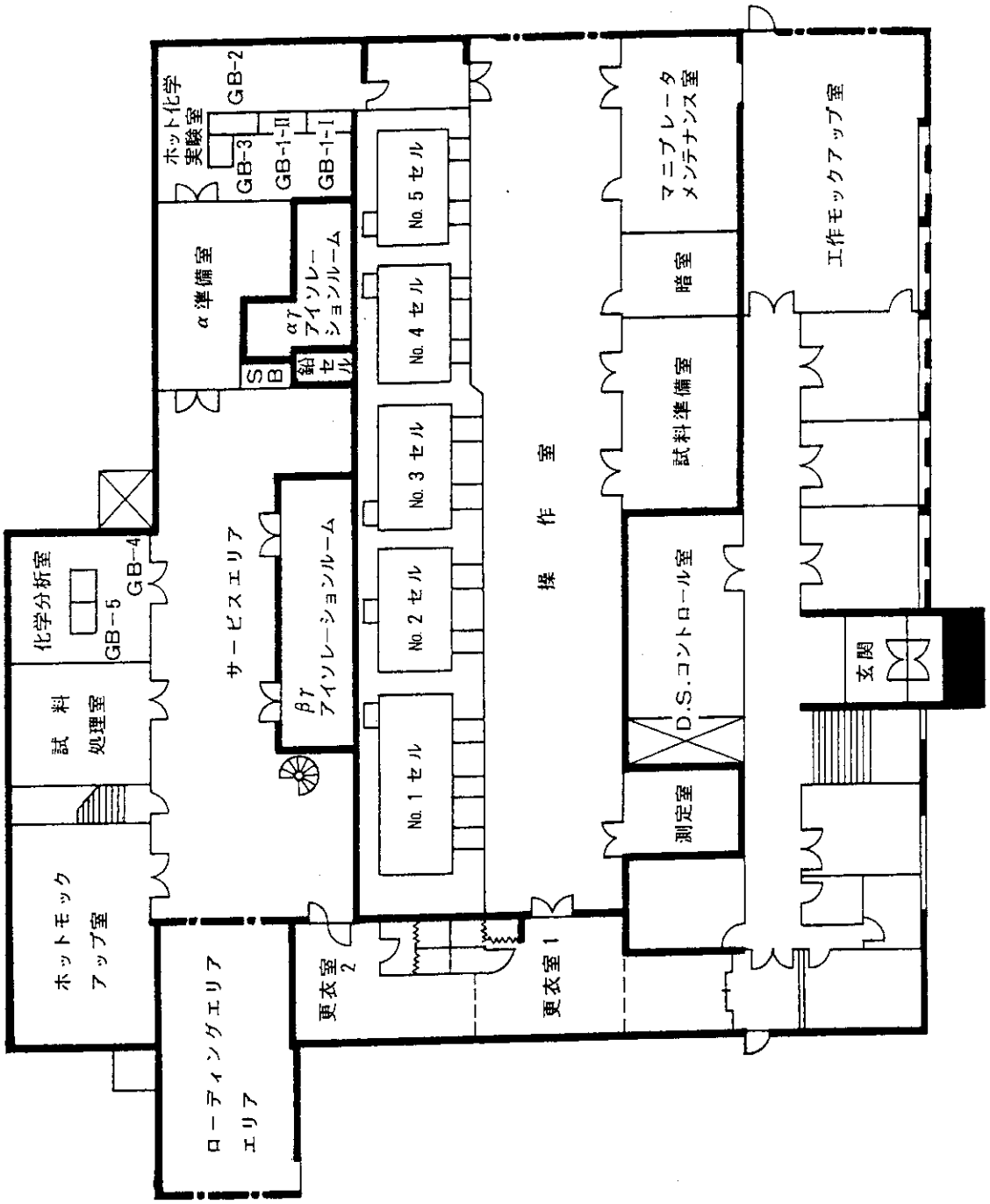


Fig. 1.1.2 WASTEF 1階平面図

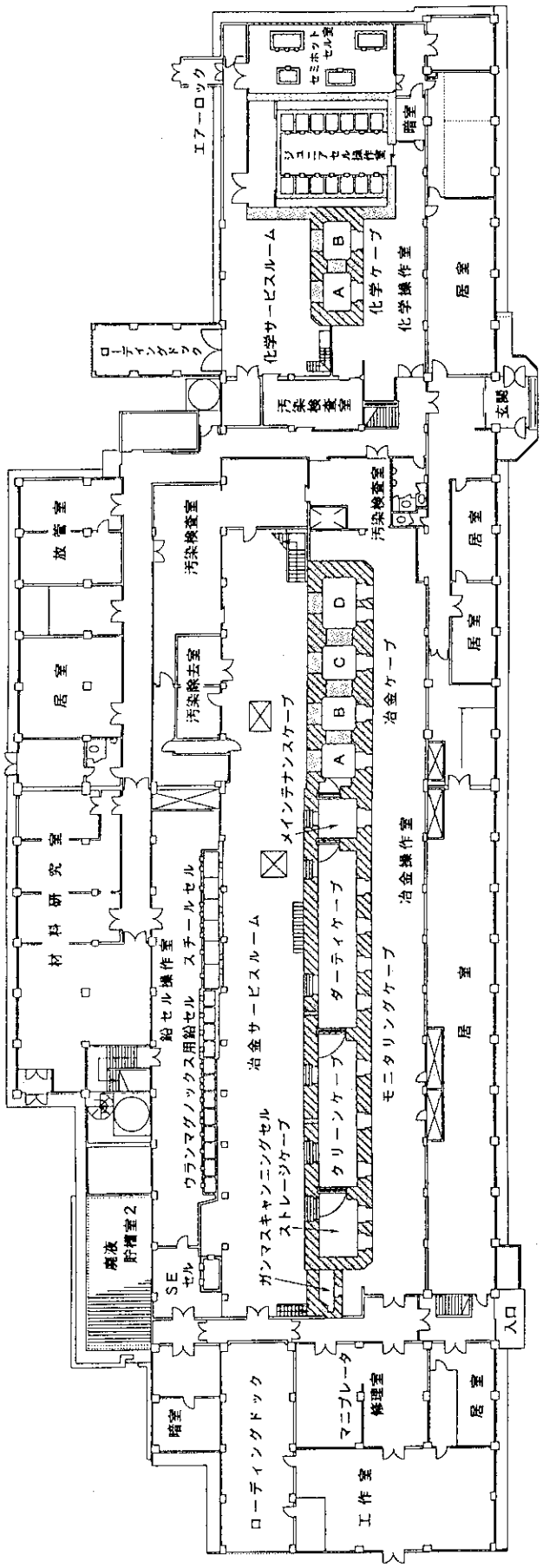


Fig. 1.1.3 ホットラボ1階平面図

2. 燃料試験施設の運転管理

2.1 運転・利用状況

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、所外からの受託業務を主体に実用燃料集合体14体及び燃料棒32本の照射後試験を行ってきた。所内利用としては、キャプセル照射燃料、NSRRパルス照射燃料等に関する多数の照射後試験のほか実用燃料の短尺加工や臨界安全に関する中性子測定等を行ってきた。

2.1.1 本体施設の運転管理

(1)運転管理と実績

平成５年度に実施した照射後試験のうち所外利用では、原子燃料工業（株）より受託した燃料集合体の構成部材に関する詳細照射後試験業務を昨年度に引き続き実施し、完了した。新たに、原子力機構からの受託業務として「高燃焼度等燃料確証試験；48GWd/t実用燃料（Ｂ型）照射後試験（その１）」を開始し、当該年度に係わる照射後試験をすべて終了した。そのほか、動燃事業団からの受託業務「ふげん炉照射試験用36本燃料集合体照射後試験（ その３）」を行い、当該燃料に関する全ての照射後試験を完了した。また、「ふげん炉照射用セグメント燃料集合体照射後試験（ その２）」を継続して実施した。

所内協力業務では、燃料安全工学部から依頼された「ハルデン高燃焼度燃料照射後試験」、「TMI-2 デブリ試料照射後試験」、「NSRRバーンアップ実験用燃料照射後試験」及び「PWR 燃料特殊照射後試験」を昨年に引き続き実施した。また、実用燃料の短尺加工として「NSRRパルス照射試験用燃料加工・検査」及び「JMTR再照射試験用燃料加工・検査」を完了したほか、燃料サイクル安全工学部からの依頼による「使用済燃料集合体の核特性測定試験」を実施した。さらに、燃料研究部からの依頼による「第５回ウラン・プルトニウム混合炭化物燃料及び第１回ウラン・プルトニウム混合窒化物燃料の照射後試験」、環境安全研究部の「ガラス固化体試料の失透試験」等を実施した。

Table 2.1.1 に所外及び所内利用に関する年度別利用件数を、Fig.2.1.1 に利用状況をそれぞれ示す。

(2)主な試験内容

〔所外利用に関する照射後試験〕

①燃料集合体構成材の詳細照射後試験

PWR 型高性能Ｂ型改良燃料集合体の案内シンブル管と支持格子について材料強度試験、金相試験及び XMA試験等を行い、当該燃料の受託業務に係るすべての照射後試験を完了した。

②高燃焼度等燃料確証試験

新たに開始した高燃焼度等燃料確証試験;48GWd/t実用燃料（Ｂ型）照射後後試験（その１）は、高燃焼度燃料に対するリファレンスデータ取得を目的としたもので最大燃焼度約35Gwd/t の燃料要素12本を対象とし、バンクチャー試験を含む非破壊試験を全て終了した。

③ふげん照射試験用燃料の照射後試験

ふげん炉照射用セグメント燃料集合体に関しては、燃料要素の非破壊試験、スケルトン解体を実施し、一部セグメント燃料のハルデンへの搬出作業を行った。また、ふげん燃料照射試験用36本燃料集合体に関する照射後試験では、燃料被覆管フレッティング磨耗痕測定及びスペーサ支持管　材料試験等を実施した。

〔所内利用に関する照射後試験〕

①燃料安全工学部関連

ハルデン高燃焼度燃料における燃料棒３本の破壊試験、TMI-2 デブリ試料18個の金相試験及び XMAと一部試料について熱拡散率測定試験を実施したほか、NSRRパルス照射試験用燃料２本並びにJMTR再照射試験用燃料２本の短尺化燃料加工及び検査、NSRRバーンアップ実験用燃料の元素分析試験及びアウトガス試験、ガドリニア入り PWR燃料の特殊照射後試験、使用済燃料集合体のプールにおける中性子測定等を実施した。

②燃料研究部関連

JMTRにおいて照射試験されたキャプセル燃料であるウラン・プルトニウム混合窒化物燃料２本が新たに搬入され、キャプセルと燃料ピンの非破壊試験及び破壊試験が行われた

③環境安全工学部関連

ガラス固化体試料の XMAによる元素分析試験を実施し、当該年度に予定されたすべての試験を終了した。

所外利用に係る照射後試験に供した実用燃料の数は、燃料要素31本（破壊試験用15本）であり、燃料以外では燃料集合体１体から構造材試験として金相試験等を実施するため 100個以上の試料を製作した。当該年度に予定されたこれらの燃料及び試料の照射後試験はすべて完了した。また、要求された照射後試験項目については、所内外共、一般的な照射後試験項目に加えて熱拡散率測定や融点測定等の高度な照射後試験の需要が増えており、これらの照射後試験を円滑に進めるため、各種装置の保守並びに試験技術の改良、開発を継続した。

(3)その他

核燃料の管理では、科学技術庁及びIAEAによる核燃料物質量の査察が各四半期毎に行われたが、特に指摘事項は無かった。核燃料等の移動は、平成５年４月23日「48GWd/t 実用燃料（Ｂ型）」の燃料要素12本の受入れ、平成５年５月26日「ウラン・プルトニウム混合窒化物燃料」の搬入、平成６年１月27日「ふげん照射用セグメント燃料」のうち12本のセグメント燃料をノルウェー国ハルデンに搬出した。さらに、平成５年７月22日「JMTR再照射試験用燃料」２本をJMTRへ移送した。そのほか、東海ホットラボからのNSRR照射済燃料試料の搬入及び燃焼度分析試料の所内分析センターへの搬出があった。

2.2 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5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～No.6セル及びβγ鉛No.1.～3.セルを、第2四半期：βγコンクリートNo.1～No.2セルを、第3四半期はセル負圧制御機器・臨界警報装置等の点検整備を、第4四半期にはβγコンクリートNo.3～No.4セル、αγコンクリートNo.1～No.2セル、及びαγ鉛No.1.No.2 セルについてセル汚染除去、試験装置等の保守点検を行い、特に異常は認められなかった。

その他、セル負圧監視盤・水処理監視盤等の制御機器の更新を行うとともにプール水処理設備の内、純水製造装置の活性炭及びイオン交換樹脂を装置設置後、初めて交換を行い純水製造能力の回復を図った。

施設検査等関係機関による検査は、第2四半期：一般高圧ガス製造設備（2件、SCC 試験装置、燃料加工設備）の保安検査（H 5.9.2.),第3四半期：一般高圧ガス製造設備（1件：冷凍機）の保安検査(5.12.9.)及び放射線障害防止法に基づく施設の定期検査（H 5.10.21)、ペレット融点測定装置の6セル内設置に伴う施設検査(H 5.11.26）、を受験し特に問題もなく各々結果は「良」であった。

2.2.2 特定施設の保守・整備

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

その他気体廃棄設備の内フイルターに付いて6年に1度の全数交換を第4四半期に実施し、又試験棟各室の給気シロッコファン4台〔 ホット排風機室系1台（H.5.6）・サービスエリア系2台（H.5.12 ）・操作室系1台（H.6.3)更新及びターボ冷凍機2台（H.5.10 / H.6.3)のオーバーホールをも合わせ行った。

2.2.3 放射線管理設備の保守・整備

放射線管理設備の保守管理は、保健物理部放射線管理第3課によって行われた、保守の項目及び結果をTable 2.2.3 に示す。

2.3 放射線管理状況

2.3.1 概況

平成5年度実施した主な放射線作業は、セルの汚染除去作業、試験内装機器の保守点検修理及び照射済燃料の搬出入作業である。これらの作業は、いずれも異常な被ばくや汚染を発生することなく円滑に遂行された。

2.3.2 線量当量

燃料試験施設に係わる作業（職員及び外来者）の実効線量当量をTable 2.3.1 に示す。年間の集団線量当量は、44.3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46人あり、着用期間における組織線量当量（皮膚）の最大値は11.9mSv であった。実効線量当量及び組織線量当量は、ともに保安規定に定める警戒線量を超えなかった。

2.3.3 放出放射性気体廃棄物

平成5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PRガス分析作業で放出されたものである。

年間総排出量は、1.7 ×10^{11}Bqであり、保安規定に定める放出管理基準値を超える異常放出は認められなかった。

2.3.4 放射性液体廃棄物

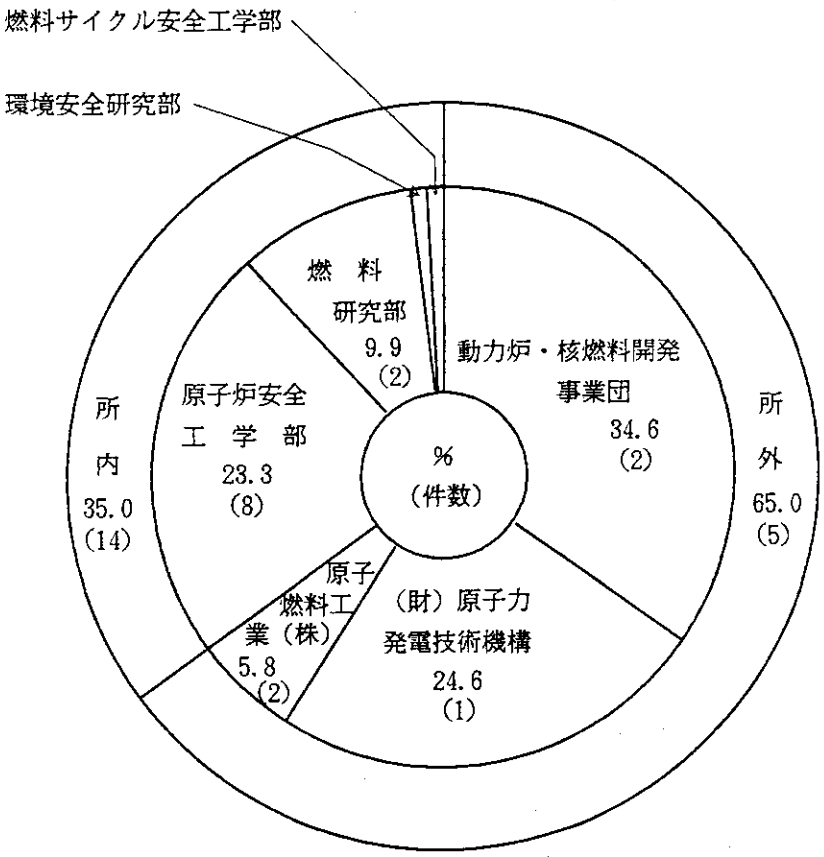
燃料試験施設から発生するすべての放射性液体廃棄物は、施設内の貯留槽に貯留し、測定された後、放射性液体廃棄物運搬車両にて放射性廃棄物管理課に搬出される。平成５年度の四半期別の放射性廃棄物管理課へ引き渡した放射能量(Bq)及び発生量（m^3）をTable 2.3.3 に示す。

2.3.5 放射性固体廃棄物

燃料試験施設での放射性固体廃棄物には、照射後試験及びセル汚染除去等の保守作業によるものと試験済の樹脂等で固化され保管廃棄される核燃物質がある。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作業が年間を通し実施されているため発生する。平成５年度四半期別の放射性廃棄物管理課への放射性固体廃棄物運搬車両で搬出された数量をレベル毎に Tabl 2.3.4 に搬出形状の種類別数量をTable 2.3.5 に示す。

Table 2.1.1 燃料試験施設年度別利用件数

項目 / 年度	前年度からの繰越			当年度申込			計			当年度終了分		
	所外	所内	合計	所外	所内	合計	所外	所内	合計	所外	所内	合計
平成4年度	0	7	7	5	9	14	5	16	21	3	6	9
平成5年度	2	10	12	3	9	12	5	19	24	5	13	18



利用比率（試験時間）
（ ）は件数を示す

Fig. 2.1.1 燃料試験施設の利用状況

Table 2.2.1 燃料試験施設本体施設の保守・整備状況

検査実施設備	検査項目	実施年月	結果
プール	(1) 安全装置の作動試験	H.5. 5.～12.	良
	(2) 機器等の動作試験	H.5. 5.～12.	良
	(3) 中和処理装置の法例に定める検査	H.5. 6	良
	(4) 槽類配管及びバルブの漏洩検査	H.5. 5.～6.	良
βγコンクリートセル及びβγ鉛セル	(1) 安全装置の動作試験	H.5. 6.～H.6. 2	良
	(2) 機器等の動作試験	H.5. 6.～H.6. 2	良
	(3) 負圧計の動作試験	H.5.11.～12.	良
	(4) セルモニタの動作試験及び校正	H.5.12.～H.6. 2.	良
αγコンクリートセル、αγ鉛セル及びボックス等	(1) 安全装置の動作試験	H.6. 3.	良
	(2) 機器等の動作試験	H.6. 3.	良
	(3) 負圧計の動作試験	H.5.11.～12.	良
	(4) セルモニタの動作試験及び校正	H.5.12.～H.6. 2.	良
	(5) アルゴンガス供給系の点検	H.5.11.	良
	(6) グローブ、ブーツ及びビニールバッグ等の点検	H.6. 3.	良
	(7) アルゴンガス循環精製装置の動作試験及び点検	H.5.11.～12.	良
	(8) αγ系液体廃棄設備の動作試験及び点検	H.5. 7. H.6. 1.	良
一斉指令装置	通報試験	H.5. 6.～12.	良
警報設備	動作試験	H.5. 4.～H.6. 3.	良
試験施設内装設備	(1) 安全装置の動作試験	H.5. 4.～H.6. 3.	良
	(2) 機器、装置の動作試験	H.5. 4.～H.6. 3.	良

Table 2.2.2 燃料試験施設特定施設の保守・整備状況

検査実施設備	検査項目	実施年月	結果
電源設備	(1) 絶縁抵抗測定	H.5.10.	良
	(2) 非常用電源の起動試験	H.5. 4.～H.6. 3.	良
	(3) 保護継電器動作試験	H.5. 4.～H.6. 3.	良
気体廃棄設備	(1) 電気設備の絶縁抵抗測定	H.6. 2.	良
	(2) フイルター装置の性能検査	H.5. 4.～H.6. 3.	良
	(3) 風量、風向測定	H.5. 4.～H.6. 3.	良
	(4) 機器の動作試験	H.5. 4.～H.6. 3.	良
液体廃棄設備	(1) 電気設備の絶縁抵抗測定	H.5.10.	良
	(2) 機器等の動作試験	H.5. 4.～H.6. 3.	良
	(3) 配管及び弁などの漏洩点検	H.5. 4.～H.6. 3.	良
空気圧縮設備	(4) 動作試験	H.5. 4.～H.6. 3.	良
警報設備	(3) 動作試験	H.5. 4.～H.6. 3.	良

Table 2.2.3 燃料試験施設放射線管理設備の保守・整備状況

検査実施設備	検査項目	実施年月	結果
ダスト、ガスモニタ	性能試験及び校正	H.5. 6. H.5.12.	良
γ線エリアモニタ	性能試験及び校正	H.5. 6. H.5.12.	良
ハンドフットモニタ	性能試験及び校正	H.5. 6. H.5.12.	良
臨界警報設備	性能試験及び校正	H.5.11.	良

Table 2.3.1 燃料試験施設放射線業務従事者の実効線量当量

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）	157	105	148	237	249
集団実効線量等量（人・mSv）	14.1	0.2	4.4	25.6	44.3
平均実効線量等量（mSv）	0.09	0.00	0.03	0.21	0.18
最大実効線量等量（mSv）	1.7	0.2	0.7	2.5	4.2

Table 2.3.2　燃料試験施設の放射性気体廃棄物の放出量

種別	核種	項目＼期間	第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期	年間
稀ガス	^{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)	0	0	1.6×10^{11}	6.0×10^{9}	1.7×10^{11}
ヨウソ	^{131}I	平均濃度 (Bq/cm³)	$< 3.7\times10^{-9}$	$< 3.3\times10^{-9}$	$< 2.8\times10^{-9}$	$< 3.5\times10^{-9}$	――
		放出量 (Bq)	0	0	0	0	0
塵埃	^{106}Ru	平均濃度 (Bq/cm³)	$< 2.1\times10^{-9}$	$< 7.0\times10^{-11}$	$< 7.0\times10^{-11}$	$< 6.7\times10^{-11}$	――
		放出量 (Bq)	0	0	0	0	0
	^{239}Pu	平均濃度 (Bq/cm³)	$< 4.8\times10^{-11}$	$< 4.8\times10^{-11}$	$< 4.8\times10^{-11}$	$< 5.6\times10^{-11}$	――
		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の放射能量(Bq)及び発生量（m³）

		第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期	年間総量
低レベル	放射能量(Bq)	1.37×10^{8}	3.96×10^{7}	0.99×10^{7}	1.20×10^{7}	1.98×10^{8}(Bq)
	発生量（m³）	27.2	7.6	17.9	11.3	64.0（m³）
中レベル	放射能量(Bq)	7.93×10^{8}	1.09×10^{9}	6.40×10^{8}	3.14×10^{9}	5.66×10^{9}(Bq)
	発生量（m³）	6.1	9.5	4.0	5.5	25.1（m³）

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

	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）	22.31	12.09	16.33	30.49	81.22
中レベル （m³）	1.22	——	0.79	0.64	2.65
高レベル （m³）	1.88	0.36	1.11	0.42	3.77

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	合計
低レベル	(1)ペール缶 (0.40m³)	—	—	—	1	1
	(2)A型容器 (1.00m³)	1	—	—	—	1
	(3)HEAPﾌｨﾙﾀ (0.11m³)	—	13	16	120	149
	(4)プレﾌｨﾙﾀ (0.02m³)	—	4	8	106	118
	(5)ドラム缶 (0.20m³)	1	—	—	—	1
	(6)丸形ｶｰﾄﾘｯｼﾞ (0.03m³)	7	—	3	3	13
	(7)ｶｰﾄﾝﾎﾞｯｸｽ (0.02m³)	1,045	529	716	734	3,024
中レベル	(1)角型ｶｰﾄﾘｯｼﾞ (0.40m³)	—	—	1	1	2
	(2)丸形ｶｰﾄﾘｯｼﾞ (0.03m³)	34	—	13	8	55
	(3)ドラム缶 (0.20m³)	1	—	—	—	1
高レベル	(1)丸形ｶｰﾄﾘｯｼﾞ (0.03m³)	51	※ 12	37	※ 14	114
	(2)レジン内筒 (0.30m³)	1	—	—	—	1
	(3)ﾌｨﾙﾀｰ 内筒 (0.05m³)	1	—	—	—	1

※ 核燃料廃棄物1個含む （平成5年度は計2個引渡）

3. WASTEFの運転管理

3.1 運転・利用状況

3.1.1 本体施設の運転管理

平成5年度の業務実施計画に基づいて実施した安全性試験としては，ガラス固化体に関する試験では，MCC-4低流速浸出試験の実廃液ガラス固化体による浸出試験（USNRC研究協力）と、アクチニド元素含有ガラス固化体の浸出メカニズムに関する研究（九州大共同研究）の研究計画・準備を行った。また、ガラス固化体からのTRU浸出挙動試験及び長期浸出試験を継続して実施した。

シンロック固化体に関する試験では，^{244}Cmを添加したシンロック固化体のα加速試験V及びVI（日豪研究協力）を継続し，シンロック固化体の長期的な性能評価を行った。

「海外再処理返還廃棄物確認手法信頼性実証試験」（特会受託研究）では，平成4年6月に仏国から受入れたCOGEMAガラス固化体試料と、平成5年5月に英国から受入れたBNFLガラス固化体試料について、確認手法の信頼性を実証するための各種試験が計画どおり実施され、平成6年3月をもって5か年間にわたる全ての試験を完了した。

Fig.3.1.1に平成5年度の利用状況を示す。

3.1.2 特定施設の運転管理

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

3.2 保守・整備状況

3.2.1 定期自主検査

本体施設及び特定施設の定期自主検査は，平成5年度年間使用計画に従って実施された。それらの実施状況をTable 3.2.1及びTable 3.2.2に示す。

3.2.2 操作室のシャッター更新

腐食等劣化の著しい操作室のシャッターの更新を行った。材質を鋼鉄製からステンレス鋼製に変更して、耐久性の向上を図った。

3.2.3 No.5セルとグローブボックス間の移送装置更新

送り駆動ねじの磨耗劣化が著しい、No.5セルとグローブボックス間の移送装置を更新した。送り駆動ねじを台形ねじからボールねじに変更して、摩擦抵抗を少なくし、運動の円滑性と耐久性の向上を図った。

3.3 放射線管理状況

3.3.1 概　要

本年度に管理区域内サービスエリアにおいて実施した主な放射線作業としては，①セル内廃棄物処理作業，②高レベル貯槽室遮へい板取付け作業，③モニタ槽C出口弁交換作業，④海外再処理返還廃棄物試料（BNFLガラス試料）の搬入作業などがあるが，いずれも異常な被曝や汚染を生ずることなく遂行出来た。

3.3.2 線量当量

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33.9人・mSv であった。また，指先の組織線量当量の測定を要した者は17人であり，リングバッチの着用期間における線量当量の最大値は20.7mSv であった。実効線量当量及び組織線量当量ともに，保安規定等に定める警戒線量当量を超える被曝はなかった。

3.3.3 放出放射性物質

本年度に放出された放射性気体廃棄物の平均濃度及び放出量をTable 3.3.2に示す。保安規定等に定める放出管理基準値を超える放出はなかった。なお、一般排水による放射性液体廃棄物の放出はなかった。

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。

3.3.4 固体廃棄物

本年度に廃棄物処理場へ輸送した放射性固体廃棄物の廃棄量及び放射能量をTable 3.3.4に示す。

Table 3.2.1 本体施設定期自主検査の実施状況

設備名	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	H6. 2.14 ～ H6. 2.28 〃 〃 H6. 1.31 ～ H6. 2.10
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	H6. 2.14 ～ H6. 2.28 〃 〃 H6. 1.30 ～ H6. 2.10
ｸﾞﾛｰﾌﾞﾎﾞｯｸｽ (1-Ⅰ、1-Ⅱ、2及び3 並びに 4,5) 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, ﾋﾞﾆｰﾙﾊﾞｯｸ等の点検	H6. 2.14 ～ H6. 2.28 〃 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	H6. 3.14 ～ H6. 3.31 〃 〃
試験機器	(1) 安全装置の作動試験 (2) 試験機器類の作動試験	その都度 〃
一斉指令装置	通報試験	H5. 6 及び H5.12
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	H5. 9.11 ～ H5. 9.12 〃 〃
	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	H5.12.17
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	H5. 7.30 ～ H6. 2.23
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	H5. 9.11 ～ H6. 3.31
空気圧縮設備 圧縮機・安全弁		作動試験	H5. 5.13 ～ H5. 5.28
警報設備 非常用電源 気体・液体廃棄 空気圧縮		作動試験	H5. 4.12 ～ H6. 3.14

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）	75	89	78	71	131
実行線量当量（人・mSv）	7.5	3.6	10.3	12.5	33.9
平均線量当量（mSv）	0.1	0.04	0.13	0.18	0.26
最大線量当量（mSv）	0.1	0.4	1.4	1.1	3.2

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）	$< 4.6\times10^{-11}$	$< 4.6\times10^{-11}$	$< 4.6\times10^{-11}$	$< 4.6\times10^{-11}$	$< 4.6\times10^{-11}$
		放出量（Bq）	0	0	0	0	0
	^{137}Cs	平均濃度（Bq/cm^3）	$< 6.5\times10^{-11}$	$< 6.5\times10^{-11}$	$< 6.5\times10^{-11}$	$< 6.5\times10^{-11}$	$< 6.5\times10^{-11}$
		放出量（Bq）	0	0	0	0	0
放射性廃液	^{241}Am	平均濃度（Bq/cm^3）	—	—	—	—	—
		放出量（Bq）	—	—	—	—	0
	^{137}Cs	平均濃度（Bq/cm^3）	—	—	—	—	—
		放出量（Bq）	—	—	—	—	0

Table 3.3.3 廃棄物処理場へ輸送した放射性液体廃棄物

項目	期間	第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期	年間
低レベル	廃液量（m^3）	0	4.1	9.4 ＊(11.0)	0	13.5 (11.0)
	放射能量（Bq）	0	7.40×10^5	6.11×10^5 (5.06×10^5)	0	1.42×10^6 (5.06×10^5)
中レベル	廃液量（m^3）	0.75	0.009	0	0	0.759
	放射能量（Bq）	7.80×10^9	2.13×10^8	0	0	8.01×10^9
＊＊ 高レベル	廃液量（m^3）		該当	なし		
	放射能量（Bq）					

＊（　　）は極低レベル。

＊＊高レベル廃液は、施設内で処理（ガラス固化→貯蔵）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） $\beta\gamma$	6.22	9.46	6.5	5.38	27.6
	廃棄量（m^3） α	0	0	0	0	0
中レベル	廃棄量（m^3）	0.27	0	0	0.33	0.6
高レベル	廃棄量（m^3） $\beta\gamma$	0.3	0.27	0.54	1.26	2.37
	廃棄量（m^3） α	0	0	0	0	0

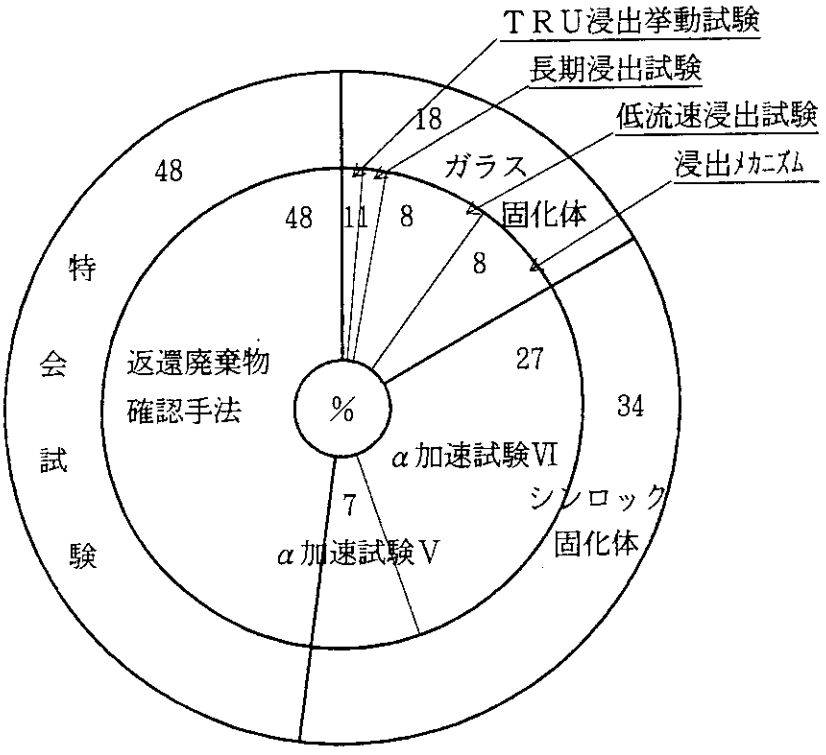


Fig. 3. 1. 1　ＷＡＳＴＥＦの利用状況（平成５年度）
（試験時間×人員）

4. ホットラボの運転管理

4.1 運転・利用状況

4.1.1 本体施設の運転管理

(1)運転管理

平成5年度は、NSRRバーンアップ燃料、高温工学試験研究炉（HTTR）用燃料・材料、JRR-3M標準型燃料要素、核融合炉用材料、軽水炉圧力容器用鋼材、原子力プラント用材料に係る照射後試験の所内利用と、ホットラボ本体施設及び特定施設の定期自主検査、内装機器の保守整備を計画した。また、運転計画の作成にあたっては、研究炉・JMTR・NSRRの運転並びにキャプセル等の照射計画を勘案した。この他、原電東海発電所燃料モニタリング等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

本年度の利用申込数は、62件（所内56件、所外6件）で、これに前年度繰越分57件を合わせると、総計 119件（所内 111件、所外8件）になる。この内82件について照射後試験を実施し、49件の試験を終了した。Table 4.1.1 にホットラボ年度別利用受付と終了件数の推移を示す。

照射後試験の分野別利用件数では、NSRR用燃料・金属材料・黒鉛材料の研究開発に関するものが全体の45%を占め、次いで軽水炉関係25%、核融合炉関係11%の順になっている。ケーブ・セルの利用状況では、燃料関係が全体の69%で、材料関係は31%である。また、所内外利用比率は、研究支援業務としての所内利用が89%、原電東海発電所燃料モニタリング等の受託調査他の所外利用が11%であった。Fig. 4.1.1に平成5年度ホットラボ施設の利用状況を示す。

(3)主な試験

〔所内利用照射後試験〕

①高温工学試験研究炉用燃料・材料の照射後試験

燃料関係の照射後試験では、HTTRの使用条件に耐えることを実証する健全性確認試験としての OGL-1第11次・第12次・第13次燃料体など42件の依頼があり、このうち26件の照射後試験を実施した。主な試験内容は、燃料棒で外観、X線、重量、寸法検査、FPインベントリ測定、電解々砕酸浸出試験、顕微鏡検査、超高温加熱試験などである。また、本年度は、新たに OGL-1第14次燃料体が搬入された。

金属材料では、12件の依頼が有り、制御棒被覆管材に使用が予定されているアロイ800Hの引張試験、原子炉圧力容器用鋼材 Cr-Mo鋼材の顕微鏡検査など3件の照射後試験を実施した。

②軽水炉燃料棒のNSRRパルス照射実験後の照射後試験

軽水炉燃料棒の安全評価基準確立のため、燃焼の進んだ燃料に対するNSRRパルス照射実験が平成元年度から実施されている。ホットラボでは、これらの反応度事故模擬実験計画に基づいたパルス照射燃料を継続的に受入れ、照射後試験を実施している。本年度は、新たに搬入されたJMTR予備照射試験燃料4体、 PWR型大飯2号機短尺化試験燃料2体、 PWR型玄海2号機短尺化試験燃料（過渡出力 JMTR/BOCA照射）1体と、前年度からの継続試験燃料7体について照射

後試験を実施した。これらの主な試験内容は、燃料棒の外観、X線、寸法、被覆管探傷、γスキャン等の非破壊検査と燃料棒内FPガス捕集・分析、発熱量測定試料の作製、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。

③JRR-3M標準型燃料要素の照射後試験

改造 JRR-3の供用期間中の燃料要素検査として、初装荷燃料に係る定常燃焼度達成時の照射健全性を確認するため、平成5年度には、新たに2体の燃料要素が搬入され照射後試験を開始した。本年度は、2体の燃料要素を解体し、燃料板を取り出したあと、1体の燃料板20枚について、外観、X線検査、定点γ線スペクトル測定などの非破壊検査を実施した。

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、幅広い照射後試験の要求に対応している。本年度は、核融合炉用材料の真空高温引張試験、曲げ試験、HTTR用高性能被覆燃料粒子の開発研究に係る ZrC被覆層の格子定数測定（X線回折）、原子炉構造材料の腐食挙動に対する照射効果の研究及び原子炉用圧力容器の非破壊脆化診断法を確立するための電気化学的腐食特性試験などを継続実施するとともに、新たに、JRR-3Mの供用期間中の炉心構造物検査として、重水タンク（アルミニウム合金）の高速中性子による機械的性質の変化と健全性を確認するために第1回目の監視試験片のキャプセルからの取り出しを行った。

〔所外利用照射後試験〕

平成4年度契約分の「原電東海発電所モニタリング用燃料の照射後試験に関する調査」及び5年度契約の「原電東海発電所圧力容器鋼材の経年変化に関する調査」、「原電東海発電所炉内構造材の保守簡易点検」について、非破壊検査及び破壊検査の全ての作業を終了し、その結果を原電に報告して終了した。引き続き平成5年度分の「原電東海発電所モニタリング用燃料の照射後試験に関する調査」を平成6年2月に契約し、非破壊検査を開始した。

(4)技術開発

照射後試験法の技術開発では、X線回折による軽水炉使用済燃料の格子定数測定法の開発を実施し、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、材料の照射後試験用装置として、高サイクル疲労試験装置の開発を実施し、材料応用工学研究室によるFE-TEMの開発を行い、ホットラボへの設置を実施した。

4.2 保守・整備状況

4.2.1 本体施設の保守・整備

(1)概　要

本体施設の保守・整備は、平成5年度年間使用計画に従って実施された。主な保守・整備事項を以下に記す。

(2)主な保守・整備事項

①内装機器の保守等

高サイクル疲労試験装置の新規整備1件、P型ペリスコープ用試料ステージなど3件の更新・整備、機械強度試験機等装置関係の定期点検（非定常点検整備を含む）26件、故障修理8件

を実施した。Table 4.2.1 に主な内装機器の保守状況を示す。

②遠隔操作機器の整備と保守

ホットラボのケーブ・セルに設置されている遠隔操作機器には、合計73台のマスタースレーブマニプレータ、2台のパワーマニプレータ、3台のホイストがある。今年度は、このうち M-7型1台、M-8型2台のマスタースレーブマニプレータを更新した。平成5年度は、マスタースレーブマニプレータの14件（前年度22件）、パワーマニプレータの1件（前年度1件）の故障修理を実施した。なお、ホイストは0件（前年度1件）であり、遠隔操作機器の故障修理件数は、前年よりやや少ない件数となった。

③モニタリング、冶金ケーブ間仕切りC扉の保守点検

モニタリングケーブDT-MT,MT- 冶A間の間仕切りC扉について、ケーブ天井から引き抜き点検したところ、扉と壁との多くの部分にせりが認められた。原因は、経年変化による扉の膨らみ等によると推定された。扉と壁の該当部周辺を除染し、オイルストン、エミリクロス等で研磨し、扉には、シャーシグリスを塗布、壁側は、塗装等の焼きつき及び異物を取り除いてグリスを塗布した後、組立調整した。また、冶C－冶D間の間仕切りC扉についても同様の補修を行った。これらの結果は非常に良好で、円滑な扉駆動が確認されており、この補修以後は、それ以前に比べてC扉故障の件数が減少している。

④環境、安全等の改善

イ．管理区域内洗浄設備（シャワー室）の改修

冶金汚染検査室及び化学汚染検査室に設置されている管理区域内洗浄設備（シャワー室）は、身体汚染除去に用いる設備であるが、従来の設備は老朽化による温水給水の汚濁（温水配管系の濃褐色錆水）のため、事実上使用出来ない状態であった。このため従来の温水配管系の使用を止め、シャワー室の給湯器としては電気温水器を設置して上水を使用する方式に改修したものである。主要配管は SUS製として長期使用に耐える構造とした。

ロ．工作室及び廃液タンク室屋根補修

屋根材の老朽化のため、工作室及び廃液タンク室の雨漏れがあったための屋根更新である。工作室の陸屋根は、今回工事では傾斜を持たせて、表面ウレタン塗装工法とした。廃液タンク室は、従来と同じ形状・工法のスレート葺きとした。

ハ．サービスエリア窓雨漏れ改修

サービスエリア窓のシーリング材の経年劣化による雨漏れがあり、安全上でも重大な問題となってきたために改修した。シーリングは、シリコン系シーリング材を用い、施工範囲は、サービスエリアを含む管理区域全域の建家外面にある窓全部とした。

ニ．マニプレータ(M-H型) 引抜装置の設置

鉛セル及びSEセルに M-H型マニプレータ引抜装置を設置した。装置は、既設天井梁にH型鋼材を設置し、トロリー及びチエンブロックを取り付けたもので、該当場所と作業目的に合わせて作業性向上のための工夫を加えた。従来は、人力で行ってきたこれらのセルでのマニプレータ引き抜き作業は、本装置の利用により安全性の向上が見込めることとなった。

ホ．ページング用電源の無停電化

ページング用電源は、通常時は商用電源が供給され、商用停電時には非常用電源が供給さ

れるシステムである。商用停電後、約45秒後に非常用電源が自動運転されるので、この約45秒間は使用出来ないことになっていた。ページングは、課内連絡や一斉指令放送等に用いられ、特に緊急時に重要となる設備であり、前記の45秒間や商用停電時に特殊な条件が重なって非常用電源が起動されない場合に使用出来ないのは安全上問題であるとの指摘があり、無停電化したものである。今回の変更は、装置に電池を内蔵させ、停電時でも約1時間の電池駆動を可能とした。

⑤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、ケーフ・セル等の故障修理4件、治工具製作等の工作関係36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したもので、本年度は20件（延べ日数44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課ににによって気体廃棄設備、液体廃棄設備、受変電設備、非常用電源設備、空気圧縮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はなかった。定期自主検査の実施状況をTable 4.2.4 に示す。

4.3 放射線管理状況

4.3.1 概 況

平成5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、ケーブ・セル鉛ガラスの除曇作業、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 線量等量

ホットラボに係る作業をした者（職員及び外来者）の実効線量等量をTable 4.3.1 に示す。年間の集団実効線量等量は、32人・mSv であった。また、指先の組織線量等量の測定を要したものは56人であり、着用期間における線量等量の最大値は 17.1mSvであった。実効線量等量及び組織線量等量ともに、保安規定に定める警戒線量等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, ^{125}Sb 及び ^{131}I は、照射済燃料の切断や研磨作業により放出されたものである。これらの年間

総排出量は、それぞれ23GBq 、1.2MBq及び6.4kBq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 4.1.1 年度別ホットラボ利用受付と終了件数の推移

項目 ＼ 年度	1		2		3		4		5	
区分	所内	所外	所内	所外	所内	所外	所内	所外	所内	所外
	計		計		計		計		計	
前年度からの継続	64	3	68	2	58	2	60	5	55	2
	67		70		60		65		57	
本年度申込	51	3	33	3	23	5	38	2	56	6
	54		36		28		40		62	
合計	115	6	101	5	81	7	98	7	111	8
	121		106		88		105		119	
終了件数	47	4	43	3	21	2	43	5	43	6
	51		46		23		48		49	

Table 4.2.1 内装機器の保守整備

内装機器名	設置場所	担当係	保守整備状況
燃料板寸法測定装置（ＪＲＲ－３Ｍ用）	冶金Ｃケーブ	試験１	点検調整（５年11月）
Ｘ線撮影装置	クリーンケーブ	試験１	点検調整（５年９月）
Ｐ型ペリスコープ用試料ステージ	クリーンケーブ	試験１	更　新（５年９月）
自動現像機	冶金暗室	試験１	定期点検（５年11月）
万能投影機	スチールセル	試験２	故障修理（５年４月）：微動載物台駆動ユニット故障
シャルピ衝撃試験機	スチールセル	試験２	定期点検（５年８月）：日本海事協会検定（ＮＫ） 故障修理（５年10月）：恒温槽電磁弁故障 故障修理（５年12月）：位置検出センサー故障
遠隔操作型引張試験機	スチールセル	試験２	故障修理（５年７月）：メインアンプ内の空冷ファン故障 故障修理（５年９月）：コントローラー内のＩＣ故障 定期点検（５年９月）：日本海事協会検定（ＮＫ） 故障修理（６年１月）：コントローラー内のＩＣ故障
高サイクル疲労試験装置	冶金Ｃケーブ	試験２	新規整備（５年11月）
真空焼鈍炉	スチールセル	試験２	故障修理（５年９月）：ターボ分子用操作ユニット内の冷却ファン故障
セル内コンベア	ＳＥセル	試験３	定期点検（６年２月）：異常なし
電子顕微鏡(EPMA)	ＳＥセル	試験３	定期点検（６年２月）：異常なし
遠隔操作型カーボン蒸着装置	ＳＥセル	試験３	定期点検（６年２月）：異常なし
試料埋込装置	U/M鉛セル	試験３	定期点検（６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（６年３月）：異常なし
精密切断機	U/M鉛セル	試験３	定期点検（６年３月）：異常なし

Table 4.2.1 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
研磨廃液処理装置	U/M鉛セル	試験3	定期点検（6年3月）:異常なし
研磨機	U/M鉛セル	試験3	定期点検（6年3月）:異常なし（1台更新）
遠隔操作型ビッカース硬度計	U/M鉛セル	試験3	定期点検（6年3月）:異常なし
金相観察用試料表面処理装置	U/M鉛セル	試験3	真空系故障のため試験に必要な真空度が得られず点検、修理、調整中
低倍率顕微鏡	U/M鉛セル	試験3	定期点検（6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（6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（6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（6年3月）:異常なし
FPガス捕集装置	化学Aケーブ	試験4	定期点検（5年8月）:異常なし
FPガス分析装置	化学操作室	試験4	修理改造（5年11月）:バルブ、配管更新、フィルタ新設 定期点検（6年2月）:異常なし
被覆粒子超高温加熱試験装置	セミホットセル 1	技術3	点検調整（5年10月）:真空排気系，圧縮空気系，ベルジャー上下機構部，プログラムコントローラ 点検（5年11月）:温度校正〔メルトワイヤー法〕 点検（6年2月）:圧空排気電磁弁の分解（パッキン交換）
密度測定装置	ジュニアセル L1	技術3	整備（5年9月）:データ基準分銅，温度測定器電子天秤（予備），データ処理装置
X線回折装置	セミホットセル 3	技術3	点検調整（5年11月）:X線光軸の調整，ゴニオ，X線発生装置，HVPHA
微小焦点X線発生装置	ジュニアセル L7	技術3	点検調整（5年9，10月）:X線装置，Cu反射ターゲット（交換）高圧ケーブル点検，高圧トランスオイル交換

Table 4.2.2 平成5年度放射性汚染除去作業実績

実施期日	除染場所	除染目的	核種	程度 Bq/cm²	延人数 職員	延人数 業者	装備
6月10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	10	加圧式フード
7月12日 ～14日	化学A ケーブ	定期自主検査に伴う除染	^{137}Cs	4.0	6	15	加圧式フード
7月19日 ～21日	ストレージ ケーブ	定期自主検査に伴う除染	^{137}Cs ^{60}Co	10^4	18	18	エアラインスーツ
7月30日	冶金C ケーブ	定期自主検査に伴う除染	^{137}Cs	4.0	3	6	加圧式フード
8月16日 ～27日	ダーティ ケーブ	定期自主検査に伴う除染	^{137}Cs ^{60}Co	10^4	60	80	エアラインスーツ
8月23日	ジュニアセル(L) No.4, 5, 6	定期自主検査に伴う除染	^{137}Cs	0.7	2	5	加圧式フード
8月23日 ～26日	スチールセル No.1～6	定期自主検査に伴う除染	^{59}Fe ^{60}Co	40.0	16	24	加圧式フード
8月31日 ～9月2日	クリーン ケーブ	定期自主検査に伴う除染	^{137}Cs	40.0	11	18	浄気式加圧服
9月 3日	冶金A ケーブ	定期自主検査に伴う除染	^{137}Cs ^{60}Co	40.0	3	6	加圧式フード
9月13日 ～14日	化学B ケーブ	定期自主検査に伴う除染	^{137}Cs	8.3	4	10	加圧式フード
11月 1日	冶金C ケーブ	高サイクル疲労試験機据付け調整前の除染	^{137}Cs	40.0	3	5	浄気式加圧服
11月 2日	セミホットセル No.3	照射後試験終了に伴う除染	^{137}Cs	0.92	2	2	全面マスク
1月24日	メンテナンス ケーブ	照射後試験終了に伴う除染	^{137}Cs	4.0	3	3	全面マスク
2月 4日	セミホットセル No.2	照射後試験終了に伴う除染	^{137}Cs	0.6	1	2	全面マスク
2月 8日	セミホットセル No.1	照射後試験終了に伴う除染	^{137}Cs	3.7	1	2	全面マスク
2月 9日	メンテナンス ケーブ	照射後試験終了に伴う除染	^{137}Cs ^{60}Co	40.0	3	4	加圧式フード
3月14日 ～18日	鉛セル & メンテナンスケーブ	U／M鉛セルの定期自主検査に伴う除染	^{137}Cs	40.0	20	40	浄気式加圧服
3月14日	メンテナンス ケーブ	内装機器搬出に伴う除染	^{137}Cs	40.0	3	5	加圧式フード
3月24日	メンテナンス ケーブ	内装機器搬出に伴う除染	^{137}Cs	40.0	2	2	全面マスク
3月25日	冶金C ケーブ	照射後試験終了に伴う除染	^{137}Cs	40.0	3	4	加圧式フード
合計（延日数：44日）					168	261	――
7月	U/M鉛セル用 キャスク	運搬物による汚染に伴う機器除染	^{137}Cs	170.0			放射性廃棄物管理

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	目盛校正	93. 9. 1～93. 9.30
	背面扉	作動試験	〃
	間仕切扉	作動試験	〃
	パワーマニプレータ	作動試験	〃
	予備排風機	作動試験	〃
	非常用スイッチ	作動試験	〃
		関連機器間のインターロック作動試験	〃
負圧監視警報装置	検出器	水中マノメータ校正	93. 1.17～93. 3.18
	記録計	基準電圧校正	〃
	警報盤	基準電流校正	〃
消火設備	消火剤貯蔵装置	消火薬剤量確認	93. 9.16, 94. 3. 1
	起動装置	ガス圧確認、作動試験	〃 〃
通報設備	一斉指令装置	聴取試験	93. 7. 7～93. 8. 1
	ページング	聴取試験	〃
警報設備	事故現場表示盤	模擬信号による入力試験	94. 3. 1～94. 3.18

Table 4.2.4 特定施設定期自主検査の実施状況

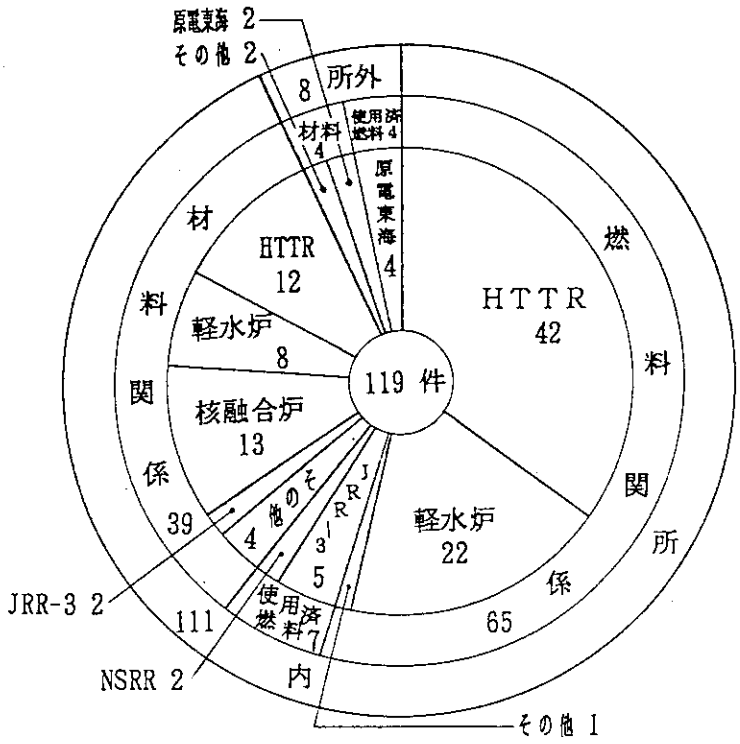
設備名		機器名	検査項目	備考
電源設備	受変電	変圧器 配電盤 保護継電器	絶縁抵抗測定、設置抵抗測定 〃 遮断器の保護継電器による作動試験	H5.4～H6.3
	非常用電源	発電機 配電盤	商用電源停電起動試験、外観検査 絶縁抵抗測定	H5.4～H6.3
気体廃棄設備		排風機 フィルタ装置	絶縁抵抗測定、作動試験、外観検査 風量測定、風向測定 フィルタ捕集効率測定、外観検査 フィルタ差圧測定	H5.4～H6.3
液体廃棄設備		ポンプ 配管・バルブ ピット・タンク	絶縁抵抗測定、作動試験 漏洩点検・試験、外観検査 〃　　〃	H5.4～H6.3
空気圧縮設備		圧縮機 安全弁	作動試験	H5.4～H6.3
警報設備		非常用電源 気体廃棄設備 液体廃棄設備 空気圧縮設備	作動試験 〃 〃 〃	H5.4～H6.3

Table 4.3.1 放射線業務従事者の実効線量当量

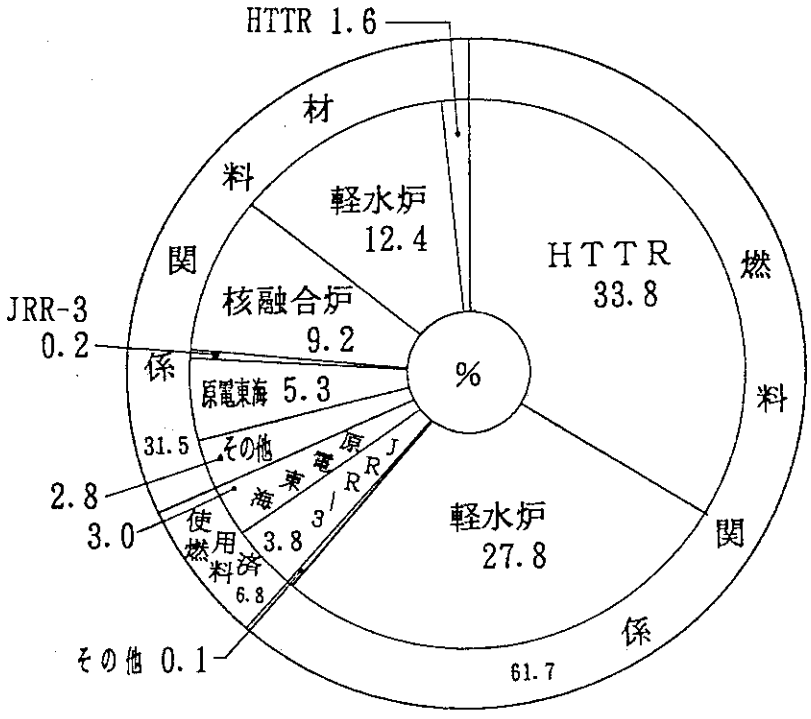
項目＼期間	第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期	年間
作業者数（人）	82	131	127	137	222
集団実効線量等量（人・mSv）	1.4	22.8	7.1	0.7	32.0
平均実効線量等量（mSv）	0.02	0.17	0.06	0.01	0.14
最大実効線量等量（mSv）	0.5	2.8	1.9	0.3	4.1

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)	2.3×10^{9}	6.2×10^{7}	9.9×10^{9}	1.1×10^{10}	2.3×10^{10}
	ダスト	^{137}Cs	平均濃度　(Bq/cm³)	$< 2.9\times10^{-10}$	$< 3.2\times10^{-10}$	$< 1.2\times10^{-10}$	$< 4.2\times10^{-10}$	――
			放出量　(Bq)	0	0	0	0	0
		^{125}Sb	平均濃度　(Bq/cm³)	9.4×10^{-9}	4.3×10^{-9}	4.8×10^{-9}	2.5×10^{-9}	――
			放出量　(Bq)	5.7×10^{5}	2.6×10^{5}	3.0×10^{5}	8.2×10^{4}	1.2×10^{6}
		^{131}I	平均濃度　(Bq/cm³)	――	――	$< 1.1\times10^{-9}$	――	――
			放出量　(Bq)			6.4×10^{3}		6.4×10^{3}
サブ	ダスト	^{137}Cs	平均濃度　(Bq/cm³)	$< 2.8\times10^{-10}$	$< 5.4\times10^{-10}$	$< 1.2\times10^{-10}$	$< 3.4\times10^{-10}$	――
			放出量　(Bq)	0	0	0	0	0



分 野 別 利 用 件 数



分 野 別 利 用 状 況（試験時間）

Fig. 4.1.1　東海ホットラボ施設利用状況（平成５年度）

5. 試験技術開発

5.1 ホット試験技術課

5.1.1 ペレット融点測定装置の開発

(1)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。UO_2の融点に及ぼす燃焼度の影響は、Christensen[1) 2)] やBates[3)] の測定によるデータがあるが、前者は燃焼による融点の降下を、後者は燃焼度依存がほとんどないことを報告している。彼らが用いたタングステン”V”フィラメント法は、高温での酸素／金属比の変化や試料の蒸発などの実験上のファクターが測定に影響している。そこで、照射済燃料ペレットをタングステンカプセルに封入することにより、これらの誤差要因を少なくし、高周波加熱炉で加熱したときの試料温度を二色温度計で測定し、得られた温度曲線上のサーマルアレスト（物質が溶融するときの潜熱により温度上昇が停滞すること）を検出することによって、融点を求めるペレット融点測定装置を開発し、燃料試験施設の$\beta\gamma$コンクリートNo.6セル内に設置した。

(2)装置の詳細

ペレット融点測定装置は、装置本体部、二色温度計、高周波インバータ、冷却器、制御装置及びデータ処理部から構成される。各機器の配置構成をFig.5.1.1 に示し、主な性能をTable 5.1.1 に示す。平成5年度は照射済燃料ペレットの融点測定に本装置を適用するため、装置本体部のセル内設置に係わる付帯設備を製作し、前年度までに製作した装置本体部とともにホットセル内に設置を行い、照射後試験装置として完成させた。

装置本体部のセル内搬入は、装置が重量物であるため天井走行クレーンを用いて、セル天井開口部より行い、所定の場所にインセルクレーンを用いて移動し、据え置いた（Fig.5.1.2 参照）。装置本体部は地震の際に移動しないように既設作業架台に固定されている。高周波インバータと冷却器1を地下サンプリング室に設置し、冷却器2とその他の制御盤及びデータ処理部を操作室に設置した（Fig.5.1.3 参照）。

セル内の装置本体部と操作室等に設置した制御操作盤の電気ケーブル配線は、壁貫通放射線遮蔽プラグを製作して行った。プラグ材質はステンレス鋼（SUS304）とし、配線用の貫通部はケーブルの収納効率と放射線漏洩を考慮して、プラグ外周に3条2回転の螺旋状溝とし、2本使用した。高周波インバータの地下サンプリング室設置に伴い、セル内に設置した高周波加熱炉との距離が約25mと長くなるため、高周波ケーブルは高周波障害を防ぐためにステンレス製シールドダクトに収納した。また、整合トランスを高周波加熱炉の近傍に設置することにより、高周波電流を効率よくタングステンカプセルに投入できる。これらのケーブルは、配線作業及び保守作業性を考慮して、操作室側壁に中継ボックスを取り付け、端子台又はコネクターで容易に接続できる。一方、セル内の高線量下における高周波加熱炉内の試料温度を精度良く測定するためファイバー

式二色温度計を用い、分離した集光部のみをセル内に、放射線ダメージの受け易い検出部を操作室に設置し、その間を耐放射線性光ファイバーで接続することにより、遠隔による超高温領域（最高3,100 ℃）の温度測定を可能とした。

セル内の高周波加熱炉は、操作室に設置した冷却器2により閉ループで水循環冷却される。また、冷却器2と高周波インバータは地下サンプリング室に設置した冷却器1で水循環冷却される。

本設置後、非放射性試料を用いた特性試験の結果、セル内設置前に行った特性試験の結果と同等であることを確認した。アルミナ試料の加熱温度曲線をFig.5.1.4 に示す。この曲線において融点を求めるための明瞭なサーマルアレストが検出できることがわかる。

(3)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、ＴＭＩデブリの溶融過程の挙動解析に必要なデータ等を提供することが可能となる。また、平成５年度には仏国カダラッシュ研究所依頼の未照射セラミック(ZrO_2)サンプルの融点測定を実施した。

平成６年度は、未照射及び照射済UO_2 燃料を用いたモックアップ試験を行うとともに、試料調製としてタングステンカプセル溶接技術も併せて確立する計画である。

参考文献

1)J. A. Christensen, "Irradiated Effects on Uranium Dioxide Melting", HW-69234 (1962)
2)J. A. Christensen, et al., "Melting Point of Irradiated Uranium Dioxide", WCAP-6065 (1965)
3)J. L. Bates, "Melting Point of Irradiated Uranium Dioxide" J. Nucl. Mat., 36 (1970) 234-236

5.1.2　イオンマイクロアナライザの開発

(1)概　要

軽水炉燃料の高燃焼度化に伴い、燃料ペレット等の照射挙動を詳細に把握するために、ミクロ領域における定性・定量分析が必要とされている。高燃焼度燃料で特異的に生じる照射挙動、即ち、ペレット周辺リム部からのＦＰガス放出、ＰＣＩ（ペレット被覆管相互作用）、燃料内部の化学的変化（U_4O_9 の生成、腐食性ＦＰの蓄積）、被覆管の水側腐食（酸化膜増加、水素脆化）等を解明するために、燃料ペレット及び被覆管にイオンビームを照射し、放出される二次イオンを質量分析することにより固体表面微小領域の３次元分析、同位体分析等の機能を有した遮蔽型イオンマイクロアナライザ（以下、ＩＭＡという。）を開発中である。

ＩＭＡの開発は、平成４年度の全体設計に引き続き、平成５年度にビーム系の製作を行うとともに、放射性試料の取り扱いに伴う二次イオン検出器のノイズ低減化を図るための遮蔽設計を行った。平成６年度は試料系、真空系、二次電子検出器に係わる検出系及び制御系の設計・製作を

行い、平成７年度に二次イオン検出器に係わる検出系及び制御系、並びにデータ処理系の設計・製作を行いコールド試験装置として完成させ、平成８年度に放射性試料を取り扱うための遮蔽体を付加し、遮蔽型ＩＭＡとして完成させる計画である。

(2)装置の詳細

ＩＭＡ本体部の一部であるビーム系は、ガスイオン銃、セシウムイオン銃及び電子銃により構成される。ＩＭＡ本体部の構成図をFig. 5.1.5に示す。

①ガスイオン銃

ガスイオン銃は、試料中の金属ＦＰ、超ウラン元素等の分析を目的として効率よく正の二次イオンを放出させるため、照射イオンとしてAr^+の希ガスイオンの他に、O_2^+などの電気陰性度の高いガスイオンを照射する一次イオン源である。ガスイオン銃の主な仕様をTable 5.1.2 に示す。

ガスイオン銃の概念図をFig.5.1.6 に示す。ガスイオン銃の構成は、イオンソース部、ビーム収束部、ビーム走査部に分けられる。イオンソース部の電離室に導入されたガスは、冷陰極で放射・加速された電子によりイオン化される。この際、電離室を囲んでいるマグネットコイルで電子をラセン運動させることにより電子の飛程を長くし、高い電離効率を得ることができる。

円筒形の引き出し電極で引き出されたイオンは、収束するとともに所定の加速電圧まで加速され、直交した電場電極と磁場電極（ウィーンフィルタ）内を垂直方向に通過することにより、イオンの質量分離効果によってイオン源中の不純物が除去される。また、イオンビーム径を細く絞るために口径の異なるピンホールを有した選択式対物アパチャを備えている。

ビーム走査部においては、ビーム偏向電極でイオンの軌道を変化させることにより中性粒子が除去される。この様にして得られた高純度の一次イオンビームは、試料の面分析を行うため、走査プレートによりＸＹ方向にスキャンし、対物レンズにより最終ビーム収束を行い、試料の分析面に到達する。

②セシウムイオン銃

セシウムイオン銃は、被覆管表面酸化膜の酸素等の分析を目的として効率よく負の二次イオンを放出させるため、照射イオンとしてCs^+の金属イオンを照射する一次イオン源である。セシウムイオン銃の主な仕様をTable 5.1.2 に示す。

セシウムイオン銃の概念図をFig.5.1.7 に示す。セシウムイオン銃の構成は、ガスイオン銃とほぼ同じで、このうち、ビーム収束部、ビーム走査部についてはガスイオン銃と同一の機能を有している。

セシウムイオン銃におけるセシウムのイオン化機構は、リザーバヒータで気化させたセシウム蒸気を、高温に加熱した多孔質タングステン（フリットヒータ）を通過させることにより、この際の表面電離機構によってCs^+にイオン化される。その後、セシウムイオンビームとして引き出され、ビーム収束部、ビーム走査部によってビームに含まれている不純物の除去、ビーム収束及びスキャンが行われる。

③電子銃

一般に、絶縁物試料を分析する際、イオン照射によって生じる二次イオン、二次電子などの放出によって電荷が試料表面に蓄積し、試料表面の電位が変化する。このため二次イオンの安定し

た測定が困難になる。この様な場合、電子銃で試料表面に電子ビームを照射することにより試料の帯電を中和することができる。また、分析位置の確認用として二次電子像を観察するため、細く絞った電子ビームを走査できる。

電子銃の主な仕様をTable 5.1.2 に示す。電子ビームは、タングステンフィラメントから熱電子放出により発生し、ウェーネルト、アース間で加速される。また、収束レンズで絞った電子ビームを走査プレートによって走査できる。

(3)二次イオン検出器の遮蔽設計

ＩＭＡによる分析では、イオンビームを試料に照射し、スパッタリングによって放出される二次イオンを二次イオン検出器内のチャンネルトロンで検出する。しかし、放射性試料を取扱う場合、チャンネルトロンが試料からの放射線を検出し、バックグランド（ＢＧ）を増加させ、分析精度を低下させることが考えられる。そのため、二次イオン検出器のノイズを低減するために二次イオン検出器内部に部分的な遮蔽を施すことにした。ここでは、二次イオン検出器の遮蔽に関して、部分遮蔽の必要性、部分遮蔽の検討及びＢＧの評価について以下に概略を示す。

①部分遮蔽の必要性

試料への一次イオン照射により放出される二次イオンは極微量であるが、ＩＭＡでは増幅率の極めて大きいチャンネルトロンを使用するため、試料のマトリクス元素から ppbレベルの極微量元素の検出が可能である。したがって、チャンネルトロンのＢＧを低く抑えることが高感度分析に不可欠となる。今回開発のＩＭＡでは放射性試料を取扱うため、試料より放出されるγ線がチャンネルトロン内で光電効果等により電子を叩き出し、これが増幅されＢＧレベルを増加させると考えられる。よって、二次イオン検出器内部に部分遮蔽を施しチャンネルトロンへ到達する放射線をできるだけ抑えることが必要となる。

②部分遮蔽の検討

ＩＭＡ（アトミカ社製SIMS4000）に用いる二次イオン検出器は、スイスのポールシェラー研究所（ＰＳＩ）で照射後試験に適用している二次イオン質量分析装置（アトミカ社製A-DIDA3000）の二次イオン検出器と基本的構造が同じである。したがって、ＰＳＩと同等の部分遮蔽を施すことにより同レベルのＢＧに低減する効果が見込める。ここでは、分析精度に影響を及ぼさない程度で可能な限り遮蔽材を配置することとし、二次イオン引き込み部と四重極部間の第１部分遮蔽に加え、チャンネルトロン手前に第２部分遮蔽を配置することとした。二次イオン検出器の部分遮蔽構造図をFig.5.1.8 に示す。

部分遮蔽に使用する材料は、二次イオン検出器内部のスペースが限られているため、γ線の減衰効果の大きいものが有効である。一般に、質量数が大きく、放射化されにくく、加工性の良い鉛材がよく使用されるが、ＩＭＡによる分析では超高真空（10^{-7}～10^{-9}Pa）が要求されるため、蒸気圧の高い鉛材は使用できない。そこで、これらの条件を満たす遮蔽材料として重金属であるタングステン合金（DENSIMET 18）を選定した。DENSIMET 18の組成は、タングステン95%、ニッケル３～４%、鉄１～２%で、密度は約18g/cm^3 である。

また、二次イオン引き込み部は、試料に近いため試料からスパッタされる放射性粒子が引き込み電極に付着し、汚染が蓄積されると思われる。このため、保守を容易に行えるように二次イオ

ン引き込み部をプラグイン式により簡単に脱着が可能な構造とした。

③バックグランド評価

ＰＳＩ及びＩＭＡの二次イオン検出器の場合について、放射性の試料より放出されるγ線が、二次イオン検出器の後端部に位置するチャンネルトロンの偏向電極部に到達する照射線量率を計算し、ＰＳＩにおける二次イオン検出器のＢＧとの相関関係より、当ＩＭＡにおけるＢＧを推定した。評価上の線源は、ＰＳＩで取り扱い実績のある数種類の放射性試料（^{60}Co線源）とＩＭＡにおける最大取扱い量である 0.37TBqの混合酸化物(MOX) 燃料（初期Pu富化度：5wt%、燃焼度：56GWd/t 、冷却日数：90日）とした。計算結果をFig.5.1.9 に示す。ＰＳＩにおける照射線量率に対するＢＧの直線上に、ＩＭＡで MOX燃料を使用するときの照射線量率をプロットすると、ＩＭＡのＢＧの推定値は１CPS 程度に抑えられることが判った。また、ＩＭＡの二次イオン検出器では、第１部分遮蔽に加え、チャンネルトロン前方に第２部分遮蔽を付加するため、第１部分遮蔽後の構造材で散乱したγ線をチャンネルトロン直前で減衰させることができ、ＢＧが計算値よりさらに低減化されることが期待できる。

(4)成　果

平成５年度は、ＩＭＡ装置本体部の一部であるビーム系として、ガスイオン銃、セシウムイオン銃及び電子銃の製作を行った。また、ＩＭＡにおいて最も重要となる放射性試料の取り扱いに伴う二次イオン検出器のＢＧ低減化を図るため、二次イオン検出器内部の遮蔽構造について検討を行った。その結果、0.37TBq の MOX燃料を使用した場合でも、標準型ＩＭＡのＢＧレベルまで抑えることができ、高感度分析が可能であることが判った。

ＩＭＡでは微小領域の同位体分析が可能であることから、高燃焼度燃料ペレット等におけるＵやPu核種及びFP核種の燃料内分布や燃焼度分布等の分析が可能となる。今後、開発計画にしたがってＩＭＡの設計・製作を継続する予定である。

Table 5.1.1 ペレット融点測定装置の主な仕様

測定法	サーマルアレスト法（Wカプセル封入）
加熱方式	高周波誘導加熱方式
最高加熱温度	3,000 ℃
温度測定	ファイバー式二色温度計
加熱雰囲気	真空（1.3 ×10^{-3} Pa ）

Table 5.1.2 イオン銃及び電子銃の主な仕様

	ガスイオン銃	セシウムイオン銃	電子銃
イオン源	空冷、冷陰極式磁場可変型	空冷、熱表面電離型	—
ビームエネルギ	0.5～15keV	2～15keV	0.5～5keV
最大ビーム電流	1.5μA以上*1	400nA以上*2	10μA 以上*3
最大ビーム密度	100mA/cm^2以上*1	30mA/cm^2以上*2	—
最小ビーム径	φ0.6μm以下*1	φ2μm以下*2	φ50～500μm
備　考	*1:15keV O_2^+照射時	*2:15keV Cs^+照射時	*3:5keV 照射時

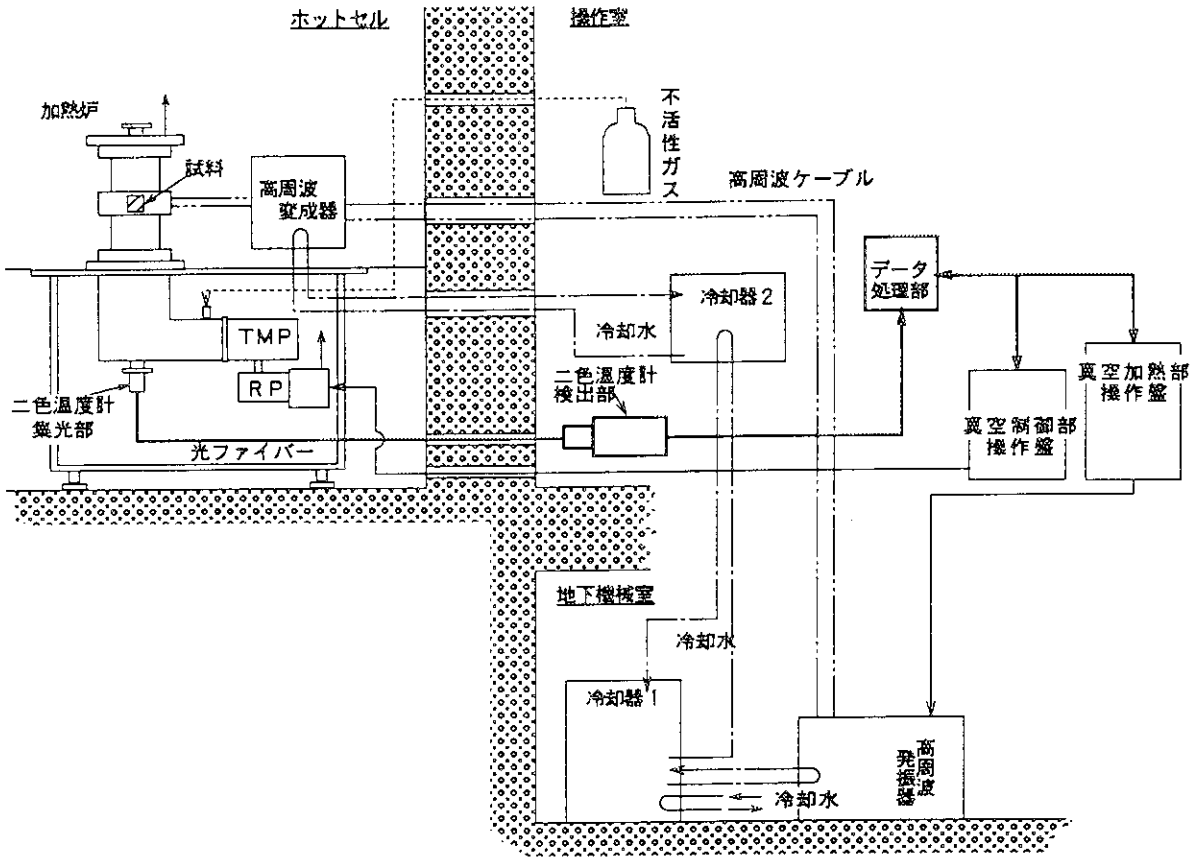


Fig. 5.1.1　ペレット融点測定装置配置構成図

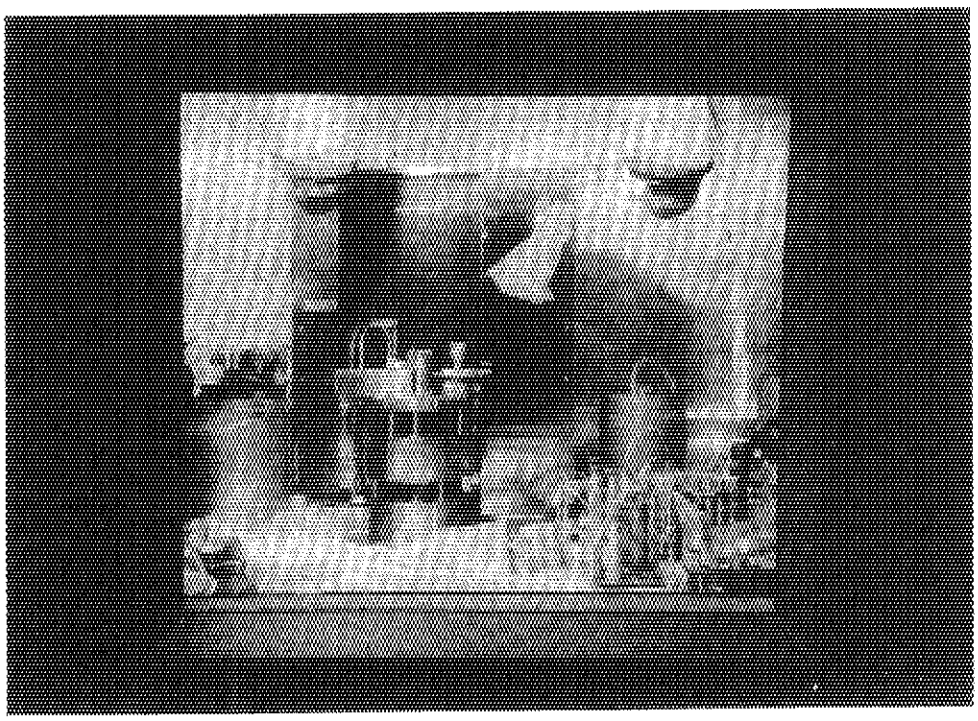


Fig. 5.1.2　ペレット融点測定装置本体部（セル内設置）

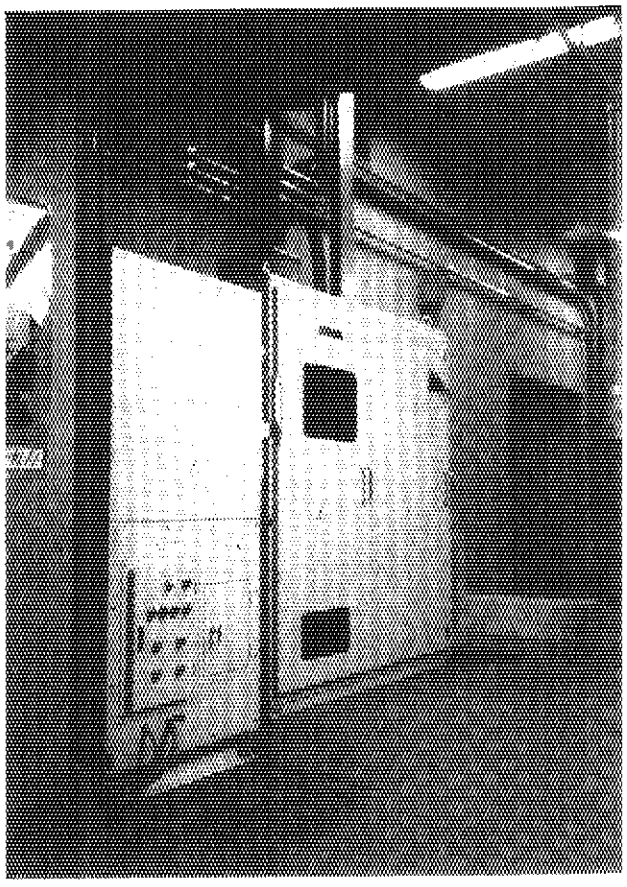


Fig. 5.1.3　ペレット融点測定装置高周波インバータ、冷却装置1（地下サンプリング室）

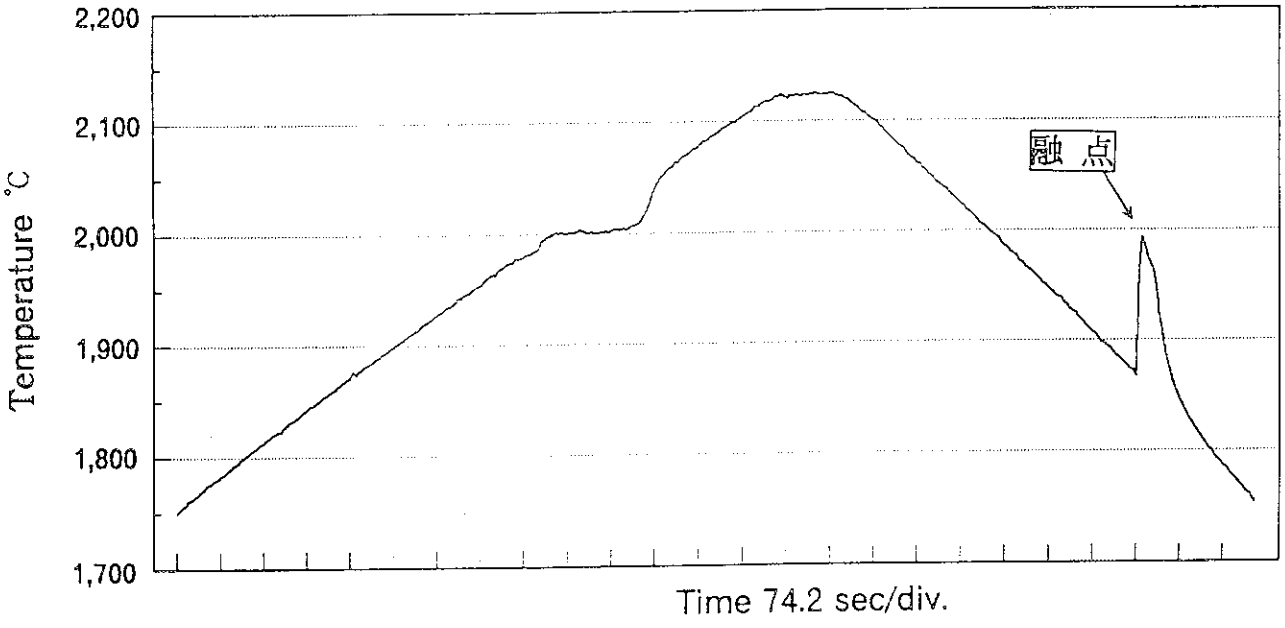


Fig. 5.1.4　アルミナ試料を測定したときの温度曲線

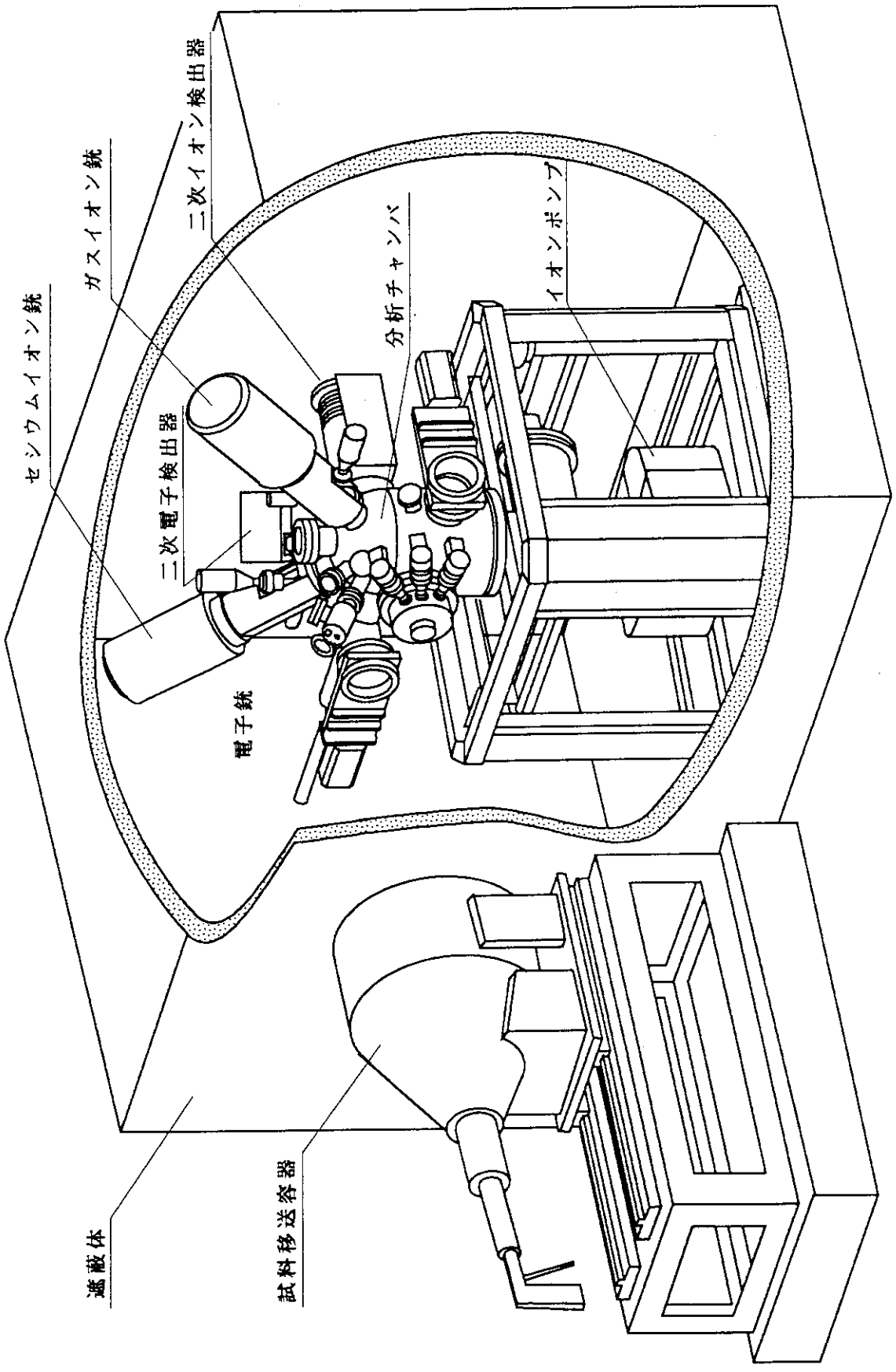


Fig. 5.1.5 イオンマイクロアナライザ構成図

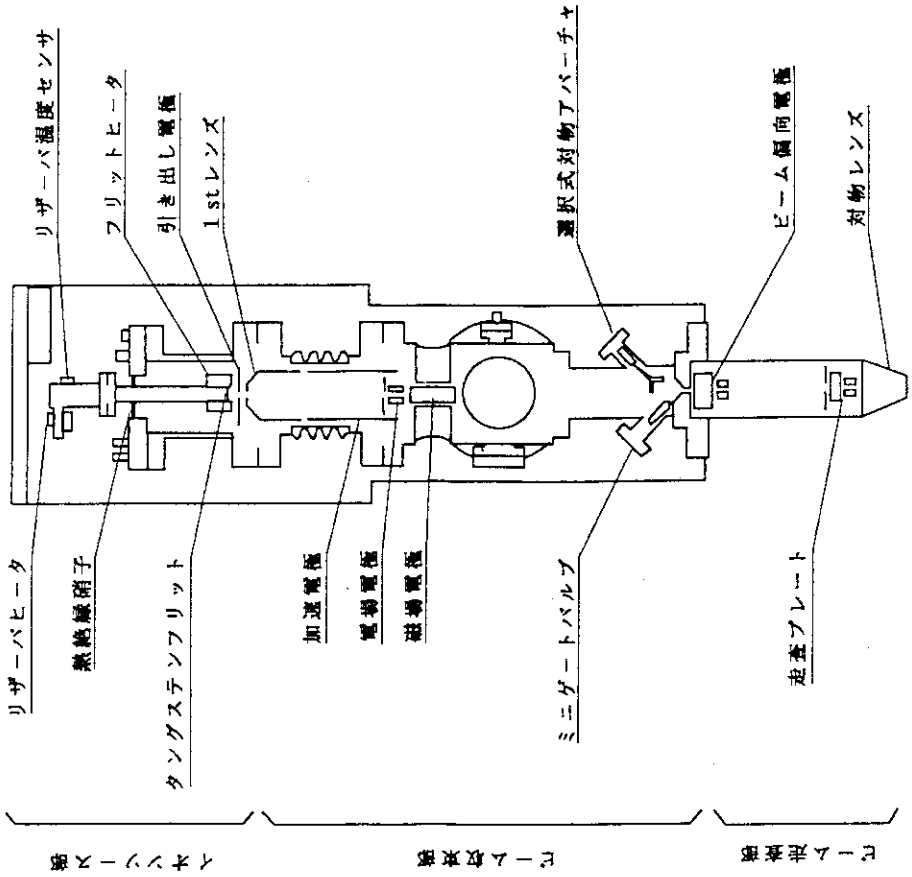


Fig. 5.1.7 セシウムイオン銃

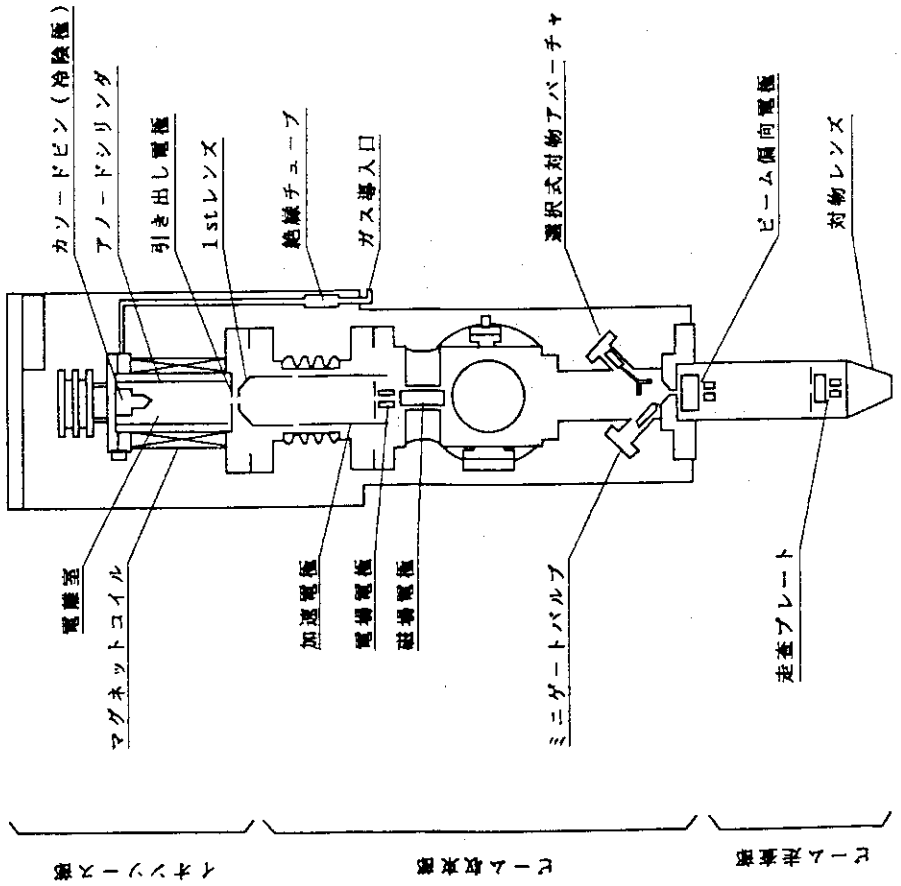


Fig. 5.1.6 ガスイオン銃概念図

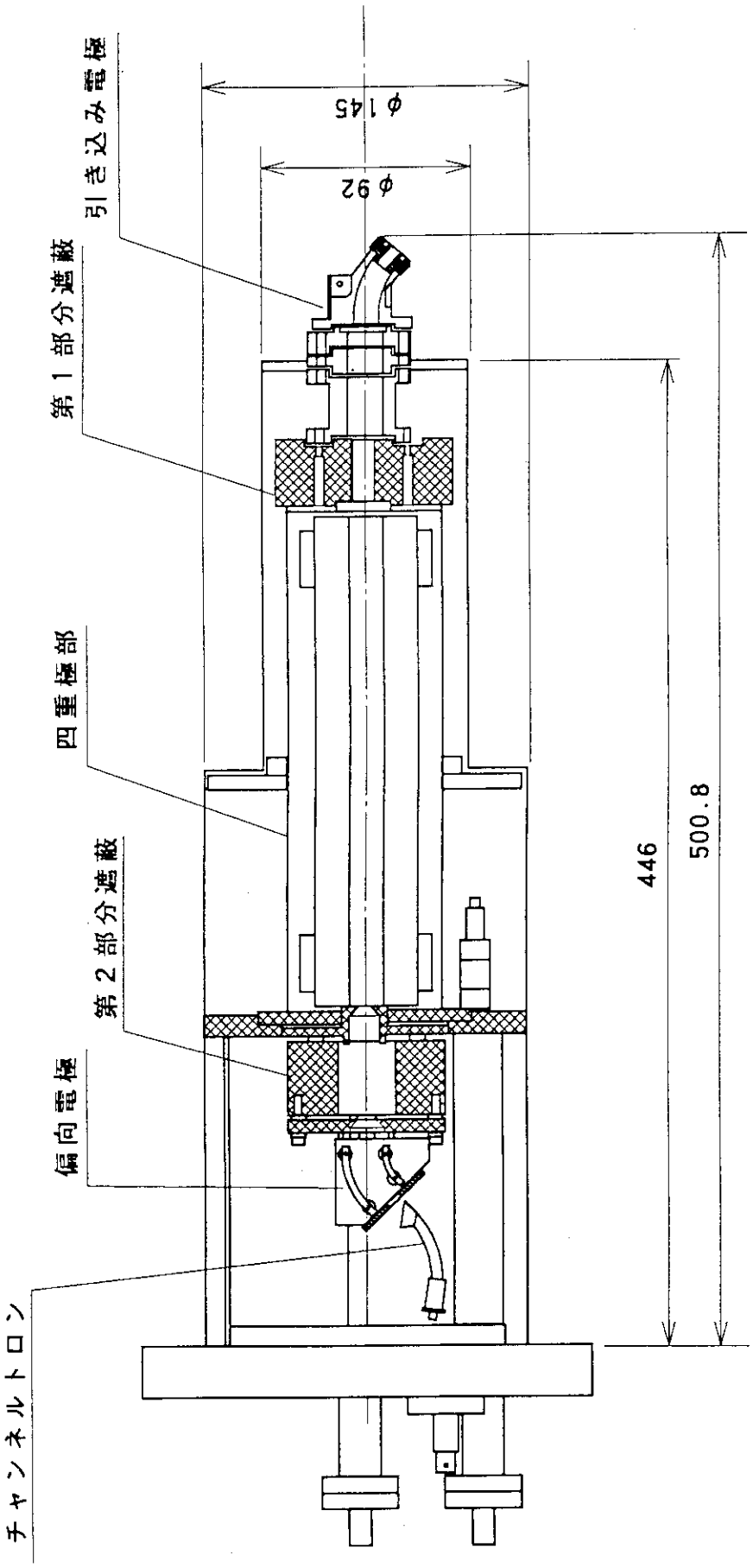


Fig. 5.1.8 二次イオン検出器の部分遮蔽構造図

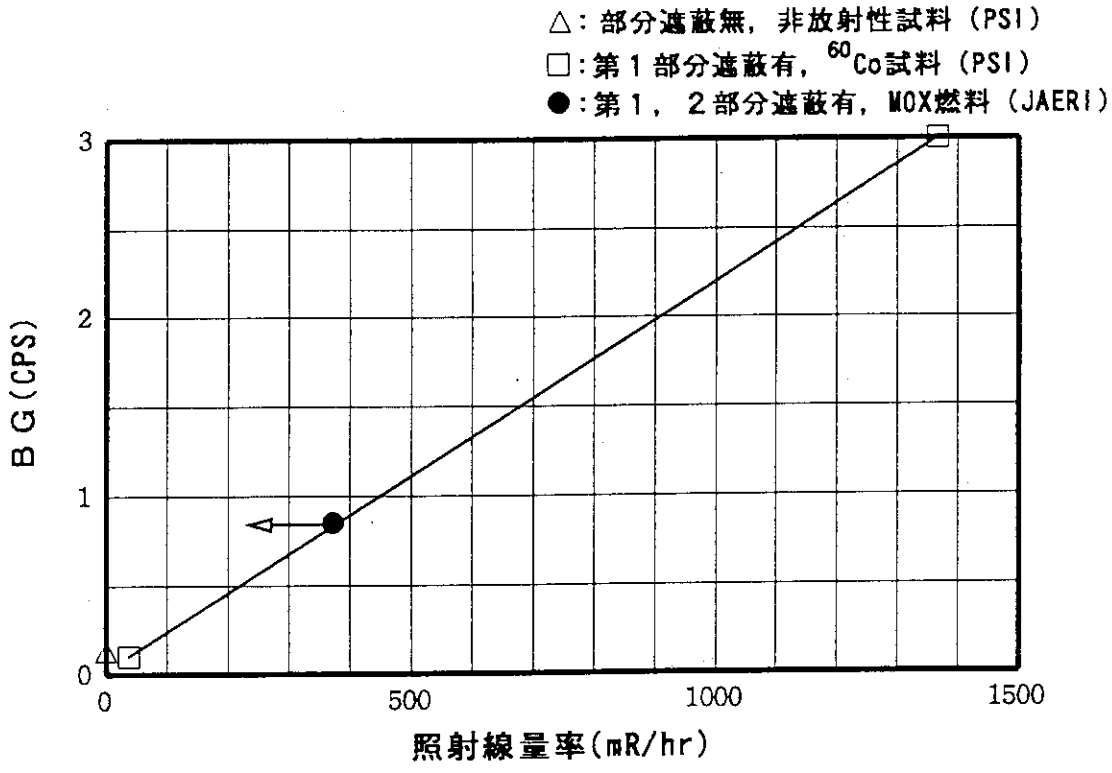


Fig. 5.1.9　照射線量率に対するバックグランド値
（原研におけるバックグランド値の推定）

5.2 実用燃料試験課

5.2.1 燃料集合体・燃料要素間隙測定装置の開発

(1)目 的

照射済燃料集合体の健全性を確認するうえで重要な試験項目である燃料集合体の燃料要素間隙測定を実施するために、燃料集合体・燃料要素間隙測定装置を開発した。この装置では、燃料要素間隙を測定することにより燃料要素の曲がりによる間隙の閉塞量が測定でき、燃料集合体の照射による寸法変化及び燃料スペーサの健全性を確認することができる。また、燃料集合体の洗浄を行う前後に間隙測定を実施し、その結果からクラッド厚さを測定することが可能である。

燃料要素間隙測定は、大量のデータを必要とし測定時間の短縮化及び当施設で照射後試験が実施されるすべての燃料集合体〔新型転換炉(ATR)、加圧水型軽水炉(PWR)及び沸騰水型軽水炉(BWR)〕の測定を可能にする必要がある。

(2)装置の概要

燃料集合体・燃料要素間隙測定装置概略図及びセル内装置概略図をFig.5.2.1,Fig.5.2.2に示す。

本装置の測定原理は、ひずみゲージ式の接触法であり、燃料要素間隙に挿入するギャップセンサーの先端部にひずみゲージを張り付け、ギャップセンサーが燃料要素間隙によって変形する変位量を測定するものである。測定された変位量は、あらかじめ作成した変位量－間隙較正曲線（数種類の標準間隔を備えた較正治具を測定し、作成する）を用いて燃料要素間隙に換算する。また、測定に必要な燃料集合体のハンドリング（上下及び回転等）は、セル内インセルクレーン及びマニピュレータによって行う。このように燃料集合体のハンドリングを既設の設備によって行うことで、装置本体の軽量化を図ることができ、装置の移動、保守点検等が容易に実施できるようになった。

本装置は、ギャップセンサー、センサー駆動部、較正治具、燃料集合体保持機構及びデータ処理部で構成されている。

①ギャップセンサー

ギャップセンサーは、接触部、アーム部及びケーブルコネクターの接合部で構成されている。センサー部の概略図をFig.5.2.3に示す。

ギャップセンサーは、間隙中心とセンサー中心のずれを考慮して接触部のバネ定数に対し、アーム部のバネ定数を小さくすることにより、測定位置が燃料要素間隙中心から1mm程度偏芯した場合にも測定できるようにした。また、アーム部を長くすることにより外層の燃料要素間隙の他に内層の燃料要素についても測定することが可能である。

②センサー駆動部

センサー駆動部は、3軸ステージで構成されており、ギャップセンサーを指定位置に固定し、左右、前後、上下のX，Y，Z軸方向に移動することによって、燃料集合体の測定位置にセットするためのものである。

③較正治具

較正治具は、ギャップセンサーの較正を行うものである。ギャップセンサーの変位量より得られる電圧値を長さ単位に変換するための基準となる間隙6箇所からなる治具であり、測定を実施する前に較正曲線を作成するための標準治具である。

④燃料集合体保持機構

燃料集合体保持機構は、インセルクレーンにより吊り下げられた燃料集合体を左右の爪ではさみ固定する。なお、保持力は、最大で30Kg.fで自由に調節することができる。

⑤データ処理部

データ処理部は、動ひずみ測定器(DPM-600)、デジタル電圧計（GPIB制御）及びコンピュータ（PC-9800）から構成されている。動ひずみ測定器によりひずみゲージの信号をデジタル電圧計を通してコンピュータに読み込み、間隙測定用プログラムで処理される。

(3)成　果

本装置の開発により、大幅な測定時間の短縮が図られるとともに、燃料集合体の外層燃料要素を引き抜かずに内層燃料要素間隙の測定が可能となった。さらに燃料集合体を変形させることなく測定ができ、より正確に間隙が測定できる。

これまでに、ＡＴＲ燃料集合体２体の燃料要素間隙測定を実施し、照射前の燃料要素間隙を比較した場合、照射による著しい変形は確認されず、照射後の燃料集合体の健全性を検証することができた。また、洗浄前後の間隙測定結果から燃料集合体全体のクラッドの付着状況を把握することができた。

5.2.2　実用燃料のペレット結晶粒径測定法

(1)概　要

実用燃料の照射挙動を知る上で、金相試験から得られる気孔率、気孔分布、結晶粒径等の定量的データは特に重要であり燃料試験施設の稼働以来、全ての燃料について測定が実施されてきている。従来は、気孔率及び気孔分布の測定はデジタイザーに測定対象写真を乗せ、気孔の形状をなぞりコンピューターで気孔率、気孔分布を集計していた。またペレットの結晶粒径測定は気孔の無い部分を部分的に面積法で測定する方法及び切断法により測定してきた。しかし、この方法では写真上の気孔をなぞるのにかなり時間と労力を要すると共に、測定精度上も問題が生じてきた。また切断法による結晶粒径測定も燃料の燃焼度上昇に伴い気孔部分の面積が大きくなってきたため不具合が生じてきた。これらの問題を解決するために画像処理解析装置を購入し、測定の効率化を図った。この画像処理解析装置の概要と結晶粒径測定の方法について記載する。

(2)装置の概要

１）装置の名称　ルーゼックスⅢ（㈱ニレコ製）

2）装置の構成　(Fig.5.2.4参照)

イ）メインプロセッサー

・回路方式　：　入出力画像を除きデジタル
・プログラム言語　：　C／アセンブラ
・画像入力　：　平均化（ノイズリダクション）1-256回
　積算（コントラスト強調）1-256回
・メモリー　：　ピクチャー　1024×1024×8 ﾋｯﾄ　12面
　シルエット　1024×1024×1 ﾋｯﾄ　16面
・画像入力ｲﾝﾀｰﾌｪｲｽ：　外部同期型ビデオ信号

ロ）制御管理コンピュータ

・ＣＰＵ　：　80386 クロック 16MHz
・プログラムメモリ：　1.6MB

ハ）テレビカメラ

・撮像管　：　1ｲﾝﾁ ｶﾙﾆｺﾝ
・同期方式　：　外部同期ﾓﾉｸﾛｰﾑｶﾒﾗ
・走査方式　：　1125本 2:1ｲﾝﾀﾚｰｽ方式
・分解能　：　1400本以上(水平方向)

ニ）マクロスタンド

・用途　：　写真またはマクロ粒子測定用
・照明方式　：　反射または透過式
・視野　：　最大 210×138mm (反射式)
　最大 124× 87mm (透過式)

3）画像処理機能

イ）入力画像処理

・シェーデェング補正
　マクロスタンド及び顕微鏡の光源むらの補正
・線形フィルター処理
　平滑化，水平方向微分，垂直方向微分，コントラスト，ハイパス，ローパス
・非線形フィルター
　最小値・最大値・エッジ保存・中央値，ソーベル微分，パラウィッツ微分
・濃度（階調）変換
　関数曲線 (LINEAR, NEG, LOG, SIN, COS, ABS, GAMMA)
・二値化レベルの設定
　自動，手動，２５６階調

ロ）二値化像処理（シルエット処理）Fig.5.2.5参照

・スノウボール（マトリッス処理）

浸食，肉付け，移動，粒子の除去

・論理フィルター

穴埋め，縮小，拡大，平滑化，細線化

・マニュアル処理

書き込み，切り離し，選択，除去，選択粒子の穴埋め，選択粒子の移動

・論理演算処理

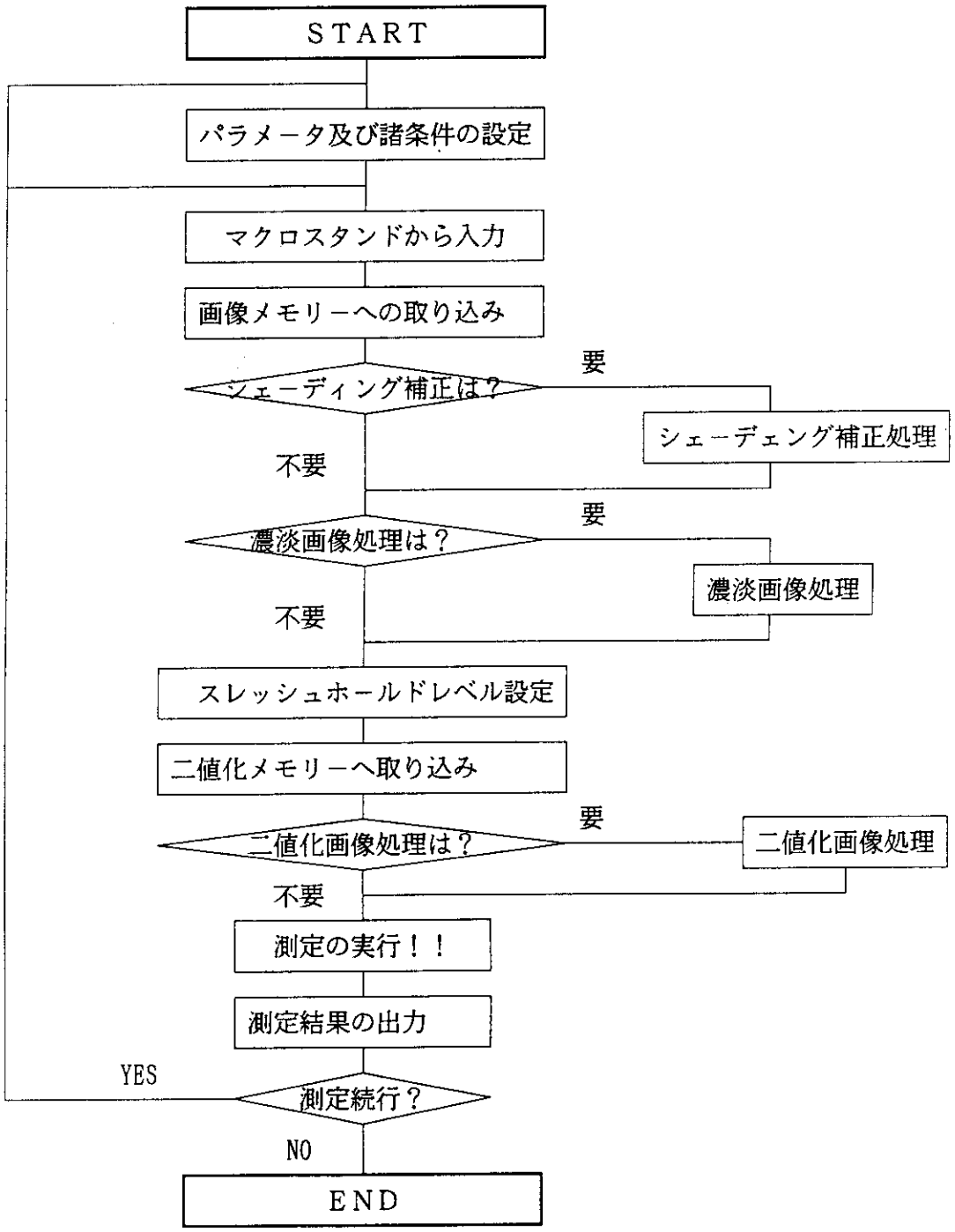
CLR，SET，NOT，AND，OR，EOR，SUB，EXG，CPY
MOV，BIN，PNT

4）測定パラメータ（Fig.5.2.6参照）

面積，水平／垂直方向最大弦長，水平／垂直方向フェレ径，水平／垂直方向投影長，水平／垂直方向切片長，水平／垂直方向平均切片長，水平／垂直方向等分径周囲長，包絡周囲長，閉曲線の面積，線長，フェレ径最小幅，円形分離，絶対最大長／幅，重心のY座標，重心のX座標，突出部分の数，ピタゴラス方最大長，円相当径，その他

(3)測定方法

本測定は、測定対象写真（ポジ及びネガ）をマクロスタンドにセットしテレビカメラから画像を入力し、必要に応じて画像処理を実施し最適な二値化像を得る。この二値化像について必要な処理を行い測定を実施する。画像処理の基本測定手順は下記の通りである。



(4)結晶粒径測定方法

1）パラメータ及び諸条件の設定

・測定パラメータの選択

測定パラメータの中から結晶粒径測定に必要な面積，円相当径を選択する。

・キャリブレーションデータの設定

測定は全て画素単位で行われるため、1画素が実寸値においてどのような値かをキャリブレーションコマンドで実寸換算データを作成する。

2）画像入力

・マクロスタンドに測定対象写真をセットし画像を取り込む。（Fig.5.2.7）

3）入力画像処理

・入力画像の程度に応じて階調変換及びシェーディング補正を行う。（Fig.5.2.8）

4）ポア部分の抽出

・画像内のポアの部分の面積を正確に二値化する。（Fig.5.2.9）

5）結晶粒界の二値化

・結晶粒界が点々と継がるよう二値化レベルを上げて二値化する。（Fig.5.2.10）

6）結晶粒界の抽出

・Fig.5.2.10の二値化像をメモリーへ取り込んだ後、細線化、粒子除去、肉付け及び反転等の画像処理により結晶粒界を抽出する。（Fig.5.2.11）

7）画像間演算

・Fig.5.2.9とFig.5.2.11をＳＵＢする。（Fig.5.2.12）

8）測定

・Fig.5.2.12を測定し（自動）測定データをプリントする。

(5)測定精度の確認

1）ミクロメータによる測定精度の確認

１０μmの方眼対物ミクロメータ（オリンパス製）の写真を基準サンプルとし、これらの枡目の面積、周長を測定した。測定結果をFig.5.2.13に示す。

2）各種円の測定

結晶粒径測定で予想される直径の異なる円をコンパスで描き、その面積と円相当径を

測定した。円の直径はスケール付ルーペで測定した。測定結果をFig.5.2.14に示す。

(6)成果

画像処理解析装置の導入により、実用燃料の金相写真からの気孔分布及び結晶粒径の測定の測定時間は飛躍的に短縮した。気孔の測定は1枚約3分、結晶粒径測定で約5分程度で実施できる。また、測定値精度は±5%内であった。本装置はあらゆる画像の分析に対応できるよう各種機能を有しており、今後燃料被覆管の金相写真からの水素化物の定量等他方面への有効利用を計っていきたい。

5.2.3 イオンスパッタリング装置によるカラーエッチング法

イオンスパッタリング装置を用いたカラーエッチング法を、TMI-2デブリ試験のミクロ組織試験に使用した。この方法は、様々な金属相が混在したデブリサンプルに対して、各金属相の識別を目視（金属顕微鏡）により容易に観察できることを目的として行った。

装置の全体図をFig.5.2.15に示す。

カラーエッチングに使用したイオンスパッタリング装置は、本来、電子顕微鏡により試料面観察及び SEM像撮影を行う際の前処理として、試料表面に金あるいはカーボン等の蒸着膜をコーティングするための装置であるが、今回はその装置の陽極と陰極を反転させエッチングを行った。

処理方法は、最終研磨を終了したサンプルを装置の陰極側にセットし、ベルジャー内部をロータリーポンプで1Torr程度の真空状態に引き、その中に空気を一定量(2.2～3.3cc/min)導入し、電極に電圧(1Kv)を印加させ電極間に20mAの電流を流すことにより、導入したガスをイオン化させて、そのイオンが試料表面に衝突することで表面に化合物を形成する。試料表面に形成された化合物は、各金属相または金属の組成比の違いにより形成膜の厚さが異なるために、金属顕微鏡で観察すると各相表面がそれぞれ着色され、観察が容易に行えるものである。

カラーエッチングを行ったサンプルの写真をFig.5.2.16に示す。

また、この方法はドイツのカールスルーエ研究所及びユーラトムの超ウラン元素研究所においても行われたが、先の研究所と当施設では導入ガスの種類の違いがあり、当施設においては導入ガスを 100%空気で行った。これは、通常、導入ガスはアルゴンベースに1%～50%の反応性ガス（酸素、窒素、炭酸ガス、空気等）を混合して使用するものであるが、ガスの組成比が少しでも変化すると形成膜の形成状態が変化してしまう。つまり着色の状態が変わってしまうために色と元素の同定が困難になるので、導入ガスの組成比に注意を払う必要が出てくる。このため今回は、通常の大気である空気を導入ガスとして使用することで、各々のサンプルに対しエッチング条件の統一をはかった。

金属顕微鏡で観察を行ったサンプルは、その後、EPMA分析試験を行い各色の同定を行った。その結果、以下に示す色と構成元素の関係が確認された。

- 白色系　　Fe, Ni, Cr, Zr
- 黄色系　　Zr, Sn, Al, U, Fe, Ni, Cr
- 黄褐色系　Ag, In, Cd
- 青色系　　U, Zr

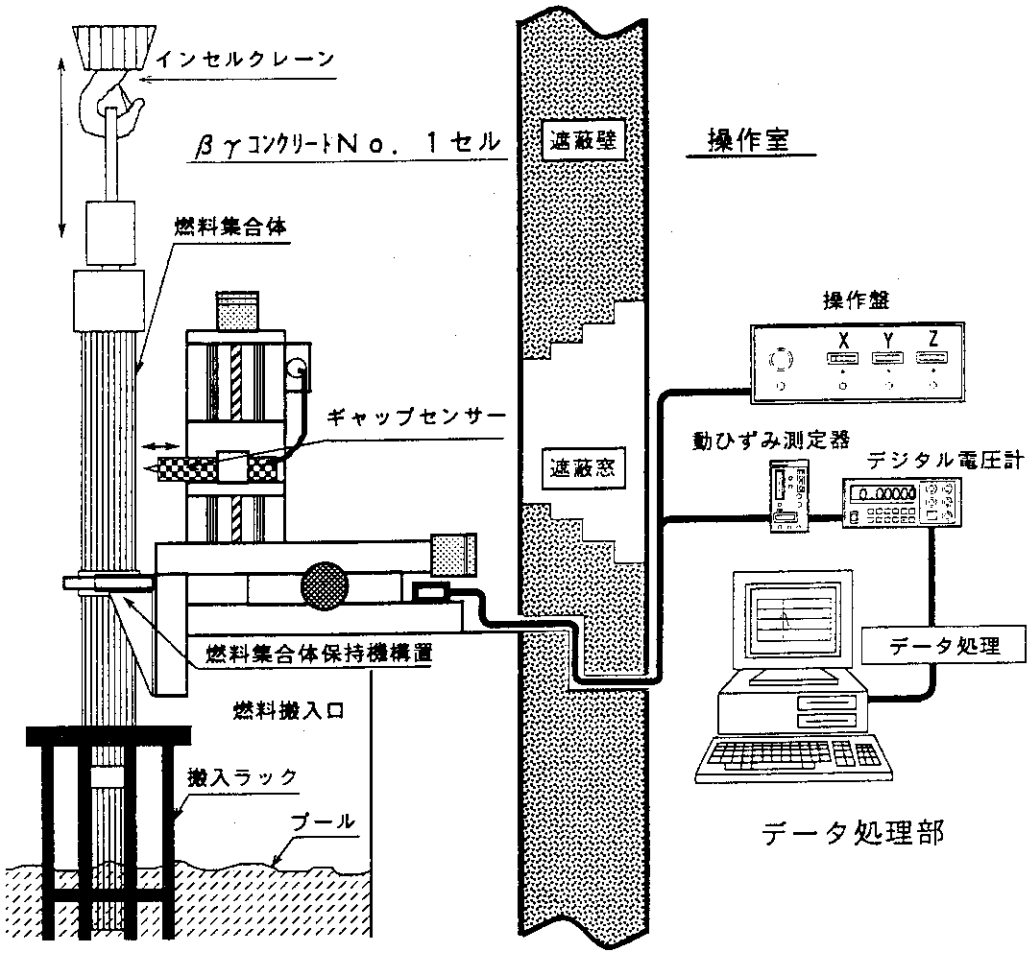


Fig. 5.2.1 燃料集合体燃料要素間隙測定装置概略図

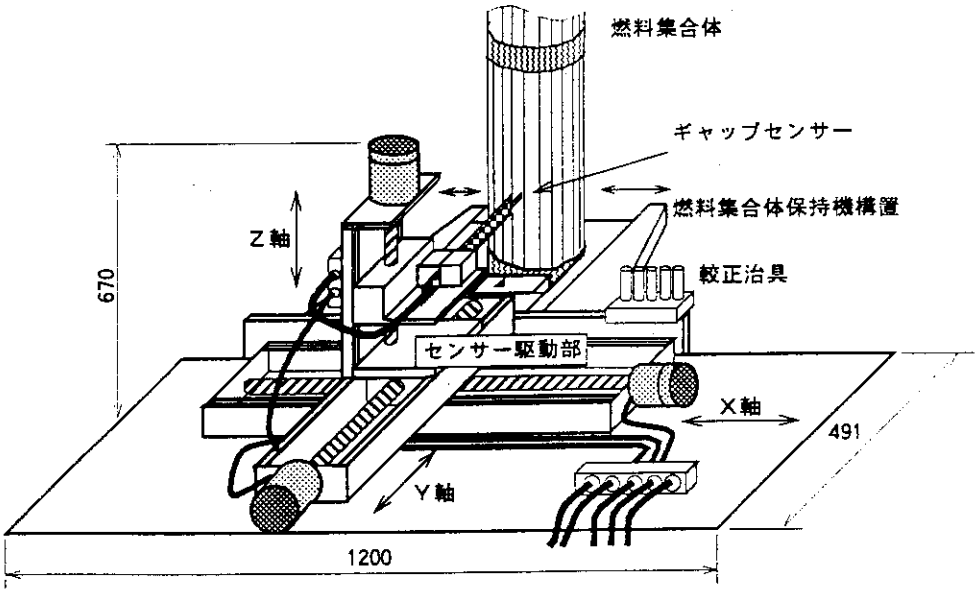
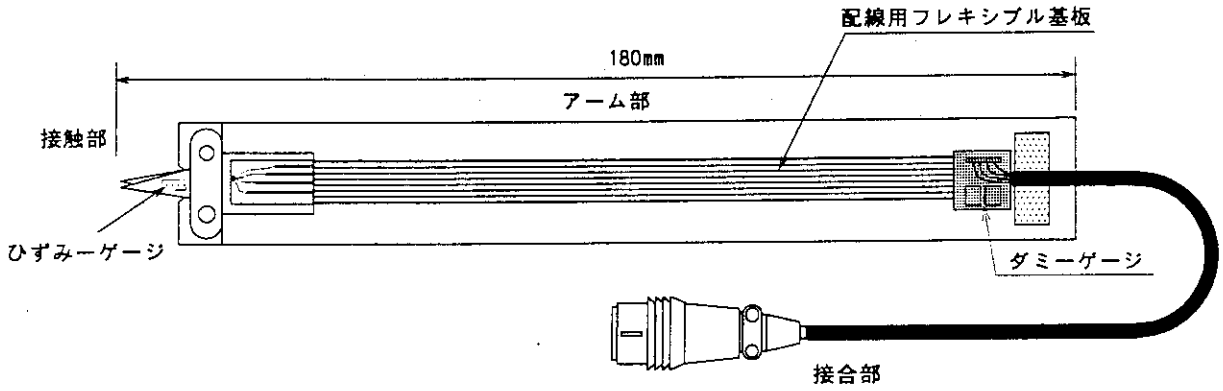
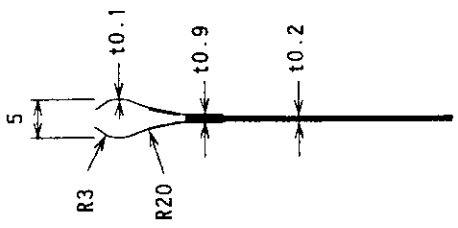
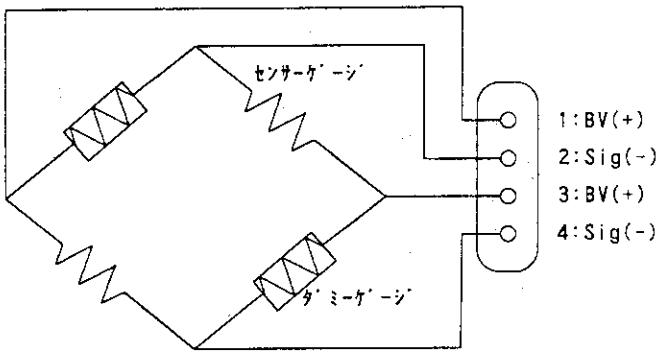


Fig. 5.2.2 燃料集合体燃料要素間隙測定装置（セル内装置）概略図





接触部詳細図



回路構成図

センサー仕様

1．フルホイートストンブリッジ方式

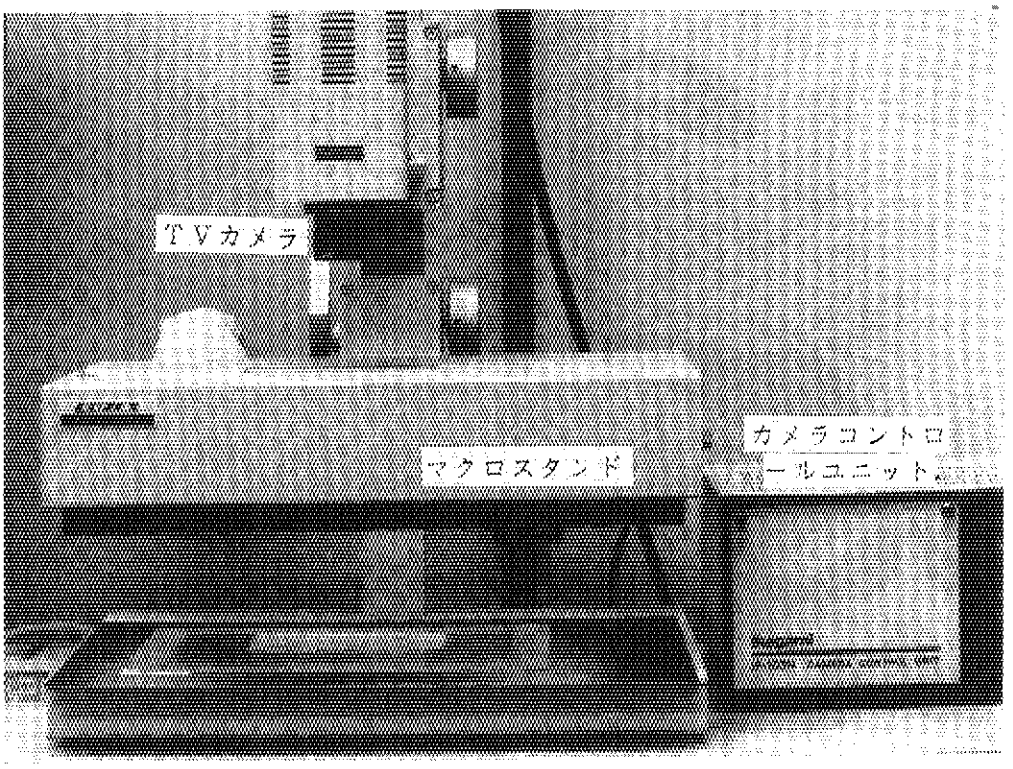
2．測定範囲

1．1～4．5mm

3．センサー寿命

ひずみゲージの疲労寿命　4×10^{6}　以上

Fig. 5.2.3　ギャップセンサー概略図



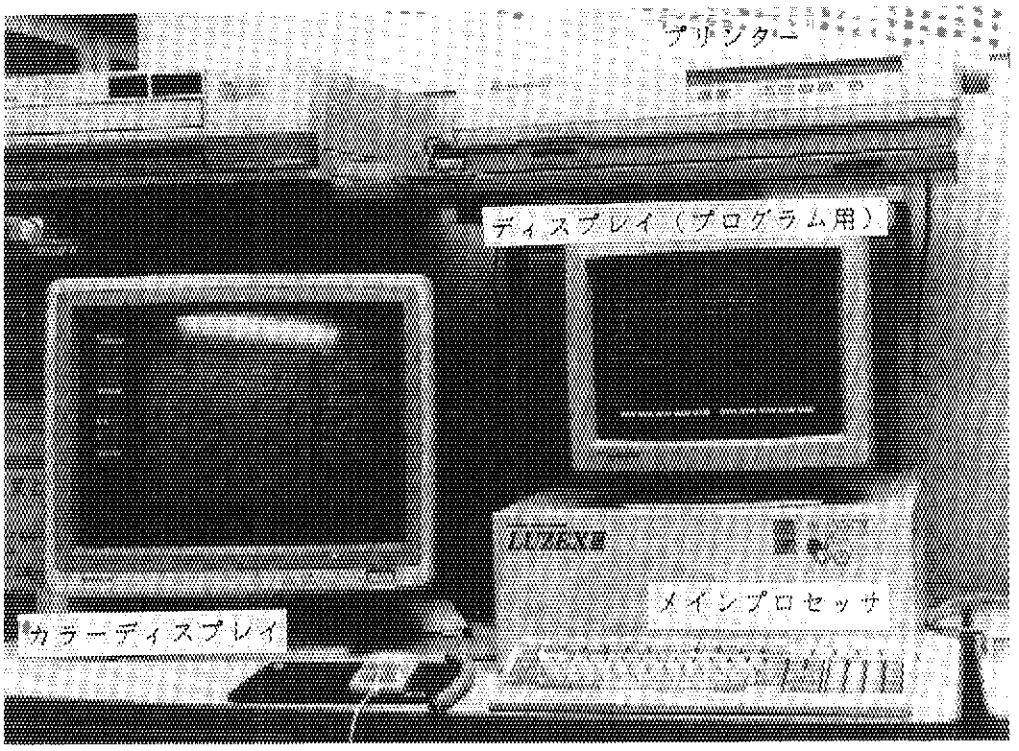
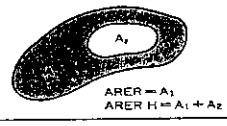
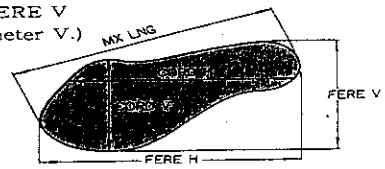


Fig. 5.2.4　画像装置の構成

①面積AREA…… (Area)
画像の実面積
②穴を含んだ面積AREA H
…… (Area Including Holes)
穴のあいた画像の穴を含んだ面積。

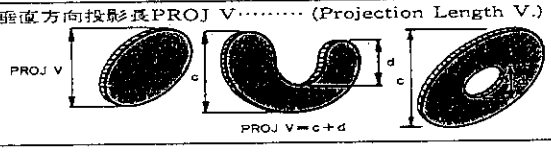


③水平方向最大弦長CORD H…… (Maximum Chord H.)
画像を横長に細長く切断した切片のうち最長のものの長さ。
④垂直方向最大弦長CORD V…… (Maximum Chord V.)
⑤水平方向フェレ径FERE H…… (Feret's Diameter H.)
2本の垂直線で画像を挟んだときの2本の垂直線間の距離。
⑥垂直方向フェレ径FERE V
…… (Feret's Diameter V.)

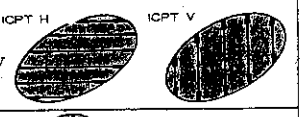


⑦水平方向投影長PROJ H…… (Projection Length H.)
画像を縦長に細長く切断したときの切片の数。

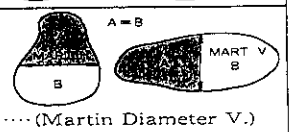
⑧垂直方向投影長PROJ V…… (Projection Length V.)



⑨水平方向切片長ICPT H…… (Intercept H.)
画像を横長に細長く切断したときのそれぞれの切片の長さ。
⑩垂直方向切片長ICPT V…… (Intercept V.)
⑪水平方向平均切片長MICP H…… (Mean Intercept H.)
画像を横長に切断したとき、それぞれの切片の平均長さ。
⑫垂直方向平均切片長MICP V
…… (Mean Intercept V.)

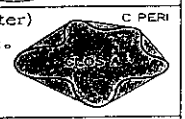


⑬水平方向等分径MART H
…(Martin Diameter H.)
画像の面積を垂直方向に2等分したときの水平弦長。
⑭垂直方向等分径MART V……(Martin Diameter V.)

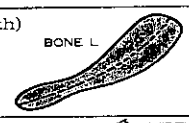


⑮周囲長PERI……(Perimeter)
画像の周囲長。

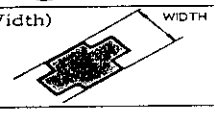
⑯包絡周囲長C PERI……(Convex Perimeter)
画像の凸部を結んでいったときの周囲長。
⑰閉曲線の面積CLOS A
……(Inner Area of C PERI)
包絡線で囲まれた中の面積。



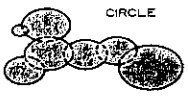
⑱線長BONE L …… (Bone Length)
画像の骨格線の長さ。



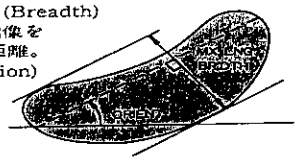
⑲フェレ径最小幅WIDTH…… (Width)
2本の平行線で画像を挟んだとき、平行線の最小幅



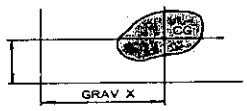
⑳円形分離CIRCLE…… (Circle)
重なりあった円形粒子は分離し、直径、中心座標を求めます。



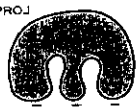
㉑絶対最大長MX LNG……(Maximum Length)
画像の周上の任意の2点間のうち最大の長さ。
㉒幅BR'DTH……(Breadth)
最大長に平行な2本の直線で画像を挟んだときの2直線間の最短距離。
㉓方向ORIENT…… (Orientation)
水平線と最大長の方向との成す角度。



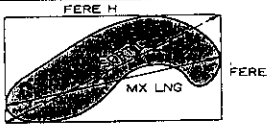
㉔重心のX座標GRAV X
……(Gravity X)
粒子の重心のX座標。
㉕重心のY座標GRAV Y
……(Gravity Y)
粒子の重心のY座標。



㉖突出部分の数NO PROJ
…… (Number of Projections)
下方への突起の数。

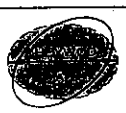


㉗ピタゴラス法最大長SQRT L
…… (Max.Length by Phythagorean Equation)

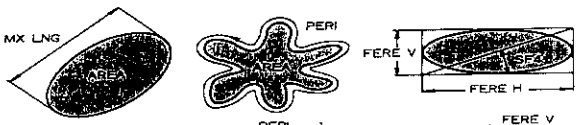


㉘円相当径HEYWOD……(Heywood Diameter)
図形の面積(A)を測定して、その図形と等しい面積をもつ円を仮定し、その円の直径を表します。

$$HEYWOD = \sqrt{\frac{4}{\pi} \times AREA}$$

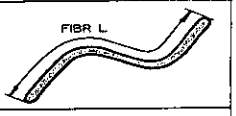


㉙形状係数ML2/A(SF1)丸さの度合
㉚ 〃 PM2/A(SF2)凹凸の度合
㉛ 〃 ML/BD(SF3)針状の度合 $SF3 = \frac{MX\ LNG}{BR'DTH}$
㉜ 〃 FV/FH-(SF4)縦横比を角度で表現
㉝ 〃 PM/CPM(SF5)凹凸の度合 $SF\ 5 = \frac{PERI}{C\ PERI}$

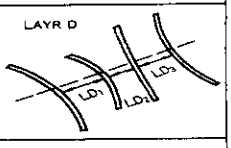


$$SF1 = \frac{(MX\ LNG)^2}{AREA} \times \frac{\pi}{4} \qquad SF2 = \frac{PERI}{AREA} \times \frac{1}{4\pi} \qquad SF4 = \tan^{-1}\frac{FERE\ V}{FERE\ H}$$

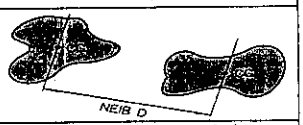
㉞巻き込み線長FIBR L
……(Fiber Length)
曲線(直線を含む)の長さ。
(マニュアルモード)



㉟層間距離LAYR D
……(Layer Distance)
線分上の2つの画像間の距離。
(マニュアルモード)



㊱隣接距離NEIB D
……(Neighbor Distance)
2つの画像間の重心距離。
(マニュアルモード)



㊲最短距離MIN D
……(Minimum Distance)
(マニュアルモード)

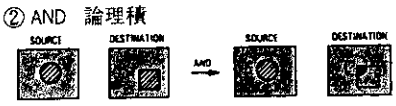
㊳2点間距離DIST L……(Distance)
(マニュアルモード)
㊴面積率F'AREA……(Fractional Area)
粒子の総面積と測定視野の面積との比率。

Fig. 5.2.5 測定パラメータ

論理演算処理

① NOT 反転

② AND 論理積



③OR 論理和

④EOR 排他的論理和

⑤BIN 2値化画像を2値メモリに入力。

⑥CLR 指定メモリのクリア

⑦SET 指定メモリのセット

⑧SUB DESTメモリのNOTとSOURCEとの論理積。

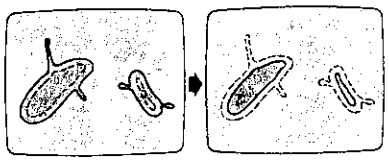
⑨EXG SOURCEとDESTの内容を入れ換え。

⑩CRY SOURCEの内容をDESTへコピー。

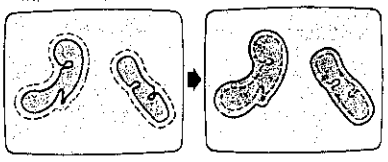
⑪MOV SOURCEの内容をDESTへ移動し，SOURCEをクリア。

ストクボール(マトリックス処理)

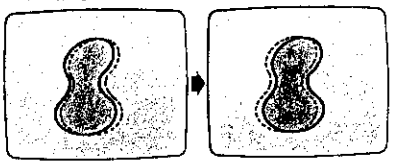
①浸食(ERODE)
画像を細らせます。方向については全方向，横，縦，右のみ，下のみの指定ができます。



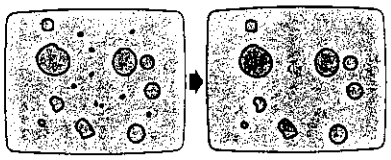
②肉付け(DILATE)
画像を太らせます。方向については全方向，横，縦，右のみ，下のみの指定ができます。



③移動(SHIFT)
画像を移動させます。方向については左，右，上，下の指定ができます。

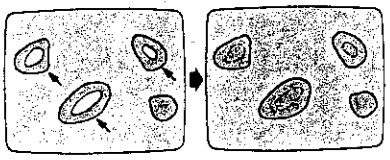


④粒子の除去(ELIMINATE)
指定された寸法以下の粒子を除去します。

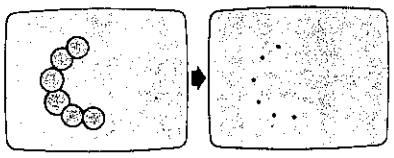


簡易フィルタ

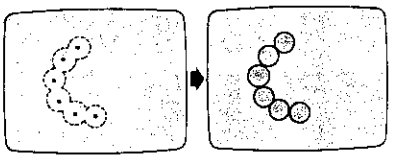
①穴埋め(FILL HOLES)
穴の部分を埋めます。



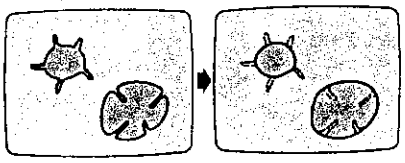
②シュリンク(縮小)(SHRINK＝Shirnking)
画像を縮小して中心点を求めます。



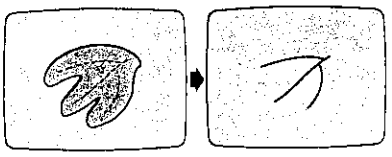
③エクステンド(拡大)(EXTEND)
画像を拡大します。シュリンクと組合せて円形分離を行います。



④平滑化(SMOOTH)
画像の周囲にある微小な出っ張りやへこみを取り去り，または埋めます。

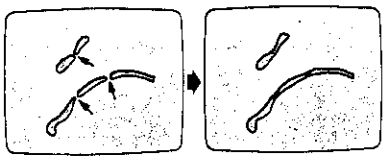


⑤細線化(THIN＝Thinning)
画像を細線化して骨格線を求めます。

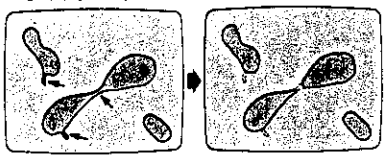


マニュアル処理

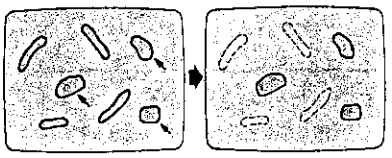
①書き込み(DRAW)
切り離されていたり，欠けている部分を修正します。



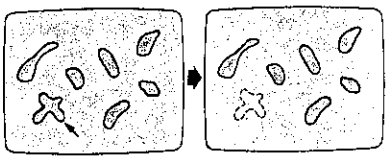
②切り離し(CUT)
不要な部分を取り除いたり，ある部分を切り離したりします。



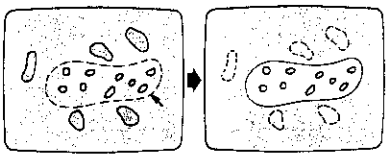
③選択(SELECT)
特定の画像だけを選別します。



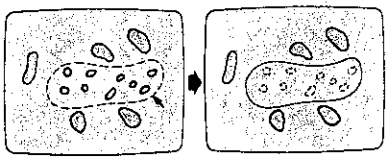
④除去(DELETE)
選択とは逆に，不要画像を取り除きます。



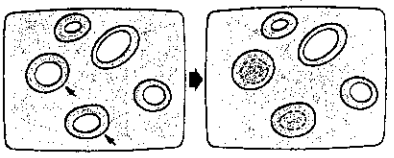
⑤受入れ(ACCEPT)
書き込み領域内の一部の画像を選択します。



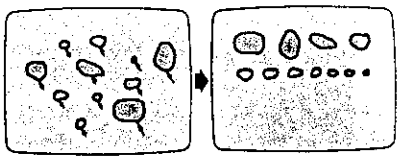
⑥除外(REJECT)
書き込み領域内の一部の画像を除外します。



⑦選択粒子の穴埋め(FILL HOLE)
特定の画像だけの穴埋めをします。



⑧選択粒子の移動(WALK)
特定の画像を移動させます。



オプション機能

①自動粒界連結(CONNECT)
画像の最短距離を見付けて切れている線を連結します。

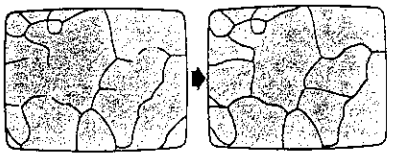


Fig. 5.2.6 二値化像処理

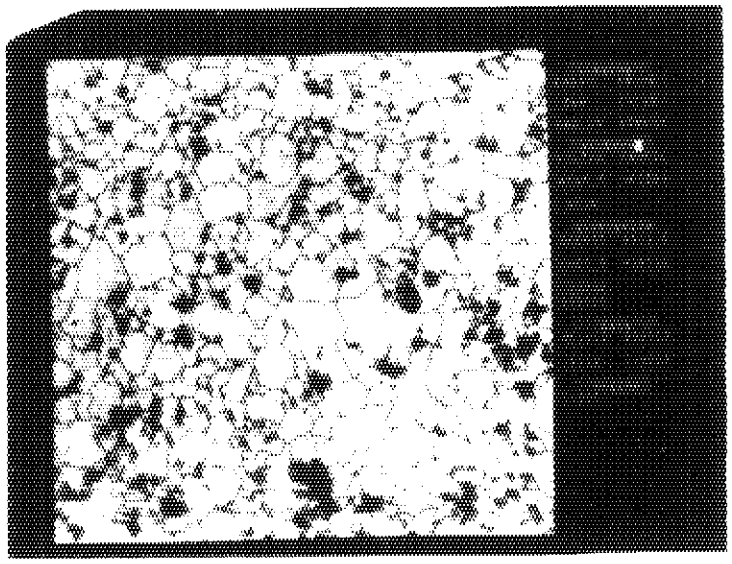


Fig. 5.2.7　原画像

マクロスタンドの画像を
画像メモリーに記憶

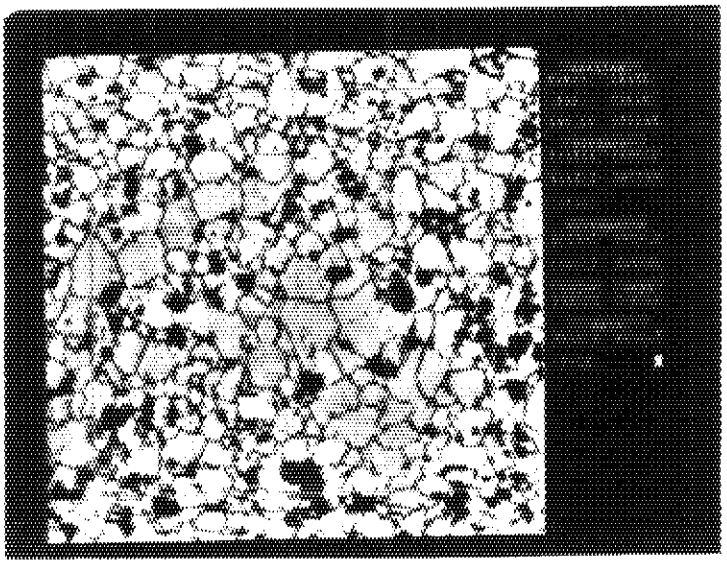


Fig. 5.2.8　画像処理像

原画像を階調変換（リニア２階）
シェーディング補正後の画像

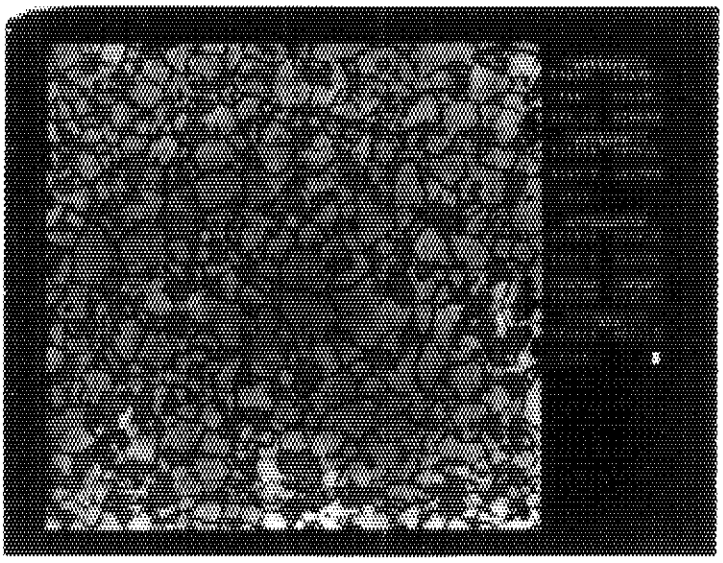


Fig. 5.2.9　ポアの抽出像

画像内のポアの部分の面積を
二値化し画像メモリーに記憶

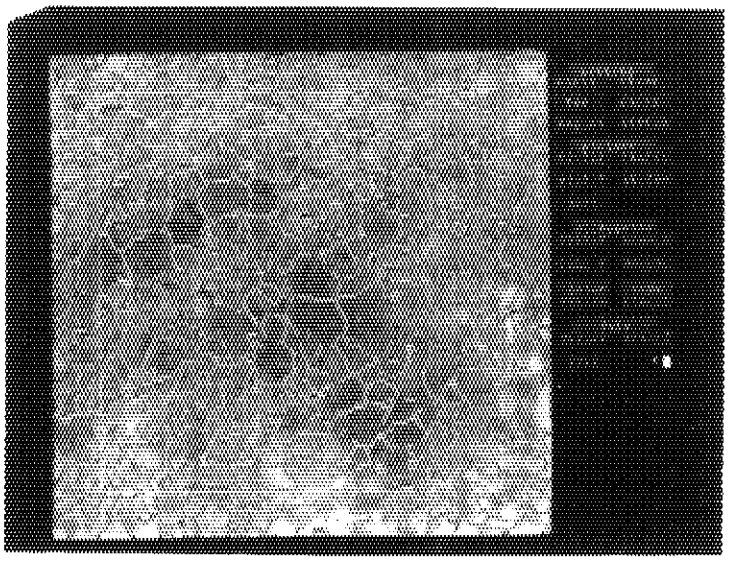


Fig. 5.2.10 結晶粒界の二値化像

結晶粒界が繋がるように二値化レベルを上げた画像

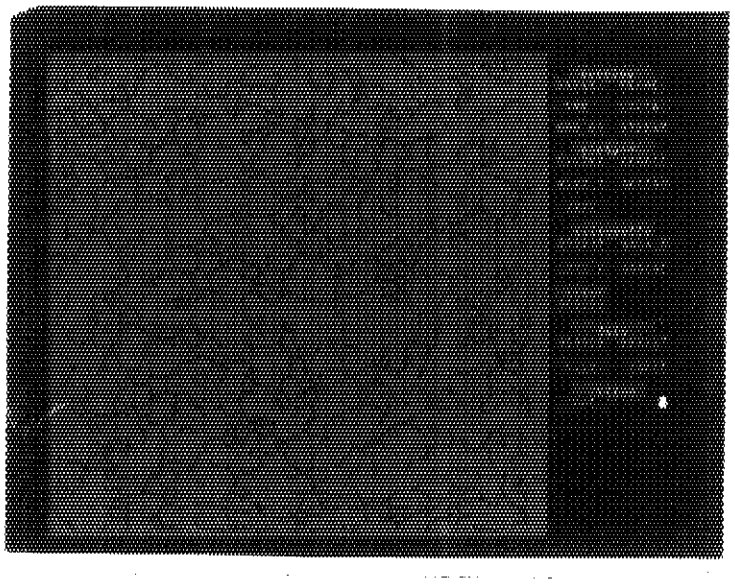


Fig. 5.2.11 結晶粒界の抽出像

二値化像を細線化し肉付け後反転した結晶粒界抽出像

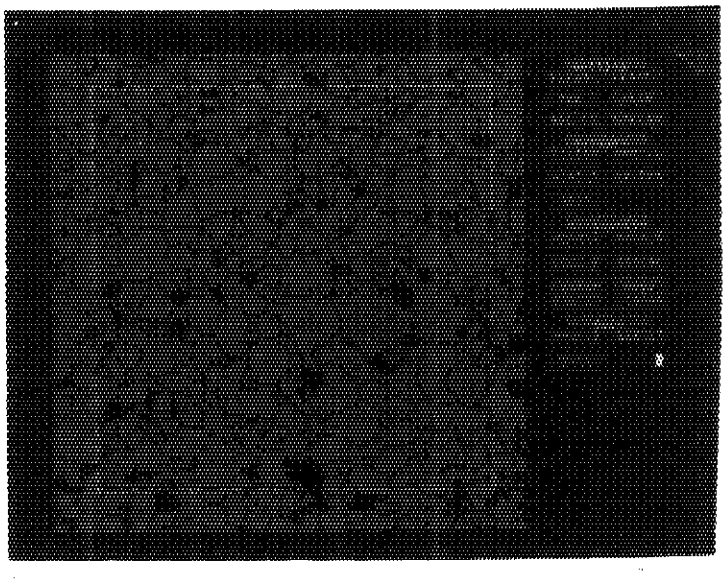


Fig. 5.2.12 測定画像

二値化像と結晶粒界の二値化像を画像間演算（ＳＵＢ）した画像

1）測定画面

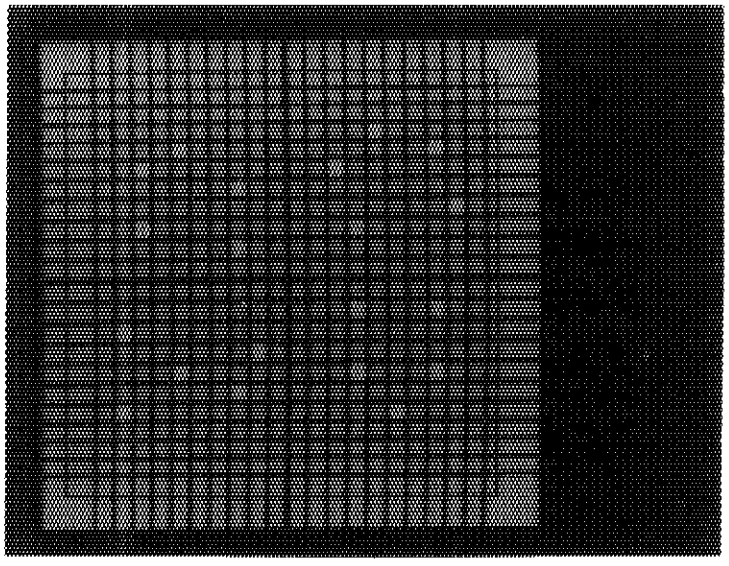


Fig. 5.2.13 ミクロメータの測定結果
写真の淡青色部（一辺10μm）20個を測定

2）測定結果

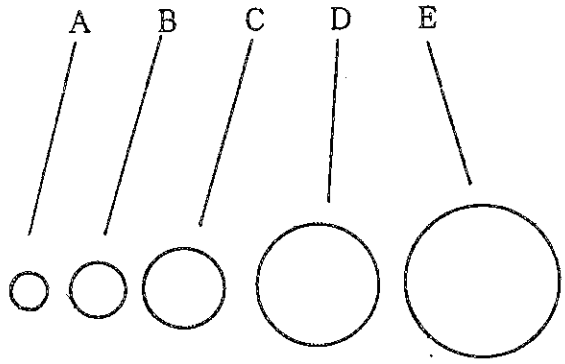
周長測定結果

```
     SINGLE field
field        5    mean 4.00750e+01 um
param PERIME      s.d. 7.03118e-01 um
q'ty        20    q/frm4.13223e-04 um-2
 n          um       q'ty  q'ty% 0
 0 3.90000e+01        3   15.0 ***
 1 3.92500e+01        0    0.0
 2 3.95000e+01        3   15.0 ***
 3 3.97500e+01        3   15.0 ***
 4 4.00000e+01        1    5.0 *
 5 4.02500e+01        3   15.0 ***
 6 4.05000e+01        2   10.0 **
 7 4.07500e+01        2   10.0 **
 8 4.10000e+01        2   10.0 **
 9 4.12500e+01        0    0.0
10 4.15000e+01        1    5.0 *
11 4.17500e+01        0    0.0
12 4.20000e+01        0    0.0
13 4.22500e+01        0    0.0
14 4.25000e+01        0    0.0
15 4.27500e+01        0    0.0
16 4.30000e+01        0    0.0
17 4.32500e+01        0    0.0
18 4.35000e+01        0    0.0
19 4.37500e+01        0    0.0
lm 4.40000e+01        0
```

面積測定結果

```
     SINGLE field
field        5    mean 1.04162e+02 um2
param  AREA       s.d. 2.78868e+00 um2
q'ty        20    q/frm4.13223e-04 um-2
 n          um2      q'ty  q'ty% 0
 0 9.97500e+01        3   15.0 ***
 1 1.00250e+02        1    5.0 *
 2 1.01000e+02        0    0.0
 3 1.01500e+02        0    0.0
 4 1.02000e+02        1    5.0 *
 5 1.02500e+02        1    5.0 *
 6 1.03250e+02        2   10.0 **
 7 1.03750e+02        2   10.0 **
 8 1.04250e+02        2   10.0 **
 9 1.04750e+02        2   10.0 **
10 1.05500e+02        1    5.0 *
11 1.06000e+02        1    5.0 *
12 1.06500e+02        1    5.0 *
13 1.07000e+02        0    0.0
14 1.07750e+02        1    5.0 *
15 1.08250e+02        1    5.0 *
16 1.08750e+02        0    0.0
17 1.09250e+02        1    5.0 *
18 1.10000e+02        0    0.0
19 1.10500e+02        0    0.0
lm 1.11000e+02        0
```

1）測定した円の形状



A＝ 5.3mmφ
B＝ 7.6mmφ
C＝10.9mmφ
D＝16.4mmφ
E＝20.5mmφ

Fig. 5.2.14 円の測定結果

2）測定結果

sample : 1
cfl X1 : 1.173000e-01 mm/pt

field 10
q'ty 5

n	tag	FERE H mm	FERE V mm	AREA mm2	HEYWOD mm
1	A	5.16120e+00	5.39580e+00	2.16434e+01	5.27850e+00
2	B	7.50720e+00	7.62450e+00	4.52681e+01	7.62450e+00
3	C	1.07916e+01	1.09089e+01	9.27789e+01	1.09089e+01
4	D	1.65393e+01	1.64220e+01	2.13599e+02	1.65393e+01
5	E	2.08794e+01	2.04102e+01	3.35850e+02	2.06448e+01
	mean	1.21757e+01	1.21523e+01	1.41828e+02	1.21992e+01
	max	2.08794e+01	2.04102e+01	3.35850e+02	2.06448e+01
	min	5.16120e+00	5.39580e+00	2.16434e+01	5.27850e+00

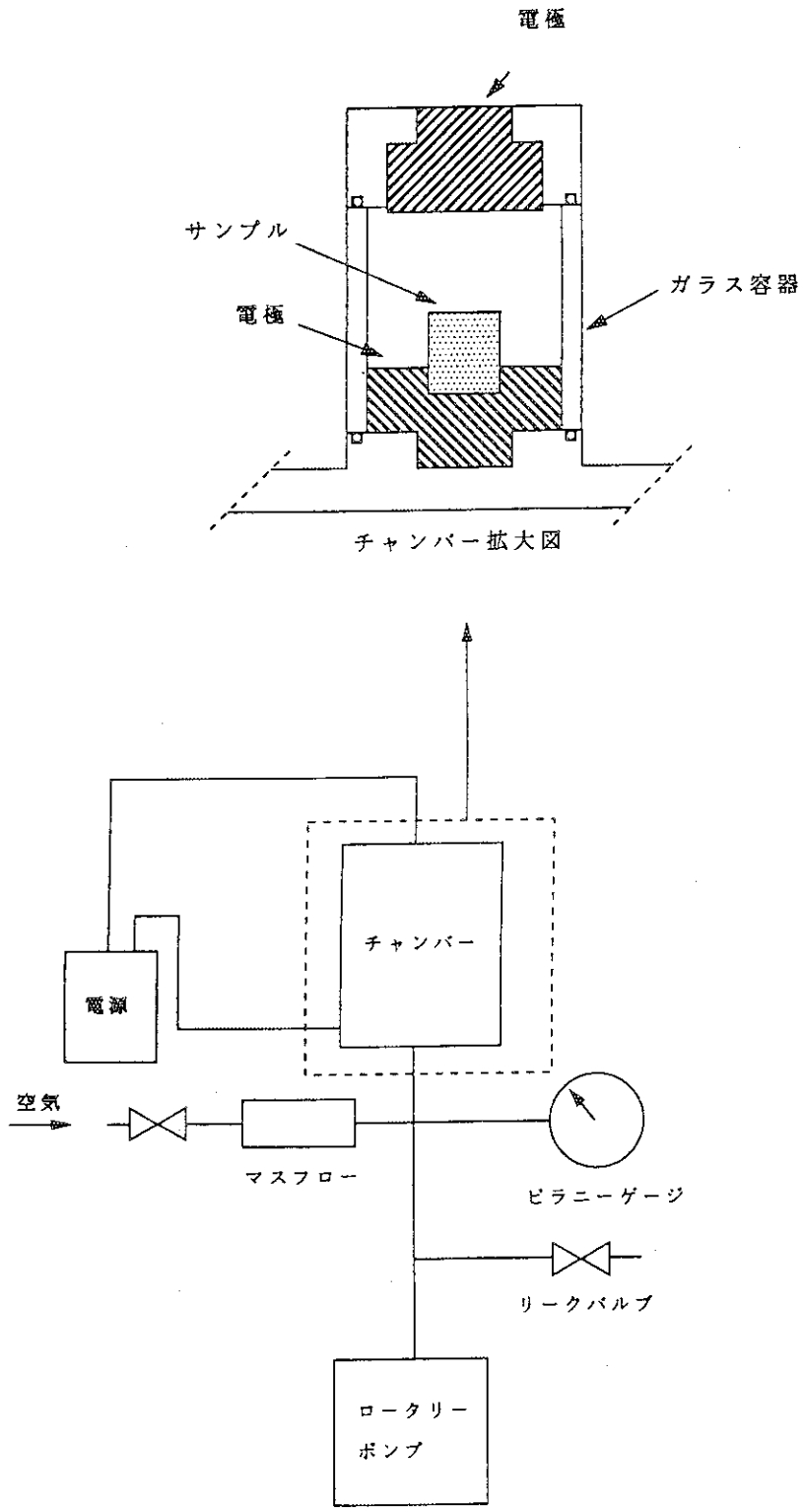
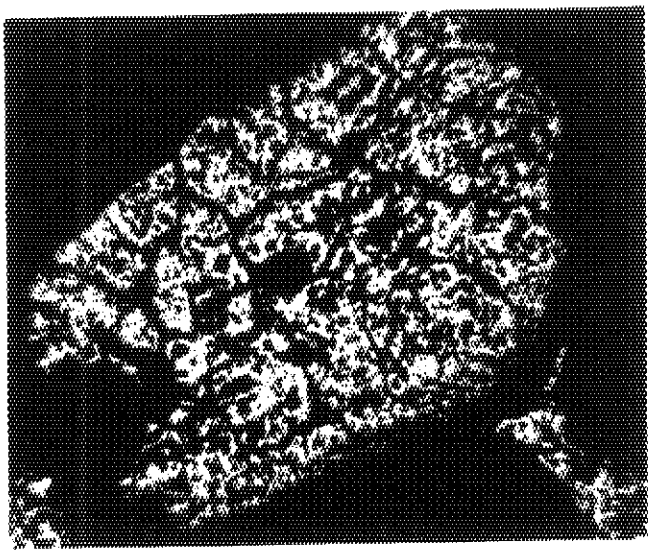
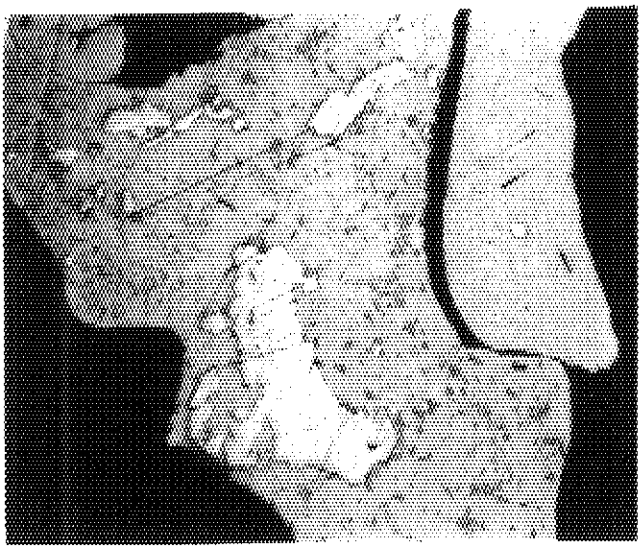


Fig. 5.2.15 イオンスパッタリング装置の全体図



(1) セラミックスデブリ（×40）



(2) 金属質のデブリ（×40）

Fig. 5.2.16 試料のガスエッチング後のミクロ写真例

5．3 WASTEF課

5.3.1 エアー・プラズマ切断機による廃棄物の減容方法の開発

(1) 目 的

放射性廃棄物管理課の処理による減容（圧縮）が不可能（形状が大きすぎる）な汚染大型機器等の放射性廃棄物をどの様に減容して搬出するかは搬出元の課題の一つでもある。今回、セル内で使用した容器を用いて切断を行い、今後の減容に有効な手段に成るか否かの試験を行った。

(2) 概 要

廃棄物の切断には、エアー・プラズマ切断機を使用した。この切断機の特長は、トーチ部を直接マニプレータで持って操作でき、さらに固定治具等の付属設備が要らないことから、他の電動工具に比べ作業スペースが最小に抑えられ、作業者の被ばくも無く、かつ、操作性も良い等の点があげられる。しかし反面、問題点として火災及びインセルフィルタの目詰まり等が考えられるため、エアー・プラズマ切断機の使用に際しては、これらの点にも十分配慮する必要があることが判った。本報ではこれらの対策及び切断実績について報告する。

(3) エアー・プラズマ切断機の構成（概略図をFig.5.3.1 に示す）

①使用した市販のエアー・プラズマ切断機（パナソニックYP-80-5 型）は、以下の機器より構成されている。

a．切断機本体、b．空気圧縮機、c．トーチ部

②今回、市販品で改造した部分は、

a．トーチ部をマニプレータで持ちやすくした。

b．トーチ部にコネクタを設け遠隔で交換出来るようにした。

(4) コールド試験

ホット試験に先立ちコールドで、厚さ3～12mmのSUS 片を使用して、切断電流、作動空気圧及びトーチと切断物との距離を変化させ、切断試験を行い次のような最適条件を得た。

① 切断電流　70A

② 作動空気圧　4.0 kgf/cm²

③ トーチと切断物との距離　0～2mm

(5) 容器形状及び数量等

今回、切断した容器の形状、材質及び数量は次のとおりである。

① 容器の形状　740 × 740 × 1,000mm

② 容器の厚さ　3mm（最大12mm）

③ 容器の材質　ステンレス

④ 容器の数量　2基

(6) 火災及びインセル・フィルタへの目詰り対策

① 火災対策

火災の発生原因としてインセル・フィルタへの引火及びその他の可燃物への引火が考えられ、それらに対しては次の対策を行った。

a．インセル・フィルタへの引火に対する対策としては、フィレドン・エアフィルタをインセル・フィルタの前段に設置する。

b．その外の可燃物への引火に対する対策としては、セル内可燃物の除去及び作業エリア全体に耐火シートによる養生を行う。

＊フィレドン・エアフィルタ：ポリクラール（ポリビニール・アルコールと塩化ビニールをほぼ等量で混合重合した高分子繊維）を使用した難燃性のエアーフィルタの商品名。

② インセル・フィルタへの目詰り対策

目詰りの原因としては、切断時の溶融飛散物による影響が考えられ、その対策とては次のことを行った。

a．インセル・フィルタの目詰り対策としては、フィレドン・エアフィルタをインセル・フィルタの前段に設置する。

(7) 切断試験及び結果

先に述べたコールド試験において得た最適切断条件の値を用い、セル内で使用した容器１基を切断した結果は、次の通りであった。

① 切断時間　　約４時間

② 切断距離　　約２５ｍ

③ 切断片の大きさ　　カートンボックスに入る大きさ（約300 ×200 mm）×３個

④ 廃棄物の線量当量率　最大１２msv/h

⑤ その他、切断中にはトーチ本体の交換はなかったが、トーチ先端のチップの交換を一度行っただけで、交換に要した時間は約10分で、容易に交換することが出来た。

(8) まとめ

① エアー・プラズマ切断時の火災について

フィレドン・エアフィルタの設置、セル内可燃物の除去及び耐火シートの養生により、火災発生を防止できた。

② インセル・フィルタの目詰りについて

a．約40mmAqまでの差圧の上昇が認められたが、インセル・フィルタへの交換には至らなかった。

b．フィレドン・エアフィルタの設置によりインセル・フィルタへの目詰りを低減することができた。

③ 放射性廃棄物管理課では減容（圧縮）が不可能な廃棄物をセル内でプラズマ切断することにより、廃棄物の体積を約 1/6に減らす事が出来、廃棄物をカートンボックスに収納し、

専用のキャスクで搬出が可能となった。

④ 市販のエアー・プラズマ切断機を少し改造するだけで、ホットセル等の作業スペースが狭い場所でも減容が困難な大型機器等の切断、解体には有効な手段になりうることが分かった。

5.3.2 原子炉用燃料マトリックスとしての改良シンロック材の作製と熱的耐久性実験

(1) はじめに

余剰 Pu を燃焼してエネルギーを取り出し、また、TRU や Pu の生成が少なく、かつ、使用済燃料が即廃棄物固化体として貯蔵・処分することのできる、一石三鳥の方法として、 Pu を人工岩石に混ぜて固めた燃料体を軽水炉の二次装荷燃料として使用する研究（ワンス・スルー型燃料開発研究）が東海研で行われている。一方、WASTEFで日常取り扱っているシンロックが、この燃料体の構想に極めて合致しているものであることに着目して、ホット試験室でも室内にワーキンググループを結成し、シンロックがこの燃料体（「廃棄処理可能燃料」と仮称）として使用できるか否かの可能性を調査することにした。第１回の会合が平成５年６月に持たれ、それ以降12月中旬まで実験と検討が行われ、ひととおりの成果を得て、平成５年度の原子力学会年会においては２報の発表を行った。本報では、ワーキンググループ内の分担テーマの内、改良シンロックの作製と熱処理実験に係わるテーマについて報告する。

(2) 試料調製

シンロックは、長い地質年代を経て安定に存在している天然鉱物（ペロブスカイト、ホランダイト、ジルコノライト）から成る多相チタン酸塩セラミックスで、FP、TRU 等の廃棄物元素は各結晶相の中に選択的に固溶体として固定され、特に、高温水中での閉じ込め性に優れた性質を有している。今回の実験では、燃料マトリックスとしての熱的耐久性を調べる目的から、改良シンロック固化体(SM)と参照用シンロック固化体(SB)の２種類の固化体をそれぞれ２個づつ作製し、燃料として本質的に必要な熱的耐久性について調べた。改良シンロック SM の組成設計の考え方として採用したことは、溶融特性を高めるために試料 SB と比べてペロブスカイトを20→60％に増やしたこと、ルチルを削り、ジルコノライトを30→10％に減らしたことなどである。なお、ジルコノライトの量は燃料マトリックスとした場合のプルトニウム固溶相として必要十分なものとして考えた量である。また、ホランダイトについては増減していない。試料は通常の方法で作製した。プリカーサと呼ばれるシンロック母材は、アルコオキサイドの Ti 、 Zr 、 Al の試薬を加水分解し、水酸化バリウムと水酸化カルシウムを加えて攪拌蒸発させ、ソフトなクリーム状に調製したものである。このプリカーサを仮焼ポットに仕込み、 Ar －４％H_2 ガスを流しながら、750 ℃で２時間保持して仮焼体にした。この作業工程を、試料 SB と試料 SM について各１回づつ行い、それぞれ30ｇの仮焼体を作製した。回収した仮焼体をそれぞれ２分割し、黒鉛型枠に充塡して、N_2 ガスを流しながら1,200 ℃、29 MPa、２時間のホットプレスを行って、直径20mm×厚さ約９mmのペレット状試料を４個作製した。ペレット試料の外周面、平面とも、型枠の黒鉛との反応層を除去するために、＃220 、＃400 及び＃600 のエメリー紙で自動研磨を行った。試料

調製の作業工程をFig.5.3.2 に示す。また、これらの試料のうち、熱処理用に使用した試料の外観写真をFig.5.3.3 に示す。

(3) 熱処理実験

ペレット状のシンロック固化体を2枚にスライスし、1枚を4分割して扇形に切断したもの約1.5gを、熱処理実験用試料とした。試料を高純度アルミナ製容器の上に置いて、大気中で1,200 ～ 1,500℃の温度で、30分間熱処理を行った。最高熱処理温度 1,500℃は、シンロックの構成成分であるホランダイト及びジルコノライト相の融点に近く、局所的溶融の予想される温度である。熱処理後の試料について外観観察及び密度測定を行った後、SEM/EPMAによる組織観察とX線回折による相分析を行い、高温における熱的安定性を調べた。

(4) 結　果

熱処理前の試料についてX線回折で相分析したところ、 SB 試料にルチル(TiO_2)が見られたほか、両試料の3要素含有量の差異が設計どおりきれいに現れていることが認められた。 1,300℃までの熱処理では、 SM 及び SB 試料とも形状に変化は見られなかった。 1,400℃になると SB 試料は完全に溶融したが、 SM 試料では軟化により形が僅かに変形したにとどまった。このことから、 SM 試料は SB 試料に比べ、高温での形状安定性が改善されていることが確認された。試料内部の組織観察の結果、熱処理温度の上昇とともにペロブスカイトの結晶粒が成長し、当初1μm以下でであった結晶サイズが 1,500℃の熱処理で10μmになっていた。また、熱処理前の試料には見られなかった球状ボイドが生成していることも確認された。さらに、熱処理によって、試料は軟化とボイドに起因する体積膨張を起こし、 1,400℃の熱処理では、密度が約20%減少した。Table 5.3.1 に熱処理による SM 試料の密度及び粒サイズの変化を示す。また、 1,500℃で熱処理したSM試料に見られた、粒成長したペロブスカイトの結晶と球状ボイドを Fig.5.3.4 に示す。

(5) まとめ

改良シンロック SM が参照用シンロック SB に比較して、耐熱性に優れていることが実験で実証されたが、 1,400℃近辺で体積膨張を起こし密度が約20%減少していることも判った。当試料において体積膨張を生じた原因は、作製時の試料に球状析出物（潜在的に高圧ポアーを含んでおり、球状ボイドを生成する。）が存在したことである。したがって、将来、何らかの方法でこの析出物の生成を防ぐ手段を開発することにより、高温耐久性をさらに改良しうるものと期待している。今後、さらなる開発研究の進展を願うとともに、本実験に協力し、指導を頂いた人工バリア研究室の三田村氏に感謝する。

〔参考資料〕

＊ A.KIKUCHI, et al. : JAERI－Research－94-008 , THERMAL DURABILITY OF MODIFIED SYNROC MATERIAL AS REACTER FUEL MATRIX

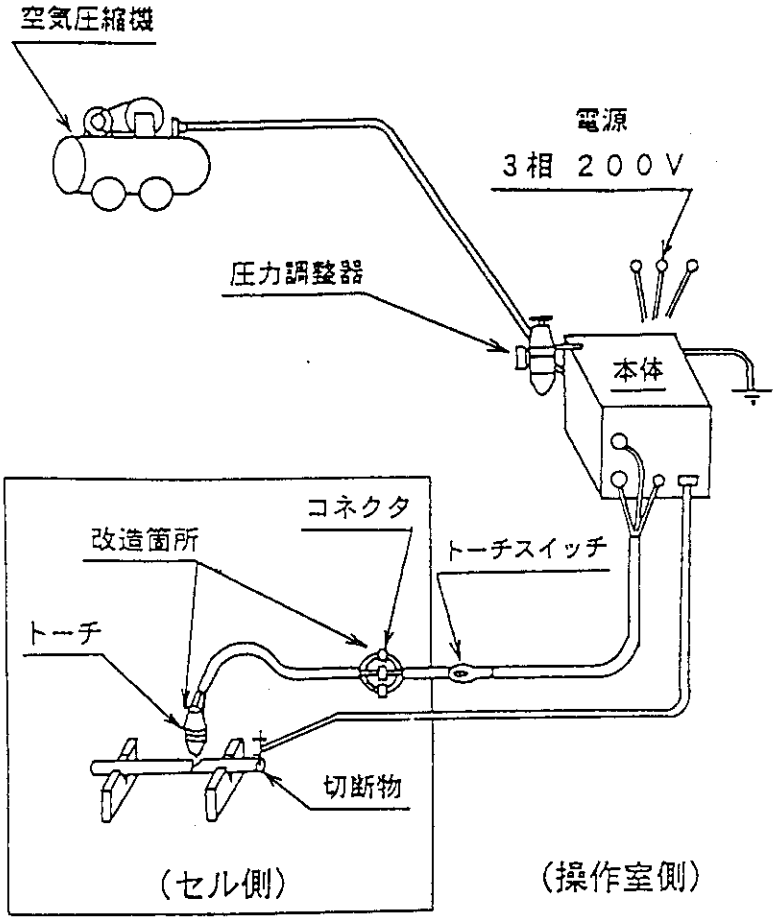


Fig. 5.3.1 エアープラズマ切断機の構成

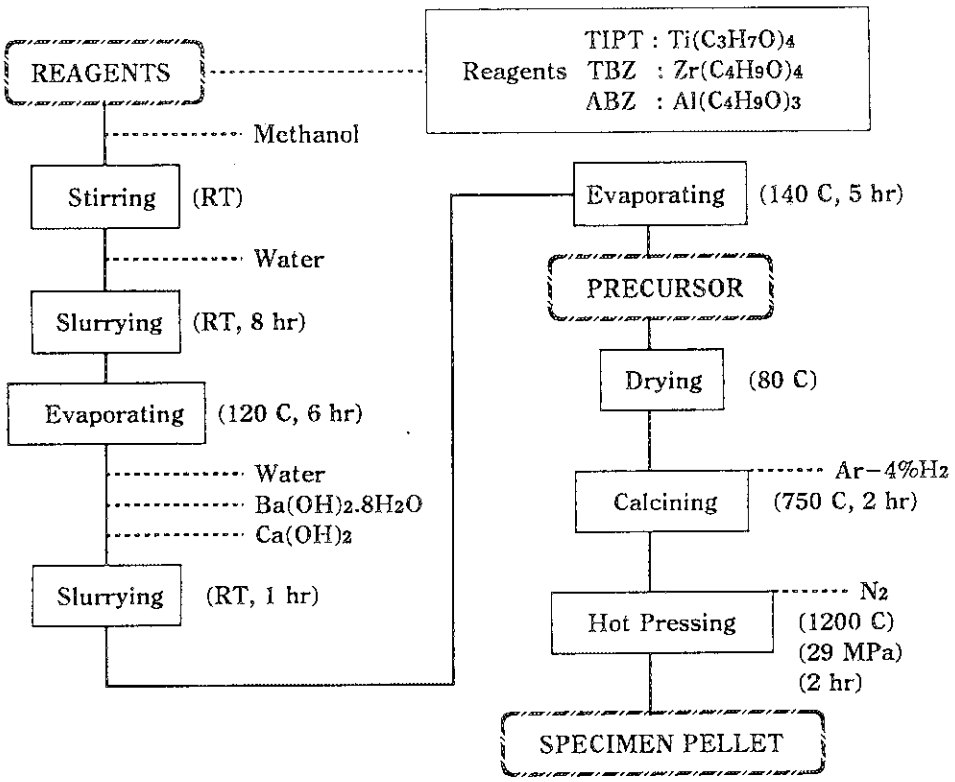


Fig. 5.3.2 試料調整の作業工程

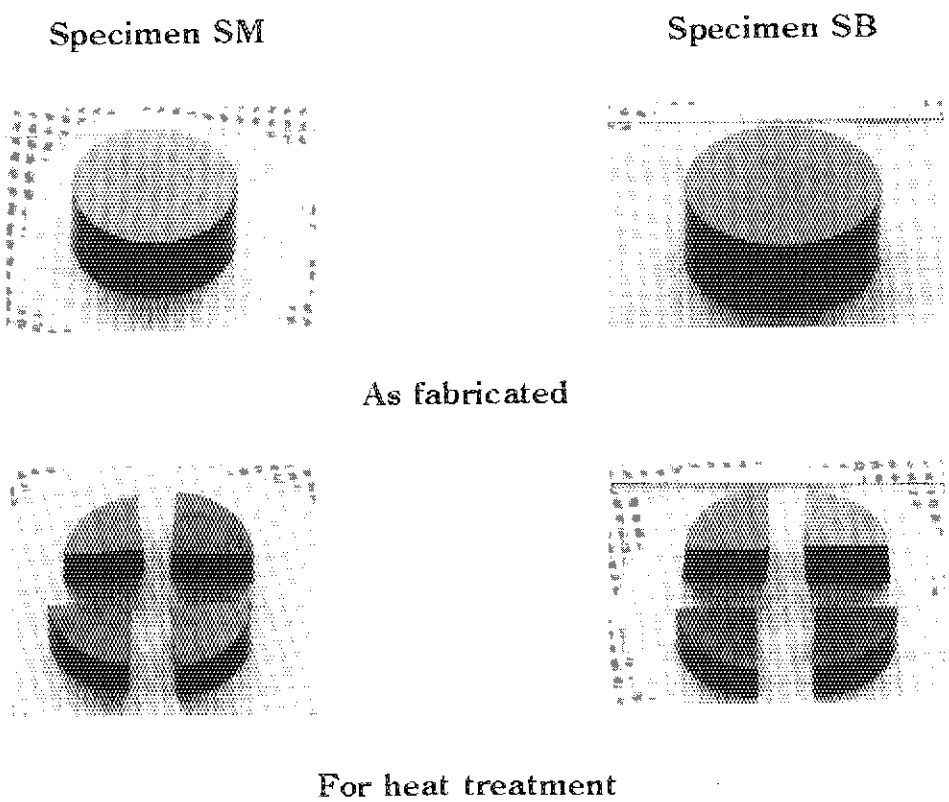


Fig. 5.3.3 熱処理用に使用した試料の外観

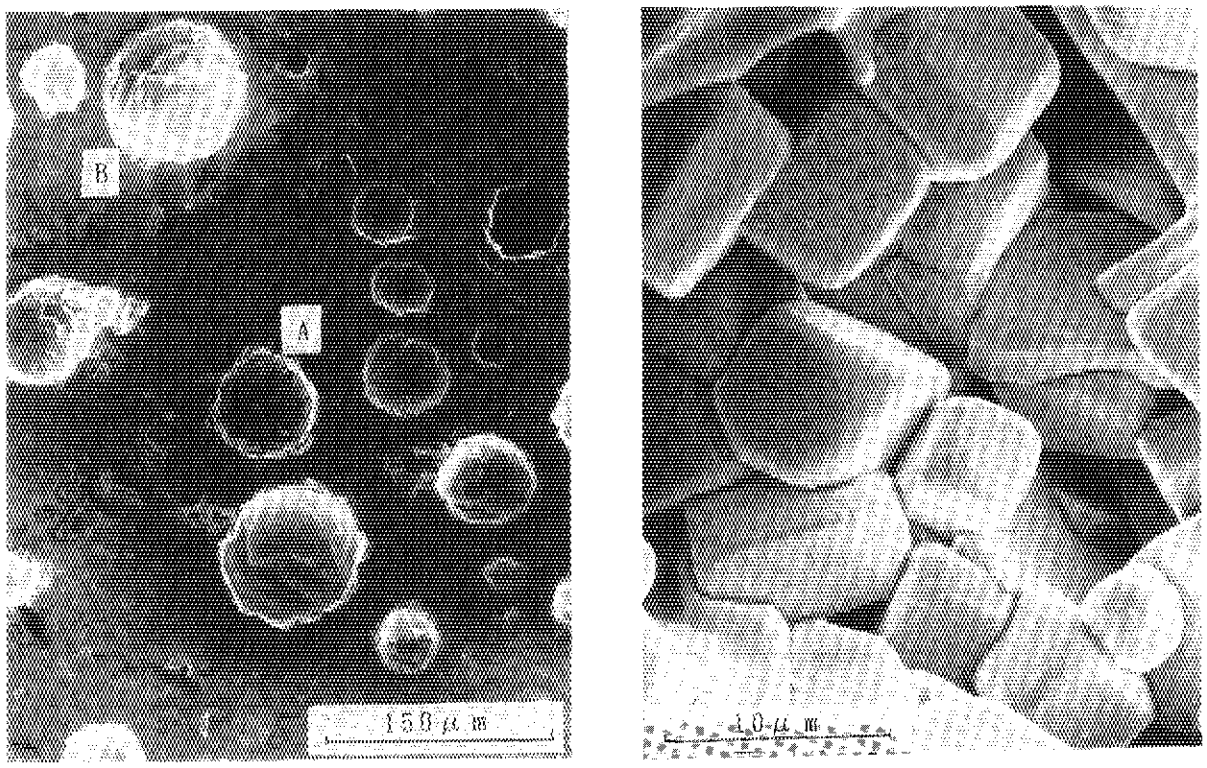


Fig. 5.3.4　粒成長したペロブスカイトの結晶と球形ボイド

Table 5.3.1　熱処理によるSM試料の密度及び粒サイズの変化

Heat Treatment Temperature ℃	Density g/cc	Swelling v/o	Perovskite Grain Size μm	Spherical Void Av. Size μm	Spherical Void Occu. Rate %
1500	3.53	18	10	41	23
1400	3.31	25	5	28	34
1300	4.05	2	1	---	---
1200	4.13	---	1>	---	---
Before Heating	4.15	---	1>	---	---

* Occu. Rate.....Rate of area occupied with voids
* Heating time : 30 min.　　* Atmosphere : Air−1 atm condition
* Density....Immersion method
* Swelling...Calculated by density change (No weight change)
* Spherical void : Obtained by image analyses

5.4 ホットラボ課

5.4.1 高サイクル疲労試験装置の開発

(1) はじめに

高サイクル疲労試験装置は、高燃焼度燃料被覆管の疲労特性を解明するために開発検討を進めて来たものであるが、当施設に設置するに際して、原子炉材料を対象とする引張圧縮汎用型材料試験機としての機能を付加して、仕様が検討され前年度末に製作発注された。

今年度は、約半年間の設計製作を経て、装置据付を第3四半期に行い、その後、照射後試験に向けての試験技術の開発を進めた。試験技術の開発においては、試験精度の確認と調整及び調整用試験片を用いての試験条件の検討が行われ、照射材の試験のための装置整備が進められた。

装置の設計諸元及び製作仕様については、前年度に報告（「ホット試験室施設の運転と技術開発（平成4年度）JAERI-M 93-237」参照）したので、ここでは、本装置の概要と技術開発の現状、今後の課題等について報告する。

(2) 高サイクル疲労試験装置の概要と特徴

試験機の荷重容量は、従来実施してきた材料試験に対応させるために、動的±20 KN, 静的±30 KN とした。また、燃料被覆管の耐久性試験では、疲労寿命が10^2 オーダの低サイクル疲労域から 10^7の高サイクル疲労域までの常温両振り試験が要求されているため、照射後試験での運転対応と汎用型材料試験機としての効率的運転を考慮して、繰り返し速度は、市販機の約3倍に当たる100Hz(最高）を目途とした。

低荷重域から定格荷重までを高精度に制御でき、且つ、最高繰り返し速度 100Hzを実現するための機種として、電気油圧サーボ式疲労試験機を選定し、通常±100 KN用として採用される試験機に±20 KN のアクチュエータを設置し、これに2種類のサーボ弁、即ち、動的100 KN用標準弁（定格流量 38 l/min)とその1/10の感度を持つ小型弁（定格流量 3.8 l/min）を搭載することによって目的とする性能を確保した。

荷重の検出は、常時タンデムに装備された定格荷重用（動的±20 KN, 静的±30 KN)と低荷重用（動的±2 KN, 静的±3 KN）の2つのロードセルを、目的に応じて切り換えることにより高精度に行える。ロードセルの切り換え作業は、3本のボルトを差し替えるだけで良く、両振り疲労試験で要求される試験機の軸芯精度（曲げ成分5％以内）を損なうこと無く、極めて容易に行える。ロードセルをタンデムに接続する使用方式は従来から採られてきたが、これまでのものは、定格荷重用ロードセルのみを常用装備としており、必要に応じて低荷重用を付加する方式であったため、疲労試験のためにはその都度、ホットセル内で入念な軸芯調整が必要とされた。特に、高い軸芯精度を要求される両振り疲労試験は、試験片の摑み（チャック）の問題も相まって遠隔操作では不可能な試験と考えられてきた。

試験片のチャックのための試験治具は、全てセル外からマニプレータ操作により容易に交換でき、引張（丸棒、割管、管）、三点曲げ、破壊靱性（0.4, 0.5, 0.63 DCT）等の静的試験及び疲労試験（割管、丸棒）に対して整備された。また、小型で剛性の小さい割管試験片あるいは破壊

靱性試験片における開口変位測定用クリップゲージの取り付け等の操作に対しては、試験治具組立治具台を用いることによって、安全、且つ、容易にセッティング可能である。

本装置は、油圧制御機器であるにも拘らず、必要に応じてセルへ据え付け、あるいは撤去する可搬型の設計とした。この考え方は、試験機を固定化した場合に生じ易い研究テーマの変遷等に基づくセル稼働率の低下を回避する上で極めて重要であるが、油圧配管・液体窒素導入管（トランスファチューブ）の接続分離の容易さと信頼性、あるいは1mの遮蔽を持つコンクリートセルへの試験機の設置、撤去時の更地化（セル内外）等に問題があった。試験機は、210 kg/cm^2 の運転圧力を要すが、配管接続にはスエージロック、クイックカプラを採用して容易な接続分離（据付・撤去）を可能とし、油圧管、電気配線及びトランスファチューブのセル壁貫通部分については、専用遮蔽プラグに内包させ両端部をカプラ等のコネクタで接続する設計とした。トランスファチューブは、全長約8.5mにわたるが5分割の真空断熱二重管（計5m）とその両端に接続するフレキシブルホース（セル外：2.2 m，セル内：1.3 m）により、目的とする恒温槽内温度-140℃（設計仕様値）が可能である。この真空断熱二重管は、必要に応じてホットセル外より全系を排気できる。

本装置の概要と可能な材料試験の概要を Table 5.4.1及び Table 5.4.2に、試験装置と試験治具組立台の外観を Fig.5.4.1及び Fig.5.4.2に示す。

(3) 技術開発の概要

1) 常時タンデムに接続される定格荷重用と低荷重用の2つのロードセルは、ボルトの交換作業を伴って、試験機の軸芯精度を損なうこと無く容易に切り換えられる。このことは、従来設計機においてはその都度必要とされた軸芯精度の調整作業が省略でき、試験機の効率的運転に極めて有効である。

2) セルとの幾何学的制限や恒温槽、軸芯調整機構の付加、あるいは疲労試験に対する剛性配慮により、大型な試験機（フレーム：100KN 用、荷重軸：50KN用）とせざるを得ず、更に、荷重軸内には油圧チャック機構を組み込んだ設計条件の下に、低荷重域から定格域までを高精度に制御することが求められたが、当初設計では油圧の脈流による振動力が荷重軸に伝達して低荷重域の制御を困難にする現象が生じた。この力は、一般試験機の場合には、低荷重域の制御にここまでの精度が要求されないため、問題とされない程度のものであったが、割管試験片のための微小荷重制御には容認できないレベルであった。この課題は、サーボ弁を本体から切り離して脈流発生の少ない位置に付け換えること、及び、低流量サーボ弁を付加することによって解決した。

3) 荷重軸の軸芯調整は、一般機の場合、クロスヘッドとロードセル間（ロードセルの上側）及びロードセル下側の2箇所に偏芯調整機構を設けて行われるが、本機の場合は、試験機テーブル面（下部の固定クロスヘッド上面）とクロスヘッド間を 1500 mm確保する必要があったため、従来法での調整は殆ど不可能であった。このため、上部プルロッドの上面に3個目の偏芯調整機構を設けることによって、S45C検定棒（φ6, 4ゲージ付き）を用いた調整で目的とする曲げ成分5％以内の軸芯を可能とした。

なお、この調整作業は、ＣＲＴ上に描かれたレーダーチャート（検定棒の歪みゲージ信号か

ら作成）を睨みつつ、偏芯調整することによって行われる。

4) 試験片の試験治具への組み込みあるいはクリップゲージの取り付けは、試験治具組立台の所定位置に試験片等を置き、それに装備されたハンドルを回すなど簡単な操作で可能である。この試験治具組立台は、試験機がマニプレータ操作位置から 2.5m 離れた位置に設置されており、マニプレータによる微妙な直接操作が困難である状況を考えると、極めて有効である。

5) 照射材の引張圧縮（両振り）疲労試験は、当初計画では割管試験片についてのみの開発要求であったが、丸棒小型試験片を用いた両振り疲労試験技術の開発も行うこととした。試験片は、ボタンヘッド摑み部型として、試験機の負荷容量及び照射キャプセルを考慮して平行部径φ4 mmとした。更に、研究室と協議して平行部長さ8 mm（ゲージ長さ6mm）、減肉部R15.6mm, ボタンヘッド（摑み部径）φ12mm, 全長 44mm を決定した。平行部径φ4 mmは、内外の疲労試験諸規格で定められる最小平行部径φ6mm を下回るもので、試験片として規格外寸法であるが、微小試験技術においては注目されている。

(4) 整備状況と今後の課題

高サイクル疲労試験装置は、納入検査及びその後の技術開発（試験装置整備）において、全般的には、疲労試験を含めた各種材料試験のための汎用型材料試験機として所期性能を満足するものであった。しかし、これまでの実験においてソフト的な技術面に幾つかの課題のあることが見出されており、照射後試験に供するためには早急にこれらを解決する必要がある。

1) 引張、曲げ、破壊靱性等一般化された短時間機械特性のための現有試験ソフトは、予め、試験材料の、荷重、変位（伸び）、流動応力、縦弾性係数等々の特性をかなりの精度で知り得た上で試験することが前提となっているため、脆化を余儀なくされ、１本の予備試験片も持たない照射後試験に対しては対応しきれない問題を含んでいる。

このため、安全側に見積もった予測値あるいは凡その数値を入力することで、例え予測に反した試験挙動（材料特性）に遭遇しても試験データを有効に採取でき、更に、試験後に、正しい特性値を入力し直すことによって目的とする解析が可能となるようソフトを改造する。

2) 燃料被覆管の疲労試験は、試験機軸芯に対して非対称な試験片（割管試験片）を用いた特殊な疲労試験であることから情報が少なく、試行錯誤的調整・整備を強いられる。これまで実施した実験では、破断はいずれも試験治具内で生じており、所謂、チャック内破断であった。このため、得られた破断寿命は最長のものでも「Langer-O'Donnellの疲労寿命曲線」に比べて大分短かった。

これまでの実験で以下のことが分かった。

① 0.7mm 厚さの試験片はネジ固定式試験治具によってチャックされるが、その締め付け力は摑み部に疲労破断を生じせしめる要因を作ったり、試験片平行部に加工硬化等の影響を及ぼすことのない程度とすることが肝要である。実験によって適正値を求めなければならない。

② 試験治具及び治具組み立て台は、試験治具を試験機に遠隔操作で取り付けた時に内部に組み込まれた試験片が完全に芯出しされるよう調整されたものでなければならない。この調整のための試験片は、試験片側の要因を固定するため、形状、仕上げ程度、材質等が同一と見做せるものとするのは当然であるが、更に、試験片が変形し易いことを考慮して試験対象材

料と同等な硬さを有するものを終始一貫して使用することが重要である。

③ 試験治具の試験片当たり面は、当初設計品は複雑な加工形状であったために仕上がりが不十分であった。更に、材料支給で製作させた調整用試験片にも加工ミスがあった。いずれも加工精度が悪かったことに起因している。

このため、試験治具の当たり面は、機械加工精度の上げ易い形状で、更に、試験片に多少の不揃いがあってもチャック出来るよう設計変更する。

今後の調整実験においても、Langer-O'Donnellの疲労寿命曲線を満足する寿命が得られるまで、この種の不具合や若干の改造を要す部分を摘出し、適切な措置を講じてゆく必要がある。

3) 丸棒疲労試験では、本試験装置の有効性を確認するために一般試験機とのデータ比較が必要である。一般試験の既存データは平行部径φ10mmの大型試験片（標準化）からのものが殆どであり、規格外であるφ4mm試験片についての参照データは皆無であるため、妥当と判断される疲労データの蓄積が必須条件となる。また、試験機の相違による差（機差）を調べるため、本装置での実験に並行して同一試験片を用いた市販機種での疲労試験も必要である。

歪み制御低サイクル疲労試験に関して、 ASTM では、試験片の加工技術（表面仕上げ法）を規定し、更に、軸芯検定は一連の試験の都度、その試験片を以て最大の全歪み範囲を通して確認すべきと推奨しているが、本試験装置についてのASTM推奨調整法に基づく合否判定は、納入検査の時点で、照射を睨んだ試験対象材料（最初に照射後試験を実施する材料）が決められなかったこと、4φ試験片に4枚の歪みゲージを貼る技術がなかったこと、更には、止むなく採用した平行部φ6mmの軸芯検定棒(S45C)が試験機の調整用であったために塑性域まで負荷できなかったこと等によって未だ確認されていない。しかしながら、その後の検討により、当面の対象材料は10φ試験片でデータ蓄積のあるHasteloy-X（溶体化処理材）に絞られたこと、及び、4φ試験片への歪みゲージ貼り付け技術に目処がたったことから、来年度には正規の検定及び試験条件の検討が進めらられる

今年度に実施した低サイクル疲労実験で以下のことが分かった。

① 試験片の機械加工（真円度、真直度、平行度、直角度）には、従来に比べて高い加工精度が要求される。このことは、従来の大型試験片からの経験に基づき製作された試験片で座屈を生じたことから判断され、軸芯検定棒と同程度の加工精度（±0.005)が必要と結論された。

② 歪み制御用伸び計は、試験片への取り付け力が重要なポイントとなる。マニプレータ操作での押え力の再現と高温試験時における押え力の平均化を可能とするため、若干の手直しが必要である。幸いに、両者は、伸び計の 3点支持部がループバネを介して試験片に接触するよう改造する（目視判断機能の付加）ことで解決できよう。

(5) まとめ

開発した高サイクル疲労試験装置は、数100 N（≒数10 kgf/mm^2）の荷重制御を要求する燃料棒被覆管（割管試験片）の両振り疲労試験、平行部径φ4mmの丸棒低サイクル疲労試験、更には、従来から原研が実施してきた引張圧縮の短時間機械特性試験（破壊靱性試験含む）を可能とする汎用型材料試験機として、所期目的を基本的に満足することが確認された。しかしながら、照射

後試験への適用には、幾つかのソフト面での問題があり、今後解決してゆかなければならない。特に、両振りの疲労試験に関しては、割管試験片と丸棒試験片の双方について新たな遠隔操作試験技術の開発が必要である。

なお、本試験装置は、主目的とする疲労試験についての試験技術が確立された後、速やかに照射後試験に適用されるが、同時に、当施設における汎用型材料試験機としても有効に使用していく。

5.4.2 X線回折による軽水炉使用済燃料の格子定数測定法の開発

(1) はじめに

セミホットNo.3セルの遠隔操作型X線回折装置は、軽水炉使用済燃料のウラン酸化物同定試験を目的に整備したもので、標準横型ゴニオメータ装備のX線回折装置をホットセル内での使用に適するように、①X線検出器にγ線遮蔽体を取り付け、②試料ホルダ部に遠隔操作性を付加する、などの改造を施したものである。また、本装置のデータ処理装置のソフトウェアは、当初、ウラン酸化物の同定を目的とした「標準データ処理プログラム（ピーク処理）」だけであったが、その後のハードディスク装置の増設に併せて、格子定数測定を目的とした「標準データファイル（メタルアンドアロイ）」と「格子定数の精密化プログラムソフト」を整備して照射後試験の多様化と高度化に対応してきた。

本X線回折装置では、前記軽水炉使用済燃料のウラン酸化物同定試験の他、高温工学試験研究炉用被覆燃料粒子の高性能化を目的とした照射済 ZrC被覆燃料粒子の ZrC被覆層の格子定数測定法の開発などにより、有効な照射後試験データを取得し研究者に提供してきた。また、ウラン酸化物同定試験においても、 UO_2ペレットの中心部と外周部を区別してX線回折を行う必要が生じ（中心部と外周部とで酸化物形態に相違があることが予測された）、本X線回折装置の測定方法である測定試料の断面全域にX線を照射する試験法（以下「標準全域法」）に対して、X線を UO_2ペレットの中心部だけに選択的に照射する試験法（ペレット外周部を金属薄板で覆う；以下マスク法」）を開発して成果を挙げてきた。

試験研究の進展に伴い、NSRRでパルス照射した軽水炉使用済 UO_2燃料ペレットの格子定数測定において、従来の標準全域法によるペレット断面全域の測定に加えてペレットの中心部と外周部を別々に測定する要請があり、マスク法を拡張した「領域別の格子定数測定法」を開発し、X線回折を実施したのでその方法を報告する。

(2) 装置及びデータ処理の概要

セミホットNo.3セルの遠隔操作型X線回折装置の概要と性能は、次のとおりである。

- X線回折装置　……Rigaku RAD-2C 改造型
- X線管球　……2kW 封入式管球（Cuターゲット）
- ゴニオメータ　……W合金遮蔽体付、半径185mm 横型ゴニオメータ
- モノクロメータ　……湾曲型グラファイト結晶
- スリット　……DS 1°、SS 1°、RS 0.15mm、RSM 0.6mm

・検出器　　……サイドウィンド型比例計数管
・データ処理装置　　……Rigaku/PF-7000型パーソナルコンピュータ

「格子定数の精密化プログラムソフト」は、データ処理装置（PF-7000)で使用するRAD システム・アプリケーションソフトウェアで次の二つで構成される。

①格子定数の精密化解析プログラム
②$K\alpha_1/K\alpha_2$ ピーク分離処理プログラム

①は、各ピーク（面指数）毎にステップスキャン測定した回折測定データを用いて格子定数を求めるもので、次の処理を行う。

1) Si 粉末標準試料の回折測定データを用いて角度補正曲線を求る。
2) 被検試料（ UO_2ペレット）の回折測定データを 1) の補正曲線で角度補正し、あらかじめ入力された条件で最小自乗法又は外挿法により格子定数を算出する。

ここで、標準試料を被検試料に混入して測定する場合と被検試料を個別に測定する場合があり、ソフトはその状況に応じて処理できる。

①で使用するデータは、あらかじめ回折像のスムージングや $K\alpha_1/K\alpha_2$ピーク分離処理等を行っておく必要があり、このため、②を使って測定データの $K\alpha_1/K\alpha_2$ピークの二重線による回折プロファイルを分離処理する。ピーク分離処理した $K\alpha_1$線回折プロファイルからは、半価幅中点法 （FWHM ）、重心法（GRAVITY)又は放物線近似法（PEAK TOP）のいずれかによりピーク位置を求める。これらのデータを用いて①により格子定数を求める。Si粉末標準試料のデータを基に、 $K\alpha_1/K\alpha_2$ピーク分離処理した結果の例をFig. 5.4.3に示す。

(3) 試料ホルダ部（固定治具）と領域別測定の方法

X線回折装置は、標準全域法による測定を基本としており、測定に際してはペレット試料の断面がゴニオメータ回転軸中心にあることが望ましい。標準全域法では、断面組織観察に用いたエポキシ樹脂埋込のペレット試料をそのまま被検試料とすれば良いので、ホットセル内の遠隔操作で容易に試料をセットし、かつ位置調整できる構造の試料ホルダ部（固定治具）を工夫した。試料ホルダ部の概略をFig. 5.4.4に示す。

UO_2ペレット断面の中心部と外周部を別々に測定（領域別測定）するため、当該領域だけにX線を照射する方法を考案し、測定を実施した。以下にその概要を記す。

領域別の格子定数測定には、材質をリン青銅板、厚さ 0.05mm の金属薄板（以下「マスク」）2種類を製作し、測定しない部分を覆う方法を採用した。中央部の測定には、中央部に直径6mmの開口部を設けたマスク（以下「外周マスク」）をセットし、外周部の測定には、試料中心部に直径6mm のマスク（以下「中央マスク」）を細い銅線（ϕ0.1mm）でセットしてX線回折を実施した。ここで、エポキシ樹脂に埋め込まれた UO_2ペレットが樹脂埋込管の中心からずれた（偏心した）被検試料の場合は、その試料を別のセルの小型ペリスコープで写真撮影して偏心量（2～3mm程度である）を測定し、その距離（偏心量）だけマスクの取付位置を上部側に偏心させて試料ホルダ部に固定して、この試料ホルダ部に被検試料の偏心方向を上に合わせて挿入することでマスクと試料の中心位置を一致させる方法とした。

被検試料が未照射の場合は、エポキシ樹脂埋込管の中心にペレット中心を合わせながら樹脂注

入が出来るので、マスクも中心部を合わせるだけで容易にセットできる。未照射 UO_2ペレット試料（外径9.3mm, 95%T.D)用に中央マスクを試料ホルダ部中心に取り付け、これをゴニオメータにセットした状態をFig. 5.4.5に示す。

(4) 測角精度の確認と UO_2ペレット試料の測定

軽水炉使用済 UO_2ペレットの格子定数測定の手順は、①標準試料の測定（角度補正曲線を求める）、②未照射 UO_2ペレット試料の測定（基準とする格子定数を求める）、③照射済 UO_2ペレット試料の測定（本測定）である。

Ｓｉ粉末標準試料を用いた測定では、角度補正曲線の測定に合わせて、ゴニオメータの測角精度の確認及びマスク法の取付マスク（外周マスク、中央マスク）の影響確認を行った。測角精度については、Siの回折線（面指数は、27° ～ 130° 2θ）の範囲においてDSスリット1°の系統誤差を補正した文献値との差が±0.02°（2θ）以内であり、十分な精度（装置仕様：±0.05）を確認できた。また、取付たマスクは、X線回折に関して特に影響は無いことが確認できた。

未照射 UO_2ペレット及び照射済 UO_2ペレットの測定では、標準全域法によるペレット断面全体の測定とマスク法による中央部及び外周部を区別した測定を実施した。未照射ペレット及び照射済ペレットともに回折線は良く一致しており、照射済ペレットの場合にも UO_2以外のウラン酸化物の生成は見られなかった。マスク法では、測定結果にマスク材の回折線（ハロー）が検出されるが、 UO_2の回折線に悪影響を与えるようなものではなかった。また、外周部の測定では、回折強度が断面全体の時の 1/4以下に低下し、回折線によっては $K\alpha_1/K\alpha_2$ピーク分離処理が困難な場合もあったが、未照射ペレットで９本、照射済ペレットで７～９本程度の回折線が格子定数の解析に利用できた。照射済ペレットの場合の使用マスクの取付状態は、マスクを取付けたホルダのままの試料面を別のセルで写真撮影して確認した。確認に使用した写真を拡大してFig. 5.4.6に示す。未照射ペレットの断面全体の測定結果と照射済ペレットの領域別（中央部及び外周部）の測定結果の比較をFig. 5.4.7に示す。

(5) UO_2ペレットの格子定数の解析

格子定数測定のためのＸ線回折は、利用する回折線毎に２°～３°の狭い角度範囲をステップスキャンで精度良く測定し、前述した「格子定数の精密化プログラムソフト」で解析処理して格子定数を求めた。解析の条件は、次のとおりである。

① UO_2ペレットの回折線は、JCPDS カードNo. 5-550 (UO_2)と比較照合して決定した。

②測定した回折線についてＫα_1 ピーク分離処理を行い、 $K\alpha_1$線のプロファイルから半価幅中点法(FWHM)によりピーク値を求めて用いた。

③ 格子定数は、得られた回折線から外部標準法（結晶系：立方晶, 計算方法：最小自乗法）で求めた。

使用済燃料ペレット試料の格子定数の解析結果の出力例をFig. 5.4.8に示す。

(6) まとめ

X線回折による軽水炉使用済燃料の格子定数測定において、領域別（中央部及び外周部）測定をする場合には、本報告の様な標準横置型ゴニオメータの標準全域法の使用方法を工夫するよりも、照射するX線をコリメータを用いて絞り込み、微小領域を測定できる平行ビーム法による専用のX線回折装置が適すると考えられる。しかし、当施設のように専用の装置がない場合でも、平面を照射する利点を用いた、簡便なマスク法の開発により、あまりコストを要しない領域別の格子定数を求める方法を確立できた。今後のより精度の高い測定の要請には、現有装置の改善、更新や格子定数精密測定用回折装置の増設などの検討を進め、応えて行きたい。

5.4.3 高輝度電子銃付き透過電子顕微鏡の設置

1.設置の目的

平成5年度に科学技術庁から材料研究部が受託した特会受託研究「原子炉構造材寿命信頼性実証試験」（以下、実証試験）においては、中性子照射環境下での材料劣化機構の評価に対して材料学的見地からより詳しい解析を可能とするため、照射済み試料の透過電子顕微鏡観察が計画されている。日本原子力研究所の現有の装置では、照射済み試料の透過型電子顕微鏡観察が不可能であるため、ホットエリアに最新鋭の高輝度電子銃付き透過電子顕微鏡を設置し、さらにその付帯設備を整備することによって照射済み試料のミクロ組織観察を可能とし、実証試験の基礎基盤研究面を強化することを目的としている。

2.設置の場所

高性能の電子顕微鏡をホットエリアに設置するに当たり、設置場所の選定が重要である。設置場所に対する条件としては、試料作製装置等の周辺装置が設置できる十分広い領域が確保できること、振動及び磁場変動が少ないこと、等があげられる。東海研究所内の候補場所に対して、これらの環境測定等を行い、ホットラボ・グラファイト準備室（現、材料研究室1）が設置場所として最も適しているという結論に達した。これを受けて、材料研究室1の既存の実験設備の撤去工事、放射性物質使用許可に関する変更等の作業をホット試験室と共同で行い、設置環境の整備を行った。高輝度電子銃付き透過電子顕微鏡は、6年3月に設置された（Fig.5.4.9 参照）。

3.装置の概要

高輝度電子銃付き透過電子顕微鏡は、高輝度な電界放電型電子銃を装備した分析電子顕微鏡本体及び元素分析のためのエネルギー分散型X線分析装置（EDX)から構成されている。このため、本装置は、従来型では、検出できなかった照射損傷組織の観察及びミクロ領域の組織分析を効率的、かつ精度良く行うことができる。

なお、本装置は以下の改良を施した HITACHI-HF-2000である。

①対物レンズポールピースの主軸回り試料傾斜角を±10° から±30° に拡大。

②対物絞りについて、直進型の絞りを首振り型の絞りに改造。

③付加する分析装置に適合するように、本体のインターフェイス部分の改造。

4.装置の仕様

(1)分析電子顕微鏡本体

①主要総合性能

・最高加速電圧：200kV

・分解能　　：0.1nm（格子分解能），0.26nm(点分解能)，
0.16nm（インフォメーションリミット）

・倍率範囲　　：×200 ～×500(低倍モード)，×2,000 ～1,500,000(標準モード)，
×5,000 ～×300,000(制限視野モード)

・像回転　　：各試料での像回転角±5°以下（～×1,000,000）

・分析プローブ：試料上で1nmにビームを絞ることができ、この場合の電流量が0.5nA

②電子線照射系

・電子線源　　：冷陰極電界放電型電子銃、電子線エネルギー幅0.5eV(200kV 時、引出し電流値10μA)

・電子線輝度　：7×10^{8} A/cm^{2} sr 以下

・最高加速電圧：200kV，200～100kV まで100Vステップで可変

・基準電圧　　：200,150,100kV の間で3段階設定

・非点補正　　：電磁方式
2次及び3次非点収差補正装置を内蔵いている。

・最小ビーム径：1.0nm 以下

・可動絞り　　：メタルベローズタイプで4段階切替え可能（300,100,50,10nmφ）

③試料室

・試料ステージ：サイドエントリー方式

・試料傾斜角　：±30°

・X線検出器　：取り出し角68°の高角度X線検出方式

・試料室到達　：～10^{-6}Pa（LN_2 使用時）
真空度

④拡大レンズ系

・対物レンズ球：1.7mm 以下
面収差係数

・対物レンズ色：1.8mm 以下
収差係数

・対物レンズ固：1.0μm 以下(200kV時)
有非点

・非点補正　　：独立3系統

・対物レンズ電：1.5×10^{-6}／min 以下
流安定度

・対物絞り　　：メタルベローズタイプで4段階切替え可能
(160,80,40,20 μmφ)

・制限視野絞り：メタルベローズタイプで4段階切替え可能
(560, 250, 100, 50 μmφ)

⑤真空排気系

・電子銃部　：60ℓ／秒イオンポンプ(1)、20ℓ／秒イオンポンプ(2)
到達真空度～10^{-9} Pa(60ℓ／秒イオンポンプ部)

・鏡筒及び試料室：400ℓ／秒ターボ分子ポンプ(1)、160ℓ／秒ロータリーポンプ(1)

・カメラ室部　：570ℓ／秒油拡散ポンプ(1)、160ℓ／秒ロータリーポンプ(1)

・予備排気　：160ℓ／秒ロータリーポンプ(1)

・排気システム制御：全自動

(2)特性X線分析装置

①主要総合性能

・特性X線エネルギー分解能：148eV

・検出元素　：B(5) ～U(92)

②検出器

・半導体X線検出器：Si(Li)

・有効面積　：30mm²

③電源・計測系

・最大X線スループット：11,000cps 以下

・チャンネル数：8192チャンネル

・チャンネル容量：32ビット／チャンネル

④データ解析・制御用コンピータ

・ワークステーション：整数演算性能15.8MIPS

・主記憶容量　：8MB

・補助記憶装置(ハードディスク)：213Mバイト

・補助記憶装置(フロッピーディスク)：3.5 インチ規格1台

・専用ディスプレイ　：16インチ
表示分解能1152×900
ディスプレイ上で1670万色カラー表示可能

5.利用計画

本装置は、原研に初めて設置されたホット試料用透過電子顕微鏡であり、これまで不可能であった照射材の損傷ミクロ組織観察に利用されるものである。分析電子顕微鏡としての高度の性能から、実用合金の構成元素の照射下の挙動を追跡する上で非常に有力なものである。

実証試験では、本装置による元素分析を含む照射損傷組織の解析が、クリープ、疲労等の試験結果を考察する際に非常な有益な情報をもたらすのみならず、対象とする材料の照射下の挙動についてより深い理解が得られるものと期待される。

当面は、照射予定試料の照射前の組織観察を含むコールド試料を用いた実験により、本装置の操作技術の習得をはかる。さらに、放射化の程度の低い試料に対する取扱を開始し、その技術の蓄積によって、より放射化の程度の高い試料に対する対応の検討を行う予定である。同時に、照射済試料からの電子顕微鏡用の低放射化薄膜試料の作製技術の開発等も進める計画である。

Table 5.4.1 高サイクル疲労試験装置の概要

試験機形式	電気油圧サーボ式デジタル制御疲労試験機
試験機容量	動的負荷 ±20 KN, 静的負荷 ±30 KN
試験荷重容量	動的試験 定格ロードセル使用時 ±20 KN 低荷重用ロードセル使用時 ± 2 KN 静的試験 定格ロードセル使用時 ±30 KN 低荷重用ロードセル使用時 ± 3 KN
試験速度	繰り返し速度 10^{-5} ～ 100 Hz 004 型サーボ弁(38 l/min)使用時 ：～ 100Hz（全負荷）まで 振幅特性 ：0.8Hzまで全ストローク(50mm) 100 Hz 時：0.1mm （全負荷），0.25mm（無負荷） 001 型サーボ弁(3.8 l/min) 使用時：～ 25 Hz（全負荷）まで ：～ 45 Hz（無負荷） 振幅特性 ：0.04 Hzまで全ストローク(50mm) 最高繰り返し速度時 ： 0.1 mm 10Hz時 ：0.5mm（全負荷），0.7mm(無負荷) 引張圧縮速度 20 ～ 3.125×10^{-7} F.S/sec F.S ：変位制御時 50 (mm) 荷重制御時 30(20)or 3(2)(KN)
試験雰囲気	大気中
試験温度範囲	−140 ～ 450 ℃
可能な材料試験（試験ソフト）	引張試験、 三点曲げ試験、 J_{IC} 破壊靱性試験(CT, DCT) 高サイクル疲労、低サイクル疲労、亀裂進展試験(CT, DCT)

Table 5.4.2　高サイクル疲労試験装置による材料試験の種類

試験区分	試験項目	標準試験片形状		備考	
耐久性試験	高サイクル疲労：両振（サイン波負荷）	・被覆管割管(GL 1, 平行部 5, 2w × 0.7t) ・φ4ボタンヘッド型（GL 6mm, 平行部φ4 ×8 ）		荷重制御試験 荷重制御試験 片振り試験可能	挟み込みネジ固定ﾁｬｯｸ ボタンヘッド引掛けﾁｬｯｸ （油圧チャックで固定）
	低サイクル疲労：両振（台形、三角波負荷）	・被覆管割管(GL 1, 平行部 5, 2w × 0.7t) ・φ4ボタンヘッド型（GL 6mm, 平行部φ4 ×8 ）		荷重制御試験 歪み制御試験 片振り試験可能	挟み込みネジ固定ﾁｬｯｸ ボタンヘッド引掛けﾁｬｯｸ （油圧チャックで固定）
	亀裂進展試験	・CT(Compact Tension) 型 ・DCT(Disk Compact Tension) 型		・ΔK値制御試験 ・三点曲げ法（シャルピ型）には対応不可	
短時間機械特性試験 *1	引張試験 *2	・φ4丸棒型（全長55 L, 摑み部φ8） ・被覆管割管(GL 12.5, 平行部15, 2w×0.7t) ・被覆管　φ11×155 L		摑み部（肩）引掛けチャック ピン穴引掛け挟み込み固定チャック V溝チャック付きwedge action型グリップ	
	破壊じん性試験 *3（J_{1c} 試験）	DCT (CT)法	・0.4 DCT 及び CT ・0.5 DCT 及び CT ・0.63DCT 及び CT	・電位差法試験可能：試験治具絶縁処理 ・ASTM E813-81及び89で解析処理可能 ・ΔK値制御による予亀裂の導入可能	
		三点曲げ法	シャルピ型（10×10×55L）	ローラ径φ10, 制御解析ソフト未整備	
	曲げ試験 *4	微小試験片　(5×25 L× 0.8 t) シャルピ型　(10 ×10×55 L)		・微小試験片用試験治具未整備 ・最大負荷30KN以下の材料に限定	

〔注〕*1：圧縮試験は、照射後試験の要求ある時、試験治具及び試験（制御解析）ソフトを整備することにより可能。
*2：引張試験は、試験治具を別途用意することにより板状（穴付き・穴無し）、丸棒（二段肩付き、ネジ式）等試験片についても可能。
*3：J_{1c} 試験は、ASTM E813 に準拠した除荷コンプライアンス法による。
・0.75 DCT(CT)については、照射後試験の要求ある時、試験治具を整備することにより可能。
・三点曲げ法は、照射後試験の要求ある時、試験ソフトを整備する必要あり。但し、現有試験治具は電位差法試験には対応不可能。
・DCT 試験片についてのデータ処理は、ASTM E813 （CT用解析処理）をDCT 用に補正した計算式を採用。
*4：微小試験片用三点曲げ試験治具は次年度整備予定。シャルピ型試験片は最大曲げ荷重が30KN以上の材料に対しては適用不可。

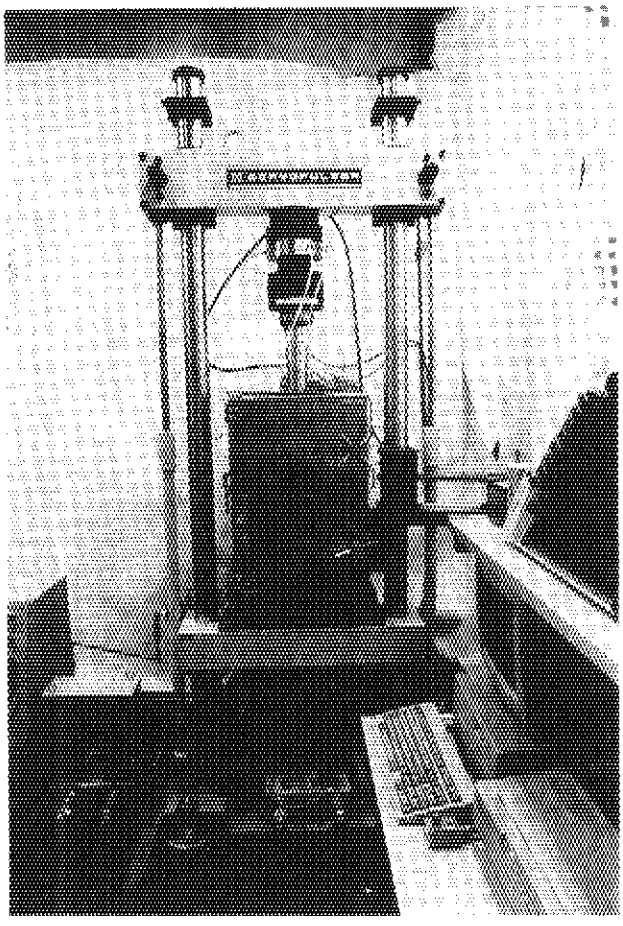


Fig. 5.4.1　高サイクル疲労試験装置の外観

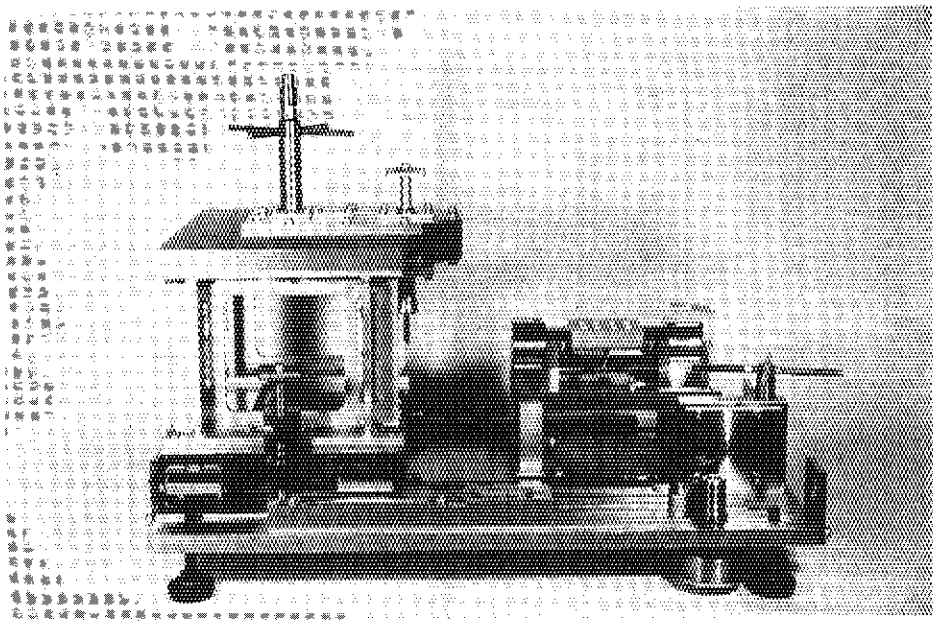


Fig. 5.4.2　試験治具組立台の外観

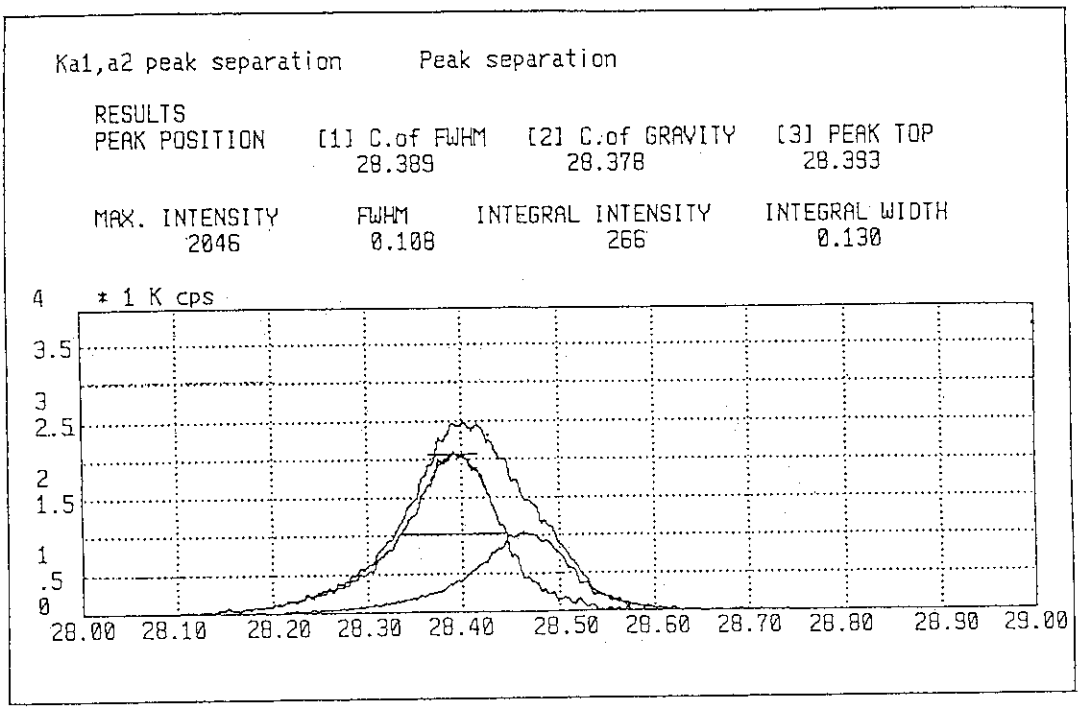


Fig. 5.4.3　Si粉末標準試料のデータをもとに$K_{\alpha 1}$／$K_{\alpha 2}$ピーク分離処理をした結果（一例）

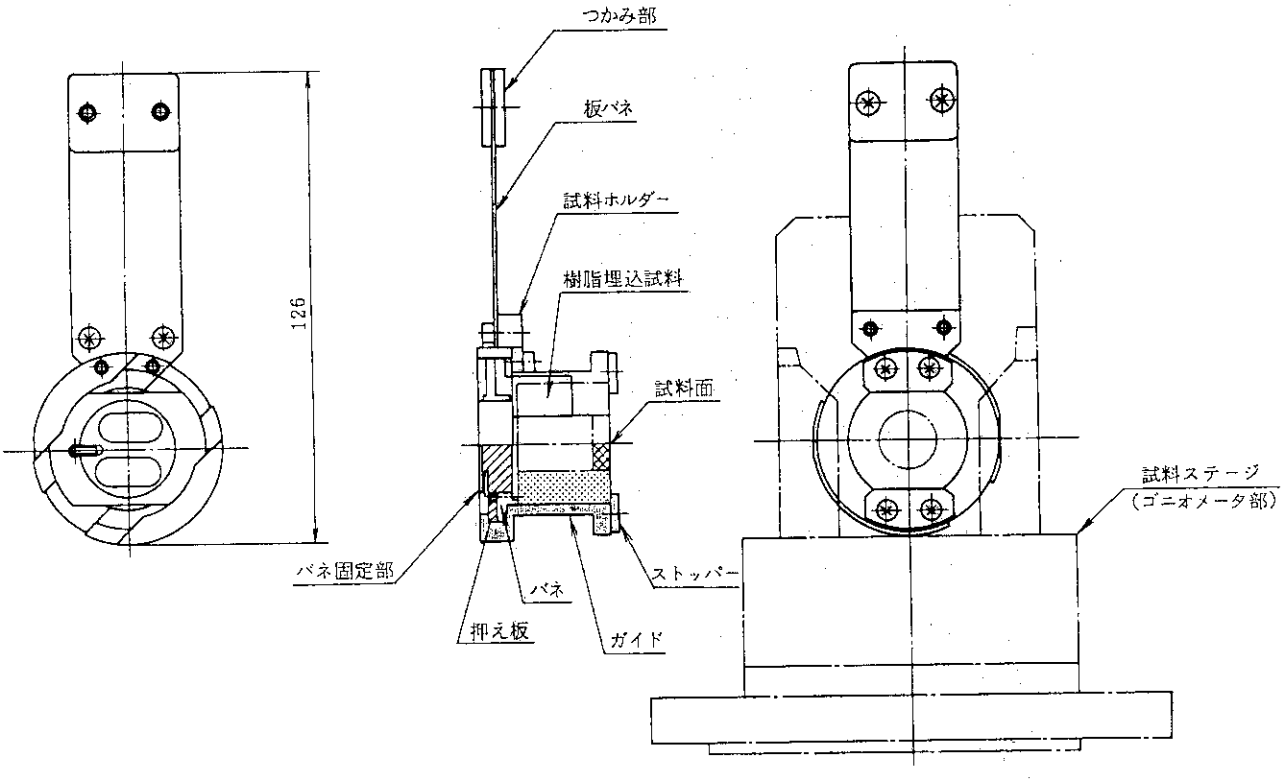


Fig. 5.4.4　試料ホルダ部（固定治具）の概略

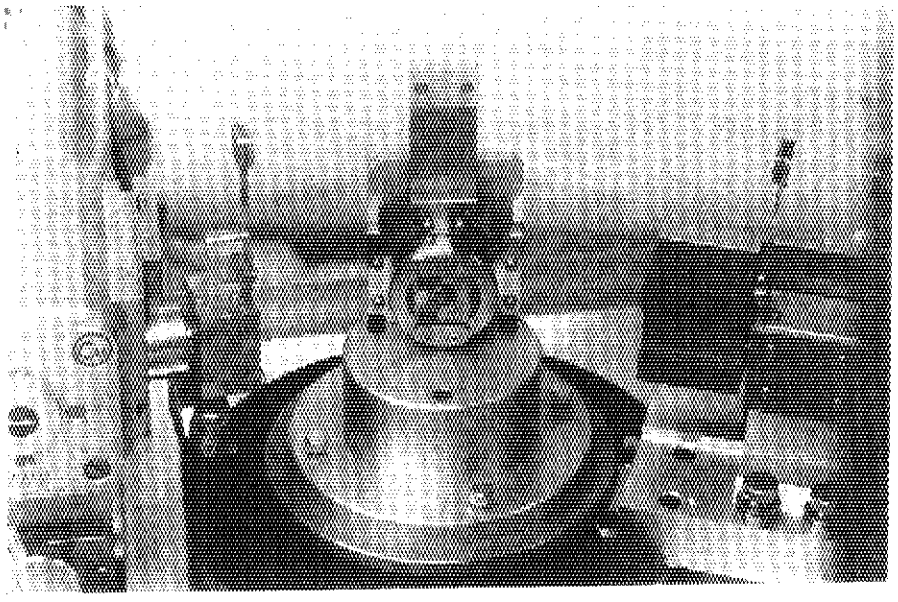


Fig. 5.4.5　ゴニオメータに外周部測定用の中央マスク付き試料ホルダ部（固定治具）をセットした状態

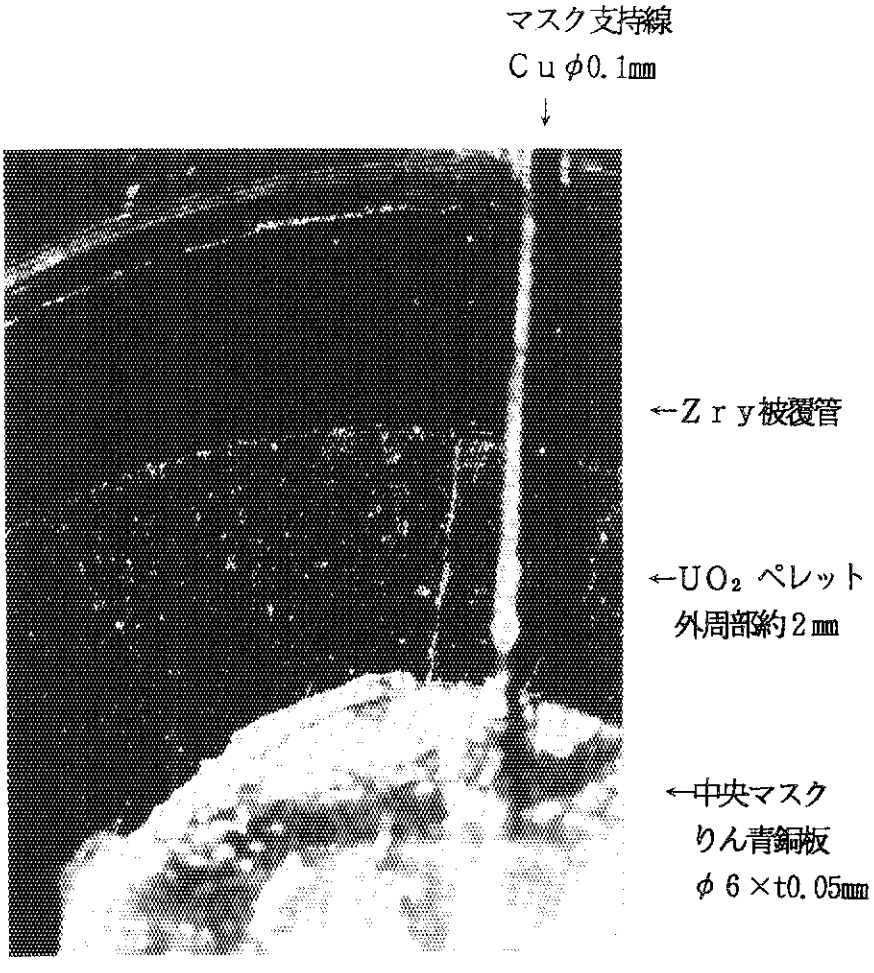


Fig. 5.4.6　使用済燃料ペレット試料外周部の測定領域（一部を拡大）

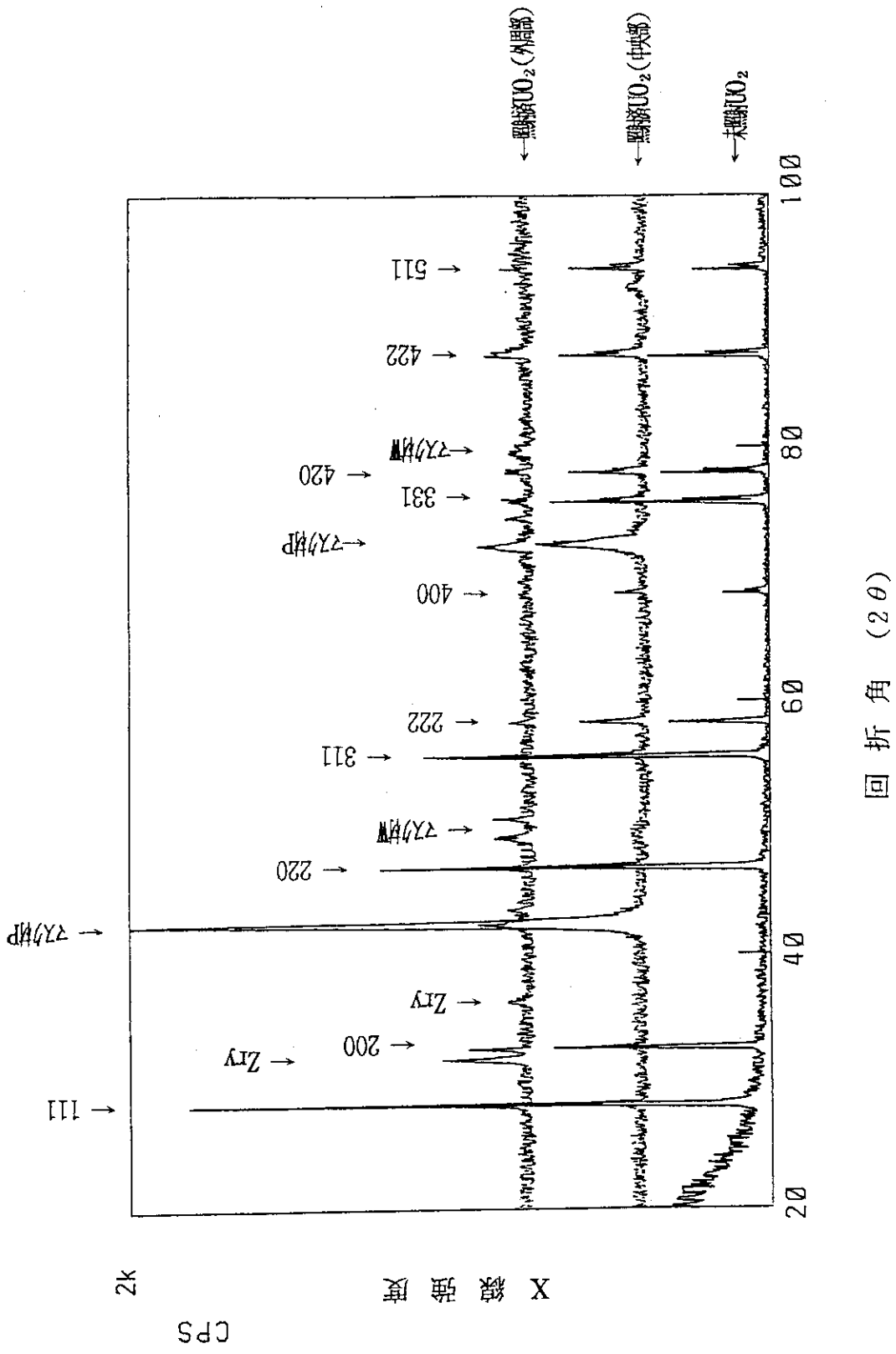


Fig. 5.4.7 未照射UO_2ペレット試料の断面全体と使用済燃料ペレット試料の中央部と外周部の測定結果の比較

Processing condition (Refinement of lattice constants,External standard method)

Sample name : JM-5/Out.A H502
File name of Calibration curve : CALIH502
Wave length : 1.5406000 [A]
Calculation mode : Least squares
Linear absorption coefficient : 2906.65 [1/cm]
Thickness of Sample : .2 [cm]

No	Filename	h	k	l	2T(obs.)	2T(cor.)	DS	Data num.
1	J501A1	1	1	1	28.1430	28.1768	1.00	0
2	J503A1	2	2	0	46.8710	46.8899	1.00	0
3	J504A1	3	1	1	55.6410	55.6577	1.00	0
4	J506A1	3	3	1	75.6980	75.7149	1.00	0
5	J507A1	4	2	0	78.0520	78.0693	1.00	0
6	J508A1	4	2	2	87.2350	87.2544	1.00	0
7	J509A1	5	1	1	94.0540	94.0754	1.00	0

Lattice parameters
Sapmle name = JM-5/Out.A H502
Cubic system

	values	st. dev.
a	5.466788	0.000522
b	5.466788	0.000522
c	5.466788	0.000522
alpha	90.000000	0.000000
beta	90.000000	0.000000
gamma	90.000000	0.000000

No	Filename	h	k	l	2T(obs.)	2T(cor.)	2T(cal.)	2T(obs.)-2T(cal.)
1	J501A1	1	1	1	28.1430	28.1768	28.2183	-.07527
2	J503A1	2	2	0	46.8710	46.8899	46.9551	-.08406
3	J504A1	3	1	1	55.6410	55.6577	55.7056	-.06463
4	J506A1	3	3	1	75.6980	75.7149	75.7696	-.07160
5	J507A1	4	2	0	78.0520	78.0693	78.1048	-.05280
6	J508A1	4	2	2	87.2350	87.2544	87.2872	-.05219
7	J509A1	5	1	1	94.0540	94.0754	94.1151	-.06114

Fig. 5.4.8 使用済燃料ペレット試料についての格子定数の解析結果の出力例

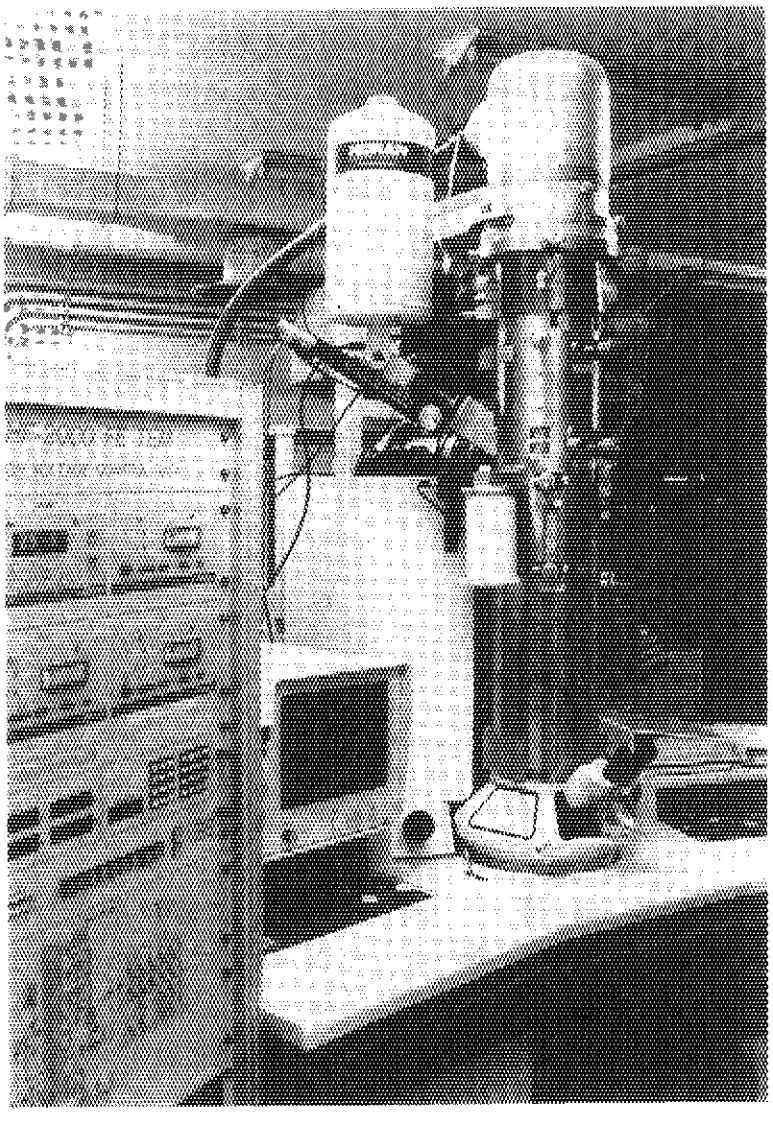


Fig. 5.4.9　材料研究室1に設置された高輝度電子銃付き透過電子顕微鏡

あとがき

ホット試験室が新たな統合の下に設立されて4年目を迎えた。その目標であった"共通技術基盤の活用"も板に付き、各種試験の実施、技術の開発さらには官庁手続きの促進等において威力を発揮した年でもある。

施設の運転管理においても、何等のトラブルも無く順調に進捗し、計画した試験も100%に近い達成度で当該年度を終了し得た。技術開発においても例年に増す件数を成就でき、多くの成果を得ることができた。この報告書が施設の概要を知り、利用面においても参考になることを願い、さらに培った基盤の益々の充実を願って、本報を閉じる。

なお、本報告書は、ホット試験室及び放射線管理課の関係者に執筆を依頼し、下記ホット試験室編集委員会の委員長はじめ委員によって編集されたものである。関係者に改めて深く謝意を表したい。

ホット試験室次長　菊地　章

ホット試験室年報編集委員

委員長　山原　武　（ホット試験技術課長）
西野輝久　（ホット試験業務課）
園部清美　（ホット試験技術課）
吉田武司　（ホット試験技術課）
金井塚文雄　（実用燃料試験課）
金沢浩之　（実用燃料試験課）
松本征一郎　（WASTEF課）
荒瀬　功　（ホットラボ課）

付録1．官庁許認可申請一覧

1．核燃料物質使用の変更許可申請

本年度申請案件はなし。

2．放射性同位元素使用の変更許可申請

施　設　名	申請年月日	件　　名	許可年月日
ホットラボ施設	H5.11.19	使用核種及び使用数量の変更並びに使用施設設備の一部撤去	H5.11.25
	H6.1.13	廃棄施設の設備（廃棄物一時保管室）新設	H6.2.2

3．施設検査申請

施　設　名	申請年月日	件　　名	合格年月日
燃料試験施設	H5.10.25	ペレット融点測定装置の新設	H5.12.14
廃棄物安全試験施設	H5.5.28	使用施設の設備の新設	H5.7.15
ホットラボ施設	H6.2.25	廃棄施設の設備の新設	H6.3.14

4．輸送容器関係許認可変更申請

本年度の申請案件はない。

5．保安規定及び予防規定の認可変更申請

ホットラボ施設における、核燃料物質の年間予定使用量の変更届け出に係る保安規定の認可変更申請及び廃棄施設の設備の新設に係る予防規定の一部変更届け出を行った。

6．核燃料物質等の運搬

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

6．所内安全審査受審

6.1 原子炉等安全審査委員会

本年度の受審はない。

6.2 使用施設等運転委員会

本年度の受審はない。

付録2　安全衛生関係

平成5年度のホット試験室の3施設（燃料試験施設、廃棄物安全試験施設及びホットラボ施設）に係わる安全衛生管理は、東海研究所長通達の「平成5年度東海地区安全衛生管理実施計画」を受け、ホット試験室の「平成5年度部安全衛生管理実施計画」を策定し、これを基に実施した。

また、平成5年4月1日付の人事異動に伴い同日付で部安全衛生管理担当者の交替があった。

以下に、保安管理室に報告した「平成5年度部安全衛生管理実施記録」に従い、実施の概況について記す。

1. 作業安全の確保

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

非定常作業の計画停電（9月11日、12日）等については、定められた諸手続き及び作業要領に従い安全に作業が実施された。

2. 施設点検の強化

施設・設備の日常点検及び定期点検については、「本体施設使用手引」等に基づく諸手続き及び作業方法を確認して実施した。また、3施設の「地震後の施設点検記録表」による点検要領を改正し、5月28日付「5東ホ第35号」で整合化を図った。

3. 防災対策の強化

「火元責任者」の見直しを随時に行うと共に、日常の終業時点検、安全パトロール及び会議等で防火管理の徹底を図った。また、3月3日東海村消防長による防火対象物及び危険物施設の立入検査を燃料試験施設が受検した結果、特段の改善措置を要するケースはなかった。

更に、事故・異常等の発生時における迅速な通報連絡を行うために非常用電話による通報訓練を行った。（5月18日実用燃料試験課、9月17日WASTEF課、10月18日ホットラボ課）

4. 教育訓練の充実

関係法等に基づく保安教育訓練の実施状況は、別表の通りである。また、現場応急措置訓練として、勤務時間外通報連絡系統図に基づく通報訓練を行った。（6月29日ホットラボ施設、10月18日廃棄物安全試験施設、2月16日燃料試験施設）更に、ホットラボ建家現場防護活動組織及び業務分担による招集訓練を2月28日に行った。

5. 安全衛生会議の開催

安全衛生会議を次の通り実施した。

1)部安全衛生会議

第1回4月26日、第2回6月25日、第3回9月22日、第4回12月7日、第5回3月29日

2)課安全衛生会議

各課毎に毎月1回実施した。

3)ホットラボ建屋安全衛生連絡協議会

第1回6月24日、第2回7月19日、第3回9月27日、第4回12月22日、第5回3月25日

6. 安全衛生パトロールの実施

安全衛生パトロールを次の通り実施した。

夏季部長パトロール：７月12日（燃料試験施設）、７月14日（廃棄物安全試験施設、ホットラボ施設）

夏季所長パトロール：７月15日（燃料試験施設）

年末部長パトロール：12月20日（廃棄物安全試験施設、ホットラボ施設）、12月22日（燃料試験施設）

課長パトロール　　：各課毎に毎月１回実施した。

平成5 年度におけるホット試験室の３施設に係わる安全確保については、上記の活動が効を奏し「無事故」「無災害」であった。しかし、那珂研、大洗研及び県内原子力事業所では、転落等の人身事故が発生した。

以下は、これら類似事故の未然防止に係る安全対策の実施概況である。

1．転落事故防止対策について

1)那珂研で発生した「クレーン点検請負作業者の転落死亡事故」

「５東保管第113 号」の「労働災害事故の発生防止に係る再点検の実施について（依頼）」の点検結果を、８月31日付「５東ホ試第47号」により報告した。

2)JMTRホットラボで発生した「天井ハッチ開口部からの墜落による作業者の負傷」

(1)安全管理室発信「ホットラボケーブ等の天井ハッチ開閉作業に係る調査について（依頼）」の点検結果を、３施設管理者（課長）により９月22日付で回答した。

(2)「５東保管第138 号」の「事故防止対策の実効性確保による労働災害事故防止の徹底について（依頼）」により、各課でハード・ソフトの両面から措置対策を行った。

(3)第３回部安全衛生管理会議（９月22日）で室長より安全体制、作業中の安全確保の見直しを徹底するよう指示を受けた。

(4)部長年末安全衛生パトロールの部が定める重点項目を「開口部の転落転倒防止対策」とし事故防止の徹底を図った。

2．県内事業所で発生した事故・故障情報に係る点検について

1)動燃の照射材料試験施設で発生した「作業員の汚染」

「６東保管第８号」の自主点検依頼により「放射性物質取扱のグローブボックス」の点検結果を、２月３日付「６東ホ試第７号」により異常のないことを報告した。

2)原子燃料工業㈱のHTR 燃料製造施設で発生した「硝酸飛沫による火傷」

「６東保管第11号」により自主点検の結果、特段の改善措置を要するケースはなかった。

3)大洗研究所の放射性廃棄物処理施設で発生した「Ｖベルトとプーリ間に指を挟まれ骨折」

「６東保管第12号」により自主点検の結果、特段の改善措置を要するケースはなかった。

別　表　　平成５年度保安教育訓練累積参加人数

関係法等	燃試施設		WASTEF		ホットラボ		累積参加人数		
	職員	業者	職員	業者	職員	業者	職員	業者	計
原子炉等規制法	92	65	13	21	162	88	267	174	441
放射線障害防止法	83	13	11	16	90	23	184	52	236
高圧ガス取締法	109	18	7	13	26	6	142	37	179
消防法	70	13			60	14	130	27	157
電気事業法	20	3					20	3	23
防護活動要領			10	6			10	6	16
労働安全衛生法	75	15	1		26	6	102	21	123
合　計	449	127	42	56	364	137	855	320	1175

付録3　研究成果一覧

研究テーマ（大テーマ）	年月日	題　　目	発表者	発表箇所
照射後試験及びWASTEF試験に関する技術開発（552－3）	5・9	ペレット熱伝導率測定装置に係る遮蔽計算	串田　輝雄 西野　泰治 大和田　功 山原　　武	所内資料
	5・9・13	TMI－VIP計画最終報告	山原　　武	第14回ソースターム研究専門部会（原研本部）
	5・10・9	高燃焼度燃料照射後試験設備整備（その2）ペレット熱伝導率測定装置の開発	大和田　功 西野　泰治 串田　輝雄 山原　　武	日本原子力学会 1993 年秋の大会（神戸商船大学）
	5・10・9	使用済燃料集合体の指数実験	金井塚文雄 他	日本原子力学会 1993 年秋の大会（神戸商船大学）
	5・11	トリア管の試作試験	西野　泰治 他	JAERI-M 93-222
	5・12	ホット試験室施設の運転と技術開発　（平成4年度）	ホット試験室	JAERI-M 93-237
	6・1	遮蔽型ペレット熱伝導率測定装置の開発	大和田　功 西野　泰治 串田　輝雄	JAERI-M 93-244
	6・2・17	照射済燃料ペレットの高温熱特性試験技術の開発	西野　泰治	第30回燃料安全研究委員会

研究テーマ（大テーマ）	年月日	題　　目	発表者	発表箇所
	6・3	Experimental data report for test TS-4 reactivity initiated accident test in the NSRR with pre-irradiated BWR fuel rod	山原　武 他	JAERI-M 94-030
	6・3	改良シンロックの高温挙動に関する研究 (1)研究背景及び熱特性実験	大和田　功 西野　泰治 他	日本原子力学会 1994 年春の年会（筑波大学）
	6・3	熱安定型(U,Pu)C 燃料の照射後試験	吉田　武司 他	同　上
燃料試験施設の運転管理（５５３－２）	5・6	パンクチャー試験装置の改良	二瓶　康夫 天野　英俊 三瓶　真一 宮田　精一 関田　憲昭 助川　友英	所内資料
	5・9	Experimental data report for test TS-3 reactivity initiated accident test in the NSRR with pre-irradiated BWR fuel rod	助川　友英 他	JAERI-M 93-183
	5・10・8	Alpha-decay damage effects in Cm-doped titanate ceramic containing sodium-free high-level nuclear waste	金沢　浩之 他	J. Am. Ceram. Soc

研究テーマ（大テーマ）	年月日	題　　目	発表者	発表箇所
	5・10・9	NSRR照射済BWR 燃料実験におけるFPガス放出	金沢　浩之 他	日本原子力学会 1993 年秋の大会（神戸商船大）
	5・10・9	ハルデン高燃焼度燃料の照射後試験　(1)試験計画の概要	関田　憲昭 助川　友英 他	同　上
	5・10・9	ハルデン高燃焼度燃料の照射後試験　(2)非破壊試験	仲田　裕仁 二瓶　康夫 宮田　精一 他	同　上
	5・10・9	ハルデン高燃焼度燃料の照射後試験　(3)燃料中のFPのふるまい	花田也寸志 大枝　悦郎 他	同　上
	5・11・4	Re-fabrication and instrumentation technique on pre-irradiated LWR fuel rod	仲田　裕仁 天野　英俊	17th NSRR technical review meeting
	6・3	Experimental data report for test TS-4 reactivity initiated accident test in the NSRR with pre-irradiated BWR fuel rod	助川　友英 他	JAERI-M 94-030
	6・3	84F-12AE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 他	JAERI-M 94-036

研究テーマ（大テーマ）	年月日	題　　目	発表者	発表箇所
	6・3・29	改良シンロックの高温挙動に関する研究 (1)研究背景及び熱特性実験	金沢　浩之 天野　英俊 仲田　裕仁 他	日本原子力学会 1994 年春の年会（筑波大学）
	6・3・29	改良シンロックの高温挙動に関する研究 (2)熱処理実験及び総括	冨樫　善博 金沢　浩之	同　上
	6・3・29	熱処理(U,Pu)C 燃料の照射後試験	本田　順一 他	同　上
WASTEFの運転管理（554－1）	5・7	固化ガラス内放射能濃度分布のCT画像に与える投影データ収集条件の研究	冨樫　善博 田村　行人	所内資料
	5・8	COGEMA－R7ホットガラス固化体の分析	田村　行人 他	同　上
	5・7	COGEMA－R7ホットガラス固化体の浸出特性	松本征一郎 田村　行人 他	同　上
	5・10・8	Alpha-decay damage effects in Cm-doped titanate ceramic containing sodium-free high-level nuclear waste	松本征一郎 坪井　孝志 冨樫　善博 金沢　浩之 他	J. Am. Ceram. Soc
	6・3	WASTEF（廃棄物安全試験施設）に係る外部被ばくの評価（放射性同位元素篇）	冨樫　善博 角　　重雄	所内資料

研究テーマ（大テーマ）	年月日	題　　目	発表者	発表箇所
	6・3・29	改良シンロックの高温挙動に関する研究 (2)熱処理実験及び総括	冨樫 善博 松本征一郎 金沢 浩之 菊地 章 他	日本原子力学会 1994 年春の年会（筑波大学）
	6・3	平成５年度海外再処理返還廃棄物確認手法信頼性実証試験	松本征一郎 田村 行人 冨樫 善博 坪井 孝志 山田 典一 他	成果報告会（特会）
ホットラボの運転管理（５５５－１）	5・3	ＮＳＲＲ照射済燃料実験 パルス照射後非破壊及び破壊検査結果〔実験番号：ＪＭ－５〕	菊池 輝男 松島 秀夫 園部 清美 伊藤 忠春 飯田 省三 木崎 實 高橋五志生 他	所内資料
	5・6	Release behavior of metallic fission products from HTGR fuel particles at 1600 to 1900℃	関野 甫 宮西 秀至 高橋五志生 他	J.Nucl.Mater vol.202
	5・9	Experimental data report for test TS-3	菊池 輝男 他	JAERI-M 93-183
	5・10	Methods and devices for small specimen testing at the Japan Atomic Energy Research Institute	木崎 實	Standard Technical Publication 1204

研究テーマ（大テーマ）	年月日	題　　目	発表者	発表箇所
	5・10	Microstuctures of a welded joint using an irradiated wrapper tube	高橋五志生 菊池　輝男 他	Fusion Reactor Materials DOE/ER-0313/14
	5・10	第11次及び第12次OGL-1 燃料体の照射後試験	菊池　輝男 他	日本原子力学会 1993 秋の大会（神戸商船大学）
	5・10	急速な出力過渡を受けた PWR燃料からの水素及び窒素ガス放出（Ⅰ）ガス分析結果	宮西　秀至 小野崎　勉 飯田　省三 菊池　輝男 他	同　上
	5・10	急速な出力過渡を受けた PWR燃料からの水素及び窒素ガス放出（Ⅱ）ガス放出メカニズム	宮西　秀至 飯田　省三 高橋五志生 菊池　輝男 他	同　上
	5・10	急速な出力過渡を受けた PWR燃料被覆管の機械的強度の変化	高野　利夫 木崎　　實 飛田　敏雄 野沢　幸男 柳田　佳徳 菊池　輝男	同　上
	5・11	A change of mechanical property of PWR fuel cladding after fast power transient	木崎　　實 菊池　輝男 他	17th NSRR Technical Reviw Meeting

研究テーマ（大テーマ）	年月日	題　　目	発表者	発表箇所
	5・12	ホット試験室施設の運転と技術開発（平成4年度）	ホット試験室	JAERI-M 93-237
	6・1	原電東海発電所原子炉圧力容器鋼材の経年変化に関する調査成果報告書（平成5年度）（受託調査）	ホットラボ課他	所内資料
	6・1	原電東海発電所燃料モニタリング成果報告書（平成4年度）（受託調査）	ホットラボ課他	同　上
	6・1	ＮＳＲＲ照射済燃料実験パルス照射後非破壊及び破壊検査結果〔実験番号：ＴＳ－４〕	菊池　輝男 園部　清美 伊藤　忠春 飯田　省三 高橋五志生 他	同　上
	6・3	Experimental data report for test TS-4 reactivity initiated accident test in the NSRR with pre-irradiated BWR fuel rod	菊池　輝男 他	JAERI-M 94-030

付録4　外部発表予稿集

年月日	題　　目	発　表　者	発　表　箇　所
5.10. 9	NSRR照射済BWR燃料実験におけるFPガス放出	金沢　浩之	日本原子力学会「1993秋の大会」（神戸商船大学）
〃	ハルデン高燃焼度燃料の照射後試験 (1)試験計画の概要	関田　憲昭 助川　友英	〃
〃	ハルデン高燃焼度燃料の照射後試験 (2)非破壊試験	仲田　祐仁 宮田　精一 二瓶　康夫	〃
〃	ハルデン高燃焼度燃料の照射後試験 (3)燃料中のふるまい	花田也寸志 大枝　悦郎	〃
〃	高燃焼度燃料照射後試験設備整備（その２） ペレット熱伝導率測定装置の開発	大和田　功 西野　泰治 串田　輝雄	〃
5.10	急速な出力過渡を受けたPWR燃料からの水素及び窒素ガス放出 (1)ガス分析結果	宮西　秀至 小野崎　勉 飯田　省三 菊池　輝男	〃
5.10	急速な出力過渡を受けたPWR燃料被覆管の機械的強度の変化	高野　利夫 木崎　實 飛田　敏雄 野沢　幸雄 菊池　輝男	〃
6. 2.17	照射済燃料ペレットの高温熱特性試験技術の開発	西野　泰治	第30回燃料安全研究委員会

年月日	題　　目	発表者	発表箇所
6. 3	照射済燃料コンパクト電解解砕試験装置の開発	飯田　省三 宮西　秀至 喜多川　勇 菊池　輝男	日本原子力学会 「1994春の年会」 （筑波大学）
6. 3.29	改良シンロックの高温挙動に関する研究 (1)研究背景及び熱特性実験	金沢　浩之 天野　英俊 大和田　功 西野　泰治 冨樫　喜博 菊地　章 仲田　祐仁	〃
6. 3.29	改良シンロックの高温挙動に関する研究 (2)熱処理実験及び総括	冨樫　喜博 松本征一郎 金沢　浩之 菊地　章	〃
6. 3.29	熱安定型（U.Pu）C 燃料の照射後試験	本田　順一 吉田　武司	〃

（社）日本原子力学会「1993秋の大会」（1993年10月9～11日，神船大）

C1 NSRR照射済BWR燃料実験におけるFPガス放出
Fission Gas Release in Pre-irradiated BWR Fuel Rod Tests in NSRR

原研 ○中村武彦 吉永真希夫 石島清見 金沢浩之 藤城俊夫
Nakamura Takehiko Ishijima Kiyomi Fujishiro Toshio
Yoshinaga Makio Kanazawa Hiroyuki

（はじめに）原研NSRRでは、照射済燃料の反応度事故時の挙動を調べるパルス照射実験を行っている。燃焼度26GWd/tUの7×7型BWR燃料棒を用いた実験では、パルス照射時に約10%ものFPガスの追加放出が測定された。ガス分析によって得られたパルス照射によるFPガスの追加放出量、EPMA試験によって得られたパルス照射前後の燃料棒内ガス分布の変化、FRAP-T6コードにより予測されたFPガス挙動について報告する。

（実験/解析）照射済BWR燃料実験では、敦賀1号炉で照射された商用燃料棒を発熱長126mmの実験燃料棒に短尺化し、室温大気圧水の自然対流冷却条件でパルス照射している。実験に用いた商用燃料棒のベース照射におけるFPガス放出は19.7%であった。実験燃料棒にパルス照射によりピークエンタルピ55～98cal/gを与えた結果、全ての実験で約10%のガス放出があった(図1)。この結果実験燃料棒の内圧はピークで0.95～1.5MPa上昇した。内圧上昇量はパルス照射前の内圧1.1MPaの約100%に相当し、未照射燃料棒の内圧上昇量20～30%に比べて大きかった。パルス照射前及びパルス照射でピークエンタルピ89cal/gを与えた試料について半径方向のXe分布をEPMAで調べた。図2に実線/破線でパルス照射前/後の分布を示す。Xeは燃料の中心部$r/r_0<0.5$ではほとんど全量が放出されていることが分かる。パルス照射後もほぼ同様の分布を示しており、パルス照射によるFPガスの追加放出が$r/r_0=0.5$付近を中心に外周部にかけて起こっていることが分かる。

ベース照射時における最高線出力を47kW/mとして行ったFRAP-T6コードによる実験解析は、ベース照射時のガス放出量をよく再現し、図2に示す半径方向のXe分布も実測値と良く一致した。また、燃料中に保持されたFPガスのうち生成量の約13%が結晶粒界にあると予測した。実験燃料はパルス照射により最高温度1182～1723Kに達したが、燃料温度が1000Kを超える時間は10s程度と非常に短く結晶粒界のFPガスの一部が放出されることをFRAP-T6は予測した。図1に示すFRAP-T6の計算結果は実測されたFPガス放出量を過小評価している。実験値は66cal/gの低いエンタルピで結晶粒界のガスがほぼ全量放出されていることを示している。

（まとめ）照射済BWR燃料棒を用いた反応度事故模擬実験の結果、燃料ピークエンタルピ66cal/g-fuel程度の低い条件でも結晶粒界のFPガスがほぼ全量放出される可能性があることが明かとなった。EMPA試験の結果得られた半径方向のXe分布は、パルス照射前後においてその形状は大きくは変化しておらず、Xeが$r/r_0=0.5$付近およびその外側から放出されたであろう事を示した。

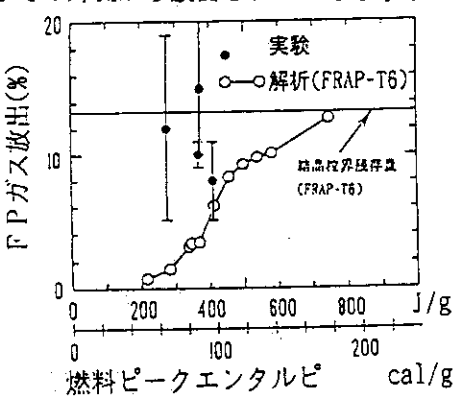


図1 照射済BWR燃料実験におけるFPガス放出

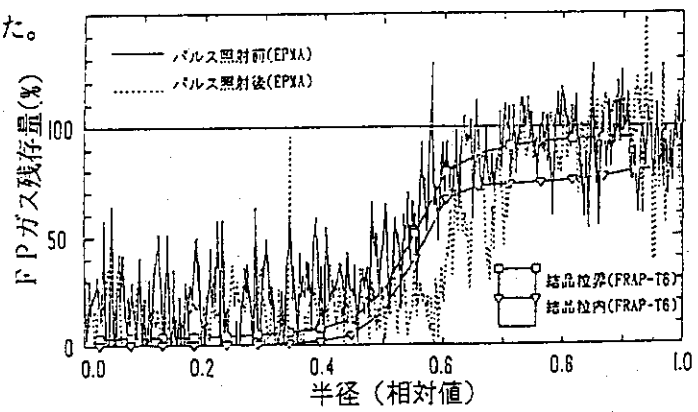


図2 燃料半径方向のFPガス分布

(社) 日本原子力学会「1993秋の大会」(1993年10月9～11日, 神船大)

K12 ハルデン高燃焼度燃料の照射後試験 (1) 試験計画の概要

PIE on High Burnup Halden Fuel (1)Outline of Test Plan

○
中村 仁一、内田 正明、古田 照夫、上塚 寛
Nakamura Jinichi, Uchida Masaaki, Furuta Teruo, Uetsuka Hiroshi
原研東海
関田 憲昭、助川 友英
Sekita Noriaki, Sukegawa Tomohide

（緒言） ハルデン原子炉計画においては、精力的な燃料照射研究が実施されてきたが、詳細な照射後試験は、必ずしも行われていない。この点を補完するために、原研では、特に燃焼度の高い燃料棒を入手し、一連の照射後試験を燃料試験施設で実施中である。本照射後試験では、高燃焼度燃料のふるまいに関する基礎的なデータの取得、特に、高燃焼度との関連で注目されているＦＰの移行挙動とＦＰガス放出に大きな影響を与える燃料ペレットの熱特性変化に関するデータの取得をめざしている。

（試験燃料棒） 照射後試験を実施する燃料棒の主要諸元を表１に示す。試験燃料棒の特徴としては、最長16年間にわたる照射により最高約63MWd/kgと燃焼度の高いこと、また、濃縮度が7～10%と高いことが挙げられる。番号が200番台の5本の燃料棒は、当初、焼きしまりを調べる目的で密度と結晶粒径を変化させた設計となっている。Rod201,202,204の3本の燃料棒の出力は、照射初期で約50kW/mと高く、燃焼度の伸長とともに徐々に低下して照射末期では、約10kW/m程度であった。また、他の4本の燃料棒は、20～35kW/mの出力でベース照射を行った後、最高線出力約50kW/mの出力急昇試験を経験しており、このうち一本の燃料棒は、出力急昇試験時に破損したと推定されている。

（照射後試験） 照射後試験項目を表２に示す。高燃焼度における燃料ふるまいを調べるために全般的な照射後試験を実施する他、ペレット径方向での燃焼度及びＦＰ分布の測定とレーザーフラッシュ法によるペレット熱拡散率測定を行う。これらの試験は、平成６年度中に完了させる計画である。今回は、（１）試験計画の概要、とこれまでに得られた試験結果のうち、（２）非破壊試験及び（３）燃料中のＦＰのふるまい、に関する知見を報告する。

表１ 試験燃料棒主要諸元

燃料棒	201	202	204	207	208	809	810
濃縮度%	7.0	←	←	←	←	9.88	←
密度%T.D.	94.5	92	87	95	87	94.7	←
ペレット外径mm	12.35	←	←	12.32	←	10.54	←
粒径μm	25	25	12	26	13	-	-
被覆管外径mm	14.29	←	←	←	←	12.56	←
被覆管内径mm	12.67	←	←	←	←	10.81	←
燃焼度MWd/kg	63	←	←	41	←	54	←
出力急昇	無	←	←	有	←	←	←

表２ 照射後試験項目

非破壊試験	外観試験
	Ｘ線検査
	直径測定
	渦電流探傷
	γースキャン
	パンクチャー試験
破壊試験	ミクロ組織試験
	ＳＥＭ試験
	ＸＭＡ分析
	燃焼度測定
	Ｘ線回折
	熱拡散率測定

(社) 日本原子力学会「1993秋の大会」(1993年10月9～11日，神船大)

K13 ハルデン高燃焼度燃料の照射後試験 (2) 非破壊試験
PIE on High Burnup Halden Fuel (2) Non-Destructive Testing

原研東海 ○仲田 祐仁、宮田 精一、二瓶 康夫
Nakata Masahito, Miyata Seiichi, Nihei Yasuo
中村 仁一、内田 正明、古田 照夫
Nakamura Jinichi, Uchida Masaaki, Furuta Teruo

（緒言）

ハルデン炉で高燃焼度まで照射された燃料の照射挙動を把握するため、原研が譲渡を受けた7本の燃料棒について、燃料試験施設において照射後試験が実施されている。

本報は、このうち非破壊試験の結果について述べたものである。

（試験結果）

［外観検査］ 燃焼度の高い高密度燃料棒の表面には、ペレットとペレットの境界に相当する位置に黒い縞模様が観察された。

［燃料棒直径測定］ ベース照射後出力急昇試験を行った高密度燃料棒では、最大約20μmのリッジが観察され、平均直径も増大していた。一方、低密度燃料棒では、明瞭なリッジは観察されず、平均直径の増大もなかった。また、ベース照射のみを行った燃料棒は、平均直径の増大はなかった。

［X線検査］ 燃料棒の2方向（0度及び90度）から撮影を行った。

［渦電流探傷試験］ 出力急昇試験中に燃料棒内圧の増加と燃料棒伸びの減少が測定され、パンクチャー試験でも燃料の破損が確認された燃料棒の渦電流探傷試験を行った結果、燃料スタック上部のペレット境界部に大きなピークが観察された。このピークは、破損位置を示していると推定される。

［ガンマスキャン］ 全燃料棒について、グロスガンマと^{137}Cs の測定を行い、3本の燃料棒について定点スペクトル分析と特定核種のステップスキャンを行った。図に、通算で16年間ベース照射を行い、炉内取り出しから約3年後に測定を行った燃料棒の^{137}Cs と^{134}Cs の測定結果を示す。図に示されるように、ペレット長さに対応する規則的なピークが観察され、セシウムの移動を示している。また、相対的ピークの高さを比べると、半減期約30年の^{137}Cs より半減期約2年の^{134}Cs のピークがやや大きくなっている。従って、セシウムの移動は、主に照射の後期に生じたと推定される。

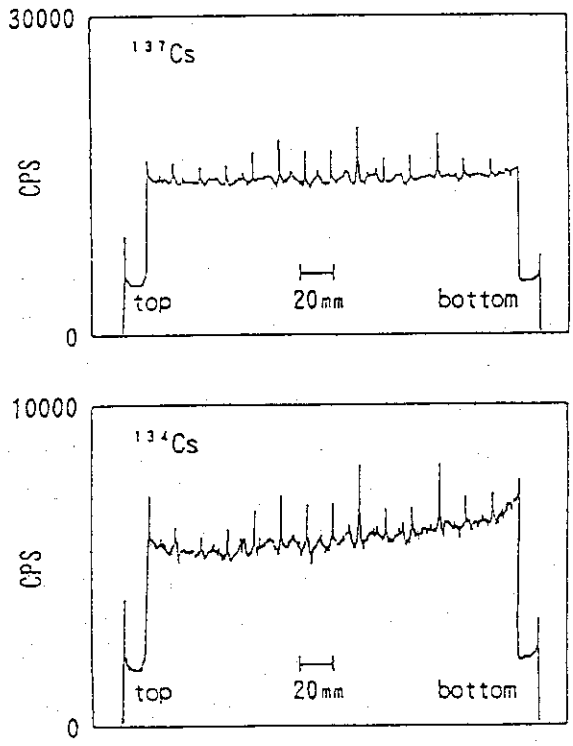


図. ベース照射のみを行った燃料棒(Rod201)のガンマスキャン結果

(社) 日本原子力学会「1993秋の大会」(1993年10月9～11日，神船大)

K14 ハルデン高燃焼度燃料の照射後試験 (3) 燃料中のFPのふるまい
PIE on High Burnup Halden Fuel (3) FP Behavior in Fuel

原研東海
中村 仁一、内田 正明、○上塚 寛、古田 照夫
Nakamura Jinichi, Uchida Masaaki, Uetsuka Hiroshi, Furuta Teruo
花田 也寸志、大枝 悦郎
Hanada Yasushi, Ooeda Etsurou

(緒言) 燃料の高燃焼度化は、核分裂生成物(FP)蓄積量の増大を意味する。したがって、高燃焼度燃料の健全性を評価するためには、燃料棒中のFPガスのふるまい、すなわち燃料ペレット中のFPの移行、ペレットからの放出、被覆管との反応等、重要な現象についての十分な知見を得る必要がある。そこで、ハルデン炉で最高約63MWd/kgまで照射された燃料棒を入手し、FPガス放出やFPのペレット径方向分布等を測定した。また、測定結果を核計算の結果と比較検討することにより、FPガスの放出時期やペレット内分布等についての知見を得た。

(試験方法) 燃焼度約63MWd/kgの初期密度の異なる3本の燃料棒についてパンクチャー試験を行い、FPガス捕集、稀ガスの同位体比分析を行った。また、一部の燃料については光学顕微鏡によるミクロ組織試験、XMAによる元素分布測定を行い、径方向の組織変化、燃焼度分布とFPの移行挙動について調べた。

(結果) 初期密度94.5%TDの燃料棒のペレット断面中心部に直径約2mmの孔が観察された。この燃料棒の出力は、初期には約50kW/mと高く、徐々に低下して照射末期には、約10kW/mであったことから、中心孔は、照射初期の高出力運転時に、柱状晶の成長に伴って生成したと推定される。この燃料棒のFPガス放出率は、パンクチャー試験から約16%であることが判った。図にXMAで測定した各元素の径方向分布を示す。Ndは、ペレット内で移動し難い元素であることが知られている。したがって、燃料中各位置におけるその存在量は、燃焼度分布に対応していると考えられるが、燃焼度が高い割には、径方向の燃焼度分布の変化、特に、ペレット最外周部での燃焼度の増大の程度が小さいことがわかる。また、ペレット最外周でPu量の増加も顕著ではない。これは、主として、ハルデン燃料の濃縮度(7%)が通常の軽水炉燃料より高いためであると推定される。また、XeとCsの径方向分布は、揮発性FPや希ガスが温度の高い燃料中心部から外周部やペレット外に移動したことを示している。さらに、Krの同位体分析結果から、$^{85}Kr/(^{84}Kr+^{86}Kr)$を求め、ORIGEN等の核計算結果と比較することによりFPガスの放出時期を検討した。その結果、放出時期は、主として燃料棒の線出力が20kW/m以下であった照射期間の後期であると推定された。

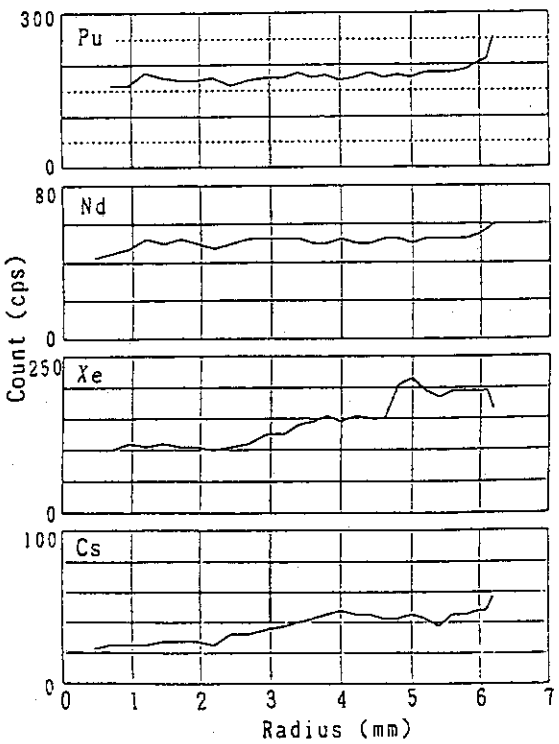


図. 燃料中の各元素の径方向分布

(社) 日本原子力学会「1993秋の大会」(1993年10月9～11日，神船大)

K15

高燃焼度燃料照射後試験設備整備（その２）
―ペレット熱伝導率測定装置の開発―
Development of PIE Apparatus for High Burnup Fuel (2)
- Development of The Pellet Thermal Conductivity Measurement Apparatus -

原　研　○大和田　功　西野　泰治　串田　輝雄
OWADA Isao　NISHINO Yasuharu　KUSHIDA Teruo
山原　武
YAMAHARA Takeshi

1.はじめに　原研・ホット試験室では、高燃焼度燃料の照射挙動を解明するため各種照射後試験装置の開発を行っている。本報では、超微小硬度計[1]に引き続き整備が完了したペレット熱伝導率測定装置の概要と特性試験の結果について報告する。

2.開発の目的　軽水炉技術の高度化計画に伴って燃料の高燃焼度化が進められており、燃料ペレットの熱伝導率等の高温熱定数が重要な熱物性値として注目されている。今回、高燃焼度下で生じるペレット内のＦＰ蓄積等に起因した熱伝導率の低下を解明するため、レーザーフラッシュ法により熱拡散率を測定し、熱伝導率を算出する遮蔽型ペレット熱伝導率測定装置を開発した。

3.装置の概要　本装置は、使用済燃料ペレットを取り扱うため、加熱炉(タングステンヒータ)、試料昇降機構部等を生体遮蔽体内に、またレーザー発光機器(ルビーレーザー)、温度検出器(In-Sb赤外線検出器)等を遮蔽体外に設置している。加熱炉は、放射性物質によるヒータ部の汚染を防ぐため、試料とヒータ間をタンタル管で分離し、個別に真空排気し差圧を設ける構造とした。真空排気系を含めたこれらの機器の全ては、万一配管等から汚染の漏洩が生じても実験室内を汚染させない様に負圧ボックスに収納した。

4.特性試験と結果　本装置の性能及び特性を確認するために、純タンタル(厚さ1mm、直径10、5、3mm)を使用し、常温から1800℃の間で測定した。その結果、各測定値のばらつきが最大でも±5%以内で良い一致が得られた。図１に米国TPRCのタンタルデータと共に、直径3mmの試料の測定結果を示す。

試料が円形以外の場合の形状依存性の確認においては、直径 3mmの内接円のとれる扇形小片を用いたところ、顕著な差は認められなかった。従って、照射によって割れが生じた小片燃料ペレットについても測定が可能であることが分かった。

セラミック（アルミナ、ジルコニア）の測定ばらつきも、純タンタルの場合と同程度であり、これらのセラミックと熱拡散率が同等である核燃料ペレットの測定に本装置が適用できることを確認した。

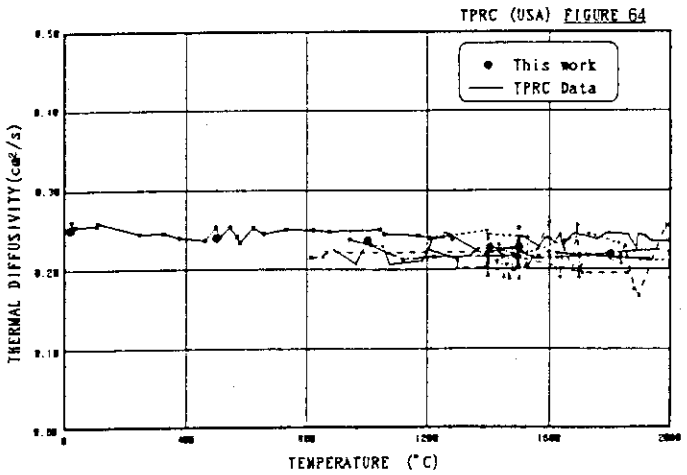


図１　タンタル試料の熱拡散率の温度依存性

参考文献　1)串田 他：日本原子力学会「1993年春の年会」L17

本装置の開発は、「高燃焼度燃料照射後試験設備整備」として、電源開発特別会計予算に基づき、科学技術庁からの委託研究として実施したものである。

急速な出力過渡を受けたPWR燃料からの水素及び窒素ガス放出－（Ⅰ）ガス分析結果

IV 3

Release of Hydrogen and Nitrogen Gases from PWR Fuel during Fast Power Transient －（Ⅰ）Result of Gas Puncturing

核燃料　原研・東海

○宮西 秀至 MIYANISHI HIDEYUKI，小野崎 勉 ONOZAKI TUTOMU，飯田 省三 IIDA SHOZO
菊池 輝男 KIKUCHI TERUO，片西 昌司 KATANISHI SHOJI，柳澤 和章 YANAGISAWA KAZUAKI

1．緒　言

軽水炉用燃料棒の過渡ふるまいを調べるため、原子炉安全性研究炉（NSRR）を照射ベッドとした実験を実施している。実験には、わが国のPWR型商用炉で使用された燃料棒（有効発熱長3.6m）を切断加工した短尺化燃料棒（有効発熱長0.12m）に、純ヘリウムガスを加圧充填したもの（加圧燃料棒）及びガス置換だけのもの（非加圧燃料棒）を使用した。これを照射カプセルに装荷した後、急速な出力過渡を加えるパルス照射を行った。パルス照射された燃料棒は、ホットラボに移送し、外観、寸法検査等の非破壊検査及びガスパンクチャリング、金相試験等の破壊検査を実施した。

本報では、ガスパンクチャリング[1]で捕集したガスの分析方法及び分析結果について述べる。

2．試験方法

パルス照射燃料棒のガスプレナム部をパンクチャリングして捕集したガスは、質量分析計を用いてガス分析を行い、H_2，He，N_2，O_2，Ar，Kr，Xeの組成比及びKr，Xeの同位対比を求めた。一般に、この種のガス分析は、ガスクロマトグラフ質量分析計（GC／MS）が多く用いられているが、本試験における捕集ガスは負圧（$<4\times10^4$Pa）であるため、GC／MSによる分析は困難である。そのため、質量分析計へ直接ガスを導入し、捕集ガスのマススペクトル測定を行い、質量数及びイオン強度を求めた後、校正用ガスで得られたイオン強度補正係数をもとに捕集ガスの組成比を算出した。

分析結果から、パルス照射によるFPガス放出率（FGR）と放出ガスの組成について、評価検討した。

3．試験結果

表－1にパルス照射燃料棒のガス分析結果と、別に求めた短尺化前燃料棒のガス分析結果を示す。

1. FPガス放出率は、短尺化前燃料棒では<0.7%であったのに対し、パルス照射を受けた燃料棒では最大12%にも達した。
2. 非加圧燃料棒（GK-2，OI-2）の水素及び窒素の組成比が、加圧燃料棒に比べて圧倒的に大きく現れた。すなわち、出力過渡を受けた非加圧のPWR短尺化燃料は、水素と窒素が多く放出されることが明らかになった。

表－1　出力過渡を受けたPWR燃料のガス分析結果

Burn-up (MWd/kgU)	Energy deposition (cal/g. fuel)	Commercial based and segmented fuel rod	He gas filling condition	FGR (%)	Released gas volumes (ml)	Gas composition (vol%)							
						H2	He	N2	O2	Ar	Kr	Xe	Others
39 14×14 PWR		K4/G08	P (1)	0.17	677	0.1	99.3	< 0.1	< 0.1	0.4	0.053	0.56	— (2)
	60	MH－1	P	3.7	160	< 0.01	98.1	0.02	0.01	0.14	0.16	1.68	—
	68	MH－2	P	4.2 (3)	No puncturing								
	83	MH－3	P	4.3	154	1.52	94.76	0.24	—	—	0.20	2.01	1.28
	105	MH－4	P	0.6	147	2.39	96.52	0.16	0.26	—	0.04	0.30	0.34
42 14×14 PWR		F10/C33	P	0.48	709	< 0.1	96.9	< 0.1	< 0.1	1.5	0.14	1.52	—
	112	GK－1	P	12.2	143	0.41	90.77	0.37	0.02	—	0.73	7.44	0.26
	108	GK－2	NP (4)	6.5	25	37.18	14.42	7.59	—	0.01	1.93	22.59	16.27
39 17×17 PWR		#8/J2R	P	0.65	513	< 0.1	98.6	< 0.1	< 0.1	< 0.1	0.075	0.74	—
	129	OI－1	NP	8.1 (5)	No puncturing								
	131	OI－2	NP	10.5	16.5	24.98	19.75	5.13	—	—	4.34	39.50	6.30

Note (1) P :Pressurized fuel rod
(2) Not detectable
(3) Estimated from MH-3 data
(4) NP :No pressurized fuel rod
(5) Estimated from OI-2 data

1) 喜多川他：日本原子力学会 1990年秋の大会

急速な出力過渡を受けたＰＷＲ燃料被覆管の機械的強度の変化

IV. 3

A Change of Mechanical Property of PWR Fuel Cladding after Fast Power Transient

核燃料　原研・東海

○高野 利夫　木崎 實　飛田 敏雄　野沢 幸男
KOUYA TOSHIO　KIZAKI MINORU　TOBITA TOSHIO　NOZAWA YUKIO
柳田 佳徳　菊池 輝男　柳澤 和章
YANAGIDA YOSHINORI　KIKUCHI TERUO　YANAGISAWA KAZUAKI

1．目　的：照射済ＰＷＲ燃料棒の過渡ふるまい研究では、ペレットと被覆管間の力学的相互作用(PCMI)が重要な因子の１つである．このPCMIに影響を及ぼす因子は、燃料側にあってはUO$_2$のクリープ強度であり、被覆管側にあっては、極限強さや破断歪と考えられる．これらはいずれも使用温度や燃焼度の関数であること、及び、出力過渡状態では被覆管温度が僅かな時間(<10s)のうちに低温(20℃)から高温(400℃)にまで急変すること等の理由によりデータの取得が困難となっている．この実験データの欠如は燃料ふるまいモデリングの開発にとって１つの障壁になっているため、これを解決する一助として、出力過渡を受けたＰＷＲ燃料被覆管について機械的強度の変化を測定した．

2．方　法：未照射ジルカロイ-4、出力過渡を受けないジルカロイ-4(中性子束7.3×10^{20}nvt)及び出力過渡を受けたジルカロイ-4(中性子束7.1～7.7×10^{20}nvt)被覆管からリング形状の試料(10.72㎜φ×3㎜ℓ)を採取し、寸法測定後リング引張試験(雰囲気:大気、試験温度:室温～400℃、歪速度:0.02／㎜で一定)を行い、極限強さ、極限伸び等を測定した．また、マイクロビッカース硬度計にて硬度測定を行った．これら供試料のうち、出力過渡を受けたものは、過渡中のピーク被覆表面温度(PCST)が、66℃、(核沸騰離脱DNB：なし)及び184℃、308℃(DNBあり)まで上昇した履歴を有している。

3．結　果：(1) 過渡による温度履歴が供試料の0.2%耐力($\sigma_{0.2}$)に及ぼす効果を常温にて比較すると図1に示す様に、(イ)66℃程度では過渡のあるなしにかかわらず$\sigma_{0.2}$は変化していない．(ロ)184℃以上では1000MPaから800MPaまで20%の$\sigma_{0.2}$低下が見られる．また、どのような過渡温度履歴をもった試料においても、$\sigma_{0.2}$は試験温度の上昇と共に低下する傾向にあることが分かる．(2)図２は被覆管の極限伸びと硬さについてのプロットである．これより(イ)実炉照射によって極限伸びは脆化のため低下(約半分)し、硬度は硬くなる(20%高)．しかし、(ロ)温度過渡に伴う回復により、極限伸びは増加し、硬度も低くなってくることが分かる．

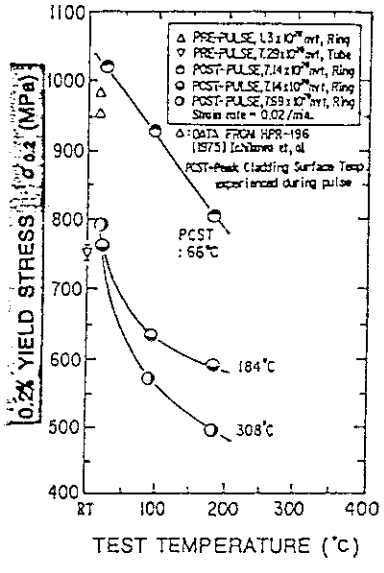


図1 リング引張試験結果

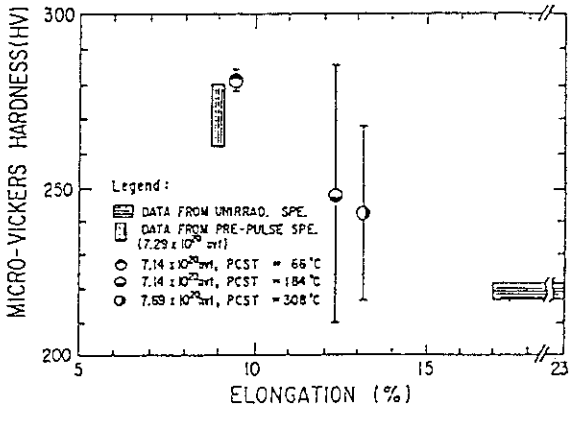


図2 被覆管硬さと極限伸びの関係

4．結　言：被覆管の機械的強度は、過渡変化時の温度履歴により極めて大きく左右されることが分かった．

平成6年2月17日
第30回燃料安全研究委員会
資料 No.30－5

照射済燃料ペレットの高温熱特性試験技術の開発

ホット試験室 ホット試験技術課

西野 泰治

抜　粋

1．はじめに

軽水炉発電技術の高度化のひとつとして、軽水炉燃料の高燃焼化計画が進められている。ホット試験室では、これら高燃焼度燃料の安全性・健全性を確証するために必要な照射後試験データを取得する新しいＰＩＥ技術及び装置の開発を行っており、ペレット熱伝導率測定装置及びペレット融点測定装置の整備を終了した。

今回は、未照射核燃料を用いたペレット熱伝導率測定装置の特性試験結果及びホットセル内設置を完了したペレット融点測定装置の概要及び非放射性物質を用いて実施した特性試験の結果について報告する。

照射済燃料コンパクト電気解砕試験装置の開発

IV 3

Development of apparatus for electrolytic disintegration of fuel compact

核燃料　原研

○飯田　省三　IIDA SHOZO
宮西　秀至　MIYANISHI HIDEYUKI
喜多川　勇　KITAGAWA ISAMU
菊池　輝男　KIKUCHI TERUO

「緒　言」

高温工学試験研究炉(HTTR)に用いる燃料コンパクト中の被覆燃料粒子破損率（貫通破損率）は、同コンパクトを被覆燃料粒子とマトリックス黒鉛粉に解砕（分離）した後、これらを硝酸溶液中で加熱し、破損粒子中のウラン及び核分裂生成物を溶出させ、溶出液中の指標核種を定量する方法で測定する。この時の燃料コンパクトの解砕は、被覆燃料粒子に損傷を与えない電気化学的方法をとっている。この方法は、既に照射後試験に取り入れているが、報告者らは、研究用に製作された多様な形状の照射済燃料コンパクトやコンパクト・黒鉛スリーブ一体型燃料棒についても、容易な操作で、効率良く解砕できる電気解砕試験装置を開発した。

「装置の概要」

本装置は、Fig.に示すように、電解セル、同蓋、燃料コンパクトホルダ、電極及び直流発生装置等からなる。装置は、ＨＴＴＲ仕様の燃料コンパクトの他に、研究開発用の多様な形状・寸法の燃料コンパクトや従来の燃料コンパクトに比べて、長さ対直径の比が著しく大きい一体型燃料棒の解砕を可能とするため、次のような工夫を施した。その要点は、①電解セルの中へ燃料コンパクト等をセットする方法として、その直径に応じた、交換可能なホルダを使用した。②電極の配置は、燃料コンパクト等を下方から解砕できる配置とし、電解液の使用量を少量とした。③陰極電極を編み目構造とし、電極上に解砕物が堆積し難い構造とした。④陽極電極と燃料コンパクトホルダに、電解液の分解で発生するガスを抜く穴を設け、ガスの滞留による解砕の妨害を減じた。

「試験結果とまとめ」

未照射及び照射済燃料コンパクト等の解砕試験の結果から本装置の特徴をまとめると

1)燃料コンパクト等の形状に対応したホルダーを使用することにより、種々の燃料コンパクト及び一体型燃料棒の解砕が可能となった。
2)解砕時間が従来の方法に比べ短縮された。
3)試料－陰極間距離が一定なので解砕中、定電流で解砕できるため、電流制御が容易となった。
4)燃料コンパクトの解砕部近傍のみ電解液に接するため、ブロック状の解砕が起こらなくなった。
5)解砕の進行に伴う陽極の降下距離を適宜測定することにより、解砕の進行状況及び終了時点が明確となった。

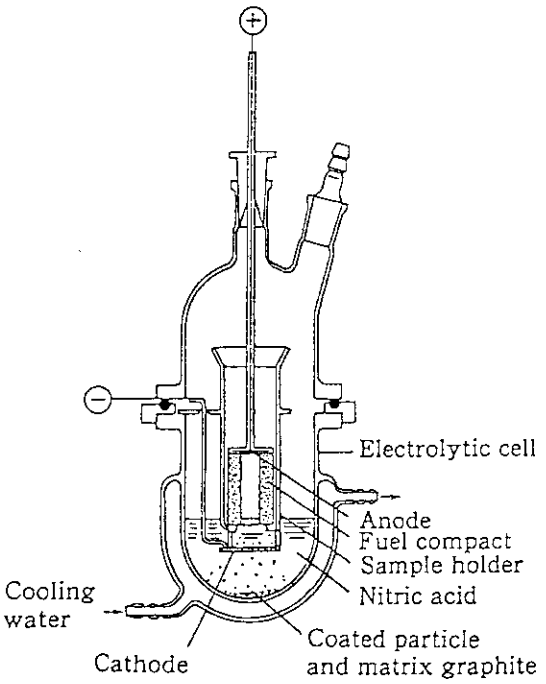


Fig.燃料コンパクト電気解砕試験装置

(社) 日本原子力学会「1994春の年会」(1994年3月29～31日、筑波大)

E23

改良シンロックの高温挙動に関する研究
(1) 研究背景及び熱特性実験

Studies on high temperature behavior of modified Synroc
(1)Background and experiments for thermal characteristics

○金澤 浩之、天野 英俊、大和田 功、西野 泰治
H.Kanazawa H.Amano I.Owada Y. Nisino
原研 冨樫 喜博、菊地 章 、仲田 祐仁
Y.Togashi A.Kikuchi Y.Nakata

1) 概要

解体核兵器等から得られる高濃度^{239}Puの処理方法の一つとして原研ではワンスルー型燃料と呼ばれる新しい燃料形態の研究が開始されている。これは現在の軽水炉を利用してPuを消滅処理するもので、照射後の燃料をそのまま高レベル廃棄物として処分できる利点があり、数種の安定酸化物がその候補となっている。このうちのひとつであるシンロックは高レベル放射性廃液の処分用固化体として原研が研究を進めてきた人工岩石でペロブスカイト($CaTiO_3$)、ホランダイト($BaAl_2Ti_6O_{16}$)、ジルコノライト($CaZrTi_2O_7$)、チタニア(TiO_2)から構成されている。これまでのシンロックの研究では、α加速試験等の高レベル廃棄物の処分時における長期安定性に関する試験が実施されているが、燃料として利用する場合には高温挙動、照射挙動を含む基礎物性に関するデータの蓄積が必要である。(1)ではシンロックの高温挙動を調査する目的で行った熱特性実験について述べ、(2)で熱処理実験について述べる。

2) 実験方法

シンロックは前述のように4つの成分の混合体で、融点はペロブスカイトが最高で約2000℃、チタニア1830℃で他は約1500℃であり、現在発電用軽水炉で使用されているUO_2(融点:約2800℃)と比較すると高温安定性に問題があるとされている。そこで燃料としての利用可能性を探る目的で改良シンロック(以下SM)を作製し、シンロックB(以下SB)を比較標準試料として、高温挙動に関するいくつかの実験を行った。

表1にSBとSMの組成を示す。これらの構成成分は廃棄物閉じこめに関してそれぞれの役割をもっており、ジルコノライトはTRU、ホランダイトはSr、ペロブスカイトはCs、チタニアはメタルFPを主に閉じこめる機能を有している。熱特性の観点から見ると単体ではペロブスカイトが優れており、SMではペロブスカイトの含有率を高めてある。

実験は熱拡散率測定、溶融実験及び1200℃～1500℃のまで100℃ずつ温度を変えた段階的な熱処理実験を行い、SEM/EPMA、X線回折等の手段を用いて加熱前後の試料の変化を詳細に調査した。

3) 結果

SMの熱拡散率はSBに対し室温で約45%、1100℃で約9%増大した。図1に溶融実験結果を示す。溶融実験は粉末試料を約2100℃まで加熱し、昇降温時のサーマルアレストを採取した。SMでは約1700℃でアレストが見られ、さらに1500℃近辺で2箇所アレストが観察された。SBでは1500℃以下で2つのアレストが見られた。加熱実験ではSM試料が1400℃まで熱処理前の形状を保っていたのに対しSBは同じ温度で溶融していた。またX線回折の結果両試料とも1500℃加熱後に結晶格子の変化に起因すると思われる回折ピークのシフトがホランダイトとジルコノライトで生じた。

これらの結果、SMは高温安定性においてSBより優れており組成改良の効果が現れたが、いずれの試料でも1400℃以上の空気中での熱処理において一部に変形が見られると共に結晶格子の変化が確認された。

表1 試料の組成(w%)

	SM	SB
ジルコノライト	10	30
ホランダイト	30	30
ペロブスカイト	60	20
チタニア	—	20

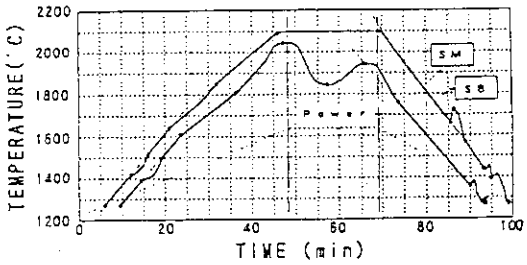


図1 溶融実験結果

(社) 日本原子力学会「1994春の年会」(1994年3月29～31日, 筑波大)

E24

改良シンロックの高温挙動に関する研究 (2) 熱処理実験及び総括

Studies on high temperature behavior of modified Synroc (2) Heat treatment experiments and summary

原研 ○冨樫 喜博 Y. Togashi 松本征一郎 S. Matsumoto 三田村久吉 H. Mitamura
金澤 浩之 H. Kanazawa 菊地 章 A. Kikuchi

1. はじめに

前報に引き続いて、ここでは熱処理実験の詳細を述べる。シンロックの構成成分であるホランダイト及びジルコノライトの融点が約１５００℃であることから、熱処理実験の主要な温度を局所溶融の生じる１５００℃と定め、さらに現象把握のため、１２００℃に至る実験温度を定めた。この温度領域におけるシンロックの高温挙動を解明し、シンロックが将来燃料形態として利用可能かどうか検討した。

2. 実験方法

ペレット状に成形されたシンロック固化体を扇状に切断したものを、熱処理実験用試料とした。試料を高純度アルミナ製容器に置き、シリコニット電気炉を用いて、大気中で所定の温度で３０分間熱処理を行った。熱処理を終えた試料について外観観察及び密度測定を行なった後、ＳＥＭ／ＥＰＭＡによる組織観察およびＸ線回折による相分析を行い、高温における熱的安定性について詳細に調べた。

3. 結果

ＳＭ、ＳＢ試料共１３００℃までの熱処理では、形状に変化は見られなかった。１４００℃になるとＳＢ試料は完全に溶融したが、ＳＭ試料は軟化により形が僅かに変形したにとどまった。このことから、ＳＭ試料はＳＢ試料に比べ形状安定性が改善されたことが確認された。試料内部の組織観察の結果、熱処理温度の上昇と共にペロブスカイトの結晶粒が成長し、最初１μｍ以下だった結晶サイズが１５００℃の熱処理で約１０μｍになった。また、熱処理前の試料には見られなかった球状ボイドが生成していることも確認された。更に熱処理によって試料は軟化とボイドが原因と思われるスエリング現象を起こし、１４００℃の熱処理では密度が約２０％減少した。表に熱処理によるＳＭ試料の密度及び粒サイズ変化を示す。また、１５００℃で熱処理したＳＭ試料で見られた粒成長したペロブスカイトの結晶と球状ボイドを図に示す。なお、前報を含めて改良シンロックの高温挙動の総括にも言及する。

表　熱処理によるＳＭ試料の密度及び粒サイズ変化

熱処理温度 (℃)	密度 ($g \cdot cm^{-3}$)	ペロブスカイトの粒サイズ (μｍ)	ボイドの径 (μｍ)
加熱なし	４．１５	１>	０
１２００	４．１３	１>	１>
１３００	４．０６	約１	約２
１４００	３．３１	約５	約３０
１５００	３．５３	約１０	約４０

図　ＳＭ試料のＳＥＭ像

（社）日本原子力学会「1994春の年会」（1994年３月29～31日，筑波大）

E33 熱安定型（U，Pu）C燃料の照射後試験
PIEs of Thermally Stabilized (U,Pu)C Fuel

原研　○岩井　孝　、笹山　龍雄、前多　厚　、岡本　芳浩
IWAI Takashi SASAYAMA Tatsuo MAEDA Atsushi OKAMOTO Yoshihiro
本田　順一、吉田　武司、荒井　康夫
HONDA Junichi YOSHIDA Takeshi ARAI Yasuo

１．緒言

4.7%FIMAまで照射した熱安定型$(U,Pu)C_{1.1}$燃料の照射後試験結果について報告する。

２．燃料仕様および照射履歴

照射に用いた燃料ペレット（Pu富化度20at.%、密度86%T.D.）は、原料の混合炭化物粉末にポアフォーマ（直径10～100 μm）を添加し、さらにマトリクス密度を高めるための助剤としてニッケルを添加して焼結し、製造した。このため高密度のマトリクス（約98%T.D.）に気孔が分散している[1]、いわゆる熱安定型である。このペレットを外径9.40mmの316 ステンレス鋼被覆管に溶封し、JMTRを用いて線出力64kW/mで4.7%FIMAまで照射した。

３．照射後試験結果

ポアフォーマを使用していない前回[2]とほぼ同じ照射条件・燃焼度であるにもかかわらず、燃料ピンのγ線スキャニングでは燃料ペレットからプレナム部へのCsの移行はほとんど観察されず、また、FPガス放出率は約1%と低かった。照射後のペレットの密度は約85%であったが、開気孔率が2%以下と低くマトリクスが高密度であることがこれらの主な理由と考えられる。ペレットの径方向断面（写真１）には、直径方向の大きなクラックとともに、外周部に多くの周方向クラックが生じている。外周部ではクラックの回復が生じている箇所が見られる。ペレットの軸方向断面（写真２）の一部には、ペレットの境界及びポアフォーマで生じた気孔付近で物質の移動・偏析が観察された。この物質は、主に第２相の三二炭化物と推定される。この現象は、燃料ペレットのマトリクスが高密度で、三二炭化物の量が多い（製造時で約30%）ことからマトリクスから空隙への物質の移動・偏析が促進され生じたと考えられる。酸素含有量が多いことがこの現象と関連している可能性がある。オートラジオグラフでは、気孔及びクラックにFP元素の偏析が観察された。

（１）荒井　他、JAERI-M 89-060（1989）.
（２）荒井　他、原子力学会　1992年「秋の大会」予稿集F50

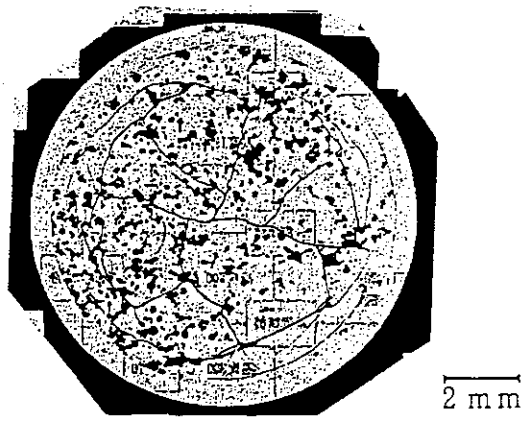
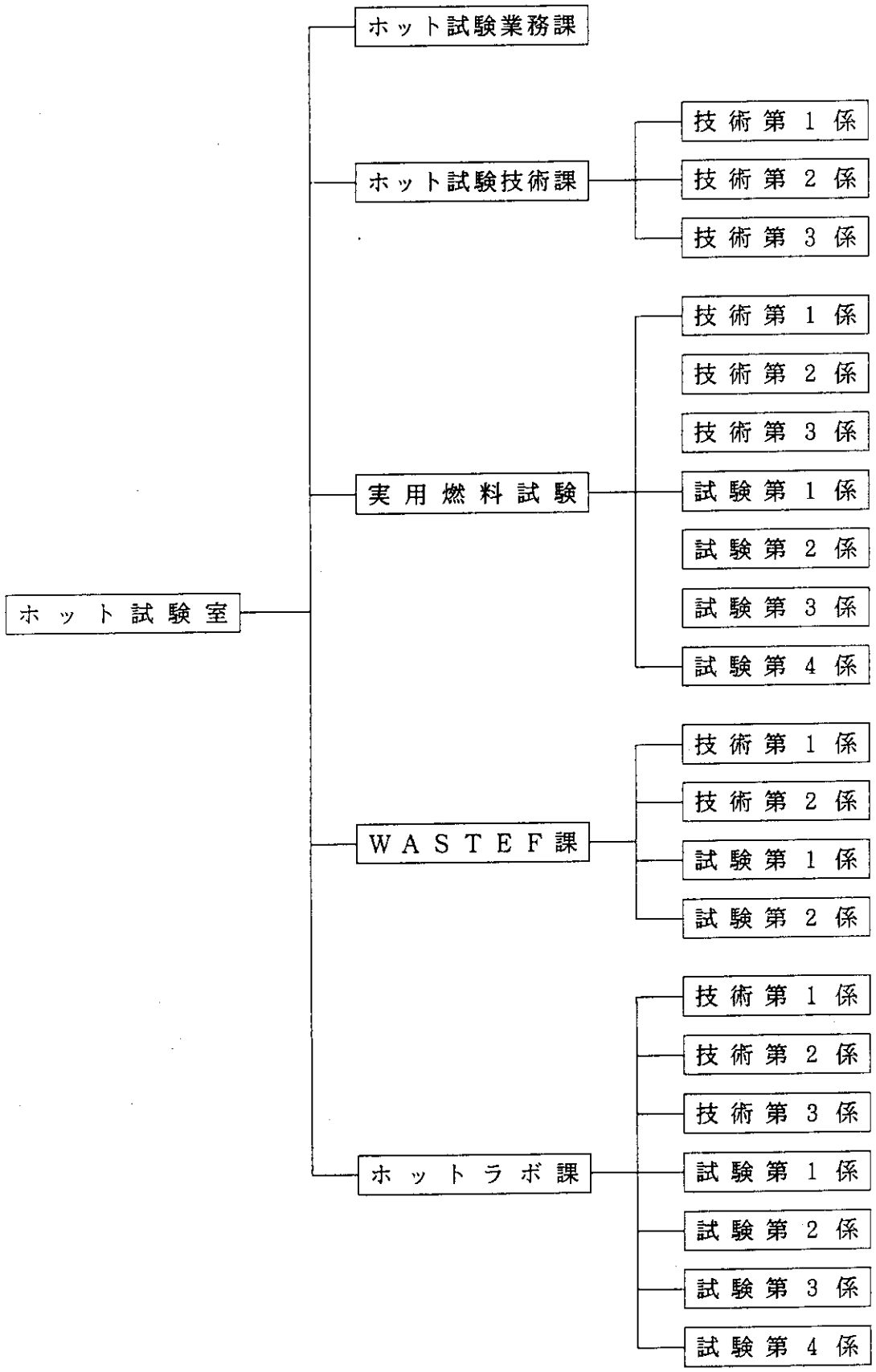


写真１　燃料ペレット径方向断面

写真２　燃料ペレット軸方向断面

付録5　ホット試験室の組織



ホット試験室年報執筆者一覧

まえがき ……石本　清（ホット試験室長）
抄録 ……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 ……園部　清美（ホット試験技術課）
1.2 ホット試験室の運転管理 ……吉田　武司（　〃　）
1.3 ホット試験室の利用 ……〃（　〃　）
1.4 ホット試験室の技術開発 ……〃（　〃　）
2. 燃料試験施設の運転管理
2.1 運転・利用状況 ……天野　英俊（実用燃料試験課）
2.2 保守・整備状況 ……白崎　昭夫（　〃　）
2.3 放射線管理状況 ……仲澤　隆（放射線管理第3課）
3. WASTEFの運転管理
3.1 運転・利用状況 ……山田　典一（WASTEF課）
3.2 保守・整備状況 ……塩田　得浩（　〃　）
3.3 放射線管理状況 ……三浦　吉史（放射線管理第3課）
4. ホットラボの運転管理
4.1 運転・利用状況 ……伊藤　忠春（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 ……西座　雅弘（放射線管理第2課）
5. 試験技術開発
5.1 ホット試験技術課
5.1.1 ペレット融点測定装置の開発 ……西野　泰治（ホット試験技術課）
5.1.2 イオンマイクロアナライザの開発 ……串田　輝雄（　〃　）
5.2 実用燃料試験課
5.2.1 燃料集合体・燃料要素間隙測定装置の開発 ……仲田　裕仁（実用燃料試験課）
5.2.2 実用燃料のペレット結晶粒径測定法 ……大枝　悦郎（　〃　）
5.2.3 イオンスパッタリング装置によるカラーエッチン法 ……三瓶　真一（　〃　）
5.3 WASTEF課
5.3.1 エアープラズマ切断機による廃棄物の減容方法の開発 ……吉川　静雄（WASTEF課）
5.3.2 原子炉用燃料マトリックスとしての改良シンロック材の作製と耐熱耐久性試験 ……松本征一郎（　〃　）
5.4 ホットラボ課
5.4.1 高サイクル疲労試験装置の開発 ……木崎　實（ホットラボ課）

5.4.2 X線回折による軽水炉使用済燃料の格子定数測定法の開発 ……関野　甫（ホットラボ課）
5.4.3 高輝度電子銃付き透過電子顕微鏡の設置 …… 浜田　省三（照射解析研究室）
進藤　雅美（材料応用工学研室）

あとがき ……菊地　章（ホット試験室次長）
付　録
付録1　官庁許認可申請一覧 ……佐川　民雄（ホット試験技術課）
付録2　安全衛生関係 ……川崎　公靖（ホット試験室）
付録3　研究成果一覧 ……西野　輝久（ホット試験業務課）
付録4　外部発表等予稿集 ……〃（〃）
付録5　ホット試験室の組織 ……〃（〃）