



JP0050829

JAERI-Review

2000-015



ホット試験室
施設の運転と技術開発
(平成11年度)

2000年9月

ホット試験室

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

本レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。
入手の問合せは、日本原子力研究所研究情報部研究情報課（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村）あて、お申し越しください。なお、このほかに財團法人原子力弘済会資料センター（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費領布をおこなっております。

This report is issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Research Information Division, Department of Intellectual Resources, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken, 319-1195, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 2000

編集兼発行 日本原子力研究所

ホット試験室
施設の運転と技術開発
(平成 11 年度)

日本原子力研究所東海研究所
ホット試験室

(2000 年 8 月 4 日受理)

本報告書は、平成 11 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、関西電力・高浜発電所 3 号機で 3 サイクル照射された PWR 燃料集合体の後処理を開始するとともに、PWR 燃料集合体（高浜発電所 3 号機照射）の燃料構成部材に係わる照射後試験を実施した。また、所内利用として、NSRR におけるパルス照射実験の照射済軽水炉燃料棒短尺加工及び照射後試験、岩石型燃料の照射後試験、及び高燃焼度燃料の特殊照射後試験等を実施した。

WASTEF では、廃棄物固化体の高度化に関する試験及び陸域における放射性核種の移行挙動等に関する研究、再処理施設新材料耐食安全性実証試験等を実施した。さらに、超ウラン元素（TRU）を消滅処理する技術的検討の一環として、炭素熱還元法によるアメリシウムの窒化アメリシウム調整試験を継続して実施した。

ホットラボでは、NSRR パルス照射燃料、軽水炉圧力容器鋼材、研究炉燃料・材料及び核融合炉用材料等の照射後試験を行った。また、ホットラボにおける高温工学試験研究炉用燃料・材料に関する照射後試験については、本年をもって完了した。

Annual Report on Operation, Utilization and Technical
Development of Hot Laboratories
(From April 1, 1999 to March 31, 2000)

Department of Hot Laboratories

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

(Received August 4, 2000)

This report describes activities, in the fiscal year 1999, of the Reactor Fuel Examination Facility (RFEF),the Waste Safety Testing Facility (WASTEF) and the Research Hot Laboratory (RHL) which belong to the Department of Hot laboratories.

In the RFEF, reassembling of a PWR fuel irradiated in the Takahama Unit 3 has started after Post Irradiation Examinations (PIEs). Also, PIEs of structural materials irradiated in the PWR (the Takahama Unit 3) have been carried out. To support R&D works in JAERI, refabrications of segmented fuel rods have been done using irradiated LWR fuel rods for pulse irradiation in the NSRR. And PIEs have been continued for high burnup fuel rods from the Ohi Unit 1 and Rock-like Oxide fuel (ROX) samples irradiated in the JRR-3M.

In the WASTEF, development and characterization tests of advanced waste forms and migration tests on the radioactive nuclides for terrestrial environment have been carried out. Also, reliability tests on equipment materials used in reprocessing plants have been performed in order to clarify the corrosion behavior in the simulated environment. In addition, as one project in its technological pursuit for the transmutation of transuraniums (TRU), the examination of converting TRU to its nitride using the Carbothermic Reduction method has been continuously carried out.

In the RHL, PIEs have been performed on segment fuels irradiated in the NSRR, standard fuels for JRR-3M and materials for nuclear fusion reactor. Furthermore, all PIEs of fuels and materials for HTTR have been completed.

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

目 次

まえがき -----	1
1. 概 要 -----	2
1.1 ホット試験室の概要 -----	2
1.2 施設の運転管理 -----	5
1.3 技術開発 -----	6
2. 燃料試験施設の運転管理 -----	21
2.1 運転・利用状況 -----	21
2.2 保守・整備状況 -----	23
2.3 放射線管理状況 -----	23
3. W A S T E F の運転管理 -----	32
3.1 運転・利用状況 -----	32
3.2 保守・整備状況 -----	33
3.3 放射線管理状況 -----	35
4. ホットラボの運転管理 -----	41
4.1 運転・利用状況 -----	41
4.2 保守・整備状況 -----	42
4.3 放射線管理状況 -----	43
5. 試験技術開発 -----	54
5.1 ホット試験技術課 -----	54
5.1.1 高分解能走査型電子顕微鏡の開発 -----	54
5.1.2 中性子ラジオグラフィを用いた照射済燃料の非破壊試験法の開発 -----	58
5.1.3 照射済燃料ペレットの融点測定 -----	62
5.2 実用燃料試験課 -----	66
5.2.1 リング引張試料調整装置類の開発 -----	66
5.2.2 改良型アウトガス分析装置の開発 -----	71
5.2.3 核燃料物質計量管理のオンライン化 -----	78
5.3 W A S T E F 課 -----	81
5.3.1 T R U 穀化物不純物分析装置の整備 -----	81
5.3.2 炭素 1 4 分離技術の開発 -----	85
5.4 ホットラボ課 -----	87
5.4.1 放射化鋼材加工技術開発 -----	87
5.4.2 照射後疲労試験技術の開発 -----	89
6. ホット施設の合理化について -----	93
あとがき -----	94

付 錄

付録 1	官庁許認可申請一覧	-----	95
付録 2	安全衛生関係	-----	99
付録 3	研究成果一覧	-----	102
付録 4	ホット試験室の組織	-----	107
付録 5	J C O臨界事故支援者	-----	108
付録 6	臨界管理に係わる立ち入り検査	-----	109

Contents

Preface	1
1. Outline	2
1.1 Outline of Department of Hot Laboratories	2
1.2 Operation and Management of Hot Cell Facilities	5
1.3 Research and Development on Post-irradiation Examination Techniques.....	6
2. Operation and Management of Reactor Fuel Examination Facility	21
2.1 Operation and Utilization	21
2.2 Maintenance	23
2.3 Radiation Monitoring.....	23
3. Operation and Management of Waste Safety Testing Facility	32
3.1 Operation and Utilization	32
3.2 Maintenance	33
3.3 Radiation Monitoring.....	35
4. Operation and Management of Research Hot Laboratory	41
4.1 Operation and Utilization	41
4.2 Maintenance	42
4.3 Radiation Monitoring.....	43
5. Research and Development on Post-irradiation Examination Techniques.....	54
5.1 Hot Engineering Division.....	54
5.1.1 Development of Shield-type Field Emission type Scanning Electron Microscope (FE-SEM)	54
5.1.2 Development of Advanced Neutron Radiography for Inspection on Irradiated Fuels and Materials.....	58
5.1.3 Measurement of Melting Temperature for Irradiated Fuel Pellet.....	62
5.2 Fuel Examination Division	66
5.2.1 Development of the Device for preparing Ring Tensile Test Specimen	66
5.2.2 Improvement of Out-Gas analyzer	71
5.2.3 Development of On-line Nuclear Material Accountancy System	78
5.3 Waste Safety Testing Facility Division	81
5.3.1 Installation of Impurities Analysis Apparatus for TRU Nitrides.....	81
5.3.2 Development of Carbon14 Separation Technique	85
5.4 Research Hot Laboratory Division	87
5.4.1 Development of Remote System Technology of NC Milling Machine	87
5.4.2 Development of Fatigue Testing Technique for Irradiated Specimen.....	89
6. Rationalization of Hot Laboratories.....	93
Postscript.....	94

Appendix 1 List of Licensing	95
Appendix 2 Safety and Education.....	99
Appendix 3 Published Reports	102
Appendix 4 Organization in Department of Hot Laboratories.....	107
Appendix 5 Supporters for JCO's Criticality Accident	108
Appendix 6 Spot inspection on Criticality Management.....	109

まえがき

本報告書は、ホット試験室が所管する照射後試験施設（燃料試験施設、ホットラボ）及び廃棄物安全試験施設(WASTEF)3施設の平成11年度における運転管理と技術開発の現状を纏めたものである。

各施設の運転管理は、それぞれ、年度当初に策定した年間使用計画及び年間使用実施計画に基づいて順調に実施された。

即ち、燃料試験施設においては、所外利用として関電高浜3号機照射のPWR燃料に関する受託業務2件（(財)原子力発電技術機構及び原子燃料工業株）を行った。所内利用としては、NSRRパルス照射実験に供する短尺燃料の製作及び照射後試験、岩石型(U-ROX)燃料研究開発等の照射後試験を実施するとともに、シビアアクシデント条件下のFP放出実験等に関するR&Dに参加し、関連する技術開発及び業務の円滑な推進に協力した。

WASTEFでは、放射性廃棄物の安全性試験として、高レベル廃棄物固化体の長期浸出試験、人工バリアのTRU核種保持性能に係わる長期浸出試験、シンロック固化体の α 加速試験及び花崗岩内Pu拡散試験等を実施した。さらに、施設の利用拡張関連として特会受託研究「再処理施設新材料耐食安全性実証試験」に関する試験、炭素熱還元法によるアメリシウム窒化物調製・高温安定性試験を実施するとともに、新たにIASCC研究に関する試験設備の検討を行った。

ホットラボでは、軽水炉燃料棒のNSRRパルス照射実験後の燃料試料、NSRR炉心燃料、研究炉燃料・材料、軽水炉用圧力容器鋼材、核融合炉用材料等の各種燃料・材料の照射後試験を継続して実施している。また、高温工学試験研究炉(HTTR)用燃料・材料に関する照射後試験については、HTTRの臨界に伴い、主たる業務を大洗研究所JMTRホットラボに移管することとし、ホットラボに於ける照射後試験を本年度をもって完了した。

また、各施設においては、本体施設、特定施設及び放射線管理施設の運転維持・点検管理業務等を適切に実施し、これら大型3施設が安全且つ円滑に運転された。

照射後試験等に関する技術開発では、燃料試験施設において「高分解能走査型電子顕微鏡の開発」、「中性子ラジオグラフィを用いた照射済燃料の非破壊検査法の開発」、「照射済燃料ペレットの融点測定」、「リング引張試料調製装置類の開発」及び「核燃料物質計量管理のオンライン化」を行った。さらに、WASTEFにおいては「TRU窒化物不純物分析装置の整備」、「炭素14分離技術の開発」を進めるとともに、ホットラボでは、「放射化鋼材加工技術開発」、「照射後疲労試験技術の開発」を実施し、これらの開発・整備等は予定どおり遂行された。

ホット試験施設将来構想については、行財政改革、省庁統合、原研のR&D展開等に鑑み、将来計画を見直し、ホットラボの廃止措置を中心とした合理化計画を策定した。

上述のように、各施設における運転管理、技術開発は、いづれも年度当初の計画通り進捗し、軽水炉、核融合、高温工学、新型炉・新燃料、核燃料サイクルなどの分野のR&Dに貢献でき、関係者の労を多としたい。以下に内容を詳述する。

ホット試験室長 古平 恒夫

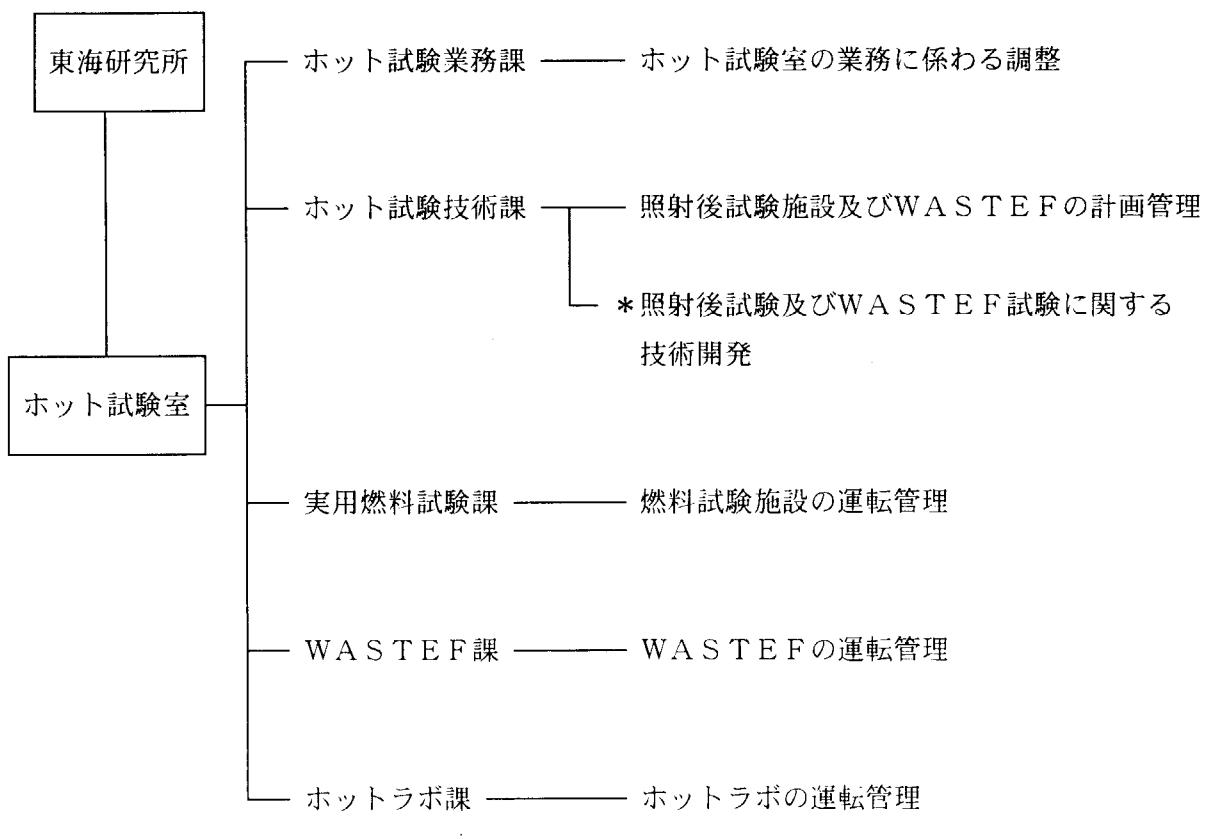
1. 概 要

1. 1 ホット試験室の概要

ホット試験室は、平成3年度に安全性試験研究センターの実用燃料試験室、研究炉管理部のホットラボ管理室及び環境安全研究部のW A S T E 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9ヶ月を経過した。

平成11年度におけるホット試験室の組織及び研究・業務テーマを下記に示す。

ホット試験室の組織及び研究・業務テーマ（平成11年度）



*研究テーマ

1.1.1 燃料試験施設

燃料試験施設は、主に軽水炉などの実用燃料の照射後試験として、燃料及び材料の健全性の確認を行うこと等を目的に、昭和54年度にホット試験を開始して以来実用燃料集合体17体(PWR

: 8 体、 BWR : 3 体、 ATR : 6 体) 及び燃料棒 32 本の照射後試験を主として実施するとともに、これらの照射後試験技術及び施設設備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 Table1.1.1 に、 1 階平面図を Fig.1.1.1 にそれぞれ示す。

本施設は、 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 700 kg の実用燃料集合体を垂直な状態でセルに搬入し、 試験を行うことができ、 燃料集合体全体にわたり詳細な試験検査が実施できることである。

11 年度は、 所外利用として関電高浜 3 号機照射の PWR 燃料に関する受託業務 2 件 ((財) 原子力発電技術機構及び原子燃料工業株) を行った。所内利用としては、 NSRR パルス照射実験に供する短尺燃料の製作及び照射後試験、 岩石型燃料研究開発等の照射後試験を実施すると共に、 シビアアクシデント条件下の FP 放出実験等に関する R & D に参加し、 関連する技術開発及び業務の円滑な推進に協力した。

1.1.2 W A S T E F

廃棄物安全試験施設 (Waste Safety Testing Facility : W A S T E F) 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。

W A S T E F の主な仕様と試験項目を Table1.1.2 に、 1 階平面図を Fig.1.1.2 にそれぞれ示す。

本施設は、 $\alpha\gamma$ 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。

11 年度は、 放射性廃棄物に関する試験として、 陸域における移行挙動実験、 人工バリアの核種保持性能に係わる Np, Pu 拡散試験等を実施した。さらに、 施設の利用拡張関連として特会受託研究「再処理施設新材料耐食安全性実証試験」に関する試験及び炭素熱還元法によるアメリカウム空化物調製・高温安定性試験を実施しすると共に、 新たに I A S C C 研究に関する試験設備のための準備を進めた。

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。

ホットラボの主な仕様と試験項目を Table1.1.3 に、 1 階平面図を Fig.1.1.3 にそれぞれ示す。

本施設は $\beta\gamma$ 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及びセル並びに化学的試験を実施するケーブ及び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 100 mm、 最大長さ約 1500 mm 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。

11 年度は、 軽水炉燃料棒の NSRR パルス照射実験後の燃料試料、 NSRR 炉心燃料、 研究炉燃料・材料、 軽水炉用圧力容器鋼材、 核融合炉用材料等の各種燃料・材料の照射後試験を継続して

実施している。また、高温工学試験研究炉(HTTR)用燃料・材料に関する照射後試験については、HTTR の臨界に伴い、主たる業務を大洗研究所 JMTR ホットラボに移管することとし、ホットラボに於ける照射後試験を本年度をもって完了した。

1. 2 施設の運転管理

平成 11 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及び⑦その他必要な事項について「年間使用計画書」を作成し、施設の運転を実施した。さらに実際の運転に際しては、この年間使用計画書に従って運転を進めるため、施設の保守管理、作業者の教育訓練、廃棄物の管理等を含めた詳細な「年間使用実施計画書」を作成し、これに従って各施設の運転を実施した。この結果、各施設とも順調に運転が進められ、計画された作業をほぼ予定どおり実施した。3 施設の利用実績を Table 1.2.1 ~ 3 に示す。

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、フィルターの補集効率測定、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下で進められた。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 1.2.4 ~ 5 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付作業、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、⁹⁵Kr 及び¹²⁵Sb 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、廃棄物処理場へ滞り無く搬出され処理された。

JCO 事故に関して、労働省及び科学技術庁により施設への立入検査が 10 月に実施された。また、原子力施設の安全対策等に係わる総点検（茨城県）及び核燃料物質使用施設等の設備・機器等の設置状況等の調査（科学技術庁）について各々点検及び調査の要請があり、報告書を作成して報告した。

1.3 技術開発

燃料試験施設及びホットラボでは、前年度に引き続き照射後試験技術の開発を、WASTEF では、機器分析の高度化等に対応した技術開発及び施設の利用拡張計画等に伴うセル整備を継続・実施した。

燃料試験施設に関しては、平成2年度から10ヶ年計画で進めてきた科学技術庁からの特会受託「高燃焼度燃料照射後試験設備整備」が最終年度となり、3期計画で開発を進めてきた高分解能走査型電子顕微鏡を照射後試験装置として完成させた。本整備計画において、ペレット熱伝導率測定装置、超微小硬度計、ペレット融点測定装置、イオンマイクロアナライザ(IMA)、ペレット熱容量測定装置、精密密度測定装置及び高分解能走査型電子顕微鏡の7装置すべての整備を完了した。今後、高分解能走査型電子顕微鏡、イオンマイクロアナライザ、ペレット熱容量測定装置及び精密密度測定装置については、放射性試料等を用いたモックアップ試験により技術を確立し、早期に照射後試験に適用する予定である。ペレット融点測定装置については、未照射・照射済 UO_2 ペレットの融点測定を実施し、融点の燃焼度依存性に関する知見を得た。さらに、JRR-3M の中性子ラジオグラフィ装置を用いた照射済燃料の非破壊試験法の開発に着手した。所内関係では、燃料被覆管の機械的強度を測定するリング引張試験に供する試料を高精度に製作する精密切断機及び端面加工機を開発するとともに、原子炉安全研究部（燃料安全研究室）と共同で平行部を有するリング引張用試料調整装置の開発を行った。また、燃料ペレット内の残留 FP ガスの放出機構を解明するため、ペレット中の拡散挙動をより詳細に観察する目的で、昇温過程における放出 FP ガス量の測定を可能とした改良型アウトガス分析装置を開発した。さらに、燃料試験施設における核燃料物質計量管理をオンライン化した。

WASTEF においては、超ウラン元素(TRU)の分離変換及び先進的核燃料リサイクル技術に関連して、物質科学研究部(アクチノイド科学研究グループ)に協力し、TRU 究化物の物理化学特性、製造条件等をより詳細に解明するため空化物調整後の試料の不純物分析等を目的とした不純物分析装置の整備を行った。また、黒鉛減速ガス冷却炉である日本原子力発電株東海発電所の運転停止に伴い、炉心構造材料として使用された黒鉛の廃棄及び処理・処分をする上で、黒鉛中に含まれる長寿命核種である炭素 14(半減期 5570 年)の濃度が問題となり、黒鉛から炭素 14 の分離技術及び機器分析による炭素 14 の測定手法の検討を行った。WASTEF の利用拡張関連では、IASCC 支配因子及び発生機構の研究に係る試験の実施に向けて、 $\beta\gamma$ コンクリートセル(No.2 セル)のガラス固化体作製装置等の撤去作業に着手した。

ホットラボにおいては、原子炉安全工学部に協力して原子炉圧力容器等の構造材の経年変化及び寿命評価研究に不可欠な使用済実機構造材から材料強度試験片(シャルピ衝撃試験片、3点曲げ破壊韌性試験片、板状引張試験片等)を製作する放射化鋼材加工装置に関して、照射後試験の能率化、難作業解消等の技術開発等を行った。また、軽水炉燃料高燃焼度化計画に伴う技術開発の一環として、燃料被覆管割管試験片に対する疲労試験技術の開発として、試験片のチャッキング法等を確立し、コールド試験によりその有効性を実証した。

Table 1.1.1 燃料試験施設の主な仕様と試験項目

プール・セル		最大取扱量 (G B q)	試験項目
プール		3.55×10^9	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	2.96×10^8	外観検査、寸法測定、 γ スキャニング、ペレット被覆管残留ギャップ測定、洗浄等
	No. 2	2.96×10^8	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	2.96×10^8	解体、再組立、切断、脱燃料、S C C (応力腐食割れ) 試験 キャップセル解体・NaK処理等
	No. 4	3.34×10^6	引張試験、内圧破裂試験、形状測定、アウトガス分析
	No. 5	3.34×10^6	VEGA (FP放出実験)
	No. 6	3.34×10^6	マクロ観察、被覆管内外面観察、金相試料作製・前処理 融点測定、試料蒸着
β γ 鉛セル	No. 1	3.70×10^3	金相試験
	No. 2	3.70×10^3	X線微小分析
	No. 3	3.70×10^3	マイクロ γ スキャニング、X線回折試験、超微小硬さ測定
リ α トコ セン ルク	No. 1	3.34×10^6	外観検査、寸法測定、 γ スキャニング、FPガス捕集 気孔率測定、密度測定
	No. 2	3.34×10^6	切断、脱燃料、樹脂注入、金相試料作製・前処理 硬さ測定
鉛 α セ γ ル	No. 1	3.70×10^3	X線微小分析
	No. 2	3.70×10^3	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、二次イオン質量分析	

Table 1.1.2 W A S T E F の主な仕様と試験項目

セル・ボックス	最大取扱量 (GBq)	試験項目
No.1 セル ($\beta \gamma$)	1.85×10^6	試料保管
No.2 セル ($\beta \gamma$)	1.85×10^6	セル整備中 (H11~H12)
No.3 セル ($\beta \gamma$)	1.85×10^6	試験試料作製、溶解試験 伝熱面腐食試験
No.4 セル ($\alpha \gamma$)	3.70×10^5	浸出試験、寸法測定 伝熱面腐食試験
No.5 セル ($\alpha \gamma$)	1.85×10^4	シンロック作製、 α 加速試験 TRU窒化物調製試験
鉛セル ($\alpha \gamma$)	7.40×10^2	組織観察、X線回折試験
グローブボックス	0.37	化学処理、分析試験、組成分析 浸出試験

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	3.70×10^6	非破壊試験、試料搬入・搬出
ダーティケーブ	3.70×10^6	切断、解体
ストレージケーブ	3.70×10^4	試料搬入・保管
メインテナンスケーブ	3.70×10^6	機器補修、試料搬入・搬出
冶金Aケーブ	1.85×10^6	解体、試料保管
冶金Bケーブ	1.11×10^6	真空高温引張試験
冶金Cケーブ	1.11×10^6	外観、寸法、重量、高サイクル疲労試験
冶金Dケーブ	1.11×10^6	γ スキャニング
化学Aケーブ	3.70×10^5	F P ガス捕集・分析、電解・酸浸出
化学Bケーブ	3.70×10^5	区分・浮遊沈降分離
ウラン・マグノックス用鉛セル	3.70×10^5 $\sim 1.85 \times 10^4$	金相試験、硬さ試験、密度測定
スチールセル	1.85×10^2	シャルピ、引張、疲労、破壊韌性
ジュニアセル	1.85×10^4	被覆燃料粒子試験、電気化学腐食試験
セミホットセル	1.85×10^2	X線回折、被覆燃料粒子試験
γ スキャニングセル	1.85×10^5	γ スキャニング
S E セル	1.85×10^4	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 燃料試験施設の利用実績

主要施設の運転及び利用状況報告

(平成11年度)

施設名 燃料試験施設 (R F E F) 東海研究所

部長	課室長	担当

1. 利用状況

1) 件数

	前期繰越	申込	実施中	終了	次期繰越
所内	11	24	21	14	21
所外	0	3	0	3	0
計	11	27	21	17	21

2) 件名

注) 終了件名と実施中の件名を記載すること。

1. 終了した試験は、次のとおりである。

(所内)

- 1) 酸化物添加燃料のE P M A 試験 (原安工部) (R 98-01)
 2) H B O 燃料被覆管のアニーリング後リング引張試験 (原安工部) (R 98-07)
 3) 添加物入り酸化物燃料の高燃焼度照射挙動 (原安工部) (R 98-17)
 4) N S R R 照射済 B W R 燃料試料の製作 (原安工部) (R 99-01)
 5) 照射済酸化ウラン燃料の短尺加工 (TK-8) (原安工部) (R 99-07)
 6) 照射済酸化ウラン燃料の短尺加工に伴う試験 (TK-8) (原安工部) (R 99-08)
 7) 照射済 A T R / M O X 燃料 (ATR-5) の短尺加工 (原安工部) (R 99-12)
 8) N U C E F 実験用試料作製 (燃料サイクル安工部) (R 99-13)
 9) BWR-STEP II 5 サイクル照射燃料の検査及び短尺加工 (原安工部) (R 99-14)
 10) V E G A - 1 実験前試験 (原安工部) (R 99-17)
 11) J M T R 再照射燃料棒の製作 (G24) (原安工部) (R 99-18)
 12) 高燃焼 P W R 燃料集合体の核特性測定 (燃料サイクル安工部) (R 99-22)
 13) 岩石燃料の S E M 分析 (環境科学研究所) (R 99-23)
 14) V E G A - 2 実験前試験 (原安工部) (R 99-24)

(所外)

- 1) 平成11年度K 5 材料照射試験片照射後試験 (原燃工) (契約納期: 平成11年9月)
 2) 平成11年度燃料集合体部材照射後試験 48GWd/t 実用燃料 (B型) 燃料集合体制御棒案内シングル照射後試験 (原燃工) (契約納期: 平成11年10月)
 3) 平成11年度高燃焼度等燃料確証試験 P W R 燃料照射試験 48GWd/t 実用燃料 (B型) の3 サイクル照射後試験 (N U P E C) (契約納期: 平成12年2月)

2. 実施中の試験は、次のとおりである。

(所内)

- 1) 照射済 M O X 燃料のパルス照射後試験 (ATR-2) (原安工部) (R 97-02)

2) 照射済MOX燃料のパルス照射後試験(ATR-3)	(原安工部)	(R 97-03)
3) 大飯1号炉照射燃料の特殊照射後試験	(原安工部)	(R 97-06)
4) 17×17PWRパルス照射済燃料の照射後試験(HBO)	(原安工部)	(R 97-07)
5) HBO実験のレファレンス試験	(原安工部)	(R 97-18)
6) ATR-4試験燃料のパルス照射後試験	(原安工部)	(R 97-24)
7) HBO燃料被覆管のアニーリング前後金相試験	(原安工部)	(R 98-08)
8) 岩石燃料の密度測定	(エネルギー・システム研究部)	(R 98-11)
9) 17×17PWR(B)型照射済燃料(TK-2,3,7)のレファレンス燃料に関する試験	(原安工部)	(R 99-02)
10) 高浜3号機A型燃料実験(TK-4,5,6)のレファレンス燃料に関する試験	(原安工部)	(R 99-03)
11) 高浜3号機2サイクル照射燃料(TK-1)のレファレンス燃料に関する試験	(原安工部)	(R 99-04)
12) 8×8BWR照射済燃料(リブ付)のレファレンス燃料に関する試験	(原安工部)	(R 99-05)
13) 高燃焼度8×8BWR照射済燃料(STEP-II)のレファレンス燃料に関する試験	(原安工部)	(R 99-06)
14) 燃料熔解試験試料の作製	(エネルギー・システム研究部)	(R 99-09)
15) 地衣類のSEM観察	(環境科学研究所)	(R 99-10)
16) 照射済ガドリニア入り燃料及びUO ₂ 燃料の熱拡散率測定	(原安工部)	(R 99-11)
17) ATR/MOX燃料のOGA試験	(原安工部)	(R 99-15)
18) JRR-2一次冷却系SUS及びAi配管表面分析	(研究炉部)	(R 99-16)
19) U-Rox燃料ペレットの照射後試験	(エネルギー・システム研究部)	(R 99-19)
20) ATR-5試験燃料のパルス照射後試験	(原安工部)	(R 99-20)
21) VEGA-1実験後試験	(原安工部)	(R 99-21)
(所外)		
なし		

2. 特記事項

特になし

Table 1.2.2 WASTEF施設の利用実績

主要施設の運転及び利用状況報告

(平成11年度)

施設名 廃棄物安全試験施設 (W A S T E F) 東海研究所

部長	課室長	担当

1. 利用状況

1) 件数

	前期繰越	申込	実施中	終了	次期繰越
所内	0	16	0	16	0
所外	0	0	0	0	0
計	0	16	0	16	0

2) 件名

注) 終了件名と実施中の件名を記載すること。

1. 終了した試験は、次のとおりである。

(所内)

- 1) 深地層中における移行挙動実験液の元素分析 : 環境科学研究部
 2) オクロウラン鉱床岩石抽出液の元素分析 : 環境科学研究部
 3) 花崗岩内Pu拡散試験 : 燃料サイクル安全工学部
 4) モルタル中のNp移行挙動試験 : 燃料サイクル安全工学部
 5) ベントナイト内Np拡散試験 : 燃料サイクル安全工学部
 6) ベントナイト内Pu拡散試験 : 燃料サイクル安全工学部
 7) CmN調整試験 (I) : 物質科学研究部
 8) CmN調整試験 (II) : 物質科学研究部
 9) AmN-YN調整試験 (I) : 物質科学研究部

(研究室の委託・共同研究等)

- 1) ジルコニウムの伝熱面腐食試験 (性能評価試験) : エネルギーシステム研究部 (科技庁)
 2) 燃料の溶解試験 : エネルギーシステム研究部 (科技庁)
 3) ジルコニウムの伝熱面腐食試験 (I) : エネルギーシステム研究部 (科技庁)
 4) ステンレス鋼の伝熱面腐食試験 (性能評価試験) : エネルギーシステム研究部 (科技庁)
 5) ステンレス鋼の伝熱面腐食試験 (比較試験) : エネルギーシステム研究部 (科技庁)
 6) ステンレス鋼の伝熱面腐食試験 (I) : エネルギーシステム研究部 (科技庁)
 7) ステンレス鋼の伝熱面腐食試験 (比較試験 II) : エネルギーシステム研究部 (科技庁)

2. 実施中の試験は、次のとおりである。

なし

2. 特記事項

特になし。

Table 1.2.3 ホットラボ施設の利用実績

主要施設の運転及び利用状況報告

(平成 11 年度)

施 設 名 ホットラボ (RHL) 東海研究所

部長	課室長	担当

1. 利用状況

1) 件 数

	前 年 度 繰 越	今 年 度 申 辻	実 施 中	今 年 度 終 了	次 年 度 繰 越
所 内	4 8	3 1	3 3	2 0	5 9
所 外	0	3	0	3	0
計	4 8	3 4	3 3	2 3	5 9

2) 件 名

注) 終了件名と実施中の件名を記載すること。

別添のとおり。

2. 特記事項

特になし。

別添

2) 件名

(1) 終了件数 23件

[平成11年度]

区分	H L No.	依頼元	件 名
所内 (20)	H 829	原子炉安全工学部	反応度事故時の照射済燃料挙動研究（実験番号:FK-1）
	H 938	原子炉安全工学部	反応度事故時の照射済燃料挙動研究（実験番号:TK-3）
	H1001	物質科学研究部	添加物入酸化物燃料の高燃焼度における固体化学的特性の究明
	H1013	物質科学研究部	ZrC被覆燃料粒子の超高温特性の調査
	H1014	物質科学研究部	ZrC被覆燃料粒子のFP保持能の研究
	H1016	原子炉安全工学部	反応度事故時の照射済燃料挙動研究（実験番号:TK-7）
	H1017	物質科学研究部	ZrC被覆燃料粒子のFP保持能の研究
	H1018	研究炉部	高速中性子による重水タンクの照射健全性の確認
	H1019	物質科学研究部	ZrC被覆燃料粒子のFP保持能の研究
	H1028	核熱利用研究部	耐熱セラミックス複合材料の照射損傷機構に関する研究
	H1033	原子炉安全工学部	反応度事故時の照射済燃料挙動研究（実験番号:FK-1, -2, -4）
	H1034	エネルギー・システム研究部	添加物入酸化物燃料の高燃焼度における固体化学的特性の究明
	H1103	原子炉安全工学部	反応度事故時の照射済燃料挙動研究（実験番号:TK-1, -3, -4）
	H1105	高温工学試験研究炉開発部	高燃焼度被覆燃料粒子の照射挙動調査
	H1107	高温工学試験研究炉開発部	ZrC被覆燃料粒子のFP保持能の研究
	H1113	原子炉安全工学部	照射脆化の非破壊的評価技術としての超音波法の適用性調査
	H1117	原子炉安全工学部	原子炉施設経年影響評価調査研究
	H1118	エネルギー・システム研究部	照射材の残留応力測定の確立（NFD共研）
	H1119	高温工学試験研究炉開発部	HTR燃料の性能確認
	H1120	安全管理室	低濃縮ウラン燃料の保管方法の変更に伴う燃料棒の解体
所外 (3)	H1111	東大原子力研究総合センター (大学開放研究室)	宇宙物質の中性子放射化分析（Si金属の不純物評価）
	H1116	原電廃止措置計画部 (日本原子力発電株式会社)	原電東海発電所原子炉圧力容器鋼材の監視試験に関する調査
	H1129	東大原子力研究総合センター (大学開放研究室)	メスバウア一分光法による無機化合物の研究

(2) 実施中件数 33件

区分	H L No.	依頼元	件 名
所内 (33)	H 824	バックエンド技術部	コンクリートの経年劣化状態の調査
	H 921	原子炉安全工学部	破壊力学に基づく照射脆化評価法の確率
	H 922	原子炉安全工学部	破壊力学に基づく照射脆化評価法の確率
	H 923	原子炉安全工学部	破壊力学に基づく照射脆化評価法の確率
	H 941	原子炉安全工学部	反応度事故時の照射済燃料挙動研究（実験番号:TK-4）
	H 946	高温工学試験研究炉開発部	燃料コンパクト及び被覆燃料粒子の照射挙動調査
	H 947	原子炉安全工学部	反応度事故時の照射済燃料挙動研究（実験番号:FK-3）
	H1006	原子炉安全工学部	反応度事故時の照射済燃料挙動研究（実験番号:TK-5）
	H1007	原子炉安全工学部	反応度事故時の照射済燃料挙動研究（実験番号:TK-6）
	H1011	原子炉安全工学部	破壊力学的脆化評価手法の確率（IAEA国際協力研究）
	H1018	研究炉部	高速中性子による重水タンクの照射健全性の確認
	H1024	原子炉安全工学部	破壊靭性とシャルピー衝撃特性に及ぼす中性子照射効果の評価
	H1025	原子炉安全工学部	反応度事故時の照射済燃料挙動研究（実験番号:FK-4）
	H1026	原子炉安全工学部	反応度事故時の照射済燃料挙動研究（実験番号:FK-5）
	H1030	原子炉安全工学部	破壊靭性とシャルピー衝撃特性に及ぼす中性子照射効果の評価
	H1032	物質科学研究部	高純度Fe-50Cr合金の引張特性に及ぼす照射効果調査
	H1102	エネルギー・システム研究部	黒鉛材料及び接合材料の照射後強度研究
	H1104	物質科学研究部	高純度Fe-50Cr合金の引張特性に及ぼす照射効果調査(II)
	H1106	エネルギー・システム研究部	原子炉構造材寿命信頼性実証試験の研究
	H1108	物質科学研究部	TiAl-V合金の照射後機械特性調査
	H1109	原子炉安全工学部	破壊靭性とシャルピー衝撃特性に関する照射脆化回復挙動の評価
	H1110	原子炉安全工学部	破壊靭性とシャルピー衝撃特性に関する照射脆化回復挙動の評価
	H1112	原子炉安全工学部	破壊力学的破壊靭性評価による健全性評価（IAEA国際協力研究）
	H1114	エネルギー・システム研究部	原子炉構造材寿命信頼性実証試験の研究
	H1115	物質科学研究部	高純度Fe-50Cr合金の引張特性に及ぼす照射効果調査
	H1122	原子炉安全工学部	反応度事故時の照射済燃料挙動研究（実験番号:TK-8）
	H1123	原子炉安全工学部	高燃焼度照射済燃料の反応度事故時の挙動調査（実験番号:FK-6）
	H1124	原子炉安全工学部	高燃焼度照射済燃料の反応度事故時の挙動調査（実験番号:FK-7）
	H1025	原子炉安全工学部	シャルピー衝撃特性と破壊靭性に及ぼす照射効果の評価
	H1026	原子炉安全工学部	シャルピー衝撃特性と破壊靭性に及ぼす照射効果の評価
	H1027	原子炉安全工学部	シャルピー衝撃特性と破壊靭性に及ぼす照射効果の評価
	H1028	原子炉安全工学	シャルピー衝撃特性と破壊靭性に及ぼす照射効果の評価

Table 1.2.4 核燃料物質等の搬出入

燃料試験施設

搬出入月日	件名	搬出入先
H11. 5. 11	P I E 燃料搬入	ホットラボ
H11. 6. 3	照射済酸化ウラン燃料 (STEP II) 搬入	大洗ホットラボ
H11. 6. 4	S E M 用試料 (地衣類) 搬入	研究 4 棟
H11. 6. 10	照射済酸化ウラン燃料搬出	大洗ホットラボ
H11. 9. 14	照射済キャップセル (BRF-39H) 搬入	J R R - 3
H11. 9. 21	使用済燃料 (G13) 搬出	W A S T E F
H11. 9. 22	NSRR照射用燃料 (ATR-5) 搬出	N S R R
H11. 9. 29	NSRR照射用燃料 (TK-8) 搬出	N S R R
H11. 11. 18	使用済燃料 (G13) 搬出	N U C E F
H11. 11. 30	照射済酸化ウラン燃料 (HPT-1, 2) 搬出	大洗ホットラボ
H11. 12. 3	NSRR照射用燃料 (ATR-5) 搬入	N S R R
H11. 12. 15	J R R - 2 配管搬入	J R R - 2
H11. 12. 17	NSRR照射用燃料 (FK-6, 7) 搬出	N S R R
H12. 2. 22	中性子源搬入	T C A
H12. 2. 22	BRF-39Hキャップセルフラックスモニタ搬出	J R R - 3
H12. 3. 8	S E M 用試料 (地衣類) 搬入	研究 4 棟
H12. 3. 10	中性子源搬出	T C A

Table 1.2.5 核燃料物質等の搬出入

ホットラボ

搬出入年月日	試料名	搬出入先		担当課室
H11.04.12	分析用燃料溶液 (FK-5)	研究4棟	搬出	燃料安全研究室
H11.05.11	PIE用燃料 (FK-1, -2, -4)	燃料試験施設	搬出	燃料安全研究室
H11.05.11	PIE用燃料 (TK-1, -3, -4)	燃料試験施設	搬出	燃料安全研究室
H11.06.03	サーベンス試験用照射キャップセル(C-1)	JRR-3	搬出	JRR-3管理課
H11.06.25	PIE用材料 (RGM-14H)	研究3棟	搬入	耐食材料研究グループ
H11.06.29	TEM試験片 (93M-37A, 94M-1A)	大洗HL	搬入	機器信頼性研究室
H11.06.29	PIE用材料 (96M-19A, 96M-20A)	大洗HL	搬入	機器信頼性研究室
H11.07.08	TEM試験片 (93M-37A, 94M-1A)	材料研	搬出	複合環境材料研究グループ
H11.07.26	生体遮蔽コンクリート試験片(A-19他)	JRR-2	搬出	廃棄物処理技術試験室
H11.08.20	照射済み試料 (BRM-47)	JRR-3	搬入	大学開放研究室
H11.08.26	照射済み試料 (BRM-47)	JRR-3実験利用棟	搬出	大学開放研究室
H11.10.15	照射済み材料試料 (97M-9A)	大洗HL	搬入	機器信頼性研究室
H11.10.15	TEM試験片 (94M-2A, 94M-3A)	大洗HL	搬入	複合環境材料研究グループ
H11.10.15	圧力容器鋼試験片(96M-19A, -20A)	大洗HL	搬出	機器信頼性研究室
H11.10.21	F/M (RGM-18H, C-1, BRM-36H)	JRR-1	搬出	研究炉利用課
H11.11.10	照射済み材料試料 (JAPC鋼材)	原電東海	搬出	日本原子力発電(株)
H11.12.09	未照射低濃縮ウラン燃料棒	核燃倉庫	搬入	核燃料対策室
H11.12.09	未照射低濃縮ウラン燃料ペレット	核燃倉庫	搬出	核燃料対策室
H12.01.14	模擬燃料ピン	JRR-3実験利用棟	搬入	ホットラボ課
H12.01.31	照射済試験燃料棒 (TK-8)	NSRR	搬入	NSRR管理室
H12.02.04	照射済み材料試料 (96M-19A, -20A)	大洗HL	搬入	機器信頼性研究室
H12.02.04	照射済み材料試料 (98M-42A, -43A)	大洗HL	搬入	機器信頼性研究室
H12.02.25	照射済試験燃料棒 (FK-6)	NSRR	搬入	NSRR管理室
H12.03.07	照射済み試料 (BRM-48)	JRR-3	搬入	大学開放研究室
H12.03.08	分析用硝酸液 (TK-8)	研究4棟	搬出	燃料安全研究室
H12.03.10	照射済み試料 (BRM-48)	JRR-3実験利用棟	搬出	大学開放研究室
H12.03.14	模擬燃料ピン	JRR-3	搬出	ホット試験技術課
H12.03.17	模擬燃料ピン	JRR-3	搬入	ホット試験技術課
H12.03.23	照射済試験燃料棒 (FK-7)	NSRR	搬入	NSRR管理室
H12.03.29	照射済み材料試料 (96M-19A, -20A)	大洗HL	搬入	機器信頼性研究室

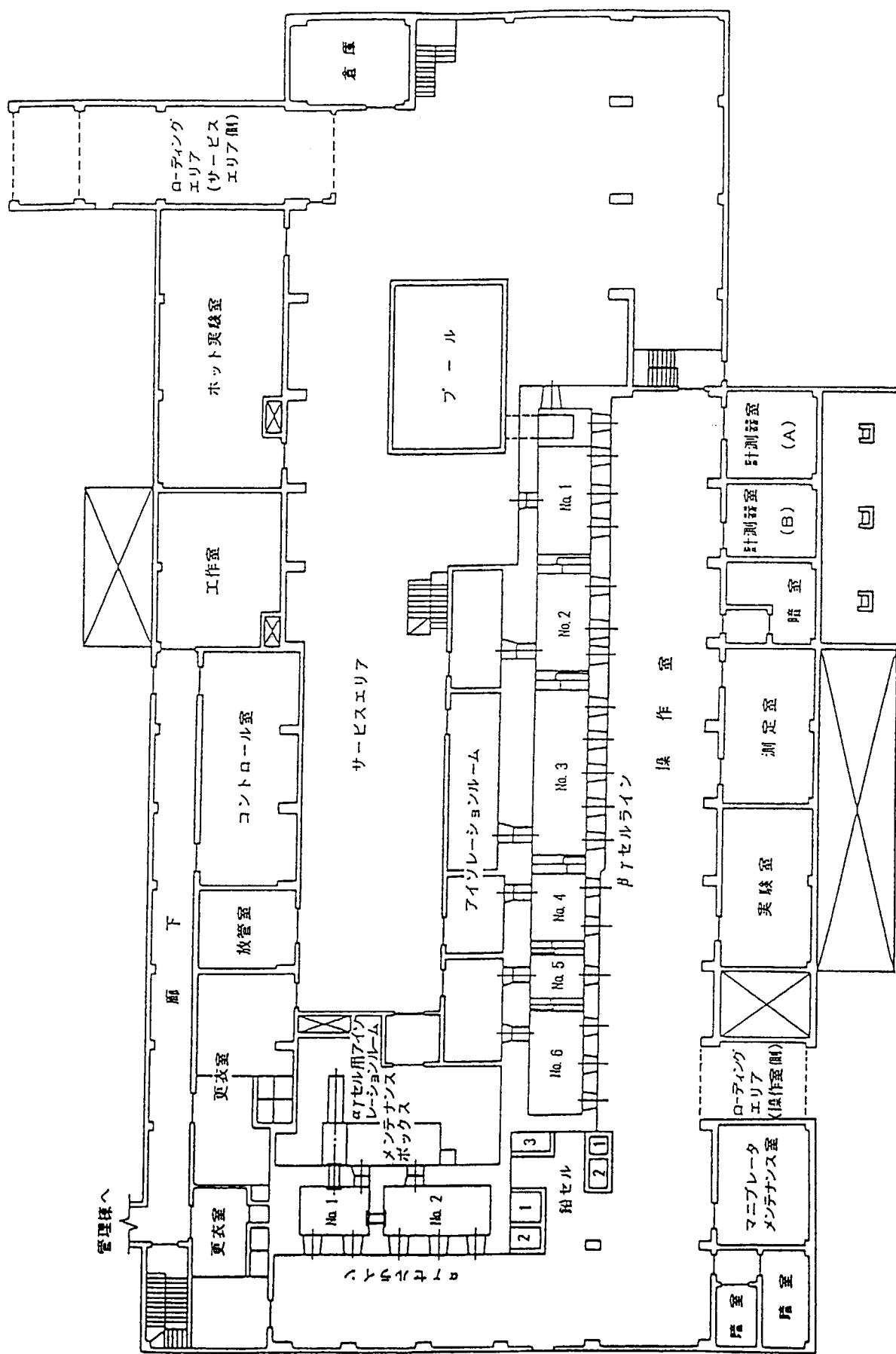


Fig. 1.1.1 燃料試験施設 1 階平面図

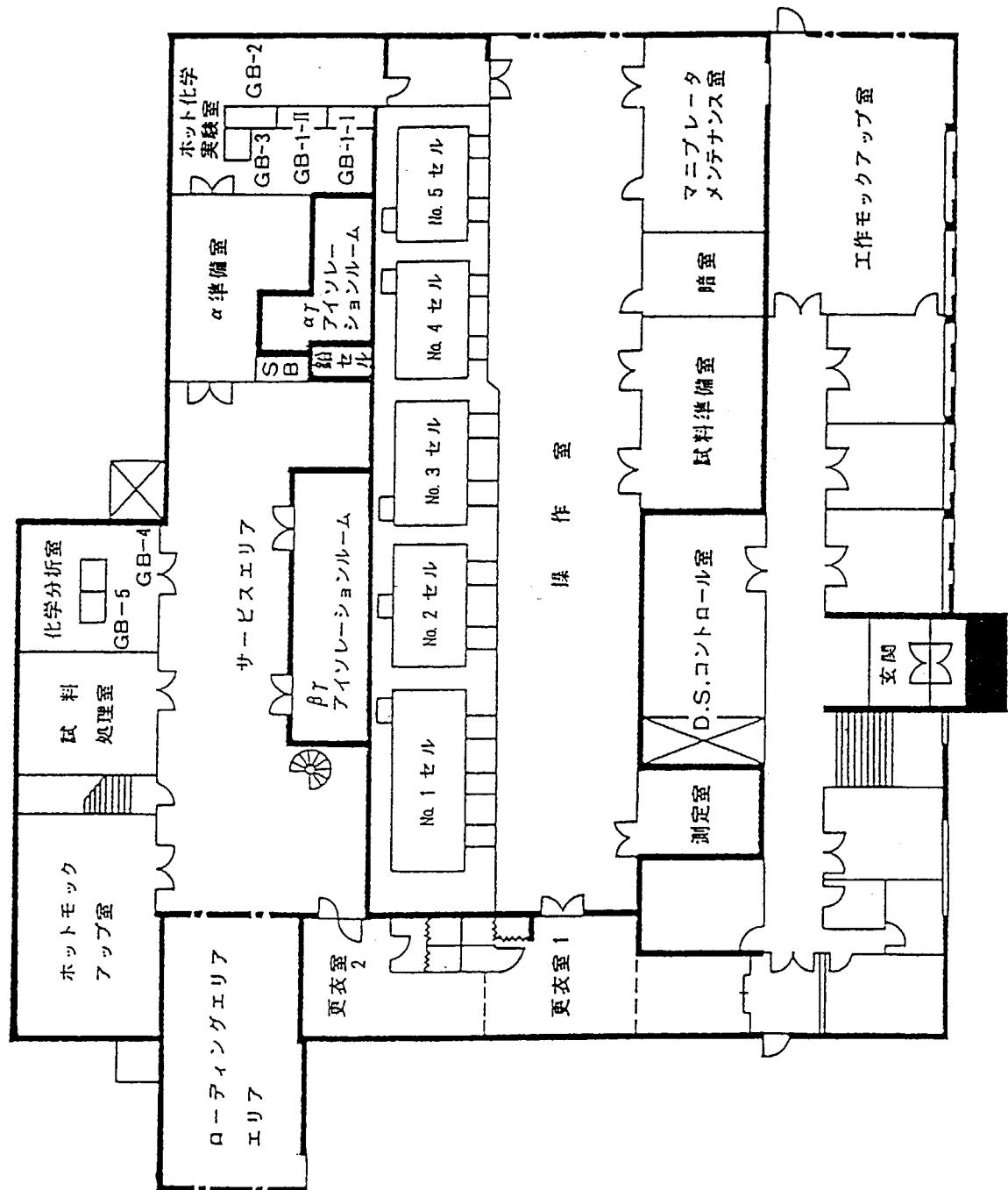


Fig. 1.1.2 WASTE F1階平面図

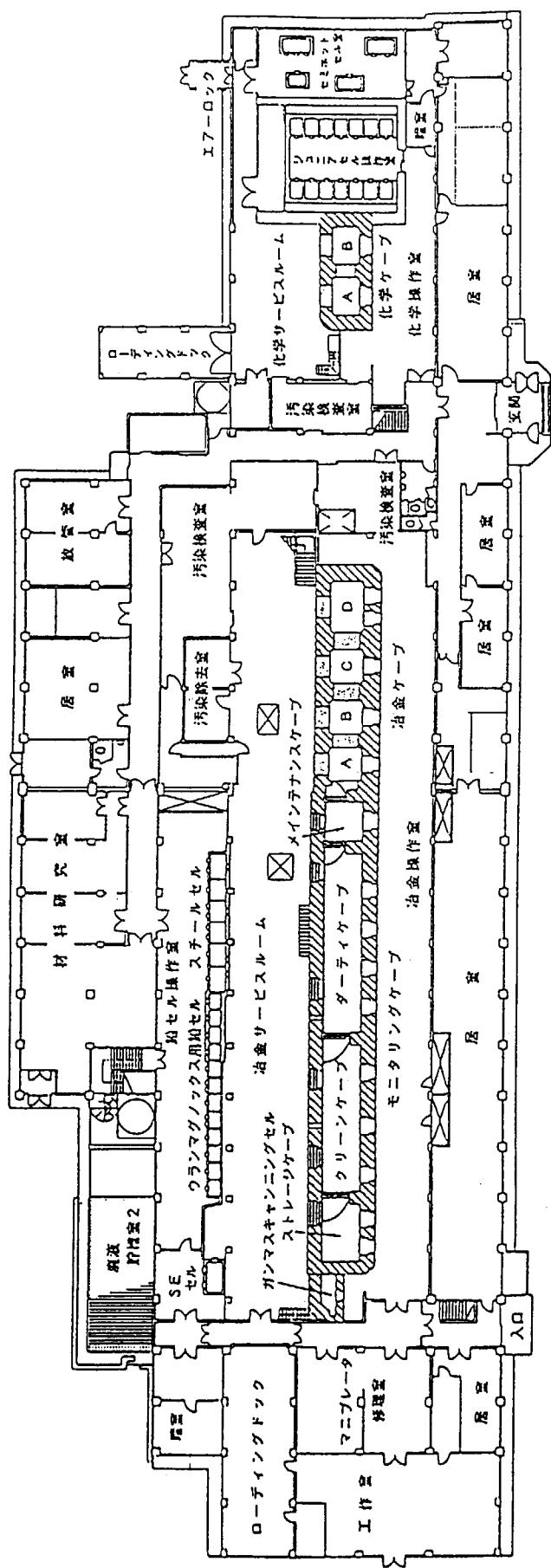


Fig. 1.1.3 ホットラボ 1階平面図

2. 燃料試験施設の運転管理

2. 1 運転・利用状況

平成11年度における燃料試験施設の運転・利用状況は、3件の受託業務について、燃料集合体の再組立等を行った。所内利用は35件の業務について、NSRR パルス照射実験用燃料の短尺加工、U-ROX 燃料等の各種照射後試験を行った。

2. 1. 1 本体施設の運転管理

(1) 運転管理と実績

平成11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「PWR48GWd/t 実用燃料(B型)3サイクル照射後試験」、原子燃料工業(株)からの「48GWd/t 実用燃料(B型)燃料集合体制御棒案内シングル管照射後試験」及び「平成11年度K5材料照射試験片照射後試験」を実施した。

所内研究協力業務では、再照射燃料加工等に関して、NSRR パルス照射実験用燃料4本(PWR 1本、BWR 2本、ATR 1本)及び JMTR 再照射用燃料2本(PWR)の短尺加工を行い、外観検査、寸法測定、X線検査、 γ スキャン等の非破壊検査を実施し、NSRR 及び JMTR へ搬出するとともに、再照射に供した試料近傍について、金相試験等のレファレンス試験を実施した。さらに、パルス照射実験後に受け入れた、短尺燃料(ATR)の破壊試験を行った。また、U-ROX 燃料の非破壊試験、VEGA 実験前後試験等を実施し、当該年度に計画された照射後試験を終了した。Fig.2.1.1に利用状況を示す。

(2) 主な試験内容

[所外利用に関する照射後試験]

①高燃焼度等燃料確証試験

PWR48GWd/t 実用燃料(B型)3サイクル照射後試験については、非破壊試験に供した燃料要素8本を燃料集合体の元の位置に装荷するとともに、上部ノズルを取り付けた後外観検査を実施し、本年度に計画された照射後試験は全て終了した。

②燃料集合体制御棒案内シングル管照射後試験

PWR48GWd/t 実用燃料(B型)燃料集合体制御棒案内シングル管照射後試験については、試験対象の制御棒案内シングル管周辺から引き抜いた燃料要素35本を元の位置に装荷し、本年度に計画された照射後試験は全て終了した。

③平成11年度K5材料照射試験片照射後試験

東電柏崎5号機で照射された高燃焼度燃料用材料の照射後試験について、金相試験及び水素分析を実施し、計画された全ての試験を終了した。

〔所内利用に関する照射後試験〕

①原子炉安全工学部関連

短尺燃料棒加工に関しては、NSRR パルス照射実験用として、PWR 燃料 1 本、BWR 燃料 2 本及び ATR 燃料 1 本の計 4 本、JMTR 再照射用として PWR 燃料 2 本を作製し、照射試験後データと比較するため、X 線透過試験、 γ スキャニング、寸法測定、渦電流探傷試験等の非破壊試験を実施した後、それぞれ NSRR 及び JMTR へ搬出した。さらに、照射試験に供した試料近傍について、金相試験等のレファレンス試験を実施した。また、NSRR パルス照射実験後の ATR 短尺燃料棒の照射後試験については、X 線透過試験等の非破壊試験を実施した。

その他、VEGA-1 実験については、実験前の試料調製及び実験後の γ スキャニング等を行うとともに、VEGA-2 実験前の試料調製を実施した。

②エネルギーシステム研究部関連

U-ROX 燃料ペレット (JRR3-M 照射) の照射後試験は、キャプセルの解体及び 5 本の燃料ピンについて、外観検査、 γ スキャニング等の非破壊試験を実施した。また、再処理施設新材料耐食安全性実証試験の一環として、使用済燃料の溶解試験に用いる試料の作製を行い、WASTEF へ搬出した。

③燃料サイクル安全工学部関連

軽水炉使用済燃料臨界安全技術開発に関する試験として、PWR 使用済燃料集合体 (G24) を使用して、核特性測定を実施した。また、再処理プロセス試験に供する試料として、関電大飯 1 号機で照射された燃料 (G13) の一部を秤量して、NUCEF へ搬出した。

④環境科学研究所関連

陸域の放射性核種等の移行挙動に関する研究として、地衣類にウラン、プルトニウムを吸着させた試料の EPMA 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 による核燃料物質質量の査察が各四半期毎に行われたが、特に指摘事項はなかった。核燃料等の移動に関する主なものは、平成 11 年 6 月 3 日に大洗研ホットラボより「BWR セグメント燃料」が搬入され、平成 11 年 9 月 14 日に JRR-3 より「U-ROX 燃料 (BRF-39H)」が搬入された。

さらに、平成 11 年 9 月 22 日、9 月 29 日及び 12 月 17 日に「NSRR パルス照射実験用短尺燃料」合計 4 本を NSRR へ搬出した。また、平成 11 年 11 月 30 日に「JMTR 再照射用短尺燃料」2 本を JMTR へ搬出した。

その他、むつ使用済燃料の再処理計画に係わる業務については、水処理工場の整備及び再組立用治工具類の設計、製作等を、むつ事業所に協力して進めた。

2. 2 保守・整備状況

2. 2. 1 本体施設の保守・整備

本体施設の保守・整備は、平成11年度年間使用計画に従って実施された。第1四半期は、 $\beta\gamma$ コンクリートNo.1～No.2セルの除染を実施した。第2四半期から第3四半期にかけて、 $\beta\gamma$ コンクリートNo.1～No.2セルの機器の保守点検と $\beta\gamma$ コンクリートNo.5～No.6セルの除染及び機器の保守点検、インセルモニタの保守点検を実施した。第4四半期は $\alpha\gamma$ セル、 $\beta\gamma$ コンクリートNo.3～No.4セルの除染及び機器の保守点検と負圧制御機器及び臨界警報装置の保守点検を実施したが、特に異常は認められなかった。Table2.2.1に実施項目と結果を示す。

むつ燃料輸送容器及び燃取容器、ハンドリング用資機材の一時保管場所を確保するために、水処理エリアの整備を行った。具体的な内容は、純水製造装置のコンパクト化及び移設、プール水精製設備の改修等である。

2. 2. 2 特定施設の保守・整備

特定施設の保守・整備は、技術部施設第3課によって電源設備、気体廃棄設備、液体廃棄設備、空気圧縮設備及び警報設備について性能試験、作動試験が行われ、各結果は「良」で特に問題はなかった。実施項目及び結果をTable2.2.2に示す。

2. 2. 3 放射線管理施設の保守・整備

放射線管理施設の保守管理は、保健物理部施設放射線管理第2課によって実施された。また、定期自主検査は保健物理部線量管理課によって実施され、その結果は全て「良」であった。定期自主検査の実施状況をTable2.2.3に示す。

2. 2. 4 補修・更新工事等

1) 水処理エリア整備・改修工事

むつ燃料輸送容器等の保管場所確保のため、平成12年1月～3月にかけて水処理エリアの改修を行った。改造後の機器等の配置図をFig.2.2.1に示す。

2. 3 放射線管理状況

2. 3. 1 概況

平成11年度に実施した主な放射線作業は、セルの汚染除去作業、試験装置の解体、試験内装機器の保守点検修理、照射済燃料の搬出入作業及びプール水処理エリアの整備作業である。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來者の実効線量当量をTable2.3.1に示す。年間の集団実効線量当量は、94.4人・mSvであった。また、指先の組織線量当量の測

定を要した者は 125 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 56.1mSv 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てなかった。

2. 3. 3 放出放射性気体廃棄物

平成 11 年度に放出された放射性気体廃棄物の平均濃度及び放出量を Table2.3.2 に示す。

⁸⁵Kr は照射済燃料の FP ガス分析及び切断作業等で放出されたものである。

⁸⁵Kr の年間総放出量は、 1.2×10^{11} 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 11 年度の四半期別の放射性廃棄物管理課へ引き渡した放射能量(Bq)及び発生量 (m³)を Table2.3.3 に示す。

2. 3. 5 放射性固体廃棄物

燃料試験施設での放射性固体廃棄物には、照射後試験及びセル汚染除去等の保守点検作業によるものと、試験済の樹脂等で固化され保管廃棄される核燃料物質がある。これらの固体廃棄物は、本体施設の運転に伴い、年間を通して発生するものである。平成 11 年度四半期別の放射性廃棄物管理課への放射性固体廃棄物運搬車両で搬出された数量を、レベル毎に Table2.3.4 に、搬出形状の種類別数量を Table2.3.5 に示す。

Table 2.2.1 燃料試験施設本体施設定期自主検査の実施状況

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	H11.11	良
	② 機器等の動作試験	H11.6～H11.7	良
	③ 中和処理装置の法例に定める検査	H11.8	良
	④ 槽類配管及びバルブの漏洩検査	H11.6～H11.7	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	H11.7～H12.3	良
	② 機器等の動作試験	H11.7～H12.3	良
	③ 負圧計の動作試験	H11.11～H11.12	良
	④ セルモニタの動作試験及び校正	H11.10～H11.11	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	H12.2	良
	② 機器等の動作試験	H11.9～H12.3	良
	③ 負圧計の動作試験	H11.11	良
	④ セルモニタの動作試験及び校正	H11.10～H11.11	良
	⑤ アルゴンガス供給系の点検	H11.12	良
	⑥ グローブ、ブーツ及びビニールパッケージ等の点検	H11.12	良
	⑦ アルゴンガス循環精製装置の動作試験及び点検	H11.10～H11.12	良
	⑧ $\alpha\gamma$ 系液体廃棄設備の動作試験及び点検	H12.1	良
一斉指令装置	通報試験	H11.6～H11.12	良
警報設備	動作試験	H11.4～H12.3	良
試験施設内装設備	① 安全装置の動作試験	H11.7～H12.3	良
	② 機器、装置の動作試験	H11.7～H12.3	良

Table 2.2.2 燃料試験施設特定施設定期自主検査の実施状況

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	H11.10	良
	② 非常用電源の起動試験	H11.4～H12.3	良
	③ 保護継電器動作試験	H11.10	良
気体廃棄設備	① 電気設備の絶縁抵抗測定	H11.9～H11.12	良
	② フィルター装置の性能検査	H11.4～H12.3	良
	③ 風量、風向測定	H11.10～H11.12	良
	④ 機器の動作試験	H11.4～H12.3	良
液体廃棄設備	① 電気設備の絶縁抵抗測定	H11.11～H11.12	良
	② 機器等の動作試験	H11.11～H11.12	良
	③ 配管及び弁などの漏洩点検	H11.4～H12.3	良
空気圧縮設備	④ 動作試験	H11.4～H12.3	良
警報設備	③ 動作試験	H11.4～H12.3	良

Table 2.2.3 燃料試験施設放射線測定機器の定期自主検査の実施状況

検査実施設備	検査項目	実施年月	結果
ダスト、ガスマニタ	性能試験及び校正	H11.4 H11.10	良
γ線エリアモニタ	性能試験及び校正	H11.4 H11.10	良
ハンドフットモニタ	性能試験及び校正	H11.4 H11.10	良
臨界警報設備※	性能試験及び校正	H11.10	良

※ 本体施設側で実施

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	期間 第2四半期	期間 第3四半期	期間 第4四半期	年間
放射線業務従事者 (人)	147	167	148	191	325
集団実効線量当量 (人・mSv)	12.2	6.1	18.7	57.4	94.4
平均実効線量当量 (mSv)	0.08	0.04	0.13	0.30	0.29
最大実効線量当量 (mSv)	1.8	0.9	4.8	3.7	5.4

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)	<8.0×10 ⁻³					
		放出量(Bq)	7.0×10 ¹⁰	1.7×10 ¹⁰	2.8×10 ¹⁰	2.3×10 ⁹	1.2×10 ¹¹	
放射性 塵埃	¹³¹ I	平均濃度(Bq/cm ³)	<1.2×10 ⁻⁹	<1.2×10 ⁻⁹	<1.2×10 ⁻⁹	<1.0×10 ⁻⁹	<1.2×10 ⁻⁹	<1.2×10 ⁻⁹
		放出量(Bq)	0	0	0	0	0	0
放射性 塵	¹⁰⁶ Ru	平均濃度(Bq/cm ³)	<8.5×10 ⁻¹⁰	<8.5×10 ⁻¹⁰	<7.9×10 ⁻¹⁰	<9.3×10 ⁻¹⁰	<9.3×10 ⁻¹⁰	<9.3×10 ⁻¹⁰
		放出量(Bq)	0	0	0	0	0	0
²³⁹ Pu		平均濃度(Bq/cm ³)	<3.3×10 ⁻¹¹	<2.7×10 ⁻¹¹	<2.6×10 ⁻¹¹	<2.6×10 ⁻¹¹	<3.3×10 ⁻¹¹	<3.3×10 ⁻¹¹
		放出量(Bq)	0	0	0	0	0	0

Table 2.3.3 燃料試験施設から廃棄物処理場へ輸送した放射性液体廃棄物

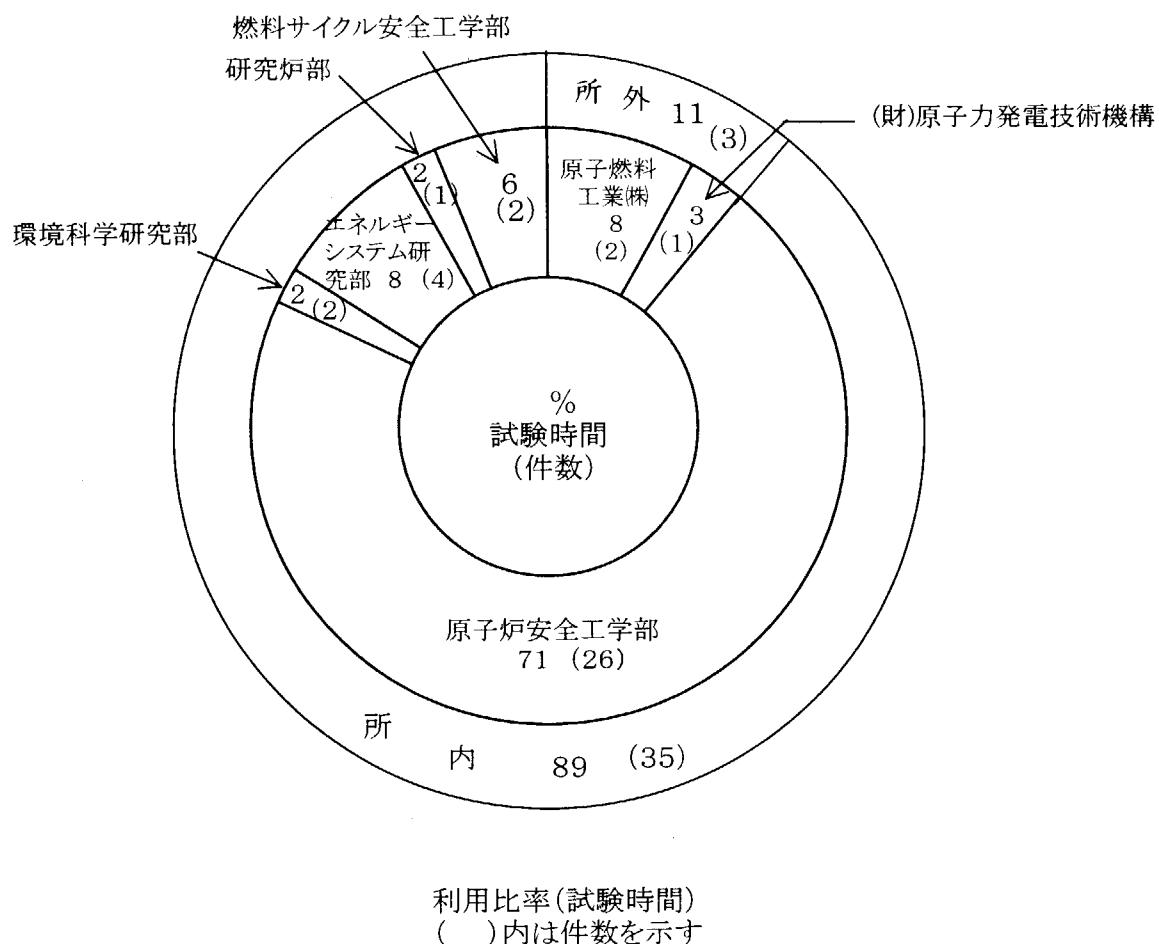
		第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期	年間総量
A 1	放射能量 (Bq)	4.26×10^7	2.59×10^7	2.52×10^7	1.76×10^7	1.11×10^8 (Bq)
	発生量 (m³)	24.5	30.3	24.8	24.2	103.8 (m³)
A 2	放射能量 (Bq)	3.66×10^8	—	7.92×10^8	—	1.10×10^9 (Bq)
	発生量 (m³)	6.1	—	6.6	—	12.7 (m³)

Table 2.3.4 燃料試験施設から廃棄物処理場へ輸送した放射性固体廃棄物

レベル (量)	第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期	年間総量
A - 1 (m³)	31.83	18.37	17.94	47.45	115.59
A - 2 (m³)	0.15	0.03	0.53	0.59	1.3
B - 1 (m³)	0.9	0.6	0.66	0.96	3.12

Table 2.3.5 燃料試験施設の放射性固体廃棄物の種類と数量

排出レベルと種類		第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期	合計
A - 1	①S-1型容器 (1.00m³)	5ヶ	1ヶ	—	—	6ヶ
	② HEAP フィルタ	32ヶ	7ヶ	6ヶ	36ヶ	81ヶ
	③ プラスチックフィルタ	9ヶ	6ヶ	10ヶ	62ヶ	87ヶ
	④ トランク缶 (0.20m³)	3ヶ	9ヶ	3ヶ	26ヶ	41ヶ
	⑤ ヘル缶 (0.03m³)	9ヶ	12ヶ	8ヶ	8ヶ	37ヶ
	⑥ カントンボックス (0.02m³)	1086ヶ	711ヶ	813ヶ	1844ヶ	4454ヶ
	⑦ 角型カトリッジ (0.40m³)	—	—	—	—	—
A - 2	① 角型カトリッジ (0.40m³)	—	—	—	—	—
	② 円筒形カトリッジ (0.03m³)	5ヶ	1ヶ	11ヶ	18ヶ	35ヶ
	③ トランク缶 (0.20m³)	—	—	1ヶ	—	1ヶ
	④ フィルタ内筒 (0.05m³)	—	—	—	1ヶ	1ヶ
B - 1	① 円筒型カトリッジ (0.03m³)	20ヶ	20ヶ	22ヶ	22ヶ	84ヶ
	② レジン内筒 (0.30m³)	1ヶ	—	—	1ヶ	2ヶ
	③ フィルタ内筒 (0.05m³)	—	—	—	—	—



- 原子力機構 1件:PWR48GWd/t実用燃料(B型)3サイクル照射後試験
 原子燃料工業 2件:48GWd/t実用燃料(B型)燃料集合体制御棒案内シングル管照射後試験
 K5材料照射試験片照射後試験
- 原安工部 26件: NSRRパルス照射実験用、JMTR再照射用燃料加工及び照射後試験
 その他4件
- エネルギー・システム研究部 4件: 岩石燃料の照射後試験
 その他2件
- 環境科学研究所 2件: 地衣類のSEM観察
 その他1件
- 燃料サイクル安工部 2件: 使用済燃料の秤量及び小分け
 その他1件
- 研究炉部 1件: JRR-2冷却系配管の表面分析

Fig. 2. 1. 1 燃料試験施設の利用状況(平成11年度)

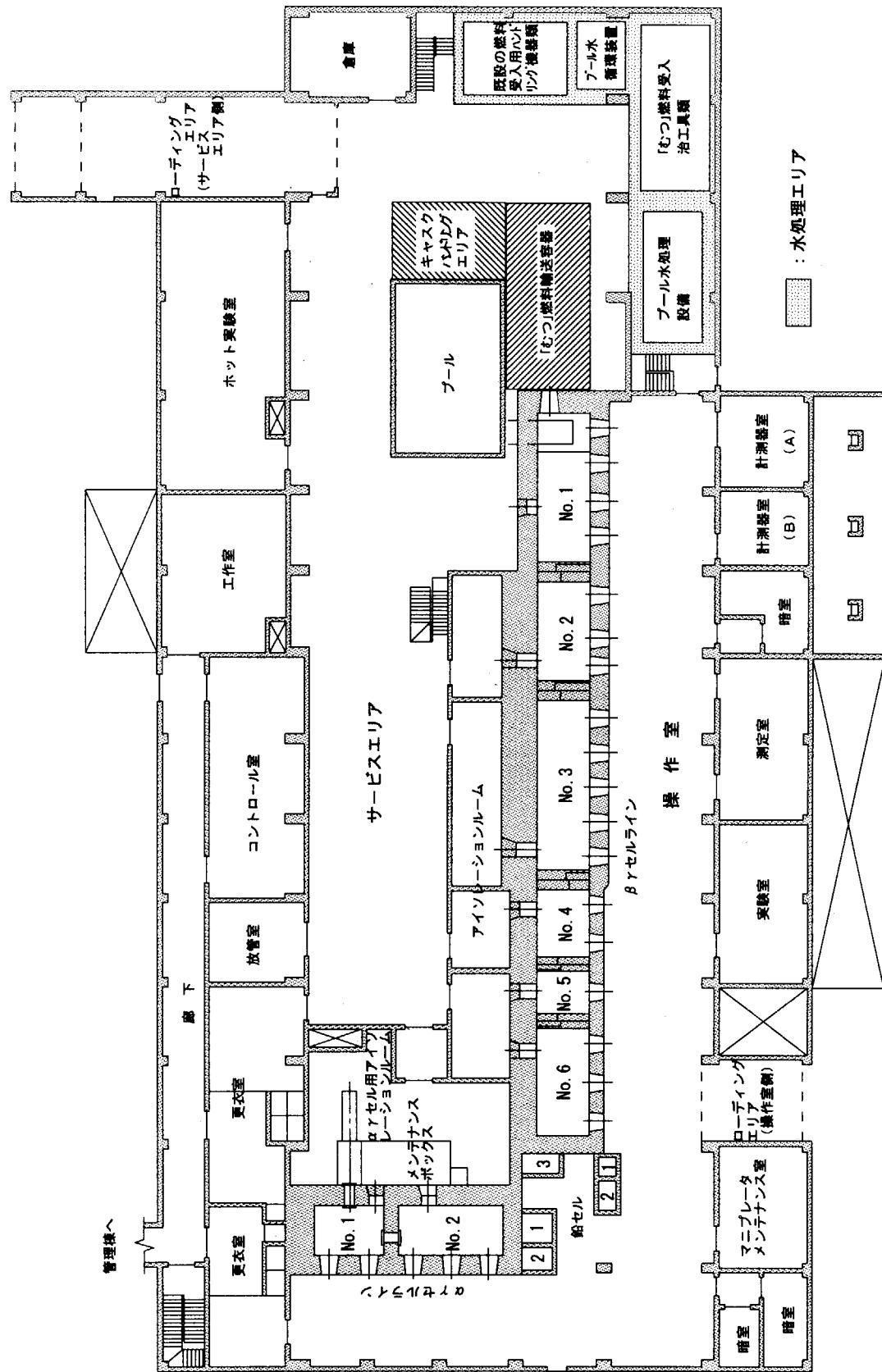


Fig. 2.2.1 水処理工場改修後の機器等の配置図

3. W A S T E F の 運 転 管 理

3.1 運転・利用状況

3.1.1 本体施設の運転管理

平成11年度の業務実施計画に基づいて実施した主な内容を以下に示す。

(1) 放射性廃棄物に関する安全性試験

深地層中における移行挙動及び移行モデルに係る試験では、岩石の放射性核種等の吸着及び固定特性を明らかにするため、スメクタイト及びアパタイトへの吸着・固定実験液並びにオクロウラン鉱床岩石抽出液の元素分析を継続した。

放射性廃棄物処分研究に係る試験では、人工バリアの核種保持性能に関するアクチニド元素の移行挙動を調べるため、モルタル及びセメントペースト中のNp拡散試験を継続した。地層処分システムの性能評価に係る地層中の拡散係数を調べるため、緩衝材であるベントナイト中のNp拡散試験では、平成10年度に還元雰囲気下で開始したセシウムを用いた予備平衡試験を終了し、引き続き、ネプツニウム及びプルトニウムを用いた拡散試験を開始した。前年度終了した花崗岩内Pu拡散試験に用いたカラム内壁へのPu吸着量の放射能測定を実施した。

(2) 再処理施設新材料耐食安全性実証試験

エネルギーシステム研究部(耐食材料研究グループ)が科学技術庁からの特会事業として、六ヶ所再処理施設の主要機器に関する再処理施設新材料耐食安全性実証試験(平成8年からの5カ年計画)を受託しており、このうち、本施設で実施する照射腐食抵抗性評価試験では、平成10年度にNo.3及び4セルに整備した腐食試験装置の性能確認を実施した。引き続き、No.3セルでは、ジルコニア製の溶解槽の評価のため、使用済燃料溶解試験により作製した試験溶液と密封コバルト線源を用いた伝熱面腐食試験(1000時間)を開始した。また、No.4セルでは、ステンレス鋼製の酸回収蒸発缶の評価のため、実液中のネプツニウムに対する模擬元素としてバナジウムを添加した硝酸溶液等を用いた伝熱面腐食試験(比較試験)及びネプツニウムを添加した硝酸溶液を用いた伝熱面腐食試験(930時間)を実施した。

(3) TRU窒化物調製・高温安定性試験

アクチノイド凝縮系の物性研究では、TRU消滅処理の検討のためのTRU窒化物調製・高温安定性試験として、炭素熱還元法によりキュリウムの酸化物から直接、窒化物を調製する試験(2回)を実施し、X線回折試験による生成物同定及び格子定数測定を行った。また、実機のTRU燃料／ターゲットを想定して、その照射試験試料作製の予備試験の一環として、アメリシウムに希釗材としてイットリウムを加えた(Am, Y)N混合窒化物の物理化学的特性及び製造条件等をあきらかにするために窒化物調製試験を実施し、X線回折試験により、窒化物固溶体の生成を確認した。

(4) その他

燃料サイクル安全工学部(処分安全研究室)が九州大学との共同研究として、平成11年度か

ら3カ年計画で実施する「アクチニド元素含有鉱物の生成に関する基礎的研究」では、九州大学でのランタニド元素（模擬元素）を用いた合成実験の結果に基づき、平成12年度に本施設で実施するアチクニド元素を用いた合成実験の条件を検討した。

また、W A S T E Fの利用拡張関連の一環として、I A S C C 支配因子及び発生機構の研究に係わる試験の実施に向けて、 $\beta\gamma$ コンクリートセル（No.2セル）のガラス固化体作製装置等の撤去作業に着手した。

Fig. 3.1.1 に平成11年度の利用状況を示す。

3.1.2 特定施設の運転管理

本体施設の運転に伴う気体廃棄設備、液体廃棄設備、空気圧縮設備、受変電設備、非常用電源設備、警報設備等の運転管理は、技術部施設第3課によって滞りなく行われた。

3.2 保守・整備状況

3.2.1 本体施設の保守・整備

本体施設の保守・整備は、平成11年度年間使用計画に従って実施した。このうち、定期自主検査の実施状況をTable 3.2.1 に示す。また、放射性同位元素等による放射線障害の防止に関する法律第12条の9に基づく定期検査（1回／3年）を受検し、合格証が交付された（平成11年11月30日付）。なお、主な保守・整備状況を以下に記す。

(1) No.1セルの整備

ガラス固化体試験終了措置の一環として、No.1セル内の装置等の解体・撤去及び除染等は、前年度に全て終了し、No.2セルの解体撤去品の一時保管場所に使用している。

(2) No.2セルの整備

ガラス固化体試験終了措置の一環として、ガラス固化体作製装置及び付属する試薬供給フードの撤去に関連し、核燃料物質の使用の変更許可（平成10年度申請）の取得後、セル外機器撤去のためのセル貫通配管の切り離し及び配管閉鎖措置を実施し、試薬供給フード、制御盤及び液体窒素貯槽の解体撤去を終了した。引き続き、No.2セル内ガラス固化体作製装置本体及びオフガス処理系等について、グラインダ及びバンドソーによる遠隔解体を開始した。また、解体・撤去した高レベル廃棄物の一部については、廃棄物処理場へ引き渡しを行った。

(3) No.3セルの整備

照射腐食抵抗性評価試験で用いる照射腐食試験装置（10年度設置）について、装置の性能評価試験を行うとともに、施設検査申請及び検査を受検し、合格証を取得した（平成11年11月1日付）。これにより、本装置を用いたホット試験準備が全て終了した。本試験に係る使用済燃料の溶解及び伝熱面腐食試験を実施し、試験データの取得に努めた。

(4) No.4セルの整備

照射腐食抵抗性評価試験で用いるR I 添加硝酸中伝熱面腐食試験装置（10年度設置）について、装置の性能評価試験を行い、当初計画した性能が得られたことで、ホット試験準備が全て

終了した。本装置の整備により、本試験に係る比較試験及びネプツニウムを用いた伝熱面腐食試験を実施し、試験データの取得に努めた。

また、新たに平成12年度に実機環境を模擬するための補助線源として、密封⁶⁰Co線源(296 GBq 1個)を使用することとなった。このため、放射性同位元素の使用の変更申請のため、安全性評価としての被ばく評価等を行い、ホット試験室技術検討会及び使用施設等運転委員会の安全審査を受検し、申請のための準備を進めた。

(5) №5セルの整備

放射性廃棄物処分におけるバリア性能の研究に係る放射性核種の移行挙動試験が処分安全研究室で計画されており、このうち、R I・研究所等廃棄物を対象とした小規模溶融固化体作製装置を、№5セルに現在設置されているシンロック固化体作製装置を撤去して、整備する計画となった。このため、核燃料物質及び放射性同位元素の使用の変更申請のため、安全性評価としての被ばく評価、装置設計、設置及び撤去工事等について、ホット試験室技術検討会及び使用施設等運転委員会の安全審査を受検し、申請のための準備を進めた。

(5) メンテナンスボックスの整備

TRU窒化物調製・高温安定性試験として、物質科学研究部(アクチノイド科学研究グループ)がTRU窒化物調製済試料の不純物分析装置をメンテナンスボックスに整備することとなった。このため、放射性同位元素の使用の変更申請のため、安全性評価としての被ばく評価、装置設計及び設置工事等について、ホット試験室技術検討会及び使用施設等運転委員会の安全審査を受検し、申請のための準備を進めた。メンテナンスボックスにおいては、TRU窒化物不純物分析装置として、TRU窒化物取扱装置(気密ボックス、Ar循環精製装置等)、炭素分析装置及び酸素・窒素分析装置を整備した。

(6) 補修・更新工事等

- 1) 廃液制御盤更新(5月)
- 2) フロッゲマンスーツ3基更新(5月)
- 3) 空気圧縮設備ラインフィルタ更新(7月)
- 4) 空調機設置工事(210、110室)(7月、10月)
- 5) 操作室及びサービスエリア内壁及び建屋外螺旋階段等塗装補修工事(9月、11月)
- 6) 資料複写室整備(10月)
- 7) 30/5ton天井走行クレーンワイヤー交換(11月)
- 8) 廃液貯槽液面計測器機更新(11月)
- 9) 2階コールド機械室西側シャッタの更新(2月)
- 10) 施設案内システム整備(3月)

3.2.2 特定施設の保守・整備

特定施設の保守・整備は、技術部施設第3課によって平成11年度作業日程表(定期点検実施日程)に従って実施された。このうち、電源設備、気体廃棄設備、液体廃棄設備、空気圧縮設備及び警報設備について、性能試験及び作動試験を実施し、各々の結果は良好で特に問題はなかった。

定期自主検査の実施状況をTable 3.2.2に示す。

その他、屋外消火栓ポンプ、ろ過水・揚水ポンプ更新工事を行った。

3.2.3 放射線管理設備の保守・整備

放射線測定機器類の日常点検は、保健物理部施設放射線管理第2課に、また、定期自主検査は保健物理部線量管理課によって実施され、その結果はすべて「良」であった。定期自主検査の実施状況をTable 3.2.3に示す。

3.3 放射線管理状況

3.3.1 概況

平成11年度に実施した主な放射線作業は、No.1及び3セル内整備作業、試薬供給フード等解体撤去作業、No.3及び4セルへの腐食試験装置の据付作業等であり、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

平成11年度における放射線業務従事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、15.2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11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11年度に放出された放射性液体廃棄物の平均濃度及び放出量をTable 3.3.2に、また、廃棄物処理場へ引き渡した放射性液体廃棄物の廃液量及び放射能量をTable 3.3.3に示す。

3.3.5 放射性固体廃棄物

平成11年度に廃棄物処理場へ引き渡した放射性固体廃棄物の廃棄量をTable 3.3.4に示す。

Table 3.2.1 WASTEF本体施設定期自主検査の実施状況

設 備 名	点 檢 項 目	実 施 年 月 日
ベータ・ガンマセル (No. 1 ~ No. 3) 及び固化体貯蔵ピット	①安全装置の作動試験 ②機器等の作動試験 ③負圧計の作動試験 ④セルモタの作動試験及び校正	H11.12. 6 ~ H12. 1. 6 毎月 1回 H11.10.12 ~ H12. 2. 2 H11.12. 6 ~ H12. 1. 6
アルファ・ガンマセル No. 4 及びNo. 5並びに 鉛セル	①安全装置の作動試験 ②機器等の作動試験 ③負圧計の作動試験 ④セルモタの作動試験及び校正	H11.12. 6 ~ H11. 1. 6 毎月 1回 H11.10.12 ~ H12. 2. 2 H11.12. 6 ~ H12. 1. 6
グローブボックス(1-I, 1-II, 2, 3, 4 及び5)、 メンテナンスボックス、 α や γ アイリ-ショルーム 及び サンプリングボックス	①機器等の作動試験 ②負圧計の作動試験 ③グローブ、ビニールバック等の点検	H11.11. 8 ~ H11.11.10 H11.10.12 ~ H12. 2. 2 毎月 1回
液体廃棄設備 廃液制御系、高レベル 廃液系及びアルファ・ ガンマ廃液系	①電気設備の絶縁抵抗測定 ②機器等の作動試験 ③配管、バルブ等の漏えい点検	H11. 8. 3 ~ H12. 3. 10 " " " "
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	H11. 6 、 H11.12
警 報 設 備	作動試験	毎月 1回

Table 3.2.2 WASTEF特定施設定期自主検査の実施状況

設 備 名	点 檢 項 目	実 施 年 月 日
電 源 設 備	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	H11.10.15 ~ H11.10.22 H11.10.15 ~ H11.10.22 H11.10.15 ~ H11.10.22
気体廃棄設備	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	H12. 2.15 ~ H12. 2.23 H11. 7. 7 H12. 2.16 ~ H12. 2.25 H11. 4.19 ~ H12. 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	①電気設備の絶縁抵抗測定 ②機器等の作動試験 ③配管、バルブ等の漏えい点検	H12. 1.19 H11.12. 3 ~ H12. 2.14 H11.12. 3 ~ H12. 2.14
空気圧縮設備	作動試験	H11.10.16 ~ H11.10.17
警 報 設 備	作動試験	毎月 1回

Table 3.2.3 WASTEF放射線測定機器の定期自主検査の実施状況

設備名	点検項目	実施年月日
ダストモニタ	性能試験及び校正	H11.7.12～H11.7.30
ガンマ線エリアモニタ	性能試験及び校正	H11.7.12～H11.7.30
ハンドフットクロスモニタ	性能試験及び校正	H11.7.12～H11.7.30

Table 3.3.1 WASTEFにおける放射線業務従事者の実効線量当量

項目\期間	第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期	年間
放射線業務従事者数(人)	59	86	94	87	156
集団実効線量当量(人・mSv)	2.4	2.7	7.3	2.8	15.2
平均実効線量当量(mSv)	0.04	0.03	0.08	0.03	0.10
最大実効線量当量(mSv)	0.6	0.8	0.8	0.8	1.8

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・液体廃棄物

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
				平均濃度 (Bq/cm ³)	<2.5×10 ⁻¹¹	<2.5×10 ⁻¹¹	<2.6×10 ⁻¹¹	
放射性塵埃	²⁴¹ Am	放出量 (Bq)	0	0	0	0	0	<2.6×10 ⁻¹¹
	¹³⁷ Cs	放出量 (Bq)	0	<2.8×10 ⁻¹¹	<2.8×10 ⁻¹¹	<3.0×10 ⁻¹¹	<3.0×10 ⁻¹¹	<3.0×10 ⁻¹¹
放射性廃液	²⁴¹ Am	平均濃度 (Bq/cm ³)	—	<2.5×10 ⁻⁴	<2.5×10 ⁻⁴	—	—	<2.5×10 ⁻⁴
	¹³⁷ Cs	放出量 (Bq)	—	0	0	—	—	0

Table 3.3.3 WASTEFから廃棄物処理場へ輸送した放射性液体廃棄物

項目		期間	第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期	年間
A未満	廃液量 (m ³)	0	4.2	3.2	0	7.4	
	放射能量(Bq)	0	1.37×10^6	6.08×10^5	0	1.98×10^6	
A	廃液量 (m ³)	0	0	0	0	0	
	放射能量(Bq)	0	0	0	0	0	
B-1	廃液量 (m ³)	0	0	0	0	0	
	放射能量(Bq)	0	0	0	0	0	
B-2	廃液量 (m ³)	0	0	0	0	0	
	放射能量(Bq)	0	0	0	0	0	

* $3.7 \times 10^5 \text{Bq/cm}^3$ 以上の廃液は、施設内で固化する。

Table 3.3.4 WASTEFから廃棄物処理場へ輸送した放射性固体廃棄物

項目		期間	第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期	年間
$\beta + \gamma$ 廃棄量 (m ³)	A-1	6.79	17.20	9.33	6.04	39.36	
	A-2	0.06	0	0.32	1.29	1.67	
	B-1	0.15	0	0.45	0.21	0.81	
	B-2	0	0	0	0	0	
α 廃棄量 (m ³)	A-1	0	0	0	0	0	
	B-2	0	1.60	0	0	1.60	

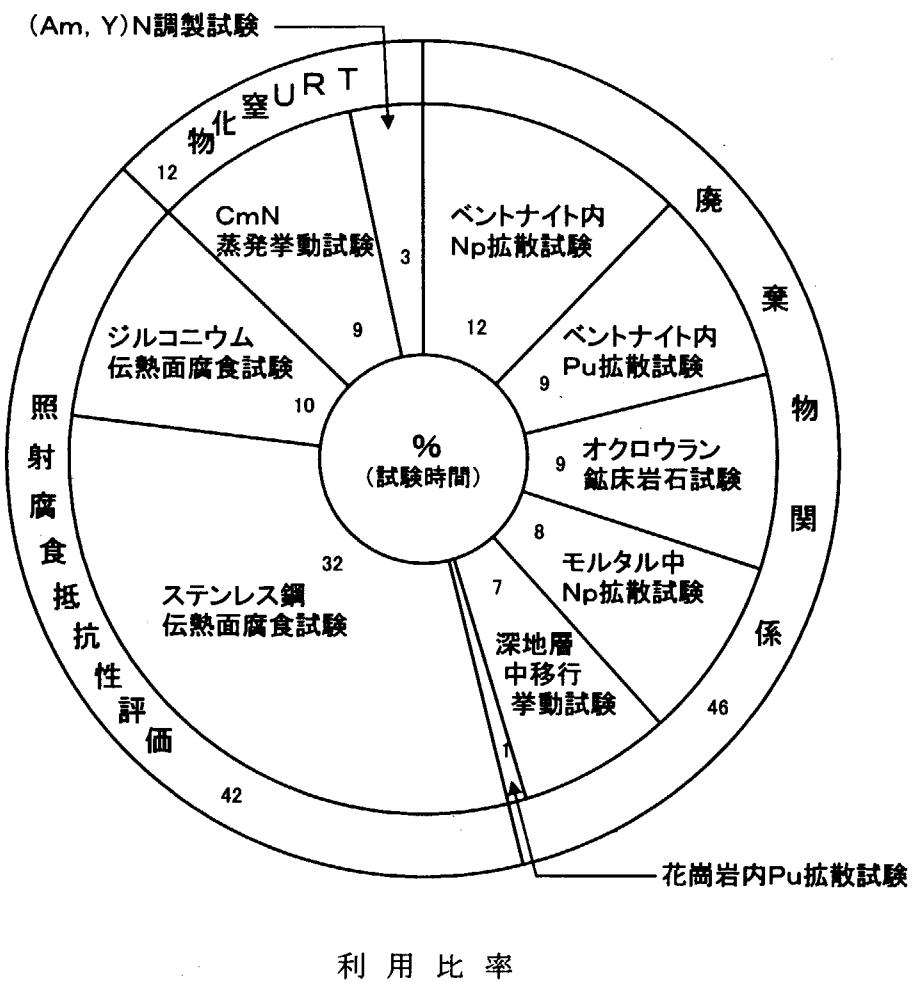


Fig.3.1.1 WASTEFの利用状況(平成11年度)

4. ホットラボの運転管理

4.1 運転・利用状況

4.1.1 本体施設の運転管理

(1) 運転管理と実績

平成11年度は、所内利用として、NSRRバーンアップ燃料、高温工学試験研究炉(HTTR)用燃料、軽水炉用超高燃焼度燃料、核融合炉用材料及び軽水炉用材料に係る照射後試験を実施した。また、所外利用として、日本原子力発電所鋼材モニタリング保管試験片の搬出作業及び大学開放研究室依頼の受託業務を実施した。

本年度の利用申し込み件数は、34件（所内31件、所外3件）で、これらに前年度からの繰り越し分48件を加えると82件（所内79件、所外3件）となる。このうち56件について照射後試験を実施し、23件について終了した。

所内の分野別利用件数では、NSRRバーンアップ燃料を含む軽水炉用燃料・材料関係が50件、核融合炉用材料関係が15件、HTTR燃料関係が8件であった。

ケーブ・セルの分野別利用時間率は、NSRRバーンアップ燃料を含む軽水炉用燃料・材料関係が77%、核融合炉用材料関係が13%、HTTR燃料関係が8%であり、また、燃料、材料別のケーブ・セル利用時間率は、燃料関係が52%で材料関係を上回っている。

所内と所外別の利用時間率は、所内利用が99%、所外利用が1%であった。Fig. 4.1.1に平成11年度のホットラボ施設利用状況を示す。

(2) 主な試験

〔所内利用に係る照射後試験〕

① NSRRバーンアップ燃料の照射後試験

燃焼度の進んだ燃料に対する反応度事故模擬実験計画に基づくNSRRパルス照射後試験として、本年度にパルス照射を行った関西電力高浜発電所3号機PWR型短尺化試験燃料1体(TK-8)及び東電福島第二発電所2号機BWR型短尺化燃料2体(FK-6, 7)の照射後試験を開始するとともに、前年度からのパルス照射済短尺化燃料8体について継続して試験を実施した。

主な試験としては、燃料棒の外観検査、X線検査、寸法検査、ガンマスキャン等の非破壊検査とカプセル及び燃料棒内FPガス捕集・分析、試料の切断加工、発熱量測定試料の作製（試料の溶解・分取）、試験片重量測定、密度測定、硬さ試験、燃料棒頭微鏡検査、電子顕微鏡検査等の破壊検査について実施した。特に今年度搬入されたFK-6及びFK-7についてはパルス照射により燃料棒に破損が生じたため、依頼研究室と連携を密に照射後試験を進めている。

② HTTR燃料の照射後試験

HTTR燃料の試験では、健全性確認試験として前年度からの継続試験燃料3体（申込件数：8件）について、被覆燃料粒子の区分け、X線検査、断面組織観察、電子顕微鏡検査等を実施した。

③軽水炉用超高燃焼度燃料の照射後試験

前年度から各種試験を継続していたJRR-3M照射Mg, Nb, Ti添加物入り酸化物燃料（BRF-13H）の試験では、UO₂ディスク試料の電子顕微鏡検査を実施し、全ての試験を終了した。

④核融合炉用材料の照射後試験

核融合炉用材料の試験では、3体のキャプセルについて、合金の照射による脆性の温度領域等を調べるための高純度Fe-50Cr及びFe-Cr-W合金の引張試験、Ti-V合金の照射後機械特性を調査するための引張試験、炭素複合材の照射後強度を調べるためのC/Cコンポジット試験片引張試験を実施した。この他、黒鉛材料・炭素複合材料照射キャプセル1体の解体、試料取り出し、TEM試料の区分け等を実施した。

⑤軽水炉用材料の照射後試験

軽水炉圧力容器鋼材の(A533B鋼)の試験では、特別会計受託事業及びIAEA協力研究等を目的とした11体のキャプセルについて、シャルピー衝撃試験（試験後の破面写真撮影、破面率測定、横膨出量測定、電子顕微鏡検査）、三点曲げ破壊非性試験（試験後の破面写真撮影、圧痕補正、疲労破断試験）、引張試験（試験後の外観検査）等を実施した。

〔所外利用に係る照射後試験〕

①原電東海発電所圧力容器鋼材モニタリング試験片の返還

当施設で保管中の「原電東海発電所圧力容器鋼材の監視試験に関する調査（第8回）」で使用したモニタリング試験片の一部について、試験片の洗浄、刻印確認及び線量当量率の測定を行い、日本原子力発電（株）に返還した。

②受託試験

大学開放研究室からの受託は2件で、JRR-3M照射キャプセル2体（宇宙物質の放射化分析が目的の1体と、メスバウア一分光法による無機化合物の研究が目的の1体）についてキャプセル解体、試料の取り出し、試料の外観検査及び線量当量率測定を実施し、予定どおり試料を依頼者に引き渡した。

4.2 保守・整備状況

4.2.1 本体施設の保守・整備

本体設備の保守整備は、平成11年度の年間使用計画に従って実施した。このうち、核燃料使用施設保安規定に基づく安全装置、負圧計、放射線モニタ等の定期自主検査の実施状況をTable 4.2.1に示す。その他の主な保守・整備状況については以下に記す。

(1)内装機器の保守・整備

ケーブル・セルの内装機器の保守・整備は、定期自主検査の時期に合わせて実施した。実施状況をTable 4.2.2に示す。このうち自動現像機については、ラック等の点検・清掃、フィルタ及びローラ等の交換を、実験物解体装置については、ボルト脱着装置の点検修理を、高サイクル疲労試験装置については、据付後の点検調整とセル内架台整備を、動的破壊非性試験装置、引張圧縮万能試験機については、それぞれNK検定、計量士会の検定を受け合格した。更に、真空高温引張試験装置については、制御部更新及び荷重、変位等の精度検査を、残留応力測定用X線回折装置

については、制御データ処理コンピュータ点検修理、X線光軸調整及び高圧ケーブルの点検を行った。その他の機器については点検の結果異常はなかった。ケーブ・セルに付帯する設備の保守・整備としては、メンテナンスケーブガンマーゲートの点検・補修、冶金ケーブモニタの故障修理、モニタリングケーブ照明設備の更新、モニタリングケーブパワーマニプレータ及びパワー・リストケーブル交換等を実施した。また、これらの作業に先立ち実施した放射性汚染除去作業の実績をTable 4.2.3に示す。

(2) 補修・更新工事

- 1) 冶金・化学サービスエリア窓ガラスの網入り化更新工事
- 2) 管理区域内遠隔監視装置設置工事
- 3) 旧館建家外壁塗装工事、天井防水工事等を実施した。
- 4) 放射化鋼材精密切断機の制御部改良
- 5) 冶金操作室不用物品整理・床整理・補修作業
- 6) 冶金パワーマニプレータギヤ部取り付け

4.2.2 特定施設の保守・整備

平成11年度に実施した受変電設備、非常用電源設備、気体廃棄設備、液体廃棄設備、空気圧縮設備、警報設備についての性能試験、作動試験等は各々結果良好であった。定期自主検査の実施状況をTable 4.2.4に示す。

老朽化対策として、ホット排水管の一部更新、冷凍機の更新、空気圧縮設備のエアドライヤー更新を実施した。ホット排水管の一部更新については、平成12年3月23日に科学技術庁の施設検査を受検し、合格した。また、直流電源設備の蓄電池容量試験及び整流器の点検整備を実施した。

4.2.3 放射線管理設備の保守・整備

放射線測定器の日常点検は、保健物理部施設放射線管理第1課によって実施された。また、定期自主検査は、保健物理部線量管理課によって実施され、その結果は全て「良」であった。定期自主検査の実施状況をTable 4.2.5に示す。

4.3 放射線管理状況

4.3.1 概況

平成11年度に実施した主な放射線作業は、ケーブ・セルの除染作業、内装機器の修理・据付、照射後試験のための試料のケーブ・セル内への搬入・搬出、ホット排水管更新工事等である。これらの作業は、いずれも異常な被ばくや汚染を発生させることなく遂行できた。

4.3.2 線量当量

ホットラボに係る作業をした者（職員及び外来者）の実効線量当量をTable 4.3.1に示す。年

間の集団実効線量当量は30.0人・mSvであった。また、指先の組織線量当量の測定を要した者は37人であり、着用期間における線量当量の最大値は7.6mSvであった。実効線量当量及び組織線量当量のいずれも保安規定に定める警戒線量当量を超える被ばくはなかった。

日常の作業管理に使用している放射線作業届や放射線作業連絡票に基づく、作業分類別の実効線量当量（PD）の集計結果をTable 4.3.2に示す。

内部被ばくの定期検査対象者ではなく、確認検査の結果は、全身計測の被検者全員が検出限界値未満であった。また、臨時検査を必要とする事態は発生しなかった。

4.3.3 放射性気体廃棄物

平成11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 4.3.3及びTable 4.3.4に示す。 ^{85}Kr 及び ^{131}I は、照射済燃料の切断や研磨等の作業により放出されたものである。これらの年間総放出量は、 ^{85}Kr が11GBq、 ^{131}I は9.5kBqであり、保安規定に定める放出管理基準値を超える異常放出は認められなかった。

4.3.4 放射性液体廃棄物

平成11年度に廃棄物処理場へ引き渡した放射性液体廃棄物の廃液量及び放射能量をTable 4.3.5に示す。

4.3.5 放射性固体廃棄物

平成11年度に廃棄物処理場へ引き渡した放射性固体廃棄物の廃棄量をTable 4.3.6に示す。

Table 4.2.1 ホットラボ本体施設定期自主検査の実施状況

検査実施設備	機 器 名	検 査 項 目	検 査 月 日
安全 装 置	インターロック機構	関連機器間のインターロックの作動試験	H11.7.15～H12.3.16
負 壓 計	負圧監視警報装置	作 動 試 験	H11.7.15～H12.3.16
放射線モニター	インセルモニター	作 動 試 験	H11.7.15～H12.3.30
消 火 設 備	消火剤貯蔵装置 起 動 装 置	消火薬剤量確認 ガス圧確認 各バルブ動作確認	H11.8.30, H12.3.1 " " " " " "
通 報 設 備	一斉指令装置 ページング装置	通 報 試 験	H12.3.6～H12.3.9 "
警 報 設 備	事故現場表示盤 副 警 報 盤	作 動 試 験	H12.3.6～H12.3.9

Table 4.2.2 ホットラボ 内装機器の保守整備

内装機器名	設置場所	担当係	保守整備状況
自動現像機	冶金暗室	試験1	定期点検(11年7月, 10月, 12月, 12年3月) : ラック等の点検・清掃、フィルタ及びローラ等の交換
燃料棒検査装置	クリンケープ	試験1	定期点検(11年10月): 異常なし
X線撮影装置	クリンケープ	試験1	定期点検(11年10月): 異常なし
実験物解体装置	クリンケープ	試験1	点検修理(11年10月): ポルト脱着装置点検・修理
P型ペリスコープ	クリンケープ	試験1	定期点検(11年10月): 異常なし
動的破壊非性試験装置	スチールセル	試験2	定期点検(11年9月): 異常なし(NK検定合格)
引張圧縮万能試験機	スチールセル	試験2	定期点検(11年9月): 異常なし(計量土会検定合格)
高サイクル疲労試験機	冶金Cケープ	試験2	1) 据付後の点検調整(11年4月): 異常なし 2) セル架台整備(11年12月)
真空高温引張試験装置	冶金Bケープ	試験2	制御部更新及び荷重、変位等精度検査 (12年3月): 異常なし
電子顕微鏡(EPMA)	SEセル	試験3	定期点検(12年3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(12年3月): 異常なし
セル内コンベア	SEセル	試験3	定期点検(12年3月): 異常なし
遠隔操作型金属顕微鏡	U/M鉛セル	試験3	定期点検(12年3月): 異常なし
精密切断機	U/M鉛セル	試験3	定期点検(12年3月): 異常なし
研磨機	U/M鉛セル	試験3	定期点検(12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(12年3月): 異常なし
ビッカース硬度計	U/M鉛セル	試験3	定期点検(12年3月): 異常なし
Ge検出器	冶金Dケープ	試験4	定期点検(11年7月): 異常なし
FPガス分析装置	化学操作室	試験4	定期点検(11年9月): 異常なし
X線回折装置 (残留応力測定用)	化学操作室	技術3	1) 制御データ処理コンピュータ点検修理(11年7月) 2) X線光軸調整及び高圧ケーブル点検 (11年11、12年1月)

Table 4.2.3 ホットラボにおける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	除汚後の表面密度(Bq/cm ²)	延人数		装備 上段：防護具/下段：防護衣
					職員	業者	
H11年7月14日	冶金Dケーブ	定期自主検査に伴う除染	¹³⁷ Cs	1.0	2	6	全面マスク タイバッカスツ
H11年7月15日 ～7月16日	冶金Bケーブ	定期自主検査に伴う除染	⁶⁰ Co	65.0	6	10	全面マスク ビニールアラック
H11年7月12日 ～7月26日	メンテナンスケーブ ダーティケーブ	定期自主検査及びケーブ内 照明設備更新に伴う除染	¹³⁷ Cs	400.0	40	100	エアラインマスク エアラインスツ
H11年8月16日 ～8月19日	スチールセル	定期自主検査に伴う除染	⁶⁰ Co	25.0	16	28	加圧式フード タイバッカスツ
H11年9月1日 ～9月10日	クリーンケーブ ストレージケーブ	定期自主検査に伴う除染	¹³⁷ Cs	200.0	26	80	净気式加圧服 ビニールアラック
H11年9月17日	化学Aケーブ	定期自主検査に伴う除染	¹³⁷ Cs	1.0	2	7	全面マスク タイバッカスツ
H11年11月24日	メンテナンスケーブ	ハリーマニアブルータ修理点検に 伴う除染	⁶⁰ Co ¹³⁷ Cs	400.0	6	18	净気式加圧服 ビニールアラック
H12年1月11日 ～1月13日	クリーンケーブ ダーティケーブ	CL-DT間仕切り扉点検修理 に伴う除染	⁶⁰ Co ¹³⁷ Cs	200.0	26	80	净気式加圧服 ビニールアラック
H12年2月17日 ～2月25日	U/M 鉛セル	定期自主検査に伴う除染	¹³⁷ Cs	40.0	21	61	净気式加圧服 ビニールアラック
H12年3月17日	冶金Bケーブ	内装機器の点検調整に 伴う除染	⁶⁰ Co ¹³⁷ Cs	40.0	3	6	全面マスク タイバッカスツ
H11年11月25日 ～11月26日	セミホットセル室及びセミホットNo.1～4セル 外壁面の汚染除去		¹³⁷ Cs	0.25	4	11	半面マスク 特殊作業衣
合 計 (除 染 延 日 数 : 40 日間)					152	407	—————

Table 4.2.4 ホットラボ特定施設定期自主検査の実施状況

設備名		機器名	検査項目	備考
電源設備	受変電	変圧器 配電盤 保護継電器	絶縁抵抗測定、接地抵抗測定 " " 遮断器の保護継電器による作動試験	H11.4 ~ H12.3
	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	H11.4 ~ H12.3
	气体廃棄設備		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
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 " "	H11.4 ~ H12.3
空気圧縮設備		圧縮機 安全弁	作動試験 "	H11.4 ~ H12.3
警報設備		電源設備 气体廃棄設備 液体廃棄設備 空気圧縮設備	作動試験 " " " "	H11.4 ~ H12.3

Table 4.2.5 ホットラボ施設放射線測定機器の保守・整備状況

検査実施設備	検査項目	実施年月日	結果
ダストモニタ	性能試験及び校正	H11.6.7 ~ H11.6.18	良
ガスモニタ	性能試験及び校正	H11.6.7 ~ H11.6.18	良
γ線エリアモニタ	性能試験及び校正	H11.6.7 ~ H11.6.18	良
ハンドフットクロスモニタ	性能試験及び校正	H11.6.7 ~ H11.6.18	良

Table 4.3.1 ホットラボにおける放射線作業者の実効線量当量（F B着用者の合計）

	第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期	年間
作業者数 (人)	85	126	102	154	207
集団実効線量当量 (人・mSv)	0.4	18.7	0.0	10.9	30.0
平均実効線量当量 (mSv)	0.00	0.15	0.00	0.07	0.14
最大実効線量当量 (mSv)	0.4	1.7	—	1.6	1.7

Table 4.3.2 ホットラボにおける放射線作業連絡票による作業分類と集団実効線量当量（PD値）

作業内容	作業連絡票 (件)	割合 (%)	集団実効線量当量 (人・mSv)	割合 (%)	延人数 (人・日)
ケーブ・セル内作業	87	64	7.325	25	661
除染作業	9	7	13.749	46	439
操作室作業 (マニフレータ修理作業を含む)	8	6	0.002	0	86
サービスエリア内作業 (G.H.汚染除去室を含む)	19	14	0.038	0	167
排風機室内作業	13	9	8.671	29	500
合 計	136	—	29.785	—	1853

Table 4.3.3 ホットラボから放出された放射性気体廃棄物（ガス）

	ガス			
	メインスタック			
	⁸⁵ K r		⁴¹ A r	
月	月平均濃度 (Bq/cm ³)	放出量 (Bq)	月平均濃度 (Bq/cm ³)	放出量 (Bq)
4	< 6.7×10 ⁻³	2.8×10 ⁸	< 5.9×10 ⁻³	0
5	< 6.7×10 ⁻³	3.1×10 ⁸	< 5.9×10 ⁻³	0
6	< 6.7×10 ⁻³	1.0×10 ⁷	< 5.9×10 ⁻³	0
7	< 6.7×10 ⁻³	0	< 5.9×10 ⁻³	0
8	< 6.7×10 ⁻³	0	< 5.9×10 ⁻³	0
9	< 6.7×10 ⁻³	0	< 5.9×10 ⁻³	0
10	< 6.7×10 ⁻³	0	< 5.9×10 ⁻³	0
11	< 6.7×10 ⁻³	0	< 5.9×10 ⁻³	0
12	< 6.7×10 ⁻³	0	< 5.9×10 ⁻³	0
1	< 6.7×10 ⁻³	0	< 5.9×10 ⁻³	0
2	< 6.7×10 ⁻³	3.7×10 ⁹	< 5.9×10 ⁻³	0
3	< 6.7×10 ⁻³	6.5×10 ⁹	< 5.9×10 ⁻³	0
計	—	1.1×10 ¹⁰	—	0

Table 4.3.4 ホットラボから放出された放射性気体廃棄物(塵埃)

	塵 埃							
	メ イ ン ス タ ッ ク					サ ブ ス タ ッ ク		
	全 β	^{137}Cs		^{131}I		全 β	^{137}Cs	
	月平均濃度 (Bq/cm ³)	月平均濃度 (Bq/cm ³)	放 出 量 (Bq)	月平均濃度 (Bq/cm ³)	放 出 量 (Bq)	月平均濃度 (Bq/cm ³)	月平均濃度 (Bq/cm ³)	放 出 量 (Bq)
4	$<8.5 \times 10^{-11}$	$<8.5 \times 10^{-11}$	0	—	—	$<8.5 \times 10^{-11}$	$<8.5 \times 10^{-11}$	0
5	$<7.7 \times 10^{-11}$	$<2.3 \times 10^{-10}$	0	—	—	$<7.7 \times 10^{-11}$	$<7.7 \times 10^{-11}$	0
6	$<8.1 \times 10^{-11}$	$<2.0 \times 10^{-10}$	0	—	—	$<8.1 \times 10^{-11}$	$<8.1 \times 10^{-11}$	0
7	$<9.2 \times 10^{-11}$	$<9.2 \times 10^{-11}$	0	—	—	$<9.2 \times 10^{-11}$	$<9.2 \times 10^{-11}$	0
8	$<7.6 \times 10^{-11}$	$<1.8 \times 10^{-10}$	0	—	—	$<7.6 \times 10^{-11}$	$<2.2 \times 10^{-10}$	0
9	$<8.3 \times 10^{-11}$	$<2.0 \times 10^{-10}$	0	—	—	$<8.3 \times 10^{-11}$	$<1.7 \times 10^{-10}$	0
10	$<8.6 \times 10^{-11}$	$<8.6 \times 10^{-11}$	0	—	—	$<8.6 \times 10^{-11}$	$<8.6 \times 10^{-11}$	0
11	$<8.9 \times 10^{-11}$	$<1.5 \times 10^{-10}$	0	—	—	$<8.9 \times 10^{-11}$	$<1.6 \times 10^{-10}$	0
12	$<8.4 \times 10^{-11}$	$<8.4 \times 10^{-11}$	0	—	—	$<8.4 \times 10^{-11}$	$<8.4 \times 10^{-11}$	0
1	$<8.5 \times 10^{-11}$	$<8.5 \times 10^{-11}$	0	—	—	$<8.5 \times 10^{-11}$	$<8.5 \times 10^{-11}$	0
2	$<8.0 \times 10^{-11}$	$<8.0 \times 10^{-11}$	0	—	—	$<8.0 \times 10^{-11}$	$<8.0 \times 10^{-11}$	0
3	$<8.1 \times 10^{-11}$	$<8.1 \times 10^{-11}$	0	$<5.0 \times 10^{-10}$	9.5×10^3	$<8.1 \times 10^{-11}$	$<8.1 \times 10^{-11}$	0
計	—	—	0	—	9.5×10^3	—	—	0

Table 4.3.5 ホットラボから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)	3.2	14.0	3.5	6.5	27.2	
	放射能量(Bq)	1.8×10^6	4.3×10^7	1.8×10^6	1.0×10^7	5.66×10^7	
B-1	廃液量 (m ³)	0	13.7	6.0	2.4	22.1	
	放射能量(Bq)	0	4.4×10^9	1.3×10^9	1.0×10^9	6.7×10^9	
B-2	廃液量 (m ³)	0	0	0	0	0	
	放射能量(Bq)	0	0	0	0	0	

Table 4.3.6 ホットラボから廃棄物処理場へ輸送した放射性固体廃棄物

(施設課、材料応用工学研究室、放管を含む)

区分		期 間	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)	11.510	19.490	13.480	27.990	72.470	
A-2	廃棄量(m ³)	0.150	0.480	0.270	1.350	2.250	
B-1	廃棄量(m ³)	0.420	0.450	0.840	0.390	2.100	

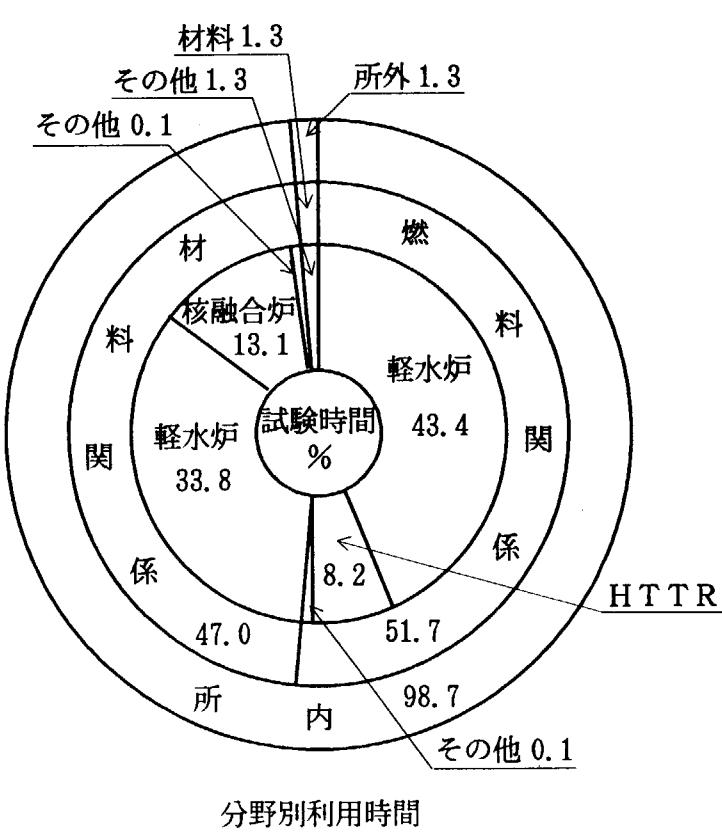
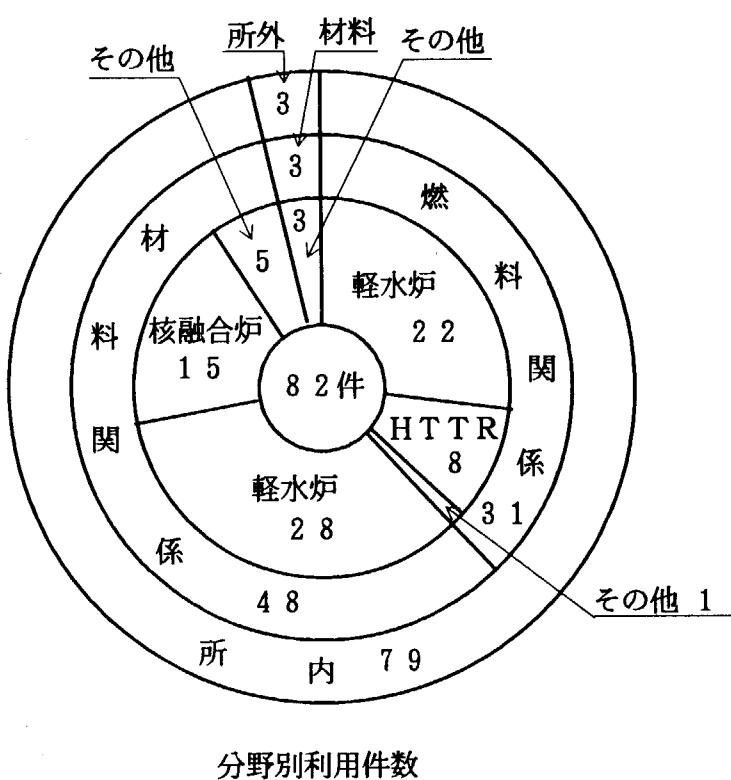


Fig. 4.1.1 東海ホットラボ施設利用状況（平成11年度）

5. 試験技術開発

5.1 ホット試験技術課

5.1.1 高分解能走査型電子顕微鏡の開発

(1) はじめに

近年、軽水炉燃料の高燃焼度化が積極的に進められ、燃料の健全性等を評価する上で、高燃焼度下における燃料挙動に影響を及ぼすリム組織、水素化物等に関する詳細な知見が必要とされている。そこで、表面微小領域の観察に有効である電界放出形走査型電子顕微鏡(Field Emission Type Scanning Electron Microscope = FE-SEM)の設備整備が計画・実施された。また、表面微小領域における元素組成を評価するために、エネルギー分散型 X 線検出器(Energy Dispersive X-ray Spectorometer = EDS)を付設した。

(2) 開発の概要

高分解能走査型電子顕微鏡の整備は、平成 9 年度から平成 11 年度の 3 ヶ年にわたって行われた。最終年度である平成 11 年度は、作業者の安全を確保するための遮へいボックスの設計・製作及び EDS データ処理部を製作し、前年度までに整備した電子顕微鏡本体・制御部等を含む全ての機器を燃料試験施設のセル操作室に移送・設置した。装置設置後、標準試料を用いて特性試験を行い、移設前と同等な所期性能が維持されていることを確認した。

1) 遮へいボックス

被ばくの低減及び放射性物質の飛散防止を目的として設置された遮へいボックスは、外寸 1.9w × 1.7d × 2.1h m の直方体であり、電子顕微鏡本体を覆う構造とし、保守点検時には作業を容易にするため遮へいボックスから電子顕微鏡本体を引き出せる構造とした。遮へいボックスは、厚さ 105, 65 及び 55 mm の鋼板 (SS400) を用いて十分な遮へい能力[使用済 MOX 燃料(Pu 富化度 5w/o)、最大取扱量 7.4 GBq]を確保している。また、遮へいボックスに、排気・給気ダクトにフィルタを取り付けセル操作室に対して負圧に管理できる構造とした。また、試料から飛散する放射性物質による電子顕微鏡本体の汚染を制限するために、本体とマニプレータで取り扱う領域に仕切り板を組み込んだステンレス製の作業トレイを設置した。仕切り板には、液体窒素供給状況を目視するためのアクリルの窓が取り付けられている。また、試料取り扱い領域の遮へいボックス壁面には、汚染除去作業向上のため SUS ライニングを施した。

試料の挿入・装着等の操作は、遮へいボックスを介した遠隔操作により行われる。そのため、遮へいボックスには、移送容器送り台、試料搬入口、試料ステージ引き出し棒、マニプレータ及び遮へい窓などの試料を取り扱うための各機器が取り付けられている(Photo5.1.1 参照)。

電子顕微鏡本体及び EDS 検出器と制御・データ処理部間は、高圧ケーブル、試料ステージ・対物絞りなど駆動系の信号ケーブル、冷却水チューブ及び窒素ガスチューブ等のケーブル・ホース類が遮へい扉下部に設けたプラグを用いて結線されている。

冷却水は、電子顕微鏡鏡筒部の電磁レンズを冷却するために用いられているが、遮へいボックス内の漏水対策として、冷却水循環装置にレベルセンサーを取り付け、漏水時に電磁バルブが閉

じ、電源が落ちて警報ランプが点滅する安全機構を取り付けた。

EDS 検出器を冷却するための液体窒素は、遮へいボックス部の配管を通じて、冷却デュウに供給される。冷却デュウには、レベルセンサーと温度センサーを設け、液体窒素が空及び過剰供給された場合に警報が鳴ることとした。

2) EDS データ処理部

EDS データ処理部は、EDS 検出器で検知した特性 X 線の信号を増幅・アナログデジタル変換し、マルチチャンネルアナライザにより X 線エネルギースペクトルを構成する EDS 検出器と得られた X 線スペクトル中のピークに対応する元素の同定や元素組成比の決定などのデータ処理を行うパーソナルコンピュータにより構成されている(Photo5.1.2 参照)。

EDS データ処理部のソフトウェアについては、市販品では分析不可能である Np 及び Pu の分析を可能にした。

(3) 特性試験

特性試験は、高分解能走査型電子顕微鏡の所期性能が維持されていることを確認するため、試料の取り扱いなど遠隔操作性の確認と標準試料の観察・分析を行った。

試料室の開閉動作は、引き出し棒を用いて円滑に動作可能であり、マニプレータを用いた試料の試料ステージへの装着・取り出しも容易に行うことが可能であり、遮へいボックスの機器・装置の遠隔操作性が良好であることを確認した。

Photo 5.1.3 に、金蒸着試料の二次電子像(50,000 倍)及び硫化物の反射電子像(組成像、凹凸像: 1,500 倍)を示す。いずれの写真においても、振動によるぶれや磁場等によるひずみは見出されず、移設前と同様に鮮明な写真撮影ができる事を確認した。

EDS の分解能を標準試料として Mn を用いて測定した。K α_1 線のピークの半値幅約 137eV が得られ、基本仕様である半値幅 150eV に比べて小さいことから、十分な分解能を有することを確認した。

(4) まとめ

平成 11 年度は、遮へいボックスの設計・製作及び EDS データ処理部の製作を行い、前年度までに整備した電子顕微鏡本体・制御部等を含む全ての機器を燃料試験棟地階のセル操作室に移送・設置した。設置後、特性試験を行い、遮へいボックス内に設置した FE-SEM、EDS が十分に所期性能を維持していること及び照射済試料を取り扱うための遠隔操作性も良好であることを確認した。

以上のことから、高燃焼度燃料に形成されるリム組織、水素化物などの表面微細組織観察・分析が可能となり、より詳細なデータ提供を行うことができる。

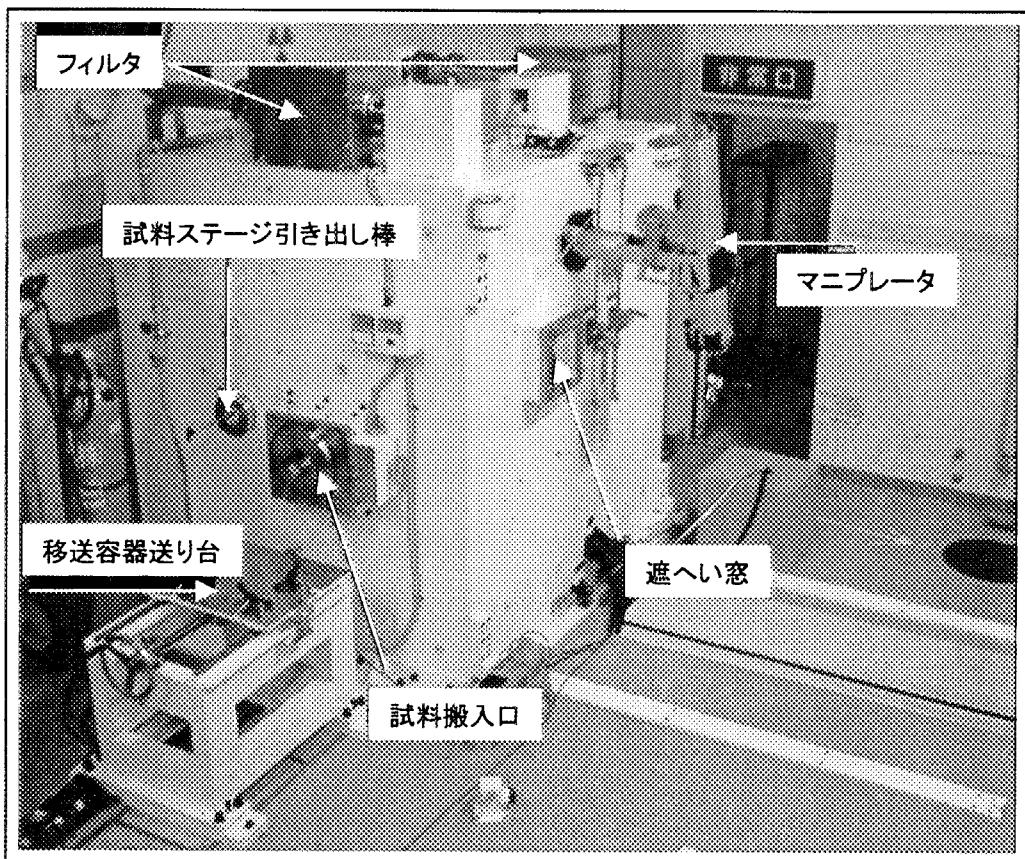


Photo.5.1.1 遮へいボックス外観図

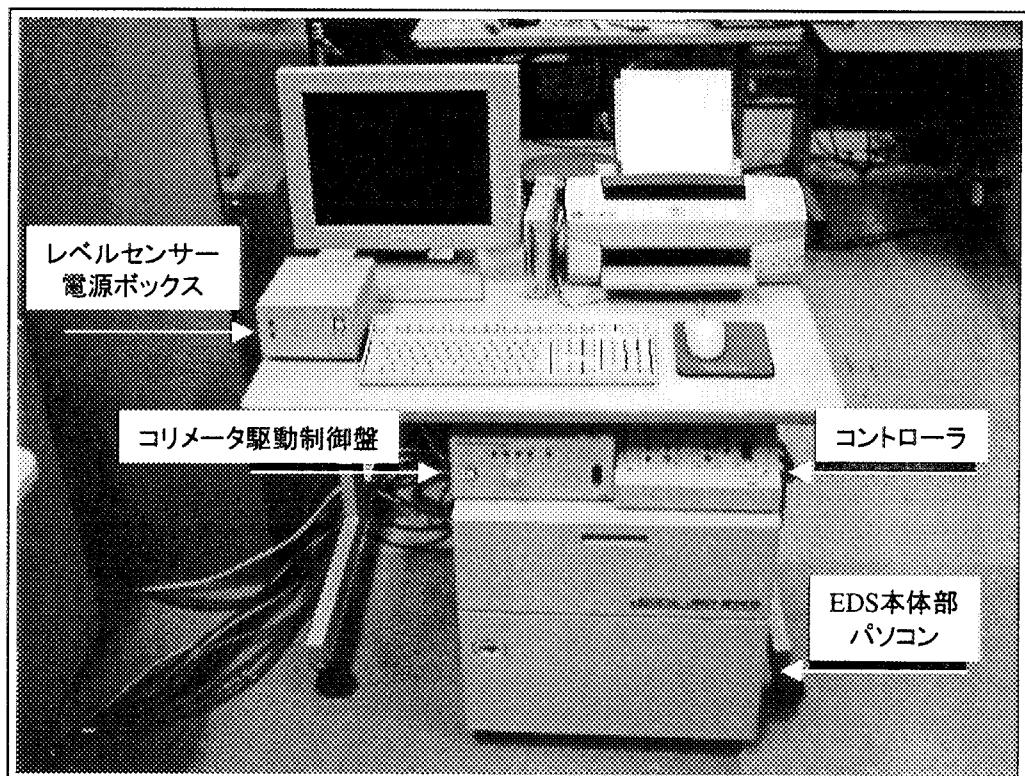


Photo.5.1.2 EDSデータ処理部

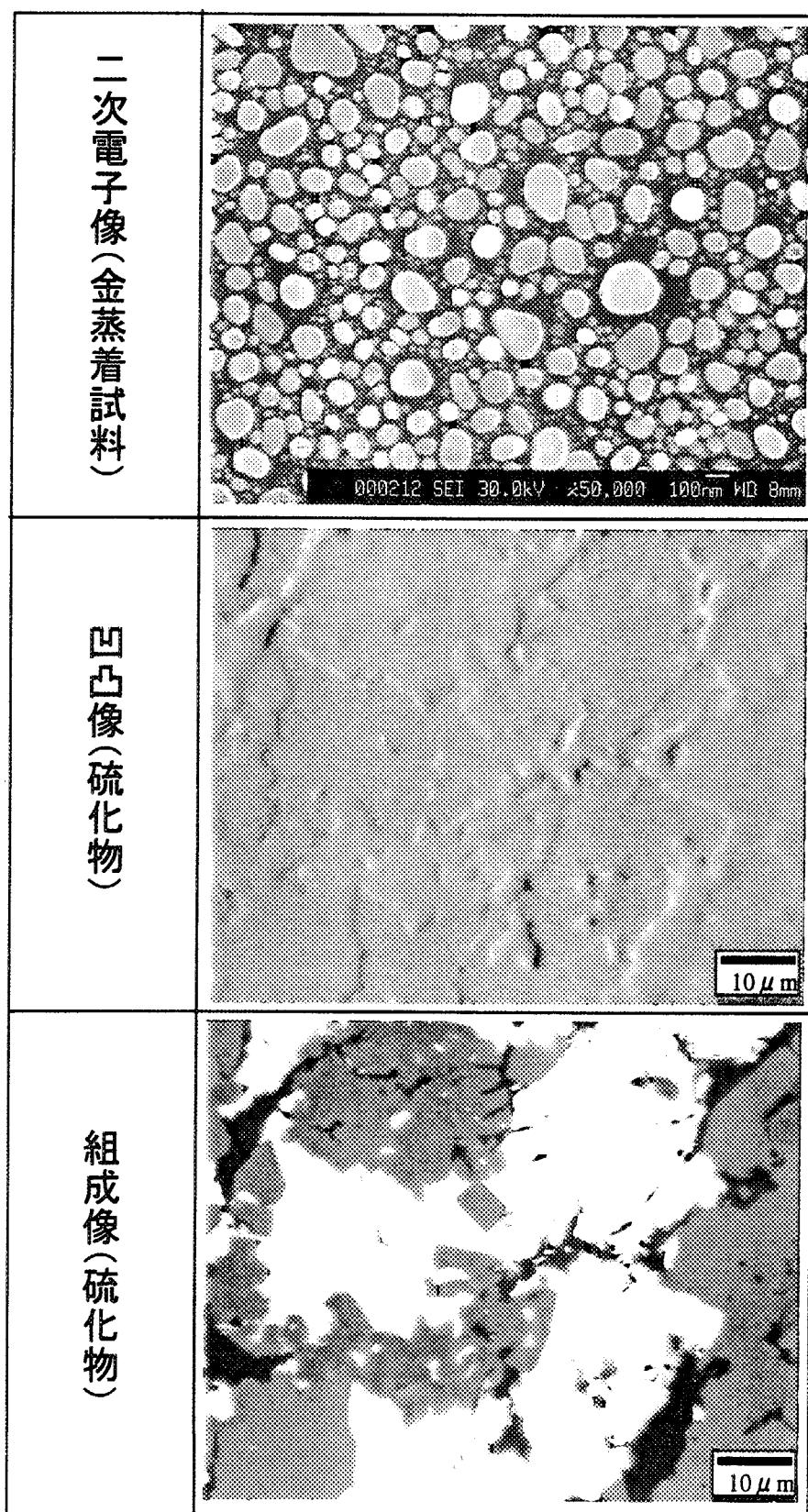


Photo. 5.1.3 金蒸着試料および硫化物のSEM写真

5.1.2 中性子ラジオグラフィを用いた照射済燃料の非破壊試験法の開発

(1) はじめに

これまで、ホット試験室では、照射済燃料の健全性を評価するための手段のひとつとしてX線をラジオグラフィ試験に用いてきた。しかし、X線は、軽元素との相互作用がほとんどなく、また、照射済燃料に対する透過能が低いことから撮影写真の解像度が悪く、被覆管における水素化物及び燃料ペレット中のクラックなどの組織・欠陥を評価するには不十分であった。そこで、照射済燃料を詳細に評価するために、水素のような軽元素とも相互作用し、また、燃料に対して透過能に優れている中性子ラジオグラフィについての検討を行った。

(2) 開発の概要

平成11年度には、開発の準備段階として国内外における照射済燃料の中性子ラジオグラフィの現状について文献調査等を行い、基礎データ収集等を目的とした予備試験の実施を検討した¹⁾。

1) 中性子ラジオグラフィの現状調査

中性子ラジオグラフィは、物体に中性子を照射し、物体を透過する中性子の強度差を利用して結像する。

中性子は、材料を構成する原子の原子核と直接相互作用することから、X線の場合と異なり、材料の減弱係数は原子番号に依存しないため、水素のような軽元素とも相互作用し、ウランのような重元素に対しても強い透過性を有する。そのため、従来用いられてきたX線ラジオグラフィでは困難であった照射済燃料中の微細なクラックや被覆管の脆化を引き起こす水素化物などを確認できる可能性がある(Fig. 5.1.1 参照)²⁾。

中性子ラジオグラフィを照射済燃料の健全性評価のための試験として適用した例は、70年代及び80年代において多数報告されてきたが、90年代においては急激に少なくなった。国外では、ノルウェーやスウェーデン等で報告されたのみで、国内においては、実施した報告例はほとんどない。

現在、照射済燃料の中性子ラジオグラフィ試験が可能な国内の施設は、日本原子力研究所JRR-3Mの中性子ラジオグラフィ装置(Thermal Neutron Radiography Facility= TNRF)のみである。TNRFは、他の中性子ラジオグラフィ装置に比べて高性能であり(Table 5.1.1 参照)³⁾、高放射性物質の試験が可能である第1撮影室(TNRF1)と主にコールド試験を行う第2撮影室(TNRF2)で構成されている(Fig. 5.1.2 参照)。TNRF1は、370TBqの照射済燃料が使用可能であり、撮影法として転写法のみ用いられる構造となっているが、前述したように、設置以来、使用実績はない。TNRF2は、中性子イメージングプレート法及び熱中性子TV法を用いた断層撮影法(Computed Tomography=CT法)など高度撮影システムが設置されており、熱流動現象のその場観察や植物の組織の観察など様々な分野の研究に用いられている。

2) 予備試験計画

JRR-3M TNRFにおいて照射済燃料の試験をする場合、試料の取り扱い作業時間の効率化、実験条件の最適化及びクラック、水素化物等の欠陥、組織を同定するための基礎データの収集が必要となる。そこで、基礎データの収集及び装置操作の習熟などを目的としてコールド試料を用いた予備試験を計画・準備した。

予備試験は、コールド試験であるため TNRF2 を用いて行う。試験試料としては、中性子ラジオグラフィ用燃料ピン(Photo 5.1.4)及び酸化膜を形成したジルカロイ被覆管など照射済燃料を模擬した試料を使用する。撮影は、水素吸収管及び酸化膜形成管についてはイメージングプレート法及び CT 法により行う。燃料ピンに関しては、中性子ビームによる放射化が懸念されるので、燃焼計算コード ORIGEN 及び一次元輸送計算コード ANISN で線量当量評価を行った後、撮影法を決定する。

(3) まとめ

平成 11 年度においては、国内外における照射済燃料の中性子ラジオグラフィ試験の現状を調査し、基礎データ収集等を目的とした予備試験の実施を検討した。以下に、内容をまとめた。

- 1) 照射済燃料の中性子ラジオグラフィ試験に関する報告数は、国内外共に年々減少傾向にあり、断層撮影法など高度撮影システムを適用した例はない。
- 2) JRR-3M TNRF は、照射済燃料の使用が可能である第 1 撮影室及び主にコールド試験を行う第 2 撮影室で構成されているが、第 1 撮影室に関して、新規に設置して以来、照射済燃料を試験した実績がないことを確認した。
- 3) 装置の習熟及び基礎データの収集を目的とした予備試験の実施が検討・計画され、照射済燃料を模擬したコールド試験として、中性子ラジオグラフィ用燃料ピン、水素吸収ジルカロイ被覆管及び酸化膜形成管を用いることが考えられた。

(4) 今後の課題

これからの実施・検討事項を、以下に列記する。

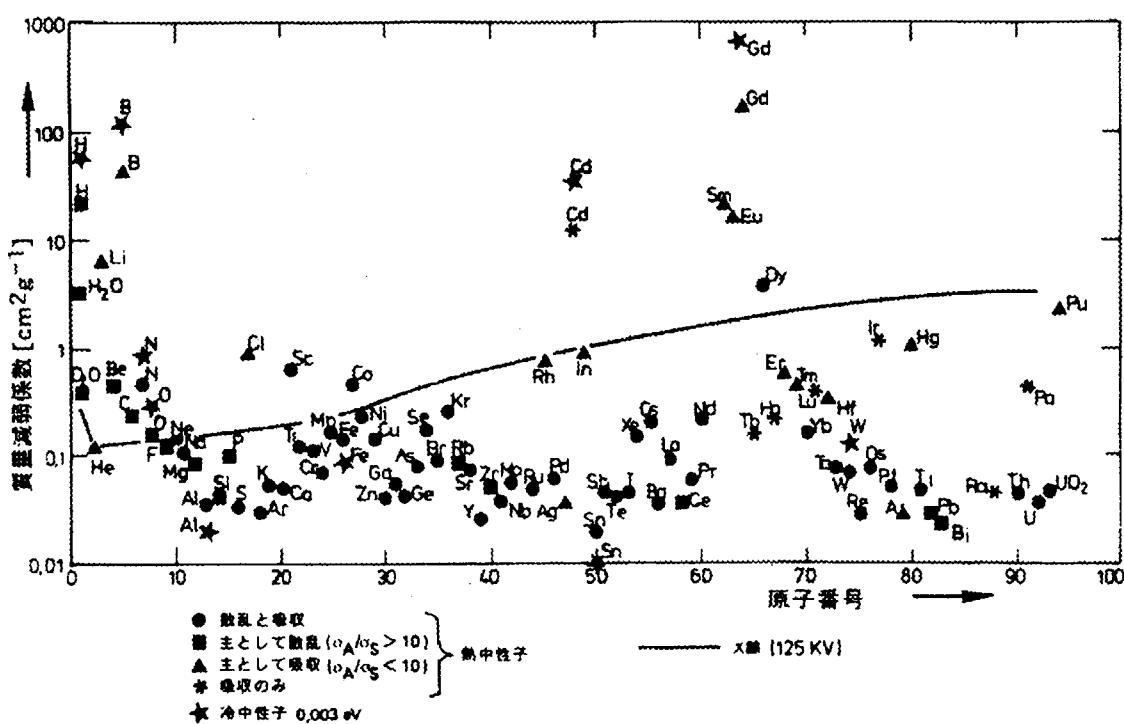
- 1) 予備試験及び試験データ解析を行い、照射済燃料の中性子ラジオグラフィ試験における課題の抽出と検討を図る。
- 2) 照射済燃料の試験が可能である第 1 撮影室に CT 法などの高度撮影システムを設置することを検討する。

参考文献

- 1) 安田 良、他 「中性子ラジオグラフィによる照射済燃料・材料の非破壊試験法の開発－適用可能性の調査・検討－」、JAERI-Tech2000-030
- 2) 日本原子力研究所 研究炉部「研究炉利用ハンドブック（改訂第 2 版）」
- 3) 藤根成勲、「特集 中性子ラジオグラフィ研究の最近の進歩と技術の応用」、原子力工業、第 41 卷 第 2 号(1995)、p.10

Table 5.1.1 JRR-3 中性子ラジオグラフィ装置と国外との施設との比較³⁾

設備名		中性子束 (n/cm ² · s)	Cd 比	照射野 (mm)	L/D	n/γ 比 (n/cm ² · mR)	放射性物質の 使用
JRR-3M (20MW)	TNRF1	2.6×10^8	81	115×432	178	—	可(370TBq)
	TNRF2	1.5×10^8	130	255×305	238	2.5×10^8	不可
	CNRF	2.3×10^8	—	20×50	—	—	不可
JRR-3 中性子ラジオグラフィ装置 (旧)		4.5×10^8	44	93×93	60	—	可
Aerotest Operation(米)		1×10^7	5	558×762	65-500	1.4×10^6	不可
ANL TREAT(米) ERS NRS	ANL TREAT(米)	4.3×10^6	—	254×432	50-300	7.7×10^4	?
	ERS	2.6×10^6	1.9	356×432	185-700	1.4×10^5	?
	NRS	3.2×10^6	1.9	直径 305	55.2	1.0×10^7	?
Cadarache LDAC(仏) SCARABEE		10^8 1.5×10^7	9 0.25	500×100 180×240	13.5 470	?	可 可
Grenoble SILOE(仏)		8.5×10^7	2.4	120×400	380	?	可
Harwell DIDO(英) (6HGR2)		8×10^7	—	直径 180	160	?	可
Chalk River NRX(加) (40MW)		4.5×10^7	1020	406×483	152	5×10^6	?
HANARO(韓) (30MW)		2.01×10^7 1.01×10^7	— 120	294×418 442×607	191 271	?	?
Petten(蘭)HFR		2×10^7	7.2	86×584	233	?	可
Mol(BR1 BR2)		1.1×10^6 3.0×10^6	>50 40	300×300 100×600	75 240	?	?
Kjeller(Jeep II)		1.0×10^7	—	240×60	250	—	可
Studsvik	R2-0 R2	3.0×10^7 3.0×10^7	—	300×300 400×80	75 300	8.3×10^4	不可 可

Fig. 5.1.1 原子番号と中性子減弱係数およびX線減弱係数との関係²⁾

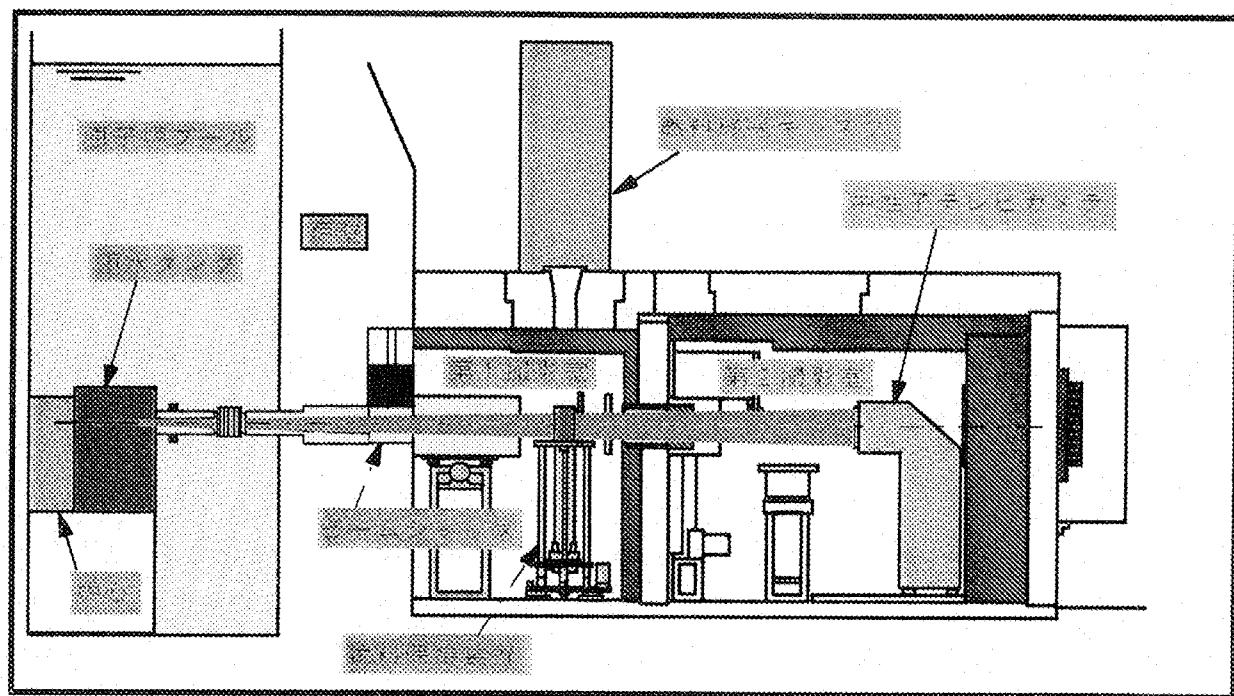


Fig. 5.1.2 JRR-3M中性子ラジオグラフィ装置の概略図

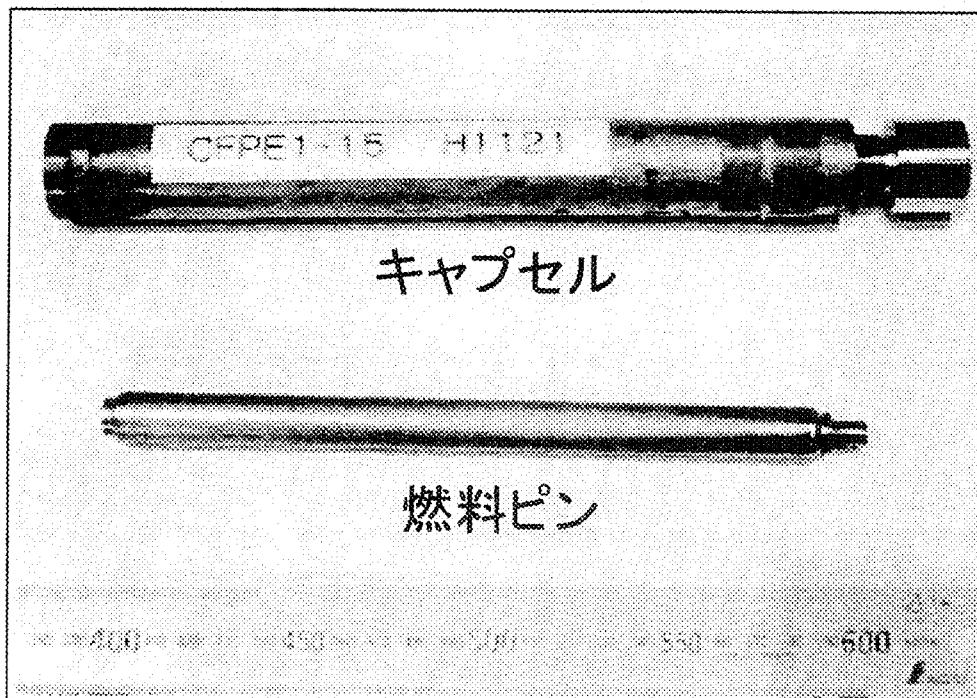


Photo.5.1.4 中性子ラジオグラフィ用燃料ピン

5.1.3 照射済燃料ペレットの融点測定

(1) はじめに

軽水炉技術の高度化計画に伴う燃料の高燃焼度化には、高燃焼度燃料の照射挙動を把握する必要がある。その中で燃料ペレットの融点は、通常時及び事故時の安全性評価の観点から、きわめて重要な熱物性値である。しかし、照射済燃料に関する測定データは少なく、燃料の安全設計に用いられている Christensen の報告値と Yamanouchi 及び Bates の報告値には、比較的大きな差異がある^{1), 2), 3)}。本報では、照射済燃料の融点をサーマルアレスト法により求めるペレット融点測定装置⁴⁾を用いて、未照射及び照射済 UO₂ペレットの融点測定を行い、融点の燃焼度依存性について、その結果とこれまでに報告されているデータとの比較を行った⁵⁾。

(2) 測定方法

今回の試験で用いられた照射済 UO₂ペレットは、PWR燃料棒1本から採取した燃焼度が30GWd/t及び45GWd/tの部分を使用した。燃焼度については、ヤスキャニングデータより求めた。

試料調製は、燃料棒の上記燃焼度位置でそれぞれ約40mm切り出し、被覆管背割り等で被覆管を除去後、ペレット片のみを取り出した。取り出したペレット片は、熱容量を一定にし、サーマルアレストを明瞭にするため、2~3mmφ程度に粒度を揃えたものを使用した。次に、ペレット片をタンクステンカプセルに収納(約ペレット3個分)し、遠隔操作型TIG溶接機を用いて封入した。測定は、UO₂ペレット片を封入したタンクステンカプセルを高周波加熱炉で25°C/minの一定速度で3000°Cまで加熱し、その間のカプセル内部の温度を二色赤外線放射温度計で計測して時間-温度曲線を得た。UO₂ペレットの融点は、昇温時の時間-温度曲線からサーマルアレスト開始点を検出した後、その値を温度校正式より補正して求めた。温度校正式は、UO₂の融点近傍で融点が既知である標準試料(Mo, Ta)の測定結果より導き出した。Fig. 5.1.3に融点測定の詳細な手順を示す。また、Fig. 5.1.4に標準試料の融点測定値と文献値との比較を示す。

(3) 測定結果

今回の試験で、未照射 UO₂ペレット、燃焼度 30GWd/t 及び 45GWd/t の照射済 UO₂ペレットの融点測定を行った。その結果を以下の表に示す。また、照射済 UO₂ペレット(燃焼度 30GWd/t)のサーマルアレスト状態を Fig. 5.1.5 に示す。

測定試料	融点
未照射 UO ₂ ペレット	2,850°C
30GWd/t の照射済 UO ₂ ペレット	2,839°C
45GWd/t の照射済 UO ₂ ペレット	2,848°C

(4) まとめ

今回の測定値をこれまでに報告されている UO₂の融点データ^{1), 2), 3), 6), 7)}と比較して Fig. 5.1.6 に示す。燃料設計における燃料の中心制限温度については、安全側の値として、一般に Christensen の報告が用いられており、その報告では、燃焼とともに融点が低下するとされてい

るが、本測定においては、燃焼に伴う融点の大きな低下は見られなかった。今回の測定結果から、45GWd/tまでの燃焼度において融点に顕著な燃焼度依存性はないことを示唆しているが、今後さらに測定データを蓄積する必要性がある。

[参考文献]

- 1) J. A. Christensen et, al. : Melting Point of Irradiated Uranium Dioxide ; Trans. ANS 7, 390 (1964)
- 2) J. Lmabert Bates : Melting Point of Irradiated Uranium Dioxide ; J. of Nucl. Materials 36 (1970)
- 3) S. Yamanouchi et, al. : Melting Temperature of Irradiated UO₂ and UO₂-2wt%Gd₂O₃ Fuel Pellets up to Burnup of about 30GWd/tU ; J. of Nucl. Sci. and Tech 25[6], pp.528-533 (Jun. 1988)
- 4) ホット試験室 施設の運転と技術開発（平成5年度）5.1.1 ペレット融点測定装置の開発、JAERI-Rev 94-004,
- 5) 原田 克也, 他 「高燃焼度燃料ペレット融点測定装置の開発」, JAERI-Tech2000-031
- 6) J. A. Christensen : Irradiation Effects on Uranium Dioxide Melting ; HW-69234 UC-25, Metals, Ceramics and Materuaks, March 1962
- 7) R. E. Latta, R. E. Fryxell : Determination of The Melting Point of UO_{2+x} ; Trans. ANS, 8, 375 (1965)

1. 試料を必要量採取
2. 採取試料の重量測定
3. カプセル底蓋溶接
4. カプセルの溶接状態を確認
5. 空カプセル昇温試験
6. カプセル内に試料を装填
7. カプセル上蓋溶接
8. カプセルの溶接状態を確認
9. カプセルの洗浄・乾燥
10. 測定試料を加熱炉チャンバーにセットし、真空引き
11. 測定条件を入力
12. 融点測定

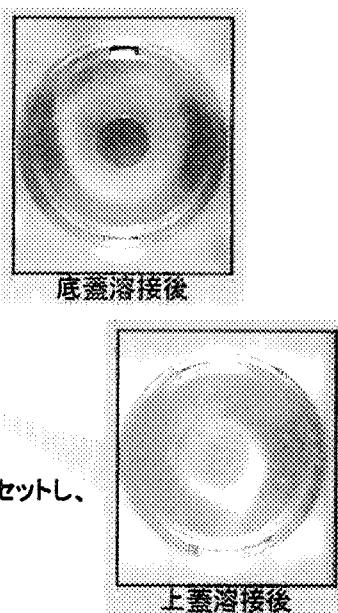
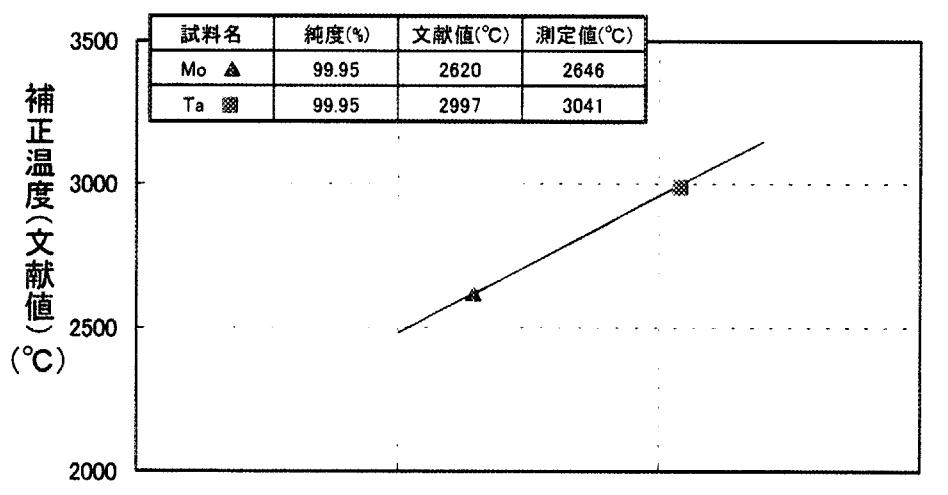
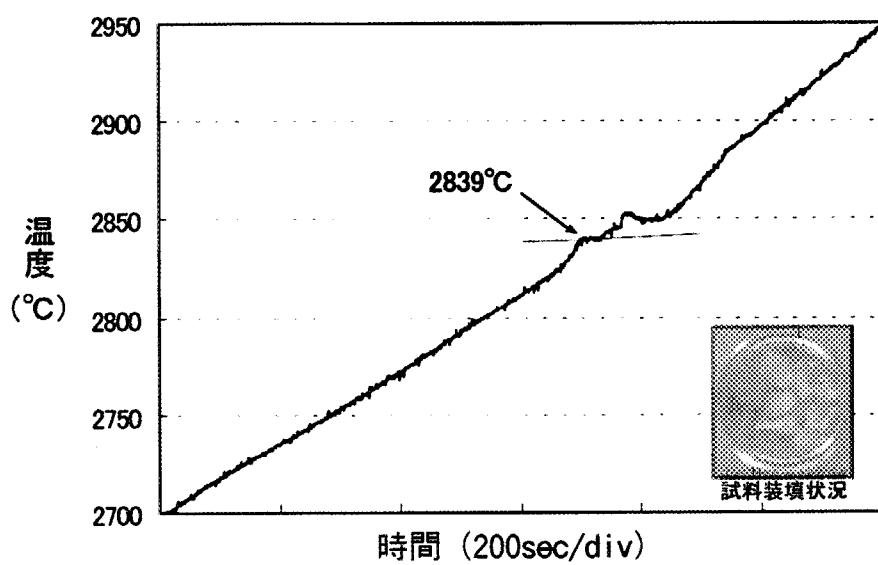
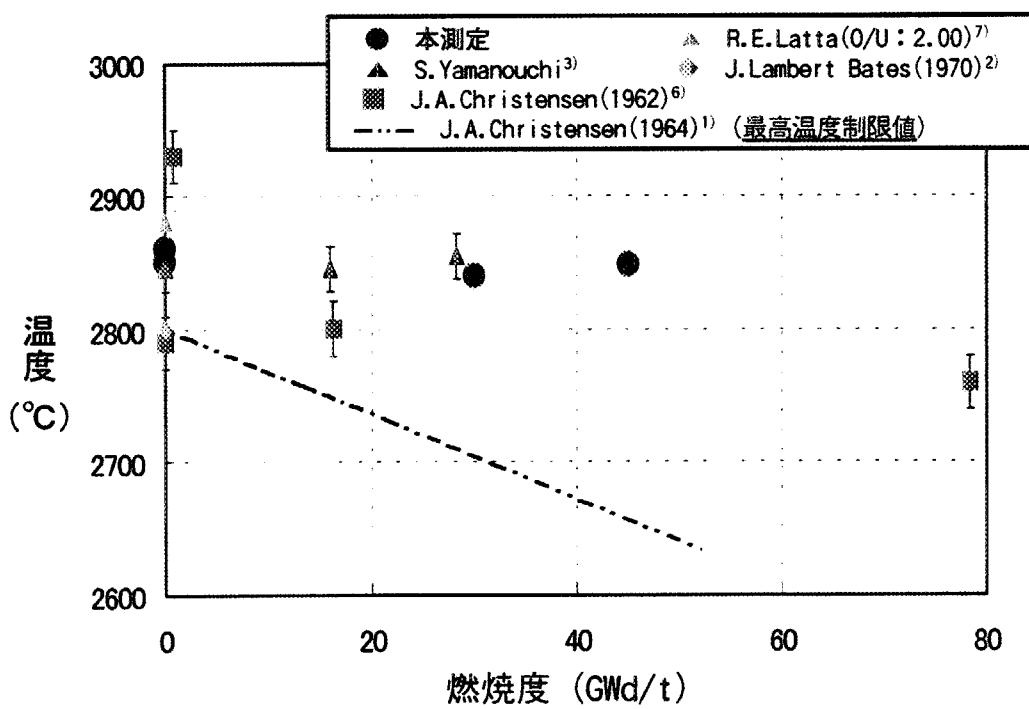


Fig.5.1.3 融点測定手順



$$\text{温度較正式:補正温度} = 0.95 \times \text{測定値} + 94.6$$

Fig.5.1.4 標準試料の融点測定値と文献値との比較

Fig.5.1.5 照射済 UO_2 ペレットの融点測定結果(燃焼度30GWd/t)Fig.5.1.6 照射・未照射 UO_2 の融点

5.2 実用燃料試験課

5.2.1 リング引張試料調整装置類の開発

(1) はじめに

燃料試験施設では、 $\beta\gamma$ コンクリートNo.4セルに設置された引張試験機を用いて、燃料被覆管の周方向機械的強度特性を測定するリング引張試験、同じく軸方向特性を測定する管引張試験、その他各種材料試験を行っている。従来より、リング引張試料（以下試料）の作製には、 $\beta\gamma$ コンクリートNo.3セルに設置してある低速切断機を使用していたが、この切断機は4mの燃料棒を粗切断するための装置であり、全長の短い試料を高精度で採取することが困難であった。そのため、全長約5mmの試料を高精度で採取する専用の切断機、切断した試料の端面仕上げを行う端面処理装置及び燃料安全研究室と共同で、試料を板状引張試験片と同様な平行部を有するように加工するリング引張試料調整装置の開発を行った。

(2) 装置の概要

1) リング引張試料用精密切断機

従来の切断機は、粗切断専用の低速切断機のため切断面が不均一でバリの発生が著しく、切断位置合わせ機構も無いため、全長の短い試料を採取するには切断精度等に難点があった。

今回、開発したリング引張試料用精密切断機（Photo. 5.2.1）は、切断ホイール（ダイアモンドホイール）の回転数を高くすることにより、切断面の平滑化とバリの発生を極力少なくするようにした。また、切断位置合わせは、ストッパーとマイクロメータヘッドを組み合わせた機構とし、全長の異なる試料でも高精度に切断できる構造とした。概略図をFig. 5.2.1及び5.2.2に示す。

なお今回の切断は高回転のため湿式切断方式とし、水槽には遠隔脱着式の飛散防止カバーを設けた。主な仕様を以下に示す。

・形 式	高回転型ダイアモンド切断機
・ダイアモンドホイール	外径φ120mm×厚さ1.0mm
・回 転 数	MAX. 1,700 rpm
・切 断 可 能 尺 法	外径φ9.5～15mm、全長4.5～10.5mm（ストッパー使用）
・切 断 送 り 速 度	0.6～5.0mm/min
・定 格	AC100V
・装 置 尺 法	460W×410D×500H

2) リング引張試料用端面加工機

切断面のバリ除去等の仕上げ処理は、従来より全長約5mmの微細な試料をマニブレータを用い、サンドペーパー上に押し付けながら研磨する方法であった。しかし、マニブレータの特性上から均一に研磨することは困難であった。

今回、開発したリング引張試料用端面加工機（Photo. 5.2.2）は、専用ホルダと三方爪チャックを用い、試料を均一にクランプできるとともに、クランプしているチャックを偏芯回転させ、独立して回転している研磨紙に自動的に押しつけながら研磨できる構造とした。概略図をFig. 5.2.3及び5.2.4に示す。これらにより研磨紙全体を使用して研磨を行うことができ、効率的で均一

な端面仕上げを行えるようにした。以下に主な仕様を示す。

- ・形 式 平面自動研磨方式
- ・研磨可能寸法 $\phi 9.5 \sim 15\text{mm}$
- ・研 磨 紙 $\phi 150\text{mm}$ 耐水研磨紙
- ・主 軸 回 転 数 $5 \sim 250\text{rpm}$
- ・試 料 部 回 転 数 $5 \sim 56\text{rpm}$
- ・定 格 AC100V
- ・装 置 寸 法 $220\text{W} \times 500\text{D} \times 630\text{H}$

3) リング引張試料調整装置

従来より実施してきたリング引張試験では、変形の生じる範囲が不明であるため標点間距離の設定が困難であり、評価方法が統一されていない。

今回、開発したリング引張試料調整装置 (Photo. 5. 2. 3) は、試料を板状引張試験片と同様な平行部を有するように加工する装置である。試料が平行部を有することにより、伸び測定の基準となる標点間距離を設定できるようになった。加工方法としてホットセル内での取扱を考慮し、加工の簡便性、加工精度、装置を比較的コンパクト化できることなどから放電加工方式を採用した。

電極は遠隔交換が可能な回転電極を用いている。また、電極先端部の形状を変えることにより、異なるゲージ部形状の加工にも容易に対応が可能である。概略図をFig. 5. 2. 5及び5. 2. 6に示す。バイス部は、試料を小ホルダに固定してセットできるようになっており、直径の異なる試料には小ホルダを交換することで対応が可能である。加工は加工油槽内で行われるが、試料の脱着時には加工油槽が電動機構により昇降し、汚染除去等を行う場合は遠隔操作で容易に取り外すことが可能である。また、加工油循環システムとフィルタシステムにより加工時は常に新鮮な加工油が供給される。以下に主な仕様を示す。

- ・形 式 回転電極型全自動放電加工機
- ・加工可能寸法 $\phi 9.5 \sim 12.7\text{mm}$
- ・電 極 回転型電極 $\phi 50\text{mm}$ (Ag-W)
- ・加 工 電 源 出力3A パルス巾 $15 \sim 140\mu\text{sec}$ 休止巾 $17 \sim 160\mu\text{sec}$
- ・電 極 回 転 数 $180 \sim 340\text{rpm}$ (5段階)
- ・フ ィ ル タ ペーパーフィルタ (DE-75型)
- ・定 格 200V
- ・装 置 寸 法 $480\text{W} \times 460\text{D} \times 560\text{H}$

(3) 成果

1) リング引張試料用精密切断機

従来の切断機と比べて、全長 $4.5 \sim 10.5\text{mm}$ の試料を $\pm 0.1\text{mm}$ で採取することが可能となり、切断精度が飛躍的に向上した。また、切断面が均一となり、バリの発生も極力少なくすることが可能となった。

しかし、構造上全長 20mm 以下の被覆管から試料採取ができないこと、飛散防止カバーの不具合等があるため、今後これらの改良を図っていく予定である。

2) リング引張試料用端面加工機

本装置の開発により、切断により生じたバリを完全に除去することが可能となった。また、従来は切断両面の平行度の調整をマニプレータによる手作業で行っていたが、本装置では機械的なクランプ等によって精度の高い試料の製作が可能となった。

しかし、本装置は研磨紙の摩耗量によって研磨量が大きく左右されるため、研磨量を定量的に計測することが困難である。今後はこれらを定量的に計測できるよう改良を図っていく予定である。

3) リング引張試料調整装置

本装置は当初、燃料安全研究室において未照射材のデータ取得のために活用されていたものを、今回照射済燃料に関するデータを取得するため、セル内設置用として各部の遠隔操作機能の強化を中心に改造したものである。今後、十分なモックアップ試験を行った後、セル内に設置し照射材の加工を予定している。

リング引張試験方法は、現在のところ各研究機関で様々な方法が取られているのが現状である。今後は予備試験を実施して、周方向機械的強度特性評価に最適な平行部形状や引張方法を決定し、試験方法を標準化することを目指している。

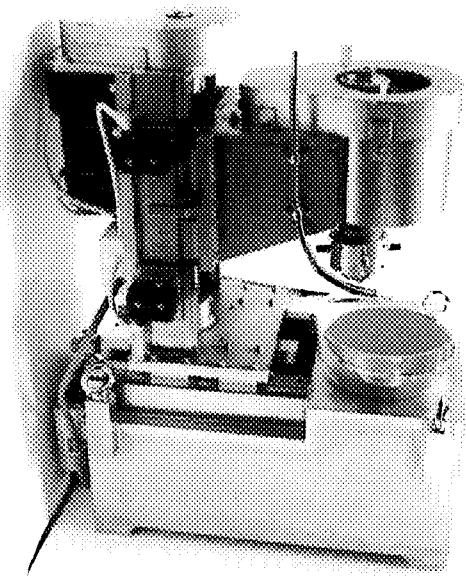
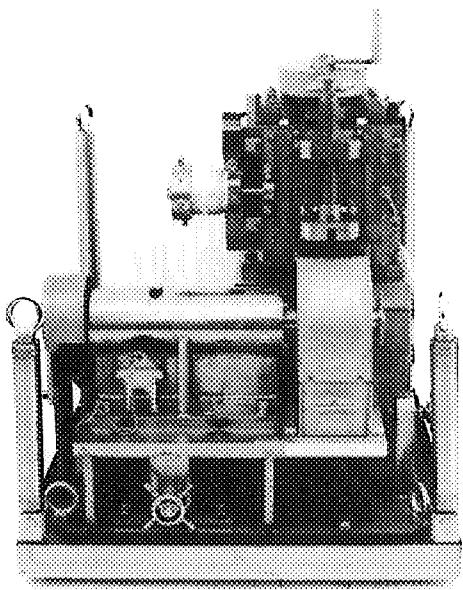


Photo. 5.2.1 リング引張試料用精密切断機

Photo. 5.2.2 リング引張試料用端面加工機

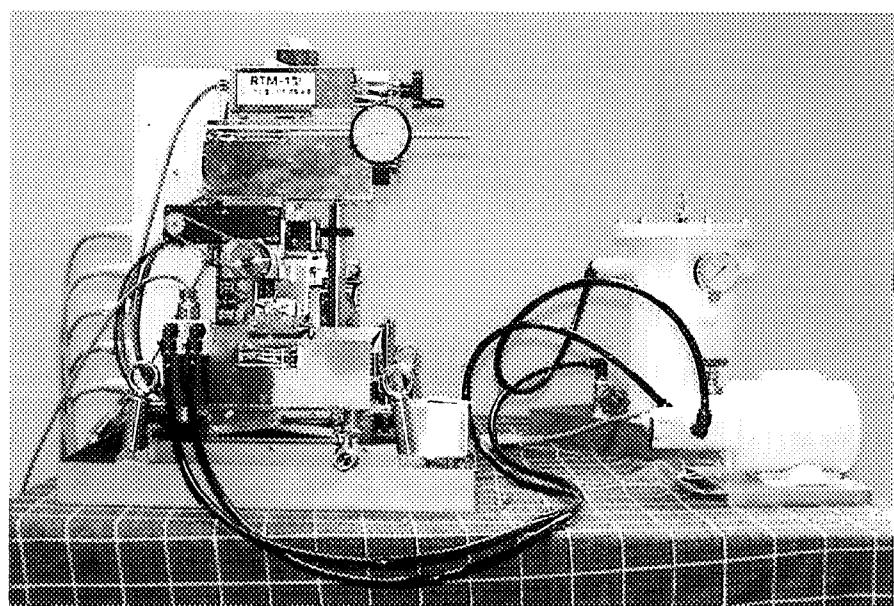


Photo. 5.2.3 リング引張試料調整装置

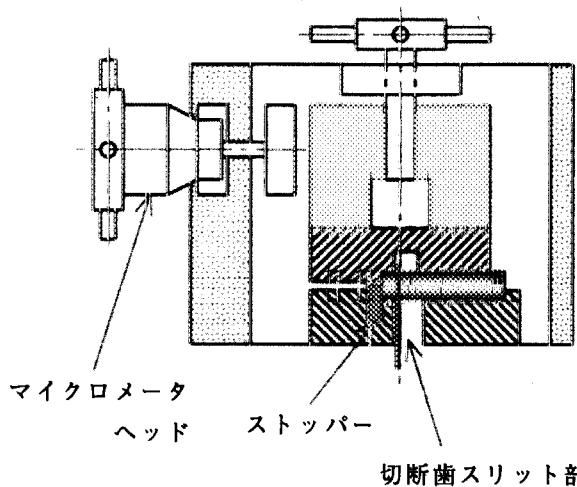


Fig.5.2.1 切断機試料ホルダ移動前

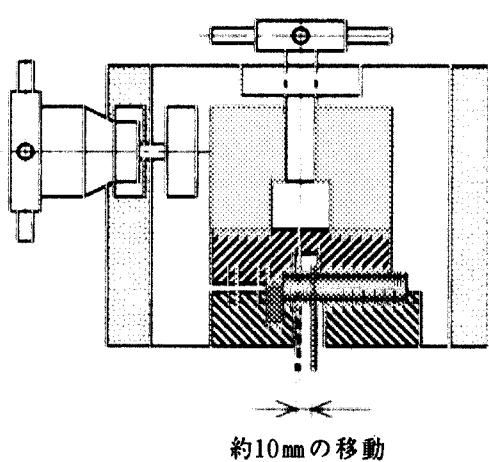


Fig.5.2.2 切断機試料ホルダ移動後

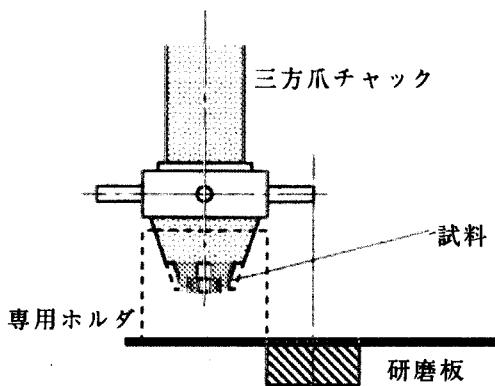


Fig.5.2.3 端面加工機試料セッティング方法

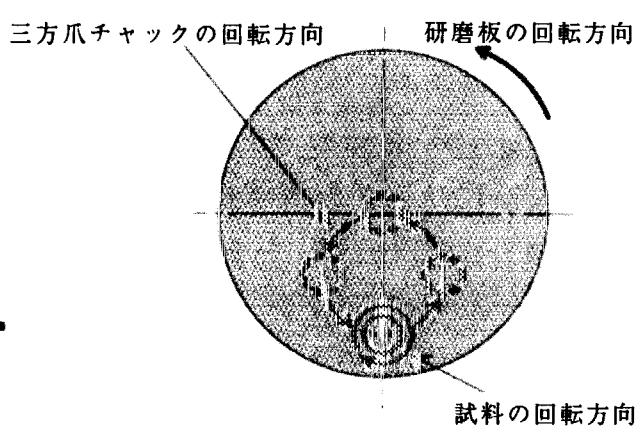


Fig.5.2.4 研磨状態概略図

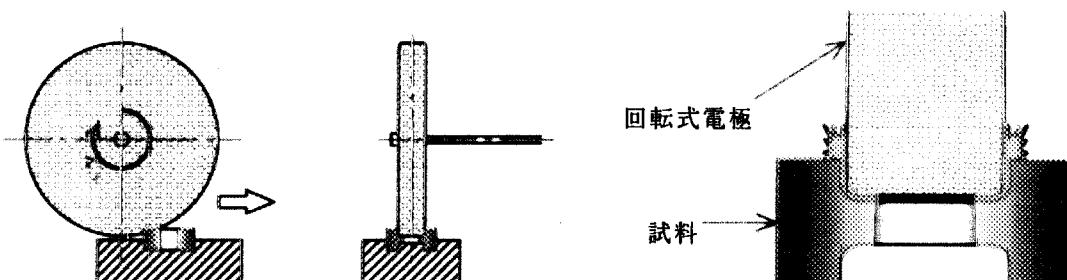


Fig.5.2.5 試料調整装置加工方法

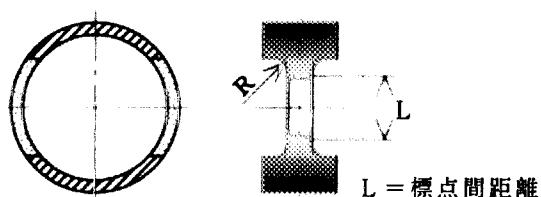


Fig.5.2.6 加工後のリング引張試料

5.2.2 改良型アウトガス分析装置の開発

(1) はじめに

実用炉で照射済の燃料ペレット内には、照射によって生成したFPガスの大半(PWR: 90%以上)が保持されている。燃料の安全性研究では、この残留FPガス全量を把握すること並びに過渡負荷時における放出挙動を推定する必要がある。ペレットからのFPガス放出メカニズムのひとつにFPガスのペレット内での拡散挙動があり、この機構解明のためには、照射済燃料ペレットをステップ状に加熱し、各温度におけるペレットからのFPガスの放出量を測定する試験方法(アニーリング試験)が有効である。

燃料試験施設では、昭和60年にアウトガス分析装置を整備し、残留FPガスの全量把握を主体にデータの取得を行ってきたが、拡散メカニズムの解明に関する、より詳細なデータ取得をするため、これまで実施してきたスタティック測定法(加熱によって放出されたFPガスをボトルに溜め込んだ後に測定を行う方法)に、新たにダイナミック測定法(昇温と同時にFPガスの測定を行う方法)を行うことができる装置の開発を行い、平成11年にホット試験を開始した。

(2) 装置の概要

本装置は、高周波加熱炉、FPガス測定部、高周波発振器、冷却水循環装置及び制御・データ処理部により構成されている。Fig5.2.7に加熱炉概略図を、Fig5.2.8にアウトガス分析装置概略図を示す。試料加熱炉はホットセル内に設置され、真空配管によりホットセル外の測定部と連結している。試料の加熱は、真空雰囲気中において高周波ワークコイルにより、タンクステン製のルツボを間接加熱する方式である。試料の温度は、石英ガラスを介して、放射温度計により測定・制御される。FPガスの測定は、四重極質量分析計が用いられている。これら測定部は全てセル外に設置され、万一、配管にリークが発生してもFPガスが外部に漏洩しないようにフードに納められており、測定各部のメンテナンスも容易に行える。本装置の主な仕様は、以下の通りである。

高周波加熱炉	最高温度	2300°C
高周波電源	定格出力	30 (kW)
	発振周波数	21.5 (kHz)

温度測定計	測定範囲	単色放射温度計 300°C～1300°C
		二色放射温度計 1200°C～2500°C

四重極質量分析計	測定質量範囲	1～400 (amu)
	測定電流値	$1 \times 10^{-12} (\text{A}) \sim 1 \times 10^{-5} (\text{A})$
	測定圧力範囲	$1.33 \times 10^{-8} \sim 1.33 \times 10^{-2} (\text{Pa})$

圧力計	測定圧力範囲	0～1333.2 (Pa)
	測定圧力範囲	$9.9 \times 10^0 \sim 5.0 \times 10^{-5} (\text{Pa})$

(3) FPガス測定法

FPガスの測定は、四重極質量分析計により、FPガスの定性及び定量分析が行われる。定性分析は、FPガスの同位体存在比を求めるために行い、定量分析は、下記の測定法によりFPガス量を測定するために行われる。

1) 四重極質量分析計の感度測定

FPガス測定前に、測定部に設置されたHe, Kr, Xeの各標準リークを質量分析計により測定をし、リーク量(atm·cc)と測定電流値(A)との感度(換算係数: K値)を求める。

2) 測定

配管系を高真空(5×10^{-4} Pa程度)に保持した後、試料を加熱する。

測定方法は、昇温と同時に測定を行うダイナミック測定とFPガスをボトルに溜め込んだ後に測定を行うスタティック測定法がある。

① ダイナミック測定法

ダイナミック測定は、各温度で放出されたFPガスをダイナミック測定ラインにより、全ガス量の一部(サンプリング比: 1/500)を連続的に四重極質量分析計に導入し、測定する。

ダイナミック測定法における測定系統図をFig. 5.2.9に示す。

② スタティック測定法

スタティック測定は、真空引き後、系内を封じ込め、全ガス量の一部を50ccボトルにサンプリングし、ボトル以外の残留ガスを排気した後、測定する。

3) 定量分析

各測定方法において、FPガスを質量分析計に導入し、代表的な⁴He, ⁸⁶Kr, ¹³⁶Xeの電流値を測定する。その測定電流の積算値から、下記式により0°C・1気圧における燃料ペレット1g当たりのFPガス量を算出する。

$$Q_{FP} = \frac{\int I_{FP} dt \times S \times K \times (R_{STD}/R_{FP})}{W} \times \frac{273}{273 + R.T}$$

Q_{FP} : 1g当たりのFPガス量(atm·cc/g)

$\int I_{FP} dt$: 測定電流積算値(A)

S : サンプリング比

K : 換算係数

R_{STD} : 天然ガスの同位体存在比(%)

R_{FP} : FPガスの同位体存在比(%)

W : 試料重量(g)

R.T : 測定部に雰囲気温度(°C)

(4) 従来装置からの改良点

従来のガス分析は、FPガスをボトルに溜め込んだ後に測定を行うスタティック測定法で実施していた。この手法は、燃料ペレット内残量FPガス全量を測定することに主眼をおいた方法であり、約2,000°Cで1.5時間程度加熱し、燃料ペレット内のFPガスを測定するものである。

従来装置では、ステップ状加熱を行いながら、放出FPガスをリアルタイムで測定しようとすると、カーボン製るつぼから発生するCOやCO₂により四重極質量分析計の測定可能な真空度(10⁻²Pa)を維持できなかった。そのため、ステップ状加熱試験のデータ取得の際には、各温度毎に昇温、測定を繰り返す必要があり、測定効率に大きな問題があった。そこで、加熱炉構造材にタンクステン等を使用することにより、バックグラウンドガスを低減化した。また、ターボ分子ポンプを2台にする等の真空系統の改良を行ったことにより、測定可能な真空度を維持でき、ダイナミック測定が可能となった。ダイナミック測定が可能となったことで、ステップ昇温時における各温度の放出FPガスをリアルタイムで精度良く測定することができ、効率的な試験が実施可能となった。さらに、従来のスタティック測定法も行うことができ、従来型の1温度条件のみのサンプリングから、最大7温度条件同時のサンプリングが可能となった。

Table. 5. 2. 1に改良装置と従来装置の比較を示す。

(5) ダイナミック測定法によるデータ例

照射済燃料を用いてTable 5. 2. 2に示す昇温パターンによりダイナミック測定法の試験を実施した。その測定データをFig. 5. 2. 10に示す。このデータから、前項3. 3)の定量分析計算式により、燃料ペレットからのFPガス放出量が求められる。

(6) まとめ

本装置の開発により、ペレット内のFPガス放出挙動がリアルタイムで測定できるダイナミック測定法を確立した。これにより、連続昇温における拡散メカニズムの解明、また、種々の条件下における詳細なデータが取得でき、今後のFPガス放出挙動を解明する上で重要な役割を果たすものと期待できる。

Table 5.2.1 改良装置と従来装置の比較

	改良装置		従来装置
	ダイナミック測定法	スタティック測定法	スタティック測定法
測定方法	任意の温度条件で連続測定可	7 温度条件毎の測定	1 温度条件毎の測定
測定温度	400°C～2300°C	同左	400°C～2000°C
サンプリング時間及び測定時間	14 温度条件で 1 日測定	14 温度条件で 2 日以上	14 温度条件で 14 日以上
サンプリング比	500倍	650倍 全容積 : 32,500(cc) サンプリング : 50(cc)	1500倍 全容積 : 15,000(cc) サンプリング : 10(cc)
測定ガス量	全ガス量の約70% (B.Gガス : 約30%)	同左	全ガス量の約10% (B.Gガス : 約90%)

Table 5.2.2 ダイナミック測定法における昇温パターン

温度 (°C)	昇温速度 (°C/min)	保持時間 (min)
400	420	20
500	420	20
600	420	20
700	420	20
800	420	20
950	420	20
1100	420	20
1200	420	20
1300	420	20
1500	420	20
1700	420	20
2000	420	60

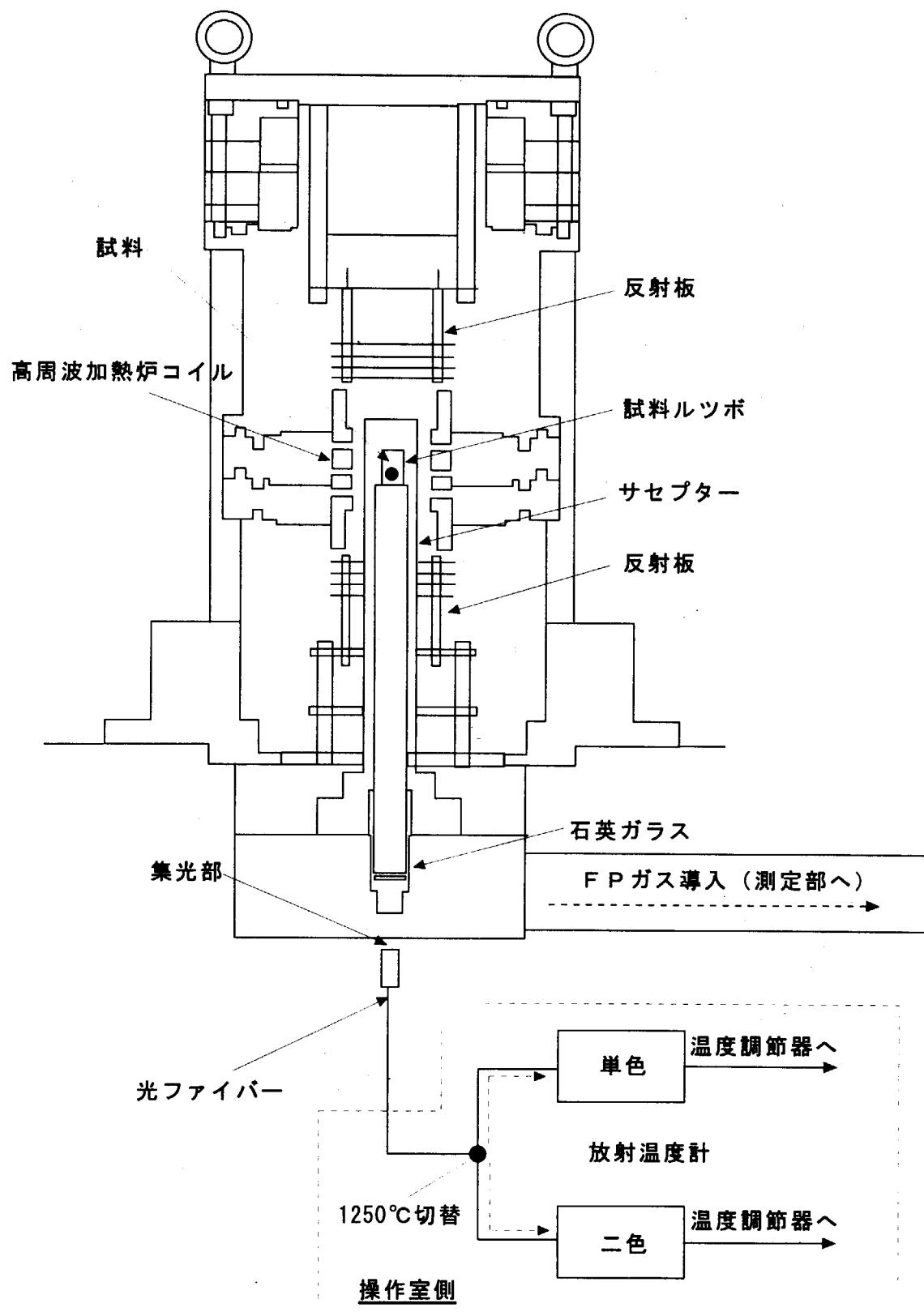


Fig. 5.2.7 アウトガス分析装置 加熱炉概略図

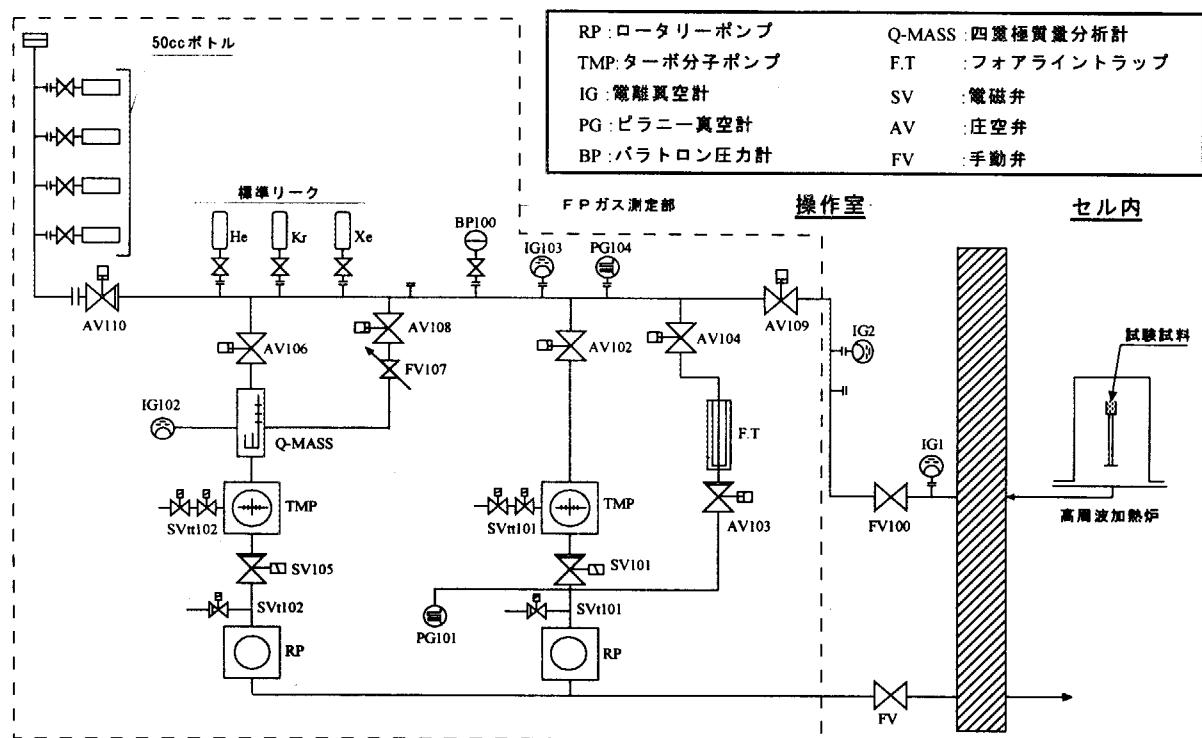


Fig. 5.2.8 アウトガス分析装置 概略図

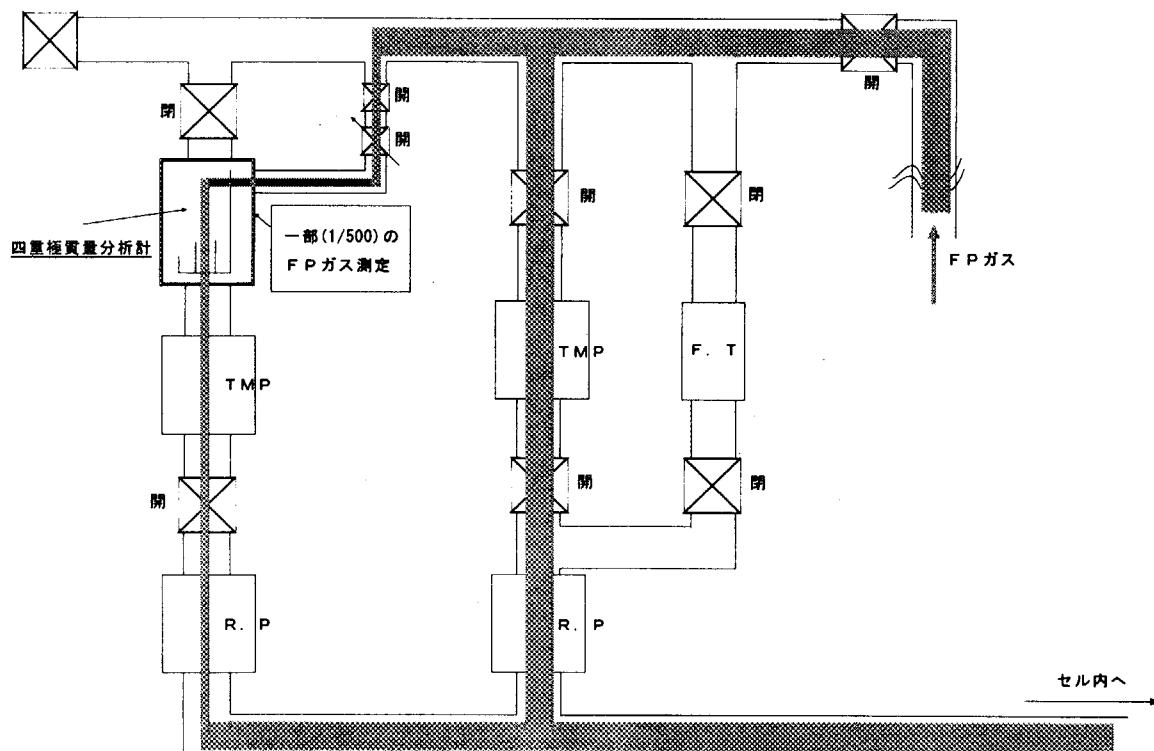


Fig. 5.2.9 ダイナミック測定法における測定系統図

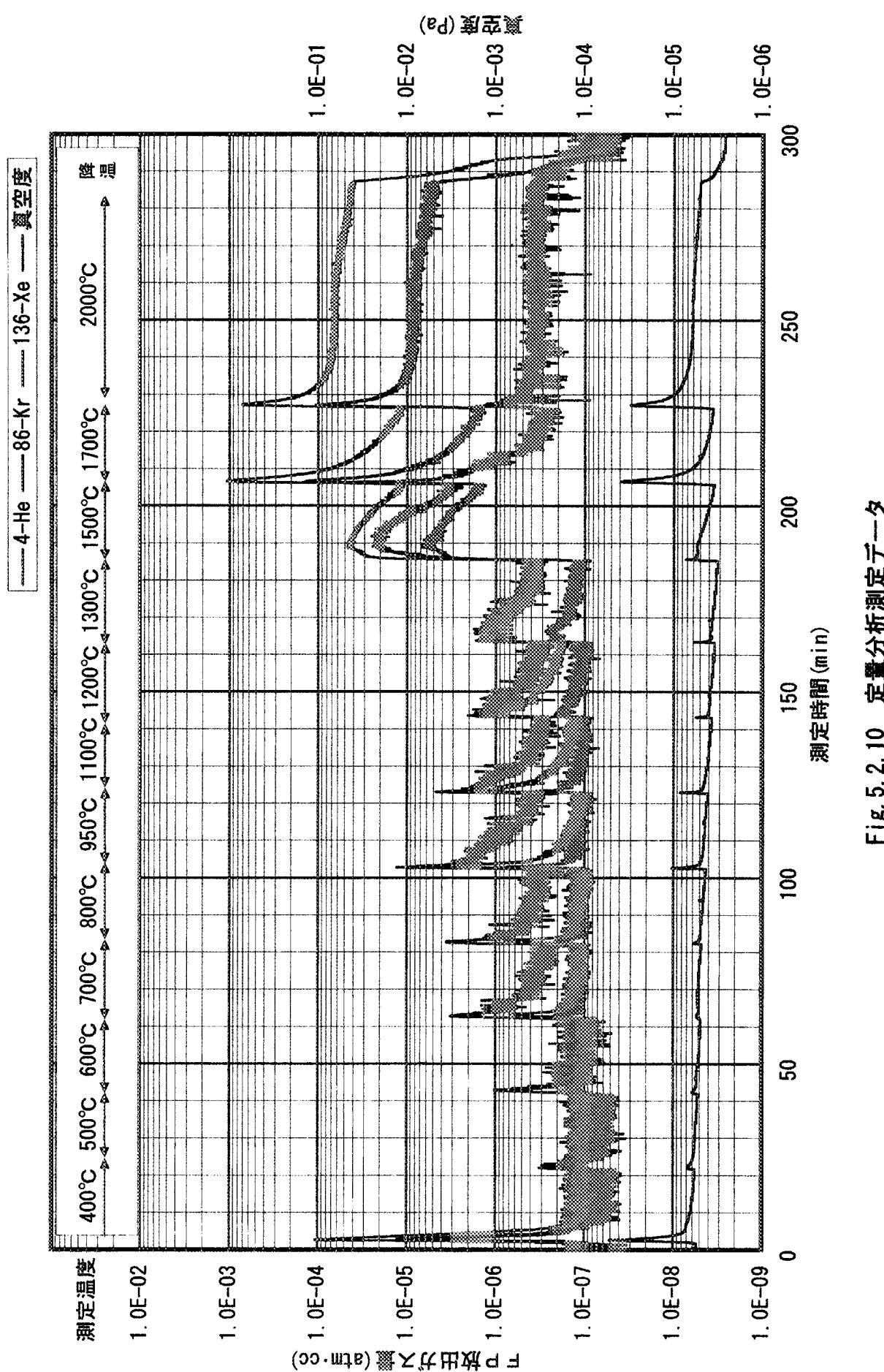


Fig. 5.2.10 定量分析測定データ

5.2.3 核燃料物質計量管理のオンライン化

(1) はじめに

燃料試験施設における核燃料物質は「東海研究所国際規制物資計量管理規定」等に基づいて計量管理が行われており、核燃料物質の受扱・移動・廃棄等が発生した場合には、隨時関係書類を起票し、関係各所の承認及び計量管理者の確認が行われている。当施設では、取り扱う核燃料物質の数量が多く、またその重量や保管場所の更新頻度が高いためこの作業にはかなりの労力が必要である。臨界管理を含めた計量管理の強化が求められている最近の情勢に対応するためには、計量管理業務を効率化し、円滑かつ確実に管理がなされる必要がある。このため核燃料物質計量管理システムを新たに整備した。

(2) 核燃料物質計量管理システム

このシステムは、核燃料物質の形状毎の重量、保管場所、放射能などの核燃料物質管理に関する数値等をデータベース化し、燃料試験施設内の核燃料物質の移動、加工、貯蔵に関する管理を一元化して行うものである。Fig5.2.11に核燃料物質計量管理システムのシステムフロー図を示す。

主な機能は以下の通りである。

1) 計量管理機能

核燃料物質の移動、加工、貯蔵の作業時に、ユーザーが各クライアントPCよりネットワーク経由でデータベースにアクセスし、データベースの変更、更新を行う。入力されたデータに基づいてシステムが核燃料物質の重量、放射能等を自動計算しデータベースの更新をリアルタイムで行う。同時にその際の作業内容、日時、担当者等の記録をデータベースに残すため、後日作業の履歴を追うことが可能である。なお、これらの作業はグラフィックを多用することにより直感的に作業ができるため(GUI:Graphical User Interface)、各ユーザーが計量管理に関わるバッチ名や単位体数などの詳細を意識することなく、容易にデータベースへの入力作業が行える。また、ユーザーのアクセスレベルをパスワード認証で制限することで、データベースの誤修正、誤消去等を防ぐ機能を有している。

2) データ閲覧機能

ユーザーは必要に応じて、核燃料物質に係る各種の情報を閲覧することが可能である。

核燃料物質は燃料試験施設への搬入時より一貫してシステムにより管理されるため、セル単位や保管容器単位の放射能量及び臨界制限値の監視ができ、効率的な安全管理が行える。また、上記データベースを閲覧すると同時に、必要に応じて試料の加工や移動に伴って発生する帳票の発行や核燃料物質管理の自動化が可能なため、今後、作業利便性のより一層の向上が期待できる。なお、プリント出力は整備中である。

3) 放射能管理機能

上記データベースに核種生成崩壊計算コード(ORIGEN2)を連携させることにより、ブルル及び各セル毎の放射能量をリアルタイムで閲覧できる。また、当該システムは算出した放射能量をデジタル表示板等の外部機器へ出力するルーチンを組み込んでおり、現在必要とさ

れる外部表示のための機器を整備中である。

(3) まとめ

核燃料物質計量管理のオンライン化により、作業毎に発生する重量の変更等はリアルタイムでデータベースに反映・閲覧でき、一度入力されたデータは半永久的に保管されるため、担当者の変更等による記録の紛失等も生じない。さらにこのシステムでは核燃料物質移動票などの計量管理に関わる帳票類のプリンタへの自動出力が可能であり、大幅な省力化が図られる。

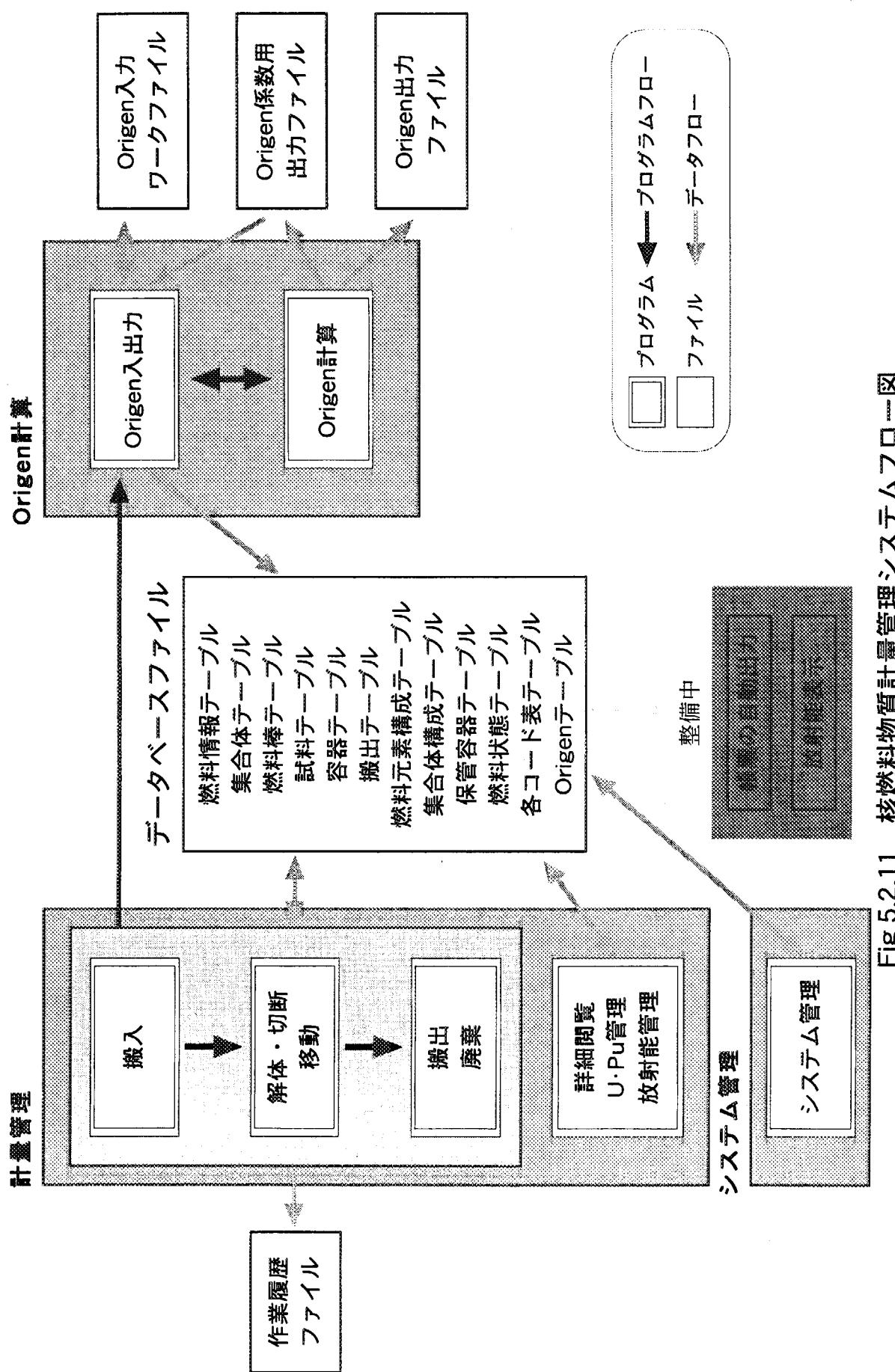


Fig 5.2.11 核燃料物質計量管理システムフロー図

5. 3 W A S T E F課

5. 3. 1 TRU窒化物不純物分析装置の整備

(1) はじめに

WASTEFでは、超ウラン元素（TRU）の分離変換及び先進的核燃料リサイクル技術に関する実験研究を物質科学部（アクチノイド科学研究グループ）に協力して実施している。平成10年度は、No.5セルの蒸発挙動試験装置により窒化アメリシウムの炭素熱還元法による調製試験と同窒化物の高温蒸発挙動研究を開始し、窒化アメリシウムの調製に成功した。平成11年度は、同装置により窒化キュリウム及びイットリウム／アメリシウムの混合窒化物に関する調製試験を実施した。また、TRU窒化物の物理化学的特性、製造条件等をより詳細に解明するために窒化物調製後の試料の不純物分析等を目的としたTRU窒化物不純物分析装置を整備した。

(2) 整備の概要

TRU窒化物不純物分析装置の整備の内容は、①装置の設計・製作、②装置の仮設置及び標準試料を用いた総合的な性能試験、及び③測定技術の確立、である。また、メンテナンスボックスへの装置設置に係る搬入方法等の検討を行い、その有効性を確認し、装置をメンテナンスボックスに搬入・設置した。以下にその概要を述べる。

1) 装置の概要

本装置は、TRU窒化物調製後の試料について、不活性雰囲気での分析用試料調製、高温安定性加熱試験等を行うためのTRU試料取扱装置、試料の残留炭素を分析するための炭素分析装置並びに試料の不純物酸素及び主成分である窒素を分析するための酸素・空素分析装置で構成される。本装置の設置概略図をFig. 5. 3. 1に示す。各部の主な仕様は次の通りである。

① TRU試料取扱装置は、メンテナンスボックス内の気密ボックス、アルゴン循環精製装置及び冷却水循環装置で構成される。

a) 気密ボックス；

ボックス内雰囲気：アルゴンガス、圧力調整範囲(対メンテナンスボックス内)：-50～-200Pa

b) アルゴン循環精製装置；

到達不純物濃度：酸素1ppm、水分3ppm以下、循環流量：7.5～11m³/時

c) 冷却水循環装置；

冷却能力：2900J/秒（液温20°Cの時）、最大流量：25ℓ/分（閉ループ）

② 炭素分析装置は、伊国CE Instruments製 NC-2500型であり、メンテナンスボックス内の装置本体及びサービスエリアの測定制御・データ処理装置で構成される。

a) 装置本体；

対象試料：セラミックス及び金属、加熱部温度：燃焼管1000°C、還元触媒管750°C、炉内雰囲気：ヘリウムガス、測定範囲：0.003～70wt%（試料量10mgの時）

b) 測定制御・データ処理装置；

測定データの記憶：500分析以上、分析条件及びデータの表示等

③ 酸素・窒素分析装置は、堀場製作所(株)製 EMGA-550型であり、メンテナンスボックス内の抽出部及び計測部で構成される。

a) 抽出部及び計測部；

対象試料：セラミックス及び金属、抽出部：パルス状抵抗加熱抽出法、計測部：酸素－非分散赤外線吸収法、窒素－熱伝導法、抽出部温度：最高2700°C、炉内雰囲気：ヘリウムガス、測定範囲：0.002～60wt%（試料量50mgの時）、分析条件及びデータの表示等

2) 設置検討

本装置をメンテナンスボックスに整備する計画段階では、以下に示す装置改良、搬入方法等の検討を行い、その有効性を確認し、装置をメンテナンスボックスに搬入・設置した。

① 本装置の取扱は、全てグローブ操作で行える構造とするため、装置の主要なバルブ、スイッチ等を操作前面側に設置した。

② メンテナンスボックスの既設コネクタ仕様では、本装置のケーブルが接続出来ないため、グローブポートの気密カバーをハーメチックシール加工したコネクタ付きのものに交換した。

③ 本装置は、メンテナンスボックスの既設構造（長径1200mm、短径750mm）の搬入口からバックイン方式によりビニールバックの破損、脱落等を考慮した方法で搬入しなければならない。このため、逆T型の吊り治具を製作し、天秤方式による天井走行クレーンを用いた搬入方法を考案した。その有効性は、模擬した搬入口を用いてモックアップを行い、十分に気密維持等の安全性が保たれることが確認された。装置搬入時の外観をPhoto. 5. 3. 1に示す。

④ TRU試料取扱装置を分割型の組立構造とすることで、メンテナンスボックスの既設搬入口からバックインすることが可能となり、また、フロッギマンスーツによる設置作業を容易にした。

3) 総合性能試験

本装置の総合性能を以下の通り確認し、何れの試験も良好であり、十分な所期性能を満足していることが確認された。炭素及び酸素・窒素分析装置の試験結果をTable 5. 3. 1に示す。

① TRU試料取扱装置は、気密ボックスのリーク速度及び到達不純物濃度測定を行った。

② 炭素分析装置は、ブランク測定及びヨードホルム試料を用いて繰り返し測定を行った。

③ 酸素・窒素分析装置は、ブランク測定及び窒化珪素試料を用いて繰り返し測定を行った。

(3) まとめ

平成11年度は、本装置を設計・製作し、装置の仮設置及び標準試料を用いた総合的な性能試験を行い、測定技術を確立した。また、メンテナンスボックスへの装置設置に係る装置改良、搬入方法等の検討を行い、その有効性を確認し、装置をメンテナンスボックスに搬入・設置した。今後は、放射性同位元素を用いたモックアップを進め、総合的な性能確認を行い、整備を完了する計画である。これにより、TRU窒化物の物理化学的特性、製造条件等を解明するのに不可欠な試料の不純物分析等のデータを提供することが可能となる。なお、本装置を整備することにより当初のメンテナンスボックスの使用目的であるセル内装試験機器の保守等に係る作業に支障は及ばないものである。

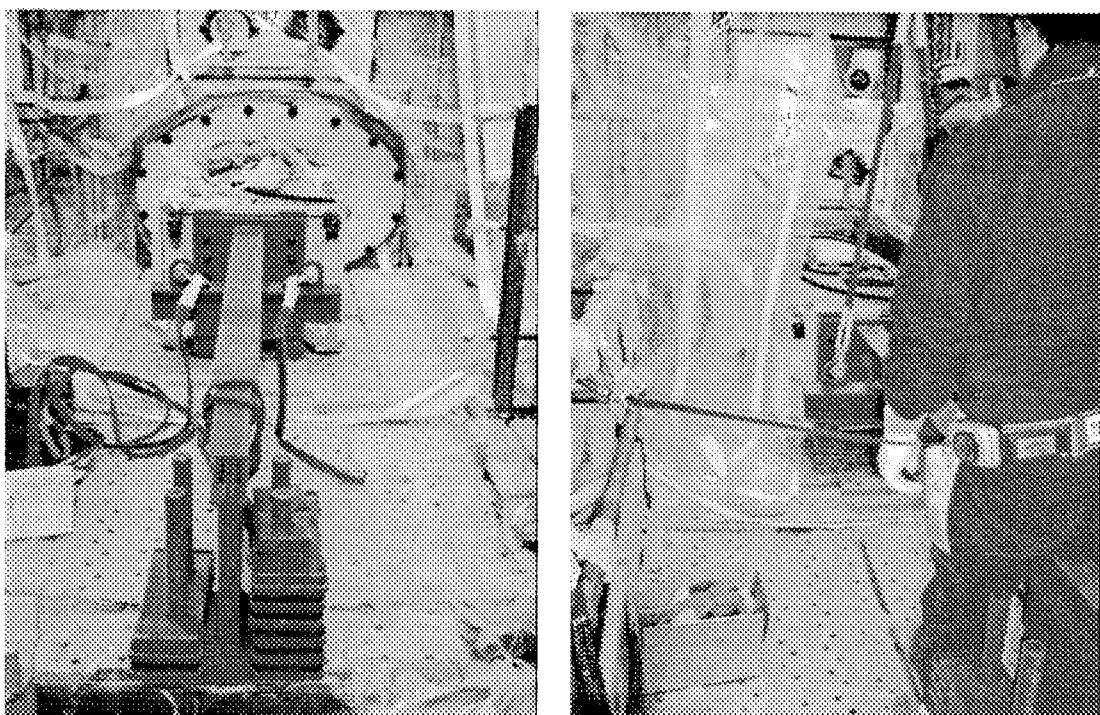


Photo.5.3.1 装置搬入時の外観

Table 5.3.1 炭素及び酸素・窒素分析装置の試験結果

装 置 名 称		炭素分析装置	酸素・窒素分析装置	
プランク測定	測 定 回 数	6回	7回	
	平 均	1.226 (μg)	酸素: 1.84 (μg)	窒素: 0.97 (μg)
	標 準 偏 差	± 0.10 (μg)	酸素: ± 0.58 (μg)	窒素: ± 0.37 (μg)
繰り返し測定	標準試料名	ヨードホルム試料		窒化ケイ素試料
	測 定 回 数	11回	6回	
	平 均	3.048 (wt%)	酸素: 1.381 (wt%)	窒素: 39.114 (wt%)
	標 準 偏 差	± 0.007 (wt%)	酸素: ± 0.009 (wt%)	窒素: ± 0.089 (wt%)
	変 動 係 数	± 0.23 (%)	酸素: 0.66 (%)	窒素: 0.23 (%)

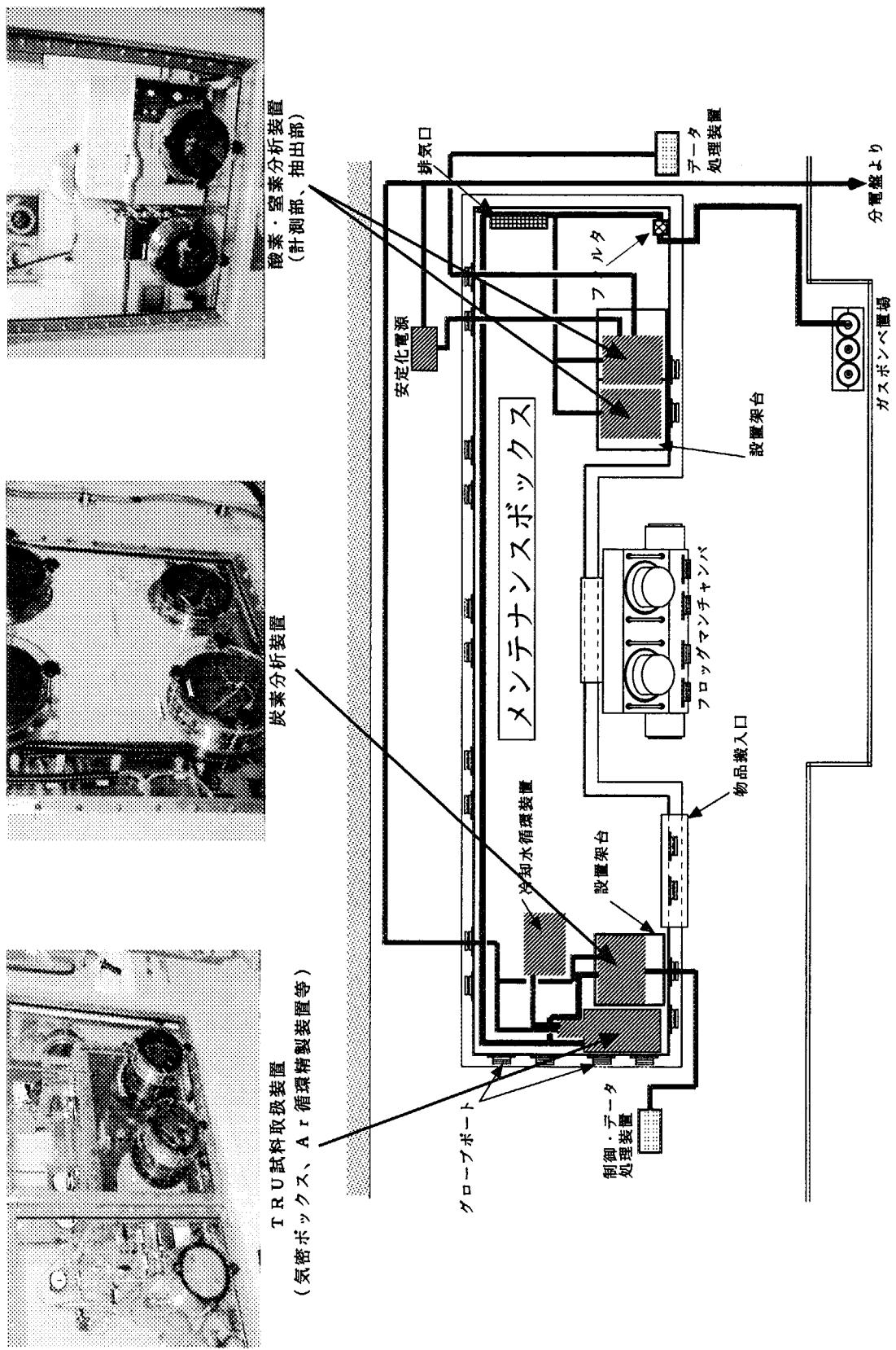


Fig.5.3.1 TRU 壓化物不純物分析装置の設置概略図

5. 3. 2 炭素 14 分離技術の開発

(1)はじめに

黒鉛減速ガス冷却炉である日本原子力発電(株)（原電）東海発電所は平成 10 年 3 月に営業運転を終了し、廃止措置のための種々の検討が進められている。この中で減速材等の炉心構造材料として多量に使用されている黒鉛の取り扱い技術は重要な検討課題のひとつである。その中でも炉心黒鉛を廃棄及び処理・処分する上で、黒鉛中に不純物として含まれる炭素 14 の(n,p)反応等によって生成される炭素 14(半減期が 5570 年)の濃度が問題となることが指摘されている。これらの背景から、平成 11 年度より「照射黒鉛の炭素 14 の分離に関する研究」が原電と原研物質科学研究所の共同研究として開始された。

WASTEF においては、この共同研究に参画すべく施設の特徴を活かしてグローブボックス、セル等を利用した黒鉛からの炭素 14 の分離技術の検討を独自に開始した。また、機器分析による炭素 14 の測定手法についての検討も行った。

なお、本分離技術は HTTR 用黒鉛の処理・処分の場合にも適応の可能性がある。

本報ではこれまでの検討結果の概要について報告する。

(2)分離技術の検討

黒鉛からの炭素 14 分離技術についての検討結果を Fig.5.3.2 に示す。本検討結果では、炭素の分解は炭酸ガスを用いた超臨界流体法で行い、分解した放射性を含む炭素は熱拡散法等により同位体分離する。この方法は、クローズド系で行えばクリーンな回収方法であるが、処分に費やすエネルギー効率、2 次廃棄物量等についての検討が今後必要である。以下に WASTEF で実施予定の超臨界流体法について述べる。

通常黒鉛を分解するには、燃焼によってガス化する方法（燃焼法）が用いられるが、WASTEF では炭酸ガスの超臨界流体法を用いてガス化する方法を選定した。

超臨界流体法とは、気体中では溶けない物質が液体でも気体でもない超臨界状態の流体中では溶解する現象を利用する方法である。この方法は燃焼法と比べてガス化する際の温度が低いこと、溶解媒である炭酸ガスの循環使用が可能であること、溶媒が化学的に不活性であること等の利点が挙げられる。また溶媒の圧力及び温度を調整することで炭素の分解効率を自由に制御できる。WASTEF では Fig.5.3.2 の丸破線で示した黒鉛のガス化について、粉体及び固体試料を用いてコールド及びホット実験を行う予定である。

(3)測定手法の検討

測定手法については、グローブボックス、セルを用いた原子吸光、元素分析 (ICP)、四重極型 ICP 質量分析装置 (ICP-MS)、加速器質量分析計 (AMS)、液体シンチレーションカウンター (LSC) 等による機器分析について検討を行った。

原子吸光及び ICP での炭素 14 の分析は、定量下限値が ppm、ppb 程度であること、また ICP-MS 及び AMS では炭素のイオン化ポテンシャルが高く、測定波長が短い等で炭素の同位体も同時に測定してしまうことの理由により適切な分析法ではない。そこで炭素 14 は β 崩壊元素

β 線を測定できる LSC が適切である。

(4)まとめ

グローブボックス、セル等を利用した黒鉛からの炭素 14 の分離技術について検討した結果、炭素の分解は炭酸ガスを用いた超臨界流体法を選定した。今後、超臨界流体法を用いた炭素分解のコールドモックアップ及びホット試験を進めるとともに、原電/原研の共同研究に寄与すべく、ガス化後の非放射性及び放射性廃棄物の分離処分の検討を進める予定である。

また、炭素 14 の測定機器は液体シンチレーションカウンターが適切であると判断した。

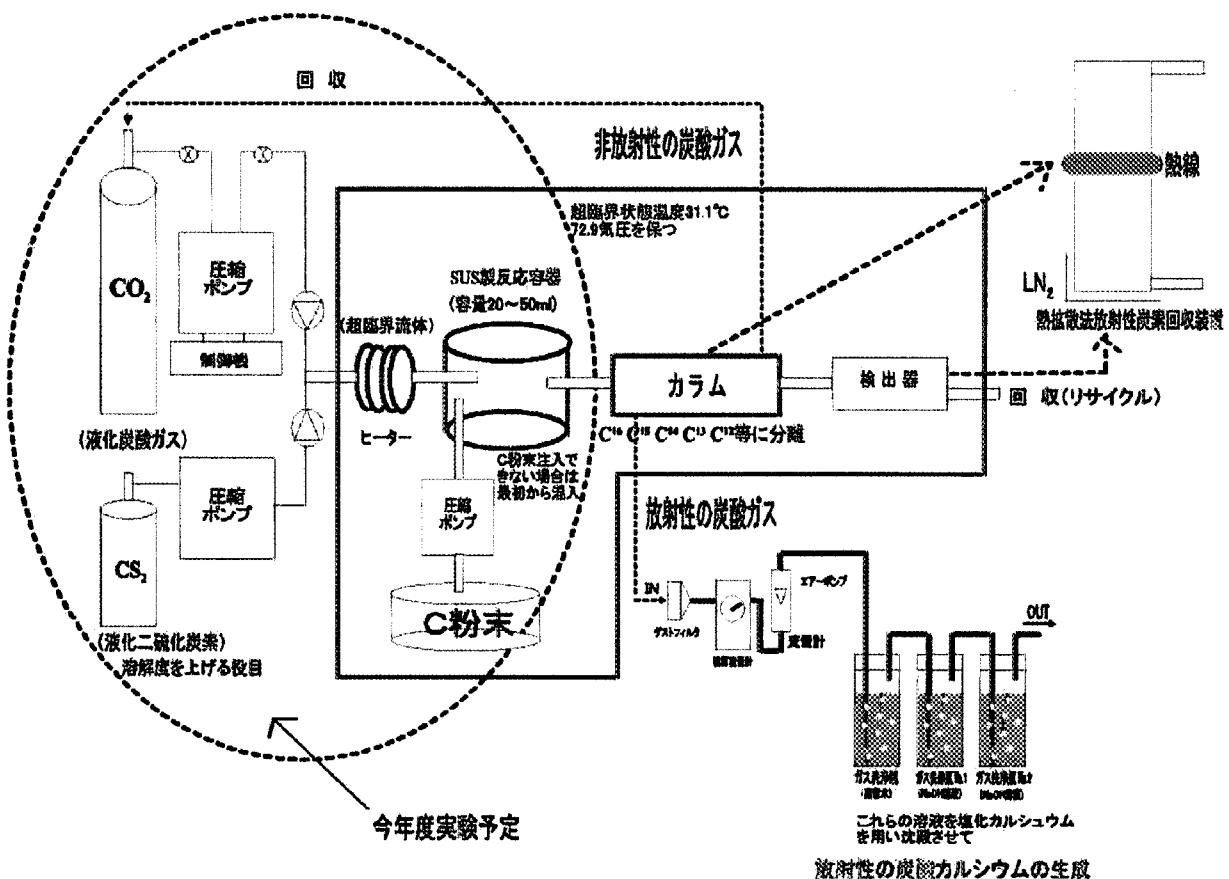


Fig.5.3.2 炭素 14 分離技術の概略

5.4 ホットラボ課

5.4.1 放射化鋼材加工技術開発

(1) はじめに

ホットラボでは、平成8年度から、圧力容器等の使用済み原子炉構造部材から各種の材料強度試験片を加工採取するための照射後試験技術の開発を進めている。主加工機である放射化鋼材加工装置については、8年度に機種選定（NCフライス盤）から原型機製作まで、9年度にホットラボ使用のための改造を行って基本開発を終了させ、10年度には開発した装置の加工技術と遠隔操作周辺技術を開発整備し、セル設置に向けて主たる技術基盤を確立した。¹⁾

11年度は、照射後試験の能率化、難作業の解消等のための技術開発及びNCフライス加工のための周辺技術の開発整備を進めた。

(2) 加工時間短縮化のための対策

これまで開発してきた加工技術では、シャルピ衝撃試験片1本の採取に概ね8時間を要したため、加工シナリオとプログラムを見直した他にラフィングエンドミルという刃物を使用する事とワークをクランプ機構にセットする際の治具を整備し、加工時間の短縮を図った。

1) ラフィングエンドミル

ラフィングエンドミルは、従来のエンドミルに比べ切り込み量を多く取る事ができるため大幅な時間短縮が可能であるが、1回のクランプで直方体型ワークの5面と上面へのノッチ加工を可能にする特殊なクランプ機構を有する本加工装置では、一般汎用機に比べて低剛性なワーク固定での加工を強いられているため、クランプ力に耐え得る切り込み量を導き出す事が肝要であった。平成11年度末時点では、シャルピ衝撃試験片の加工採取にかかる時間は約6時間30分まで短縮できたが、平成12年度加工試験を重ね、更なる時間短縮を図りたい。

2) ワーク芯出し治具

加工時間短縮を進める際に肝要となる要素として、ワークのクランプ技術がある。ワークは、平行度が確保されていればクランプに伴う浮きは抑えられが、前後方向（Y座標）の位置決めは手作業ならともかく遠隔操作では個人の技量、判断に依存せざるを得ない。また、加工時間短縮を図るにはエンドミルの切削スタート座標をワークのより内側にする事が望ましいが、切削負荷が大きすぎると刃物の摩耗、欠損あるいはスピンドル等のトラブルの誘因となる。そのため、ワークを個人の技量に依存する事なく、容易に再現良く所定の位置にセットする事が出来るワーク芯出し治具を整備した。

(3) 難作業解消等のための技術開発

1) クランプ機構レベル調整用治具

個人の遠隔操作技量に依存する事なく、容易に再現良く規格を満足する試験片（加工精度0.05mm）を加工するには、加工に先立ち平バイスの水平度状態を確認する事が必要不可欠である。この作業は、これまでマグネット付きのダイアルゲージをスピンドルヘッドに取り付けて行

ってきたが、マニピレータ操作では難作業となるため、ATC刃物ホルダーと同設計のエアーチャック部と一体化された固定用金具にダイヤルゲージを固定し、スピンドルヘッドにエアーチャックする事で平バイスのレベルを数ミクロン精度で測定出来る治具を整備した。

2) 制御装置の改造

本装置は、1台の制御器で同一設計の加工機本体2機（セル内機、セル外機）を制御しているが、制御アンプを共用しているため加工機本体を切り換える度に本体の位置センサと制御アンプを整合させる必要が生じた。この作業はオペレータに極めて微妙な調整が要求されるため、加工機切り換えに伴う調整作業の課題を解消すべく、各機専用アンプを増設した。アンプ増設は、既存制御盤内には全く余裕が無かったため、メンテナンス性も考慮して既存制御盤側面に外付けボックスを増設し、その内部に施工した。

(4) NCフライス加工のための周辺技術

1) 切削油吹き付け機構

刃物の長寿命化及び切削負荷の低減（ワーククランプの安定化）を図るため、離れた位置から切削中の刃物へスポット状に切削油を噴霧できる吹き付け機構を設計、製作し、セル内加工機に取り付けた。切削油吹き付け機構は、バイク用燃料噴射ポンプ、サーボモータ、油タンク、電源部などで構成され、パソコンからの入力による自動吹き付け及び電源部のスイッチ操作による手動吹き付けが可能である。

2) 刃物自動替刃交換治具

刃物替刃交換は、当初、磨耗、劣化した刃物が複数本溜まった時点で隣接するケーブに移動、手作業で替刃を交換するプランを立て、平成10年度に治具を整備しセル外モックアップを重ねた。しかし、作業性が悪く被ばくも懸念されたため遠隔操作治具への改造を検討したが、マニピレータ操作で作業を行うにはかなりの熟練度を要する事が予想された。このため、若干のマニピレータ操作を補助とした自動操作によって、ATC刃物ホルダに装着された使用済み刃物を容易、高精度、且つ、短時間で替えられる刃物自動替刃交換治具を整備した。本治具によりエンドミルの交換は確立されたが、平刃カッタなどの自動交換には課題が残っており、次年度全ての刃物に共用できる技術開発を図りたい。

(5) まとめ

平成11年度は、セル内加工に際しての課題として残っていた加工試験の能率化、難作業の解消などに関わる技術の開発及び改善整備を行った。平成12年度は、セル内加工のための遠隔操作周辺技術と運転管理面の最終整備を図り、機器を冶金ケーブルへ設置し、セル内の遠隔操作によるモックアップ加工試験を経て、試験片加工に着手する予定である。

参考文献

1) 宮田他「放射化材料機械強度試験片加工技術の開発」

日本原子力学会 2000年春の年会 要旨集（第Ⅲ分冊）

5. 4. 2 照射後疲労試験技術の開発

(1) はじめに

ホットラボは軽水炉燃料高燃焼度化計画に伴う技術開発の一環として、燃料被覆管割管試験片に対する疲労試験技術の開発を進めてきた。燃料被覆管割管試験片による疲労試験は、平成13年度に予定されている、原子燃料工業(株)からの委託業務に係わるもので、照射後疲労試験装置の基本性能は平成7年度に確認されており、既に報告を終えている。平成10年度までに、一連のコールド試験、装置セル内設置を完了し、11年度は、原子燃料工業(株)で実施されたコールド試験結果の提供を受け、データ比較による試験技術の有効性確認を行った。

(2) 試験装置の概要

本試験機は、市販の100kN用電気油圧サーボ式疲労試験機をベースにした改造機で、開発の主目的である被覆管割管試験片(平行部;2.5 W × 0.7 t mm)の両振り荷重制御疲労試験から従来実施してきた材料試験(引張、破壊靱性等)に対応させるため、常時2種類のロードセルとサーボ弁を備えている。割管疲労試験の如き低荷重域負荷試験では前者を±20kNから±2kNに、後者も38l/minから3.8l/minに切り換えることで高精度な試験が可能である。また、試験片を組み込んだ専用試験治具を荷重軸に内蔵させた油圧チャックで押さえ込むことにより各種試験が極めて容易に行える。試験治具への試験片固定には、割管試験片ではボルト固定法を採用し、治具組立締め付け機により締め付けトルクを一定に管理できる。丸棒試験片(全長44mm, 平行部φ4×8mm, GL 6mm)においては治具ソケットに落とし込まれた試験片を治具ごと油圧チャックすることにより、曲げモーメントを常時5%以内に抑えた低サイクル疲労試験(引張圧縮フルリバース)が可能である。常設の恒温槽は-140～450℃の加熱冷却が行える。

(3) 疲労試験技術

1) 割管試験片のチャッキング

疲労試験は、試験片の均一性、形状、加工精度、試験機の軸芯精度等々の全条件がそれぞれ十分な状況にある時、はじめて、容認されるデータを与えることが知られている。両振り疲労試験では試験荷重に対し滑りのない試験片チャッキングが求められるが、燃料被覆管より採取した、小型で剛性に乏しい割管試験片においては、チャッキングの際、試験片に生ずるひずみ(初期ひずみ)が、試験応力以上に支配的になり、チャック内での早期破断を生じる可能性が高くなる。この初期ひずみを無視できる程度に抑え、簡単なマニピュレータ操作で十分な軸芯精度の得られるチャッキング技術が試験の成否を決める重要な課題であった。開発当初、試験治具の加工精度、硬さ不足等の問題、更に治具重心の機械軸芯からのズレによる捻れが初期ひずみに含まれるなどの原因から、チャッキング法の確立には、困難を強いられたが、試験治具の重心位置修正などによる捻れの防止、ボルト締め付けに関しては、トルクレンチに加え小型ロードセルによるトルク管理の精度向上を図るなどの改良の後、以下の方法を以て最適なチャッキング条件を確立した。

①初期ひずみの影響が最も厳しくなる高サイクル疲労条件で数点試験し、「Langer-O'Donnell

のジルカロイ疲労寿命曲線」との比較によりチャッキングの有効性を確認した。応力振幅 σ_a : 約 330 ~ 170 MPa の範囲で実験を繰り返し、試験片平行部側のボルト 2 本が 39 kNm、端部側の 2 本が 103 kNm の時、負荷速度 40 Hz 条件下においても滑りのない妥当な疲労寿命が得られることが確認された。なお、負荷速度については試験荷重に対し、±1 N の荷重精度を満足させるため 40 Hz を上限とした。

②高負荷側（低サイクル疲労条件）試験で、得られる S-S 曲線からチャックの滑りを確認した。この結果、①の締め付けトルク値のまま試験可能であることが分かった。この時の σ_a は、約 500 ~ 360 MPa の範囲である。これにより、 10^2 ~ 10^7 回までの全試験範囲に適応可能な最適トルク値が求められた。

2) 機械軸芯調整

非軸対称な割管試験片の場合、曲げひずみ成分の測定は難しく、実条件下での直接的な軸芯測定は不可能であった。このため本試験機の軸芯調整には、ASTM の推奨する低サイクル疲労試験の軸芯測定法（丸棒 4 枚ひずみゲージ法）を適用することとした。この方法で上下荷重軸を完全に調整しておき、高精度に加工された試験治具を丸棒用から割管用に取り替えることで軸芯を保証する考えである。軸芯調整は、上下荷重軸の平行度、同軸度をダイヤルゲージで 2/100 mm 以下になるようアライメントアジャスターを粗調整した上で、4 枚のひずみゲージを貼り付けた検定用試験片からのひずみ出力を、常時監視しながら、独自に開発した機構である「ロードセル切替固定ボルト」の調整により、曲げ成分 5% 以下に抑えられる。ロードセルの切り替えを繰り返しても、ボルトのみ調整で比較的容易に、再現性良く軸芯が確保できることを確認した。

3) データ解析手法

試験手法検証のためのガイドラインである「Langer-O'Donnell のジルカロイ疲労寿命曲線（設計疲労曲線）」は、 10^4 オーダー以下の低サイクル側については「軸ひずみ制御疲労」で、 10^4 ~ 10^7 オーダーの高サイクル側については、「曲げ疲労」で実施されたもので、ヤング率にひずみ振幅を乗じて擬似弾性応力とする、弾性応力解析により、圧延方向、圧延直角方向試験片等を含む包括的な S-N 線図（設計曲線）が求められている。一方、割管試験片の疲労試験は「軸荷重（応力）制御完全両振り疲労」とされており、低サイクル側における弾性応力解析結果との比較には、ひずみ量の算出なしには不可能である。このため、ひずみゲージを貼り付けた試験片（ひずみゲージ貼り付け寸法確保のため平行部を 9 mm に延長した試験片を製作、正規寸法 5 mm）を用いひずみ量と、チャック間変位計出力との関係を求め、変位計出力に対する、ひずみ範囲を逆算する方法と、試験片表面に塗装を施し、負荷荷重により剥離された塗装跡からひずみ範囲を求める、2 つの方法により、上下試験治具、ボルト間寸法 15 mm が本実験系でのひずみ範囲と確認された。これにより「Langer-O'Donnell のジルカロイ疲労寿命データ」と十分一致する結果が得られた。Fig.5.4.1 に本試験により得られた S-N 線図を示す。

(4) まとめ

セル内外での、一連のコールドデータは、「Langer-O'Donnell のジルカロイ疲労寿命データ

タ」及び「原子燃料工業(株)で実施されたコールドデータ」と十分一致しており、開発した試験技術は照射材のための遠隔操作技術として有効であることが立証された。12年度は、原子燃料工業(株)より提供された、アーカイブ試験片等で、最終的な確認試験を実施する予定である。

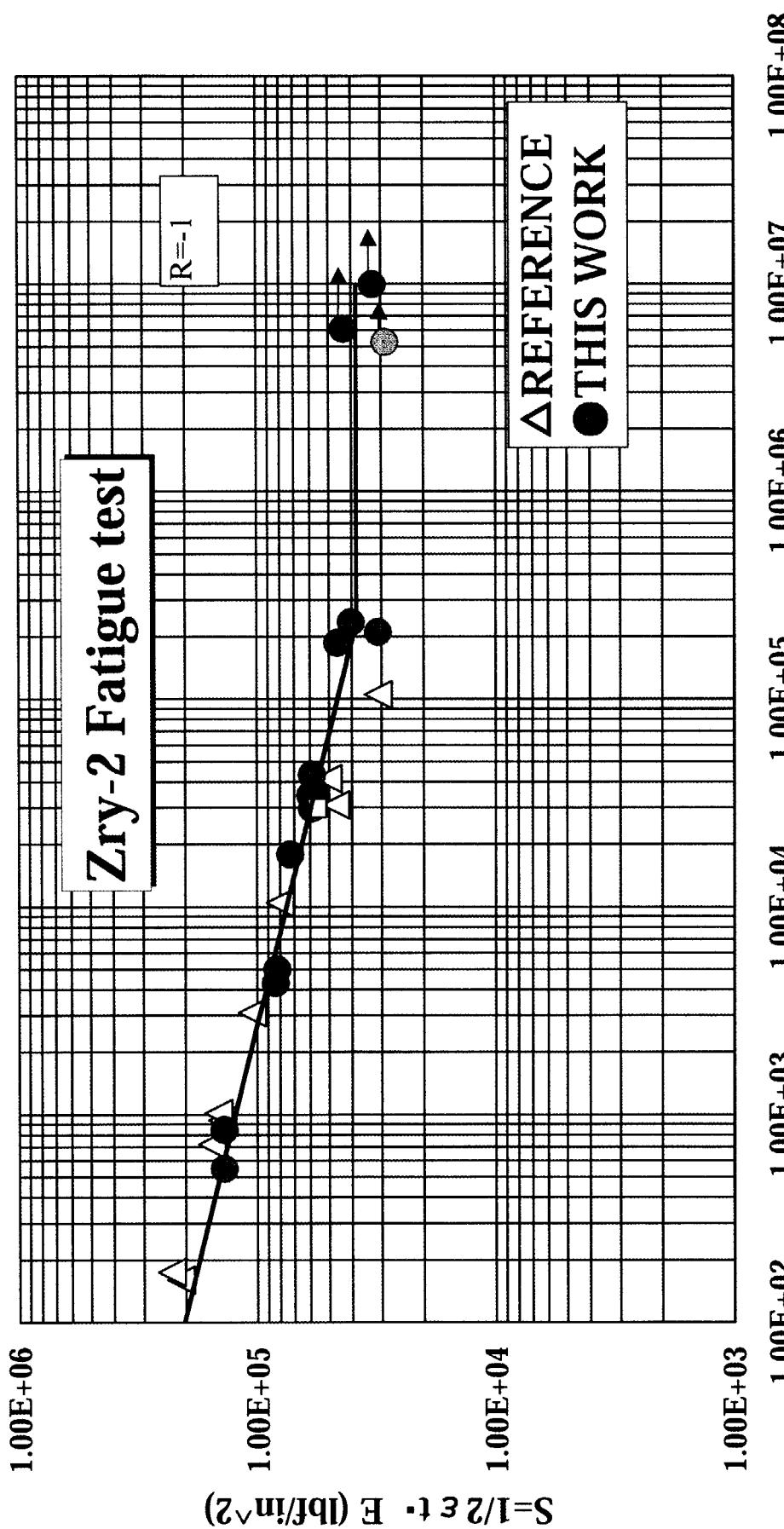


Fig.5.4.1 燃料被覆管割裂疲労試験による非照射Zry-2のS-N線図(室温)

Cycles to failure,N

6. ホット施設の合理化について

燃料試験施設、W A S T E F 及び東海ホットラボの 3 施設では、所内外の利用者の要請に応じてタイムリー、かつ、高品質なデータの提供を目指し、ホット試験を実施してきた。しかし近年では、試験ニーズの高度化や多様化による新たな利用動向への対応が必要となり、設備、施設の陳腐化・老朽化を考慮した合理化対策や研究・技術開発体制の再整備が焦眉の急となっている。

このような情勢を鑑み、ホット試験室では、平成 7 年度からホット試験施設将来構想（案）の検討に着手し、その結果を 9 年度のホット試験施設将来構想検討アドホック委員会（委員長：鴻坂、元東海研副所長）、9 年度研究評価委員会のホット試験専門部会及び 10 年度研究開発課題評価等において報告し、概ね妥当との結論を得た。

しかし、昨今の緊縮財政、平成 12 年度の省庁統廃合に伴う原研における研究テーマの見直し及び JCO 臨界事故による施設の安全性強化等により、ホット試験施設将来構想の再検討が必要となつたため、新たにホットラボの廃止措置を中心としたホット施設の合理化計画を策定した。

以下にその概要を記す。

(1) ホットラボにおける燃料 PIE を、平成 14 年度末までに停止し、(核燃料使用施設を停止、RI 使用施設のみとする) 以降の燃料 PIE¹ は既存の燃料試験施設及び WASTEF で対応する。

(2) ホットラボで継続する材料 PIE² については、全て平成 18 年度までには終了予定。また、この間に生じる新たな材料 PIE³ で廃止措置開始後も継続が必要なものは燃料試験施設及び WASTEF で対応する。

(3) 平成 15~18 年度にかけて、部分的廃止措置として、試料の処理・処分、内装機器類の除染・撤去及びセルを低レベルまで除染し、平成 18 年度末でホットラボにおける全ての PIE を停止する。19 年度以降の本格的廃止措置は、バックエンド技術部等関連部署と協議の上、進める。

*¹ : NSRR パルス照射燃料等。

*² : SINQ 照射ターゲット容器材、ITER タスク IASCC、核融合材料、軽水炉圧力容器材及び炉内構造材、等。

*³ : 核変換ターゲット材の PIE が計画されているが、燃料試験施設を RI 使用施設に改装し、燃料試験施設で対応

あとがき

ホット試験室では、平成 11 年度の「年間使用計画書」及び「年間使用実施計画書」に従い、燃料試験施設、WASTEF 及び東海ホットラボの運転をほぼ計画通り実施し、近年の照射後試験ニーズの高度化・多様化への対応、施設・設備の老朽化・陳腐化、予算・人的資源不足等の課題が顕著化してきている状況下にあって、利用者のニーズに応えるべく、各種の試験、新規装置開発、試験技術開発、施設運転・管理・保守、官庁手続き等を鋭意実施し、利用者に有用なデータを提供した。

本年度は、ホット試験室が科学技術庁から受託した「高燃焼度燃料照射後試験設備整備」の最終年度として高分解能走査型電子顕微鏡の製作・設置を進めたが、本特会受託において、10 年間にわたり計画的に各々特色のある 7 装置、即ち、ペレット熱伝導率測定装置、超微少硬度計、ペレット融点測定装置、イオンマイクロアナライザ、ペレット熱容量測定装置、精密密度測定装置及び高分解能走査型電子顕微鏡を製作・整備した。これまでに、これらの装置を用い、照射済燃料・材料の詳細な観察・分析及び物性測定評価を可能にして国の信頼性実証試験及び健全性確認試験並びに原研の安全性研究に多大な貢献をしてきた。今後もこれらの装置を有効に活用し有用かつ貴重なデータの取得に努めていきたい。

また、「ホット試験施設将来構想」計画については、実現に向けての具体的検討の結果、厳しい予算状況等を勘案し、基本的には「ホット試験施設将来構想」に基づくが、多額な予算措置を伴わない「ホット試験施設の合理化」計画とした。「ホット試験施設の合理化」は、施設、維持・管理費、人員等の効率的運用及び施設の安全確保を図ることを目指し、ホットラボの廃止措置を中心とした計画である。具体的には、ホットラボにおける燃料 PIE を平成 14 年度末までに停止し、19 年度以降ホットラボの本格的廃止措置を開始する、一方、材料 PIE は 19 年度以降の本格的廃止措置(18 年度末)までの間ホットラボにおいて引き続き実施することとした。関係各位のご理解・ご指導・ご協力等を切にお願いしたい。

本年度は、既述のように、各施設とも何らのトラブルもなく運転・保守・管理等を行うとともに、当初計画した試験をほぼ 100% 達成できたことは、保健物理部、技術部、バックエンド技術部等の関係者の労によるところが多く、関係各位に深く感謝の意を表する。

本報告書が、今後の照射後試験等を計画・実施する上で、利用者等の手引きとして参考になれば幸甚である。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が執筆し、ホット試験室年報編集委員会のメンバーによって編集されたものであるが、本報告書作成に御協力頂いた他の関係各位に謝意を表す。

ホット試験室次長 新藤 雅美

ホット試験室年報編集委員

委員長	天野 英俊	(ホット試験技術課)
	西野 泰治	(ホット試験技術課)
	関田 憲昭	(ホット試験技術課)
	市村 隆	(ホット試験業務課)
	金沢 浩之	(実用燃料試験課)
	吉川 静雄	(W A S T E F 課)
	大枝 悅郎	(ホットラボ課)

付録1. 官庁許認可申請一覧

1. 核燃料物質使用に係る許認可申請

1.1 核燃料物質の変更許可申請

施設名	申請年月日	件名	許可年月日
燃料試験施設	H12. 4. 19 (平成11年度案件)	高分解能走査型電子顕微鏡の新設及びプール水中貯蔵ラックの燃料集合体の貯蔵管理の変更に係る変更申請	H12. 5. 15

1.2 施設検査申請

施設名	申請年月日	件名	合格年月日
燃料試験施設	H11. 5. 14	ペレット熱容量測定装置及び精密密度測定装置の新設（施設検査：H11. 6. 18）	H11. 7. 23
廃棄物安全試験施設	H11. 7. 28	照射腐食試験装置の新設 (施設検査：H11. 8. 30)	H11. 11. 1
ホットラボ施設	H11. 12. 27	排水設備の排水管の更新 (施設検査：H12. 3. 23)	H12. 5. 1

1.3 保安規定の認可変更申請

施設名	申請年月日	件名	認可年月日
廃棄物安全試験 施設	H11. 9. 3	年間予定使用量の種類及び貯蔵制限量の種類の変更（高レベル放射性廃液の取りやめのため）	H11. 10. 29

2. 放射性同位元素使用に係る許認可申請

2.1 放射性同位元素の変更許可申請

本年度のホット試験室としての申請案件はない。

2.2 施設検査申請

本年度のホット試験室としての申請案件はない。

2.3 放射線障害予防規定の変更届出

施設名	届出年月日	件名
廃棄物安全試験 施設	H11. 7. 7	室内間仕切の撤去及び廃棄物保管場所の整理等に伴う 管理区域図の変更

3. 核燃料物質等運搬に係る許認可申請

3.1 輸送容器の許認可変更申請

本年度のホット試験室としての申請案件はない。

3.2 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。

4. 所内安全審査受審

4.1 原子炉等安全審査委員会

本年度の受審はない。

4.2 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	H11. 9. 10	高分解能走査型電子顕微鏡の新設について
廃棄物安全試験施設	H12. 2. 7	TRUを含む窒化物に関する試験、RI・研究所等廃棄物溶融固化体の性能評価に関する試験、再処理施設新材料耐食安全性実証試験及び内装試験機器の設置工事、解体・撤去に係る安全性について

5. その他

5.1 関連法令の改正

J C O 事故に鑑み、関連法令の改正が以下のとおり行われた。

5.1.1 労働安全衛生規則及び電離放射線障害防止規則の一部改正

交付日：平成 11 年 11 月 30 日

施行日：平成 12 年 1 月 30 日

5.1.2 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律の一部改正

交付日：平成 11 年 12 月 17 日

施行日：平成 12 年 7 月 1 日

5.1.3 原子力災害対策特別措置法（新法）

交付日：平成 11 年 12 月 17 日

施行日：平成 12 年 7 月 1 日

付録2 安全衛生関係

平成11年度、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)に係る安全衛生管理は、東海研究所長通達の「平成11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11年度部安全衛生管理実施計画」を策定し、これに基づき実施した。

以下に、保安管理室に報告した「平成11年度部安全衛生管理実施記録」に従い、実施の概況について記す。

1. 作業安全の確保

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

一般安全関係の検査等については、産業医による巡視が、燃料試験施設(6月25日)及び廃棄物安全試験施設(9月24日)を対象に実施されたが、特別な指摘は無かった。

また、FCAのセミホット・ラボ内フードにおけるボヤの教訓を踏まえ、安全確保の徹底を図るため、燃料試験施設、廃棄物安全試験施設及びホットラボにおける作業状況及び職場の環境状況等のチェックを含めた総合安全点検を実施した。

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16日、17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。また、ホット試験室の3施設における施設・設備等については、毎月各課の安全衛生パトロールを実施すると共に、第1四半期(5月)、夏期(7月)、第3四半期(10月)、年末(12月)及び第4四半期(2月)において部長安全衛生パトロールを実施し、徹底した安全確保を図った。

3. 防災対策の強化

「火元責任者」の見直しを隨時行うとともに、日常点検、安全パトロール及び会議等で防火管理の徹底を図った。

また、不慮の事態の発生に備える面から非常時を想定した人員掌握訓練、夜間時の通報連絡訓練、避難・招集訓練、3施設合同の総合訓練及び各自の実演による消火訓練を実施した。

4. 教育訓練の充実

関係法規等に基づく保安教育訓練の実施状況は、別表のとおりである。また、所内外の講習会には積極的に参加し、床上操作式クレーン運転、玉掛技能者、アーク溶接作業者の技能講習修了証等を取得すると共に、有機溶剤作業主任者で新たな資格取得者が誕生した。

5. 安全衛生会議の開催

安全衛生会議を次のとおり実施した。

(1) 部安全衛生会議

第1回 4月13日、第2回 4月10日、第3回 7月 8日、第4回10月 6日、第5回12月 9日、
第6回 3月28日

(2) 課安全衛生会議

各課毎に毎月 1 回実施した。

(3) ホットラボ建家安全衛生連絡協議会

第1回 4月13日、第2回 5月10日、第3回 7月 8日、第4回10月 6日、第5回12月 9日、
第6回 3月28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) 第1四半期部長パトロール

- ・ 5月21日（燃料試験施設）
- ・ 5月24日（廃棄物安全試験施設、ホットラボ）

(2) 夏期部長パトロール

7月14日（燃料試験施設、廃棄物安全試験施設、ホットラボ）

(3) 第3四半期部長パトロール

- ・ 10月18日（廃棄物安全試験施設）
- ・ 10月19日（燃料試験施設、ホットラボ）

(4) 年末部長パトロール

12月14日（燃料試験施設、廃棄物安全試験施設、ホットラボ）

(5) 第4四半期部長パトロール

- ・ 2月17日（燃料試験施設）
- ・ 2月22日（廃棄物安全試験施設）
- ・ 2月16日（ホットラボ）

(6) 課長パトロール

各課毎に毎月 1 回実施した。

(7) その他の安全確認点検

12月28日 室長・次長による保全状況の点検確認

平成11年度におけるホット試験室の燃料試験施設、廃棄物安全試験施設及びホットラボに係る安全確保については、関係者の地道な努力と不断の注意力で全員参加の安全活動によって「無事故」「無災害」の結果を成し得たものである。

本年度9月末にはJCOにおいて臨界事故が発生した。ホット試験室においては、この事故を他山の石と共に、今後も気を引き締めて安全維持の再確認の見地からも、より以上の安全意識の高揚と安全確保に対する努力で、安全強化策を推進したい。

別表

平成11年度 保安教育訓練実施日一覧

数字は実施日を示す。

項目	実施月	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3
1. 原子炉等規制法に基づく保安教育訓練	1,6,7,14 15,16,19 20,21,27 28	10,14,17 19,21,25 26,27,28 31	4,7,9,11 14,16,18 21,28,30	1,12,13,16 21,23,26 27,30	2,3,4,9,10 12,13,14 15,16,17 18,20,23	1,16,20,22 24,29	1,8,19,20 21,22,25 26,27,29	1,8,10,15 16,17,19 22,24,25 29,30	13,15,17 20	6,13,17,18 20,21,24 31	1,7,9,10 14,16,17 21,23,25 29	1,2,7,13 14,15,16 21,22,27 28,30	
2. 放射線障害防止法に基づく保安教育訓練	1,6,7,14 15,19,20 21,27	11,19,25 26,27	4,7,8,9,14 16,21,23 26,27	1,6,12,13 12,13,14 15,16,18 23,27	2,3,4,9,10 12,13,14 15,16,18	1,16,20,22 24	1,8,19,20 21,22,25 26,27,29	1,8,10,15 16,17,22 24,25,30	13,15	6,13,17,18 19,20,21 31	1,7,9,10 14,16,17 21,23,29	1,2,6,7,13 15,16,21 22,27,28 30	
3. 高圧ガス取締法に基づく保安教育訓練													
4. 消防法に基づく保安教育訓練		27				1	21,26,27					2	
5. 電気事業法に基づく保安教育訓練													
6. 東海研防護活動要領に基づく保安教育訓練		27				1	21,27					2	
7. 労働安全衛生法に基づく保安教育訓練	1,6,7,14 19,20	10,17,25 26	4,7,9,14 16,21	1,12,13,16 21,26,27	2,3,4,9,10 17,27	16,20,22 24	1,8,19,20 22,25,29	1,8,10,15 16,22,24 25,29	13,17,20 31	6,13,17,18 19,20,24 31	1,7,9,14 16,18,21 23,25,29	2,6,7,13 16,21,27 30	
8. 資格取得に係る講習会								4,5,17,18 19	9,15,16,17 19	20,21,23 25,26,27 28	25,26		
9. その他の教育訓練	1,6,7,14 19,20,21	10,17,19 25,26,27	4,7,9,14 16,21,28	1,12,13,16 21,26,27	2,4,9,10 12,13,14 15,16,17 18,23,27	1,16,20,22 24	8,17,19,20 22,25,27 29	1,8,10,15 16,17,22 24,25,29	13,15,20	11,17,18 19,26	16,18,21 25	1,6,13,15 17,22	
10. 新人・異動職員等の安全教育	7,14,15,19 20						7,8						
11. 勤務時間外通報訓練	27						27						
12. 避難・招集訓練							1						
13. 消火訓練							21						
14. 総合訓練												2	

付録3 研究成果一覧

1) 研究成果の発表等

研究テーマ等	年月日	題 目	発 表 者	発表箇所
照射後試験及びWASTEF試験に関する技術開発 (552-3)	11. 8	Development and Application of PIE Apparatuses in Tokai Hot Cell Facilities, Proceeding of the Sixth Asian Symposium on Research Reactors, ASRR-VI	天野 英俊 古平 恒夫 助川 友英	JAERI-Conf 99-006
	11. 9	Development and Application of PIE Apparatus for High-burnup LWR Fuels, Proceeding of the 3rd JAERI-KAERI Joint Seminar on the Post Irradiation Examination Technology	原田 克也 三田 尚亮 西野 泰治 天野 英俊	JAERI-Conf 99-009
	11. 5	Current Status of PIE Technique for Evaluation of Irradiated LWR Fuel Performance	天野 英俊 原田 克也 他	Enlarged Halden Program Group Meeting, (Loen/Norway)
	12. 3	中性子ラジオグラフィによる照射済燃料・材料の非破壊試験法の開発－適用可能性の調査・検討－	安田 良 仲田 祐仁 他	JAERI-Tech 2000-030
	12. 3	高燃焼度燃料ペレット融点測定装置の開発	原田 克也 西野 泰治 天野 英俊 他	JAERI-Tech 2000-031
	12. 3	平成10年度高燃焼度燃料照射後試験設備整備 成果報告書	ホット試験技術課	科学技術庁 特会受託
	12. 3	高燃焼度燃料照射後試験設備整備 最終報告書	ホット試験技術課	科学技術庁 特会受託

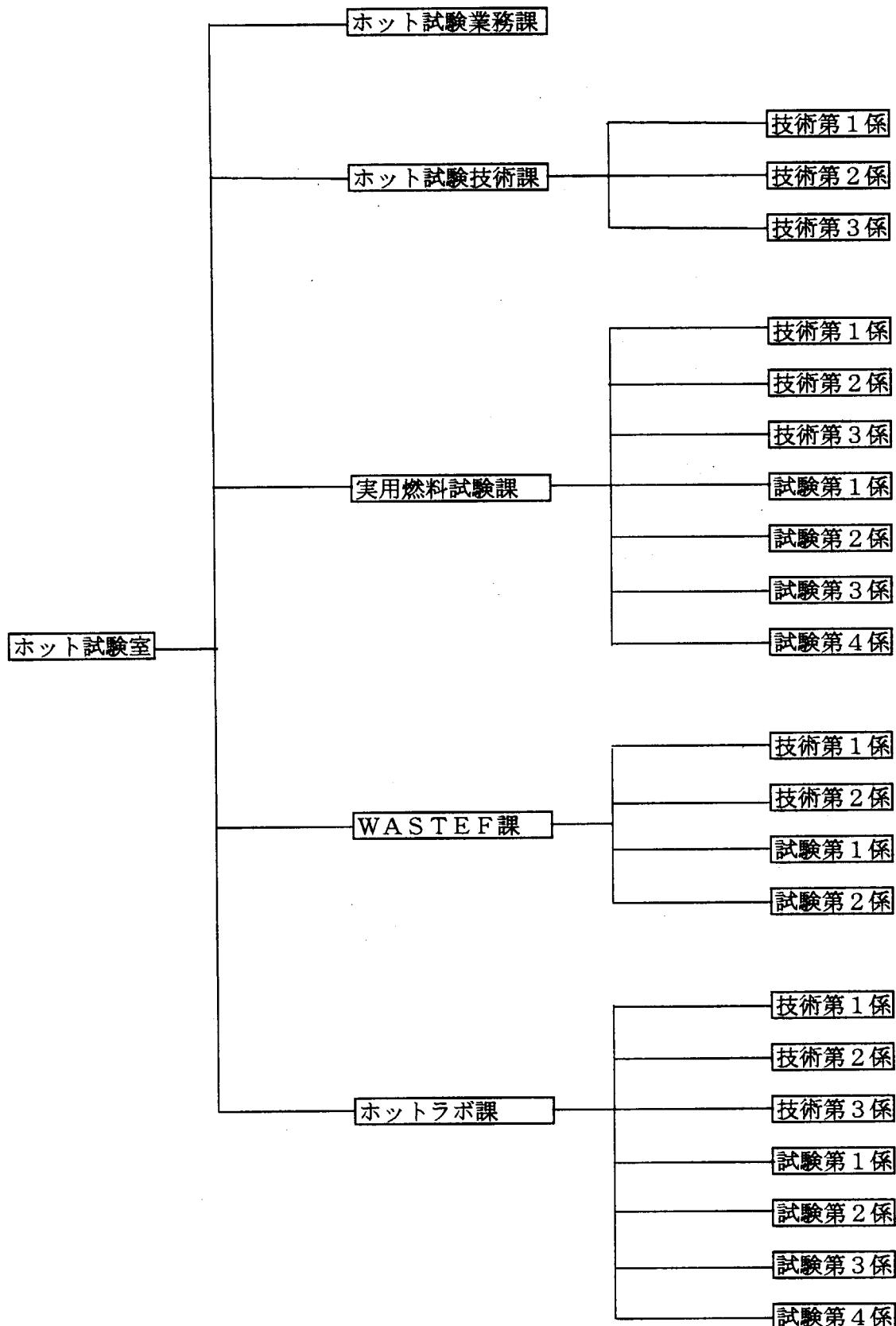
研究テーマ等	年月日	題 目	発 表 者	発表箇所
照射後試験及びWASTEFの計画管理 (552-1)	11. 9	Present Status of PIEs in the Department of Hot Laboratory, Proceeding of the 3rd JAERI-KAERI Joint Seminar on the Post Irradiation Examination Technology	古平 恒夫 天野 英俊 他	JAERI-Conf 99-009
	11.11	ホット試験室 - 施設の運転と技術開発 平成 10 年	ホット試験室	JAERI-Review 99-026
	12. 3.29	東海発電所用燃料のモニタリング(1); 計画及び成果	長嶺 徹 (日本原子力発電株式会社) 天野 英俊 他	日本原子力学会 2000 年春の年会
	12. 3.29	東海発電所用燃料のモニタリング(2); 照射後試験結果	石川 明義 天野 英俊 他	日本原子力学会 2000 年春の年会
	12. 3	JMTR 照射混合窒化物燃料における アクチノイド及び核分裂生成物の挙動(88F-5A キャップセル)	岩井 孝 (工部 ギ・システム研究部) 関田 憲昭 他	JAERI-Research 2000-009
	12. 3	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 (89F-3A キャップセル)	岩井 孝 (工部 ギ・システム研究部) 関田 憲昭 他	JAERI-Research 2000-010
燃料試験施設の運転管理 (553-2)	11.9.12	マグネシウム添加UO ₂ 燃料の高燃焼度照射挙動Ⅱ	白鳥 徹雄 (工部 ギ・システム研究部) 長島 久雄 小野沢 淳 他	日本原子力学会 1999年秋の大会
	11.11	Density, Porosity and Grain Size,(I) Unirradiated ROX Fuels	柳澤 和章 (高橋 研究室長付・主任研究員) 金沢 浩之 他	Journal of Nuclear Science and Technology, Vol.36

研究テーマ等	年月日	題 目	発 表 者	発表箇所
燃料試験施設 の運転管理 (続き)	11.12	Density,Porosity and Grain Size,(II) Irradiated ROX Fuels to Burn-up of 28 % FIMA	柳澤 和章 (高崎 研究所長付・主任研究員) 金沢 浩之 他	Journal of Nuclear Science and Technology, Vol.36
	12.3.28	照射済燃料からの放射性物質放出(VE GA)実験計画の概要	日高 昭秀 (原子 炉安全工学部) 小野 勝人 二瓶 康夫 他	日本原子力学会 2000年春の大会
	12.3.28	照射済ガドリニア入り燃料の熱拡散 率	中村 仁一 (原子 炉安全工学部) 鴨志田邦明 長島 久雄 大和田 功 他	日本原子力学会 2000年春の年会
	12.3.28	高燃焼度燃料からの 2,500 °Cでの FP 放出(VEGA-1 実験)	中村 武彦 (原子 炉安全工学部) 高橋五志生 串田 輝雄 他	日本原子力学会 2000年春の大会
	12.3.28	U-ROX 燃料の照射後試験(1)	藏本 賢一 (エネ ルギー・システム研究部) 花田也寸志 市瀬 健一 他	日本原子力学会 2000年春の大会
	12.3.28	パルス照射済み岩石型燃料の EPMA 試験	鴨志田邦明 木村 康彦 長島 久雄 他	日本原子力学会 2000年春の大会
	12.3.28	Pu の地衣類 (ウメノキゴケ) への吸 着	大貫 敏彦 (環境 科学研究所) 木村 康彦 他	日本原子力学会 2000年春の大会

研究テーマ等	年月日	題 目	発 表 者	発表箇所
燃料試験施設の運転管理 (続き)	12.3	JMTR 照射混合窒化物燃料におけるアクチノイド及び核分裂生成物の挙動 (88F-5A キャプセル)	岩井 孝 (エレキシスシステム研究部) 木村 康彦 金井塚文雄 他	JAERI-Research 2000-009
	12.3	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 (89F-3A キャプセル)	岩井 孝 (エレキシスシステム研究部) 木村 康彦 長島 久雄 他	JAERI-Research 2000-010
WASTEF の運転管理 (554-1)	11.8.30	Synthesis of Americium Mononitride by Carbothermic Reductoin Method	高野 公秀 (物質科学研究部) 岡本 久人 他	Global'99
	11.12	処分環境下における高レベル放射性廃棄物固化体の長期浸出挙動に関する研究	馬場 恒孝 (環境科学研究部) 吉川 静雄 他	原研施設利用共同研究成果報告書
	12.3.29	炭素熱還元法による(Cm,Pu)混合窒化物の調製	高野 公秀 (物質科学研究部) 沼田 正美 他	日本原子力学会 2000 年春の大会
	12. 3	Migration of Plutonium in a Simulated Engineered Barrier System Consisting of Waste Glass and Compacted Bentonite	前田 敏克 (燃料サイクル安全工学部) 吉川 静雄 他	Nuclear Waste Management Vol.556(1999)
ホットラボ の運転管理 (555-1)	11. 5.29	Current Status of PIE Techniques for Evaluation of Irradiated LWR Fuel Performance	天野 英俊 (ホット試験技術課) 西 雅裕 木崎 實 他	Enlarged Halden Program Group Meeting, (Loen/Norway)
	11. 9.12	炭素複合材料の照射誘起寸法変化	馬場 信一 (核熱利用研究部) 関野 甫 他	日本原子力学会 1999 年秋の大会

研究テーマ等	年月日	題 目	発 表 者	発表箇所
ホットラボ の運転管理 (続き)	11.9.12	マグネシウム添加UO ₂ 燃料の高燃焼度照射挙動Ⅱ	白鳥 徹雄 (I リキ' - システム研究部) 石川 明義 富田 健他	日本原子力学会 1999年秋の大会
	11. 11.26	炭素系/SiC系複合材料の照射誘起寸法変化及び熱膨張係数	馬場 信一 (燃 料利用研究部) 関野 甫他	日本学術振興会 炭素材料第117 委員会
	12. 3.29	照射後加熱試験による高温工学試験 研究炉初装荷燃料の健全性確認試験	角田 淳 (HTT R 研究炉開発部) 高野 利夫 関野 甫他	日本原子力学会 2000年春の大会
	12. 3.29	放射化材料機械強度試験片加工技術 の開発	宮田 精一 木崎 實 松本征一郎	日本原子力学会 2000年春の大会
	12. 3.29	東海発電所用燃料のモニタリング (1) 計画及び成果	長峰 徹 (日本原 子力発電株式会社) 松本征一郎 他	日本原子力学会 2000年春の大会
	12. 3.29	東海発電所用燃料のモニタリング (2) 照射後試験結果	石川 明義 富田 健 大枝 悅郎 松本征一郎 他	日本原子力学会 2000年春の大会

付録4 ホット試験室の組織



付録 5

J C O 臨界事故支援者

氏名	業務内容
古平 恒夫	防護活動本部対応、国関係・来訪者対応
金井塙文雄	防護資材準備の待機、遮へい体運搬準備、STA電話相談窓口
天野 英俊	STA電話相談窓口
松本征一郎	防護活動本部対応、STA電話相談窓口
伊藤 忠春	STA電話相談窓口
薫谷 兵太	STA電話相談窓口
金沢 浩之	STA電話相談窓口、防護器材の準備・待機
園部 清美	防護活動本部対応
三瓶 真一	防護器材の準備・待機
串田 輝雄	防護器材の準備・待機

付録6 臨界管理に係わる立ち入り検査

1. 燃料試験施設

1) 日本原子力研究所核燃料物質使用施設に係る立ち入り検査

H11.10.12～13

検査官 喜多 俊清 (原子炉規制課原子炉検査室長)

対応者 古平、金井塚

概況説明

施設内巡視による検査

質疑応答

講評

2) 労働省立ち入り検査

H11.10.19

検査官 立原 新 (労働省)

辻 知之 (茨城県労働基準局)

対応者 金井塚、宮内、早坂

概況説明

施設内巡視による検査

質疑応答

講評

3) 原子力施設の安全対策等に係る総点検 (茨城県)

H11.10～H12.5 (総点検結果報告書等作成)

H12.1.13 (ヒアリング)

検査官 江幡 一弘 (茨城県生活環境部原子力安全対策課)

青柳 良郎 (日本原子力発電(株))

対応者 金澤

概況説明

質疑応答

4) その他 (報告書作成)

- ・核燃料物質使用施設等の設備・機器等の設置状況等の調査 (科技庁)
- ・燃料試験施設における燃料集合体の臨界管理について (東海研究所)

2. 廃棄物安全試験施設

1) 日本原子力研究所核燃料物質使用施設に係る立ち入り検査

H11.10.12～13

検査官 喜多 俊清 (原子炉規制課原子炉検査室長)

対応者 古平、伊藤

概況説明

施設内巡視による検査

質疑応答

講評

2) 原子力施設の安全対策等に係る総点検 (茨城県)

H11.10～H12.5 (総点検結果報告書等作成)

H12.1.13 (ヒアリング)

検査官 江幡 一弘 (茨城県生活環境部原子力安全対策課)

青柳 良郎 (日本原子力発電(株))

対応者 新藤、吉川、糸永

概況説明

質疑応答

4) その他 (報告書作成)

- ・核燃料物質使用施設等の設備・機器等の設置状況等の調査 (科技庁)

3. ホットラボ

1) 核燃料物質使用施設に係わる立ち入り検査

- (1) 実施日：平成11年10月12日
- (2) 検査官：宮脇 豊 技官（科学技術庁）
- (3) 対応者：松本、藁谷、近藤（放管）、荻原（施設）、他
三村（保安管理室）、鈴木（安全管理室）
- (4) 内容：
 - ・ホットラボの概要説明
 - ・臨界管理を含む核燃料の取り扱いについての質疑応答

2) 原子力施設の安全対策等に係わる総点検（茨城県）

- (1) 平成11年10月～12月（総点検結果報告書等作成）
- (2) ヒアリング
 - 1) 実施日：平成12年1月13日
 - 2) 検査官：江幡 一弘（茨城県）
青柳 良郎（日本原子力発電）
 - 3) 対応者：藁谷
 - 4) 内容：
 - ・概況説明
 - ・質疑応答

3) その他（報告書作成）

- ・核燃料物質使用施設等の設備・機器等の設置状況等の調査（科学技術庁）

ホット試験室年報執筆者一覧

まえがき ----- 古平 恒夫（ホット試験室長）

1. 概 要

- | | |
|---------------------|-----------------|
| 1.1 ホット試験室の概要 ----- | 天野 英俊（ホット試験技術課） |
| 1.2 施設の運転管理 ----- | 関田 憲昭（ " " ） |
| 1.3 技術開発 ----- | 仲田 祐仁（ " " ） |

2. 燃料試験施設の運転管理

- | | |
|-------------------|-----------------|
| 2.1 運転・利用状況 ----- | 三瓶 真一（実用燃料試験課） |
| 2.2 保守・整備状況 ----- | 鯉淵 薫（ " " ） |
| 2.3 放射線管理状況 ----- | 吉田 菊夫（放射線管理第2課） |

3. W A S T E F の運転管理

- | | |
|-------------------|----------------------|
| 3.1 運転・利用状況 ----- | 糸永 文雄（W A S T E F 課） |
| 3.2 保守・整備状況 ----- | 糸永 文雄（ " " ） |
| 3.3 放射線管理状況 ----- | 富居 博行（放射線管理第2課） |

4. ホットラボの運転管理

- | | |
|-------------------|-----------------|
| 4.1 運転・利用状況 ----- | 飯田 省三（ホットラボ課） |
| 4.2 保守・整備状況 ----- | 飯田 省三（ " " ） |
| 4.3 放射線管理状況 ----- | 近藤 吉男（放射線管理第1課） |

5. 試験技術開発

5.1 ホット試験技術課

- | |
|---|
| 5.1.1 高分解能走査型電子顕微鏡の開発 -- 安田 良、原田 克也（ホット試験技術課） |
| 5.1.2 中性子ラジオグラフィを用いた照射済燃料の非破壊検査法の開発 ----- 安田 良、仲田 祐仁（ " " ） |
| 5.1.3 照射済燃料ペレットの融点測定 ----- 原田 克也、仲田 祐仁（ " " ） |

5.2 実用燃料試験課

- | |
|--|
| 5.2.1 リング引張試料調整装置類の開発 --- 鈴木 和博、串田 輝雄（実用燃料試験課） |
| 5.2.2 改良アウトガス分析装置の開発 ----- 畠山 祐一、串田 輝雄（ " " ） |
| 5.2.3 核燃料物質計量管理のオンライン化 -- 小野澤 淳、串田 輝雄（ " " ） |

5.3 W A S T E F 課

5.3.1 T R U 窒化物不純物分析装置の整備 ----- 沼田 正美 (W A S T E F 課)

5.3.2 炭素 1 4 分離技術の開発 ----- 岡本 久人 (")

5.4 ホットラボ課

5.4.1 放射化鋼材加工技術開発 ----- 宮田 清一 (ホットラボ課)

5.4.2 照射後疲労試験技術の開発 ----- 宇佐美 浩二 (ホットラボ課)

6. ホット施設の合理化について ----- 天野 英俊 (ホット試験技術課)

あとがき ----- 新藤 雅美 (ホット試験室次長)

付 錄

付録 1 官庁許認可申請一覧 ----- 須藤 健次 (ホット試験技術課)

" ----- 串田 輝雄 (実用燃料試験課)

付録 2 安全衛生関係 ----- 角 重雄 (ホット試験室)

付録 3 研究成果一覧 ----- 松川 裕子 (ホット試験業務課)

付録 4 ホット試験室の組織 ----- 松川 裕子 (")

付録 5 J C O 臨界事故支援者 ----- 松川 裕子 (")

付録 6 臨界管理に係わる立入検査 ----- 金沢 浩之 (実用燃料試験課)

" ----- 吉川 静雄 (W A S T E F 課)

" ----- 大枝 悅郎 (ホットラボ課)

This is a blank page.

国際単位系(SI)と換算表

表1 SI基本単位および補助単位

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

表3 固有の名称をもつSI組立単位

量	名称	記号	他のSI単位による表現
周波数	ヘルツ	Hz	s^{-1}
圧力、応力	ニュートン	N	$m \cdot kg/s^2$
エネルギー、仕事、熱量	パスカル	Pa	N/m^2
功率、放射束	ジュール	J	$N \cdot m$
電気量、電荷	ワット	W	J/s
電位、電圧、起電力	クーロン	C	$A \cdot s$
静電容量	ボルト	V	W/A
電気抵抗	アーチム	Ω	V/A
コンダクタンス	ジーメンス	S	A/V
磁束	ウェーバ	Wb	$V \cdot s$
磁束密度	テスラ	T	Wb/m^2
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A
セルシウス温度	セルシウス度	°C	
光束度	ルーメン	lm	$cd \cdot sr$
照度	ルクス	lx	lm/m^2
放射能	ベクレル	Bq	s^{-1}
吸収線量	グレイ	Gy	J/kg
線量等量	シーベルト	Sv	J/kg

表2 SIと併用される単位

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

$$1 \text{ eV} = 1.60218 \times 10^{-19} \text{ J}$$

$$1 \text{ u} = 1.66054 \times 10^{-27} \text{ kg}$$

表5 SI接頭語

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

(注)

- 表1～5は「国際単位系」第5版、国際度量衡局1985年刊行による。ただし、1eVおよび1uの値はCODATAの1986年推奨値によった。
- 表4には海里、ノット、アール、ヘクタールも含まれているが日常の単位なのでここでは省略した。
- barは、JISでは流体の圧力を表わす場合に限り表2のカテゴリーに分類されている。
- EC閣僚理事会指令ではbar、barnおよび「血圧の単位」mmHgを表2のカテゴリーに入れている。

換 算 表

力	N($=10^5$ dyn)	kgf	lbf
1	0.101972	0.224809	
9.80665	1	2.20462	
4.44822	0.453592	1	

$$\text{粘度 } 1 \text{ Pa} \cdot \text{s} (\text{N} \cdot \text{s}/\text{m}^2) = 10 \text{ P(ボアズ)}(\text{g}/(\text{cm} \cdot \text{s}))$$

$$\text{動粘度 } 1 \text{ m}^2/\text{s} = 10^3 \text{ St(ストークス)}(\text{cm}^2/\text{s})$$

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

エネルギー・仕事・熱量	J($=10^7$ erg)	kgf·m	kW·h	cal(計量法)	Btu	ft·lbf	eV	1 cal = 4.18605J (計量法)
1	0.101972	2.77778×10^{-7}	0.238889	9.47813×10^{-4}	0.737562	6.24150×10^{-8}		$= 4.184J$ (熱化学)
9.80665	1	2.72407×10^{-6}	2.34270	9.29487×10^{-3}	7.23301	6.12082×10^{-9}		$= 4.1855J$ (15°C)
3.6×10^6	3.67098×10^5	1	8.59999×10^5	3412.13	2.65522×10^6	2.24694×10^{25}		$= 4.1868J$ (国際蒸気表)
4.18605	0.426858	1.16279×10^{-6}	1	3.96759×10^{-3}	3.08747	2.61272×10^{19}		仕事率 1 PS(仮馬力)
1055.06	107.586	2.93072×10^{-4}	252.042	1	778.172	6.58515×10^{21}		$= 75 \text{ kgf} \cdot \text{m/s}$
1.35582	0.138255	3.76616×10^{-7}	0.323890	1.28506×10^{-3}	1	8.46233×10^{18}		$= 735.499W$
1.60218×10^{16}	1.63377×10^{20}	4.45050×10^{20}	3.82743×10^{20}	1.51857×10^{22}	1.18171×10^{19}	1		

放射能	Bq	Ci
1	2.70270×10^{11}	
3.7×10^{10}	1	

吸収線量	Gy	rad
1	100	
0.01	1	

照射線量	C/kg	R
1	3876	
2.58×10^{-4}	1	

線量当量	Sv	rem
1	100	
0.01	1	

(86年12月26日現在)

木製試験室施設の運転と技術開発（平成11年度）