



JAEA-Review  
2008-069

# JAEA-Review

## ホット試験施設管理部 施設の運転管理 (平成19年度)

Annual Report on Operation and Management of Hot Laboratories and Facilities  
(From April 1, 2007 to March 31, 2008)

ホット試験施設管理部  
Department of Hot Laboratories and Facilities

東海研究開発センター  
原子力科学研究所  
Nuclear Science Research Institute  
Tokai Research and Development Center

February 2009

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

本レポートは独立行政法人日本原子力研究開発機構が不定期に発行する成果報告書です。  
本レポートの入手並びに著作権利用に関するお問い合わせは、下記あてにお問い合わせ下さい。  
なお、本レポートの全文は日本原子力研究開発機構ホームページ (<http://www.jaea.go.jp>)  
より発信されています。

独立行政法人日本原子力研究開発機構 研究技術情報部 研究技術情報課  
〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根 2 番地 4  
電話 029-282-6387, Fax 029-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

This report is issued irregularly by Japan Atomic Energy Agency  
Inquiries about availability and/or copyright of this report should be addressed to  
Intellectual Resources Section, Intellectual Resources Department,  
Japan Atomic Energy Agency  
2-4 Shirakata Shirane, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-1195 Japan  
Tel +81-29-282-6387, Fax +81-29-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

© Japan Atomic Energy Agency, 2009

ホット試験施設管理部  
施設の運転管理  
(平成 19 年度)

日本原子力研究開発機構東海研究開発センター原子力科学研究所  
ホット試験施設管理部

(2008 年 12 月 5 日受理)

本報告書は、19 年度のホット試験施設管理部の各施設（燃料試験施設、WASTEF、ホットラボ等）の運転管理についてまとめたものである。

燃料試験施設では、前年度に引き続き、燃料等安全高度化対策事業として搬入した欧州からの照射済燃料について、反応度事故及び冷却材喪失事故を模擬した軽水炉燃料の事故時挙動に関する照射後試験を実施した。

WASTEF では、材料研究関連で原子炉構造材料の高温高压水中複合環境下での低歪速度試験及び単軸定荷重引張試験、高性能燃料被覆管の応力腐食割れ試験等、燃料研究関連では、NSRR パルス照射燃料の発熱量測定を実施した。

ホットラボでは、廃止措置計画に基づき鉛セルについて、不要機器の撤去を実施した。また、未照射核燃料物質一括管理工事では貯蔵室の改修工事を完了し、平成 20 年 3 月末から運用を開始し、研究目的の終了した未照射ウランの搬入を実施した。

その他、プルトニウム研究 1 棟、第 2 研究棟、第 4 研究棟、JRR-3 実験利用棟（第 2 棟）、ウラン濃縮研究棟、高度環境分析研究棟、環境シミュレーション試験棟及び核燃料倉庫の計 11 施設について施設管理を実施した。

Annual Report on Operation and Management of Hot Laboratories and Facilities  
(From April 1, 2007 to March 31, 2008)

Department of Hot Laboratories and Facilities

Nuclear Science Research Institute  
Tokai Research and Development Center  
Japan Atomic Energy Agency  
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received December 5, 2008)

This is an annual report in a fiscal year 2007 that describes activities of the Reactor Fuel Examination Facility (RFEF), the Waste Safety Testing Facility (WASTEF), the Research Hot Laboratory (RHL) and the other research hot facilities in the Department of Hot Laboratories and Facilities.

In RFEF, post irradiation examinations related to the Advanced LWR Fuel Performance and Safety Research Program were performed for the LWR fuels to evaluate the fuel behavior at the reactivity initiated accident and the loss of coolant accident.

In WASTEF, Slow Strain Rate Tests (SSRT) and Uni-axial Constant Load Tensile tests (UCLT) of in-core materials in pressurized high-temperature water condition, stress corrosion cracking tests for high-performance fuel cladding material and calorific value measurement of pulse irradiated fuel in NSRR were carried out.

In RHL, equipments were uninstalled from lead cells according to the decommissioning plan. And modification of fuel storage room was completed and has been started the operation and the carry-in of the un-irradiated uranium since March 2008.

In addition, management of the other research hot facilities (No.1 Plutonium Laboratory, No.2 Research Laboratory, No.4 Research Laboratory, Analytical Chemistry Laboratory, Uranium Enrichment Laboratory, STEM\*, CLEAR\* and fuel storage) were carried out.

※ STEM: Simulation Test for Environmental Radionuclide Migration

※ CLEAR: Clean Laboratory for Environmental Analysis and Research

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

## 目 次

まえがき .....	1
1. 概要 .....	2
1.1 平成 19 年度の業務概要 .....	2
1.2 政令 41 条該当施設の管理 .....	5
1.3 技術開発 .....	6
2. 燃料試験施設の運転管理 .....	14
2.1 運転・利用状況 .....	14
2.2 保守・整備状況 .....	17
2.3 放射線管理状況 .....	17
3. WASTEF の運転管理 .....	23
3.1 運転・利用状況 .....	23
3.2 保守・整備状況 .....	26
3.3 放射線管理状況 .....	28
3.4 高度環境分析研究棟及び環境シミュレーション試験棟の施設管理 .....	28
4. ホットラボ等の運転管理 .....	37
4.1 運転状況 .....	37
4.2 保守・整備状況 .....	39
4.3 放射線管理状況 .....	40
4.4 核燃料倉庫の施設管理 .....	40
5. プルトニウム研究 1 棟等の施設管理 .....	47
5.1 施設管理 .....	47
5.2 保守・整備状況 .....	50
5.3 放射線管理状況 .....	52
6. 試験技術開発 .....	62
6.1 中低レベルタンク及びセル系排水管除染の実施 .....	62
6.2 ハードクラッド除去技術の開発 .....	66
6.3 $\beta$ $\gamma$ 廃棄物減容機の開発 .....	69
7. 安全衛生関係 .....	71
7.1 安全衛生管理実施計画 .....	71
7.2 重点項目の実施状況 .....	71
7.3 部安全衛生管理の実施状況 .....	72
7.4 法定有資格者の育成 .....	75
あとがき .....	78
付録 1～5 .....	79

C o n t e n t s

<b>Preface</b> .....	1
<b>1. Outline</b> .....	2
1.1 Summary of Activities in a Fiscal Year 2007.....	2
1.2 Operation and Management of Hot Cell Facilities.....	5
1.3 Research and Development on Post-irradiation Examination Technique .....	6
<b>2. Operation and Management of Reactor Fuel Examination Facility</b> .....	14
2.1 Operation and Utilization.....	14
2.2 Maintenance.....	17
2.3 Radiation Control .....	17
<b>3. Operation and Management of Waste Safety Testing Facility</b> .....	23
3.1 Operation and Utilization.....	23
3.2 Maintenance.....	26
3.3 Radiation Control .....	28
3.4 Management of STEM and CLEAR.....	28
<b>4. Operation and Management of Research Hot Laboratory</b> .....	37
4.1 Operation and Utilization.....	37
4.2 Maintenance.....	39
4.3 Radiation Control .....	40
4.4 Management of Fuel Strage.....	40
<b>5. Management of Research Hot Facilities</b> .....	47
5.1 Management of Facilities .....	47
5.2 Maintenance.....	50
5.3 Radiation Control .....	52
<b>6. Research and Development on Post-irradiation Examination Technique</b> .....	62
6.1 Decontamination for Liquid Waste Tank and Hot Cell Drainpipe.....	62
6.2 Non-Destructive Oxide Thickness Measurement for BWR Fuel Rod	
– Development of Crud Removal Technique –.....	66
6.3 Development of $\beta\gamma$ Radioactive Waste Volume Reduction Tool.....	69
<b>7. Safety and Health</b> .....	71
7.1 Execution Policy.....	71
7.2 Implementation .....	71
7.3 Safety and Health Management .....	72
7.4 Licence Acquisition.....	75
<b>Postscript</b> .....	78
<b>Appendix 1~5</b> .....	79

## まえがき

本報告書は、ホット試験施設管理部が所管する燃料試験施設、廃棄物安全試験施設（WASTEF）、ホットラボ、プルトニウム研究1棟、第2研究棟、第4研究棟、JRR-3 実験利用棟（第2棟）、ウラン濃縮研究棟、高度環境分析研究棟、環境シミュレーション試験棟及び核燃料倉庫の計11施設に関わる1年間における運転管理及び技術開発の現状をまとめたものである。

各施設において、年度当初に策定した年間使用計画に基づいて本体施設、特定施設及び放射線管理施設の運転、保守、点検業務等を適切に実施し、円滑な安全・安定運転を継続した。

燃料試験施設における受託業務では、55GWd/t 先行照射燃料被覆管を用いた中温引張試験等2件を実施した。一方、所内利用では、燃料等安全高度化対策事業としてNSRR パルス照射関連の照射後試験、冷却材喪失事故（LOCA）試験用試料関連の照射後試験を実施するとともに、新クロスオーバー研究に関する照射後試験を実施した。また、平成19年12月にJRR-4で発生した反射体要素の割れ事象に関して、原因調査のため平成20年3月に反射体要素を搬入し詳細な外観検査等の試験を実施した。

WASTEF においては、材料研究関連では原子力プラント用材料の信頼性・安全性研究のための照射誘起応力腐食割れ（IASCC）研究に係る照射後試験として、SUS304について高温高圧水中の低歪速度引張試験（SSRT）等を実施した。また、燃料研究関連ではNSRR パルス照射関連の照射後試験として、パルス照射済燃料の発熱量及び燃料質量分析試料作製のための燃料溶解を実施した。

ホットラボにおいては、原子力科学研究所における中期廃止措置計画に則って前年度に引き続き、鉛セルの不要機器等の撤去及び管理区域内の不用物品の整理を実施した。また、原子力科学研究所内の研究目的の終了した未照射核燃料物質一括管理施設として、貯蔵室の改修工事を完了して運用を開始した。

その他の所掌施設については、施設管理が主な業務となり、工務技術部（特定施設）、放射線管理部（放射線管理施設）と連携しながら、施設の安全管理・安定運転に努めた。

なお、原子力科学研究所の全ての施設等を対象に7月から8月の約1ヶ月に亘り、施設の運転を停止して安全確認点検調査を行ったが、ホット試験施設管理部内各施設における運転管理は、いずれも年度当初の計画どおりに進捗し、各分野のR&Dに貢献できた。以下に内容を詳述する。

ホット試験施設管理部長 植松 真一

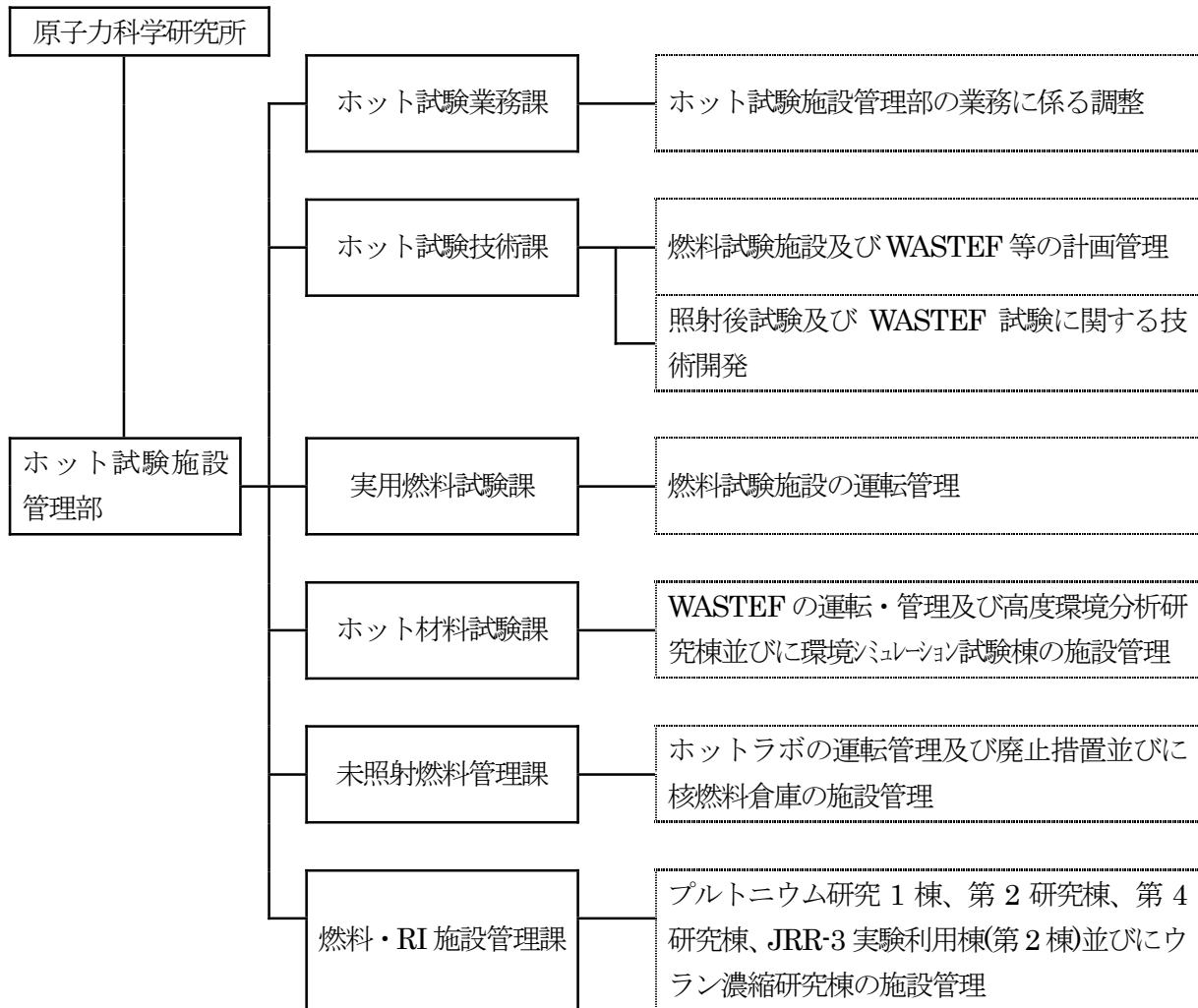
## 1. 概要

### 1.1 平成 19 年度の業務概要

本年度は、燃料試験施設、WASTEF、ホットラボ、プルトニウム研究 1 棟、第 4 研究棟等について、それぞれの施設の特徴を生かした有機的運用を図るとともに、ホット試験等への多様なニーズに対応して、ホット試験施設管理部の業務を効率的に遂行した。また、「原子力科学研究所の中期廃止措置計画」に沿って、ホットラボの解体・撤去を実施した。

19 年度におけるホット試験施設管理部の組織及び主な業務内容を下記に示す。

ホット試験施設管理部の組織及び主な業務内容（平成 19 年度）



#### 1.1.1 燃料試験施設

燃料試験施設では、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などを目的に、昭和 54 年にホット試験を開始して以来、実用燃料集合体 20 体 (PWR :



8体、BWR：5体、ATR：7体）及び実用炉燃料棒44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の向上及び施設整備の拡充を図ってきた。

燃料試験施設の主な仕様と試験項目を Table 1.1.1 に示す。

本施設には、軽水炉及び新型転換炉用燃料の試験を実施する $\beta\gamma$ コンクリートセルとプルトニウム系燃料の試験を実施する $\alpha\gamma$ コンクリートセルを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。

19年度は、所外利用では、原子燃料工業(株)からの受託業務として、高燃焼度燃料の輸送時における健全性を評価することを目的として、55GWd/t 先行照射燃料被覆管の中温引張試験（パンクチャー試験、脱ミート）を実施した。同じく、非破壊測定で行う被覆管酸化膜厚さ測定におけるハードクラッドの影響を確認する目的で、クラッド除去治具の開発及びBWR燃料被覆管を用いたクラッド除去の確認試験を実施した。主な所内利用としては、安全研究センターからの依頼である燃料等安全高度化対策事業として欧州から搬入された照射済燃料からのNSRRパルス照射用短尺燃料棒の製作、パルス照射した燃料棒及び比較用の高燃焼度燃料に対する照射後試験、冷却材喪失事故（LOCA）試験に係わる試料作製、急冷破断試験、酸化試験等を実施した。この他、安全研究センターの新クロスオーバー研究として、高燃焼度ペレットについて金相試験等の照射後試験を実施した。また、JRR-4反射体要素割れ事象の原因調査に係る試験及びむつ再組立燃料集合体の外観検査を実施した。

### 1.1.2 WASTEF

廃棄物安全試験施設（Waste Safety Testing Facility：WASTEF）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が、平成8年度（一部は10年度）に、この当初計画の研究が終了したため、その後、施設の有効利用を図り、現在はその特徴を生かして所内利用の多分野に亘る照射後試験及びホット試験（ホット環境試験、超ウラン元素（TRU）取扱試験）を実施している。

WASTEFの主な仕様と試験項目を Table 1.1.2 に示す。

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）を含む試料及び材料の試験に使用され、 $\alpha\gamma$ セルはTRUを含む試料の試験に使用される。

19年度の施設運転は、材料研究関連では、軽水炉における照射誘起応力腐食割れ現象（IASCC）研究に係る照射後試験として、原子力プラント用材料（SUS304鋼）の高温高圧水中複合環境下での低歪速度引張試験（SSRT試験）及び単軸定荷重引張試験（UCL試験）を、耐食材料に係る照射後試験として、高性能燃料被覆管候補材の応力腐食割れ試験を、常圧運転再処理機器用材料のホット環境試験として、ウラン濃縮缶材料の候補材についてホット模擬液を用いた浸漬・伝熱面腐食試験及び $N_p$ 含有試験液を用いた等温浸漬腐食試験を、応力腐食割れ評価手法の高度化に関する調査研究として、ガンマ線照射下高温高圧水中隙間部模擬腐食試験を実施した。その他の材料関連研究に係る照射後試験として、核変換技術の基盤構築として陽子照射材の引張試験、曲げ疲労試験及びTEM観察を、オージェ電子分析装置による高経年化原子炉圧力容器鋼材破断面粒界の表面分析試験を、核融合炉実証

炉用構造材の R&D として HFIR(ORNL)照射材料についての FIB 加工及び TEM 観察等を実施した。材料試料の輸送では、文部科学省の公募研究「長寿命プラント照射損傷管理技術に関する研究開発」の一環として、常陽及び JRR-3 での組合せ照射インナーキャプセルを大洗研究開発センター照射材料試験施設へ輸送した。

燃料研究関連の照射後試験では、反応度事故時燃料挙動模擬実験（以下「RIA 試験」という）の一環として、NSRR パルス照射燃料の発熱量及び燃料質量分析用試料作製のための燃料溶解を実施した。核燃料物質の輸送では、 $\alpha$  核種によるヘリウムガスの蓄積及び放出試験に使用するため、WASTEF 所有の二酸化プルトニウム（粉末）を大洗研究開発センター燃料研究棟へ輸送した。

その他の分野では、アクチノイド凝縮系物性研究関連の TRU 含有窒化物・酸化物についての調製試験、基礎物性・熱物性試験を、廃棄物処分安全研究関連の人工バリアの TRU 核種保持性能調査としての地下水に対する Pu の溶解度測定等のホット試験を実施した。

当施設における上述の照射後試験及びホット試験は機構が定める中期計画に則って実施し、平成 19 年度実施計画に掲げた試験等を計画通りに終了させた。また、新規試験に対応するため核燃料物質の使用許可に係る変更申請を行うとともに、現行法令及び水戸原子力事務所のコメントに対応するため放射性同位元素の許可使用に係る変更申請のための許可書の見直し等の検討を実施した。

### 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が、14 年度をもって全ての照射後試験を終了し、廃止措置に移行した。

19 年度に行われた廃止措置関連業務においては、鉛セル本体の解体撤去を円滑に実施するため、鉛セルの不要機器等の解体撤去及びセル内汚染除去並びに管理区域内の不用物品の整理を実施した。また、昨年度に引き続き WASTEF を利用窓口とした所内利用として、研究炉使用済燃料アダプタの詰め替え作業を行い、発生した廃棄物は B-1 レベルとして廃棄物処理場へ搬出し、使用済燃料の対米輸送に係る準備に協力した。

原子力科学研究所内の研究目的の終了した未照射核燃料物質の一括管理に関連する業務として、貯蔵室に関連設備を設置するとともに、文部科学省の施設検査に合格した。また、茨城県等へ安全協定に基づく新增設計画を提出し、了解された。さらに、年度末に運用を開始し再処理試験室から未照射ウランを搬入した。

### 1.1.4 その他の施設

燃料・RI 施設管理課所掌のプルトニウム研究 1 棟、第 4 研究棟、第 2 研究棟、JRR-3 実験利用棟（第 2 棟）及びウラン濃縮研究棟、ホット材料試験課所掌の高度環境分析研究棟(CLEAR)、環境シミュレーション試験棟 (STEM)、未照射燃料管理課所掌の核燃料倉庫について、それぞれの施設の管理業務を行った。

管理については、それぞれの施設の特徴を考慮しながら、施設によっては分任管理体制を取り入れて、安全面を主体とした施設管理を実施した。

## 1.2 政令 41 条該当施設の管理

19 年度の各施設（燃料試験施設、WASTEF、ホットラボ及びプルトニウム研究 1 棟）の運転は、原子力科学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、計画された作業は予定どおり終了した。燃料試験施設及び WASTEF の利用実績を Table 1.2.1～1.2.2 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ル・セル、内装機器、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、通報試験等の施設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、原子力科学研究所放射線障害予防規程（以下「予防規程」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管理を徹底した。特定施設では、保安規定に基づいた施設定期自主検査として、気体廃棄設備、液体廃棄設備、空気圧縮設備、警報設備及び非常用電源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・弁の漏えい点検等を工務技術部が実施した。

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、WASTEF、ホットラボ及びプルトニウム研究 1 棟における核燃料及び放射性物質の搬出入実績を Table 1.2.3～1.2.6 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ル・セル内汚染除去作業等における放射線業務従事者の被ばくは、いずれの施設においても保安規定等に定められている線量限度及び警戒線量以下に管理された。

放射性気体廃棄物は、燃料の切断加工、研磨作業時等に放出される  $^{85}\text{Kr}$  等であるが、これらを含むガス、ダスト状放射性核種は常時、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、前者にあつ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、廃棄物処理施設へ搬出されて処理された。

核燃料管理及び施設運転に係わる国等の検査では、文部科学省と IAEA による核燃料物質の査察、及び文部科学省による保安規定遵守状況検査、核物質防護規定遵守状況検査等が実施され、いずれも問題なく終了した。許認可関係では、核燃料物質の使用の許可に関して、廃棄物安全試験施設における「年間予定使用量の変更等」に係る変更許可申請 1 件を行ない、許可を取得した。また、ホットラボにおいては、昨年度の変更許可に伴う施設検査を受検し、合格した。さらに、プルトニウム研究 1 棟に係る残存ホット排水管の管理を明確化するため、変更許可申請を行った。

### 1.3 技術開発

ホット試験施設管理部では、燃料試験施設及び WASTEF で行っている各種試験の高度化のための技術開発、さらに様々なニーズに対応するための新規技術開発等を行っている。

燃料試験施設において、長年の汚染の蓄積により表面線量当量率の上昇が懸念される中低レベル廃液貯槽タンク及びセル系排水管の除染を、従来の作業員による直接除染に替え、高圧ジェット水による手法で行った。この方式の採用により、従来不可能であった配管内部の除染が可能になったことに加え、廃液貯槽タンク内部への立入時間を大幅に短縮でき、作業員の外部被ばくを抑えることが可能となった。また、除染後の測定により、除染箇所の線量当量率は最大で 10 分の 1 以下まで減少しており、高圧ジェット水により高い除染効果が期待できることが確認された。

実用燃料試験課においては、非破壊試験での酸化膜厚さ測定の信頼性向上を目指し、被覆管表面に固着したクラッドの除去技術を開発した。被覆管表面に固着したクラッドは、その磁気特性によりわずかな量でも測定値に大きく影響するため、酸化膜厚さ測定前に完全に除去する必要がある。そのため、クラッド除去に使用する除去ブラシを、従来使用していたナイロンブラシからファインセラミック粒子入りスポンジに変更することにより、酸化膜を傷つけることなくクラッドを完全に除去でき、非破壊試験での酸化膜厚さ測定の信頼性を大幅に向上することが可能となった。

ホット材料試験課においては、施設の運転・保守等によって発生する放射性廃棄物の低減化を目指し、18 年度に実施した  $\alpha$  廃棄物減容機の開発に引き続き、 $\beta$   $\gamma$  廃棄物減容機の開発に着手した。油圧により廃棄物を圧縮・減容する  $\alpha$  廃棄物減容機と異なり、より高線量である  $\beta$   $\gamma$  廃棄物はセル内で取扱う必要があるため、装置をより省スペースで設計することが可能な真空圧縮方式を採用した。模擬廃棄物を用いたモックアップ試験を実施した結果、当該手法により十分な減容効果が得られることが確認されたため、今後、実用化に向けた課題点の検討及び克服を行う。

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	$3.55 \times 10^9$	燃料集合体・燃料棒の搬入、搬出、外観観察等
β γ コンクリートセル	No.1	$2.96 \times 10^8$ 外観検査、寸法測定、γスキャンニング、ペレット被覆管残留ギャップ測定、洗浄等
	No.2	$2.96 \times 10^8$ 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
	No.4	$3.34 \times 10^6$ 引張試験、内圧破裂試験、アウトガス分析
	No.5	$3.34 \times 10^6$ LOCA クエンチ試験
	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
β γ 鉛セル	No.1	$3.70 \times 10^3$ 金相試験
	No.2	$3.70 \times 10^3$ SEM 観察、EPMA 分析
	No.3	$3.70 \times 10^3$ 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
α γ コンクリートセル	No.1	$3.34 \times 10^6$ 外観検査、寸法測定、γスキャンニング、FPガス捕集 気孔率測定、密度測定
	No.2	$3.34 \times 10^6$ 切断、樹脂注入、金相試料作製・前処理 マイクロビッカース硬さ測定
α γ 鉛セル	No.1	$3.70 \times 10^3$ SEM 観察、EPMA 分析
	No.2	$3.70 \times 10^3$ 金相試験
ホット実験室		熱拡散率測定、水素分析、二次イオン質量分析
セル操作室		SEM 観察、EPMA 分析
測定室		FP ガス分析

Table 1.1.2 WASTEF の主な仕様と試験項目

セル・ボックス等	最大取扱量 (GBq)	試験項目
No.1セル ( $\beta \gamma$ )	$1.85 \times 10^6$	試料保管、燃料被覆管破壊韌性試験、引張・圧縮試験
No.2セル ( $\beta \gamma$ )	$1.85 \times 10^6$	材料試験 (SSRT 試験、UCL 試験)
No.3セル ( $\beta \gamma$ )	$1.85 \times 10^6$	試験試料作製、溶解試験 伝熱面腐食試験、被覆管 SSRT 試験
No.4セル ( $\alpha \gamma$ )	$3.70 \times 10^5$	浸出試験、寸法測定、伝熱面腐食試験
No.5セル ( $\alpha \gamma$ )	$1.85 \times 10^4$	小規模溶融固化体作製、TRU 化合物調製試験
鉛セル ( $\alpha \gamma$ )	$7.40 \times 10^2$	X 線回折
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
メンテナンス ボックス	Pu:0.2g、U:0.1kg Th:0.1g	TRU 窒化物調製試験、炭素、酸素・窒素分析
物性測定用 ボックス	Pu:0.2g、U:0.1kg Th:0.1g	熱拡散率測定
ボックス付 比熱容量測定装置	Pu:0.1g、U:0.1kg Th:0.1g	比熱容量測定
実験室及びフード	0.074	放射能測定、元素分析、透過型電子顕微鏡観察

Table 1.2.1 燃料試験施設の利用実績（平成19年度）

## 1. 利用状況

## 1) 件数

	前期繰越	今期申込	実施中	今期終了	次期繰越
機構内利用	0	34	0	34	0
機構外利用(施設共用)	0	3	0	3	0
計	0	37	0	37	0

## 2) 件名

実施した試験は次のとおりである。

## 機構内利用

受付番号	試験名	依頼元
R07-01	NSRR パルス試験燃料 OI-12 のレファレンス試験	安全研究センター
R07-02	ハルデン炉照射試料の照射後試験	安全研究センター
R07-03	※ (F19-1) DW-1 燃料棒のパルス照射後試験	安全研究センター
R07-04	※ (F19-2) RH-2 燃料棒のパルス照射後試験	安全研究センター
R07-05	※ (F19-3) BZ-1 燃料棒のパルス照射後試験	安全研究センター
R07-06	※ (F19-4) BZ-2 燃料棒のパルス照射後試験	安全研究センター
R07-07	※ (F19-5) AP-3 セグメント燃料棒のレファレンス試験	安全研究センター
R07-08	※ (F19-6) AP-11, 12, 14, 16 セグメント燃料棒のレファレンス試験	安全研究センター
R07-09	※ (F19-7) AP-10 セグメント燃料棒のレファレンス試験	安全研究センター
R07-10	※ (F19-8) AP-13 セグメント燃料棒のレファレンス試験	安全研究センター
R07-11	※ (F19-9) LMF12 に対するクエンチ試験後分析	安全研究センター
R07-12	※ (F19-10) LMDA2 に対するクエンチ試験後分析	安全研究センター
R07-13	※ (F19-11) LZIR3 に対するクエンチ試験後分析	安全研究センター
R07-14	※ (F19-12) LND1 に対するクエンチ試験後分析	安全研究センター
R07-15	※ (F19-13) LZRT1 に対するクエンチ試験後分析	安全研究センター
R07-16	※ (F19-14) LZRT2 に対するクエンチ試験後分析	安全研究センター
R07-17	※ (F19-15) ライプシュタット燃料(ALP16)からの酸化試験試料準備	安全研究センター
R07-18	※ (F19-16) バンデロス燃料(ALP3)からの酸化試験試料準備	安全研究センター
R07-19	※ (F19-17) ライプシュタット燃料(ALP16)被覆管の酸化試験	安全研究センター
R07-20	※ (F19-18) バンデロス燃料(ALP3)被覆管等の酸化試験	安全研究センター
R07-21	※ (F19-19) VA-1 燃料棒のパルス照射後試験	安全研究センター
R07-22	※ (F19-20) VA-2 燃料棒のパルス照射後試験	安全研究センター
R07-23	※ (F19-21) LS-1 燃料棒のパルス照射後試験	安全研究センター
R07-24	※ (A19-1) AP-11 セグメント燃料棒のレファレンス試験	安全研究センター
R07-25	※ (A19-2) AP-12 セグメント燃料棒のレファレンス試験	安全研究センター
R07-26	※ (A19-3) DW-1 燃料棒のパルス照射後試験	安全研究センター
R07-27	※ (A19-4) RH-2 燃料棒のパルス照射後試験	安全研究センター
R07-28	※ (A19-5) BZ-2 燃料棒のパルス照射後試験	安全研究センター
R07-29	※ (A19-6) ライプシュタット燃料(ALP16)被覆管の酸化試験後分析	安全研究センター

R07-30	※(A19-7)バンデロス燃料(ALP3)被覆管の酸化試験後分析	安全研究センター
R07-31	※(A19-8)BZ-3燃料のパルス照射後試験	安全研究センター
R07-32	取り消し	
R07-33	反射体要素割れ事象の原因調査のための試験	研究炉加速器管理部
—	0I-11 レファレンス燃料照射後試験	安全研究センター
—	むつ再組立燃料集合体の外観検査	むつ事務所

※燃料等安全高度化対策事業

#### 機構外利用（施設共用）

試 験 名	依 頼 元
55GWd/t 先行照射燃料を用いた中温引張試験（PHASE1）	原子燃料工業㈱
BWR 燃料のクラッド除去方法の確認	原子燃料工業㈱
水素化物中性子吸収材の評価試験	MEXT 公募

#### 2. 特記事項

なし
----



Table 1.2.2. WASTEF 施設の平成 19 年度利用実績

## 1. 利用状況

## 1) 件数

	前期繰越	今期申込	実施中	今期終了	次期繰越
所内	0	27	0	27	0
所外	0	0	0	0	0
計	0	27	0	27	0

## 2) 件名

実施した試験は次のとおりである。

受付番号	試 験 名	依 頼 元
W19-01	STIP 照射材の損傷組織解析	J-PARC センター
W19-02	Pu の溶解度試験(2-2)	安全センター
W19-03	使用済燃料アダプタの保管廃棄作業	研究炉加速器管理部
W19-04	SINQ 照射材(STIP-II)引張試験	J-PARC センター
W19-05	SINQ 加速器照射材曲げ疲労試験	J-PARC センター
W19-06	高温水中下でステンレス鋼の UCL・SSRT 試験(4)	原子力基礎工学研究部門
W19-07	軽水炉環境助長割れ現象解析装置の性能及び試験条件確認試験	原子力基礎工学研究部門
W19-08	浸漬・伝熱面腐食試験	原子力基礎工学研究部門
W19-09	TRU 窒化物の調製及び高温物性測定	原子力基礎工学研究部門
W19-10	TRU 酸化物の調製及び物性測定	原子力基礎工学研究部門
W19-11	HFIR 照射材の FIB 加工及び TME 観察	原子力基礎工学研究部門
W19-12	中性子照射ステンレス鋼の照射後特性評価	原子力基礎工学研究部門
W19-13	テクネチウムの一時保管	原子力基礎工学研究部門
W19-14	軽水炉環境助長割れ現象解析装置における極低ひずみ速度試験	原子力基礎工学研究部門
W19-15	軽水炉環境助長割れ現象解析装置での過酸化水素水添加試験	原子力基礎工学研究部門
W19-16	TRU 酸化物の調製及び物性測定(2)	原子力基礎工学研究部門
W19-17	原子炉圧力容器鋼材のオージェ電子分析	安全研究センター
W19-18	放射化オージェ試験片の受入及び保管	安全研究センター
W19-19	核融合炉材料の微細組織観察	原子力基礎工学研究部門
W19-20	NSRR パルス照射燃料(AP11、AP12)の溶解試料の作製	安全研究センター
W19-21	Np 含有硝酸溶液を用いた等温浸漬腐食試験	原子力基礎工学研究部門
W19-22	未照射プルトニウムの輸送	原子力基礎工学研究部門
W19-23	マイクロ組織観察による中性子照射速度の影響評価	原子力基礎工学研究部門
W19-24	塑性不安定及び IASCC 発生時のマイクロ組織観察	原子力基礎工学研究部門
W19-25	伝熱面腐食試験用ホット試験溶液の調製	原子力基礎工学研究部門
W19-26	浸漬・伝熱面腐食試験(2)	原子力基礎工学研究部門
W19-27	ガンマ線照射下高温水中隙間部模擬腐食試験	原子力基礎工学研究部門

Table 1.2.3 核燃料物質等の搬出入 (燃料試験施設)

搬出入 年月日	試料名	搬出入		担当課室等
H19.10.12	AP11, 12 分析試料	WASTEF	搬出	燃料安全評価研究 Gr
H19.12.03	BZ-3 実験燃料	NSRR	搬入	燃料安全評価研究 Gr
H20.03.07	水素化物試料	大洗 MMF	搬入	MEXT 公募
H20.03.17	JRR-4 反射体要素	JRR-4	搬入	JRR-4 管理課

Table 1.2.4 放射性物質等の搬出入 (WASTEF)

搬出入 年月日	試料名	搬出入		担当課室等
H19.05.15	Am 酸化物(XAFS 測定用試料)	プルトニウム研究 1 棟	搬出	超ウラン元素燃料高温化学研究 Gr
H19.05.24	天然ウラン	第 4 研究棟	搬入	超ウラン元素燃料高温化学研究 Gr
H19.06.29	Cm 酸化物	NUCEF	搬出	超ウラン元素燃料高温化学研究 Gr
H19.07.02	Tc-99 金属粉体	冶金特別研究棟	搬入	超ウラン元素燃料高温化学研究 Gr
H19.07.18	JRR-3 照射済インキャプセル(B-3)	大洗研ホットラボ	搬入	照射技術課
H19.07.19	JRR-3 照射済インキャプセル(B-4)	大洗研ホットラボ	搬入	照射技術課
H19.09.14	JRR-3 照射キャプセル(RGM-81)	JRR-3	搬出	研究炉利用課
H19.10.02	AES 分析試験試料	三菱原子燃料工業	搬入	機器・構造信頼性評価研究 Gr
H19.10.12	燃料試料(AP-11,12)	燃料試験施設	搬入	燃料安全評価研究 Gr
H19.10.22	分析試料(AP-11,12)	第 4 研究棟	搬出	燃料安全評価研究 Gr
H19.10.24	天然ウラン	第 4 研究棟	搬入	超ウラン元素燃料高温化学研究 Gr
H19.11.07	XAFS 測定用試料	プルトニウム研究 1 棟	搬出	超ウラン元素燃料高温化学研究 Gr
H19.11.13	照射済金属材料(04M-67A)	大洗研ホットラボ	搬入	耐照射性原子力材料開発 Gr
H19.12.04	照射済試験片	大洗研ホットラボ	搬入	腐食損傷機構研究 Gr
H19.12.04	照射済試験片	大洗研ホットラボ	搬出	腐食損傷機構研究 Gr
H19.12.14	プルトニウム酸化物粉末	大洗研燃料研究棟	搬出	超ウラン元素燃料高温化学研究 Gr
H19.12.18	酸化アメリシウム	ロリア原子力科学研究所	搬入	超ウラン元素燃料高温化学研究 Gr
H20.01.29	JRR-3 照射済キャプセル(RGM-80)	JRR-3	搬入	研究炉利用課
H20.01.30	JRR-3 照射済キャプセル(RGM-81)	JRR-3	搬入	研究炉利用課
H20.02.06	硝酸ウラニル	再処理試験室	搬入	防食材料技術開発 Gr
H20.02.13	Am 酸化物(NMR 測定用試料)	プルトニウム研究 1 棟	搬出	超ウラン元素燃料高温化学研究 Gr
H20.02.22	放射化したステンレス鋼、インコネル	大洗研 MMF-2	搬出	ホット材料試験課

Table 1.2.5 放射性物質等の搬出入 (ホットラボ)

搬出入 年月日	試料名	搬出入		担当課室
H19.05.09	使用済み燃料アダプタ	JRR-3	搬入	研究炉技術課
H19.05.16	使用済み燃料アダプタ	JRR-3	搬入	研究炉技術課
H19.05.23	使用済み燃料アダプタ	JRR-3	搬出	研究炉技術課
H20.03.31	未照射ウラン燃料	再処理試験室	搬入	湿式分離プロセス化学研究 Gr.

Table 1.2.6 放射性物質の搬出入 (プルトニウム研究1棟)

搬出入 年月日	試料名	搬出入		担当課室等
H19.05.15	Am 酸化物(XAFS 測定用試料)	WASTEF	搬入	超ウラン元素燃料高温化学研究 Gr
H19.05.31	Am 酸化物(XAFS 測定用試料)	KEK	搬出	超ウラン元素燃料高温化学研究 Gr
H19.06.04	Am 酸化物(XAFS 測定用試料)	KEK	搬入	超ウラン元素燃料高温化学研究 Gr
H19.11.07	天然ウラン Am 酸化物(XAFS 測定用試料)	WASTEF	搬入	超ウラン元素燃料高温化学研究 Gr
H19.12.10	天然ウラン Am 酸化物(XAFS 測定用試料)	KEK	搬出	超ウラン元素燃料高温化学研究 Gr
H19.12.12	天然ウラン Am 酸化物(XAFS 測定用試料)	KEK	搬入	超ウラン元素燃料高温化学研究 Gr
H20.02.04	天然ウラン Am 酸化物(XAFS 測定用試料)	KEK	搬出	超ウラン元素燃料高温化学研究 Gr
H20.02.07	天然ウラン Am 酸化物(XAFS 測定用試料)	KEK	搬入	超ウラン元素燃料高温化学研究 Gr
H20.02.13	Am 酸化物(NMR 測定用試料)	WASTEF	搬入	超ウラン元素燃料高温化学研究 Gr
H20.03.10	濃縮ウラン	NUCEF	搬出	環境・原子力微量分析研究 Gr

## 2. 燃料試験施設の運転管理

### 2.1 運転・利用状況

#### 2.1.1 本体施設の運転管理

19年度の燃料試験施設の運転・利用状況は、研究部門からの依頼として、安全研究センターの利用が32件(83.6%)を占め、軽水炉燃料の事故時挙動等に関する試験が中心であった。その内訳は、燃料安全評価研究 Gr が経済産業省原子力安全・保安院からの受託研究として実施した「燃料等安全高度化対策事業」に係る照射後試験が29件(約71.3%)、文部科学省からの受託研究「新クロスオーバー研究」の一環として実施した照射後試験が1件(約9.8%)、所内利用として高燃焼度燃料の反応度事故時の破損挙動に関する照射後試験が2件(約2.5%)である。その他の利用では、研究炉加速器管理部から依頼の「JRR-4 反射体要素の割れ事象の原因調査」のための所内利用が1件(約3%)、むつ燃料再組立関連作業が1件(約7.4%)であった。また、施設共用による外部利用として、原子燃料工業(株)から依頼の「55GWd/t 先行照射燃料を用いた中温引張試験 (PHASE1)」が1件(約4.8%)、「BWR 燃料のクラッド除去方法の確認」が1件(約0.4%)、大学から MEXT 公募研究として「水素化物中性子吸収材の評価試験」が1件(約0.8%)であった。

なお、19年度は安全確認点検調査のため、7月～8月にかけての約1ヶ月間施設の運転を全て停止して対応したが、当初計画されてなかった、原子燃料工業(株)から依頼の施設共用2件、JRR-4 反射体要素の割れ事象の原因調査等、全ての試験を終了することができた。

当該年度における燃料試験施設の利用状況を Fig. 2.1.1 に示す。

#### (1) 燃料等安全高度化対策事業に係る照射後試験

燃料試験施設では、安全研究センター燃料安全評価研究 Gr からの依頼により、16年度から高度化軽水炉燃料安全技術調査として欧州(スペイン、オランダ、スウェーデン、スイス)から搬入された照射済燃料について、反応度事故(RIA 試験)及び冷却材喪失事故(LOCA 試験)を模擬した軽水炉燃料の事故時燃料挙動に関する照射後試験を実施している。

19年度は、RIA 試験については、NSRR パルス照射用短尺燃料を1本加工し、外観観察、寸法測定、γスキャニング、X線透過試験、酸化膜厚さ測定等の非破壊検査を行った。パルス照射実験後の短尺燃料は、1本を受入れて外観観察、寸法測定、γスキャニング、X線透過試験、パンチャー/ガス分析、金相試験を実施した。さらに、前年度までに搬入された9本の燃料(非破損;4本、破損;5本)について照射後試験を行った。非破損の燃料については、ペレット及び被覆管の金相試験、SEM/EPMA 試験、ペレット密度測定、被覆管硬さ測定を、破損した燃料については、ペレットの篩い分け、金相試験、SEM 観察、被覆管の金相試験、SEM 観察等を実施した。

一方、LOCA 試験については、6本のクエンチ試験後試料について、金相試験、水素分析を実施した。また、2本のセグメント燃料について、酸化試験及び酸化試験後試料の金相試験、水素分析を実施した。

さらに、レファレンス試験として、前年度からの継続と合わせて7本のセグメント燃料について、ペレット及び被覆管の金相試験、SEM/EPMA試験、ペレット密度測定、オートラジオグラフィ、被覆管水素分析、被覆管硬さ測定等の破壊試験を実施した。

(2) 新クロスオーバー研究に係る照射後試験

新クロスオーバー研究「照射・高線量領域の材料挙動制御のための新しいエンジニアリング」の一環として、リム組織を有する高燃焼度燃料の基礎的な物性を明らかにすることを目的として、ハルデン炉で照射した高燃焼度燃料ペレットの金相試験、SEM/EPMA試験及びX線回折試験を実施した。

(3) 高燃焼度燃料に係る照射後試験

PWR55GWd/t 国内先行照射燃料について、RIA試験に係るレファレンス試験として、金相試験を実施した他、技術開発を進めてきた反射電子像 (BEI) による水素分析を初めて照射後試験に適用し、良好なデータを取得した。BEIによる水素分析については、原子力学会年会 (大阪大学: 3/28) において、口頭発表 (「反射電子像の画像解析による照射済被覆管の水素濃度測定」) を行った。

(4) JRR-4 反射体要素の割れ事象の原因調査

JRR-4において、1体の反射体要素の溶接部に割れが確認された事象に関する原因調査のため、割れが発生した反射体要素1体と浸水の影響について評価することを目的に健全な反射体要素1体を搬入し、割れが発生した反射体要素について、割れ部を中心とした詳細な外観検査と寸法測定を実施した。

本試験は、JRR-4の早期運転再開に向けて研究炉加速器管理部からの協力要請により、急遽実施したものである。

(5) むつ再組立燃料集合体の外観検査

むつ再組立燃料集合体の健全性を確認するため、前年度に完成した2体について外観検査を実施した。また、13年度から開始した再組立作業について、原子力学会年会 (大阪大学: 3/27) において、口頭発表 (「原子力船「むつ」使用済燃料の再組立」) を行った。

(6) 55GWd/t 先行照射燃料を用いた中温引張試験 (PHASE1)

55GWd/t まで燃焼した燃料集合体の輸送容器について、許認可を取得するため集合体部材の物性値を取得することを目的とする試験を開始した。19年度は、試験対象燃料棒 (2本) について、パンクチャー試験を行った後、引張試験に供する試料の切断、脱ミート、内面観察を行い、契約期間内に全ての試験を終了した。

本試験は、原子燃料工業 (株) からの依頼により年度計画を変更して対応した。

(7) BWR 燃料のクラッド除去方法の確認

渦電流法による被覆管酸化膜厚さ測定は、ハードクラッドの影響により金相試験データと比較して過大評価する傾向にあるが、ブラシによるクラッド除去ではハードクラッドを完全に除去できない。このため、ブラシによるクラッド除去方法を改良し、クラッド除去効果を確認する試験を原子燃料工業 (株) からの依頼により、BWR9×9B型燃料を使用して実施した。

(8) 水素化物中性子吸収材の評価試験

MEXT 公募研究 (東北大提案: 水素化物中性子吸収材を用いた革新的高速炉炉心に関する研

究開発)として、水素化物中性子吸収材の照射後試験が計画されている。19年度は、「常陽」で照射された試験試料を JAEA 大洗研究開発センターMMF-2 から搬入した。

#### (9) その他

- ・ 原子炉等規制法に基づく、文部科学省による保安規定遵守状況検査が四半期毎に、保安検査官の施設巡視が毎月実施されたが、特に問題となる指摘はなかった。
- ・ 文部科学省及び IAEA による核燃料物質の査察が四半期毎に行なわれ、問題なく終了した。
- ・ 文部科学省による核物質防護規定遵守状況検査が平成 20 年 2 月 27 日に実施された。
- ・ 核燃料物質使用施設等の品質保証活動に係る内部監査が平成 20 年 1 月 29 日に実施されたが、特に問題となる指摘はなかった。
- ・ 核燃料物質使用施設等品質保証基本計画が廃止され、原子力発電所における安全のための品質保証規程 (JEAC4111-2003) を参考に、原子力科学研究所品質保証計画及び所が定める二次文書が制定され、7 月 1 日付けで施行された。これに合わせて、燃料試験施設本体施設品質保証計画、部が定める三次文書を廃止し、原子力科学研究所品質保証計画に係る部が定める三次文書を制定し、7 月 1 日から新たな品質保証活動を開始した。
- ・ 工務技術部の組織改正に伴い、核燃料物質使用施設等保安規定等所内規定が一部改正され、燃料試験施設本体施設使用手引及び燃料試験施設防護活動手引の一部改正を平成 20 年 3 月 26 日付けで行った。これらの施行は、平成 20 年 4 月 1 日となる。
- ・ 放射性同位元素 (RI) の管理に関しては、利用拡張及び JRR-3 炉心構造材、SINQ 照射材の照射後試験に対応するため、しゃへい計算等安全評価の検討を進めた。また、安全確認点検調査で、平成 8 年 3 月に許可を得ていない RI を使用した事実が確認され、許認可手続きの不備として規制当局へ報告した。

#### 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、気体廃棄設備、液体廃棄設備、空気圧縮設備及び警報設備の運転管理は、工務技術部工務第 3 課によって滞りなく行われた。また、温水ボイラー性能検査、第一種圧力容器等の性能検査、冷凍高圧ガス製造施設の施設検査に合格した。

水平展開 (2006-06)「放射性廃棄物焼却・溶融設備における火災」に伴い、燃料試験施設特定施設運転手引の一部改正を平成 19 年 4 月 1 日付けで行った。

核燃料物質使用施設等品質保証基本計画が廃止され、原子力発電所における安全のための品質保証規程 (JEAC4111-2003) を参考に、原子力科学研究所品質保証計画及び所が定める二次文書が制定され、7 月 1 日付けで施行された。これに合わせて、燃料試験施設特定施設品質保証計画、部が定める三次文書を廃止し、原子力科学研究所品質保証計画に係る工務技術部が定める三次文書を制定し、7 月 1 日から新たな品質保証活動を開始した。

## 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 19 年度年間使用計画に従って、建家、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、臨界警報設備及び警報装置について作動試験及び校正検査等を実施し、その結果は全て「良」で特に問題はなかった。本体施設における施設定期自主検査の実施状況を Table 2.2.1 に示す。また、放射線障害予防規程に基づく定期自主点検も実施され、結果は全て「良」であった。

### 2.2.2 特定施設の保守・整備

特定施設の保守・整備は、工務技術部工務第 3 課によって、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検査、作動検査及び風量・風向検査等を実施し、その結果は全て「良」で特に問題はなかった。特定施設における施設定期自主検査の実施状況を Table 2.2.2 に示す。また、放射線障害予防規程に基づく定期自主点検も実施され、結果は全て「良」であった。

### 2.2.3 放射線管理施設の保守・整備

放射線測定機器の日常点検は、放射線管理部放射線管理第 2 課によって実施された。その結果、異常はなかった。また、保安規定に基づく放射線管理施設の施設定期自主検査は、放射線管理部線量管理課によって、ダストモニタ、ガスモニタ、ガンマ線エリアモニタについて指示精度検査、線源校正検査及び設定値確認検査が実施された。また、ハンドフットクロスモニタ及びサーベイメータについては、線源校正検査及び警報作動検査（サーベイメータを除く）が実施され、それらの結果は全て「良」であった。施設定期自主検査の実施状況を Table 2.2.3 に示す。また、放射線障害予防規程に基づく定期自主点検も実施され、結果は全て「良」であった。

### 2.2.4 補修・更新工事等

高燃焼度燃料の照射後試験による、廃液貯槽及びセル系ホット排水管の線量当量率の上昇に伴う対策として、前年度末に開始した高圧ジェット水等による除染作業を終了した。

その他、操作室の蛍光灯安定器交換、核物質防護強化対策等を実施した。

## 2.3 放射線管理状況

### 2.3.1 概況

19 年度に実施した主な放射線作業は、セル内の汚染除去作業、試験装置の解体、試験内装機器の保守点検修理、照射済燃料の搬出入作業、中低レベル廃液タンク（No.1、2）及びセル系配管の除染作業であった。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 被ばく線量

19年度における放射線業務従事者の実効線量を Table 2.3.1 に示す。年間の総線量と最大線量は、それぞれ 80.1 人・mSv、3.8mSv であった。また、等価線量に係る被ばく状況は、皮膚の最大及び平均線量が、それぞれ 29.5mSv、2.05mSv であり、眼の水晶体の最大及び平均線量が、それぞれ 8.6mSv、0.68mSv であった。これらの状況から、保安規定等に定める線量限度及び警戒線量を超える被ばくはなかった。

### 2.3.3 放射性気体廃棄物

19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。 $^{85}\text{Kr}$  は照射済燃料の FP ガス分析、切断作業等で放出されたものである。年間総放出量は、 $1.1 \times 10^{11} \text{Bq}$  であった。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。また、燃料要素の切断、研磨等で被覆管表面のクラッド中に含まれるコバルトが放出されたことによると思われる  $^{60}\text{Co}$  の総放出量は、 $4.7 \times 10^4 \text{Bq}$  であった。3ヶ月間の平均濃度は  $1.0 \times 10^{-9} \text{Bq/cm}^3$  未満で、放出管理基準値及び法令に定める排気中の濃度限度に対して十分小さい値であった。

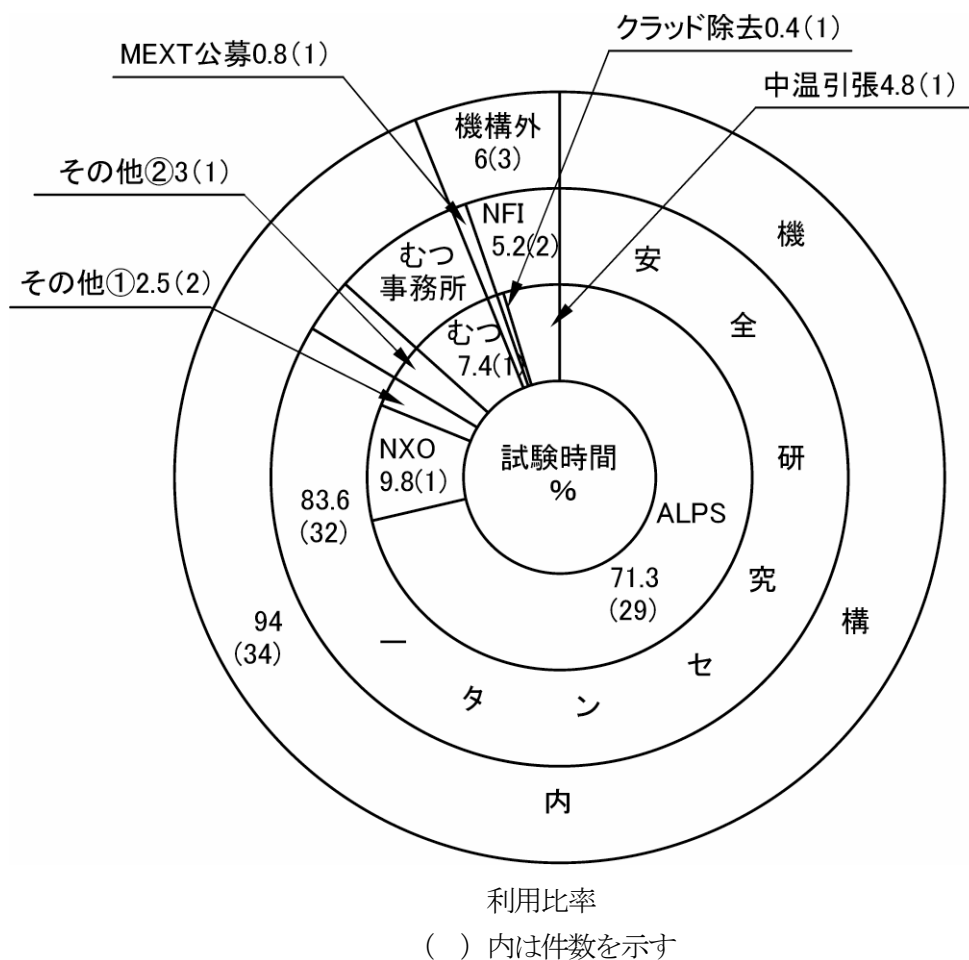
### 2.3.4 放射性液体廃棄物

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される。貯留された廃液は、放射性物質の濃度を測定した後、放射性液体廃棄物運搬車両にて放射性廃棄物処理場に搬出した。19年度の四半期別の放射性廃棄物処理場へ引き渡した放射性液体廃棄物の放射能 (Bq) 及び発生量 ( $\text{m}^3$ ) を Table 2.3.3 に示す。

### 2.3.5 放射性固体廃棄物

燃料試験施設から発生する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って発生したものである。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。19年度に放射性廃棄物処理場へ引き渡した放射性固体廃棄物の数量を Table 2.3.4 に示す。





機構内利用 (34 件)

- ALPS : 燃料等安全高度化対策事業 (29 件・燃料安全評価研究 Gr)
- NXO : 新クロスオーバー研究 (1 件・燃料安全評価研究 Gr)
- むつ : むつ再組立燃料集合体の外観検査 (1 件・むつ事業所)
- その他 : ①NSRR パルス照射燃料のレファレンス試験 (2 件・燃料安全評価研究 Gr)  
: ②反射体要素割れ事象の原因調査のための試験 (1 件・JRR-4 管理課)

機構外利用 (施設共用 3 件)

- 中温引張 : 55GWd/t 先行照射燃料を用いた中温引張試験 (1 件・原子燃料工業)
- MEXT 公募 : 水素化物中性子吸収材の評価試験 (1 件・東北大)
- クラッド除去 : BWR 燃料のクラッド除去方法の確認 (1 件・原子燃料工業)

Fig. 2.1.1 燃料試験施設の利用状況 (平成 19 年度)

Table 2.2.1 燃料試験施設本体施設の施設定期自主検査の実施状況

検査実施設備		検査項目	実施年月日	結果
建家	壁・扉	外観検査	H19.9.18～H19.9.21	良
プール	安全装置（水位計）	(1) 作動検査	H20.1.28～H20.1.31	良
		(2) 校正検査	H20.1.28～H20.1.31	良
	燃料貯蔵ラック	未臨界性確認検査	H19.8.23	良
βγコンクリートセル及びβγ鉛セル	安全装置	作動検査	H19.9～H20.3	良
	負圧計	(1) 作動検査	H19.12.3～H19.12.10	良
		(2) 校正検査	H19.12.3～H19.12.10	良
	インセルモニタ	(1) 作動検査	H19.12.10～H19.12.26	良
(2) 校正検査		H19.12.10～H19.12.26	良	
	しゃへい体	外観検査	H19.10.10～H19.10.11	良
αγコンクリートセル、αγ鉛セル及びボックス等	安全装置	作動検査	H19.9～H20.1	良
	負圧計	(1) 作動検査	H19.12.11～H19.12.14	良
		(2) 校正検査	H19.12.11～H19.12.14	良
	インセルモニタ	(1) 作動検査	H19.12.10～H19.12.26	良
		(2) 校正検査	H19.12.10～H19.12.26	良
	しゃへい体	外観検査	H19.10.10～H19.10.11	良
ボックス本体	外観検査	H19.11.20～H19.12.12	良	
	αγ液体廃棄設備	漏えい検査	H19.11.6	良
臨界警報装置		(1) 作動検査	H19.12.3～H19.12.6	良
		(2) 校正検査	H19.12.3～H19.12.6	良
警報設備		作動検査	H19.6～H20.3	良

Table 2.2.2 燃料試験施設特定施設の施設定期自主検査の実施状況

検査実施設備		検査項目	実施年月日	結果
非常用電源設備	非常用発電機	機能検査	H19.10.1	良
空気圧縮設備	空気圧縮機	作動検査	H20.2.21	良
気体廃棄設備	排風機	(1) 作動検査	H19.12.3～H19.12.11	良
		(2) 風量・風向検査	H19.12.20～H19.12.21	良
	フィルタ装置	捕集効率検査	H19.12.17	良
液体廃棄設備	貯槽・配管	漏えい検査	H19.10.10～H19.12.7	良
警報設備		作動検査	H19.11.20	良

Table 2.2.3 燃料試験施設放射線管理設備の施設定期自主検査の実施状況

設 備 名	検 査 項 目	実 施 年 月 日	結 果
ダストモニタ	指示精度検査	H19.6.11~H19.7.9	良
ガスモニタ	線源校正検査		
ガンマ線エリアモニタ	設定値確認検査		
ハンドフットクロスモニタ	線源校正検査 警報作動検査		
サーベイメータ	線源校正検査	H19.10.1~H20.2.22	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

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)		77	93	113	134	233
総線量(人・mSv)		27.4	11.1	19.2	22.4	80.1
平均線量(mSv)		0.36	0.12	0.17	0.17	0.34
最大線量(mSv)		3.5	0.8	1.8	2.8	3.8

※ 各四半期で計数された同一人は1人として算出した値である。

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	期間	第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期	年 間
		項目					
放射 性 ガ ス	<sup>85</sup> Kr	平均濃度	<8.8×10 <sup>-3</sup>	<8.8×10 <sup>-3</sup>	<8.8×10 <sup>-3</sup>	<8.8×10 <sup>-3</sup>	<8.8×10 <sup>-3</sup>
		放出量	3.5×10 <sup>10</sup>	0	2.7×10 <sup>10</sup>	4.4×10 <sup>10</sup>	1.1×10 <sup>11</sup>
放 射 性 塵 埃	<sup>131</sup> I	平均濃度	<1.8×10 <sup>-9</sup>	<1.6×10 <sup>-9</sup>	<1.7×10 <sup>-9</sup>	<1.7×10 <sup>-9</sup>	<1.7×10 <sup>-9</sup>
		放出量	0	0	0	0	0
	<sup>137</sup> Cs	平均濃度	<4.2×10 <sup>-11</sup>	<4.2×10 <sup>-11</sup>	<4.5×10 <sup>-11</sup>	<4.1×10 <sup>-11</sup>	<4.7×10 <sup>-11</sup>
		放出量	0	0	0	0	0
	<sup>239</sup> Pu	平均濃度	<2.7×10 <sup>-11</sup>	<2.8×10 <sup>-11</sup>	<2.7×10 <sup>-11</sup>	<2.4×10 <sup>-11</sup>	<3.1×10 <sup>-11</sup>
		放出量	0	0	0	0	0
	<sup>60</sup> Co	平均濃度	—	<1.0×10 <sup>-9</sup>	—	—	<1.0×10 <sup>-9</sup>
		放出量	—	4.7×10 <sup>4</sup>	—	—	4.7×10 <sup>4</sup>

平均濃度：Bq/cm<sup>3</sup>、放出量：Bq

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

区分		期間	第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期	年間総量
A	放射エネルギー (Bq)		$1.64 \times 10^7$	$8.52 \times 10^6$	$1.41 \times 10^7$	$3.31 \times 10^7$	$7.21 \times 10^7$
	廃液量 (m <sup>3</sup> )		11.9	6.1	17.3	11.4	46.7
B-1	放射エネルギー (Bq)		$3.46 \times 10^9$	$9.68 \times 10^8$	$4.19 \times 10^9$	$7.53 \times 10^8$	$9.37 \times 10^9$
	廃液量 (m <sup>3</sup> )		5.1	6.2	18.3	6.0	35.6

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

区分		期間	第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期	年間総量
A-1	(m <sup>3</sup> )		19.72	14.86	13.66	13.88	62.12
A-2	(m <sup>3</sup> )		0	1.20	0.24	1.20	2.64
B-1	(m <sup>3</sup> )		0.90	0.48	0.96	0.72	3.06

### 3. WASTEF の運転管理

#### 3.1 運転・利用状況

##### 3.1.1 本体施設の運転管理

19年度のWASTEFの研究支援活動は、利用申込件数27件についての試験及び試験のための機器整備等の全てを終了させるとともに、新規試験に対応するための核燃料物質及び放射性同位元素の変更申請に向けた業務を計画通り実施した。

WASTEF施設の利用状況は、Fig. 3.1.1に示すように、全試験時間のうち材料研究関連70% (IASCC研究24%、耐食材料研究21%、その他25%)、燃料研究関連3%、MA (マイナーアクチノイド) 含有燃料の物性研究関連14%、放射性廃棄物処分研究関連13%の分野割合で、その利用申込状況は、全て所内利用であり、材料研究関連19件、燃料研究関連3件、MA含有燃料の物性研究関連4件、放射性廃棄物処分関連1件の都合27件であった。

19年度の業務内容を以下に示す。なお、これらの照射後試験等は、機構の中期計画 (平成19年度実施計画) に沿って計画的に進め、いずれも滞りなく終了させ所期の目的を達成した。

##### (1) IASCC 研究に係る照射後試験

原子力基礎工学研究部門腐食損傷機構研究グループが進める原子力プラント用材料の信頼性・安全性研究のための照射誘起応力腐食割れ (Irradiation Assisted Stress Corrosion Cracking : 以下、IASCC) 研究に係る照射後試験として、SUS304 鋼について、その場観察が可能な高温高圧水中複合環境下での低歪速度引張試験 (Slow Strain Rate Test: SSRT) を実施するための試験装置の保守点検及びSSRT試験時における水質制御条件等を策定するため、水素及び過酸化水素添加時の水質制御性等の性能確認試験及び従来よりも極低歪速度のSSRT試験を実施した。

また、同研究グループが、17年度に終了した日本原子力発電(株)との共同研究「ステンレス鋼の多様な条件でのIASCCに関する研究」データを補完する目的で、00M-5A、6A及び7Aキャプセルを用いて高温高圧水中で照射した試料の高温水中マルチ型単軸引張SCC試験装置を用いてのSSRT試験、単軸定荷重試験 (UCL試験) 及びTEM観察、組成分析等の照射後試験を計画通り実施し、基本データを取得した。SSRT試験後の試料破断面観察のため及び00M-6A、7A、01M-81A照射材の試験のためにJMTRホットラボ-WASTEF間で輸送を実施した。

##### (2) 耐食材料に係る照射後試験及びホット環境試験

原子力基礎工学研究部門防食材料技術開発グループが日本原子力発電(株)との共同研究「高性能燃料被覆管材質の研究」として17年度まで実施した水冷却炉心用新材料の開発 (超高純度ステンレス鋼 (25Cr-35Ni-0.2Ti 鋼)) の照射特性データベースの充実のために、JRR-3照射ステンレス鋼を用いた大気中高温引張試験 (1/4 管材試験片使用) 及びSSRT試験後試料の破面観察 (JMTRホットラボ) を実施し、耐応力腐食割れ性評価のためのデータを取得した。また、超臨界圧水条件下での超高純度ステンレス鋼 (25Cr-35Ni-0.2Ti 鋼)、ニッケル基新合金等のイオン照

射材試料について耐照射性を評価するため FIB 加工により試料を製作し、透過型電子顕微鏡観察 (FE-TEM による観察；以後 TEM 観察という) を実施した。

経済産業省原子力安全・保安院からの受託事業「平成 19 年度高経年化対策強化基盤整備事業 (健全性に関する評価手法等)」の一部として、高温水中のバルク及び隙間部での腐食環境がガンマ線照射によりどの様に変化するかの検討するため、炉内構造材 (シユラウド等) に使用されている材料と同等のステンレス鋼 (SUS304L 及び SUS316L) 試料について、ガンマ線照射下高温水中隙間部模擬腐食試験を実施した。

また、同グループが電力共通研究「常圧運転再処理機器用材料の耐食性評価研究 (ウラン濃縮缶)」として、中間ウラン濃縮缶条件の腐食環境下における超高純度の 310 系改良ステンレス鋼の耐食性、溶接継手の耐食性、機械的特性等を調査し、現用の 304 系ステンレス鋼の代替材としての適用性を評価するため、ウラン及び Np を含むホット模擬液を用いて候補材母材、溶接部の浸漬・伝熱面腐食試験を実施した。これとは別に、ステンレス鋼に対する Np の腐食影響の調査として、溶液の Np 濃度、酸濃度及び Np に代えて V を添加した溶液を用いて、等温浸漬腐食試験を実施した。

### (3) その他の材料関連研究に係る照射後試験

- ・ J-PARC センター核変換セクションが進める核変換実験施設に係る核破碎ターゲット容器材料開発のための照射後試験として、スイスポールシェラー研究所の陽子加速器 SINQ で照射された微小試験片の一部について、引張試験を実施するとともに、微小曲げ疲労試験機をセル内に設置して、微小試験片の一部について、曲げ疲労試験を実施した。また、機械強度試験済微小試験片からの TEM 観察用試料の調製、TEM 観察を実施し、高エネルギー陽子照射を受けた鉄鋼材料の損傷形態を評価するためのデータを取得した。
- ・ 安全研究センター機器・構造信頼性評価研究グループが原子力安全基盤機構 (JNES) からの受託事業として進める「高経年化対応技術高度化調査研究」の一環として、昨年引き続き高照射量を受ける原子炉圧力容器鋼に対して鋼材中のリン等による粒界脆化への影響を調べるため、粒界破面分析 (オージェ電子分析) 試験を照射及び非照射の試料について実施した。試験に用いた試料は海外で作製された照射済試料をニュークリア・デベロップメント社に一旦輸送し、その後、各試験の担当機関に再輸送したもので試験片 15 本を新たに受け入れた。この試験では、前年と同様の表面研磨処理及び粒界破面が容易に得られよう水素チャージ処理 (陰極電解法：電解液中で試料を陰極側につなぎ電流を流す方法、電解研磨の逆) を実施することで精緻なデータ取得を可能にした。
- ・ 文部科学省の公募研究「長寿命プラント照射損傷管理技術に関する研究開発」の一環として、JRR-3、常陽の組合せ照射のため、常陽で照射したインナーキャプセルの受け入れ、JRR-3 照射キャプセルの組立・検査・輸送、同 JRR-3 照射済キャプセルの解体、インナーキャプセルの取り出し、照射後試験のための輸送を実施した。常陽照射済インナーキャプセルは RIC-150 キャスク (A 型輸送物) を用いて 2 回に分けて大洗研究開発センター JMTR ホットラボより輸送した。JRR-3 照射キャプセルの組立・検査については、昨年度に製作した治具を用いて、セル内で組立・検査を行い各項目において JRR-3 の基準を満足することを確認した。JRR-3 照射済キャプセル (組合せ照射 1 体、JRR-3 単独照射 1 体) の事業所内輸送及び解体を実施し、TN6-5

型キャスク（BU型輸送物）を用いて平成20年2月22日に大洗研究開発センターMMF-2への事業所外輸送を実施した。

- 核融合研究開発部門核融合炉材料開発グループが進める核融合炉実証炉用構造材の研究開発のため、JMTR及びHFIR（ORNL）で照射された核融合炉用材料についてFIB加工とTEM観察を実施した。照射試料に適用できるWASTEFのFIB加工技術は世界的にも貴重な技術であり、ORNLからHFIR照射試料を受け入れ、所定の加工を施して米国に向けて返送する業務を関連研究グループに協力して実施した。

#### (4) 燃料研究関連照射後試験

- 安全研究センター燃料安全評価研究グループが進める経済産業省原子力安全・保安院からの受託「燃料等安全高度化対策事業」における反応度事故時燃料挙動模擬実験の一環として、軽水炉燃料事故挙動調査に係るNSRRパルス照射済燃料のリファレンス試験としてNSRRパルス照射前の燃料についての発熱量及び燃料質量分析用試料作製のため、燃料試験施設で採取されたペレット片を受け入れ、溶解、分取を行い、他施設（第4研究棟）へ搬出する作業を2実験分について実施した。
- 原子力基礎工学研究部門超ウラン元素燃料高温化学研究グループが進めるヘリウムガスの蓄積及び放出試験に使用するためWASTEFより大洗研究開発センター燃料研究棟へTOSS型キャスク（BU型輸送物）を用いて二酸化プルトニウム（粉末）の輸送を実施した。

#### (5) MA含有燃料の物性研究関連ホット試験

原子力基礎工学研究部門超ウラン元素燃料高温化学研究グループが文部科学省の公募研究で進める「窒化物燃料と乾式再処理に基づく核燃料サイクルに関する技術開発」においては、TRU窒化物の熱物性測定及びTRU窒化物の調製技術開発に係る試験として、高密度多元系窒化物の調製試験、熱拡散率測定及び比熱容量測定を実施し、「窒化チタンを不活性母材としたMA含有窒化物燃料製造技術に関する研究開発」においては、TiN及びMAの模擬物質であるDyNの高密度試料の調製技術開発（一部NUCEFで実施）、熱拡散率測定を実施した。核燃料・核化学工学研究において、TRU酸化物の基礎物性及び高温化学に係る試験を行い、高密度Np酸化物焼結体を調製し、熱拡散率を測定した。熱拡散率測定後試料について酸素・窒素分析、X線回折を行い、組成を同定した。また、TRU酸化物の原子構造解明を目的にしたEXAFS測定（KEK放射光研究施設）に供する $^{243}\text{AmO}_2$ を調製・搬出した。

#### (6) 放射性廃棄物処分研究関連ホット試験

安全研究センター廃棄物・廃止措置安全評価研究グループが進める高レベル放射性廃棄物の地層処分に係る放射性核種の挙動に関する研究の一環として、深地層を模擬した還元環境（低酸素濃度環境）におけるPuの溶解度試験を実施した。試験では、多様な地質化学条件を模擬した環境条件下で地下水に対するPuの溶解反応の平衡定数を取得するため、Ar雰囲気グローブボックス内でのPu(IV)の $\text{Na-HCO}_3\text{-CO}_3$ 溶液を用いた3ヶ月に亘るPuの溶解度試験及び所定期間ごとに採取したサンプリング液のpH/Eh測定、TTA抽出分離、 $\alpha$ 放射能測定等を実施した。

#### (7) 許認可関連業務

核燃料物質の許可使用に係る業務では、再処理施設で使用されるウラン濃縮缶材料の腐食挙動調査の試験計画に対応するため、核燃料物質の年間使用予定量の増量及び許可書の見直し等を実

施し、規制省庁への事前説明及び申請を行い平成 19 年 11 月 13 日付けで変更申請の許可を取得した。これに伴う核燃料物質使用施設等保安規定施設編の一部変更の認可申請をした。

各種規定類の制定、改正等では、上記許可取得の変更に伴う核燃料物質使用施設等保安規定の一部改正（平成 20 年 3 月 25 日付け）を行った。平成 20 年 4 月 1 日の施行に向けて、水平展開（2007-07）「原子力科学研究所の非管理区域における核燃料物質による汚染等」に伴う部の品質管理 3 次文書の一部改正（平成 20 年 3 月 26 日）、工務技術部の組織変更に伴う廃棄物安全試験施設（WASTEF）本体施設使用手引の一部改正及び廃棄物安全試験施設（WASTEF）防護活動手引の一部改正を（平成 20 年 3 月 26 日付け）行った。

核燃料物質等の使用に係る検査等では、保安規定関連として文部科学省によって四半期ごとに実施される保安規定遵守状況検査及び毎月実施される同省保安検査官による巡視において、いずれも問題なしとの評価を得た。また、品質保証計画に基づき原子力科学研究所が第 4 四半期に実施した核燃料物質使用施設等に係る内部監査（平成 20 年 1 月 29 日）においても問題となることはなかった。

この他、IAEA 及び文部科学省による保障措置協定に基づく原子力科学研究所の補完立入（平成 20 年 3 月 19 日）が実施され、問題はなかった。

### 3.1.2 特定施設の運転管理

本体施設の運転のための受変電設備、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、警報設備等の運転管理は工務技術部工務第 3 課が滞りなく実施した。

また、水平展開（2006-06）「放射性廃棄物焼却・溶融設備における火災」に伴い、廃棄物安全試験施設（WASTEF）特定施設運転手引きを（平成 19 年 4 月 1 日付け）で一部改正した。

## 3.2 保守・整備状況

### 3.2.1 本体施設の保守・整備

#### (1) 施設定期自主検査等

平成 19 年度年間使用計画に基づく本体施設の施設定期自主検査は、建家、 $\beta\gamma$ セル、 $\alpha\gamma$ セル（鉛セル含む）、グローブボックス、フード、液体廃棄設備及び警報装置について、負圧計及びインセルモニタの校正検査並びに各設備の作動検査、外観検査を実施し、全て「良」であることを確認した。施設定期自主検査の実施項目及び実施状況を Table 3.2.1 に示す。

その他、自主検査として、自動扉、一斉指令装置（ページング）、インセルモニタ、エアラインスーツ設備、グローブボックス本体、フード及び液体廃棄設備等に係る作動検査及び外観検査等を実施し、異常の無いことを確認した。なお、放射線障害予防規程に基づく定期自主点検も実施され、結果は全て「良」であった。

#### (2) セル内機器に関する保守・整備

試験機器に係る保守・整備については、No.2～3 セル設置の高温水中マルチ型単軸引張 SCC 試験装置、軽水炉環境助長割れ現象解析試験装置及び高温水中応力腐食割れ試験装置、鉛セル設置の X 線回折装置、マニプレータメンテナンス室設置の TEM・FIB の点検保守を行った。微小



曲げ疲労試験機を No.3 セル内に設置し、遠隔操作によるモックアップ試験を経て運用を開始した。

### (3) 補修・更新工事等

19 年度に実施した施設・機器等の補修・更新工事は以下のとおりである。

- ・ 非気密型マスタースレーブマニプレータの修理 (8 月)
- ・ マニプレータメンテナンス室扉改修 (3 月)
- ・ 建家外壁雨どい改修 (3 月)
- ・ 建屋合併浄化槽の更新 (1 月～3 月)
- ・ No.2、3 セルパワーマニプレータ、クレーン点検 (2 月)
- ・ No.1 セルパワーマニプレータ、クレーン点検 (2 月)

## 3.2.2 特定施設の保守・整備

### (1) 施設定期自主検査等

特定施設の施設定期自主検査は、平成 19 年度廃棄物安全試験施設年間使用計画に基づき、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、機能検査、作動検査、機能検査、機能確認検査を実施し、全て「良」であることを確認した。施設定期自主検査の実施状況を Table 3.2.2 に示す。

その他、廃棄物安全試験施設 (WASTEF) 特定施設運転手引に基づき、受変電設備、非常用電源設備、気体廃棄設備、液体廃棄設備及び空気圧縮設備について外観検査、絶縁抵抗検査、作動検査等の自主検査を行い、それぞれが正常であることを確認した。また、放射線障害予防規程に基づく定期自主点検も実施され、結果は全て「良」であった。

### (2) 保守・整備

日常点検、月例点検等の定常の保守点検作業では、各設備の維持管理を十分に行い、本体施設の安全・安定運転の継続維持を支えた。点検整備としては、空気圧縮機と負圧制御機器等についての年一度の点検整備作業を行った。

## 3.2.3 放射線管理施設の保守・整備

放射線測定機器の日常点検は、放射線管理部放射線管理第 2 課によって実施された。その結果、異常はなかった。また、保安規定に基づく放射線管理施設の施設定期自主検査は、放射線管理部線量管理課によって、ダストモニタ、ガンマ線エリアモニタについて指示精度検査、線源校正検査及び設定値確認検査が実施された。また、ハンドフットクロスモニタ及びサーベイメータについては、線源校正検査及び警報作動検査 (サーベイメータを除く) が実施され、それらの結果は全て「良」であった。施設定期自主検査の実施状況を Table 3.2.3 に示す。なお、放射線障害予防規程に基づく定期自主点検も実施され、結果は全て「良」であった。

### 3.3 放射線管理状況

#### 3.3.1 概況

19年度に実施した主な放射線作業は、No.1セル内の立入除染作業、No.1～5セル内への機器調整・点検、試験準備等の立入作業及びグローブボックス・フード作業並びにセル外のオージェ電子分析試料等の取扱作業等であり、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 被ばく線量

19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。年間の総線量と最大線量は、それぞれ 24.3 人・mSv、1.9mSv であった。また、等価線量に係る被ばく状況は、皮膚の最大及び平均線量が、それぞれ 16.4mSv、0.58mSv であり、眼の水晶体の最大及び平均線量が、それぞれ 5.2mSv、0.32mSv であった。なお、実効線量及び等価線量は、ともに保安規定等に定める線量限度及び警戒線量を超える被ばくはなかった。

#### 3.3.3 放射性気体廃棄物

19年度に放出された放射性気体・液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

19年度に廃棄物処理場へ引き渡した放射性液体廃棄物の放射能及び搬出量を Table 3.3.3 に示す。

#### 3.3.5 放射性固体廃棄物

19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 高度環境分析研究棟及び環境シミュレーション試験棟の施設管理

#### 3.4.1 高度環境分析研究棟 (CLEAR) の施設管理

平成 13 年から運転を開始した CLEAR は、環境中の核物質などの極微量分析に係る研究開発を行うための大型クリーンルーム施設 (IAEA ネットワーク分析所認定) である。施設内にあるホット実験室内は清浄度管理のため正圧保持とし、その外郭を負圧管理する独特な管理区域設計の施設である。

##### (1) 本体施設管理状況

本体施設の管理として、少量核燃料物質使用施設等保安規則に基づき巡視及び点検等を実施するとともに、自主検査としてフード表面の風速測定を実施し、設備の安全を確保した。

##### (2) 特定施設管理状況

特定施設の保守・整備は、工務技術部工務第 1 課により実施された。この内、保安規則に基づく気体廃棄設備、液体廃棄設備、電源設備及び警報設備に係る自主検査を実施し、各設備に異常がないことを確認した。

### (3) 放射線管理状況

放射線測定機器の日常点検は、放射線管理部放射線管理第1課によって実施された。その結果、異常はなかった。また、放射線管理施設の自主検査は、放射線管理部線量管理課によって、ダストモニタについて校正検査（指示精度検査、線源校正検査）及び警報作動検査が実施された。また、ハンドフットクロスモニタ及びサーベイメータについては、校正検査（線源校正検査）及び警報作動検査（サーベイメータを除く）が実施された。それらの結果は全て「良」であった。自主検査の実施状況を Table 3.4.1 に示す。

19年度における放射線業務従事者の実効線量を Table 3.4.2 に示す。年間の総線量と最大線量は、それぞれ 0.0 人・mSv、0.0mSv であった。また、等価線量に係る被ばく状況は、皮膚の最大及び平均線量が、それぞれ 0.0mSv、0.0mSv であり、眼の水晶体の最大及び平均線量が、それぞれ 0.0mSv、0.0mSv であった。なお、実効線量及び等価線量は、ともに保安規則等に定める線量限度及び警戒線量を超える被ばくはなかった。

19年度に放出された放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の平均濃度及び放出量を Table 3.4.3 に示す。保安規則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。

### 3.4.2 環境シミュレーション試験棟の施設管理

昭和58年（1983年）より運転を開始した当施設は、 $\beta$   $\gamma$ 核種取扱用フード4基、 $\alpha$ 核種取扱用グローブボックス5基、地下の地層中の環境を模擬するためのアルゴンガス雰囲気グローブボックス1基及び温度・湿度を調整可能なウェザールーム空調設備等を有する RI 使用施設で、放射性廃棄物の埋設処分に係る安全評価上の重要放射性核種について、人工バリア材及び天然バリア材を対象とした吸着・移行データ等を取付してきた。なお、当初目的の研究は、既に終了し、現在、廃止措置検認に関する放射能測定が行われているが管理区域での実験は殆ど行われていない状況である。

#### (1) 本体施設管理状況

本体施設の管理として、管理区域等の日常点検を実施し異常がないことを確認した。また、放射線障害予防規程（以下「予防規程」という）に基づく巡視及び点検を月1回実施するとともに、使用施設及び貯蔵施設に係る定期自主点検を実施し、各設備に異常がないことを確認した。

規定類の改正等では、工務技術部の組織変更に伴う環境シミュレーション試験棟防護活動手引の一部改正を（平成20年3月26付け）で行った。

#### (2) 特定施設管理状況

特定施設の保守・整備は、工務技術部工務第3課により実施された。予防規程に基づく排気設備、排水設備、電源設備及び警報設備に係る定期自主点検を実施し、各設備に異常がないことを確認した。

#### (3) 放射線管理状況

放射線測定機器の日常点検は、放射線管理部放射線管理第2課によって実施された。その結果、異常はなかった。また、放射線障害予防規程に基づく放射線管理施設の定期自主点検は、放射線管理部線量管理課によって、ダストモニタ、ガンマ線エリアモニタについて指示精度検査、線源校正検査及び警報作動検査が実施された。また、ハンドフットクロスモニタ及びサーベイメータについては、線源校正検査及び警報作動検査（サーベイメータを除く）が実施され、それらの結

果は全て「良」であった。定期自主点検の実施状況を Table 3.4.4 に示す。

19年度における放射線業務従事者の実効線量を Table 3.4.5 に示す。年間の総線量と最大線量は、それぞれ 0.0 人・mSv、0.0mSv であった。また、等価線量に係る被ばく状況は、皮膚の最大及び平均線量が、それぞれ 0.0mSv、0.0mSv であり、眼の水晶体の最大及び平均線量が、それぞれ 0.0mSv、0.0mSv であった。なお、実効線量及び等価線量は、ともに放射線障害予防規程等に定める線量限度及び警戒線量を超える被ばくはなかった。

19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 3.4.6 に示す。放射線障害予防規程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。

19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 3.4.6 に示す。

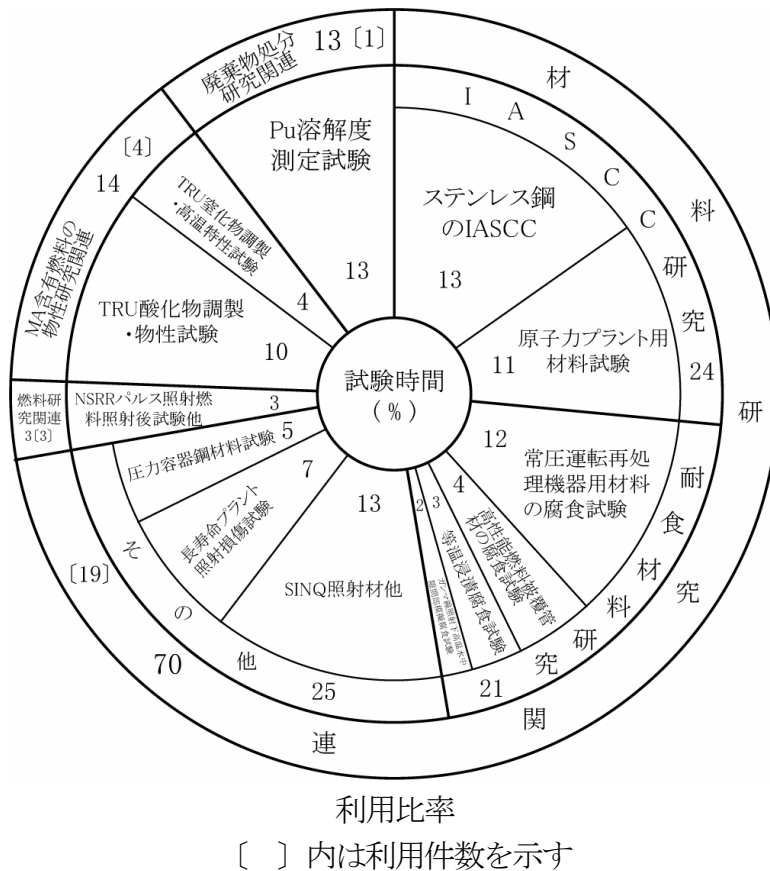


Fig. 3.1.1 WASTE-F の利用状況 (平成 19 年度)

Table 3.2.1 本体施設の施設定期自主検査実施状況

設備等		検査項目	実施年月日	結果
建 家	壁・扉	外観検査	H20.3.11	良
β γセル (No.1~No.3) 固化体貯蔵ピット	安全装置	作動検査	H20.1.11 ~ H20.2.26	良
	負圧計	(1)作動検査 (2)校正検査	H20.1.7 ~ H20.1.16 H20.1.7 ~ H20.1.16	良
	インセルモニタ	(1)作動検査 (2)校正検査	H20.1.11 ~ H20.1.24 H20.1.11 ~ H20.1.24	良
	しゃへい体	外観検査	H20.2.19 ~ H20.3.25	良
α γセル (No.4、No.5、鉛セル)	安全装置	作動検査	H20.1.11 ~ H20.1.31	良
	負圧計	(1)作動検査 (2)校正検査	H20.1.7 ~ H20.1.16 H20.1.7 ~ H20.1.16	良
	インセルモニタ	(1)作動検査 (2)校正検査	H20.1.11 ~ H20.1.24 H20.1.11 ~ H20.1.24	良
	しゃへい体	外観検査	H20.1.31 ~ H20.3.19	良
グローブボックス (1-I,1-II, 2,3,4,5) メンテナンスボックス、 α γアイレーションルーム サブリングボックス	エアインスト設備	作動検査	H20.1.28 ~ H20.1.30	良
	負圧計	(1)作動検査 (2)校正検査	H20.1.7 ~ H20.1.16 H20.1.7 ~ H20.1.16	良
	ボックス本体	(1)外観検査 (2)作動検査	H20.3.4 ~ H20.3.25 H20.3.4 ~ H20.3.25	良
フ ー ド			H20.3.25	良
液体廃棄設備 廃液制御系 高レベル廃液系 α・γ廃液系	貯槽 配管	漏えい検査	H20.2.20 ~ H20.3.28	良
警 報 設 備		作動検査	H20.1.7 ~ H20.3.28	良

Table 3.2.2 特定施設の施設定期自主検査実施状況

設備等		検査項目	実施年月日	結果
非常用電源設備	非常用発電機	機能検査	H19.11.30	良
空気圧縮設備	空気圧縮機	作動検査	H19.6.28~H19.6.29	良
気体廃棄設備	排風機	(1)作動検査 (2)風量・風向検査	H20.1.17~H20.1.21 H20.1.4~H20.1.21	良
	フィルタ装置	捕集効率検査	H19.7.3	良
液体廃棄設備 中・低・極低レベル廃液系	貯槽・配管	漏えい検査	H19.9.6~H19.9.26	良
警報設備		作動検査	H20.1.15	良

Table 3.2.3 放射線管理施設の施設定期自主検査実施状況

設備名	検査項目	実施年月日	結果
ダストモニタ	指示精度検査 線源校正検査 設定値確認検査	H19.4.10~H19.5.11	良
ガンマ線エリアモニタ			
ハンドフットクロスモニタ			
サーバイメータ	線源校正検査	H19.10.1~H20.2.22	良

Table 3.3.1 WASTEF における放射線業務従事者の実効線量

項目	期間	第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期	年間
放射線業務従事者数 <sup>※</sup> (人)		53	65	88	103	133
集団実効線量 (人・mSv)		5.7	0.5	9.5	8.6	24.3
平均実効線量 (mSv)		0.11	0.01	0.11	0.08	0.18
最大実効線量 (mSv)		0.8	0.1	1.3	1.9	1.9

※ 各四半期で計数された同一人は1人として算出した値である。

Table 3.3.2 WASTEF から放出された放射性気体・液体廃棄物

種別	核種	期間	第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期	年間
		項目					
放射性塵埃	<sup>241</sup> Am	平均濃度	<3.1×10 <sup>-11</sup>	<3.1×10 <sup>-11</sup>	<3.3×10 <sup>-11</sup>	<3.3×10 <sup>-11</sup>	<3.3×10 <sup>-11</sup>
		放出量	0	0	0	0	0
	<sup>137</sup> Cs	平均濃度	<4.7×10 <sup>-11</sup>	<4.6×10 <sup>-11</sup>	<4.6×10 <sup>-11</sup>	<4.6×10 <sup>-11</sup>	<4.7×10 <sup>-11</sup>
		放出量	0	0	0	0	0
放射性廃液	<sup>241</sup> Am	平均濃度	—	<9.2×10 <sup>-4</sup>	<9.2×10 <sup>-4</sup>	<9.2×10 <sup>-4</sup>	<9.2×10 <sup>-4</sup>
		放出量	—	0	0	0	0
	<sup>137</sup> Cs	平均濃度	—	<1.6×10 <sup>-3</sup>	<2.2×10 <sup>-3</sup>	<1.9×10 <sup>-3</sup>	<1.9×10 <sup>-3</sup>
		放出量	—	0	0	0	0

平均濃度 : Bq/cm<sup>3</sup>、放出量 : Bq

Table 3.3.3 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未満	廃液量 (m <sup>3</sup> )		0	0	3.9	0	3.9
	放射エネルギー(Bq)		0	0	1.16×10 <sup>6</sup>	0	1.16×10 <sup>6</sup>
A	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
B-1	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
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

※ 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

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
β・γ廃棄量 (m <sup>3</sup> )	A-1		3.00	0	6.60	3.90	13.50
	A-2		0	0	0	0.21	0.21
	B-1		0.09	0	0	0.03	0.12
	B-2		0	0	0	0	0
α廃棄量 (m <sup>3</sup> )	A-1		0	0	0	0	0
	B-2		2.00	0	0.60	0	2.60



Table 3.4.1 高度環境分析研究棟放射線管理施設の自主検査実施状況

設 備 名	検 査 項 目	実 施 年 月 日	結 果
ダストモニタ	指示精度検査 線源校正検査 警報作動検査	H20.2.11~H20.2.20	良
ハンドフットクロスモニタ	線源校正検査 警報作動検査		
サーバイメータ	線源校正検査	H19.12.19~H20.1.18	良

Table 3.4.2 高度環境分析研究棟における放射線業務従事者の実効線量

項目	期間	第1 四半期	第2 四半期	第3 四半期	第4 四半期	年 間
放射線業務従事者数 <sup>※</sup> (人)		18 (2)	18 (2)	19 (2)	29 (2)	30(2)
集団実効線量 (人・mSv)		0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
平均実効線量 (mSv)		0.00	0.00	0.00	0.00	0.0
最大実効線量 (mSv)		0.0	0.0	0.0	0.0	0.0

※ 各四半期で計上された同一人は1人として算出した値である。

※ ( ) 内は女子の値である。

Table 3.4.3 高度環境分析研究棟から放出された放射性気体・液体廃棄物の平均濃度及び放出量

種 別	核種	期間	第1 四半期	第2 四半期	第3 四半期	第4 四半期	年 間
		項目					
放射性塵埃	<sup>239</sup> Pu	平均濃度	<8.3×10 <sup>-11</sup>	<5.6×10 <sup>-11</sup>	<5.7×10 <sup>-11</sup>	<5.0×10 <sup>-11</sup>	<8.3×10 <sup>-11</sup>
		放出量	0	0	0	0	0
放射性廃液	<sup>239</sup> Pu	平均濃度	<2.6×10 <sup>-4</sup>	<2.6×10 <sup>-4</sup>	<3.0×10 <sup>-4</sup>	<3.0×10 <sup>-4</sup>	<3.0×10 <sup>-4</sup>
		放出量	0	0	0	0	0

平均濃度：Bq/cm<sup>3</sup>、放出量：Bq

Table 3.4.4 環境シミュレーション試験棟放射線管理施設の定期自主点検実施状況

設 備 名	検 査 項 目	実 施 年 月 日	結 果
ダストモニタ	指示精度検査	H19.4.10～H19.5.11	良
ガンマ線エリアモニタ	線源校正検査 設定値確認検査		
ハンドフットクロスモニタ	線源校正検査 警報作動検査		
サーバイメータ	線源校正検査	H19.12.3～H20.2.22	良

Table 3.4.5 環境シミュレーション試験棟における放射線業務従事者の実効線量

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)		7	7	16	13	21
総線量 (人・mSv)		0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
平均線量 (mSv)		0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
最大線量 (mSv)		0.0	0.0	0.0	0.0	0.0

※ 各四半期で計数された同一人は1人として算出した値である。

Table 3.4.6 環境シミュレーション試験棟から放出された放射性気体・液体廃棄物

種 別	核種	期間	第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期	年 間
		項目					
放射 性 塵 埃	<sup>237</sup> Np	平均濃度	<3.3×10 <sup>-11</sup>	<3.3×10 <sup>-11</sup>	<3.3×10 <sup>-11</sup>	<3.3×10 <sup>-11</sup>	<3.3×10 <sup>-11</sup>
		放出量	0	0	0	0	0
	<sup>137</sup> Cs	平均濃度	<4.7×10 <sup>-11</sup>	<4.6×10 <sup>-11</sup>	<4.6×10 <sup>-11</sup>	<4.6×10 <sup>-11</sup>	<4.7×10 <sup>-11</sup>
		放出量	0	0	0	0	0
放射 性 廃 液	<sup>60</sup> Co	平均濃度	-	<4.0×10 <sup>-3</sup>	-	<3.2×10 <sup>-3</sup>	<9.2×10 <sup>-4</sup>
		放出量	-	0	-	0	0
	<sup>137</sup> Cs	平均濃度	-	<2.2×10 <sup>-2</sup>	-	1.7×10 <sup>-2</sup>	8.0×10 <sup>-3</sup>
		放出量	-	0	-	8.5×10 <sup>4</sup>	8.5×10 <sup>4</sup>

平均濃度：Bq/cm<sup>3</sup>、放出量：Bq

## 4. ホットラボ等の運転管理

### 4.1 運転状況

#### 4.1.1 本体施設の運転管理

##### (1) 運転管理と実績

19年度におけるホットラボの運転管理は、施設の安全維持のため、法に定められた設備機器類の点検整備を実施した。さらに、日本原子力研究開発機構の中期目標を達成するための計画（中期計画）に基づく「原子力科学研究所の廃止措置計画（中長期計画）」に沿って、バックエンド技術部の予算により進めているホットラボ施設の廃止措置として鉛セルの不要機器を解体撤去するとともに管理区域内の不用物品を整理した。

さらに、19年度第1四半期から開始された未照射核燃料物質一括管理関連工事では、貯蔵室A、貯蔵室B内への保管庫及びフードの設置を平成19年10月31日に完了し、同年12月18日文科科学省による施設検査に合格した。その後、平成20年3月31日に運用を開始し、再処理試験室から未照射ウランの搬入を実施した。その他、モックアップ建家及び開発試験室汚染事象に端を発した安全確認点検調査として、廃液輸送管に関する調査を実施した。また、昨年度に引き続き研究炉使用済燃料アダプタの保管廃棄作業（詰め替え作業）を実施した。

##### (2) その他

- ・ 原子炉等規制法に基づく、文科科学省による保安規定の遵守状況の検査が四半期毎に、保安検査官の巡視が毎月実施されたが、問題となる指摘はなかった。
- ・ 文科科学省による核物質防護規定遵守状況検査が平成20年2月26日に実施されたが、問題となる指摘はなかった。
- ・ 文科科学省及びIAEAによる核燃料物質の査察（PIV）が平成19年12月4日から12月7日に実施されたが、問題となる指摘はなかった。
- ・ 核燃料物質使用施設等の品質保証活動に係る内部監査が平成20年1月30日に実施されたが、問題となる指摘はなかった。
- ・ 核燃料物質の年間予定使用量の変更届（19原機(科保)007 平成19年4月5日）
- ・ 新增設等計画書（ホットラボにおける未照射核燃料物質の保管管理について）の了解を得た。（東海村提出：平成18年11月27日付 18原機（海管）第189号、了解日：平成19年4月16日付 東原対発第39号）（茨城県提出：平成18年11月27日付 18原機（海管）第189号、了解日：平成19年4月16日付 原対第22号）
- ・ 原子力科学研究所施設核物質防護要領（第9編ホットラボ核物質防護要領）の一部改正（施行：平成19年11月1日）
- ・ 核燃料物質の使用施設等の施設検査（使用施設の設備のうち貯蔵室B内フード、貯蔵施設の設備のうち貯蔵室A内しゃへい付保管庫及び貯蔵室B内保管庫、廃棄施設の設備のうち貯蔵室B内フード配管）（合格：19諸文科科第3327号 平成19年12月18日）
- ・ 放射性同位元素の許可使用に係る変更許可（19水原第541号 平成20年3月18日）

- ・ 原子力科学研究所核燃料物質使用施設等保安規定の一部改正(施行:平成20年3月25日付 19(規程)第74号)
- ・ ホットラボ本体施設使用手引の一部改正(施行:平成20年3月25日付 19科ホ(通達)第13号)

#### 4.1.2 解体・廃止措置関連

原子力科学研究所の廃止措置計画(中長期計画)に基づく、ホットラボ施設の廃止措置の一環として、段階的に進めている鉛セル本体の解体撤去作業を円滑に実施するため、前年度に実施したスチール用鉛セルの内装機器の解体撤去に引き続き、鉛セル周囲の不要機器の解体撤去(鉛セルの除染作業を含む)を実施するとともに、管理区域内の不用物品を整理した。また、次期中期計画を睨み、ホットラボの廃止措置計画について関係する部門と協議を重ね、計画の見直しを進めた。

##### (1) 不要機器の解体撤去作業等

主な作業として、鉛セル操作室フード及び同排気ダクトの解体撤去、ウランマグノックス用鉛セルの立入除染、管理区域内の不用木材、配管等の細切断及び廃棄物容器への収納を行った。

##### (2) ホットラボの廃止措置計画に係る検討

次期中期計画を睨み、ホットラボの廃止措置計画について関係する部門と協議を重ね、計画の見直しを進めた。主な打合せ等は、以下のとおり。

- ・ バックエンド推進部門及びバックエンド技術部とホットラボの廃止措置計画について協議し、原子力科学研究所廃止措置計画検討委員会の次期中期計画策定調査ワーキンググループに審議資料を提出した。なお、打合せは5月22日、6月12日、7月3日、10月25日及び11月29日の計5回である。
- ・ 原子力科学研究所廃止措置計画検討委員会において、施設の廃止措置計画及び廃止措置推進に必要な事項について審議検討が進められた。19年度は2回の委員会が開催された(2月1日、2月20日)。また、廃止措置計画検討委員会の下部にある次期中期計画策定調査ワーキンググループも2回開催された(2月1日、2月20日)。

##### (3) 未照射核燃料物質一括管理

原子力科学研究所内の各所に保管されている、研究目的を終えた未照射核燃料物質をホットラボにおいて一括管理するため、18年度に引き続き貯蔵室等の整備工事等を進めた。なお、貯蔵室A及びBの給・排気系統に係る整備については「4.2.2 特定施設の保守・整備」の項に記載する。

- ・ 貯蔵室A、貯蔵室B、化学サービスルーム廊下等の追加改修として、貯蔵室A西側壁閉止工事、貯蔵室A、B、化学サービスルーム廊下の常夜灯設置、貯蔵室B床一部補修工事を実施した。
- ・ 貯蔵した未照射核燃料物質の健全性の検査等に使用するためのフード(幅1500mm×奥行900mm×高さ2350mm、窓面半開で面速0.5m/sec以上)を設置し、排気第15系統に接続した。
- ・ 一括管理未照射核燃料物質を貯蔵するため、貯蔵室A及び貯蔵室Bに貯蔵庫を設置した。貯蔵室Aには劣化ウラン、天然ウランを保管するキャビネット型保管庫18基、特殊保管庫(保管棚)2基と天然ウラン、トリウム、酸化トリウムを保管するしゃへい付保管庫2基を設置した。いずれの保管庫も耐震Cクラスの設計とした。貯蔵室Bは濃縮ウランの保管専用の貯蔵室とし、

質量管理と寸法管理を併用した臨界管理を行った設計とした。また、保管庫の耐震はBクラスとした。Photo. 4.1.1に貯蔵室外観写真を示す。

#### 4.1.3 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、気体廃棄設備、液体廃棄設備、空気圧縮設備、警報設備等の運転管理は、工務技術部工務第3課によって滞りなく行われた。

また、「放射性廃棄物処理場 焼却・溶融設備における火災」に係る水平展開に伴い、ホットラボ特定施設運転手引の一部改正を平成19年4月1日に行った。

## 4.2 保守・整備状況

### 4.2.1 本体施設の保守・管理

本体設備の保守整備は、平成19年度年間使用計画に従って実施した。このうち、「核燃料物質使用施設等保安規定」に基づく安全装置、負圧計、ケーブル内モニタ、警報設備等の保安上重要な設備について作動検査及び校正を実施し、その結果はすべて「良」であった。

施設定期自主検査の実施状況をTable 4.2.1に示す。また、放射線障害予防規程に基づく定期自主点検も実施され、結果は全て「良」であった。

その他の主な保守・整備状況について以下に示す。

#### (1) 内装機器の保守・整備

ケーブル・セルに付帯する設備の保守・整備については、しゃへい扉の点検・修理、マスターズレーブマニプレータ修理、パワーマニプレータ及びホイストの自主点検を実施した。

#### (2) 補修・更新工事

今年度を実施した主な施設の補修・更新工事は、以下のとおりである。

- ・ 警備員室雨漏れ補修工事
- ・ ホットラボ北側出入口扉の改修工事
- ・ 地下ホットストレージ床補修工事
- ・ 給湯室廻りコンセント増設及び移設

### 4.2.2 特定施設の保守・整備

#### (1) 施設定期自主検査

今年度を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、空気圧縮設備及び警報設備についての作動試験、機能試験等の結果はすべて「良」であった。

施設定期自主検査の実施状況をTable 4.2.2に示す。なお、放射線障害予防規程に基づく定期自主点検も実施され、結果は全て「良」であった。

#### (2) 補修工事

未照射核燃料物質の一括管理に付随する、特定施設における主な工事は、以下のとおりである。

- ・ ホットラボ排気ダクト他改修工事（平成19年2月～平成19年5月）
- ・ ホットラボ給気ダクト他更新工事（平成19年12月～平成20年3月）

#### 4.2.3 放射線管理施設の保守・整備

放射線測定機器の日常点検は、放射線管理部放射線管理第1課によって実施された。その結果、異常はなかった。また、放射線管理施設の施設定期自主検査は、放射線管理部線量管理課によって、ダストモニタ、ガスモニタ、ガンマ線エリアモニタについて校正検査（指示精度検査、線源校正検査）及び設定値確認検査が実施された。また、ハンドフットクロスモニタ及びサーベイメータについては、校正検査（線源校正検査）及び警報作動検査（サーベイメータを除く）が実施された。その結果はすべて「良」であった。施設定期自主検査の実施状況を Table 4.2.3 に示す。また、核物質一括管理に伴い、ガンマ線エリアモニタを貯蔵室 B に 1 台追加した。なお、放射線障害予防規程に基づく定期自主点検も実施され、結果は全て「良」であった。

### 4.3 放射線管理状況

#### 4.3.1 概要

19年度に実施した主な放射線作業は、ケープ・セルの除染作業、内装機器の撤去、核物質一括管理に伴う施設整備などであった。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円滑に遂行された。

#### 4.3.2 被ばく線量

19年度における放射線業務従事者の実効線量を Table 4.3.1 に示す。年間の総線量及び最大線量は、それぞれ 4.1 人・mSv 及び 0.8mSv であった。また、等価線量に係る被ばく状況は、皮膚に対する最大線量及び平均線量が、それぞれ 3.9mSv 及び 0.17mSv であり、眼の水晶体の最大線量及び平均線量が、それぞれ 1.3mSv 及び 0.05mSv であった。実効線量及び等価線量のいずれも保安規定に定める線量限度及び警戒線量を超える被ばくはなかった。

#### 4.3.3 放射性気体廃棄物

19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。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

19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エネルギーを Table 4.3.3 に示す。

#### 4.3.5 放射性固体廃棄物

19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 4.3.4 に示す。また、分類別廃棄量を Table 4.3.5 に示す。

### 4.4 核燃料倉庫の施設管理

核燃料倉庫の本体施設及び特定施設に関する巡視点検、自主検査等は、計画どおりに実施され異常

はなかった。放射線管理施設の自主検査は、放射線管理部線量管理課によって、ダストモニタについて校正検査（指示精度検査、線源校正検査）及び警報作動検査が実施された。また、ハンドフットクロスモニタ及びサーベイメータについては、校正検査（線源校正検査）及び警報作動検査（サーベイメータを除く）が実施された。その結果はすべて「良」であった。自主検査の実施状況を Table 4.4.1 に示す。19 年度に実施した主な放射線作業は、排気設備の点検・保守作業及び排気フィルタの捕集率測定作業であった。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円滑に遂行された。19 年度における放射線作業業務従事者の実効線量を Table 4.4.2 に示す。年間の総線量及び最大線量は、それぞれ  $0.0 \text{ 人} \cdot \text{mSv}$ 、 $0.0\text{mSv}$  であり、保安規則等に定める線量当量限度及び警戒線量を超える被ばくはなかった。Table 4.4.3 に放出された放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の平均濃度及び放出量を示す。放射性固体廃棄物は、ホットラボ本体施設から発生した廃棄物に含めて集計した (Table 4.3.4)。



Photo. 4.1.1 未照射核燃料物質貯蔵庫

Table 4.2.1 本体施設定期自主検査の実施状況

設備等	検査項目	実施年月日		結果
		開始年月日	終了年月日	
建家	①壁・扉の外観検査	H19.10.11	H19.10.12	良
ケーブル及びセル	②安全装置の作動検査	H19.6.20	H20.3.26	良
	③負圧計の作動・校正検査	H19.9.3	H19.9.4	良
	④インセルモタの作動・校正検査	H19.12.19	H19.12.26	良
	⑤しゃへい体の外観検査	H19.6.20	H20.3.26	良
警報設備	作動検査	H19.9.3	H19.9.4	良

Table 4.2.2 特定施設定期自主検査の実施状況

設備等	機器名	検査項目	実施年月日	結果
非常用電源設備	非常用発電機	機能検査	H19.11.19～H19.12.14	良
気体廃棄設備	排風機	作動検査	H19.12.13～H20.3.21	良
		風量・風向検査	H20.3.17～H20.3.18	良
	フィルタ装置	捕集効率検査	H19.6.11～H20.3.19	良
液体廃棄設備	貯槽・配管	漏えい検査	H20.1.10～H20.1.31	良
空気圧縮設備	空気圧縮機	作動試験	H19.6.18～H19.6.21	良
警報設備		作動試験	H19.6.18～H20.1.31	良



Table 4.2.3 放射線管理施設の施設定期自主検査の実施状況

設 備 等	検 査 項 目	実 施 年 月 日	結 果
ダストモニタ	指示精度検査	H19.5.15～H19.6.15	良
ガスモニタ	線源校正検査		良
ガンマ線エリアモニタ	設定値確認検査		良
ハンドフットクロスモニタ	線源校正検査 警報作動検査		良
サーベイメータ	線源校正検査	H19.10.1～H20.2.22	良

Table 4.3.1 ホットラボにおける放射線業務従事者の実効線量

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)		67	29	61	66	126
総線量 (人・mSv)		0.0	0.0	0.4	3.7	4.1
平均線量 (mSv)		0.00	0.00	0.01	0.06	0.03
最大線量 (mSv)		0.0	0.0	0.1	0.8	0.8

※ 各四半期で計数された同一人は1人として算出した値である。

Table 4.3.2 ホットラボから放出された放射性気体廃棄物の平均濃度及び放出量

種別	核種	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	
主排気口	ガス	<sup>85</sup> Kr	平均濃度	<5.9×10 <sup>-3</sup>	<6.0×10 <sup>-3</sup>	<6.0×10 <sup>-3</sup>	<6.0×10 <sup>-3</sup>	<6.0×10 <sup>-3</sup>
			放出量	0	0	0	0	0
	塵埃	<sup>137</sup> Cs	平均濃度	<8.4×10 <sup>-11</sup>	<8.3×10 <sup>-11</sup>	<8.1×10 <sup>-11</sup>	<8.4×10 <sup>-11</sup>	<8.4×10 <sup>-11</sup>
			放出量	0	0	0	0	0
副排気口	塵埃	<sup>137</sup> Cs	平均濃度	<8.4×10 <sup>-11</sup>	<8.3×10 <sup>-11</sup>	<8.1×10 <sup>-11</sup>	<8.4×10 <sup>-11</sup>	<8.4×10 <sup>-11</sup>
			放出量	0	0	0	0	0

平均濃度：Bq/cm<sup>3</sup>、放出量：Bq

Table 4.3.3 ホットラボから廃棄物処理場へ輸送した放射性液体廃棄物

区分		期間	第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期	年間
A未満	廃液量(m <sup>3</sup> )		3.2	6.5	3.5	4.3	17.5
	放射エネルギー(Bq)		6.7×10 <sup>5</sup>	16.9×10 <sup>5</sup>	5.6×10 <sup>5</sup>	7.3×10 <sup>5</sup>	36.5×10 <sup>5</sup>
A	廃液量(m <sup>3</sup> )		32	0	0	0	3.2
	放射エネルギー(Bq)		1.2×10 <sup>6</sup>	0	0	0	1.2×10 <sup>6</sup>
B-1	廃液量(m <sup>3</sup> )		0	0	0	0	1.7
	放射エネルギー(Bq)		0	0	0	8.2×10 <sup>7</sup>	8.2×10 <sup>7</sup>

Table 4.3.4 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

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> )		25.62	0	5.10	6.5	37.22
A-2	廃棄量 (m <sup>3</sup> )		0	0	0	0	0
B-1	廃棄量 (m <sup>3</sup> )		0.90	0	0	0	0.90

Table 4.3.5 ホットラボの放射性固体廃棄物の分類別搬出実績

期間		第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期	合計		
A-1	可燃	カートボックス	530	0	225	315	1070	
		その他	0	0	0	0	0	
	不燃	カート	0	0	0	0	0	
		ペール缶	白	0	0	0	0	0
			紺	0	0	0	0	0
			緑	0	0	0	0	0
	その他	0	0	0	0	0		
	フィルタ	HEPA	43	0	0	0	43	
		その他	18	0	0	0	18	
	非圧縮	ドラム缶	47	0	3	1	51	
S-1		0	0	0	0	0		
A-2	可燃	カートリッジ	0	0	0	0	0	
	不燃	カートリッジ	0	0	0	0	0	
	その他	ドラム缶	0	0	0	0	0	
		S-1	0	0	0	0	0	
		異形容器	0	0	0	0	0	
B-1	カートリッジ	30	0	0	0	30		
	その他	0	0	0	0	0		

Table 4.4.1 核燃料倉庫における放射線管理機器の自主検査の実施状況

設備名	検査項目	実施年月日	結果
ダストモニタ	指示精度検査 線源校正検査 警報作動検査	H20.2.19~H20.2.22	良
ハンドフットクロスモニタ	線源校正検査 警報作動検査		
サーバイメータ	線源校正検査	H19.4.17~H20.2.18	良

Table 4.4.2 核燃料倉庫における放射線業務従事者の実効線量

項目	期間	第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期	年間
放射線業務従事者数(人)		1	—	—	—	1
集団実効線量(人・mSv)		0.0	—	—	—	0.0
平均実効線量(mSv)		0.00	—	—	—	0.00
最大実効線量(mSv)		0.0	—	—	—	0.0

Table 4.4.3 核燃料倉庫から放出された放射性気体廃棄物の平均濃度及び放出量

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	
放射性塵埃	<sup>234</sup> U※	平均濃度	<2.1×10 <sup>-10</sup>	<2.4×10 <sup>-10</sup>	<2.2×10 <sup>-10</sup>	<2.1×10 <sup>-10</sup>	<2.4×10 <sup>-10</sup>
		放出量	0	0	0	0	0
放射性廃液	<sup>234</sup> U	平均濃度	—	—	—	<2.5×10 <sup>-4</sup>	<2.5×10 <sup>-4</sup>
		放出量	—	—	—	0	0

※ U-nat

※ 平均濃度：Bq/cm<sup>3</sup>、放出量：Bq

## 5. プルトニウム研究 1 棟等の施設管理

### 5.1 施設管理

燃料・RI 施設管理課は、原子力科学研究所の少量核燃料物質使用施設及び放射性同位元素使用施設のうち、以下に示す 5 施設の施設管理を所管する。

- ・ プルトニウム研究 1 棟 (核燃料物質使用施設、 放射性同位元素使用施設)
- ・ 第 4 研究棟 (少量核燃料物質使用施設、 放射性同位元素使用施設)
- ・ 第 2 研究棟 (少量核燃料物質使用施設、 放射性同位元素使用施設)
- ・ JRR-3 実験利用棟(第 2 棟) (少量核燃料物質使用施設、 放射性同位元素使用施設)
- ・ ウラン濃縮研究棟 (少量核燃料物質使用施設)

各施設の管理体制は、本体施設のうち共用部分の管理を燃料・RI 施設管理課が、実験室及び設備等の管理を使用している研究グループ等がそれぞれ担当し、その長が各施設の分任管理者(施設管理者、区域管理者及び核燃料管理者)となっている。なお、特定施設及び放射線管理施設設備の管理者に変更はなかった。

各施設の運転管理は、保安規定、保安規則及び放射線予防規程等に基づき実施し、施設の安全・安定運転を継続することができた。その他、核物質防護に係る法令改正に伴いプルトニウム研究 1 棟の再評価及び第 4 研究棟の指定解除の手続きを終了した。

#### 5.1.1 プルトニウム研究 1 棟の施設管理

当施設は、核燃料物質使用施設(政令 41 条該当施設)及び放射性同位元素使用施設として、固体化学用取扱施設では、アクチノイドの酸化物、窒化物等の各種化合物、熔融塩及び合金の構造、物性及び熱力学的性質の関連調査等の研究を、溶液化学用取扱施設では、使用済核燃料中に含まれるアクチノイド等長寿命核種や高価値元素の分離プロセス用の高選択な新抽出剤の研究を行っており、2 つの研究グループリーダーが分任管理者(施設管理者、区域管理者及び核燃料管理者)として、それぞれ管理を行っている。

##### (1) 本体施設の施設管理

本体施設には、主にプルトニウム等の TRU 核種を取り扱うグローブボックス及びフードが整備され、施設利用にあたり保安規定及び放射線障害予防規程に基づき作業開始前、作業中及び作業終了後点検、巡視及び点検等を実施し、設備の安全を確認した。その他、本体施設の施設定期自主検査及び定期自主点検の実施及び点検結果のとりまとめを行い、各設備に異常のないことを確認した。

また、ホット試験施設管理部品質保証要領(平成 19 年 7 月 1 日全部改正)、防護活動手引(H19.3.31 一部改正)、施設核物質防護要領の適用範囲の見直しに関する変更(平成 19 年 7 月 24 日及び平成 19 年 11 月 1 日)を行った。

核燃料物質等の使用に係る検査等では、保安規定関連として文部科学省によって四半期ごとに実施される保安規定遵守状況検査及び毎月実施される同省保安検査官による巡視において、いず

れも問題となる指摘はなかった。また、原子力科学研究所が実施する核燃料物質使用施設等の品質保証に係る内部監査（平成 20 年 1 月 30 日）において、「測定機器に係る校正の間隔が測定機器管理台帳に明示されていない」との観察評価を受け、部で定める「監視機器及び測定機器の管理要領」を改定（平成 20 年 4 月 1 日）の部安審が行われ、改定に伴う対応を進めた。この他、IAEA 及び文部科学省による核燃料物質の査察（平成 19 年 6 月 8 日、平成 19 年 8 月 31 日、平成 19 年 12 月 6 日、平成 20 年 2 月 29 日）が実施され、特に問題はなかった。また、核物質防護規定遵守状況検査（平成 20 年 2 月 28 日）が行われ、指摘事項はなかった。

## (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、気体廃棄設備、液体廃棄設備及び警報設備の運転管理は、工務技術部工務第 1 課により滞りなく行われた。また、保安規定及び放射線障害予防規程に基づき巡視及び点検を実施し、設備の安全を確認した。品質保証計画に係る事項の追加として、プルトニウム研究 1 棟特定施設運転手引の改定（平成 19 年 4 月 1 日）を行った。

許認可関係では、プルトニウム研究 1 棟から再処理特別研究棟間に残存するホット排水管の存在とその管理の明確化を目的とした核燃料物質の変更許可申請を進め、所内安全審査を受審し、平成 20 年 3 月 18 日付けで申請を行った。

### 5.1.2 第 4 研究棟の施設管理

当施設は、少量核燃料物質使用施設及び放射性同位元素使用施設として、約 100 室の実験室に放射性物質取扱設備を有し、放射性物質を使用した多目的な研究を行っており、27 研究グループリーダー等が施設管理者、区域管理者及び核燃料管理者として、それぞれ分任管理している。

その他、第 4 研究棟の建家安全衛生連絡協議会を本体施設、各分任管理者、特定施設及び放射線管理施設に係る関係者の出席のもと四半期に 1 回開催した。この中で、通報訓練、許認可関係及び安全衛生パトロール指摘事項に対する措置等について協議するとともに、施設の巡視を行い、建家の安全衛生の確保に努めた。

#### (1) 本体施設の施設管理

本体施設は、少量核燃料物質及び放射性同位元素を取り扱う鉛セル、グローブボックス及びフードが整備され、保安規則及び放射線障害予防規程に基づき巡視及び点検等を実施し、設備の安全を確認した。また、自主検査及び定期自主点検の結果をとりまとめ、各設備に異常のないことを確認した。

核物質防護の対象施設からの解除に係る核物質防護規定の変更（許可平成 20 年 7 月 24 日）を行い、管理区域への出入管理の簡素化及びツウマンルール等の解除により利用者の負担を軽減化した。

核燃料物質の使用許可については、第 2 研究棟と合わせて前年度に引き続き、申請書を標準様式に合わせるなどの記載の適正化作業を実施した。本件については、部の安全審査会の審議（第 2 回目平成 19 年 5 月 24 日、第 3 回目平成 19 年 6 月 28 日）を受け、平成 19 年 11 月から平成 20 年 3 月まで計 10 回の対文部科学省とのヒアリングを行い、次年度早々に申請を行う予定である。

## (2) 特定施設の運転管理

第4研究棟の受変電設備、気体廃棄設備、液体廃棄設備等の特定施設の運転管理は、工務技術部工務第1課により滞りなく行われた。また、保安規則及び放射線障害予防規程に基づき巡視及び点検を実施し、設備の安全を確認した。

## 5.1.3 第2研究棟の施設管理

当施設は、密封の少量核燃料物質使用施設及び密封の放射性同位元素使用施設として、非密封核燃料物質取扱作業者の内部被ばく管理及び核燃料物質の定量法の開発研究及び核燃料物質の保管に供するとともに、中性子源又はガンマ線源を用いた中性子検出器、半導体型放射線検出器の特性測定を行っており、2研究グループリーダー等が施設管理者及び区域管理者として、それぞれ分任管理するとともに、1研究グループリーダーを分任核燃料管理者としている。

## (1) 本体施設の施設管理

当施設は、少量核燃料物質及び放射性同位元素の使用施設及び貯蔵施設として、ヒューマンカウンタ及び核燃料物質保管設備等が整備されており、保安規則及び放射線障害予防規程に基づき巡視及び点検等を実施し、設備の安全を確認した。また、自主検査及び定期自主点検の結果をとりまとめ、各設備に異常のないことを確認した。

## 5.1.4 JRR-3 実験利用棟（第2棟）の施設管理

当施設は、少量核燃料物質使用施設及び放射性同位元素使用施設として、各実験室に放射性物質取扱設備を有し、主に研究炉を利用した放射化分析化学研究及び研究炉の運転管理に関わる放射化分析等を行っており、5研究グループリーダー等が施設管理者及び区域管理者として、それぞれ分任管理するとともに、2研究グループリーダーを分任核燃料管理者としている。

## (1) 本体施設の施設管理

当施設は、少量核燃料物質及び放射性同元素の使用施設として、化学実験装置、放射能測定装置、質量分析装置、X線分析装置及び分光分析装置等が整備され、保安規則及び放射線障害予防規程に基づき巡視及び点検等を実施し、設備の安全を確認した。また、自主検査及び定期自主点検の結果をとりまとめ、各設備に異常のないことを確認した。

## (2) 特定施設の運転管理

JRR-3 実験利用棟の電源設備、気体廃棄設備、液体廃棄設備等の特定施設の運転管理は、工務技術部工務第1課により行われた。また、保安規則及び放射線障害予防規程に基づき巡視及び点検を実施し、設備の安全を確認した。

## 5.1.5 ウラン濃縮研究棟の施設管理

当施設は、少量核燃料物質使用施設として、レーザーを用いた同位体分離技術開発研究の終了に伴い、核燃料物質の適正な管理及び核燃料物質で汚染された実験装置の引取り依頼等廃棄措置に向けた準備を進めている。

## (1) 本体施設の施設管理

少量核燃料物質の使用施設として、保安規則に基づき巡視及び点検等を実施し、設備の安全を

確認した。

また、少量核燃料物質使用施設等保安規則の改訂は平成 19 年 12 月 10 日、平成 20 年 2 月 26 日に実施した。

## (2) 特定施設の運転管理

ウラン濃縮研究棟の電源設備、気体廃棄設備、液体廃棄設備及び警報設備等の特定施設の運転管理は、工務技術部工務第 1 課により行われた。また、保安規則に基づき巡視及び点検を実施し、設備の安全を確認した。また、残存する廃液輸送配管の管理の明確化（処理場管理へ）を目的とした変更申請を進め、所内安全審査を受審し、平成 20 年 3 月 18 日付けで申請を行った。

## 5.2 保守・整備状況

### 5.2.1 プルトニウム研究 1 棟の保守・整備

#### (1) 本体施設の保守・整備

本体施設の保守・整備として、保安規定に基づく施設定期自主検査は、建家、グローブボックス、フード、警報設備について、外観検査、作動検査、校正検査及び風速検査等を実施し、異常のないことを確認した。施設定期自主検査の実施項目及び実施状況を Table 5.2.1 に示す。また、自主検査として、グローブボックス、フード等の気密検査又は作動検査等を実施し、異常のないことを確認した。

この他、放射線障害予防規程に基づく使用施設及び貯蔵施設に係る定期自主点検を実施し、各設備に異常のないことを確認した。

#### (2) 特定施設の保守・整備

特定施設の保守・整備として、保安規定に基づく施設定期自主検査は、非常用電源設備、気体廃棄設備、液体廃棄設備及び警報設備について、機能検査、作動検査、漏えい検査等を実施し、異常のないことを確認した。施設定期自主検査の実施項目及び実施状況を Table 5.2.2 に示す。また、自主検査として、受変電設備、非常用電源設備、気体廃棄設備及び液体廃棄設備について、外観検査、作動検査等を実施し、異常のないことを確認した。

この他、放射線障害予防規程に基づく使用施設及び貯蔵施設に係る定期自主点検及び定期自主検査を実施し、各設備に異常のないことを確認した。

#### (3) 放射線管理施設の保守・整備

放射線測定機器の日常点検は、放射線管理部放射線管理第 2 課により実施された。その結果、異常はなかった。また、保安規定に基づく放射線管理施設の施設定期自主検査は、放射線管理部線量管理課により、ダストモニタについて指示精度検査、線源校正検査及び設定値確認検査が実施された。ハンドフットクロスモニタ及びサーベイメータについては、線源校正検査及び警報作動検査（サーベイメータを除く）が実施され、異常のないことを確認した。施設定期自主検査の実施状況を Table 5.2.3 に示す。なお、放射線障害予防規程に基づく定期自主点検も実施され、異常のないことを確認した。



### 5.2.2 第4研究棟の保守・整備

#### (1) 本体施設の保守・整備

本体施設の保守・整備として、保安規則に基づく自主検査は、警報設備、グローブボックス及びフードに係る作動試験、気密試験及び風速測定を実施し、各設備に異常のないことを確認した。また、放射線障害予防規程に基づく使用施設及び貯蔵施設に係る定期自主点検を実施し、各設備に異常のないことを確認した。

#### (2) 特定施設の保守・整備

特定施設の設備機器の保守・整備は、工務技術部工務第1課により実施された。この内、保安規則に基づき電源設備、気体廃棄設備、液体廃棄設備、警報設備に係る作動試験、捕集効率測定、水張り試験等を実施し、各設備に異常のないことを確認した。また、放射線障害予防規程に基づく廃棄施設に係る定期自主点検を実施し、異常のないことを確認した。

#### (3) 放射線管理施設の保守・整備

放射線測定機器の日常点検は、放射線管理部放射線管理第1課により実施された。その結果、異常はなかった。保安規則及び放射線障害予防規程に基づく自主検査及び定期自主点検は、放射線管理部線量管理課により、ダストモニタ、ハンドフットクロスモニタ及びサーベイメータについて指示精度検査、線源校正検査及び警報作動検査（サーベイメータを除く）が実施され、異常のないことを確認した。自主検査の実施状況を Table 5.2.4 に示す。なお、本検査は、放射線障害予防規程に基づく定期自主点検を兼ねるものである。

### 5.2.3 第2研究棟の保守・整備

#### (1) 本体施設の保守・整備

本体施設の保守・整備として、放射線障害予防規程に基づく使用施設及び貯蔵施設に係る定期自主点検を実施し、各設備に異常のないことを確認した。なお、保安規則に係る自主検査の対象設備はない。

#### (2) 放射線管理施設の保守・整備

放射線測定機器の日常点検は、放射線管理部放射線管理第1課により実施された。その結果、異常はなかった。保安規則及び放射線障害予防規程に基づく自主検査及び定期自主点検は、放射線管理部線量管理課により、サーベイメータについて指示精度検査及び線源校正検査が実施され、異常のないことを確認した。自主検査の実施状況を Table 5.2.5 に示す。なお、本検査は、放射線障害予防規程に基づく定期自主点検を兼ねるものである。

### 5.2.4 JRR-3 実験利用棟（第2棟）の保守・整備

#### (1) 本体施設の保守・整備

本体施設の保守・整備として、保安規則に基づく自主検査は、フードに係る風速測定を実施し、異常のないことを確認した。また、放射線障害予防規程に基づく使用施設及び貯蔵施設に係る定期自主点検を実施し、各設備に異常のないことを確認した。

#### (2) 特定施設の保守・整備

特定施設の設備機器の保守・整備は、工務技術部工務第1課により実施された。この内、保安

規則に基づき電源設備、気体廃棄設備、液体廃棄設備、警報設備に係る作動試験、捕集効率測定、水張り試験等を実施し、各設備に異常のないことを確認した。また、放射線障害予防規程に基づく廃棄施設に係る定期自主点検を実施し、各設備に異常のないことを確認した。

### (3) 放射線管理施設の保守・整備

放射線測定機器の日常点検は、放射線管理部放射線管理第 1 課により実施された。その結果、異常はなかった。保安規則及び放射線障害予防規程に基づく自主検査及び定期自主点検は、放射線管理部線量管理課により、ダストモニタ、エリアモニタ、ハンドフットクロスモニタ及びサーベイメータについて指示精度検査、線源校正検査及び警報作動検査（サーベイメータを除く）が実施され、異常のないことを確認した。自主検査の実施状況を Table 5.2.6 に示す。なお、本検査は、放射線障害予防規程に基づく定期自主点検を兼ねるものである。

## 5.2.5 ウラン濃縮研究棟の保守・整備

### (1) 本体施設の保守・整備

本体施設の保守・整備として、保安規則に基づく自主検査は、フードに係る風速測定を実施し、異常のないことを確認した。

### (2) 特定施設の保守・整備

特定施設の設備機器の保守・整備は、工務技術部工務第 1 課により実施された。この内、保安規則に基づき電源設備、気体廃棄設備、液体廃棄設備、警報設備に係る作動試験、捕集効率測定、水張り試験等を実施し、各設備に異常のないことを確認した。

### (3) 放射線管理施設の保守・整備

放射線測定機器の日常点検は、放射線管理部放射線管理第 2 課により実施された。その結果、異常はなかった。また、保安規則に基づく放射線管理施設の自主検査は、放射線管理部線量管理課により、ダストモニタについて指示精度検査、線源校正検査及び警報作動検査が実施された。ハンドフットクロスモニタ及びサーベイメータについては、線源校正検査及び警報作動検査（サーベイメータを除く）が実施され、異常のないことを確認した。自主検査の実施状況を Table 5.2.7 に示す。

## 5.3 放射線管理状況

### 5.3.1 概況

プルトニウム研究 1 棟における 19 年度に実施した主な放射線作業は、アクチノイドの固体化学的研究及び核燃料物質の溶液化学的研究に伴うクローブボックス及びフード作業、設備・機器の保守点検及び排気フィルタの交換作業であった。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。

この他、第 4 研究棟、第 2 研究棟、JRR-3 実験利用棟（第 2 棟）及びウラン濃縮研究棟の放射線作業においても、特に報告すべき事象は発生しなかった。

### 5.3.2 被ばく線量

プルトニウム研究 1 棟における 19 年度の放射線業務従事者の実効線量を Table 5.3.1 に示す。実効線量及び等価線量はともに保安規定等に定める線量限度及び警戒線量を超える被ばくはなかった。

第 4 研究棟における 19 年度における放射線業務従事者の実効線量を Table 5.3.2 に示す。年間の総線量及び最大線量は、それぞれ 0 人・mSv 及び 0mSv であった。また、等価線量に係る被ばく状況は、皮膚に対する最大線量及び平均線量が、それぞれ 1.3mSv 及び 0.01mSv であり、眼の水晶体の最大線量及び平均線量が、それぞれ 0.2mSv 及び 0.00mSv であった。実効線量及び等価線量のいずれも保安規定等に定める線量限度及び警戒線量を超える被ばくはなかった。

この他、第 2 研究棟、JRR-3 実験利用棟（第 2 棟）及びウラン濃縮研究棟に係る放射線業務従事者の実効線量及び等価線量は、ともに保安規定等に定める線量限度及び警戒線量を超える被ばくはなかった。各施設の放射線業務従事者の実効線量を Table 5.3.3～5 に示す。

### 5.3.3 放出放射性気体廃棄物

プルトニウム研究 1 棟における 19 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 5.3.6 に示す。保安規定等に定める放出管理基準値等を超える異常放出は認められなかった。

第 4 研究棟における 19 年度に放出された放射性気体廃棄物（放射性塵埃及びガス）の平均濃度及び放出量を Table 5.3.7 に示す。保安規則等に定める放出管理基準値等を超える異常放出は認められなかった。

この他、JRR-3 実験利用棟（第 2 棟）及びウラン濃縮研究棟の放射性気体廃棄物の放出は、放出管理基準値等を超える異常放出は認められなかった。両施設の放射性気体廃棄物（放射性塵埃及びガス）の平均濃度及び放出量を Table 5.3.8～9 に示す。

### 5.3.4 放射性液体廃棄物

プルトニウム研究 1 棟から発生するすべての放射性液体廃棄物は、廃液貯槽及び集水ピットに貯留される。貯留された廃液は、保安規定等に定める放出管理基準値等を超えていないことの確認後、第 2 排水溝に放出した。19 年度の四半期別の第 2 排水溝へ放出した廃液量、平均濃度及び放出量を Table 5.3.10 に示す。

第 4 研究棟から発生するすべての放射性液体廃棄物は、廃液貯槽及びセミホット廃液貯槽に貯留される。貯留された廃液は、保安規定等に定める放出管理基準値等を超えていないことの確認後、第 1 排水溝に放出した。19 年度の四半期別の第 1 排水溝へ放出した廃液量、平均濃度及び放出量を Table 5.3.11 に示す。

この他、JRR-3 実験利用棟（第 2 棟）及びウラン濃縮研究棟から一般排水溝（第 2 排水溝）への放出は、保安規定等に定める放出管理基準値等を超えていないことの確認後、第 2 排水溝に放出した。両施設から第 2 排水溝へ放出した廃液量、平均濃度及び放出量を Table 5.3.12～13 に示す。

### 5.3.5 放射性固体廃棄物

プルトニウム研究 1 棟から 19 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 5.3.14 に示す。

この他、第4研究棟、JRR-3実験利用棟（第2棟）及びウラン濃縮研究棟から施設利用及び施設の保守管理等により発生した放射性固体廃棄物は、所定の廃棄物容器に収納し、廃棄物処理場へ引渡しを行った。

Table 5.2.1 プルトニウム研究1棟本体施設の施設定期自主検査実施状況

設備等		検査項目	実施年月日	結果
建家		外観検査	H20.3.11	良
グローブボックス	本体	外観検査	H20.1.24、H20.2.27	良
	負圧計	作動検査 校正検査	H20.2.27 H20.3.25、28	良
	しゃへい体	作動検査	H20.1.24、H20.2.27	良
	温度警報装置	作動検査	H20.1.25、H20.2.27、 H20.3.25	良
フード	本体	風速検査	H20.3.12、H20.3.31	良
警報設備		作動検査	H20.3.12	良

Table 5.2.2 プルトニウム研究1棟特定施設の施設定期自主検査実施状況

検査実施設備等		検査項目	実施年月日	結果
非常用電源設備	非常用発電機	機能検査	H20.2.19	良
気体廃棄設備	排風機	風量・風向検査	H19.12.10～H20.1.15	良
		作動検査	H19.12.20	良
	フィルタ装置	捕集効率検査	H19.12.4～H20.1.7	良
液体廃棄設備	廃液貯槽	漏えい検査	H20.1.21～H20.1.28	良
	集水ピット		H20.1.28	良
警報設備		作動検査	H19.12.11～H20.2.4	良

Table 5.2.3 プルトニウム研究1棟放射線管理施設の施設定期自主検査実施状況

設備名	検査項目	実施年月日	結果
ダストモニタ	指示精度検査 線源校正検査 設定値確認検査	H19.4.18～H19.5.31	良
ハンドフットクロスモニタ	線源校正検査 警報作動検査		
サーベイメータ	線源校正検査	H19.10.1～H20.2.22	良

Table 5.2.4 第4研究棟放射線管理機器の自主検査の実施状況

設備名	検査項目	実施年月日	結果
ダストモニタ	指示精度検査 線源校正検査 設定値確認検査	H19.4.18～H19.5.31	良
ハンドフットクロスモニタ	線源校正検査 警報作動検査		
サーベイメータ	線源校正検査	H19.10.1～H20.2.22	良

Table 5.2.5 第2研究棟放射線管理機器の自主検査の実施状況

設備名	検査項目	実施年月日
サーベイメータ	線源校正検査	H19.4.1~H20.3.31

Table 5.2.6 JRR-3 実験利用棟(第2棟)放射線管理機器の自主検査の実施状況

設備名	検査項目	実施年月日
ダストモニタ	指示精度検査 線源校正検査	H20.2.6~H20.2.12
エリアモニタ	警報作動検査	
ハンドフットクロスモニタ	線源校正検査 警報作動検査	
サーベイメータ	線源校正検査	H20.1.7~1.23、H20.2.1~2.22

Table 5.2.7 ウラン濃縮棟放射線管理機器の自主検査の実施状況

設備名	検査項目	実施年月日
ダストモニタ	指示精度検査 線源校正検査 設定値確認検査	H19.5.10~H19.5.31
ハンドフットクロスモニタ	線源校正検査 警報作動検査	
サーベイメータ	線源校正検査	H19.10.1~H20.2.22

Table 5.3.1 プルトニウム研究1棟における放射線業務従事者の実効線量

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)		18	13	17	19	27
総線量 (人・mSv)		0	0	0	0	0
平均線量 (mSv)		0	0	0	0	0
最大線量 (mSv)		0	0	0	0	0

※ 各四半期で計上された同一人は1人として算出した値である。

Table 5.3.2 第4研究棟における放射線業務従事者の実効線量

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 <sup>※</sup> (人)	146 (12)	138 (13)	159 (14)	175 (14)	205 (14)
総線量 (人・mSv)	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
平均線量 (mSv)	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
最大線量 (mSv)	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0

※ 各四半期で計上された同一人は1人として算出した値である。

※ ( )内の数字は女子の値である。女子の最大線量は0.0(mSv)である。

Table 5.3.3 第2研究棟における放射線業務従事者の実効線量

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 <sup>※</sup> (人)	13 (1)	11 (1)	11 (1)	11 (1)	13 (1)
総線量 (人・mSv)	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
平均線量 (mSv)	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
最大線量 (mSv)	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0

※ 各四半期で計上された同一人は1人として算出した値である。

※ ( )内の数字は女子の値である。女子の最大線量は0.0(mSv)である。

Table 5.3.4 JRR-3 実験利用棟 (第2棟) における放射線業務従事者の実効線量

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 <sup>※</sup> (人)	37 (3)	44 (4)	44 (6)	47 (6)	53 (6)
総線量 (人・mSv)	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
平均線量 (mSv)	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
最大線量 (mSv)	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0

※ 各四半期で計上された同一人は1人として算出した値である。

※ ( )内の数字は女子の値である。女子の最大線量は0.0(mSv)である。

Table 5.3.5 ウラン濃縮研究棟における放射線業務従事者の実効線量

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)		1	1	1	1	1
総線量 (人・mSv)		0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
平均線量 (mSv)		0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
最大線量 (mSv)		0.0	0.0	0.0	0.0	0.0

※ 各四半期で計上された同一人は1人として算出した値である。

Table 5.3.6 プルトニウム研究1棟から放出された放射性気体廃棄物

種別	核種	項目	期間	第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期	年間
放射性塵埃	排気口 I	<sup>106</sup> Ru	平均濃度	<4.2×10 <sup>-11</sup>	<4.2×10 <sup>-11</sup>	<4.5×10 <sup>-11</sup>	<4.1×10 <sup>-11</sup>	<4.5×10 <sup>-11</sup>
			放出量	0	0	0	0	0
		<sup>239</sup> Pu	平均濃度	<2.7×10 <sup>-11</sup>	<2.8×10 <sup>-11</sup>	<2.7×10 <sup>-11</sup>	<2.4×10 <sup>-11</sup>	<2.8×10 <sup>-11</sup>
			放出量	0	0	0	0	0
	排気口 II III	<sup>106</sup> Ru	平均濃度	<8.4×10 <sup>-11</sup>	<8.3×10 <sup>-11</sup>	<9.0×10 <sup>-11</sup>	<8.1×10 <sup>-11</sup>	<9.0×10 <sup>-11</sup>
			放出量	0	0	0	0	0
		<sup>239</sup> Pu	平均濃度	<5.5×10 <sup>-11</sup>	<5.6×10 <sup>-11</sup>	<5.5×10 <sup>-11</sup>	<4.8×10 <sup>-11</sup>	<5.6×10 <sup>-11</sup>
			放出量	0	0	0	0	0

平均濃度 : Bq/cm<sup>3</sup>、放出量 : Bq



Table 5.3.7 第4研究棟から放出された放射性気体廃棄物

種別	核種	期間		第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期	年間
		項目						
放射性 塵埃	東棟	<sup>241</sup> Am	平均濃度	<5.0×10 <sup>-11</sup>	<5.0×10 <sup>-11</sup>	<4.6×10 <sup>-11</sup>	<4.6×10 <sup>-11</sup>	<5.0×10 <sup>-11</sup>
			放出量	0	0	0	0	0
		<sup>60</sup> Co	平均濃度	<7.3×10 <sup>-11</sup>	<7.3×10 <sup>-11</sup>	<5.9×10 <sup>-11</sup>	<5.9×10 <sup>-11</sup>	<7.3×10 <sup>-11</sup>
			放出量	0	0	0	0	0
		<sup>131</sup> I	平均濃度	<6.4×10 <sup>-10</sup>	<6.4×10 <sup>-10</sup>	<6.3×10 <sup>-10</sup>	<6.9×10 <sup>-10</sup>	<6.9×10 <sup>-10</sup>
			放出量	0	0	0	0	0
	西棟	<sup>241</sup> Am	平均濃度	<5.0×10 <sup>-11</sup>	<5.0×10 <sup>-11</sup>	<4.6×10 <sup>-11</sup>	<4.6×10 <sup>-11</sup>	<5.0×10 <sup>-11</sup>
			放出量	0	0	0	0	0
		<sup>60</sup> Co	平均濃度	<7.3×10 <sup>-11</sup>	<7.3×10 <sup>-11</sup>	<5.9×10 <sup>-11</sup>	<5.9×10 <sup>-11</sup>	<7.3×10 <sup>-11</sup>
			放出量	0	0	0	0	0
		<sup>131</sup> I	平均濃度	<6.7×10 <sup>-10</sup>	<6.4×10 <sup>-10</sup>	<6.5×10 <sup>-10</sup>	<6.7×10 <sup>-10</sup>	<6.7×10 <sup>-10</sup>
			放出量	0	0	0	0	0
放射性 ガス	東棟	<sup>3</sup> H (HT)	平均濃度	<1.6×10 <sup>-6</sup>	<1.7×10 <sup>-6</sup>	<1.4×10 <sup>-6</sup>	<1.6×10 <sup>-6</sup>	<1.7×10 <sup>-6</sup>
			放出量	0	0	0	0	0
	東棟	<sup>3</sup> H (HTO)	平均濃度	<1.6×10 <sup>-6</sup>	<1.6×10 <sup>-6</sup>	<1.3×10 <sup>-6</sup>	<1.6×10 <sup>-6</sup>	<1.6×10 <sup>-6</sup>
			放出量	0	0	0	0	0
	西棟	<sup>3</sup> H (HT)	平均濃度	<6.9×10 <sup>-7</sup>	<8.4×10 <sup>-7</sup>	<6.5×10 <sup>-7</sup>	<7.2×10 <sup>-7</sup>	<8.4×10 <sup>-7</sup>
			放出量	0	0	0	0	0
	西棟	<sup>3</sup> H (HTO)	平均濃度	<1.4×10 <sup>-6</sup>	<1.7×10 <sup>-6</sup>	<1.3×10 <sup>-6</sup>	<1.8×10 <sup>-6</sup>	<1.8×10 <sup>-6</sup>
			放出量	0	2.5×10 <sup>8</sup>	0	0	2.5×10 <sup>8</sup>

※ 平均濃度：Bq/cm<sup>3</sup>、放出量：Bq

Table 5.3.8 JRR-3 実験利用棟（第2棟）から放出された放射性気体廃棄物

種別	核種	期間		第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期	年間
		項目						
放射性 塵埃	<sup>237</sup> Np	平均濃度	<5.5×10 <sup>-11</sup>	<5.6×10 <sup>-11</sup>	<5.5×10 <sup>-11</sup>	<4.8×10 <sup>-11</sup>	<5.6×10 <sup>-11</sup>	
		放出量	0	0	0	0	0	
	<sup>60</sup> Co	平均濃度	<8.4×10 <sup>-11</sup>	<8.3×10 <sup>-11</sup>	<9.0×10 <sup>-11</sup>	<8.1×10 <sup>-11</sup>	<9.0×10 <sup>-11</sup>	
		放出量	0	0	0	0	0	
放射性 ガス	<sup>3</sup> H	平均濃度	<2.1×10 <sup>-5</sup>	<2.0×10 <sup>-5</sup>	<1.9×10 <sup>-5</sup>	<2.2×10 <sup>-5</sup>	<2.2×10 <sup>-5</sup>	
		放出量	0	0	0	0	0	

※ 平均濃度：Bq/cm<sup>3</sup>、放出量：Bq

Table 5.3.9 ウラン濃縮研究棟から放出された放射性気体廃棄物

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	
放射 性 塵 埃	U <sub>nat</sub>	平均濃度	<2.7×10 <sup>-11</sup>	<2.8×10 <sup>-11</sup>	<2.7×10 <sup>-11</sup>	<2.4×10 <sup>-11</sup>	<2.8×10 <sup>-11</sup>
		放出量	0	0	0	0	0

平均濃度：Bq/cm<sup>3</sup>、放出量：Bq

Table 5.3.10 プルトニウム研究1棟から放出された放射性液体廃棄物

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	
廃液量 (m <sup>3</sup> )		3.6	6.4	1.0×10 <sup>1</sup>	1.2×10 <sup>1</sup>	3.2×10 <sup>1</sup>
<sup>106</sup> Ru (不検出分)	平均濃度	2.1×10 <sup>-2</sup>	1.9×10 <sup>-2</sup>	1.9×10 <sup>-2</sup>	2.2×10 <sup>-2</sup>	2.0×10 <sup>-2</sup>
	放出量	7.6×10 <sup>4</sup>	1.2×10 <sup>5</sup>	1.9×10 <sup>5</sup>	2.6×10 <sup>5</sup>	6.5×10 <sup>5</sup>
<sup>239</sup> Pu (不検出分)	平均濃度	2.4×10 <sup>-4</sup>	2.3×10 <sup>-4</sup>	2.5×10 <sup>-4</sup>	2.3×10 <sup>-4</sup>	2.4×10 <sup>-4</sup>
	放出量	8.6×10 <sup>2</sup>	1.5×10 <sup>3</sup>	2.5×10 <sup>3</sup>	2.8×10 <sup>3</sup>	7.7×10 <sup>3</sup>

平均濃度：Bq/cm<sup>3</sup>、放出量：Bq

Table 5.3.11 第4研究棟から放出された放射性液体廃棄物

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	
廃液量 (m <sup>3</sup> )		5.8×10 <sup>1</sup>	1.3×10 <sup>2</sup>	4.5×10 <sup>1</sup>	5.9×10 <sup>1</sup>	2.9×10 <sup>2</sup>
<sup>3</sup> H	平均濃度	—	1.0×10 <sup>-1</sup>	2.9×10 <sup>-2</sup>	—	4.8×10 <sup>-2</sup>
	放出量	—	1.3×10 <sup>7</sup>	1.3×10 <sup>6</sup>	—	1.4×10 <sup>7</sup>
<sup>137</sup> Cs (不検出分)	平均濃度	2.4×10 <sup>-3</sup>	2.2×10 <sup>-3</sup>	2.7×10 <sup>-3</sup>	2.2×10 <sup>-3</sup>	2.3×10 <sup>-3</sup>
	放出量	1.4×10 <sup>5</sup>	2.9×10 <sup>5</sup>	1.2×10 <sup>5</sup>	1.3×10 <sup>5</sup>	6.8×10 <sup>5</sup>
<sup>232</sup> Th	平均濃度	2.1×10 <sup>-4</sup>	6.7×10 <sup>-5</sup>	3.1×10 <sup>-4</sup>	1.9×10 <sup>-4</sup>	1.6×10 <sup>-4</sup>
	放出量	1.2×10 <sup>4</sup>	8.7×10 <sup>3</sup>	1.4×10 <sup>4</sup>	1.1×10 <sup>4</sup>	4.6×10 <sup>4</sup>
<sup>232</sup> Th (不検出分)	平均濃度	2.2×10 <sup>-4</sup>	2.7×10 <sup>-4</sup>	1.7×10 <sup>-4</sup>	1.9×10 <sup>-4</sup>	2.3×10 <sup>-4</sup>
	放出量	1.3×10 <sup>4</sup>	3.5×10 <sup>4</sup>	7.8×10 <sup>3</sup>	1.1×10 <sup>4</sup>	6.7×10 <sup>4</sup>

平均濃度：Bq/cm<sup>3</sup>、放出量：Bq

Table 5.3.12 JRR-3 実験利用棟（第2棟）から放出され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
廃液量 (m <sup>3</sup> )		—	3.4×10 <sup>1</sup>	4.8	—	3.9×10 <sup>1</sup>
<sup>3</sup> H	平均濃度	—	5.0×10 <sup>-2</sup>	—	—	4.4×10 <sup>-2</sup>
	放出量	—	1.7×10 <sup>6</sup>	—	—	1.7×10 <sup>6</sup>
<sup>3</sup> H (不検出分)	平均濃度	—	1.2×10 <sup>-1</sup>	1.4×10 <sup>-1</sup>	—	1.2×10 <sup>-1</sup>
	放出量	—	4.0×10 <sup>6</sup>	6.7×10 <sup>5</sup>	—	4.7×10 <sup>6</sup>
<sup>60</sup> Co (不検出分)	平均濃度	—	2.8×10 <sup>-3</sup>	2.5×10 <sup>-3</sup>	—	2.8×10 <sup>-3</sup>
	放出量	—	9.4×10 <sup>4</sup>	1.2×10 <sup>4</sup>	—	1.1×10 <sup>5</sup>

平均濃度：Bq/cm<sup>3</sup>、放出量：Bq

Table 5.3.13 ウラン濃縮研究棟から放出され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
廃液量 (m <sup>3</sup> )		—	—	6.7	—	6.7
<sup>234</sup> U (不検出分)	平均濃度	—	—	3.7×10 <sup>-3</sup>	—	3.7×10 <sup>-3</sup>
	放出量	—	—	2.5×10 <sup>4</sup>	—	2.5×10 <sup>4</sup>

平均濃度：Bq/cm<sup>3</sup>、放出量：Bq

Table 5.3.14 プルトニウム研究1棟から廃棄物処理場へ輸送した放射性固体廃棄物

項目		期間				
		第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期	年間
$\beta$ ・ $\gamma$ 廃棄量 (m <sup>3</sup> )	A-1	0.6	0	0.74	0	1.34
	A-2	0	0	0	0	0
	B-1	0	0	0	0	0
	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	0	0	0

## 6. 試験技術開発

### 6.1 中低レベルタンク及びセル系排水管除染の実施

#### 6.1.1 はじめに

高燃焼度燃料の照射後試験（主に金相試験）において発生する高濃度の放射性廃液により、中低レベル廃液貯槽タンク No.1、No.2（以下「DP1」、「DP2」と記す）及びセル系排水管の汚染が蓄積し、その表面線量当量率が徐々に上昇した。その影響により、管理区域の空間線量当量率も上昇し近傍での放射線測定にも支障をきたすとともに、点検等で立ち入る職員等の無意味な被ばくをも招く可能性が生じた。これらを解消するため、DP1、DP2 及びセル系排水管の除染作業を4月16日から5月23日にかけて実施した。

DP1、DP2 の除染については過去に2回の実績があり、すべて作業員による直接除染で行われていたが、今回は高圧ジェット水（max 29.4MPa）を用いて除染を行う方法を採用した。この方式の採用により、今まで不可能であったセル系排水管内部の除染及び廃液貯槽タンク内部の立ち入り時間の大幅な短縮を実現することができた。なお、本作業にあたっては、本年度より施行された「リスクアセスメントの実施要領」に従いリスク評価、作業前のKY、TBMを確実にを行い、作業の安全確保に努めた。

#### 6.1.2 準備作業

##### (1) 高圧ジェット水

高圧ジェット水の供給は、高圧水発生器を搭載したトラックをDPタンク近くの建家周辺に配置し、高圧ホースにより作業現場に導かれる、洗浄に用いる高圧ジェット水は高圧ホース先端のノズルから発射され、配管等の付着物を水圧により剥離させる。洗浄対象物の構造などにより噴射方向を変える必要があり、前方、側方、後方の3種類を用意した。高圧洗浄ラインを Fig. 6.1.1 に示す。

##### (2) 作業現場の養生等

作業場所床面はすべてビニール養生し、高圧ジェット水洗浄対象の作業場所は高さ約2~3mの位置にあるため足場を組むとともに、汚染が拡大しやすい場所、配管の取り外しを行う作業場所等にはすべてグリーンハウスを設置した。Photo. 6.1.1 にグリーンハウスの設置状況を示す。

##### (3) 洗浄水処理

高圧ジェット水により発生した洗浄水はすべてフィルターバックを通しスラッジなどの高線量物を回収し最終的に除染対象外のDPタンクに戻した。フィルターバックは濾過精度2.5、10、25 $\mu$ mの3種類を用いた。洗浄水処理ラインを Fig. 6.1.2 に示す。フィルターバックは高線量になる可能性があるため、直近に簡易エリアモニタを設置し線量による交換目安を2mSv/hとした。

Photo. 6.1.2 にフィルター交換作業状況を示す。

### 6.1.3 除染作業

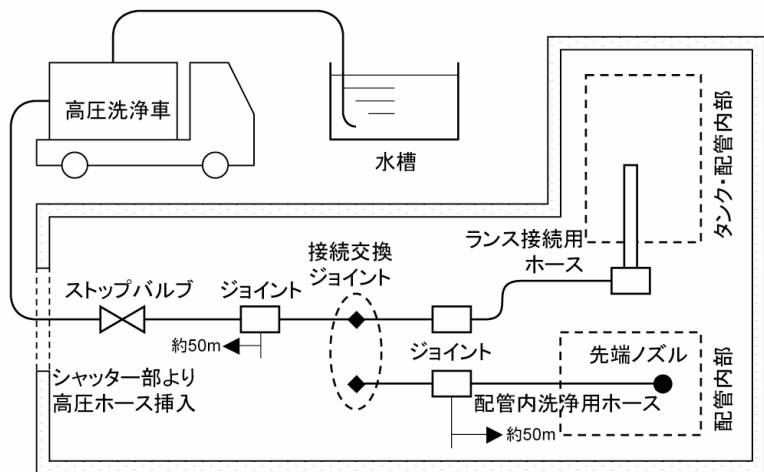
DPタンク上部にあるセル系排水管フランジ（三方弁）を取り外し、高圧洗浄ランス（Fig. 6.1.3）挿入専用フランジを取付け、Y字管までの配管長さ約6mを除染した、Y字管から上流（セル側）については、ランスに変えて高圧ホースを用いて（Y字管部で配管が曲がっているためランス（金属配管）の使用ができないため）除染を行った。ランス先端には、後方放射のノズルが取付けられ、高圧ジェット水により発生するスラッジ等を洗浄水と共に下流側へ回収できるようにした。

DP1、DP2タンクの除染は、上部の点検孔から前方噴射型ノズル付きランスを挿入し高圧ジェット水による除染（Fig. 6.1.4）を行った。この際、タンク内にあるフロート式の水位計にジェット水が当たらないようにするため位置調整を行った。高圧ジェット水による除染後、線量当量率が下がったことを確認後、作業員による直接除染を行った。Photo. 6.1.3に、DPタンク内部の除染状況を示す。

洗浄水はすべてフィルターバックを介しDPタンク（DP1を除染しているときはDP2、DP2を除染しているときはDP1）に回収した。

### 6.1.4 まとめ

高圧ジェット水を用いることにより、今まで除染ができなかったセル系排水管内部の除染を実施することができた。DP1、DP2タンク内部の除染についても、直接タンク内へ作業員が立ち入る時間を大幅に減少することができたため、外部被ばくを大幅に抑えることができた。除染前後のDP1、DP2及びセル系排水管の線量当量率は、Fig. 6.1.5に示すように最大で10分の1以下にすることができたことから、高圧ジェットによる除染が有効な手法であることが確認できた。



燃料試験施設 建屋

Fig. 6.1.1 洗浄ライン概略図

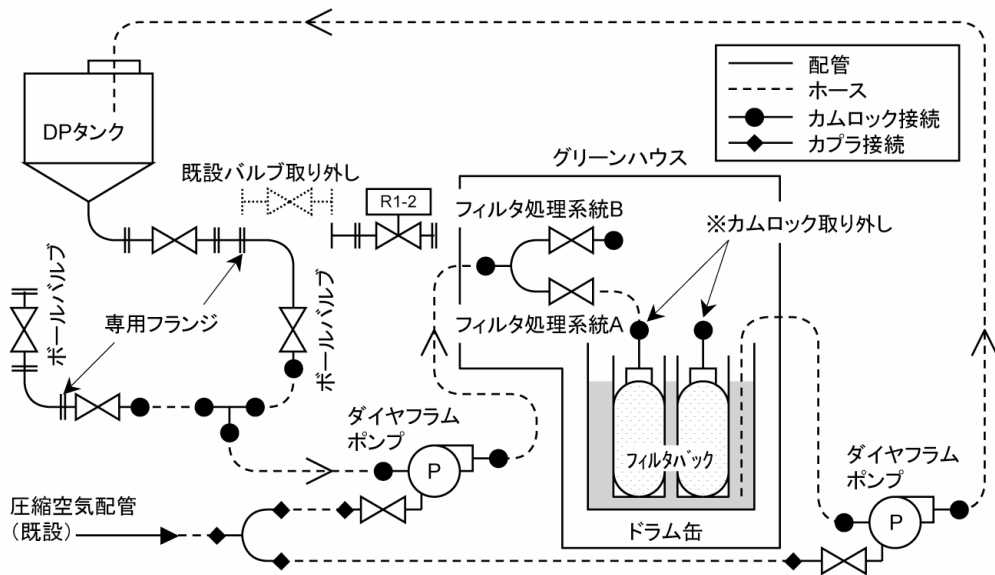


Fig. 6.1.2 洗浄水処理ライン

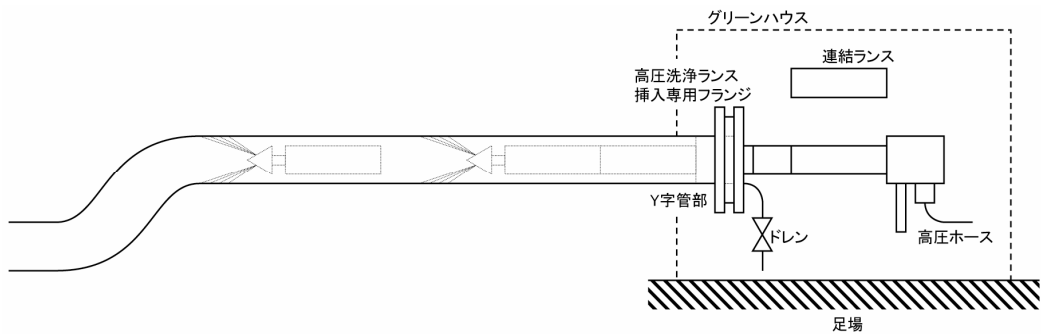


Fig. 6.1.3 高圧洗浄ランス

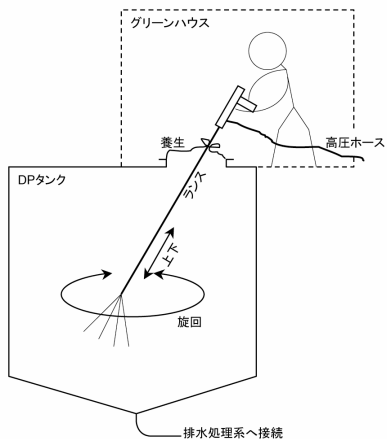


Fig. 6.1.4 タンク内部洗浄概略図

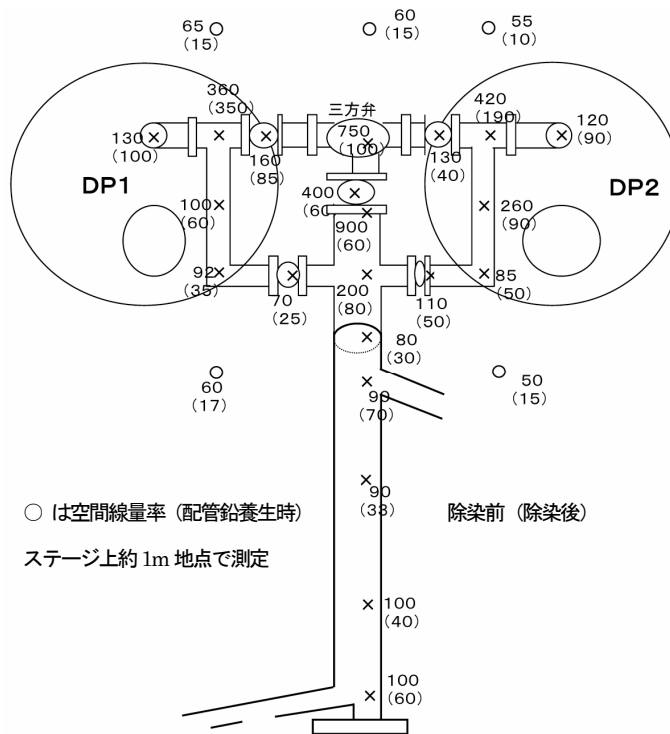


Fig. 6.1.5 DP タンク除染前後線量等量率

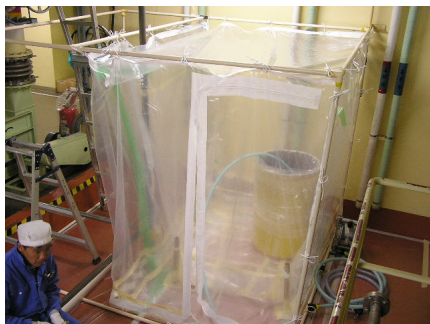


Photo. 6.1.1 グリーンハウスの設置



Photo. 6.1.2 水フィルタ交換作業



Photo. 6.1.3 DP タンク内部除染

## 6.2 ハードクラッド除去技術の開発

### 6.2.1 はじめに

渦流探傷法（Eddy Current Test : ECT 法）による照射済被覆管の酸化膜厚さ測定は、燃料棒の外面酸化膜厚さとその分布を非破壊で測定可能な手法として、照射後試験の分野において多くの実績がある。この手法は、被覆管の金属相と検出子との距離を計測することにより、被覆管表面に形成された膜厚を評価する手法であるが、近年の研究により、破壊試験（主に金相観察）から求められる酸化膜厚さよりも過大評価になることが知られている。

沸騰水型原子炉内で燃料棒外表面に形成された酸化膜上には、配管等からのクラッドが堆積しているため、ECT 測定の前に除去する必要がある。特に、酸化膜表層に固着したクラッド（以下、ハードクラッドとする）は、その磁気特性によりわずかな量でも測定値に大きく影響するため、正確な酸化膜厚さを測定するにあたり、その除去が必要不可欠である。これまで燃料試験施設では、このクラッド除去をナイロンブラシで実施してきたが、ハードクラッドを除去するまでには至らなかった。従って、このハードクラッドが除去可能であれば、非破壊での酸化膜厚さ測定が破壊試験に近い信頼性で行えると考え、ハードクラッド除去技術の開発を行った。

本報では原子燃料工業（株）と共同で実施した高燃焼度 BWR 燃料を用いたハードクラッド除去技術の開発について報告する。

### 6.2.2 ハードクラッド除去技術の概要

ハードクラッド除去技術の重要課題は、酸化膜を傷つけることなく、かつその表層のハードクラッドのみを確実に除去することにある。ジルコニウム酸化物を主成分とした酸化膜は、鉄酸化物を主成分としたクラッドよりも硬度が高いため、ジルコニウム酸化物よりも軟らかく、かつ鉄酸化物より硬い素材のブラシを用いてクラッドを除去すれば、酸化膜を傷つけることなくハードクラッドを除去することが可能と考えられる。そこでハードクラッド除去に使用するブラシに、ファインセラミック粒子入りスポンジを新たに選択し、その除去性能を検証した。

### 6.2.3 確認試験の概要

新規採用した除去ブラシの性能確認のため、実炉で 5 サイクル照射された BWR9×9 型燃料棒を用いてクラッド除去試験を行った。試験対象燃料棒は、金相試験により酸化膜厚さが既知のものを用いた。試験方法の概要を Fig. 6.2.1 に示す。試料台に固定した燃料棒に対し、ECT 法による酸化膜厚さ測定とクラッド除去を交互に繰り返し実施し、除去時間と酸化膜厚さ測定値の関係を調査した。また、ブラシによる除去作用が酸化膜に達していないことを確認するため、除去された粉末を EPMA 分析し、酸化膜の主成分であるジルコニウムの有無を調査した。

### 6.2.4 確認試験の結果

Fig. 6.2.2 にクラッド除去時間と ECT 法による酸化膜厚さの関係を示す。図中の破線は金相試験で得られた酸化膜厚さ  $30\mu\text{m}$  を示す。ECT 法による酸化膜厚さは、クラッド除去時間が長くなるにつ



れて減少し、除去時間 3 分で金相試験による酸化膜厚さとほぼ一致していることより、新規ブラシによりハードクラッドがほぼ完全に除去可能なことが確認できた。加えて、クラッド除去粉末の EPMA 分析結果を Fig. 6.2.3 に示す。横軸はエネルギー、縦軸は X 線強度を示している。EPMA 分析において、クラッドの主成分である鉄と酸素のピークは検出されたものの、酸化膜の主成分であるジルコニウムのエネルギーピーク (2.0keV) は検出されておらず、新規ブラシが酸化膜に損傷を与えていないことも確認された。

従来のブラシによるクラッド除去効果と新規ブラシによるクラッド除去効果の比較を Fig. 6.2.4 に示す。○印は従来ブラシによるクラッド除去後の ECT 測定結果、△印は新規ブラシによるクラッド除去後の ECT 測定結果を示している。従来ブラシでクラッドを除去した場合、その後の ECT 測定で得られる酸化膜厚さは、金相試験の結果より 10~15 $\mu\text{m}$  ほど大きい値を示している一方で、新規ブラシの場合は、今回検証した 7 試料全てにおいて金相試験の結果とほぼ一致していることが分かる。このことから、新規ブラシの高いクラッド除去効果とその後の ECT 測定値の信頼性の高さが確認できる。

#### 6.2.5 まとめ

非破壊試験による燃料被覆管の酸化膜厚さをより正確に測定するため、酸化膜表層に固着したハードクラッドの除去技術を開発した。実用燃料を用いた確認試験において、その優れたクラッド除去効率と、その後の ECT 測定値が金相試験による測定値とほぼ一致することが確認された。このことは、燃料棒の軸方向に対する酸化膜厚さの連続分布が、これまでの測定データより精度良く取得可能になることを示している。今後はこの技術を実用化して ECT 法による酸化膜厚さ測定データの信頼性向上に努めるとともに、ひきつづき外部との協力を進めて照射後試験技術の発展に貢献したい。

#### 参考文献

- [1] Y. Otsuka, et. al., "The Effects of Cladding Chemical Composition on Corrosion Behavior of High Burnup BWR Fuel", 2007 LWR Fuel Performance Meeting/TopFuel, San Francisco.
- [2] T. Miyashita, et al, "Corrosion and Hydrogen Pick-Up Behaviors of Cladding and Structural Components in BWR High Burnup 9X9 Lead Use Assemblies", 2007 LWR Fuel Performance Meeting/TopFuel, San Francisco.

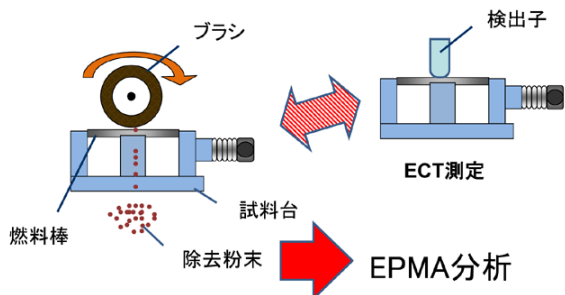


Fig. 6.2.1 確認試験方法の概略図

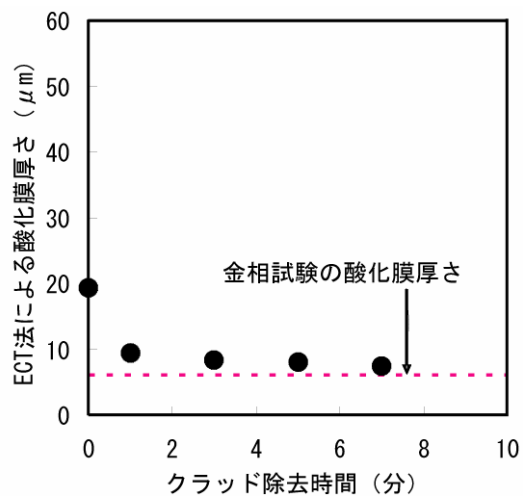


Fig. 6.2.2 除去時間と ECT 酸化膜厚さ測定値

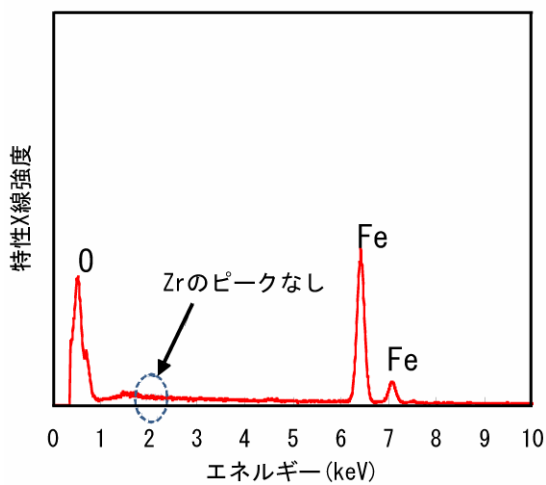


Fig. 6.2.3 除去粉末の EPMA 分析結果

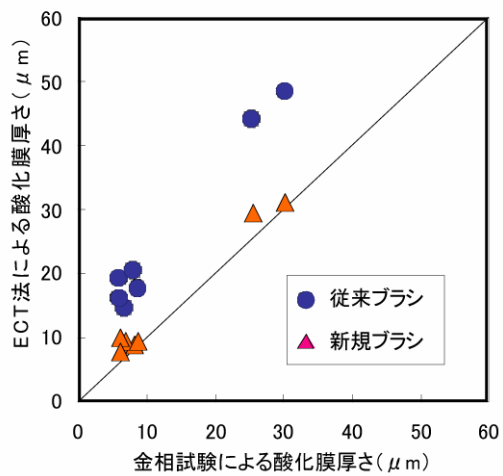


Fig. 6.2.4 従来・新規ブラシの除去効果比較

## 6.3 $\beta$ $\gamma$ 廃棄物減容機の開発

### 6.3.1 はじめに

放射性物質を取り扱う WASTEF では、施設の運転・保守等によって発生する放射性廃棄物（以下「廃棄物」という）の低減化対策を進めている。廃棄物の低減化にあたっては、管理区域内に持ち込む資材等の物量を必要最小限に抑える「発生の低減化」の他、廃棄物自体を減容（圧縮化）し、廃棄物容器への充填率を高める「体積の低減化」を併用し取り組むことが重要である。そこで、後者に関して、18 年度から  $\alpha$  廃棄物の低減化を目指した、 $\alpha$  廃棄物減容機<sup>[1]</sup>の開発に、また、本年度から  $\beta$   $\gamma$  廃棄物の低減化を目指した、 $\beta$   $\gamma$  廃棄物減容機<sup>[2]</sup>の開発に着手し、実用化に向けて取り組んでいる。本報では、 $\beta$   $\gamma$  廃棄物減容機の概要及び模擬廃棄物によるモックアップ試験について報告する。

### 6.3.2 $\beta$ $\gamma$ 廃棄物減容機の概要

$\beta$   $\gamma$  廃棄物の低減化にあたっては、廃棄物を定形バッグ内で真空圧縮して廃棄物容器への充填率を高める方法を採用した。対象とする廃棄物は、廃棄物処理場への定常的引き渡しが困難なホットセル内で発生する高線量（5mSv/h 以上）の廃棄物で、発生量が比較的多く、かつ減容効果が大きく期待出来る使用済みの紙ウエス、布、酢酸ビニールシート等とした。本減容機は、廃棄物を収納するバッグの保持機構、廃棄物が収納されたバッグの開口部を事前に貼り付けた両面粘着テープによりシールする際のバッグ締め付け・押さえ機構、バッグに収納された廃棄物を真空ポンプにより真空圧縮する際に真空ポンプとバッグ・吸引ノズルとの間を連結する真空圧縮機構及び真空ポンプから構成される。 $\beta$   $\gamma$  廃棄物減容機の外観を Photo. 6.2.1 に示す。

本減容機は、ホットセル内での使用を考慮して小型（750W×430D×390Hmm）で、かつ全ての取扱い操作においてマニプレータによる遠隔操作が可能な構造とした。バッグは、廃棄物容器（約 30 l）への充填を考慮して容量を約 12l とし、また、真空ポンプとの連結を行う吸引ノズル部の吸引口には逆止弁を取り付けて真空漏れを防止した。真空ポンプは、排気速度が 120/min、到達圧力が  $6.65 \times 10^3$  Pa のものを使用した。

### 6.3.3 モックアップ試験の概要

本減容機の減容効果及び遠隔操作性を確認するため、使用済みの紙ウエス、布、酢酸ビニールシート等を想定した模擬廃棄物によるモックアップ試験を実施した。

減容効果の確認では、従来のマニプレータによる廃棄物容器への押し込み充填を想定したときの廃棄物重量と、本減容機を用いての重量を比較することで確認した。また、遠隔操作性の確認では、マニプレータによる遠隔操作を想定して、バッグの取り付け、廃棄物のバッグ内への充填、両面粘着テープによるバッグのシール、真空圧縮による廃棄物の減容からバッグの取り外しまでの一連の操作を行うことで確認した。

### 6.3.4 モックアップ試験の結果

減容効果では、従来の押し込み充填に対して約 20%の減容効果が得られ、廃棄物の低減化において

有効な手段であることが確認されたとともに、真空ポンプの能力向上を図ることで、更なる減容効果が期待できる。真空圧縮状態のバッグ内廃棄物の外観を Photo. 6.2.2 に示す。

遠隔操作性では、バッグのシール時においてシール面出しに困難を要し真空漏れが懸念される。このため、より確実なバッグのシール性を確保できる溶着シール方式の採用を検討する必要がある。また、廃棄物の真空圧縮時において真空ポンプとの連結を行うバッグ・吸引ノズル部の吸引口が横置きのため、バッグによる閉塞が生じ減容効果の低下が懸念される。このため、吸引口を縦置きに変更しバッグの閉塞を防止する必要がある。

### 6.3.5 まとめ

廃棄物の低減化対策の一環として、 $\beta\gamma$ 廃棄物減容機の開発に着手し、モックアップ試験による減容効果及び遠隔操作性の確認により、実用化に向けた課題が抽出され、廃棄物の低減化に対する見通しが得られた。また、今後は、これらの課題を克服し、実用化を図る計画である。

### 参考文献

- [1] ホット試験施設管理部：“ホット試験施設管理部 施設の運転管理(平成 18 年度)”、  
JAEA-Review 2007-059(2007)

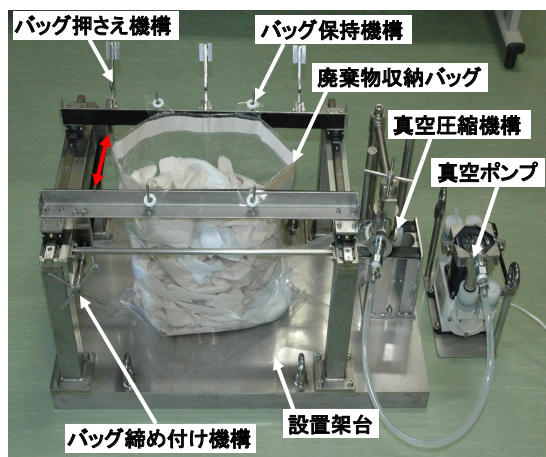


Photo. 6.2.1  $\beta\gamma$  廃棄物減容機の外観



Photo. 6.2.2 真空圧縮状態のバッグ内廃棄物

## 7. 安全衛生関係

### 7.1 安全衛生管理実施計画

施設の事故・故障等及び職員等の災害を未然に防ぎ、安全意識の向上及び安全確保の徹底を図るとともに、職員等の健康管理の充実を図るため、平成 19 年度原子力科学研究所安全衛生管理実施計画が次のように定められた。

安全衛生管理の目標	<ul style="list-style-type: none"> <li>作業安全の確保及び健康管理の充実</li> </ul>
安全衛生管理のポイント	<ul style="list-style-type: none"> <li>規則等の遵守及び適正な作業計画に基づく作業の励行</li> <li>KY・TBM の実施及び安全情報の共有化の徹底</li> <li>心身両面にわたる健康管理及び過重労働と受動喫煙の防止</li> <li>危機管理意識の充実と異常時における対外対応の向上</li> </ul>
重点項目	<ul style="list-style-type: none"> <li>自主保安活動の推進による作業安全の確保</li> <li>一人ひとりの危険に対する感受性及び安全意識の向上と、教育訓練の充実</li> <li>健康管理の充実と労働衛生活動への積極的な取り組み</li> </ul>

上記に基づき、平成 19 年度ホット試験施設管理部安全衛生管理実施計画を定め、所管する施設（燃料試験施設、WASTEF、ホットラボ、プルトニウム研究 1 棟、JRR-3 実験利用棟（第 2 棟）、ウラン濃縮研究棟、第 2 研究棟、第 4 研究棟、環境シミュレーション試験棟、高度環境分析研究棟及び核燃料倉庫の 11 施設）の安全衛生管理の一層の推進を図るため、部内における安全衛生管理活動を実施した。

### 7.2 重点項目の実施状況

#### 7.2.1 自主保安活動の推進による作業安全の確保

所内の工事並びに施設、設備、機器等の運転、保守及び利用にあたっては、作業安全確保の観点から保安規定、要領、手引等を的確に定め、作業管理を行い、基本に立ち返って安全の確保を徹底した。また、これら所内規定等及び関連法令の遵守、記録管理の徹底を行い、品質保証を取り込んだ保安規定などの確実な運用による保安活動のより一層の向上を図り、事故、故障等の発生防止に努めた。さらに、職場の実態（非定常作業、新たな作業）に応じたリスクアセスメントの推進を図った。

施設・設備の経年劣化による故障等を防止するための点検を励行するとともに、耐用年数、設備環境等を勘案し、構成機器の整備・定期交換を行い、災害の発生防止に努めた。また、作業工程に係る情報及び安全関連情報の共有化を一層充実させ、作業安全の確保を図った。

化学物質等安全データシート（MSDS）を有効に活用して作業環境の改善に努めるとともに、職員等に危険有害性に関する情報の周知徹底を図り、化学物質等からの労働災害の防止に努めた。

工事・作業安全マニュアル等を活用し、工事・作業の安全確保に努めるとともに、適正な作業計画に基づく作業の励行を図った。又、事故・トラブルから得られた教訓を水平展開し、事故・トラブル

の未然防止に努めた。

所管する施設、作業環境等について、始業・終業点検並びに課長等による月例巡視点検を励行することにより、作業環境等の正常な維持に努めた。

部長等による安全衛生パトロールを実施し、作業安全の徹底を図った。

### 7.2.2 教育訓練の確実な実施による安全意識の向上

施設・設備等の特性、操作方法等の理解・習熟、安全確保意識の醸成及び規則等の遵守に重点を置いた教育訓練を充実するとともに、過去の事例から得られる教訓の浸透を図った。

安全衛生に係る各種講演会、研修会等に参加させ、施設の保安及び作業の安全管理に係る法定有資格者について可能な限り数値目標を定め、その育成に努めた。

原子力災害対策特別措置法、茨城県原子力安全協定、原子力事業者防災業務計画、その他所内規定類、施設・設備の運転、取扱手引等について、一層の周知徹底を図った。

火災発見時の「119 番通報」を迅速に行うことを徹底する他、緊急時における対応の向上を図るため、保安教育及び防災訓練を実施した。

職場における一人ひとりの役割と責任の自覚、基本動作（5S を含む：整理、整頓、清掃、清潔、しつけ）、KY・TBM（危険予知活動とツールボックスミーティング）を実施した。

### 7.2.3 健康管理の充実と労働衛生活動への積極的な取り組み

定期健康診断等による疾病の予防、早期発見に努め、健康管理に係る措置の徹底を図るとともに、産業医、保健師等による心身両面にわたる保健指導等を受診し、健康の保持増進に努めた。

職員等の健康障害を防止するため、産業医、衛生管理者及び部課長による職場巡視を行い、不衛生箇所の摘出と是正に努め、良好な作業環境の維持に努めた。

受動喫煙の防止を含む快適職場づくりを目指した活動の推進及び個人の健康管理意識の浸透を進めることにより職員等個々の意識を向上させる活動を実施した。

## 7.3 部安全衛生管理の実施状況

### 7.3.1 安全衛生会議の開催

#### (1) 部安全衛生会議

- |                   |                  |
|-------------------|------------------|
| ● 第1回:平成19年4月13日  | ● 第2回:平成19年6月13日 |
| ● 第3回:平成19年6月22日  | ● 第4回:平成19年9月4日  |
| ● 第5回:平成19年9月14日  | ● 第6回:平成19年12月5日 |
| ● 第7回:平成19年12月21日 | ● 第8回:平成20年3月10日 |
| ● 第9回:平成20年3月24日  |                  |

#### (2) 建家安全衛生連絡協議会（第4研究棟）

- |                   |                  |
|-------------------|------------------|
| ● 第1回:平成19年6月29日  | ● 第2回:平成19年9月26日 |
| ● 第3回:平成19年12月25日 | ● 第4回:平成19年3月25日 |

- (3) 課安全衛生管理担当者連絡会議
- 第1回:平成19年4月6日
  - 第2回:平成19年6月5日
  - 第3回:平成19年8月28日
  - 第4回:平成19年10月22日
- (4) 課安全衛生会議
- 部内各課においては、毎月1回以上開催した。

### 7.3.2 安全衛生パトロールの実施日

- (1) 所長安全衛生パトロール
- 今年度は、所長安全衛生パトロールを実施した部内施設はなかった。
- (2) 部長等による安全衛生パトロール
- 所管する燃料試験施設、WASTEF、ホットラボ、プルトニウム研究1棟、JRR-3実験利用棟(第2棟)、ウラン濃縮研究棟、第2研究棟、第4研究棟、環境シミュレーション試験棟、高度環境分析研究棟及び核燃料倉庫の11施設について4回実施した。
- 第1回:平成19年6月18日～19日
  - 第2回:平成19年9月10日～12日
  - 第3回:平成19年12月17日～19日
  - 第4回:平成20年3月17日～18日
- (3) 建家安全衛生管理者による安全衛生パトロール(第4研究棟)
- 第1回:平成19年6月18日
  - 第2回:平成19年9月11日
  - 第3回:平成19年12月18日
  - 第4回:平成20年3月17日
- (4) 課長等による安全衛生パトロール
- 部内各課においては、毎月1回実施した。

### 7.3.3 産業医及び衛生管理者による職場巡視

- (1) 産業医による職場巡視
- 平成19年5月17日 (JRR-3実験利用棟(第2棟))
  - 平成19年5月21日 (ホットラボ)
  - 平成19年6月21日 (研究2棟、プルトニウム研究1棟)
  - 平成19年7月23日 (研究3棟)
  - 平成19年8月9日 (研究4棟)
  - 平成19年9月6日 (燃料試験施設)
  - 平成19年10月4日 (WASTEF、環境シミュレーション試験棟)
- (2) 衛生管理者による職場巡視
- 平成19年7月4日 (WASTEF、環境シミュレーション試験棟)
  - 平成19年9月5日 (ウラン濃縮研究棟)
  - 平成19年10月31日 (第2研究棟)
  - 平成19年11月7日 (第3研究棟)
  - 平成19年11月14日 (第4研究棟)

- 平成 19 年 11 月 28 日 (JRR-3 実験利用第 2 棟)
- 平成 19 年 12 月 12 日 (燃料試験施設)
- 平成 20 年 1 月 9 日 (JRR-3 実験利用第 2 棟)
- 平成 20 年 1 月 16 日 (ホットラボ)

#### 7.3.4 保安教育の実施状況

安全意識の醸成及び規則等の遵守に重点を置いて、核燃料物質使用施設等保安規定、放射線障害予防規程、少量核燃料物質使用施設等保安規則、X 線装置保安規則及び労働安全衛生法等法制化された教育訓練を各施設及び各課において職員等及び長期業者（年間契約請負業者）については、年間計画に従って実施し、新入職員、異動職員については、就業前に全項目について実施した。なお、短期業者については、その都度作業前に実施した。教育訓練記録は教育訓練記録票及び総括表に記録し保存している。

#### 7.3.5 保安訓練の実施状況

##### (1) 県主導通報連絡訓練

19 年度における県主導通報連絡訓練は、平成 19 年 7 月 13 日（金）8:00 から、ウラン濃縮研究棟で火災事故を想定して実施された。

##### (2) 自主防災訓練

19 年度「防災週間」における自主防災訓練を下記のとおり実施した。

原子力科学研究所においては、大規模地震発生時の危機管理に資するため、自主防災訓練の想定災害として大規模地震を選定し、施設等点検及び人員掌握の訓練を実施した。

当部においては更に招集訓練（事故現場防護活動組織を編成）、避難訓練等を実施した。

- 実施日時： 平成 19 年 9 月 3 日（月）13:30～
- 対象範囲： 地震発生時に原子力科学研究所の敷地内で業務に従事する全ての者（業者及び見学者等も含む）及び施設
- 想定震度： 水戸地区震度 6 弱
- 訓練内容： 施設点検、人員掌握
- 実施方法： 原子力科学研究所地震対応要領及びホット試験施設管理部の地震後の施設点検マニュアルに従って実施した。

##### (3) 通報訓練 (Table 7.2.1 参照)

19 年度の部内通報訓練は下記のとおり実施した。

- 第 1 回： 平成 19 年 4 月 28 日（土）及び 5 月 9 日（水）
- 第 2 回： 平成 19 年 11 月 2 日（金）～15 日（木）

##### (4) 消火訓練

核燃料物質使用施設等保安規定、少量核燃料物質使用施設等保安規則、放射線障害予防規程、事故対策規則等に基づき当部所管施設関係者及び近隣施設職員等を対象に消火訓練を実施した。

- 第 1 回： 平成 19 年 11 月 5 日（月）13:30～15:00 燃料試験施設駐車場
- 第 2 回： 平成 19 年 11 月 7 日（水）13:30～15:00 ホットラボ駐車場



- 参加状況： 参加者 総数 273 名（部外者を含む）

(5) 総合訓練（Table 7.2.2 参照）

訓練の目的は、管理区域内での火災を想定し、通報連絡、事故現場指揮所の設置、初期活動（消火）、事故対応、人員掌握（招集・避難）、施設の事故現場防護活動組織体制の確認、部内での支援体制等について総合的に訓練するものである。訓練で得た体験を生かして事故対応要領等の見直し、事故に際しては、冷静かつ的確に対応するための訓練である。

- 実施日時： 平成 20 年 3 月 14 日（金） 13:30～15:30
- 対象施設： 燃料試験施設
- 想定事故： 燃料試験施設管理区域内  $\beta$   $\gamma$  コンクリート No.2 セル IR で、放射性汚染物を切断中に切粉が飛び散り、周囲のビニールシート、紙ウエス等に引火、また、使用中の可燃カートンボックスに延焼した。この火災により、放射性物質が環境に放出するおそれが生じる事態となった。
- 参加施設： 燃料試験施設、WASTEF、環境シミュレーション試験棟、高度環境分析研究棟、ホットラボ、核燃料倉庫、プルトニウム研究 1 棟
- 参加状況： 参加者数 157 名

#### 7.4 法定有資格者の育成

所内・外で開催される講習会、講演会、研修会等には、可能な限り積極的に参加し、業務上必要な法定有資格者の育成に努めた。また、技術士（原子力・放射線部門）、核燃料取扱主任者及び放射線取扱主任者試験の受験に際しては、部内において受験者を選考し、多くの専門技術者の養成に努めている。本年度は、技術士（第二次試験合格）1 名、技術士（第一次試験合格）1 名、放射線取扱主任者試験合格（第 1 種、第 2 種）1 名及び内部品質監査員 3 名の方が資格取得している。

Table 7.2.1 保安訓練（通報訓練）実施実績一覧（平成 19 年度）

## 〔第 1 回 勤務時間外通報連絡訓練〕

対象施設	実施日時	受信率（受信者／対象者）
① 燃料試験施設	H19.4.28 8:05～8:44	79% (27/34 名)
② WASTEF	H19.4.28 8:09～9:08	81% (26/32 名)
③ ホットボク及び核燃料倉庫	H19.4.28 8:03～8:40	79% (33/42 名)
④ 環境シミュレーション試験棟	H19.5.9 19:34～19:52	80% (33/41 名)
⑤ 高度環境分析研究棟	H19.4.28 8:42～9:00	76% (26/34 名)
⑥ プルトニウム研究 1 棟	H19.4.28 8:29～9:10	79% (22/28 名)

## 〔第 2 回 勤務時間外通報連絡訓練〕

対象施設	実施日時	受信率（受信者／対象者）
① 燃料試験施設	H19.11.2 20:00～20:20	71% (32/45 名)
② WASTEF	H19.11.2 20:07～20:39	84% (27/32 名)
③ ホットボク及び核燃料倉庫	H19.11.2 20:09～20:44	73% (22/30 名)
④ 環境シミュレーション試験棟	H19.11.2 20:19～20:44	63% (27/43 名)
⑤ 高度環境分析研究棟	H19.11.2 20:24～20:40	66% (21/32 名)
⑥ プルトニウム研究 1 棟	H19.11.12 20:02～20:20	91% (20/22 名)
⑦ 第 2 研究棟	H19.11.15 20:00～20:23	62% (33/53 名)
⑧ ウラン濃縮研究棟	H19.11.13 20:02～20:24	71% (15/21 名)
⑨ JRR-3 実験利用棟(第 2 棟)	H19.11.14 20:02～20:20	84% (21/25 名)
⑩ 第 4 研究棟	H19.11.8 20:02～20:44	73% (98/134 名)

Table 7.2.2 総合訓練参加者 部門別一覧 (平成 19 年度)

《燃料試験施設関係者：47名》		《環境シミュレーション試験棟関係者：28名》	
・ホット試験施設管理部	4名	・廃棄物・廃止措置安全評価研究 Gr	23名
・ホット試験施設管理部業務課	4名	・工務第3課	5名
・ホット試験技術課	5名		
・実用燃料試験課	22名	《高度環境分析研究棟関係者：26名》	
・工務第3課	6名	・環境・原子力微量分析研究 Gr	18名
・放射線管理第2課	4名	・放射性廃棄物資源化研究 Gr	1名
・燃料安全研究 Gr	2名	・工務第1課	4名
		・放射線管理第1課	3名
《WASTEF 関係者：27名》		《ホットホブ及ひ核燃料倉庫関係者：19名》	
・ホット材料試験課	21名	・未照射燃料管理課	13名
・工務第3課	4名	・工務第3課	3名
・放射線管理第3課	0名	・放射線管理第1課	3名
・環境動態研究 Gr	2名		
《燃料・RI 施設管理課関係者：10名》			
・燃料・RI 施設管理課関係者	10名		

## あしがき

本年度においては、各施設共年度当初に策定した年間使用計画に基づいて本体施設、特定施設及び放射線管理施設の運転、保守、点検業務等を適切に実施し、円滑な安全・安定運転を継続した。

原子力科学研究所の全ての施設等を対象に7月から8月の約1ヶ月に亘り、施設の運転を停止して安全確認点検調査を行ったが、ホット試験施設管理部内各施設における運転管理は、いずれも年度当初の計画どおりに進捗した。

燃料試験施設においては、受託業務として55GWd/t先行照射燃料被覆管を用いた中温引張試験等2件を実施した。一方、所内利用では、燃料等安全高度化対策事業としてNSRRパルス照射関連の照射後試験、LOCA試験用試料関連の照射後試験を実施するとともに、新クロスオーバー研究に関する照射後試験を実施した。廃棄物安全試験施設においては、材料研究関連でIASCCに係る照射後試験としてSSRT試験やUCL試験等を実施した。また、燃料研究関連では反応度事故時燃料挙動模擬試験の一環として、NSRRパルス照射燃料の発熱量等測定試料作製のための燃料溶解等を実施した。ホットラボにおいては、原子力科学研究所の中期廃止措置計画に則って前年度に引き続き、鉛セルの不要機器等の撤去及び管理区域内の不用物品の整理を実施した。また、原子力科学研究所内の研究目的の終了した未照射核燃料物質一括管理施設として、貯蔵室の改修工事を完了して運用を開始した。

その他、プルトニウム研究1棟、第2研究棟、第4研究棟、JRR-3実験利用棟（第2棟）、ウラン濃縮研究棟、高度環境分析研究棟、環境シミュレーション試験棟及び核燃料倉庫について、それぞれの施設管理業務を行った。

本報告書は、ホット試験施設管理部、工務技術部及び放射線管理部の関係者が執筆し、ホット試験施設管理部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り、照射後試験施設の利用者等の手引きとして、またホットラボワークの技術継承の有効な手段として役立つものと期待しており、今後も継続していく所存である。本報告作成にあたり、この場を借りてご協力頂いた他の関係各位に謝意を表したい。

ホット試験技術課長 佐川 民雄

## ホット試験施設管理部年報編集委員

委員長 佐川 民雄	(ホット試験技術課)
三瓶 真一	(ホット試験技術課)
大内 菜穂子	(ホット試験業務課)
石川 明義	(実用燃料試験課)
串田 輝雄	(ホット材料試験課)
金澤 浩之	(未照射燃料管理課)
糸永 文雄	(燃料・RI施設管理課)

## 付録1. 官庁許認可申請一覧

## 1.1 核燃料物質使用に係る許認可申請

## (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
廃棄物安全試験施設	H19.9.21	年間予定使用量の変更等	H19.11.13
プルトニウム研究1棟 及びウラン濃縮研究棟	H20.3.18	残存ホット配水管及び廃液輸送管の管理を明確化	H20年度許可取得予定

## (2) 施設検査申請

施設名	申請年月日	件名	合格年月日
ホットラボ	H19.11.19	使用施設の設備のうち貯蔵室B内フード、貯蔵施設の設備のうち貯蔵室A内しゃへい付保管庫貯蔵室B内保管庫、廃棄施設の設備のうち貯蔵室B内フード配管	H19.12.18

## (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 ホットラボ 廃棄物安全試験施設 プルトニウム研究1棟	H20.2.22	(1)工務技術部の組織改正に伴う特定施設に係る所掌業務の変更(1,2,3,5,7,8,10,12編) (2)廃液輸送管の範囲及び開閉弁に生じた汚染の閉じ込め措置を講じた位置を明確化し、撤去までその健全性を確保し適切に管理するための変更 (3)未照射核燃料物質の一括管理及び鉛セル使用の停止に係る変更許可(ホットラボ)に伴う変更 (4)腐食試験に使用する劣化ウランの年間予定使用量の増量及び天然ウランの年間予定使用量の減量に係る変更許可(WASTE)に伴う変更	H20.3.24

## 1.2 放射性同位元素使用に係る許認可申請

### (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
ホットラボ	H20.1.31	使用場所の削除、名称の変更、記載の削除、及び別添書類の見直し (BSS 取入含む)	H20.3.18

### (2) 施設検査申請

本年度のホット試験施設管理部に係る申請案件はない。

### (3) 放射線障害予防規程の変更届出

本年度のホット試験施設管理部に係る申請案件はない。

## 1.3 核燃料物質等運搬に係る許認可申請

### (1) 輸送容器の許認可変更申請

本年度のホット試験施設管理部に係る申請案件はない。

### (2) 核燃料物質等の運搬

施設名	申請年月日	件名	許可年月日
廃棄物安全試験施設	H20.1.30 原子力安全 基盤機構	核燃料物質等運搬物確認申請書 「放射化したステンレス鋼、イン コネル (照射済材料)」	H20.2.20 核燃料物質等運搬物 確認証
	H20.1.30 茨城県 公安委員会	同上	H20.2.19 核燃料物質等運搬証 明書 (届出)
	H20.2.1 国土交通省	同上	H20.2.22 核燃料物質運搬確認 証

## 1.4 核物質防護に係る許認可申請

### (1) 核物質防護規定の変更認可申請

施設名	申請年月日	件名	認可年月日
第4研究棟	H19.5.17	適用施設範囲の見直しに伴う認可変更申請（第4研究棟の削除）	H19.7.24

## 1.5 所内安全審査受審

### (1) 使用施設等安全審査委員会

施設名	受審年月日	件名
第2研究棟 第4研究棟	H19.5.24 (第21回) H19.6.28 (第22回)	第2・第4研究棟の核燃料物質の使用の変更の許可申請について（使用の方法等に係る変更等）
廃棄物安全試験施設	H19.7.24 (第23回)	原子力科学研究所核物質使用施設等保安規定第8編廃棄物安全試験施設の管理の一部改正について ・腐食試験に使用する劣化ウランの年間予定使用量の増量及び天然ウランの年間予定使用量の減量に係る変更許可に伴う変更
ホットラボ	H19.12.7 (第28回)	ホットラボの施設検査申請について（未照射燃料の一括管理関係）
ホットラボ	H19.12.20 (第29回)	ホットラボにおける保安規定の一部変更について（未照射燃料の一括管理関係）
燃料試験施設 ホットラボ 廃棄物安全試験施設	H20.1.31 (第31回)	工務技術部の組織改正に伴う変更
プルトニウム研究1棟 ウラン濃縮研究棟	H20.2.14 (第32回)	残存ホット排水管及び廃液輸送管に係る核燃料物質の使用の変更許可申請について

(2) 核物質防護委員会

施設名	受審年月日	件名
第4研究棟	H19.4.27	第6回核物質防護委員会 核燃料物質使用施設等核物質防護規定の一部改正の変更認可申請について (第4研究棟の削除及び廃棄物処理場の固体廃棄物保管施設の規程への取込み)
燃料試験施設 ホットラボ 廃棄物安全試験施設 プルトニウム研究1棟	H19.10.04	第7回核物質防護委員会 ・核燃料物質使用施設等核物質防護規定の変更について (ホットラボ DBT 対応) ・各要領の一部改正について (施設核物質防護要領、情報管理要領、緊急時対応計画、警備要領)
燃料試験施設 ホットラボ 廃棄物安全試験施設 プルトニウム研究1棟	H19.12.26	第8回 核物質防護委員会 施設核物質防護要領の制定及び一部改訂について (PP 訓練要領の制定、核物質防護訓練実施要領、緊急時対応計画)

1.6 その他

(1) 茨城県原子力安全協定に係る届出

施設名	提出年月日	件名	了解年月日
ホットラボ	H18.11.27	新增設等計画書 (核燃料物質貯蔵施設の設備の新設及び年間予定使用量の変更)	H19.4.16
廃棄物安全試験施設	H20.2.14	核燃料輸送物等輸送計画書の報告 「放射化したステンレス鋼、インコネル(照射済材料)」	-

1.7 部安全審査

施設名	受審年月日	件名
第2研究棟 第4研究棟	H19.6.11	第2、第4研究棟の核燃料変更申請について



全施設	H19.6.21	品質保証計画に係る3次文書の制定及び改正について
廃棄物安全試験施設	H19.7.10	廃棄物安全試験施設における保安規定及び本体施設使用手引の一部改正について
廃棄物安全試験施設 プルトニウム研究1棟	H19.11.30	本体施設定期自主検査要領の制定について
ホットラボ	H19.12.5	ホットラボにおける施設検査申請用計算書の品質保証について
ホットラボ	H19.12.10	ホットラボにおける保安規定の一部改正について
燃料試験施設 廃棄物安全試験施設 ホットラボ	H20.1.7	保安規定の一部改正について
プルトニウム研究1棟 ウラン濃縮研究棟	H20.2.5	核燃料変更申請について
燃料試験施設 廃棄物安全試験施設 ホットラボ プルトニウム研究1棟	H20.3.13	本体施設使用手引の一部改正について
燃料試験施設 廃棄物安全試験施設 ホットラボ 環境シミュレーション 試験棟		防護活動手引の一部改正について
全施設		3次文書の一部改正について

## 1.8 研究成果一覧

H19.4	題目	Development of in-pile SCC test technique and crack initiation behavior using pre-irradiated austenitic stainless steel at JMTR
	発表先	15th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE-15)
	発表者	宇賀地 弘和 <sup>a</sup> 、加治 芳行 <sup>b</sup> 、松井 義典 <sup>c</sup> 、遠藤 慎也、川又 一夫 <sup>d</sup> 、塚田 隆 <sup>a</sup> 永田 暢秋 <sup>e</sup> 、堂崎 浩二 <sup>e</sup> 、瀧口 英樹 <sup>e</sup> <sup>a</sup> 腐食損傷機構研究グループ、 <sup>b</sup> 原子力材料設計評価研究グループ、 <sup>c</sup> 照射試験開発課

		d JMTR ホットラボ課、e 日本原子力発電㈱
H19.4	題目	Effect of He/dpa on microstructures and tensile properties of type 304 stainless steel irradiated at 823 K to 1.9 dpa
	発表先	15th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE-15)
	発表者	三輪 幸夫 <sup>a</sup> 、井岡 郁夫 <sup>b</sup> 、富田 健、松井 義典 <sup>c</sup> a 腐食損傷機構研究グループ、b 次世代再処理材料開発特別グループ、c 照射試験開発課
H19.6	題目	Effect of neptunium ions on corrosion of ultra low carbon type 304 stainless steel in nitric acid solution
	発表先	Workshop on Structural Materials for Innovative Nuclear Systems
	発表者	加藤 千明 <sup>a</sup> 、本岡 隆文 <sup>a</sup> 、沼田 正美、遠藤 慎也、山本 正弘 <sup>a</sup> a 防食材料技術開発グループ
H19.6	題目	Formation of atomic-scale graded structure in Se-Te semiconductor under strong gravitational field
	発表先	Journal of Applied Physics 101,113502-1,2007
	発表者	Huang, X. S. <sup>a</sup> 、小野 正雄 <sup>b</sup> 、上野 秀人 <sup>c</sup> 、井口 裕介 <sup>d</sup> 、富田 健、岡安 悟 <sup>b</sup> 、真下 茂 <sup>b</sup> a (独)産業技術総合研究所、b 極限環境場物質探索グループ、c ダイハツ工業㈱、d 熊本大学
H19.8	題目	Grain boundary character of cracks observed in IASCC and IGSCC
	発表先	13th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems
	発表者	三輪 幸夫 <sup>a</sup> 、加治 芳行 <sup>b</sup> 、塚田 隆 <sup>a</sup> 、加藤 佳明 <sup>c</sup> 、富田 健、永田 暢秋 <sup>d</sup> 、堂崎 浩二 <sup>d</sup> 、瀧口 英樹 <sup>d</sup> a 腐食損傷機構研究グループ、b 原子力材料設計評価研究グループ、c ホットラボ管理課 d 日本原子力発電㈱
H19.9	題目	バッグアウト・バッグイン方式による大型グローブボックス・パネルの交換技術
	発表先	日本原子力学会 2007 年秋の大会
	発表者	沼田 正美、古宮 友和、桜庭 直敏、宇佐美 浩二、喜多川 勇、富田 健
19.9	題目	高速炉用水素化物中性子吸収材の開発；(3) 照射試験研究
	発表先	日本原子力学会 2007 年秋の大会
	発表者	相沢 静男 <sup>a</sup> 、雨澤 博男 <sup>b</sup> 、三瓶 真一、土屋 文 <sup>c</sup> 、鳴井 実 <sup>c</sup> 、小無 健司 <sup>c</sup> a JMTR ホットラボ課、b (財)原子力安全研究センター、c 東北大学金属材料研究所
H19.9	題目	長寿命プラント照射損傷管理技術に関する研究開発；(2) 実炉組合照射 (JRR-3⇔常陽) 及びホット施設 (WASTEF, JMTR-HL, MMF, FMF) 作業の計画と実施
	発表先	日本原子力学会 2007 年秋の大会
	発表者	松井 義典 <sup>a</sup> 、鍋谷 栄昭 <sup>a</sup> 、楠 剛 <sup>b</sup> 、高橋 広幸 <sup>b</sup> 、相沢 雅夫 <sup>c</sup> 、仲田 祐仁、沼田 正美、宇佐美 浩二、遠藤 慎也、伊藤 和寛 <sup>d</sup> 、岩松 重美 <sup>e</sup> 、米川 実 <sup>e</sup> 、北村 了一 <sup>f</sup> 、山本 雅也 <sup>f</sup> 、阿部 和幸 <sup>g</sup> 、吉川 勝則 <sup>g</sup> 、吉武 庸光 <sup>h</sup> 、菊地 泰二 <sup>i</sup> 、

		石川 和義 <sup>i</sup> 、青砥 紀身 <sup>j</sup> a 照射技術課、b 研究炉利用課、c NSRR 管理課、d 利用調整課、e JMTR ホットラボ課 f 高速炉技術課、g 集合体試験課、h 材料試験課、i 工作技術課 j 次世代原子力システム研究開発部門
H19.9	題目	高純度 SUS304 系合金の照射後 SSRT 特性への S, P, C, Ti 添加の影響
	発表先	日本原子力学会 2007 年秋の大会
	発表者	中野 純一 <sup>a</sup> 、根本 義之 <sup>a</sup> 、沼田 正美、田口 剛俊 <sup>b</sup> 、塚田 隆 <sup>c</sup> a 腐食損傷機構研究グループ、b ホットラボ管理課、c 原子力基礎工学研究部門
H19.9	題目	Improved technique to measure hydrogen concentration in the cross section of the fuel cladding
	発表先	European Working Group "Hot Laboratories and Remote Handling" Plenary Meeting 2007
	発表者	小野澤 淳、原田 晃男、本田 順一、安田 良 <sup>a</sup> 、仲田 祐仁、金澤 浩之 西野 泰治 a 中性子イメージング・分析研究グループ
H19.12	題目	In-situ SCC observation on thermally-sensitized and cold-worked type 304 stainless steel irradiated to $1 \times 10^{25}$ n/m <sup>2</sup>
	発表先	13th International Conference on Fusion Reactor Materials (ICFRM-13)
	発表者	中野 純一 <sup>a</sup> 、根本 義之 <sup>a</sup> 、三輪 幸夫 <sup>a</sup> 、宇佐美 浩二、塚田 隆 <sup>a</sup> 、秀 耕一郎 <sup>b</sup> a 腐食損傷機構研究グループ、b (財)電力中央研究所
H20.2	題目	Thermal conductivity of AmO <sub>2-x</sub>
	発表先	Journal of Nuclear Materials, 373, 1-3, 295-298
	発表者	西 剛史 <sup>a</sup> 、高野 公秀 <sup>a</sup> 、伊藤 昭憲 <sup>a</sup> 、赤堀 光雄 <sup>a</sup> 、荒井 康夫 <sup>a</sup> 、湊 和生 <sup>b</sup> 、沼田 正美 a 超ウラン元素燃料高温化学研究グループ、b 原子力基礎工学研究部門
H20.2	題目	ホット試験施設管理部 施設の運転管理 (平成 18 年度)
	発表先	JAEA-Review 2007-059
	発表者	ホット試験施設管理部
H20.3	題目	高速炉用水素化物中性子吸収材の開発 ; (8) 高速実験炉「常陽」を用いた照射試験計画の概要と中間報告
	発表先	日本原子力学会 2008 年春の年会
	発表者	伊藤 和寛 <sup>a</sup> 、山本 雅也 <sup>b</sup> 、前田 宏治 <sup>c</sup> 、赤坂 尚昭 <sup>d</sup> 、原田 晃男、小無 健司 <sup>e</sup> a 利用調整課、b 高速炉技術課、c 集合体試験課、d 材料試験課、e 東北大学
H20.3	題目	マイナーアクチノイド窒化物固溶体の熱伝導率
	発表先	日本原子力学会 2008 年春の年会
	発表者	西 剛史 <sup>a</sup> 、伊藤 昭憲 <sup>a</sup> 、高野 公秀 <sup>a</sup> 、沼田 正美、古宮 友和、赤堀 光雄 <sup>a</sup> 、荒井 康夫 <sup>a</sup> 、湊 和生 <sup>b</sup>

		a 超ウラン元素燃料高温化学研究グループ b 原子力基礎工学研究部門
H20.3	題目	反射電子像の画像解析による照射済被覆管の水素濃度測定
	発表先	日本原子力学会 2008 年春の年会
	発表者	本田 順一、小野澤 淳、更田 豊志 <sup>a</sup> 、宇田川 豊 <sup>b</sup> 、三田 尚亮、菊池 博之 a 原子炉施設安全評価研究ユニット、b 燃料安全評価研究グループ
H20.3	題目	原子力船「むつ」使用済燃料の再組立
	発表先	日本原子力学会 2008 年春の年会
	発表者	神永 敬久、二瓶 康夫、木村 康彦、菊池 博之、高橋 五志生、松浦 孝信、 鈴木 和博、北村 敏勝 <sup>a</sup> 、佐藤 泰雄 <sup>b</sup> 、畑中 一男 <sup>c</sup> a むつ事務所、b 施設管理課、c(財)日本海洋科学振興財団
H20.3	題目	照射された低放射化フェライト鋼の引張強度特性－硬さ相関
	発表先	日本金属学会 2008 年春期 (第 142 回) 大会
	発表者	安堂 正己 <sup>a</sup> 、若井 栄一 <sup>b</sup> 、谷川 博康 <sup>a</sup> 、川崎 泰 a 核融合炉構造材料開発グループ、b 耐照射性原子力材料開発グループ

## 付録2. 表彰

### 《機構外》

#### H19.5 経済産業省 平成19年度原子力エネルギー安全実務功労者表彰

「さまざまな原子力エネルギー利用・開発に係わる照射後試験施設における試験及び安全運転管理業務の多年にわたる尽力」

- ・ホット試験施設管理部 高橋 五志生

### 《機構内》

#### 原子力科学研究所長表彰

#### H20.3 安全功労賞

「安全確認点検調査の推進による安全確保への貢献」

安全確認点検調査委員会総括グループ

- ・ホット試験施設管理部 実用燃料試験課 原田 克也

#### H20.3 安全功労賞

「原子力科学研究所における品質保証マネジメントシステム構築への貢献」

品質マネジメントシステム構築グループ

- ・ホット試験施設管理部 西野 泰治
- ・ホット試験施設管理部 ホット試験技術課 三瓶 真一
- ・ホット試験施設管理部 ホット材料試験課 仲田 祐仁

#### H20.3 創意工夫功労賞

「再処理施設の寿命評価のためのホット腐食試験に係る技術開発」

再処理施設腐食寿命評価試験技術開発グループ

- ・ホット試験施設管理部 ホット材料試験課 沼田 正美
- ・ホット試験施設管理部 ホット材料試験課 古宮 友和
- ・ホット試験施設管理部 ホット材料試験課 市瀬 健一
- ・原子力基礎工学研究部門 本岡 隆文、加藤 千明、上野 文義

#### H20.3 模範賞

「長年にわたるホットラボ施設等の安全運転・安全管理の遂行」

- ・ホット試験施設管理部 斎藤 光男

#### H20.3 模範賞

「長年にわたる原子力施設の安全運転・管理への貢献」

- ・ホット試験施設管理部 燃料・RI 施設管理課 須藤 健次

## 付録3. ホット試験施設管理部における国際協力

## 3.1 平成19年度受入研修生

氏名	Arif NUGROHO
所属	National Nuclear Energy Agency (BATAN) Center for Nuclear Fuel Technology
研修テーマ	照射後試験施設における運転・管理技術
受入期間	H19.9.12～H19.12.14 (3ヶ月)
受入協定	文部科学省原子力研究交流制度

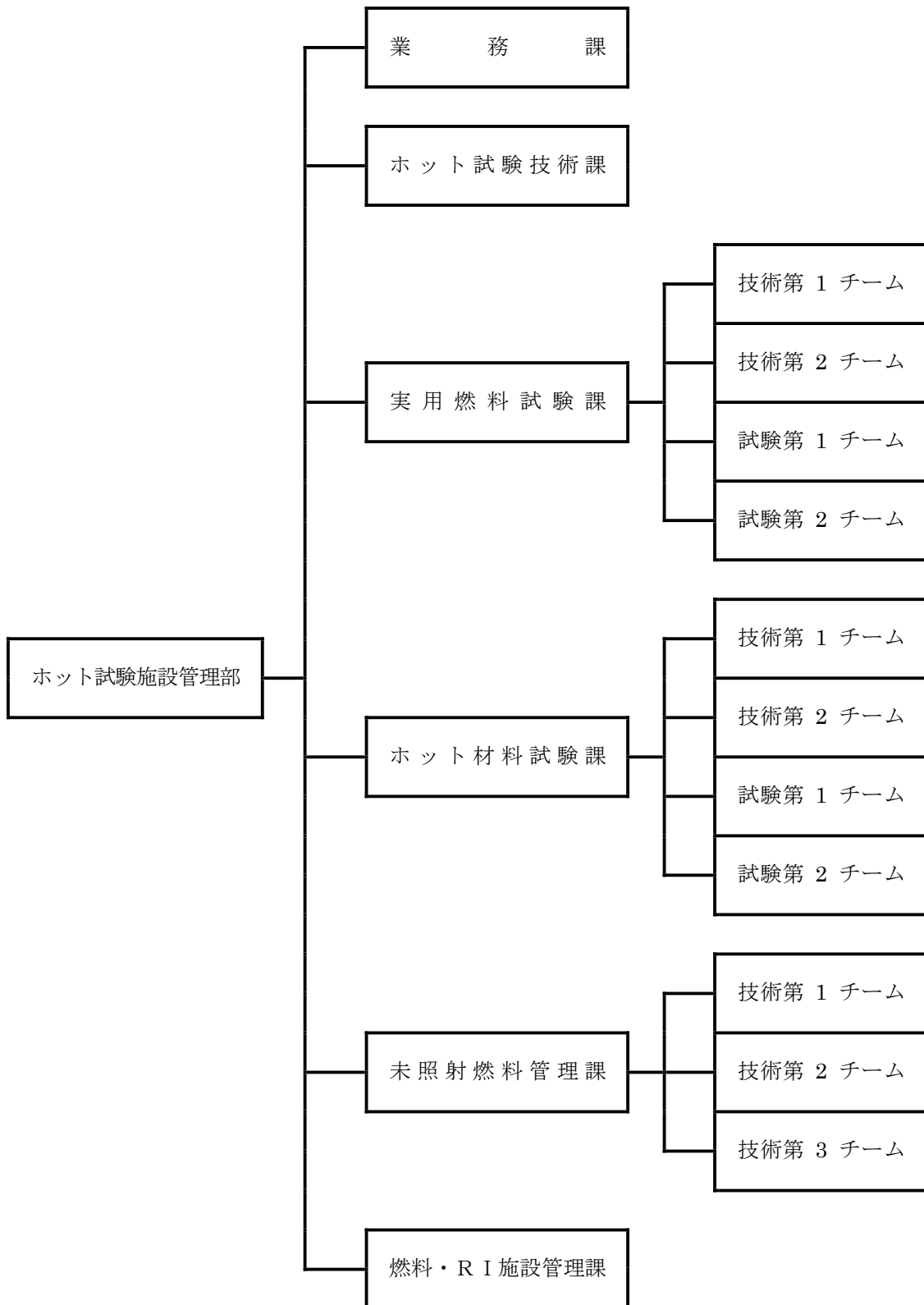
## 3.2 前年度までの国別受入研修生累計

国名	累計数
インドネシア	12名
中国	2名
韓国	1名
ブラジル	1名

## 付録4. ホット試験施設管理部 見学者等一覧

	見 学 者	人 数
平成19年4月	東海研究開発センター 施設見学会	56
平成19年5月	(財)放射線計測協会 第47回原子力教養講座	5
平成19年6月	会計検査院 文部科学第2課長 他1件	16
平成19年7月	経済産業省原子力安全・保安院原子力安全基盤小委員会 委員長 他1件	25
平成19年8月	サマー・サイエンスキャンプ 2007	18
平成19年10月	文部科学省科学技術・学術政策局 原子力安全課 他2件	20
平成19年11月	(財)放射線計測協会 第54回放射線管理入門講座 他1件	16
平成19年12月	経済産業省原子力安全・保安院 原子力安全技術基盤課 他 3件	24
平成20年2月	海上保安庁 第三管区海上保安本部、第七管区海上保安本部	20
平成20年3月	文部科学省 科学技術・学術政策局 原子力安全課 他1件	8
合 計 (25件)		208

付録5. ホット試験施設管理部の組織





## ホット試験施設管理部年報 執筆者一覧

まえがき	植松 真一	(ホット試験施設管理部長)
1. 概要		
1.1 平成 19 年度の業務概要	三瓶 真一	(ホット試験技術課)
1.2 政令 41 条該当施設の管理	三瓶 真一	( )
1.3 技術開発	小野澤 淳	( )
2. 燃料試験施設の運転管理		
2.1 運転・利用状況	三田 尚亮	(実用燃料試験課)
2.2 保守・整備状況	長島 久雄	( )
	兼子 修一	(工務第 1 課)
2.3 放射線管理状況	宍戸 宣仁	(放射線管理第 2 課)
3. WASTE 等の運転管理		
3.1 運転・利用状況	市瀬 健一	(ホット材料試験課)
3.2 保守・整備状況	市瀬 健一	(ホット材料試験課)
	黒沢 重雄	(工務第 1 課)
3.3 放射線管理状況	二川 和郎	(放射線管理第 2 課)
3.4 高度環境分析研究棟及び環境シミュレーション試験棟の施設管理	串田 輝雄	(ホット材料試験課)
	砂部 礼三	(工務第 1 課 嘱託)
	松本 順	( )
	菊池 寿樹	(放射線管理第 1 課)
	二川 和郎	(放射線管理第 2 課)
4. ホットラボ等の運転管理		
4.1 運転状況	岡本 久人	(未照射燃料管理課)
	高野 利夫	( )
	飯田 省三	( )
4.2 保守・整備状況	菅野 義夫	( )
	大井 龍一	(工務第 2 課)
4.3 放射線管理状況	正路 卓也	(放射線管理第 1 課)
4.4 核燃料倉庫の施設管理	二瓶 康夫	(未照射燃料管理課)
	澤畑 勝紀	(放射線管理第 1 課)
5. プルトニウム研究 1 棟等の施設管理		
5.1 施設管理	糸永 文雄	(燃料・RI 施設管理課)
	加藤 政明	( )
	星野 修	( )

.....	舟橋 浩	(燃料・RI 施設管理課)
5.2 保守・整備状況 .....	加藤 政明	( )
.....	小澤 隆志	(工務第1課)
5.3 放射線管理状況 .....	山根 健路	(むつ事業所・保安管理課)
.....	加部東 正幸	(放射線管理第1課)
.....	小林 誠	(放射線管理第2課)
6. 試験技術開発		
6.1 中低レベルタンク及びセル系排水管除染の実施 ..	長島 久雄	(実用燃料試験課)
6.2 ハードクラッド除去技術の開発 .....	木村 康彦	( )
6.3 $\beta$ $\gamma$ 廃棄物減容機の開発 .....	沼田 正美	(ホット材料試験課)
7. 安全衛生関係 .....	斎藤 光男	(ホット試験施設管理部)
あとがき .....	佐川 民雄	(ホット試験技術課長)
付録		
付録1 官庁許認可一覧 .....	佐川 民雄	(ホット試験技術課長)
.....	石井 義規	(ホット試験業務課)
付録2 研究成果一覧 .....	大内菜緒子	( )
付録3 表彰 .....	ゝ	( )
付録4 ホット試験施設管理部における国際協力 .....	原田 晃男	(ホット試験技術課)
付録5 ホット試験施設管理部 見学者等一覧 .....	大内菜緒子	(ホット試験業務課)
付録6 ホット試験施設管理部の組織 .....	ゝ	( )

# 国際単位系 (SI)

表1. SI基本単位

基本量	SI基本単位	
	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
物質の量	モル	mol
光度	カンデラ	cd

表2. 基本単位を用いて表されるSI組立単位の例

組立量	SI基本単位	
	名称	記号
面積	平方メートル	m <sup>2</sup>
体積	立方メートル	m <sup>3</sup>
速度	メートル毎秒	m/s
加速度	メートル毎秒毎秒	m/s <sup>2</sup>
波数	毎メートル	m <sup>-1</sup>
密度, 質量密度	キログラム毎立方メートル	kg/m <sup>3</sup>
面積密度	キログラム毎平方メートル	kg/m <sup>2</sup>
比体積	立方メートル毎キログラム	m <sup>3</sup> /kg
電流密度	アンペア毎平方メートル	A/m <sup>2</sup>
磁界の強さ	アンペア毎メートル	A/m
量濃度 <sup>(a)</sup> , 濃度	モル毎立方メートル	mol/m <sup>3</sup>
質量濃度	キログラム毎立方メートル	kg/m <sup>3</sup>
輝度	カンデラ毎平方メートル	cd/m <sup>2</sup>
屈折率 <sup>(b)</sup>	(数字の)	1
比透磁率 <sup>(b)</sup>	(数字の)	1

(a) 量濃度 (amount concentration) は臨床化学の分野では物質濃度 (substance concentration) とよばれる。  
 (b) これらは無次元量あるいは次元1をもつ量であるが、そのことを表す単位記号である数字の1は通常は表記しない。

表3. 固有の名称と記号で表されるSI組立単位

組立量	SI組立単位			
	名称	記号	他のSI単位による表し方	SI基本単位による表し方
平面角	ラジアン <sup>(b)</sup>	rad	1 <sup>(b)</sup>	m/m
立体角	ステラジアン <sup>(b)</sup>	sr <sup>(e)</sup>	1 <sup>(b)</sup>	m <sup>2</sup> /m <sup>2</sup>
周波数	ヘルツ <sup>(d)</sup>	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>	m <sup>-1</sup> kg s <sup>-2</sup>
エネルギー, 仕事, 熱量	ジュール	J	N m	m <sup>2</sup> kg s <sup>-2</sup>
仕事率, 工率, 放射束	ワット	W	J/s	m <sup>2</sup> kg s <sup>-3</sup>
電荷, 電気量	クーロン	C		s A
電位差 (電圧), 起電力	ボルト	V	W/A	m <sup>2</sup> kg s <sup>-3</sup> A <sup>-1</sup>
静電容量	ファラド	F	C/V	m <sup>-2</sup> kg <sup>-1</sup> s <sup>4</sup> A <sup>2</sup>
電気抵抗	オーム	Ω	V/A	m <sup>2</sup> kg s <sup>-3</sup> A <sup>-2</sup>
コンダクタンス	ジーメンズ	S	A/V	m <sup>-2</sup> kg <sup>-1</sup> s <sup>3</sup> A <sup>2</sup>
磁束	ウェーバ	Wb	Vs	m <sup>2</sup> kg s <sup>-2</sup> A <sup>-1</sup>
磁束密度	テスラ	T	Wb/m <sup>2</sup>	kg s <sup>-2</sup> A <sup>-1</sup>
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A	m <sup>2</sup> kg s <sup>-2</sup> A <sup>-2</sup>
セルシウス温度	セルシウス度 <sup>(e)</sup>	°C		K
光照度	ルーメン	lm	cd sr <sup>(e)</sup>	cd
放射線量	グレイ	Gy	J/kg	m <sup>2</sup> s <sup>-2</sup>
放射線量当量, 周辺線量当量, 方向性線量当量, 個人線量当量	シーベルト <sup>(g)</sup>	Sv	J/kg	m <sup>2</sup> s <sup>-2</sup>
酸素活性	カタール	kat		s <sup>-1</sup> mol

(a) SI接頭語は固有の名称と記号を持つ組立単位と組み合わせても使用できる。しかし接頭語を付した単位はもはやコヒーレントではない。  
 (b) ラジアンとステラジアンは数字の1に対する単位の特別な名称で、量についての情報をつたえるために使われる。実際には、使用する時には記号rad及びsrが用いられるが、習慣として組立単位としての記号である数字の1は明示されない。  
 (c) 測光学ではステラジアンという名称と記号srを単位の表し方の中に、そのまま維持している。  
 (d) ヘルツは周期現象についてのみ、ベクレルは放射性核種の統計的過程についてのみ使用される。  
 (e) セルシウス度はケルビンの特別な名称で、セルシウス温度を表すために使用される。セルシウス度とケルビンの単位の大きさは同一である。したがって、温度差や温度間隔を表す数値はどちらの単位で表しても同じである。  
 (f) 放射性核種の放射能 (activity referred to a radionuclide) は、しばしば誤った用語で"radioactivity"と記される。  
 (g) 単位シーベルト (PV.2002.70.205) についてはCIPM勧告2 (CI-2002) を参照。

表4. 単位の中に固有の名称と記号を含むSI組立単位の例

組立量	SI組立単位		
	名称	記号	SI基本単位による表し方
粘力のモーメント	パスカル秒	Pa s	m <sup>-1</sup> kg s <sup>-1</sup>
表面張力	ニュートンメートル	N m	m <sup>2</sup> kg s <sup>-2</sup>
角速度	ニュートン毎メートル	N/m	kg s <sup>-2</sup>
角加速度	ラジアン毎秒	rad/s	m m <sup>-1</sup> s <sup>-1</sup> = s <sup>-1</sup>
熱流密度, 放射照度	ラジアン毎秒毎秒	rad/s <sup>2</sup>	m m <sup>-1</sup> s <sup>-2</sup> = s <sup>-2</sup>
熱容量, エントロピー	ワット毎平方メートル	W/m <sup>2</sup>	kg s <sup>-3</sup>
比熱容量, 比エントロピー	ジュール毎平方メートル	J/m <sup>2</sup>	kg s <sup>-2</sup>
比エントロピー	ジュール毎キログラム毎ケルビン	J/(kg K)	m <sup>2</sup> kg <sup>-1</sup> s <sup>-2</sup> K <sup>-1</sup>
熱伝導率	ジュール毎キログラム毎ケルビン	J/(kg K)	m <sup>2</sup> s <sup>-2</sup> K <sup>-1</sup>
体積エネルギー	ワット毎メートル毎ケルビン	W/(m K)	m kg s <sup>-3</sup> K <sup>-1</sup>
電荷の強さ	ジュール毎立方メートル	J/m <sup>3</sup>	m <sup>-1</sup> kg s <sup>-2</sup>
電荷密度	ボルト毎メートル	V/m	m kg s <sup>-3</sup> A <sup>-1</sup>
電表面積	クーロン毎立方メートル	C/m <sup>3</sup>	m <sup>-3</sup> s A
電束密度, 電気変位	クーロン毎平方メートル	C/m <sup>2</sup>	m <sup>-2</sup> s A
誘電率	クーロン毎平方メートル	C/m <sup>2</sup>	m <sup>-2</sup> s A
透磁率	ファラド毎メートル	F/m	m <sup>-3</sup> kg <sup>-1</sup> s <sup>4</sup> A <sup>2</sup>
モルエネルギー	ヘンリー毎メートル	H/m	m kg s <sup>-2</sup> A <sup>-2</sup>
モルエントロピー, モル熱容量	ジュール毎モル	J/mol	m <sup>2</sup> kg s <sup>-2</sup> mol <sup>-1</sup>
照射線量 (X線及びγ線)	ジュール毎モル毎ケルビン	J/(mol K)	m <sup>2</sup> kg s <sup>-2</sup> K <sup>-1</sup> mol <sup>-1</sup>
吸収線量率	クーロン毎キログラム	C/kg	kg <sup>-1</sup> s A
放射線量	グレイ毎秒	Gy/s	m <sup>2</sup> s <sup>-3</sup>
放射線当量	ワット毎ステラジアン	W/sr	m <sup>4</sup> m <sup>-2</sup> kg s <sup>-3</sup> = m <sup>2</sup> kg s <sup>-3</sup>
放射線当量率	ワット毎平方メートル毎ステラジアン	W/(m <sup>2</sup> sr)	m <sup>2</sup> m <sup>-2</sup> kg s <sup>-3</sup> = kg s <sup>-3</sup>
酵素活性濃度	カタール毎立方メートル	kat/m <sup>3</sup>	m <sup>-3</sup> s <sup>-1</sup> mol

表5. SI接頭語

乗数	接頭語	記号	乗数	接頭語	記号
10 <sup>24</sup>	ヨタ	Y	10 <sup>-1</sup>	デシ	d
10 <sup>21</sup>	ゼタ	Z	10 <sup>-2</sup>	センチ	c
10 <sup>18</sup>	エクサ	E	10 <sup>-3</sup>	ミリ	m
10 <sup>15</sup>	ペタ	P	10 <sup>-6</sup>	マイクログラム	μ
10 <sup>12</sup>	テラ	T	10 <sup>-9</sup>	ナノ	n
10 <sup>9</sup>	ギガ	G	10 <sup>-12</sup>	ピコ	p
10 <sup>6</sup>	メガ	M	10 <sup>-15</sup>	フェムト	f
10 <sup>3</sup>	キロ	k	10 <sup>-18</sup>	アト	a
10 <sup>2</sup>	ヘクト	h	10 <sup>-21</sup>	ゼプト	z
10 <sup>1</sup>	デカ	da	10 <sup>-24</sup>	ヨクト	y

表6. SIに属さないが、SIと併用される単位

名称	記号	SI単位による値
分	min	1 min=60s
時	h	1h=60 min=3600 s
日	d	1 d=24 h=86 400 s
度	°	1°=(π/180) rad
分	'	1'=(1/60)°=(π/10800) rad
秒	"	1"=(1/60)'=(π/648000) rad
ヘクタール	ha	1ha=1hm <sup>2</sup> =10 <sup>4</sup> m <sup>2</sup>
リットル	L, l	1L=1l=1dm <sup>3</sup> =10 <sup>3</sup> cm <sup>3</sup> =10 <sup>-3</sup> m <sup>3</sup>
トン	t	1t=10 <sup>3</sup> kg

表7. SIに属さないが、SIと併用される単位で、SI単位で表される数値が実験的に得られるもの

名称	記号	SI単位で表される数値
電子ボルト	eV	1eV=1.602 176 53(14)×10 <sup>-19</sup> J
ダルトン	Da	1Da=1.660 538 86(28)×10 <sup>-27</sup> kg
統一原子質量単位	u	1u=1 Da
天文単位	ua	1ua=1.495 978 706 91(6)×10 <sup>11</sup> m

表8. SIに属さないが、SIと併用されるその他の単位

名称	記号	SI単位で表される数値
バール	bar	1 bar=0.1MPa=100kPa=10 <sup>5</sup> Pa
水銀柱ミリメートル	mmHg	1mmHg=133.322Pa
オングストローム	Å	1 Å=0.1nm=100pm=10 <sup>-10</sup> m
海里	M	1 M=1852m
バイン	b	1 b=100fm <sup>2</sup> =10 <sup>-12</sup> cm <sup>2</sup> =10 <sup>-28</sup> m <sup>2</sup>
ノット	kn	1 kn=(1852/3600)m/s
ネーパ	Np	SI単位との数値的な関係は、対数量の定義に依存。
ベベル	B	
デジベル	dB	

表9. 固有の名称をもつCGS組立単位

名称	記号	SI単位で表される数値
エルグ	erg	1 erg=10 <sup>-7</sup> J
ダイン	dyn	1 dyn=10 <sup>-5</sup> N
ポアズ	P	1 P=1 dyn s cm <sup>-2</sup> =0.1Pa s
ストークス	St	1 St=1cm <sup>2</sup> s <sup>-1</sup> =10 <sup>-4</sup> m <sup>2</sup> s <sup>-1</sup>
スチルブ	sb	1 sb=1cd cm <sup>-2</sup> =10 <sup>4</sup> cd m <sup>-2</sup>
フォト	ph	1 ph=1cd sr cm <sup>-2</sup> 10 <sup>4</sup> lx
ガリ	Gal	1 Gal=1cm s <sup>-2</sup> =10 <sup>-2</sup> ms <sup>-2</sup>
マクスウェル	Mx	1 Mx=1G cm <sup>2</sup> =10 <sup>-8</sup> Wb
ガウス	G	1 G=1Mx cm <sup>-2</sup> =10 <sup>4</sup> T
エルステッド (c)	Oe	1 Oe≈ (10 <sup>3</sup> /4π) A m <sup>-1</sup>

(c) 3元系のCGS単位系とSIでは直接比較できないため、等号「▲」は対応関係を示すものである。

表10. SIに属さないその他の単位の例

名称	記号	SI単位で表される数値
キュリー	Ci	1 Ci=3.7×10 <sup>10</sup> Bq
レントゲン	R	1 R=2.58×10 <sup>-4</sup> C/kg
ラド	rad	1 rad=1cGy=10 <sup>-2</sup> Gy
レム	rem	1 rem=1 cSv=10 <sup>-2</sup> Sv
ガンマ	γ	1 γ=1 nT=10 <sup>-9</sup> T
フェルミ	f	1フェルミ=1 fm=10 <sup>-15</sup> m
メートル系カラット		1メートル系カラット=200 mg=2×10 <sup>-4</sup> kg
トル	Torr	1 Torr=(101 325/760) Pa
標準大気圧	atm	1 atm=101 325 Pa
カロリー	cal	1cal=4.1858J (「15°C」カロリー), 4.1868J (「IT」カロリー), 4.184J (「熱化学」カロリー)
マイクロン	μ	1 μ=1μm=10 <sup>-6</sup> m

