



JP0150898

JAERI-Review

2001-044



ホット試験室  
施設の運転と技術開発  
(平成12年度)



2001年12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。  
入手の問い合わせは、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, 2001

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 12 年度)

日本原子力研究所東海研究所  
ホット試験室

(2001 年 10 月 26 日受理)

本報告書は、平成 12 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(照射後試験後の集合体再組立)を継続実施するとともに、東京電力・福島第 2 発電所 1 号機で 3 サイクル照射された BWR 燃料集合体について非破壊の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ため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 U-R O X の照射後試験、及び混合炭窒化物燃料の照射後試験等を実施した。

WASTEF では、陸域における放射性核種の移行挙動等に関する研究、バリア性能研究、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、軽水炉用圧力容器鋼材、核融合炉用材料等について各種の照射後試験を計画どおり実施した。

Annual Report on Operation, Utilization and Technical  
Development of Hot Laboratories  
(From April 1, 2000 to March 31, 2001)

Department of Hot Laboratories

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

(Received October 26, 2001)

This report describes activities, in the fiscal year 2000, 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 been continued. Also, non-destructive tests on a BWR fuel assembly irradiated in the Fukushima-2 unit 1 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 post irradiation examinations (PIEs) have been performed for the pulse-irradiated fuel rods, Rock-like OXide fuel(ROX) samples irradiated in the JRR-3M and mixed carbonitride fuel samples irradiated in the JOYO.

In the WASTEF, migration tests on the radioactive nuclides for terrestrial environment, leaching tests for evaluation of barrier performance and characterization on irradiated ROX fuels 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 transuraniuns (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, LWR pressure vessel materials and a candidate material for the first wall of nuclear fusion reactor irradiated in research and test reactors.

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	20
2.1 運転・利用状況	20
2.2 保守・整備状況	22
2.3 放射線管理状況	23
3. W A S T E F の運転管理	31
3.1 運転・利用状況	31
3.2 保守・整備状況	32
3.3 放射線管理状況	34
3.4 W A S T E F におけるガラス固化体試験終了措置	35
4. ホットラボの運転管理	45
4.1 運転・利用状況	45
4.2 保守・整備状況	47
4.3 放射線管理状況	48
5. 試験技術開発	61
5.1 ホット試験技術課	61
5.1.1 中性子ラジオグラフィによる照射済燃料の非破壊試験法の開発	61
5.2 実用燃料試験課	66
5.2.1 微小試料密度測定装置の開発	66
5.3 W A S T E F 課	71
5.3.1 $\alpha$ 液体廃棄物処理技術の開発	71
5.4 ホットラボ課	74
5.4.1 コンクリート圧縮強度試験技術の開発	74
5.4.2 I A S C C / S S R T 試験装置の整備	77
あとがき	80

## 付 錄

付録 1 官庁許認可申請一覧	81
付録 2 安全衛生関係	84
付録 3 研究成果一覧	87
付録 4 表彰	91
付録 5 ホット試験室における国際協力	92
付録 6 ホット試験室の組織	93

## 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 .....	20
2.1 Operation and Utilization .....	20
2.2 Maintenance .....	22
2.3 Radiation Monitoring.....	23
3. Operation and Management of Waste Safety Testing Facility .....	31
3.1 Operation and Utilization .....	31
3.2 Maintenance .....	32
3.3 Radiation Monitoring.....	34
3.4 Reconstruction after Test on Glass Waste Forms in WASTEF.....	35
4. Operation and Management of Research Hot Laboratory .....	45
4.1 Operation and Utilization .....	45
4.2 Maintenance .....	47
4.3 Radiation Monitoring.....	48
5. Research and Development on Post-irradiation Examination Techniques.....	61
5.1 Hot Engineering Division.....	61
5.1.1 Development of Advanced Neutron Radiography for Inspection on Irradiated Fuels and Materials.....	61
5.2 Fuel Examination Division .....	66
5.2.1 Development of Density Measurement Apparatus for Micro-sample.....	66
5.3 Waste Safety Testing Facility Division.....	71
5.3.1 Development of Waste Treatment Technique for Alpha-bearing Liquid Waste.....	71
5.4 Research Hot Laboratory Division .....	74
5.4.1 Development of Compressive Strength Test for Concrete.....	74
5.4.2 Installation of IASCC/SSRT Testing Machine .....	77
Postscript .....	80
Appendix 1 List of Licensing .....	81
Appendix 2 Safety and Education.....	84
Appendix 3 Published Reports .....	87
Appendix 4 Honors .....	91
Appendix 5 International Cooperation in Department of Hot Laboratories .....	92
Appendix 6 Organization in Department of Hot Laboratories .....	93

## 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)の3施設の平成12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、所外利用として東電福島第2発電所1号機照射のBWR燃料及び関電高浜3号機照射のPWR燃料に関する受託業務2件（委託元；原子燃料工業株）の照射後試験を行った。所内利用としては、NSRRパルス照射実験に供する短尺燃料棒の製作及びパルス照射前後の高燃焼度燃料の照射後試験、岩石型(U-ROX)燃料や混合炭化物燃料の研究開発に係る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放出挙動を調査するVEGA実験に協力し、技術支援を行った。さらに、むつ使用済燃料処理に係わる技術的検討を進めた。

WASTEFでは、放射性廃棄物処分の安全性試験として、地層処分システムの性能評価や人工バリアのTRU核種保持性能調査に係わる長期拡散試験、アクチニド元素鉱物化研究のための浸出試験等を実施した。また、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」に関する伝熱面腐食試験、TRU核変換技術検討のためのアメリシウム窒化物調製・高温安定性試験、U-ROX燃料の地層処分安定性評価のための浸出試験等を実施するとともに、新たにIASCC研究のためのSSRT試験装置を整備した。

ホットラボでは、NSRRでパルス照射された軽水炉高燃焼度燃料、試験/研究炉で照射された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実施したほか、日本原子力発電(株)との共同研究として照射黒鉛からのC-14の分離試験を開始した。

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・点検管理業務等が適切に実施され、円滑に安全・安定運転が継続された。

照射後試験等に関する技術開発としては、燃料試験施設関連では、微小試料から密度を測定するための「微小試料密度測定装置の開発」、先進的試験技術としての「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」を行った。また、WASTEFにおいては、「 $\alpha$ 液体廃棄物処理技術の開発」を行った。ホットラボでは、軽水炉高経年化研究のための「コンクリート圧縮強度試験技術の開発」、核融合炉材料研究のための「微小試験片用IASCC/SSRT試験装置の整備」を行った。

上述のように、各施設における運転管理と技術開発は、いづれも年度当初の計画通り進捗し、軽水炉、核融合炉、新型炉・新燃料、核燃料サイクルなどの分野のR&Dや安全文化の醸成に貢献でき、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

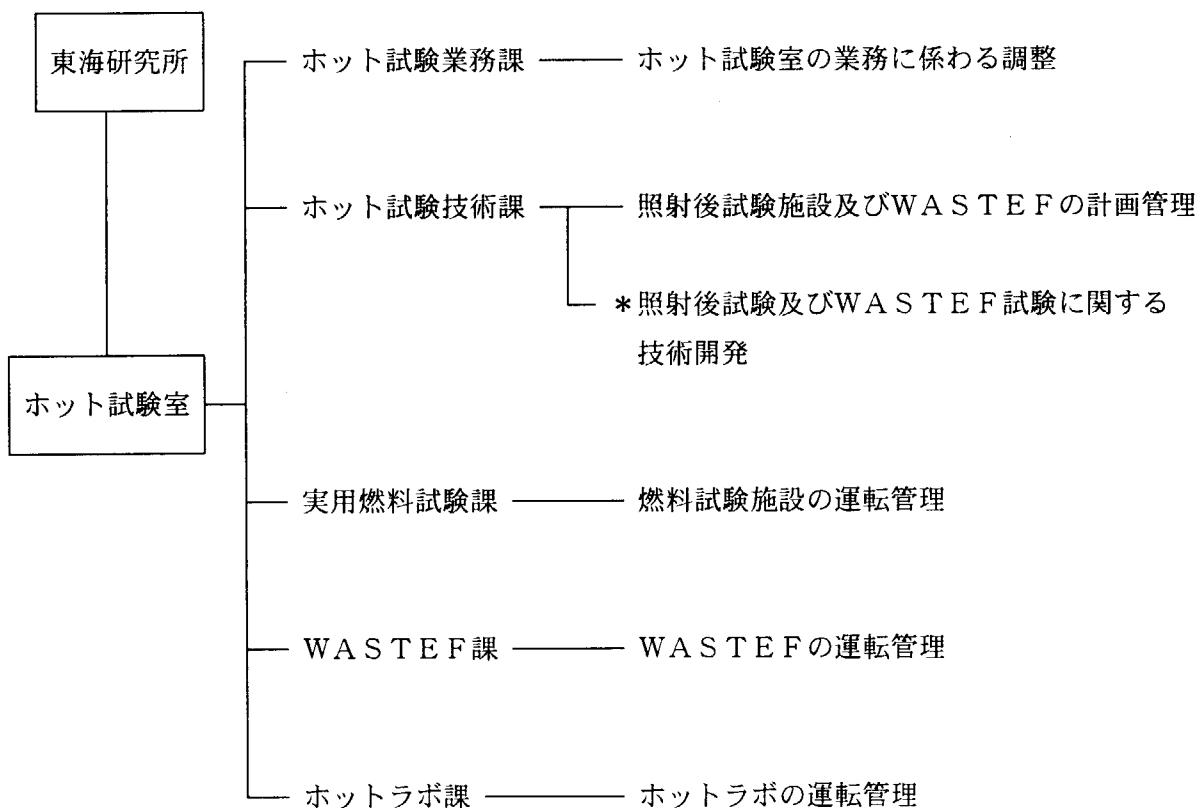
## 1. 概 要

### 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10ヶ年を経過した。

平成12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12年度）



#### 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施設として、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18体

(PWR : 8 体、BWR : 4 体、ATR : 6 体) 及び実用炉燃料棒 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に吊ってセルに搬入し、立てた状態のままで、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。

12 年度は、所外利用では、国のプロジェクトに基づく受託業務として、原子燃料工業(株)からの高燃焼度等燃料確証試験 (PWR 燃料の後処理 : 集合体再組立) 及び、燃料集合体信頼性実証試験 (BWR 9 × 9 B 型燃料集合体の非破壊試験) を計画どおり実施した。所内利用としては、NSRR パルス照射実験用短尺燃料棒の製作及びパルス照射した燃料棒や比較用の高燃焼度燃料に対する照射後試験、岩石型 U-Rox 燃料 (Pu の代わりに U を用いた Rock-like Oxide fuel) や混合炭窒化物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 放出挙動調査のための VEGA 実験に協力し、技術支援を行った。更に、LOCA 時の燃料挙動把握のため、クエンチ機構を備えた LOCA 時燃料急冷破断試験装置の設計製作を進めた。

また、むつ使用済燃料の処理に係わる技術的検討を進めるとともに、燃料輸送容器等の受け入れのための施設の整備を実施した。

### 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。

12 年度は、放射性廃棄物処分の安全性試験として、地層処分システムの性能評価や人工バリアの TRU 核種保持性能研究に係わる長期拡散試験、アクチニド元素鉱物化研究のための浸出試験等を実施した。さらに、施設の利用拡張関連としては、特会受託研究「再処理施設新材料耐食安全性実証試験」に係る伝熱面腐食試験、TRU 核変換技術検討のための炭素熱還元法によるアメリシウム窒化物調製・高温安定性試験及び、岩石型ウラン燃料の地層処分安定性評価のための浸出試験を実施するとともに、平成 9 年度から利用拡張に向けて 4 力年計画で進めてきたガラス固化体試験終了措置を完了させ、IASCC 研究に資するための設備機器として SSR 試験装置を整備した。

### 1.1.3 ホットラボ

ホットラボは、研究炉で照射した燃料や材料の冶金学的・化学的試験研究を行う目的で昭和 36

年に完成し、利用運転を開始した。

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 Fig1.1.3 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・セル及び化学的試験を実施するケーブ・セルで構成されており、取扱可能な試料の寸法は、最大径約 100 mm、最大長さ約 1500 mm で、研究炉及び試験炉等で照射した多種多様な照射試料の照射後試験に対応可能な極めて汎用性の高い試験施設である。

12 年度は、 NSRR でパルス照射された軽水炉高燃焼度燃料棒、試験/研究炉で照射された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するとともにコンクリート材の圧縮強度試験技術を開発し、軽水炉高経年化研究に貴重なデータを提供した。加えて、新たに、日本原子力発電(株)との共同研究「照射黒鉛の C-14 の分離」に係る試験を開始した。また、 I T E R 及び P W R 模擬環境下における I A S C C 感受性を評価するための微小試験片用 I A S C C / S S R T 試験装置を整備した。

更に、将来の施設停止に向けて使用済み試験機器類等の撤去に着手した。

## 1. 2 施設の運転管理

平成 12 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、当該計画書に則り実施した。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「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、計画された作業はほぼ予定どおり終了した。3 施設の利用実績を Table 1.2.1 ~ 1.2.3 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）に基づき定期自主点検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自主検査として電気設備、気体廃棄設備、液体廃棄設備、空気圧縮設備及び警報設備について絶縁抵抗測定、作動試験、風量・風向測定、フィルターの捕集効率測定、配管・弁の漏洩点検等を実施した。

核燃料及び放射性物質の搬出入作業は各施設で実施され、それぞれ試験依頼元を中心に関係法令、規定等に従い徹底した管理の下で進められた。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 ~ 1.2.5 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、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被ばくは、何れの施設においても保安規定等に定められている警戒線量以下に管理された。

放出放射性気体状廃棄物は、燃料の切断加工、研磨作業時等に放出される、<sup>85</sup>Kr 及び<sup>125</sup>Sb が主な核種であるが、これらを含むガス、ダスト状放射性核種は常時の連続的な測定記録を通して管理されており、各施設とも保安規定等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、前者にあっては容器表面の線量当量率に応じて A-1、A-2、B-1、B-2 の放射能レベル区分に、また、後者では放射能濃度に応じて A 未満、A、B-1、B-2 のレベル区分に分類され、廃棄物処理施設へ滞り無く搬出され処理された。

核燃料管理では、文部科学省と IAEA による核燃料物質の査察及びセル内の環境サンプリング、施設の安定運転に係わる国等の検査では、原子力保安検査官による保安検査、茨城県による立入検査等が実施され、いずれも問題なく終了した。また、法に基づく許認可関係では、燃料試験施設の「むつ使用済燃料再組立に係る変更申請」等総計 7 件の核燃料物質関連案件、及び、WASTEF、ホットラボ等に係る 3 件の RI 関連案件について変更申請を行い、許可を取得した。

### 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、W A S T E F では、液体廃棄物の処理に関する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。

ホット試験技術課では、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を進めた。中性子ラジオグラフィの新技術であるイメージングプレート法および CT 断層撮影法の有効性に着目し、未照射の燃料ピン、水素化物および酸化膜をそれぞれ形成した被覆管など照射済燃料を模擬した試料を用いて、照射後試験への適用のための基礎データの収集を行った。

実用燃料試験課においては、微小試料の密度を測定するために微小試料密度測定装置を開発した。既存の密度測定装置は、燃料ペレット 1 個分程度（約 10g）を対象としているため、微小試料（約 30mg）の測定には十分な精度を確保できないことが課題となっていた。このため、微小試料の密度測定が高精度に行え、かつ遠隔操作性に優れた微小試料密度測定装置を開発した。この技術開発は、微小領域における密度値の評価を可能とするので、燃料ペレット半径方向のスエーリング分布等の新たな情報が提供でき、今後の照射挙動解明への貢献が期待される。

また、燃料試験施設では、科学技術庁からの特会受託「高燃焼度燃料照射後試験設備整備」によって前年度までに整備した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について放射性試料等を用いたモックアップ試験を実施した。

W A S T E F においては、各種試験によりセル及びグローブボックスから発生する T R U 核種を含む試験済廃液の処理について、 $\alpha$  廃棄物放射能低減化及び減容化の観点から、施設内での事前処理手法として、「水酸化鉄（Ⅲ）共沈法」を用いて液体廃棄物から  $\alpha$  核種を分離除去し、 $\alpha$  個体廃棄物と低レベル  $\beta$  や  $\gamma$  放射能を含む液体廃棄物にする方法を開発した。また、エネルギーシステム研究部複合環境材料研究 G が進める照射誘起応力腐食割れ（IASCC）研究のための高温高圧水中低歪み速度引張試験装置（SSRT 試験装置）を整備した。本装置は、原子力発電所の高経年化対策技術調査としてステンレス鋼等の IASCC 挙動を把握するための装置で、炉内腐食環境を模擬した冷却水ループと引張試験機からなる。

ホットラボにおいては、原子炉安全工学部機器信頼性研究室が進める軽水炉高経年化研究の一環として、中性子照射されたコンクリートの特性変化を評価するための圧縮強度試験技術を確立した。照射後試験用に開発整備したコンクリート用圧縮試験治具及び既存の引張圧縮試験機に適合させるべく新たに考案したクリップゲージ式の圧縮変位計は、JIS に規定されるコンクリート圧縮試験規格 JIS A1108 を十分満足するもので、JMTR 照射の供試体から他に先駆けた高精度なデータ（ヤング率と圧縮強度特性）を取得し、貴重な情報を提供した。また、複合環境材料研究及び材料照射解析研究両グループに協力して、核融合実験炉 ITER の模擬環境下での IASCC を評価するため、IASCC/SSRT 試験装置を整備した。

Table 1.1.1 燃料試験施設の主な仕様と試験項目

		最大取扱量 (G B q)	
プール		$3.55 \times 10^9$	燃料集合体・燃料棒の搬入、搬出、貯蔵、外観観察等
$\beta$ $\gamma$ コンクリートセル	No. 1	$2.96 \times 10^8$	外観検査、寸法測定、 $\gamma$ スキャンニング、ペレット被覆管残留ギャップ測定、洗浄等
	No. 2	$2.96 \times 10^8$	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	$2.96 \times 10^8$	解体、再組立、切断、脱燃料、SCC（応力腐食割れ）試験 キャプセル解体・NaK処理等
	No. 4	$3.34 \times 10^6$	引張試験、内圧破裂試験、形状測定、アウトガス分析
	No. 5	$3.34 \times 10^6$	FP放出実験
	No. 6	$3.34 \times 10^6$	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
$\beta$ $\gamma$ 鉛セル	No. 1	$3.70 \times 10^3$	金相試験
	No. 2	$3.70 \times 10^3$	EPMA
	No. 3	$3.70 \times 10^3$	マイクロ $\gamma$ スキャンニング、X線回折試験、超微小硬さ測定
リ $\alpha$ トコ セン ルク	No. 1	$3.34 \times 10^6$	外観検査、寸法測定、 $\gamma$ スキャンニング、FPガス捕集 気孔率測定、密度測定
	No. 2	$3.34 \times 10^6$	切断、脱燃料、樹脂注入、金相試料作製・前処理 マイクロビックース硬さ測定
鉛 $\alpha$ セ $\gamma$ ル	No. 1	$3.70 \times 10^3$	電子顕微鏡観察
	No. 2	$3.70 \times 10^3$	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 驗 項 目
No.1 セル ( $\beta \gamma$ )	$1.85 \times 10^6$	試料保管
No.2 セル ( $\beta \gamma$ )	$1.85 \times 10^6$	材料試験 (S S R T)
No.3 セル ( $\beta \gamma$ )	$1.85 \times 10^6$	試験試料作製、溶解試験 金属面腐食試験
No.4 セル ( $\alpha \gamma$ )	$3.70 \times 10^5$	浸出試験、寸法測定 金属面腐食試験
No.5 セル ( $\alpha \gamma$ )	$1.85 \times 10^4$	シンロック作製、 $\alpha$ 加速試験 T R U 窒化物調製試験
鉛セル ( $\alpha \gamma$ )	$7.40 \times 10^2$	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 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	$3.70 \times 10^6$	非破壊試験、試料搬入・搬出
ダーティケーブ	$3.70 \times 10^3$	切断、解体
ストレージケーブ	$3.70 \times 10^6$	試料搬入・保管
メインテナンスケーブ	$3.70 \times 10^6$	機器補修、試料搬入・搬出
冶金Aケーブ	$1.85 \times 10^6$	放射化鋼材加工
冶金Bケーブ	$1.11 \times 10^6$	真空高温引張試験
冶金Cケーブ	$1.11 \times 10^6$	高サイクル疲労試験
冶金Dケーブ	$1.11 \times 10^6$	高温水中低歪速度引張試験
化学Aケーブ	$3.70 \times 10^5$	
化学Bケーブ	$3.70 \times 10^5$	残留応力測定
ウラン・マグノックス用 鉛セル	$3.70 \times 10^5$ $\sim 1.85 \times 10^4$	金相試験、硬さ試験、密度測定
スチール用鉛セル	$1.85 \times 10^2$	シャルビ、引張、疲労、破壊韌性
S Eセル	$1.85 \times 10^4$	電子顕微鏡観察(微小領域元素分析)
ジュニアセル	$1.85 \times 10^4$	試料保管
セミホットセル	$1.85 \times 10^2$	
材 料 研 究 室		透過型電子顕微鏡観察 (FE-TEM)

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12年度)						施設利用一覧							
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					
<b>1. 利用状況</b>													
1) 件数													
	前期繰越	申込	実施中	終了	次期繰越								
所内	21	23	20	24	20								
所外	0	2	0	2	0								
計	21	25	20	26	20								
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) 照射済MOX燃料のパルス照射後試験 (ATR-2)	(原安工部)			(R97-02)									
2) 照射済MOX燃料のパルス照射後試験 (ATR-3)	(原安工部)			(R97-03)									
3) 17x17PWRパルス照射済燃料の照射後試験 (HBO)	(原安工部)			(R97-07)									
4) 照射済MOX燃料のパルス照射後試験 (ATR-4)	(原安工部)			(R97-24)									
5) HBO燃料被覆管のアニーリング前後金相試験	(原安工部)			(R98-08)									
6) 燃料溶解試験試料の作成作業	(エルキ-システム研究部)			(R99-09)									
7) 地衣類のSEM観察	(環境科学研究部)			(R99-10)									
8) JRR-2一次冷却系SUS及びAI配管表面分析	(研究炉部)			(R99-16)									
9) U-ROX燃料ペレットの照射後試験	(エルキ-システム研究部)			(R99-19)									
10) PWR燃料棒の切断作業	(エルキ-システム研究部)			(R00-01)									
11) NSRRパルス試験用燃料の作製と検査	(原安工部)			(R00-03)									
12) Zr単相型岩石燃料のSEM/EPMA試験	(原安工部)			(R00-04)									
13) 再処理材料の表面観察試験	(エルキ-システム研究部)			(R00-06)									
14) TK-9実験燃料棒短尺加工	(原安工部)			(R00-07)									
15) TK-9実験燃料棒パルス照射前試験	(原安工部)			(R00-08)									
16) 粘土薄膜試料に吸着したEuのEPMA分析	(環境科学研究部)			(R00-09)									
17) 微生物試料の元素分析	(環境科学研究部)			(R00-10)									
18) VEGA-3実験前試験	(原安工部)			(R00-12)									
19) チタン水素化物試料の水素分析測定	(材料試験炉部)			(R00-15)									
20) ヒラタケ藻類中の元素分布分析	(環境科学研究部)			(R00-17)									
21) 非拘束燃料棒(UC-1B)の製作	(原安工部)			(R00-18)									
22) 再処理材料の表面観察・表面分析試験	(エルキ-システム研究部)			(R00-19)									
23) 高分解能走査型電子顕微鏡観察	(ホット試験室)			(R00-22)									
24) ジルカロイ被覆管試料の水素分析	(原安工部)			(R00-23)									
(所外)													
1) 平成12年度高燃焼度等燃料確証試験 PWR燃料照射試験48GWD/t実用燃料(B型)の照射後試験	(原燃工)			(契約納期: 平成13年2月28日)									

(つづき)

2) 平成 12 年度 BWR9x9B 型燃料集合体信頼性実証試験  
 (原燃工) (契約納期: 平成 13 年 3 月 22 日)

2. 実施中の試験は、次のとおりである。

(所内)

1) 大飯 1 号炉照射燃料の特殊照射後試験	(原安工部)	(R97-06)
2) H B O 実験のレファレンス試験	(原安工部)	(R97-18)
3) 岩石燃料の密度測定	(エネルギーシステム研究部)	(R98-11)
4) 17×17PWR(B)型照射済燃料のレファレンス燃料に関する試験(TK-2,3,7)	(原安工部)	(R99-02)
5) 高浜 3 号機 A 型燃料のレファレンス燃料に関する試験(TK-4,5,6)	(原安工部)	(R99-03)
6) 高浜 3 号機 3 サイクル照射燃料のレファレンス燃料に関する試験(TK-1)	(原安工部)	(R99-04)
7) 8×8 B W R 照射済燃料のレファレンス燃料に関する試験(FK-1,2,3)	(原安工部)	(R99-05)
8) 8×8 B W R 照射済燃料(STEP2)のレファレンス燃料に関する試験(FK-4,5)	(原安工部)	(R99-06)
9) 照射済 Gd 入り燃料及び UO <sub>2</sub> 燃料の熱拡散率測定	(原安工部)	(R99-11)
10) A T R / M O X 燃料の O G A 試験	(原安工部)	(R99-15)
11) A T R -5 試験燃料のパルス照射後試験	(原安工部)	(R99-20)
12) V E G A -1 実験後試験	(原安工部)	(R99-21)
13) U-ROX 燃料ペレットの照射後試験(2)破壊試験	(エネルギーシステム研究部)	(R00-02)
14) FK-6,7 パルス試験燃料のレファレンス試験	(原安工部)	(R00-05)
15) 高燃焼度 U O <sub>2</sub> 燃料の O G A 試験	(原安工部)	(R00-11)
16) V E G A -2 実験後試験	(原安工部)	(R00-13)
17) FK-8 実験燃料のパルス照射後試験	(原安工部)	(R00-14)
18) FK-9 実験燃料のパルス照射後試験	(原安工部)	(R00-16)
19) TK-9 実験燃料のパルス照射後試験(非破壊試験)	(原安工部)	(R00-20)
20) TRIGA 燃料の過渡時放出ガス分析	(原安工部)	(R00-21)

(所外)

なし

2. 特記事項

特になし。

Table1.2.2 WASTEF 施設の利用実績

施設利用一Ⅱ主要施設の運転及び利用状況報告

(平成 12 年度)

部長	課室長	担当

施設名 廃棄物安全試験施設(WASTEF) 東海研究所

## 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	12	0	12	0
所外	0	0	0	0	0
計	0	12	0	12	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) 吸着実験液の元素分析 : 環境科学研究部  
 2) モルタル中のN p 移行挙動試験 : 燃料サイクル安全工学部  
 3) ベントナイト内N p 拡散試験 : 燃料サイクル安全工学部  
 4) ベントナイト内P u 拡散試験 : 燃料サイクル安全工学部  
 5)  $^{244}\text{Cm}$  の $\alpha$ 線自己損傷調査 : 物質科学研究部  
 6) T R U 窒化物に関する試験 : 物質科学研究部  
 7) 岩石型ウラン燃料の浸出試験 : エネルギーシステム研究部

(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(I) : エネルギーシステム研究部(科技庁)  
 2) ジルコニウムの伝熱面腐食試験(II) : エネルギーシステム研究部(科技庁)  
 3) 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)  
 4) ステンレス鋼の伝熱面腐食試験(II) : エネルギーシステム研究部(科技庁)  
 5) アクチニド元素含有鉱物の合成実験 : 燃料サイクル安全工学部(九大共研)

(所外)

なし

## 2. 実施中の試験は、次のとおりである。

なし

## 2. 特記事項


(企画 28)

Table 1.2.3 ホットラボ施設の利用実績

施設利用一Ⅱ主要施設の運転及び利用状況報告

(平成 12 年度)

部長	課室長	担当

施設名 ホットラボ (R H L) 東海研究所

## 1. 利用状況

## 1) 件数

	前年度繰越	今年度申込	実 施 中	今年度終了	次年度繰越
所内	5 9	1 8	2 7	1 6	6 1
所外	0	0	0	0	0
計	5 9	1 8	2 7	1 6	6 1

## 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 : 16 件)

(依頼元 / HL 受付番号)

- 1) 反応度事故時の照射済燃料挙動研究 / 実験番号 : TK-4 (原子炉安全工学部 / H941)  
 2) 燃料コンパクト及び被覆燃料粒子の照射挙動の調査 (高温工学試験研究炉開発部 / H946)  
 3) 反応度事故時の照射済燃料挙動研究 / 実験番号 : TK-5 (原子炉安全工学部 / H1006)  
 4) 反応度事故時の照射済燃料挙動研究 / 実験番号 : TK-6 (原子炉安全工学部 / H1007)  
 5) 反応度事故時の照射済燃料挙動研究 / 実験番号 : FK-4 (原子炉安全工学部 / H1025)  
 6) 高純度 Fe-50Cr 合金の照射損傷挙動の調査 (物質科学研究部 / H1032)  
 7) 高純度 Fe-50Cr 合金の引張特性に及ぼす照射効果の調査(II) (物質科学研究部 / H1104)  
 8) TiAl-V 合金の照射後機械特性の調査 (物質科学研究部 / H1108)  
 9) 高純度 Fe-50Cr 合金の引張特性に及ぼす照射効果の調査(III) (物質科学研究部 / H1115)  
 10) 反応度事故時の照射済燃料挙動研究 / 実験番号 : FK-6 (原子炉安全工学部 / H1123)  
 11) 反応度事故時の照射済燃料挙動研究 / 実験番号 : FK-7 (原子炉安全工学部 / H1124)  
 12) 圧力容器鋼の粒界偏析の調査 (原子炉安全工学部 / H1134)  
 13) 被覆燃料粒子の F P 挙動の調査 (高温工学試験研究炉開発部 / H1208)  
 14) 照射材の残留応力測定(マッキング法)の確率 / NFD 共研 (エレキギ・システム研究部 / H1209)  
 15) 照射黒鉛の炭素 14 の挙動に関する研究 (物質科学研究部 / H1213)  
 16) 中性子ラジオグラフィと X 線ラジオグラフィの比較調査 (ホット試験室 / H1214)

(所外 : なし)

## 2. 実施中の試験は、次のとおりである。

(所内 : 27 件)

- 1) 破壊力学に基づく照射脆化評価法の確立 (原子炉安全工学部 / H921)  
 2) 破壊力学に基づく照射脆化評価法の確立 (原子炉安全工学部 / H922)  
 3) 破壊力学に基づく照射脆化評価法の確立 (原子炉安全工学部 / H923)  
 4) 破壊力学的脆化評価手法の確立 / IAEA 国際協力研究 (原子炉安全工学部 / H1011)  
 5) 破壊靭性とシャルビ衝撃特性に及ぼす中性子照射効果の評価 (原子炉安全工学部 / H1024)  
 6) 反応度事故時の照射済燃料挙動研究 / 実験番号 : FK-5 (原子炉安全工学部 / H1026)

(次頁に続く)

(つづき)

7) 黒鉛材料及び接合材料の照射後強度研究	(エレキ - システム研究部／H1101)
8) 破壊靶性とシャルピ-衝撃特性に関する照射脆化回復挙動の評価	(原子炉安全工学部／H1109)
9) 破壊靶性とシャルピ-衝撲特性に関する照射脆化回復挙動の評価	(原子炉安全工学部／H1110)
10) 破壊力学的破壊靶性評価による健全性評価／IAEA 国際協力研究(原子炉安全工学部／H1112)	
11) 反応度事故時の照射済燃料挙動研究／実験番号：TK-8	(原子炉安全工学部／H1122)
12) シャルピー衝撲特性と破壊靶性に及ぼす照射効果の評価	(原子炉安全工学部／H1125)
13) シャルピー衝撲特性と破壊靶性に及ぼす照射効果の評価	(原子炉安全工学部／H1126)
14) シャルピー衝撲特性と破壊靶性に及ぼす照射効果の評価	(原子炉安全工学部／H1127)
15) シャルピー衝撲特性と破壊靶性に及ぼす照射効果の評価	(原子炉安全工学部／H1128)
16) 焼鈍による脆化回復挙動の破壊力学的評価	(原子炉安全工学部／H1130)
17) 焼鈍による脆化回復挙動の破壊力学的評価	(原子炉安全工学部／H1131)
18) 圧力容器クラッド材の中性子照射脆化の評価	(原子炉安全工学部／H1132)
19) 圧力容器クラッド材の中性子照射脆化の評価	(原子炉安全工学部／H1133)
20) 高温酸化物超伝導材料の照射後物性の調査	(核熱利用研究部／H1204)
21) フェライト鋼及び先進材料の照射効果調査	(物質科学研究部／H1205)
22) 焼鈍による脆化回復挙動の破壊力学的評価	(原子炉安全工学部／H1206)
23) 焼鈍による脆化回復挙動の破壊力学的評価	(原子炉安全工学部／H1207)
24) フェライト鋼及び先進材料の照射効果調査	(物質科学研究部／H1210)
25) 破面上の劈開破壊の起点及び予期裂先端部の調査	(原子炉安全工学部／H1215)
26) 中性子照射によるコンクリート圧縮強度変化の調査	(原子炉安全工学部／H1216)
27) ステンレス鋼(HIP 接合)の IASCC 感受性の評価／ITER タスク	(物質科学研究部／H1217)
(所外：なし)	

## 2. 特記事項

特になし。

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
H12. 6. 22	P I E 照射済燃料搬出	W A S T E F
H12. 9. 6	照射済酸化ウラン燃料 (FK-8, 9) 搬出	N S R R
H12. 10. 3	照射済岩石型燃料試料搬出	W A S T E F
H12. 10. 12	照射済酸化ウラン燃料 (FK-8) 搬入	N S R R
H12. 11. 8	照射済酸化ウラン燃料 (FK-9) 搬入	N S R R
H12. 11. 17	照射済酸化ウラン燃料 (TK-9) 搬出	N S R R
H12. 12. 22	照射済酸化ウラン燃料 (TK-9) 搬入	N S R R
H13. 1. 13	照射済酸化ウラン燃料 (UC-1) 搬出	N S R R
H13. 2. 16	照射済酸化ウラン燃料 (UC-1) 搬入	N S R R
H13. 2. 20	B W R 9 × 9 A, B型燃料集合体 (2体) 搬入	東電福島第2発電所
H13. 3. 7	B W R 9 × 9 A型燃料集合体 (1体) 搬出	N F D
H13. 3. 8	常陽照射炭・窒化物燃料搬入	A G F

Table1. 2. 5 核燃料物質等の搬出入

ホットラボ施設

搬出入年月日	試 料 名	搬出入先	担当課室
H12. 04. 14	照射済み材料試料 (97M-10A)	大洗 HL	搬入 機器信頼性研究室
H12. 04. 14	照射済み材料試料 (97M-11A)	大洗 HL	搬入 機器信頼性研究室
H12. 05. 09	照射済み材料試料 (BRM-42H)	J R R - 3	搬入 高温照射研究室
H12. 05. 15	T E M試験片 (BRM-36H)	材料研究室	搬出 材料照射解析研究グループ
H12. 05. 31	照射済み材料試料 (98M-42A)	大洗 HL	搬入 機器信頼性研究室
H12. 06. 26	照射済み材料試料 (BRM-42H)	東京大学	搬出 高温照射研究室
H12. 06. 28	照射済み材料試料 (89M-4A 他)	米国エムズ研究所	搬出 機器信頼性研究室
H12. 07. 12	T E M試験片	研究 4 棟	搬出 複合環境材料研究グループ
H12. 08. 29	環境サンプリング試料 (STA用)	核燃料倉庫	搬出 核燃料対策室
H12. 09. 01	環境サンプリング試料 (IAEA用)	IAEA	搬出 核燃料対策室
H12. 09. 08	照射黒鉛試験片及びマグノックスコンテナ	原電東海	搬入 材料照射解析研究グループ
H12. 10. 10	照射黒鉛試験片	原電東海	搬出 材料照射解析研究グループ
H12. 11. 10	マグノックスコンテナ	原電東海	搬出 材料照射解析研究グループ
H12. 11. 29	セル内サンプリング試料	汚染除去場	搬出 放射性廃棄物処分技術課
H12. 12. 08	照射済みコンクリート試料 (94M-20A)	大洗 HL	搬入 機器信頼性研究室
H13. 03. 09	照射済み試料 (TEM試験片)	材料試験炉利用施設	搬入 材料照射解析研究グループ
H13. 03. 14	NRG用模擬燃料ビン	J R R - 3	搬出 ホット試験技術課
H13. 03. 14	照射黒鉛試験片及びマグノックスコンテナ	米国・ORN L	搬入 材料照射解析研究グループ
H13. 03. 16	照射済み試料 (TEM試験片)	研究 4 棟	搬入 複合環境材料研究グループ
H13. 03. 14	NRG用模擬燃料ビン	J R R - 3	搬入 ホット試験技術課
H12. 03. 29	S I N Q照射試料 (MARK-II)	スイス・P S I	搬入 中性子工学グループ

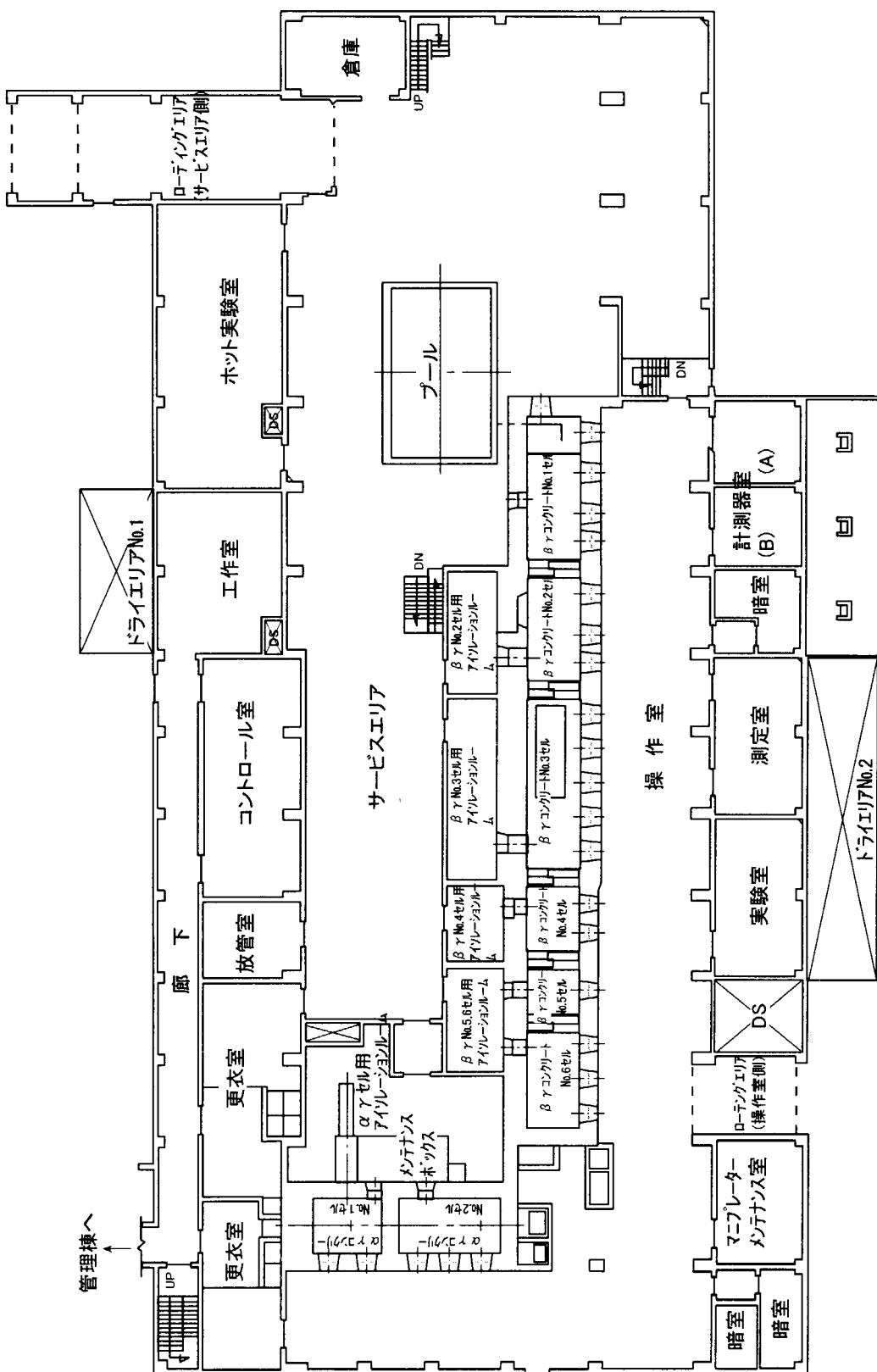
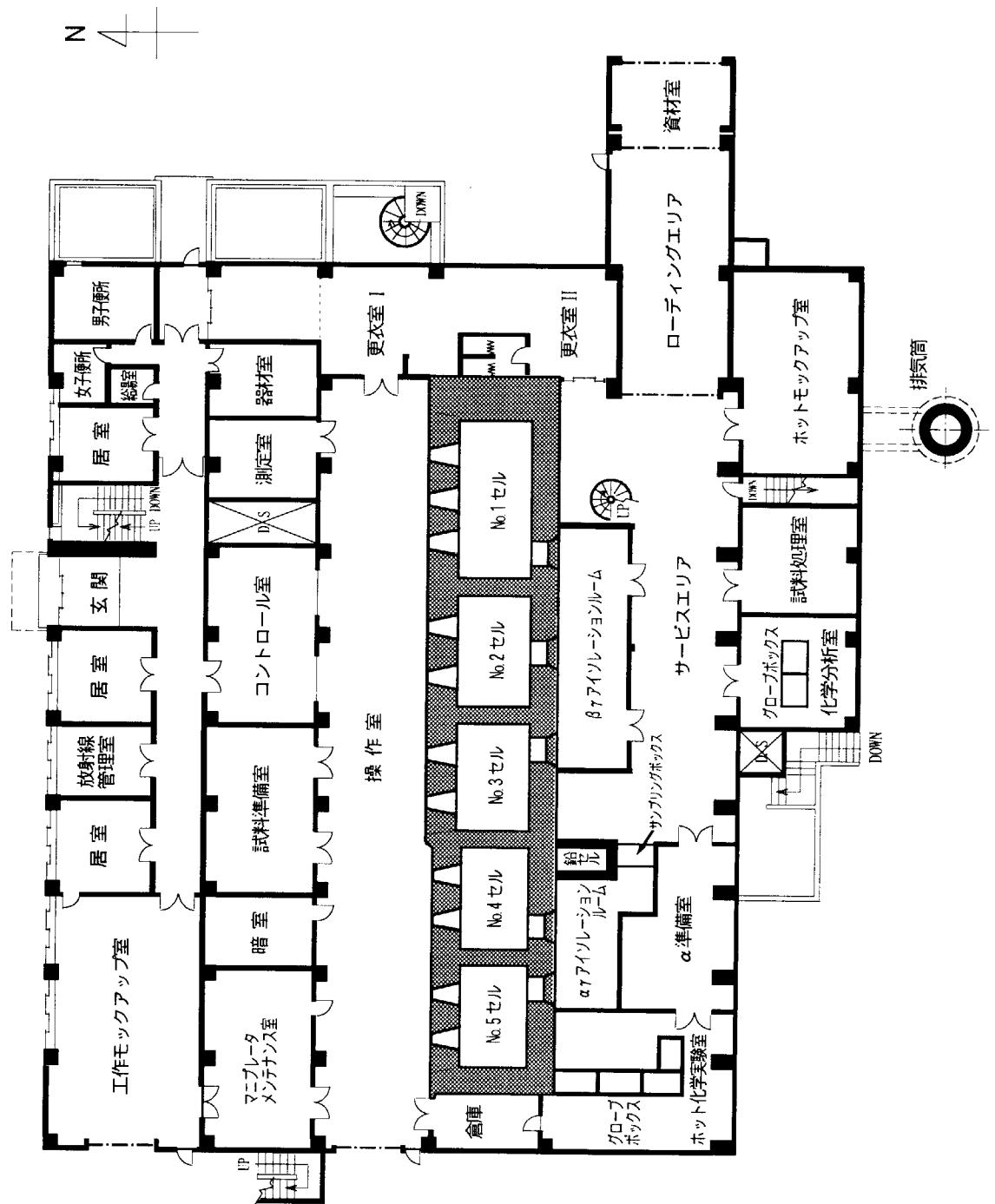


Fig. 1.1.1 燃料試験棟1階平面図



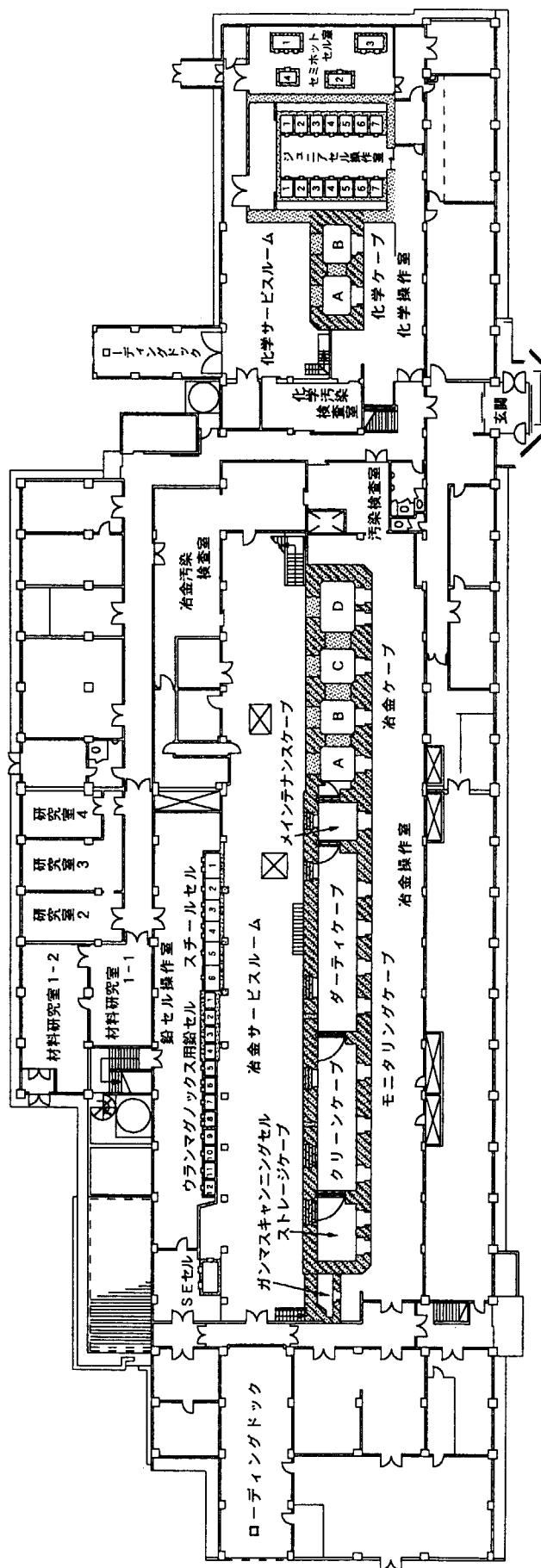


Fig. 1.1.3 ホットラボ 1 階平面図

## 2. 燃料試験施設の運転管理

### 2. 1 運転・利用状況

平成12年度における燃料試験施設の運転・利用状況は、2件の受託業務と44件の所内利用業務等であった。前者では、PWR試験済み燃料要素の後処理（集合体再組立関連）及びBWR燃料集合体の非破壊試験を行った。後者については、高燃焼度LWR燃料等のNSRRパルス照射実験関連照射後試験、VEGA実験関連の照射後試験及び技術支援、U-ROX燃料や混合炭窒化物燃料の研究開発に係る照射後試験、放射性廃棄物処理処分の安全性試験研究関連試料のX線マイクロアナライザー(EPMA)分析等を実施した。また、次年度以降に計画されているLOCA時の燃料挙動把握試験やむつ使用済み燃料の再処理計画に係る機器等を整備した。

#### 2. 1. 1 本体施設の運転管理

##### (1) 運転管理と実績

平成12年度に行った国のプロジェクトに基づく2件の受託業務では、原子燃料工業(株)からの、高燃焼度等燃料確証試験の一環としての「PWR48GWd/t 実用燃料(B型)3サイクル照射後試験」に伴う試験済み燃料要素の後処理、及び、燃料集合体信頼性実証試験としての「BWR 9×9 B型燃料集合体の照射後試験(非破壊)」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 2本、BWR 2本)の短尺加工を行い、外観検査、寸法測定、X線検査、 $\gamma$ スキャナー等の非破壊検査を実施し、NSRRへ搬出するとともに、再照射に供した試料近傍について、金相試験等の比較試験を実施した。さらに、パルス照射実験後に受け入れた、短尺燃料の破壊試験を行った。また、U-ROX燃料の破壊試験、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、パンクチャーテストに供した復元済みの燃料要素について、上部端栓に掘みしろを取り付け、次年度実施予定の集合体再組立における燃料要素再挿入作業の準備を行い、本年度に計画された後処理作業の全てを終了した。

###### ②燃料集合体信頼性実証試験

高燃焼度BWR 9×9 B型燃料集合体の照射後試験については、燃料集合体受入、クラッド採取・分析、燃料集合体外観観察、燃料集合体寸法測定を実施し、本年度に計画された集合体に係る非破壊試験の全てを終了した。

[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 2 本、BWR 燃料 2 本を作製し、パルス照射試験後データと比較するため、X 線透過試験、 $\gamma$ 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、NSRR へ搬出した。さらに、短尺燃料棒切り出し位置近傍から採取した試料について、金相試験等の比較試験を実施した。

また、前年度から継続のパルス照射後の ATR 短尺燃料棒の照射後試験については、金相試験、EPMA 等の破壊試験を実施した。

その他、VEGA-2、VEGA-3 実験については、実験前の試料調製及び実験後の $\gamma$ スキャニング等を行うとともに、実験を進めるための技術支援を行った。

②エネルギーシステム研究部関連

U-ROX 燃料ペレットの照射後試験では、ペレット外観検査、密度測定、EPMA 等の試験を実施した。再処理施設新材料耐食安全性実証試験については、使用済燃料の溶解試験に用いる試料を採取し、WASTEF へ搬出した。常陽照射の炭窒化物燃料については、年度末に核燃料サイクル機構（JNC）から試料を受け入れ、照射後試験に着手した。

③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について EPMA 分析を実施した。

④試験技術開発関連

・原子力船「むつ」使用済燃料関連

原子力船「むつ」使用済燃料（以下＝むつ燃料）は、平成 5 年に原子炉から取り出された後、むつ事業所において専用輸送容器内で乾式保管されている。むつ燃料は、核燃料サイクル機構において再処理する計画であり、再処理の受入れ基準に合致させるために燃料試験施設において燃料健全性評価試験と、燃料要素破壊試験によるステンレス鋼の照射誘起材質変化に係わる基礎データ取得等の各種照射後試験が実施された後、解体・再組立作業が行われることになっている。

本再組立計画は、燃料試験施設とむつ事業所の密接な連携の基に、燃料試験施設での受け入れ及び照射後試験等に関する検討を進めている。

搬入されるむつ燃料は、むつ事業所で専用の輸送容器に単体で保管されており、燃料試験施設へは 1 回の輸送で 12 基の輸送容器が搬入され、サービスエリア内に一時仮置き後、燃料試験施設の  $\beta$   $\gamma$ コンクリート No.4 セル天井の  $\gamma$ ゲートからトップローディング方式でセル内に搬入することになっている。燃料のセル内に搬入には、むつ事業所が保有する燃料取扱容器等を使用して行うため、本年度は、作業エリアの整備及び本作業に必要な治工具類の検討、整備を進めた。加えて、燃料集合体上部ノズル切断機のモックアップテスト、廃棄物吊具の設計製作等を進めるとともに、むつ使用済燃料再組立に係わる核燃料物質使用の変更許可を

取得した。

#### • LOCA 試験関連

LOCA 時の燃料挙動に関する研究に関しては、燃焼の進んだ燃料の冷却材喪失事故時の安全性解明のための照射後試験装置(LOCA 模擬試験装置)の開発に着手した。LOCA 模擬試験装置は、ECCS からの注水を模擬する水蒸気霧閉気容器と再冠水を模擬するクエンチ機構を備えた LOCA 時燃料急冷破断試験装置、300mm の被覆管試料を調製するための脱ミート装置、封孔溶接装置及び脱ミート状態確認のための試料内面観察装置等から成る。

#### (3) その他

核燃料の管理では、文部科学省及び IAEA による核燃料物質の査察が各四半期毎に行われ、問題なく終了した。

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が改正され平成 12 年 7 月 1 日から施行されたことに伴い、保安規定の遵守状況の検査が四半期ごとに、保安検査が毎月、文部科学省により実施された。これら検査については、特に大きな指摘はなく、軽微ないくつかの指摘事項は次回検査までにすべて対応措置をとり、問題なく終了した。

核燃料等の移動に関する主なものは、平成 12 年 9 月 6 日、平成 12 年 11 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、NSRR でパルス照射後、順次、照射後試験のため、当施設に搬入された。平成 13 年 2 月 20 日に東京電力福島第 2 原子力発電所から BWR9 × 9B 型燃料集合体が搬入された。平成 13 年 3 月 8 日に JNC-AGF から常陽照射の炭窒化物燃料が搬入された。

### 2. 1. 2 特定施設の運転管理

本体施設の運転に伴う受変電設備、非常用電源設備、空気圧縮設備、気体廃設備、液体廃棄設備及び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。

また、東海研究所核燃料物質使用施設等保安規定の全部改正に伴い、燃料試験施設特定施設運転手引を全部改正(H12.11.1)した。

### 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 12 年度年間使用計画に従って、プール、 $\beta$   $\gamma$ コンクリートセル、 $\beta$   $\gamma$ 鉛セル、 $\alpha$   $\gamma$ コンクリートセル、 $\alpha$   $\gamma$ 鉛セル、ボックス等、一斉指令装置、警報設備、試験施設内装設備及び臨界警報装置について動作試験及び校正等を実施し、その結果は全て「良」で特に問題はなかった。実施項目及び結果を Table2.2.1 に示す。

## 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、受変電設備、非常用電源設備、気体廃棄設備、液体廃棄設備、空気圧縮設備及び警報設備等について性能試験及び作動試験等が実施され、その結果は全て「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・整備は、保健物理部施設放射線管理第2課によって、ダスト、ガスマニタ、 $\gamma$ 線エリアモニタ、ハンドフットモニタについて性能試験及び校正が実施され、その結果は全て「良」で特に問題はなかった。実施項目及び結果をTable2.2.3に示す。

## 2. 2. 4 補修・更新工事等

### 1) 水処理エリアクレーン設置工事

前年度にむつ燃料輸送容器及び燃料取扱容器、ハンドリング用資機材の一時保管場所を確保するため、水処理エリアの整備を行ったが、今年度は、水処理エリアに保管する資機材等の運搬を行うためのクレーンを2基（7.5トン、2.8トン）設置した。

## 2. 3 放射線管理状況

### 2. 3. 1 概況

平成12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及び照射済燃料の搬出入作業である。これらの作業は、いずれも異常な被ばくや汚染を発生することなく円滑に遂行された。

### 2. 3. 2 個人線量当量

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と最大実効線量当量は、それぞれ69.4人・mSv、4.5mSvであった。また、組織線量当量に係る被ばく状況は、皮膚に対する最大と平均の組織線量当量が、それぞれ53.6mSv、2.45mSvであり、眼の水晶体の最大と平均の組織線量当量が、それぞれ9.6mSv、0.47mSv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いた。

### 2. 3. 3 放出放射性気体廃棄物

平成12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。

$^{85}\text{Kr}$ 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。 $^{85}\text{Kr}$ の年間総放出量は、 $1.4 \times 10^{11} \text{ Bq}$ であり、保安規定等に定める放出管理基準値を超える異常放出は認められなかった。

### 2. 3. 4 放射性液体廃棄物

燃料試験施設から発生するすべての放射性液体廃棄物は、施設内の貯留槽に貯留し、測定された後、放射性液体廃棄物運搬車両にて放射性廃棄物処理棟に搬出される。平成12年度の四半期別の放射性廃棄物管理課へ引き渡した放射能量(Bq)及び発生量( $m^3$ )を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12年度四半期別の放射性廃棄物処理棟へ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	H12. 11	良
	② 機器等の動作試験	H12. 6～H12. 7	良
	③ 中和処理装置の法例に定める検査	H12. 8	良
	④ 槽類配管及びバルブの漏洩検査	H12. 6～H12. 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	H12. 6～H13. 3	良
	② 機器等の動作試験	H12. 6～H13. 3	良
	③ 負圧計の動作試験	H12. 11～H12. 12	良
	④ インセルモニタの動作試験及び校正	H12. 11～H12. 12	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	H13. 3	良
	② 機器等の動作試験	H13. 3	良
	③ 負圧計の動作試験	H12. 12	良
	④ インセルモニタの動作試験及び校正	H12. 11～H12. 12	良
	⑤ アルゴンガス供給系の点検	H12. 12	良
	⑥ グローブ、ブーツ及びビニールバッグ等の点検	H13. 1～H13. 2	良
	⑦ アルゴンガス循環精製装置の動作試験及び点検	H12. 10～H12. 12	良
	⑧ $\alpha\gamma$ 系液体廃棄設備の動作試験及び点検	H13. 2	良
一斉指令装置	通報試験	H12. 6～H12. 12	良
警報設備	動作試験	H12. 4～H13. 3	良
試験施設内装設備	① 安全装置の動作試験	H12. 4～H13. 3	良
	② 機器、装置の動作試験	H12. 4～H13. 3	良
臨界警報装置	性能試験及び校正	H12. 10	良

Table 2.2.2 燃料試験施設特定施設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
受変電設備及び 非常用電源設備	① 絶縁抵抗測定	H12.10	良
	② 非常用電源の起動試験	H12.11	良
	③ 保護継電器作動試験	H12.10	良
	④ 外観検査	H12.10	良
気体廃棄設備	① 電気設備機器の絶縁抵抗測定	H12.9	良
	② フィルターの目視検査 (チャンバー)	H12.11	良
	③ フィルターの捕集効率測定	H12.11	良
	④ 風量・風向測定	H12.12	良
	⑤ 機器等の作動試験	H12.8	良
	⑥ 外観検査	H12.9	良
液体廃棄設備	① 電気設備機器の絶縁抵抗測定	H12.6～H12.11	良
	② 機器等の作動試験	H12.10～H13.1	良
	③ 配管、弁等の漏洩点検	H12.6～H12.12	良
	④ 外観検査	H12.6～H12.12	良
空気圧縮設備	① 作動試験	H12.8～H13.2	良
	② 電気設備機器の絶縁抵抗測定	H12.8～H13.2	良
	③ 外観検査	H12.8～H13.2	良
警報設備	作動試験	H12.4～H13.3	良

Table 2.2.3 燃料試験施設放射線管理設備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	H12.10	良
γ線エリアモニタ	性能試験及び校正	H12.10	良
ハンドフットモニタ	性能試験及び校正	H12.10	良

Table. 2. 3. 1 燃料試験施設における放射線業務従事者の実効線量当量

項目 期間	第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期	年間
放射線業務従事者 (人)	129	145	122	167	291
集団実効線量当量 (人・mSv)	17.3	9.5	0.6	42.0	69.4
平均実効線量当量 (mSv)	0.13	0.07	0.00	0.25	0.24
最大実効線量当量 (mSv)	1.6	1.3	0.4	2.7	4.5

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	$^{85}\text{Kr}$	平均濃度 ( $\text{Bq}/\text{cm}^3$ )	$<8.0 \times 10^{-3}$	$<8.0 \times 10^{-3}$				
		放出量 (Bq)	$2.6 \times 10^{10}$	$1.2 \times 10^9$	$1.1 \times 10^{11}$	$3.2 \times 10^9$	$1.4 \times 10^{11}$	
放射性塵埃	$^{131}\text{I}$	平均濃度 ( $\text{Bq}/\text{cm}^3$ )	$<7.7 \times 10^{-10}$	$<7.4 \times 10^{-10}$	$<8.7 \times 10^{-10}$	$<8.4 \times 10^{-10}$	$<8.7 \times 10^{-10}$	
		放出量 (Bq)	0	0	0	0	0	0
放射性塵埃	$^{106}\text{Ru}$	平均濃度 ( $\text{Bq}/\text{cm}^3$ )	$<1.0 \times 10^{-9}$	$<8.4 \times 10^{-10}$	$<7.4 \times 10^{-10}$	$<8.6 \times 10^{-10}$	$<1.0 \times 10^{-9}$	
		放出量 (Bq)	0	0	0	0	0	0
$^{239}\text{Pu}$		平均濃度 ( $\text{Bq}/\text{cm}^3$ )	$<2.6 \times 10^{-11}$	$<2.7 \times 10^{-11}$	$<2.5 \times 10^{-11}$	$<3.8 \times 10^{-11}$	$<3.8 \times 10^{-11}$	
		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

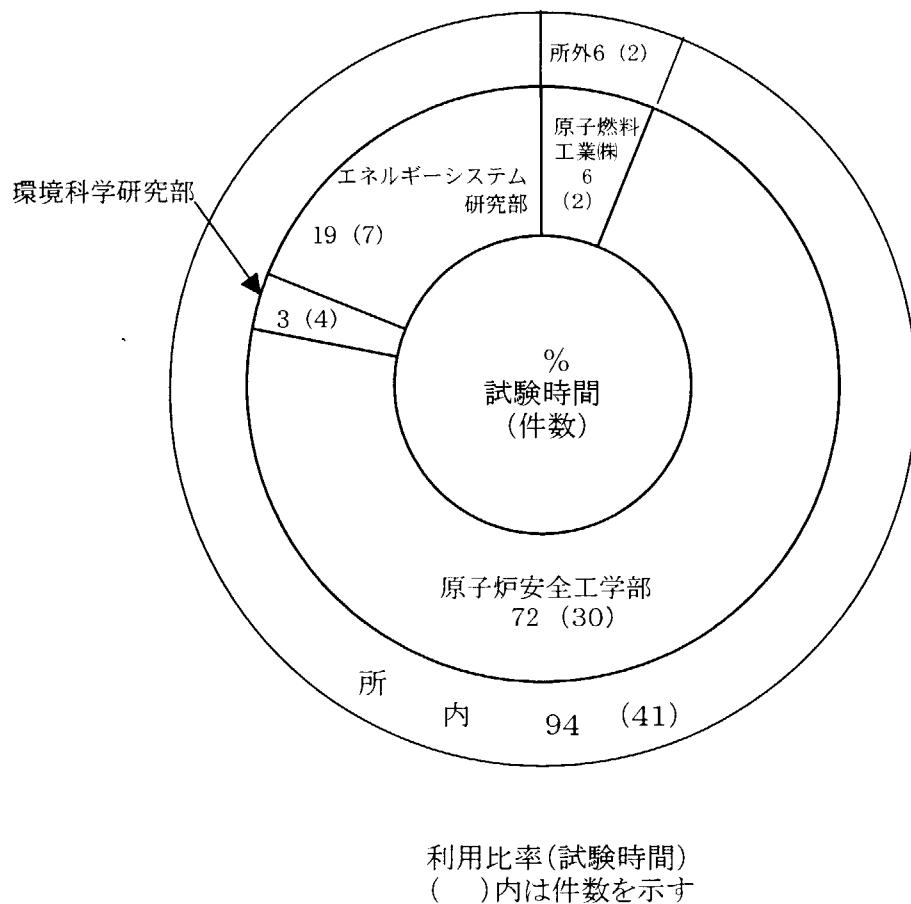
		第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期	年間総量
A 1	放射能量 (Bq)	$9.70 \times 10^6$	$1.39 \times 10^7$	$2.07 \times 10^7$	$1.37 \times 10^7$	$5.80 \times 10^7$ (Bq)
	発生量 (m³)	13.1	17.8	12.0	18.2	61.1 (m³)
A 2	放射能量 (Bq)	—	—	$1.92 \times 10^9$	$4.64 \times 10^8$	$2.38 \times 10^9$ (Bq)
	発生量 (m³)	—	—	4.8	5.2	10.0 (m³)

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)	26.66	13.2	12.25	44.68	92.79
A - 2 (m³)	1.39	0.4	0.2	1.2	3.19
B - 1 (m³)	0.24	0.36	0.72	0.96	2.28

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	—	3ヶ	4ヶ	12ヶ
	② HEAP フィルタ	7ヶ	—	4ヶ	11ヶ	22ヶ
	③フーリフィルタ	7ヶ	—	14ヶ	15ヶ	36ヶ
	④ドラム缶 (0.20m³)	6ヶ	1ヶ	—	10ヶ	17ヶ
	⑤ペール缶 (0.03m³)	7ヶ	10ヶ	5ヶ	4ヶ	26ヶ
	⑥カートンボックス (0.02m³)	960ヶ	635ヶ	420ヶ	1846ヶ	3861ヶ
	⑦角型カトリッジ (0.40m³)	—	—	—	—	—
A   2	①角型カトリッジ (0.40m³)	—	—	—	1ヶ	1ヶ
	②円筒形カトリッジ (0.03m³)	13ヶ	—	—	20ヶ	33ヶ
	③ドラム缶 (0.20m³)	5ヶ	2ヶ	1ヶ	1ヶ	9ヶ
	④フィルタ内筒 (0.05m³)	—	—	—	—	—
B   1	①円筒型カトリッジ (0.03m³)	8ヶ	12ヶ	24ヶ	32ヶ	76ヶ
	②レジン内筒 (0.30m³)	—	—	—	—	—
	③フィルタ内筒 (0.05m³)	—	—	—	—	—



原子燃料工業 2件:平成12年度高燃焼度等燃料確証試験48GWd/t実用燃料(B)型の照射後試験  
平成12年度BWR9×9B型燃料集合体信頼性実証試験

原安工部 30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等

エネルギーシステム研究部 7件: U-ROX燃料の照射後試験及び再処理材料の表面観察等

環境科学研究所 4件: 地衣類のSEM観察、ヒラタケ藻類中の元素分析等

Fig. 2. 1. 1 燃料試験施設の利用状況(平成12年度)

### 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12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。また、平成12年度のW A S T E F の利用状況をFig. 3.1.1 に示す。

###### (1) 放射性廃棄物処分の安全性に係る試験

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に、モルタル及びセメントペースト中のN p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に、緩衝材であるベントナイト中の拡散試験として、ネプツニウム及びプルトニウムを用いた拡散試験を継続した。また、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(平成11年度から3カ年計画)の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、アクチニド元素(Np, Pu)を含有するホウケイ酸ガラスを出発原料とする鉱物化実験を実施した。

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バタイトへの吸着・固定実験液の元素分析を実施した。

###### (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、ジルコニウム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)を継続・終了すると共に、新たに使用済燃料を用いた溶接材の伝熱面腐食試験(1000時間)を終了した。また、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: 600時間)及びネプツニウムを添加した硝酸溶液と密封コバルト線源を用いた伝熱面腐食試験(400時間)を実施し、本件に係わる全ての試験を終了した。

###### (3) アクチノイド凝縮系の物性に係る試験

T R U 消滅処理の検討のためのT R U 窒化物調製・高温安定性試験では、炭素熱還元法によりアメリシウムの酸化物から直接、窒化物を調製する試験(1回)を実施した。また、実機のT R U 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(A m, 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(1回)を実施した。また、作製したT R U 窒化物について、不純物分析としての炭素及び酸素・窒素分析並びにX線

回折試験により、生成物同定及び格子定数測定を行った。

#### (4) 照射済岩石型燃料の浸出試験

岩石型プルトニウム燃料要素技術の開発では、地層処分後の使用済燃料の安定性評価のため、照射済岩石型ウラン燃料の浸出試験を開始した。

#### (5) その他

原子炉等規制法の改正により、東海研究所核燃料物質使用施設等保安規定の全部改正(H12.9.29)に伴い、廃棄物安全試験施設(WASTEF)本体施設使用手引を全部改正(H12.11.10)した。

また、原子炉等規制法の改正に伴い、保安規定の遵守状況の検査が四半期ごとに、保安検査が毎月、文部科学省により実施され、これらの検査については問題なく終了した。

### 3.1.2 特定施設の運転管理

本体施設の運転に伴う受変電設備、非常用電源設備、空気圧縮設備、気体廃棄設備、液体廃棄設備及び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。

また、東海研究所核燃料物質使用施設等保安規定の全部改正に伴い、廃棄物安全試験施設(WASTEF)特定施設運転手引を全部改正(H12.11.1)した。

### 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12年度年間使用計画に従って実施した。このうち、自主検査の実施状況をTable 3.2.1 に示す。また、主な保守・整備状況を以下に記す。

##### (1) 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、平成11年度から開始したガラス固化体作製装置の撤去については、前年度に引き続き、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・撤去を終了し、平成12年10月から遠隔除染、平成12年12月から立入除染を開始し、平成13年1月に全ての終了措置を終了した。また、利用拡張のためのNo.2セル内整備として、セル内壁の塗装及びセル架台の整備を行った。

新規試験として、No.1～2セルを用いたエネルギーシステム研究部(複合環境材料研究グループ)の原子力プラント用材料の信頼性・安全性研究において、原子炉内の複合環境下における照射誘起応力腐食割れ(Irradiation Assisted Stress Corrosion Cracking: 以下、IASCC)支配因子及び発生機構の解明に向けた試験計画がある。このため、No.2セル内に原子炉で照射された試験片の高温高圧水中における低歪み速度引張(Slow Strain Rate Tensile: 以下、SSRT)試験等を行うSSRT試験装置(軽水炉環境助長割現象解析装置: 1台)を整備した。

## (2) No.4 セルの整備

照射腐食抵抗性評価試験に係わる伝熱面腐食試験で、新たに実機環境を模擬するための補助線源として、密封<sup>60</sup>CO線源(296GBq 1個)を使用するため、放射性同位元素の使用の変更申請を行い、線源の搬入及び伝熱面腐食試験を終了させた。

## (3) No.5 セルの整備

多種多様な廃棄物を含むR I・研究所等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に対応するため、放射性同位元素の使用の変更申請を行った。なお、本試験を実施するための小規模溶融固化体作製装置の設置及びシンロック固化体作製装置の撤去に係る核燃料物質の使用の変更申請は、次年度に実施することとなった。

## (4) 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をメンテナンスボックスで実施するための放射性同位元素の使用の変更申請を行った。また、窒化物試料の加熱試験用小型電気炉を整備した。

## (5) 補修・更新工事等

- 1) ペリスコープ修理 (6月、3月)
- 2) 操作室床張替工事 (7月)
- 3) 屋上排水管補修 (8月)
- 4) 床表面洗浄・ワックス塗布(管理区域、2階コール機械室)及び床タイル交換 (8月)
- 5) 防災監視システム据付工事 (10月～3月：保安管理室実施)
- 6) 30／5ton天井走行クレーン制御盤更新(10月)
- 7) 30／5ton天井走行クレーンブレーキ交換(3月)
- 8) No.2セルパワーマニプレータ修理 (11月)
- 9) 落下防止ネット設置工事 (12月)
- 10) フロッギングマンスース(B)更新 (1月)
- 11) ネットワーク高速化用スイッチングハブ更新 (1月)
- 12) No.2セル内壁塗装及び架台設置 (3月)
- 13) ICP分析装置データ処理部更新 (3月)
- 14) 放射線防護機器保管容器設置工事 (3月)

## (6) その他

- 1) VFC-88Y-2T型輸送容器使用廃止届 (10月)
- 2) ACC-90Y-180K型輸送容器期間更新 (11月：有効期間 H12.11.28～H15.11.27)

## 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課の平成12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、受変電設備、非常用電源設備、空気圧縮設備、気体廃棄設備、液体廃棄設備及び警報設備について、機能試験及び作動試験を実施し、各設備の点検結果は良好で特に問題はなかった。自主検査の実施状況をTable 3.2.2 に示す。

その他、空気圧縮機及び屋内・屋外消火栓ポンプの更新工事、ターボ冷凍機分解点検整備並

びにバタフライ弁制御装置補修工事等を行った。

### 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、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。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12年度に実施した主な放射線作業は、No.2セル内整備作業であり、ガラス固化体作製装置の撤去に伴う廃棄物搬出及び立入除染作業並びにセル架台及びS S R T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 実効線量

平成12年度における放射線業務従事者の実効線量をTable 3.3.1に示す。年間の集団実効線量は、76.7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12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12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12年度に廃棄物処理場へ引渡した放射性固体廃棄物の廃棄量をTable 3.3.4に示す。

### 3. 4 W A S T E F におけるガラス固化体試験終了措置

#### 3. 4. 1 はじめに

廃棄物安全試験施設（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液の処理処分に関する安全性試験研究施設として、昭和57年11月に運転を開始したが、平成8年度までに目的とした研究成果が得られたため、当施設のガラス固化体に関する試験を終了することとなった。このため、セル内に設置されているガラス固化体専用試験装置類の解体・撤去を実施し、新規ニーズに対応するとともにセルの有効利用を目指したセル内整備を図ることとした。セル内試験機器の解体・撤去は、平成7年度までに除染方法等の検討<sup>(1)</sup>を行い、平成8年10月からNo.3セル内機器の遠隔解体、撤去物品の搬出、ドライアイスblastを用いたセル内遠隔除染<sup>(2)</sup>、セル内立入除染を実施後、セル内架台の設置、セル内壁塗装を平成9年9月に終了した。同様にNo.1セル内機器の撤去を平成9年10月から、No.2セル内を平成11年5月から開始し、平成13年1月に全てのセル整備作業が終了した。セル整備に係わる作業工程をTable 3.4.1に示す。

#### 3. 4. 2 セル内機器の解体・撤去及びセル内除染

セル内試験装置の解体・撤去に先立ち、撤去に係わる原研内の使用施設等運転委員会における作業の安全性に係わる審査及び科学技術庁への「核燃料物質の使用の変更の許可」申請を行った。

解体・撤去するガラス固化体専用試験装置については、作業前にそれぞれの試験機器について線量率を測定し、No.1セルの配管及び貯蔵試験装置の一部、No.2セルのガラス固化体作製装置、No.3セルの切断機、コアドリル等の高線量率（約2mSv/h以上）の機器については遠隔で解体・撤去し、その他の低線量率の機器についてはセル内に立入り解体・撤去した。ガラス固化体専用試験装置の設置状況及び解体・撤去前の各撤去機器等の線量率をFig. 3.4.1に示す。

##### （1）作業人員

遠隔解体・撤去、廃棄物のセル外搬出及び遠隔除染は、主に年間常駐請負作業者4名及び職員2名で実施し、セル内立入解体・除染は、前記6名と外部委託業者約14名によって実施した。

職員は、作業計画の立案、作業指示及び作業の総括を行うとともに、必要な治工具類の準備を行った。年間常駐請負作業者は、作業計画に基づいてセル内機器の解体・撤去、セル内立入解体・除染時の作業立会等を行った。

##### （2）遠隔解体・撤去、遠隔除染

遠隔解体・撤去は、マスタースレーブマニピレータ、パワーマニピレータ等を使用し、ベビーサンダー等により固定された機器を解体・撤去した後、砥石切断機、バンドソー等により廃棄物容器に効率よく収納できるように細断した。使用した工具類は、市販品を遠隔で取り扱うための改造を行って使用した。ベビーサンダー及び砥石切断機等で切断を行う際には、切削粉の飛散防止のため作業場所を防炎シートで養生してから行った。使用した工具類をTable 3.4.2に、遠隔解体状況をFig. 3.4.2に示す。

遠隔除染は、はじめに遠隔解体によって発生した切削粉を掃除機等で回収した後、セル内線量測定を行い、作業架台等に塗布されていた汚染除去剤等の高線量率部分を重点的にスケーラー

等で除染を行い、ヌレウエス、洗剤等を用いたふき取り方式によってセル内の遠隔除染を行った。なお、No.3セル内壁についてはドライアイスブラストを用いた遠隔除染を行い、良好な除染結果が得られた。

#### (3) 撤去機器の廃棄物容器への収納

高線量率廃棄物の内、軽量の物は30金属容器に収納してイ型廃棄物輸送容器で搬出し、重量物は、Fig. 3.4.3に示すしやへい付き廃棄物容器をセル内に搬入し、直接撤去機器を収納して搬出した。低線量率廃棄物の内、軽量の物品は、セル背面扉から作業者により搬出し、重量物は、セル天井ハッチを開け電動チェーンブロックにより吊り上げ、ドラム缶または1m<sup>3</sup>容器に収納し廃棄物処理場へ引き渡した。廃棄物処理の概略をFig. 3.4.4に示す。

#### (4) セル内立入解体・撤去及びセル内除染

本作業は、ALS、自給式スーツによってセル内に作業者が立入り、全体的な除染を行い線量率及び汚染密度を下げ、全面マスクでの作業を可能とした状態でセル内機器の解体・撤去、搬出を行った後、セル内の最終的な除染をヌレウエス、洗剤等を用いたふき取り方式で行った。

### 3. 4. 3 まとめ

本終了措置期間中における廃棄物の発生量をTable 3.4.3に示す。また、作業者の被ばく線量は、以下の通りであった。

・職員及び年間常駐業者	5年間の個人最大集積線量 10.3 mSv 四半期平均個人被ばく線量 0.44 mSv
・外部業者 (No.1, 2, 3セル内立入解体、除染作業時)	個人最大被ばく線量 No.1セル ; 1.4 mSv, No.2セル ; 2.9 mSv, No.3セル ; 1.1 mSv 期間内平均被ばく線量 No.1セル ; 1.2 mSv, No.2セル ; 2.6 mSv, No.3セル ; 0.9 mSv
No.2セルは、高レベル放射性廃液を直接取り扱った場所であり、セルの構造上床部分の遠隔除染が十分に実施できなかったため、外部業者のNo.2セルにおける被ばく線量が多くなった。	

今回実施したようなガラス固化体試験終了措置は、過去に前例がなく、解体方法・手順、発生した廃棄物の処理、作業者の被ばく管理及び汚染拡大防止処置等について作業手順書等を作成し関係者の打ち合わせを十分行うことによって、安全に遂行することができた。

整備の終了したNo.3セルには、平成10年3月にエネルギーシステム部が受託した特会事業で「再処理新材料耐食安全性実証試験」を実施するための照射腐食試験装置を設置し、翌年から2年間試験を実施し、六ヶ所再処理施設の安全評価に関する貴重なデータを取得した。この試験は今後も引き続き実施されることとなっている。また、No.2セルは、平成13年3月に原子炉内構造材の寿命評価のための低歪み速度引張試験機の設置を行い、照射済み試料の材料試験が可能となった。引き続きNo.1セルからNo.3セルには、低歪み速度引張試験機、マルチ型低歪み速度引張試験機、応力腐食試験装置等が新たに設置される予定であり、本ガラス固化体試験終了措置が完了したことで、新規ニーズに対応したセルの有効利用が図られる。

### 参考文献

- (1) JAERI Review 97-001 ホット試験室 施設の運転と技術開発 (平成7年度)
- (2) JAERI Review 98-001 ホット試験室 施設の運転と技術開発 (平成8年度)

Table 3.2.1 本体施設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) インセロニタの作動試験及び校正	H12. 12. 13 ~ H12. 12. 22 毎月 1 回、 H12. 10 H13. 1. 15 ~ H13. 2. 2 H12. 12. 13 ~ H12. 12. 22
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) インセロニタの作動試験及び校正	H12. 12. 13 ~ H12. 12. 22 毎月 1 回 H13. 1. 15 ~ H13. 2. 2 H12. 12. 13 ~ H12. 12. 22
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、 $\alpha$ $\gamma$ アイリ-ショールム 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) ガラ-フ、ビニ-ルパウク等の点検	H12. 12. 18 ~ H12. 12. 20 H13. 1. 15 ~ H13. 2. 2 H13. 3. 6 ~ H13. 3. 28
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	H12. 8~9、 H13. 1~2 " " " "
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 齊 指 令 装 置	通報試験	H12. 6 、 H13. 1
警 報 設 備	作動試験	H12. 8~9、 H13. 1~2

Table 3.2.2 特定施設自主検査の実施状況

設 備 名	点 檢 項 目	実 施 年 月 日
受変電設備	(1) 絶縁抵抗測定 (2) 保護継電器の作動試験	H12. 10. 14 H12. 10. 14
非常用電源設備	(1) 絶縁抵抗測定 (2) 機能試験 (3) 保護継電器の作動試験	H12. 10. 15 H12. 10. 20 H12. 10. 15
空気圧縮設備	作動試験	H12. 10. 15 ~ H12. 10. 15
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) 風量及び風向の測定 (4) 機器等の作動試験	H13. 2. 8 、 H13. 2. 16 H13. 7. 13 ~ H12. 7. 14 H13. 1. 31 ~ H13. 2. 22 H13. 2. 1 、 H13. 2. 26
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	H13. 2. 8 H13. 1. 24 ~ H13. 2. 27 H13. 1. 24 ~ H13. 2. 27
警 報 設 備	作動試験	毎月 1 回

Table 3.2.3 放射線測定機器の自主検査の実施状況

設 備 名	点 檢 項 目	実施年月日
ダストモニタ	性能試験及び校正	H12.5.15～H12.5.31
ガンマ線エリアモニタ	性能試験及び校正	H12.5.15～H12.5.31
ハンドフットクロスモニタ	性能試験及び校正	H12.5.15～H12.5.31

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

期 間 項 目	第 1 四 半 期	第 2 四 半 期	第 3 四 半 期	第 4 四 半 期	年 間
放射線業務従事者数 (人)	79	66	87	110	160
集団実効線量 (人・mSv)	4.2	6.3	8.8	57.4	76.7
平均実効線量 (mSv)	0.05	0.10	0.10	0.52	0.48
最大実効線量 (mSv)	0.9	1.0	0.9	3.0	5.1

注) 実効線量はガラス線量計のデータによる。

Table 3.3.2 W A S T E 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3四半期	第4四半期	年間
			第1四半期	第2四半期			
放射性塵埃	<sup>241</sup> Am	平均濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )	<2.6×10 <sup>-11</sup>				
	放出量 (Bq)	0	0	0	0	0	0
放射性廃液	<sup>137</sup> Cs	平均濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )	<3.0×10 <sup>-11</sup>				
	放出量 (Bq)	0	0	0	0	0	0
放射性廃液	<sup>241</sup> Am	平均濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )	<2.6×10 <sup>-4</sup>	—	<2.5×10 <sup>-4</sup>	<2.1×10 <sup>-4</sup>	<2.6×10 <sup>-4</sup>
	放出量 (Bq)	0	—	0	0	0	0
放射性廃液	<sup>137</sup> Cs	平均濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )	<2.0×10 <sup>-3</sup>	—	<2.2×10 <sup>-3</sup>	<2.1×10 <sup>-3</sup>	<2.2×10 <sup>-3</sup>
	放出量 (Bq)	0	—	0	0	0	0

Table 3.3.3 廃棄物処理場へ輸送した放射性液体廃棄物

項目		期間	第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期	年間
A未満	廃液量 (m <sup>3</sup> )		0	3.5	0	0	3.5
	放射能量(Bq)		0	5.95×10 <sup>5</sup>	0	0	5.95×10 <sup>5</sup>
A	廃液量 (m <sup>3</sup> )		0	0	0	0	0
	放射能量(Bq)		0	0	0	0	0
B-1	廃液量 (m <sup>3</sup> )		0	0	0	0	0
	放射能量(Bq)		0	0	0	0	0
* B-2	廃液量 (m <sup>3</sup> )		0	0	0	0	0
	放射能量(Bq)		0	0	0	0	0

\* 3.7×10<sup>5</sup>Bq/cm<sup>3</sup> 以上の廃液は、施設内で固化する。

Table 3.3.4 廃棄物処理場へ輸送した放射性固体廃棄物

項目		期間	第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期	年間
$\beta \cdot \gamma$ 廃棄量 (m <sup>3</sup> )	A-1	5.08	6.03	11.55	18.34	41.00	
	A-2	1.15	0.03	1.12	2.12	4.42	
	B-1	0.54	0	0.24	0.30	1.08	
	B-2	0	0	0	0	0	
$\alpha$ 廃棄量 (m <sup>3</sup> )	A-1	0	0	0	0	0	
	B-2	0	0	3.00	0	3.08	

Table 3.4.1 ガラス固化体試験終了措置に係わる工程

	H17年度	H18年度	H19年度	H10年度	H11年度	H12年度
解体撤去方法の検討	■					
変更許可		■	■	■		
No.3セル内解体・撤去		■	■			
No.1セル内解体・撤去			■	■		
No.2セル内解体・撤去					■	■
腐食試験装置設置、試験				■	■	■
低歪引張試験装置設置						■

Table 3.4.2 セル内機器解体・撤去に使用した工具類

品名	使用数量	使用方法
ベビーサンダー	15台(1500枚)	ボルト、配管、鋼板等の撤去、切断等多目的に使用
ディスクサンダー	3台(100枚)	厚板の配管、支柱等の撤去、切断
バンドソー	6台(180本)	配管、支柱の撤去、細断
ニブラ	3台	鋼板の切断(最大SUS304, 4mm)
鉄筋カッター	2台	小径配管(16mm)の切断
電動丸のこ	4台(10枚)	薄板(2mm)の切断
砥石切断機	1台(50枚)	厚板の配管、支柱の細断
ドリル	1台	ボルト頭の撤去

( ) 内の数字は、使用した替え刃の数量を示す。

Table 3.4.3 ガラス固化体試験終了措置(5年間)における廃棄物発生量

廃棄物容器	A-1レベル	A-2レベル	B-1レベル
しゃへい付き廃棄物容器	9基		
1m <sup>3</sup> 容器	20基	2基	
200ドラム缶	74本	15本	
カートンボックス(可燃)	約890個	約85個	
カートンボックス(不燃)	約200個	約30個	
30金属容器			約230個

定常に発生するカートンボックスは除く。

A-1レベル ; 500μSv/時未満

A-2レベル ; 500μSv/時以上, 2mSv/時未満

B-1レベル ; 2mSv/時以上, 4.0×10<sup>4</sup>mSv/時未満

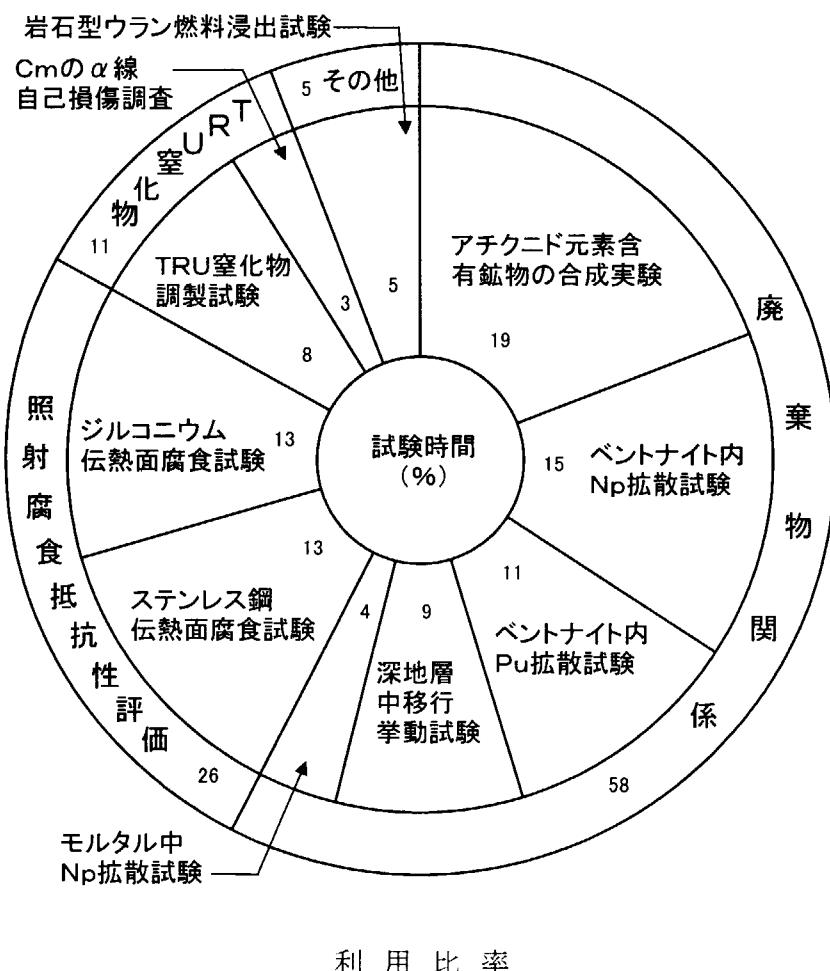


Fig. 3.1.1 W A S T E F の利用状況（平成12年度）

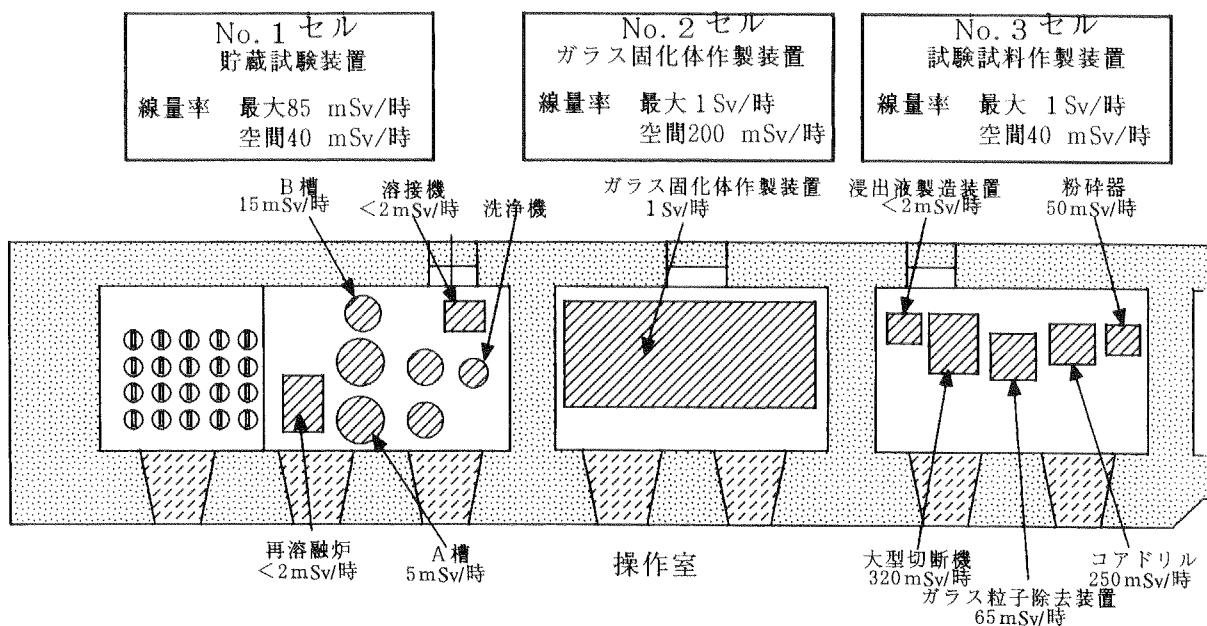
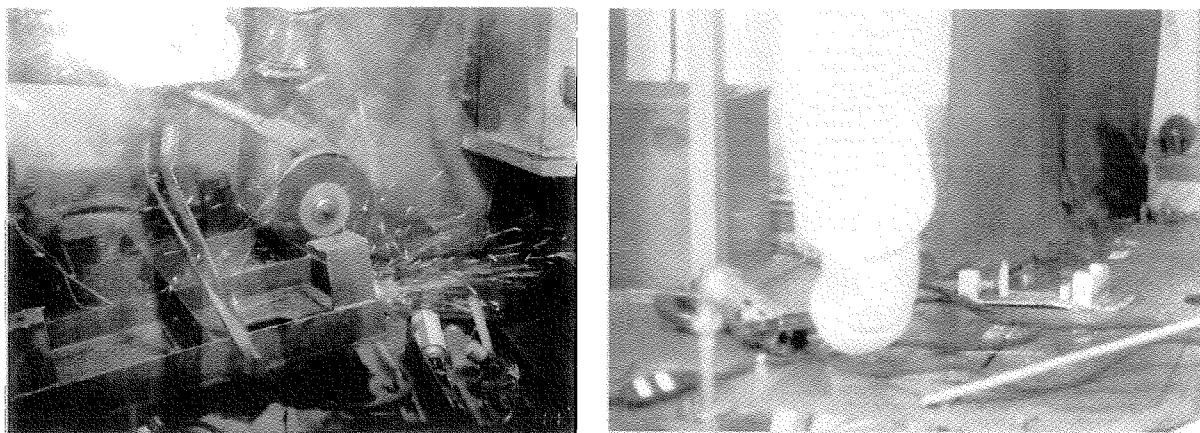


Fig. 3.4.1 ガラス固化体専用試験装置類の設置概要及び線量率



砥石切断機によるベースの切断

ベビーサンダーによる支柱の切断

Fig. 3.4.2 遠隔解体状況

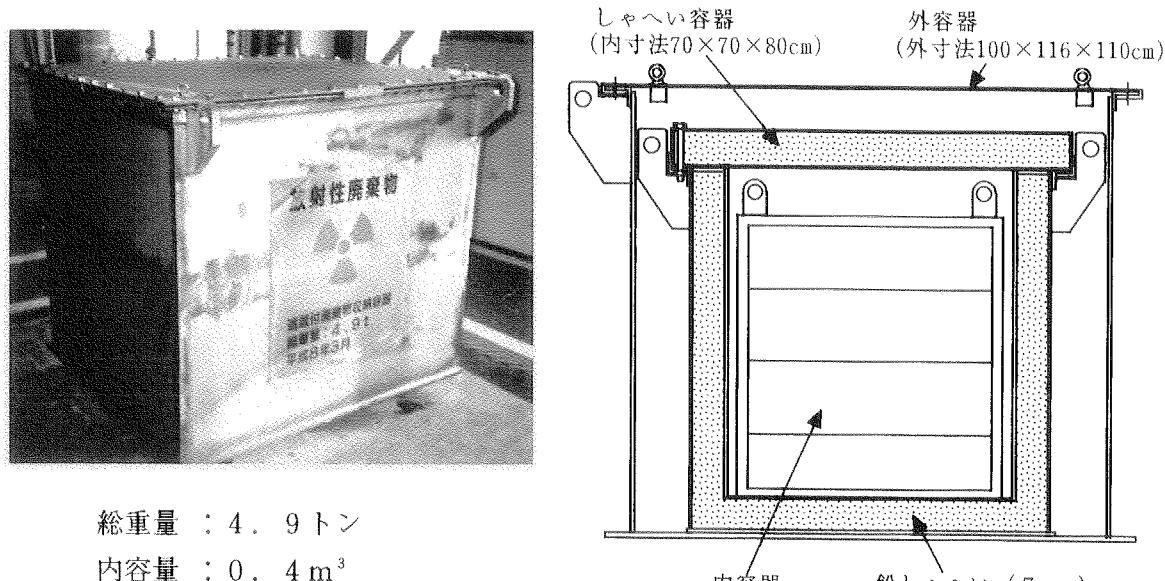


Fig. 3.4.3 しゃへい付き廃棄物容器概略図

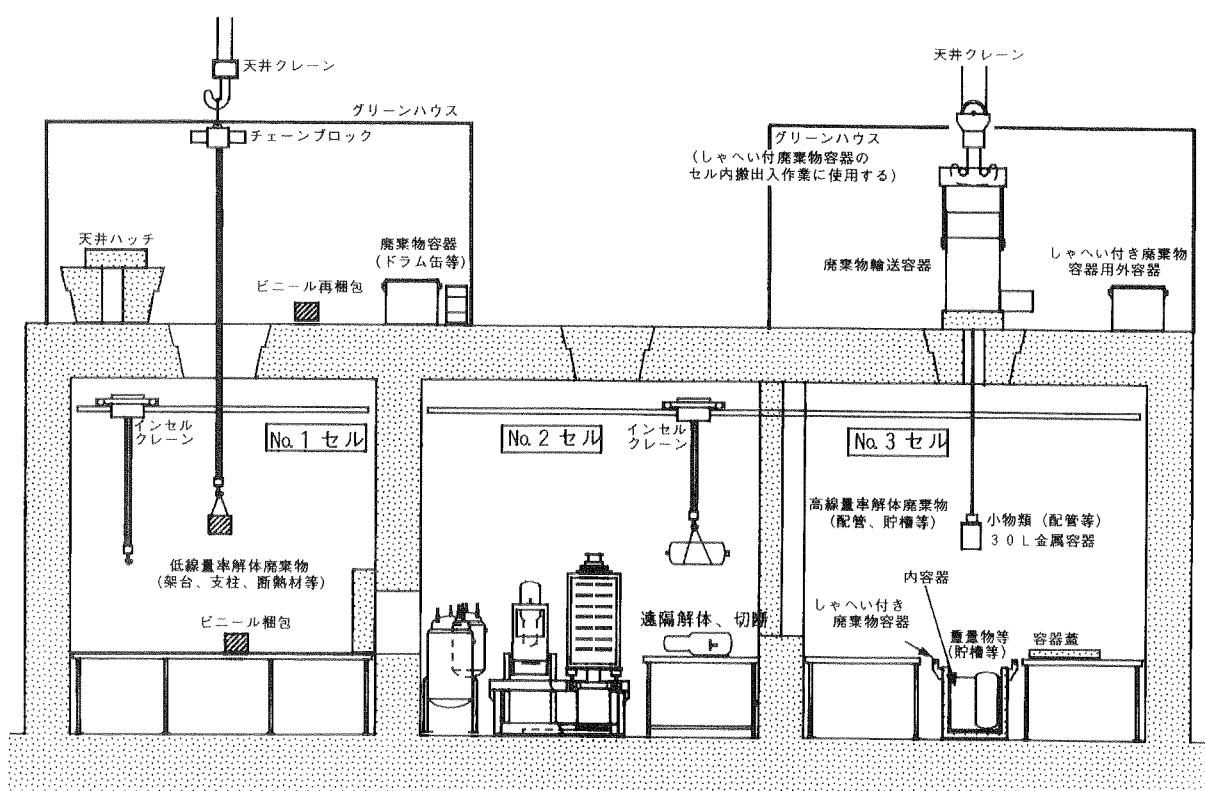


Fig. 3.4.4 廃棄物処理の概略

## 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12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、軽水炉用材料、核融合炉用材料原電黒鉛材料等に係る照射後試験を実施した。所外からの利用はなかった。

今年度の利用申し込み件数は、18件（所内18件）で、これらに前年度からの繰り越し分59件を加えると77件（所内77件、所外0件）となる。このうち43件について照射後試験を実施し、16件について終了した。

12年度に実施した分野別利用件数では、軽水炉用材料関係が23件、核融合炉用材料関係が7件、NSRRバーンアップ燃料が8件、HTTR燃料が2件、その他が3件であった。

ケーブ・セルの分野別利用時間率は、軽水炉用材料関係が39%、NSRRバーンアップ燃料が35%、核融合炉用材料関係が16%、HTTR燃料が5%、その他が6%であり、燃料、材料別のケーブ・セル利用時間率は、材料関係が60%、燃料関係が40%であった。

所内と所外別の利用時間率は、今年度は所外利用がなかったため所内利用が100%であった。

Fig. 4.1.1に平成12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パルス照射済燃料の照射後試験は、12年度から、新規にパルス照射した燃料については燃料試験施設で実施することになったため、当施設では11年度までに搬入された燃料について実施した。

今年度は前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本(試験番号TK-8：非破損)、東電福島第二発電所2号機BWR型短尺化燃料2本(試験番号FK-6, 7：破損)及び前年度までにパルス照射を行った短尺化燃料5本について試験を実施した。

主な試験として、破損燃料については、破損状況の外観検査、燃料片の回収、燃料片の篩分け、篩分け後の外観検査、重量測定、破損被覆管の顕微鏡検査及び破面SEM観察等を実施し、その他、被覆管硬さ試験、燃料の顕微鏡検査及び電子顕微鏡検査等を実施した。

特に前年度に搬入されたFK-6及びFK-7については、パルス照射により燃料棒に大きな破損が生じたため、依頼研究室と連携を密に照射後試験を進めた。

###### ② HTTR燃料の照射後試験

HTTR燃料の試験では、HTTR改良型高燃焼度燃料の健全性確認試験として、燃料コンパクトの顕

微鏡検査及び燃料コンパクト内被覆燃料粒子の電子顕微鏡検査を実施した。

#### ③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、照射されたフェライト鋼等の変形機構を解明するため、高純度Fe-50Cr合金及びFe-Cr-W合金及びTi-V合金の引張試験終了後の試験片について顕微鏡検査及びエッティング処理後の顕微鏡検査を実施した。また、炭素複合材の照射後の材料強度を調べるためにC/Cコンポジットの引張試験を実施した。

また、ITERタスクとしてHIP接合ステンレス鋼(316LN-IG)のIASCC感受性評価のため、今年度新たに整備した微小試験片用高温高圧水SSRT試験装置によりORNL/HFIR照射試験片のSSRT試験を実施した。また、同照射試験片の高温真空引張試験を実施した。

その他、TEM入りホルダ3個を開封し、TEM試験片の仕分けを行った。

#### ④軽水炉用材料の照射後試験

軽水炉圧力容器鋼材(A533B鋼)の試験では、特別会計受託事業「原子炉施設経年影響評価調査研究」及び「IAEA国際照射協力研究ラウンドロビン試験」等に係る軽水炉圧力容器鋼材の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。

圧力容器クラッド材の検査では、中性子照射脆化評価のため圧力容器クラッド材(SUS308) SS-3型試験片の引張試験を実施した。

その他、低不純物圧力容器鋼の脆化原因調査のため、試験済シャルピー試験片からオージェ分析用薄片試料の作製を実施した。

#### ⑤原電東海発電所黒鉛材料の検査

日本原子力発電株式会社と原研の共同研究「照射黒鉛の炭素14の分離に関する研究（その2）」として、原電から輸送容器2基で10本の黒鉛試料入りホルダが搬入された。ホルダの解体、黒鉛試料の取り出し、区分け(C-14分析用、原電保管用、原研保管用の3種に分類)を実施し、原研保管用試料以外の黒鉛試料についてはホルダに再挿入し、原電に返却した。黒鉛試料の照射後試験として今年度は、重量測定、顕微鏡検査、イメージングプレート(IP)試験を実施した。

#### ⑥コンクリート材の検査

JMTRで照射されたコンクリート材試験体について、圧縮強度試験を実施した。当施設でコンクリート材の圧縮強度試験を実施するのは初めてのため、竹中技術研究所で実施している未照射コンクリート圧縮強度試験を依頼研究室の担当者と共に調査した。その結果、照射済コンクリート材を実施するためにはいくつかの問題点が有ることが判り、それらの対策を図りながらコールドモックアップ試験を経てホット試験を実施した。試験体7個のうち、ひび割れの入っていた1個を除きヤング率、最大荷重、圧縮強度、最大荷重時の歪みについて、データが取得できた。

なお、ひび割れの確認された試験体については、今後原因究明をするための試験方法等について検討する予定である。

#### ⑦その他

JRR-3M照射BRM-42Hキャップセルの解体を実施し、石英ガラス封入高温超伝導材料を東京大学へ搬出した。

また、原子炉等規制法の改正に伴い、保安規定の遵守状況の検査が四半期ごとに、保安検査が毎月、文部科学省により実施され、これらの検査については問題なく終了した。

#### 4. 1. 2 特定施設の運転管理

本体施設の運転に伴う受変電設備、非常用電源設備、空気圧縮設備、気体廃棄設備、液体廃棄設備及び警報設備等の運転管理は、技術部施設第1課によって滞りなく行われた。

また、東海研究所核燃料物質使用施設等保安規定の全部改正に伴い、ホットラボ特定施設運転手引を全部改正（H12.11.1）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12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、セル内放射線モニタ等の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、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・清掃を、高サイクル疲労試験装置については、荷重軸芯検査と荷重検定器の点検を、動的破壊靭性試験装置、引張圧縮万能試験機については、それぞれ日本海事協会（NK）検定、計量振興協会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、荷重精度検査、荷重検定器の点検を実施した。

微小試験片用高温高圧水中SSRT試験装置については、冶金Dケーブルに設置し、試験装置本体取り付け・調整、高圧ポンプ及び溶存酸素計の点検を行い、残留応力測定用X線回折装置については、X線管球の交換・光軸確認、ゴニオメータ本体のセル内搬入及び配線点検、CrK $\beta$ 測角精度の確認を行った。その他の機器についても点検の結果、異常はなかった。

また、今年度は、当施設における今後の照射後試験のニーズの変化に伴い、不用となった施設内保管使用済機器類の整理を行った

ケーブル・セルに付帯する設備の保守・整備については、ケーブル遮へい扉の点検、メンテナンスケーブルガムマーゲートの点検・補修、メンテナンスケーブル背面扉施錠装置の補修、インセルモニタの故障修理、鉛セルコンベアの故障修理、鉛セル負圧破壊防止装置の整備及びケーブル内照明灯の配線端子台・ブレーカの更新等を実施した。また、ケーブル・セルの自主検査及びこれらの作業に伴う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

今年度に実施した施設の補修・更新工事は、以下のとおりである。

- 1) 管理区域内天井照明灯更新工事
- 2) 冶金・モニタリング操作室壁塗装作業
- 3) 冶金・化学操作室床塗装作業

- 4) 材料研究室床塗装作業
- 5) 試験係居室空調機設置工事
- 6) 防災監視システム設置工事(保安管理室所掌)

#### 4. 2. 2 特定施設の保守・整備

今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、作動試験等の結果は、各々「良」であった。自主検査の実施状況をTable 4.2.4に示す。

構内高圧配電設備の経年劣化対策として、F62配電設備の更新に伴い、ホットラボ建家受電高圧ケーブルの更新を実施した。

#### 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、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。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

今年度に実施した主な放射線作業は、ケーブル・セルの除染作業、内装機器の修理・据付、照射後試験のための試料のケーブル・セル内への搬入・搬出などである。これらの作業は、いずれも異常な被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従事者（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0.3人・mSvであった。また、指先の組織線量当量の測定を要した者は25人であり、着用期間における線量当量の最大値は4.0mSv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 放射性気体物質

今年度に放出された放射性気体廃棄物の平均濃度及び放出量をTable 4.3.3及びTable 4.3.4に示す。 $^{85}\text{Kr}$ 、 $^{131}\text{I}$ 及び $^{115}\text{Sb}$ 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、それぞれ92MBq、32kBq及び4.0kBq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

今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

今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。また、分類別廃棄量をTable 4. 3. 7に示す。

Table 4.2.1 本体施設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	H12.7.26 ~ H13.3.23
負 压 計	負圧監視警報装置	作 動 試 験	H12.6.22 ~ H12.6.23
放射線モニター	インセルモニター	作 動 試 験	H12.7.26 ~ H13.3.23
消 火 設 備	消防剤貯蔵装置 起 動 装 置	消防薬剤量確認 ガス圧確認 各バルブ作動確認	H12.8.23, H13.3.7 " " " " " "
通 報 設 備	一斉指令装置 ペーディング装置	通 報 試 験	H12.10.17 ~ H12.10.19
警 報 設 備	事故現場表示盤 副 警 報 盤	作 動 試 験	H12.10.17 ~ H12.10.19

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	自主点検(12年7月, 10月, 12月, 13年3月) : ラック等の点検・清掃他
X線撮影装置	列シケブ	試験1	自主点検(12年9月): 異常なし
P型ペリスコープ	列シケブ	試験1	自主点検(12年9月): 異常なし
動的破壊靭性試験装置	スチールセル	試験2	1) 自主点検(12年8月): 異常なし(NK検定合格) 2) 荷重校正治具の点検(12年11月): 異常なし
引張圧縮万能試験機	スチールセル	試験2	自主点検(12年9月): 異常なし(計量振興協会検定合格)
高サイクル疲労試験機	冶金Cケブ	試験2	1) 荷重軸芯検査(13年3月): 異常なし 2) 荷重検定器の点検(13年2月): 異常なし
真空高温引張試験装置	冶金Bケブ	試験2	1) 荷重精度検査(13年3月): 異常なし 2) 荷重検定器の点検(12年12月): 異常なし
微小試験片SSRT試験装置	冶金Dケブ	試験2	1) 試験装置本体据付け・調整(13年1月): 現地検収 2) 高圧ポンプ及び溶存酸素計の点検(13年3月): 異常なし
X線回折装置 (残留応力測定用)	化学Bケブ	試験2	1) X線管球の交換・光軸確認(12年8月): 異常なし 2) ゴニオ本体のセル内搬入・配線点検(12年9月) 3) Cr Kβ測角精度(Si/422)の確認(12年9月)
電子顕微鏡(EPMA)	SEセル	試験3	自主点検(13年3月): 異常なし
遠隔操作型カボン蒸着装置	SEセル	試験3	自主点検(13年3月): 異常なし
セル内コンベア	SEセル	試験3	自主点検(13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	自主点検(13年3月): 異常なし
精密切断機	U/M鉛セル	試験3	自主点検(13年3月): 異常なし
研磨機	U/M鉛セル	試験3	自主点検(13年3月): 異常なし
鉛セルコンベア装置	U/M鉛セル	試験3	自主点検(13年3月): 異常なし
ビッカース硬度計	U/M鉛セル	試験3	1) 操作制御部点検修理(12年7月) 2) 自主点検(13年3月): 異常なし
Ge検出器	冶金操作室	試験3	自主点検(12年7月): 異常なし

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	程 度 (Bq/cm <sup>2</sup> )	延人数		装 備
					職員	業者	
H12年5月29日 ～5月30日	メンテナンスケーブ	キャスク搬入の為	Co-60 Cs-137	40.0	6	12	浄気式加圧服 ビニールアノラック
H12年7月3日 ～7月7日 7月26日, 28日	ケーブル-ケーブル	自主検査の為	Cs-137	200.0	14	40	浄気式加圧服 ビニールアノラック
H12年7月24日	冶金Aケーブル	自主検査の為 (放射化鋼材加工装置据付含む)	Cs-137	10.0	4	6	浄気式加圧フード ビニールアノラック
H12年7月25日	冶金Bケーブル	自主検査の為	Co-60	35.0	3	6	浄気式加圧フード ビニールアノラック
H12年7月31日 ～8月4日	スチールセル	自主検査の為	Co-60	13.5	20	30	浄気式加圧フード タイベックス-ツ
H12年9月4日 ～9月7日	メンテナンスケーブル	照射後試験準備及び ケーブル内不要物品整理 の為	Cs-137	40.0	12	23	浄気式加圧服 ビニールアノラック
H12年10月2日	メンテナンスケーブル	照射後試験準備 (試料搬出入)の為	Cs-137	10.0	3	6	浄気式加圧フード ビニールアノラック
H12年10月5日	冶金Aケーブル	照射後試験により 汚染した為	Cs-137	8.0	3	6	浄気式加圧フード ビニールアノラック
H12年11月2日	メンテナンスケーブル	照射後試験準備 (試料搬出入)の為	Cs-137	40.0	3	6	浄気式加圧服 ビニールアノラック
H13年1月9日 ～1月10日	メンテナンスケーブル	照射後試験準備 (試料搬入)の為	Cs-137	40.0	5	10	浄気式加圧服 ビニールアノラック
H13年3月1日 ～3月9日	U/M鉛セル (No. 1~6) 及びクリーンハウス	自主検査の為	Cs-137	40.0	21	63	浄気式加圧服 ビニールアノラック
合 計 ( 除 染 延 日 数 : 32 日間 )					94	208	_____

Table 4.2.4 特定施設自主検査の実施状況

設 備 名	検 査 項 目	実 施 年 月
受 変 電 設 備	(1) 絶縁抵抗測定	H12.10.14 ~ H12.12.27
	(2) 保護継電器作動試験	H12.10.14 ~ H12.12.27
非常用電源設備	(1) 電気設備の絶縁抵抗測定	H12.11.20 ~ H12.11.22
	(2) 保護継電器作動試験	H12.11.20 ~ H12.11.22
	(3) 機能試験	H12.11.29
気 体 廃 棄 設 備	(1) 電気設備の絶縁抵抗測定	H12.10.14 ~ H12.12.27
	(2) フィルタの捕集効率測定	H12. 9.13 ~ H13. 1.10
	(3) 風量・風向測定	H12.12. 4 ~ H12.12.15
	(4) 機器等の作動試験	H12.12. 4 ~ H12.12.15
液 体 廃 棄 設 備	(1) 電気設備の絶縁抵抗測定	H13. 1.15 ~ H13. 1.17
	(2) 機器等の作動試験	H13. 1.15 ~ H13. 1.17
	(3) 配管及びバルブ等の漏えい試験	H13. 1.15 ~ H13. 1.17
空 気 圧 縮 機	作動試験	H12. 6.19 ~ H12. 6.26
警 報 設 備	作動試験	毎月 1 回

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	H12.6.5～H12.6.23	良
ガスモニタ	性能試験及び校正	H12.6.5～H12.6.23	良
γ線エリアモニタ	性能試験及び校正	H12.6.5～H12.6.23	良
ハンドフットクロスモニタ	性能試験及び校正	H12.6.5～H12.6.23	良

Table 4.3.1 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)	109	133	108	108	199
集団実効線量当量 (人・mSv)	0.3	0.0	0.0	0.0	0.3
平均実効線量当量 (mSv)	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
最大実効線量当量 (mSv)	0.3	—	—	—	0.3

Table 4.3.2 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	79	46	1.253	35	607
除染作業	12	7	1.281	36	285
操作室作業 (マニプレータ修理を含む)	41	24	0.265	7	285
サービスエリア内作業 (G.H.汚染除去室を含む)	21	12	0.060	2	123
排風機室内作業	19	11	0.719	20	132
合計	172	—	3.578	—	1432

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）

月	ガス			
	メインスタック			
	$^{85}\text{Kr}$	$^{41}\text{Ar}$	$^{85}\text{Kr}$	$^{41}\text{Ar}$
4	$< 6.7 \times 10^{-3}$	$2.7 \times 10^7$	$< 5.9 \times 10^{-3}$	0
5	$< 6.7 \times 10^{-3}$	$6.5 \times 10^7$	$< 5.9 \times 10^{-3}$	0
6	$< 6.7 \times 10^{-3}$	0	$< 5.9 \times 10^{-3}$	0
7	$< 6.7 \times 10^{-3}$	0	$< 5.9 \times 10^{-3}$	0
8	$< 6.7 \times 10^{-3}$	0	$< 5.9 \times 10^{-3}$	0
9	$< 6.7 \times 10^{-3}$	0	$< 5.9 \times 10^{-3}$	0
10	$< 6.7 \times 10^{-3}$	0	$< 5.9 \times 10^{-3}$	0
11	$< 6.7 \times 10^{-3}$	0	$< 5.9 \times 10^{-3}$	0
12	$< 6.7 \times 10^{-3}$	0	$< 5.9 \times 10^{-3}$	0
1	$< 6.7 \times 10^{-3}$	0	$< 5.9 \times 10^{-3}$	0
2	$< 6.7 \times 10^{-3}$	0	$< 5.9 \times 10^{-3}$	0
3	$< 6.7 \times 10^{-3}$	0	$< 5.9 \times 10^{-3}$	0
計	—	$9.2 \times 10^7$	—	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		メイノスタック				サブスタック			
全β	<sup>137</sup> Cs	<sup>131</sup> I	<sup>125</sup> Sb	全β	<sup>137</sup> Cs	月平均濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )	月平均濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )	月平均濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )	月平均濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )
4	<8.2×10 <sup>-11</sup>	<8.2×10 <sup>-11</sup>	0	1.1×10 <sup>-9</sup>	3.2×10 <sup>4</sup>	—	—	<7.9×10 <sup>-11</sup>	<7.9×10 <sup>-11</sup>
5	<7.4×10 <sup>-11</sup>	<7.4×10 <sup>-11</sup>	0	—	—	—	—	<7.4×10 <sup>-11</sup>	<7.4×10 <sup>-11</sup>
6	<8.1×10 <sup>-11</sup>	<8.1×10 <sup>-11</sup>	0	—	—	—	—	<8.1×10 <sup>-11</sup>	<8.1×10 <sup>-11</sup>
7	<7.5×10 <sup>-11</sup>	<7.5×10 <sup>-11</sup>	0	—	—	<2.3×10 <sup>-10</sup>	2.4×10 <sup>3</sup>	<7.5×10 <sup>-11</sup>	<7.5×10 <sup>-11</sup>
8	<7.6×10 <sup>-11</sup>	<7.6×10 <sup>-11</sup>	0	—	—	<2.1×10 <sup>-10</sup>	1.6×10 <sup>3</sup>	<7.6×10 <sup>-11</sup>	<7.6×10 <sup>-11</sup>
9	<7.5×10 <sup>-11</sup>	<7.5×10 <sup>-11</sup>	0	—	—	—	—	<7.5×10 <sup>-11</sup>	<7.5×10 <sup>-11</sup>
10	<7.3×10 <sup>-11</sup>	<7.3×10 <sup>-11</sup>	0	—	—	—	—	<8.7×10 <sup>-11</sup>	<8.7×10 <sup>-11</sup>
11	<7.3×10 <sup>-11</sup>	<7.3×10 <sup>-11</sup>	0	—	—	—	—	<8.9×10 <sup>-11</sup>	<8.9×10 <sup>-11</sup>
12	<8.6×10 <sup>-11</sup>	<8.6×10 <sup>-11</sup>	0	—	—	—	—	<8.6×10 <sup>-11</sup>	<8.6×10 <sup>-11</sup>
1	<7.4×10 <sup>-11</sup>	<7.4×10 <sup>-11</sup>	0	—	—	—	—	<8.1×10 <sup>-11</sup>	<8.1×10 <sup>-11</sup>
2	<7.3×10 <sup>-11</sup>	<7.3×10 <sup>-11</sup>	0	—	—	—	—	<7.3×10 <sup>-11</sup>	<7.3×10 <sup>-11</sup>
3	<8.4×10 <sup>-11</sup>	<8.4×10 <sup>-11</sup>	0	—	—	—	—	<8.4×10 <sup>-11</sup>	<8.4×10 <sup>-11</sup>
計	—	—	0	—	3.2×10 <sup>4</sup>	—	4.0×10 <sup>3</sup>	—	0

Table 4.3.5 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1四半期	第1四半期	第1四半期	年
A	廃液量 (m <sup>3</sup> )	9.1	19.5	3.3	6.9	38.8	
	放射能量 (Bq)	$8.7 \times 10^7$	$2.9 \times 10^8$	$2.2 \times 10^6$	$5.4 \times 10^6$	$3.85 \times 10^8$	
B-1	廃液量 (m <sup>3</sup> )	0	6.7	3.0	1.0	10.7	
	放射能量 (Bq)	0	$6.8 \times 10^8$	$3.4 \times 10^8$	$1.1 \times 10^8$	$1.1 \times 10^9$	
B-2	廃液量 (m <sup>3</sup> )	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、放管、材料研究室を含む)

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	
		廃棄量(m <sup>3</sup> )		廃棄量(m <sup>3</sup> )		廃棄量(m <sup>3</sup> )		廃棄量(m <sup>3</sup> )		廃棄量(m <sup>3</sup> )	
A-1	廃棄量(m <sup>3</sup> )	17.170		27.420		11.140		19.190		74.920	
A-2	廃棄量(m <sup>3</sup> )	0.180		0.520		0.000		0.000		0.700	
B-1	廃棄量(m <sup>3</sup> )	0.360		0.030		0.690		0.990		2.070	

Table 4.3.7 ホットラボの放射性固体廃棄物の分類別搬出実績

期間	A-1								A-2				B-1		B-2	液体			
	可燃	不燃			フィルタ	非圧縮物			可燃	不燃	その他の		可燃	不燃	その他	可燃	不燃	ペル(m <sup>3</sup> )	
	カートン その他	カートン 白	カートン 紺	ペール缶 緑	HEPA	その他	ドラム	S・T等	カートン リップ	カートン リップ	ドラム	S・T等	異形容器	カートン リップ	その他	異形容器	カートン リップ瓶	A-B-1	
第1四半期	323	15	3	1	3	1	6	8			3	3			12			3.5	
第2四半期	735	12	72	4	11	11	3		9	12	7	4			1		14.0	13.7	
第3四半期	404	8	21	4	4	1	3		1	1	2				23		3.5	6.0	
第4四半期	452		37	2	11	5	9		5	6	2				33		6.9	1.0	
合計	1914	20	145	13	27	20	16	6	23	19	11	7	3	0	0	69	0	27.9	20.7

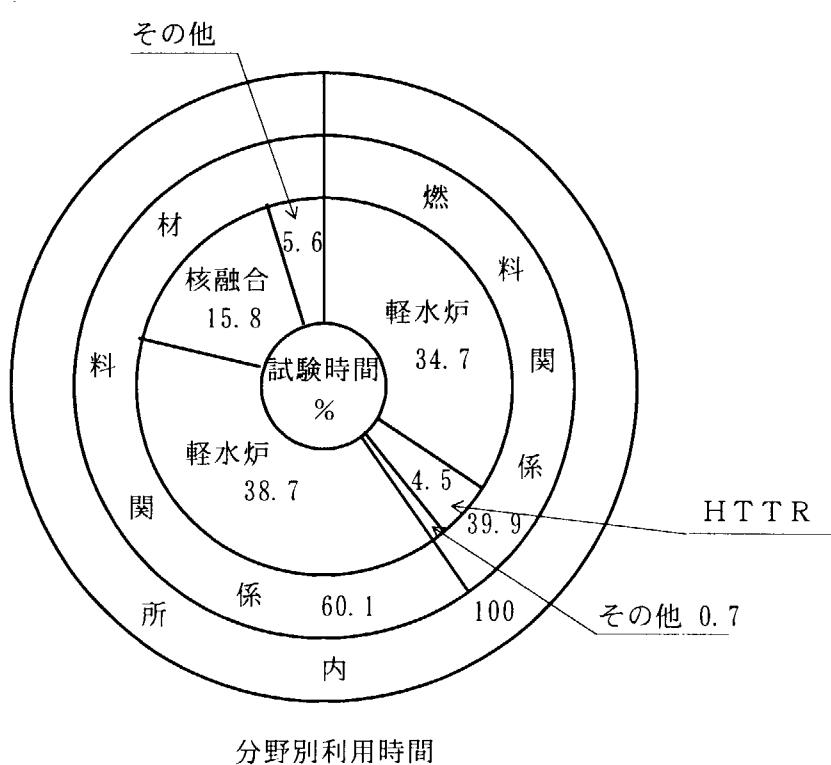
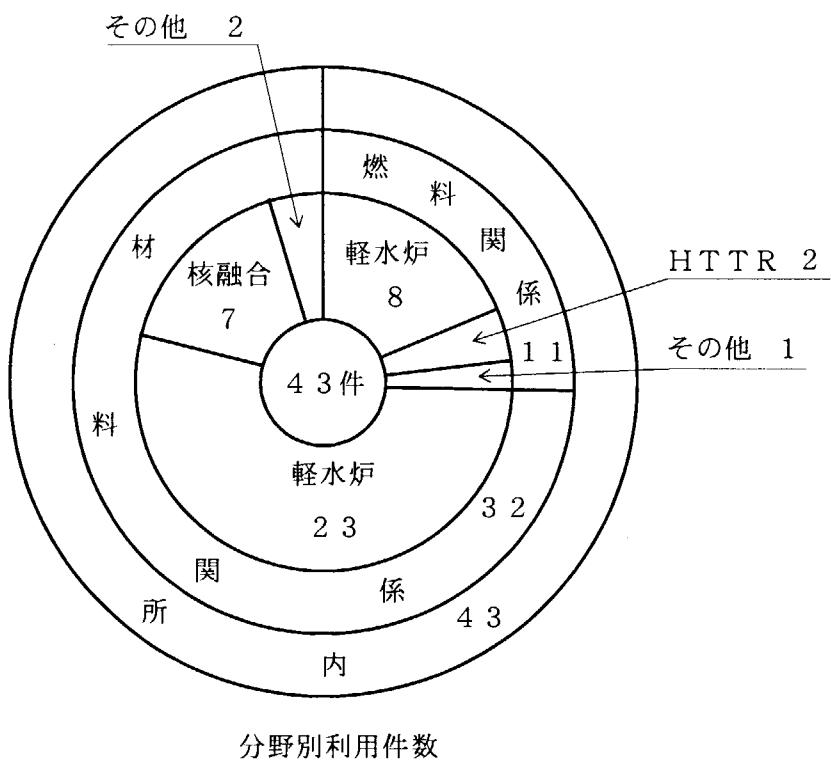


Fig. 4.1.1 ホットラボ施設利用状況（平成12年度）

## 5. 試験技術開発

### 5.1 ホット試験技術課

#### 5.1.1 中性子ラジオグラフィによる照射済燃料の非破壊試験法の開発

##### (1) はじめに

中性子ラジオグラフィは、X線ラジオグラフィに比べて核燃料に対して良好な撮影画像が得られることから、照射済燃料の健全性を検査する有効な非破壊試験法として考えられている。

ホット試験技術課では、中性子ラジオグラフィの新技術であるイメージングプレート法およびCT断層撮影法の有効性に着目し、適用の可能性について議論してきた<sup>(1)</sup>。平成12年度においては、未照射の燃料ピン、水素化物および酸化膜をそれぞれ形成した被覆管など照射済燃料を模擬した試料を用いて、PIEへの適用のための基礎データの収集を行った<sup>(2)</sup>。

##### (2) 試験の概要

試料は、研究炉利用課から譲渡された未照射燃料ピン、水素吸収量及び酸化膜厚を制御・調整したジルカロイ被覆管を用いた。

未照射燃料ピンは、7個の濃縮中空UO<sub>2</sub>ペレット(濃縮度2.28wt%)、2個の天然UO<sub>2</sub>ペレット(0.72wt%)及びインコネル製のプレナムスプリングがジルカロイ被覆管に挿入された構成となっている。濃縮中空ペレットの各部(外径、内径、及び高さ)は、精度良く制御・作製されている。

水素吸収処理は、約700K、Ar+水素ガス雰囲気下で行われた。水素化物は、照射済燃料を模擬するために外周部に偏在させた(Fig. 1)。酸化膜形成管は、温度973、1173及び1323Kで水蒸気雰囲気下において、被覆管内面及び外面に形成処理された。酸化膜は~70μmの範囲で処理・調製された。撮影は、被覆管の断面方向および側方向について行った。断面方向の撮影用試料は、上記の被覆管を厚さ5mmに切り出し、両断面を平行化した。試験には、イメージングプレート法およびCT法を用いた。CT法の再構成計算用の画像は冷却型CCDカメラとLi-ZnSコンバータを組み合わせた中性子TVシステムによって取得した。中性子ラジオグラフィ試験は、JRR-3Mに設置されているTNRF-2において行った。それぞれの撮影の模式図をFig. 2に示す。

撮影画像は画像解析処理され、被覆管のPSL(Photo Simulated Luminescence)及びその分布から、水素吸収量の分布及び酸化膜厚などの評価を試みた。冷却型CCDカメラを用いて撮影した画像からCT再構成計算より得た上記の被覆管の断層像についても同様の評価を行った。

##### (3) 試験結果

###### 1) イメージングプレート

Fig. 3に未照射燃料ピンのイメージングプレート画像とX線ラジオグラフィ画像を示す。イメージングプレート像においては、X線ラジオグラフィでは確認できない燃料ペレットの中空部およびギャップが確認でき、プレナム部も鮮明に写し出されている。また、天然UO<sub>2</sub>と濃縮UO<sub>2</sub>間の差が画像上で確認できる。

側方向撮影された水素化物形成管像上において、水素の影響は最も濃度の高い ZH-3 (Table1 参照)においてのみ観察された。断面方向撮影像の場合、水素化物を形成したすべての被覆管外周部において、黒化する領域が確認された (Fig. 4 参照)。外周部の黒化およびその幅は、水素濃度に伴い大きくなる傾向にあった。また、ZH-3 上の周方向において水素濃度が不均一に分布していることも確認できる。

酸化膜形成管についても水素化物形成管と同様に側方向及び断面方向の撮影を行ったが、被覆管画像上の外周部及び内周部において、酸化膜に相当する層は確認できなかった。

## 2) CT

水素化物形成管の CT 画像を Fig. 5 に示す。これらの画像は、より鮮明にするために厚さ約 40  $\mu\text{m}$  の CT 画像 (Fig. 2 参照) を 100 層重ねている。ZH-3 の画像の外周部において、水素化物形成に起因すると考えられる層が観察される。この層は、厚さ 40  $\mu\text{m}$  の像においても確認できる。酸化膜形成管の場合、イメージングプレートの結果と同様に酸化膜と考えられる層は確認できなかつた。

## (4) まとめ

平成 12 年度における予備試験の結果から、中性子ラジオグラフィは燃料ピンの内部観察及び被覆管中における水素分布測定に有効であることが分かった。酸化膜の観察については、良好な結果が得られなかった。今後は、画像上からの寸法および濃度測定を含めた定量評価の可能性について検討する予定である。

## 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-Tech 2000-30
- (2) 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(2)－中性子ラジオグラフィによるジルカロイ被覆管における水素化物及び酸化膜の観察評価－」 JAERI-Tech 2000-82

Table1 水素化物形成管中の水素濃度

水素化物形成管 (ID)	水素濃度 (wtppm)
ZH-1	232-526
ZH-2	483-892
ZH-3	786-2032

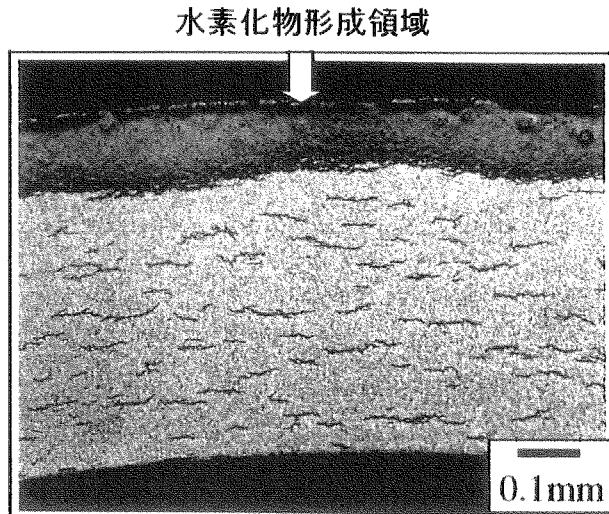
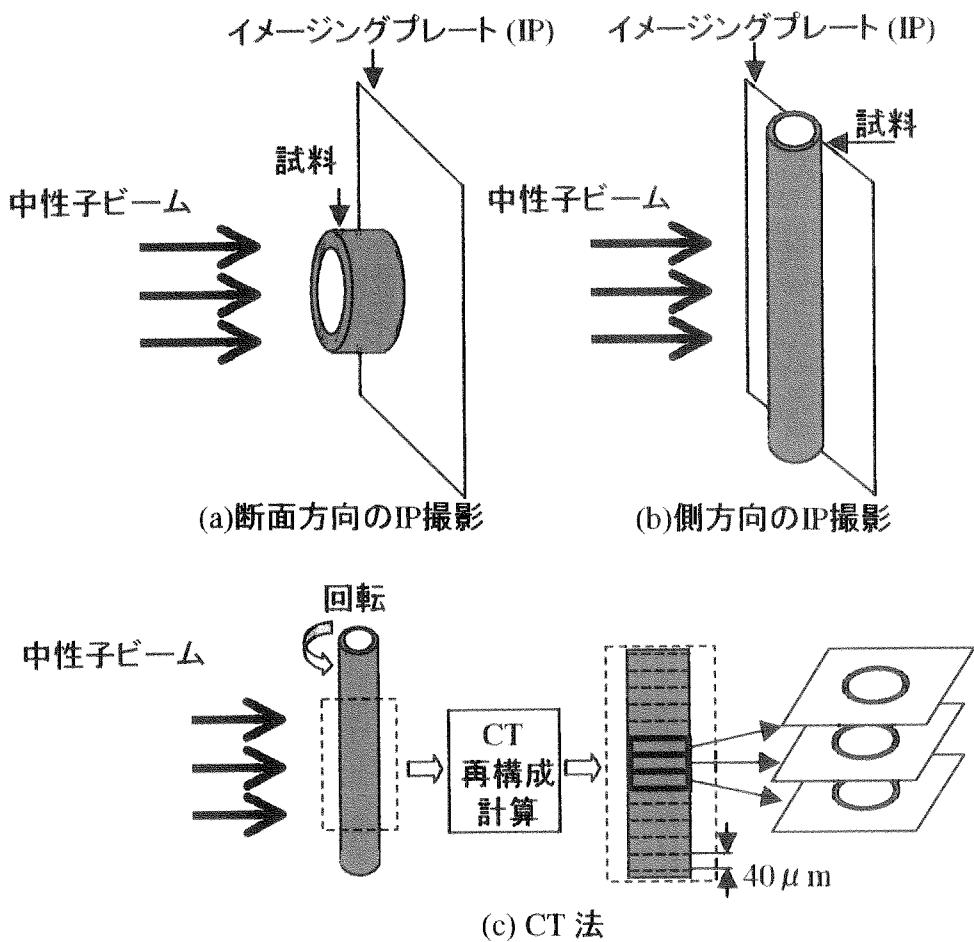
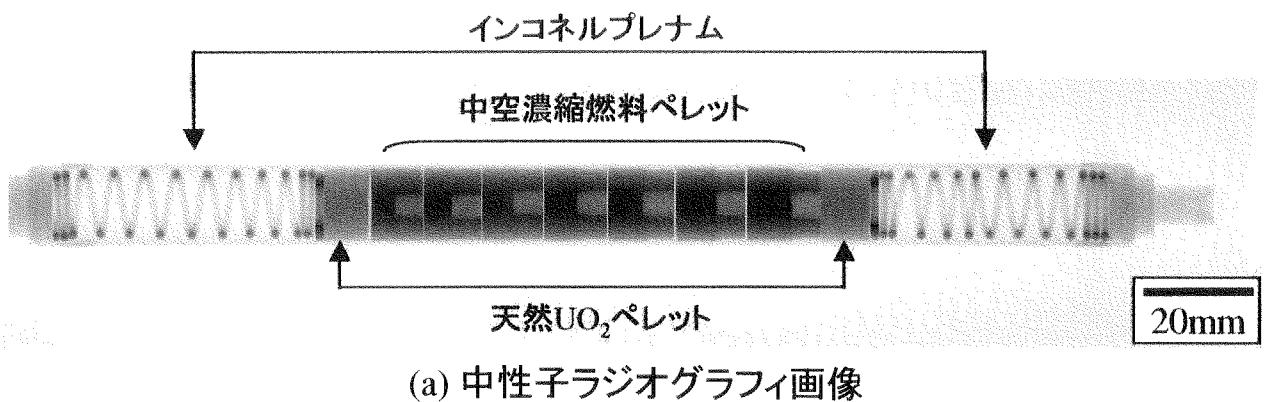
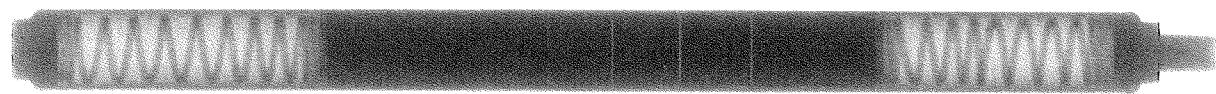
Fig.1 水素化物形成管(ZH-3)のエッチング  
処理後の金相写真

Fig.2 イメージングプレート(IP)及びCTの撮影模式図



(a) 中性子ラジオグラフィ画像



(b) X線ラジオグラフィ像

Voltage: 150kV, Current: 250mA, Exposure time: 1.2 sec.

Fig.3 中性子ラジオグラフィ像とX線ラジオグラフィ像との比較

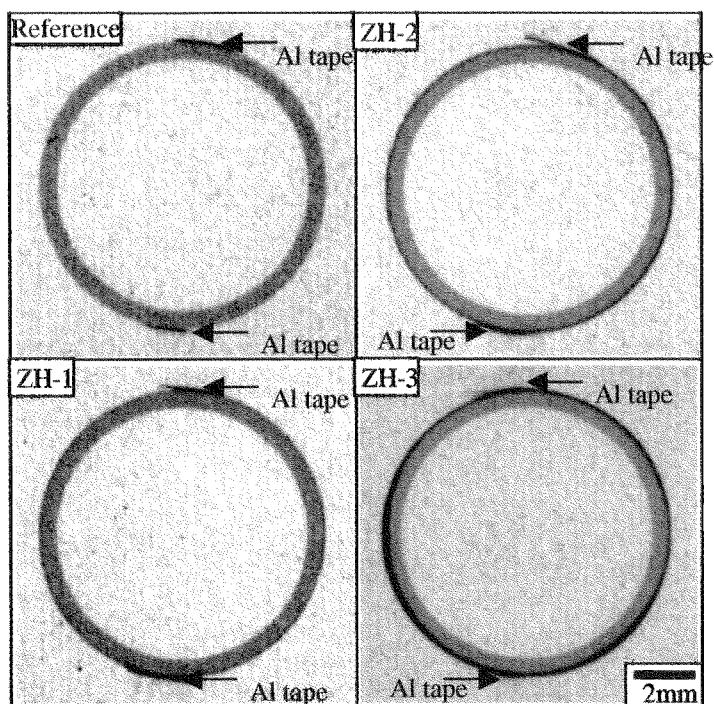


Fig.4 イメージングプレートにより断面方向撮影した水素化物形成管の画像

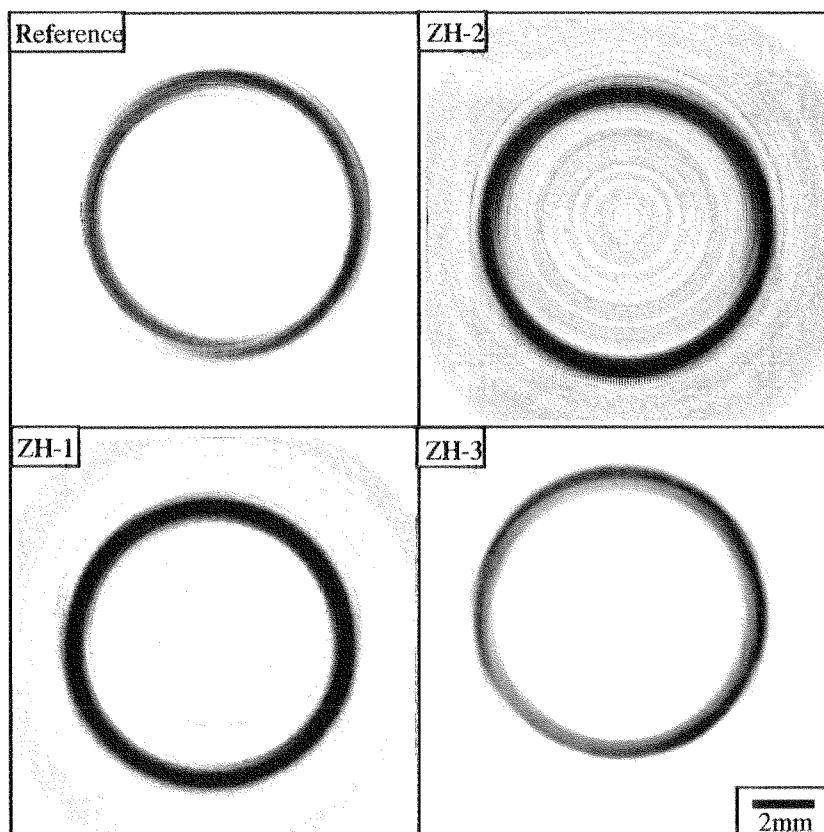


Fig.5 水素化物形成管のCT画像

## 5.2 実用燃料試験課

### 5.2.1 微小試料密度測定装置の開発

#### (1)はじめに

現在、原研では余剰プルトニウムの処理を睨んだ新型燃料研究として、ROX 燃料の開発を行っている。この燃料開発に際しては、焼結条件などの基礎物性に不確定要素があるため、電気炉によりアニーリングを行い、アニーリング前後の燃料密度を比較することによって、焼結性の評価を行うこととしている。しかし、研究炉照射したこの燃料の試料形状は  $\phi 3 \times 1\text{mm}$  (約 30mg) と極めて微小であるため、燃料ペレット 1 個分程度の巨視的な評価を対象とした、既存の従来型密度測定装置では密度測定精度の確保に課題があった。そのため、試料重量が 10–30mg 程度の微小な試料においても高精度な密度測定が行え、かつ、容易な遠隔操作での測定を可能とする装置開発を行った。本装置における密度測定では、得られた密度が理論値（あるいは参照値）の 1 %以内の精度を持ち、データの標準偏差は  $\pm 0.05\text{g/cm}^3$  以内にあることを目標とした。

なお、当該装置は「ワنسスルー型微小試料密度測定装置」として、現在特許出願中である（特許申請番号：2001-026721）。

#### (2)装置の概要

当施設に既設の密度測定装置は、試料をバスケットに載せ、乾燥測定・液中測定の両方について「試料+バスケット」の重量測定を行った後に、バスケットのみの重量を差し引くことにより試料の乾燥重量及び液中重量（試料体積）を算出し、試料密度の評価を行っていた。この従来法の場合には、乾燥測定時のバスケット重量が約 2.0g あるため、数十 mg 試料の精密測定が困難なことに加え、液中ではこのバスケットの浮力が約 0.2g 発生するため、数 mg 程度の浮力測定を必要とする微小試料においては精度確保が極めて困難な状況にあった。また、Fig. 5.2.1 の測定フローに示す通り、バスケットからの試料の出し入れの際には、マニプレータで試料バスケットの掛け替えを行わなくてはならず、遠隔での操作性にも問題があった。

開発した微小試料密度測定装置 (MSD) は、従来装置と異なり、乾燥測定用のドライバスケットと液中測定のウェットバスケットの 2 つのバスケットを持ち、それらは常時、1 本の懸垂線上に吊り下がっている構造となっている。これにより、測定前（試料を載せる前）に両バスケットの重量を予め差し引いておくことにより、乾燥測定時、液中測定時共に微小な試料においてもバスケットの重量、浮力に全く影響されずに測定が行え、純粋に試料重量・試料浮力のみを対象とした測定が行える装置である。装置の概略図を Fig. 5.2.2 に示す。

また、バスケットは常時懸垂線上に固定されており、モーター駆動により試料の排出・投下を行うため、試料投入から測定終了までを全て全自動で行うことが可能となった（ワنسスルー）。これによりマニプレータによるバスケットの掛け替えが不要となり、遠隔操作性を大幅に改善することができた。

#### (3)コールドモックアップ試験

微小試料密度測定装置の測定精度評価のために、標準試料として金属とセラミックのディスクを作製した。金属ディスク試料は形状、重量、密度の測定精度への影響を評価するために 6 種類 ( $\phi 3 \times 1\text{mm}$ ,

$\phi 5 \times 1\text{mm}$ 、 $30-400\text{mg}$ 、 $5-21\text{g/cm}^3$ )、セラミックディスク試料は気孔率の影響を評価するために 4 種類の気孔率 (0% - 45%) を有するものとした。これら標準試料の諸元を Table 5.2.1 に示す。なお、セラミックディスク試料の密度は、気孔率 0% 試料については、理論密度値、12, 27, 45% 試料については、SEM 観察から求めた平均的な気孔率に基づき推定した値 (参照値 RV と呼ぶ) である。

コールドモックアップの試験条件は以下の通りである。測定の際には気温、液温を連続して測定し、温度変化による大気、置換液の密度変化の補正を行った。

- 置換液 純水 + 界面活性剤 (ドライウェル 0.01% 添加液)
- 置換液密度 純水と同じ
- 液浸時間 液中投下後 20 分
- 測定回数 15 回測定、10 点平均

#### (4) 成果

上述のモックアップ試験で得られた結果を Table 5.2.2 に示す。即ち、金属試料に対する測定精度は理論値の 0.7% 以内、標準偏差は最大  $0.05\text{g/cm}^3$  であり、セラミック試料においては、前者が参考値の 0.3% 以内、後者は最大  $0.02\text{ g/cm}^3$  であった。また、今回用いた最も微小な試料 ( $\phi 3 \times 1\text{mm}$ 、 $15\text{mg}$ ) においても、試料の重量、密度、体積によらず、目標とする測定精度を満足でき、更に、セラミック試料に対しては気孔率の大小によらず正確な密度測定が可能であった。これらの結果から、 $4 \sim 6\text{ g/cm}^3$  程度の多孔質材料である ROX 燃料、あるいは、 $\text{UO}_2$  燃料などにおいても同様な測定結果が推察でき、本装置の有効性が確認された。

微小試料に対する高精度な密度測定技術の開発は、ROX 燃料の密度測定は元より、照射済燃料ペレットの半径方向のスエリング分布など、ペレット中の微小な領域における密度値の評価が可能になると考えられ、今後の燃料開発及びそれに伴う照射後試験への大きな貢献が期待できる。

本装置は現在、最終整備中であり、終了次第、セル内に設置して供用を開始する予定である。

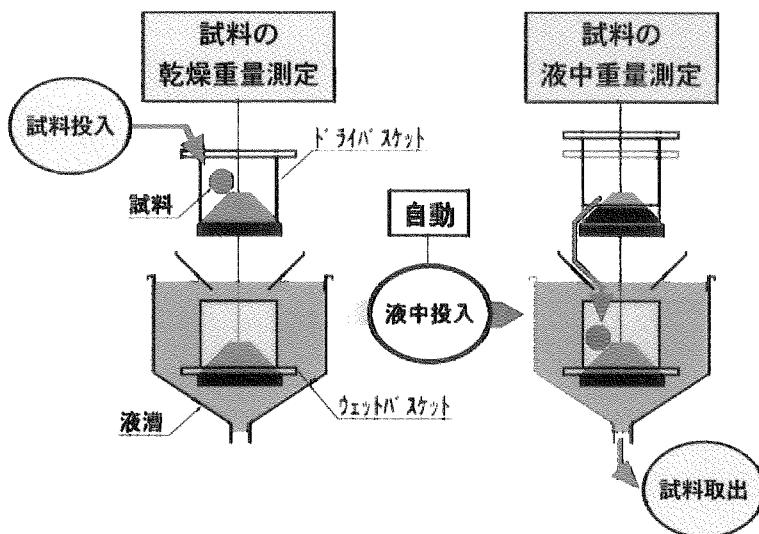
Table 5.2.1 標準試料の諸元

【金属ディスク試料】				【セラミックディスク試料】						
種類	Pt	Mo	Ti	$\text{Al}_2\text{O}_3$						
理論密度 TD ( $\text{g}/\text{cm}^3$ )	21.37	10.19	4.50	呼称						
形状	$\phi 3$ 、 $\phi 5 \times 1\text{mm}$			0%試料	12%試料	27%試料	45%試料			
				0	11.87	26.65	44.53			
				密度 RV ( $\text{g}/\text{cm}^3$ )	3.99	3.52	2.93			
				形状						
				$\phi 3 \times 1\text{mm}$						

Table 5.2.2 コールドモックアップ試験結果

		測定値( $\text{g}/\text{cm}^3$ )		%TD	【セラミック試料】		
		平均密度 $\bar{x}$	標準偏差 $\sigma$		測定値( $\text{g}/\text{cm}^3$ )	% RV	
$\phi 3$	Ti(30mg)	4.50	0.01	100.0	0%試料(60mg)	3.99	0.02
	Mo(70mg)	10.12	0.02	99.3	12%試料 (25mg)	3.50	0.01
	Pt(150mg)	21.37	0.02	100.0	27%試料 (20mg)	2.92	0.02
$\phi 5$	Ti(90mg)	4.51	0.01	100.2	45%試料 (15mg)	2.21	0.01
	Mo((200mg)	10.14	0.03	99.5			
	Pt(420mg)	21.43	0.05	100.3			

【微小試料密度測定装置】



【既設の密度測定装置】

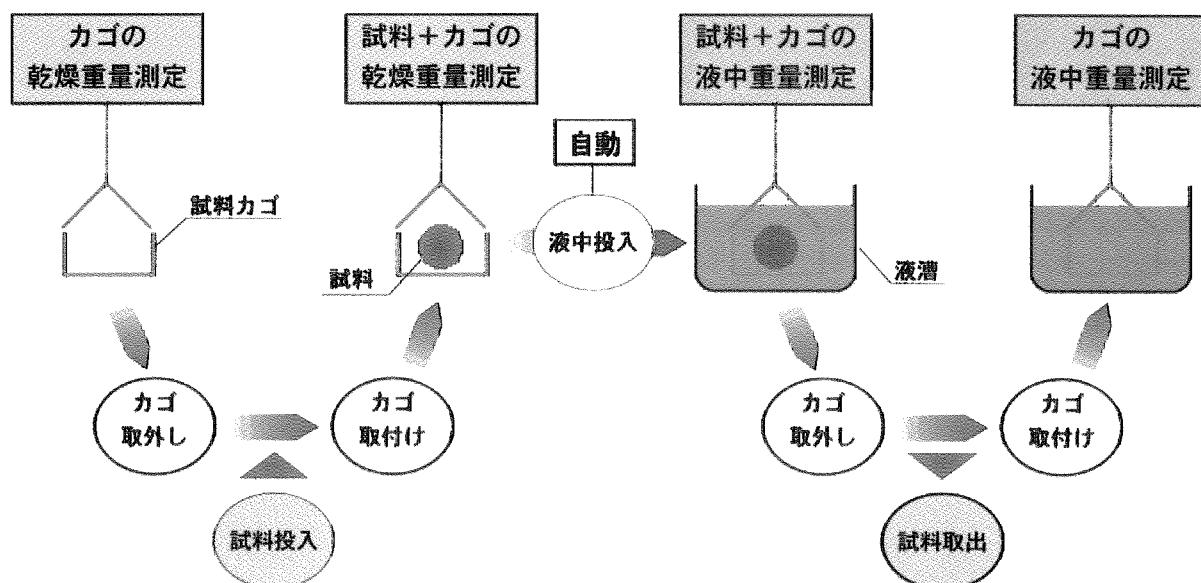


Fig. 5.2.1 微小試料密度測定装置と従来装置の測定フロー図

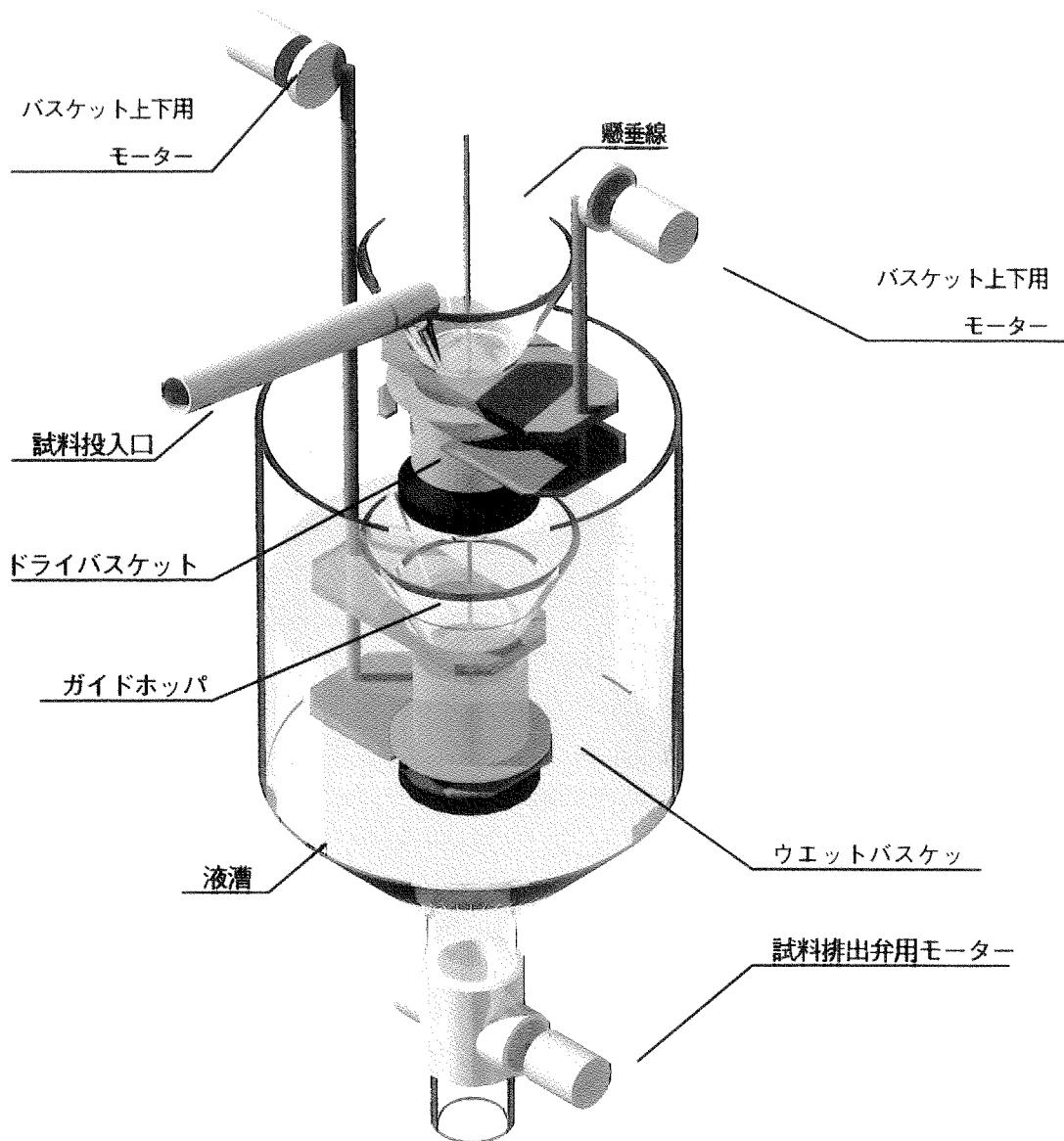


Fig. 5.2.2 微小試料密度測定装置・主要部外観図

## 5.3 W A S T E F 課

### 5.3.1 $\alpha$ 液体廃棄物処理技術の開発

#### (1) はじめに

W A S T E F では、専用のセル及びグローブボックス内で、 $\alpha$ 核種を使用していくつかの試験を実施している。これらの試験により、T R U核種を含む試験済廃液（液体廃棄物）が発生する。この廃液は、主にP u、A m、C m、U、N p等のアクチノイド元素を含む水又は弱酸性硝酸溶液である。このうちP u、A m、C mはシンロック及びガラス固化等の試験によるものであり、U、N pは再処理材料腐食試験等で使用されたものである。これらの廃液の放射能量はG B q以上であり、廃棄物としての取り扱いを困難にする要因となっていた。通常これらの廃液は、中和処理後固化して $\alpha$ 固体廃棄物としてドラム缶に封入し、所内の廃棄物処理場で保管廃棄するが、この方法では固化する際に廃棄物の容積が約2倍となる。このため $\alpha$ 廃棄物放射能低減化及び減容化の観点から、施設内での事前処理手法として、液体廃棄物から $\alpha$ 核種を分離除去し、 $\alpha$ 固体廃棄物と低レベル $\beta$ ・ $\gamma$ 扱い液体廃棄物にする方法を開発した。

#### (2) 放射能分離方法

前述の廃液について「水酸化鉄共沈法」を用いた $\alpha$ 放射能分離除去方法を用いた処理を実施した。この方法は、F e (III)を添加した酸性溶液をアルカリ溶液で中和し、水酸化鉄の沈殿を生成させる際に共存する他の物質も共に沈殿する現象を利用して分離する方法であり、化学分析や放射能分析で精製や妨害物質を除去するのに広く用いられている方法である。

生成する沈殿の性状は、褐色のゼラチン状であり水に対して極めて難溶性である。また吸着されたイオンが凝析の過程で沈殿物に引きずられるため他種イオンの吸着もかなり広範囲に渡って起こり、 $\alpha$ 核種も高い割合で水酸化鉄と共に沈する。この様にして生成した沈殿は定量ろ紙を用いてろ過することで容易に溶媒から分離することができる。

Fig. 5.3.1 にグローブボックス内で実施した放射能分離除去手順を示す。中和溶液としては、水酸化ナトリウムとアンモニア水の2つが考えられるが、水酸化ナトリウムの場合、溶媒の放射能測定試料を作製するための蒸発乾固過程でナトリウムの析出物が生じ、その自己吸収のため $\alpha$ 線測定精度が悪くなるため、析出物が生じにくいアンモニア水を用いた。

#### (3) モックアップ試験及びその結果

試験済廃液の分離作業を行う前に、T R U核種の分離効率を調べる目的でモックアップ試験を実施した。この試験では $^{244}\text{Cm}$ 標準溶液（放射能： $1.5 \times 10^5 \text{Bq} / 5 \text{ml}$ ）を添加した0.1M硝酸溶液と、水酸化鉄共沈生成後にろ過したろ液との放射能濃度を比較し、水酸化鉄共沈法による溶液からの $\alpha$ 核種分離効率を調べた。分離効率は、共沈前溶液及び共沈後ろ液をそれぞれ分取し、チタン皿に蒸発乾固した後、 $\alpha$ 線スペクトロメータを用いて $^{244}\text{Cm}$ の放射能量を測定することで決定した。この結果、 $\alpha$ 核種に関する高い分離効率が確認された。それぞれの放射能測定結果と分離効率をTable 5.3.1に、共沈前後の測定スペクトルをFig. 5.3.2に示す。

#### (4) 試験済み廃液の処理作業

モックアップ試験と同様の方法により、グローブボックス内で試験済廃液の分離処理を行った。共沈後の放射能濃度は<sup>244</sup>Cm、<sup>238</sup>Pu、<sup>241</sup>Am等のTRU元素について、100KBqから0.1KBqとなり、さらに高放射能を持つ10MBqの溶液の場合2回の共沈処理によって10KBqに低減化できた。この結果から $\alpha$ 核種の分離は概ね予測どおり成功し、放射能の低減化が図れた。分離後の溶媒液量については、アンモニア水による中和共沈過程により、最大で約10%程度増量した。作業時間は、約1時間である。Photo. 5.3.1 及び 5.3.2 に共沈後ろ過作業を示す。

#### (5) まとめ

$\alpha$ 試験廃液の放射能低減化並びに減容手法として、「水酸化鉄（III）共沈法」を採用することで $\alpha$ 核種放射能の低減化に成功した。分離によって発生した溶液は容積比約1.1の低レベル $\beta$  $\gamma$ 扱い廃液となるが、蒸発乾固することにより固体廃棄物となり大幅な減容が可能である。今後は溶媒に微量残留している $\alpha$ 核種の蒸発乾固過程での挙動についてエバポレーター等を用いた実験を行うとともに、その際容器表面に付着する硝酸アンモニウムの処理方法についての検討を行う予定である。

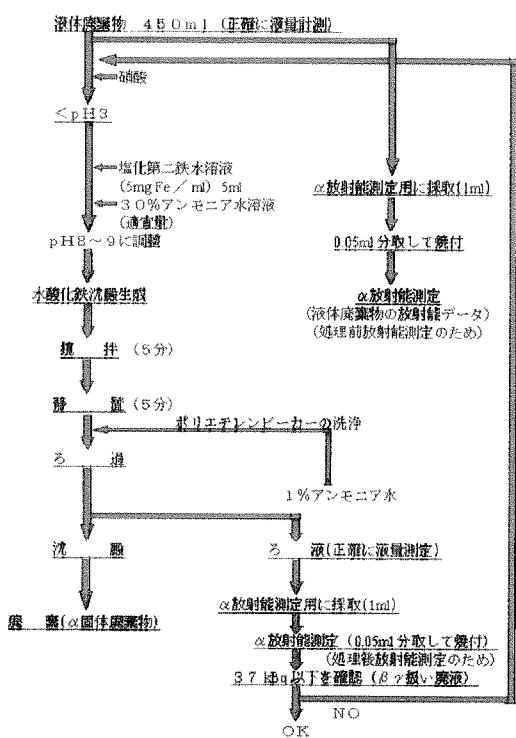


Fig. 5.3.1 放射能分離除去手順フロー



Photo. 5.3.1 共沈後ろ過作業

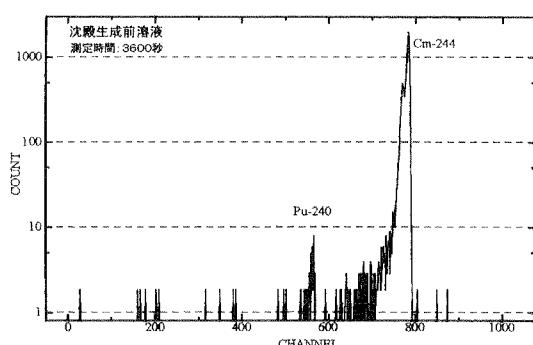


Table 5.3.1 共沈前後の放射能測定値と放射能濃度

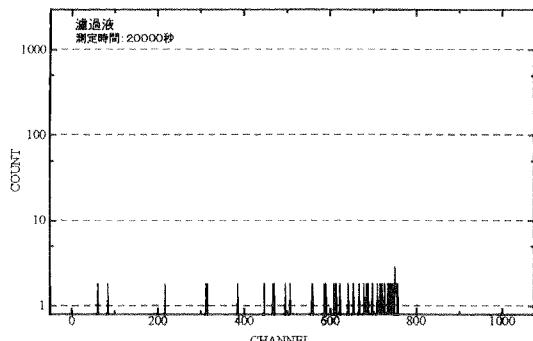


Fig. 5.3.2 共沈前後溶液のスペクトル

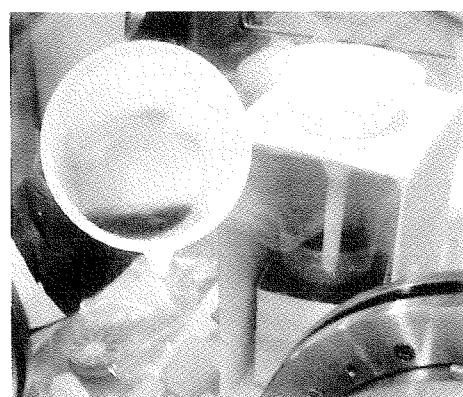


Photo. 5.3.2 ゼラチン状沈殿物

試料名	カウント数 (全チャンネル)	測定時間 (sec)	放射能濃度 (Bq/ml)
共沈前	18724	3600	$2.7 \times 10^2$
共沈後	48	20000	$1.2 \times 10^{-2}$

分離効率 :  $4.4 \times 10^{-5}$

## 5. 4 ホットラボ課

### 5. 4. 1 コンクリート圧縮強度試験技術の開発

#### (1) はじめに

原子力発電所の高経年化に関する研究の一環として、JMTRにおいて約 $1.3 \times 10^{18} \text{n/cm}^2$  ( $E > 1 \text{MeV}$ )まで照射した、コンクリート供試体の中性子照射による圧縮強度等の特性変化を調べるため、既存の材料試験機に適合した試験治具を考案、整備し、照射後試験技術を開発した。

#### (2) 整備の概要

##### 1) 試験治具の開発

ホットラボスチールセル内に設置されている、容量100kNの電気機械サーボ式疲労試験機(Instron1361型)を用いてコンクリート供試体についてヤング率及び圧縮強度測定を行うため、必要な試験治具類を開発整備した。なお、供試体は、 $50\phi \times 100\text{mm}$ の円柱型(豆砂利コンクリート、粗骨材最大粒径10mm)、重量 約450gである。

##### ① 圧縮試験治具

圧縮試験治具は、上下プッシュロッド、圧縮ダイ及びコンクリート破片飛散防止カバーから成る。上部圧縮ダイは鋼球による球座式になっており、ヤング率測定時の30kN以下の載荷荷重から最大荷重点(約80kN)までの全域で、スムーズな平行度調整が可能である。下部圧縮ダイには、位置決めガイドが設けられており、供試体はマニピュレータで荷重軸芯上にセットされる。この上下部圧縮ダイにより、載荷時の面圧を均一にし偏芯負荷を防止した。マニピュレータ可動範囲の関係で、試験機ベースとクロスヘッド間距離を620mmと長めに設定する必要があったため、プッシュロッドは、外径100φ、材質SUS630(HRC40)に、圧縮ダイはSKS3(HRC60)にして、十分な剛性、硬度を確保した。また、供試体が粉砕した場合に備え、下部ロッド部には供試体を取り囲む、飛散防止カバーが付加されている。

##### ② コンプレッソメータ

材料的に不均質なコンクリートの場合、軸対象な2方向ひずみの平均値を以てヤング率を算出することとされている。この軸ひずみ測定には、一般にコンプレッソメーターとよばれる専用の標点間変位計が用いられており、 $180^\circ$ に配した2個の変位計出力からひずみ量が求められている。コンクリート業界における標準的なコンプレッソメータは、材料試験機の変位測定等に用いられる、ひずみ変換式変位計が使われているが、寸法、重量ともに大きく、照射後試験への適用は不可能であった。考案したコンプレッソメーターは、変位測定部をセル内で使用実績のあるクリップゲージ式にしたもので、標点間距離(50mm)を決める本体部分との取り外しを可能にすることで、操作性の向上、小型軽量化が図られている。コンプレッソメーター本体部は、リング型の標点プレート2枚とクリップゲージ保持具から成り、供試体へは、標点プレート内側に設けられた先端がナイフエッジ状の固定爪及びボルトにより、3方から締付け固定される。クリップゲージ保持具は、三点支持式のナイフエッジになっており、圧縮変位は引張方向変位に変換されるため、供試体粉砕時のゲージ損傷が防止できる。

なお、変位計測をクリップゲージ式にしたことにより、変位計単体でのひずみ感度は2/3程度に下がるが、ヤング率測定時の変位量約0.03mmをクリップゲージ専用のマイクロメーター型校正器を用いて精緻な校正を行うことで必要な精度を確保した。

Fig. 5. 4. 1に試験治具の外観写真を示す。

## 2) 機械軸の芯調整

供試体と同形状のSUS製軸芯検定棒（ひずみゲージ4枚貼付）を用いて、0～−90kNの間で、曲げモーメント10%以内（引張圧縮疲労試験で要求される軸芯精度と同程度）に調芯した後、コンクリート供試体（ひずみゲージ2枚貼付）により、ヤング率測定荷重域30 k N以下で最終的なひずみ出力の確認を行った。

## （3）性能検査

試験依頼者である機器信頼性研究室所有の同形式の試験機を使用して、コールド試験を実施し、遠隔操作性の確認、試験治具の精度確認、試験速度の設定、最大荷重後の負荷停止要領の把握と破片飛散状況の確認等を行った後、セル内試験機によるモックアップ実験により、ひずみゲージを貼付けた供試体を用いての「ひずみゲージとコンプレッソメーター出力から算出されるヤング率の比較」、非照射供試体による「ヤング率と圧縮強度の測定」を行って、最終的な試験精度を確認した。

非照射供試体3体のモックアップ試験の結果は、ヤング率、圧縮強度とともに、5%以下のばらつきでコンクリート圧縮試験としては妥当な値を示しており、本実験系の精度が十分であることを裏付けるものであった。Fig. 5. 4. 2に非照射供試体のヤング率測定結果を示す。

## （4）PIE実施状況

供試体7体について外観検査、寸法・重量測定を行った後、試験規格JISA1108に準拠して、6体について、ヤング率、圧縮強度測定を実施した。なお、1体については、外観検査によってひび割れが観察されたため、圧縮試験は行わずPIEを終了した。

試験は以下の要領で実施された。

- ①試験温度：室温
- ②試験前48時間、供試体を水中養生
- ③載荷速度：0.2～0.3N/mm<sup>2</sup>/s（アクチュエータ変位速度約0.4mm/min）
- ④25または30kNまで4回負荷し、2回目から4回目の負荷について、初期ひずみ50μから最大応力の40%の応力までを直線近似してヤング率を求めた。
- ⑤ヤング率測定後、続けて最大荷重点まで負荷し、圧縮強度を求めた。

## （5）まとめ

本件実施にあたっては、当初よりホットラボ既存の材料試験機による、JIS規格A1108に準拠したコンクリート圧縮試験が求められていた。既存の試験機は、小型試験片による鉄鋼材料用に整備されているため、50φ×100mmの円柱型コンクリート供試体を取り扱うには、寸法的制約、マニピュレータ可動範囲等々の制限から、遠隔操作上適当とはい难以状況であったが、試験治具やコンプレッソメータの開発・考案等、一連の試験機整備により、目的とする照射後試験技術を確立した。照射済みコンクリート供試体の照射後試験は、当初の試験計画通りに恙無く実施され、中性子照射されたコンクリートの機械特性について他に先駆けた、有益な情報を提供した。

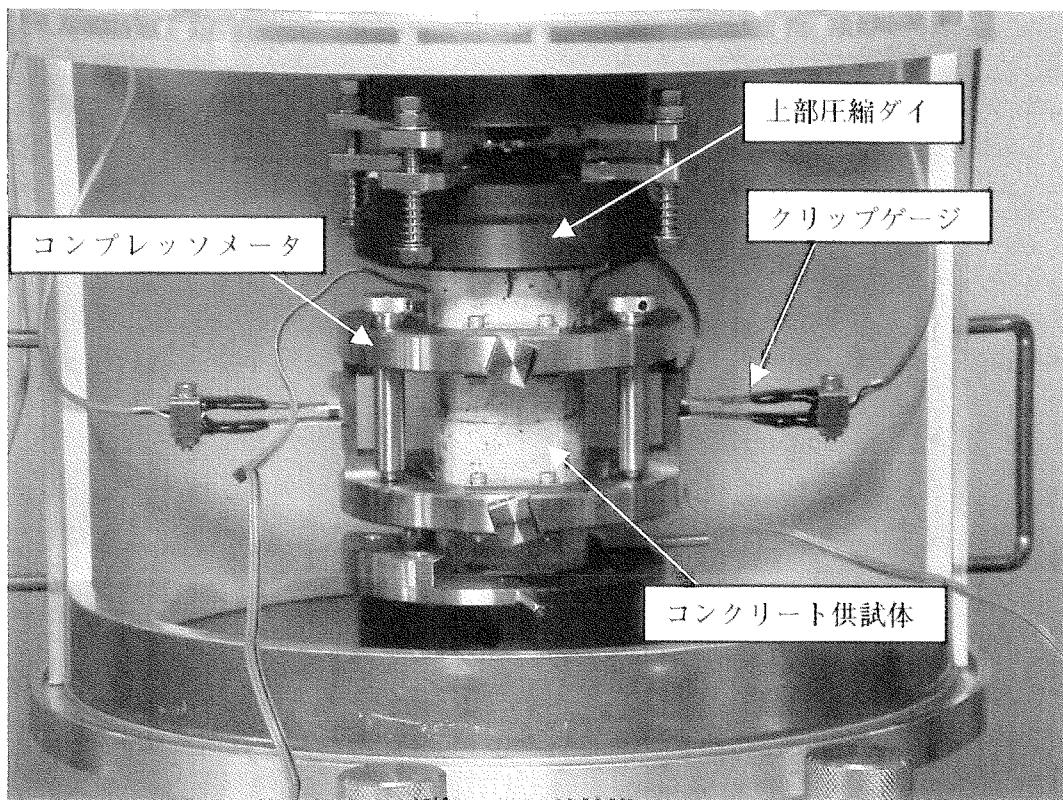


Fig. 5.4.1 圧縮試験治具外観

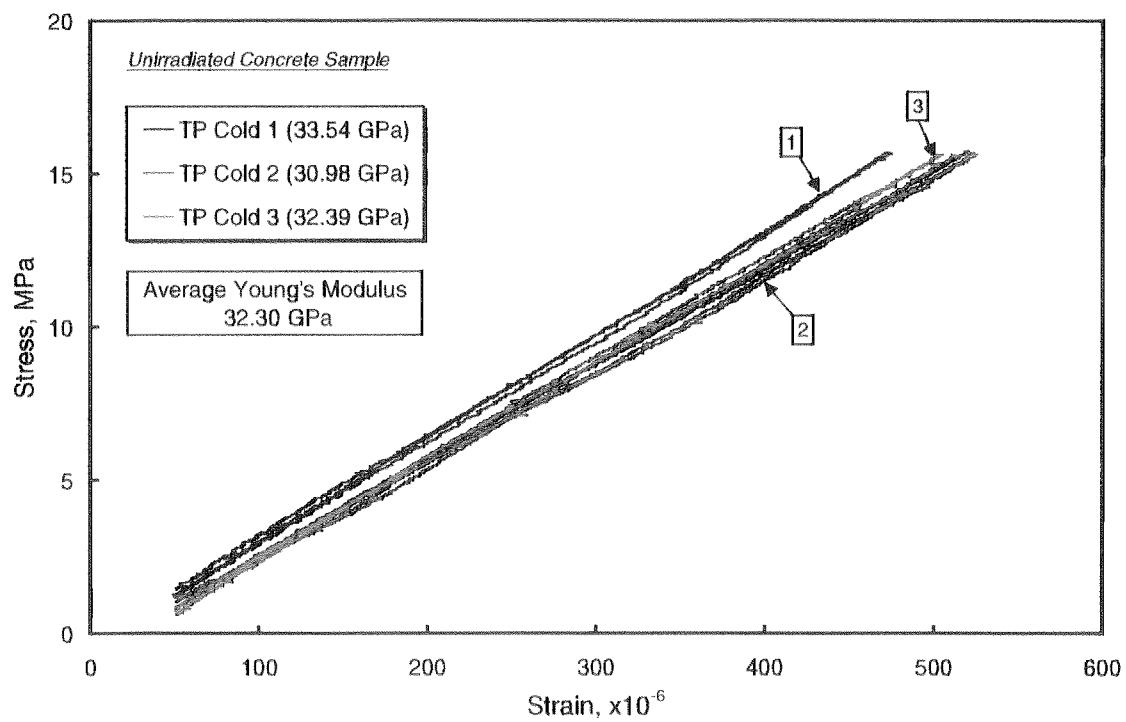


Fig. 5.4.2 非照射供試体ヤング率測定結果

## 5. 4. 2 IASCC/SSRT試験装置の整備

### (1) はじめに

軽水炉のみならず核融合炉材料の開発においても照射誘起応力腐食割れ（IASCC）が材料損傷要因として重要な検討課題に挙げられており、照射した核融合炉材料の IASCC 感受性の評価手段として高温高圧水中応力腐食割れ試験装置の整備が必要となっている。

核融合炉用材料研究のためのこの装置の特徴の一つは、供試材が軽水炉材料に比べて高い照射量であり、取り扱い等の点から小型試験片とされる場合が多いことである。小型試験片を用いることから、試験装置は負荷及びひずみ計測精度を高める必要がある一方、大きな負荷容量を必要とせずに小型の試験装置で済むという利点もある。

WASTEF と大洗研ホットラボで今後集中的に実施する軽水炉構造材料のための IASCC 試験装置は、比較的大きな試験片を効率良く試験することを目的とし、試験条件は BWR 環境下であるため、PWR 及び核融合炉環境下での IASCC 評価に資する微小試験片用の試験装置を新たに設計・製作する必要がある。

これらの背景のもとにホットラボでは、複合環境材料研究及び材料照射解析研究両グループの依頼を受け、IASCC/SSRT 試験装置の整備を行った。

### (2) 装置の仕様

- 1) 最大負荷容量 : 2kN
- 2) クロスヘッド速度 : 0.00001mm / min ~ 0.01mm / min
- 3) ストローク : Max.25mm
- 4) 試験内容 : 定荷重試験、定歪速度試験、定変位試験
- 5) 最高試験温度 : 330 °C
- 6) 最高水圧力 : 16 MPa
- 7) 試験片寸法 : SS-3型引張試験片 ; 5.0mm w × 25.4mm L × 0.75mm t (試験部幅 1.5mm、試験部長さ 7.6mm)
- 8) 安全警報 : クロスヘッド上・下限リミット、過荷重、過変位、モータードライバーアラーム、破断、プリセットカウントアップ、外部停止入力、過熱、過圧、水質調整タンクレベル下限

### (3) 装置の概要

#### 1) 装置の構成

IASCC/SSRT試験装置は、冶金Dケーブ内に試験機本体と熱交換ユニット、冶金操作室に制御操作盤、パソコン、循環装置、ユニットクーラーが配置される。

試験機本体は、内部ロードセル（引張型ロードセル、最大負荷容量 : 2kN、精度 : ± 0.5 % F.S.）、ストローク変位計測装置（モーターパルスエンコーダー式）、プルロッド変位計測装置（歪ゲージ式変位検出器、測定範囲 : 0 ~ 20mm）、オートクレーブ（円筒ルツボ型、最高使用温度 : 330 °C、最高使用圧力 : 16MPa、容量 : 1.2L）、オートクレーブ架台及び昇降装置等で構成されてい

る。

循環装置は、水質調整タンク（密閉式（レベル計付）、容量：100L）、高圧定量ポンプ（ダイヤフラム式、吐出圧力：Max.16MPa、吐出量：5L / h）、送水ポンプ、キュームレーター（容量：1L）、イオン交換樹脂筒（カートリッジ式）、pH 計、紫外線殺菌装置、溶存酸素計、各種バルブ及び安全弁等で構成されている。

試験片の保持は、試験片が環境水に触れる面積を多く確保するためピン止めを採用し、試験条件は、PWR 及び核融合炉環境、 $1 \times 10^{-5}$  mm/min の極低歪速度を可能としている。

## 2) 安全対策

本装置は、試験期間が1ヶ月の長期に亘り、その間高温高圧水を使用するため、以下のような安全対策を施した。

### ① 圧力異常上昇

オートクレーブ内部圧力異常上昇に対し、上限接点付圧力計及び安全弁を設置した。上下限接点付圧力計で異常圧力を検知した場合、電気的なインターロックにてヒータ電源を遮断してポンプを停止し、警報発生後は、リセット操作を行わない限り自動復帰しない設計とした。又、電気的な故障等によりインターロックが作動しない場合を想定し、安全弁を設けた。

### ② 温度異常上昇

オートクレーブ内部温度が警報設定温度に達した場合、温度調節器の上限警報にてヒータ電源を遮断し、警報発生後は、リセット操作を行わない限り自動復帰しない設計とした。

### ③ 常温高圧水漏れ

本装置で想定されるトラブルで、最も重大と考えられるケースは常温高圧水の冶金操作室側への漏水である。その対策として、水位センサー、圧力モニターを設置し、水位、圧力の変動を検知、異常時には送水を自動停止する設計とした。又、万が一常温高圧水の漏水が発生した場合の対策として、循環装置の架台を水受け皿構造とした他、水配管部についてはSUS及び樹脂製のカバーで覆い、操作室への直接漏水を防いだ。さらに、万一の水汚染を考慮し、循環装置架台内はダクトにより冶金Dケーブ内に排気する構造とした。

## (4) まとめ

平成12年5月18日の仕様検討会に始まり、見積仕様書の提出、仕様変更、納入仕様書の提示、設計・製作を経て、平成13年1月18日工場立会検査の後、1月22日より冶金Dケーブ内据付作業を開始し、1月30日検収を受け、IASCC/SSRT 試験装置の整備を完了した。Fig. 5.4.3に試験装置本体の外観写真を示す。

その後、コールド試験片によるデータ採取を含む調整運転を行い（Fig. 5.4.4にコールド試験データを示す。）、3月28日にHFIRで照射されたステンレス鋼材（B-01試験片）をセット、ITERの定常運転状態である 150 °C, 3 MPa の試験条件を設定し、3月29日よりひずみ（引張）速度 0.00046mm / min にてホット試験に着手した。次年度は引き続き、A-01, C-01試験片についても同条件で SSRT 試験を実施する予定である。

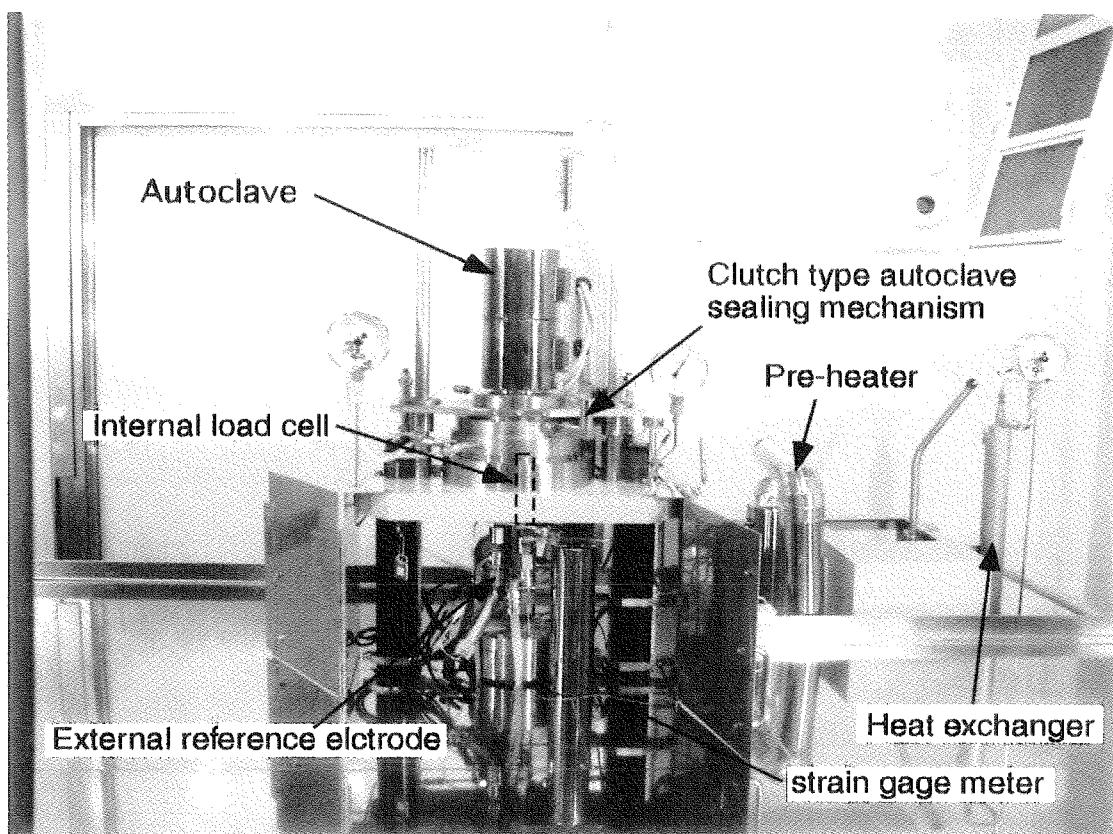


Fig.5.4.3 I A S C C / S S R T 試験装置本体

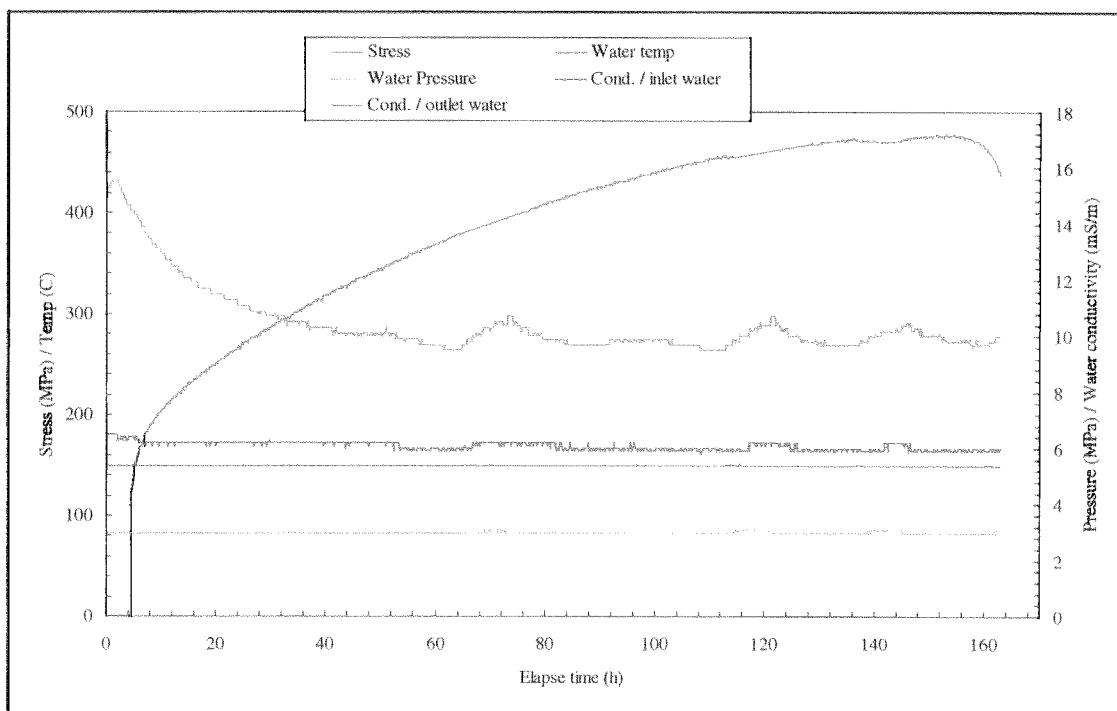


Fig.5.4.4 コールド試験データ

## あとがき

共通の技術基盤を持つ3施設（燃料試験施設、WASTEF及び東海ホットラボ）の統合により発足して10年を経過したホット試験室の平成12年度における業務をまとめた。近年照射後試験ニーズの多様化・高度化への対応、施設・設備の老朽化・陳腐化、予算・人員の合理化等の課題が顕著化してきており、このような状況下において各施設ともそれぞれの特徴を生かして、利用者のニーズに応えるべく各種試験の実施、試験技術の開発、施設の運転・管理・保守、官庁手続き等を鋭意実施し、有用なデータを提供することができた。

ホットラボの廃止措置を中心とした「ホット試験施設の合理化」計画については、施設の安全確保を図ることを最優先として、多額の予算措置を伴わない効率的運用を目指し、継続的にして計画の検討を進めていくこととした。

また、次年度から燃料試験施設において計画されている、「むつ」燃料集合体再組立業務を行うため、「むつ」燃料集合体輸送容器の受入準備を定常業務と並行して進め、受入に係わる施設及びセル内の設備類の整備を完了した。

本年度も既述のように、各施設ともトラブル等もなく、当初計画された試験をほぼ100%達成できたことは、ホット試験室員はもとより、保健物理部、技術部、バックエンド技術部の関係者の労によるところが多く、各位に深く感謝の意を表したい。

本報告書は、今後の照射後試験を実施する上で利用者の手引きとして参考になるとともに、ホットラボワークの技術継承として有効な方法と考え、業務記録として継続する事が望ましい。

なお、本報告書は、ホット試験室、放射線管理及び施設管理の関係者が執筆し、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、本報告書作成にご協力頂いた他の関係各位に謝意を表したい。

ホット試験室次長 金井塚 文雄

## 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)
	木崎 實*	(ホット試験技術課)
	田村 行人**	(ホット試験技術課)
	三瓶 真一	(ホット試験技術課)
	滝田 千春	(ホット試験業務課)
	関田 憲昭	(実用燃料試験課)
	金沢 浩之	(W A S T E F 課)
	飯田 省三	(ホットラボ課)

\* 8月まで      \*\* 9月以降

## 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. 8. 10	臨界管理に係る本文記載の一部変更申請	H12. 9. 22
	H12. 12. 1	むつ使用済燃料再組立に係る変更申請	H12. 12. 28
ホットラボ	H12. 8. 10	臨界管理に係る本文記載の一部変更申請	H12. 9. 22
	H12. 9. 6 届出	年間予定使用量の変更届	H12. 9. 6 受理

#### 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	H12. 6. 14	高分解能走査型電子顕微鏡の新設 (施設検査: H12. 6. 30 )	H12. 8. 23
	H13. 2. 9	むつ使用済燃料再組立に係る固縛架台の 新設 (施設検査: H13. 3. 15 )	(H13. 4. 16)

## 1.3 保安規定の変更認可申請

施設名	申請年月日	件名	認可年月日
燃料試験施設	H12. 9. 26	法改正に伴う全部改正の変更	H12. 9. 29
廃棄物安全試験施設			
ホットラボ	H13. 3. 21	法改正 (ICRP Pub. 60 取入れ) に伴う一部改正の変更	H13. 3. 30

## 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

施設名	申請年月日	件名	許可年月日
廃棄物安全試験施設	H12. 8. 10	T R Uを含む窒化物に関する試験、伝熱面腐食試験及び溶解固化体試験に係る使用量の変更並びにガラス固化体作製装置等の撤去	H12. 9. 28
ホットラボ	H13. 3. 13	P S I - S I N Q 照射試料の受入れ及び使用量の見直しに係る変更	H13. 3. 15

## 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
燃料試験施設	H12. 7. 26	低レベル区域の廃止等に伴う管理区域図面の変更

施設名	届出年月日	件名
廃棄物安全試験施設	H12. 10. 27	変更申請に伴う管理区域図面の変更

### 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

施設名	申請年月日	件名	許可年月日
廃棄物安全試験施設	H12. 10. 20	使用期間の変更に伴う輸送物設計承認申請及び容器承認申請(ACC-90Y-180K型)の更新	H12. 11. 28
	H12. 10. 20 届出	VFC-88Y-2T型容器の廃止届	H12. 10. 20 受理

#### 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。

#### 4.1 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	H12. 11. 21	燃料試験施設におけるむつ使用済燃料の再組立について

## 付録2 安全衛生関係

ホット試験室の安全衛生管理は、東海研究所長が、「東海研究所の業務の発展との調和を図りつつ、施設の事故・故障等及び職員の災害の発生の原因を排除するとともに、職員全体の安全衛生に対する意識の高揚に努めること」を目的に定めた「平成12年度 東海地区安全衛生管理実施計画」に基づき、ホット試験室長が定めた「平成12年度 部安全衛生管理実施計画」に従い、実施した。

特徴としては、JCO事故に鑑み、安全衛生管理の目標に「教育訓練の充実」を掲げ、従事者等の教育訓練を徹底するとともに、①核燃料物質等の取り扱いに関する安全管理、②化学物質等の取り扱いに関する安全管理をポイントとして、核燃料物質及び化学物質等の取り扱い管理の徹底を図った。以下に平成12年度安全衛生管理の概要を記す。

### 1. 防災対策の強化

防災対策の強化策としては、①施設・設備の整備・改善、②防火管理の徹底、③現場応急処置訓練の推進の3項目を掲げ、①については、定期的なパトロールを実施し、不具合個所の整備・改善に努めるとともに、老朽化施設・設備の計画的な更新・改修を実施した。②については、発火性物質、電気・ガス設備の適正管理と不用物品の整理及び保管管理方法の統一化を図った。また、工事等における火気取り扱いについては、特に、その安全対策を徹底した。③については、全員参加の通報訓練、消火訓練、総合訓練を実施して、緊急時における現場対応の習熟を図るなど、ハード、ソフト両面から対処し災害の発生の防止に努めた。

### 2. 教育訓練の充実

教育訓練に関しては、①安全意識の醸成、②法定有資格者等の育成、③規定類、運転手引き等の周知、④緊急時における対応の向上の4項目を掲げ、①については、新たに配属された従事者等を始め、施設に従事して一定期間経過した従事者等に対し、再教育訓練を実施するなど、安全意識の醸成に重点を置いた教育訓練を実施した。②については、講習会、研修会等に積極的に参加させ、知識の高揚を図るとともに、当該施設の保安に係わる有資格者の育成に努めた。③については、保安規定の全面改訂に伴う課内勉強会を始め、教育訓練、課内勉強会等において関係法令、規定類の周知徹底を図った。④については、工程会議、課内会議等において、作業状況を常に把握させるとともに、通報連絡系統図の整備、各種訓練を通して緊急時における対応の向上に努めた。

### 3. 作業安全の確保

作業安全については、①要領・手引き等の見直し、②施設・設備の点検、構成機器の整備・定期交換、③化学物質からの災害防止、④建設現場等における保安の確保、⑤始業・終業点検、月例巡回点検の励行、⑥安全衛生パトロールの実施の6項目を掲げ、①については、保安規定の全面改訂に伴う手引きの見直しと課内勉強会等による周知徹底、また、要領等についても、必要に応じ適宜変更し、周知するなど安全な作業手順の確立を図った。②については、施設・設備の定期的な点検を実施し、耐用年数、設備環境等を勘案して構成危機の整備・定期交換に

努めた。③については、ホット試験室内3施設に保管中の化学薬品について化学物質等安全データシート（M S D S）を備えつけ、これを有効に活用することで作業環境の改善に努めるとともに、危険有害性に関する周知徹底を図った。④については、請負業者等の安全教育の実施と、特に重要な作業前の打ち合わせを徹底するとともに、定期的なパトロールを実施して、保安の確保に努めた。⑤については、所管する設備・作業環境等についての始業・終業点検、課長等による月例巡回点検を励行し、作業環境等の正常な維持に努めた。⑥については、毎月一回の課長パトロール、年4回の建家安全衛生管理者パトロール及び年5回の部長パトロール等を実施し、不具合個所等の整備・改修に努めた。

#### 4. 健康管理の充実

定期健康診断等の受診要請、衛生講演会等への積極的な参加要請をするなど、健康管理の意識の高揚に努めるとともに、産業医、衛生管理者等のパトロールによる指摘事項等については早急に対応し改善するなどして、快適な職場環境の維持に努めた。

#### 5. 安全衛生会議、安全衛生パトロールの実施記録

##### (1) 部安全衛生会議

第1回	： 4月27日	第2回	： 7月4日	第3回	： 10月3日
第4回	： 12月13日	第5回	： 平成13年2月26日		

##### (2) 建家安全衛生会議

第1回	： 6月19日	第2回	： 8月9日	第3回	： 12月19日
第4回：平成13年3月21日					

##### (3) 課安全衛生会議

各課それぞれ毎月1回開催した。

##### (4) 部長パトロール

	燃料試験施設	W A S T E F	ホットラボ
第1回	： 5月16日	5月16日	5月25日
第2回	： 7月18日	7月18日	7月18日
第3回	： 10月12日	10月12日	10月13日
第4回	： 12月20日	12月21日	12月21日
第5回	： 3月 2日	3月 1日	3月 1日

##### (5) 課長パトロール

各課それぞれ毎月1回実施した。

#### 6. 通報訓練、消火訓練、総合訓練の実施記録

##### (1) 勤務時間外通報訓練

- [第1回]   ・燃料試験施設 : 6月19日（対象者52名中34名が参加した）
- ・W A S T E F : 6月28日（対象者40名中29名が参加した）
- ・ホットラボ : 6月21日（対象者45名中25名が参加した）

[第2回]

・実用燃料試験課が主体の合同訓練：11月8日（対象者126名中90名が参加した）

(2) 消火訓練

・W A S T E F 課主体の合同訓練：11月8日（対象者90名中69名が参加した）

(3) 総合訓練

・ホットラボ課主体の合同訓練：11月21日（対象者105名中97名が参加した）

## 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)	12. 9	Analysis of Uranium Distribution in Rocks by $\mu$ -PIXE	大貫 敏彦 (陸域環境 Gr) 安田 良 他	International Conference on Nuclear Micro Technology (France)
	12. 9	高燃焼度燃料ペレットの融点測定	原田 克也 仲田 祐仁 西野 泰治 天野 英俊 他	日本原子力学会秋の大会 青森大
	12. 9	中性子ラジオグラフィによる水素化物及び酸化膜を形成したジルカロイ被覆管の評価	安田 良 仲田 祐仁 他	日本原子力学会秋の大会 青森大
	12. 9	Micro-PIXE を用いた鉱物間における元素の分配機構の解明	大貫 敏彦 (陸域環境 Gr) 安田 良 他	日本原子力学会秋の大会 青森大
	13. 2	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－中性子ラジオグラフィによるジルカロイ被覆管における水素化物及び酸化膜の観察評価－	安田 良 仲田 祐仁 他	JAERI-Tech 2000-082
	13. 3	Melting Temperature of High Burn-up UO <sub>2</sub> pellet	原田 克也 仲田 祐仁 安田 良 西野 泰治 天野 英俊	Enlarged Halden Program Group Meeting, (Lillehammer/Norway)

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(続き)	13. 3	消滅処理用アクチノイド水素化物の開発 (2) - ERD 法およびNRG 法による水素分析-	土屋 文 (東北大) 安田 良、 西野 泰治 他	日本原子力学会 春の年会 武藏工大
照射後試験及びWASTEFの計画管理(552-1)	12. 9	ホット試験室・施設の運転と技術開発 平成11年	ホット試験室	JAERI-Review 2000-015
	13. 2	「高度燃料技術」研究専門委員会報告書	山脇 道夫 (東京大学) 天野 英俊 他	日本原子力学会 刊行 (2001. 7予定)
	13.	Verification irradiation test of PWR 48 GWd/t high burnup fuel	大久保忠恒(上智大)、天野 他	日本原子力学会誌
燃料試験施設の運転管理(553-2)	12.9.17	原研における高燃焼度燃料の LOCA 時挙動に関する研究(1)温度遷移による水素添加ジルカロイ-4被覆管の機械特性変化	永瀬 文久 (原子炉安全工部) 鈴木 和博 海野 明 他	日本原子力学会 2000年秋の大会
	13.3.27	VEGA-1実験の実験後測定結果と VEGA-3実験速報	工藤 保 (原子炉安全工部) 高橋 五志生 小野 勝人 他	日本原子力学会 2001年春の大会
	13.3.28	ワنسスルー型微小試料密度測定装置の開発	小野澤 淳 串田 輝男 金澤 浩之 金井塚文雄 他	日本原子力学会 2001年春の大会
	13.3.27	U-ROX 燃料の照射後試験 (2) パンクチャー試験	白数 訓子 (エレガ-システム) 長島 久雄 鴨志田邦明 他	日本原子力学会 2001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)	13.3.28	U-ROX 燃料の照射後試験 (3) セラモグラフィ	藏本 賢一 (エリギ・システム) 木村 康彦 二瓶 康夫 他	日本原子力学会 2001年春の大会
	13.2	岩石型燃料照射試料の燃焼率測定	白数 訓子 (エリギ・システム) 金澤 浩之 木村 康彦 他	JAERI-Research
WASTEF の運転管理(554-1)	12. 12. 9	炭素熱還元法による(Y, Am)N の調整	高野 利夫 伊藤 忠春 他	日本原子力学会 青森大学
	12. 12. 8	炭素熱還元法による(Cm, Pu)N の調整	高野 利夫 伊藤 忠春 他	STMN-10 カナダ
	12. 12. 11	低酸素濃度条件下におけるネプツウム及びプルトニウムの稻田花崗岩内有効拡散係数	山口 徹治 (処分安全研究室) 岡本 久人	Radiochimica Acta 誌
ホットラボの運転管理(555-1)	11. 12. 15	Irradiation experiment on ZrC-coated fuel particles for high-temperature gas-cooled reactors	湊 和生 (物質科学研究部) 石川 明義 富田 健 他	Nucl. Technol. 130(2000)
	12. 1. 22	Retention of fission product caesium in ZrC-coated fuel particles for high-temperature gas-cooled reactors	湊 和生 (物質科学研究部) 高野 利夫 関野 甫 他	J. Nucl. Sc Technol. 279(2000)
	12. 1	OGL-1第13次～第15次燃料体の照射後試験	林 君夫 (核熱利用研究部) 伊藤 忠春 藁谷 兵太 他	JAERI-Research 2000-001

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)	13. 2	東海ホットラボにおける高音工学試験研究炉用材料の照射後試験	木崎 實 本田 順一 宇佐美浩二 他	JAERI-Tech 2000-87
	13. 3	耐熱セラミックス複合材の照射試験	馬場 信一 (核熱利用研究部) 関野 甫 他	JAERI-Research 2000-028
	13. 3	低放射化フェライト鋼のスエリング への靈感加工への影響	富田 健 沢井 友次 他 (物質科学研究部)	日本原子力学会 2001 年春の大会

付録4 表彰

所内表彰

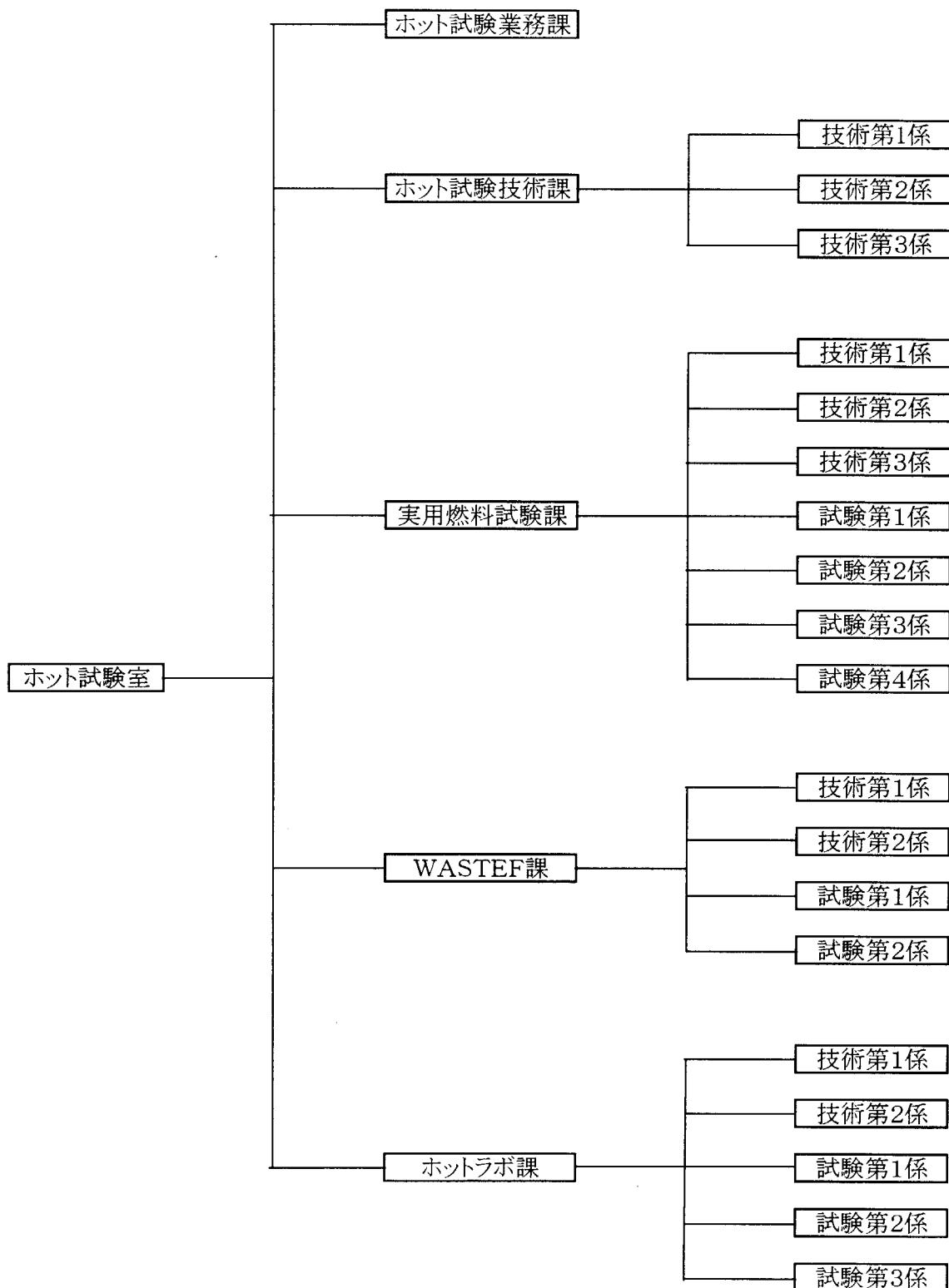
H12.6 「創意工夫功労賞」 ホットラボ課 宇佐美 浩二  
照射後試験用高性能遠隔走査型疲労試験装置の考案

H12 「模範賞」 ホット試験技術課 西野 泰治 他3名  
高燃焼度燃料用照射後試験装置の開発

## 付録 5 ホット試験室における国際協力

受入年度	受入協定	受入者（所属）	受入期間
5, 6 年度	科学技術庁 原子力研究交流制度	Lihua OUYANG (中国、北京核工程研究設計院)	H6. 2. 21～H6. 5. 20 (3ヶ月間)
9 年度	科学技術庁 原子力研究交流制度	Budi Briyatmoko (インドネシア、BATAN)	H9. 6. 18～H9. 9. 17 (3ヶ月間)
10 年度	国際協力事業団の依頼に 基づく IAEA 研修員受入	Baski Agung PUDJANTO (インドネシア、BATAN)	H10. 12. 1～H11. 3. 25 (4ヶ月間)
11 年度	科学技術庁 原子力研究交流制度	Hadi SUWARNO (インドネシア、BATAN)	H11. 6. 21～H11. 12. 18 (6ヶ月間)
	国際協力事業団の依頼に 基づく IAEA 研修員受入	Jose Augusto PERROTTA (ブラジル、IPEN/CNEN-SP)	H12. 2. 14～H12. 2. 22 (9日間)
12 年度	科学技術庁 原子力研究交流制度	Antonio Gogo HUTAGAOL (インドネシア、BATAN)	H12. 9. 5～H12. 12. 2 (3ヶ月間)

## 付録6 ホット試験室の組織



## ホット試験室年報執筆者一覧

まえがき ----- 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 -----	三瓶 真一（ " ）
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 -----	関田 憲昭（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 -----	浅野 善江（施設放射線管理第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 -----	小沼 勇（施設放射線管理第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（施設放射線管理第1課）

## 5. 試験技術開発

## 5.1 ホット試験技術課

5.1.1 中性子ラジオグラフィによる照射済燃料の非破壊試験法の開発  
----- 安田 良、仲田 祐仁（ホット試験技術課）

## 5.2 実用燃料試験課

5.2.1 微小試料密度測定装置の開発 --- 小野沢 淳、串田 輝男（実用燃料試験課）

## 5.3 W A S T E F 課

5.3.1  $\alpha$  液体廃棄物処理技術の開発 ----- 岡本 久人（W A S T E F 課）

## 5.4 ホットラボ課

5.4.1 コンクリート圧縮強度試験技術の開発 --- 宇佐美 浩二（ホットラボ課）  
5.4.2 I A S C C / S S R T 試験装置の整備 ----- 宮田 精一（ " ）

あとがき 金井塚 文雄（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 輝男 (実用燃料試験課)  |
| 付録 2 | 安全衛生関係         | ----- | 藁谷 兵太 (ホット試験室)   |
| 付録 3 | 研究成果一覧         | ----- | 滝田 千春 (ホット試験業務課) |
| 付録 4 | 表彰             | ----- | 滝田 千春 ( " )      |
| 付録 5 | ホット試験室における国際協力 | ----- | 仲田 祐仁 (ホット試験技術課) |
| 付録 6 | ホット試験室の組織      | ----- | 滝田 千春 (ホット試験業務課) |

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	$s^{-1}$
力	ニュートン	N	$m \cdot kg/s^2$
圧力、応力	パスカル	Pa	$N/m^2$
エネルギー、仕事、熱量	ジュール	J	$N \cdot m$
功率、放射束	ワット	W	$J/s$
電気量、電荷	クーロン	C	$A \cdot s$
電位、電圧、起電力	ボルト	V	$W/A$
静電容量	ファラード	F	$C/V$
電気抵抗	オーム	$\Omega$	$V/A$
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
トントン	t
電子ボルト	eV
原子質量単位	u

1 eV=1.60218×10<sup>-19</sup>J

1 u=1.66054×10<sup>-27</sup>kg

表5 SI接頭語

倍数	接頭語	記号
10 <sup>18</sup>	エクサ	E
10 <sup>15</sup>	ヘクタ	P
10 <sup>12</sup>	テラ	T
10 <sup>9</sup>	ギガ	G
10 <sup>6</sup>	メガ	M
10 <sup>3</sup>	キロ	k
10 <sup>2</sup>	ヘクト	h
10 <sup>1</sup>	デカ	da
10 <sup>-1</sup>	デシ	d
10 <sup>-2</sup>	センチ	c
10 <sup>-3</sup>	ミリ	m
10 <sup>-6</sup>	マイクロ	μ
10 <sup>-9</sup>	ナノ	n
10 <sup>-12</sup>	ピコ	p
10 <sup>-15</sup>	フェムト	f
10 <sup>-18</sup>	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 <sup>3</sup> dyn)	kgf	lbf
1	0.101972	0.224809
9.80665	1	2.20462
4.4822	0.453592	1

粘度 1 Pa·s(N·s/m<sup>2</sup>)=10 P(ボアズ)(g/(cm·s))

動粘度 1m<sup>2</sup>/s=10<sup>4</sup>St(ストーカス)(cm<sup>2</sup>/s)

圧 力 MPa(-10bar)	kgf/cm <sup>2</sup>	atm	mmHg(Torr)	lbf/in <sup>2</sup> (psi)
1	10.1972	9.86923	7.50062×10 <sup>3</sup>	145.038
0.0980665	1	0.967841	735.559	14.2233
0.101325	1.03323	1	760	14.6959
1.33322×10 <sup>-1</sup>	1.35951×10 <sup>-3</sup>	1.31579×10 <sup>-3</sup>	1	1.93368×10 <sup>-2</sup>
6.89476×10 <sup>-3</sup>	7.03070×10 <sup>-2</sup>	6.80460×10 <sup>-2</sup>	51.7149	1

エネ ルギー ・仕 事 ・熱 量	J(=10 <sup>7</sup> erg)	kgf·m	kW·h	cal(計量法)	Btu	ft·lbf	eV	1 cal= 4.18605J (計量法) = 4.184J (熱化学) = 4.1855J (15°C) = 4.1868J (国際蒸気表)
1	0.101972	2.77778×10 <sup>-7</sup>	0.238889	9.47813×10 <sup>-4</sup>	0.737562	6.24150×10 <sup>18</sup>		仕事率 1 PS(仮馬力) = 75 kgf·m/s = 735.499W
9.80665	1	2.72407×10 <sup>-6</sup>	2.34270	9.29487×10 <sup>-3</sup>	7.23301	6.12082×10 <sup>19</sup>		
3.6×10 <sup>6</sup>	3.67098×10 <sup>5</sup>	1	8.59999×10 <sup>5</sup>	3412.13	2.65522×10 <sup>6</sup>	2.24694×10 <sup>25</sup>		
4.18605	0.426858	1.16279×10 <sup>-6</sup>	1	3.96759×10 <sup>-3</sup>	3.08747	2.61272×10 <sup>19</sup>		
1055.06	107.586	2.93072×10 <sup>-4</sup>	252.042	1	778.172	6.58515×10 <sup>21</sup>		
1.35582	0.138255	3.76616×10 <sup>-7</sup>	0.323890	1.28506×10 <sup>-3</sup>	1	8.46233×10 <sup>18</sup>		
1.60218×10 <sup>-19</sup>	1.63377×10 <sup>-20</sup>	4.45050×10 <sup>-26</sup>	3.82743×10 <sup>-20</sup>	1.51857×10 <sup>-22</sup>	1.18171×10 <sup>-19</sup>	1		

放 射 能	Bq	Ci	吸 收 線 量	Gy	rad
	1	2.70270×10 <sup>-11</sup>		1	100
3.7×10 <sup>10</sup>	1		0.01	1	

照 射 線 量	C/kg	R	線 量 率 量
	1	3876	
	2.58×10 <sup>-1</sup>	1	

線 量 率 量	Sv	rem	線 量 率 量
	1	100	
	0.01	1	

(86年12月26日現在)

ホット試験室施設の運転と技術開発（平成12年度）

R100  
古紙配合率100%  
白色度70%内生紙を使用しています