

JAERI-Review

96-001



ホット試験室
施設の運転と技術開発
(平成6年度)

1996年1月

ホット試験室

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

本レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。

入手の間合わせは、日本原子力研究所技術情報部情報資料課（〒319-11 茨城県那珂郡東海村）あて、お申しこみください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-11 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費領布をおこなっております。

This reports are issued irregularly.

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

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1996

編集兼発行 日本原子力研究所
印刷 ニッセイエブロ株式会社

ホット試験室
施設の運転と技術開発
(平成6年度)

日本原子力研究所東海研究所
ホット試験室

(1996年1月5日受理)

本報告書は、平成6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、東電・福島第2発電所で使用されたBWR燃料集合体及び動燃・「ふげん」で使用された燃料集合体の照射後試験を行うとともに、所内利用に応じて、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デブリに関する照射後試験等を実施した。

ホットラボでは、NSRRバーンアップ燃料、高温工学試験研究炉用燃料・材料、JRR-3M標準型燃料要素、核融合炉用材料等の照射後試験を行うとともに、受託調査として原電・東海発電所の燃料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じてガラス固化体、シンロック固化体等の試験を継続して行った。

Annual Report on Operation, Utilization and Technical
Development of Hot Laboratories
(From April 1, 1994 to March 31, 1995)

Department of Hot Laboratories

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

(Received January 5, 1996)

This report describes activities, in fiscal year 1994, of the Reactor Fuel Examination Facility (RFEF), the Research Hot Laboratory (RHL) and the Waste Safety Testing Facility (WASTEF) which belong to the Department of Hot laboratories. In the RFEF, Post-Irradiation Examinations (PIEs) of PWR fuel rods irradiated in the Takahama Unit 3, a BWR fuel assembly irradiated in the Fukushima Daini Unit have been performed. Also, PIEs of ATR fuel assemblies and segment fuel assemblies irradiated in the Fugen Reactor have been carried out.

To support R&D works in JAERI, refabrication of segmented fuel rods have been done using irradiated LWR fuel rods for pulse irradiation in the NSRR and re-irradiation tests in the JMTR. PIEs have been performed on high burnup fuel rods from the Halden reactor and TMI-2 debris samples.

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

In the WASTEF, leaching tests on TRU in simulated glass forms and a low flow rate tests on glass waste forms have been carried out. The examinations of alpha damage acceleration for the Synroc waste forms have also been performed.

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

目 次

まえがき	1
1. 概 要	2
1.1 ホット試験室の概要	2
1.2 施設の運転管理	5
1.3 施設の利用	6
1.4 技術開発	7
2. 燃料試験施設の運転管理	19
2.1 運転・利用状況	19
2.2 保守・整備状況	21
2.3 放射線管理状況	22
3. WASTE Fの運転管理	29
3.1 運転・利用状況	29
3.2 保守・整備状況	30
3.3 放射線管理状況	31
4. ホットラボの運転管理	37
4.1 運転・利用状況	37
4.2 保守・整備状況	38
4.3 放射線管理状況	40
5. 技術開発	52
5.1 ホット試験技術課	52
5.1.1 照射済燃料の熱拡散率測定	52
5.1.2 イオンマイクロアナライザの開発	57
5.2 実用燃料試験課	63
5.2.1 被覆管酸化膜詳細観察法の開発	63
5.2.2 引張試験用チャックの開発	67
5.2.3 燃料貯蔵プールの除染	72
5.3 WASTE F 課	76
5.3.1 セル内高レベル放射性廃棄物の減容方法の開発	76
5.3.2 高レベル放射性廃棄物ガラス固化体の組成分析	78
5.4 ホットラボ課	84
5.4.1 計装化シャルピ衝撃試験の高度化技術の開発	84
5.4.2 中性子照射材の電気化学的試験	92
あとがき	100
付録1 官庁許認可申請一覧	101

付録 2	安全衛生関係	103
付録 3	研究成果一覧	106
付録 4	外部発表等予稿	115
付録 5	ホット試験室の組織	139

Contents

Preface	1
1. Outline	2
1.1 Outline of Department of Hot Laboratories	2
1.2 Operation and Management of Hot Cell Facilities	5
1.3 Utilization of Hot Cell Facilities	6
1.4 Research and Development in Department on Post-irradiation Examination Techniques	7
2. Operation and Management of the Reactor Fuel Examination Facility	19
2.1 Operation and Utilization	19
2.2 Maintenance	21
2.3 Radiation Monitoring	22
3. Operation and Management of the Waste Safety Testing Facility	29
3.1 Operation and Utilization	29
3.2 Maintenance	30
3.3 Radiation Monitoring	31
4. Operation and Management of the Research Hot Laboratory	37
4.1 Operation and Utilization	37
4.2 Maintenance	38
4.3 Radiation Monitoring	40
5. Research and Development on Post-irradiation Examination Techniques ...	52
5.1 Hot Engineering Division	52
5.1.1 Development of Pellet Thermal Conductivity Measurement Apparatus	52
5.1.2 Development of Ion Microprobe MASS Analyzer (IMA)	57
5.2 Fuel Examination Division	63
5.2.1 Development of detailed observation for oxide layer on fuel cladding surface	63
5.2.2 Improvement of Chucking Tools for Cladding Tensile Test	67
5.2.3 Decontamination of a Fuel Storage Pool	72
5.3 Waste Safety Testing Facility Division	76
5.3.1 Development of Volume Reduction Method for High-level Radioactive Waste in a Cell	76
5.3.2 Analysis of High-level Radioactive Glass Waste Forms	78
5.4 Research Hot Laboratory Division	84

5.4.1	Development of Instrumented Charpy Impact Testing Machine	84
5.4.2	Electrochemical Evaluation of Neutron Irradiated Materials	92
Postscript		100
Appendix 1	List of Licensing	101
Appendix 2	Safety and Education	103
Appendix 3	Published Reports	106
Appendix 4	Abstract for Oral Presentation	115
Appendix 5	Organization in the Department of Hot Laboratories	139

まえがき

本報告書は、平成6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（WASTE F）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(B型)の破壊試験および平成6年11月に搬入されたBWR 現行8x8 型燃料集合体に係る非破壊試験、動燃事業団のふげん照射用36本燃料集合体の解体、非破壊試験及びふげん照射用セグメント燃料集合体に係る破壊試験、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 デブリ試料の詳細試験及びハルデン高燃焼度燃料のXMA 試験等を実施した。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压力容器鋼材の照射後試験等を遂行した。また、WASTE Fにおいては、実廃液ガラス固化体の長期浸出試験、シンロック固化体の α 加速試験を行い、各施設ともそれぞれ、水炉高燃焼度実用燃料、核融合炉材料及び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3施設が安全且つ円滑に運転された。

照射後試験及び廃棄物安全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、安定化プルトニウム燃料の照射後試験技術の検討、ホットラボにおける計装化シャルピ衝撃試験の高度化技術の開発及び高サイクル疲労試験装置の特性試験、さらにWASTE Fにおけるセル内高レベル放射性廃棄物の減容方法の開発等が計画どおりに進捗した。

上述のように、照射後試験及び廃棄物安全試験は、ともに年度当初の計画どおりに進捗し、所内外の利用者の期待に応じて高品質のデータをタイムリーに提供することができた。特に原電東海炉モニタリングが30年に達した平成7年1月に、モニタリングが同炉の安定運転と経済性向上に寄与したとして原電から感謝状が贈られ、担当のホットラボを始め我々一同揃って感謝するとともに、これだけの長期間に渡って一連の正確なデータを提供してきた当該試験に係わるノウハウの重要性を改めて認識した。また、研究開発の進展に伴う照射後試験需要増の対応策の一環として、WASTE Fの利用拡張を進めるため室内にワーキンググループを設け、材料研究部の「再処理施設新材料耐食安全性実証試験」計画への協力を念頭に置いて具体的に検討を行うとともに、関係部署との打合せを通して問題点の抽出を行った。この利用拡張計画の具体的進展のために協力を頂いた関係部署に感謝する。

ホット試験室長 菊地 章

1. 概 要

1.1 ホット試験室の概要

ホット試験室は、平成3年度に安全性試験研究センターの実用燃料試験室、研究炉管理部のホットラボ管理室及び環境安全研究部のWASTE F管理室の3つの照射後試験施設等が統合し、それぞれの施設の特徴を生かした有機的運用を図り、今後の照射後試験等に対する多様なニーズに応えるべく発足してから4ヶ年を経過した。

平成6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、ホットラボ及びWASTE Fに関する施設の計画管理と運転管理」並びに「照射後試験及びWASTE F試験に関する技術開発」を前年度に引き続き、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6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15体（PWR: 7体、BWR: 3体、ATR: 5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 $\beta\gamma$ セルとプルトニウム系燃料の試験を実施する $\alpha\gamma$ セルをL字型に配置し、セル前面に操作室、セル背面側にはアイソレーションルーム、サービスエリア及び燃料貯蔵プールを配置している。

施設の大きな特徴は、全長約4 m、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 WASTE F

廃棄物安全試験施設（Waste Safety Testing Facility）は、使用済燃料の再処理によって発生する高レベル放射性廃棄物の貯蔵及び処分に関する安全性試験を実施することを目的として昭和57年から運転を開始した。

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

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

施設では、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集、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、シンロック固化体の研究に関しては日豪国際研究協力の協定改定が行われ、平成10年度まで協定が延長された。

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、压力容器鋼材及び黒鉛材料のモニタリングを実施するために、ケーブ、セル等の設備を増設し、昭和40年から増設部の利用運転を開始した。

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

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

用性を有する試験施設である。

施設では、高温工学試験研究炉(HTTR)用燃料・材料、軽水炉燃料棒のNSRRパルス照射実験後の燃料試料、NSRR炉心燃料、研究炉燃料・材料、軽水炉用压力容器鋼材、核融合炉用材料等の各種燃料・材料の照射後試験を実施している。所外利用では、原電東海発電所の燃料・材料（黒鉛、压力容器鋼材）モニタリングを昭和40年代から継続実施しており、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6年度の各施設の運転は、東海研究所核燃料物質使用施設等保安規定（以下保安規定という）に基づき各施設毎に、①使用の目的、②使用の予定期間、③使用する核燃料物質の種類及び量、④取扱方法の概略、⑤定期自主検査の予定期間、⑥主要な修理及び改造の項目並びに予定期間、⑦その他必要な事項について「年間使用計画書」を作成し、施設の運転を計画すると共に実際の運転に際しては、この年間使用計画書に従って運転を進めるため、施設の保守管理、作業者の教育訓練、廃棄物の管理等を含めた詳細な「年間使用実施計画書」を作成し、これに従って各施設の運転を実施した。この結果、各施設共順調に運転が進められ、計画された作業をほぼ予定どおり実施した。

本体施設の維持管理では、施設の安定運転と作業者の安全確保をめざして施設の保守管理に努めるとともに、保安規定に基づく保安上重要なケーブ・セル、内装機器、一斉指令装置、警報設備等について本体機器及び安全装置の作動試験、負圧維持状況、通報試験等の定期自主検査を行った。また、負圧監視装置、インターロック装置、自動表示装置、グローブボックス・フード等については、東海研究所放射線障害予防規定（以下予防規定という）に基づき定期自主検査を実施するとともに、作業前後の点検等の確認を行い施設及び安全の管理を徹底した。特定施設関係では、保安規定に基づいた定期自主検査として電気設備、気体廃棄設備、液体廃棄設備、空気圧縮設備及び警報設備について絶縁抵抗測定、作動試験、風量・風向測定、フィルターの捕集効率測定、配管・弁の漏洩点検等を実施した。

核燃料及び放射性物質の搬出入作業は各施設で実施され、それぞれ試験依頼元を中心に関係法令、規定等に従い徹底した管理の基で進められた。燃料試験施設及びホットラボにおける核燃料及び放射性物質の搬出入実績をTable 1.2.1 に示す。

放射線管理関係では、試料の搬出入、内装機器の修理及び据え付け作業、定期自主検査及びこれらの作業に先駆けて実施するケーブ・セル内汚染除去作業等の放射線作業における作業者の実効線量当量及び組織線量当量は、何れの施設においても保安規定に定められている要警戒線量以下であった。

放出放射性気体廃棄物は、燃料の切断加工、研磨作業等により放出され、 ^{95}Kr 、 ^{125}Sb が主な核種である。これらは連続して測定記録されており、各施設とも保安規定に定められている放出管理基準値を超える放出はなかった。

放射性固体及び液体廃棄物は、放射能濃度により低・中・高レベルに区分けされ、廃棄物処理場へ搬出され処理される。当該年度に運搬した廃棄物は何れの施設も例年と同程度であった。

1. 3 施設の利用

平成6年度の施設の利用は、前年度に引き続き所外機関からの利用と所内の研究協力による利用に区分される。

所外機関からの利用は、受託業務として実施している商用発電炉の照射後試験が中心であり、平成6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、所内研究室における燃料開発、安全性研究の一環としての照射後試験及びJRR-2、JRR-3、JMTR、NSRR等の試験研究炉で照射した燃料・材料の照射後試験並びに高レベル放射性廃棄物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6年度の燃料試験施設の利用として、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2）」に基づき、3本の燃料要素について金相試験、管引張試験、内圧破裂試験、XMA試験、OGA試験等の破壊試験を実施した。また、平成6年11月に搬入されたBWR型燃料集合体については、「燃料集合体信頼性実証試験 BWR現行8×8型燃料集合体の照射後試験（その1）」に基づき燃料集合体の検査及び3本の燃料要素について外観検査、寸法測定、X線写真撮影等の非破壊試験を実施した。

原子燃料工業(株)からの受託では、「燃料集合体部材試験（その1）」に基づき、シングル管8試料の金相試験を実施した。

動燃事業団からの受託では、平成6年7月に搬入されたATR燃料集合体について「ふげん照射用36本燃料集合体の照射後試験（その1）」に基づき、燃料集合体の試験を行った後、6本の燃料要素について外観検査、寸法測定、X線写真撮影、被覆管酸化膜圧厚測定等を実施した。

また、「ふげん照射用セグメント燃料集合体の照射後試験（その3）」については、被覆管の管引張試験、内圧破裂試験及びSCC試験を実施するとともに、動燃大洗工学試験センターに切断試料の一部を搬出した。

所内研究協力関係では、原子炉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」、を引き続き実施し、新たに、高燃焼度燃料を用いた特殊照射後試験に着手した。また、実用燃料の再照射試験のため「NSRRパルス照射実験用燃料加工・検査」及び「JMTR再照射試験用燃料加工・検査」を実施した。また、燃料研究部から依頼された「第一回ウラン・プルトニウム混合炭化物燃料」の照射後試験を終了させた。

1. 3. 2 WASTE F

平成6年度のWASTE Fの利用については、ガラス固化体に関する試験とシンロック固化体に関する試験に大別される。

ガラス固化体に関する安全性試験では、「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。また、九州大学との共同研究によ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では試験方法の検討を実施した。

日豪国際研究協力のシンロック固化体に関する試験では、 ^{244}Cm を添加したペロブスカイト固化体の α 加速試験Ⅵを継続して実施し、ジルコノライト固化体の α 加速試験Ⅶを新たに開始し、双方とも長期的な性能評価を行っている。

1. 3. 3 ホットラボ

平成6年度の施設利用は、所内と所外の利用比率が昨年同様概ね9:1であり燃料の照射後試験が7割強を占めた。

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・材料に係わる照射後試験を実施した。

所外利用関係では、受託調査、「原電東海発電所モニタリング用燃料の照射後試験に関する調査」に基づき、モニタリング燃料の非破壊検査及び破壊検査を実施した。

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、WASTEFでは、高レベル廃棄物の処分に係わる安全性試験の高度化に対応した技術開発をそれぞれ実施した。

1. 4. 1 照射後試験技術の開発

核解体から排出されるプルトニウムは余剰プルトニウムと位置づけられ、その処理を目指し、安定化プルトニウム燃料として燃焼させ、使用済み燃料はそのまま直接安定な廃棄物として処分できることを目的とした燃料の研究開発段階での照射後試験内容について検討を進め、その一つとして照射後プルトニウム燃料ペレットの詳細観察やFP元素を同定するための α 対応型X線マイクロアナライザの仕様検討を安定化プルトニウム燃料・燃焼法研究特別チームに協力して行った。

また、原子炉のシビアアクシデント時における燃料からのFP放出移行に関する実験データを取得し、事故時ソースタームを精度良く評価するため、事故時を模擬した実験条件、即ち燃料が溶解する3,000°Cの高温加熱、酸化性あるいは還元性雰囲気中での短半減期FPや低揮発性FPを含むFP放出データを取得する『照射済燃料からのFP放出実験装置』仕様検討を原子炉安全工学部に協力して行った。

さらに、材料研究部の『再処理施設新材料耐食安全性実証試験』計画に協力することを含めたWASTEFの利用拡張の実質的検討を行った。

燃料試験施設に関しては、科学技術庁からの特会受託『高燃焼度燃料照射後試験設備』として、イオンマイクロアナライザの整備の第3期分に係る装置本体部の設計・製作を進めた。また、ペレット熱伝導率測定装置ではコールド試験に引き続き、照射済燃料棒からの熱拡散率測定用試料の調製技術を実燃料を用いて確立すると共に、その試料によるホッ

トモックアップ試験を進めた。さらに、高燃焼度燃料被覆管の水側腐食挙動を詳細に解明するための被覆管酸化膜詳細観察法の開発、高燃焼度燃料被覆管の材料試験に対応した引張試験用チャック開発、燃料試験施設の燃料貯蔵プールの水質維持管理を図るため燃料貯蔵プール除染装置を整備し、プール内堆積物（汚染物質）の除去を行った。

ホットラボに関しては、高温工学試験研究炉用燃料のSi C層破損率測定法の開発、高リサイクル疲労試験技術の開発、U-Zr合金微小球燃料のF Pガス放出測定装置等の開発を進めると共に、老朽化した計装化シャルピ衝撃試験装置の主要部全面改修とロボット導入による全自動化等を行った。また、原子炉安全工学部に協力して、オーステナイトステンレス鋼の照射誘起応力腐食割れ機構を解明するための遠隔操作型電気化学的腐食試験装置を開発し、ジュニアセルに整備した。

WASTEFに関しては、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、課内WASTEF利用拡張実行WGを発足し、実現に向けての検討を進め、祖も一貫としてセル内高レベル放射性廃棄物の減容法を開発するとともに、高レベル放射性廃棄物ガラス固化体試料からのTRU核種を分離する方法の検討を行った。

Table. 1.1.1 燃料試験施設の主な仕様と試験項目

プール・セル		最大取扱量 (GBq)	試験項目
プール		3.6×10^9	燃料集合体・燃料棒の搬入、搬出、貯蔵、外観観察等
β γ コン ク リ ー ト セ ル	No. 1	3.0×10^8	外観検査、寸法測定、 γ スキャンニング、ペレット被覆管残留ギャップ測定、洗浄等
	No. 2	3.0×10^8	X線検査、渦電流探傷、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
β γ 鉛 セ ル	No. 1	3.7×10^3	金相試験
	No. 2	3.7×10^3	金相試験、密度測定、マイクロビッカース硬さ測定
	No. 3	3.7×10^3	マイクロ γ スキャンニング、X線回折試験、超微小硬さ測定
リ α イ γ トコ セン ル	No. 1	3.3×10^6	外観検査、寸法測定、 γ スキャンニング、FPガス捕集、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 WASTE Fの主な仕様と試験項目

セル・ボックス	最大取扱量		試験項目
	HLLW(GBq)	Pu (g)	
No.1セル ($\beta\gamma$)	1.8×10^9	2 (密封)	貯蔵試験、 γ スキャンニング
No.2セル ($\beta\gamma$)	1.8×10^9	2 (密封)	ガラス固化体作製
No.3セル ($\beta\gamma$)	1.8×10^9	2 (密封)	試験試料作製、処分試験
No.4セル ($\alpha\gamma$)	3.7×10^8	1 2	物性試験、浸出試験
No.5セル ($\alpha\gamma$)	1.8×10^7	1 2	シンロック作製、 α 加速試験
鉛セル ($\alpha\gamma$)	7.4×10^5	1	組織観察、X線回折試験
グローブボックス	3.7×10^2	0.1	化学処理、分析試験、硬さ測定

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	F P ガス捕集・分析、電解・酸浸出
化学Bケーブ	3.7×10^5	区分・浮遊沈降分離
ウラン・マグノックス用鉛セル	3.7×10^5 $\sim 1.8 \times 10^4$	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
S E 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（F E - T E M）

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
h6. 7. 8	ATR ふげんセグメント燃料集合体(PPFE05)搬入	動燃ふげん炉
h6. 9. 6	短尺化燃料(パルス照射用)搬出	NSRR
h6. 11. 25	BWR 燃料集合体(DN-23) 搬入	東電福島2号炉
h6. 12. 6	E07 セグメント燃料(切断試料) 搬出	動燃大洗工学センター
h6. 12. 21	短尺化燃料(BOCA 照射用) 搬出	JMTR
h7. 3. 3	J2R 再組立燃料集合体搬出	動燃再処理工場

2 ホットラボ施設

2-1

搬出入月日	件 名	搬出入先
h6. 4. 1	NSRRバーンアップ燃料(0I-4) 搬入	NSRR
h6. 4. 8	黒鉛ブロック、SiC コンパクト、F/M 等搬出	料照射研究室
h6. 4. 8	F/M (VOF-40H) 搬出	燃料照射研究室
h6. 4. 22	絶縁セラミックス(BRM-11H) 搬出	材料設計研究室
h6. 4. 27	高性能新型研究炉用アルミ合金(RGM-16)搬入	研究炉技術開発室
h6. 5. 18	溶解液(0I-4)搬出	NSRR
h6. 6. 7	RGM-17キャプセル(研究炉用アルミ合金) 搬入	研究炉技術開発室
h6. 6. 9	90F-1Aキャプセル搬入	燃料照射研究室
h6. 6. 20	加熱試験済黒鉛部材搬出	燃料照射研究室
h6. 6. 30	92M-44A 照射炭素系複合材料搬入	材料開発研究室
h6. 6. 30	ラッパ管引張試験片掴み部試料搬入	材料応用工学研究室
h6. 6. 30	VOM-49H 照射クリープ試験片搬出	材料応用工学研究室
h6. 7. 19	BRF-10H キャプセル搬入	燃料照射研究室
h6. 8. 22	フラックスモニター搬出	燃料照射研究室
h6. 8. 17	炭素系材料搬出	熱エネルギー研究室
h6. 8. 17	炭素系複合材料搬出	材料開発研究室
h6. 8. 18	フラックスモニター搬出	研究炉利用課

搬出入月日	件 名	搬出入先
h6. 8. 17	炭素複合材料搬出	熱エネルギー研究室
h6. 8. 23	絶縁性セラミックス搬出	材料設計研究室
h6. 9. 1	RGF-01H-2, ICF-90H-2 JRR-3 前照射燃料搬出	燃料照射研究室
h6. 9. 1	82F-8A(2), 85F-3A(3) JMTR前照射燃料搬出	反応度安全研究室
h6. 10. 13	被覆燃料粒子の酸浸出液搬出	燃料照射研究室
H6. 10. 28	NSRRバーンアップ燃料(0I-5)搬入	反応度安全研究室
h6. 11. 1	フルエンスモニタ搬出	研究炉利用課
h6. 11. 1	フルエンスモニタ搬出	研究炉利用課
h6. 11. 1	フルエンスモニタ搬出	研究炉利用課
h6. 11. 1	TEM試料搬出	照射解析研究室
h6. 11. 9	NSRRバーンアップ燃料(HTGR-1 / ICF-90H2) 搬入	燃料照射研究室
h6. 11. 18	90M-4A照射試料搬入	機器信頼性研究室
h6. 11. 18	RGM-12H 照射試料(照射腐食割れ試験片) 搬出	材料応用工学研究室
h6. 11. 22	BRM-26キャプセル搬入	東京大学(開放研)
h6. 11. 25	照射済燃料溶解液搬出	製造課
h6. 11. 28	発熱量分析用溶解液搬出	研究炉技術開発室
h6. 11. 28	発熱量分析用溶解液搬出	反応度安全研究室
h6. 12. 7	BMR-26キャプセル照射試料搬出	東京大学(開放研)

搬出入月日	件 名	搬出入先
h7. 1. 12	E05, DN23燃料棒クラッド搬入	ホット試験技術課
h7. 1. 24	超高温加熱試験黒鉛部材搬出	燃料照射研究室
h7. 1. 27	NSRRバーンアップ燃料 (0I-6) 搬入	反応度安全研究室
h7. 1. 30	フルエンスモニタ搬出	研究炉利用課
h7. 1. 31	E05, DN23燃料棒クラッド溶解液搬出	ホット試験技術課
h7. 2. 1	FP放射能定量用試料搬出	燃料照射研究室
h7. 2. 1	NSRRバーンアップ燃料(JM-13)	反応度安全研究室
h7. 2. 9	JMTR予備照射燃料棒(81F-5A, 86-4A, 87F-6A) 搬入	反応度安全研究室
h7. 2. 13	原電東海発電所モリタノ用燃料 (5年度分) 搬出	原電東海
h7. 2. 13	原電東海発電所モリタノ用燃料 (6年度分) 搬入	原電東海
h7. 3. 7	BRM-09H キャプセル照射TEM 試料 (Ti-Al) 搬出	照射解析研究室
h7. 3. 7	RGM-02H キャプセル照射TEM 試料(SUS304)搬出	材料応用工学研究室
h7. 3. 8	NSRRバーンアップ燃料(JM-14) 搬入	反応度安全研究室
h7. 3. 8	NSRRバーンアップ燃料(JMH-3) 搬入	反応度安全研究室
h7. 3. 9	発熱量評価試料(0I-6)搬出	反応度安全研究室
h7. 3. 16	発熱量評価試料(JM-13) 搬出	反応度安全研究室

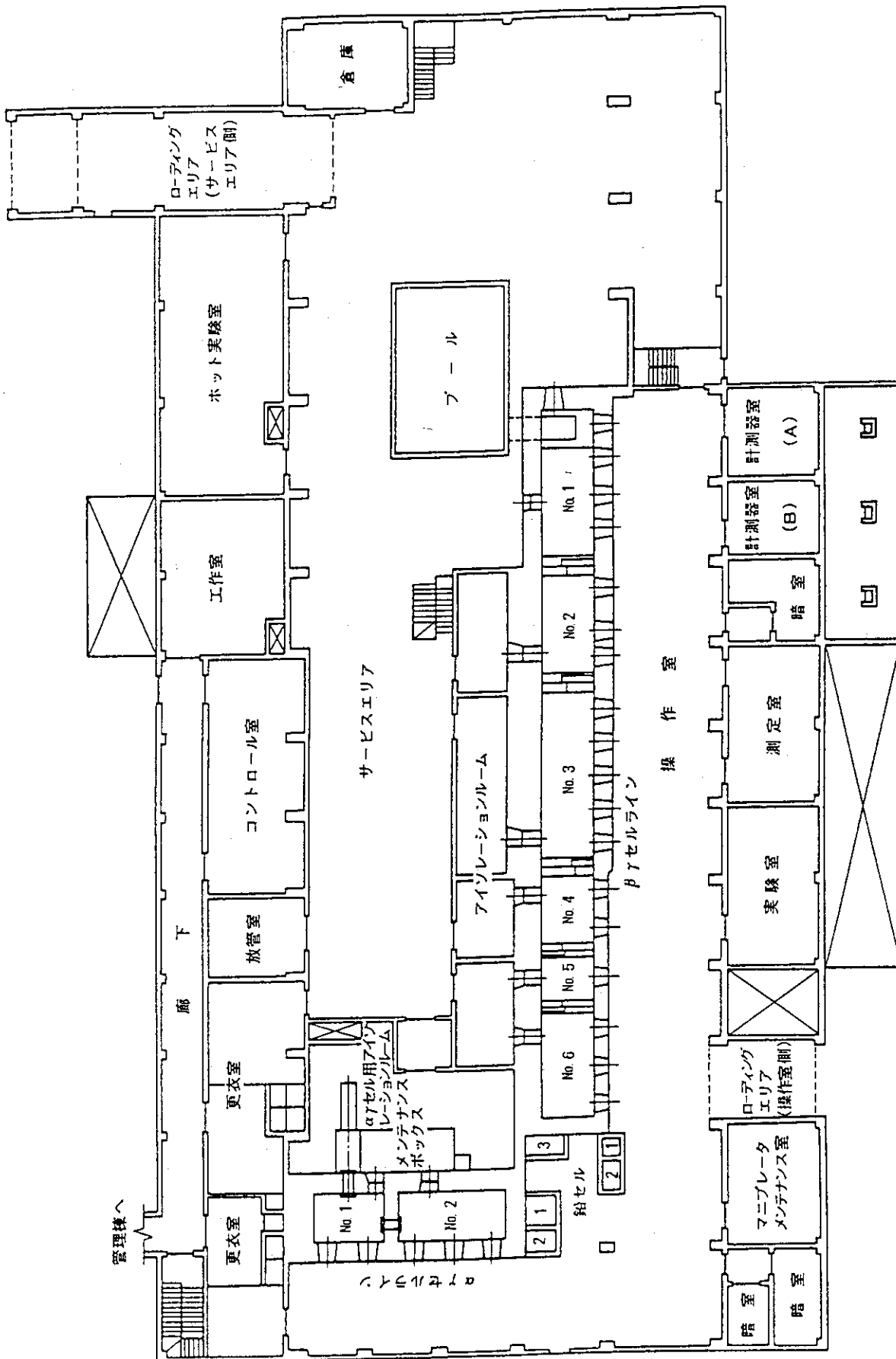


Fig. 1.1.1 燃料試験施設 1 階平面図

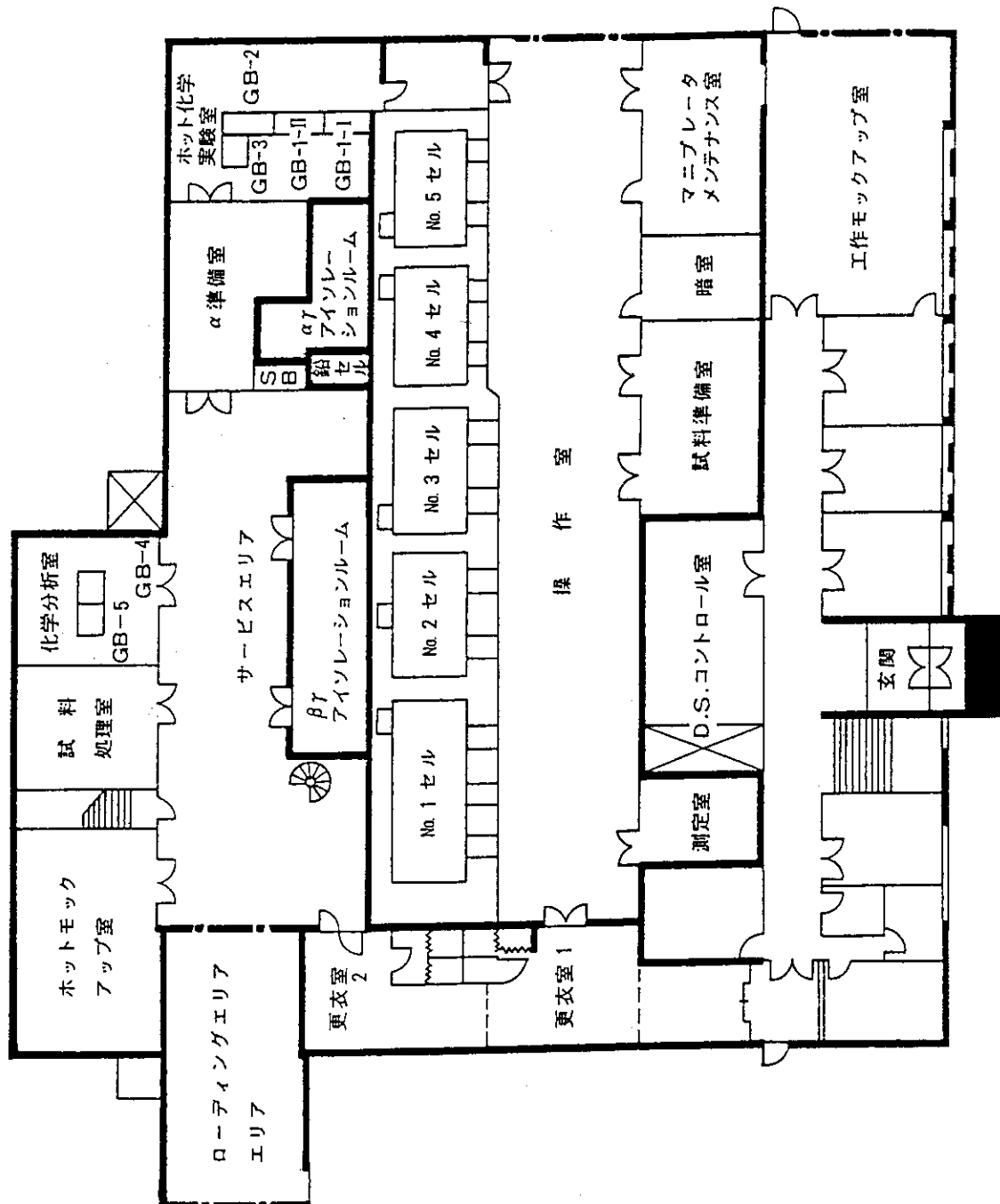


Fig. 1.1.2 WASTE F 1階平面図

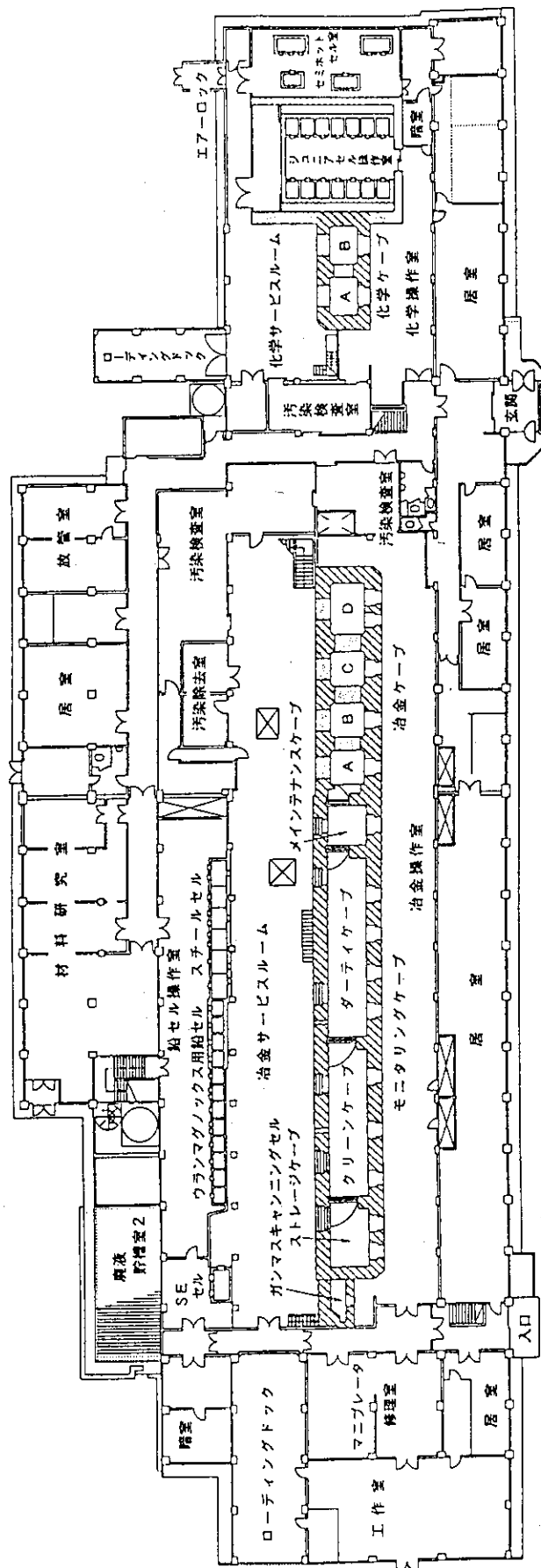


Fig. 1.1.3 ホットラボ1階平面図

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15体及び燃料要素32本の受入れを行い、それぞれについて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6年度に実施した照射後試験のうち所外利用では、国が実施している高燃焼度等燃料確証試験の一環として、(財)原子力発電技術機構(原子力機構)からの「PWR 4.8GWd/t 実用燃料(B型)の照射後試験(その2)」, 新型転換炉技術確証試験に係わる動燃事業団からの「ふげん照射用セグメント燃料集合体の照射後試験(その3)」に関して、前年度に引き続き実施し、平成6年度に予定された全ての照射後試験を終了した。また、原子力機構から燃料集合体信頼性実証試験の一環として「BWR 現行 8×8 型燃料集合体の照射後試験(その1)」, 動燃事業団から「ふげん照射試験用 36 本組燃料集合体照射後試験(その1)」及び原子燃料工業(株)からの「燃料集合体部材試験(その1)」を新たに受託業務として実施し、当該年度に係わる全ての照射後試験を終了した。

所内研究協力業務では、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 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」を昨年度に引き続き実施し、新たに、高燃焼度燃料を用いた特殊照射後試験を着手した。また、実用燃料の短尺加工として「NSRRパルス照射実験用燃料加工・検査」および「JMTR再照射試験用燃料加工・検査」の平成6年度分を完了するとともに、第1回ウラン・プルトニウム混合炭化物燃料について予定された全ての照射後試験を終了した。
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高燃焼度等燃料確証試験

「PWR 4.8GWd/t 実用燃料(B型)の照射後試験(その2)」については、照射後試験対象燃料要素12本のうち、3本の燃料要素について金相試験、管引張試験、内圧破裂試験、XMA試験、OGA試験等の破壊試験を予定通り終了した。また、平成6年11月に搬入されたBWR 現行 8×8 型燃料集合体に関して、燃料集合体の水中検査及びセル内での外観・寸法検査等の非破壊試験を実施した後、燃料集合体の上部タイプレートを取り外し、試験対象燃料要素14本の引き抜きを行い、その内3本の燃料要素について外観検査、寸法測定、X線写真撮影等の非破壊試験を実施して、当該年度に係わる全ての照射後試験を終了した。

②燃料集合体構成材照射後試験

「燃料集合体部材試験（その１）」は制御棒案内シンプル、上部ノズルの照射挙動に関するデータを蓄積させるための照射後試験であり、本年度はシンプル管８試料の金相試験を終了した。

③ふげん照射試験用燃料の照射後試験

「照射用セグメント燃料集合体の照射後試験（その３）」については、被覆管の管引張試験、内圧破裂試験及びＳＣＣ試験を行うとともに、切断した燃料要素の一部を照射後試験実施のため動燃大洗工学センターへ搬出した。また、「ふげん照射試験用３６本組燃料集合体照射後試験（その１）」に関しては、平成６年７月に搬入された燃料集合体の非破壊試験を実施した後、燃料集合体解体・燃料要素引き抜きを行い、６本の燃料要素について外観検査、寸法測定、Ｘ線写真撮影、被覆管酸化膜測定等の非破壊試験を実施し、平成６年度に予定された全ての照射後試験を終了した。

〔所内利用に関する照射後試験〕

①燃料安全工学部関連

TMI-2デブリサンプルに関しては、燃料棒試料のリング引張試験、カラーエッチングによる金相試験及び密度測定を実施した。ハルデン炉で照射された高燃焼度燃料（燃焼度約６０GWd/t）については、XMA試験、熱拡散率測定を継続して実施した。また、PWR高燃焼度燃料のNSRRでのパルス照射実験用燃料２本及びJMTR再照射用燃料３本の燃料棒短尺加工、及び照射実験前後の比較データ取得のための非破壊試験等を実施した。NSRRバーンアップ実験燃料についてはSEM/XMA試験、アウトガス分析等の試験を継続して実施するとともに、ガドリニア入りPWR燃料の特殊照射後試験を完了した。

②燃料研究部関連

JMTRにおいてキャプセル照射された第１回ウラン・プルトニウム混合炭化物燃料については、μγスキャンを終了し、本年度で予定された全ての照射後試験を完了した。

平成６年度は、新たに２体の燃料集合体の解体を実施し燃料要素５０本の引き抜きを行い、その一部を照射後試験に供した。本年度の所外利用に係わる照射後試験に供した実用燃料要素の数は、燃料要素３１本（破壊試験用１７本）であり、燃料要素１本あたり約１５個の試料を作製し、当該年度に予定されたこれらの燃料試料の照射後試験をすべて終了した。また、所内外利用に関し、一般的な照射後試験項目に加えて燃料ペレットの熱伝導率測定、融点測定等の高度な照射後試験の需要があり、これらの照射後試験を円滑に進めるため、各試験装置のモックアップ試験及び試験技術の改良、開発を実施した。

(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、特に指摘事項等はなかった。核燃料等の移動は、平成６年７月８日に「ふげん照射試験用３６本組燃料集合体（E05）」、平成６年１１月２４日に「BWR現行８×８型燃料集合体（DN23）」の実用燃料集合体が搬入された。また、平成６年９月６日に「NSRRパルス照

射実験用短尺燃料」2本をNSRRへ、平成6年12月6日に「照射用セグメント燃料要素(E07)」の一部を動燃大洗工学センターへ、平成6年12月21日に「JMTR再照射試験用短尺燃料」2本をJMTRへ移送した。

2. 2 保守・整備状況

2. 2. 1 本体施設の保守・整備状況

本体施設の保守・整備は、平成6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 $\alpha\gamma$ コンクリートNo.1、No.2セル・ $\alpha\gamma$ 鉛No.1、No.2セル及び $\beta\gamma$ コンクリートNo.1、No.2セルを、第2四半期は $\beta\gamma$ コンクリートNo.5、No.6セル・ $\beta\gamma$ 鉛No.1～No.3セルを、第4四半期には $\beta\gamma$ コンクリートNo.3、No.4セルについて、セル内汚染除去作業を実施し、セル遮蔽扉、試験装置等の保守点検を行った。また、第3四半期はセル負圧制御機器・臨界警報装置・第4四半期はインセルモニター等の点検整備を行った。これらの結果、特に異常は認められなかった。

その他、セル負圧監視盤のリレーユニットの更新、水処理監視盤の制御機器の更新およびプール水循環系への導電率計の新設を行った。またプール底部の汚染除去装置の開発を行い、プール底部の清掃を行うとともに、これと平行して高圧ジェット洗浄装置によるプール水循環系配管の汚染除去を行い、プールの水質管理の改善を図った。

施設検査等関係機関による検査はなかった。労働基準監督署の立入り検査(H7.1.26.)を受けたが特に指摘事項はなかった。

2. 2. 2 特定施設の保守・整備

特定施設の保守・整備は、技術部施設第3課によって電源設備、気体廃棄設備、液体廃棄設備、空気圧縮設備及び警報設備について性能試験、作動試験等が行われ、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、気体廃棄設備のプレフィルターについて実験フード系を除き全数交換を第3四半期に実施した。また、老朽化した設備機器の更新(差圧指示調節計・除湿機・温湿度記録計他)、操作室系給気ダクト腐食部分・サービスエリア系空調機の補修及び計装機器劣化部品の交換も合わせ行った。

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。保守点検項目および結果をTable 2.2.3 に示す。

また、放射線管理機器の内、老朽化した機器の更新に関し、熱蛍光線量率計(TLD)及び多サンプル自動測定装置(LBC)の2件について更新した。

2. 3 放射線管理状況

2. 3. 1 概況

平成6年度に実施した主な放射線作業は、セルの汚染除去作業、試験内装機器の保守点検修理及び照射済燃料の搬出入作業である。これらの作業は、いずれも異常な被ばくや汚染を発生することなく円滑に遂行された。

2. 3. 2 線量当量

燃料試験施設における放射線作業に係わった職員及び外来者の実効線量当量をTable 2.3.1に示す。年間の集団実効線量当量は、70.3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69人であり、着用期間における組織線量当量（皮膚）の最大値は26.0mSvであった。

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

2. 3. 3 放出放射性気体廃棄物

平成6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 及び ^{125}Sb は、照射済燃料のFPガス分析作業で放出されたものである。

年間総放出量は、 ^{85}Kr が $6.6 \times 10^{11}\text{Bq}$ 、 ^{125}Sb は $8.6 \times 10^4\text{Bq}$ であり、保安規定等に定める放出管理基準値を超える異常放出は認められなかった。

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6年度の四半期別の放射性廃棄物管理課へ引き渡した放射エネルギー(Bq)及び発生量(m³)をTable 2.3.3に示す。

2. 3. 5 放射性固体廃棄物

燃料試験施設での放射性固体廃棄物には、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6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Table 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			当年度申込み			計			当年度終了分		
	所外	所内	合計	所外	所内	合計	所外	所内	合計	所外	所内	合計
平成5年度	2	10	12	3	12	15	5	22	27	5	8	13
平成6年度	0	14	14	6	5	11	6	19	25	6	14	20

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.6. 5.～12.	良
	(2) 機器等の動作試験	H.6. 5.～12.	良
	(3) 中和処理装置の法例に定める検査	H.6. 7.	良
	(4) 槽類配管及びバルブの漏洩検査	H.6. 5.～6.	良
$\beta\gamma$ コンクリートセル及び $\beta\gamma$ 鉛セル	(1) 安全装置の動作試験	H.6. 6.～H.7. 3.	良
	(2) 機器等の動作試験	H.6. 6.～H.7. 3.	良
	(3) 負圧計の動作試験	H.6.11.～12.	良
	(4) セルモニタの動作試験及び校正	H.6.12.～H.7. 3.	良
$\alpha\gamma$ コンクリートセル、 $\alpha\gamma$ 鉛セル及びボックス等	(1) 安全装置の動作試験	H.6. 5.～6.	良
	(2) 機器等の動作試験	H.6. 5.～6.	良
	(3) 負圧計の動作試験	H.6.11.～12.	良
	(4) セルモニタの動作試験及び校正	H.6.12.～H.7. 3.	良
	(5) アルゴンガス供給系の点検	H.6.10.	良
	(6) グローブ、ブーツ及びビニールバッグ等の点検	H.6. 4.	良
	(7) アルゴンガス循環精製装置の動作試験及び点検	H.6. 9.～12.	良
	(8) $\alpha\gamma$ 系液体廃棄設備の動作試験及び点検	H.6.11.	良
一斉指令装置	通報試験	H.6. 6. H.6.12.	良
警報設備	動作試験	H.6. 4.～H.7. 3.	良
試験施設内装設備	(1) 安全装置の動作試験	H.6. 4.～H.7. 3.	良
	(2) 機器、装置の動作試験	H.6. 4.～H.7. 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.6. 4.	良
	(2) 非常用電源の起動試験	H.6. 4.～H.7. 3.	良
	(3) 保護継電器動作試験	H.6. 4.～H.7. 3.	良
気体廃棄設備	(1) 電気設備の絶縁抵抗測定	H.6. 4.	良
	(2) フィルター装置の性能検査	H.6. 4.～H.7. 3.	良
	(3) 風量、風向測定	H.6. 4.～H.7. 3.	良
	(4) 機器の動作試験	H.6. 4.～H.7. 3.	良
液体廃棄設備	(1) 電気設備の絶縁抵抗測定	H.6. 4.	良
	(2) 機器等の動作試験	H.6. 4.～H.7. 3.	良
	(3) 配管及び弁などの漏洩点検	H.6. 4.～H.7. 3.	良
空気圧縮設備	(4) 動作試験	H.6. 4.～H.7. 3.	良
警報設備	(3) 動作試験	H.6. 4.～H.7. 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.6. 6. H.6.12.	良
γ線エリアモニタ	性能試験及び校正	H.6. 6. H.6.12.	良
ハンドフットモニタ	性能試験及び校正	H.6. 6. H.6.12.	良
臨界警報設備	性能試験及び校正	H.6.11.	良

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

項目 \ 期間	第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期	年 間
放射線業務従事者 (人)	159	115	110	149	273
集団実効線量当量 (人・mSv)	19.2	6.9	3.7	40.5	70.3
平均実効線量当量 (mSv)	0.12	0.06	0.03	0.27	0.26
最大実効線量当量 (mSv)	1.5	0.6	0.9	2.3	2.4

Table. 2.3.2 燃料試験施設から放出された放射性気体廃棄物

種別	核 種	項目 \ 期間	第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期	年 間
放射 性 ガ ス	^{85}Kr	平均濃度(Bq/cm ³)	$<9.3 \times 10^{-3}$	$<9.3 \times 10^{-3}$	$<9.3 \times 10^{-3}$	$<9.3 \times 10^{-3}$	——
		放出量 (Bq)	5.9×10^{10}	1.5×10^{10}	4.1×10^9	5.8×10^{11}	6.6×10^{11}
	^{131}I	平均濃度(Bq/cm ³)	$<2.5 \times 10^{-9}$	$<3.3 \times 10^{-9}$	$<3.5 \times 10^{-9}$	$<3.6 \times 10^{-9}$	——
		放出量 (Bq)	0	0	0	0	0
放 射 性 塵 埃	^{108}Ru	平均濃度(Bq/cm ³)	$<1.0 \times 10^{-9}$	$<5.5 \times 10^{-11}$	$<5.8 \times 10^{-11}$	$<5.8 \times 10^{-11}$	——
		放出量 (Bq)	0	0	0	0	0
	^{125}Sb	平均濃度(Bq/cm ³)	——	——	$<5.2 \times 10^{-9}$	——	——
		放出量 (Bq)	——	——	8.6×10^4	——	8.6×10^4
	^{239}Pu	平均濃度(Bq/cm ³)	$<4.8 \times 10^{-11}$	$<3.3 \times 10^{-11}$	$<3.9 \times 10^{-11}$	$<3.7 \times 10^{-11}$	——
		放出量 (Bq)	0	0	0	0	0

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

		第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期	年間総量
低 レベル	放射エネルギー(Bq)	6.69×10^7	5.58×10^7	5.27×10^7	9.04×10^7	2.66×10^8 (Bq)
	発生量 (m³)	17.8	22.3	16.1	21.7	77.9 (m³)
中 レベル	放射エネルギー(Bq)	7.98×10^9	3.22×10^9	1.14×10^9	1.66×10^9	14.0×10^9 (Bq)
	発生量 (m³)	5.7	10.3	4.4	9.7	30.1 (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)		26.03	18.06	9.39	27.94	81.42
中レベル (m³)		3.59	0.76	0.33	1.64	6.32
高レベル (m³)		1.89	0.36	0.45	0.72	3.42

Table. 2.3.5 燃料試験施設の放射性固体廃棄物の種類と数量

排出レベルと種類			第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期	合計
低 レベル	(1)ペール缶 (0.03m³)		2 ケ	1 ケ	—	1 ケ	5 ケ
	(2)A型容器 (1.00m³)		1 ケ	2 ケ	—	—	2 ケ
	(3)HEAPフィルタ (0.11m³)		8 ケ	21 ケ	—	3 ケ	32 ケ
	(4)プレフィルタ (0.02m³)		11 ケ	6 ケ	—	6 ケ	23 ケ
	(5)ドラム缶 (0.20m³)		12 ケ	3 ケ	—	—	15 ケ
	(6)丸形カートリッジ (0.03m³)		3 ケ	1 ケ	1 ケ	—	5 ケ
	(7)カートンボックス (0.02m³)		1142 ケ	641 ケ	458 ケ	1373 ケ	3614 ケ
中 レベル	(1)角型カートリッジ (0.40m³)		2 ケ	1 ケ	ケ	2 ケ	5 ケ
	(2)丸形カートリッジ (0.03m³)		63 ケ	2 ケ	13 ケ	28 ケ	104 ケ
	(3)ドラム缶 (0.20m³)		4 ケ	1 ケ	—	—	5 ケ
高 レベル	(1)丸形カートリッジ (0.03m³)		※ 63 ケ	12 ケ	15 ケ	※ 24 ケ	114 ケ
	(2)レジ内筒 (0.30m³)		1 ケ	—	—	—	—
	(3)フィルター内筒 (0.05m³)		1 ケ	—	—	—	—

※ 核燃料廃棄物各1個含む (H6.4. に1個、H7.1. に1個計2個)

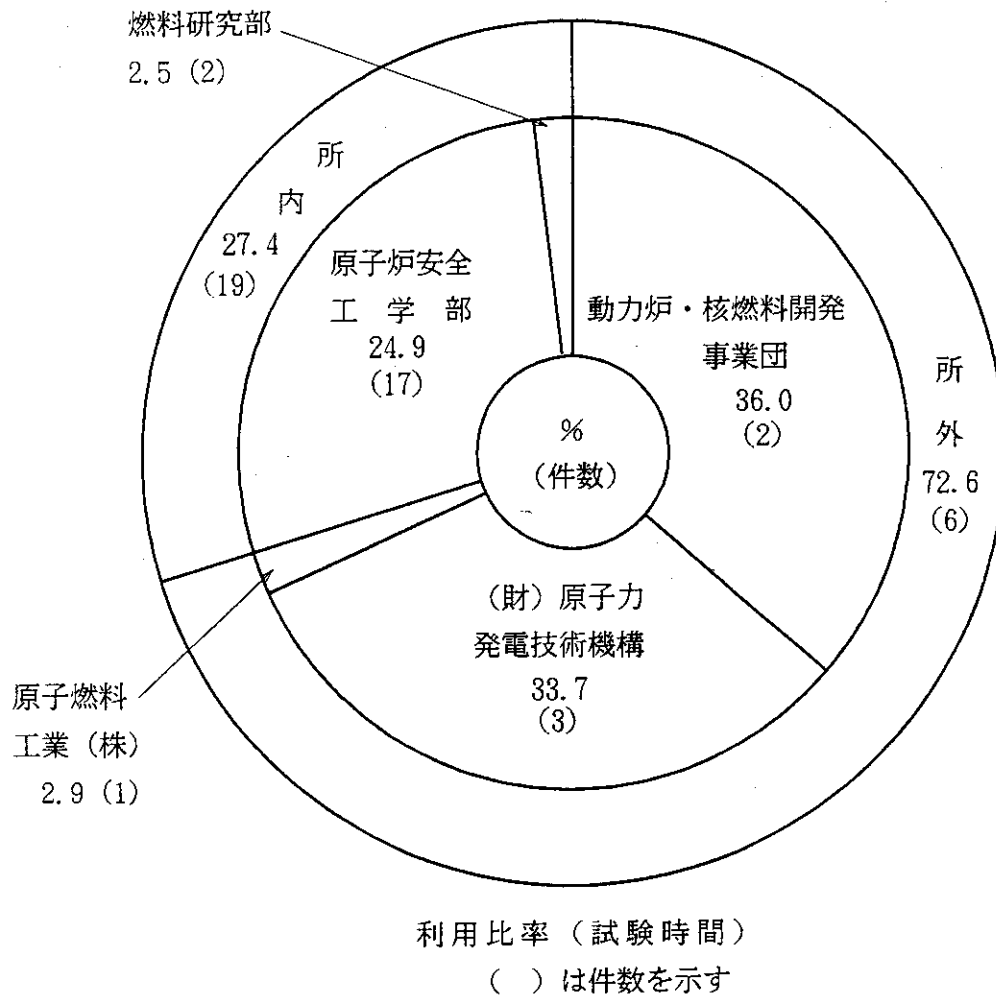


Fig. 2.1.1 燃料試験施設の利用状況（平成6年度）

原子力機構	3件：・BWR現行8 x 8型燃料集合体の照射後試験（DN 2 3：新規） ・PWR 4 8 GWd/t 実用燃料（B型）の照射後試験（G 2 3：継続） ・PWR・B型再組立燃料集合体搬出（J 2 R）
原燃工	1件：・燃料集合体部材試験（新規）
動燃事業団	2件：・ふげん照射用36本燃料集合体の照射後試験（E 0 5：新規） ・ふげん照射用セグメント燃料集合体の照射後試験（E 0 7：継続）
原安工部	17件：・NSRR及びJMTR再照射用燃料の短尺加工及びリファレンス試験 ・ハルデン高燃焼度燃料の照射後試験 ・TMI-2デブリ試料の照射後試験 他14件
燃料研究部	2件：・第5回照射ウラン・プルトニウム混合炭化物燃料の照射後試験 他1件

3. WASTE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6年度の業務実施計画に基づいて実施した安全性試験は、ガラス固化体に関する試験とシンロック固化体に関する試験がある。

ガラス固化体に関する安全性試験では、長期浸出試験の浸出液元素分析及び放射能測定とTRU浸出挙動試験(Pu)に関して、pH依存性浸出液、温度依存性浸出液及び人工海水浸出液の元素(Al, B, Fe, Na, Si)分析を実施し浸出率を求めた。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については、試験手法を確定して試験装置の改修を行った。また、九州大学共同研究の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では、試験方法の検討を実施した。

日豪研究協力のシンロック固化体に関する試験では、 ^{244}Cm を添加したペロブスカイト固化体の α 加速試験VIを継続して実施し、ジルコノライト固化体の α 加速試験VIIを新たに開始、双方とも長期的な性能評価を行っている。

日豪国際研究協力の協定改定が平成6年11月に行われ、新協定は1995年10月から1998年10月までの3ヵ年間に延長された。Fig. 3.1. 1に平成6年度の利用状況を示す。

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6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 フード増設

フード増設に係わる変更許可申請を平成7年3月28日付け7原研21第32号により行い、7水原第144号平成7年3月30日に許可を受けた。その後、装置の習熟運転・コールド試料による（特性試験）浸出液の分析が行われた。

3.2.3 グローブボックス4の改造

アルゴンガス循環精製装置を付帯するため、平成6年7月28日に第170回使用施設等運転委員会を受審して、平成6年10月25日付け6原研21第97号をもって申請を行い、6安（核規）第732号平成7年2月14日付けで許可された。なお、本工事は平成7年度に行う。

3.3 放射線管理状況

3.3.1 概 況

平成6年度に実施した主な放射線作業は、①マニプレータ除染及びオーバーホール、②No.5セル内インセルシンロック高周波発振ユニット交換作業、③MCC-4 試験装置恒温槽撤去作業、④ β γ アイソレーションルームオフガスフィルタ等の交換作業、⑤フロッグマンスーツ交換作業などがあった。いずれも異常な被ばくや汚染を発生することなく、円滑に遂行された。

3.3.2 線量当量

WASTE Fにおける放射線作業に係わった職員及び外来者の実効線量当量をTable 3.3.1 に示す。年間の集団実効線量当量は13.9人・mSv であった。なお、保安規定等に定める警戒線量当量を超える被ばくはなかった。

3.3.3 放射性気体廃棄物

平成6年度に放出された放射性気体廃棄物の平均濃度及び放出量をTable 3.3.2 に示す。保安規定等に定める放出管理基準値を超える異常放出は認められなかった。

3.3.4 放射性液体廃棄物

平成6年度に廃棄物処理場へ引渡した放射性液体廃棄物の廃液量及び放射能をTable 3.3.3 に示す。なお、一般排水された放射性液体廃棄物はなかった。

3.3.5 放射性固体廃棄物

平成6年度に廃棄物処理場へ引渡した放射性固体廃棄物の廃棄量及び放射能をTable 3.3.4 に示す。

Table. 3.2.1 本体施設定期自主検査の実施状況

設 備 名	検 査 内 容	備 考
ベータ・ガンマセル (No.1 ~No.3) 及び 固化体貯蔵ピット	(1) 安全装置の作動試験 (2) 機器等の作動試験 (3) 負圧計の作動試験 (4) インセルモタの作動試験及び校正	H7. 1.17 ~ H7. 1.31 " " H7. 1. 6 ~ H7. 1.19
アルファ・ガンマセル (No.4 及びNo.5) 及び鉛セル	(1) 安全装置の作動試験 (2) 機器等の作動試験 (3) 負圧計の作動試験 (4) インセルモタの作動試験及び校正	H7. 1.17 ~ H7. 1.31 " " H7. 1. 6 ~ H7. 1.19
グローボックス (1-I、1-II、2 及び3 並びに 4,5) メンテナンスボックス、 α γアイソレーションルーム 及びサンプリングボックス	(1) 機器等の作動試験 (2) 負圧計の作動試験 (3) グローブ、ビニルバック等の点検	H7. 1.17 ~ H7. 1.31 " 毎月 1回
液体廃棄設備 廃液制御系、高レ ベル廃液系及びアル ファ・ガンマ廃液系	(1) 電気設備の絶縁抵抗測定 (2) 機器等の作動試験 (3) 配管、バルブ等の漏洩点検	H7. 3.13 ~ H7. 3.17 " H7. 2.10 ~ H7. 2.17
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	H6. 6 及び H6.12
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 非常用電源 保護継電器	(1) 絶縁抵抗測定 (2) 非常用電源の起動試験 (3) 保護継電器の作動試験	H6.10.15 ~ H6.10.16 H6.10.21 H6.10.15 ~ H6.10.16
気 体 廃 棄 設 備 排 風 機 フィルタ装置	(1) 電気設備の絶縁抵抗測定 (2) フィルタの捕集効率測定 (3) 風量及び風向測定 (4) 機器等の作動試験	H6.7.25 ~ H7.1.31
液 体 廃 棄 設 備 〔中レベル廃液系〕 〔低レベル廃液系〕 及び極低レベル 廃液系	絶縁抵抗測定、作動試験 漏洩点検 絶縁抵抗測定、作動試験 漏洩点検	H7. 2.15 ~ H7. 3.10
空 気 圧 縮 設 備 圧縮機・安全弁	作動試験	H6. 5.19 ~ H6. 6. 6
警 報 設 備 非常用電源 気体・液体廃棄 空気圧縮	作動試験	H6. 4.13 ~ H7. 3.22

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

期 間 項 目					
	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)	6 8	6 9	8 9	7 6	1 4 1
集団実効線量当量 (人・mSv)	4. 6	4. 8	1. 9	2. 6	1 3. 9
平均実効線量当量 (mSv)	0. 0 7	0. 0 7	0. 0 2	0. 0 3	0. 1 0
最大実効線量当量 (mSv)	0. 7	1. 5	0. 6	0. 4	2. 6

注) 実効線量当量はフィルムバッジのデータによる。

Table. 3.3.2 WASTE Fから放出された放射性気体廃棄物

種別	核種	項目 \ 期間	第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期	年間
放射性塵埃	^{241}Am	平均濃度 (Bq/cm ³)	$< 4.9 \times 10^{-11}$	$< 4.6 \times 10^{-11}$	$< 4.6 \times 10^{-11}$	$< 4.4 \times 10^{-11}$	$< 4.9 \times 10^{-11}$
		放出量 (Bq)	0	0	0	0	0
	^{137}Cs	平均濃度 (Bq/cm ³)	$< 6.8 \times 10^{-11}$	$< 6.5 \times 10^{-11}$	$< 6.5 \times 10^{-11}$	$< 6.1 \times 10^{-11}$	$< 6.8 \times 10^{-11}$
		放出量 (Bq)	0	0	0	0	0

Table. 3.3.3 廃棄物処理場へ輸送した放射性液体廃棄物

項 目 \ 期 間		第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期	年 間
低レベル	廃 液 量 (m ³)	3.0	3.8	2.6	0	9.4
	放 射 能 量 (Bq)	0.84×10^5	4.9×10^5	2.42×10^5	0	8.64×10^5
中レベル	廃 液 量 (m ³)	0	0	0	0	0
	放 射 能 量 (Bq)	0	0	0	0	0
* 高レベル	廃 液 量 (m ³)					
	放 射 能 量 (Bq)		該 当 な し			

*高レベル廃液は、施設内で処理（ガラス固化）する。

Table. 3.3.4 廃棄物処理場へ輸送した放射性固体廃棄物

項 目 \ 期 間		第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期	年 間
低レベル	廃 棄 量 (m ³)	7.34	8.60	14.40	4.28	34.62
	(m ³) α					
中レベル	廃 棄 量 (m ³)	0.51	0.21	0	0	0.72
高レベル	廃 棄 量 $\beta \gamma$	1.11	0.36	0.36	0.36	2.19
	(m ³) α	0.60	0	0	0	0.60

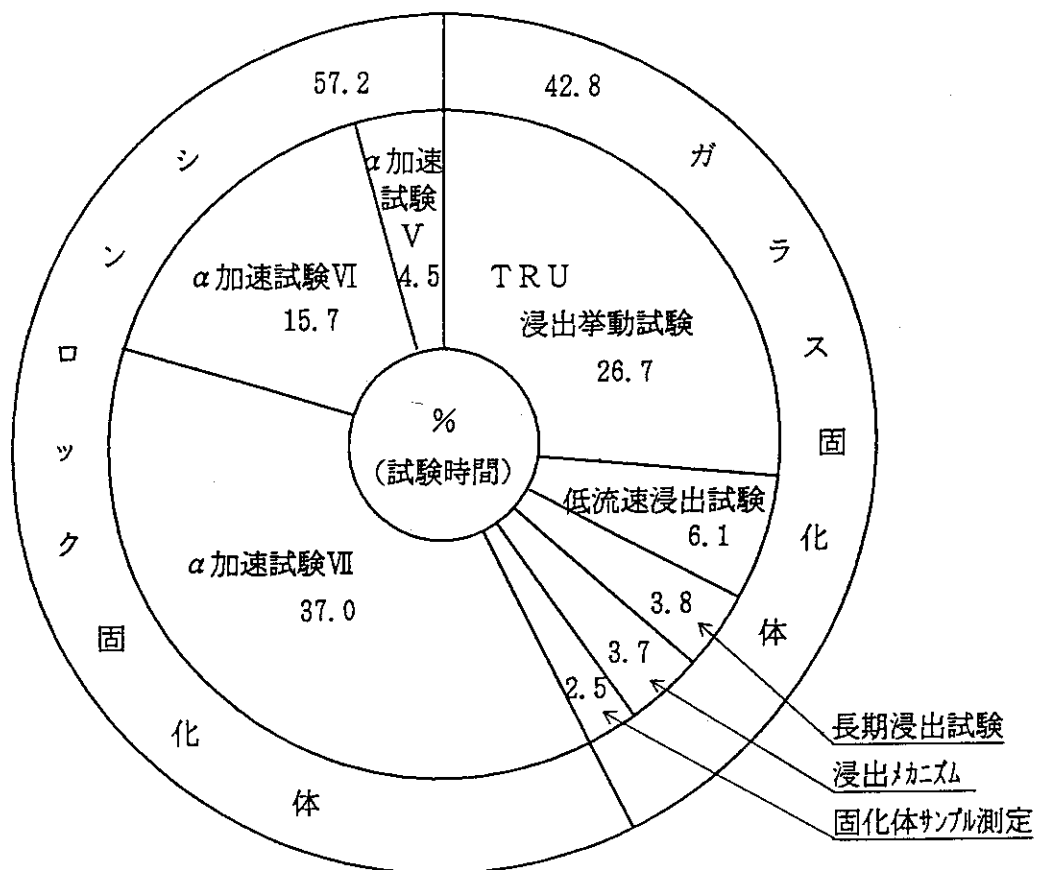


Fig. 3.1.1 WASTE Fの利用状況 (平成6年度)

4. ホットラボの運転管理

4.1 運転・利用状況

4.1.1 本体施設の運転管理

(1) 運転計画

平成6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、核融合炉用材料、軽水炉用圧力容器鋼材、原子力プラント用材料及び研究炉構造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。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、原電東海発電所モニタリング用燃料の照射後試験に関する調査等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、29件(所内26件、所外3件)で、これに前年度繰越分70件(いずれも一部着手済)を合わせると総計99件(所内94件、所外5件)になる。この内91件について照射後試験を実施し、49件の試験を終了させた。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し、Fig. 4.1.1 にホットラボ施設の利用状況を示す。

照射後試験の分野別利用件数では、HTTR用燃料・材料に関する研究開発関係が全体の39%を占め、次いで軽水炉用燃料が23%、核融合炉関係13%の順になっている。ケーブル・セルの利用状況では、HTTR用燃料・材料に関する研究開発関係が32%、軽水炉用燃料が29%、核融合炉関係が16%、JRR-3M燃料関係が15%となっている。また、燃料・材料別のケーブル・セル利用状況では、燃料関係が74%と材料関係を大きく上回っている。

所内外利用比率では、研究支援業務としての所内利用が94%、受託調査としての原電東海発電所燃料モニタリング他の所外利用が6%であった。

(3) 主な試験内容

〔所内利用照射後試験〕

①HTTR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本年度は、JMTR照射燃料2体と、JRR-2 で予備照射後NSRRでパルス照射した燃料1体が新たに搬入され、前年度からの継続試験燃料13体と合わせた16体について、外観、重量、寸法検査、 γ 線スペクトル測定、電解・酸浸出試験及び被覆燃料粒子のX線検査、FPインベントリー測定、断面組織観察、超高温加熱試験等を実施した。

材料関係では、制御棒被覆材であるアロイ800Hの真空高温引張試験、HTTR圧力容器用鋼材であるクロム・モリブデン鋼の引張試験及び計装シャルピー衝撃試験等を実施した。また、炭素系複合材料及びアロイ800H鋼材の区分け、線量測定、搬出作業等を実施した。

②NSRRバーンアップ燃料関係の照射後試験

平成元年度から実施している反応度事故模擬実験計画に基づいて実施している、燃焼度の進んだ燃料に対するNSRRパルス照射実験として、本年度は、関西電力大飯1号炉PWR型短尺化試験燃料2体、JMTRで予備照射した試験燃料2体、同じくJMTRで予備照射したもので高濃縮度試験燃料1体と、前年度からの試験継続燃料10体について照射後試験を実施した。

主な照射後試験としては、燃料棒の外観、X線、寸法検査、渦電流探傷検査、 γ スキャンニング等の非破壊検査と燃料棒内FPガス捕集・分析、発熱量測定試料の作製、燃料棒顕微鏡検査、電子顕微鏡検査等の破壊検査である。

③JRR-3M標準型燃料要素の照射後試験

供用期間中の初装荷燃料の定常燃焼度達成時における照射健全性確認のために、平成5年度に搬入された、2体の燃料要素について、引き続き燃料板の重量、 γ スキャンニング及びブリストタ試験と、バーンアップ測定試料の打ち抜き・溶解、顕微鏡検査等を実施した。

④核融合材料の照射後試験

核融合炉構造材料用低放射化フェライト鋼の真空高温引張試験、モリブデン材の引張試験、曲げ試験及び電子顕微鏡検査、チタン・アルミニウム合金及び中性子照射効果調査用アルミナ材試験片の区分け・線量測定等を実施した。

⑤その他の照射後試験

JRR-3で照射した軽水炉用UO₂超高温燃焼度燃料及び消滅処理関連ウラン・ジルコニウム合金微小球燃料キャプセルの外観、X線検査、解体・燃料ピン取り出し作業等を実施した。また、キャプセルのシーリング材に係る照射技術開発としてのチタン・ニッケル、チタン・鉛・クローム系形状記憶合金について試料加工・研磨を実施した後、X線回折試験を開始した。

〔所外利用照射後試験〕

平成5年度契約分の受託調査、「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」の試験に関する非破壊検査及び破壊検査の全ての試験を終了し、その結果を原電に報告した。

引き続き、平成6年度契約分「原電東海発電所モニタリング用燃料の照射後試験に関する調査」についての非破壊検査を開始した。

(4) 技術開発

照射後試験技術の開発としては、老朽化した既設の計装シャルピー衝撃試験装置について、全面的な改修を行い、コンピュータによる定量解析、試験片の自動装着による試験温度精度の向上等を計り試験精度を高度化した。また、ORRにおいてスペクトル調整照射した316ステンレス鋼及びHTTR圧力容器用鋼材2.1/4Cr-1Mo鋼の電気化学的腐食特性試験を熱エネルギー材料研究室と協力して進め、新たな照射後試験としての技術を確立した。

4.1.2 特定施設の運転管理

本体施設の運転に伴う気体廃棄設備、液体廃棄設備、受変電設備、非常用電源設備及び空気圧縮設備等の運転管理は、技術部第1課によって異常なく行われた。

4.2 保守・整備状況

4.2.1 本体施設の保守・整備

(1) 概要

本体施設の保守・整備は、平成6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

動的破壊靱性試験装置の改修、冶金C ケーブ用ペリスコープの更新、冶金ケーブ内ホイストシーケンスコントローラの更新、機械強度試験機器等装置関係の定期点検（非定常点検調整を含む）24件、故障修理12件を実施した。Table 4.2.1 に主な内装機器の保守・整備状況を示す。

②遠隔操作機器の整備と保守

ホットラボのケーブ・セルに設置されている遠隔操作機器には、合計73台のマスタースレーブマニプレータ、2 台のパワーマニプレータ、3 台のホイストがある。本年度は、マスタースレーブマニプレータ28件、パワーマニプレータ3 件、ホイスト1 件の故障修理を実施した。

③30/5t 天井走行クレーン制御盤の更新

冶金サービスエリアに設置されている本クレーンは、約30年間使用され、電気・機械関係全般の老朽化が進んでおり、特に電気系統の絶縁抵抗の低下が著しい状況であった。このため、給電トロリー架線以降の配線設備の更新、全制御盤更新、横行用給電トロリー架線をキャプタイヤケーブル給電に変更する等の更新工事を行った。その結果、更新部分に関しては安全運転が確保されるようになった。今後、更に駆動用モータを含む機械関係のオーバーホールの早期実施が必要である。

④環境、安全等の改善

イ. フィルム検査室用汚染検査室の新設

平成6年度放射性同位元素使用施設等の立入り検査時に指摘された、フィルム検査室用汚染検査室の設置について、許可使用に係わる変更許可申請を行い、許可(6原研21号885号)されたので、当該検査室の新設工事を実施した。

ロ. 冶金操作室分電盤の改修

冶金操作室に設置されている試験電源供給用分電盤は、設置後30年以上経過しており老朽化が生じており、今後の安全な継続使用を計るため、改修を行った。工事は、3 面に配置されていた既設分電盤(E15A、E15B、E15C)を1 面に整理統合し、NFB 型分電盤に改修するとともに、今後の有効利用を計るため3 相200V系統を増強した。また、当該工事に伴い地下室電気配電盤から当分電盤への配線増設工事も併せて実施した。

ハ. ホット排水貯槽タンクの水位計更新工事

ホット排水貯槽タンクNo.5、6 は、モニタリングケーブ、鉛セル、スチールセル等で発生する放射性廃液を長年受入れてきた。そのため、タンク内に蓄積してきた高線量のスラッジ、ヘドロ等の影響で空間線量が上昇し、タンク及びタンク室内の機器類の保守点検に

支障をきたしてきた。特に、タンク内の水位を検出する水位計はこれらの影響により正確な指示を示さなくなり、性能の維持が困難となってきた。また、空間線量の上昇は隣室の非常用電源室まで立入り警戒区域を拡大することとなり、非常用電源設備の保守点検にも支障をきたしてきた。そのため、機能の低下した水位計の更新を実施するにあたり、スラッジ等の除去とタンク内の洗浄を行った。作業にあたっては、タンク周りをビニールグリーンハウスで覆い、タンク室全域をビニール養生して、出入口にバリアを設けた。実作業は、最初に高圧水をジェットノズルから吹きつける高圧洗浄法を採用し、タンク内のスラッジ、油膜類を剝離した。引続き、これらをウエルデン型ポンプを使用してフィルタに回収したあと、タンク内に立入りブラッシングによる除染を行ったあと、攪拌用バブル配管、水位計の撤去及び更新を行った。その結果、タンク室内空間線量率を約2桁低減でき、非常用電源室の立入り警戒区域を解除することができた。

二. 施設第1課居室の改装

ホットラボ建屋内の施設第1課の居室は、建屋竣工時、機器倉庫として使用され、その後、資料室、そして施設第1課居室として使用されてきた。その間約30年間の使用で床、壁、天井等の損傷、変色等が著しく安全衛生上好ましくなくなった。そのため、平成6年8月に床の張替え、天井、壁の再塗装、手洗器等の更新を行い、安全衛生を確保した。

⑤その他

ケーブル・セルの定期自主検査、電気工作物の定期自主検査の他、ケーブル・セル等の故障修理4件、治工具類製作等の工作関係29件を実施した。

(3) 汚染除去

本年度の施設汚染除去作業は、ケーブル・セルの定期自主検査、内装機器組み替え・点検・故障修理、試料搬出入、廃棄物搬出等に付随して実施したもので、本年度は15件(述べ日数31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、警報設備について定期自主検査を実施した。Table 4.2.3 に本年度の実施状況を示す。

4.2.2 特定施設の保守・整備

特定施設の保守・整備は、技術部施設第1課によって気体廃棄設備、液体廃棄設備、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。但し、特定施設の設備全般に老朽化が顕著に現れてきており、今後、各設備機器について計画的な整備が必要である。その手始めとして今年度は、廃液貯槽No.1～4塗装工事、廃液貯槽No.5、6水位計更新及び内部洗浄工事、上水、濾過水及び蒸気配管の一部補修工事、給気第3系統フィルタチャンバ更新工事を実施した。

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6年度に実施した主な放射線作業は、ケーブル・セルの除染作業、内装機器の修理・据付、照射後試験用試料のケーブルへの搬入・搬出などである。これらの作業は、いずれも異常なひばくや汚染を発生することなく遂行できた。

4.3.2 線量当量

本年度ホットラボに係わる放射線作業をした者（職員及び外来者）の実効線量当量をTable 4.3.1 に示す。年間の集団実効線量当量は11.8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35人であり、着用期間における線量当量の最大値は7.2 mSv であった。実効線量当量及び組織線量当量ともに、保安規定に定める警戒線量当量を越える被ばくはなかった。

4.3.3 放射性気体廃棄物

本年度に放出された放射性気体廃棄物の平均濃度及び放出量をTable 4.3.2 に示す。 ^{85}Kr 、 ^{131}I 及び ^{125}Sb は、照射済燃料の切断や研磨作業により放出されたものである。これらの年間総排出量は、それぞれ 29GBq、1.6MBq及び5.3MBqであり、保安規定に定める放出管理基準を越える放出は認められなかった。

4.3.4 放射性液体廃棄物

本年度に廃棄物処理場へ引渡した放射性液体廃棄物の廃液量及び放射エネルギーをTable 4.3.3 に示す。

4.3.5 放射性固体廃棄物

本年度に廃棄物処理場へ引渡した放射性固体廃棄物の廃棄量及び放射エネルギーをTable 4.3.4 に示す。

Table. 4.1.1 年度別ホットラボ利用受付と終了件数の推移

(単位：件，平成7年3月31日現在)

項目	年度		2		3		4		5		6	
	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	
前年度の継続			68	2	58	2	60	5	55	2	68	2
			70		60		65		57		70	
本年度申込			33	3	23	5	38	2	56	6	26	3
			36		28		40		62		29	
合計			101	5	81	7	98	7	111	8	94	5
			106		88		105		119		99	
終了件数			43	3	21	2	43	5	43	6	46	3
			46		23		48		49		49	

Table. 4.2.1 内装機器の保守・整備状況

内装機器名	設置場所	担当係	保守整備内容
X線撮影装置	クリーンケープ	試験1	高圧発生部の故障修理（6年9月）
自動現像機	冶金暗室	試験1	定期点検（6年10月、7年3月）： 各ラック点検・清掃、フェンション調整等
燃料棒検査装置	クリーンケープ	試験1	定期点検（6年9月）
実験物解体装置	クリーンケープ	試験1	定期点検（6年9月）
遠隔操作型 引張試験機	スチールセル	試験2	定期点検（6年10/17～21）
フリスタ試験装置	セル外	試験2	点検調整（6年4/4～8）： 電気炉及び制御盤の点検調整整備、性能確認
動的破壊靱性 試験装置	スチールセル	試験2	修理及び定期点検に準ずる点検整備（6年10/11～14） NK検定は受験せずメーカーによる精度確認実施 故障（6年12/1）：低温用恒温槽の液漏れ 修理（6年12/7～8）：継手部異常→部品交換 改造改修（7年3/6～次年度繰越） 試験装置の全面再生及び最新解析技術の導入
真空高温引張 試験装置	冶金B ケープ	試験2	故障（7年1/19）：真空漏れ 修理（6年1/26）：チャンバー蓋パッキン再調整
ペリスコープ	冶金Cケープ	試験2	従来機ITIの更新としてヘンゾルト社製フルビジ ョン型を整備（6年5月）
セル内コンベア	SEセル	試験3	定期点検（7年2月）：異常なし
電子顕微鏡(EPMA)	SEセル	試験3	定期点検（7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（7年2月）：異常なし
密度測定用天秤	U/M鉛セル	試験3	点検調整（6年5月）：異常なし
研磨廃液処理装置	U/M鉛セル	試験3	定期点検（7年3月）：異常なし
研 磨 機	U/M鉛セル	試験3	定期点検（7年3月）：異常なし（1台更新）

Table. 4.2.1 内装機器の保守・整備状況（続き）

内装機器名	設置場所	担当係	保守整備内容
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（7年3月）：高荷重測圧子の交換
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・修理
低倍率顕微鏡	U/M鉛セル	試験3	定期点検（7年3月）：異常なし
遠隔操作型金属 顕微鏡（ライルト）	U/M鉛セル	試験3	定期点検（7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（7年3月）：異常なし
画像解析処理装置	U/M鉛セル	試験3	故障修理（6年10月）：ディスクドライブ修理
F P ガス分析装置	化学操作室	試験4	定期点検（6年9月）：異常なし 点検調整（7年1月）：ガス導入装置用ケーシング
G e 検出器	γ スキャンセル	試験4	故障修理（6年6月）：真空劣化
ケーブル内ホイスト	化学ケーブル	試験4	故障修理（7年1月）：逆相検出リレーの劣化
γ スキャナー	γ スキャンセル	試験4	制御盤の更新（7年3月）
被覆粒子超高温 加熱試験装置	セミホットセル1	技術3	修理改造（6年9月）：温度コントローラ更新・連成計追加 点検調整（6年9月）：冷却水フローメータの分解洗浄 点検調整（6年10月）：冷却水警報設定位置の変更 点検調整（6年12月）：冷却水流量低下による装置 停止の原因調査
密度測定装置	ジュニアセル L6	技術3	点検整備（7年2月）：移設のため本体除染 真空脱気ポンプの点検・整備 デジタル温度計の整備
X 線回折装置	セミホットセル3	技術3	修理・点検調整（7年2月）： 制御用パソコンの基板交換 X線発生装置の点検
微小焦点 X 線発生装置	ジュニアセル L7	技術3	点検調整（7年1月）：X線装置コントローラ点検、 絶縁トランス交換、クレー交換 ビームシャッター調整
電動機搬入装置	化学Bケーブル	技術3	修理・調整（7年3月）：電動モータ軸受部修理 トルクテンダー交換・調整

Table. 4.2.2 平成6年度放射性汚染除去作業実績

実施期日	除染場所	除 染 目 的	核 種	程 度 Bq/cm ²	延人数		装 備
					職員	業者	
6月3日	U/M 鉛セル グリーンハウス	グリーンハウス 内整備のため	¹³⁷ Cs	4.0	4	6	加圧式フード
6月16日 ～17日	メンテナンス ケープ	ガス試験終了次の試験準備のため	¹³⁷ Cs	20.0	10	11	加圧式フード
6月21日	冶金C ケープ	内装機器組替えのため	¹³⁷ Cs	4.0	4	5	加圧式フード
6月27日	遮蔽扉駆動 装置室	定期自主検査実施のため	¹³⁷ Cs	20.0	3	5	加圧式フード
8月8日 ～12日	クリーン ケープ	定期自主検査実施のため	¹³⁷ Cs	40.0	20	30	浄気式加圧服
8月23日 ～24日	メンテナンス ケープ	定期自主検査実施のため	¹³⁷ Cs ⁶⁰ Co	4.0	15	12	浄気式加圧服
8月25日	冶金A ケープ	定期自主検査実施のため	¹³⁷ Cs ⁶⁰ Co	40.0	5	6	浄気式加圧服
8月26日	冶金C ケープ	定期自主検査実施のため	¹³⁷ Cs	4.0	4	5	加圧式フード
9月9日	化学A ケープ	定期自主検査実施のため	¹³⁷ Cs	5.0	2	5	加圧式フード
9月28日 ～30日	スチール セル	定期自主検査実施のため	⁵⁹ Fe ⁶⁰ Co	27.0	9	15	浄気式加圧服
10月31日	遮蔽扉駆動 装置室	点検・調整作業実施のため	¹³⁷ Cs	4.0	1	5	加圧式フード
12月22日	化学A ケープ	内装機器組替えのため	¹³⁷ Cs	5.0	3	5	加圧式フード
2月1日 ～3日	スチール セル	内装機器組替えのため	⁵⁹ Fe ⁶⁰ Co	25.0	9	18	加圧式フード
2月6日 ～7日	ジュニアセル/L No.1, 6, 7	内装機器組替えのため	¹³⁷ Cs	7.5	4	6	加圧式フード
3月6日 ～13日	U/M 鉛セル	定期自主検査実施のため	¹³⁷ Cs	40.0	22	48	浄気式加圧服
合 計 (延 日 数 : 31日)					94	182	———

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	校正試験	94.8.22 ~ 94.9.22
	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	94.8.22 ~ 94.9.22
	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	94.9.6, 95.3.8
	起動装置	ガス圧確認、作動確認	" "
通 報 設 備	一斉指令装置	聴取試験	95.3.6 ~ 95.3.24
	ページング装置	聴取試験	"
警 報 装 置	事故現場表示盤	模擬信号による入力試験	95.3.6 ~ 95.3.24

Table. 4.2.4 特定施設定期自主検査の実施状況

設 備 名		機 器 名	検 査 項 目	備 考
電 源 設 備	受 変 電	変 圧 器 配 電 盤 保 護 継 電 器	絶縁抵抗測定、接地抵抗測定 " 遮断機の保護継電器による作動試験	H6.4~H7.3
	非常用電源	発 電 機 配 電 盤	商用電源停電による起動試験、外観検査 絶縁抵抗測定	H6.4~H7.3
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	H6.4~H7.3
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 " "	H6.4~H7.3
空 気 圧 縮 設 備		圧 縮 機 安 全 弁	作動試験 "	H6.4~H7.3
警 報 設 備		非 常 用 電 源 気 体 排 気 設 備 液 体 廃 棄 設 備 空 気 圧 縮 設 備	作動試験 " " "	H6.4~H7.3

Table. 4.3.1 放射線業務従事者の実効線量当量

項目 \ 期間	第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期	年 間
放射線業務従事者数 (人)	115	121	103	145	227
集団実効線量等量 (人・mSv)	0.3	2.0	0.9	8.6	11.8
平均実効線量等量 (mSv)	0.00	0.02	0.01	0.06	0.05
最大実効線量等量 (mSv)	0.3	0.4	0.5	1.1	1.1

Table. 4.3.2 ホットラボ施設から放出された放射性気体廃棄物

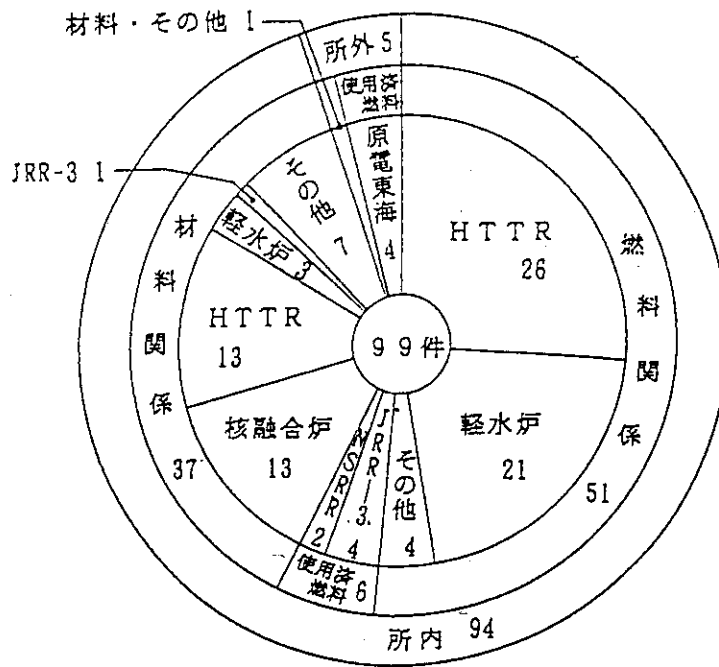
放射性核種	核種	項目 \ 期間		第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期	年間
		平均濃度 (Bq/cm ³)	放出量 (Bq)					
メイン	⁸⁵ Kr	平均濃度 (Bq/cm ³)	< 6.7×10 ⁻³	< 6.7×10 ⁻³	< 6.7×10 ⁻³	< 6.7×10 ⁻³	< 6.7×10 ⁻³	—
		放出量 (Bq)	5.3×10 ⁹	4.4×10 ⁸	2.8×10 ⁹	2.0×10 ¹⁰	2.9×10 ¹⁰	—
	¹³⁷ Cs	平均濃度 (Bq/cm ³)	< 3.1×10 ⁻¹⁰	< 4.3×10 ⁻¹⁰	< 2.3×10 ⁻¹⁰	< 2.1×10 ⁻¹⁰	—	—
		放出量 (Bq)	0	0	0	0	0	0
サブ	¹²⁵ Sb	平均濃度 (Bq/cm ³)	1.1×10 ⁻⁸	6.4×10 ⁻⁸	2.7×10 ⁻⁹	< 1.6×10 ⁻⁹	—	—
		放出量 (Bq)	7.7×10 ⁵	4.3×10 ⁶	1.8×10 ⁵	3.6×10 ⁴	5.3×10 ⁵	—
	¹³¹ I	平均濃度 (Bq/cm ³)	—	1.9×10 ⁻⁸	—	2.1×10 ⁻⁹	—	—
		放出量 (Bq)	—	1.3×10 ⁶	—	1.4×10 ⁵	1.6×10 ⁶	—
ダスト	¹³⁷ Cs	平均濃度 (Bq/cm ³)	< 1.7×10 ⁻¹⁰	< 2.4×10 ⁻¹⁰	< 2.3×10 ⁻¹⁰	< 2.8×10 ⁻¹⁰	—	—
		放出量 (Bq)	0	0	0	0	0	0
	¹²⁵ Sb	平均濃度 (Bq/cm ³)	—	< 1.3×10 ⁻⁹	—	—	—	—
		放出量 (Bq)	—	1.5×10 ⁴	—	—	—	1.5×10 ⁴

Table. 4.3.3 廃棄物処理場へ輸送した放射性液体廃棄物

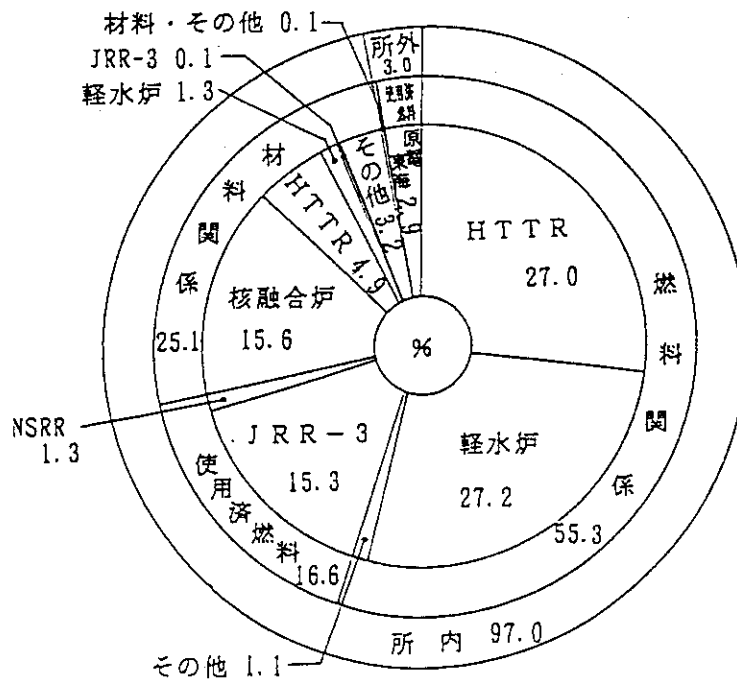
区分 \ 期間		第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期	年 間
A	廃液量 (m ³)	3.6	9.6	9.7	7.2	30.1
	放射能量(Bq)	1.5×10^8	8.12×10^7	3.81×10^7	1.66×10^7	1.374×10^8
B-1	廃液量 (m ³)	2.5	16.7	7.4	11.7	38.3
	放射能量(Bq)	7.5×10^8	6.33×10^9	1.58×10^8	2.51×10^9	9.748×10^9
B-2	廃液量 (m ³)	0	0	0	0	0
	放射能量(Bq)	0	0	0	0	0

Table. 4.3.4 廃棄物処理場へ輸送した放射性固体廃棄物

区分 \ 期間		第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期	年 間
A-1	廃棄量 (m ³)	14.46	19.38	13.92	13.22	60.98
A-2	廃棄量 (m ³)	0.27	0.27	0.29	0.09	0.92
B-1	廃棄量 (m ³)	0.24	0.69	1.44	0.21	2.58



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6年度)

5. 技術開発

5.1 ホット試験技術課

5.1.1 照射済燃料の熱拡散率測定

概要

高燃焼度燃料の安全性評価の観点から照射済燃料の高温における熱拡散率、比熱、熱伝導率のような熱物性値を得ることは極めて重要である。しかしながら、照射した UO_2 ペレットの熱定数に関する報告は殆どされていない。燃料試験施設では、高燃焼度燃料の熱拡散率を測定するため、レーザーフラッシュ法により熱拡散率を測定し、熱伝導率を求めるペレット熱伝導率測定装置を開発した。

照射済燃料を取り扱うため生体遮蔽体とフードを付加した本装置の特性を調べるため、タンタル等の金属試料及びアルミナ、ジルコニア等のセラミック試料を用いた試験に引き続き、未照射 UO_2 ペレット等を用いた特性試験を行った。さらに、照射済燃料棒から直径が3 mmφ、厚さが1 mm程度の熱拡散率測定試料を調製する技術を確認した後、TMI-2損傷炉心から採取したデブリ試料及び燃焼度が約63GWd/tのハルデン高燃焼度燃料の熱拡散率測定を行った。

試験及び結果

①未照射 UO_2 の熱拡散率測定

直径5 mm、厚さ1 mmの UO_2 及び Gd_2O_3 を3%、6%、10%それぞれ UO_2 に添加したペレット試料を用いて、室温から高温約1700℃の温度範囲で熱拡散率を測定した。対数法によって得られた測定結果をFig. 1に示す。 UO_2 試料のデータは平井¹⁾のデータより約10%大きな値を示したが、妥当な結果であると考えられる。また、 UO_2 -10% Gd_2O_3 試料については、平井の測定結果と良い一致を示した。

②照射済燃料ペレットの熱拡散率測定

照射した燃料ペレットの熱拡散率を測定するには、ペレット片の大きさが3 mmφ以上で厚さが1 mm程度の試料を作製する技術を確認する必要がある。そこで、ハルデン炉で照射した高燃焼度燃料（燃焼度63GWd/tU）を用いて調製技術の適用性を確認した。レーザーフラッシュ法による熱拡散率測定では、試料表面においてレーザー光が全て熱に変換し、厚さ方向に一次元的に熱伝導されることが条件となり、試料の厚さが一定で、表面が平滑であることが要求されるため、照射済燃料棒から厚さ約1 mmの薄片を作製する精密スライスカッターを開発した。その結果、切断試料においてその平行度は1/100以内で、切断面の研磨も不要であり、熱拡散率の測定に十分使用できるものであった。精密スライスカッターの外観をFig. 2に示す。照射済燃料棒からの測定試料を採取する試料調製手順をFig. 3に示す。切断された試料はその後、洗浄、乾燥、重量測定、寸法測定を行い、試料ホルダーに取り付けた後、専用キャスクでホット実験室に設置されている本装置まで移送される。

このようにして調製した3個の試料の内のひとつ（試料-A）を用いて、高温1,500℃まで段階

的に昇温し、加熱による結晶粒成長、マイクロクラック、F P析出等の試料の変化による熱拡散率に及ぼす影響を調べた。加熱温度は3段階で1回目に約600℃、2回目に約1,000℃、3回目に約1,500℃とした。対数法によって評価した熱拡散率の測定結果をFig. 4に示す。なお、3回目の1,500℃における測定の際、レーザー照射によって試料が破損してしまいデータの採取ができなかった。1回目の測定値は3回目の値より最大で約13%低い値を示した。これは1,000℃を越す温度領域において、試料内に存在するマイクロクラックが消えたことによるものと考えられる。引き続き、レーザーの出力を低く調整することにより、試料-Bについては1,300℃、試料-Cについては1,500℃までのデータを取得することができた。Fig. 5に密度を95%TDで規格化した3個の試料の熱拡散率を文献値とともに示す。図中のP. G. Lucutaら²⁾とH. Sakurai³⁾らの模擬試料(SIMFUEL)の報告値に差はあるが、本測定値はP. G. Lucutaらの値のばらつきの範囲内であり、妥当な値であることが確認できた。なお、Fig. 6に測定後試料のミクロ観察写真を示す。

③ TMI-2 デブリ試料の熱拡散率

TMI-2デブリの物性値測定のひとつとして熱拡散率の測定を行った。試料調製手順は以下の通りで、先ず岩石状のデブリ試料から穿孔機により直径約5 mmのコア抜き出し、アクリルパイプに固定したものを精密スライスカッターを用いて厚さ約1 mmの薄片に切断して測定試料を作製した。穿孔機の外観をFig. 7に示す。

数種類のデブリ試料及び同一組成で作製した模擬デブリ(SIMDEBRIS)について、室温から約1,500℃の温度範囲で熱拡散率を測定した。対数法によって評価した測定結果をUO₂の文献値⁴⁾とともにFig. 8に示す。図中に見られる特異なデータは、試料に金属質が多く含まれていることによるものである。その他のセラミック質のデブリの値については、UO₂の高温側の値と同程度で、一方低温側ではUO₂の値よりもかなり低い値を示した。

成 果

未照射UO₂及びGd₂O₃試料を用いた特性試験において、熱拡散率測定値の妥当性を確認することができた。また、ハルデン高燃焼度燃料を用いて試料調製技術の確立及び熱拡散率測定への適用性が確認できた。さらに、TMI-2デブリの熱拡散率測定に本装置を適用し、TMI-2デブリの性状が明らかにできたことは、シビアアクシデントの解析に特に有用であると評価を得た。今後は、高燃焼度等燃料確証試験(受託業務)として、軽水炉の高燃焼度等燃料の熱拡散率測定を実施する予定である。

〔参考文献〕

- 1) JAERI-M 92-199, 5.1.4 ペレット熱伝導率測定装置の開発
- 2) M. Hirai, Journal of Nuclear Materials, 173, 1990, 247-254
- 3) P. G. Lucuta et al., Journal of Nuclear Materials, 188, 1992, 198-204
- 4) H. Sakurai et al., IAEA Technical Committee Meeting on Recent Developments on PIE Techniques for Water Reactor Fuel, Oct. 1994
- 5) H. Uetsuka, Thermal Property Measurement of TMI-2 Debris, SARJ-94, 1994

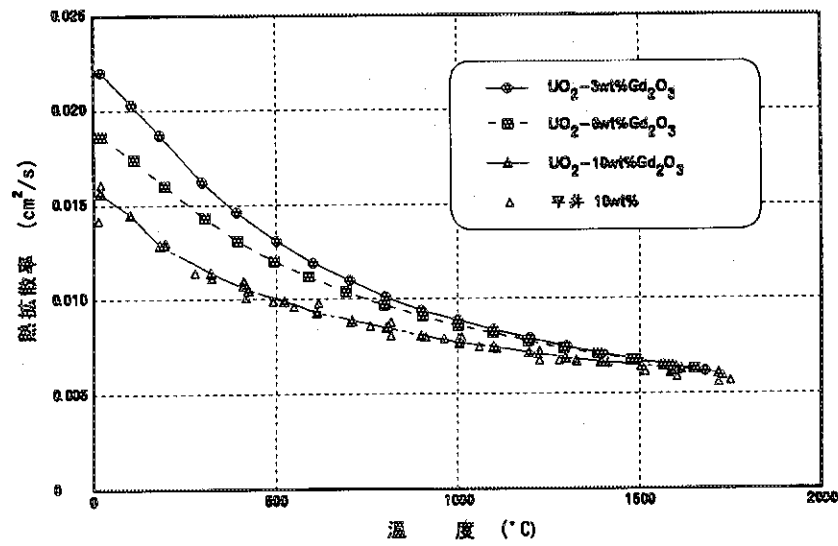


Fig. 1 未照射UO₂-Gd₂O₃試料の熱拡散率

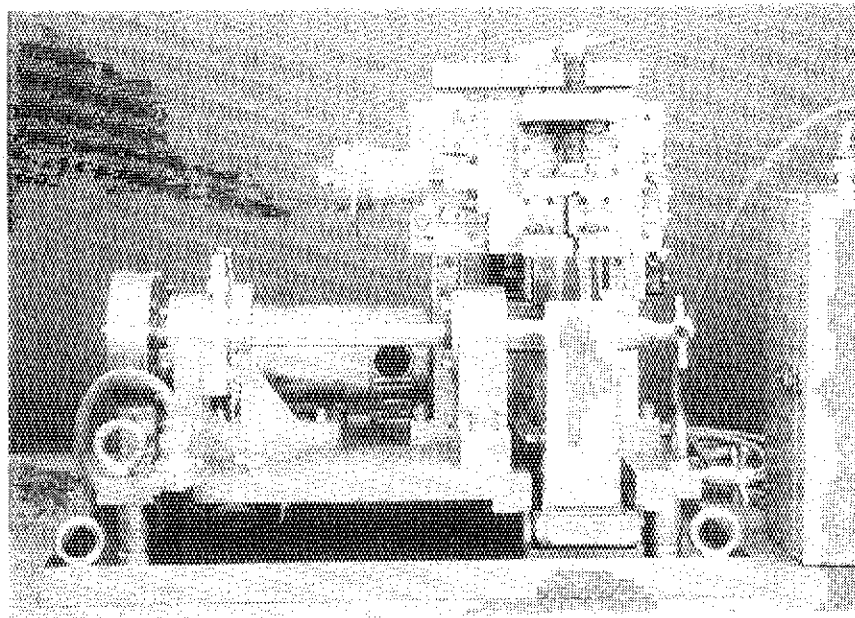


Fig. 2 精密スライスカッター

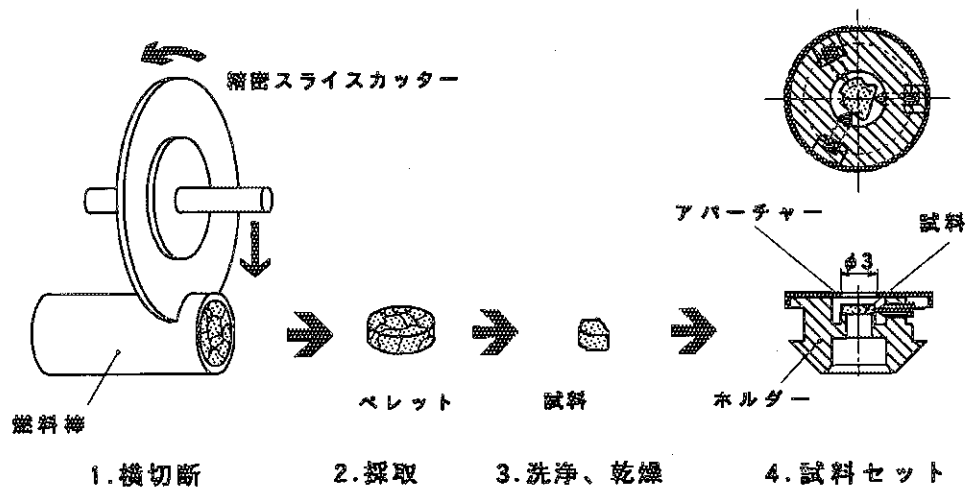


Fig. 3 照射済燃料からの試料調整手順

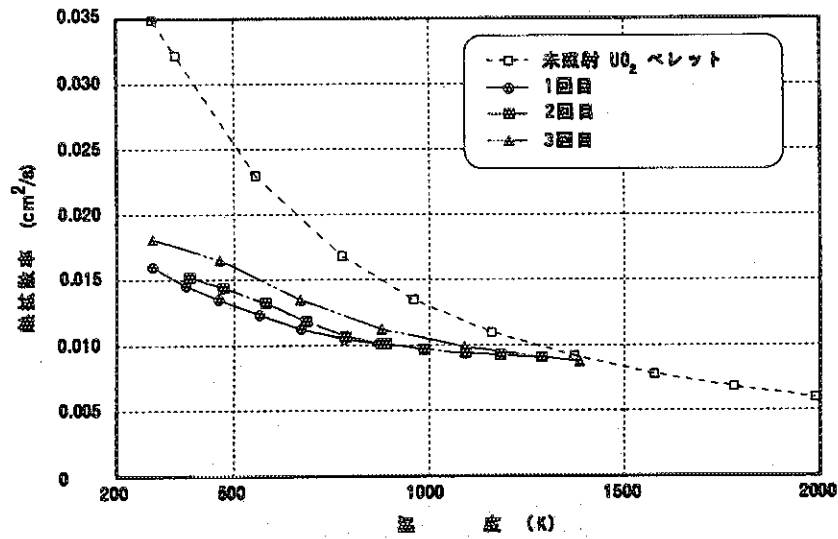


Fig. 4 対数法による高燃焼度燃料（試料-A）の熱伝導率

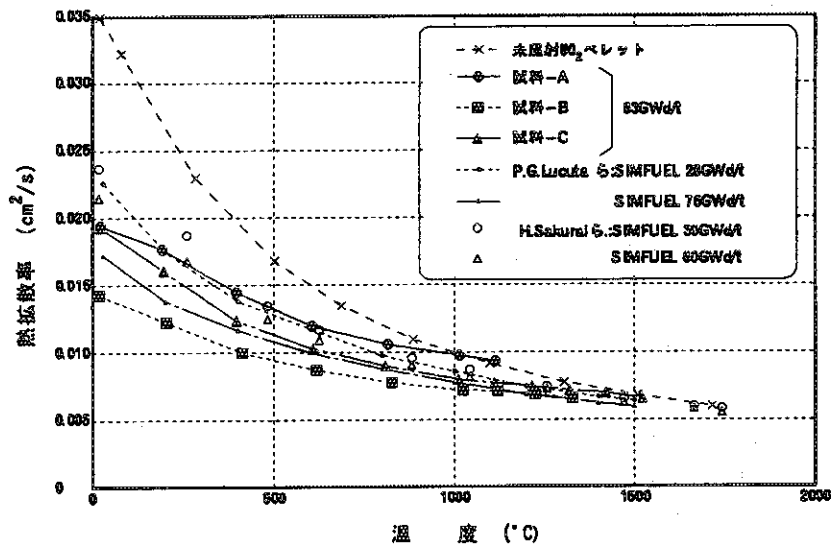


Fig. 5 対数法による高燃焼度燃料（燃焼度 63 GWd/t）の熱伝導率

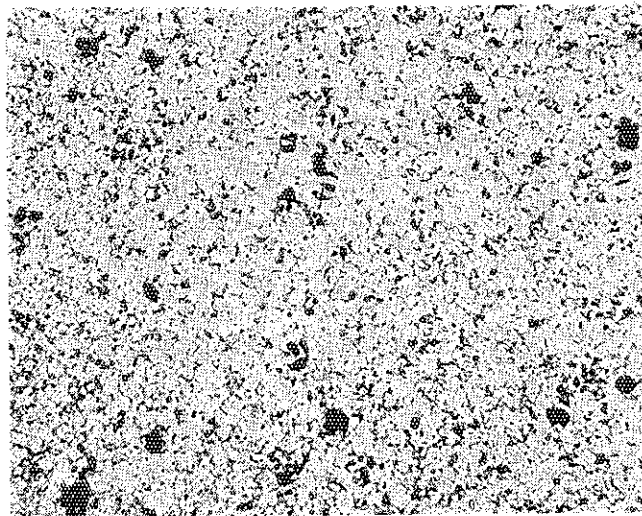


Fig. 6 試験後試料のマイクロ観察写真（約100倍）

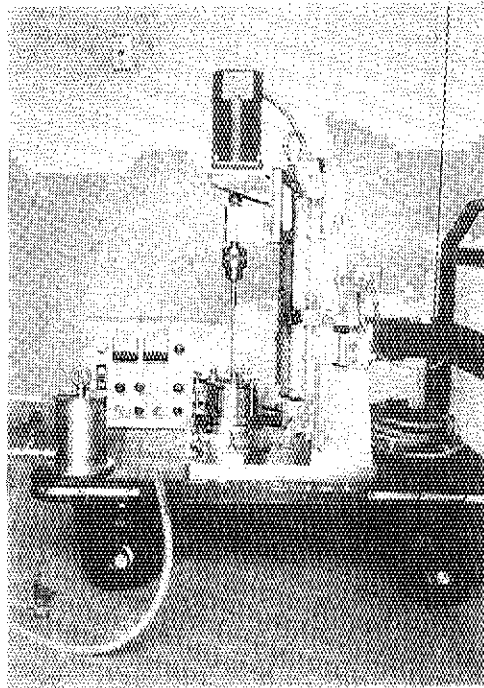


Fig. 7 穿孔機

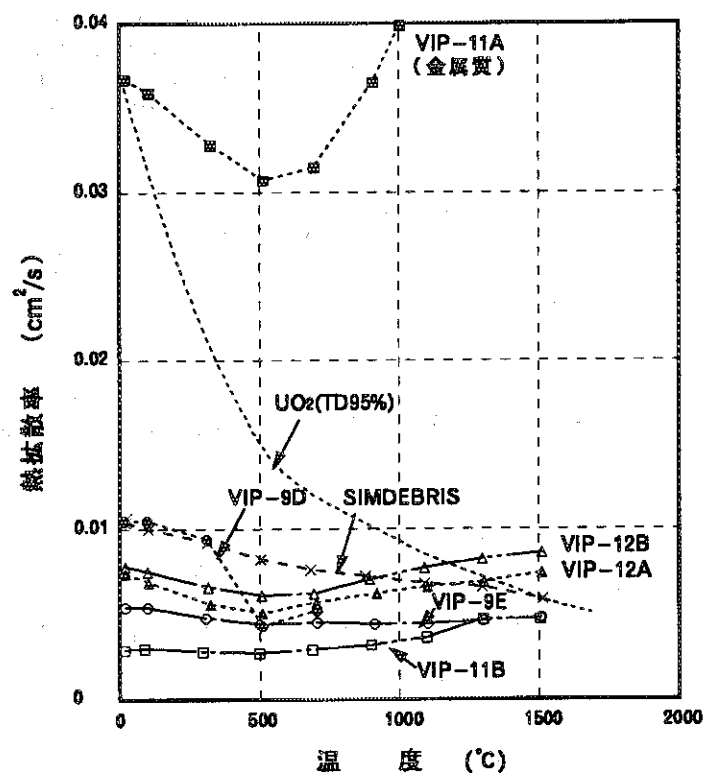


Fig. 8 TMI-2デブリの熱膨散率

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、燃料ペレット及び被覆管の照射挙動を把握するために、マイクロ領域における定性・定量分析が必要とされている。燃料試験施設では、高燃焼度燃料に特異的に生じる照射挙動、即ち、ペレット周辺リム部からのFPガス放出、PCI（ペレット被覆管相互作用）、燃料内部の化学的变化（ U_3O_8 の生成、腐食性FPの蓄積）、被覆管酸化膜の増加に伴う水素化物の偏析等を解明するために、燃料ペレット及び被覆管にイオンビームを照射し、放出される2次イオンを質量分析することにより固体表面微小領域の化学種分析、同位体分析等を行えるイオンマイクロアナライザ（以下、IMAという。）を開発中である。

IMAの開発は、平成4年度に装置全体の全体設計を行い、平成5年度にビーム系、平成6年度に試料系、真空系、2次電子検出部及び制御系（2次イオン検出部に係わる制御を除く）、平成7年度に2次イオン検出部、制御系、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る。また、平成8年度には放射性物質を取り扱うための付帯設備として遮蔽体、試料移送容器等を設計・製作し、前期までに製作した機器と併せてホット実験室に設置し、遠隔操作型IMAを完成させる計画である。

(2) 装置の詳細

平成6年度は、前年度のビーム系の製作に引き続き装置本体部の一部である試料系、真空系、2次電子検出部及びこれらの制御系の設計・製作を行った。IMA装置本体部の外観図をFig. 5.1.1に示す。また、実験室に仮設置した装置本体部の外観をFig. 5.1.2に示す。

① 試料系

試料系は、主に分析チャンバ、試料エントリチャンバ、試料ホルダー及び本体架台より構成される。

分析チャンバには、ガスイオン銃、セシウムイオン銃、電子銃、2次イオン検出器、2次電子検出器、試料エントリチャンバ、イオンポンプ等が組み込まれ、超高真空（ 10^{-8} Pa台）で使用する。また、分析チャンバ内の試料観察を行うため、数カ所にビューポートを取り付け、非常用としてメタルシールゲートバルブ付きの試料取り出しポートを設けた。試料ステージは、直線（30mm、最小移動量0.01mm）と回転（ $0 \sim \pm 180$ 度、最小移動角度0.1度）移動の組み合わせにより30mmφの試料表面全領域の分析を可能とした。特に、2次イオンの強度は、1次イオンビームの入射角度に依存することから、分析対象イオン種の最適な傾斜角度を得るために試料の傾斜動作（ $0 \sim \pm 90$ 度、最小傾斜角1度）が行える。このため、傾斜角度を変えても分析位置がずれないように、即ち、ガスイオン銃、セシウムイオン銃あるいは電子銃と試料の位置関係が変わらないように試料ステージが制御できる（ユーセントリック制御）。

試料エントリチャンバは、超高真空チャンバである分析チャンバへ試料を導入する前段の予備排気室として使用する。試料エントリチャンバと分析チャンバ間の試料搬送は、モータ駆動による試料移動機構で行う。試料移動機構のトンクの位置決めはパルスモータとリミットスイッチの

組み合わせにより、原点、試料受渡位置及び分析位置を遠隔で確実に設定できる。特に、ゲートバルブ開閉動作は、試料導入時の試料移動機構の破損を防止するため、試料搬送及びゲートバルブ開閉動作はインターロック制御される。また、試料エントリチャンバには試料受渡状態を確認するためにCCDカメラ及びその光源を取り付けるビューポートを設けた。

試料ホルダーは、アクリル管に樹脂で埋め込んだ燃料ペレット試料を収納し、試料ステージに固定するものである。試料ホルダーへの樹脂埋め込み試料の着脱手法が具体化されていないため、既に当施設のX線微小分析装置で使用実績のある上蓋が一体構造であるもの（Fig. 5.1.3参照）と、クイックコネクション方式により簡単に上蓋を着脱できるもの（Fig. 5.1.4参照）の2種類の試料ホルダーを試作した。これらの取扱い易さを考慮して、今後改良を加えていく予定である。試料ホルダーは試料調製時の研磨により試料高さが異なるため、外径32mmφ、高さ5～25mmの試料をコイルバネで試料ホルダーの上蓋に押さえつけることによって、分析時に試料面の高さが一定となるようにした。この他、上蓋を利用して6個の標準試料が取り付けられる標準試料ホルダーも製作した。これらの試料ホルダーには試料移送容器のトングと試料移動機構のトングにより、試料ホルダーを掴み替えるための直交する2対の溝加工を施した。

試料系、ビーム系、検出系、真空系等の装置本体の主要部は、分析時の振動による影響を抑えるため、本体架台の四すみに配置したエアクッション上に設置した。また、本装置の耐震性を考慮して、本体架台と装置本体を一体とみなせる構造とした。

②真空系

分析チャンバ、試料エントリチャンバ、ガスイオン銃及びセシウムイオン銃は、各々の目的に応じた到達真空度が要求される。IMAの真空排気系統図をFig. 5.1.5に示す。分析チャンバでは、軽元素あるいは水素付加イオン等の軽元素化合物の高精度分析を可能とするため超高真空が必要となる。そのため、分析チャンバの排気ポンプとしてイオンポンプを使用し、超高真空領域におけるイオンポンプの補助ポンプとしてチタンサブリーメーションポンプを採用した。この結果、分析チャンバで 4×10^{-8} Paの真空度が得られた。試料エントリチャンバは分析チャンバの予備排気室として、また、ガスイオン銃及びセシウムイオン銃はイオン源のイオン化に必要な真空度を得るため、ターボ分子ポンプを採用した。なお、ターボ分子ポンプの荒引き用としてロータリーポンプを使用し、オイルの飛散防止として排気口にオイルミストトラップを設けた。各部における真空度は 10^{-6} Pa台である。

③検出系

一般にIMAで絶縁物試料を分析する際、1次イオンビーム照射により試料表面が帯電してしまうため、本装置では電子ビームを照射し中和することにより試料の帯電を防止できる。2次電子検出部は試料の帯電状態をモニタするために使用する。また、試料表面の2次電子像を観察することにより分析位置決めに使用できる。試料に1次イオンビームまたは電子ビームを照射することによって放出される2次電子を2次電子検出器で検出することによりTVモニタで2次電子像を観察できる。

④制御系

制御系は、ビーム系のガスイオン銃、セシウムイオン銃、電子銃及び2次電子検出部の制御を遠隔で行える。また、直線、回転、傾斜の各試料ステージの移動を精度よく行え、傾斜と直線移

動動作に関して、試料ホルダーがイオン銃先端部と干渉しないようにソフトウェア上でインターロックが施されている。真空系の各真空ポンプの起動・停止及びベントバルブの開閉操作は全自動で行える。

成果

今年度は、IMA整備の第3期分として、IMA装置本体部の一部である試料系、真空系、2次電子検出部及びこれら制御系の設計・製作を順調に行った。今後、開発計画にしたがって遠隔操作型IMAの設計・製作を継続する予定である。

これまで燃料ペレットの燃焼度分布を得るには、燃料ペレットのマイクロサンプリング、化学分離及び質量分析による破壊試験を行ってきたのに対し、IMAでは、燃料ペレット微小部のNd、U、Puの同位体比を測定することで、非破壊的に測定することが可能であることから、分析時間の短縮、あるいは、作業者の被ばく低減化が図れる。また、1次イオンビーム照射により試料より放出される2次イオン強度の変化から、試料の深さ方向における元素濃度の分布を得ることができ、可溶性元素においても試料の深部までの3次元分布を得ることが可能である。さらに、X線微小分析装置等による分析では困難であった軽元素の分析からU、Puまで幅広い質量レンジ(1~450amu)で分析することも可能である。これらの手法を利用することにより高燃焼度燃料の照射挙動を解明するためのより詳細なデータを取得することが可能となる。

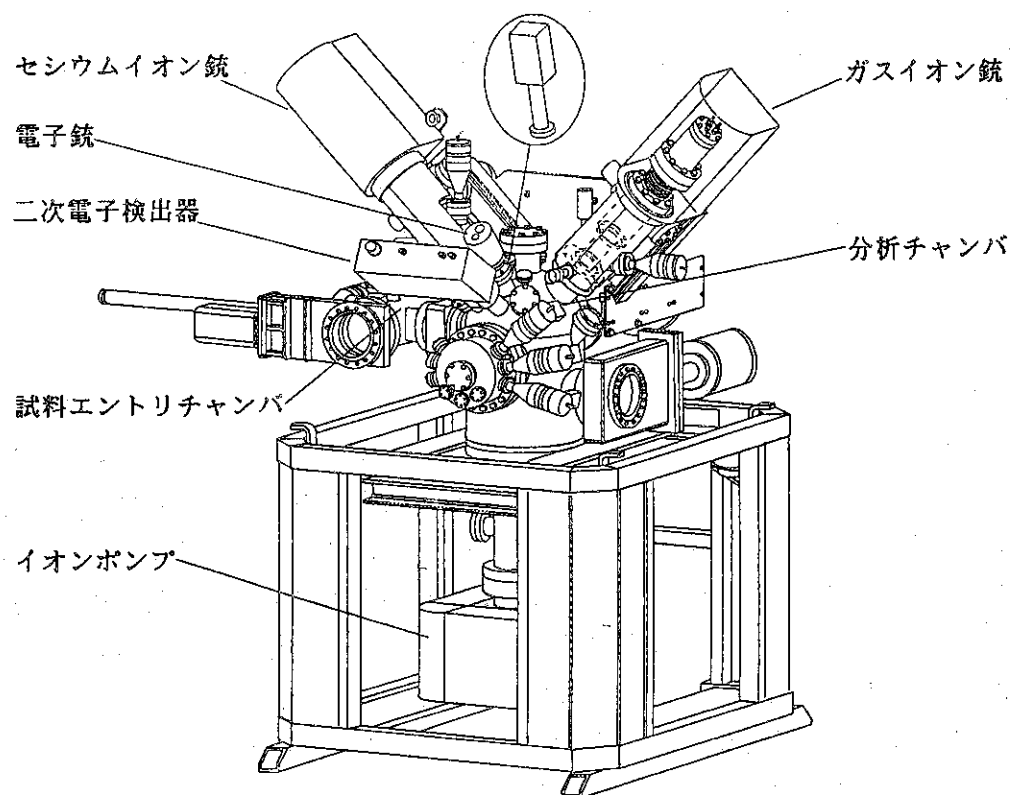


Fig. 5.1.1 イオンマイクロアナライザ装置本体部外観図

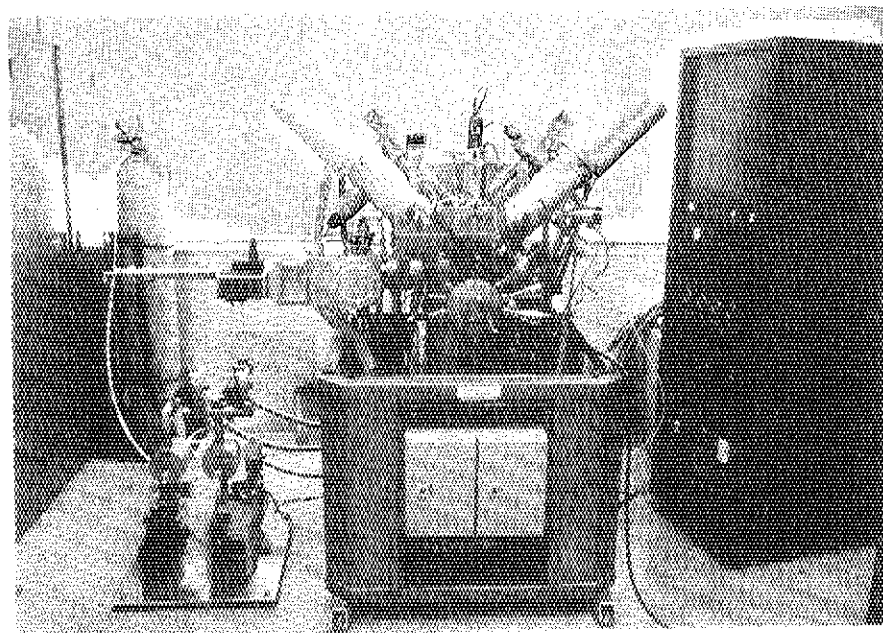


Fig. 5.1.2 イオンマイクロアナライザ装置本体部外観
(実験室に仮設置)

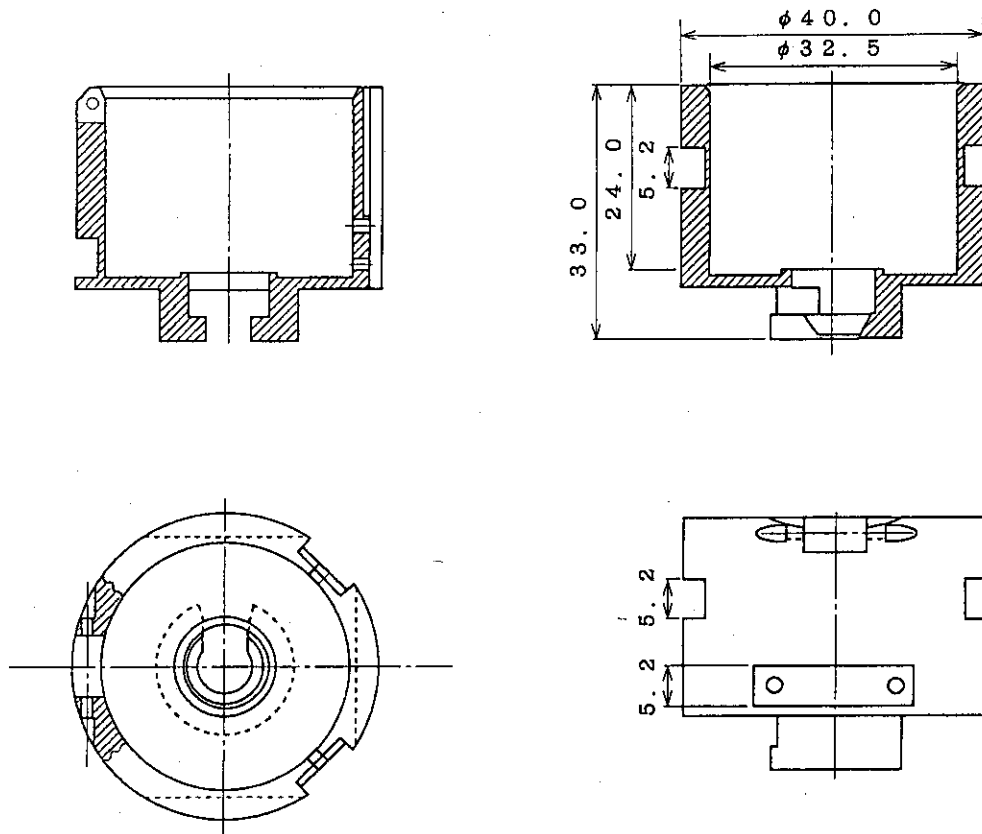


Fig. 5.1.3 上蓋一体型試料ホルダー構造図

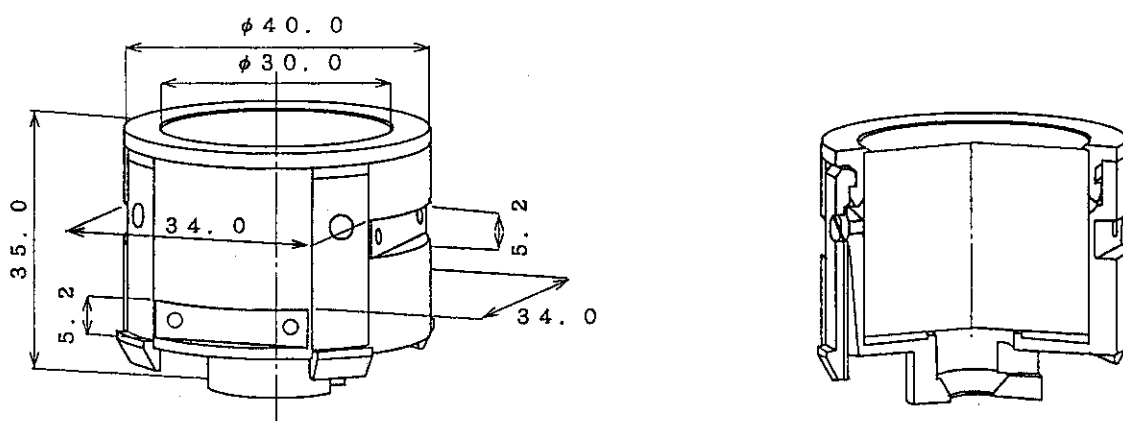


Fig. 5.1.4 上蓋着脱式試料ホルダー構造図

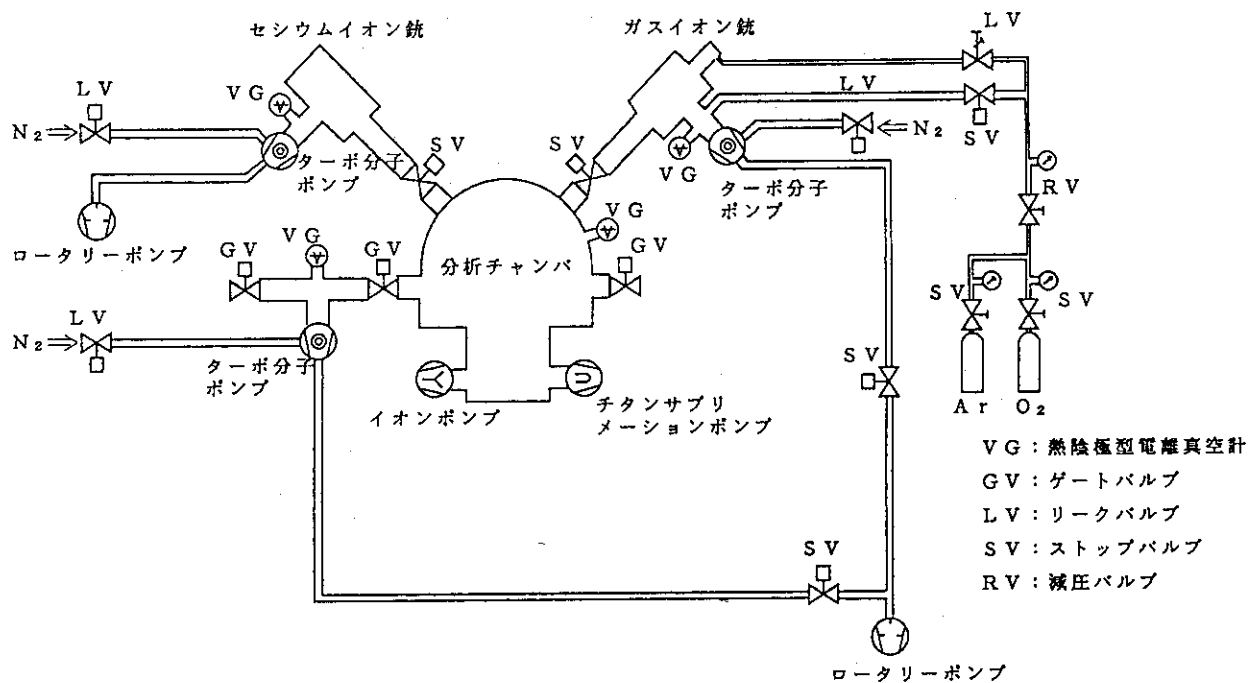


Fig. 5.1.5 イオンマイクロアナライザ真空排気系統図

5. 2 実用燃料試験課

5. 2. 1 被覆管酸化膜詳細観察法の開発

(1) 目 的

軽水炉燃料は、熱中性子の経済性の観点から被覆材にジルカロイ管が使用されている。しかし、ジルコニウム合金の特徴として、水素を吸収し易いことや、酸化膜を形成し易い等の性質があることは良く知られている。近年、わが国においてはウラン資源の有効利用等を目的として、高燃焼度化を目指した高性能燃料の開発に向かっている。高性能燃料の開発に際しては燃料被覆管と冷却水との腐食（酸化膜）挙動が、燃料の健全性を保つ上で重要な問題の1つであり、その解析のために酸化膜の生成及び成長過程や形態等詳細なデータを取得する必要がある。従来から酸化膜の検査については、金相試料（断面）により酸化膜厚さ測定、SEM観察、元素分析等を実施しているが、今回はこれらに加えて、SEM/XMAによる酸化膜（ ZrO_2 ）の裏面（母材との境界面）観察のための試料の採取法を開発した。

(2) 採取手順

酸化膜は厚さ $20\mu m$ 前後と非常に薄くかつ脆いため、酸化膜単体での取扱は非常に困難であることや、母材（ジルカロイ管）の溶解に使用するフッ酸水溶液の濃度、液温及び溶解時間、フッ酸や洗浄用アルコールに影響を受けない接着剤の選定等のため、未照射試料（① $700^\circ C$ 、8時間オートクレーブ処理、酸化膜厚さ $30\mu m$ — 表面白色、② $1050^\circ C$ 、8時間オートクレーブ処理、酸化膜厚さ $30\mu m$ — 表面黒色）による予備実験を繰り返し行い、最終的に手順を決定した後、照射済被覆管の試験を実施した。Fig. 5.2.1に採取手順をFig. 5.2.2に採取した酸化膜裏面のマクロ写真を示す。

(3) SEM/XMAによる観察

試料の洗浄及び乾燥後カーボン蒸着を施しSEM/XMAによる観察を実施した。観察の結果、被覆管内面及び外面の酸化膜の裏面は、カリフラワー状の外観を有し、直径 $1\sim 2\mu m$ 程度の球状を呈しており、Zr, O, Sn, Feで構成されていた。Fig. 5.2.3に酸化膜裏面の二次電子像を示す。

試験条件は次の通りである。

- | | |
|-----------|-------------------------------|
| 1) 試験装置名 | : JRXA-502 (日本電子製) |
| 2) 試料表面処理 | : カーボン蒸着 (約 $500\text{\AA}$) |
| 3) 加速電圧 | : 25 kV |
| 4) 試料電流 | : $1 \times 10^{-7}\text{ A}$ |
| 5) 観察倍率 | : $100\sim 3,000$ 倍 |
| 6) 分析方法 | : 点及び面分析 |

(4) まとめ

軽水炉燃料のジルカロイ被覆管に生成する酸化膜を詳細に観察するため、酸化膜を単体で採取する一つの方法として、酸化膜裏面観察試料の採取手順を確立した。本方法によりホットセルでの照射済被覆管にも十分対応でき、XMA試験が問題なく行えることを確認した。このことによ

り酸化膜についてのより詳細な観察が可能となり、照射後試験における酸化膜に関するデータの知見が更に広がるものと期待できる。

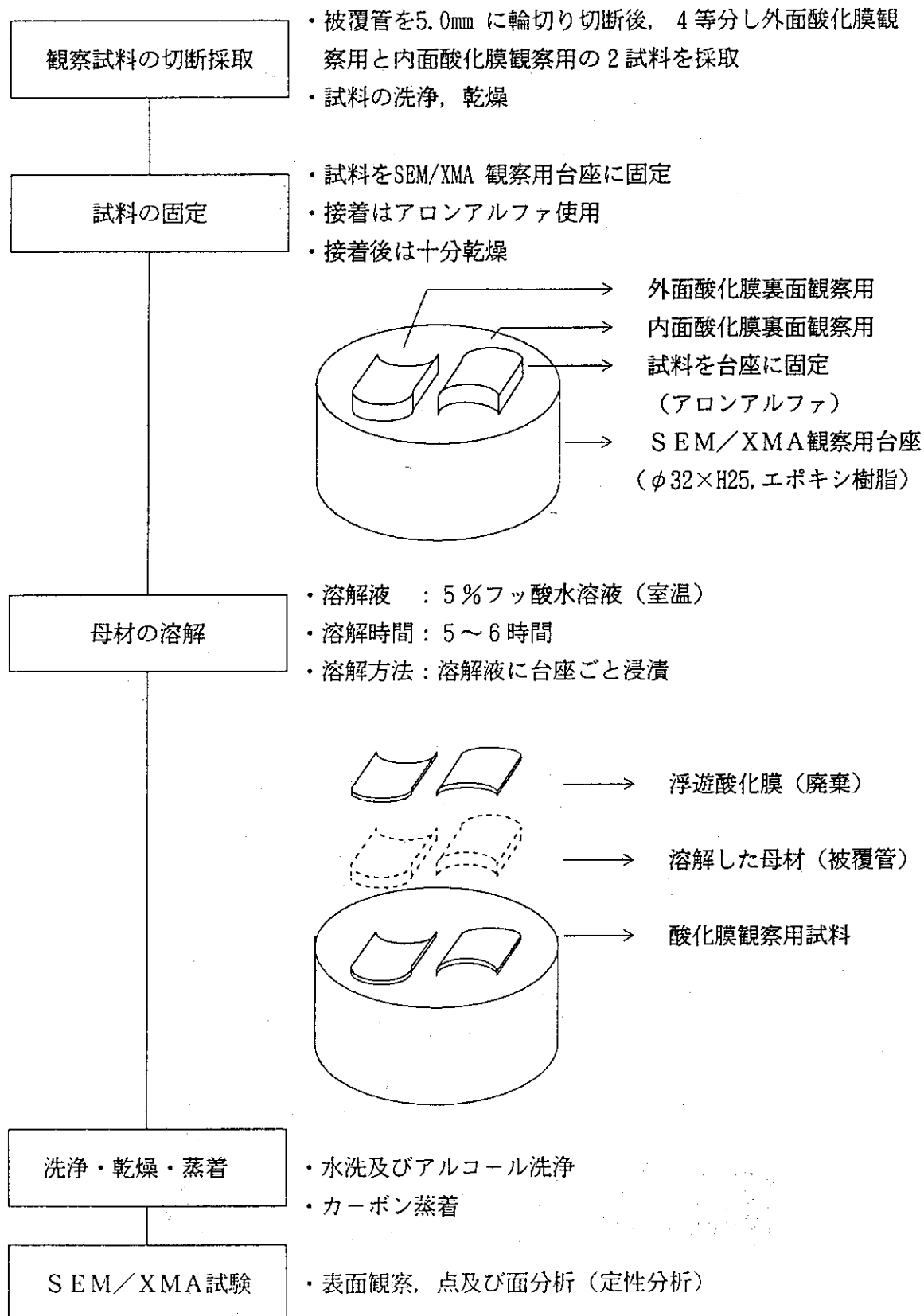


Fig. 5.2.1 酸化膜裏面観察用試料の採取手順

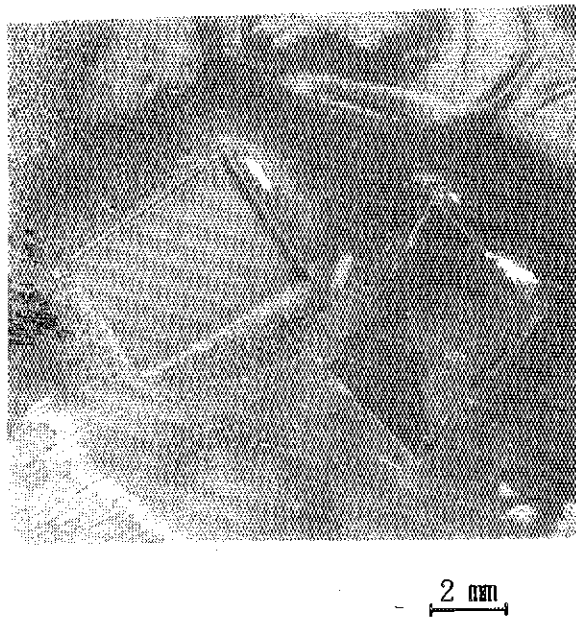


Fig. 5. 2. 2 採取した酸化膜裏面のマイクロ写真

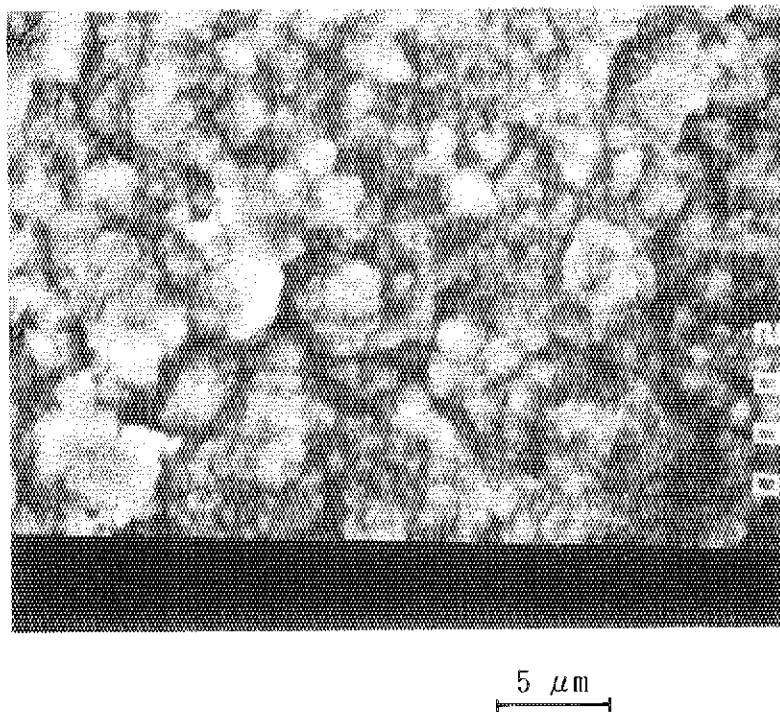


Fig. 5. 2. 3 酸化膜裏面の二次電子像

5. 2. 2 引張試験用チャックの開発

(1) 概 要

燃料試験施設では実用燃料の健全性を確認するために様々な照射後試験を実施しており、この内、照射による被覆管の機械的特性変化を調査するために引張試験を実施している。引張試験機は $\beta\gamma$ コンクリートNo.4セルに設置され、主に、燃料要素被覆管の管引張試験及びリング引張試験に使用している。これらの試験は燃料試験施設の稼働以来実施されているが、近年燃料の高燃焼度化により被覆管外表面の酸化膜が形成されるようになってきた。このため、これまで使用してきた管引張試験用チャックでは、試料を確実にチャックできず試料の滑りが生じ、またリング引張試験用チャックでは、試料チャック部の破損、変形する現象が生じるようになり、引張試験に支障をきたしてきた。このため、高燃焼度燃料に対応した管引張チャック及びリング引張チャックの開発を行った。管引張チャックは硬くなった被覆管を確実にチャックできるように改良し、リング引張チャックはこれまでのチャック構造では構造強度が不足したため新たな構造のチャックを開発した。

(2) 管引張チャック

管引張チャックを使用して燃料被覆管の引張試験を実施するためには試料の両端を確実にチャックする必要がある。高燃焼度燃料の被覆管は照射により硬くなり、管引張チャックで確実にチャックするためには、大きな締めつけ力が必要となってきた。このため従来の管引張チャックでは、チャック締めつけ構造部分の強度が不足し、確実にチャックできなくなり、時にはチャック自体が破損することもある。また、締めつけ不足で試験を行うと試験中に滑りが生じて、正常な引張試験ができない。このため、チャック締めつけ機構部分の強度を強くするためにナット部分の回し棒を4本から5本に増やしマニプレータの操作性を良くし、取り付け部の肉厚を厚くし差し込み構造とし、溶接を肉盛り溶接とした。また、高燃焼度の被覆管は、比較的酸化膜が厚くなっているため試験で破断した際に被覆管表面の酸化膜が粉状に剥離し、チャックのネジ部に入り込んだ状態になった。この状態で試料の着脱を行うとチャックのネジ部に入り込んだ硬い酸化膜がネジ山に食い込んで動作不能となるため、ネジ部に酸化膜が入り込まないように容易に着脱が可能な金属製のカバーを取り付けた。

改良した管引張チャックの概略図をFig. 5. 2. 4に示す。

(3) リング引張チャック

従来のリング引張は、片持ち式構造のチャックに幅約5mmに切断したリング状の被覆管をセットして行う。この方法により高燃焼度燃料の被覆管リング引張試験を行った結果、試料チャッキング部（試料保持部）の強度が不足し、最大荷重付近で試料チャック部（保持爪）の破損または高温試験後においては試料チャッキング部の変形が見られた。特にPWR燃料では被覆管の内径が小さい（17×17型PWR 燃料の場合内径8.22mm）ために、試料チャッキング部の材質を変更して製作したチャックでも十分な強度が得られず、チャックの破損が生じた。

このため、試料チャッキング部を両持ち式としたリング引張チャックの検討・開発を行った。両持ち式チャックは試料チャッキング部が4分割となっており試料を挟み込むように両側からチャックする構造であり、チャック部の材質にはハステロイを使用し強度を得るとともに、高温リ

ング引張試験にも対処できるようにした。

片持ち式リング引張チャック及び、両持ち式リング引張チャックの概略図をFig. 5. 2. 5及びFig. 5. 2. 6に示す。

(4) 成果

管引張チャックについては従来より強く締めることが可能となり試験中にチャックの滑りが発生することがなくなり、確実に試料をチャックできるようになった。また、ネジ部に取り付けたカバーにより被覆管表面から剥離した酸化膜がネジ部に入ることを防止でき、ネジ山を壊すこともなくなった。しかし、締めつけ力が上がったことにより、チャック締めつけ力が不均一となったため、締めつけ力の均一化のためトルクレンチ等を使用し締めつけることとした。

リング引張チャックは、両持ち式に変更したことにより試験による試料チャッキング部分の変形及び破損はなくなり、PWR燃料被覆管等の内径が小さな試料でもリング引張試験が十分可能となった。しかし従来に比べ構造が複雑になったため、高温試験時に使用する熱電対の取り付け、試料セッティング時の作業性が悪くなってしまったため、今後はこれらを問題を改善していく予定である。

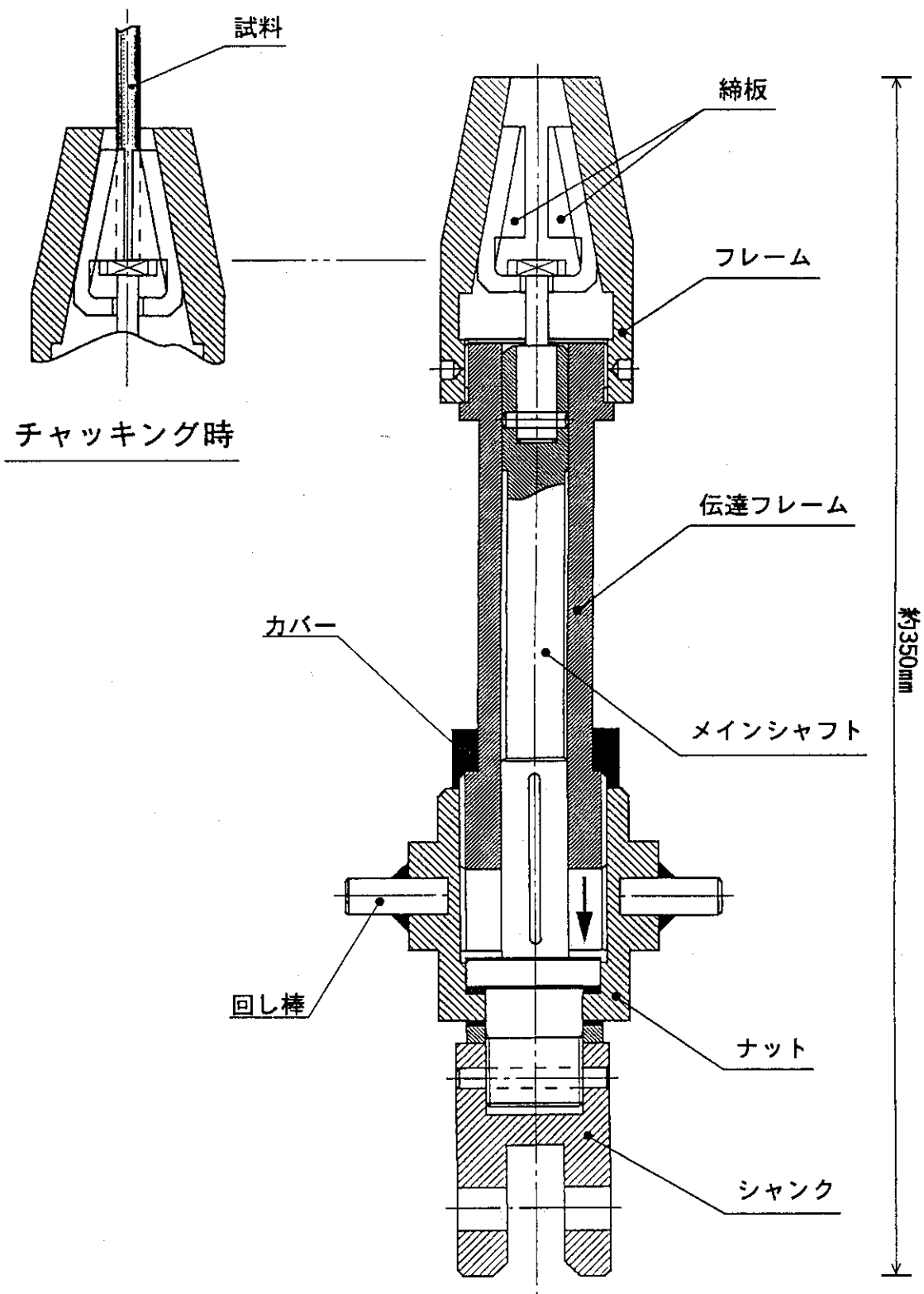


Fig. 5.2.4 管引張チャック

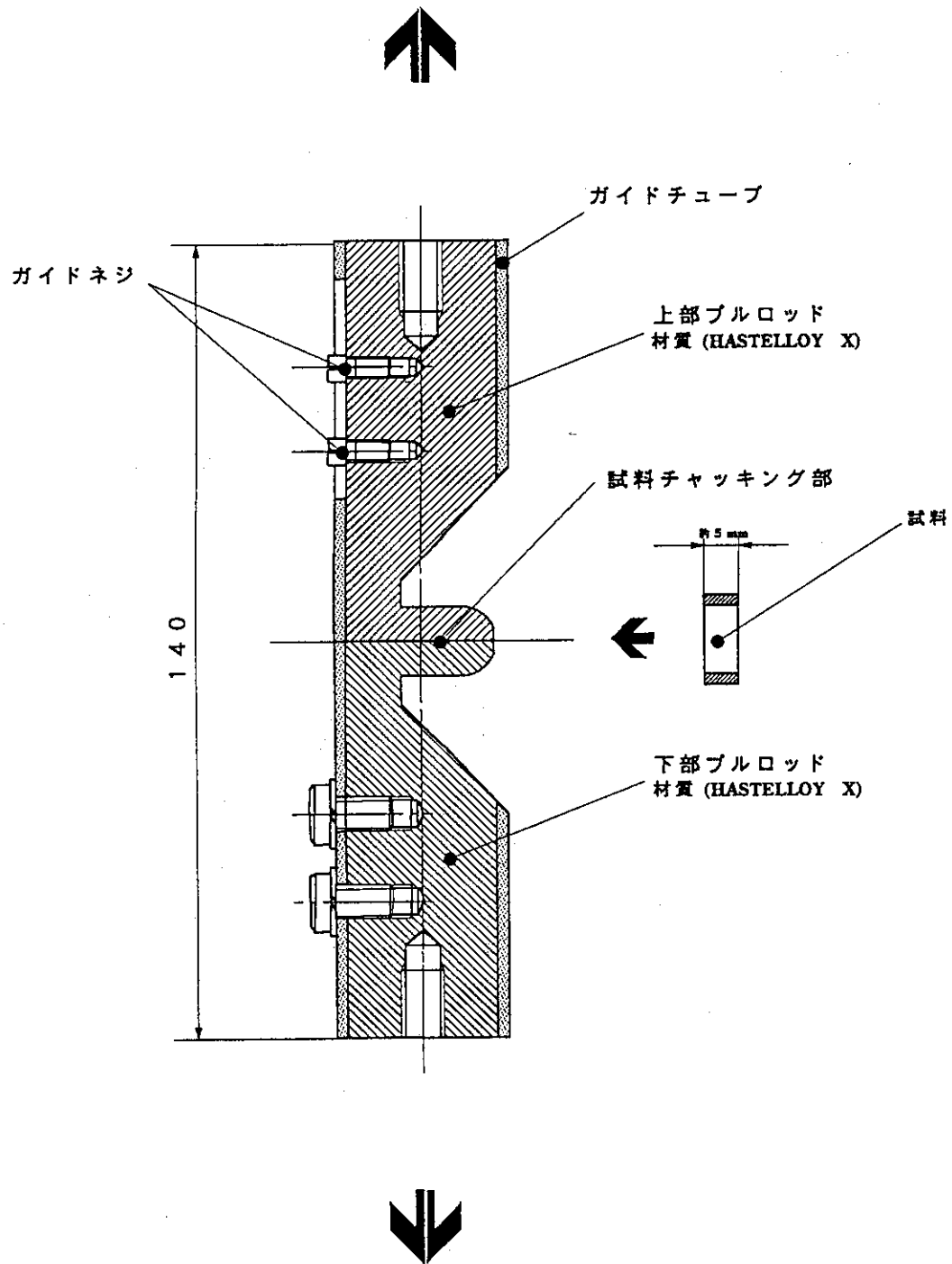


Fig. 5.2.5 従来方式リング引張チャック

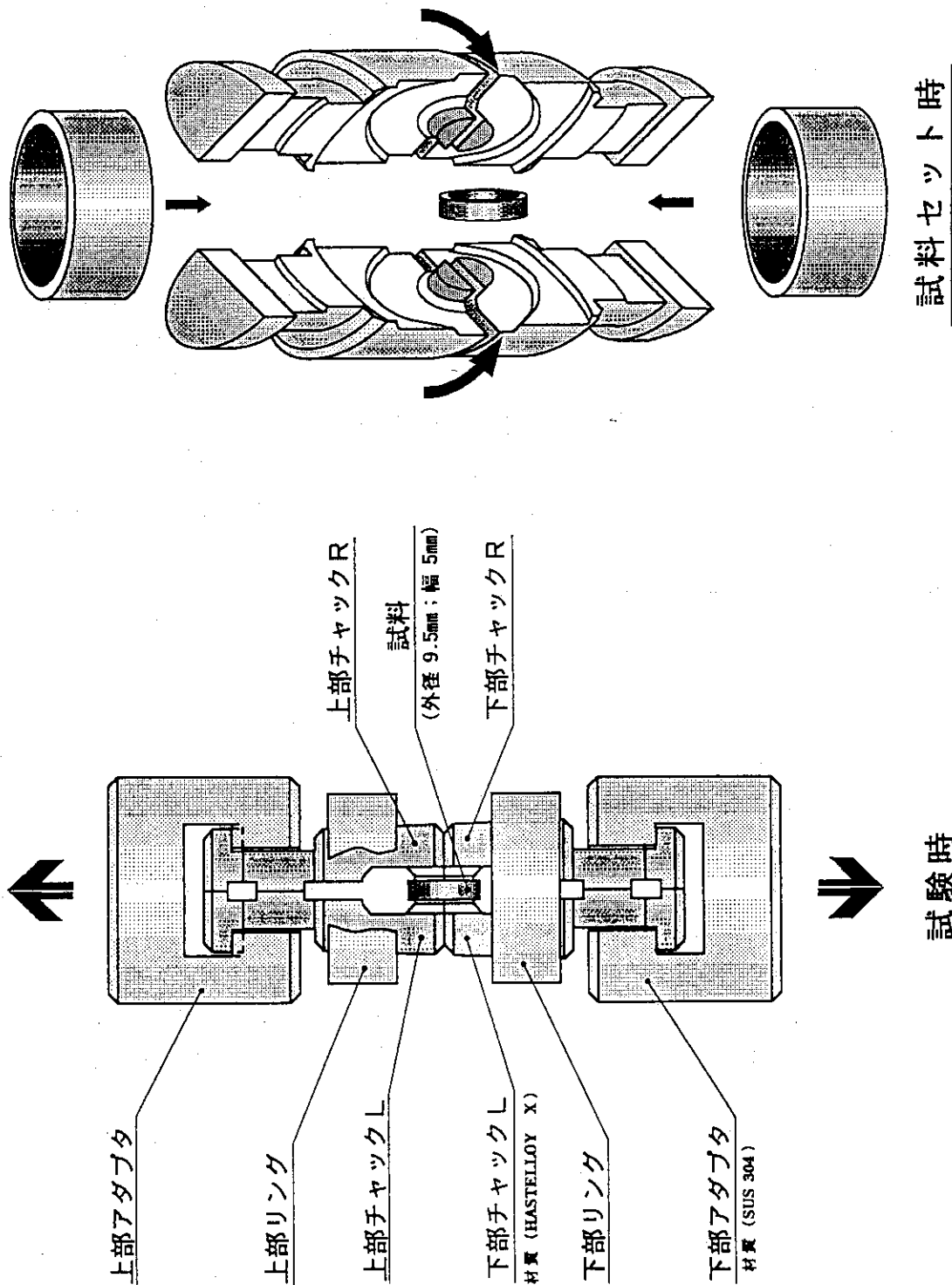


Fig. 5. 2. 6 両持ち式リング引張チャック

5. 2. 3 燃料貯蔵プール内の除染

(1) 目的

燃料試験施設の燃料貯蔵プール（以下プールという）は昭和54年の運転開始以来15年を経過し底部、貯蔵ラック面にはクラッド、ほこり等の堆積が多くなってきたため、これらの回収廃棄を目的とした装置を新たに開発し、プール底部及び燃料保管ラック上面等を中心に除染を実施した。

これまで燃料試験施設のプールにおいては、プール水の浮遊物回収及び、レジン塔によるプール水導電率管理を行っているが、プール底部の堆積物及び、壁面のノロ等の回収作業は、確立した方法及び除染装置がなく実施できない状態であった。本装置の完成により、これらの異物等の回収が可能となったことは、プール内で保管管理している燃料集合体及び燃料棒の品質管理並びにプール作業員の被ばく低減化、プール内装置類の汚染防止に役立つと考えられる。

(2) 装置の概要

プールに堆積する異物は、サービスエリアの空気中や実用燃料のプール搬入作業時に混入するほこりや塵の他に、照射済実用燃料そのものに付着しているクラッド等が含まれているため、高線量になる。このため、これら異物の回収作業は、作業員の被ばくを低減するため遠隔操作により実施した。

水深15mまで延長可能な操作用ロッドの先端に取り付けた吸引ノズルより吸引された異物は、液体サイクロン、ストレーナー、ポンプを回り、フィルターハウジング内のフィルターに回収した。装置概要をFig. 5.2.7に示す。また、以下に主要部の性能を示す。

①操作用ロッド

長さ3mのステンレス製ロッドを組み立てることにより、プール底部（ロッド長18m）及び燃料ラック面（ロッド長13m）の回収作業に対応する。

②吸引ノズル

操作用ロッドの先端に取付けられ、先端のナイロンブラシにより固着した堆積物を剥離させ、吸引口より回収する。

③液体サイクロン

吸引される異物の中には、比重の重い金属製のナット、ワイヤーなどが含まれることを考慮しポンプ及びフィルター保護のため本装置が組み込まれている。回収原理は遠心力を利用したもので、プール水を渦巻き状に回転させ、外周部に集中する比重の重い異物をサイクロン下部の回収容器に落下させる装置であり、高線量となる可能性があるため、水面下1.5m位置に設置し、放射線被ばくを防止する。

④ストレーナー

ポンプ保護用のろ過器。（約3mmメッシュ）

⑤ポンプ

エアー駆動ダイヤフラム式ポンプであり、定格供給エアー圧はMax7kg/cm²で流量2m³/分の能力を有する。今回の除染作業ではエアー供給6kg/cm²で流量1m³/分で運転を行った。なお、吐出口側には圧力計を設け、フィルター交換の目安に用いた。

⑥フィルターハウジング

液体サイクロン同様に高線量になる可能性があるため、水面下1.5 m位置に設置され、ステンレス製容器中にポリプロン製フィルターが収納されている。異物の回収状態は、ポンプ後部に取付けられた圧力計の指示値により判断し、遠隔操作によりフィルター交換作業を行う。交換したフィルターは、セルに搬入し処分される。フィルターは、50 μ 、10 μ 、5 μ の3種類を用意した。

(3) 除染方法

1) 準備作業

- ・ 除染作業による汚染拡大防止のためプールエリアを酢ビシートで養生した。
- ・ 吸引ノズル、液体サイクロン、フィルターハウジング及びポンプを耐圧ホースで接続した。
- ・ 操作ロッド(3m $\times$ 2)を30tクレーンで吊りながら所定の長さ(燃料貯蔵ラック上作業時13m, プール底部作業時18m)に組み上げた後、30tクレーンよりプール台車クレーンに吊り変えた。
- ・ 液体サイクロン及びフィルターハウジングをプール内置台にセットし、プール壁面に設置した。
- ・ ポンプ駆動用エアーは、 α γ セル天井のALS用カプラーより供給した。

2) 除染作業

- ・ 人員配置は、プール台车上作業員4名(操作ロッド、耐圧ホース、吸引ノズル位置確認、プール台車及び台車クレーン移動)、放射線管理1名、外回り作業員3名とした。
- ・ 燃料貯蔵ラック上の除染には、小型の吸引ノズルを使用し、操作ロッドの移動は、プール台車及び台車クレーンにより行った。
- ・ プール底部の除染には、大型の吸引ノズルを使用し、梁を越える際には、30tクレーンを使用した。
- ・ 本装置で回収できない大型の異物(コンベックス、モンキーレンチ等)は、プール用トングで回収した。

3) フィルター交換及び、液体サイクロンの回収物処分

- ・ フィルターの交換時期は、ポンプ吐出側の圧力2 $\sim$ 2.5 kg/cm²を目安とした。
- ・ フィルターの交換は、フィルター操作治具を用いて遠隔操作で行った。この際フィルターがプール水面に浮き上がる可能性があるためフィルター内に鉄球1 kgを入れた。
- ・ 取り外したフィルターは、線量率を測定し、コンクリートセルに搬入、処分した。
- ・ 液体サイクロンの回収物は、フィルター同様遠隔操作でコンクリートセルに搬入処分した。

4) 後片付け

- ・ 除染作業終了後、各々のパーツに分解し、キャスク除染エリアで装置各部の除染を行ない専用保管容器に収納した。

(4) 成果

本装置を用いて、平成7年2月6日から2月17日(10日間)の間プール除染作業を実施し

た。今回はプール底部及び燃料貯蔵ラック上の除染を中心に行った。

目視で確認できる堆積物のほとんどは回収でき、プール底部の金属光沢が甦った。フィルター4個の使用状況は下記の通りである。

使用フィルター	除染エリア	線量率	除染面積	運転時間	交換時圧力
1 個目 (50 μ)	燃料ラック、梁	30mSv/Hr	20m ²	2 時間	1.5 kg/cm ²
2 個目 (50 μ)	プール東側底部	100mSv/Hr	25m ²	6 時間	2.0 kg/cm ²
3 個目 (10 μ)	プール北側底部	12mSv/Hr	15m ²	6 時間	1.8 kg/cm ²
4 個目 (10 μ)	プール北西側底部 燃料移送装置底部	90mSv/Hr	25m ²	4 時間	2.8 kg/cm ²

本装置を用いて除染を行った結果、①プール水循環精製系配管の線量率上昇が押さえられた。②プール周り作業員の被曝低減化が計られた。③プール浮遊物回収量の減少及び回収作業回数の減少効果。④燃料ラック上の視界が良くなり作業効率が向上した。⑤プール底部堆積物の線量率分布が確認できた。⑥プール水循環精製系フィルターの目詰まりが押さえられ交換頻度が減少した。等があげられ、プール関係作業が効率的に行えるようになった。

今後の課題としては、プール壁面除染が現在の吸引ノズルでは実施することがむずかしいため、壁面除染専用の吸引ノズルを開発しプール壁面除染が容易に実施できる装置を開発したい。

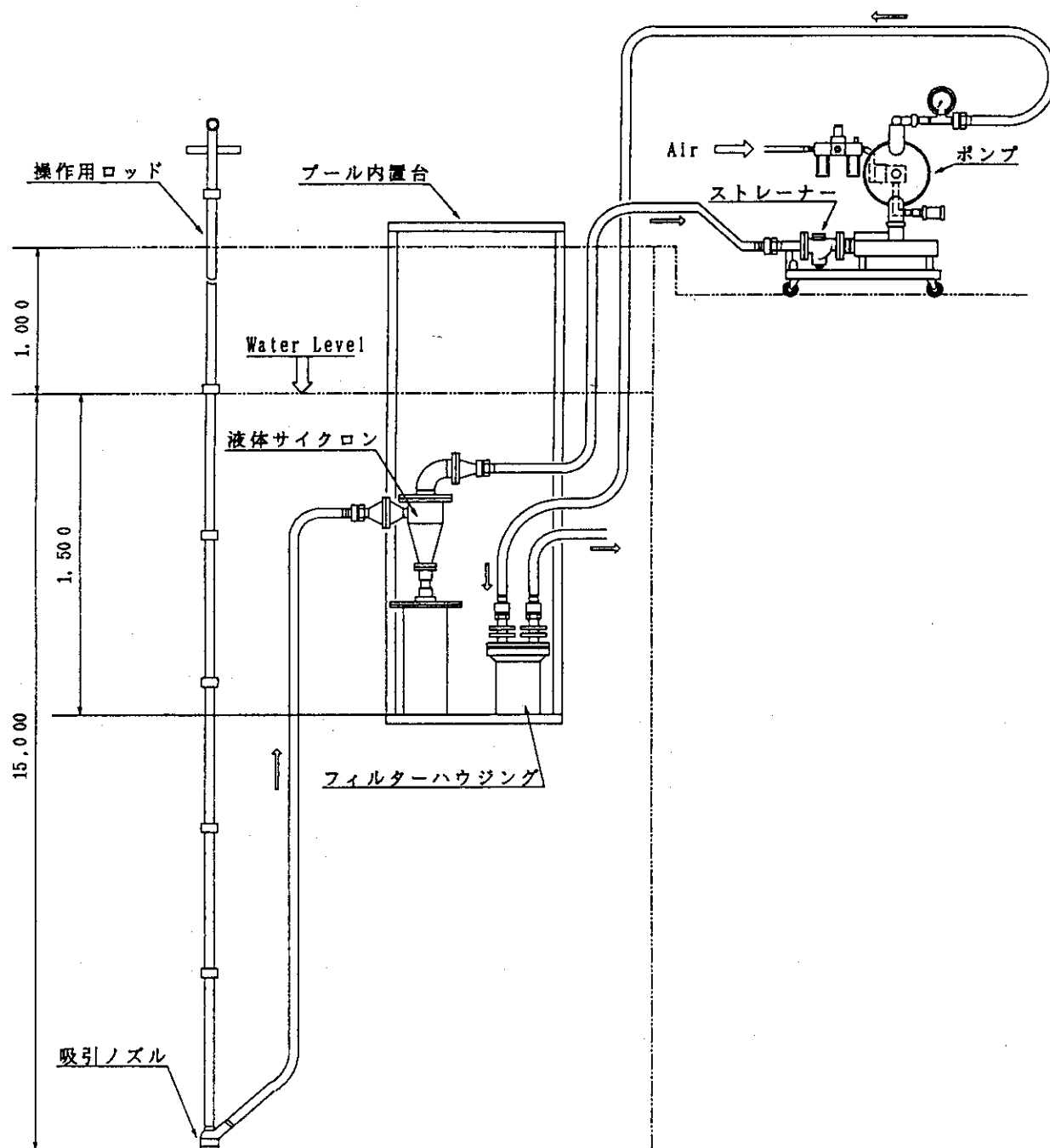


Fig. 5.2.7 燃料貯蔵プール除染装置概略図

5.3 WASTE F 課

5.3.1 セル内高レベル放射性廃棄物の減容方法の開発

(1) 目 的

異形容器に収納して搬出する大きさの高レベル放射性廃棄物は、放射性廃棄物管理課の事情により当面搬出できない現状にあるため、廃棄物の小型化及び減容の方法について、使用済みH E P Aフィルタを用いて試験を行い、今後の有効な手段に成るか否かの検討を行った。

(2) 概 要

他の施設における使用済みH E P Aフィルタ（610L×610W×290Hmm）の減容方法について調査した結果、各発生元においては、既存の装置を用いて独自の方法で減容していることが判った。WASTE Fにおいても解体、減容に必要な治具等を製作し、コールドモックアップテストを行って習熟を重ねた後、セル内で4基の使用済みH E P Aフィルタを解体し、廃棄物の小型化及び減容方法に良い結果が得られた。また、心配していた作業中のインセルフィルタの目詰まりも生じなかった。本報では、これらの対策及び解体、減容実績について報告する。

(3) コールドモックアップ試験

1) 解体手順及び解体、減容工程に合わせて製作した治具等

① 濾材と外枠との切り離し作業及び切断時に発生する粉塵等に対する対策

濾材と外枠との間に使用されている接着剤（二面が特殊樹脂で接着されている）の切り離しには、大工が使用しているノミを大型化したものを考え、パワーマニプレータによる遠隔操作性と使用性能を兼ねたものを試作したが、濾材厚と接着力の関係から力量不足であり、遠隔操作型に改良したカッターが取扱性及び切断性能に優れている事が判った。

また、濾材切断時に発生する粉塵の飛散に対する対策としては、濾材表面にタービンオイル等を散布し、濾材内に浸透させることにより、H E P Aフィルタに捕集された塵埃の再飛散を防止出来ることが判った。

② 外枠の切断作業

外枠は19mm厚のラワン合板で出来ており、遠隔操作型に改良した電動丸鋸を使用して切断する方法が、マニプレータによる操作性及び切断性能の観点から有効な手段であり、切断時における粉塵は、電動丸鋸附属の切り子集塵機へ回収することにより周辺への飛散はほとんど生じない事が判った。なお、操作性及び安全性を考慮して、電動丸鋸の作動電圧をスライダックで約50Vに下げて回転速度を遅くした。

(4) セル内における解体、減容試験

コールドモックアップ試験によって得られた条件を用いることにより、セル内で解体、減容を効率的に行える見通しが立ったので、次の方法を更に加えて試験を行った。

1) 切断時（濾材と外枠との切り離し作業等）に発生する粉塵等に対する対策として、当セル内で行った廃棄物のプラズマ切断で実証済みであるフレドニフィルタ（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）をインセルフィルタの前段に設置するこ

とにより、より良い結果を得た。

2)セル内の負圧維持が正常に管理されていることを確認し、セル内の換気流量を若干絞ってインセルフィルタの目詰まり対策とした。

3)濾材の解体で発生した濾紙（グラスウール）及びセパレータ（アルミ箔）をべつべつの廃棄容器（カートンボックス）に収納した後、パワーマニプレータを利用してプレスし、収納効率を良くした。

(5)解体、減容の効果

セル内において、4基のHEPAフィルタを解体、減容した結果は次のとおりであった。

①1基の解体前の体積	: 108 ℓ
②1基の減容後の体積	: 65 ℓ
③減容率	: 40 %
④1基の解体、減容に要した日数	: 約3.5 日
⑤その他	: 解体、減容作業に伴うインセルフィルタの差圧上昇も無かった。

(6)まとめ

今回の解体、減容による減容率は約40%であったが、当初の目的である廃棄物を出来るだけ小型化し、I型キャスク等によって通常の廃棄物搬出ルートに乗せる事が可能となったので、今後のHEPAフィルタの解体、減容には簡単でしかも有効な手段となりうる事が判った。

5.3.2 高レベル放射性廃棄物ガラス固化体の組成分析 —TRU核種の分析—

高レベル放射性廃棄物ガラス固化体中には、F P、アクチノイド核種が多量に含まれる。これら核種の含有量を正確に把握することは、固化体の性能を調べる各種試験の基礎データとして欠かせないことはもちろん、目標とした組成のガラス固化体が実際に作製されているかどうかの確認にも必要である。これらの目的を達するためにW A S T E Fでは、ガラス組成分析法及び主要な放射性核種分析法の検討を進めてきた。

本報告では、ガラス固化体試料からTRU核種を分離する方法について検討を行った。

(1)分析法概要

ガラス固化体中には、主として5種類(U, Np, Pu, Am, Cm)のアクチノイド元素が含まれているが、そのうち比較的含有量が多く、半減期の長い核種として ^{238}Pu , ^{241}Am , ^{242}Cm , ^{244}Cm の4種類を分析の対象として選んだ。アクチノイド元素は水酸化共沈法により定量的に共沈する。また、沈澱溶解液にヒドロキシルアミンを添加して還元することにより、アクチノイド元素はフッ化ランタン及びフッ化セリウムと定量的に共沈する。これらの性質を利用して、アクチノイド元素と希土類元素をガラス成分等から分離(2回共沈法)する。その後、Si半導体検出器で測定したアルファ線スペクトル及びLEPS検出器を用いたガンマー線スペクトルにより核種の同定及び定量を行う。

(2)ガラス固化体試料の酸分解法による前処理操作

- ①ガラス固化体粉碎試料を数10mgを白金皿に秤取り、精製水1 ml, 過塩素酸5 ml, フッ化水素酸5 mlを加え、ヒーターで徐々に加温する。220℃で過塩素酸の白煙を3分間発生させてから、常温になるまで自然放冷する。
- ②フッ化水素酸5 ml, 硝酸5 mlを加えて徐々に加温する。過塩素酸の白煙を3分間発生させてから、常温に下がるまで放冷する。
- ③少量の精製水で白金皿の内壁を洗い、再び、過塩素酸の白煙が出るまで加熱分解する。その後、常温まで放冷する。
- ④塩酸(1+1)10 ml, 精製水10 mlを加えて80℃まで加温して、可溶性塩類を溶解する。その後、常温まで放冷する。
- ⑤不溶性残留物をフィルターろ過する。残留物及びフィルターは廃棄する。
- ⑥ロ液に精製水を加え、100 mlにする。これを分析試料とする。

①～⑥までの操作フローをFig. 5.3. 1に示す。

(3)2回共沈法によるTRU核種の分離操作

- ①分析試料10 mlをポリ遠沈管に取る。
- ②担体として塩化第2鉄(0.5N)0.05 ml, 硝酸ランタン(La=10 mg/ml)0.5 ml, 硝酸ジルコニウム(Zr=10 mg/ml)1 mlを加える。
- ③ヒーターでおおよそ60℃, 30分間保持した後、アンモニア水を数滴加え水酸化鉄を沈澱させ、更に、60℃で15分間加温を続けて、沈殿物を熟成させる。放冷後、遠心分離(1500 rpm × 10分)

する。

- ④上澄み液を廃棄した後、アンモニア水（1N）を加え沈殿物を洗浄し、遠心分離する。上澄み液を廃棄し、次いで、塩酸 3N-3 mlで沈殿物を溶解する。塩酸ヒドロキシルアミン（1N）1 mlを加え、約1時間静置してTRU核種を還元する。
- ⑤フッ化水素酸約3 mlを徐々に加えて、フッ化ランタンの沈殿物を生成させる。約1時間程度静置させ、沈殿物を熟成させる。そして、遠心分離する。
- ⑥上澄み液を廃棄した後、フッ化水素酸（1N）を加えて沈殿物を洗浄する。遠心分離して上澄み液を廃棄する。硝酸 3 ml及び及び硫酸（1 + 1）1 ml加えて、約 120℃に加熱して沈殿物を溶解する。
- ⑦次いで、60℃まで放冷して、アンモニア水を数滴加えて水酸化物を沈澱させ、60℃で15分間加温を続けて沈殿物を熟成させる。放冷後、遠心分離する。
- ⑧上澄み液を廃棄後、沈殿物にアンモニア水（1N）を加え、沈殿物を洗浄、遠心分離する。硝酸（3M）2 mlで沈殿物を溶解、水を加え20mlにして、TRU分離試料とする。

①～⑧までの操作フローをFig. 5.3. 2に示す。

(4)放射能測定用試料の作製

①α測定用試料の作製

- i) TRU分離試料から0.05mlを分取し、25φ SUS製試料皿に全量滴下する。
- ii) 赤外線ランプで蒸発乾固する。
- iii) 硝酸（1N）0.02mlを滴下して、更に、展開剤0.02mlを滴下する。
- iv) 赤外線ランプで蒸発乾固する。
- v) 高周波による焼き付けを行う。

②γ測定用試料の作製

- i) TRU分離試料から 0.5mlを分取し、25φ SUS製試料皿に全量滴下する。
- ii) 赤外線ランプで蒸発乾固する。

(5)結 果

ガラス試料は酸分解法によって溶液にする。この溶液をさらに 2回共沈法によって分離精製操作を加えることで、所定のTRU核種が高収率で得ることができた。また、蒸発乾固試料に展開剤を用いることによって、エネルギー弁別されたαスペクトルも得られた。

〔参考図表〕

- i) Fig. 5.3. 3に展開剤使用の効果を示すαスペクトルの例を示す。
- ii) Fig. 5.3. 4にガラス固化体試料の酸分解法による前処理後のγスペクトルの例を示す。
- iii) Fig. 5.3. 5に2回共沈法による分離精製試料のαスペクトルの例を示す。
- iv) Fig. 5.3. 6に2回共沈法による分離精製試料のγスペクトルの例を示す。

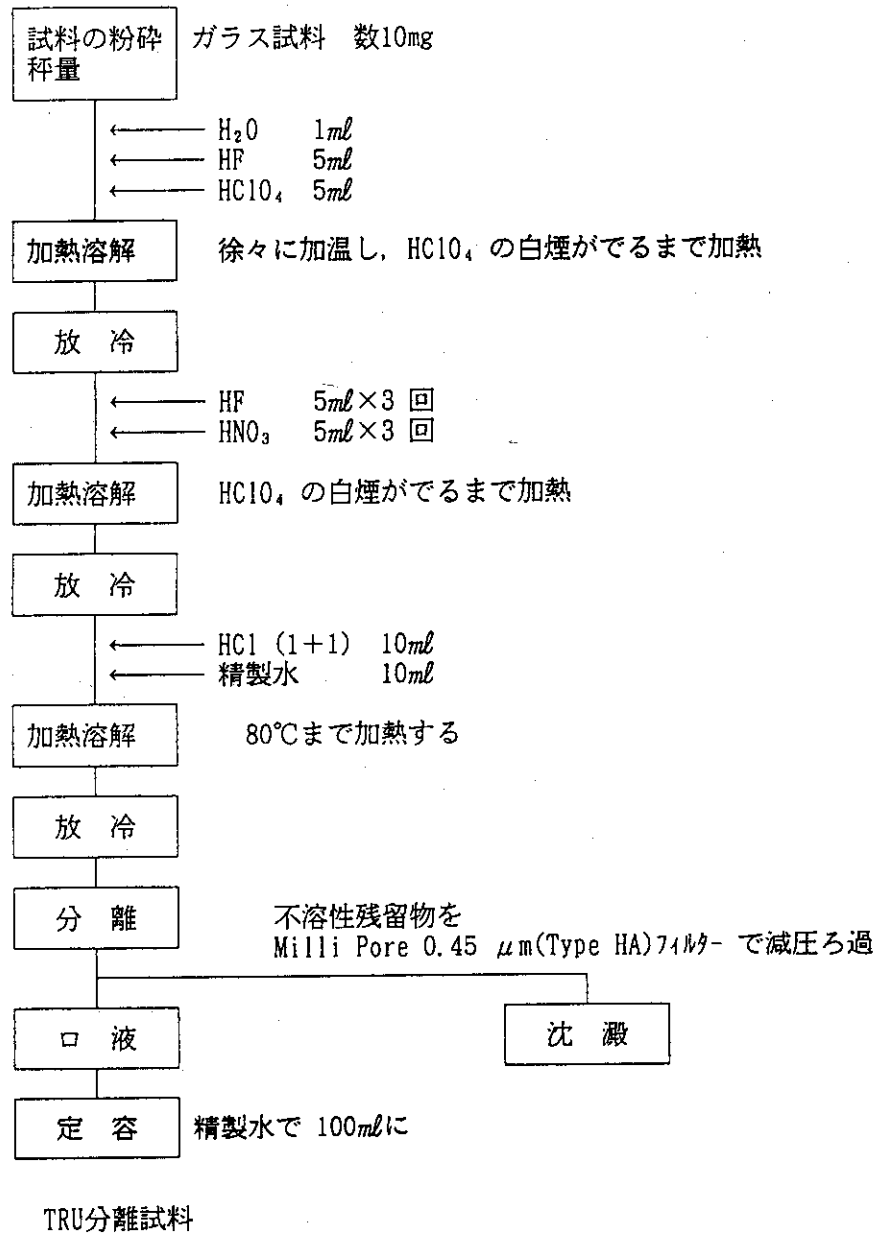


Fig. 5.3.1 ガラス固化体試料の酸分解法による前処理操作

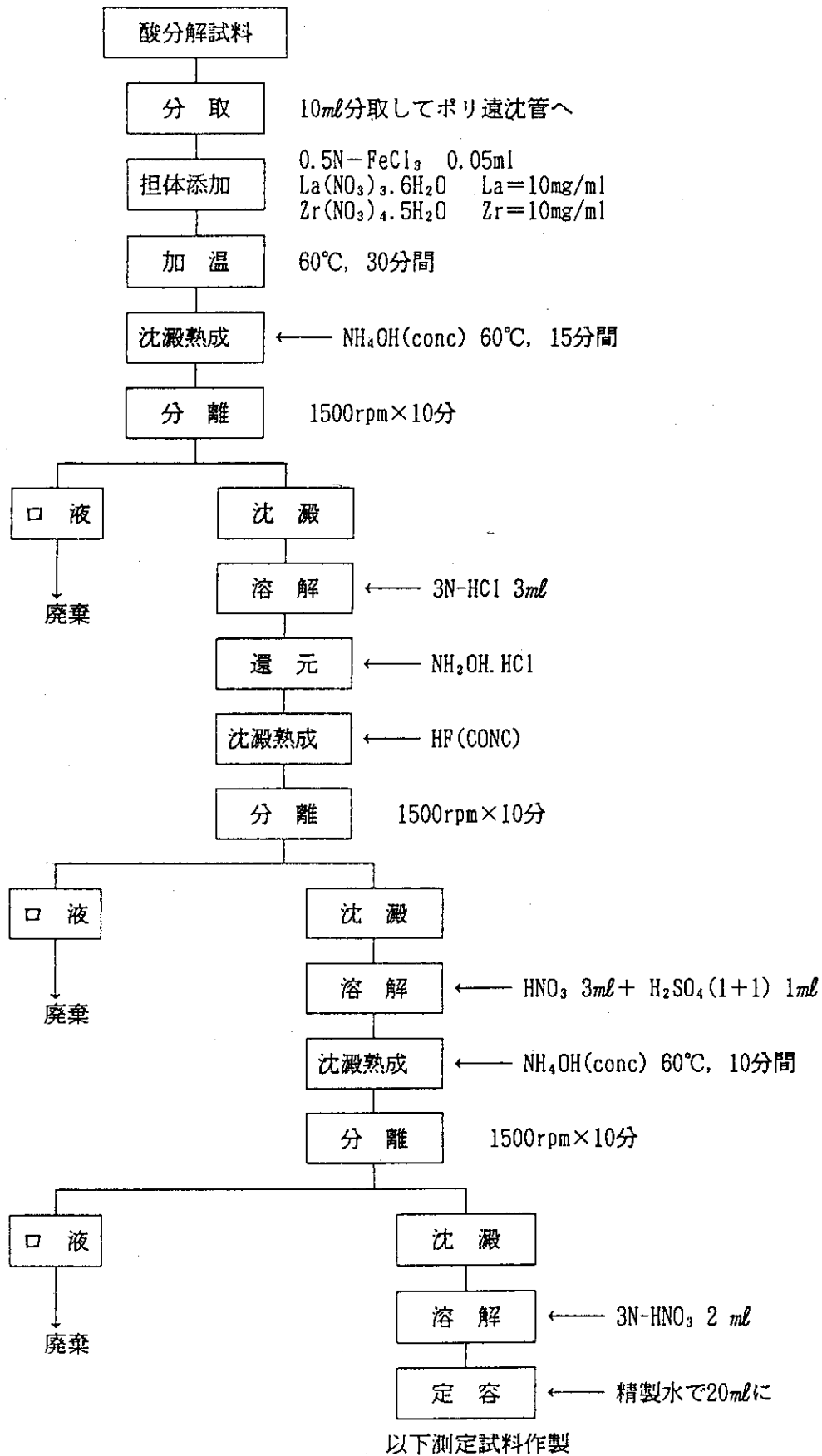


Fig. 5.3.2 2回共沈法によるTRU核種分離操作

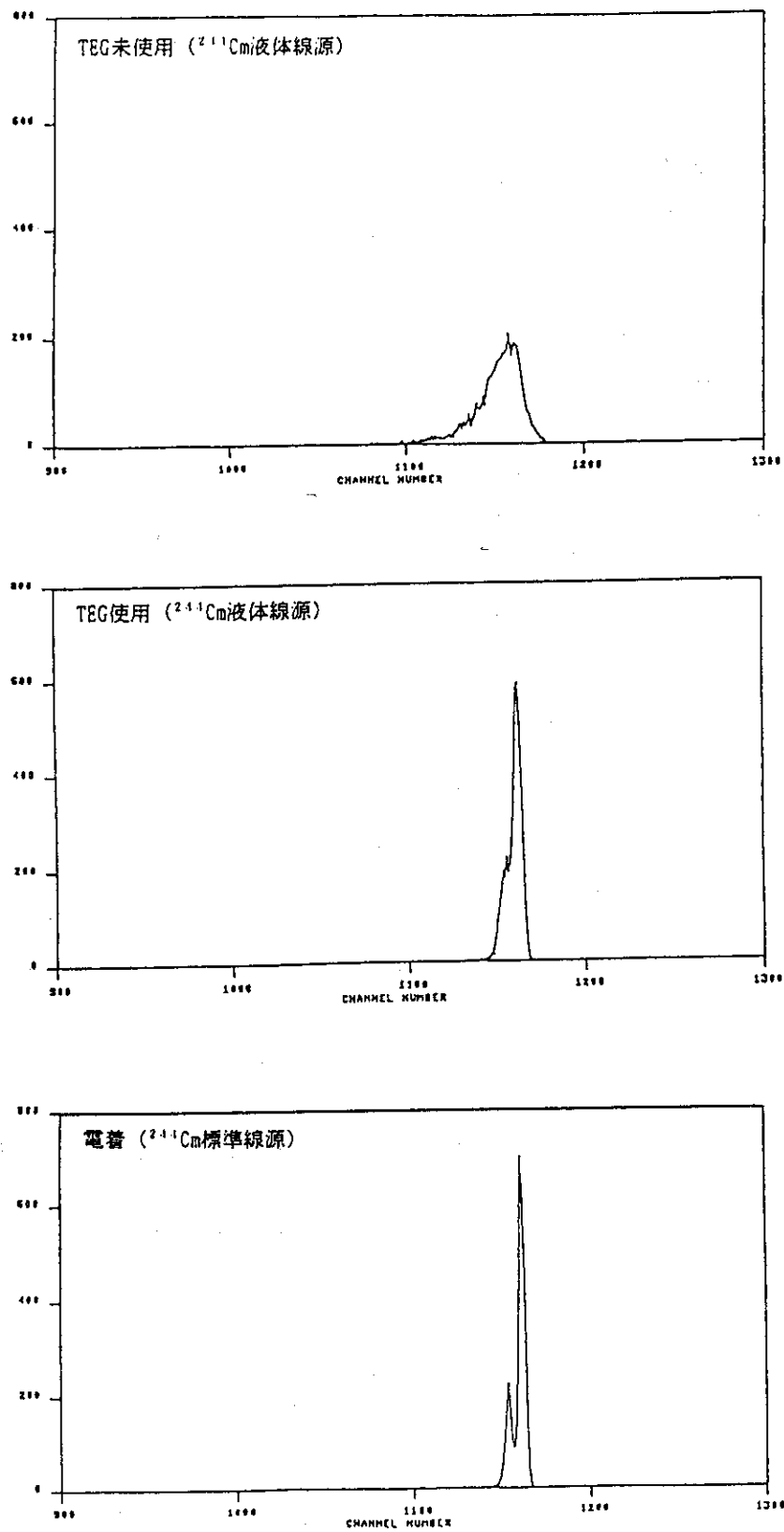


Fig. 5.3.3 展開剤使用の効果を示す α スペクトルの例
(Si検出器、展開剤使用、19,000秒測定)

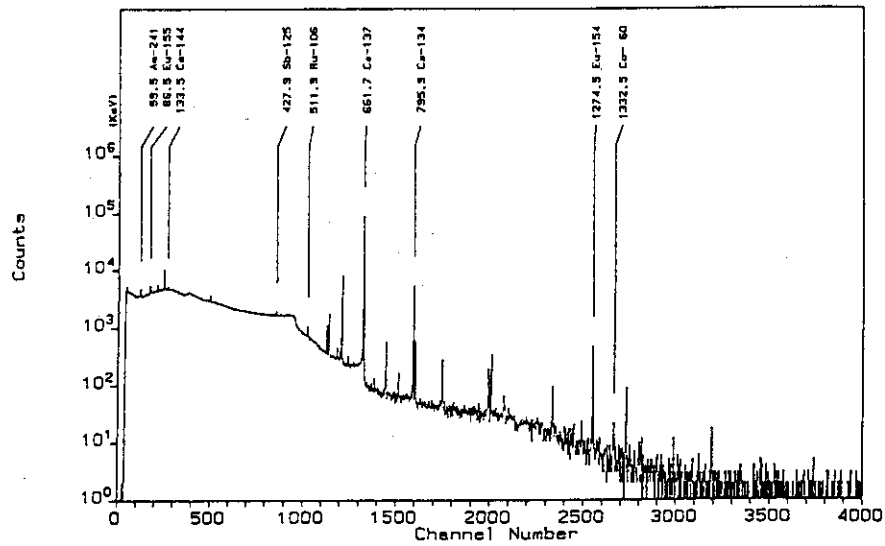


Fig. 5.3.4 ガラス固化体試料の酸分解法による前処理後の γ スペクトルの例
(Si検出器、展開剤使用、19,000秒測定)

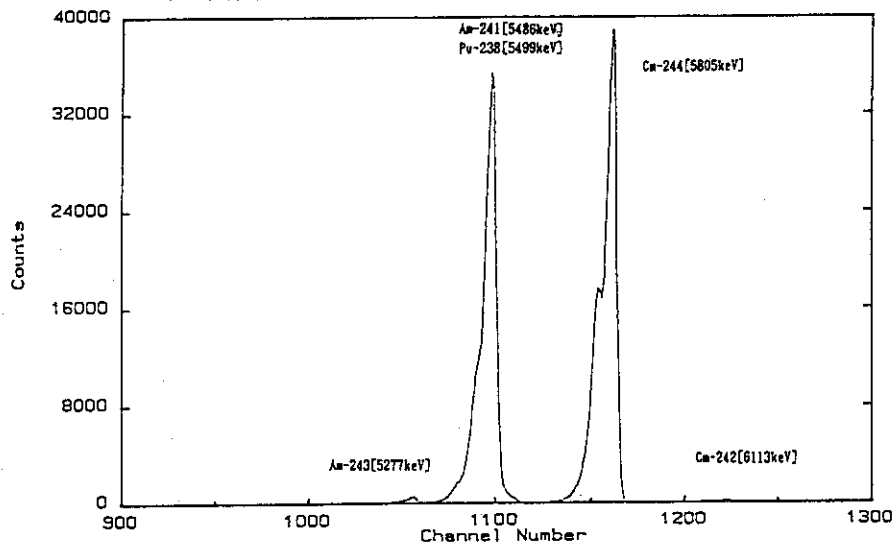


Fig. 5.3.5 2回共沈法による分離精製試料の α スペクトルの例
(Si検出器、展開剤使用、19,000秒測定)

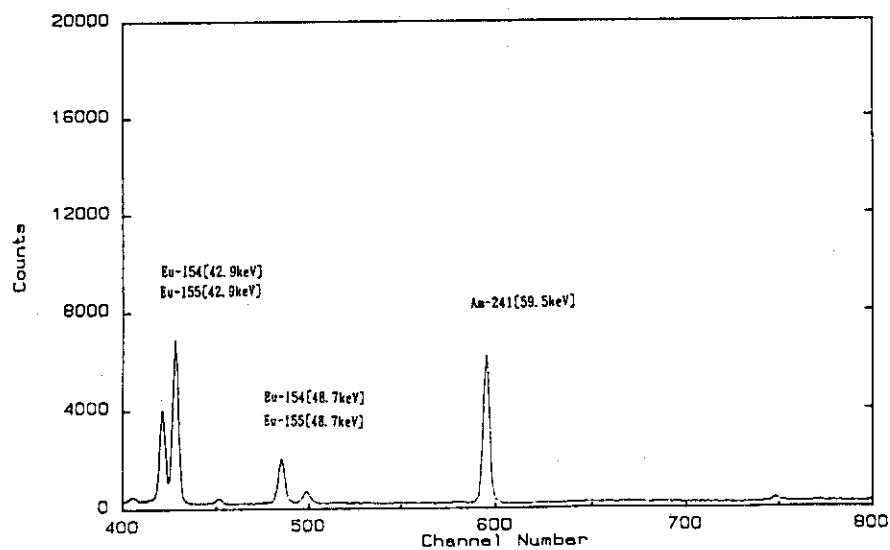


Fig. 5.3.6 2回共沈法による分離精製試料の γ スペクトルの例
(LEPS検出器、12,000秒測定)

5.4 ホットラボ課

5.4.1 計装化シャルピ衝撃試験の高度化技術の開発

(1) はじめに

ハンマの打撃によって試験片に衝撃的な荷重を負荷する衝撃試験は、材料の靱性評価手法として古くから重要視されてきた。とりわけ、鋼材等に対する中性子照射脆化の評価においては衝撃特性値として得られる延性脆性遷移温度あるいは動的破壊靱性値がその指標となるため、衝撃試験は極めて重要な位置付けとなっている。

照射後試験（以下PIE）に適用される衝撃試験装置は、マニプレータ操作等の遠隔操作技術によるデータ取得と言う厳しい制限下にあるにも拘らず、JIS、ASTM等の規格が一般の非照射材試験に要求する試験精度と同等の性能を有することが求められている。加えて原子炉照射の場合には、照射ベットの関係から試験片本数が極めて少量に制限されるので、限定された試験片からより多くの情報を引出し精緻な解析を可能にすることが求められている。

本年度、長期間の使用によって老朽化した既存装置について、再生と高精度化を図り、照射脆化の精緻な解析を可能にしたので報告する。

(2) 計装化シャルピ衝撃試験装置開発の経緯

当施設では、試験装置の自動化・高精度化、採取データの精緻な解析等の要望に応えるため、15年前からシャルピ衝撃試験の計装化技術を対象として技術開発を進めてきた。14年前に開発した遠隔操作型自動式計装化シャルピ衝撃試験装置（通称；動的破壊靱性試験装置）は、当時の先端技術を以て設計製作され、これまでに各種原子炉用構造材料の研究開発や商用炉の監視試験等に有用なデータを提供してきた。しかし、近年、装置の老朽化は否めない状況にあり、主要機器の更新、改修が必要となってきた。また、当時、開発過程にあった計装化技術も、近年、実用段階に入ってきており、昨年（1993年）、JIS B7755として規格化された。当然のことながら、陳腐化した器での規格への対応は極めて困難な状況となってきた。

このため、本年度、主要部を全面的に改修するとともに、ロボットの採用による全自動化、計装データ（荷重、変位）校正技術の開発、あるいは、コンピュータによる動的破壊靱性解析技術の導入を行い、従来装置の再生と高精度化を図った。改造改修によって再生された試験装置は、動的破壊靱性試験の従来技術を大幅に改善し、高度化された。

(3) 既存試験装置の概要

試験機本体は、市販の自動式シャルピ衝撃試験機をベースにホットラボ用に設計替えしたもので、試験片を自動的にアンビル上にセットできる搬送装着機構を装備し、更に、当時（1980年）、注目されつつあった計装化技術、即ち、打撃時の衝撃荷重と試験片変位量を「荷重－変位曲線」の形で採取し、波形解析によって脆化を評価する技術を付加しており、試験機容量 30 kgf-m である。搬送装着機構の導入によって、試験片はマニプレータによる恒温槽取り出しから5秒以内に打撃でき、ASTM、JIS等の試験規格を満足して試験できた。既存試験装置の改造改修前の状況

は概ね以下の如くであった。

- ① 常時、計装化試験機として使用しているにも拘わらず、規格化以前に製造されたハンマであったために、毎年更新する日本海事協会（第3者機関）による試験機検定（NK検定）では、一般のシャルピ衝撃試験機として受検せざるを得なかった。試験機は、これに伴って、受検に際して、計装刃を一般のJIS 刃に装備替えし、合格後元に戻すことを余儀なくされてきた。従って、この試験機の性能は、シャルピ衝撃試験機用基準片が規格化される以前（1990年）にあっては調整用ダミ試験片（A533B鋼）で、それ以後は同基準片を用いて当事者によって確認されてきた。
- ② 試験片の搬送装着機構は、所定試験温度にある試験片をガイドレール上をスライドさせる方式であったため、当初から幾分かの温度変化（数％以内で略一定）を余儀なくされてきたが、近年、「打撃までの所要時間」の再現性が低下してきたため、補正が困難になっており、例えば、規格範囲内の試験であってもデータにばらつきを生じさせることが危惧されてきた。
- ③ 基準片打撃によって得られる吸収エネルギーは、ハンマの剛性低下、アンビルの磨耗等の経年劣化によって、許容幅の限界に位置するようになってきた。
- ④ 荷重-変位曲線として得られる計装データは、試験温度における動的破壊挙動の定性的理解には資するものの、波形解析機能を持たないため精緻な情報は得られない。

(4) 改造改修の概要

- ① 試験機の剛性を回復させるため、改造改修部分は素より既存のまま使用する部分についても、新規製作と同じ手法を以て基礎ボルト、取り付けボルト等の増し締め、固定を行い剛構造を確認した。
- ② 更新したハンマは、従来品よりアームを太くし、設計許容範囲内で可及的に剛性を高めた。また、工場にてハンマ単体のNK検定を受検し、JIS規格を満足した計装ハンマであることを確認後、既存本体へ組み込んだ。これにより、改造後の試験機は、JIS規格の計装シャルピ衝撃試験機として認定されるため、今後受検するNK検定を容易にし、且つ、検定の更新を本来の意義あるものに位置づけた。
 なお、ハンマの更新は、これに付属する全ての部品（回転軸、ベアリング、指針案内金具、バランスウェイト、変位検出器等）を含んでおり、本改修により新規購入機と同等と見做せるものとした。。
- ③ 更新したアンビルは、最新技術のコーティングを施したもので、耐磨耗性を向上させ更に、取り付け方向を替えることによって別の面がアンビルとなる2面アンビル構造とした。また、据え付けにおいては、汚染環境下での作業にも拘わらず、水平度、直角度等全てについて新規製作と同等な基準を適用し、JISを十分満足するものとした。
- ④ 試験片の搬送装着機構は、水平多関節の工業用ロボットを採用したことにより、実験操作の全自動化を可能にした。即ち、マニプレータ操作は選択した試験片を所定の位置に置くだけでよく、以後の「恒温槽での所定時間の浸漬⇒引き上げ⇒アンビルまでの搬送」の一連動作は全てロボットが一定の速度で再現性良く遂行する。ロボットによる空間移動の試験片搬送は、「鉗子を用いた人為操作」を十分模擬しており、ASTM等の規格の趣旨に適合したものと言える。

また、従来のマニプレータ動作を伴っての圧空スライド式自動搬送に比べて所要時間のばらつきが無く、再現精度を飛躍的に向上させた。将来、仮に、経年劣化によって搬送スピードに変化が生じてサーボ機構による閉ループ制御となっているので搬送時間のばらつきは少ないと考えられる。試験片を冷却槽から取り出し、アンビル上にセットするまでの所要時間は、1.3秒、加熱槽の場合には1.5秒であり、その後の連続動作「試験片位置決め（装着）⇒ハンマ落下」を経て、低温試験（前者）においては3秒、高温試験（後者）でも3.2秒で精度良く打撃される。

- ⑤ 高度化対応のため、計装化データ採取のための信号センサ及びデータ収集機器を全面更新した。荷重用センサ（Si単結晶N型バルク25 μ m）は、国内で唯一K社のみが製作しているがこの15年間に技術進展がなかったため、感度、温度安定度とも基本的に従来と同等なゲージが使用された。変位検出用ポテンシオメータは、従来より精度の高い精密級を採用した。一方、荷重・変位データを収集するための波形記憶装置は、近年の最新計測技術を導入して、分解能12bit、最高サンプリング速度50nsec/wordを可能にした。この値は、従来値（1 μ sec/word；JIS規定値）の1/20に当たり、衝撃挙動をより細かなデータとして捕らえられる。

また、各増幅器の応答周波数は、高速サンプリング化に対応させるため、現状技術の上限を要求し、ケーブルも含めて1MHzを得た。この値は、JISが規定する値（荷重検出系に対して100KHz、変位検出系に対して20KHz）を十分満足している。

- ⑥ 計装化データの校正方法を改良し、信頼度の高いデータ取得を可能にした。荷重検出用センサは、ハンマ刃先に貼りつけられた2枚のアクティブゲージとハンマ以外の場所に置かれるダミーゲージ2枚で構成され、従来、後者をセル外に配置していた。しかし、4枚のゲージは同一環境下に置かれることが測定の基本であることから、ダミーについても、敢えて、セル内配置（試験機位置）とした。半導体歪みゲージの耐放射線性は、これまでの経験から問題ないと判断したが今後、注視する必要がある。また、この種のゲージは環境の温度変化によって出力に変動を来すことが知られているにも拘らず、計装化衝撃試験機としてこれを補正する施策は一般機を含め、これまで取られていなかった。このため、信頼度の高い荷重データの取得を考慮して、容易に使用できるデータ補正方法を開発し、測定した衝撃荷重の直接比較の高精度化を図った。更に、センサ出力を校正するための荷重校正器は、従来器の欠点を改善したもので、測定者の技術に依存しない再現性のよいものとした。新校正器の導入により、ゲージの直線性確認は素より、経年劣化に対応した校正定数の取得が可能となった。

試験片の変位測定系は、従来、200mmまでの測定を可能としていたが、試験片の変位量は高々30mm未満であるので、測長範囲を50mmに変更した。これにより、増幅器で発生するノイズが抑えられ、S/N比が向上された。また、新規に考案した変位校正器は、試験片支持台に容易にボルトで固定でき、ハンマの進行方向における変位をマイクロメータにより任意ピッチで測定できるもので、JIS推奨の「ノギスによるスパン内4点測定」に比べ十分精度の高いものとした。この校正器を使用することにより、以下に述べる如く、本機の変位測定精度は格段に向上した。

変位測定系の精度は、JISにより、定格値（規格の中で20～40mmと定めている）に対して $\pm 2\%$ 以内（3回測定の平均値）と規定されており、定格値20mmの場合 ± 0.4 mmの誤差が全測定点

に対して許容される。当試験機の変位測定系は、巨視的には比例関係にあるものの微視的に周期的と見られる「うねり」があり、当初、その最大は約3 mm位置で+0.4 mmであった。しかし、規格上の許容誤差は、変位が3 mm付近にある脆性破断試験片に対する吸収エネルギーに、10%以上の演算誤差を与えることとなり、高精度化において容認できないものであった。このため、ポテンシオメータの全測定範囲の中から最も好まし領域を見つけ、実使用範囲までシフトさせることにより最大誤差を1/2 に修正し直線性の改善を図った。更に、0.2mm ピッチで採取した。校正データから最小自乗法近似直線を求め、自動補正することにより最大誤差を読み値の2%未満（変位3.2 ~ 3.6 mm位置で -1.3 ~ -1.9%、それ以外は 1%未満）に抑えた。これにより、高精度なエネルギー演算が可能となった。

また、コンピュータの導入により、精緻な波形解析を可能にした。通常のシャルピ衝撃試験については、降伏衝撃力、最大衝撃力、不安定亀裂伝播衝撃力、不安定亀裂伝播停止衝撃力、及びこれらの点までの変位量とエネルギー（任意点）の測定、他方、疲労予亀裂入り試験片を用いての動的破壊靱性試験では、亀裂発生エネルギー、動的弾塑性破壊靱性値(J_{Id} 値)、亀裂進展抵抗の演算を可能にした。

- ⑦ 既存制御装置の主要部品（各種スイッチ、センサ、表示器、温度調節器等）及び全配線を更新し、新規装置と同等なものとした。
- ⑧ 破断試験片飛散防止カバを更新し、破断片の回収が容易に行えるものとした。また、工具を使用せずに容易に分解・組み立ての可能な構造とし、汚染除去等の作業効率の向上を図った。

以上の改造改修によって再生された計装化シャルピ衝撃試験装置（新装動的破壊靱性試験装置）の概要を Table 5.4.1に示す。

(5) 計装化シャルピ衝撃試験の高度化技術

既存試験装置の改造改修によって可能となった高度化技術は以下の通りである。

- ① ロボットの導入により全自動化された試験機は、操作員による個人誤差を解消し、試験片を低温槽から取り出後 3.0秒で、高温槽から取り出し後 3.2秒で再現性良く打撃できる。これに伴う試験片の温度変化は、-80~120 °Cで実施した温度特性測定で、最大0.5 °Cであった。
打撃温度精度と再現性の面で改善された試験機は、高精度なシャルピ衝撃試験を可能にする。
- ② 温度調整された試験片の打撃までの温度変化 ΔT は、試験時の環境温度によって左右されるが、必要に応じて遠隔操作で測定することは極めて困難であるため、従来から試験機取得時の性能確認実験の結果に基づき補正することで有効としてきた。この状況にあって、開発した「試験片打撃時温度の遠隔操作測定技術」は、環境温度に大きな相違がある時、必要に応じて実施できるのでより精度の高いPIEを可能にする。
- ③ NK検定(0°C試験)の打撃試験は、従来、JIS一般刃を用い、鉗子による人為操作での試験片セッティングによって実施されてきたが、①の成果を踏まえて今後は常時装備の計装刃のまま、PIE と全く同条件で遠隔操作によって受検可能となる。この真のNK受検技術は、従来のホットラボ用試験機が成し得なかったもので、本機によって初めて可能となる。Table 5.4.2 に日本海事協会発行の試験機検定(NK検定)成績書を示す。

- ④ 計装化衝撃試験データの高精度化のために考案した荷重検定器、変位検定器、及びこれらデータの補正法を適用することにより、衝撃荷重と試験片変位の高精度な測定が可能となった。

改造後の試験機総合精度（シャルピ衝撃試験機用基準片を打撃して評価するもので、JIS規定の「試験機の総合誤差」に相当）はTable 5.4.3の通りである。即ち、吸収エネルギーの基準試験片公称値に対する誤差は、 β 角度換算法で5%以内（規格許容値；+10~-5%）、計装化の演算処理では $\pm 2\%$ 以内（規格許容値； $\pm 10\%$ ）であり、十分満足する結果であった。また、計装エネルギーと β 換算エネルギーは、極めて良く一致しており、その差は高々3%であった。

波形解析で得られる各種の衝撃力は、環境の温度変化による影響を補正したものであるため、今後提供するPIE データについては信頼度の高い相対比較が可能となる。

- ⑤ コンピュータによる波形解析により、シャルピ衝撃試験における各種破壊挙動の解析のみならず、疲労予亀裂入り試験片を用いた動的破壊靱性試験でのキーカーブ法及びリバウンドコンプライアンス法による亀裂進展抵抗曲線の取得が可能となり、脆化解析における新たな情報が得られる。

(6) 今後の課題

計装化データの取得と解析は、この分野で最先端な国内技術を以て実施されたが、原研が従来から試みてきたASTMに準拠した動的破壊靱性解析との比較はできない。また、現有ソフトは、市販ソフトの延長線上にあるため試験片1本ごとのデータ管理となっており、延性-脆性遷移曲線を求めるためのバッチデータによる関数式フィッティング（双曲線関数、多項式）の機能は有していない。従って、DBTTの評価は、従来どおり、アイボールフィッティングに依らざるをえない状況にある。

これらの解析手法及び処理手法の追加は、改造改修によって得られた高精度データの周辺技術として必須であり、早急に整備する必要がある。また、照射後試験を円滑に実施してゆくためには、現ソフトに連動した「シャルピ衝撃試験」あるいは「動的破壊靱性試験」についてのPIE 報告書作成機能も付加する必要がある。

(7) まとめ

長期間の使用によって老朽化した試験装置は、当初、「装置の全面更新」により対処することで検討されたが、近年の原子炉鋼材の高靱性化に伴って要求されている50(kgf-m) 試験機がセルの寸法的制限から設置不可能であること、更新により大量に発生する大型放射性廃棄物の処分の困難さ、あるいは、既存機器の有効利用とこれに伴う予算の縮小化等を勘案して再検討がなされ、主要機器の全面的な改造改修と最新技術の導入により極めて高性能な遠隔操作型計装化シャルピ衝撃試験装置として再生が図られた。

新規に付加した高度化技術は、試験機の精度管理を容易にし、動的破壊靱性試験による照射脆化研究の精緻な解析に資するものと期待される。

Table. 5.4.1 計装化シャルピ衝撃試験装置の概要

試験機の名称	動的破壊靱性試験装置	
試験機形式	遠隔操作型全自動シャルピ衝撃試験機 (JIS B7722, B7755)	
試験機容量	30 (kgf-m)	
ハンマの概要	① 種類 ; JIS規格 C型 ② 全重量 ; 34.19 (kg) ③ 刃縁中点距離 ; 750 (mm) ④ 刃先型式 ; JIS計装刃 ⑤ 刃先先端形状 ; 半径2 (mm), 角度30° ⑥ 最大持上角度 ; 138.5° ⑦ ハンマ速度 ; 5.1 (m/sec)	
試験片搬送機構	水平多関節工業用ロボットHR-50型 軸数 ; 4 位置繰返精度 ; ±0.025 (mm) 駆動方式 ; ACサーボモータ 試験片搬送時間 ; 低温槽⇒アンビル間 1.3 秒 (納入時実測) 高温槽⇒アンビル間 1.5 秒	
打撃までの所要時間	低温試験時 3 秒、 高温試験時 3.2 秒 (納入時実測)	
打撃までの温度変化	0.5 °C以内 (上記条件時 -80~120 °Cの範囲で確認した値)	
適用試験片寸法	・ JIS 4号シャルピ衝撃試験片 (10×10×55 mm) 及び、上記のサブサイズ試験片 (2.5 ~ 7.5 × 10×55 mm) ・ 予亀裂入り動的破壊靱性試験片 (JIS 4 号相当)	
試験温度範囲	-140 ~ +180 °C付近	
照射後試験の種類と解析ソフト内容	計装化シャルピ衝撃試験	・ 荷重-変位、荷重-時間、変位-時間曲線の取得と修正 ・ 降伏、最大、不安定亀裂伝播、同左停止の各点の衝撃力と変位量、及び指定区間エネルギーと全エネルギーの演算。
	動的破壊靱性試験	・ 荷重-変位曲線の取得と修正 (移動平均法) ・ 動的弾塑性解処理 ; ① 公称亀裂発生及び公称亀裂伝播エネルギーの演算 ② 動的弾塑性破壊靱性値 (J1d) の演算 ③ キーカーブ法及びリバウンドコンプライアンス法による亀裂進展抵抗曲線の解析と亀裂進展抵抗の演算

Table. 5.4.2 衝撃試験機検査成績書

INSPECTION REPORT OF IMPACT TESTING MACHINE

検 印 Stamp	<i>NK 5760</i>	試験機番号 No. of Test Machine	<i>I-78 T 41</i>	検査年月日 Date of Inspection	<i>1995年4月13日</i>
形 式 Type	<i>シンボル式</i>			製造年月 Date of Manuf.	<i>1979年5月</i>
	<i>30kg-m</i>			製造番号 No. of Manuf.	<i>933</i>
検査場所 Place of inspection	<i>日本原子力研究所 東京研究所</i>			製造者 Manufacturer	<i>東京試験機製作所</i>

ハンマの検査 Inspection of Hammer

項 目 Item	基 準 Standard	測 定 値 Calibration
全 重 量 Total weight.....P		<i>24.19</i> kg
回転軸中心から重心までの距離 Distance between center of rotation axis and center of gravity.....D		<i>0.507</i> m
回転軸中心から刃縁の中心までの距離 Distance between center of rotation axis and center of pendulum striking edge..... l_m		<i>0.750</i> m
回転軸中心から打撃中心までの距離 Distance between center of rotation axis and center of strike..... l	$l - l_m \leq 6\text{mm}$	<i>0.7495</i> m
振りの周期 Period of swing cycle.....T		<i>1.337</i> sec
最大持上角度 Max. elevation angle of the striking edge		<i>138.5</i> deg
刃先半径 Radius of striking edge	$1 \sim 2.5\text{mm}$	良 Good
刃先角度 Angle of striking edge	$30 \pm 1^\circ$	良 Good
回転軸中心、重心、刃縁の相互関係 Mutuality of center of rotation axis, center of gravity and pendulum striking edge		良 Good

エネルギー検査 Inspection of General Energy

項 目 Item	測 定 値 Calibration	許容誤差 Maximum allowable error	誤差 Error
位置エネルギー Potential energy E	<i>30.02</i> kgf·m ($\alpha = 138.5^\circ$)	ひょう量の $\pm 2.0\%$	<i>-1.0%</i>
摩擦損失(合計) Total friction loss L	<i>0.07</i> kgf·m ($\beta_1 = 138.1^\circ$)	Capacity to $\pm 0.5\%$	<i>0.2%</i>
指 針 Indicator L ₁	<i>0.02</i> kgf·m ($\beta_2 = 138.2^\circ$)		
ハンマ Hammer L ₂	<i>0.05</i> kgf·m ($\beta_3 = 135.8^\circ$)		
衝 撃 速 度 Impact velocity V	<i>5.1</i> m/sec	$4.5 \sim 6\text{m/sec}$	

総合精度 General Accuracy *-5% ~ +10% 以内*

衝撃基準片基準値 Constant of Standardized Test Piece	測 定 値 (kgf·m) Measured Value	平 均 値 Average	誤 差 Error %
<i>25.93</i> J kgf·m	<i>24.27</i> <i>26.62</i> <i>26.87</i> <i>27.16</i> <i>25.32</i>	<i>25.78</i> J kgf·m	<i>-0.4</i>
25.93 J kgf·m	<i>94.21</i> <i>98.22</i> <i>98.22</i> <i>100.89</i> <i>100.89</i>	<i>98.63</i> J kgf·m	<i>+3.7</i>

95.09

支持台の検査 Inspection of Anvil.....良 Good

指示装置の検査 Inspection of Indicating Apparatus.....良 Good

据 付 Fitting Condition.....良 Good

衝 撃 試 験 Impact Test.....良 Good

適 用 規 則 Rules Applied *NK Rules*備 考 Remarks *デジタル指示と指針との差別紙...良好。**※今回ハンマ-25Jに交換。ハンマ-No. 1087*

日本海事協会

NIPPON KAIJI KYOKAI

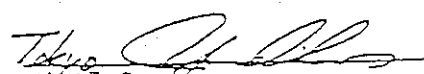

 検査員 Surveyor.

Table. 5.4.3 計装化シャルピ衝撃試験機の総合精度

試験機名称	区分	判定基準(JIS)	検査機関	測定方法	打撃試験結果(誤差割合)		β 計算との比較 (Et-EA)/EA	判定
					予備試験 (各5本)	L: +2.5 % M: +4.3 %		
動的破壊靱性 試験装置 (計装化シャルピ衝撃試験装置)	一般検査 (振上げ 角度からの 換算: β 計算)	基準片5本打撃の 平均値の許容誤差 ・ $\pm 1.5J$ 又は ・ $+10 \sim -5\%$ の 大きい方の値。 (ASTM規格では $\pm 5\%$ 以内に規定)	日本海事 協会 (NK 検定)	試験片の セッティング; 人為操作	NK検定 (各5本)	L: -0.4 % M: +3.7 %	—	良 好 ・基準値の $\pm 5\%$ 以内にある。
	計装化 装置検査 (波形処 理演算)	基準片5本打撃の 平均値の許容誤差 ・ $\pm 10\%$	今のとこ ろ無し。 当事者間 の確認。	試験片の セッティング; 遠隔操作 (ロボット)	納入検査と して実施 (L材1本 H材2本)	L: -1.6 % M1: -1.8 % M2: +2.1 %	+3.4 % +2.9 % +2.7 %	良 好 ・試験本数は少な いけれども基準値 の $\pm 2\%$ にあり β 計算値と極めて良 く一致している。

- 〔注記〕 ① 打撃試験結果の%表示は、JIS基準片の公称値(E)に対する誤差割合を示す。一般検査に対しては、 $(EA-E)/E$ 、計装化装置検査においては $(Et-E)/E$ 、但し、EAは β 計算エネルギー、Etは計装演算エネルギーである。
- ② 総合精度検査(0℃打撃試験)に用いるJIS基準片は、JIS B 7740に従い調製したもので、L、Mの2レベルがあり、Lは基準値 $27 \sim 30J$ 、Mは同 $90 \sim 100J$ を狙ったものである。検査に用いた基準片は同一ロット(L26、M22)である。
- ③ 一般検査における試験片セッティングは、この時点でロボットが調整段階にあったため、鉗子を使用した人為操作とした。恒温槽取り出しから打撃まで3～4秒(ロボットの場合は3.4秒で一定)。

5.4.2 中性子照射材の電気化学的試験

(1) はじめに

材料の損傷に結び付く内部構造変化に起因して顕著に変化するものとして電気化学的性質がある。電気化学的損傷計測法の原理は、損傷原因である特定の析出物、偏析相、無析出帯等をそれぞれ優先的に選択溶解し、その際の溶解反応を電流、インピーダンス等によって評価・計測するものである。この検出原理から、電気化学的手法は材料の損傷機構に直接に基づいた評価手法であり、計測量の物理的内容が明確であることが大きな特徴である。

平成2年度にジュニアセルに遠隔操作型の電気化学的腐食試験装置を整備し、オーステナイトステンレス鋼の照射誘起応力腐食割れ機構の解明等のための電気化学試験を実施してきた。平成5年度には鉛セル内の試料研磨機と同型のものを電気化学的腐食試験装置と隣接するジュニアセルに設置し、試料再研磨の効率化を図った。本節においては、平成6年度にとりまとめられたオーステナイト鋼の電気化学的再活性化試験の結果、及びフェライト鋼の電気化学的アノード分極試験の実施概要について述べる。

(2) オーステナイト鋼

JRR-3Mにて中性子照射したオーステナイト系実験合金鋼について、チオシアン酸カリウム(KSCN)を溶解した希硫酸溶液中での電気化学的再活性化試験(以下、EPR試験)を実施した。本試験は、照射誘起応力腐食割れの発生機構として考えられている照射誘起偏析による粒界での耐食性に有効な元素であるCrの欠乏及び耐食性に有害な不純物又は添加元素の濃縮を、非破壊的な手法により定性的かつ定量的に調べることを目的とする。

供試材は304系ステンレス鋼7種及び316系ステンレス鋼7種で、Table 5.4.4に示すように高純度合金に各種の添加元素を加えた合計14種の実験合金である。これらの合金から $10 \times 10 \times t_2$ (mm)の平板型腐食試験片を作製した後、JRR-3Mにて約220℃で速中性子 $6.4 \times 10^{24} \text{ n/m}^2$ ($E \geq 0.18 \text{ MeV}$)まで照射した。計算される弾き出し損傷量は約0.5dpa、熱中性子量は $2.4 \times 10^{25} \text{ n/m}^2$ である。この照射済み試験片に電圧印加端子を接着後、エポキシ樹脂に埋め込み、表面を鏡面程度まで機械研磨した。これら試験片を以下に示す試験条件で不働態化域より腐食電位まで電位走査を行うsing loop法によるEPR試験を行った。これら試験条件は、照射効果をより良く抽出するために行われた多くの試験条件の探索の結果である。

- ・試験溶液濃度：SUS304系 KSCN濃度 1g/l, 希硫酸濃度0.05mol/l
SUS316系 KSCN濃度 10g/l, 希硫酸濃度0.5mol/l
- ・溶液温度 : 30℃
- ・カソード処理電位及び時間：SUS304系 -1000mV (飽和甘こう参照電極電位基準、以下同)で2分間
SUS316系 -600mVで2分間
- ・不働態化処理電位及び時間：SUS304系 +400mVで10～15分間
SUS316系 +200mVで5～10分間
- ・電位走査速度：SUS304系 100mV/min、SUS316系 50mV/min

更に、一部試験片については同じくジュニアセル内に設置してある試料研磨装置により再研磨を行った後、再度、EPR 試験を実施し再現性についても検討を行った。また一部試験片については再研磨、カソード処理及び不働態化処理の後、上述試験と同組成の溶液を用い、最大アノード電流密度に相当する電位（SUS304系では+103mV、SUS316系では+153mV）にて定電位電解試験を実施した。両試験の実施後、試験片表面の走査型電子顕微鏡（SEM）観察を行い腐食部位を同定した。

次に、EPR 試験結果について述べる。SUS304系では非照射材にもTA0~TA4 の試験片で活性化ピークが生じたが、照射材ではより大きなピークが観察された。またC+Ti添加材のTA5 及び全ての元素を添加したTA6 の試験片は非照射材には活性化ピークは見られなかったが、照射材にはピークが観察された。SUS316系では非照射材では全ての試験片に活性化ピークは観察されなかったが、照射材では全ての元素を添加したTB6 を除くTB0 ~TB5 の試験片にピークが観察されるようになった。Fig. 5. 4. 1 にSUS316系高純度材TB0 の電位- 電流曲線を示す。この試験ではほぼ良い再現性が得られたが、その他の多くの試験では試験を繰り返す毎にピーク電流密度の低下が見られ、あまり良い再現性が得られなかった。

C 添加材であるTA4 及びTB1、C+Ti添加材であるTA5 及びTB2 に対しては活性化域での定電位電解試験を実施した。EPR 試験においてこれら照射済み試験片は全て活性化ピークを生じたが、定電位電解試験での腐食溶解挙動はFig. 5. 4. 2 に示すように大きく異なり、TA4 では急速に電流密度が上昇した後飽和したが、SUS316系のTB1 及びTB2 では非常に僅かずつの増加を、TA5 はこれらの中間の挙動を示した。

EPR 試験及び定電位電解試験後の腐食状態をSEM にて観察した。その結果、TA0、TB0、TB5 及びTB6 の試験片では粒内の照射欠陥と考えられる位置にエッチピットが観察され、TA1 及びTA6 の試験片では粒内の析出物が存在していたと考えられる位置に孔が観察されたが、これらいずれの試験片にも粒界の選択的な溶解は観察されなかった。Fig. 5. 4. 3 にエッチピットが観察されたTB0 の表面状態を示す。定電位電解試験を行ったTA4 では、Fig. 5. 4. 4 に示すように優先的なエッチピットと僅かな粒界の腐食が観察された。

今回のEPR 試験では、SUS304系は全ての試験片に、SUS316系はTB6 を除く試験片に照射による活性化ピークの発生又はピーク電流密度の増大が見られた。これより中性子照射による腐食特性の劣化が生じたと考えられる。しかし、これらの腐食は主として粒内の照射欠陥及び析出物と考えられる部位に生じ粒界には観察されなかったため、粒界腐食割れ性に大きな影響を与える特性劣化とはなり難いと思われる。

(3) フェライト鋼

平成6 年度には、400 °Cで $2 \times 10^{20} \text{n/cm}^2 (E > 1 \text{MeV})$ の中性子照射をおこなった2 1/4Cr-1Mo鋼について、硝酸カルシウム溶液中でアノード分極曲線を測定し、2 次ピーク電流密度値の変化から中性子照射による不純物の粒界偏析についての試験を開始した。ここでは本試験の原理、目的等について概略を示す。

HTTR圧力容器にも使用される2 1/4Cr-1Mo鋼は375 °Cから550 °Cの温度範囲に長時間保持されると、不純物元素の粒界偏析が原因となって脆化することがよく知られている。そこで、筆者らは、

400 °Cから550 °Cの温度範囲で最長5 万時間におよぶ熱時効試験を実施し、シャルピー衝撃試験、オージェ分析等により、脆化要因の抽出を行った。その結果、本鋼の脆化の主因はリンの粒界偏析であることを示した。また、これらの貴重な長時間熱時効材を用いて非破壊的経年劣化評価技術の検討を行った。過去数年間にわたっての原子力関連を含む各種機器・構造物に対する非破壊的経年劣化評価技術あるいは余寿命診断技術の向上は著しいものがあり、プラント構造物の損傷評価手法にもいくつかの手法が提案され、これらの手法はそれぞれ長所・短所を有しており、これらのいくつかを有効に組み合わせることが精度向上に不可欠である。しかし、評価手法が必ずしも損傷機構に基づいているものばかりでないため結果の解釈に十分注意を必要とする場合もある。また、非破壊的な計測に加えて実際のデータをを得る目的で対象部位より小片を切り出し、例えばスモールパンチ試験のような試験により、材料特性を計測する方法も考えられている。これらの評価手法のうちでも、電気化学的損傷計測・評価手法は一つの手法で多様な損傷形態に対応できる手法として注目される。すなわち、電気化学的手法は検出原理が特定組織あるいは特定偏析物の優先溶出に立脚しているため、損傷の機構に基づいた評価手法であり、計測量の物理的内容が明確であることが大きな特徴である。具体的には、損傷の種類に応じて適切な損傷検出電解溶液中にて分極曲線の計測、あるいは電極インピーダンス計測を行い微視組織変化に対応した特性値を見だし、損傷との対応を明らかにするものである。

Fig. 5.4.5 は2 ¼Cr-1Mo鋼の熱時効によるアノード分極曲線の変化の典型例として、硝酸カルシウム溶液中での測定結果を受け入れ材と熱時効材について比較したものである。不動態域の約140mV 付近で、熱時効材は受け入れ材と比較して2 次ピーク電流密度値の増加が見られる。この分極曲線の測定に用いた電解液はリン偏析に伴う応力腐食割れ感受性をもつことが知られ、供試材の熱時効脆化の主因はリンの粒界偏析であり、さらに熱時効材には粒界の選択的溶解が認められた。したがって、熱時効に伴う2 次ピーク電流密度値の増加はリンの粒界偏析によって粒界上の不動態皮膜の生成が阻止されたことに起因する。また、熱時効材とその脱脆化処理材の2 次ピーク電流密度値の差と延性脆性遷移温度 (DBTT) の間に相関が得られた。

ここでの電気化学的分極法はリンが存在することによる粒界の選択的溶解を検出原理としているため、上記の粒界脆化度の非破壊的定量評価の他に、リン偏析による粒界脆化機構の解明に役立てることが可能である。そこで平成6 年度に開始した電気化学試験では、400 °Cで 2×10^{20} n/cm² ($E > 1$ MeV) の中性子照射をおこなった2 ¼Cr-1Mo鋼について、中性子照射によって誘起される不純物特にリンの粒界偏析の有無について評価することとした。また、同一照射条件下の中性子照射材のシャルピー衝撃試験片の破面上において粒界割れを確認している。以下に試験条件等を示す。

- ・ 供試材： 中性子照射材及び脱脆化処理材 (575 °C×1h)
 中性子照射前に450 °C×10000hの熱時効を行った2 ¼Cr-1Mo鋼及び脱脆化処理材
- ・ 試験片：10×10×1mm に電圧印加端子を接着後、φ32樹脂リング埋め込み
- ・ 研 磨：1 μm のダイヤモンドペーストによる鏡面仕上げ、2 回目の研磨からはジュニアセルに設置してある遠隔操作型研磨機により再研磨
- ・ 分極試験：55% Ca(NO₃)₂、30°C、腐食電位から貴方向 (アノード側) に0.5mV/sec で試験片の電位を掃引

現在、これらの試験条件下で電気化学的分極試験を実施中であり、さらに分極試験後の粒界の選択的腐食の状況を把握するためのSEM 観察も実施予定である。また、これら一連の2 ¼Cr-1Mo 鋼に関する電気化学試験による手法等は、同様な組織、劣化形態を有する軽水炉圧力容器鋼についての非破壊経年劣化評価、脆化機構の解明等に応用が可能であると考えられる。

(4) まとめ

平成5 年度にジュニアセルに設置した試料研磨機により、再測定のために必要な試料再研磨の効率が向上し、中性子照射に起因する材料の損傷メカニズムの解明等に寄与する貴重なデータの蓄積を図ることが出来た。しかし、原因不明のノイズにより測定が不能となる場合が生じたことから、一層のノイズ対策が必要であることが認識された。また、電解液の浸入を防止するため気密性の高い試験片ホルダーへの改良等も従来からの課題である。今後とも電気化学的腐食試験装置の改良、維持に努めていきたい。

Table. 5.4.4 オーステナイト系ステンレス実験合金鋼の化学組成 (Wt%)

	C	Si	Mn	P	S	Cr	Ni	Mo	Ti	Al	N	Fe
TA 0	0.003	0.01	1.36	0.001	0.0014	18.17	12.27		0.01	0.16	0.0014	bal.
TA 1	0.003	0.69	1.36	0.001	0.0014	18.01	12.24		0.00	0.10	0.0014	bal.
TA 2	0.006	0.03	1.40	0.017	0.0011	18.60	12.56		0.01	0.11	0.0016	bal.
TA 3	0.002	0.03	1.41	0.001	0.0318	18.32	12.47		0.01	0.07	0.0012	bal.
TA 4	0.098	0.03	1.39	0.001	0.0020	18.30	12.50		0.00	0.11	0.0016	bal.
TA 5	0.099	0.03	1.39	0.001	0.0017	18.50	12.47		0.31	0.11	0.0018	bal.
TA 6	0.107	0.72	1.41	0.019	0.0356	18.66	12.68		0.29	0.10	0.0026	bal.
TB 0	0.004	0.02	1.40	<0.001	0.0010	17.21	13.50	2.50	0.01	0.10	0.0020	bal.
TB 1	0.061	0.03	1.40	0.001	0.0014	17.28	13.50	2.49	0.01	0.09	0.0026	bal.
TB 2	0.062	0.04	1.39	0.001	0.0014	17.05	13.47	2.48	0.29	0.11	0.0026	bal.
TB 3	0.065	0.70	1.39	<0.001	0.0014	17.16	13.53	2.44	0.30	0.09	0.0033	bal.
TB 4	0.061	0.05	1.40	0.019	0.0015	16.95	13.53	2.48	0.29	0.11	0.0032	bal.
TB 5	0.061	0.03	1.41	0.001	0.0370	17.82	13.60	2.47	0.30	0.12	0.0020	bal.
TB 6	0.063	0.76	1.42	0.018	0.0370	17.32	13.56	2.43	0.30	0.10	0.0022	bal.

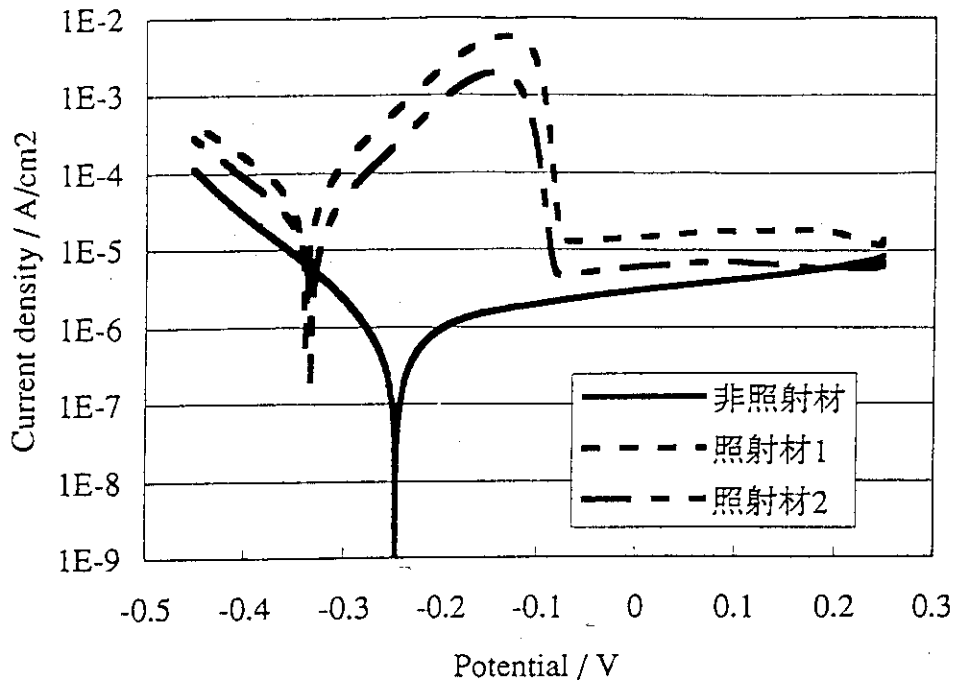


Fig. 5.4.1 EPR試験における電位-電流曲線
 (図中破線は照射材1回目を、一点鎖線は照射材2回目を示す。
 試料はSUS316系の高純度合金(TB0)である)

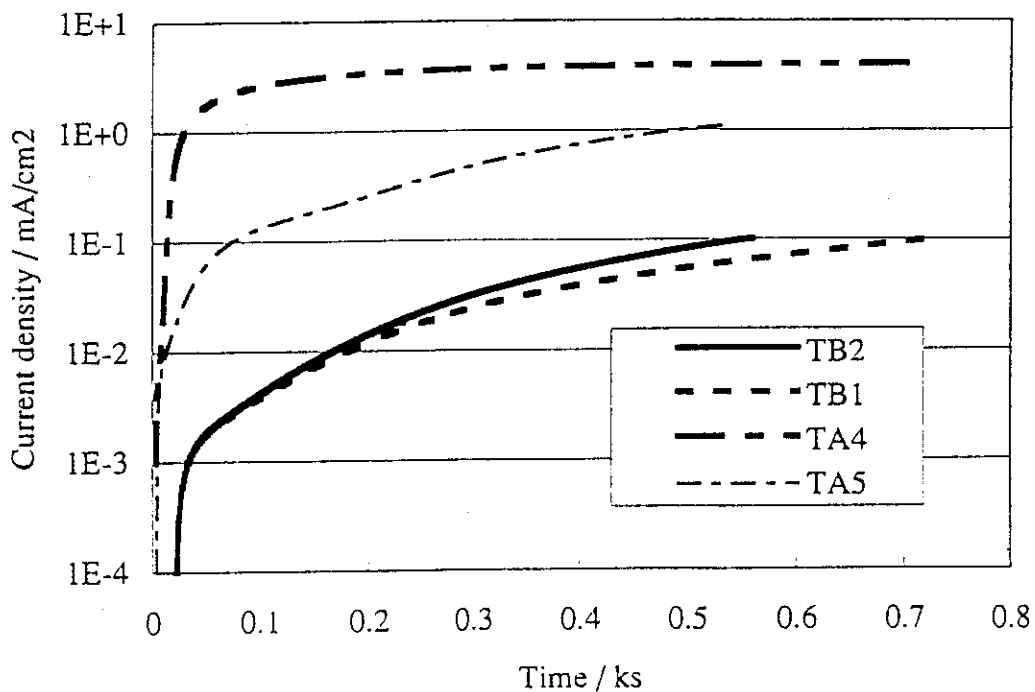


Fig. 5.4.2 定電位電解試験における電流-時間曲線
 (カソード処理及び不働態化処理を行った後、SUS304系は103mVに
 SUS316系は153mVに速やかに電位を帰引した。試験片TA4及び
 TB1はC添加合金、TA5及びTB2はC、Ti添加合金を示す)

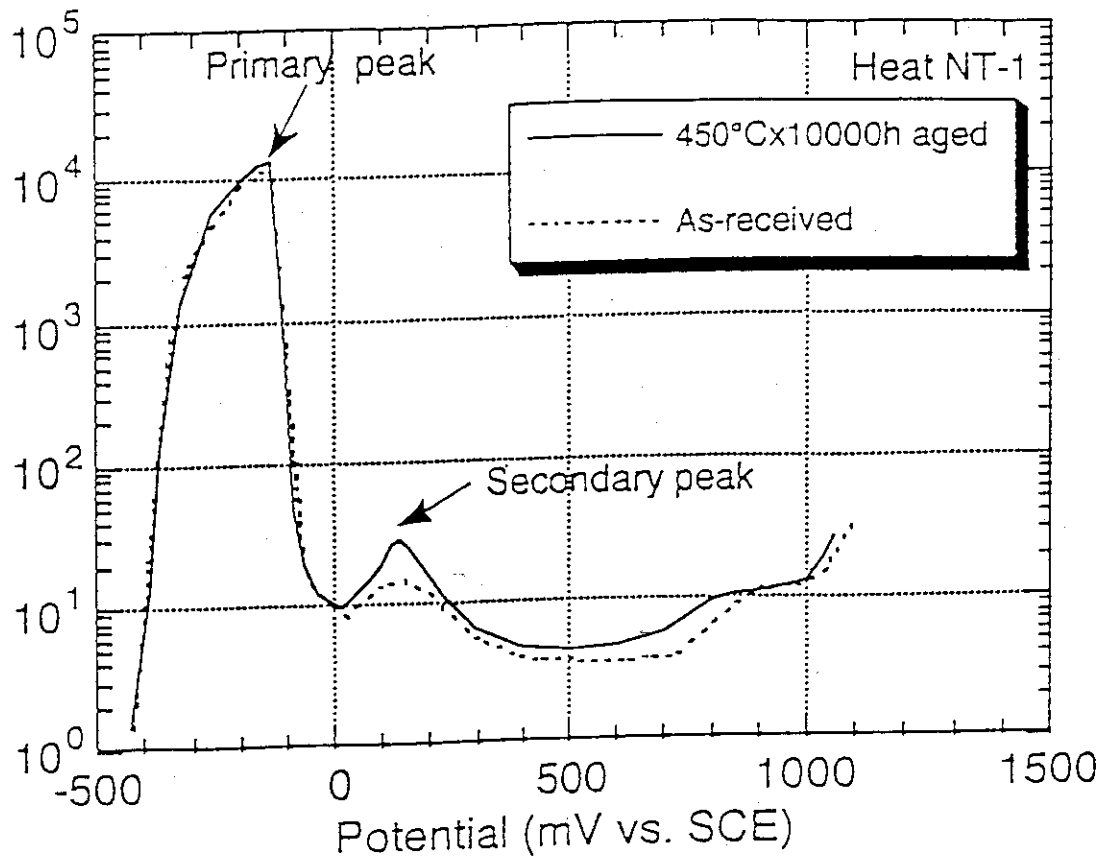


Fig. 5.4.3 2 1/4-Mo鋼の熱時効によるアノード分極曲線
(硝酸カルシウム中での測定)

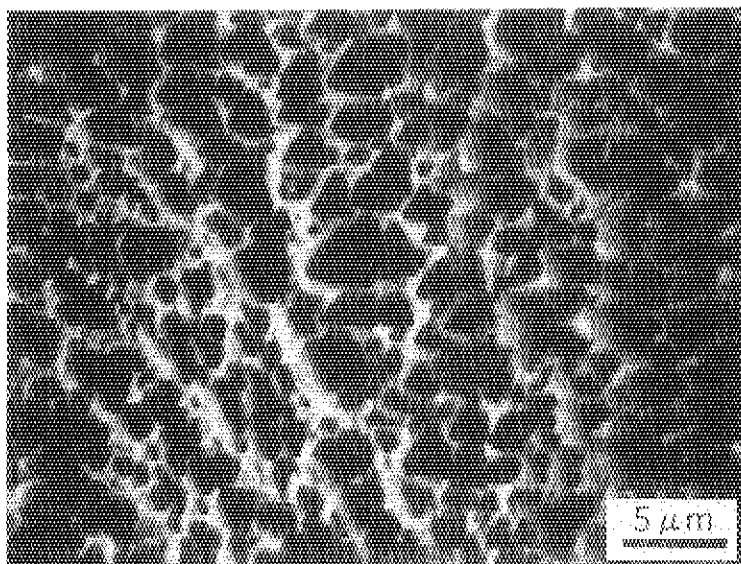


Fig. 5.4.4 EPR試験後表面観察試験
(試験片はSUS316系の高純度合金(TB0)である。
表面に多くのエッチピットが観察される)

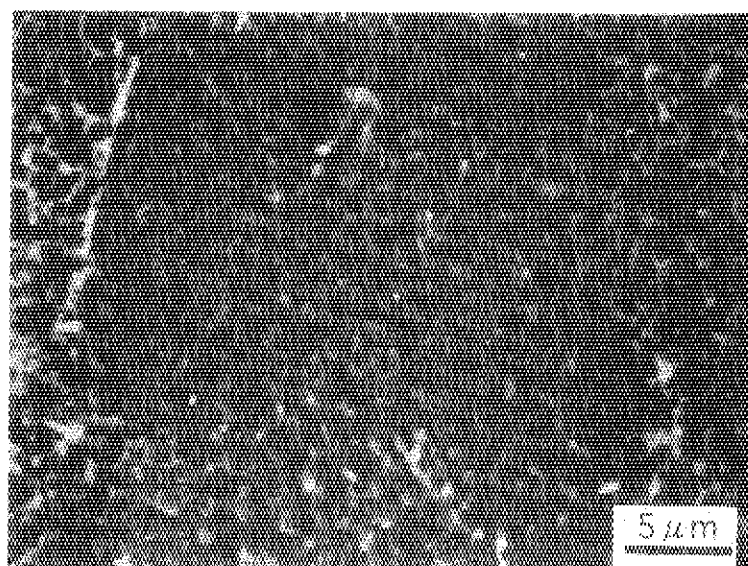


Fig. 5.4.5 定電位電解試験後表面観察試験
(試験は活性化域で実施した。試験片はSUS306系のC添加合金(TA3)
である。表面に多くのエッチピットと粒界が腐食されているのが
観察される)

あ と が き

3施設が統合され5年が経過したホット試験室では、当初の目標どおり、共通技術基盤の活用を基本に各施設の有効な運営が定着してきた。しかし、近年さらなる各施設の有機的な運用が必要とされつつあり、WASTE Fの利用拡張をはじめとしてホットラボ施設全体の”あり方”を見なおなければならない状況にある。このような状況下、各施設ともそれぞれの特徴を生かしつつ、これらのニーズに応えるべく各種試験の実施、技術の開発さらには官庁手続きの促進等を実施してきた。

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照射後試験の高度化、多様化に対応すべく例年に増す件数を成就できた。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、また、これら多くの成果が、現在模索されているホットラボ施設の更なる有機的な運用に対しても有用なデータとして活用されるを願って、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)
	天 野 英 俊	(ホット試験技術課)
	寺 門 正 吾	(実用燃料試験課)
	松 本 征一郎	(WASTE F 課)
	伊 藤 忠 春	(ホ ッ ト ラ ボ 課)

付録 1. 官庁許認可申請一覧

1. 核燃料物質使用の変更許可申請

施 設 名	申請年月日	件 名	許可年月日
燃料試験施設	H6. 10. 25 (H6. 12. 6で 一部補正)	燃料棒水中試験装置の新設	H7. 2. 14
廃棄物安全試験 施設	H6. 10. 25 (H6. 12. 6で 一部補正)	グローブボックスの改造	H7. 2. 14

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	H6. 11. 10	汚染検査室の増設	H6. 11. 22
廃棄物安全試験 施設	H7. 3. 28	使用核種及び使用数量の一部変更及びフード の増設並びに貯蔵施設の区分の変更	H7. 3. 30

3. 施設検査申請

本年度の申請案件はない。

4. 輸送容器関係許認可変更申請

施設名	申請年月日	件名	更新年月日
廃棄物安全試験施設	H6.11.1	核燃料物質輸送容器（ACC-90Y-180K型）に係る「核燃料輸送物設計承認更新手続き」及び「承認容器使用期間更新手続き」	H6.11.29

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、「放射性同位元素の使用の許可」に関して、汚染検査室の増設に対処するため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

施設名	受審年月日	件名
燃料試験施設	H6.7.28	燃料棒水中試験装置の新設について
廃棄物安全試験施設	H6.7.28	グローブボックスの改造について

付録 2 . 安全衛生関係

平成6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6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6年度部安全衛生管理実施計画」を策定し、これを基に実施した。

以下に、保安管理室に報告した「平成6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。

外部機関による安全関係の検査等は、7月22日産業医によるホットラボ施設の巡視及び1月26日水戸労働基準監督署による燃料試験施設の立入検査が実施され、特に指摘は無かった。

事務棟で発生したバランス型窓の事故に係わる点検では、ホットラボ施設が同型窓の事故再発防止対策を行った。

2. 施設点検の強化

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

非定常作業の計画停電(10月11日、12日)等については、作業計画書及び作業手順を確認し安全に作業が実施された。

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、7月22日防火管理者による防火対象施設及び危険物取扱施設の安全パトロールが燃料試験施設で実施され、特に指摘は無かった。

地震対策の強化については、ホット試験室が定めた3施設の「地震後の施設点検について」を改正し、10月31日付「6 東ホ試第58号」で地震後の点検行動を明確にした。又、9月1日に実施された「大規模地震対応所内防災訓練」でホット試験室関係者の人員掌握を行った。

阪神大震災に関する活動としては、「原子力関連施設の安全管理の徹底について」及び「地震時の被害を防止・軽減するための課題の抽出について」の調査依頼を基にホット試験室3施設で点検・検討を行い、その結果を保安管理室に報告した。

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、別表のとおりである。また、所内外の講習会には積極的に参加し、高圧ガス作業主任者等で多くの資格取得者が誕生した。

5. 安全衛生会議の開催

安全衛生会議を次のとおり実施した。

1) 部安全衛生会議

第1回 4月22日、第2回 7月11日、第3回 10月31日、第4回 12月8日、第5回 3月24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21日、第2回 7月18日、第3回 9月27日、第4回 12月14日、第5回 3月22日

6. 安全衛生パトロールの実施

安全衛生パトロールを次のとおり実施した。

1) 夏季部長パトロール

7月18日(燃料試験施設)、7月19日(廃棄物安全試験施設、ホットラボ施設)

2) 年末部長パトロール

12月16日(燃料試験施設、廃棄物安全試験施設、ホットラボ施設)

3) 課長パトロール

各課毎に毎月1回実施した。

7. 事故・故障情報等

県内の原子力事業所及び高圧ガス製造施設では、それぞれ軽被ばく及び人身事故が発生した。又、3月8日に東海研の所長よりJRR-2及びJMTRの原子炉が相次いで計画外に停止したため、「施設運転に係わる安全管理の配慮について」の指示を受けた。尚、3月29日付科技庁原子力安全局長通達により、報告義務のなかった軽微な故障等についても報告することになった。

以下は、県からの事故・故障情報の概要である。ホット試験室3施設では、これら類似事故の未然防止のために点検等を実施した結果、特段の改善措置を要するケースはなかった。

1) 県内の原子力事業所で発生した事故・故障情報について

(1) 3月31日 原研大洗研究所材料試験炉の自動停止について

(2) 4月12日 再処理工場燃料導入コンベア駆動用ドライブシャフトの故障について

(3) 4月20日 動燃東海プルトニウム転換技術開発施設における作業員の被ばくについて

(4) 5月8日 動燃東海事業所再処理施設における落雷停電による圧縮機の一時停止について

(5) 9月20日 動燃大洗工学センター高速実験炉「常陽」の自動停止について

(6) 11月18日 動燃東海事業所再処理施設第二高放射性固体廃棄物貯蔵施設におけるドラムの下降停止について

(7) 11月28日 動燃東海再処理工場における試薬調整ポンプの停止について

(8) 12月12日 東海発電所2号タービン復水電導度上昇に伴う出力降下について

(9) 3月6日 原研大洗研究所JMTR原子炉施設の自動停止について

(10) 12月16日 原研東海研究所JRR-2原子炉の手動停止について

(11) 3月3日 動燃東海再処理工場における作業員の被ばくについて

2) 高圧ガス製造施設の事故の情報

(1) 9月1日 鹿島臨海工業地帯の特定製造事業所におけるフッ硫酸噴出による死傷事故

(2) 10月3日 岡山県内食品会社の冷凍機点検中におけるフロンガスによる窒息死亡事故

平成6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、関係者の地道な努力によって全員参加による安全活動が効を奏し「無事故」「無災害」であった。

本年度の1月17日には阪神大震災が発生している。この震災から多くの教訓を汲み取り、更に安全に対する意識が高まることを期待し、ハード・ソフト両面での安全強化策を推進したい。

別紙

平成6年度 保安教育訓練実施状況

数字は実施日を示す。

実施項目	実施年月	6年/4	5	6	7	8	9	10	11	12	7年/1	2	3
1. 原子炉等規制法に基づく保安教育訓練		6.7.8.11 14.18.21 26.28	9.10.12.16 18.23.25 27.30.31	1.6.7.8.20 21.22.23 24.29	7.	1.2.8.19 22.23.26 29.31	1.7.19.21 26.28	5.11.13.17 24.25.26	21.24.28 29.	5.13.27	17.24.27 30.31	6.14.20.24	1.13.14.16 24.
2. 放射線障害防止法に基づく保安教育訓練		7.18.21.26	27.31	7.21.24.29	12	2.9.21	1.6	25.26			24.31	14.24	13.14.24.
3. 高圧ガス取締法に基づく保安教育訓練					29	23					24	24	13.
4. 消防法に基づく保安教育訓練		26		29		23.31	1	25			24		24.
5. 電気事業法に基づく保安教育訓練							1	26					
6. 東海研防運動要領に基づく保安教育訓練													
7. 労働安全衛生法に基づく保安教育訓練		6.18.28	27			25		25	29		24.27	24	24.
8. 資格取得に係る講習会				31	26	2.23			11	7.8.9		28	
9. 法定資格者等の育成			26.27.31	1.8.9.10. 19.	16.17.26	2.25.		4.5.	11.	7.9.	26.	3.28.	
10. 新人・異動職員等の安全教育		18.21.6 7				2							
11. 勤務時間外通報訓練								25 (ホットラボ) 26 (WASTE)			24 (燃式)		

付録 3 . 研究成果一覽

研究テーマ (大テーマ)	年月日	題 目	発 表 者	発 表 場 所
照射後試験及びW A S T E F 試験に 関する技術開発 (5 5 2 - 3)	6. 5. 16	Post-irradiation examination of power reactor fuel -Destructive examination-	山原 武 石本 清 他	IAEA ED-WARF-II 会 議 (ドイツ, カールス ル-エ)
	6. 7. 22	照射済燃料ペレットの高温熱 特性測定技術の開発	西野 泰治	原研・東海研 第745 回金曜 セミナー
	6. 8.	Thermal durability of modified SYNROC material as reactor fuel matrix	西野 泰治 大和田 功 他	JAERI-Research 94-008
	6. 9. 29	高燃焼度燃料照射後試験設備 整備 (3) 未照射燃料によるペレット熱 伝導率測定装置の特性試験	大和田 功 西野 泰治 山原 武 他	日本原子力学会 1994年秋の大会・北大
	6. 9. 29	高燃焼度燃料照射後試験設備 整備 (4) ペレット融点測定装置の開発	西野 泰治 大和田 功 串田 輝雄 山原 武	"
	6. 10. 17	Development of post-irradiation examination techniques at the reactor fuel examination facility	山原 武 西野 泰治 他	IAEA Technical committee meeting on recent development on post-irradiation examination techniques for water re-

研究テーマ (大テーマ)	年月日	題 目	発 表 者	発 表 場 所
				actor fuel 仏 カダラッシュ
	6.10.25	Durability of high-level waste glass in flowing groundwater under gamma irradiation	佐川 民雄 他	Scientific basis for nuclear waste management 京都
	6.11.15	Development of ultra-micro hardness tester	串田 輝雄 西野 泰治 山原 武 他	1994 ANS Winter meeting the 42nd conference on robotics and remote system 米 ワシントン DC
	6.11.	87F-2A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	吉田 武司 他	JAERI-Research 94-027
	6.11.	ホット試験室施設の運転と技術開発(平成5年度)	ホット試験室	JAERI-Review 94-004
	6.11.	未照射試料によるペレット熱伝導率測定装置の特性試験	大和田 功 西野 泰治 串田 輝雄 他	JAERI-Tech 94-028

研究テーマ (大テーマ)	年月日	題 目	発 表 者	発 表 場 所
燃料試験施設の 運転管理 (553-2)	6.11.24	水炉燃料の照射後試験における最近の技術開発に関する専門家会議報告	山原 武	日本学術振興会 原子炉材料 第122委員会
	7. 1.	平成5年度高燃焼度燃料照射後試験設備整備(特会受託成果報告会)	ホット試験室	科技庁
	7. 1.	燃料試験施設に係わるセル遮蔽体及び周辺監視区域境界における線量当量の評価	大和田 功 佐川 民雄 他	所内資料
	7. 2.	JMTR照射ウラン・プルトニウム混合窒化物燃料の照射後試験(88F-5A キャセル)	山原 武 他	JAERI-Research 95-008
	7. 3.29	JMTR照射ウラン・プルトニウム混合窒化物燃料の照射挙動	吉田 武司 他	日本原子力学会 1995年春の年会
	6. 8.	Thermal durability of modified SYNROC material as reactor fuel matrix	金沢 浩之 仲田 祐仁 天野 英俊 他	JAERI-Research

研究テーマ (大テーマ)	年月日	題 目	発 表 者	発 表 場 所
	6. 9. 28	原研におけるTMI-2デブリの 分析試験(7) EPMA分析結果	木村 康彦 金沢 浩之 花田也寸志 三瓶 真一 助川 友英 他	日本原子力学 会 1994年秋の大 会・北大
	6. 9. 28	原研におけるTMI-2デブリの 分析試験(8) E デブリの熱拡散率	三瓶 真一 助川 友英 他	"
	6. 9. 28	使用済PWR燃料のRIA 時ふる まいに及ぼす過渡付加の影響 (1) ベース照射時のふるまい と短尺化	市瀬 健一 天野 英俊 二瓶 康夫 寺門 正吾 助川 友英 他	"
	6. 9. 28	X 線回折装置による照射済U- O ₂ の格子定数測定	花田也寸志 金沢 浩之 大枝 悦郎 助川 友英 他	"
	6. 9. 29	使用済燃料集合体の指数実験 (II)	金井塚文雄 他	"
	6.10.17	Development of post-irrad- iation examination techni- ques at the reactor fuel examination facility	山原 武 天野 英俊 他	France Cadarache

研究テーマ (大テーマ)	年 月 日	題 目	発 表 者	発 表 場 所
	6. 11.	87F-2A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	野村 勇	JAERI-Research 94-027
	6. 11. 5	Oxide layer-thickness measurement on fuel cladding using eddy current method for high burnup HBWR fuel rods	仲田 祐仁 天野 英俊 関田 憲昭 他	Halden H. P. G meeting 93 Norway
	7. 1. 17	燃料試験施設に係わるセル遮蔽体及び周辺監視区域境界における線量当量の評価	大和田 功 金沢 浩之 他	所内資料
	7. 1.	JMTR照射ウラン・プルトニウム混合窒化物燃料の照射後試験 (88F-5Aキャプセル)	助川 友英 他	JAERI-Research
	7. 3.	JMTR照射ウラン・プルトニウム混合窒化物燃料の照射挙動	野村 勇 他	日本原子力学会 1995年春の年会
	7. 3.	JMTR照射ウラン・プルトニウム混合窒化物燃料中のU, Pu及びFPガス元素の挙動	花田也寸志 金沢 浩之 他	"
	7. 3.	ハルデン高燃焼度燃料の照射後試験(4) FPガス放出と径方向燃焼度分布	二瓶 康夫 大枝 悦郎 他	"

研究テーマ (大テーマ)	年月日	題 目	発 表 者	発 表 場 所
WASTEFの 運転管理 (554-1)	6.10.24	Rietveld analysis of phase separation in annealed and leach tested CM-doped PEROVSKITE	坪井 孝志 他	XVIII int. Symp Scientific basis for n- uclear waste management. 京都
	6.10.25	Durability of high-level waste glass in flowing groundwater under gamma irradiation	田村 行人 佐川 民雄 松本征一郎 他	"
	6.10.25	Effects of alpha-decay on the properties of actual nuclear waste glass	松本征一郎 他	"
	6.10.25	Alpha-decay damage of CM-doped PEROVSKITE	松本征一郎 坪井 孝志 他	"
ホットラボの 運転管理 (555-1)	6.3.	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-8]	菊地 輝男 園部 清美 伊藤 忠春 飯田 省三 木崎 実 高橋五志生 他	所内資料

研究テーマ (大テーマ)	年月日	題 目	発 表 者	発 表 場 所
	6. 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-6]	菊地 輝男 園部 清美 伊藤 忠春 飯田 省三 木崎 実 高橋五志生 他	所内資料
	6. 5.	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-7]	菊地 輝男 園部 清美 伊藤 忠春 飯田 省三 高橋五志生 他	所内資料
	6. 5.	Fission product behavior in triso-coated UO ₂ fuel particles	高橋五志生 他	J. Nucl. mater Vol. 208
	6. 5.	Effects of neutron flux and irradiation temperatu- re on neutron irradiation embrittlement of A533B st- eels	木崎 実 他	17th ASTM meeting
	6. 6.	第11次及び第12次OGL-1燃料 体の黒鉛スリーブ及び黒鉛ブ ロック中の核分裂生成物の分 布	菊池 輝男 他	所内資料

研究テーマ (大テーマ)	年月日	題 目	発 表 者	発 表 場 所
	6. 7.	Behavior of pre-irradiated fuel under a simulated RIA condition [Results of NSRR test JM-3]	菊池 輝男 他	JAERI-Research 94-006
	6. 9.	過渡付加時の核分裂ガス放出	菊池 輝男 飯田 省三 伊藤 忠春 宮西 秀至 他	日本原子力学会 1994年秋の大会・北大
	6. 9.	ホットラボにおける破損燃料の照射後試験	菊池 輝男 高橋五志生 石川 明義 三田 尚亮 野沢 幸男 神永 敬久 富田 健 他	"
	6. 9.	Irradiation experiments of low copper A533B steels for reactor pressure vessel tested in JMTR	木崎 実 他	JAERI-Research 94-015
	6.10.	OGL-1第9次～第12次燃料体の照射後試験	菊池 輝男 他	JAERI-Research 94-017
	6.10.	東海ホットラボの運転管理状況報告書(平成4年度)	ホットラボ課	所内資料

研究テーマ (大テーマ)	年月日	題 目	発 表 者	発 表 場 所
	7. 1.	原電東海発電所燃料モニタリ ング成果報告書 (平成 5年度受託調査)	ホットラボ課	所内資料
	7. 2.	NSRR照射済燃料実験 パルス照射後非破壊及び破壊 検査結果 [実験番号: GK-1]	菊池 輝男 伊藤 忠春 関野 甫 木崎 実 飯田 省三 高橋五志生 他	所内資料
	7. 2.	NSRR照射済燃料実験 パルス照射後非破壊及び破壊 検査結果 [実験番号: OI-1]	菊池 輝男 伊藤 忠春 関野 甫 木崎 実 飯田 省三 高橋五志生 他	所内資料
	7. 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: JMN-1]	菊池 輝男 伊藤 忠春 飯田 省三 高橋五志生 他	所内資料

付録 4. 外部発表等予稿

年 月 日	題 目	発 表 者	発 表 場 所
6. 5. 16	Post-irradiation examination of power reactor fuel -destructive examination-	山原 武 石本 清	IAEA ED-WARF-II
6. 9. 29	高燃焼度燃料照射後試験設備整備 (その3) 未照射試料によるペレット熱伝導率測定装置の特性試験	大和田 功 西野 泰治 山原 武 他	日本原子力学会 1994年秋の大会
6. 9. 29	高燃焼度燃料照射後試験設備整備 (その4) ペレット融点測定装置の開発	西野 泰治 大和田 功 串田 輝雄 山原 武	日本原子力学会 1994年秋の大会
6. 10. 17	Development of post-irradiation examination techniques at the reactor fuel examination facility.	山原 武 西野 泰治 天野 英俊 石本 清	IAEA Technical committee meeting on recent development on post-irradiation examination techniques for water reactor fuel
6. 11. 15	Development of ultra-micro hardness tester	串田 輝雄 西野 泰治 山原 武 石本 清	1994 ANS winter meeting the 42nd conference on robotics and remote system
6. 11. 24	水炉燃料の照射後試験における最近の技術開発に関する専門家会議報告	山原 武	日本学術振興会 原子炉材料 122委員会

年 月 日	題 目	発 表 者	発 表 場 所
6.	Development of ultra-micro hardness tester	串田 輝雄 西野 泰治 山原 武 石本 清	Trans. Am. Nucl. Soc 71
6. 9. 28	原研におけるTMI-2 デブリの分析試験 (7) EPMA分析試験	木村 康彦 金沢 浩之 花田也寸志 本田 順一 三瓶 真一 助川 友英 他	日本原子力学会 1994年秋の大会
6. 9. 28	原研におけるTMI-2 デブリの分析試験 (8) デブリの熱拡散率	三瓶 真一 大和田 功 本田 順一 助川 友英 他	日本原子力学会 1994年秋の大会
6. 9. 28	使用済PWR燃料のRIA時ふるまいに及ぼす 過渡付加の影響 (1) ベース照射時のふるまいと短尺化	市瀬 健一 天野 英俊 二瓶 康夫 寺門 正吾 助川 友英 他	日本原子力学会 1994年秋の大会
6. 9. 28	X線回折装置による照射済みUO ₂ の格子定 数測定	花田也寸志 金沢浩之 大枝悦郎 助川 友英 他	日本原子力学会 1994年秋の大会
6. 9. 29	使用済燃料集合体の指数実験 (Ⅱ)	金井塚文雄	日本原子力学会 1994年秋の大会

年 月 日	題 目	発 表 者	発 表 場 所
6.11. 5	Oxide layer-thickness measurement on fuel cladding for high burnup HBWR fuel rods using eddy current method	仲田 祐仁 天野 英俊 関田 憲昭 西 雅裕 助川 友英 石本 清 他	Halden H.P.G meeting
7. 3.	JMTR照射ウラン・プルトニウム窒化物燃料の照射挙動	野村 勇 本田 順一 吉田 武司 他	日本原子力学会 1995年春の年会
7. 3.	JMTR照射ウラン・プルトニウム窒化物燃料中のウラン・プルトニウム及びFP元素の挙動	花田也寸志 金沢 浩之 他	日本原子力学会 1995年春の年会
7. 3.	ハルデン高燃焼度燃料の照射後試験 (4) FP ガス放出と径方向燃焼度分布	二瓶 康夫 大枝 悦郎 他	日本原子力学会 1995年春の年会
6. 5.	Fission product behavior in triso-coated UO_2 fuel particles	高橋 五志生 他	J. Nucl. mater Vol. 208
6. 5.	Effects of neutron flux and irradiation temperature on irradiation embrittlement of A533B steels	木崎 実 他	17th ASTM meeting

年 月 日	題 目	発 表 者	発 表 場 所
6. 9.	使用済PWR燃料のRIA時ふるまいに及ぼす 過渡付加の影響 (3)過渡付加時の核分裂ガス放出	宮西 英至 飯田 省三 伊藤 忠春 菊池 輝男 他	日本原子力学会 1994年の大会
6. 9.	使用済PWR燃料のRIA時ふるまいに及ぼす 過渡付加の影響 (5)ホットラボにおける破損燃料の照射 後試験	三田尚亮 高橋 五志生 石川明義 野沢幸男 富田 健 神永敬久 菊池輝男 他	日本原子力学会 1994年の大会

IAEA 2nd Research Coordination Meeting on Examination and Documentation
Methodology for Water Reactor Fuel (ED-WARF-II)
16-20 May 1994, Karlsruhe, Germany

POST-IRRADIATION EXAMINATION OF POWER REACTOR FUEL
- DESTRUCTIVE EXAMINATION -

T. Yamahara¹ and K. Ishimoto²

¹ Hot Engineering Division

² Department of Hot Laboratories

Tokai Research Establishment

Japan Atomic Energy Research Institute

Tokai-mura, Ibaraki-ken, 319-11, Japan

ABSTRACT

The Reactor Fuel Examination Facility (RFEF) at JAERI Tokai Research Establishment started its operation in December 1979 for carrying out Post-Irradiation Examination (PIE) of full-size power reactor fuel assemblies. As of April 1994, RFEF has carried out PIEs of 14 fuel assemblies and 32 fuel rods extracted from the fuel assemblies at the power reactor sites. PIEs of the fuel assembly are classified into three major categories such as non-destructive examinations of the fuel assembly and fuel rod, destructive examinations of the fuel rod and destructive examinations of the fuel assembly component.

This paper describes typical destructive examination procedure of the power reactor fuel rod at RFEF.

(社) 日本原子力学会「1994秋の大会」(1994年9月28~30日, 北大)

P30

高燃焼度燃料照射後試験設備整備(その3)
 —未照射試料によるペレット熱伝導率測定装置の特性試験—
 Development of PIE Apparatus for High Burnup Fuel (3)
 - Characterization of The Pellet Thermal Conductivity Measurement
 Apparatus with Unirradiated Samples -

原 研 ○ 大和田 功、西野 泰治、山原 武、
 OWADA Isao, NISHINO Yasuharu, YAMAHARA Takeshi,
 原燃工・ 中村 仁一、古田 照夫、松田 哲志*
 NAKAMURA Jinichi, FURUTA Teruo, MATSUDA Tetsushi

1. はじめに 原研・ホット試験室では、燃料の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に、ペレット熱伝導率測定装置を開発した。前報¹⁾では、整備が完了したペレット熱伝導率測定装置の概要とセラミックスによる特性試験結果について報告した。本報では、前報に引き続き実施した未照射 UO_2 、 UO_2 - Gd_2O_3 ペレットおよびジルコニア試料による装置の特性試験結果について報告する。

2. 試験方法 特性試験用に準備した未照射 UO_2 、 UO_2 -3wt% Gd_2O_3 、-6wt% Gd_2O_3 、-10wt% Gd_2O_3 ペレットおよびジルコニア塊より加工・調製した試料を用いて熱拡散率の測定を行った。 UO_2 、 UO_2 - Gd_2O_3 ペレットは、それぞれ直径が5mmで厚さが0.5、1、1.8mmの3種類と、直径が9.5mmで厚さが1、1.8mmの2種類である。室温においては、全試料について測定し、熱拡散率の測定におよぼす形状の影響について検討した。高温においては、直径5mmの厚さ3種類と直径9.5mm厚さ1mmについて100~1700℃の範囲で熱拡散率の測定を行った。ジルコニア試料については、 ZrO_2 -CaO、- Y_2O_3 の塊よりコアードリルおよびダイヤモンド切断機を用いて加工・調製した試料を、室温~1700℃の範囲で熱拡散率の温度依存性を測定した。

3. 結果 未照射 UO_2 、 UO_2 - Gd_2O_3 ペレットの室温における熱拡散率の測定で、 UO_2 の結果を除けば、 $t_{1/2}$ 法では試料厚さへの依存性が認められた。また、 $t_{1/2}$ 法と対数法の試料厚さ0への外挿値は良い一致を示した。

高温において、 UO_2 の場合昇温を2回繰り返した測定結果は、良い再現性が得られた。米国TPRCのデータと比較すると測定値が高めではあるが良く一致していた。図1に対数法で解析した UO_2 の熱拡散率温度依存性を米国TPRCのデータと共に示す。

UO_2 - Gd_2O_3 においては、1700℃の測定時に試料に割れが生じたため、1回目と2回目の昇温の測定値に、 UO_2 -10wt% Gd_2O_3 で、1回目に対して最大約7%低くなった。

ジルコニア塊から加工・調製した試料については、別途整形したジルコニア試料の熱拡散率と同程度の測定結果が得られ、精度良く測定できることが確認できた。

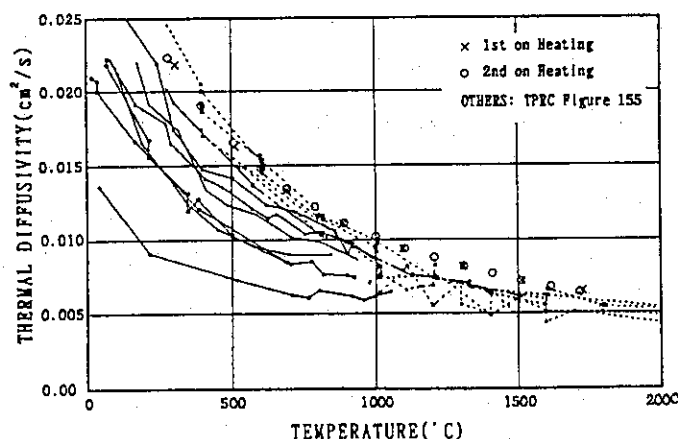


図1 UO_2 ペレットの熱拡散率温度依存性

参考文献 1) 大和田 他: 日本原子力学会「1993年秋の大会」K15

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

(社) 日本原子力学会「1994秋の大会」(1994年9月28~30日、北大)

P31

高燃焼度燃料照射後試験設備整備(その4)

-ペレット融点測定装置の開発-

Development of PIE Apparatus for High Burnup Fuel (4)

-Development of the Pellet Melting Temperature Measurement Apparatus-

○ 西野 泰治 大和田 功 串田 輝雄
NISHINO Yasuharu OWADA Isao KUSHIDA Teruo
原 研 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進めている。本報では、超微小硬度計¹⁾、ペレット熱伝導率測定装置²⁾に引き続き整備が完了したペレット融点測定装置の概要と特性試験の結果を報告する。

2. 開発目的 軽水炉燃料は安全性の観点から燃料ペレットが熔融を起こさない設計になっている。一般に、高燃焼度になるにつれて燃料ペレットの融点が降下すると言われているが、照射済燃料の融点に関する報告は僅かであり、その値もばらつきが大きい。このような背景のもとに、高燃焼度領域における照射済燃料ペレットの融点を精度良く測定するペレット融点測定装置を開発した。

3. 装置の概要 本装置は、燃料ペレットを封入したタングステンカプセルを高周波加熱炉で加熱し、二色温度計で測定した温度曲線のサーマルアレストを検出することにより融点を求めるものである。温度を高精度で測定するため、試料を封入したカプセル底に設けた测温孔(内径4mm)内を二色温度計で測定する方式とした。二色温度計は、集光部のみをセル内の加熱炉底に取り付け、放射線ダメージの受け易い検出部を操作室側壁に取り付けた。この間を純粋石英ファイバで接続することにより、約4m離れたセル内の試料温度を精度良く測定することを可能とした。本装置の構成を図1に示す。

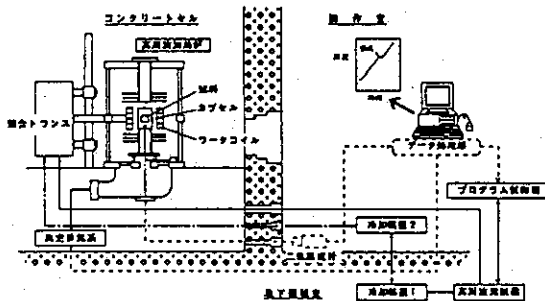


図1 ペレット融点測定装置構成図

4. 特性試験 本装置の主要部である高周波加熱炉について UO_2 の溶解に十分な加熱性能を、タングステン(融点:2995°C)試料が融解することで確認した。セル内設置後の総合的な温度補正を行うため、高純度のアルミナ、イットリア、ハフニア粉末試料を用いて融点測定を行った。測定チャートから融点を求めるのに十分なサーマルアレストが検出できることを確認した。図2に各試料の測定値と文献値を示す。これらのデータは良い直線性を示し、得られた回帰直線から二色温度計の補正を行い、高精度の融点測定が可能となる。以上の結果から照射済燃料ペレットの融点測定に本装置が適用できることを確認した。

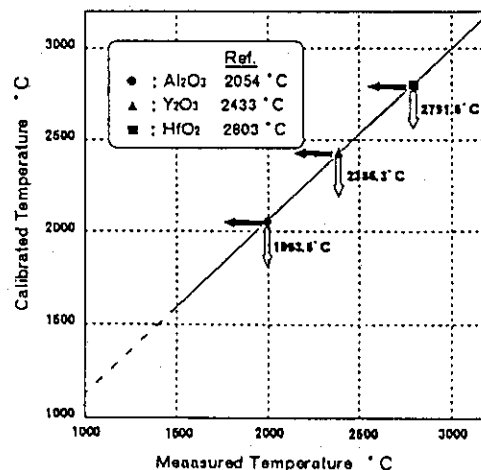


図2 二色温度計補正曲線

参考文献 1) 串田他、本会1993年春の年会、L17
2) 大和田他、本会1993年秋の大会、K15

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

IAEA Technical Committee Meeting on Recent Development on Post-Irradiation
Examination Techniques for Water Reactor Fuel
17-21, October 1994, Cadarache, France

DEVELOPMENT OF POST-IRRADIATION EXAMINATION TECHNIQUES
AT THE REACTOR FUEL EXAMINATION FACILITY

T. Yamahara¹, Y. Nishino¹, H. Amano², K. Ishimoto³

¹ Hot Engineering Division

² Fuel Examination Division

³ Department of Hot Laboratories

Tokai Research Establishment

Japan Atomic Energy Research Institute

Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken, 319-11, Japan

ABSTRACT

The Reactor Fuel Examination Facility (RFEF) at JAERI Tokai Research Establishment started Post-Irradiation Examination (PIE) of power reactor fuels in 1979. At present, the most concentrated work at the RFEF is PIE of high burnup fuels, for which the RFEF improved the original PIE techniques such as puncture test and fuel removal procedure from a shortened fuel rod. And also, the RFEF developed a thermal diffusivity measurement and a pellet melting temperature measurement apparatus to response to new PIE needs. This paper describes PIE techniques developed recently at the RFEF.

1. INTRODUCTION

The Reactor Fuel Examination Facility (RFEF) at JAERI Tokai Research Establishment has carried out Post-Irradiation Examinations (PIEs) of Light Water Reactor (LWR) and Fugen (ATR) fuels since 1979. The purpose of PIE is to confirm the integrity of irradiated power reactor fuels, to verify the appropriateness for the fuel design and manufacturing and to provide useful data on fuel behavior [1].

At present, the most concentrated work at the RFEF is PIE of high burnup fuels. However, the following technical problems arose with increasing burnup: difficulties to determine the void volume and the FP gas pressure in the fuel rod in the puncture test and to remove pellets from a shortened fuel rod on preparing cladding specimen for mechanical property tests. To resolve these problems, the RFEF improved the original puncture test apparatus and developed a fuel removal equipment using diamond core drill. And also to response to new PIE needs, the RFEF developed a thermal diffusivity measurement apparatus by the laser flush method and a pellet melting temperature measurement apparatus based on the thermal arrest technique. The following sections describe PIE techniques developed recently at the RFEF.

KEYWORDS: *cladding, hot laboratory, mechanical properties, remote techniques*

DEVELOPMENT OF ULTRA-MICRO HARDNESS TESTER

Teruo KUSHIDA, Yasuharu NISHINO, Takeshi YAMAHARA and Kiyoshi ISHIMOTO
Japan Atomic Energy Research Institute
2-4, Shirakata, Tokai-mura, Ibaraki-ken, 319-11 Japan
(0292)82-5111

ABSTRACT

An Ultra-micro Hardness Tester (UHT) was developed and installed in a lead cell of the Reactor Fuel Examination Facility (RFEF) in the Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI) for applying to Post-Irradiation Examinations (PIEs) of high burnup fuel cladding. By using UHT under lower loading, it is possible to measure ultra-micro hardness in very small area and to obtain lots of data as hardness distribution in the cladding.

For confirming the performance and the function of UHT, characterization tests were carried out using standardized hardness test blocks and a zirconium liner (about $70\mu\text{m}$ in thickness) cladding specimen. It was found out that UHT had excellent performance and function and might provide valuable informations in future.

I. INTRODUCTION

The Reactor Fuel Examination Facility (RFEF) in the Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI) started its operation in 1979 for carrying out Post-Irradiation Examination (PIE) in fuels for water cooled reactors (PWR, BWR and ATR). Recently, power reactor fuel tends to higher burnup, so it is necessary to improve the

durability of the cladding tube. The hardness is one of the useful phenomena to get information easily on the mechanical property in the cladding tube.

In general, Micro-Vickers Hardness Tester (MHT) was applied to PIE for irradiated fuel cladding. However, this procedure needs the area of the scores of microns for the diagonal length of indentation and obtains only several points of data across cladding tube (about $700\mu\text{m}$ in thickness). Therefore, it is difficult to obtain hardness distribution accurately for instance in the zirconium liner of cladding tube. For this reason, a method of dynamic hardness was adopted and an Ultra-micro Hardness Tester (UHT) was developed in the RFEF. This paper describes the technical development of UHT and its characteristics.

II. PRINCIPLE OF HARDNESS MEASUREMENT

The Vickers hardness number (HV) is determined using the applied load and the surface area calculated from the diagonal length of the indentation made by a square-based pyramidal diamond indenter with the face angle of 136° , which is calculated from the following equation:

原子炉材料122委員会

平成6年度第4回委員会資料

水炉燃料の照射後試験における最近の 技術開発に関する専門家会議報告

平成6年11月24日

日本原子力研究所 東海研究所

山原 武

【 概 要 】

IAEA主催「水炉燃料の照射後試験における最近の技術開発に関する専門家会議」(IAEA Technical Committee Meeting on Recent Development on Post-Irradiation Examination Techniques for Water Reactor Fuel)が、1994年10月17日から21日にわたってフランス・カダラッシュ研究所で開催され、15カ国 1国際機関(IAEA)から約55名が出席した。日本からは、青木(NUPEC)、桜井(NFD)、山口(NDC)、松本(NFI)、三次(PNC)の各氏及び山原(JAERI)が出席した。会議のChairmanは、カダラッシュ研究所のDr. J. Pagesが務めた。以下に会議の主な内容を紹介する。

4. Development of Ultra-Micro Hardness Tester, Tetsuo Kushida, Yasuharu Nishino, Takeshi Yamahara, Kiyoshi Ishimoto (JAERI-Japan)

It is very important to get information on the change of mechanical property with burnup for a cladding tube of a light water reactor (LWR) fuel. From this standpoint, an ultra-micro hardness tester (UHT) was recently developed to obtain data on hardness in very small areas with low loading at the Reactor Fuel Examination Facility at Japan Atomic Energy Research Institute. This paper describes the technical development of the UHT, focusing on remote handling and automatic control, and the characteristics of the tester.

The UHT is composed of a measuring unit, a controller for measuring indentation, a stage controller, a measuring control, and data processing unit, as shown in Fig. 1. The measuring unit is located in a lead cell, and the other units are in the operating room. The measuring unit is composed of a loading unit, a depth-measuring device, a diagonal-length measuring device, etc. The specimen is set and the objective lens is replaced by a tong, while the other operations are automatically controlled.

Loading to an indenter is accomplished by electromagnetic force up to setting values from 9.8×10^{-4} to 1.96 N. Measurement of indentation depth is continuously obtained by the dif-

ferential transformer, and the range of displacement is from 0.01 to 200 μm . The value of dynamic hardness is determined from the load applied to the indenter and the depth of indentation. On the other hand, the value of Vickers hardness is determined from the load applied to the Vickers indenter, and the surface area is calculated from the diagonal length of the indentation. The image of the specimen and the starting point of measurement are observed by a charge-coupled device camera attached to the top of a microscope. The value of dynamic hardness is influenced by slight vibrations because the indentation is very shallow. For this reason, the measuring unit is located on the stand, preventing vibration by means of magnetic float, and is covered with a windbreak to prevent the influence of ventilation in the lead cell. The specimen, set on a specimen holder, is automatically fixed by a strap.

Characterization tests using the standard sample for hardness were carried out for confirming the function and the performance of UHT. A series of hardness measurements were carried out at 50 points across the zirconium liner ($\sim 70 \mu\text{m}$) of the cladding tube. It was confirmed that the data on hardness distribution were obtained on a very small area. Also, we obtained a good correlation between the value of dynamic hardness and Vickers hardness. In the near future, the UHT will be applied to the hardness measurement of the cladding specimen of LWR fuels with high burnup.

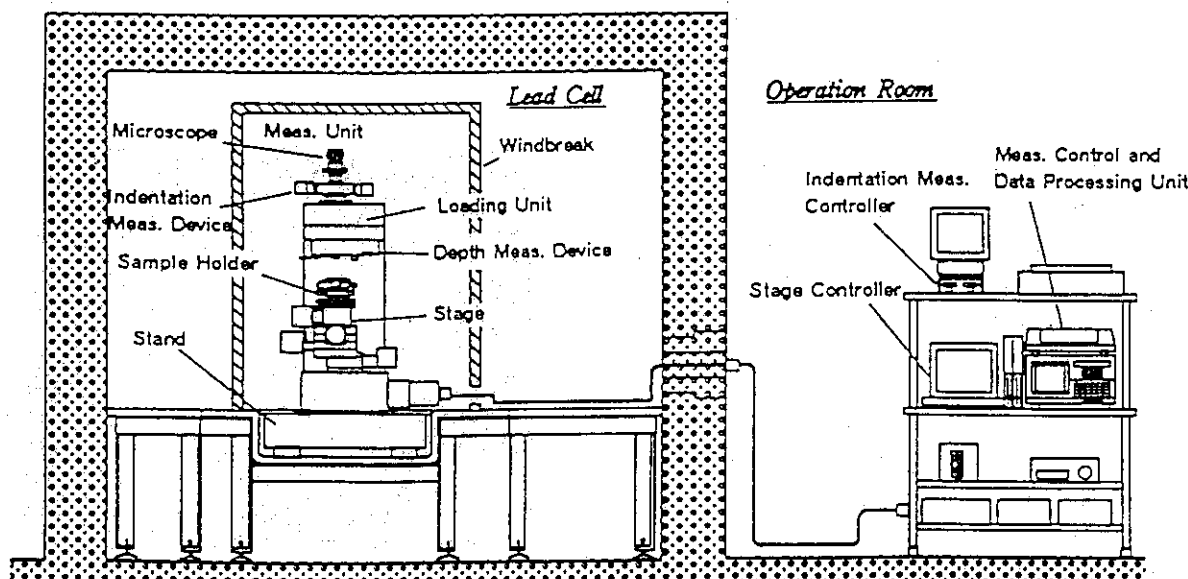


Fig. 1. Block diagram of the UHT. (Paper4)

(社) 日本原子力学会「1994秋の大会」(1994年9月28～30日, 北大)

B24

原研におけるTMI-2デブリ分析試験 (7) EPMA分析結果

TMI-2 debris examination and analysis at JAERI
(7) EPMA analysis Results

原研東海

○ 木村 康彦 金澤 浩之 花田 也寸志
 Kimura Yasuhiko, Kanazawa Hiroyuki, Hanada Yasushi
 本田 順一 三瓶 真一 助川 友英
 Honda Junichi, Sampei Shinichi, Sukegawa Tomohide
 上塚 寛
 Uetsuka Hiroshi

〔緒言〕TMI-2デブリの詳細分析試験は米国DOEのTMI-2/R&D計画ならびにOECD/CSNI共同研究の中で実施されており、すでに多くの知見が得られている。しかしながら圧力容器下部ヘッド付近から採取されたデブリ(VIPサンプル)についてのEPMA試験データはほとんど報告されていない。このため原研ではVIPサンプルの詳細試験を特に優先して行ってきた。VIPサンプルのうち微小な粒子(1mm～2mm)に関する予備的なEPMA分析の結果⁽¹⁾は既に報告しており、本報では下部ヘッド土で固化した塊状デブリサンプル3個についての分析結果を述べる。

〔試験方法〕塊状サンプルをダイヤモンドカッターによって切断した後、研磨ならびにエッチングを施して光学顕微鏡による組織観察を行った。金属質のサンプル(VIP-11A)に対しては、イオンスパッタリング装置によるガスエッチングを施した。さらにミクロ組織観察により選択したサンプルの代表的な位置に対して、EPMAによる詳細分析を実施した。

〔結果〕金属質デブリサンプルのマクロ写真を図1に示す。また、各サンプルの元素分析結果を表1に示す。VIP-11Aでは燃料、制御棒、ステンレス鋼及びインコネルの構成元素が検出された。ガスエッチングを施した金相写真と比較すると相の違いによる色の差が顕著に見られた。VIP-11B及びVIP-12Aは典型的なセラミックデブリであり、微量の鉄系元素が含まれているが、基本的には UO_2 と ZrO_2 の混合物である。制御棒合金の構成元素であるAg、In、CdはVIP-11Aでのみ検出された。

典型的な下部ヘッドデブリを対象とした本分析の結果、デブリは基本的には UO_2 と ZrO_2 の混合物であることを示した。また、下部ヘッド領域には制御棒材や原子炉構造材の金属材料を主成分とする金属デブリも存在したことが明らかになった。

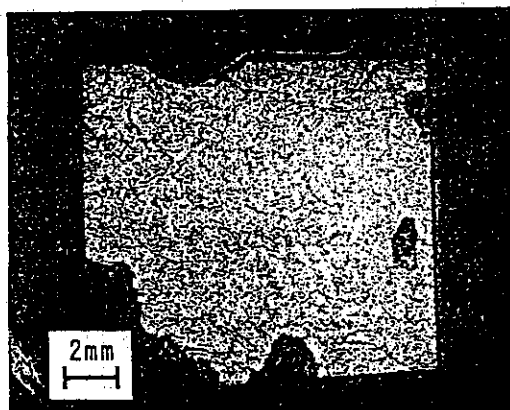


図1 金属質デブリのマクロ写真

表1 検出元素

サンプル No.	検出元素
VIP-11A	U, Zr, Fe, Ni, Cr, Sn, Ag, In, Cd, Al, Si, O
VIP-11B	U, Zr, Fe, Ni, Cr, Al, Mn, O
VIP-12A	U, Zr, Fe, Ni, Cr, O

〔参考文献〕(1) 金沢、他：日本原子力学会「1993年春大会」

(社) 日本原子力学会「1994秋の大会」(1994年9月28~30日, 北大)

B25

原研におけるTMI-2デブリの分析試験 (8) デブリの熱拡散率

TMI-2 debris examination and analysis at JAERI

(8) Thermal diffusivity of debris

原研東海

○三瓶 真一 大和田 功 本田 順一 助川 友英 上塚 寛

S. Sampei, I. Ohwada, J. Hondai, T. Sukegawa, H. Uetsuka

(緒言) TMI-2デブリの分析は米国DOEのTMI-2/R&D計画やOECD/CSNI共同研究の中で実施され、多くの知見が得られている。しかし、事故を解析する上で重要な物性値であるとされるデブリの熱特性に関しての実測例はない。それ故、原研で実施中のデブリ分析試験計画においては、デブリの熱特性測定を重点項目として挙げている。本講演では、デブリの熱特性の中で特に重要であるとされている熱拡散率について、測定で得た知見を報告する。

(測定試料及び測定方法) 測定対象試料として、原子炉圧力容器の下部プレナム部に落下し、下部ヘッド上で固まったとされる下部ヘッドハードデブリ6個を選択した。その内訳は、金属質のサンプル1個(密度: 6.32g/cm^3 、気孔率: 約14%)、セラミック質のサンプル5個(密度: $7.64\sim 8.25\text{g/cm}^3$ 、気孔率: 4~38%)である。これらの試料をコアドリルとダイヤモンド切断機で加工し、直径5mm、厚さ1mmのディスク状サンプルを調整した。熱拡散率測定は、レーザーフラッシュ法により行った。測定雰囲気は真空、温度範囲は室温~1773Kである。測定は、1個のサンプルにつき試験温度毎に5回実施し、熱拡散率はハーフトタイム法で求めた。

(測定結果) 今回の測定で得たデータを図に示す。図中には、比較のために平均的なTMI-2デブリに類似した組成を持つ模擬デブリ(SIMDEBRIS)の測定値と UO_2 (95%TD)に関する文献値も示している。デブリサンプルの中で1個(VIP-11A)のみが比較的高い値を示した。この特異性は、金属成分が多いというこのサンプルの組成に起因するものと思われる。模擬デブリを含めてセラミック質のデブリサンプルの熱拡散率は、測定温度範囲で $0.002\sim 0.011\text{cm}^2/\text{s}$ という小さな値を示した。この値は、高温側では UO_2 の値と同程度であるが、低温側では著しく小さい。熱拡散率測定用のディスクサンプルを加工するために用いた5個のセラミックデブリの密度は同程度であるが、気孔率は4~38%と大幅に異なる。しかし、熱拡散率に及ぼすその影響は、比較的小さいと考えることができる。

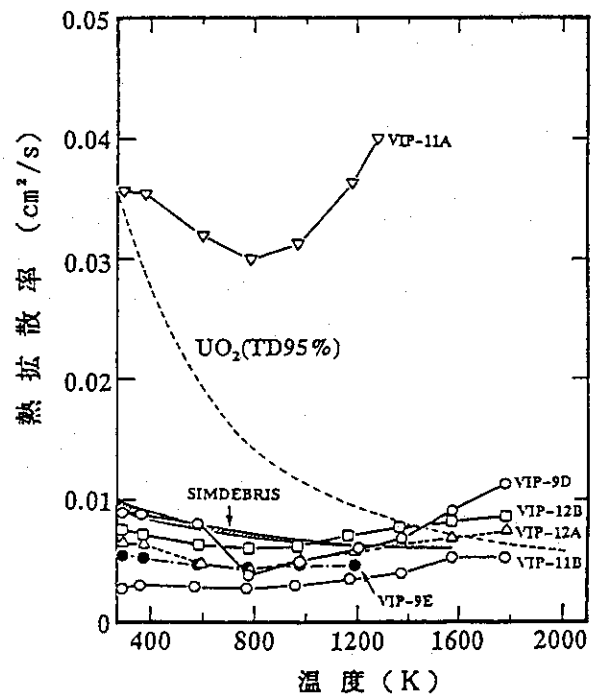


図 デブリの熱拡散率

使用した測定装置は、科学技術庁からの委託研究「高燃焼度燃料照射後試験設備整備」において、電源開発特別予算によって整備したものである。

(社) 日本原子力学会「1994秋の大会」(1994年9月28~30日, 北大)

J7

使用済PWR燃料のRIA時ふるまいに及ぼす過渡付加の影響

-(1)ベース照射時のふるまいと短尺化

Influence of Power Transient on PWR Spent Fuel Behavior during RIA

-(1) Fuel Behavior during Base-irradiation and Segmentation of Spent Fuel

原研 ○市瀬 健一、天野 英俊、二瓶 康夫、寺門 正吾、
ICHISE KENICHI AMANO HIDETOSI NIHEI YASUO TERAKADO SYOUGO西口 忠吉、菊地 六夫、助川 友英、石島 清見、柳澤 和章
NISIGUCHI KIKUCHI SUKEGAWA ISIJIMA YANAGISAWA
TADAYOSI NUTUO TOMOHIDE KIYOMI KAZUAKI

1. 目的

原研の安全性試験研究炉(NSRR)では、反応度事故(RIA)時の燃料ふるまいデータベース構築のため、平成元年より使用済PWR燃料を用いたパルス照射実験を実施してきた。これまでにすでに8本のPWR使用済燃料棒(燃焼度39~42MWd/kgU)に対し、最大112cal/g-fuelまでの発熱量を投入した実験を実施してきたが、いずれの燃料棒においても破損は発生していないが、PWR燃料のRIA時ふるまいに関する有益なデータが得られている。

ここでは、使用済PWR燃料のRIA時ふるまいに及ぼす過渡付加の影響を調べるために行った研究について報告する。まず、これまでのパルス照射に利用したのと同じ長尺使用済燃料から更に4本の燃料を切り出して短尺化し、これらを材料試験炉(JMTR)にあるBOCA装置に装荷し、過渡付加(具体的には出力急昇と負荷追従運転の付加)を実施したのち、最後にNSRRにてRIA模擬のパルス照射実験を行う計画を立てた。この新指向実験を過渡付加実験と称した。

2. 方法と結果

過渡付加実験の対象となったのは、美浜2号機からの使用済燃料(MH燃料)と玄海1号機からの使用済燃料(GK燃料)である。それらから各々2本ずつ合計4本の短尺燃料棒(MH-5、MH-6、GK-4、GK-5)を製作した。使用済燃料棒のベース照射時の特性は表1に示すとおりである。今回は、BOCA(Boiling Capsule, 7.2MPa, 276°C)を使用して、なるべくPWR条件を模擬した条件で過渡を付加すべく配慮したため、燃料棒の加圧量に工夫をこらした。すなわち商用炉EOLでの燃料棒内外圧差状態がBOCAでそのまま再現されるような再加圧を行った。この結果、MH燃料に対する再加圧量は0.64MPa(20°C)、またGK燃料に対する再加圧量は0.28MPa(20°C)とし、短尺燃料棒を製作した⁽¹⁾。

燃料棒にひどい初期曲がりが生じていると、BOCAへの装荷が不可能になるので、GO/NO-GOゲージを新たに作製して曲がりの予備チェックを行った。さらに、種々のJMTR側受け入れ検査項目をクリアし、短尺化した4本の燃料棒をBOCA装置に装荷させることに成功した。

表1 MH及びGK使用済燃料のベース照射時の特性

	MH	GK
燃料棒の型	14×14PWR	14×14PWR
燃焼度 (MWd/kgU)	39	42
初期濃縮度 (wt%)	2.6	3.4
初期加圧 (MPa)	3.2	3.2
平均線出力 (kW/m)	18	20
クリープダウン (%)	0.55	0.37
FGR ⁽¹⁾ (%)	0.17	0.42
最終内圧 (MPa)	4.66	4.34
BOCA用再現内圧 (MPa)	0.64	0.28

注:1)FGR = Fission Gas Release

参考文献 (1) : JAERI-M 90-091(1990)

(社) 日本原子力学会「1994秋の大会」(1994年9月28～30日, 北大)

P29

X線回折装置による照射済みUO₂の格子定数測定
Lattice parameter measurement of irradiated UO₂ by X-ray diffractometer

原研東海

○花田 也寸志 金澤 浩之 大枝 悦郎
Hanada Yasushi, Kanazawa Hiroyuki, Oheda Eturou
助川 友英 中村 仁一 岩井 孝
Sukegawa Tomohide, Nakamura Jinichi, Iwai Takashi

緒言

原研の燃料試験施設(RFEF)では、軽水炉燃料の健全性確証のための照射後試験(PIE)を実施している。近年のPIE項目では、燃料の照射特性をより詳細に調べるために、EPMAやX線回折装置を用いた試験依頼が増加しつつある。

本報告では、RFEFに設置されているX線回折装置の概要と、照射済みUO₂ペレットの格子定数測定結果について述べる。

装置概要

高い放射能を有する照射済み燃料ペレットの測定を実施するために、RFEFでは市販のX線回折装置の一部を改良した後、ゴニオメータ部のみを鉛セル内に設置し、測定はすべて遠隔操作で行える構造とした。主な改良点を以下に示す

- 1) 試料ステージをモータ駆動型とし、試料の任意の箇所にコリメータで絞ったX線を照射できるようにすると共にTVカメラによって照射位置を確認できるようにした。
- 2) X線検出器に直接入射するγ線を防ぐため、分光結晶を検出器と試料の間に配置し、さらにX線検出器に比例計数管を用いた。検出器に入る散乱γ線は検出器に鉛遮蔽をほどこす事で軽減した。
- 3) 装置のメンテナンス性を向上させるため、ゴニオメータを除く全ての部分をセル外に設置できるように、装置本体を分離型に改良した。

格子定数測定実験

UO₂燃料は炉内での燃焼に伴って格子定数が変化する。これは燃料のO/U比の変化やFPの生成に関係するとされており、O/U比の増加に伴うUO₂融点降下や燃料中の照射欠陥等、照射挙動を調査する上で重要なデータとなる。

今回の実験では、未照射燃料ペレット、高燃焼度を達成した軽水炉燃料(ハルデン炉照射燃料棒 平均燃焼度約 60GWd/t)、及びU、Pu混合窒化物燃料(JMTR照射燃料燃料ピン平均燃焼度約 32GWd/t)の格子定数をX線回折装置によって測定した。

実験結果

照射済みUO₂の格子定数は未照射UO₂よりわずかに増加していた。これは、照射によって燃料中に形成される点欠陥やTRU元素の生成に起因するものであると考えられ、これまでに報告されている同様の実験データ^{*)}とも良い一致が得られた。さらにペレット半径方向の格子定数変化を測定した結果、外周部で大きくなる傾向にあり、燃焼度依存性が確認された。また燃料形態の異なる混合窒化物燃料の格子定数も照射後にわずかに増加している事が確認された。表1に測定対象燃料の格子定数変化を示す。

表1 格子定数の変化 (Å)

	照射後	未照射	変化量
UO ₂	5.483	5.475	+0.008
窒化物	4.913	4.903	+0.010

^{*)} W. J. Weber, Ingrowth of lattice defects in alpha irradiated UO₂ single crystals, J. Nucl. Mater 98(1981)206-215

K. Une et al., Microstructural change and its influence on fission gas release in high burnup UO₂ fuel, J. Nucl. Mater 188(1992)65-72

(社) 日本原子力学会「1994秋の大会」(1994年9月28～30日, 北大)

G30

使用済燃料集合体の指数実験 (II)

Exponential Experiments of Spent Fuel Assemblies (II)

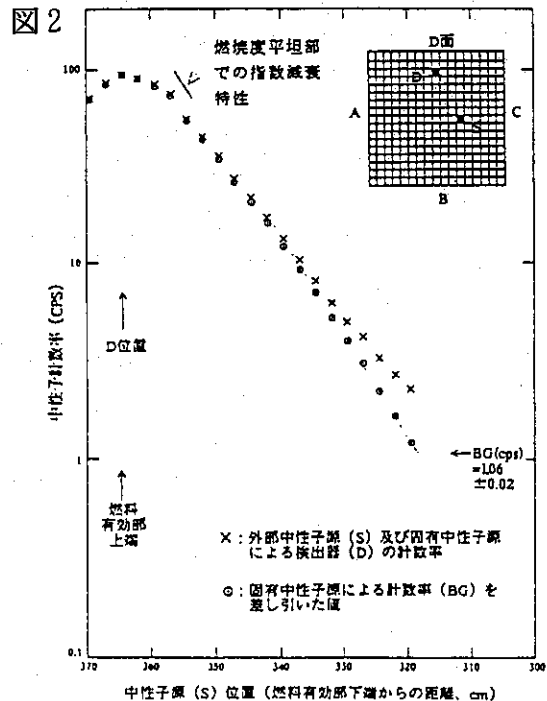
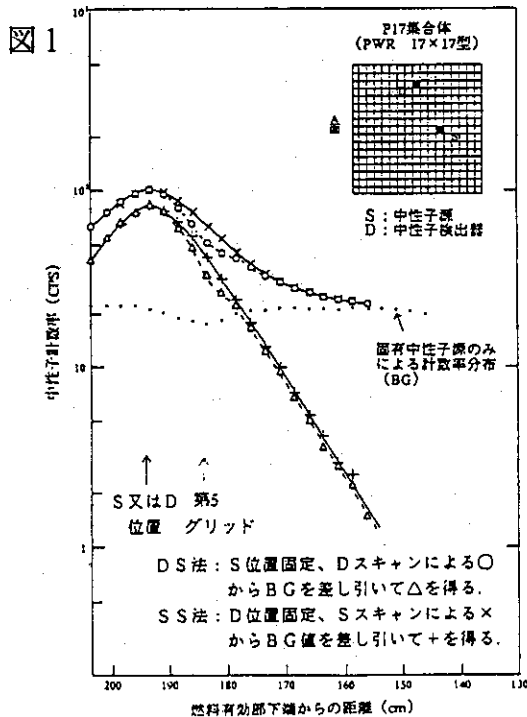
Suzaki, T. Kurosawa, M. Kanazuka, F. Kobayashi, I.

原研

○須崎武則、黒澤正義、金井塚文雄、小林岩夫

1. 緒言 使用済燃料 (SF) の臨界安全管理において、燃料の燃焼の効果を考慮に入れる (バーンアップクレジットの導入) ためには、SF の臨界性評価精度の検証が必要である。そのためのベンチマーク実験データの取得を目指して、PWR の SF 2 体について指数実験 (中性子検出器スキャンニング法-D S 法) を行った¹⁾。ここでは、臨界性の指標である指数減衰定数 γ の測定精度向上を目的に、中性子源スキャンニング法 (S S 法) による指数実験²⁾ を両集合体に対して適用した結果を示す。

2. 実験結果 原研燃料試験施設プールにおいて、前回と同一の装置¹⁾ を用いて実験を行った。D S 及び S S 法による燃焼度平坦部での軸方向中性子計数率分布の比較例を図 1 に示す。D S 法では熱中性子束分布を測定するため、中性子吸収の強い集合体支持格子 (グリッド) の周辺で大きく歪んだ分布が得られるが、高速中性子インポートランス分布を測定する S S 法ではグリッドの効果が殆ど見られないので、 γ の測定精度向上に有利である。また、外部源が無い場合の分布 (B G) の測定が 1 点のみで済む。図 2 は集合体上端部の燃料組成が軸方向に変化している領域での測定例である。端に近い燃焼度の低い領域では減衰が緩やかになっており、今後、組成分布を考慮した解析との比較に基づき、端部の反応度効果の検討に資する予定である。[1) 須崎他、H 5 秋の大会、E 22. 2) 植田、発明協会公開技報 86-10419. なお、本研究は科学技術庁からの委託を受けて実施した。]



OXIDE LAYER-THICKNESS MEASUREMENT ON FUEL CLADDING
FOR HIGH BURNUP HBWR FUEL RODS USING EDDY CURRENT METHOD
(NON-DESTRUCTIVE EXAMINATION)

M. NAKATA, H. AMANO, N. SEKITA, M. NISHI
J. NAKAMURA, T. FURUTA, T. SUKAGAWA and K. ISHIMOTO

JAPAN ATOMIC ENERGY RESEARCH INSTITUTE

Enlarged Halden Programme Group Meeting
Bolkesjo Hotel, Bolkesjo, 30th October -4th November, 1994

ABSTRACT

The seven high burnup fuel rods irradiated in HBWR were transported to the Reactor Fuel Examination Facility (RFEF) of JAERI in January 1991 for the post-irradiation examinations (PIEs). These fuel rods were irradiated up to 62 MWd/kgU to study the kinetics of densification and swelling of pellets, and the four rods were provided for power ramp tests. This paper summarizes the method of oxide layer thickness measurement and its results.

【METHOD】

Oxide layer thickness on the fuel cladding was measured with an oxide layer thickness measuring apparatus using eddy current testing (ECT) method, and calibrated with those on the standard specimens with the thicknesses determined by a metallography. The accuracy of measurement was $\pm 5 \mu\text{m}$. The apparatus is available for obtaining the axial and the circumferential distributions of oxide layer thickness on the fuel cladding.

【RESULT】

The maximum oxide layer thickness in these rod claddings was $22 \mu\text{m}$, which was thinner comparing with that of LWR fuels irradiated to the same burnup level. The diametral profile of fuel rod is contributed to the deformation by Pellet Cladding Mechanical Interaction (PCMI) and the volume change caused by the oxidation of cladding. In order to evaluate the net deformation by PCMI, the profile data was evaluated on the basis of the oxide layer thickness data by ECT. It was conclusively found that the diametral deformation evaluated from the profile was overestimated.

(社) 日本原子力学会「1995春の年会」(1995年3月28~30日、東工大)

L36

JMTR照射ウラン・プルトニウム混合窒化物燃料の照射挙動
Irradiation behavior of uranium-plutonium mixed nitride fuel irradiated in JMTR

原研

○鈴木 康文、荒井 康夫、笹山 龍雄、岩井 孝、
SUZUKI YASUFUMI, ARAI YASUO, SASAYAMA TATSUO, IWAI TAKASHI,
本田 順一、野村 勇、吉田 武司
HONDA JUNICHI, NOMURA ISAMU, YOSHIDA TAKESHI

JMTRにおいて約4%FIMAの燃焼度まで照射したウラン・プルトニウム混合窒化物燃料の照射後試験により、同燃料は0.5-0.7%/FIMAの極めて低いFPガス放出を示す一方で、燃料ピンの外径増加は最大でも0.4%にとどまり、優れた燃料挙動を示すことが確認された。

はじめに

窒化物燃料は熱伝導特性に優れるほか、高融点をもつこと等から高速炉用新型燃料として期待される。この窒化物燃料の照射挙動を把握するとともに燃料健全性を実証するために2本のウラン・プルトニウム混合窒化物燃料ピンを製作し、JMTRにおいてキャプセル照射を実施した。

照射用燃料ピンの設計及び製作

照射燃料ピンの概略仕様を表1に示す。燃料製造に当たっては気孔形成剤を使用し、高密度の燃料母材に比較的大きなポアを分散させた「熱安定型」ペレット[1]を採用した。

また、照射中の燃料温度変化を調べるために燃料中心に熱電対を装荷した。

照射条件

JMTR照射孔O-7において第90サイクルから第104サイクルまで(延べ7626時間)照射した。最高線出力は650及び535W/cm、到達最高燃焼度は4.1及び3.4%FIMAである。

照射後試験結果

燃料中心に装荷した熱電対は照射期間中燃料温度が低下する傾向を示し、燃料ペレットと被覆管とのギャップが徐々に閉塞することが確認された。パンクチャー試験によるFPガス放出の測定では、捕集されたガス中のKr/Xe比がその生成割合と同じ約16であること、また、放出量は約2-3%と極めて低い値であることなどが明らかになった。FPガス放出が極めて低い値であるにもかかわらず、燃料ピンの外径変化は、最大で約0.4%にとどまった。ステンレス鋼被覆管内面に有意な腐食は観察されなかった。そのほか、照射に伴う燃料組織変化等について知見を得た。

今回の照射試験において、少なくとも約4%FIMAまでの中燃焼度までの範囲で、2本の燃料ピンについて破損あるいは有害な欠陥は認められず、窒化物燃料が極めて良好な照射挙動を示すことが確認された。

[参考文献]

[1] Y. Arai et al., J. Nucl. Mater. 168(1989)280.

表 JMTR照射ウラン・プルトニウム
混合窒化物燃料ピンの概略仕様

燃料ピン番号	88F-5-1	88F-5-2
燃料組成	(U,Pu)N 0.196	
Pu/(U+Pu)	0.196	
ペレット密度	83.1%TD	83.0%TD
スミア密度	79.2%TD	80.1%TD
被覆管材質	20%CW SUS316	
燃料ピン外径	9.40 mm	
ギャップ(直径)	0.20 mm	0.15 mm
ボンディング材	Heガス	

(社) 日本原子力学会「1995春の年会」(1995年3月28~30日, 東工大)

L37 JMTR照射U・Pu混合窒化物燃料中のU, Pu及びFP元素の挙動

Behavior of Uranium, Plutonium and Fission Products
of Uranium-Plutonium Mixed Nitride Fuel Irradiated in JMTR原研 ○岩井 孝、荒井 康夫、笹山 龍雄、
Iwai Takashi Arai Yasuo SASAYAMA Tatsuo花田 也寸志、金沢 浩之、鈴木 康文
HANADA Yasushi KANAZAWA Hiroyuki SUZUKI Yasufumi

JMTRにおいて約4%FIMAまで照射したウラン・プルトニウム混合窒化物燃料の照射後試験の一環として、燃料中のアクチノイド及びFP元素の挙動を調べた。その結果、燃料マトリックスの格子定数の増加、Pdの析出、局所的に軽微なFCCIの発生等が観察された。

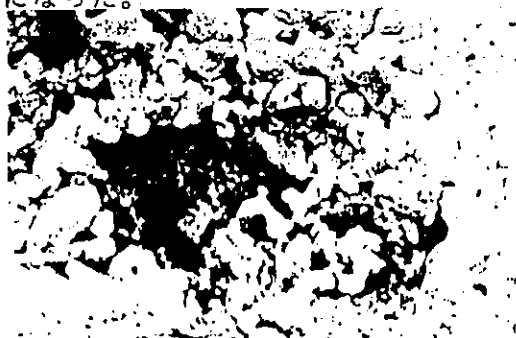
1. はじめに

混合窒化物燃料の照射後試験として燃料ペレットのX線回折を実施し、格子定数の変化を調べた。また、アクチノイド及びFP元素の燃料ペレット径方向分布の測定及び局所観察を実施し、各元素の挙動を解析した。

2. 試験結果

燃焼度4.1及び3.4%FIMAの燃料ペレットを樹脂に埋め込み、その径方向断面の中心部についてX線回折を実施した。析出物等のピークは検出されず、マトリクスである混合窒化物のみが同定された。両試料の格子定数に有意な差はなく、およそ0.4907nmであった。照射前の格子定数は0.4893nmであり、照射後は増加していた。照射模擬燃料のX線回折の結果¹⁾からは、本試料程度の燃焼度の窒化物燃料では固体状FPの固溶の効果は相殺され、マトリックスの格子定数の変化はほとんどないとされている。今回の増加は、照射損傷によるものと推定される。格子定数の変化について検討した結果を報告する予定である。

燃焼度4.1%FIMAの混合窒化物燃料の径方向断面についてX線微小分析を行った。波長スキャンでは、U及びPuの他、Am, Nd, Ru, Pd, Mo, Cs, Zr, Xe等が同定された。燃料ペレット径方向分布の測定でPdについては鋭いピークが見られたので、局所観察を実施したところ、主に気孔周辺に析出が見られた。写真1にその部分のSEM像を、写真2にPdの特性X線像を示す。特性X線像からは、U及びPuとの共存が示唆される。燃料と被覆材との境界の一部に最大幅数 μm の反応層が見られ、Puとともに被覆材構成元素であるNiが同定された。FCCIの発生しにくいとされている窒化物燃料でも、微視的にはその可能性があることが明らかになった。

写真1 SEM像 10 μm 写真2 Pdの特性X線像 10 μm

参考文献 1) Y. Arai et al, J. Nucl. Mater. 210(1994)161.

(社) 日本原子力学会「1995春の年会」(1995年3月28～30日, 東工大)

L44

ハルデン高燃焼度燃料の照射後試験 (4) FPガス放出と径方向燃焼度分布
 PIE on High Burnup Halden Fuel (4) FP Gas Release and Radial Burnup Distribution
 原研東海, 中村 仁一, 上塚 寛, 加藤 金治, 二瓶 康夫, 大枝 悦郎, 古田 照夫

Nakamura Jinichi, Uetsuka Hiroshi, Kato Kaneharu, Nihe Yasuo, Oeda Eisuro, Furuta Teruo

(要旨) 燃焼度約63MWd/kgUのハルデン燃料の照射後試験を行い、ガス分析によりFPガス放出率をまた化学分析とXMAにより燃焼度の径方向分布を求めた。ペレット最外周部での燃焼度の増大の割合は、軽水炉で照射された燃料に較べて小さかった。

(緒言) 高燃焼度燃料は、核分裂生成物(FP)蓄積量が増大する一方、燃料最外周部では、U-238の共鳴吸収により局所的に燃焼度が増大する現象(リム効果)が見られ、この部分からのFPガス放出の増大や、熱伝導度の低下による燃料温度の上昇等が高燃焼度での燃料のふるまいに大きな影響を与える可能性がある。そこで、ハルデン炉で最高約63MWd/kgUまで照射された燃料棒を入手し、FPガス放出率やペレット径方向の燃焼度分布等を測定した。

(試験方法) 燃焼度約63MWd/kgU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、希ガスの同位体比分析を行った。また、光学顕微鏡によるマイクロ組織試験、XMAによる元素分布測定、及びマイクロドリルにより採取したUO₂試料の燃焼度分析を行い、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) 初期密度の異なる(94.5%TD-87%TD)基礎照射のみを行った3本の燃料棒は、ガス分析により、10-17%のFPガス放出率を示し、初期密度の最も低い燃料棒(87%TD)が、最も低いFPガス放出率を示した。これらの燃料棒の金相試験を行った結果、顕著な柱状晶の形成と直径約2-3mmの中心孔が観察され、初期密度が低いほど中心孔が大きかった。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。この柱状晶成長により初期密度の差はほぼ消失し、その後は、中心孔のある高密度燃料としてのふるまいを示したものと推定される。

初期密度の高い燃料棒の金相試料からマイクロドリルにより異なる半径位置でのUO₂試料を採取し化学分析(ICT法, Nd法)により、燃焼度の半径方向分布を測定した。図に燃焼度の径方向分布測定値を燃料棒内出力分布計算コードRODBURN⁽¹⁾の計算値とともに示す。ペレット外周部で燃焼度は増大しており、測定値は計算値及びXMA測定値とよい一致を示した。燃焼度の割には、ペレット最外周部での燃焼度の増大の程度が小さい。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。

(参考文献)

(1) 内田、斎藤, JAERI-M 93-108(1993)

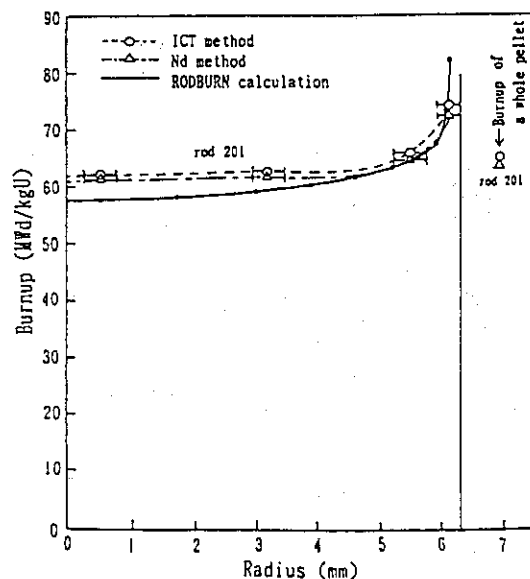


図 径方向燃焼度分布

Fission product behavior in Triso-coated UO_2 fuel particles

Kazuo Minato ^a, Toru Ogawa ^a, Kousaku Fukuda ^a, Michio Shimizu ^b,
Yoshinobu Tayama ^b and Ishio Takahashi ^c

^a Department of Chemistry and Fuel Research, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Ibaraki-ken 319-11, Japan

^c Department of Hot Laboratories, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Ibaraki-ken 319-11, Japan

^b Department of JMTR Project, Japan Atomic Energy Research Institute, Oarai-machi, Ibaraki-ken 311-13, Japan

Received 18 June 1993; accepted 15 September 1993

The behavior of fission products in irradiated Triso-coated UO_2 fuel particles was examined by electron probe microscopy, and the thermodynamic analysis was carried out on the fission products- UO_2 -C system to understand the fission product behavior in the coated particles. In the UO_2 kernels the precipitates of Mo, Pd-Te and Pd-Mo-Sn were observed besides the Mo-Tc-Ru-Rh-Pd alloy. In the coating layers palladium, tellurium, cerium and barium were often observed. The chemical form of barium and cerium was oxide, while the probable form of tellurium was elemental tellurium. The calculated vapor pressure of CeO_2 was the highest of the species containing the rare earth elements, and the calculated main Ba-containing gaseous species was BaO. The intercalation compound C_nCs was thermodynamically predicted to exist as a dominant chemical form of cesium at high temperatures instead of Cs_2MoO_4 .

1. Introduction

Triso-coated fuel particles for high temperature gas-cooled reactors (HTGR) consist of microspherical fuel and coating layers of porous pyrolytic carbon (PyC), inner dense PyC (IPyC), silicon carbide (SiC), and outer dense PyC (OPyC). The function of these coating layers is to retain fission products within the particle. The porous PyC layer, called the buffer layer, attenuates fission recoils and provides void volume for gaseous fission products and carbon monoxide. The IPyC layer acts as a containment to gases and the SiC layer provides containment of gaseous and metallic fission products. The OPyC layer protects the SiC layer mechanically.

The release behavior of each fission product from the fuel is dependent on its chemical state as well as temperature. In the case of UO_2 fuels, the chemical state of each fission product and its amount are strongly dependent on oxygen potential, temperature and composition of fission products. The chemical state of fission products in irradiated oxide fuels has been investigated in detail, as reviewed by Kleykamp [1]. However, as mentioned above, the chemical state de-

pends on several factors which change during irradiation, making the problem complex. Precautions are necessary in applying the knowledge obtained from a fuel having different composition and irradiation history. Especially, the fuels for the HTGR are coated with PyC and are irradiated at high temperatures, which are quite different from the fuels for the light water reactors (LWR) and the fast breeder reactors (FBR). In the coated UO_2 fuel particles excess oxygen reacts with PyC to form carbon monoxide, which influences the oxygen potential of the fuel.

In our previous electron probe microanalysis on the Triso-coated fuel particles [2-5], attention was mainly paid to two subjects: the behavior of fission product palladium which reacts with the SiC layer [2], and the reaction behavior of fission products with transferred silicon from the SiC layer corroded by carbon monoxide [3].

In the present study the behavior of fission products, other than palladium as well, in the Triso-coated UO_2 fuel particles was examined by electron probe microscopy, and the thermodynamic analysis of fission products- UO_2 -C system was carried out to understand the fission product behavior.

Masahide Suzuki,¹ Kunio Onizawa,² and Minoru Kizaki³

EFFECTS OF NEUTRON FLUX AND IRRADIATION TEMPERATURE ON IRRADIATION EMBRITTLEMENT OF A533B STEELS

REFERENCE: Suzuki, M., Onizawa, K., and Kizaki, M., "Effects of Neutron Flux and Irradiation Temperature on Irradiation Embrittlement of A533B Steels," Effects of Radiation on Materials: 17th International Symposium, ASTM STP ####, David S. Gelles, Randy K. Nanstad, Arvind S. Kumar, and Edward A. Little Ed., American Society for Testing and Materials, Philadelphia, 199#.

ABSTRACT: Irradiation embrittlement of A533B steels with low copper contents were investigated from the point of dose rate and irradiation temperature effects. Change of neutron flux in the range from -10^{12} to -10^{13} n/cm²/s ($E > 1$ MeV) did not have a significant effect on the embrittlement. Irradiation temperature change of 1°C resulted in the transition temperature shift (ΔT_{415}) of about 1°C and yield stress change ($\Delta \sigma_y$) of about 0.8 MPa. Factors that might affect the embrittlement of low copper steels are also discussed.

KEYWORDS: irradiation embrittlement, pressure vessel steels, dose rate effect, Charpy shift, hardening

INTRODUCTION

Irradiation embrittlement of pressure vessel steels is governed by various factors, such as chemical compositions, heat treatment conditions, irradiation temperature and neutron flux. Moreover, some of these factors are interactive. When a steel contains high impurity copper (Cu), embrittlement behavior is strongly dependent on the formation of Cu-rich precipitates[1-3], including the dose rate dependence. Japanese modern pressure vessel steels contain very low concentration Cu and other detrimental impurity atoms like phosphorus (P), and hence have very low susceptibility to irradiation embrittlement. In the material with very low Cu contents, effects of other metallurgical factors or irradiation variables should become discernible[4]. However, irradiation characteristics of low Cu steels (or highly purified

¹Senior engineer, ²research engineer, respectively, Department of nuclear safety research,
³Chief, Department of Hot Laboratory, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Ibaraki-ken, 319-11 Japan

IV 使用済PWR燃料のRIA時ふるまいに及ぼす過渡付加の影響
 - (3) 過渡付加時の核分裂ガス放出
 Influence of Power Transient on PWR Spent Fuel during RIA
 3 - (3) FGR during Power Transient

核燃料

原研

○宮西 秀至、飯田 省三、伊藤 忠春
 MIYANISHI HIDEYUKI IIDA SHOZO ITHO TADAHARU
 菊池 輝男、石島 清見、柳澤 和章
 KIKUCHI TERUO ISHIJIMA KIYOMI YANAGISAWA KAZUAKI

1. 緒言

BOCA照射を実施したPWR型短尺燃料棒は、さらに、反応度事故を模擬した追加パルス照射を行い、過渡付加を受けた燃料棒のパルス照射によるFPガス放出(FGR)ふるまいを研究している。

本研究においては、BOCA照射によるFGRを非破壊のままで求めパルス照射に供する必要があるため、FPガスの一種である⁸⁵Krの放射能強度測定による非破壊的手法を用いてパルス照射前のFGRを推定した。

2. 方法

報告者らは、パルス照射後のPWR型短尺燃料棒について、ガンマ線スペクトル測定による非破壊法から求めたガスプレナム中の⁸⁵Krの放射能強度と、その後のガスパンクチュアリング試験による破壊法から得たKr+Xeガス放出量を用いて評価したFPガス放出率(%)との間には、互いに良い相関性のあることを見出ししている⁽¹⁾。当初ガンマ線スペクトル測定時の⁸⁵Kr放射能強度C(カウント/時)とガスパンクチュアリングによるFGR(%)から $FGR = 0.07 \cdot C$ としていたが、その後⁸⁵Krの減衰を考慮しベース照射終了時に⁸⁵Kr放射能強度を補正することによりFGR推定精度を向上させた。この結果両者の関係式は、 $FGR = 0.04 \cdot C$ となった。

これまで⁸⁵Kr放射能強度測定は、燃料棒発熱部の燃焼度分布を測定するための0.3mmスリット幅コリメータを用いて行ってきたが、このコリメータによる⁸⁵Kr測定は非常に長時間を要するため、今回は5mmスリット幅コリメータにより測定を行った。5mmコリメータによる⁸⁵Kr強度から上記関係式を用いてFGR(%)を求めるには、スリット幅の違いによる計数率の校正が必要となる。そのため、同一燃料棒に対して両スリット幅による⁸⁵Kr放射能強度測定を行い両者の比から校正係数を求めた。

その後、ベース燃焼度及びBOCA照射パターンの異なる4本のPWR型短尺燃料棒について、ガンマ線スペクトル測定を実施し、NSRRでパルス照射される前の燃料棒のFGR(%)を非破壊法で推定してみた。

3. 結果

両スリット間の校正係数では、スリット形状の違いによる幾何学的計数率比と測定結果とが一致する値であったことから、スリット幅の違いによるFGR推定への影響はないものと言える。

非破壊測定法によるBOCA照射後のFGR推定結果を表-1に示す。

推定結果より、(1)出力急昇よりも負荷追従(35kW/mでの保持時間は両者ほぼ同じ)の方がFGRが大きいという過渡依存性及び(2)燃焼度の大きいGK燃料棒からのFGRがMH燃料棒のそれより大きいという燃焼度依存性が現れている。

表-1 過渡付加によって発生した各供試燃料棒の推定FGR

燃料棒名	BOCA照射パターン	ベース燃焼度 (MWd/kgU)	⁸⁵ Kr強度 ¹⁾ (c/h)	推定FGR (%)
MH-5	出力急昇	3.9	7.2	2.9
MH-6	負荷追従	3.9	26.6	10.6
GK-4	出力急昇	4.2	33.6	13.4
GK-5	負荷追従	4.2	65.2	26.1

注1): 減衰補正後の値

参考文献

(1): YANAGISAWA, K. ; J. Nucl. Sci. Technol., 29[9], 909(1992).

IV 使用済 PWR 燃料の RIA 時ふるまいに及ぼす過渡付加の影響-(5)ホットラボに於ける破損燃料の照射後試験
 Influence of Power Transient on PWR Spent Fuel during RIA -(5)
 3 PIE of the defect fuel at the Research Hot Laboratory Division

核燃料 原 研

○三田 尚亮、高橋 五志生、石川 明義、野沢 幸男、富田 健、
 MITA NAOKI TAKAHASHI ISHIO ISHIKAWA AKIYOSHI NOZAWA YUKIO TOMITA TAKESHI
 神永 敬久、菊池 輝男、石島 清見、柳澤 和章
 KAMINAGA NORIHISA KIKUCHI TERUO ISHIZIMA KIYOMI YAMAGISAWA KAZUAKI

1. 目 的

NSRRにて118cal/g・fuelのパルス照射に供された過渡付加燃料棒GK-5について、詳細なパルス照射後の試験を東海研ホットラボにて実施し、燃料ふるまい健全性に係わるデータを取得することとした。

得られた非破壊検査データ及び破壊検査データについて報告する。

2. 方法と結果

(1)パルス照射の後9日目にNSRRより搬送されてきた二重カプセル(SUS内筒と外筒)の内筒を大気開放した結果、ホットセル中にFPガスの放散が生じた事がセル内ガスモニタより確認された。

(2)燃料中子支持具を内筒より引き出したところ、燃料棒90°方向(燃料棒番号の刻印されている箇所を0°と設定)に外形異常が認められた。写真1はその中子から取り外した燃料棒90°方向の外観である。

燃料棒は、明らかに破損している。外観目視の結果によれば、燃料棒は90°方向に於いてのみ縦割れしており、割れの範囲は有効発熱長(約123mm)全域に亘っていた。割れの傷口巾は約2mmであった。

(3)燃料棒をカプセル内に戻した場合、被覆の水素脆化の進展や UO_2 の化学形態の変化が予測されるため、ホットセル内にビニールにくるんで数日保管した後、樹脂固化し金相試験に入った。

金相試料としては、縦割りA(0°-180°、切断面は割れ口をさける)、縦割りB(90°-270°、割れ口を切断面とする)、輪切りA(T/C部)、輪切りB(大きなリッジ部)の4試料を切断採取した。この切断採取した4試料の金相試験より、

(イ)被覆管外径はほぼ均一で初期値(10.72mm)に対して約8%程度増加していた、

(ロ)被覆管の割れ形態からみる限り、割れモードは脆性である、

(ハ)燃料 UO_2 は、onset gas swelling領域⁽¹⁾を境に内リングと外リングを形成する様な形になっており各々のリングでは相当数の円周割れが発生している、

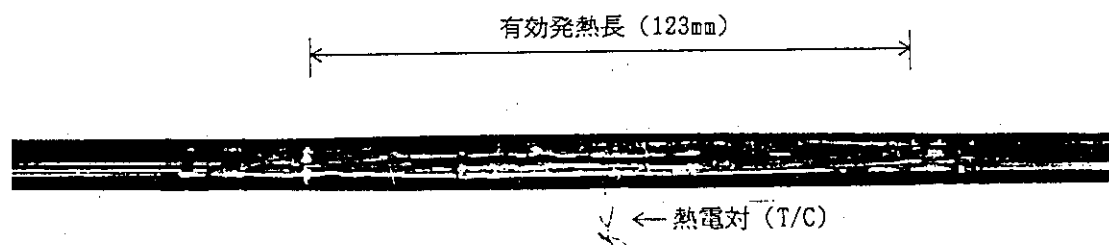
こと等が明らかになった。

3. 結 言

(1)過渡付加燃料棒GK-5は縦方向に被覆管が裂けて破損し、裂け方は脆性モードであった。

(2)被覆管外径は、ほぼ均一に増加(約8%)していた。

(3)燃料ペレットの割れ方は、総じて著しい。



Top

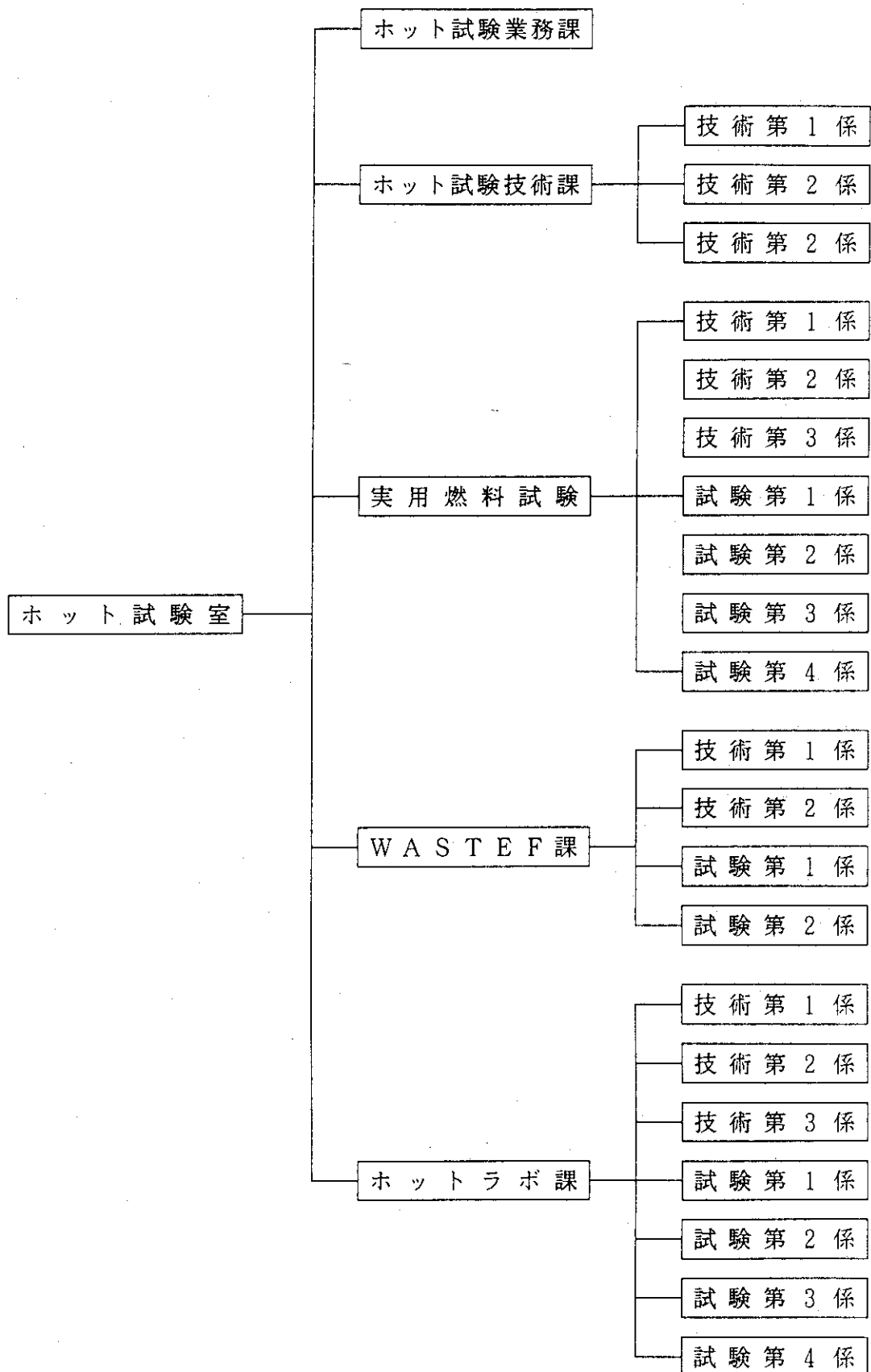
写真1 燃料棒外観写真 (90° 方向)

Bottom

参考文献

(1)YANAGISAWA, K.; J. Nucl. Sci. Technol., 23[2], 168(1986)

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 菊地 章 (ホット試験室長)
1. 概 要
- 1.1 ホット試験室の概要 天野 英俊 (ホット試験技術課)
- 1.2 ホット試験室の運転管理 関田 憲昭 (")
- 1.3 ホット試験室の利用 " (")
- 1.4 ホット試験室の技術開発 西野 泰治 (")
2. 燃料試験施設の運転管理
- 2.1 運転・利用状況 寺門 正吾 (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 伊藤 精 (放射線管理第3課)
3. WASTE Fの運転管理
- 3.1 運転・利用状況 松本征一郎 (WASTE F 課)
- 3.2 保守・整備状況 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 藁谷 兵太 (ホ ッ ト ラ ボ 課)
- 4.2 保守・整備状況 伊藤 忠春 (")
- 4.3 放射線管理状況 西座 雅弘 (放射線管理第2課)
5. 試験技術開発
- 5.1 ホット試験技術課
- 5.1.1 照射済燃料の熱拡散率測定 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 被覆管酸化膜詳細観察法の開発 高橋五志生 (実用燃料試験課)
- 5.2.2 引張試験用チャックの開発 鈴木 和博 (")
- 5.2.3 燃料貯蔵プールの除染 長島 久雄 (")
- 5.3 WASTE F 課
- 5.3.1 セル内高レベル放射性廃棄物の
減容方法の開発 吉川 静雄 (WASTE F 課)
- 5.3.2 高レベル放射性廃棄物ガラス固化体
の組成分析 田村 行人 (")
- 5.4 ホットラボ課
- 5.4.1 計装化シャルピー衝撃試験の
高度化技術開発 木崎 實 (ホットラボ課)
- 5.4.2 中性子照射材の電気化学的試験 西山 祐雄 (機器信頼性研究室)

あとがき		菊地 章 (ホット試験室長)
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	" (")