

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)

1998年2月

ホット試験室

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

本レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。

入手の問合わせは、日本原子力研究所研究情報部研究情報課（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村）あて、お申し越してください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター 〒319-1195 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, 1998

編集兼発行 日本原子力研究所  
印刷 (株)原子力資料サービス

ホット試験室  
施設の運転と技術開発  
(平成8年度)

日本原子力研究所東海研究所  
ホット試験室

(1998年1月5日受理)

本報告書は、平成8年度のホット試験室の活動について燃料試験施設、WASTEF及びホットラボの3施設の運転管理とそれぞれの施設で進めた技術開発についてまとめたものである。

燃料試験施設では、関電・高浜3号機で使用されたPWR燃料集合体、東電・福島第2発電所で使用されたBWR燃料集合体の照射後試験及び動燃・「ふげん」で照射された燃料集合体部材の材料試験等を行うとともに、所内利用に応じて、NSRRでのパルス照射実験及びJMTRでの再照射試験に供するためのPWR燃料棒の短尺加工、高燃焼度燃料の照射後試験、安定化プルトニウム燃料燃焼法に係わる照射後試験等を実施した。

ホットラボでは、NSRRバーンアップ燃料、高温工学試験研究炉用燃料・材料、JRR-3M標準型燃料要素、核融合炉用材料等の照射後試験を行うとともに、受託調査として原電・東海発電所の燃料及び鋼材サンプルのモニタリングを継続して行った。

WASTEFでは、環境安全研究部からの依頼に応じて高レベル廃棄物処理処分の研究に係わる試験を継続して行った。

Annual Report on Operation, Utilization and Technical  
Development of Hot Laboratories  
(From April 1, 1996 to March 31, 1997)

Department of Hot Laboratories

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

(Received January 5, 1998)

This report describes activities, in fiscal year 1996, of the Reactor Fuel Examination Facility (RFEF), the Research Hot Laboratory (RHL) and the Waste Safety Testing Facility (WASTEF) which belong to the Department of Hot laboratories. In the RFEF, Post-Irradiation Examinations (PIEs) of PWR fuel assemblies irradiated in the Takahama Unit 3, a BWR fuel assembly irradiated in the Fukushima Daini Unit have been performed. Also, PIEs of assembly materials irradiated in the Fugen Reactor have been carried out.

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

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

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

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

## 目 次

まえがき .....	1
1. 概 要 .....	2
1.1 ホット試験室の概要 .....	2
1.2 施設の運転管理 .....	5
1.3 技術開発 .....	6
2. 燃料試験施設の運転管理 .....	17
2.1 運転・利用状況 .....	17
2.2 保守・整備状況 .....	19
2.3 放射線管理状況 .....	20
3. WASTE F の運転管理 .....	28
3.1 運転・利用状況 .....	28
3.2 保守・整備状況 .....	29
3.3 放射線管理状況 .....	31
4. ホットラボの運転管理 .....	37
4.1 運転・利用状況 .....	37
4.2 保守・整備状況 .....	39
4.3 放射線管理状況 .....	40
5. 技術開発 .....	51
5.1 ホット試験技術課 .....	51
5.2 実用燃料試験課 .....	57
5.3 WASTE F 課 .....	63
5.4 ホットラボ課 .....	69
あとながき .....	73
付録1 官庁許認可申請一覧 .....	74
付録2 安全衛生関係 .....	77
付録3 研究成果一覧 .....	80
付録4 外部発表等予稿 .....	84
付録5 ホット試験室の組織 .....	91

## 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 in Department on Post-irradiation Examination Techniques .....	6
2. Operation and Management of the Reactor Fuel Examination Facility....	17
2.1 Operation and Utilization .....	17
2.2 Maintenance .....	19
2.3 Radiation Monitoring .....	20
3. Operation and Management of the Waste Safety Testing Facility .....	28
3.1 Operation and Utilization .....	28
3.2 Maintenance .....	29
3.3 Radiation Monitoring .....	31
4. Operation and Management of the Research Hot Laboratory .....	37
4.1 Operation and Utilization .....	37
4.2 Maintenance .....	39
4.3 Radiation Monitoring .....	40
5. Research and Development on Post-irradiation Examination Techniques .....	51
5.1 Hot Engineering Division .....	51
5.2 Fuel Examination Division .....	57
5.3 Waste Safety Testing Facility Division .....	63
5.4 Research Hot Laboratory Division .....	69
Postscript .....	73
Appendix 1 List of Licensing .....	74
Appendix 2 Safety and Education .....	77
Appendix 3 Published Reports .....	80
Appendix 4 Abstracts for Oral Presentation .....	84
Appendix 5 Organization in the Department of Hot Laboratories .....	91

## 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（WASTE F）の3施設の平成8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、受託業務として、（財）原子力発電技術機構からの「PWR 4.8GWd/t 実用燃料（B型）3サイクル照射後試験（その2）」、「BWR 現行8×8型燃料集合体の照射後試験（その3）」、動力炉・核燃料開発事業団からの「ふげん照射用セグメント燃料棒の照射後試験（その2）」、「スペーサリング素子照射後試験」、「ふげん照射用36本燃料集合体（E04、E05）の再組立」及び原子燃料工業（株）からの「燃料集合体部材試験（その3）」、「BWR 現行8×8型燃料棒のパンクチャー試験」を実施した。所内利用としては、NSRRパルス照射実験用燃料短尺加工及び照射後試験、高燃焼度UO<sub>2</sub>ディスクの熱拡散率測定、安定化Pu燃料の照射後試験等を行った。WASTE Fでは、廃棄物安全性試験として、多重バリアシステムに係る「実廃液ガラス固化体MCC-4低流速浸出試験」、「オーバーパック腐食生成物共存下でのPu、Np浸出試験」、固化体の高度化に係る「<sup>244</sup>Cm添加多相チタン酸塩セラミック固化体の長期健全性に関するα加速試験」、「<sup>241</sup>Am、<sup>237</sup>Np添加ジルコニア固化体の機械的強度試験」、移行挙動及び移行モデルに係る「ウラン鉱床岩石抽出液の元素濃度分析」、「吸着実験溶液の元素分析」、「花崗岩内Pu拡散試験」等を実施した。ホットラボにおいては、所外利用として「原電東海発電所モニタリング用燃料の照射後試験」を行った。一方、所内利用では、NSRRバーンアップ燃料、HTTR用燃料、軽水炉超高燃焼度燃料、研究炉燃料、核融合炉用材料、軽水炉圧力容器用鋼材、研究炉用構造材料等の照射後試験を鋭意実施した。また、各施設においては、施設の保安管理を適切に実施し、これら大型3施設が安全且つ円滑に運転された。

照射後試験及び廃棄物性安全試験に関する技術開発では、燃料試験施設におけるイオンマイクロアナライザの開発、照射済燃料からのFP放出実験装置（VEGA計画）の整備、α対応型EPMAの開発、ネットワークの整備、WASTE Fにおける利用拡張に係るドライアイスブラスト除染法によるNo.3セル内遠隔除染技術開発、密封酸分解法による廃棄物固化体、組成分析技術の開発、ホットラボにおける放射化鋼材加工技術開発を進めており、開発整備等は予定どおり遂行された。

上述のように、各施設における運転管理、保安管理及び、技術開発は、いずれも年度当初の計画どおりに進捗し、核融合、高温工学、軽水炉安全性、新型炉・新燃料、核燃料サイクル等の分野のR&Dに貢献できた。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WASTEF管理室の3つの照射後試験施設等が統合し、それぞれの施設の特徴を生かした有機的運用を図り、今後の照射後試験等に対する多様なニーズに応えるべく発足してから6ヶ年を経過した。

平成8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8年度）



\*：研究テーマ

燃料試験施設、WASTEF、東海ホットラボの3施設においては、年度当初の計画に基づき、所内外の利用者の要請に応じて高品質な試験データを提供してきたが、近年では、試験ニーズの高度化や多様化に対して、設備、施設の陳腐化、老朽化の問題や研究・技術開発体制の整備が焦



眉の急となってきた。このため、ホット試験室では、大洗研材料試験炉部と共同でホット試験施設の将来構想検討タスクフォースを設け、将来動向に対応した照射後試験等の体制検討をすすめ、第2次ホット試験施設将来構想検討タスクフォース子会議報告書としてまとめた。

### 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炉燃料の照射後試験として、燃料およ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)の照射後試験を主として実施するとともに、これらの試験のための技術及び施設の向上を図ってきた。

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

施設は、軽水炉及び新型転換炉用燃料の試験を実施する $\beta\gamma$ セルとプルトニウム系燃料の試験を実施する $\alpha\gamma$ セルをL字型に配置し、セル前面に操作室、セル背面側にはアイソレーションルーム、サービスエリア及び燃料貯蔵プールを配置している。施設の大きな特徴は、全長約4m、重さ約700kgの実用燃料集合体を垂直な状態でセルに搬入し、試験を行うことができ、燃料集合体全体にわたり詳細な試験検査が実施できる事である。

施設では、(財)原子力発電技術機構の受託業務として2件(PWR燃料1件、BWR燃料1件)、動燃事業団の受託業務として2件(ふげん照射燃料1件、キャプセル照射試料1件)と燃料集合体再組立1件、民間企業の受託業務として2件の所外利用に係わる照射後試験を実施するとともに、所内利用としてNSRRパルス照射実験、JMTR照射実験に供する短尺燃料の製作及び照射後試験等を行った。また、安定化プルトニウム燃料燃焼法研究、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。なお、昨年度の新型転換炉開発計画の変更による動燃事業団の受託業務については、部材試験を除き、平成9年度に終了する予定である。

### 1.1.2 WASTE F

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

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

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

施設では、ガラス固化体の安全性試験として「実廃液によるMCC-4低流速浸出試験」を継続して実施するとともに、九州大学共同研究の「ガラス固化体の長期浸出挙動研究」を開始した。固化体の高度化に関する試験では、日豪国際研究協力協定に基づく $\alpha$ 加速試験及びジルコニア固化体に関する試験を行った。さらに、施設の利用拡張関連として特会委託研究「再処理施設新材

料耐食安全性実証試験」に関する技術検討を継続するとともに、 $\beta\gamma$ セル内整備を開始した。

### 1.1.3 ホットラボ

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

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

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

施設では、高温工学試験研究炉(HTTR)用燃料・材料、軽水炉燃料棒のNSRRパルス照射実験後の燃料試料、NSRR炉心燃料、研究炉燃料・材料、軽水炉用圧力容器鋼材、核融合炉用材料等の各種燃料・材料の照射後試験を実施している。所外利用では、昭和40年代から継続実施している原電東海発電所の燃料・材料(黒鉛、圧力容器鋼材)モニタリングについて行い、同発電所の安定運転に寄与している。

## 1. 2 施設の運転管理

平成8年度の各施設の運転は、東海研究所核燃料物質使用施設等保安規定（以下保安規定という）に基づき各施設毎に、①使用の目的、②使用の予定期間、③使用する核燃料物質の種類及び量、④取扱方法の概略、⑤定期自主検査の予定期間、⑥主要な修理及び改造の項目並びに予定期間、⑦その他必要な事項について「年間使用計画書」を作成し、施設の運転を実施した。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。

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

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

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

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

放射性固体及び液体廃棄物は、放射能濃度により低・中・高レベルに区分けされ、廃棄物処理場へ搬出され処理される。当該年度に運搬した廃棄物はWASTE FでNo.3セル（ $\beta\gamma$ ）の整備を実施した関係で例年の1.5倍程度多かったが、その他の施設は例年と同程度であった。

### 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、高レベル廃棄物の処分に係わる安全性試験の高度化に対応した技術開発及び照射後試験施設としての利用拡張計画に伴うセル整備をそれぞれ実施した。

燃料試験施設に関しては、科学技術庁からの特受託「高燃焼度燃料照射後試験設備整備」として、イオンマイクロアナライザ (IMA) の整備の第5期・最終年度に係る装置本体部のホット実験室への設置を行い、生体遮へい体等を付加することにより、放射性試料を取り扱うことが可能な遮へい型 IMA として完了させた。

所内関連では、プルトニウム燃焼用の岩石型プルトニウム燃料の照射後試験に不可欠な照射済燃料ペレットの詳細観察やF P元素を同定するための $\alpha$ 対応型X線マイクロアナライザを安定化プルトニウム燃料・燃焼法研究特別チームに協力し、設計・製作を行い、 $\alpha$   $\gamma$  鉛 No.1 セルに設置した。その後、本装置を JRR-3M で照射した岩石型プルトニウム燃料の照射後試験に供し、詳細観察・分析等の貴重なデータを提供した。

さらに、原子炉のシビアアクシデント時における照射済燃料からのF P放出・移行に関する実験データを取得し、事故時ソースタームを精度良く評価するため、燃料が溶解する3,000 °Cの高温加熱、酸化性及び10気圧の加圧雰囲気下における短半減期F Pや低揮発性F P等を含むF P放出データを取得する「照射済燃料からのF P放出実験 (VEGA 計画)」装置の設計・製作を原子炉安全工学部に協力して進めた。

ホットラボに関しては、原子炉圧力容器等の構造材の経年変化や寿命評価研究に不可欠な使用済み実機構造材から各種材料強度試験片を作製する放射化鋼材加工装置の開発を原子炉安全工学部に協力して進めた。

WASTEF に関しては、WASTEF 試験の高度化として密封系酸分解法による廃棄物固化体組成分析などの開発を進めるとともに、照射後試験施設としての利用拡張計画に関する検討を終了し、セル整備の一環としてドライアイスブラスト除染法による No.3 セル内除染を実施した。

Table 1.1.1 燃料試験施設の主な仕様と試験項目

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

Table 1.1.2 WASTE Fの主な仕様と試験項目

セル・ボックス	最大取扱量		試験項目
	HLLW(GBq)	Pu (g)	
Na.1セル ( $\beta\gamma$ )	$1.8 \times 10^9$	2 (密封)	貯蔵試験、 $\gamma$ スキャンニング
Na.2セル ( $\beta\gamma$ )	$1.8 \times 10^9$	2 (密封)	ガラス固化体作製
Na.3セル ( $\beta\gamma$ )	$1.8 \times 10^9$	2 (密封)	試験試料作製、処分試験
Na.4セル ( $\alpha\gamma$ )	$3.7 \times 10^8$	1 2	物性試験、浸出試験
Na.5セル ( $\alpha\gamma$ )	$1.8 \times 10^7$	1 2	シンロック作製、 $\alpha$ 加速試験
鉛セル ( $\alpha\gamma$ )	$7.4 \times 10^5$	1	組織観察、X線回折試験
グローブボックス	$3.7 \times 10^2$	0.1	化学処理、分析試験、硬さ測定

HLLW : 高レベル放射性廃液

Table 1.1.3 東海ホットラボの主な仕様と試験項目

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

Table 1.2.1 核燃料物質等の搬出入

## 1. 燃料試験施設

搬出入月日	件名	搬出入先
H8. 4. 17	発熱量評価溶解試料(ATR-1)搬出	NSRR
H8. 4. 22	照射済安定化Pu搬入	ホットラボ
H8. 5. 9	熱拡散率測定試料(未照射UO <sub>2</sub> ディスク)搬出	冶金特研
H8. 8. 26	NSRR照射用燃料(HBO-7, FK-1, TK-1)搬出	NSRR
H8. 9. 2	未照射ウラン水素化ジルコニウム燃料搬入	NSRR
H8. 9. 9	照射後試験試料(HBO)搬入	ホットラボ
H8. 12. 10	NSRR照射用燃料(FK-2)搬出	NSRR
H8. 12. 12	NSRR照射用燃料(ATR-3)搬出	NSRR
H9. 2. 24	熱拡散率測定試料(未照射UO <sub>2</sub> ディスク)搬入	冶金特研
H9. 3. 28	NSRR照射済燃料(ATR-2)搬入	NSRR



## 2. ホットラボ施設

2-1

搬出入月日	件名	搬出入先
H8. 4. 1	NSRRバーンアップ燃料（OI-7, OI-8）溶解液搬出	反応度安全研究室
H8. 4. 17	BRF-24H照射済安定化Pu燃料搬入	安定化Pu燃料純度研究特別チーム
H8. 4. 22	BRF-24H照射済安定化Pu燃料搬出	安定化Pu燃料純度研究特別チーム
H8. 8. 29	TEM試料搬出	材料応用工学研究室
H8. 9. 9	NSRRバーンアップ燃料被覆管搬出	反応度安全研究室
H8. 9. 9	NSRRバーンアップ燃料ペレット搬出	反応度安全研究室
H8. 9. 9	軽水炉燃料被覆管搬出	ホット試験技術課
H8. 9. 13	F/M搬出	研究炉利用課
H8. 9. 13	F/M搬出	研究炉利用課
H8. 9. 13	F/M搬出	研究炉利用課
H8. 10. 2	OGL-1第15次燃料コンパクト電解酸侵出液搬出	燃料照射研究室
H8. 10. 19	NSRRバーンアップ燃料（OI-9）搬入	反応度安全研究室
H8. 10. 23	NSRRバーンアップ燃料（JMH-4）搬入	反応度安全研究室
H8. 10. 31	生体遮蔽コンクリート試料搬入	廃棄物処理技術試験室
H8. 11. 14	生体遮蔽コンクリート試料搬出	廃棄物処理技術試験室
H8. 11. 27	NSRRバーンアップ燃料（FK-1）搬入	反応度安全研究室
H8. 12. 5	NSRRバーンアップ燃料（TK-1）搬入	反応度安全研究室

搬出入月日	件名	搬出入先
H8.12.5	NSRRバーンアップ燃料溶解液(JMH-4, OI-9) 搬出	反応度安全研究室
H8.12.9	JPDR圧力容器鋼材搬入	機器信頼性研究室
H8.12.11	SP試験片(TNS筑波開発センターへ) 搬出	機器信頼性研究室
H9.1.9	TEM試料(BRM-14H, BRM-22H) 搬入	照射解析研究室
H9.1.14	絶縁セラミックス試料(VIM-70H) 搬入	材料設計研究室
H9.1.22	NSRRバーンアップ燃料溶解液(JMH-4, FK-1, TK-1) 搬出	反応度安全研究室
H9.1.28	TEM試料(93M-33A, 94M-6A, 94M-18Aキャプセル照射) 搬入	材料応用工学研究室
H9.2.3	TEM試料(93M-33A) 搬出	材料応用工学研究室
H9.2.4	モニタワイヤ(89F-2A, OGL1-15次) 搬出	燃料照射研究室
H9.2.5	NSRRバーンアップ燃料(JMH-5) 搬入	反応度安全研究室
H9.2.5	TEM試料(93M-98J) 搬入	界面工学研究室
H9.2.5	TEM試料(93M-33A) 搬入	材料応用工学研究室
H9.2.6	被覆燃料粒子(80F-4A) ①搬入	燃料照射研究室
H9.2.7	被覆燃料粒子(80F-4A) ②③搬出	燃料照射研究室
H9.2.13	原電東海発電所モニタリング用燃料(7年度分) 搬入	原電東海発電所
H9.2.13	原電東海発電所モニタリング用燃料(8年度分) 搬出	原電東海発電所
H9.2.13	超高燃焼度燃料溶解液(BRF-10H) 搬出	燃料照射研究室

搬出入月日	件名	搬出入先
H9. 2. 14	NSRRバーンアップ燃料 (FK-2) 搬入	反応度安全研究室
H9. 3. 19	超高温加熱試験 (80F-4A) 後の黒鉛部材搬出	燃料照射研究室
H9. 3. 24	照射カプセル (BRM-40) 搬入	大学開放研究室
H9. 3. 31	アルミアンプル封入試料 (BRM-40) 搬出	大学開放研究室

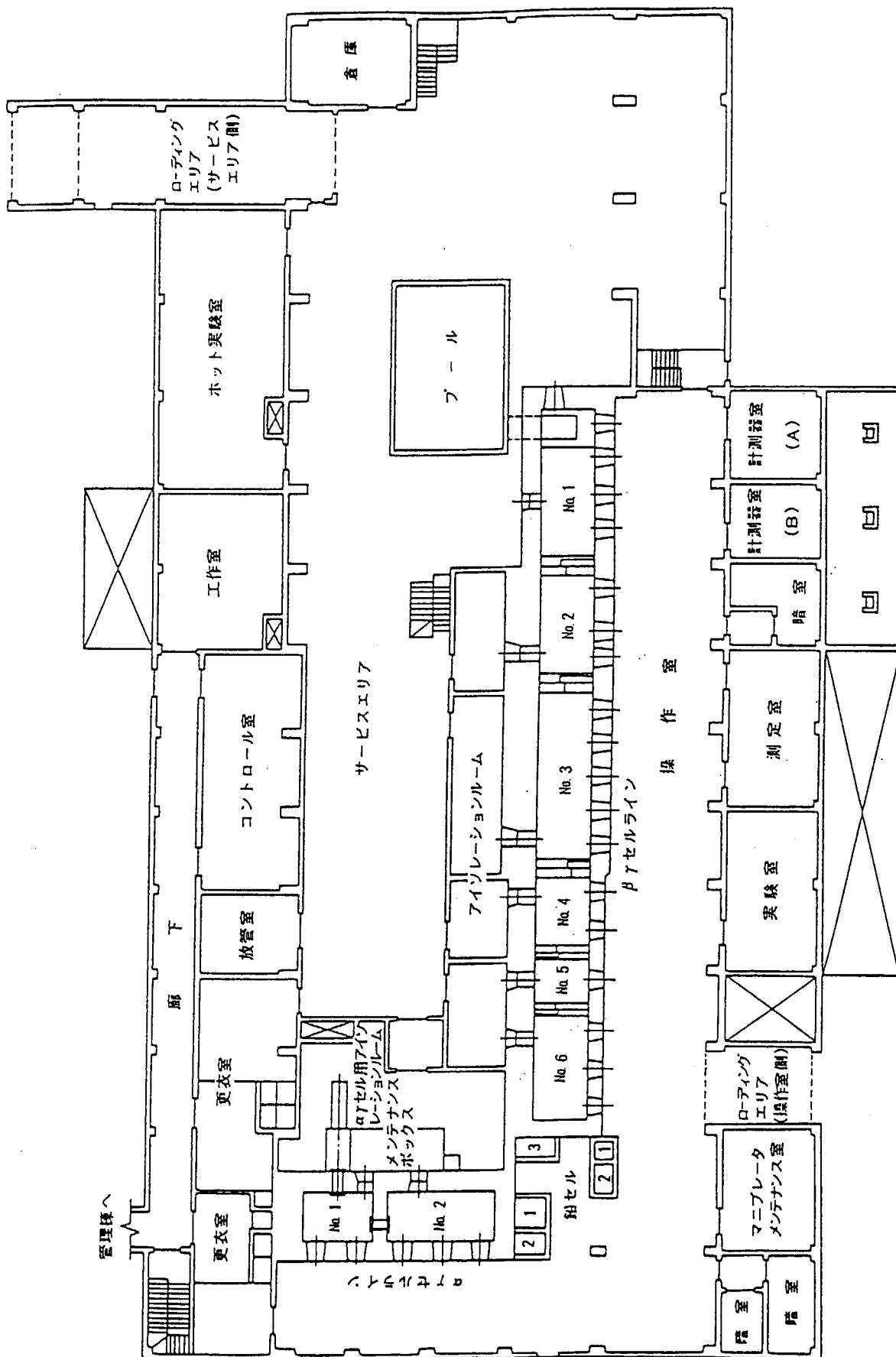


Fig. 1.1.1 燃料試験施設1階平面図

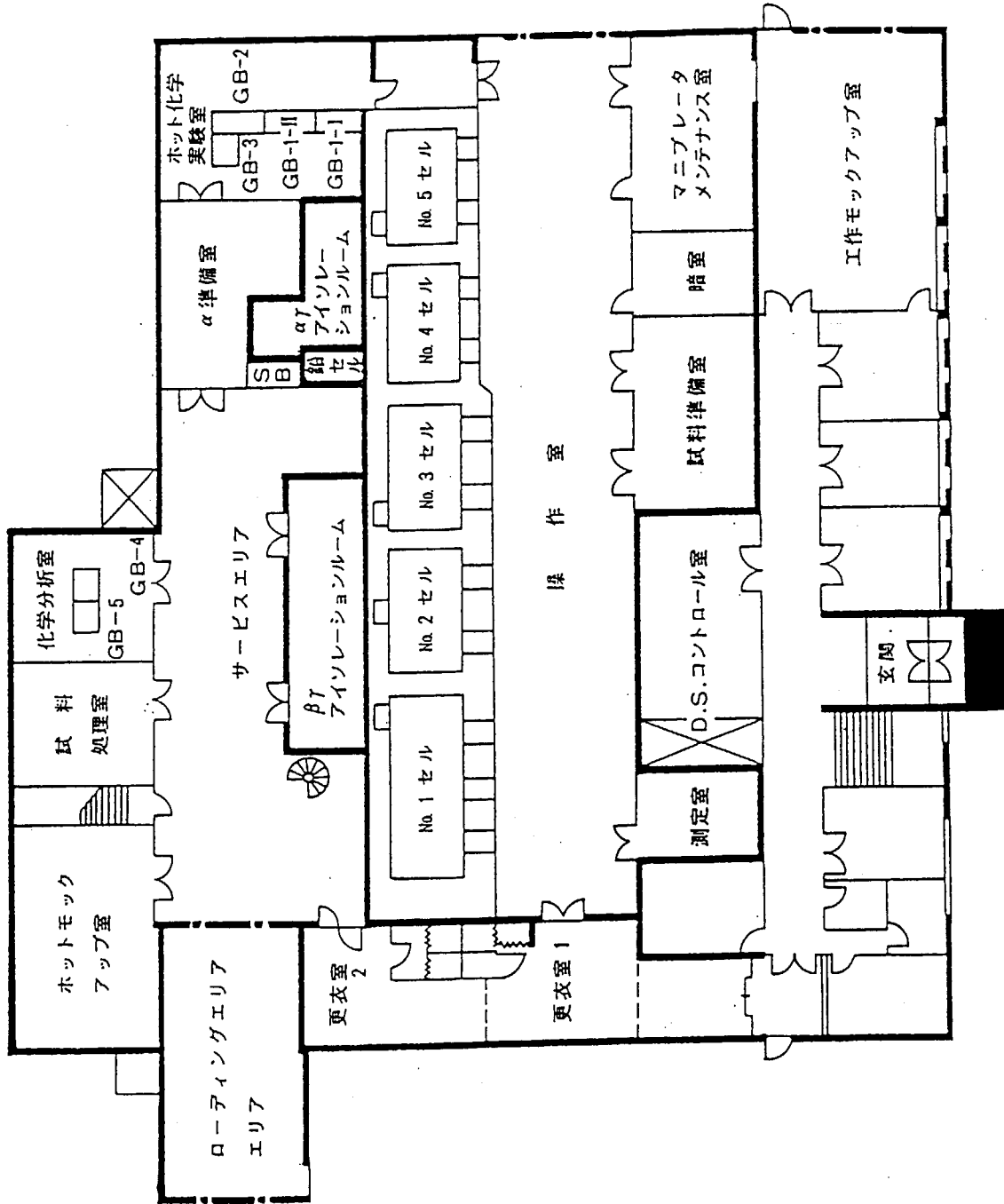


Fig. 1.1.2 WASTE F1 階平面図

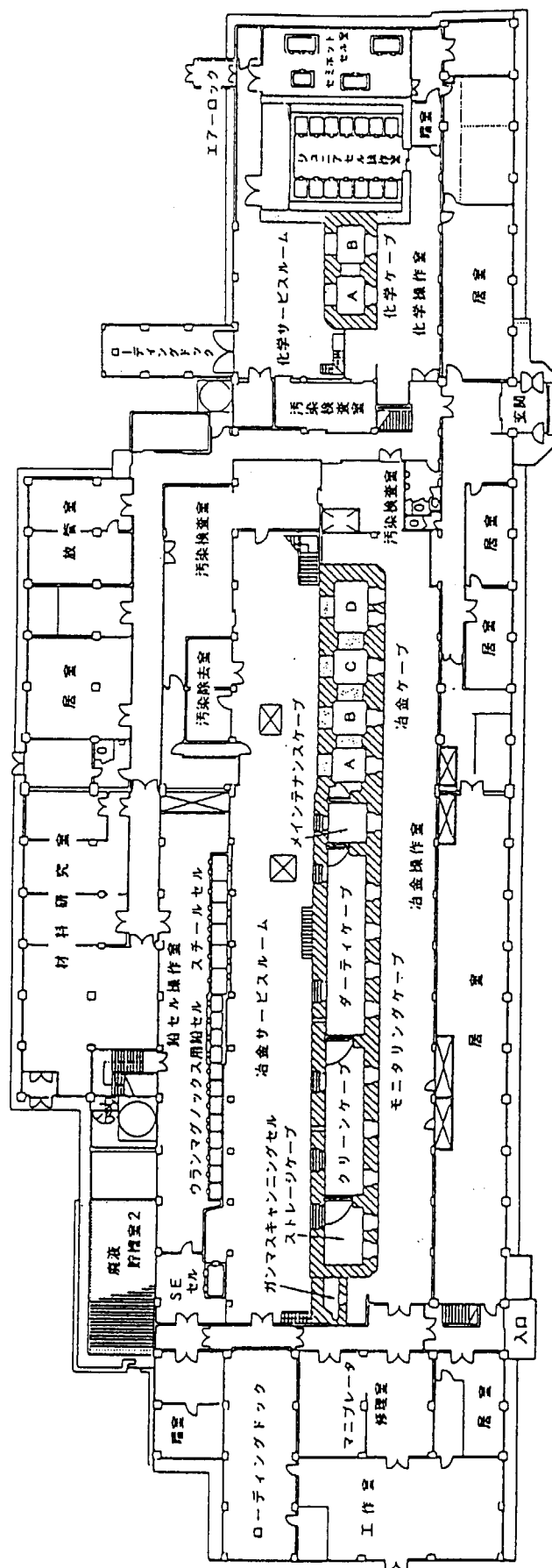


Fig. 1.1.3 ホットラボ1階平面図

## 2. 燃料試験施設の運転管理

### 2. 1 運転・利用状況

平成8年度における燃料試験施設の運転・利用状況は、所外利用において7件の受託申込みがあり、燃料集合体及び部材等の照射後試験を行った。所内利用については18件の申込みがあり、NSRRパルス照射燃料等に関する各種の照射後試験及び実用燃料の短尺加工を行った。

#### 2. 1. 1 本体施設の運転管理

##### (1) 運転管理と実績

平成8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「PWR 4.8GWd/t 実用燃料(B型)3サイクル照射後試験(その2)」、燃料集合体信頼性実証試験の一環として「BWR 現行8×8型燃料集合体の照射後試験(その3)」、新型転換炉技術確証試験に係わる動燃事業団から「ふげん照射用セグメント燃料集合体の照射後試験(その2)」及びふげん発電所で照射された「スペーシング素子照射後試験」、原子燃料工業(株)からの「燃料集合体部材照射後試験(その3)、(追加分)」に関して、前年度に引き続き実施し、平成8年度に実施計画された照射後試験を終了した。また、動燃事業団からの照射後試験の終了した「ふげん照射用36本燃料集合体(E04, E05)の再組立」及び原子燃料工業(株)からの「BWR 現行8×8型燃料棒のパンクチャー試験」を新たに受託業務として照射後試験を実施し終了した。

所内研究協力業務では、再照射用セグメント燃料加工等に関し、NSRRパルス照射実験用にPWR高燃焼度燃料棒2本、ATR燃料棒1本及びBWR燃料棒2本の燃料棒短尺加工を行い、外観検査、寸法測定、X線検査及び渦電流探傷の非破壊検査等を実施し、NSRRへ搬出するとともに、これらの短尺燃料の照射前レファレンス試験を実施した。また、「ウラン・プルトニウム混合炭化物燃料89F-3A」の継続実施と、今年度新たに受付けた「照射済安定化Pu燃料照射後試験」を開始し、当該年度に計画された照射後試験を終了した。Table 2.1.1に所外及び所内利用に関する年度別利用件数を、Fig. 2.2.1に燃料試験施設利用状況をそれぞれ示す。

##### (2) 主な試験内容

###### [所外利用に関する照射後試験]

###### ①高燃焼度等燃料確証試験

PWR 4.8GWd/t 実用燃料(B型)3サイクル照射後試験(その2)については、燃料集合体の外観検査を実施した後解体して、照射後試験対象燃料要素12本の引き抜きを行い、外観検査、寸法測定、γスキャン及びX線透過試験等の非破壊試験を実施した。また、この内から4本の燃料要素について、パンクチャー・ガス分析試験を行い、当該年度に計画された照射後試験を全て終了した。

## ②燃料集合体信頼性実証試験

BWR 現行 8×8 型燃料集合体の照射後試験（その 3）については、3 本の燃料要素のパンクチャー・ガス分析試験を実施するとともに、破壊試験対象燃料要素 3 本を切断し、燃料ペレットのマイクロスキャン、金相試験、X 線回折試験等の破壊試験及び燃料被覆管の引張試験、内圧破裂試験等を行い、当該年度に計画された照射後試験を全て終了した。

## ③新型転換炉技術確証試験

「ふげん照射用セグメント燃料集合体の照射後試験（その 2）」については、燃料要素 2 本について、パンクチャー・ガス分析試験を実施した後、燃料要素を切断し、金相試験、マイクロスキャン及び燃焼度分析試験を行い、本年度予定された全ての照射後試験を終了した。

「スペーシング素子照射後試験（その 1）」については、キャプセルを解体し、24 個のスペーシング素子、7 個のクリープ試験片及び 4 本の燃料被覆管を取出した後、外観検査、引抜き力測定、ばね定数測定等を行い、計画された照射後試験を終了した。

「ふげん照射用 36 本燃料集合体の再組立」については、照射後試験の終了した 2 体（E04, E05）の燃料集合体について、パンクチャー試験済燃料要素を復元し、新スケルトンに再挿入して 2 体の再組立燃料集合体を完成した。

## ④燃料集合体部材試験

「燃料集合体部材照射後試験（その 3）、（追加分）」については、関電大飯 1 号炉で照射された燃料集合体の上部ノズルについて、外観検査を実施後、ノズルを解体し、リーフスプリングの外観検査、金相試験等を行って計画された照射後試験を完了した。

## 〔所内研究協力業務に関する照射後試験〕

## ①原子炉安全工学部関連

短尺燃料棒加工については、NSRR パルス照射実験用に PWR 短尺燃料棒 2 本、ATR 短尺燃料棒 1 本及び BWR 短尺燃料棒 2 本の計 6 本を製作し、照射後試験実験前のデータとして外観検査、寸法測定、X 線検査、渦電流探傷等の非破壊試験を実施したのち、NSRR へ搬出した。短尺燃料棒については、パルス実験後と比較するため、金相試験等のレファレンス試験を実施した。また、パルス照射実験後の ATR 短尺燃料棒の破壊試験を実施するとともに、新たにパルス照射実験後の ATR 短尺燃料棒を NSRR から受入れ、照射後試験を開始した。

その他、NSRR パルス照射実験用として NDC 及び JMTR から受入れた、A 型高燃焼度燃料棒（4.8 GWd/t）5 本と BWR セグメント燃料棒 2 本の非破壊試験を継続して実施した。また、F. P ガス放出実験（VEGA）計画に協力し、ホットセル内に設置する実験装置等の設計検討を進めた。

## ②燃料研究部関連

ウラン・プルトニウム混合炭化物燃料（89F-3A）については、ペレット密度測定、X 線回折試験及び金相試験等を実施し、予定された照射後試験を終了した。



## ③安定化Pu燃料・燃焼法研究特別チーム関連

本年4月に受け入れた、照射済安定化Pu燃料については、燃料ピン6本の外観検査、X線透過試験、切断並びに白金ケースの $\gamma$ スキャンニング、パンクチャー・ガス分析及びディスクの金相試験等を実施し、予定された照射後試験を終了した。

## (3) その他

核燃料の管理では、科学技術庁及びIAEAによる核燃料物質量の査察が各四半期毎に行われたが、特に指摘事項等はなかった。核燃料等の移動に関しては、平成8年4月22日に「照射済安定化Pu燃料」、平成8年9月2日に「未照射ウラン水素化ジルコニウム燃料」、平成9年3月28日に「NSRR照射済燃料(ATR-2)」が搬入された。

また、平成8年8月26日、平成8年12月10日及び平成8年12月12日に「NSRRパルス照射実験用短尺燃料棒」合計5本をNSRRへ搬出した。

## 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8年度年間使用計画に従って実施された。第1四半期は $\alpha\gamma$ コンクリートNo.1～No.2セルおよび $\alpha\gamma$ 鉛No.1～No.2セル及び $\beta\gamma$ コンクリートNo.1～No.2セルを、第3四半期は $\beta\gamma$ コンクリートNo.5セルを、第4四半期には $\beta\gamma$ コンクリートNo.3～No.4セル及びNo.6セルについて、セル汚染除去、セル遮蔽扉、試験装置等の保守点検を行った。また、第3四半期はセル負圧制御機器・臨界警報装置、第4四半期はインセルモニター等の点検整備を行い、特に異常は認められなかった。また、中低レベル廃液貯槽の線量当量率低減を図るため、貯槽内の除染作業を行った。Table 2.2.1 に実施項目と結果を示す。

その他、施設の整備・更新関係では水処理設備の純水製造装置系導電率計、プール水位計及び中和処理装置の更新を、また更衣室自動扉、し尿浄化槽の更新等を実施した。施設検査等関係機関による検査はなかった。冷凍高圧ガス製造施設の保安検査(H 8.12. 8.)を受けたが指摘事項は特になかった。

また、インセルモニターの老朽化に伴い更新ため、仕様書の作成及び起票を行なった。  
(3月末契約、納期は9年12月末)

## 2. 2. 2 特定施設の保守・整備

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

## 2. 2. 3 放射線管理設備の保守・整備

放射線管理設備の保守管理は、保健物理部放射線管理第3課によって行われ、結果は全て「良」であった。保守点検項目および結果をTable 2.2.3 に示す。

## 2. 2. 4 補修・更新工事等

1) し尿浄化槽更新 (10月)

2) 管理棟各室内の壁塗装をおこなった。(9年1月)

3) 更衣室自動扉の更新 (3月)

観音開き方式をスライド方式に更新した。

4) 中和処理装置更新(1月)

5) 資材棚の整備(～3月)

ローディングドック・サービスエリア内に放射線防護資材保管用の棚を購入設置した。

6) 工作室天井部材封じ込め

天井部材の老朽化のため、部材の閉じ込め工事を実施した。

7) 計装機器の更新

純水製造装置導電率計更新

プール水レベル計検出部更新

## 2. 3 放射線管理状況

### 2. 3. 1 概況

平成8年度に実施した主な放射線作業は、セルの汚染除去作業、試験内装機器の保守点検修理及び照射済燃料の搬出入作業である。これらの作業は、いずれも異常なばばくや汚染を発生することなく円滑に遂行された。

### 2. 3. 2 線量当量

燃料試験施設における放射線作業に係わった職員及び外来者の実効線量当量をTable 2.3.1に示す。年間の集団実効線量当量は、80.1人・mSvであった。また、指先の組織線量当量の測定を要した者は81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17.8mSvであった。実効線量当量及び組織線量当量は、ともに保安規定等に定める警戒線量当量を超えなかった。

### 2. 3. 3 放出放射性気体廃棄物

平成8年度に放出された放射性気体廃棄物の平均濃度及び放出量をTable 2.3.2に示す。

$^{85}\text{Kr}$ 及び $^{125}\text{Sb}$ 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。

年間総放出量は、 $^{85}\text{Kr}$ が $3.3 \times 10^{11}\text{Bq}$ 、 $^{125}\text{Sb}$ は $3.0 \times 10^5\text{Bq}$ であり、保安規定等に定める放出管理基準値を超える異常放出は認められなかった。

## 2. 3. 4 放射性液体廃棄物

燃料試験施設から発生するすべての放射性液体廃棄物は、施設内の貯留槽に貯留し、測定された後、放射性液体廃棄物運搬車両にて放射性廃棄物管理課に搬出される。平成8年度の四半期別の放射性廃棄物管理課へ引き渡した、放射エネルギー(Bq)及び発生量(m<sup>3</sup>)をTable 2.3.3に示す。

## 2. 3. 5 放射性固体廃棄物

燃料試験施設での放射性固体廃棄物には、照射後試験及びセル汚染除去等の保守作業によるものと試験済の樹脂等で固化され保管廃棄される核燃物質がある。これらの固体廃棄物は、本体施設の保守の項で示した様に、保守作業が年間を通し実施されているため発生する。平成8年度四半期別の放射性廃棄物管理課への放射性固体廃棄物運搬車両で搬出された数量を、レベル毎にTable 2.3.4に、搬出形状の種類別数量をTable 2.3.5に示す。

Table.2.1.1 燃料試験施設年度別利用件数

項目 年度	前年度からの繰越			当年度申込み			計			当年度終了分		
	所外	所内	合計	所外	所内	合計	所外	所内	合計	所外	所内	合計
平成7年度	0	5	5	8	12	20	8	17	25	6	11	17
平成8年度	2	6	8	7	18	25	9	24	33	8	18	26

Table 2.2.1 燃料試験施設本体施設の保守・整備状況

検査実施設備	検査項目	実施年月	結果
プール	(1) 安全装置の作動試験	H.8. 5. ~ 12.	良
	(2) 機器等の動作試験	H.8. 5. ~ 12.	良
	(3) 中和処理装置の法例に定める検査	H.9. 1. (H.8.12 ~装置更新)	良
	(4) 槽類配管及びバルブの漏洩検査	H.8. 4. ~H.9. 3.	良
$\beta$ $\gamma$ コンクリートセル及び $\beta$ $\gamma$ 鉛セル	(1) 安全装置の動作試験	H.8. 6. ~H.9. 3.	良
	(2) 機器等の動作試験	H.8. 6. ~H.9. 3.	良
	(3) 負圧計の動作試験	H.8.12.	良
	(4) セルモニタの動作試験及び校正	H.9. 2.	良
$\alpha$ $\gamma$ コンクリートセル、 $\alpha$ $\gamma$ 鉛セル及びボックス等	(1) 安全装置の動作試験	H.8. 5. ~ 6.	良
	(2) 機器等の動作試験	H.8. 5. ~ 6.	良
	(3) 負圧計の動作試験	H.8.12.	良
	(4) セルモニタの動作試験及び校正	H.9. 2.	良
	(5) アルゴンガス供給系の点検	H.8.12.	良
	(6) グローブ、ブーツ及びビニールバッグ等の点検	H.9. 4.	良
	(7) アルゴンガス循環精製装置の動作試験及び点検	H.8. 9.	良
	(8) $\alpha$ $\gamma$ 系液体廃棄設備の動作試験及び点検	H.8.11.	良
一斉指令装置	通報試験	H.8. 6. H.8.12.	良
警報設備	動作試験	H.8. 4. ~H.9. 3.	良
試験施設内装設備	(1) 安全装置の動作試験	H.8. 4. ~H.9. 3.	良
	(2) 機器、装置の動作試験	H.8. 4. ~H.9. 3.	良

Table 2.2.2 燃料試験施設特定施設の保守・整備状況

検査実施設備	検査項目	実施年月	結果
電源設備	(1) 絶縁抵抗測定	H.8. 4.	良
	(2) 非常用電源の起動試験	H.8. 4.~H.9. 3.	良
	(3) 保護継電器動作試験	H.8. 4.~H.9. 3.	良
気体廃棄設備	(1) 電気設備の絶縁抵抗測定	H.8. 4.	良
	(2) フィルター装置の性能検査	H.8. 4.~H.9. 3.	良
	(3) 風量、風向測定	H.8. 4.~H.8. 3.	良
	(4) 機器の動作試験	H.8. 4.~H.9. 3.	良
液体廃棄設備	(1) 電気設備の絶縁抵抗測定	H.8. 4.	良
	(2) 機器等の動作試験	H.8. 4.~H.9. 3.	良
	(3) 配管及び弁などの漏洩点検	H.8. 4.~H.9. 3.	良
空気圧縮設備	(4) 動作試験	H.8. 4.~H.9. 3.	良
警報設備	(3) 動作試験	H.8. 4.~H.9. 3.	良

Table 2.2.3 燃料試験施設放射線管理設備の保守・整備状況

検査実施設備	検査項目	実施年月	結果
ダスト、ガスモニタ	性能試験及び校正	H.8. 6. H.8.10.	良
γ線エリアモニタ	性能試験及び校正	H.8. 6. H.8.10.	良
ハンドフットモニタ	性能試験及び校正	H.8. 6. H.8.10.	良
臨界警報設備	性能試験及び校正	H.8.12.	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)	131	117	167	181	330
集団実効線量当量 (人・mSv)	9.7	1.6	4.7	64.1	80.1
平均実効線量当量 (mSv)	0.07	0.01	0.03	0.35	0.24
最大実効線量当量 (mSv)	0.5	0.3	0.4	2.8	2.8

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	<sup>85</sup> Kr	平均濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )		<9.3×10 <sup>-3</sup>	<9.3×10 <sup>-3</sup>	<9.3×10 <sup>-3</sup>	<9.3×10 <sup>-3</sup>	—
		放出量 (Bq)		1.3×10 <sup>10</sup>	3.0×10 <sup>11</sup>	0	1.9×10 <sup>10</sup>	3.3×10 <sup>11</sup>
	<sup>131</sup> I	平均濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )		<1.5×10 <sup>-9</sup>	<9.2×10 <sup>-10</sup>	<1.1×10 <sup>-9</sup>	<1.3×10 <sup>-9</sup>	—
		放出量 (Bq)		0	0	0	0	0
放射性塵埃	<sup>106</sup> Ru	平均濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )		<5.3×10 <sup>-11</sup>	<5.1×10 <sup>-11</sup>	<5.1×10 <sup>-11</sup>	<5.3×10 <sup>-11</sup>	—
		放出量 (Bq)		0	0	0	0	0
	<sup>125</sup> Sb	平均濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )		<3.4×10 <sup>-9</sup>	—	—	<3.2×10 <sup>-9</sup>	—
		放出量 (Bq)		1.6×10 <sup>5</sup>	—	—	1.4×10 <sup>5</sup>	3.0×10 <sup>5</sup>
<sup>239</sup> Pu	平均濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )		<3.0×10 <sup>-11</sup>	<2.9×10 <sup>-11</sup>	<2.9×10 <sup>-11</sup>	<2.4×10 <sup>-11</sup>	—	
	放出量 (Bq)		0	0	0	0	0	

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

		第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期	年間総量
低レベル	放射エネルギー(Bq)	$3.29 \times 10^7$	$1.21 \times 10^8$	$1.22 \times 10^8$	$7.92 \times 10^7$	$3.55 \times 10^8$ (Bq)
	発生量 (m³)	24.9	13.4	18.5	15.7	72.5 (m³)
中レベル	放射エネルギー(Bq)	$1.83 \times 10^9$	$2.80 \times 10^9$	$6.93 \times 10^8$	—	$5.32 \times 10^9$ (Bq)
	発生量 (m³)	8.7	5.01	2.1	—	15.8 (m³)

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

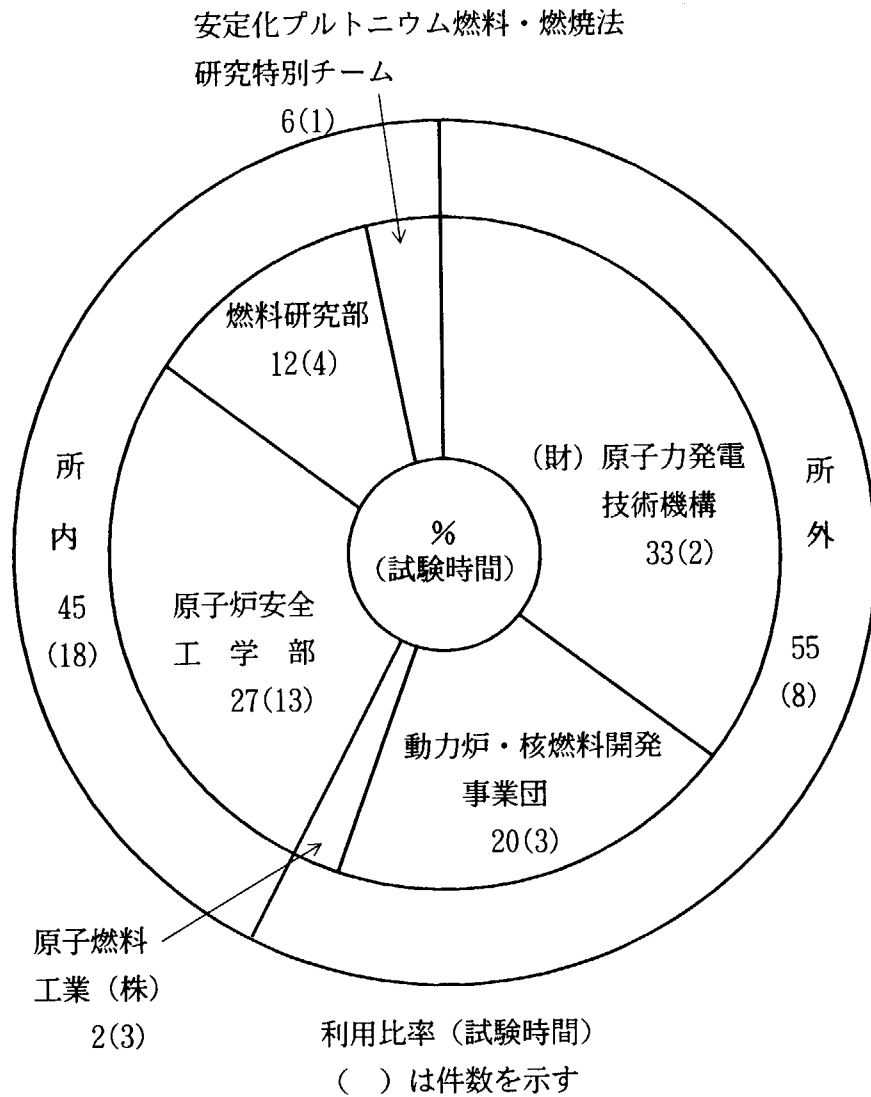
	第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期	年間総量
低レベル (m³)	20.69	9.23	13.88	29.51	73.31
中レベル (m³)	1.32	0.96	0.69	1.89	4.86
高レベル (m³)	1.11	1.14	1.20	1.14	4.59

Table 2.3.5 燃料試験施設の放射性固体廃棄物の種類と数量

排出レベルと種類		第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期	合計
低レベル	(1)A型容器 (1.00m³)	2ケ	—	—	—	2ケ
	(2)HEAPフィルタ (0.11m³)	11ケ	1ケ	36ケ	14ケ	62ケ
	(3)プレフィルタ (0.02m³)	4ケ	—	4ケ	43ケ	51ケ
	(4)ドラム缶 (0.20m³)	12ケ	—	—	—	12ケ
	(5)ペール缶 (0.03m³)	—	10ケ	20ケ	26ケ	56ケ
	(6)カートンボックス (0.02m³)	766ケ	441ケ	660ケ	1330ケ	3197ケ
中レベル	(1)角型カートリッジ (0.40m³)	—	—	—	—	—
	(2)丸形カートリッジ (0.03m³)	23ケ	22ケ	23ケ	63ケ	131ケ
	(3)ドラム缶 (0.20m³)	3ケ	3ケ	—	—	6ケ
	(3)フィルター内筒 (0.05m³)	—	—	—	—	—
高レベル	(1)丸形カートリッジ (0.03m³)	※ 37ケ	28ケ	※ 40ケ	38ケ	143ケ
	(2)レジン内筒 (0.30m³)	—	1ケ	—	—	1ケ
	(3)フィルター内筒 (0.05m³)	—	—	—	—	—

※ 核燃料廃棄物含む (H8.4.に1個、H8.10.に1個、H9.1.に1個 計3個)





- 原子力機構 2件：・ PWR48Gwd/t実用燃料(B型)サイクル照射後試験(G24:その2)  
・ BWR現行8×8型燃料集合体照射後試験(DN23:その3)
- 原燃工 3件：・ 燃料集合体部材照射後試験(その3)  
・ 燃料集合体部材照射後試験(追加分)  
・ BWR現行8×8型燃料棒のパンクチャー試験(DN23)
- 動燃事業団 3件：・ スペーサリング素子の照射後試験(その1)  
・ ふげん燃料(E04、E05)の再組立  
・ ふげん照射用セグメント燃料集合体の照射後試験(E06:その2)
- 原安工部 13件：・ NSRR再照射実験用燃料加工及び照射後試験  
その他5件
- 燃料研究部 4件：・ 高燃焼度UO<sub>2</sub>ディスクの熱拡散率測定  
その他2件
- 安定化Pu燃料・燃焼法特別チーム 1件：・ 照射済安定化Pu燃料の照射後試験

Fig. 2.2.1燃料試験施設利用状況

### 3. WASTE 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8年度の業務実施計画に基づいて実施した廃棄物安全性試験のうち、多重バリアシステムの安全性試験では、実廃液ガラス固化体の深地層での浸出挙動を調べる「実廃液ガラス固化体MCC-4低流速浸出試験」の180日浸出試験を終了し、平成8年度から3年計画で開始した「処分環境下におけるガラス固化体の長期浸出挙動に関する研究（九州大学共同研究）」の初年度試験「オーバーパック腐食生成物共存下でのPu, Npの浸出挙動」を終了した。

固化体の高度化に関する試験では、「 $^{244}\text{Cm}$  添加多相チタン酸塩セラミック固化体の長期健全性に関する試験（日豪協力研究）」の「 $\alpha$ 加速試験VIペロプスカイト、 $\alpha$ 加速試験VIIジルコノライト、 $\alpha$ 加速試験VIIIシンロック」を継続して実施すると共に、新セラミック固化体の研究に係わる「 $^{241}\text{Am}$ ,  $^{237}\text{Np}$  添加ジルコニア固化体の機械的強度試験」を実施した。

深地層中における放射性核種の移行挙動及び移行モデルに関する研究では、豪州クンガラ鉱床から採取した「ウラン鉱床岩石抽出液の元素濃度分析」、核種の岩石・鉱物への吸着特性を調べる「吸着実験溶液の元素分析」を実施すると共に、還元雰囲気における「花崗岩内Pu拡散試験」を新たに開始した。

Fig. 3.1.1に平成8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、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8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、主な保守・整備状況を以下に述べる。

#### (1) WASTE F利用拡張に係わる整備

科学技術庁からの委託研究である「再処理施設新材料耐食安全性実証試験」の内、使用済軽水炉燃料ペレットの硝酸溶解液を使用した「照射腐食抵抗性評価試験」を当施設で行うために、核燃料物質の使用の変更の許可を平成8年9月に取得し、平成8年12月には保安規定の認可を取得した。

No.3セルの整備に関しては、セル内既設のセル集塵機（サイクロン、集塵容器、フィルタ付切断機及びコアドリル用）及び処分試験装置（乾、湿式廃棄物移行試験装置）を遠隔解体し、異型容器により廃棄物処理場に保管廃棄した。平成9年度には、ドライアイスブラスト除染法による遠隔除染と、作業による立入り除染を実施する予定である。

また、表面分析装置の設置に関しては、試料準備室に空調機及び表面分析装置 [E P M A（電子プローブマイクロアナライザー）、A E S（オージェ電子分光分析）] を設置し、習熟運転を開始した。

#### (2) グローブボックス4へのアルゴンガス循環精製装置の付加

平成7年度に、実際の処分環境を模擬した雰囲気調整下での試験が行えるよう、グローブボックス4にアルゴンガス循環精製装置を付加した。付加したアルゴンガス循環精製装置について、平成8年8月に施設検査を受検し、9月に合格証を取得した。

これを受けて、平成9年度にはPuを用いた花崗岩内のPu拡散係数を求める拡散試験及びPu、Np入り模擬ガラス固化体の長期浸出挙動試験を実施する予定である。

#### (3) 資材室の設置

既設ローディングエリア外側電動シャッタの塩害防止、防護資材の保管及びローディング機材の保管を行うため、既設ローディングエリア外側電動シャッタに接続して、資材室を新設した。

資材室の概略仕様を以下に示す。

- ① 構造 : 鉄骨構造、地上1階
- ② 寸法 : 間口約5.2m×奥行約4.0m×高さ約5.0m
- ③ 壁 : コンクリートパネル、アクリルゴム系吹付け
- ④ 屋根 : アスファルト防水砂付きルーフィング
- ⑤ 照明 : 1式
- ⑥ 電動シャッタ : ステンレス製
- ⑦ 火災検知器 : 1式

### 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8年度年間保全作業スケジュール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、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、ホット系、コールド系機器の部品交換及び化学分析室給気吹出口、ホット系排風機E x F 3-1 プーリ、温水ボイラー電線、非常用電源設備AVRの更新並びに空調設備監視盤の設置を行った。

### 3.2.3 放射線管理設備の保守・整備

放射線管理設備の保守・整備は、保健物理部放射線管理第3課によって実施された。定期自主検査の実施状況をTable 3.2.3 に示す。

また、機器類の経年劣化に伴い、ルーム・スタックダストモニタの計数率計及び高・低圧電源の更新を行った。

### 3.2.4 補修・更新工事等

#### 1) 電動シャッター更新

設備：地下1階ホット機械室電動シャッター

材料：SS製をSUS製に変更（腐食が進行したため）

#### 2) 負圧記録計更新

負圧記録計2台（老朽化のため）

#### 3) 遠隔監視装置更新（経年劣化のため）

#### 4) サービスエリア床及びホット機械室壁補修（床及び壁に亀裂が発生しているため）

#### 5) 防錆塗装工事

建家外の扉、手摺り、梯子、空調用配管及び弁、建家内空調用ダクト等の防錆塗装を実施（塗装材の剝離及び腐食の進行が見られたため）

### 3.3 放射線管理状況

#### 3.3.1 概況

平成8年度に実施した主な放射線作業は、①高レベル廃液貯槽室内の整備作業、②保管廃棄設備の整理作業、③床補修作業、④No.3セル内装機器の解体作業、⑤放射性廃棄物のセル外搬出作業、⑥マニプレータ除染及び交換作業などがあった。いずれも異常な被ばくや汚染を発生することなく、円滑に遂行された。

#### 3.3.2 線量当量

WASTE Fにおける放射線作業に係わった職員及び外来者の実効線量当量をTable 3.3.1に示す。年間の集団実効線量当量は、6.1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8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8年度に廃棄物処理場へ引渡した放射性液体廃棄物の廃液量及び放射エネルギーをTable 3.3.3に示す。

#### 3.3.5 放射性固体廃棄物

平成8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。

Table 3.2.1 本体施設定期自主検査の実施状況

設 備 名	点 検 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)インセルモニタの作動試験及び校正	H9. 1.20～ H9. 2. 7 " " H9. 1.20～ H9. 1.29
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)インセルモニタの作動試験及び校正	H8. 1.20～ H9. 2. 7 " " H9. 1.20～ H9. 1.29
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、 $\alpha$ $\gamma$ アイレーションルーム 及び サンプリングボックス	(1)機器等の作動試験 (2)負圧計の作動試験 (3)グローブ、ビニールバック等の点検	H9. 1.20～ H9. 2. 7 " 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	H9. 3.10～ H9. 3.14 " H9. 1.20～ H9. 2. 7
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	H8.6 、 H8.12
警 報 設 備	作動試験	毎月1回

Table 3.2.2 特定施設定期自主検査の実施状況

設 備 名	点 検 項 目	実 施 年 月 日
電 源 設 備 受 変 電 変 圧 器 ・ 配 電 盤 非 常 用 電 源 保 護 継 電 器	(1)絶縁抵抗測定 (2)非常用電源の起動試験 (3)保護継電器の作動試験	H8.10.12 H8.10.30 H8.10.13～ H8.11.27
気体廃棄設備 ( 排 風 器 フィルタ装置 )	(1)電気設備の絶縁抵抗測定 (2)フィルタの補集効率測定 (3)風量及び風向測定 (4)機器等の作動試験	H9. 1.20 H8. 8. 8 H9. 2. 6～ H9. 2.25 H8.10.12～ H9. 1.27
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	H9. 2. 7 H9. 2. 7 H9. 1.24～ H9. 2.12
空気圧縮設備 圧縮機・安全弁	(1)電気設備の絶縁抵抗測定 (2)作動試験	H8. 4.30 H8.10.12～ H8.10.13
警 報 設 備 ( 非 常 用 電 源 気 体 ・ 液 体 廃 棄 空 気 圧 縮 )	作動試験	毎月1回

Table 3.2.3 放射線管理設備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	H9.2.17~H9.2.28
ガンマ線エリアモニタ	”	”
ハンドフットクロスモニタ	”	”

Table 3.3.1 WASTE Fにおける放射線業務従事者の実効線量当量

項 目	期 間				年 間
	第 1 四半期	第 2 四半期	第 3 四半期	第 4 四半期	
放射線業務従事者数 (人)	65	77	71	88	130
集団実効線量当量 (人・mSv)	3.1	0.4	0.4	2.2	6.1
平均実効線量当量 (mSv)	0.05	0.01	0.01	0.03	0.05
最大実効線量当量 (mSv)	0.8	0.2	0.2	0.6	1.1

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					年間
		第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期	年間			
放射性塵埃	<sup>241</sup> Am	平均濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )	<5.8×10 <sup>-11</sup>	<5.8×10 <sup>-11</sup>	<5.3×10 <sup>-11</sup>	<2.8×10 <sup>-11</sup>	<5.8×10 <sup>-11</sup>		
		放出量 (Bq)	0	0	0	0	0		
	<sup>137</sup> Cs	平均濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )	<6.8×10 <sup>-11</sup>	<6.8×10 <sup>-11</sup>	<5.9×10 <sup>-11</sup>	<3.7×10 <sup>-11</sup>	<6.8×10 <sup>-11</sup>		
		放出量 (Bq)	0	0	0	0	0		
放射性廃液	<sup>241</sup> Am	平均濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )	<2.2×10 <sup>-4</sup>	<2.6×10 <sup>-4</sup>	<2.2×10 <sup>-4</sup>	—	<2.6×10 <sup>-4</sup>		
		放出量 (Bq)	—	—	0	—	0		
	<sup>137</sup> Cs	平均濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )	2.0×10 <sup>-2</sup>	1.3×10 <sup>-2</sup>	1.0×10 <sup>-2</sup>	—	1.5×10 <sup>-2</sup>		
		放出量 (Bq)	2.4×10 <sup>5</sup>	1.2×10 <sup>5</sup>	1.1×10 <sup>5</sup>	—	4.7×10 <sup>5</sup>		



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> )		3.9	4.1	7.5	0	15.5
	放射能量(Bq)		$3.43 \times 10^5$	$6.15 \times 10^5$	$6.69 \times 10^5$	0	$1.63 \times 10^6$
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

\*  $3.7 \times 10^5$  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		11.94	8.95	6.00	7.84	34.73
	A-2		0.16	0	0	0	0.16
	B-1		0.27	0.36	0.81	0	1.44
	B-2		0	0	0	0	0
$\alpha$ 廃棄量 (m <sup>3</sup> )	A-1		0	0	0	2.00	2.00
	B-2		0	0	0	0	0

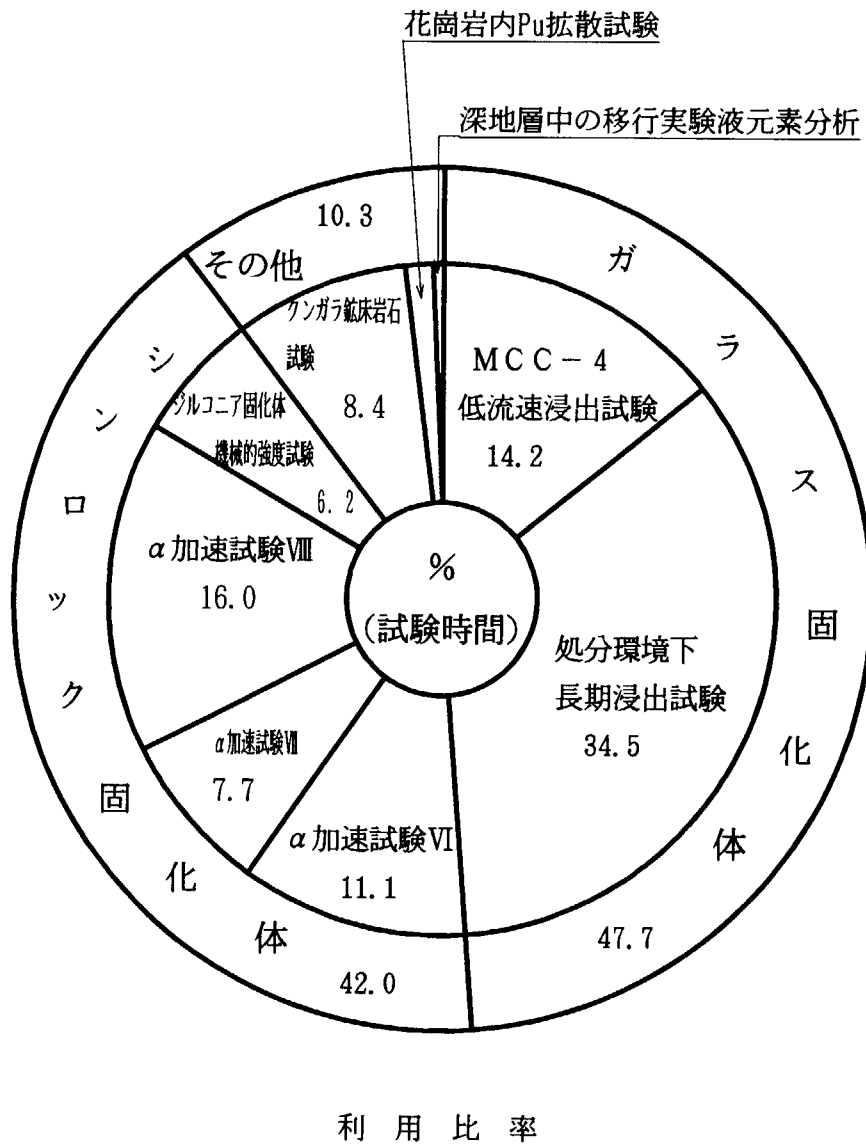


Fig. 3.1.1 WASTE Fの利用状況 (平成8年度)

## 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

平成8年度は、所内利用としては、NSRRバーンアップ燃料、高温工学試験研究炉(HTR)用燃料・材料、軽水炉用超高燃焼度燃料、研究炉燃料、核融合炉用材料、軽水炉用材料及び研究炉構造材料に係る照射後試験を、所外利用としては、原電東海発電所モニタリング用燃料の照射後試験に関する調査等を実施することとした。また、これらの照射後試験を計画的に進めるためのホットラボ本体施設と特定施設の定期自主検査及び内装機器の保守整備を計画した。更に、運転計画の作成にあたっては、研究炉、JMTR、NSRRの運転並びにキャプセル等の照射計画を勘案した。

##### (2) 運転実績

本年度の利用申込数は、42件(所内39件、所外3件)で、これに前年度繰越分50件を合わせると総計92件(所内87件、所外5件)になる。このうち76件について照射後試験を実施し、46件の試験について終了した。Table 4.1.1 に年度別ホットラボ利用受付と終了件数の推移を示す。所内からの利用状況を見ると、照射後試験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34件、HTR用燃料に関する研究開発関係が23件、次いで核融合炉関係の21件の順になっている。ケーブル・セルの利用状況(分野別利用時間率)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57%、HTR用燃料に関する研究開発関係が19%、次いで核融合炉関係が13%、となっている。また、燃料・材料別のケーブル・セル利用状況では、燃料関係が63%と材料関係を上回っている。

所内外利用率では、研究支援業務としての所内利用が97%、受託調査としての原電東海発電所燃料モニタリング他の所外利用が3%であった。Fig. 4.1.1に平成8年度ホットラボ施設の利用状況を示す。

##### (3) 主な試験

###### [所内利用照射後試験]

###### ① NSRRバーンアップ燃料関係の照射後試験

平成元年度から実施している反応度事故模擬実験計画に基づいて実施している燃焼度の進んだ燃料に対するNSRRパルス照射実験として、本年度は、関西電力大飯1号炉PWR型短尺化試験燃料1体、高浜3号炉PWR型短尺化試験燃料1体、東京電力福島第1-3号炉BWR短尺化試験燃料2体、JMTRで予備照射した高濃縮短尺化試験燃料2体と前年度からの試験継続燃料9体について試験を実施した。

主な照射後試験としては、燃料棒の外観、X線、寸法検査、 $\gamma$ 線スペクトル測定、 $\gamma$ スキニング等の非破壊検査と燃料棒内FPガス捕集・分析、発熱量測定試料の作製、密度測定、硬さ試験、リング引張試験、燃料棒頭微鏡検査、電子顕微鏡検査等の破壊検査である。

## ②HTTR用燃料の照射後試験

HTTRの使用条件に耐えることを実証する健全性確認試験として本年度は、前年度からの継続試験燃料8体について、区分け、外観、重量、寸法検査、電解・酸浸出試験及び被覆燃料粒子の外観、X線検査、FPインベントリー測定、断面組織観察、電子顕微鏡検査、超高温加熱試験、X線回折試験等を実施した。

## ③軽水炉用超高燃焼度燃料の照射後試験

原研（燃料照射研究室）と日本核燃料開発株式会社（NFD）との共同研究として実施しているJRR-3M照射高燃焼度燃料の試験では、本年度は、 $UO_2$ ペレットの外観、重量検査、FPインベントリー測定、燃焼度測定用溶液の作製、モリブデン容器の外観検査、線量測定、粉末ペレットの顕微鏡、電子顕微鏡検査、X線回折試験等を実施した。

## ④研究炉燃料の照射後試験

ホットラボにおいての照射後試験を終了したJRR-3M標準型燃料で、非破壊検査のみを実施した燃料板について研究炉部へ返却することになり、対象燃料板の外観検査、洗浄作業とマニプレータ等の取扱によるアルミニウム被覆層破損の有無を検査するための SHIPPING 検査を実施した。

## ⑤核融合炉用材料の照射後試験

核融合炉構造材料用低放射化フェライト鋼のシャルピー、硬さ試験、破面のSEM観察、高純度鉄クロム合金鋼のシャルピー試験、試験後の破面率測定、横膨出量測定、破面のSEM観察、2相ステンレス鋼の引張、シャルピー試験、破面のSEM観察及びTEM観察試料の区分け、搬出作業等を実施した。

## ⑥軽水炉用材料の照射後試験

軽水炉圧力容器用鋼材の試験では、A533B鋼のシャルピー試験、試験後の破面率測定、横膨出量測定、三点曲げ破壊靱性試験、硬さ試験、破面のSEM観察、顕微鏡検査及び鉄基合金の引張試験を実施した。また、JPDR圧力容器用鋼材の加速試験では、シャルピー試験、試験後の破面率測定、横膨出量測定を実施した。

## ⑦研究炉用構造材料の検査

老朽化した研究炉や将来の高性能新型研究炉の炉心構造材料としてのアルミ合金の照射後試験として、JRR-3Mで照射したキャプセル6体について、解体、区分け、外観検査、室温・真空高温引張試験、破壊靱性試験及び試験後の外観検査、顕微鏡・電子顕微鏡検査を実施した。

## ⑧その他の照射後試験

消滅処理関連ウラン・ジルコニウム合金微小球燃料の外観検査、X線検査、燃料と被覆層との分離作業及びFPインベントリー測定他を実施した。

## 〔所外利用照射後試験〕

平成7年度契約分の「原電東海発電所モニタリング用燃料の照射後試験に関する調査」について非破壊検査及び破壊検査の全ての試験を終了し、その結果を原電に報告し終了した。

引き続き、平成8年度契約分について外観検査、X線検査等の非破壊検査を開始した。

#### 4.1.2 特定施設の運転管理状況

本体施設の運転に伴う気体廃棄設備、液体廃棄設備、受変電設備、非常用電源設備及び空気圧縮設備等の運転管理は、技術部施設第2課によって滞りなく実施された。

### 4.2 保守・整備状況

#### 4.2.1 本体施設の保守・整備

本体施設の保守・整備は、平成8年度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程に基づく定期自主検査の実施状況をTable 4.2.1に示す。また、主な保守・整備状況を以下に記す。

##### (1) 内装機器の保守・整備

ケープ・セルの定期自主検査に合わせて内装機器の保守・整備を行った。その実施状況をTable 4.2.2に示す。このうち、真空高温引張試験機についてはアクチュエータ及びモータの故障による動作不良が生じたのでこれらを更新した。また、燃料棒検査装置の上部チャック開閉切替機構部スプリング交換、電子顕微鏡の検出器交換、遠隔操作型金属顕微鏡のポライザー交換及び加熱試験装置の昇温不良の修理と放射温度計の更正等を行った。更新整備としては、研磨機を1台更新した。

##### (2) 遠隔操作機器の保守・整備

ホットラボのケープ・セルに設置されている遠隔操作機器には、73台のマスタースレーブマニプレータ、2台のパワーマニプレータ、3台のホイストがある。本年度はこのうち、マスタースレーブマニプレータ6件、パワーマニプレータ1件、ホイスト1件の故障が生じ、それぞれ修理を実施し、終了した。また、パワーマニプレータ2台の定期点検を実施し、M-Hマスタースレーブマニプレータを1基更新した。

このうち、ホイストの故障については、冶金ケープ内ホイストの走行不能、チェーンブロック動作不能が発生したもので、原因はケーブルの劣化とモータの絶縁不良によるものであったが、これらを更新して正常に復帰させた。

##### (3) その他

電気工作物の定期自主検査の他、ケープ遮蔽扉の点検調整、セル内放射線モニタ用検出器の製作、試験用治工具類製作等を実施した。

#### 4.2.2 汚染除去

本年度の施設汚染除去作業は、ケープ・セルの定期自主検査、内装機器の組み替え、点検・故障修理、試料搬出入、廃棄物搬出等に付随して実施されたもので、21件（延べ日数38日）であった。Table 4.2.3に汚染除去作業の実績を示す。

#### 4.2.3 特定施設の保守・整備

特定施設の保守・整備は、技術部施設第1課によって受変電設備、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、警報設備について性能試験、作動試験等が実施され、各設

備とも結果は良好で特に問題はなかった。但し、特定施設設備の老朽化対策として本年度は、建家給水管（上水、ろ過水）更新工事、排気第5、8系統フィルタチャンバ更新工事、受変電設備更新工事等を実施した。今後も各設備機器について計画的な整備が必要である。

特定施設の定期自主検査の実施状況をTable 4.2.4 に示す。

### 4.3 放射線管理状況

平成8年度に実施した主な放射線作業は、ケーブル・セルの除染作業、内装機器の修理・据付、照射後試験用試料のケーブルへの搬入・搬出などである。これらの作業は、いずれも異常な被ばくや汚染を発生することなく遂行できた。

#### (1) 線量当量

本年度ホットラボに係わる放射線作業をした者（職員及び外来者）の実効線量当量をTable 4.3.1 に示す。年間の集団実効線量当量は 5.5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 4人であり、着用期間における線量当量の最大値は 1.8 mSv であった。実効線量当量及び組織線量当量ともに、保安規定に定める警戒線量当量を超える被ばくはなかった。

#### (2) 放射性気体廃棄物

本年度に放出された放射性気体廃棄物の平均濃度及び放出量をTable 4.3.2 に示す。 $^{85}\text{Kr}$ 、 $^{125}\text{Sb}$ 、 $^{131}\text{I}$ 、 $^{103}\text{Ru}$  及び $^{106}\text{Ru}$  は、照射済燃料の切断や研磨作業により放出されたものである。これらの年間総放出量は、それぞれ 18GBq、810kBq、72kBq、4.4kBq及び63kBq であり、保安規定に定める放出管理基準を越える放出は認められなかった。

#### (3) 放射性液体廃棄物

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

#### (4) 放射性固体廃棄物

本年度に廃棄物処理場へ引渡した放射性固体廃棄物の廃棄量をTable 4.3.4 に示す。

Table 4.1.1 年度別ホットラボ利用受付と終了件数の推移  
(単位：件，平成9年3月31日現在)

項目	年度		4		5		6		7		8	
	区分		所内	所外	所内	所外	所内	所外	所内	所外	所内	所外
			計		計		計		計		計	
前年度からの	60	5	55	2	68	2	48	2	48	2		
繰越件数 ①	65		57		70		50		50			
当該年度の	38	2	56	6	26	3	51	3	39	3		
申込件数 ②	40		62		29		54		42			
合計	98	7	111	8	94	5	99	5	87	5		
(① + ②)	105		119		99		104		92			
当該年度の	43	5	43	6	46	3	51	3	43	3		
終了件数	48		49		49		54		46			

table 4.2.1 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作動試験	H8. 7.12 ~ H9. 2.14
負圧計	負圧監視装置	作動試験	H8. 8. 2 ~ H9. 3.21
放射線モニター	インセルモニター	作動試験	H8. 7.12 ~ H9. 2.14
消火設備	消火剤貯蔵装置 起動装置	消火薬剂量確認 ガス圧確認 各バルブ作動試験	H8. 7.30、H9. 3.27
通報設備	一斉指令装置 ページング装置	通報試験	H8. 7.30、H9. 2.20
警報装置	事故現場表示盤 副警報盤	作動試験	H8. 4 ~ H9. 3

Table 4.2.2 内装機器の保守整備

内装機器名	設置場所	担当係	保守整備状況
自動現像機	冶金暗室	試験1	定期点検(8年10月, 9年2月): ラック等の点検・清掃、フィルタ交換
燃料棒検査装置	クリーンケブ	試験1	定期点検(8年8月): 異常なし 故障修理(8年8月): 上部チェック開閉切換機構部スプリング交換 " 確認用リミットスイッチ交換
X線撮影装置	クリーンケブ	試験1	定期点検(8年8月): 異常なし
実験物解体装置	クリーンケブ	試験1	定期点検(8年8月): 異常なし
遠隔操作型 引張試験機	スチールセル	試験2	定期点検(8年9月): 異常なし
動的破壊靱性 試験装置	スチールセル	試験2	定期点検(8年9月): 異常なし
真空高温引張 試験装置	冶金Bケブ	試験2	定期点検(8年7月): 異常なし アクチュエータ及びモータ更新(9年2月)
電子顕微鏡(EPMA)	S E セル	試験3	定期点検(9年1月): No3 検出器交換
遠隔操作型 カーボン蒸着装置	S E セル	試験3	定期点検(9年1月): 異常なし
セル内コンベア	S E セル	試験3	定期点検(9年1月): 異常なし
遠隔操作型金属 顕微鏡(ライフェルト)	U/M 鉛セル	試験3	定期点検(9年1月): レンズマガジン分解清掃 ポラライザー交換
精密切断機	U/M 鉛セル	試験3	定期点検(9年3月): 異常なし
研磨廃液処理装置	U/M 鉛セル	試験3	定期点検(9年3月): 異常なし
研 磨 機	U/M 鉛セル	試験3	定期点検(9年3月): 1台更新
鉛 セ ル コンベア装置	U/M 鉛セル	試験3	定期点検(9年3月): 異常なし
背面扉用電動 チェーンブロック	U/M 鉛セル	試験3	定期点検(9年3月): 異常なし



Table 4.2.2 内装機器の保守整備（続き）

内装機器名	設置場所	担当係	保守整備状況
FPガス分析装置	化学操作室	試験4	定期点検（8年9月）：異常なし
FPガス捕集装置	化学Aケブ	試験4	定期点検（8年9月）：異常なし
ガンマスキャナ	冶金Dケブ	試験4	定期点検（8年8月）：異常なし
燃料溶解装置	化学Bケブ	試験4	定期点検（8年8月）：異常なし
密度測定装置	ジュニアセル L6	技術3	故障修理（9年2月）：真空脱気系部品交換
回転対陰極型 X線発生装置	ジュニアセル L7	技術3	初期点検（8年6月）：異常なし ターゲット点検（8年8月）：異常なし 長時間負荷点検（8年10月）：異常なし
加熱試験装置	セミホットセル 1	技術3	故障修理（8年11月）：昇温不良 放射温度計更生（8年12月）

Table 4.2.3 平成8年度放射性汚染除去作業実績

実施期日	除染場所	除染目的	核種	程度 Bq/cm <sup>2</sup>	延人数		装 備
					職員	業者	
5月14日	冶金Cケーブ	照射後試験準備に伴う除染	<sup>137</sup> Cs	40.0	2	4	加圧式フード
6月4日	U/M 鉛セル No9	照射後試験準備に伴う除染	<sup>137</sup> Cs	4.0	4	4	加圧式フード
6月5日	U/M 鉛セル グリーンハウス	照射後試験準備に伴う除染	<sup>137</sup> Cs	4.0	4	6	加圧式フード
6月6日	化学Aケーブ	内装機器組替えに伴う除染	<sup>137</sup> Cs	5.0	2	4	全面マスク
7月8日 ～9日	冶金Cケーブ	定期自主検査に伴う除染	<sup>137</sup> Cs	40.0	6	10	加圧式フード
7月11日	冶金Dケーブ	定期自主検査に伴う除染	<sup>137</sup> Cs	5.0	2	6	加圧式フード
7月15日 ～16日	冶金Bケーブ	定期自主検査に伴う除染	<sup>137</sup> Cs <sup>60</sup> Co	40.0	6	10	加圧式フード
7月15日 ～23日	ク リ ー ン ケ ー ブ	定期自主検査に伴う除染	<sup>137</sup> Cs	40.0	21	42	浄気式加圧服
7月25日	冶金Aケーブ	定期自主検査に伴う除染	<sup>137</sup> Cs <sup>60</sup> Co	40.0	3	6	浄気式加圧服
8月6日	化学Aケーブ	定期自主検査に伴う除染	<sup>137</sup> Cs	5.0	2	5	加圧式フード
8月12日	メンテナンス ケ ー ブ	定期自主検査に伴う除染	<sup>137</sup> Cs	40.0	3	5	浄気式加圧服
8月19日 ～20日	スチールセル No1～6	定期自主検査に伴う除染	<sup>137</sup> Cs	40.0	4	12	浄気式加圧服
8月21日 ～23日	スチールセル No1～6	定期自主検査に伴う除染	<sup>137</sup> Cs	40.0	6	12	加圧式フード
8月23日	メンテナンス ケ ー ブ	照射後試験準備に伴う除染	<sup>137</sup> Cs	40.0	3	5	浄気式加圧服
8月29日	化学Bケーブ	定期自主検査に伴う除染	<sup>137</sup> Cs	8.2	3	6	加圧式フード
9月19日	化学Aケーブ	ケーブ遮蔽窓除曇に伴う除染	<sup>137</sup> Cs	4.0	2	4	加圧式フード

Table 4.2.3 平成8年度放射性汚染除去作業実績 (続き)

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	
10月3日	メンテナンス ケープ	照射後試験準備に伴う除染	<sup>137</sup> Cs	40.0	2	5	加圧式フード
11月19日	遮断装置	遮蔽扉点検に伴う除染	<sup>137</sup> Cs	4.0	2	5	加圧式フード
12月12日 ～19日	U/M 鉛セル & 鉛ケープ	定期自主検査に伴う除染	<sup>137</sup> Cs	40.0	23	48	浄気式加圧服
1月24日	メンテナンス ケープ	内装機器組替えに伴う除染	<sup>137</sup> Cs	40.0	3	5	浄気式加圧服
2月6日 ～7日	冶金Bケープ	照射後試験準備に伴う除染	<sup>60</sup> Co	40.0	6	10	加圧式フード
合 計 ( 延 日 数 : 38日 )					109	214	—————

Table 4.2.4 特定施設定期自主検査の実施状況

設備名		機器名	検査項目	実施年月日
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	H8.4~H9.3
	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	H8.4~H9.3
気体廃棄設備		排風機 フィルタ装置	絶縁抵抗測定、作動試験、外観検査 風量測定、風向測定 フィルタ捕集効率測定、外観検査 フィルタ差圧測定	H8.4~H9.3
液体廃棄設備		ポンプ 配管・バルブ ピット・タンク	絶縁抵抗測定、作動試験 漏洩点検・試験、外観検査 " "	H8.4~H9.3
空気圧縮設備		圧縮機 安全弁	作動試験 "	H8.4~H9.3
警報設備		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	作動試験 " " "	H8.4~H9.3

Table 4.3.1 放射線作業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
放射線作業従事者数 (人)		104	141	147	143	230
集団実効線量当量 (人・mSv)		0.5	0.0	4.6	0.4	5.5
平均実効線量当量 (mSv)		0.00	0.00	0.03	0.00	0.02
最大実効線量当量 (mSv)		0.3	0.0	0.7	0.2	0.7

Table 4.3.2 ホットラボ施設から放出された放射性気体廃棄物

種別	核種	期間				年間		
		第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期			
ガス	<sup>85</sup> Kr	平均濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )	< 6.7×10 <sup>-3</sup>	< 6.7×10 <sup>-3</sup>	< 6.7×10 <sup>-3</sup>	< 6.7×10 <sup>-3</sup>	—	
		放出量 (Bq)	2.9×10 <sup>9</sup>	2.2×10 <sup>8</sup>	9.4×10 <sup>9</sup>	5.0×10 <sup>9</sup>	1.8×10 <sup>10</sup>	
塵埃	<sup>137</sup> Cs	平均濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )	< 1.6×10 <sup>-10</sup>	< 2.0×10 <sup>-10</sup>	< 2.0×10 <sup>-10</sup>	< 1.8×10 <sup>-10</sup>	—	
		放出量 (Bq)	0	0	0	0	0	
	メインスタック	<sup>125</sup> Sb	平均濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )	< 1.5×10 <sup>-9</sup>	7.9×10 <sup>-9</sup>	< 3.6×10 <sup>-9</sup>	< 2.0×10 <sup>-9</sup>	—
			放出量 (Bq)	3.2×10 <sup>4</sup>	5.3×10 <sup>5</sup>	1.2×10 <sup>5</sup>	1.3×10 <sup>5</sup>	8.1×10 <sup>5</sup>
		<sup>131</sup> I	平均濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )	—	—	< 7.7×10 <sup>-10</sup>	< 9.0×10 <sup>-10</sup>	—
			放出量 (Bq)	—	—	3.6×10 <sup>4</sup>	3.6×10 <sup>4</sup>	7.2×10 <sup>4</sup>
		<sup>103</sup> Ru	平均濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )	—	< 5.2×10 <sup>-10</sup>	—	—	—
			放出量 (Bq)	—	4.4×10 <sup>3</sup>	—	—	4.4×10 <sup>3</sup>
		<sup>106</sup> Ru	平均濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )	—	< 5.0×10 <sup>-9</sup>	—	—	—
			放出量 (Bq)	—	6.3×10 <sup>4</sup>	—	—	6.3×10 <sup>4</sup>
#75977	<sup>137</sup> Cs	平均濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )	< 1.1×10 <sup>-10</sup>	< 1.0×10 <sup>-10</sup>	< 3.5×10 <sup>-10</sup>	< 1.7×10 <sup>-10</sup>	—	
		放出量 (Bq)	0	0	0	0	0	

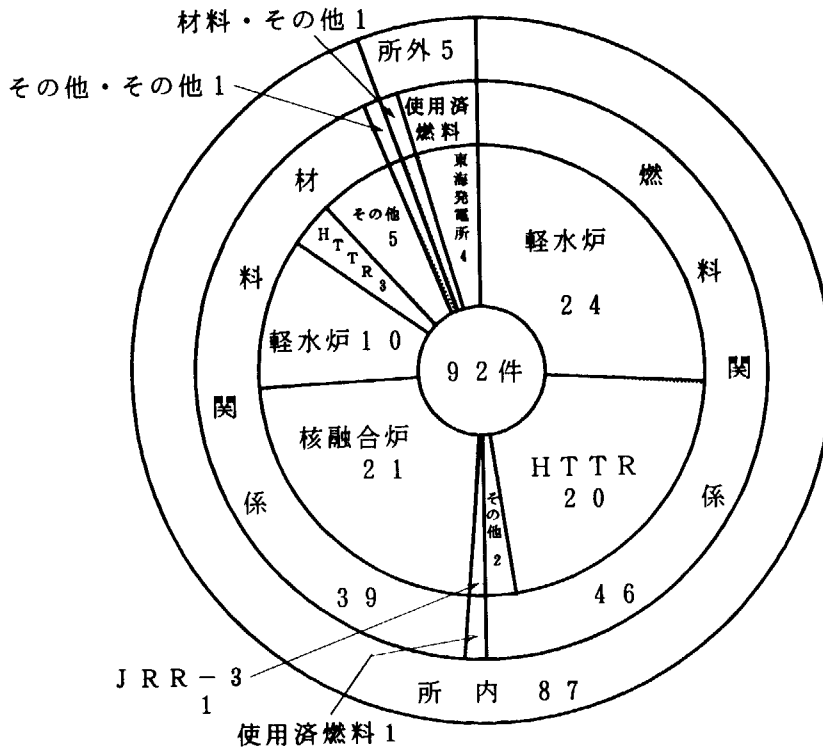
Table 4.3.3 廃棄物処理場へ輸送した放射性液体廃棄物

区分 \ 期間		第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期	年間
A	廃液量(m <sup>3</sup> )	3.4	9.5	10.9	7.5	31.3
	放射エネルギー(Bq)	$7.8 \times 10^6$	$4.19 \times 10^7$	$1.41 \times 10^8$	$2.27 \times 10^7$	$2.134 \times 10^8$
B-1	廃液量(m <sup>3</sup> )	7.0	17.0	6.5	0	30.5
	放射エネルギー(Bq)	$6.2 \times 10^9$	$5.32 \times 10^9$	$1.74 \times 10^9$	0	$1.326 \times 10^{10}$
B-2	廃液量(m <sup>3</sup> )	0	0	0	0	0
	放射エネルギー(Bq)	0	0	0	0	0

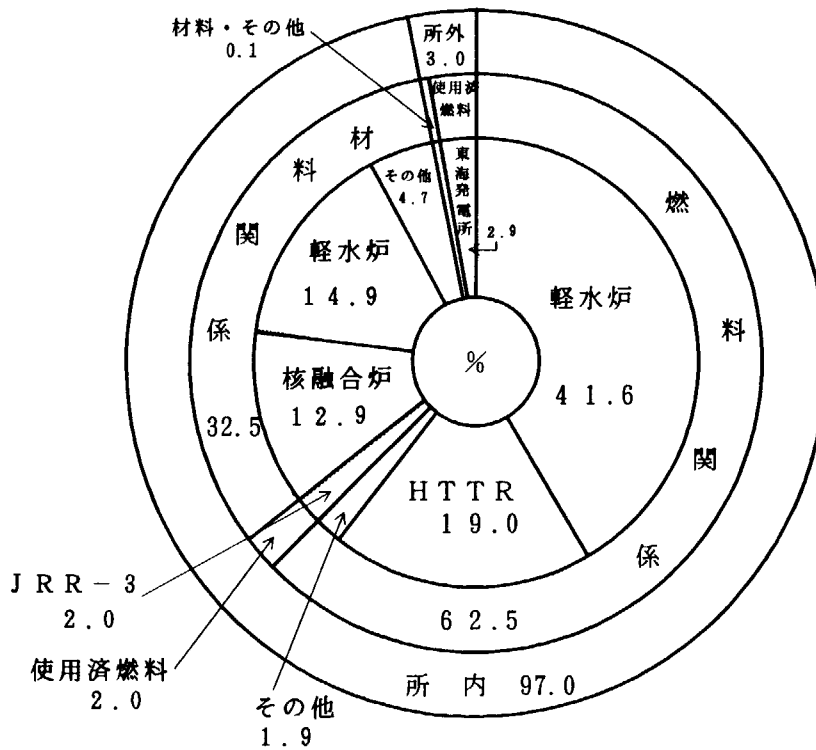
Table 4.3.4 廃棄物処理場へ輸送した放射性固体廃棄物

(施設課, 材料開発研, 炉利用課, 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 <sup>3</sup> )	10.120	21.950	9.350	31.218	72.638
A-2	廃棄量(m <sup>3</sup> )	0.240	0.120	0	0	0.360
B-1	廃棄量(m <sup>3</sup> )	0.930	0.600	0.450	0	1.980



分野別利用件数



分野別利用時間 (試験時間)

Fig. 4.1.1 東海ホットラボ施設利用状況 (平成8年度)



## 5. 技術開発

## 5. 1 ホット試験技術課

## 5. 1. 1 イオンマイクロアナライザの開発

## (1) はじめに

近年の軽水炉燃料の高燃焼度化に伴い、燃料ペレット及び被覆管の照射挙動を詳細に把握するために、マイクロ領域における定性・定量分析が必要とされている。特に、ペレット周辺リム組織の解明、PCI、燃料内部の化学的変化、被覆管の水側腐食等の高燃焼度燃料に特異的に生じる照射挙動を解明するためのデータを取得すること、及び非化学分離法として2次イオン質量分析法による燃焼度分析技術を確立することなどが要請されている。これらのニーズに応えるため、燃料ペレットあるいは被覆管の固体表面微小部分について、3次元（深さ方向）分析、同位体分析等が可能な遮へい型イオンマイクロアナライザ（以下、IMA という。）を開発・整備した。

## (2) 開発の状況

平成8年度は、付帯設備として生体遮へい体、試料移送容器、吊り上げ装置等を製作し、前年度までに製作した装置本体部とともに燃料試験施設のホット実験室に据え付け、ホット試料対応の表面分析装置として完成させた。

遮へい体は装置本体部を覆う構造とし、鋼板(SS400)製で除染性を考慮してステンレス鋼板で内貼りを施した。遮へい体の外観を Photo.5.1.1 及び 5.1.2 に示す。IMA で取り扱える最大放射能は、照射済 MOX 燃料（混合酸化物燃料）1個分相当で、0.4TBq とした。遮へい材の厚さは、遮へい体外表面における線量当量が  $20 \mu \text{ Sv/h}$  を下廻る厚さとし、200mm とした。遮へい体には入室用扉を2カ所、一次イオン銃の点検扉を2カ所設けた。扉開口部にはゴム製パッキンを施し、遮へい体内を  $5\text{mmAq}$  の負圧維持ができる構造とした。遮へい体の吸排気口にはフィルター、ダンプ等を設け、排気管は既設排気設備に接続した。また、IMA のロータリーポンプは、保守性を考慮して負圧ボックス内に収納し、遮へい体外に設置した。

遮へい体内の試料のハンドリングはボール・ソケット・マニプレータ（1台）で行う。試料移送容器で搬送された試料は、マニプレータ操作で試料受渡機構にセットされる。試料受渡機構はパルスモータ、リミットスイッチ及び直動システムの組み合わせにより、予備排気室内の IMA 側搬送機構と精度よく試料の受渡ができるようになっている。これらの操作及び試料室内の試料状態の確認は5台の CCD カメラを使って行える。また、試料ステージ及び搬送機構に使用しているモータの故障時に試料を安全に試料容器まで移動できるように、各モータにはクラッチ機構により手動操作が可能な構造とした。

ホットセルと実験室に設置されている IMA 間の試料搬送に用いる試料移送容器を併せて製作した。本容器はステンレス鋼缶体に鉛を鋳込んだものであり、容器表面における線量等量率は遮へい体同様  $20 \mu \text{ Sv/h}$  を下廻る厚さとし、鉛で135mm とした。また、ホット実験室内において、約 1.5 トンの試料容器を搬送台車から遮へい体受け台に乗せ換える時に使用する吊り上げ装置

を設けた。本装置は、吊り上げ荷重2トンの電動巻き揚げ装置と手動の横行装置から成っている。

放射性試料を取り扱うために遮へい体を付加した IMA の総合的な性能として、2 次イオン強度、ダイナミックレンジ、正イオン及び負イオンのバックグランド等について確認を行った。一例として、ダイナミックレンジの測定では、ホウ素をイオン注入したシリコーン樹脂試料を用いて、デプスプロファイルを測定した。Fig.5.1.1 は母材のシリコーン中の酸素とホウ素の 2 次イオン強度から 5 桁以上のダイナミックレンジが得られることを示している。

これらの試験結果から所期性能を有することを確認し、5 期に亘る整備を完了することが出来た。今後は照射後試験に向けて、核燃料・材料を対象とした二次イオン質量分析法を確立するための特性試験を進める計画である。

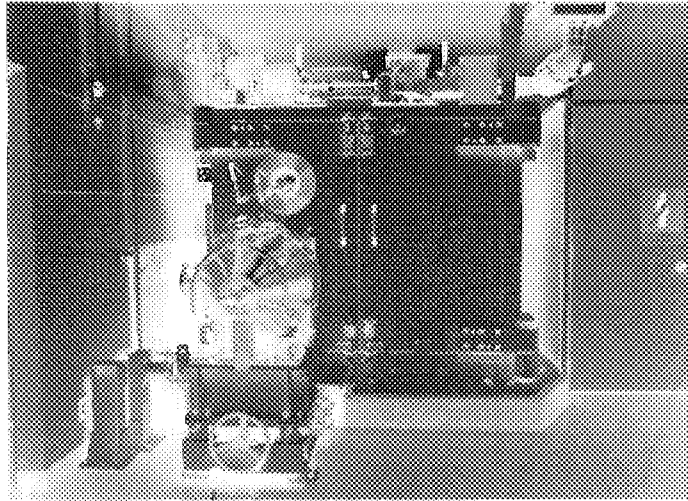


Photo.5.1.1 遮へい体及び試料移送容器外観

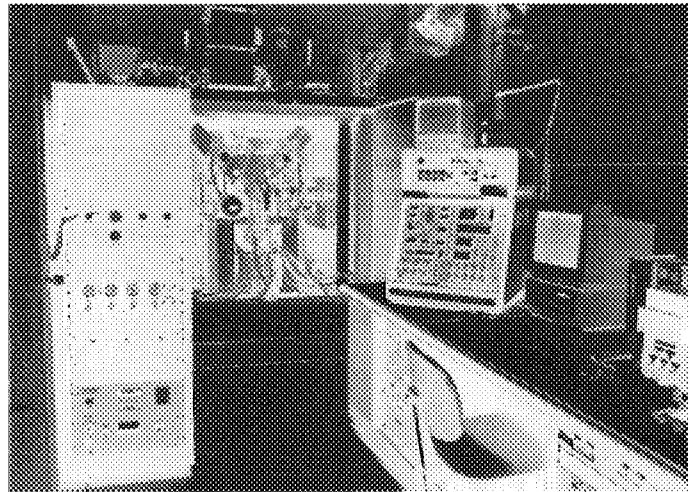


Photo.5.1.2 IMA 本体、遮へい体及び制御盤外観

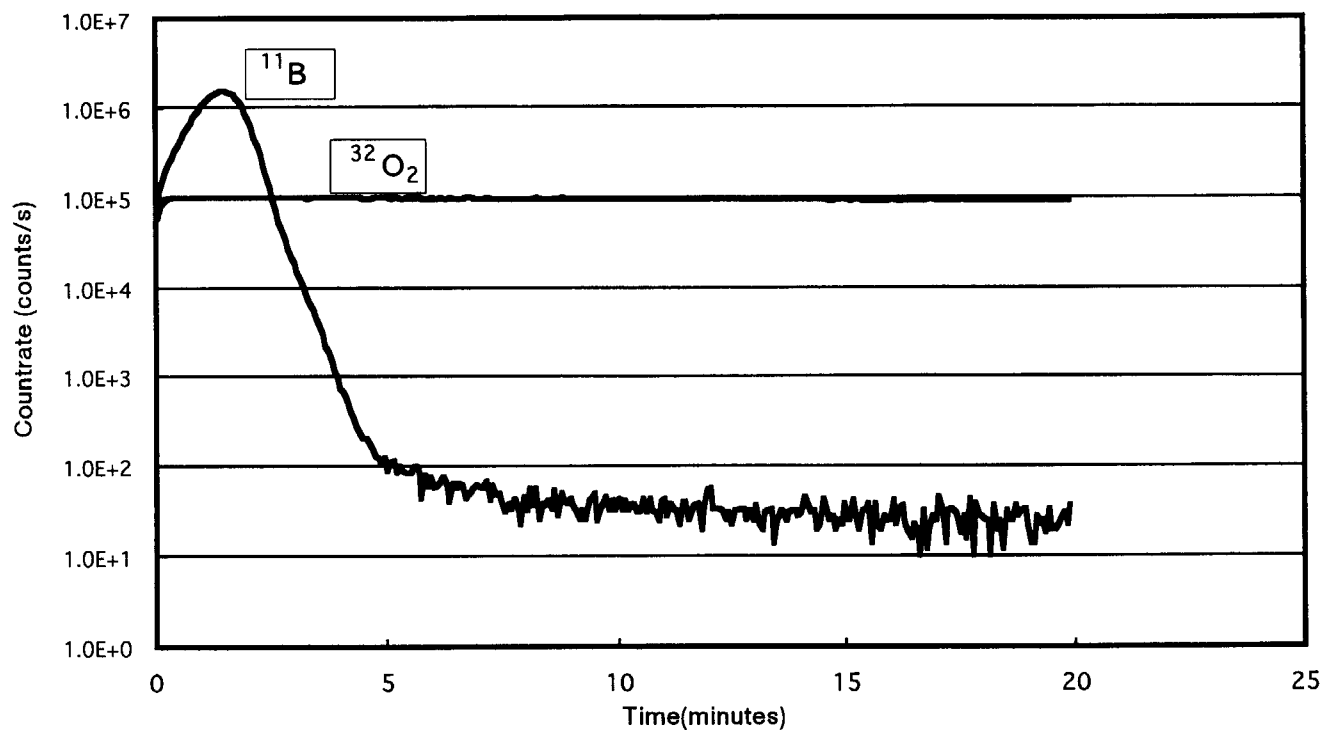


Fig. 5.1.1 1~450amu分析用高周波電源を用いたデプスプロファイル  
 試料はエネルギーが50keV、フラックスが $1 \times 10^{16}$  n/cm<sup>2</sup>でホウ素を  
 イオン注入したシリコン樹脂試料、酸素は母材の比較データ（1次  
 イオンビーム;酸素、ビームエネルギー;8keV、ビーム電流;350nA)

## 5. 1. 2 照射済燃料からの FP 放出実験 (VEGA 計画)

### (1) はじめに

照射済燃料からの核分裂生成物(FP:Fission products)放出実験(VEGA:Verification Experiments of FP Gas/Aerosol release)計画では、揮発性 FP(Xe,Kr,I,Cs 等)及び不揮発性 FP(Ba,La,Ru,Mo 等)の放出量(割合)を定量化し、シビアアクシデント時のソースタームの予測精度を向上させることを目的としている。本装置では、約 60 mm の照射済み燃料棒、及び短半減期 FP(I-131 等)に関する実験では、NSRR で再照射した短尺燃料棒を試料として、水蒸気、水素、空気等の酸化・還元性ガス雰囲気で最高 3000 °C、さらに雰囲気圧力 10 気圧での実験条件における FP 放出挙動データを得ることが可能である。

### (2) 開発の状況

VEGA 計画は、前年度の基本設計に引き続き、本装置の詳細設計を進めるとともに、本実験装置が設置予定場所でβコンクリート No.5 セル全体を占有することから、当該セルに設置されているアウトガス分析装置、真空蒸着装置、マイクロサンプリング装置等の既設装置の移設・撤去を行い受け入れ準備に着手した。

また、最近海外の類似実験において不揮発性 FP が制御棒である銀などと反応して化合物を形成し、蒸気圧が上昇することによりフィルターの捕集効率が変化する可能性があることが示唆された。このため、VEGA 計画では FP 化学形を正確に同定するため、配管温度を制御して FP 化合物の沈着量を正確に測定する熱勾配管を追設するとともに、十分に冷却された不揮発性 FP を確実にフィルターで捕集できるように設計変更を行った。本装置の構成を Fig.5.1.2 に示す。本技術開発は平成 9 年度中に本実験装置の設計・製作を行い、コールド実験室において遠隔操作性の確認及びコールドモックアップを行った後、ホットセル内に本体部を移設し、平成 10 年度第 1 四半期に完成させる計画である。

また、VEGA 実験では燃料の融点である 2800 °C 以上の高温加熱温度として、不揮発性 FP を含んだ FP の放出・移行挙動を調べることが最大の特徴としている。これを実現するためには、高温かつ酸化性雰囲気下で安定した材料で増埧、内管等の炉内構成部材を製作する必要がある。これらの条件を満足する材料はトリア(二酸化トリウム)のみである。しかし、トリア構造材は世界的にも製作例がきわめて少なく、開発的要素が大きいため、試作を行い製造(成形)法を確立する計画である。8 年度は一定性状の纏まった量の粉末を入手した。平成 9 年度は鑄込み成形法による管の試作開発を行う予定である。

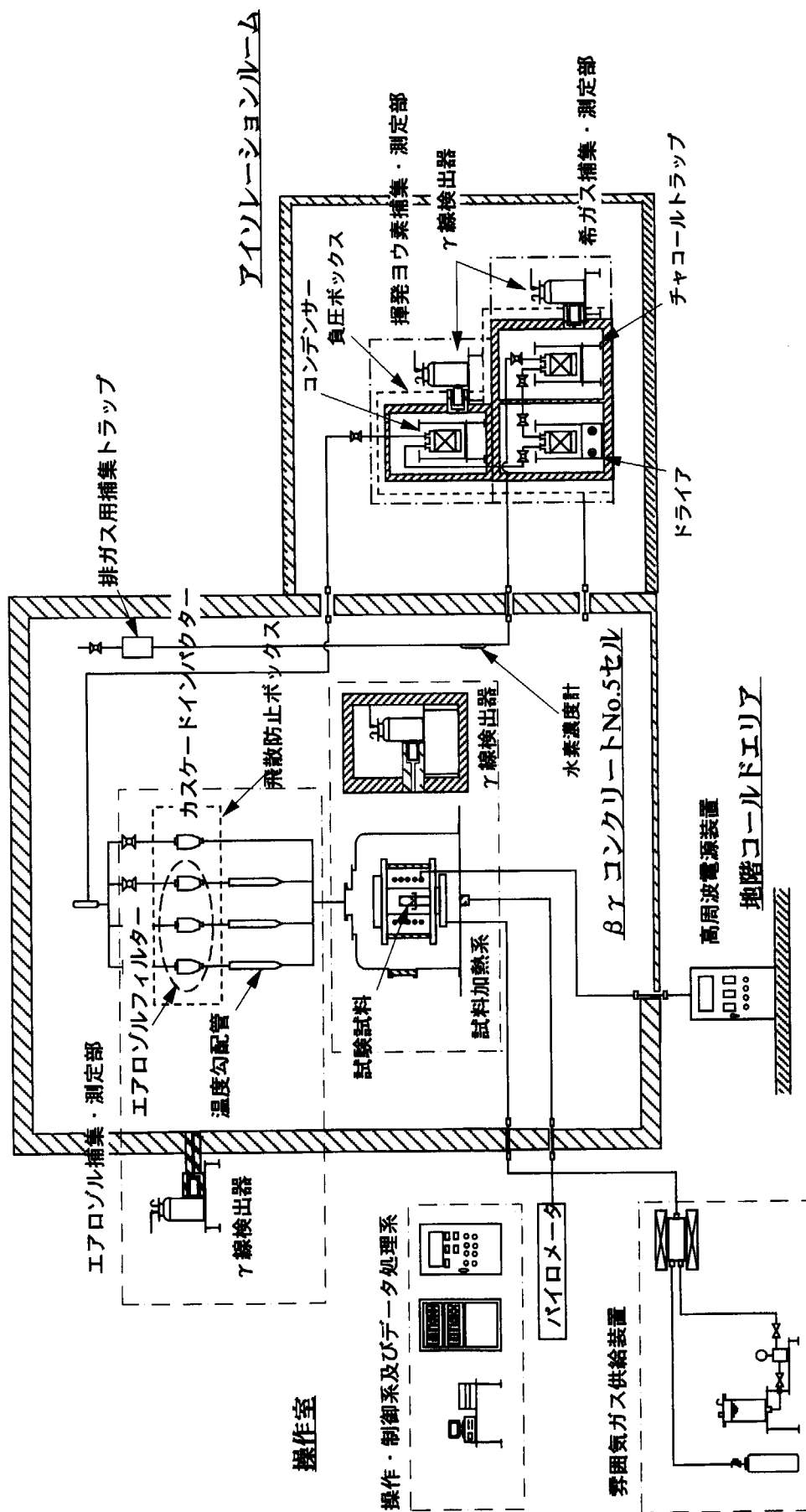


Fig. 5.1.2 FP放出実験装置の構成図

## 5.2 実用燃料試験課

### 5.2.1 $\alpha$ 対応型 EPMA の開発

1. 燃料試験施設では、プルトニウム燃焼用の岩石型プルトニウム燃料の照射後試験における燃料組織の詳細観察、各相の照射挙動や FP 分布の状態を把握する目的のもとに必要な不可欠な分析装置である EPMA を  $\alpha$  対応型として平成 7～8 年度にかけて整備を進め、 $\alpha$   $\gamma$  系セル鉛 No.1 セルに設置した。同セルには、厚さ 4mm の SUS304 製インナーボックスが設置されプルトニウム初期富化度 3% 以上の燃料が取り扱える構造となっている。

本装置は汎用型 SEM にエネルギー分散型の X 線分析装置を付属させ、セル外からの遠隔操作が行えるように改造されたもので、最大放射能  $1.1 \times 10^{10}$  Bq の試料の分析が可能である。

Fig.5.2.1 に装置設置図を示す。また、遠隔操作型への主な改造点を以下に示す。

#### 1) 専用インナーボックスの付加

放射性試料を試料ステージ部に気密を保持したままセットするために、鉛セル内にステンレス製インナーボックスを設置した。試料は、表面の前処理（研磨、カーボン蒸着等）をコンクリートセルで施し、専用コンベア装置によって鉛セル内へ搬入され、鉛セル付属のトンダグマニプレータによって試料ステージ部へセッティングされる。

#### 2) 電子ビーム系シャッター及び試料ステージの遠隔操作化

フィラメント交換時の汚染拡大を防ぐために電子銃室と鏡筒部を遠隔で隔離できる気密性ビームシャッターを付加するとともに、ステージ部（5 軸稼動）を遠隔操作型に改造した。

#### 3) X 線検出器用コリメーターの付加

試料からの  $\gamma$  線を軽減するために、開口部径の異なる 3 段階の電動コリメータを検出器の前に付属させた。

### 2. 装置の主要仕様

- |                |                          |
|----------------|--------------------------|
| 1) 電子銃フィラメント   | : LaB <sub>6</sub>       |
| 2) 2 次電子像撮影倍率  | : $\times 30 \sim 50000$ |
| 3) 対物絞り        | : 3 段電動切り替え式             |
| 4) 試料ステージ      | : X、Y、上下、回転、傾斜 (5 軸)     |
| 5) X 線検出器      | : Si(Li) 半導体検出器          |
| a) エネルギー分解能    | : 150eV 以下               |
| b) 検出元素範囲      | : O ~ Pu                 |
| c) 耐放射線用コリメーター | : 3 段電動切り替え式             |

### 3. 分析例

照射後試験対象燃料の岩石型プルトニウム燃料は、照射キャプセル「BRF-24H」に組み込まれ JRR-3M において 4 サイクル照射されたもので、燃料ペレットは、トリア系燃料とジルコニア系燃料の 2 種類で形状は直径 3mm、厚さ 1mm のディスク状で燃料ピンにはこのペレット 5 枚が 6 枚の Nb-1%Zr スペーサに挟み込まれており、1 ディスクあたり約 7mg の PuO<sub>2</sub> が含まれている。燃料ピンはトリア系 3 本、ジルコニア系 3 本の計 6 本が照射されこれらについて、分析を実施した。Fig.5.2.2 に代表的な分析例を示す。

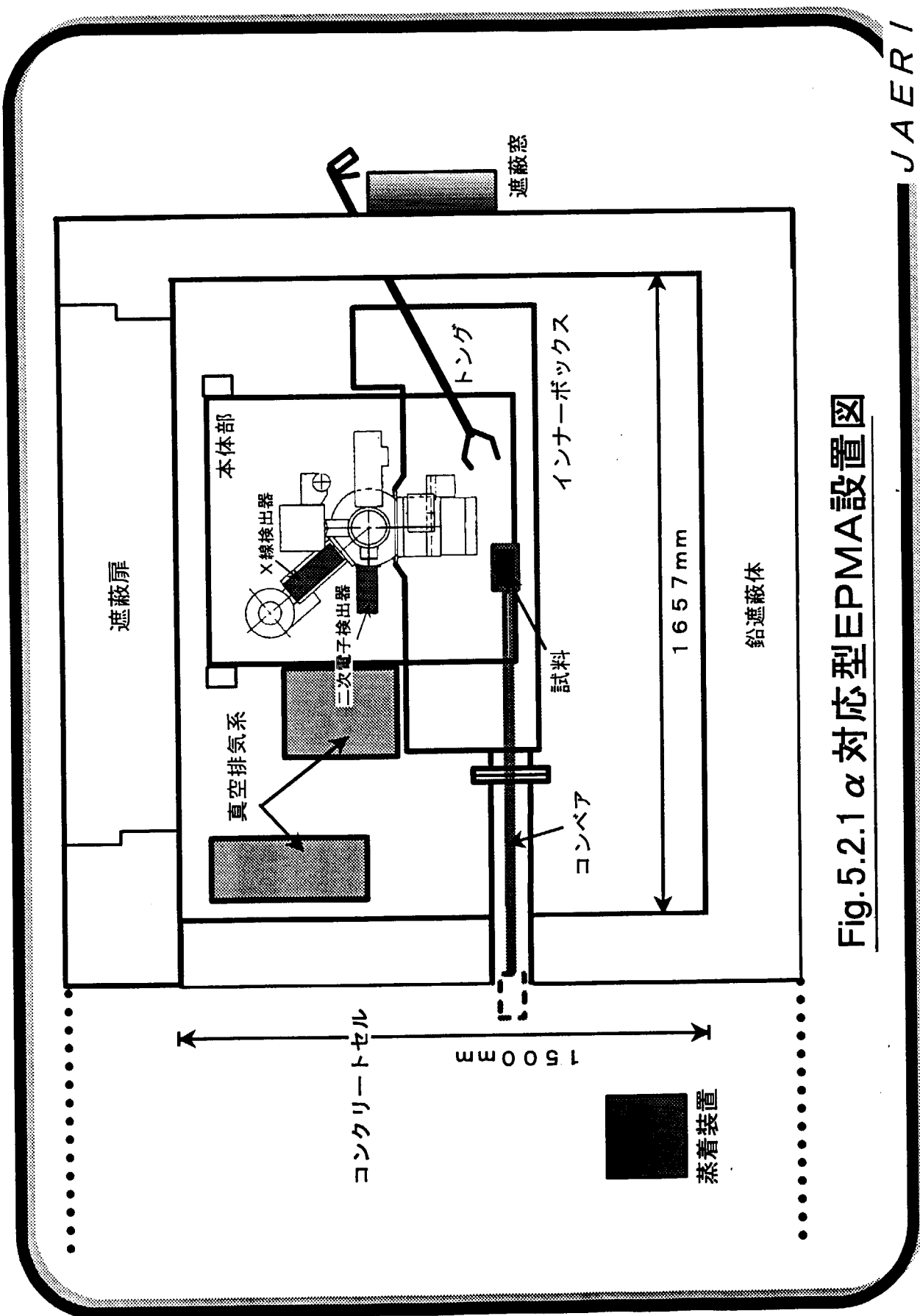


Fig.5.2.1  $\alpha$  対応型EPMA設置図



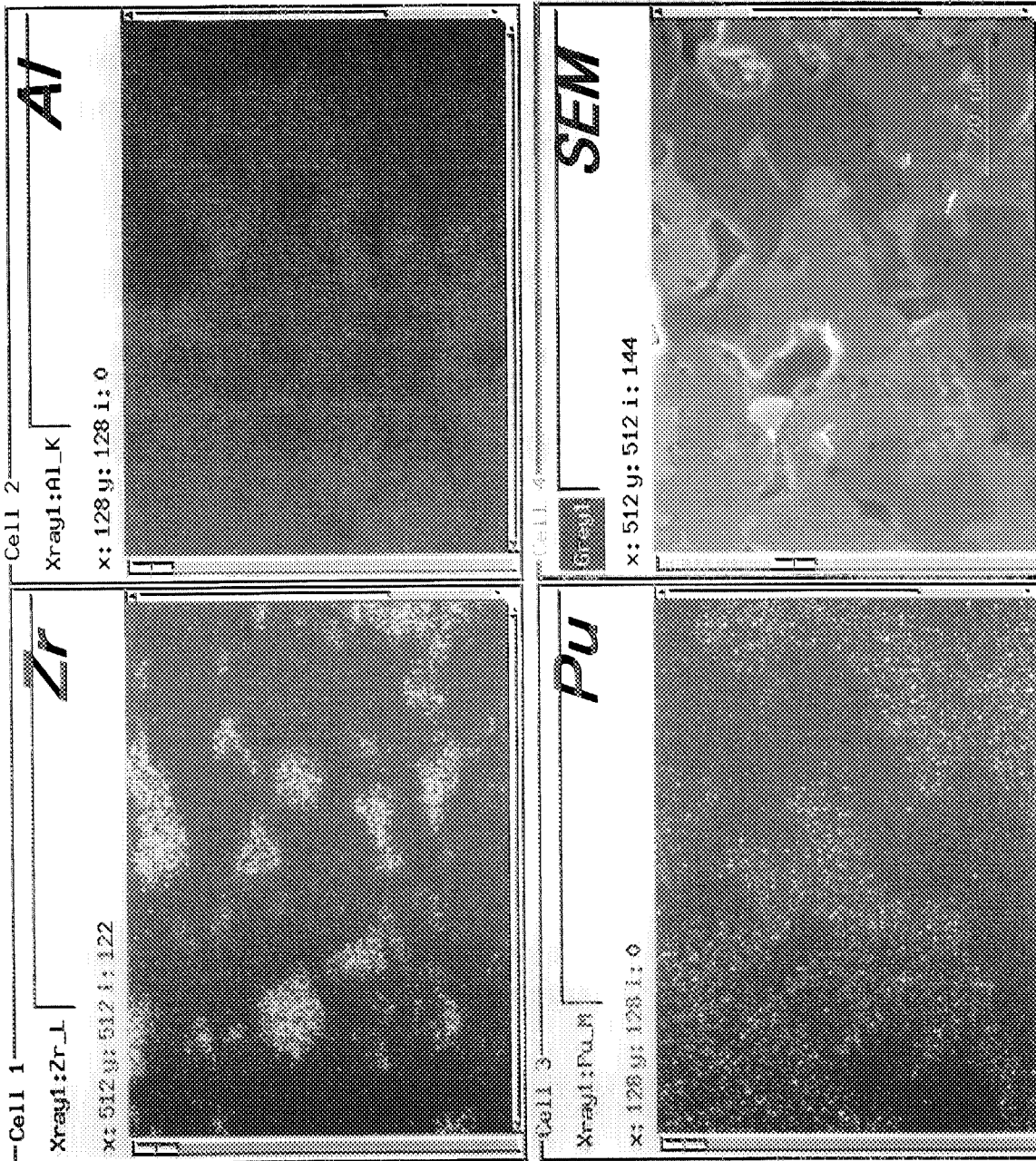


Fig. 5.2.2 分析例

## 5.2.2 ホット試験室ネットワーク整備

### 1) 概要

ホット試験室では業務の効率化を図るためOA化を進めており、これまで各課室毎にネットワーク整備が進められている。実用燃料試験課では前年度に課内ネットワークの整備をほぼ完了している。このため今年度はネットワークを拡張し、端末機器のネットワーク一元化を図り円滑な運用を行うためホット試験室ネットワークの整備を行った。今回の主な整備内容は、ホット試験室サーバーの設置、電子メールの一元化、データベース検索ソフトの導入である。このシステムは試験データの記憶・検索をはじめとして、電子メールサーバーとして工程管理や室内業務連絡等に利用するものである。以下に主要設備の仕様とネットワークソフトの整備内容を示す。

### 2) ハードウェア

ハードウェアは専用サーバーとして汎用計算機を導入すると共に、データベース用ハードディスク及びバックアップ（保存用）の磁気テープドライブを整備した。また停電時にもサーバー機能を維持するために無停電電源（30分程度）を導入した。

- ・ホット試験室サーバー

本体：COMPAC PROLIANT 2500 モデル 6/200-1S

メモリ：128MB

ハードディスク：6.4GB

OS：Windows NT

- ・外部記憶装置

磁気テープドライブ：16GB

- ・データ読み込み装置

イメージスキャナー：カラー対応、300dpi以上

- ・無停電電源：10A

### 3) ソフトウェア

- ・メール機能

各クライアントからのインターネットメールの送受信を行う。またホット試験室内専用メールシステム及び文書回覧を行うための転送確認機能を不可した。

- ・ファイルサーバ機能

クライアントからの要求に対して認証システムを設け、特定ユーザーに対してのみファイル転送を行う。

- ・データベース及び検索機能

各課室毎のユーザー領域をハードディスクに設け、データベースとして機能させる。データ検索及び閲覧は汎用WWW閲覧ソフトで行なえる機能とし、サーバーへのデータの転送及各画像データを含むデータファイル検索専用サーチエンジンを付加した。またユーザーが独自のHTML文書を作成・保存可能な専用ソフトを追加した。

#### 4) ネットワーク構成

Fig.5.2.3 にホット試験室ネットワーク構成図を示す。燃料試験施設内の各課室は建屋内のイーthernetケーブルにより接続されており、建屋外の光ケーブルとの接続部に専用ルータを設置することで外部からのネットワーク内へのアクセスを制限している。ホットラボ課及びWASTE課からのサーバーへのアクセスは所内のネットワーク回線を経由して行うため、登録ユーザーのみがサーバーへのアクセス可能な制限を設けた。

#### 5) 今後の予定

今年度の整備により室内でのメールの送受信の効率化が図られるとともに、メールソフトの一元化により取り扱い説明やバージョンアップが同時に行えるようになった。さらにデータの共有・閲覧等が各クライアントから行えるためデータ検討・整理が容易に行える。

照射後試験における画像データのデジタル化も同時に進められており、今後はデータの蓄積を随時進める予定である。

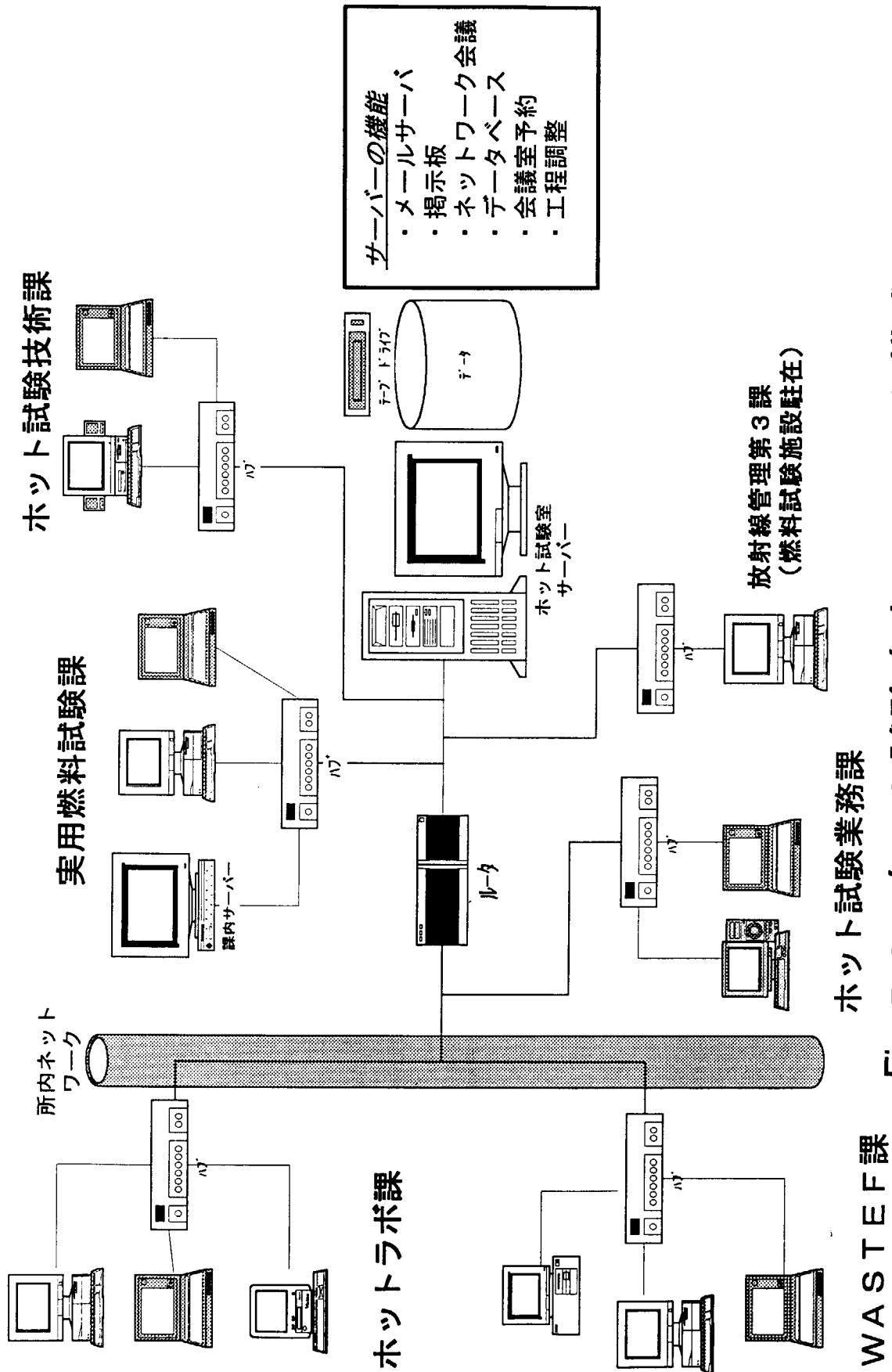


Fig.5.2.3ホット試験室ネットワーク構成図

## 5.3 WASTE F 課

### 5.3.1 ドライアイスブラスト除染法によるNo.3セル内遠隔除染

#### (1) はじめに

東海研究所において、科学技術庁からの特会委託研究として受託している「再処理施設新材料耐食安全性実証試験」の一部（照射腐食試験）をWASTE F棟No.3セルで実施するために、本年度、セルの整備に着手した。セル整備の主なものは、No.3セル内に設置されている内装機器（大型切断機、コアドリル）の再配置と、照射腐食試験装置等の設置に伴うセル内装機器の解体及びセル内除染である。

本報告では、このセル整備のうち、前年度から調査、検討を進めてきたドライアイスブラスト除染法を用いたセル内遠隔除染について、ドライアイスブラスト除染システム（以下「除染システム」という）の改善を図り、除染効果等、有効な結果が得られたので報告する。

#### (2) ドライアイスブラスト除染法

本手法は、ドライアイスペレット（ $\phi 3\text{mm} \times 5\sim 8\text{mm}$ 、以下「ペレット」という）を圧縮空気（ $450\text{kPa}\sim 2,500\text{kPa}$ ）と混合し、セル内の除染対象物に噴射して除染するものである。研削物となるペレットは、ブラスト後に昇華するので二次廃棄物が発生しない特徴がある。Fig. 5.3.1にセル内での遠隔操作による除染システムの概略図を示す。除染システムは、ドライアイスブラスト装置本体（ペレットを圧縮空気と混合する装置）、エアードライヤ、ブラストホース及びブラストノズル等から構成される。なお、装置本体は、米国のコールドジェット社製（RDS-CUB型）を使用した。

#### (3) 除染システムの改善

本手法をセル内遠隔除染に適用するにあたっては、以下に示すような除染システムの改善を図った。

##### ① セル内での遠隔操作性の改善について

- ・ブラストノズルの保持治具を製作し、遠隔操作性の改善を行った。
- ・ブラストガンの代替品として、ブラストガンと同等の機能を有する遠隔操作スイッチを装置本体に設け、遠隔操作性の改善を行った。

##### ② ブラスト噴射による放射性物質の飛散の抑制について

- ・除染剝離物回収装置（除染対象物をアクリル製のカバーで覆い、飛散物を集塵機で回収する装置）を使用し、飛散物の抑制を行った。

##### ③ セル内の汚染空気のセル外への逆流防止と、ブラストホースの凍結防止について

- ・逆流防止装置（遠隔操作スイッチと連動した空気作動弁を設け、逆流防止を行うと共にホース内に残っているペレットの吐き出しを行う装置）の使用で、逆流防止と凍結防止を行った。

#### (4) ホットモックアップ試験

セル内装機器から採取した試料（形状： $40 \times 50 \times 5\text{t}$ 、材質：ステンレス鋼）を用い、セル内遠隔除染に適用した場合の最適なブラスト条件の確認と除染係数（試料の表面密度と線量当量率測定結果から算出）の評価を以下のとおり行った。

##### ① 噴射距離を変化させた時の除染係数

- ・試験条件

ブラスト圧力一定：750kPa、ブラスト時間一定：2min、  
ペレット供給量一定：0.5kg/min、噴射距離：5cm, 10cmの二点で実施、  
ブラスト回数：試料1個あたり2回実施。

- ・測定の結果、最適な噴射距離は5cmを選定した。

② ペレット消費量を変化させた時の除染係数

- ・試験条件

ブラスト圧力一定：750kPa、ブラスト時間一定：2min、噴射距離一定：5cm、  
ペレット供給量：0.5, 1.0, 3.0kg/minの3点で実施、  
ブラスト回数：試料1個あたり2回実施。

- ・測定の結果、最適なペレット供給量は0.5kg/minを選定した。

③ 除染回数による除染係数の変化

- ・試験条件

ブラスト圧力一定：750kPa、ブラスト時間一定：2min、噴射距離一定：5cm、  
ペレット供給量一定：0.5kg/min、ブラスト回数：試料1個あたり3回実施。

- ・測定の結果をFig. 5.3.2に示す。

(5) セル内遠隔除染

本除染システムを用いたセル内遠隔除染は、ホットモックアップ試験で得られた最適なブラスト条件下で、除染効果等の各種データを採取しながら実施した。以下に試験条件等を示す。また、Photo. 5.3.1に除染システムを用いたセル内除染状況を示す。なお、ブラスト圧力は、除染システムの連続運転により供給元であるコンプレッサーの処理能力を上回るため、設定値を低下した。

① ブラスト条件

ブラスト圧力：500kPa、ブラスト速度：0.9m<sup>2</sup>/hr、噴射距離：5cm、  
ペレット供給量：0.5kg/min

② 適用場所

セル壁面及び高線量部の架台面

③ 除染面積

壁面：24m<sup>2</sup>、架台面：15m<sup>2</sup>

(6) セル内遠隔除染結果

Table 5.3.1にセル内壁面の表面密度測定結果から求めた除染効果を示す。

(7) まとめ

- ① セル内壁面の遠隔除染を実施した結果、セル内壁面の表面密度から求めた除染係数は、平均56、最大159が得られた。
- ② 本手法は、遠隔操作による除染が可能であり、作業従事者の被ばく低減及び除染で生じる二次廃棄物の低減に極めて有効な手法である見通しが得られた。
- ③ 本手法は、表面に固着した汚染形態に対して極めて有効であり、同様な汚染形態を有するNo.2セル内の遠隔除染にも適用する予定である。

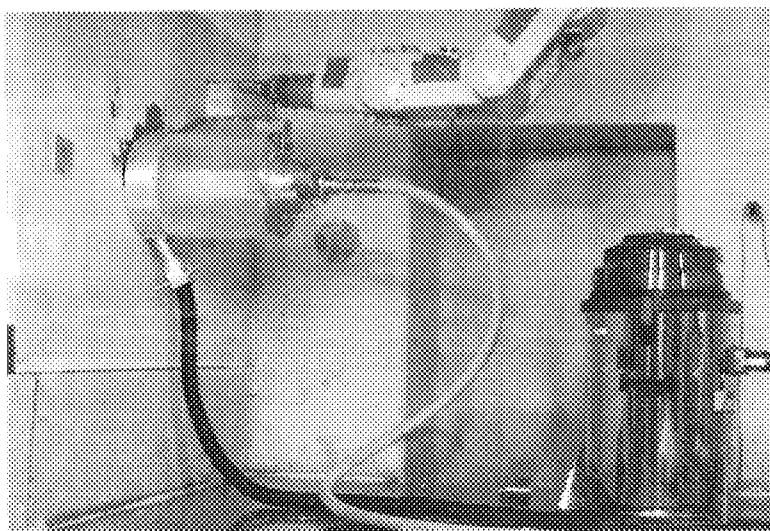
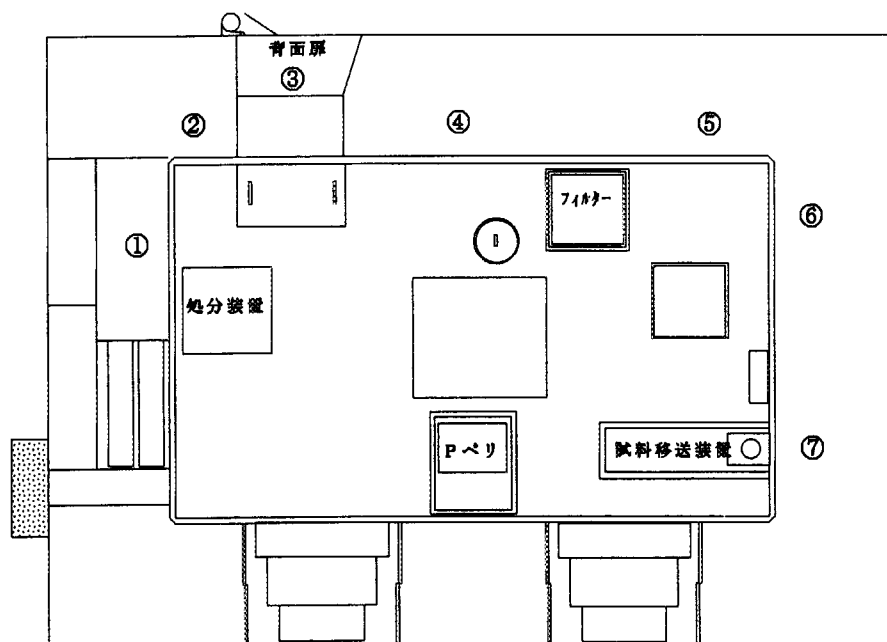


Photo. 5. 3. 1 ドライアイスブラスト除染システムを用いたセル除染状況

Table 5. 3. 1 セル内壁面における除染効果



番号	除染前		除染後		D F
	$\beta$ 計数率 (cpm)	$\beta$ 表面密度 (Bq/cm <sup>2</sup> )	$\beta$ 計数率 (cpm)	$\beta$ 表面密度 (Bq/cm <sup>2</sup> )	
1	$4.5 \times 10^5$	1500	$5.0 \times 10^3$	23	65
2	$8.0 \times 10^4$	368	$2.6 \times 10^3$	12	30
3	$3.0 \times 10^4$	138	$1.0 \times 10^3$	5	28
4	$1.6 \times 10^6$	5500	$6.0 \times 10^4$	276	20
5	$2.4 \times 10^5$	820	$2.2 \times 10^3$	10	82
6	$3.1 \times 10^5$	1430	$2.0 \times 10^3$	9	159
7	$1.6 \times 10^5$	752	$1.4 \times 10^4$	64	12

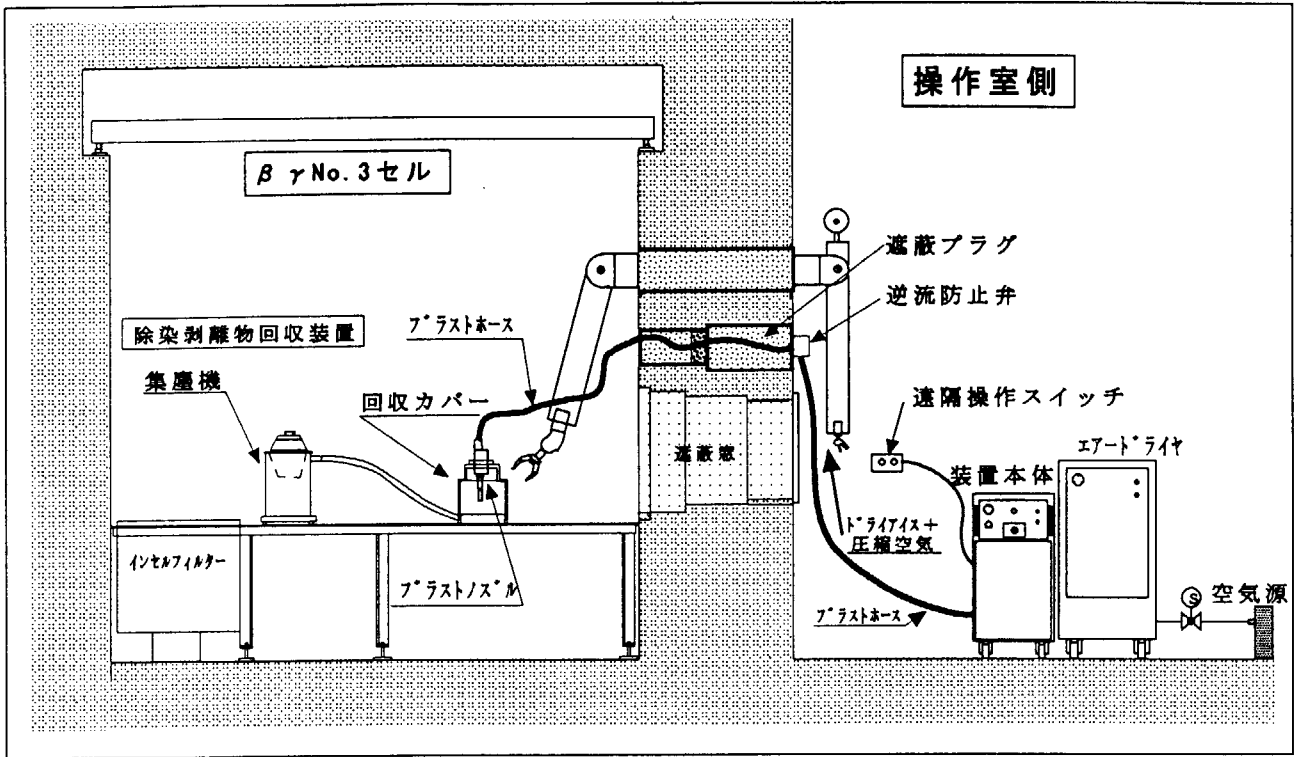


Fig. 5.3.1 ドライアイスブラスト除染システムの概略図

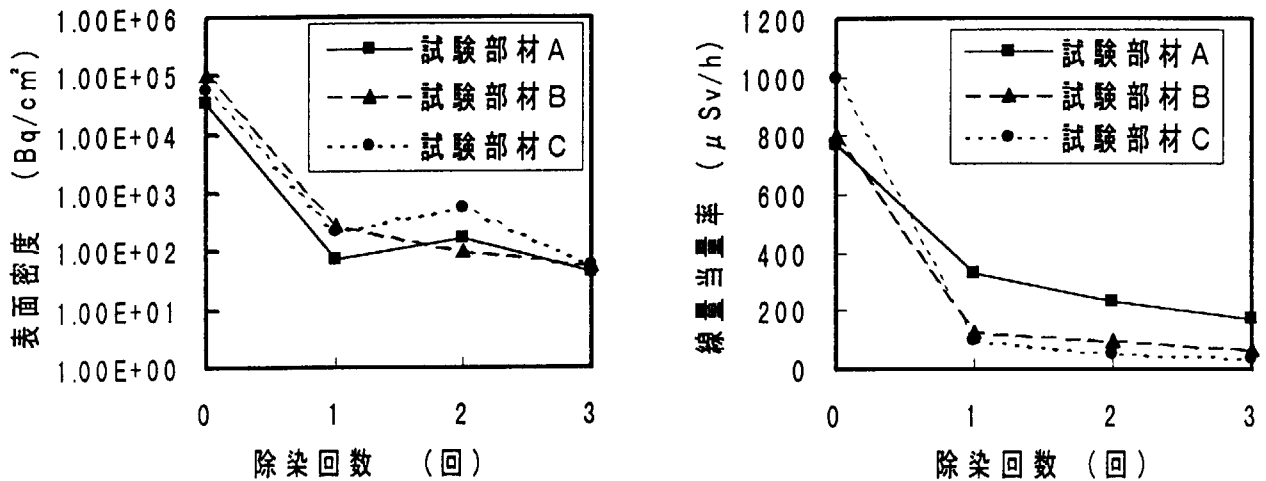


Fig. 5.3.2 除染回数と表面密度及び線量当量率の推移



### 5.3.2 密封系酸分解法による廃棄物固化体組成分析技術

廃棄物固化体の組成分析は、酸分解法及びアルカリ融解法を用いて、それぞれの溶解液から目的とする元素をICP-AES及びAASで分析を行ってきた。この方法は、固化体試料の溶解作業を開放系で行うため、a) 溶解作業中は作業エリア周囲に化学的なコンタミを発生させる。b) 一部の固化体成分元素を揮発させる、そして、c) 酸分解及びアルカリ融解の2種類の化学操作が必要である、等の欠点があった。そこで、密封系で廃棄物固化体を分解する方法を検討した。

#### (1) 密封系酸分解法の概要

密封系で溶解する器具には、テフロン製の圧力分解ルツボ（以下「分解ルツボ」という）を用いる。固化体試料を本分解ルツボに入れ、酸を加えて密封状態で加熱分解を行う。分解フローは省略する。

##### ① 使用機器及び器材

- ・テフロン製圧力分解ルツボ（PTFE-四フッ化エチレン樹脂）
- ・恒温槽
- ・ふるい
- ・メノウ乳鉢
- ・テフロン被覆Oリング

#### (2) 検討結果

##### ① 分解ルツボの選定

分解ルツボには、容量や形状等により幾種類かがある。検討の結果、分解ルツボをSUS製ジャケットに入れて分解操作を行い、容量は10mlとした。これによって、分解ルツボの変形及び発生ガスの透過が抑えられた。

##### ② 分解用試薬の選定

分解用試薬の組み合わせとして、以下の5種類を選んだ。

- a) HF+HCl+HNO<sub>3</sub>（フッ化水素酸+王水）
- b) HF+HCl+HNO<sub>3</sub>（組成比2：9：1）
- c) HCl+HNO<sub>3</sub>（王水）
- d) HCl+HNO<sub>3</sub>+HClO<sub>4</sub>（王水+過塩素酸）
- e) その他の試薬組み合わせ

a)からd)までの試薬を用いた検討結果では、溶解の程度、沈殿物の生成、不溶解残渣量、液性等からd)の試薬による方法が最適であった。一次分解はd)で、二次分解はフッ化水素酸を加えて行った。

##### ③ 分解条件の選定

岩石等の分解条件を参考にして、分解条件の検討を行った。その結果、主分解は一次分解操作で、不溶解残渣を二次分解の操作で行うことにした。分解条件を以下に示す。

- ・分解温度（一次、二次）：150℃
- ・分解時間（一次、二次）：24時間

(3) まとめ

従来の組成分析法と比較すると次の点が改善された。

- ① 大きな器材を必要としないこと。
- ② 作業工程が単純で、労力が少ないこと。
- ③ 元素や酸の飛散が防止できること。
- ④ 廃棄物等が少ないこと。

今後の課題としては、セルワーク（遠隔操作性）対応を図ること及び一次分解のみで分解できるような試薬の組み合わせを考えることである。

## 5. 4 ホットラボ課

### 5. 4. 1 放射化鋼材加工の技術開発

#### (1) はじめに

原子炉圧力容器等の実機構造材の経年変化や寿命評価研究（軽水炉構造材高経年化研究）においては、使用済みの構造部材からシャルピ衝撃試験片、平板引張試験片、三点曲げ破壊靱性試験片等の各種材料試験片を作製するための照射後試験技術の確立が緊急、且つ、重要な課題となっている。このため、当施設では、本年度から、放射化鋼材加工の技術開発に着手しており、主加工機である放射化鋼材加工装置（遠隔操作型フライス盤）の開発を進めている。

今年度は、ホットセル用加工機としての市販フライス盤の調査、購入仕様の検討、原型機の設計製作を行った。以下にその概要を報告する。なお、年度末に取得した原型機は、次年度の追加整備後セルへ設置し、放射化鋼材加工装置として供用するものである。

#### (2) 放射化鋼材加工装置の開発

##### 1) 放射化鋼材加工に要求される加工技術

ホットセルにおける材料試験片加工では、セル外からのマニプレータ操作でJIS規格等に準拠した高精度な試験片（加工精度  $\pm 0.05\text{mm}$ 、表面粗さ  $6.3\mu\text{m}$ ）を比較的容易に、且つ、確実に、長期に亘って加工できる技術の確立が前提となるため、個人に依存しないで画一した加工を可能にする加工機開発が重要な課題であり、小型で高精度な自動切削機、即ち、NCフライス盤の開発が必須と判断された。

##### 2) フライス盤の市場調査

小型で機械精度が高く、制御部分が本体と分離可能であることを条件として、①汎用型機のNC化と②市販NC機の両面から、フライス盤の既存技術を調査した。前者については、高精度機種はあるもののNC機能を付加するためにはいずれも大幅な設計変更を要するため、技術的にも経済的にも適当なものは見出せなかった。他方、後者では、ORN Lが開発を進めている独国EMCO社機を始め、国産5社機について比較検討を行い、基本仕様をほぼ満足する機種1機を見出した。

原型機のベースとなったクライムプロダクト社（大阪）のPCNC-328型機は、門型構造のフレームにX軸動作が行えるZ軸ヘッドを搭載した独自設計の縦型フライス盤で、通常機に比べて高い剛性を持っており、大型工作機並の機械精度(1/100mm)が期待できる。更に、切削刃物（ツール）の交換作業も自動化が可能である。加えて、同社は、ホット用機器開発のための様々な設計変更にも積極的に対応する姿勢を持っており当方にとって極めて都合の良い状況にあった。

##### 3) 放射化鋼材加工装置（原型機）の概要

今年度製作した原型機は、845W×740D×1050H (mm)、380kg で目標サイズを十分満足しており、大型工作機並の機械精度 1/100(mm)を有し、常時6本の刃物がセットできる自動刃物交換機構ATCによりエンドミル等のツールをスイッチ操作1つで任意に取り替えられる。また、回転動作を加えた4軸の制御が可能で丸棒引張試験片も加工できる。

ホット用加工機のための主要な追加（変更）仕様では、上記ATCに加え、①XY軸モータをレゾルバ付きACサーボに変更したこと、②位置センサをアンプ分離型磁気センサに変更したこ

と、③マグネスケールの付加によりテーブル移動量XYの自動検出を可能にしたこと、④スピンドル回転を高低切り替え可能にしたこと（高時（標準設計）1000～6000rpm、低時 500～3000rpm）等が挙げられる。原型機の設計仕様を標準機仕様と対比させてFig. 5. 4. 1. に示す。

### (3) 今後の取組

#### 1) 試験片加工技術

次年度のセル内設置へ向けて、今後解決すべき課題は、加工物のクランプ（チャッキング）技術及び切削切粉の回収技術の確立、最適加工条件（各材料）の見極め、盲加工のための切削状態モニタリング技術等多々あるが、今後の性能確認実験、試験片加工実験を通して原型機の問題点を摘出し、改造等により必要な対策を講じてゆく。前述の如く、NC加工には卓越した熟練技術は要しないが、それなりのノウハウがあり、高精度な加工をものにするのは決して簡単ではない。

取り分け、セル内加工の場合には、①切粉の除去が十分にできないこと及び②盲加工を余儀なくされることから、一般加工にはない新たな問題を解決しなければならない。

最終的に残る課題は刃物の管理である。例えば、シャルピ試験片加工では、ノッチ加工が極めて重要で、仕上がり精度はカッタの刃先状態に依存するが、磨耗した刃先をセル内で所定角度（ $45 \pm 2^\circ$ 、先端仕上 $0.25R \pm 0.025$  mm）に再研磨する技術の確立は不可能であるため、耐磨耗性に優れた刃物の使用が必須であり、今後、超硬カッタの製作技術の確立が熟望される。エンドミルについては、今後の実験により、耐用時間の長い最適材料を見だし、累積研削時間で管理するのも一策である。更に、加工作業において注意を要することは、切削中の刃物の「割れ」検出である。切削音をモニタすることで比較的大きな割れ、カケは感知できると考えられるが、「微小割れ」の検出は先ずできない。従って、現状では、割れに強い刃物（それでいて、耐磨耗性の高い）の選定と加工負荷の低減により、割れ発生を抑えるしか施策はなく、加工の成否は最適条件の見極めにかかっている。

#### 2) 加工済試験片の精度管理技術

NC制御による試験片加工には、ホット加工に伴うリスクはあるもののほぼ同等な寸法仕上がりが期待できる。このことは、加工済試験片の寸法精度管理を容易にし、歩留りのよい作業を可能にする点で極めて重要である。即ち、照射後試験を想定した加工実験によって原型機の総合的な加工精度を見極め、常時、許容範囲内に加工できる技術を確立し、その上で、実際のセル内加工においては、必要に応じて、加工済試験片の代表箇所を計測・確認することで、全体精度を保証することが能率化の観点から肝要である。

このための技術として、NC機を利用した寸法測定法を考案した。測定は、スピンドル部に装着したタッチセンサを試験片の代表測定面（X軸またはY軸）に接触させ、これに伴うテーブル移動量をマグネスケールで自動計測することにより可能とした。

### (4) まとめ

放射化鋼材加工装置は、潜在的に高い機械加工精度が要求されるが、マニプレータによる運転操作の実情から、所謂、熟練技術に頼ることなく容易に使用できることが開発の条件となるため、NCフライス盤が最適と判断した。今年度取得した原型機は、小型で大型工作機並の機械精度を

持ち、基本的にJ I S規格等に準拠した試験片加工に十分適用できるものであることが確認された。次年度は、モックアップを通して、切粉回収や素材クランプ、あるいは、刃物の耐久性等についての周辺技術を整備する。材料試験片のセル内加工には、解決すべき課題が山積しているけれども、加工技術の業界調査と試行錯誤的実験によってノウハウを蓄積し、ホットラボ特有の技術を確立（マニュアル整備）することが肝要である。

Fig. 5.4.1 放射化鋼材加工装置原型機的设计諸元

	標準仕様	ホット用改造仕様
①NCフライスの種類	・XYZの3軸同時制御	・4軸同時制御(A軸追加) *丸棒試験片加工可能
②ツール(刃物)交換	・手動操作	・簡易ATC(常時6本装備)
③本体寸法	・700W×740D×900H (mm)	・845W×770D×1050H (mm)
④重 量	・ 350 (kg)	・ 380 (kg)
⑤加工範囲	・ X ; 260 , Y ; 250 , Z ; 150 (mm)	*XY軸マグネスケール付き
⑥軸送り機構(X, Y) ・モータ ・LMガイド ・位置センサ ・タッチセンサ	・DCサーボ(エンコーダ) ・メーカー標準品 ・標準型センサ ・なし	・レゾルバ付きACサーボ ・カバー等樹脂部分⇒金属に ・アンプ分離型磁気センサ ・XY軸に装備⇒加工後の寸法測定可能(magnescale と連動)
⑦スピンドル機構 ・モータ ・スピンドル	・インバータ型⇒高速トルク 小 ・一般機用標準型	・同品に高低速切替え用マウント付加(切削条件決定後固定) ・ATC対応型
⑧冷却機構	・切削油噴射式	・圧空吹き付け式
⑨インタロック	・機器保護のための最低因子 ・NC機独自の保護機構あり	・圧空の正常吐出連続モニタ ・刃物の可動範囲; クランプ機構に接触しない範囲に限定 *次年度からの実験で必要インタロックを摘出
⑩運転操作	パソコン: 試験片加工プログラム *シュミレーション機能	・パソコン+微調整用外部操作器 ・同左での事前確認後盲加工
⑪NC加工機能 ・送り速度 MAX MIN ・送り単位 ・制御軸 ・制御単位 ・プログラム数 ・各種制御、補正 診断、補助機能等	2000 mm/min 5 mm/min 0.001 mm (X, Y, Z) 3軸 0.001 mm ステップ数; 9999、登録プログラム数; 99 小型NCとしては最高仕様(他社機との比較)	・同左+パルス送り (1, 10, 100 pulse 切替え) ・同左+A軸(0.001°) ・4軸 ・同左

## あ と が き

3施設が統合され6年が経過したホット試験室では、当初の目標どおり、共通技術基盤の活用を基本に各施設に有効且つ有機的な運営が定着してきた。しかし、施設整備の老朽化、陳腐化及び、ニーズの更なる高度化、多様化への対応、施設、予算、人員の合理化等の観点から、WASTEFの利用拡張をはじめとしてホット試験施設全体の“あり方、あるべき姿”を見直さねばならない時期にあるものと思料される。このような状況下、各施設ともそれぞれの特徴を生かしつつ、利用者のニーズに応えるべく各種試験の実施、技術開発、保安管理等を鋭意実施し、有用なデータを提供してきた。

本年度は、既述のように、施設の運転管理においても、何等のトラブルもなく順調に進捗し、計画した試験もほぼ100%に近い達成度で終了した。技術開発においても例年以上の件数を実施し、高度化、多様化するニーズに応えることができた。関係者の労を多としたい。なお、本書が、今後の照射後試験等を実施する上で、利用者の手引として参考になれば幸甚である。

本報告書は、ホット試験施設及び放射線管理課の関係者に執筆を依頼し、下記ホット試験室編集委員会のメンバーによって編集されたものである。関係者に謝意を表したい。

ホット試験室長 古平 恒夫

## 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)  
 笹 島 幸 男 (ホット試験業務課)  
 関 田 憲 昭 (ホット試験技術課)  
 金井塚 文 雄 (実用燃料試験課)  
 松 本 征 一 郎 (W A S T E F 課)  
 伊 藤 忠 春 (ホ ッ ト ラ ボ 課)

# 付録 1. 官庁許認可申請一覧

## 1. 核燃料物質使用の変更許可申請

施設名	申請年月日	件名	許可年月日
燃料試験施設	H8.7.29 H9.2.28	・電子線マイクロアナライザの新設等 ・FP放出実験装置の新設及びアウトガス分析装置の移設並びに年間予定使用量の変更等	H8.9.13 H9.4.3
廃棄物安全試験施設	H8.7.29	・照射腐食試験装置の新設及び核燃料物質の種類、年間予定使用量の変更等	H8.9.13

## 2. 放射性同位元素使用の変更許可申請

施設名	申請年月日	件名	許可年月日
ホットラボ施設	H8.12.9	材料研究室 I - 2 に係る非密封RI貯蔵庫の増設	H8.12.25



## 3. 施設検査申請

施設名	申請年月日	件名	合格年月日
燃料試験施設	H9. 1. 27 H9. 2. 21	・イオンマイクロアナライザの新設 ・電子線マイクロアナライザの新設等	H9. 3. 19 H9. 4. 11
廃棄物安全試験施設	H8. 7. 22	・グローブボックス4の改造（アルゴンガス循環精製装置の付設）	H8. 9. 12
ホットラボ	H9. 2. 20	・材料研究室I-2に係る非密封RI貯蔵庫の増設	H9. 4. 8

## 4. 輸送容器関係許認可変更申請

申請案件なし。

## 5. 保安規定及び予防規定の認可変更申請

廃棄物安全試験施設及び燃料試験施設における「核燃料物質の使用の許可」に関して、核燃料物質の種類、年間予定使用量の変更に対処するため、保安規定の一部変更に伴う認可変更申請を行った。

## 6. 核燃料物質等の運搬

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

## 7. 所内安全審査受審

## 7.1 原子炉等安全審査委員会

本年度の受審はない。

## 7.2 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	H8. 5. 28	・電子線マイクロアナライザに係る安全性等について
廃棄物安全試験施設	H8. 5. 28	・再処理施設新材料耐蝕安全性実証試験機器に係る安全性等について

## 付録2 安全衛生関係

平成8年度のホット試験室の3施設(燃料試験施設、廃棄物安全試験施設及びホットラボ施設)に係わる安全衛生管理は、東海研究所長通達の「平成8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8年度部安全衛生管理実施計画」を策定し、これを基に実施した。

以下に、保安管理室に報告した「平成8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、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ホットラボ建家を対象に実施(7月26日)され、特に指摘は無かった。

## 2. 施設点検の強化

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

非常作業の計画停電(10月12日、13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。又、計画外停電時の対応についての協議を行った。

また、平成9年3月、動燃・再処理工場のアスファルト固化処理施設で発生した火災・爆発事故に関する活動としては、緊急にホット試験室の部安全衛生会議を招集し、施設・設備等について危惧される状況の把握と対応策の再確認を行い、保安管理室長及び東海研究所長からの指示を室内に周知するとともに施設の点検を行い、安全確保を図った。

## 3. 防災対策の強化

「火元責任者」の見直しを随時に行うと共に、日常点検、安全パトロール及び会議等で防火管理の徹底を図った。

地震対策の強化については、9月に実施された「大規模地震対応自主防災訓練」で、施設の地震後の点検確認及びホット試験室関係者の人員掌握の結果を報告する「訓練」を行った。

又、東海研究所の平成8年度非常事態総合訓練が、11月1日に燃料試験施設で放射性廃棄物移送時の火災、汚染、人身等の事故発生の想定のもとで226名の関係者の参加により実施され、事故時の現場対応の重要性、常時の安全確保の重大性等について再確認した。

## 4. 教育訓練の充実

関係法等に基づく保安教育訓練の実施状況は、別表のとおりである。また、所内外の講習会には積極的に参加し、高圧ガス作業主任者、X線作業主任者、クレーン運転士等で多くの資格取得者が誕生した。

## 5. 安全衛生会議の開催

安全衛生会議を次のとおり実施した。

### 1) 部安全衛生会議

第 1回 4月22日、第 2回 7月 5日、第 3回11月 8日、第 4回12月 9日、第 5回 3月14日

### 2) 課安全衛生会議

各課毎に毎月1 回実施した。

### 3) ホットラボ建屋安全衛生連絡協議会

第 1回 6月19日、第 2回 7月 3日、第 3回 9月25日、第 4回12月13日、第5 回 3月26日

## 6. 安全衛生パトロールの実施

安全衛生パトロールを次のとおり実施した。

### 1) 夏季部長パトロール

7月10日( 燃料試験施設、廃棄物安全試験施設、ホットラボ施設)

### 2) 夏期所長パトロール

7月25日( ホットラボ施設)

### 3) 年末部長パトロール

12月17日( 燃料試験施設、廃棄物安全試験施設、ホットラボ施設)

### 4) 課長パトロール

各課毎に毎月1 回実施した。

## 7. 事故・故障情報等

今年度の東海研究所地区における施設等の異常・事故等の発生は次のとおりである。

1) 4月18日 JRR-2(10MW 運転中) で二次冷却系の循環ポンプのグラウンドから二次冷却水漏洩

2) 5月24日 STACY(200W 運転中) で安全出力系の出力高信号で原子炉自動停止

3) 6月24日 JRR-2( 起動前点検中) 主重水ポンプ冷却系配管から冷却水の漏洩確認

4) 10月 5日 JRR-3(20MW 運転中) 冷中性子源装置真空断熱槽の真空度低下のため原子炉手動停止

5) 1月13日 FCA( 起動前点検中) 制御安全棒動作の空気圧縮機蓄圧器から空気漏洩確認

平成 8 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施設に係わ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」の結果を成しえたものである。

本年度末の 3 月には動燃・東海事業所で火災・爆発による事故が発生している。ホット試験室においては、この事故を共通の問題としてとらえ、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8年度 保安教育訓練実施状況 数字は実施日を示す。

実施時間・実施内容 項目	8年/4	5	6	7	8	9	10	11	12	9年/1	2	3
1. 原子炉等規制法に基づく保安教育訓練	1. 4. 8. 11. 30	27. 30	3. 4. 5. 7. 12. 13. 14. 17. 19. 20. 21. 25. 27	2. 5. 9. 15. 22. 29	1. 6. 19. 21. 27. 28	2. 5. 9. 10. 17. 18. 24. 26. 30	3. 7. 8. 14. 15. 16. 17. 18. 21. 23. 24. 28. 30	8. 18. 20. 21. 25. 27. 28	2. 4. 5. 6. 10. 11. 12. 16. 17. 18. 26	8. 14. 17. 20. 24. 27	3. 5. 7. 12. 17. 19. 26	3. 4. 12. 17. 19. 24. 25. 26. 28
2. 放射線障害防止法に基づく保安教育訓練	8. 11. 17. 30	7. 27. 30	3. 5. 7. 12. 13. 14. 17. 18. 19. 21 27	2. 9. 15. 22	6. 19. 21. 28	2. 5. 9. 10. 17. 18. 24. 30	3. 7. 8. 14. 15. 16. 17. 18. 21. 23. 30	8. 18. 20. 21. 25. 27	4. 13. 21. 22. 2. 4. 5. 6. 10 11. 12. 16.	8. 14. 17. 20. 24. 27	3. 5. 7. 12. 17 28	4. 12
3. 高圧ガス取締法に基づく保安教育訓練								21				
4. 消防法に基づく保安教育訓練	11				28				12		14	
5. 電気事業法に基づく保安教育訓練				18			25	11 28				
6. 東海防護活動要領に基づく保安教育訓練												
7. 労働安全衛生法に基づく保安教育訓練	18. 26. 30	21. 26. 30	18. 19. 20 25. 27	8. 9. 18 27. 30 22	21. 23. 27	19. 24. 25 27	18. 24. 30	20. 21. 22 28	9. 16. 18 24. 26	21. 23. 24 27	12. 19. 25 26	17. 25. 26 28
8. 資格取得に係る講習会								1. 2. 3				
9. 法定資格者等の育成												
10. 新人・異動職員等の安全教育	4. 5. 8						8		6			
11. 勤務時間外通報訓練							30				19	

## 付録3 研究成果一覧

研究テーマ (大テーマ)	年月日	題 目	発 表 者	発 表 個 所
照射後試験及びW A S T E F 試験に 関する技術開発 (552-3)	8・5・21	Current Status on PIE Techniques in DHL/JAERI	菊地 章	Enlarged Halden Pro- gramme Group Meeting, 1996 (Loen/Norway)
	8・5・31	Present Status of PIE Techniques in Tokai Hot Cell Facilities	古平恒夫、菊地 章(天野英俊)	The 5th Asian Sympo. on Re- search Reactor (Taejon/Korea)
	8・8・30	「TMI-2事故研究のその後」 下部ヘッド及び圧力容器鋼材等 の試験結果について	山原 武	日米WR研究 フォローアップ 検討会(東電技 術センター)
	8・9・25	ウラン・プルトニウム混合窒化 物燃料の照射挙動	関田 憲昭 他	日本原子力学会 1996年秋の学会 (東北大学)
	8・10・28	Status of VEGA Project (VEGA実験計画の現状)	西野 泰治 金沢 浩之 他	SARJ 96 (東京)
	9・1・	ホット試験室 施設の運転と技術開発 (平成7年度)	ホット試験室	JAERI-Review 97-001
	9・2・28	原研におけるホット試験施設 の現状と試験の動向	山原 武	原子力基盤コス ター研究平成8 年度原子力材料 研究会

研究テーマ (大テーマ)	年月日	題 目	発 表 者	発 表 個 所
燃料試験施設の運 転管理 (553-2)	9・3・4	Thermal Diffusivity Measurement of High Burnup UO <sub>2</sub> Pellet	古平 恒夫 菊地 章 山原 武 他	1997 ANS International Light Water Reactor Fuel Performance Portland (USA)
	9・3・26	岩石型プルトニウム燃料の 照射後試験 (Pu燃料燃焼法研究特別 チーム)	天野 英俊 金沢 浩之 山原 武 助川 友英 他	日本原子力学会 1997年春の学会 (東京大学)
	8・5・30	Fabrication of Instrumented Capsule with Spent Fuel for Re-irradiation Experiments Using NSRR and JMTR	市瀬	The 5th Asian Symposium on Research Reactor (Taejon/Korea)
	8・8・22	Fission Product Release and Transport Experiment (VEGA)	金沢 浩之	International Workshop on
	8・9・	ウラン・プルトニウム混合窒化 物燃料の照射後試験	助川 他	日本原子力学会 1996年秋の年会
	8・9・	微小試験片試験の技術開発-遠 隔操作型スモールパンチ試験装 置の開発-	海野 他	日本原子力学会 1996年秋の年会
	8・10・28	VEGA実験計画の現状	金沢 他	SARJ 96
	8・11・8	JMTR照射ウラン・プルトニウム 混合炭化物燃料中のプルトニウム 及び核分裂生成物の挙動	助川 木村 他	JAERI-Review

研究テーマ (大テーマ)	年月日	題 目	発 表 者	発 表 個 所
WASTE Fの 運転管理 (554-1)	8・11・8	JMTR照射超安定型混合炭化物燃料中のプルトニウム及び核分裂生成物の挙動	助川 木村 他	JAERI-Review
	9・3・24	岩石型プルトニウム燃料の照射後試験	助川 金沢 他	日本原子力学会 1997年春の年会
	9・3・24	岩石型プルトニウム燃料の燃焼解析	金沢 他	日本原子力学会 1997年春の年会
	9・3・27	照射済み燃料の格子定数測定	西	第34回燃料安全 研究委員会
	8・5・	Japan-Australia Co-operative Program on Research and Development of Technology for the Management of High Level Radioactive Wastes:Phase II (1990-1995)	WASTE F課	JAERI-Tech 96-024
	8・5・	Leaching Behavior of Pu and Cm from Waste Glass under Reducing Condition	松本、田村 他	Glass as a Waste Form and Vitrification Technology ワシントンD. C.
	8・6・	Effects of Redox Conditions of Water on Pu and Cm Leaching from Waste Glass	松本、田村 他	Scientific Basis for Nuclear Waste Manag. XX. (応募)
9・3・	還元雰囲気におけるマグネタイト共存下でのPu、Np含有ガラス固化体の浸出挙動	松本、吉川、 田村 他	日本原子力学会 1997年春の大会 東大(口頭)	



研究テーマ (大テーマ)	年月日	題 目	発 表 者	発 表 個 所
ホットラボの運転 管理 (555-01)	8・6・25	Effects of Damage Rate on Irradiation Hardening and Post-Irradiation Annealing Characteristics of Carbon Steel	木崎 他	第18回「材料の 照射効果」ASTM 国際シンポジウ ム
	8・9・25	U-Zr合金微小球照射試験 (I) 試料調整・照射	関野 他	日本原子力学会 1996年秋の大会
	8・9・25	U-Zr合金微小球照射試験 (II) FPガス放出率測定	宮西、飯田 他	日本原子力学会 1996年秋の大会

## 付録4 外部発表等予稿

年 月 日	題 目	発 表 者	発 表 個 所
8・5・21	Current Status on PIE Techniques in DHL/JAERI	菊地 章	Enlarged Halden Programme Group Meeting 1996 (Loen/Norway)
8・5・30	Fabrication of Instrumented Capsule with Spent Fuel for Re-irradiation Experiments Using NSRR and JMTR	一瀬健一他	The 5th Asian Symposium on Research Reactor
8・5・31	Present Status of PIE Techniques in Tokai Hot cell Facilities	古平恒夫、菊地章	The 5th Asian Symposium on Research Reactor (Taejon/Korea)
8・8・30	TMI-2 事故研究のその後 下部ヘッド及び圧力容器鋼材等の試験結果について	山原武	日米WR研究フォローアップ検討会
8・9・25	U-Zr合金微小球照射後試験(II) FPガス放出率測定	宮西、飯田他	日本原子力学会1996秋の大会
8・9・25	ウラン・プルトニウム混合窒化物燃料の照射挙動	関田、助川他	日本原子力学会1996秋の大会
8・11・8	JMTR照射ウラン・プルトニウム混合炭化物燃料中のプルトニウム及び核分裂生成物の挙動	木村、助川他	JAERI-Research
8・11・8	JMTR照射熱安定型混合炭化物燃料中のプルトニウム及び核分裂生成物の挙動	助川、木村他	JAERI-Research

年 月 日	題 目	発 表 者	発 表 個 所
9・1・	ホット試験室 施設の運転と技術開発 (平成7年度)	ホット試験室	JAERI-Review
9. 2. 28	原研におけるホット試験施設の現状と試験の動 向	山原武	原子力基盤クロ スオーバー研究 平成8年度台1 回原子力材料研 究会

Current Status on PIE Techniques in DHL/JAERI

Akira Kikuchi

Department of Hot Laboratories  
Japan Atomic Energy Research Institute  
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken, Japan

Abstract

The Department of Hot Laboratories (DHL) in JAERI has the three hot cell facilities and has developed various PIE techniques in accordance with the user's demand. In this enlarged meeting, the author introduces current status on PIE techniques such as ones for 1) fabrication of irradiation capsule, 2) colour etching, 3) rod-interval, 4) thermal diffusivity and 5) micro-hardness measurements.

---

---

## FABRICATION OF INSTRUMENTED CAPSULE WITH SPENT FUEL FOR RE-IRRADIATION EXPERIMENTS USING NSRR AND JMTR

K. Ichise, M. Nakata, A. Umino, H. Kanazawa and T. Sukegawa

Fuel Examination Division  
Department of Hot Laboratories  
Tokai Research Establishment  
Japan Atomic Energy Research Institute  
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken, 319-11, Japan

### ABSTRACT

The re-fabrication and re-instrumentation techniques of irradiated Light Water Reactor (LWR) fuel rods were developed in the Reactor Fuel Examination Facility (RFEF) to prepare the re-irradiation fuel segment for the pulse irradiation test and power rump test.

To provide a data base for the regulatory safety guide of LWRs, the behavior of reactor fuels on Reactivity Initiated Accident (RIA) is being studied in the Nuclear Safety Research Reactor (NSRR) program in the Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI). Numerous examinations were performed using the NSRR. As one of these experiments, the behavior of irradiated LWR fuels was investigated under RIA condition. Furthermore, ramp tests on irradiated fuels using the Boiling Water Capsule (BOCA) in the Japan Material Testing Reactor (JMTR) were performed to investigate the fuel behavior under transient condition.

Under these circumstances, the re-fabrication and re-instrumentation technique are very important to verify the safety margin of irradiated fuel rod. Up to the present, 15 fuel rods for NSRR and 5 fuel rods for JMTR were re-fabricated in the RFEF. In this report, the authors describe the details of re-fabrication and re-instrumentation techniques.

### 1. INTRODUCTION

The RFEF was established as the facility for Post Irradiation Examination (PIE) of full size LWR fuel assemblies to obtain the fuel performance data and to confirm the integrity of LWR fuels. Since 1979, the RFEF has carried out PIE of LWR fuels and also developed several PIE techniques.

Recently in Japan, the fuel development is focusing toward more economical and safety usage of reactor fuels with higher burnup. Under this circumstance, the re-fabrication of irradiated commercial fuel rods have been strongly needed for RIA and BOCA tests.

A segment is prepared from the irradiated commercial fuel rod by cutting with keeping the original feature, and is assembled with several components and in-core instruments. Up to the present, the re-fabrications have been carried out in the RFEF for 15 LWR fuel rods for the NSRR, and 5 BWR ones for the JMTR, respectively. The re-irradiation tests using these fuel rods were successfully completed.

### 2. RE-FABRICATION PROCEDURE

An irradiated commercial fuel rod has the fuel stack length of about 3.6 m. To utilize the rods for the re-irradiation tests in the NSRR or the JMTR, it is required to have the fuel stack length of about 0.3m adjusting to

## Present Status of PIE Techniques in Tokai Hot Cell Facilities

Tsuneo Kodaira and Akira Kikuchi

Department of Hot Laboratories  
Tokai Research Establishment  
Japan Atomic Energy Research Institute  
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken, 319-11, Japan

### Abstract

The Department of Hot Laboratories (DHL) operates three hot cell facilities including the Reactor Fuel Examination Facility (RFEF), the Research Hot Laboratory (RHL) and the Waste Safety Testing Facility (WASTEF). The RFEF is especially examining the reliability of actual power reactor fuel assemblies for PWR, BWR and ATR. The RHL is established to perform post irradiation examinations (PIEs) for fuels and materials irradiated in research and test reactors. In the WASTEF, glass and Synroc waste forms are prepared and investigated for the safety disposal of high level radioactive waste.

The present paper mainly describes current status of PIE techniques and several technical topics on ultra micro-hardness tester, melting point measuring apparatus, thermal diffusivity measuring apparatus and ion micro-probe mass analyzer.

### 1. INTRODUCTION

DHL is operating three hot cell facilities, i.e. the RFEF, the RHL and the WASTEF. The RFEF was established in 1979 and it is equipped with 6  $\beta \gamma$  concrete cells and 2

$\alpha \gamma$  ones with 2 lead cells. The RHL was established in 1961 and expanded in 1965 in which there are 10  $\beta \gamma$  concrete and 38  $\beta \gamma$  lead cells. The WASTEF was established in 1981 and it is equipped with 3  $\beta \gamma$  concrete cells, 2  $\alpha \gamma$  ones with 1 lead cell and 6 glove boxes.

In this report, current activities of these facilities are described and several R & D works are also presented as technical topics.

### 2. CURRENT STATUS (1)

#### 2.1 RFEF

The RFEF is principally used for examining reactor fuels. The flow diagram on PIEs is presented in Fig.1, and the working activities in the facility can be divided into the following five categories:

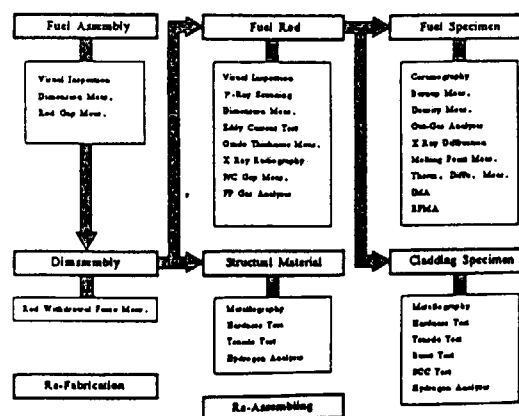


Fig.1 Flow Diagram of PIEs in the RFEF

## U-Zr 合金微小球照射試験 - II F P ガス放出率測定

### IV - 3 Irradiation test of U-Zr alloy microspheres - II

Measurements of fission-product gas release

原研・東海      ○宮西 秀至      ,      飯田 省三      ,      小川 徹

MIYANISHI HIDEYUKI      ,      IIDA SHOZO      ,      OGAWA TORU

U-Zr 合金微小球の F P ガス放出特性を調査するため、放出 F P ガス捕集測定装置の開発を行い F P ガス放出率を測定した。

キーワード：U-Zr 合金微小球、燃焼率、F P ガス放出率

#### 1. 緒言

T R U 消滅処理燃料の一候補であるアクチノイド合金燃料の検討において、F P ガス放出特性を知ることが必要になる。このため、微小球放出 F P ガス捕集測定装置を開発し、原研 J R R - 2 で温度制御を行って照射した U-Zr 合金微小球の、放出 F P ガス量測定を行った。その後、微小球のガンマ線スペクトル測定により求めた燃焼度から、F P ガス放出率及びガス放出の温度依存性を調査した。

#### 2. 放出 F P ガス捕集測定装置の開発

本装置は、石英ホルダに封入された U-Zr 合金微小球の放出 F P ガス量を測定すること及び、微小球を石英ホルダから取り出すためのもので、アンブルクラッシャ、電離箱、スウィープガスポンプならびに、ロータリーポンプで構成される。装置の開発にあたっては、微小球を損傷することなく石英ホルダを破碎できること、電離箱への F P ガス捕集を高率で行えること及び、遠隔操作性にも優れマニプレータによる石英ホルダのセッティング及び破碎も容易に行えること等を考慮した。

装置を下写真に示す。

#### 3. 放出 F P ガスの捕集測定

照射温度の異なる (Nominal 450, 600, 700 °C) U-Zr 合金微小球について電離箱への F P ガス捕集を行い、電離電流値から F P ガス放射能強度を算出した。また、任意の捕集ガスについて G e 検出器を用いた  $\gamma$  線スペクトル測定を行い、捕集ガス核種の同定及び定量を行った。スペクトル測定の結果、捕集放射性ガスが主として  $^{85}\text{Kr}$  であること、算出放射能強度が正確であることを確認した。

#### 4. U-Zr 合金微小球の F P ガス放出率測定

放出 F P ガス捕集測定を行った U-Zr 合金微小球について  $\gamma$  線スペクトル測定を行い、生成 F P 核種の放射能強度から各微小球の燃焼率を算出した。燃焼率から求めた生成 F P ガス量と放出 F P ガス量から、各 U-Zr 合金微小球の F P ガス放出率を求めた。

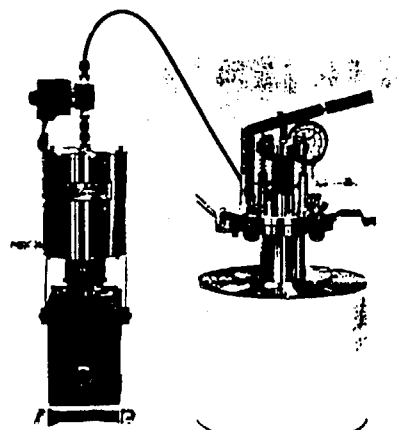
F P ガス放出率測定結果の一例を下表に示す。

#### 5. 結果

放出 F P ガス捕集装置の開発により、U-Zr 合金微小球の F P ガス放出率及びガス放出の温度依存性の知見が得られ、アクチノイド合金燃料開発のための、F P ガス放出挙動調査における貴重なデータを取得できた。

U-Zr 合金微小球の F P ガス放出率測定結果

試料	照射温度 (°C)	燃焼率 (% FIMA)	F P ガス放出率 (%)
U-Zr 合金微小球 (U-30%Zr)	450	1.3	7.7
	600	1.2	12.5
	700	1.5	14.5



放出 F P ガス捕集測定装置  
(電離箱とアンブルクラッシャ)

## ウラン・プルトニウム混合窒化物燃料の照射挙動

IV-2

Irradiation Behaviour of Uranium-Plutonium Mixed Nitride Fuels

原研 ○岩井 孝、 笹山 龍雄、 中島 邦久、 荒井 康夫  
 Iwai Takashi Sasayama Tatsuo Nakajima Kunihisa Arai Yasuo  
 関田 憲昭、 助川 友英、 鈴木 康文  
 Sekita Noriaki Sukegawa Tomohide Suzuki Yasufumi

JMTRにおいて最高5.5%FIMAまで照射したウラン・プルトニウム混合窒化物燃料の照射後試験の結果、同燃料は0.3~0.5%/FIMAという極めて低いFPガス放出率を示し、燃料ピンの外径増加も最大で0.4%にとどまり、良好な照射挙動を示した。

キーワード：窒化物燃料、フェライト鋼、照射後試験、FPガス放出、照射挙動

## 1. はじめに

優れた熱伝導特性を持つこと等から高速炉用新型燃料として期待されているウラン・プルトニウム混合窒化物燃料ピン2本を製作し、JMTRで照射した。

燃料ピンの仕様の概要を表1に示す。燃料製造では第1回の照射<sup>(1)</sup>と同様に、気孔形成剤を使用し、高密度の燃料母材に比較的大きなポアを分散させた「熱安定型」ペレットを採用した。また、照射スエリングがオーステナイト鋼より格段に小さいフェライト鋼を被覆材に用いた燃料ピンを製作し<sup>(2)</sup>、オーステナイト鋼被覆の燃料ピンとともにキャプセルに組み込んだ。照射期間は延べ19サイクル(9972時間)であり、線出力は燃料ピン89F-3-1及び89F-3-2でそれぞれ700及び730W/cm、到達燃焼度は5.3及び5.5%FIMAである。

表1 ウラン・プルトニウム混合窒化物燃料ピンの概略仕様

燃料ピン番号	89F-3-1	89F-3-2
燃料組成	(U, Pu)N	
Pu/(Pu+U)	0.20	
ペレット密度	85.6%TD	85.9%TD
スミア密度	82.6%TD	82.9%TD
被覆管材質	20%CW SUS316	11Cr-2W SS
燃料ピン外径	9.40mm	
ギャップ(直径)	0.15mm	
ボンディング材	Heガス	

## 2. 照射後試験結果

照射後の燃料ピンの外観については特に変化は認められなかった。燃料ピンのガンマ線スキャンでは2本とも準揮発性であるセシウムの一部が燃料ペレットからプレンナム部に移行していることが確認された。燃料ピンの外径増加は、2本の燃料ピンとも平均で0.2~0.3%、最大でも0.4%であり、オーステナイト鋼とフェライト鋼の間に特に相違は認められなかった。FPガス放出率は2~3%、燃焼度当たり換算して0.3~0.5%であり、前回の照射<sup>(1)</sup>と同様に低い値であった。また、捕集されたガス中のKr/Xe比はその生成割合と同じ約16であった。燃料ペレットには直径方向に比較的大きなクラックが発生するとともに、周方向に微細なクラックも生じていた。ペレット断面の金相写真では、高密度な部分とそれを取り囲む形の多孔質な部分とが不均一に分散していることが観察された。しかし、ペレット全体としての組織は安定しており、被覆管から分離したペレットは数ミリ程度の大きさのブロック状で回収された。また、照射により、燃料ペレットの密度は照射前に比べて3~4%TD低下したが、照射後における開気孔の割合は4~5%と低い値であり、このことからFPガスの放出が抑制されたものと考えられる。

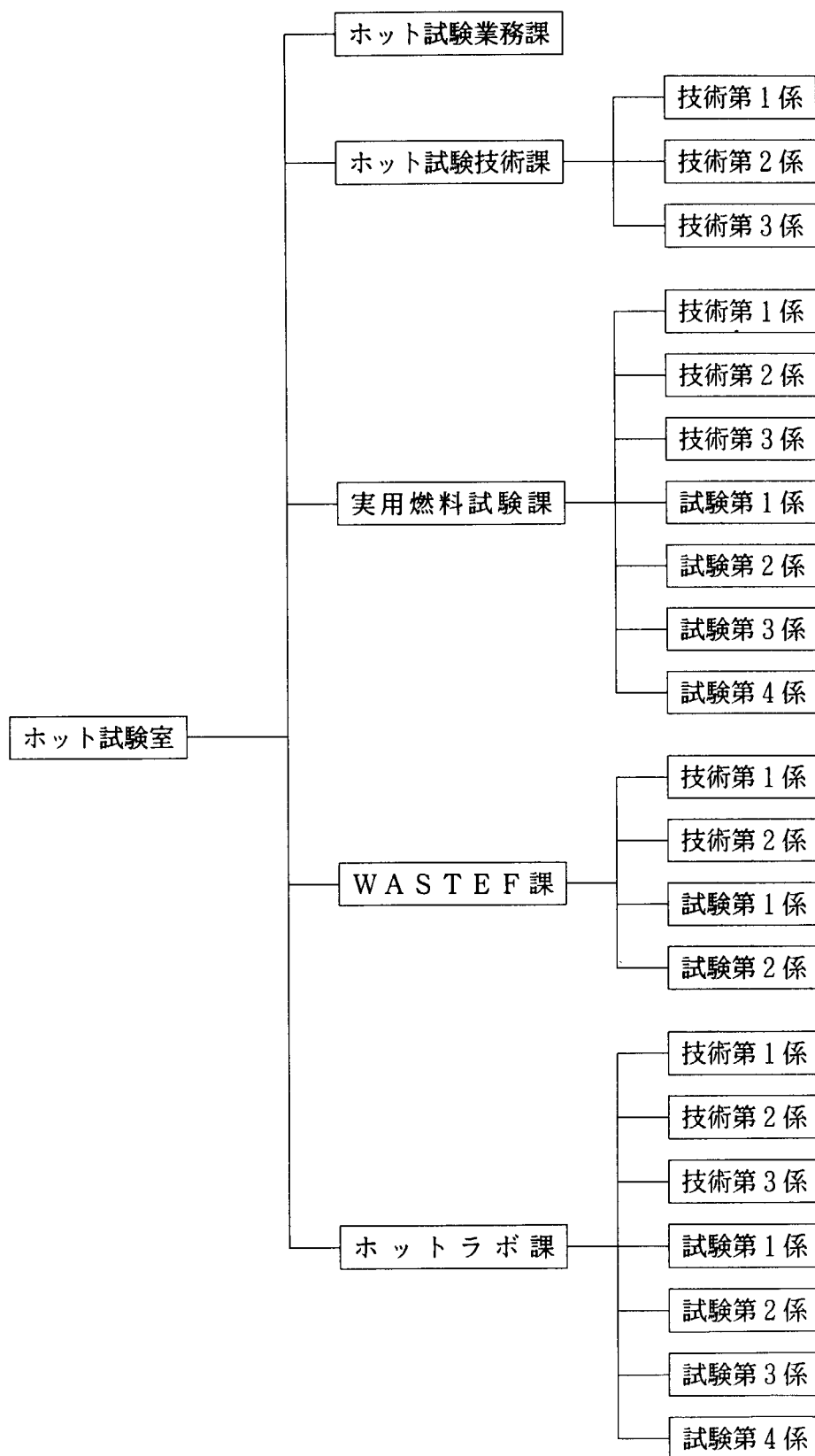
前回及び今回の照射により、5.5%FIMAまでの範囲で、窒化物燃料が良好な照射挙動を示すことが確認された。また、耐スエリング性に優れているフェライト鋼で被覆した燃料ピンの同燃焼度までの健全性が実証された。

(1) 鈴木 他、日本原子力学会「1995年春の年会」予稿集L36

(2) 岩井 他、日本原子力学会「1991年春の年会」予稿集J12



付録5 ホット試験室の組織



## ホット試験室年報執筆者一覧

まえがき	.....	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	.....	西野 泰治 ( " )
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	.....	白崎 昭夫 ( " )
2.3 放射線管理状況	.....	河原井邦夫 (放射線管理第3課)
3. WASTE Fの運転管理		
3.1 運転・利用状況	.....	松本征一郎 (WASTE F課)
3.2 保守・整備状況	.....	角 重雄 ( " )
3.3 放射線管理状況	.....	鈴木 隆 (放射線管理第3課)
4. ホットラボの運転管理		
4.1 運転・利用状況	.....	藁谷 兵太 (ホットラボ課)
4.2 保守・整備状況	.....	伊藤 忠春 ( " )
4.3 放射線管理状況	.....	近藤 吉男 (放射線管理第2課)
5. 試験技術開発		
5.1 ホット試験技術課		
5.1.1 イオンマイクロアナライザの開発	.....	西野 泰治 (ホット試験技術課)
5.1.2 照射済燃料からのFP放出実験装置	.....	" ( " )
5.2 実用燃料試験課		
5.2.1 $\alpha$ 対応型EPMAの開発	.....	金沢 浩之 (実用燃料試験課)
5.2.2 ホット試験室ネットワークの整備	.....	" ( " )
5.3 WASTE F課		
5.3.1 ドライイースト除染法によるNo.3セル内遠隔除染	.....	沼田 正美 (WASTE F課)
5.3.2 密封系酸分解法による廃棄物固化体組成分析技術	.....	田村 行人 ( " )
5.4 ホットラボ課		
5.4.1 照射後疲労試験技術の開発	.....	木崎 實 (ホットラボ課)
あとがき	.....	古平 恒夫 (ホット試験室長)
付録		
付録1 官庁許認可申請一覧	.....	佐川 民雄 (ホット試験技術課)
付録2 安全衛生関係	.....	吉田 武司 (ホット試験室)
付録3 研究成果一覧	.....	笹島 幸男 (ホット試験業務課)
付録4 外部発表等予稿集	.....	" ( " )
付録5 ホット試験室の組織	.....	" ( " )

# 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 <sup>-1</sup>
力	ニュートン	N	m·kg/s <sup>2</sup>
圧力, 応力	パスカル	Pa	N/m <sup>2</sup>
エネルギー, 仕事, 熱量	ジュール	J	N·m
工率, 放射束	ワット	W	J/s
電気量, 電荷	クーロン	C	A·s
電位, 電圧, 起電力	ボルト	V	W/A
静電容量	ファラド	F	C/V
電気抵抗	オーム	Ω	V/A
コンダクタンス	ジーメンズ	S	A/V
磁束	ウェーバ	Wb	V·s
磁束密度	テスラ	T	Wb/m <sup>2</sup>
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·sr
照射度	ルクス	lx	lm/m <sup>2</sup>
放射能	ベクレル	Bq	s <sup>-1</sup>
吸収線量	グレイ	Gy	J/kg
線量当量	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	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4 SIと共に暫定的に維持される単位

名称	記号
オングストローム	Å
バーン	b
バル	bar
ガリ	Gal
キュリー	Ci
レントゲン	R
ラド	rad
レム	rem

1 Å = 0.1 nm = 10<sup>-10</sup> m  
 1 b = 100 fm<sup>2</sup> = 10<sup>-28</sup> m<sup>2</sup>  
 1 bar = 0.1 MPa = 10<sup>5</sup> Pa  
 1 Gal = 1 cm/s<sup>2</sup> = 10<sup>-2</sup> m/s<sup>2</sup>  
 1 Ci = 3.7 × 10<sup>10</sup> Bq  
 1 R = 2.58 × 10<sup>-4</sup> C/kg  
 1 rad = 1 cGy = 10<sup>-2</sup> Gy  
 1 rem = 1 cSv = 10<sup>-2</sup> Sv

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>	ペタ	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, 1 eV および 1 u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>5</sup> dyn)	kgf	lbf
	1	0.101972	0.224809
	9.80665	1	2.20462
	4.44822	0.453592	1

粘度 1 Pa·s (=N·s/m<sup>2</sup>) = 10 P (ポアズ) (g/(cm·s))  
 動粘度 1 m<sup>2</sup>/s = 10<sup>4</sup> St (ストークス) (cm<sup>2</sup>/s)

圧	MPa (=10 bar)	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
力	0.0980665	1	0.967841	735.559	14.2233
	0.101325	1.03323	1	760	14.6959
	1.33322 × 10 <sup>-4</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	0.101972	2.77778 × 10 <sup>-7</sup>	0.238889	9.47813 × 10 <sup>-4</sup>	0.737562	6.24150 × 10 <sup>18</sup>
	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>5</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>-26</sup>	1.51857 × 10 <sup>-22</sup>	1.18171 × 10 <sup>-19</sup>	1

1 cal = 4.18605 J (計量法)  
 = 4.184 J (熱化学)  
 = 4.1855 J (15 °C)  
 = 4.1868 J (国際蒸気表)  
 仕事率 1 PS (仏馬力)  
 = 75 kgf·m/s  
 = 735.499 W

放射能	Bq	Ci
	1	2.70270 × 10 <sup>-11</sup>
	3.7 × 10 <sup>10</sup>	1

吸収線量	Gy	rad
	1	100
	0.01	1

照射線量	C/kg	R
	1	3876
	2.58 × 10 <sup>-4</sup>	1

線量当量	Sv	rem
	1	100
	0.01	1

