



バックエンド技術部年報（2010年度）

Annual Report for FY2010 on the Activities of Department of
Decommissioning and Waste Management (April 1, 2010 – March 31, 2011)

バックエンド技術部

Department of Decommissioning and Waste Management

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

November 2013

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, 2013

バックエンド技術部年報 (2010 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
バックエンド技術部

(2013 年 6 月 27 日受理)

本報告書は、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バックエンド技術部における 2010 年度 (2010 年 4 月 1 日から 2011 年 3 月 31 日まで) の活動をまとめたもので、所掌する施設の運転・管理、放射性廃棄物の処理と管理、施設の廃止措置に関する業務、関連する技術開発及び研究の概要を記載した。

2010 年度の放射性廃棄物の処理実績は、可燃性固体廃棄物が約 456m³、不燃性固体廃棄物が約 420m³、液体廃棄物が約 586m³ (希釈処理約 339m³ を含む) であった。保管体の発生数は、200L ドラム缶換算で 1,799 本であり、2010 年度末の累積保管体数は 135,460 本となった。

放射性廃棄物の管理を円滑に進めるため、埋設処分に対応できる廃棄物管理システムの整備及び高放射性固体廃棄物の新管理方式の導入に向けてしゃへい容器蓋開閉装置の設置と蓋式しゃへい容器の落下試験を実施した。廃止措置では、再処理特別研究棟の解体実地試験を継続するとともに、モックアップ試験室建家と液体処理場の廃止措置に着手した。クリアランスでは、約 758 トンについて確認証の交付を受けた。バックエンドに関連する研究・技術開発においては、埋設処分のための廃棄物分析、核燃料施設解体に関する調査を実施した。保安の面では、使用を廃止した廃液輸送管の撤去を継続実施した。

2011 年 3 月 11 日に発生した東北地方太平洋沖地震により、バックエンド技術部所掌施設も含め、原子力科学研究所の多数の施設が被災をした。被災をした施設については、応急措置を適宜施すとともに、安全確保に努めた。なお、これらの被災した施設からの環境への放射性物質及び放射線の放出は無かった。

Annual Report for FY2010
on the Activities of Department of
Decommissioning and Waste Management
(April 1, 2010 – March 31, 2011)

Department of Decommissioning and Waste Management

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

(Received June 27, 2013)

This report describes the activities of Department of Decommissioning and Waste Management (DDWM) in Nuclear Science Research Institute (NSRI) in the period from April 1, 2010 to March 31, 2011. The report covers organization and missions of DDWM, operation and maintenance of facilities which belong to DDWM, treatment and management of radioactive wastes, decommissioning activities, and related research and development activities which were conducted by DDWM.

In FY2010 radioactive wastes generated mainly from R&D activities in NSRI were treated safely. They were about 456m³ of combustible solid wastes, 420m³ of noncombustible solid wastes and 586 m³ of liquid wastes. After adequate treatment 1,799 waste packages (in 200L-drum equivalent) were generated and total accumulated waste packages amounted to 135,460 as of the end of FY2010.

In order to improve radioactive waste management for the future disposal, developments of record keeping system for land disposal and a new management system for intermediate-level radioactive waste were carried out. Decommissioning activities were carried out as planned for the JAEA's Reprocessing Test Facility (JRTF), and also decommissioning activities for the Mockup Building and the Liquid Waste Treatment Building started. Authorization of clearance was granted by the MEXT to release about 758 tons of concrete debris generated from the modification of a research reactor. As for the R&D activities, studies on radiochemical analyses of wastes for land disposal and JRFT decommissioning technologies were continued. And dismantling of liquid waste pipelines was also continued.

The Tohoku Region Pacific Coast Earthquake, which happened on March 11, 2011,

damaged many facilities in NSRI including the facilities belong to DDWM. Emergency measures were carried out as necessary to maintain the facilities safe conditions. No leakages of radioactive substances and radiation were occurred from the damaged facilities.

Keywords: Radioactive Waste, Waste Management, Decommissioning, Land Burial, Radiochemical Analysis, Clearance, Waste Volume Reduction

目 次

1	はじめに	1
2	バックエンド技術部の組織及び業務概要	2
3	東日本大震災への対応	4
3.1	施設の被災状況	4
3.1.1	第2廃棄物処理棟	4
3.1.2	減容処理棟	5
3.1.3	保管廃棄施設	6
3.1.4	JRR-2	7
3.1.5	その他施設及び設備	9
3.2	福島支援活動の実績	14
4	施設の運転・管理	15
4.1	第1廃棄物処理棟	15
4.1.1	焼却処理設備の運転・管理	15
4.1.2	検査	15
4.2	第2廃棄物処理棟	16
4.2.1	運転・管理概況	16
4.2.2	設備の運転・管理	18
4.2.3	許認可	21
4.3	第3廃棄物処理棟及び排水貯留ポンド	22
4.3.1	運転・管理	22
4.3.2	検査	23
4.4	解体分別保管棟	24
4.4.1	運転・管理	24
4.4.2	廃棄物の処理	24
4.4.3	検査	32
4.5	減容処理棟	33
4.5.1	前処理設備の運転・管理	33
4.5.2	高圧圧縮装置の運転・管理	35
4.5.3	金属溶融設備の運転・管理	37
4.5.4	焼却・溶融設備の運転・管理	39
4.5.5	電気・機械設備の運転・管理	40
4.6	保管廃棄施設	43
4.6.1	廃棄物の保管廃棄	43
4.6.2	検査	43
4.7	バックエンド技術開発建家	44
4.7.1	施設の保守点検	44

4.7.2	検査	44
4.7.3	許認可	45
4.8	廃棄物埋設施設	46
4.8.1	廃棄物埋設施設に係る保守点検等	46
4.8.2	検査等	46
5	放射性廃棄物の搬入、保管廃棄及び報告検査	47
5.1	放射性廃棄物の搬入	47
5.2	保管廃棄	48
5.3	各規定類及び協定に基づく書類の提出	49
5.3.1	保安規定に基づく提出書類	49
5.3.2	放射線障害予防規程に基づく提出書類	49
5.3.3	茨城県原子力安全協定に基づく提出書類	49
5.4	施設定期検査	50
5.5	保安検査	50
5.5.1	保安規定遵守状況検査	50
5.5.2	保安検査官巡視	50
6	放射性廃棄物の管理技術	52
6.1	放射性廃棄物情報管理システムの整備	52
6.1.1	概要	52
6.1.2	進捗状況	52
6.1.3	今後の予定	52
6.2	高放射性固体廃棄物の新管理方式	54
6.2.1	概要	54
6.2.2	しゃへい容器蓋開閉装置の設置	55
6.2.3	蓋式しゃへい容器の落下試験	57
6.3	アスファルト固化体作製マニュアル整備	60
6.3.1	背景	60
6.3.2	均質・均一固化体（アスファルト固化体）の技術基準	60
6.3.3	確認方法	60
6.3.4	実施結果	60
6.3.5	計画	60
7	施設の廃止措置	61
7.1	廃止措置施設と年次計画	61
7.1.1	第2期中期計画	61
7.1.2	廃止措置に関する委員会の活動	62
7.2	廃止措置の実施状況	63
7.2.1	JRR-2	63
7.2.2	モックアップ試験室建家	64

7.2.3	液体処理場	70
8	旧 JRR-3 の改造工事に伴って発生したコンクリートのクリアランス	73
8.1	概要	73
8.2	クリアランス作業	73
8.3	作業進捗状況と今後の予定	74
9	技術開発及び研究	77
9.1	廃棄物処分にむけた各種廃棄物の分析	77
9.1.1	概要	77
9.1.2	分析結果	77
9.1.3	今後の予定	77
9.2	再処理特別研究棟における廃液貯槽(LV-1)のセル内解体[準備作業]	79
9.2.1	概要	79
9.2.2	LV-1 のセル内解体準備作業	79
9.2.3	LV-1 のセル内解体準備作業の作業データ	81
9.2.4	LV-1 内残留廃液回収前後における作業時間と被ばく線量の比較評価	81
9.2.5	今後の予定	82
10	保安活動	87
10.1	保安教育	87
10.2	保安訓練	88
10.2.1	総合訓練	88
10.2.2	消火器取扱訓練及び空気呼吸器装着訓練	88
10.3	部内品質保証審査機関の活動	89
10.4	安全確認点検調査結果への対応	94
10.4.1	廃液輸送管の撤去	94
付録	バックエンド技術部の業務実績	103

Contents

1 Preface	1
2 General Outline Work of Department of Decommissioning and Waste Management	2
3 Coping with the Damages from the Tohoku Region Pacific Coast Earthquake	4
3.1 Facility Damage from the Earthquake	4
3.1.1 Waste Treatment Building No. 2	4
3.1.2 Advanced Volume Reduction Facility	5
3.1.3 Waste Storage Facilities	6
3.1.4 JRR-2	7
3.1.5 Other Facilities	9
3.2 Supporting Activities against the Fukushima Nuclear Accident	14
4 Operation and Maintenance of Radioactive Waste Treatment Facility	15
4.1 Waste Treatment Building No.1	15
4.1.1 Operation and Maintenance of Incineration System	15
4.1.2 Inspection	15
4.2 Waste Treatment Building No.2	16
4.2.1 Overview of Operation	16
4.2.2 Operation and Maintenance of Equipments	18
4.2.3 Licensing	21
4.3 Waste Treatment Building No.3 and Dilution Facility	22
4.3.1 Operation and Maintenance	22
4.3.2 Inspection	23
4.4 Waste Size Reduction and Storage Facilities	24
4.4.1 Operation and Maintenance	24
4.4.2 Radioactive Waste Treatment	24
4.4.3 Inspection	32
4.5 Waste Volume Reduction Facilities	33
4.5.1 Operation and Maintenance of Pretreatment System	33
4.5.2 Operation and Maintenance of Compaction System	35
4.5.3 Operation and Maintenance of Metal Melting System	37
4.5.4 Operation and Maintenance of Incineration and Melting System	39
4.5.5 Operation and Maintenance of Building Management System	40
4.6 Waste Storage Facility	43
4.6.1 Interim Storage of Waste	43
4.6.2 Inspection	43
4.7 Experimentation Building for Backend Technology Development	44

4.7.1	Maintenance	44
4.7.2	Inspection	44
4.7.3	Licensing	45
4.8	Burial Facility	46
4.8.1	Maintenance	46
4.8.2	Inspection	46
5	Carrying in and Storage of Radioactive Waste and Report for Regulation	47
5.1	Transportation and Acceptance of Radioactive Waste	47
5.2	Interim Storage	48
5.3	Report for Regulation and Agreement	49
5.3.1	Safety Regulation	49
5.3.2	Preventive Regulation	49
5.3.3	Safety Agreement	49
5.4	Periodical Facility Inspection	50
5.5	Safety Inspection	50
5.5.1	Safety Inspection	50
5.5.2	Patrol of Safety Inspector	50
6	Radioactive Wastes Management Techniques	52
6.1	Development of Record Keeping System for Radioactive Waste Management	52
6.1.1	Outline	52
6.1.2	Progress	52
6.1.3	Future Plan	52
6.2	Investigation of a New Management System for Mid-level Radioactive Waste Packages	54
6.2.1	Outline	54
6.2.2	Safety Test No.2 of Remote Handling	55
6.2.3	Detailed Design for Remodeling of Facilities	57
6.3	Preparation of Production Manual for Bitimunized Liquid Waste	60
6.2.1	Background	60
6.2.2	Technology Standards for Bitimunized Waste	60
6.2.3	Confirmation Methods	60
6.2.4	Results	60
6.2.5	Future Plan	60
7	Decommissioning	61
7.1	Facilities and Program of Decommissioning	61
7.1.1	The Second Stage Medium-term Programs	61
7.1.2	Activities of the Committee for Decommissioning	62
7.2	Decommissioning Activities	63

7.2.1 Decommissioning Activities for the JRR-2	63
7.2.2 Decommissioning Activities for the Mockup Building	64
7.2.3 Decommissioning Activities for the Waste Treatment Building	70
8 Clearance on Concrete Generated from the Modification of the JRR-3	73
8.1 Overview	73
8.2 Works for Clearance	73
8.3 Progress of Works for Clearance and Future Plan	74
9 R&D Activities	77
9.1 Radiochemical Analyses of Wastes for Disposal	77
9.1.1 Outline	77
9.1.2 Results of Analysis	77
9.1.3 Future Plan	77
9.2 Preparation Works for the Liquid Waste Tank (LV-1) Dismantlement	79
9.2.1 Outline	79
9.2.2 Preparation Works for the Liquid Waste Tank (LV-1) Dismantlement	79
9.2.3 Data on Preparation Works for the Liquid Waste Tank (LV-1) Dismantlement	81
9.2.4 Comparison of Working Time and Exposure Doses before and after Removal of the Residual Liquid Waste in the LV-1	81
9.2.5 Future Plan	82
10 Safety Activities	87
10.1 Education	87
10.2 Training	88
10.2.1 Emergency Response Training	88
10.2.2 Training for Fire Fighting and Applying Air Breathing Apparatus	88
10.3 Past Results of Review Board	89
10.4 Coping to Result of Safety Investigation	94
10.4.1 Removing of Liquid Waste Pipeline	94
Appendix	103

This is a blank page.

1 はじめに

バックエンド技術部は、研究開発活動を円滑に進めるため、中期計画に従って、放射性廃棄物の処理及び保管管理、計画的な廃止措置の遂行を目指して業務を進めた。廃棄物保管能力の逼迫への対応として、廃棄物発生量の低減、保管廃棄物の減容、旧 J R R - 3 改造で発生したコンクリート廃棄物のクリアランス化に継続して取り組んだ。廃止措置では、新たに 2 施設の解体に着手した。また、2020 年頃の研究施設等の低レベル廃棄物埋設処分開始を見据えて、廃棄物情報管理システムの整備、廃棄物含有放射能データの収集を継続するとともに、その中心役割を担う高減容処理施設の金属熔融設備の試運転を実施し、高圧圧縮装置では実廃棄物を用いたホット運転を継続した。これらのほか安全対策の一環として、2007 年度の安全確認点検調査に伴う原子力安全監への報告事例に挙げられた使用を廃止した廃液輸送管の撤去を継続した。また、2011 年 3 月 11 日に発生した東北地方太平洋沖地震により生じた施設被害への措置対応並びに同地震とその後発生した津波（以下「東日本大震災」という。）に起因する東京電力株式会社福島第一原子力発電所（以下「福島第一原子力発電所」という。）の事故復旧対応の支援活動を実施した。

（編集委員会）

2 バックエンド技術部の組織及び業務概要

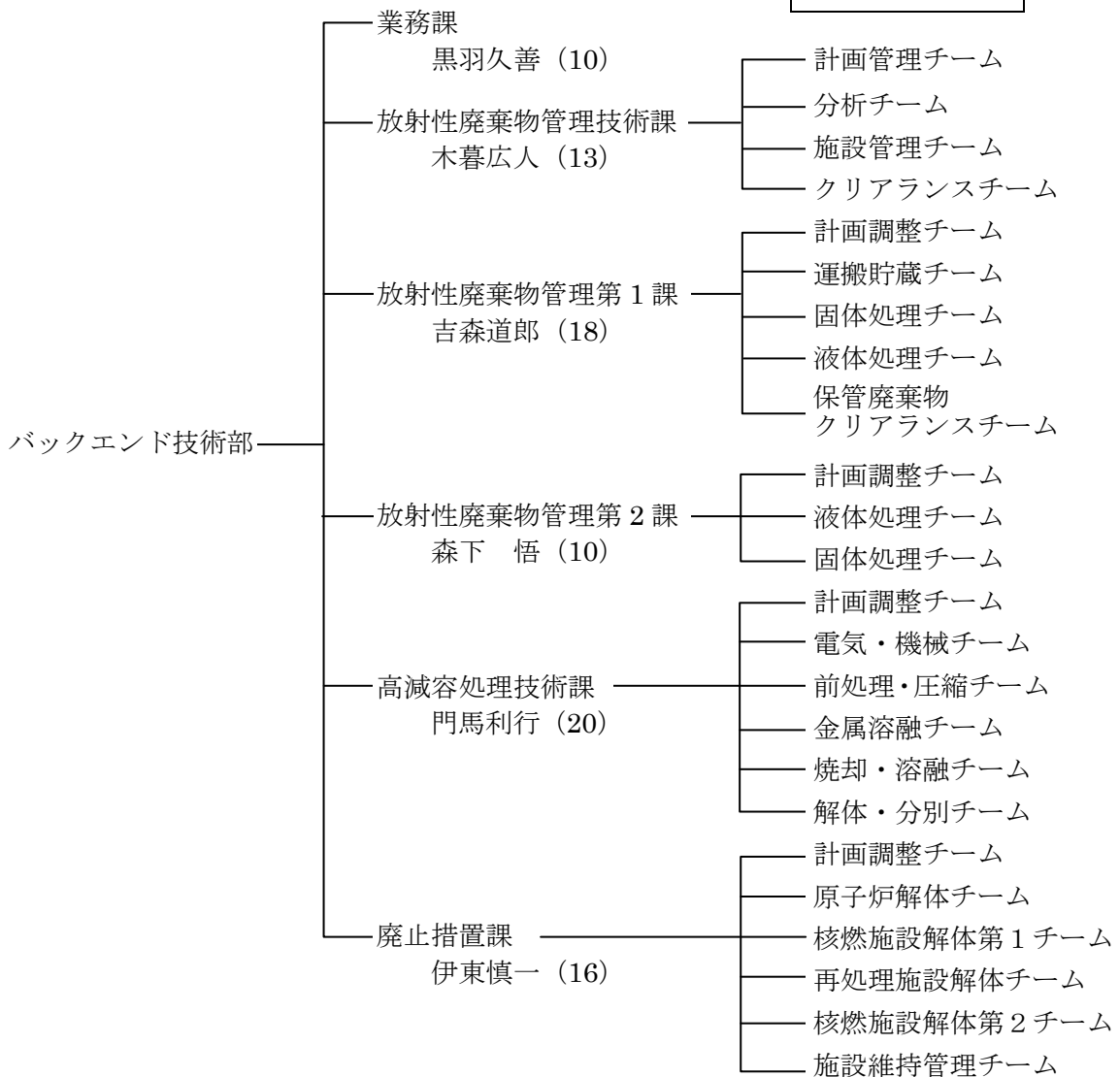
東海研究開発センター原子力科学研究所バックエンド技術部（2011年3月31日）の組織を図2に示す。

原子力科学研究所バックエンド技術部 (89)

()内職員数

部長 天野 英俊
(次) 小川 弘道

凡 例
(次) 次長



* 職員数には、嘱託（再雇用）、出向職員、技術開発協力員、任期付職員、臨時用員・アルバイトを含む。

図2 原子力科学研究所バックエンド技術部の組織(2011年3月31日現在)

バックエンド技術部各課の業務を以下に示す。

(業務課)

- (1) バックエンド技術部の業務の調整に関する事。
- (2) バックエンド技術部の庶務に関する事。
- (3) 前各号に掲げるもののほか、バックエンド技術部の他の所掌に属さない業務に関する事。

(放射性廃棄物管理技術課)

- (1) 放射性廃棄物等の放射能等の測定に関する事。
- (2) 放射性廃棄物管理データの管理に関する事。
- (3) 放射性廃棄物管理に必要な技術開発に関する事。
- (4) 廃棄物埋設施設の保守管理に関する事。
- (5) バックエンド技術開発建家の保守管理に関する事。

(放射性廃棄物管理第1課)

- (1) 放射性廃棄物処理施設（放射性廃棄物管理第2課及び高減容処理技術課の所掌するものを除く。）の運転管理に関する事。
- (2) 原子力科学研究所及びJ-PARCセンターにおける放射性廃棄物の運搬及び貯蔵に関する事。
- (3) 機器、衣類等の放射性汚染の除去に関する事。

(放射性廃棄物管理第2課)

- (1) 高放射性廃棄物処理施設の運転管理に関する事。
- (2) 高放射性廃棄物処理に係る技術開発に関する事。

(高減容処理技術課)

- (1) 高減容処理技術の開発及び高減容処理施設の運転管理に関する業務を行う。

(廃止措置課)

- (1) 原子力科学研究所の原子力施設の廃止措置に関する事。
- (2) 原子力科学研究所の廃止措置対象施設の保守管理に関する事。
- (3) 廃止措置の技術支援及び技術開発に関する事。

(高野澤 康)

3 東日本大震災への対応

3.1 施設の被災状況

2011年3月11日に発生した東北地方太平洋沖地震により、原子力科学研究所（以下「原科研」という。）が所在している茨城県那珂郡東海村においても、震度6強の非常に強い揺れを観測した。その結果、バックエンド技術部が所管する複数の施設を含め、原科研の多くの施設が被災をした。しかしながら、環境への放射性物質及び放射線の放出は無かった。以下に、バックエンド技術部が所管する施設の被災状況と復旧作業の進捗状況を述べる。

3.1.1 第2廃棄物処理棟

第2廃棄物処理棟では、スチール構造屋根を支えている支柱上部のアンカーボルト設置部において局部的なコンクリート剥離、亀裂等が発生した。この被害による放射性物質の漏えい散逸等はなく、安全機能は維持されていた。なお、余震によるコンクリート剥落の恐れがあったため、当該区域での継続作業を禁止とする立入制限措置を講じ災害防止対策を図った。

第2廃棄物処理棟支柱上部の被害状況を図3.1.1に示す。

（小澤 政千代）



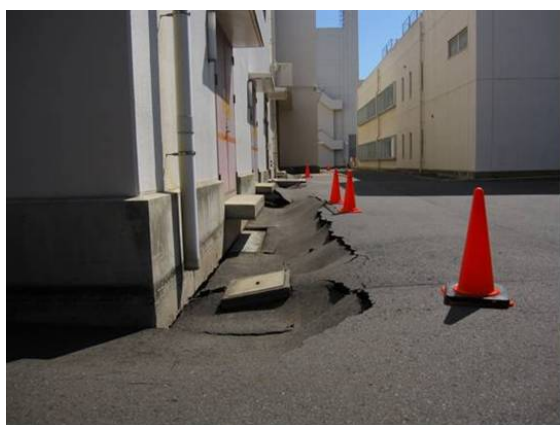
図 3.1.1 第2廃棄物処理棟支柱上部の被害状況

3.1.2 減容処理棟

建家の周りにおいては、建家外壁から最大で幅約 1.5m、深さ約 50cm の範囲で地盤が陥没したため、地盤陥没の周囲にローピングを行い、立入禁止の措置を行った。また、地盤の陥没に伴い、施設内に重油を送液する配管 2 本の破断、LPG バッファタンク基礎周りの陥没及び LPG 配管等の変形が発生したため、これらの系統のバルブの閉止措置を行うとともに、火気厳禁の表示等を行った。これらの被害状況を図 3.1.2-1 に示す。

建家内においては、一時保管設備内でドラム缶を地階から 2 階に昇降する垂直搬送機のカウンタウエイトが脱線したため、汚染検査により汚染の無いことを確認した後、電源の供給停止等の措置を行った。本被害の状況を図 3.1.2-2 に示す。

(明道 栄人)



建家周りの陥没



重油配管 2 本の破断



LPG 配管等の変形



LPG バッファタンク基礎周りの陥没等

図 3.1.2-1 減容処理棟の建家外の被害状況



図 3.1.2-2 減容処理棟の建家内の被害状況
(一時保管設備垂直搬送機カウンタウエイトの脱線)

3.1.3 保管廃棄施設

倉庫型の保管廃棄施設(解体分別保管棟、廃棄物保管棟・I及び廃棄物保管棟・II)において、保管体の荷崩れ、転倒及びパレットの変形が生じたが、蓋の外れ、容器の亀裂等はなく、内包する放射性廃棄物の漏えいもなかった。

表 3.1.3 に保管廃棄施設の状況を示す。また、図 3.1.3 に保管体の荷崩れの状況を示す。

(山田 悟志)

表 3.1.3 保管廃棄施設の状況

保管廃棄施設名		再配置が必要な保管体	汚染検査
解体分別保管棟	地階	コンクリートブロック、 S-1 容器、ドラム缶	保管体に汚染なし。また、荷崩れ及び転倒した保管体周辺の床面等についても汚染は無かった。
	1 階	ドラム缶	
	2 階	ドラム缶	
廃棄物保管棟・I	地階	コンクリートブロック、 S-1 容器、ドラム缶	保管体に汚染なし。また、荷崩れ及び転倒した保管体周辺の床面等についても汚染は無かった。
	1 階	S-1 容器、ドラム缶	
	2 階	ドラム缶	
	3 階	ドラム缶	
廃棄物保管棟・II	地階	コンクリートブロック、 S-1 容器、ドラム缶	保管体に汚染なし。また、荷崩れ及び転倒した保管体周辺の床面等についても汚染は無かった。
	1 階	S-1 容器、ドラム缶	
	2 階	ドラム缶	
	3 階	ドラム缶	



ドラム缶

コンクリートブロック体

図 3.1.3 保管体の荷崩れの状況

3.1.4 JRR-2

JRR-2 では、排気筒の一部倒壊、15ton クレーン室の主要な柱の損傷、燃料貯蔵庫及び放射性廃液貯槽室の建家つなぎ部に隙間が生じるなどの被害が発生した。しかし、JRR-2 は廃止措置中であり、燃料要素は全て搬出済みであること、原子炉本体及び原子炉建屋の維持管理に必要となる設備・機器以外は撤去され原子炉本体は密閉措置状況であることなど、放射性物質を放出する状況にはない。また、地震時の停電により全換気系が停止したため、排気筒及びコンクリートダクトからの排気の放出はなかった。なお、排気筒及びコンクリートダクトの補修が終了するまで排気設備の運転を停止することとした。

排気筒については、高さ約 29m 位置から倒壊し、倒壊した排気筒の落下によりコンクリートダクトを損壊した。応急措置として、倒壊した排気筒を横に倒し、ビニルシートによる養生、柵の設置及び縄張りによる当該区域への立ち入りを制限した。排気筒等の被害状況を図 3.1.4-1 に示す。

15ton クレーン室については、主要な柱が座屈して損傷が激しいため、補強措置を終えるまで立入禁止の措置を行っている。これらの被害状況を図 3.1.4-2 に示す。

燃料貯蔵庫及び放射性廃液貯槽室については、周辺地盤の陥没等により壁（接続部）が損傷し、隙間が生じた。応急措置として、隙間を酢酸ビニルシートで目張り養生し、定期的に巡視点検を行い、目張りの状況を確認した。これらの被害状況を図 3.1.4-3 及び図 3.1.4-4 にそれぞれ示す。

(小島 正弥)



図 3.1.4-1 JRR-2 の排気筒(左)及びコンクリートダクト(右)の被害状況



図 3.1.4-2 15ton クレーン室の被害状況

(上 : 15ton クレーン室外観、左下 : 室内柱下部の座屈状況、右下 : 室内柱上部の座屈状況)



図 3.1.4-3 燃料貯蔵庫の建家の被害状況
(つなぎ部の隙間状況 (建家内部))



図 3.1.4-4 放射性廃液貯槽室の被害状況 (建家つなぎ部の隙間状況)
(左：建家内部、右：建家外部)

3.1.5 その他施設及び設備

(1) 再処理特別研究棟

地震発生直後は、大きな余震が頻発したため、職員の施設外への避難を継続した。また、原科研の給電、給水等全てのライフラインが停止している状況であった。

再処理特別研究棟 (以下「再処理特研」という。) においては、余震の弱まりを確認した後に、急を要する事態の有無及び被災の概略状況等について、施設内の安全点検を実施した。点検の結果、急を要する事態は確認できなかった。使用設備(グローブボックス、フード)及びそれ以外の放射性物質を取り扱う又は内包する設備・機器等に異常はなく、放射性物質の

飛散、漏えい等が懸念されるような事態は認められなかった。また、建家構築物の屋内外において被災が確認されたが、緊急に対応の必要があると認められる状況はなかった。

被災状況の詳細については、点検時刻が夕刻であり、給電も停止したままで、なおかつ再処理特研に非常用発電機を有していないことにより、照明が十分に確保できないので、翌出勤日の日中に確認することとした。

(a) 非管理区域における電源復旧(3月17日)

再処理特研は本体施設、廃液操作・貯蔵室(以下「廃操」という。)及び廃液長期貯蔵施設(以下「長期」という)で構成されている。復旧作業としては、再処理特研の本体施設等の居室等非管理区域における照明、コンセントなどの電源復旧より始めた。

まず、非管理区域への電源供給用の電灯盤等の二次側について、絶縁抵抗測定(大地間)を実施し、絶縁抵抗値が基準値を満足していることを確認した。測定結果を受けて、非管理区域系統の電源供給を工務第1課に依頼した。火災報知盤の電源復旧(正門への信号は遮断中)、本体施設の居室等(3階、2階)への電源復旧後、特に異常は認められなかったことから、正常に復旧できたことを確認した。火災報知機の正常復旧を確認後、信号の復帰を正門へ連絡して通常管理に移行した。

(b) 管理区域における電源復旧(3月18日)

管理区域における電源復旧作業に先立ち、福島第一原子力発電所事故由来の汚染を可能な限り管理区域へ持ち込まないための暫定管理方法等を放射線管理第2課と協議した。

まず、本体施設、廃操及び長期の管理区域における電源供給用の電灯盤等の二次側について、絶縁抵抗測定(大地間)を実施し、絶縁抵抗値が基準値を満足していることを確認した。測定結果を受けて、管理区域系統の電源供給について、工務第1課に依頼した。本体施設、廃操及び長期の管理区域への電源が復旧し、照明の確保を確認できたので、管理区域内の被災状況の詳細調査に着手した。

(c) 保全確認(3月18日から開始)

管理区域内の被災状況の詳細調査を実施し、躯体等構造物や設備・機器(ダクト含)等の被災状況を確認した。図3.1.5-1に示すように、一部の壁や柱に亀裂及びはく離が認められたものの、緊急性のある大きな異常は認められなかったことから、正常に復旧できたことを確認した。なお、クレーン等について、工務技術部の点検終了まで使用禁止の連絡があった。

また、当面の間、毎日1回の頻度で、再処理特研(本体施設、廃操、長期)内外の保全点検を実施し、状況変化の有無等を確認することとした(3月23日から開始)。

(d) グローブボックス、フード及びその周辺並びに主要箇所のスミヤ測定(3月29日から開始)

本体施設のグローブボックス、フード及びその周辺並びに主要箇所のスミヤ測定(長期のグリーンハウス及びタンク室入口を含む)を実施した。当面の間、週1回の頻度で実施することとし、主要スミヤの減衰状況を確認した(3月29日から開始)。

(中塩 信行)



143 号室・Ⅲ棟とⅣ棟の接合部壁
亀裂（はく離）状況



133 号室・Ⅲ棟とⅣ棟の接合部壁
亀裂（はく離）状況

図 3.1.5-1 再処理特別研究棟管理区域内の被災状況の一例

(2) バックエンド技術開発建家

①技術開発建家南側壁に亀裂が入る損傷、②技術開発建家管理区域境界の3F南側窓ガラスの破損、③技術開発建家管理区域境界の1F南側回廊壁の亀裂が入る損傷、④技術開発建家管理区域内の1F南側回廊の床の一部が地盤陥没、⑤技術開発建家調製室3のフード移動による排気ダクト接続部の分離と亀裂等の被害を受けた。また、バックエンド事務建家の柱に亀裂が入る損傷を受けた。なお、被災当時、施設内で開封状態の放射性物質(RI)はなくフード内は遊離性汚染のない状況であり、放射性物質の漏えいはなかった。

これらの被害箇所の応急措置として、②については、管理区域境界の窓であることから、被災当日に酢ビシート養生したコンパネを窓枠にビス止めし仮養生した。③と④については亀裂部及び地盤陥没により発生した床の割れ目をテープ養生した。⑤についてはフード位置を戻し、排気ダクトとの接続部及び亀裂部を酢ビシート及びアルミテープにより養生した。なお、①については施設の運転に影響のある損傷ではなかった。

図 3.1.5-2 にバックエンド技術開発建家の被害状況と応急措置の状況を示す。

(星 亜紀子)



図 3.1.5-2 バックエンド技術開発建家の被災及び復旧の状況

左上：フードの排気ダクトの接続部分離及び亀裂部（アルミテープによる仮補修後）
 右上：3 階南側窓ガラスの損壊部（防水対策済合板による応急処置後）
 下：1 階廊下の一部の地盤陥没及び壁の亀裂部

(3) 液体処理場

液体処理場は核燃料物質等使用施設であるが、原子力科学研究所核燃料使用施設等保安規定（以下「使用施設等保安規定」という。）で定めたとおり使用を停止し、廃止措置中の施設である。現在は廃止措置計画に基づき解体作業を順次進めており、地震発生当日（3 月 11 日）以前に、低レベル廃液貯槽 No.1～6 のタンク周辺の架台撤去作業が完了していた。

震災による被害としては、液体処理場の液体処理建家 1 階部分において、管理区域境界の窓ガラス 3 枚の破損（2 枚が振動に伴うガラスの破損、1 枚が落下物や飛散物などによる直径数 mm 程度の穴が貫通）が確認された。

応急処置として、震災翌日（3 月 12 日）に 2 枚の窓ガラスの破損箇所を合板で養生するとともに、隙間をシリコンコーキングで防水処理を施した。また、1 枚の窓ガラス貫通部分は、シリコンコーキングで貫通部分を塞ぐ措置を行った。これらの被害箇所については応急処置前後に管理区域外側から汚染検査（ダイレクトサーベイ：GM サーベイメータ）を行い、汚染が無いことを確認した。

図 3.1.5-3 に応急処置後の状況を示す。

（信田 重夫）



図 3.1.5-3 液体処理場の応急処置後の状況

(4) 汚染除去場

汚染除去場は原子炉施設であり、原子力科学研究所原子炉施設保安規定(以下「原子炉施設保安規定」という。)で定めた機器等の汚染除去を行う施設である。また、放射性物質同位元素使用施設である。ただし、2008年度から本施設において汚染除去作業と放射性物質の使用は行っていない。

震災による被害として、放射性物質同位元素使用施設の一部であるホット実験室及び測定室用の屋外排気ダクト(排気第2系統の排気フィルタ入口側)の一部に亀裂が生じていたことを職員による施設点検日(3月18日)に確認した。被害状況を図3.1.5-4に示す。

応急処置として亀裂部分をビニルシートで養生した(図3.1.5-5参照)。これらの被害箇所については処置前後に汚染検査(ダイレクトサーベイ:GMサーベイメータ)を行い、汚染が無いことを確認した。なお、当該排気設備は東北地方太平洋沖地震以前から使用停止中(廃止措置の予定)であり、地震当日(3月11日)も運転していなかった。

今後の処置予定として、亀裂を生じた排気ダクトの補修又は交換を行う予定である。

(信田 重夫)



図 3.1.5-4 汚染除去場の屋外排気ダクト被害状況

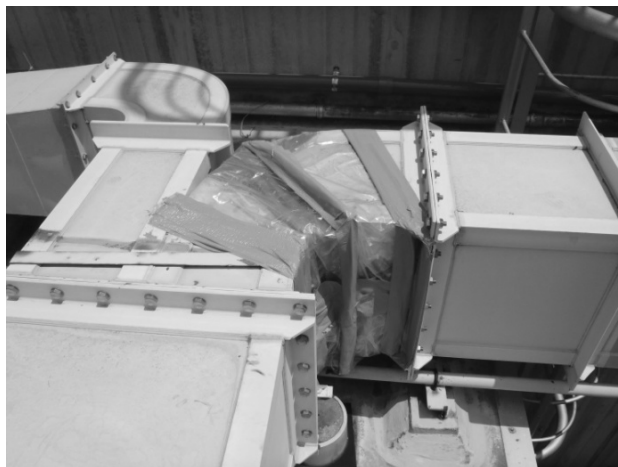


図 3.1.5-5 汚染除去場の屋外排気ダクト応急処置後の状況

3.2 福島支援活動の実績

2011年3月11日に発生した東日本大震災による福島第一原子力発電所事故の早期収束が懇願される状況下において、日本原子力研究開発機構（以下「原子力機構」という。）が日本で唯一の原子力総合研究開発機関としての使命・役割を担う必要があり、その一環として国等からの支援依頼に基づき、原科研 現地対策本部等からの依頼要請により、放射線班支援、原子力緊急時支援・研修センター（NEAT）健康相談員及び遠隔ロボットに係る福島支援活動の対応として、バックエンド技術部からも職員等の派遣を行った。2010年度における福島支援活動の派遣実績を表3.2に示す。

（高野澤 康）

表 3.2 福島支援活動の派遣実績

派遣内容	派遣期間	派遣日数	派遣者	
			所属	人数
放射線班支援	2011年3月22日 ～ 2011年3月26日	5日	高減容処理技術課	1名
放射線班支援	2011年3月22日 ～ 2011年3月26日	5日	放射性廃棄物管理第1課	1名
NEAT 健康相談員	2011年3月22日	1日	高減容処理技術課	1名
遠隔ロボット支援	2011年3月29日 ～ 2011年3月31日	3日	高減容処理技術課	1名
2010年度合計		14日		4名

4 施設の運転・管理

4.1 第1廃棄物処理棟

4.1.1 焼却処理設備の運転・管理

第1廃棄物処理棟には可燃性放射性固体廃棄物の焼却処理設備が設置されている。

2010年度を含め過去3年分の焼却処理設備の運転実績を表4.1.1-1に示す。また、焼却処理運転に伴い発生した灰の発生量を表4.1.1-2に示す（表中の値は灰を封入した100Lドラム缶の発生本数）。

表 4.1.1-1 焼却処理設備の運転実績

区分 年度	処理 日数	処 理 量 (m ³)					合 計
		所 内			A - 2	所 外 A - 1	
		A - 1		A - 2			
		定形 (カートンボックス)	定形外				
		H-3,C-14 含む	H-3,C-14 含まず				
2010年度	138	25.06	428.90	1.303	0.63	0.00	455.893
2009年度	116	10.66	376.40	1.463	1.05	0.00	389.573
2008年度	109	6.50	373.76	0.211	1.62	1.72	383.811

表 4.1.1-2 灰の発生量 (100Lドラム缶発生本数)

区分 年度	焼 却 炉	セラミック フィルタ灰
2010年度	25	6
2009年度	22	7
2008年度	16	10

4.1.2 検査

(1) 施設定期検査

「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」（以下「原子炉等規制法」という。）に基づく施設定期検査として、2010年7月9日に、インターロック作動検査を実施し、正常に作動することを確認した。本事業者検査記録について文部科学省の確認を受け、合格判定を得た。

(2) 施設定期自主検査、自主検査

原子炉施設保安規定に基づく施設定期自主検査として、2010年7月から9月にかけて、工業計器の作動検査及び校正検査、焼却炉排気ガス温度及び焼却炉内負圧によるインターロックの作動検査、高性能フィルタの捕集効率検査、貯槽類の漏えい検査等を実施し、これらの計器、機器等が良好な状態に維持されていることを確認した。

(3)自主検査

「廃棄物処理場本体施設運転手引」(以下「運転手引」という。)に基づく自主検査として、2010年7月から9月にかけて、焼却処理設備全体と付属設備について、外観検査、作動検査、風量検査、開放検査、絶縁抵抗検査、貯槽類の外観検査とポンプの作動検査を実施し、これらの設備等が良好な状態に維持されていることを確認した。

処理能力検査については、定期検査合格後の10月に焼却処理設備の運転を行い、所定の能力を有することを確認した。

(半田雄一)

4.2 第2廃棄物処理棟

4.2.1 運転・管理概況

第2廃棄物処理棟は、実用燃料の照射後試験施設等から発生する比較的放射能レベルの高い液体廃棄物及び固体廃棄物の処理を行う施設である。

本施設における2010年度の放射性廃棄物の受入及び処理は、2011年3月の東北地方太平洋沖地震の発生までの間は、液体廃棄物及び固体廃棄物ともに順調に行われた。液体廃棄物については、主に蒸発処理設備内で発生した廃液の処理を行った。受入及び処理量は、ここ数年原科研外(以下「所外」という。)からの受け入れがないため、受入及び処理量が20から30m³程度で推移している。表4.2.1-1に液体廃棄物の受入量及び処理量を、表4.2.1-2に濃縮廃液の受入量及び処理量を示す。

固体廃棄物は、2010年度は所外からの受け入れはなく、原科研内(以下「所内」という。)の燃料試験施設等で発生した固体廃棄物を受入れ、処理を行った。例年、受入総量は約7m³であるが、近年、原科研の保管廃棄施設の保管裕度の逼迫が深刻となり、保管体発生量を抑制しているため、2010年度の受入総量は約3.6m³となっている。固体廃棄物の受入量及び処理量を表4.2.1-3に示す。

(小澤 政千代)

表 4.2.1-1 第2廃棄物処理棟の液体廃棄物受入量及び処理量

		受 入 量 (m ³)				処 理 量 (m ³)
		A 未満	A	B-1	B-2	B-1
2010 年度	所 内	10.4	3.9	18.801	—	22.4
	所 外	—	—	—	—	—
	合 計	33.101				22.4
2009年度 合 計		28.7				28.7
2008年度 合 計		19.6				19.6

表 4.2.1-2 第2廃棄物処理棟の濃縮廃液受入量及び処理量

	2010年度			2009年度			2008年度		
	濃縮廃液		保管体 (本)	濃縮廃液		保管体 (本)	濃縮廃液		保管体 (本)
	発生 (m ³)	処理 (m ³)		発生 (m ³)	処理 (m ³)		発生 (m ³)	処理 (m ³)	
合計	2.324	2.324	6	1.595	1.595	6	1.545	1.545	4

表 4.2.1-3 第2廃棄物処理棟の固体廃棄物受入量及び処理量

	2010年度						2009年度						2008年度					
	受入量 (m ³)		処理量 (m ³)		受入量 (m ³)		処理量 (m ³)		受入量 (m ³)		処理量 (m ³)		受入量 (m ³)		処理量 (m ³)			
	A-2	B-1	A-2	B-1	A-2	B-1	A-2	B-1	A-2	B-1	A-2	B-1	A-2	B-1	A-2	B-1		
所内	研究炉技術課	-	0.15	-	0.15	-	0.06	-	0.06	-	0.12	-	0.06	-	0.12	-	0.12	
	研究炉利用課	0.06	-	0.06	-	0.09	-	0.09	-	0.21	-	0.09	-	0.21	-	0.09	-	
	放射性廃棄物管理第2課	0.42	0.09	0.42	0.09	0.03	-	0.03	-	0.09	-	0.09	-	0.09	-	0.09	-	
	燃料試験課	0.33	1.32	0.33	1.32	0.39	1.32	0.39	1.32	0.36	1.89	0.39	1.32	0.36	1.89	0.66	2.73	
	ホット試験室	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	未照射管理課	0.03	0.69	0.03	0.69	0.15	1.14	0.15	1.14	-	0.30	-	0.15	1.14	-	0.30	-	
湿式プロセス化学グループ	-	0.54	-	0.54	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
小計	0.84	2.79	0.84	2.79	0.66	2.46	0.66	2.46	0.66	2.52	0.66	2.79	0.66	2.79	0.66	2.73		
ニュークリアデベロップメント	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
千代田テクノル	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
小計	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
合計	0.84	2.79	0.84	2.79	0.66	2.46	0.66	2.46	0.66	2.52	0.66	2.79	0.66	2.79	0.66	2.73	3.39	

4.2.2 設備の運転・管理

4.2.2.1 蒸発処理装置・II

(1) 蒸発・濃縮処理

2010年度は、蒸発処理装置・IIによる液体廃棄物の処理及び同装置の保守を、計画どおりに進めた。蒸発処理装置・IIによる処理量は28.7m³ (4.4×10¹⁰Bq)で、運転日数は10日であった。処理した液体廃棄物は、全て所内で発生したものである。

(2) 保守管理

蒸発処理装置・IIの健全性を維持するため、以下の保守点検を実施した。

(a) 第一種圧力容器開放点検

2010年4月及び5月に、蒸発缶、凝縮器、蒸気ドレン冷却器及び圧力弁の点検並びに圧力計の点検・校正のほか、凝縮器、蒸気ドレン冷却器については漏えい検査を実施し、異常のないことを確認した。また、労働基準監督署による性能検査を受検し、合格証を受理した。

(b) 工業計器保守点検

2010年7月に、蒸発処理装置・IIに係る各工業計器の点検、検査、劣化部品等の交換を行い、これらの機能が維持され運転に支障のないことを確認した。

(c) その他

上記点検以外に、原子炉施設保安規定及び高経年化に関する評価に基づく保全計画に従い、本装置を構成する貯槽類の開放点検を3年に1回の頻度で実施している。

(3) 検査

(a) 施設定期検査

原子炉等規制法に基づく施設定期検査として、2010年8月26日から9月13日にかけて実施した蒸発処理装置・IIの処理能力確認検査、廃液貯槽・II-2及び凝縮液貯槽・IIの漏えい検査並びに濃縮セルの作動検査（インターロック及び警報作動検査）の事業者検査記録の文部科学省検査官による確認と、文部科学省検査官立会による濃縮セルのしゃへい性能検査（外観検査）とが10月1日に行われ、ともに合格と判定された。

(b) 施設定期自主検査

原子炉施設保安規定に基づく施設定期自主検査として、2010年7月20日から8月30日にかけて、施設定期検査項目に加え、工業計器の校正・作動検査及び排水設備（放出前排水槽及び液体廃棄物A用排水槽）の漏えい検査・外観検査を実施し、所定の機能を満足すること、また、漏えいがなく外観に機能上有害な欠陥がないことを確認した。

(c) 自主検査

運転手引に基づく自主検査を、2010年7月20日から9月24日にかけて実施した。塔槽類等の漏えい検査・外観検査及び電気回路の作動検査・絶縁抵抗検査では、漏えいがなく外観に機能上有害な欠陥がないこと及び作動状況に異常がなく絶縁抵抗値が基準値を満足することをそれぞれ確認した。

(木下 淳一)

4.2.2.2 アスファルト固化処理設備

(1) アスファルト固化処理

2010年度は、アスファルト固化処理設備による濃縮廃液の固化処理及び同設備の保守を計画どおりに進めた。アスファルト固化処理設備による濃縮廃液の固化処理量は、 2.324m^3 ($1.6 \times 10^{10}\text{Bq}$) で、運転日数は27日であった。

(2) 保守管理

装置の健全性を維持するため、以下の保守点検を実施した。

(a) 熱媒漏えい検知器点検 (2010年8月)

アスファルト固化装置からの熱媒の漏えいを検知するための検知器の分解点検を実施した。その結果、正常であることを確認した。

(b) 工業計器保守点検 (2010年7月)

アスファルト固化処理装置に係る各工業計器の点検、検査を実施し、劣化部品等の交換を行った。その結果、これらの機能が維持され、装置本体の安定運転に支障のないことを確認した。

(c) その他

上記点検以外に、原子炉施設保安規定及び高経年化に関する評価に基づく保全計画に従い、本設備を構成する貯槽類の開放点検を5年に1回の頻度で実施している。

(3) 検査

(a) 施設定期検査

原子炉等規制法に基づく施設定期検査として2010年8月30日に実施した固化セルの作動検査（インターロック及び警報作動検査）の事業者検査記録についての文部科学省検査官による確認と、文部科学省検査官立会による固化セルのしゃへい性能検査（外観検査）とが10月1日に行われ、ともに合格と判定された。

(b) 施設定期自主検査

原子炉施設保安規定に基づく施設定期自主検査として、2010年7月22日から9月17日にかけて、施設定期検査項目に加えて、工業計器の校正・作動検査並びにアスファルト固化装置の熱媒ボイラー及び自動水噴霧装置の作動検査を実施し、所定の機能を満足することを確認した。

(c) 自主検査

運転手引に基づく自主検査として、2010年7月23日から9月3日にかけて、主要機器及び塔槽類の外観検査、塔槽類の漏えい検査、アスファルト固化装置の処理能力検査、電気回路の作動検査及び絶縁抵抗検査を実施し、外観に機能上有害な欠陥がないこと、漏えいがないこと、処理能力が基準値を満足すること、作動状況に異常がないこと、また、絶縁抵抗値が基準値を満足していることを確認した。

(木下 淳一)

4.2.2.3 固体廃棄物処理設備・II

(1) 圧縮・封入処理

2010年度の固体廃棄物処理設備・IIによる固体廃棄物処理量は3.63m³（200Lドラム缶換算で約18本分）で、同装置の圧縮・封入処理運転の日数は97日であった。

(2) 保守管理

固体廃棄物処理設備・IIの健全性を維持するため、以下の保守点検を実施した。

(a) 放射線測定装置の点検・校正（2010年7月）

固体廃棄物処理設備・IIでは比較的レベルの高い放射性廃棄物を処理するため、各セル内には廃棄物処理用の線量当量率測定器を、セル背面扉にはインターロック用の放射線測定器をそれぞれ設置している。これらの性能を維持するため、点検・校正を実施した。この点検・校正は、施設定期自主検査としての位置付けも有している。

(b) 固体廃棄物運搬容器の保守点検（2010年11月～12月）

事業所内で高放射性廃棄物を運搬する運搬容器は、「核燃料物質等周辺監視区域内運搬規則」（第15条）に基づき、3年に1回の頻度で定期自主検査を実施し、安全機能が維持されていることを確認している。2010年度は、運搬容器のうち、過去3年間に使用実績がある運搬容器3基について、分解点検等の保守を行った。

(3) 検査

(a) 施設定期検査

固体廃棄物処理設備・IIの原子炉等規制法に基づく施設定期検査項目は、作動検査（インターロック）、作動検査（警報作動検査）及びしゃへい性能検査（外観検査）である。表4.2.2に本検査項目の対象となる設備を示す。

2010年9月6日から9月27日にかけて実施した各セルの作動に係る事業者検査記録の文部科学省検査官による確認と、文部科学省検査官立会による各セルのしゃへい性能検査（外観検査）とが10月1日に行われ、ともに合格と判定された。

(b) 施設定期自主検査

原子炉施設保安規定に基づく施設定期自主検査として、2010年8月31日から9月28日にかけて、施設定期検査項目に加えて、処理用放射線モニタの作動検査及び校正検査を実施し、所定の機能を満足することを確認した。

(c) 自主検査

運転手引に基づく自主検査として、2010年6月9日から8月4日にかけて、通信連絡設備の作動検査、電気回路の作動検査、絶縁抵抗検査、主要機器の作動検査及び外観検査並びに油漏えい検査を実施し、作動状況に異常がないこと、絶縁抵抗値が基準値を満足すること、外観に機能上有害な欠陥がないこと、また、油漏れがないことを確認した。

（小澤 政千代）

表 4.2.2 固体廃棄物処理設備・Ⅱの施設定期検査項目及び対象設備

施設定期検査項目 対象設備	作動検査 (インターロック)	作動検査 (警報作動検査)	しゃへい性能検査 (外観検査)
処理前廃棄物収納セル	対象	対象	対象
廃棄物処理セル	対象	対象	対象
廃棄物処理セル (封入室)	対象	対象	対象
処理済廃棄物収納セル	対象	対象	対象
コンクリート注入室	対象	対象外	対象外
容器搬入室	対象	対象	対象外

4.2.3 許認可

(1) 原子炉施設保安検査及び使用施設等保安規定の改訂

これまでに受検した原子炉施設保安検査及び核燃料物質使用施設等保安検査において、保安検査官より受けた改善指示に対応すべく、原子炉保安規定及び使用施設等保安規定の改訂作業を行った。本改訂は、所内の原子炉施設及び核燃料物質使用施設すべてに関わる案件であることから、保安管理部を中心とした各施設の代表者で改訂作業をすすめた。使用施設等保安規定の変更は 2011 年 3 月 11 日に申請予定であったが、東北地方太平洋沖地震の影響により申請を先送りすることとなった。また、原子炉施設保安規定は 3 月初旬に申請済であったが、同理由により申請を取り下げた。

(2) 原子力科学研究所原子炉施設設置変更許可申請

STACY 施設の炉型の変更申請に併せて、放射性廃棄物処理場の下記の案件を申請することになった。

① 廃液貯槽・Ⅱ-1 の使用廃止に伴う炉設置許可からの削除

廃止措置計画を合理的に進めるため、廃液貯槽・Ⅱ-1 を原子炉設置許可から除外し、核燃料物質の使用許可の下で一元的に管理する。

② 固体廃棄物処理設備・Ⅱに係る記載の適正化

保管廃棄施設・M-2 に保管廃棄されている未処理の固体廃棄物を処理対象とするため、保管廃棄施設から固体廃棄物処理設備・Ⅱへの流路を追加した。

バックエンド技術部内品質保証委員会及び原子炉施設等安全審査委員会を経て 2011 年 2 月 10 日に申請し、文部科学省原子力規制室とのヒアリングを進めていたが、東北地方太平洋沖地震の影響により現在は中断している。

(鈴木 武)

4.3 第3 廃棄物処理棟及び排水貯留ポンド

4.3.1 運転・管理

第3 廃棄物処理棟には、 $\beta \cdot \gamma$ 液体廃棄物を蒸発処理及び固形化処理する設備並びに管理区域内で使用された特殊作業衣等の衣料除染（洗濯）設備が設置されている。

(1) 液体廃棄物の処理

2010 年度は、レベル区分 A 未満、A 及び B-1 の液体廃棄物約 224m³ を蒸発処理装置・I で濃縮処理し、その濃縮廃液をセメント固化装置で処理し固形化した。また、濃縮処理に適さない液体廃棄物 338.9m³ については、排水貯留ポンドにおいて希釈処理を行った。表 4.3.1-1 から表 4.3.1-3 に液体廃棄物の処理実績を示す。

液体廃棄物の近年の傾向として、蒸発濃縮処理に適した性状のものが減少し、排水貯留ポンドで希釈処理する廃液が増加している。

(2) 衣料除染（洗濯）

衣料除染（洗濯）については、4 品目（特殊作業衣、黄色実験衣、布帽子、靴下）の除染を行った。表 4.3.1-4 に衣料除染（洗濯）の実績を示す。

表 4.3.1-1 蒸発処理装置・I による蒸発処理実績

年 度	2010 年度	2009 年度	2008 年度
稼働日数（日） レベル区分	22	14	11
A 未満 (m ³)	129.010	93.435	42.866
A (m ³)	75.319	35.952	75.565
B-1 (m ³)	20.000	18.029	0
合 計 (m ³)	224.329	147.416	118.431

表 4.3.1-2 セメント固化装置による固形化処理実績

年 度	2010 年度	2009 年度	2008 年度
稼働日数（日） 廃液の種類	4	2	2
濃縮液 (m ³)	2.969	1.726	1.826
保管体発生数 (本)	25	15	15

表 4.3.1-3 排水貯留 Pond による希釈処理実績

年 度	2010 年度	2009 年度	2008 年度
稼働日数 (日)	69*	58	48
レベル区分			
A 未満 (m ³)	270*	284.8	66.4
A (m ³)	68.9	30.1	109.5
合 計 (m ³)	338.9	314.9	175.9

*放射線医学総合研究所から 4 日：40m³ の処理依頼分を含む。

表 4.3.1-4 衣料除染 (洗濯) 実績

(単位：点)

年度・品目 事業所名	2010 年度					2009 年度	2008 年度
	特 殊 作業衣	黄 色 実験衣	布帽子	靴 下	合 計	合 計	合 計
原子力科学研究所	38,763	3,150	60,067	64,840	166,820	190,571	177,455
那珂核融合研究所	2,289	284	14,310	1,223	18,106	10,413	3,205
高崎量子応用研究所	43	184	0	0	227	241	246
J-PARC センター	1,769	416	7,154	1,924	11,263	9,112	7,305
KEK(J-PARC)	102	269	0	0	371	74	
合 計	42,966	4,303	81,531	67,987	196,787	210,411	188,211

4.3.2 検査

(1) 施設定期検査

原子炉等規制法に基づく施設定期検査として、2010 年 10 月に、廃液貯槽の漏えい検査及び蒸発処理装置・I の処理能力検査を事業者検査により実施し、漏えいのないこと及び所定の処理能力を有することを確認した。この検査記録について文部科学省の確認を受け、合格と判定された。

(2) 施設定期自主検査

原子炉施設保安規定に基づく施設定期自主検査として、2010 年 7 月から 9 月にかけて、蒸発処理装置・I 及びセメント固化装置を構成するポンプ、ブロワ、ミキサー、塔槽類、工業計器等については作動試験、警報作動試験、フィルタ捕集効率測定等を、蒸発装置・I 全体については処理能力 (除染能力) 検査を実施し、所定の機能、性能を有することを確認した。また、貯槽類については漏えい検査を実施し、漏えいのないことを確認した。

(信田 重夫)

4.4 解体分別保管棟

4.4.1 運転・管理

(1) 電気機械設備の運転、保守

解体分別保管棟の電気・機械設備について、以下の運転と保守を行った。

(a) 受変電設備

原子力科学研究所電気工作物保安規程（以下「電気工作物保安規程」という。）に基づく定期点検を2010年8月9日に実施し、異常がないことを確認した。

解体分別保管棟における電力使用量は、2010年度は654,200kWhであり、2009年度の671,400kWhと比較して若干の減少傾向がみられた。主な要因は、2011年3月11日に発生した東北地方太平洋沖地震後、一定期間電力使用量の大きい建家の空調換気設備を停止していたためである。

(b) 気体廃棄設備

点検整備を2010年7月12日から8月10日にかけて実施し、異常がないことを確認した。2010年度は、全3系統のうち、排気第1系統及び排気第2系統でHEPAフィルタ等の差圧が交換基準（プレフィルタ：0.147kPa、HEPAフィルタ：0.49kPa）に達したため、順次フィルタ交換を実施し、設備の性能確保に努めた。

(c) 排水設備

2010年度に発生した主な廃液は床ドレンと手洗い水であり、第2排水溝への一般排水を5回（合計：40.1m³）行った。

(d) 冷凍設備

冷凍高圧ガス設備であるターボ冷凍機について、高圧ガス保安法に基づく定期自主検査を2010年7月2日から7月29日にかけて実施した。本自主検査において異常は認められなかったものの、予防保全の観点から、安全弁、フィルタ類、冷凍機補機操作盤用バックアップバッテリー等の交換を併せて実施した。また、冷凍高圧ガス設備以外の冷却塔（2基）及び冷却水ポンプについても、2010年7月2日から7月29日にかけて点検整備を実施し、異常がないことを確認した。

(e) 空気圧縮設備

空気圧縮機（COP-1、COP-2及びバックアップ機1台を含む）の点検整備を、2010年7月30日に実施し、異常がないことを確認した。

（小塚 孝典）

4.4.2 廃棄物の処理

(1) 解体・分別チーム

2010年度の解体分別保管棟解体室における解体分別作業は、主に開発試験室（VHTRC及びSHE）から発生した鋼板、バルブ、モーター、排気ダクト、塔槽類（主に廃液タンク）を対象に実施した。処理対象物の主要材質は、炭素鋼及びステンレス鋼であった。これら廃棄物の解体分別作業に当たっては、作業による汚染拡大を防止するため、スミヤ法で廃棄物

の汚染レベルを調査し、汚染が約 $0.4\text{Bq}/\text{cm}^2$ 以上の場合は、拭き取り除染を行い、 $0.4\text{Bq}/\text{cm}^2$ 以下に汚染レベルを下げてから作業を開始した。ただし、除染に多大な時間を要する場合や除染効果が期待できない場合は、作業エリアを限定するとともに、養生等による汚染拡大防止措置を施して作業を実施した。

金属類の解体分別作業では、200L ドラム缶に収納できる大きさまで切断し、処理・処分に適合するよう材質別に分別を行った。切断方法は、金属の厚さ、形状、汚染レベル、使用する放射線防護具の条件等を考慮した上で、チップソー等による機械切断、プラズマ切断機等による溶断から選択した。例えば、板材の切断には、機械切断より作業効率が良く切断時間が短いプラズマ切断機を使用し、ゴムライニングとともに切断する場合には、チップソー等の電動工具を使用した。

2010 年度の処理対象物は、バルブ等の複合物や汚染レベルの高いものが約 23m^3 、単純形状で汚染レベルが低いものが約 59m^3 であった。結果的に、処理に時間を要しないものが多かったため、1 日当たりの平均処理量は昨年度の約 $0.50\text{m}^3/\text{日}$ より向上し、約 $0.58\text{m}^3/\text{日}$ となった。

これらの廃棄物のうち、容積及び重量が最大のものは、廃液輸送管撤去工事に伴い発生した中継タンクで 19.0m^3 、 $4,000\text{kg}$ であった。本中継タンクの表面密度は、 α で $0.99\text{Bq}/\text{cm}^2$ 、 β (γ) で $110\text{Bq}/\text{cm}^2$ (汚染核種： ^{60}Co 、 ^{137}Cs 、 ^{154}Eu 、 ^{241}Am) であった。

また、2010 年度には、 α で $40\text{Bq}/\text{cm}^2$ 、 β (γ) で $42\text{Bq}/\text{cm}^2$ (汚染核種： ^{234}Th 、 ^{228}Ac 、 ^{208}Tl) の汚染レベルのタンクを解体した。本タンクを処理する際には、綿密な汚染拡大防止措置と被ばく防止措置を立案し、解体分別処理を実施した。その作業中における最大の空气中放射能濃度は、 α で $7.4 \times 10^{-6}\text{Bq}/\text{cm}^3$ 、 β (γ) で $4.7 \times 10^{-6}\text{Bq}/\text{cm}^3$ であり、作業者の集団被ばく線量は約 $52\text{人} \cdot \mu\text{Sv}$ (作業従事者数は 12 人) であり、これらの値は全て計画値の範囲内であった。

2010 年度に解体分別作業にあたった作業者の集団年間被ばく線量は、約 $88\text{人} \cdot \mu\text{Sv}$ (作業従事者数は 12 人) であり、年度当初に設定した計画値を下回ることができた。

本年度の解体・分別チームによる処理作業実績を表 4.4.2-1 に示す。また、解体処理作業の状況を図 4.4.2-1 から図 4.4.2-6 に示す。

(横田 顕)

表 4.4.2-1 2010 年度の処理作業実績（解体・分別チーム）

作業期間	開始日	2010 年 4 月 12 日
	終了日	2011 年 3 月 11 日
作業内容	① 梱包の開梱、②解体対象物の汚染検査、 ③解体分別、④解体分別物の収納	
作業日数	145 日	
作業人員	5 人/班×3 班/日（監視員含む）	
主要対象物	鋼板、バルブ、モーター、 排気ダクト、廃液タンク	
処理量（A）	83.903m ³	
処理後の廃棄物量（B）	200L ドラム缶 160 本（32.0m ³ ）	
平均減容率（B/A）	32.0/83.903=0.38	
1 日平均の処理量 *1	約 0.58m ³ /日	
二次廃棄物の発生量 （カートン発生個数）*2	赤カートン：6,332 個（126.64m ³ ） 緑カートン：1,034 個（20.68m ³ ）	

*1：解体・分別対象物の形状、汚染レベルによって、大きく変動がある。

*2：前処理・圧縮チームの処理による発生量を含む。



図 4.4.2-1 大型廃棄物を解体分別保管棟へ搬入



図 4.4.2-2 廃液タンクの入受検査（外観寸法測定）



図 4.4.2-3 廃液タンクをチップソーで切断



図 4.4.2-4 プラズマ切断機による解体



図 4.4.2-5 大型バンドソーによる解体



図 4.4.2-6 切断片をドラム缶へ収納

(2) 前処理・圧縮チーム

前処理・圧縮チームでは、第2保管廃棄施設(北地区)に保管されている JRR-3 及び JPDR が発生元である 200L ドラム缶と、第1保管廃棄施設の L 型ピットに保管されている 300L ドラム缶及びフィルタを対象として、解体分別保管棟解体室において分別作業を行った。

2010 年度の処理作業実績を表 4.4.2-2 に、2005 年度から 2009 年度の過去 5 年間の処理実績を表 4.4.2-3 に示す。

(a) ドラム缶収納物の分別作業

① JRR-3 及び JPDR から発生した廃棄物

充填固化廃棄体の作製マニュアルに基づき 200L ドラム缶に収納された廃棄物の分別作業を実施した。まず、ドラム缶から廃棄物を取り出し、可燃物や特殊な物質(鉛、危険物等)の除去を行うとともに、必要に応じ切断・分解を行い、材質等を考慮した仕分けをしたのち、材質別にドラム缶へ収納した。

発生元が JRR-3 であるドラム缶については、ドラム缶内部に ^3H が含まれていることが想定されたため、開封時に ^3H モニタにより濃度測定を実施することとした。濃度測定においては、エアラインマスクを装備した作業員が排気口近傍で濃度測定を行い、 0.7Bq/cm^3 (告示別表第 1 第四欄に定める空气中濃度限度値) を作業エリア内の空气中濃度限度の基準値として、作業管理を行った。測定した容器中 ^3H 濃度の最大値は、 9.0Bq/cm^3 であった。作業エリア内の空气中濃度限度を上回ったドラム缶については、作業エリア内の排気口近傍で蓋を開封するとともに、容器内の ^3H 濃度が作業エリア内の空气中濃度限度以下であることを確認した後、分別作業を実施した。なお、排気筒より放出される ^3H 濃度が法令で定める放出管理基準値を満足することを計算評価により事前に確認した上で、当該作業を実施した。また、放射線管理課による測定でも排気から ^3H は検出されなかった。

2010 年度における当該廃棄物の処理量は 520 本であり、作業日数から算出した 1 日平均の処理量は約 3.5 本であった。2010 年度においては、安全対策として上記の ^3H 濃度測定を実施したため、2009 年度よりも作業時間が長くなり、処理本数が減少した。

② 300L ドラム缶に収納された廃棄物

300L ドラム缶に収納されている廃棄物は、容器の健全性を維持するため 200L ドラム缶をオーバーパックしたものである。

2010 年度に分別した内容物の約 4 割は養生材等の可燃物であり、これらの可燃物は、焼却対象として赤カートンボックスに収納した。当該廃棄物の処理量は 140 本であり、内容物の約 4 割が可燃物であったこと、また、300L ドラム缶から 200L ドラム缶に再収納したことにより、従来から実施している 200L ドラム缶の分別作業より減容効果が大きくなり、表 4.4.2-2 に示すとおり減容率が約 1/2 となった。

(b) フィルタの分別作業

フィルタは、角型容器に収納して保管廃棄施設から解体室へ運搬した後、廃棄物処理ボックス内で、セーバーソーを用いて木枠とメディア(グラスペーパーとアルミセパレータ)に分離した。メディアは圧縮梱包機により圧縮減容し、 1m^3 角型鋼製容器に収納した。木枠は、第1廃棄物処理棟の焼却処理設備で焼却するために、破砕機によりチップ状に破砕

し、赤 Karton ボックスに収納した。

2010 年度の処理作業実績を表 4.4.2-2 に、過去 5 年分の処理実績を表 4.4.2-3 に示す。

(石原 圭輔)

表 4.4.2-2 2010 年度の処理作業実績 (前処理・圧縮チーム)

作業場所		グリーンハウス A、B 及び廃棄物処理ボックス		廃棄物処理ボックス
作業内容		①ドラム缶の開封、②収納物の汚染検査、③収納物の取出し、④養生材の撤去、⑤切断・分別、⑥収納		①梱包の開封、②フィルタの汚染検査、③木枠とメディアの分離、④メディアの圧縮梱包、⑤圧縮梱包済みのメディアを 1m ³ 容器に収納、⑥木枠の破碎、⑦木枠破砕片を赤 Karton ボックスに収納
主要対象物		配管、鋼板、バルブ、ポンプ、モーター等		HEPA フィルタ、プレフィルタ
作業期間	開始日	2010 年 4 月 8 日		2010 年 11 月 5 日
	終了日	2011 年 3 月 11 日		2010 年 12 月 24 日
作業人員		2 人/班×3 班/日×2~3 エリア		3 人/班×3 班/日
容器形状		200L ドラム缶	300L ドラム缶	ビニル梱包
作業日数		150 日	47 日	29 日
処理量 (A)		520 本 (104.0m ³)	140 本 (42.0m ³)	フィルタ 700 梱包 (68.944m ³)
処理後の廃棄物量 (B)		473 本 (94.6 m ³)	103 本 (20.6 m ³)	1 m ³ 角型鋼製容器 6 基 200L ドラム缶 13 本 (8.6 m ³) *
平均減容率 (B/A)		94.6/104.0 =0.91	20.6/42.0 =0.49	8.6/68.944=0.12
1 日平均の処理量		約 3.5 本/日 (約 0.7m ³ /日)	約 3.0 本/日 (約 0.9 m ³ /日)	フィルタ約 24.1 梱包/日 (約 2.38m ³ /日)

* : 廃棄物処理ボックスでのフィルタ木枠の破碎処理において発生した、可燃物の Karton ボックス約 2200 個は含まない。

表 4.4.2-3 過去 5 年の処理作業実績 (解体分別チーム、前処理・圧縮チーム)

作業場所 年度	AS エリア	グリーンハウス	廃棄物処理 ボックス
2005 年度 (平成 17 年度)	128.931 m ³ (200L ドラム缶換算 約 645 本)		
2006 年度 (平成 18 年度)	69.98 m ³ (200L ドラム缶換算 約 350 本)	200L ドラム缶 116 本 (23.20 m ³)	フィルタ 469 梱包 (51.24 m ³)
2007 年度 (平成 19 年度)	55.1 m ³ (200L ドラム缶換算 約 276 本)	200L ドラム缶 212 本 (42.40 m ³)	フィルタ 319 梱包 (23.531 m ³)
2008 年度 (平成 20 年度)	66.45 m ³ (200L ドラム缶換算 約 332 本)	200L ドラム缶 472 本 (94.40 m ³)	フィルタ 341 梱包 (37.162 m ³)
2009 年度 (平成 21 年度)	77.05 m ³ (200L ドラム缶換算 約 385 本)	200L ドラム缶 716 本 (143.2 m ³)	フィルタ 673 梱包 (65.887 m ³)

4.4.3 検査

4.4.3.1 施設定期検査

廃棄物処理場は、2010 年 7 月 12 日から原子炉等規制法に基づく施設定期検査期間となり、文部科学省の第 1 回目の立会検査を 2010 年 9 月 1 日に受検した。解体分別保管棟の検査対象は気体廃棄設備排風機の風量検査であり、事業者検査の記録を検査官が確認し、合格の基準に達していることが確認された。

4.4.3.2 施設定期自主検査

2010 年 7 月 23 日から 8 月 24 日にかけて、原子炉施設保安規定に基づく施設定期自主検査を実施した。検査対象及び項目は以下のとおりであり、全て合格であった。

- ①排水設備液位計の作動検査、校正検査
- ②排水設備ピットの漏えい検査
- ③気体廃棄設備排風機の風量検査、風向検査
- ④気体廃棄設備フィルタユニットの捕集効率検査

4.4.3.3 自主検査

2010 年 7 月 16 日から 8 月 25 日にかけて、運転手引に基づく自主検査を実施した。検査対象及び項目は以下のとおりであり、全て合格であった。

- ①気体廃棄設備排風機の絶縁抵抗検査、作動検査、外観検査

- ②気体廃棄設備フィルタユニットの差圧検査、外観検査
- ③排水設備電気回路の作動検査、表示灯点滅検査、絶縁抵抗検査
- ④排水設備ポンプの作動検査、外観検査
- ⑤排水設備タンクの漏えい検査、外観検査
- ⑥排水設備ピットの内面目視検査
- ⑦空気圧縮設備の絶縁抵抗検査、作動検査、漏えい検査、外観検査、安全弁の作動検査
- ⑧受変電設備の絶縁抵抗検査、接地抵抗検査、作動検査、外観検査
- ⑨通信連絡設備（ページング）の作動検査

4.4.3.4 その他の検査

高圧ガス保安法に基づく検査として、冷凍高圧ガス設備の保安検査を2010年11月29日に受検した。検査は定期自主検査の記録確認と現場の管理状況を検査官が確認するもので、2010年12月7日付けで冷凍施設検査証が交付された。

ボイラー及び圧力容器安全規則に基づく検査として、第1種圧力容器となる給湯設備貯湯槽の性能検査を2010年7月6日に受検した。検査は記録確認と外観検査であり、同日付で第1種圧力容器検査証が交付された。

(小塚 孝典)

4.5 減容処理棟

4.5.1 前処理設備の運転・管理

(1) 前処理作業

充填固化廃棄体の作製マニュアルに基づき、200Lドラム缶に収納された廃棄物の分別作業を実施した。まず、ドラム缶から廃棄物を取り出し、可燃物や特殊な物質（鉛、危険物等）の除去を行うとともに、必要に応じ切断・分解を行い、材質等を考慮した仕分けをしたのち、材質別にドラム缶へ収納した。

分別作業の対象としたドラム缶は、これまで継続的に実施してきたJPDR解体廃棄物に加え、各廃棄物発生施設における収納物等の性状を把握するため、既に保管廃棄されているJRR-3、JRR-4及び燃料試験施設から発生したドラム缶も対象とした。

2010年度の処理作業実績を表4.5.1に示す。

JPDR解体廃棄物は汚染レベルの低い廃棄物が主であったが、燃料試験施設の廃棄物は、図4.5.1-1のとおりセル内で使用したと考えられる小型機器や鋼材及びそれらの養生材（塩化ビニル）であり、汚染レベルが比較的高く、容器表面での最大線量当量率は $80\mu\text{Sv/h}$ であった。このため、分別作業を行う多目的チャンバ内での汚染の拡大を防止するため、チャンバ内にグリーンハウスを設置し、その内部で容器の開封、切断等を実施した。

JRR-3とJRR-4の廃棄物については、比較的汚染レベルは低く、内容物は図4.5.1-2のとおり、口径の大きい金属配管及び塩化ビニル（床材）であった。今年度に処理したJRR-3及びJRR-4から発生した廃棄物の平均減容率は、表4.5.1に示すとおり、JPDR解体廃棄

物の平均減容率の約 1/2 であった。これは、特に当該廃棄物が機器単体として収納されている状態のもの等が多く、容器内の空間が多かったため、前処理において細断することにより、収納効率が向上したためである。

表 4.5.1 2010 年度の処理作業実績

作業場所		多目的チャンバ		
作業内容		①ドラム缶の開封、②収納物の汚染検査、③収納物の取出し、④養生材の撤去、⑤切断・分別、⑥収納		
主要対象物		配管、鋼板、バルブ、ポンプ、モーター等		
発生施設		JRR-3、JRR-4	燃料試験施設	JPDR
作業期間	開始日	2010年4月8日	2010年4月21日	2010年5月6日
	終了日	2010年4月20日	2010年4月28日	2011年3月8日
作業日数		9日	6日	150日
作業人員		2人/班×3班/日	3人/班×3班/日	2人/班×3班/日
処理量 (A)		200L ドラム缶 20 本 (4.0m ³)	200L ドラム缶 8 本 (1.6m ³)	200L ドラム缶 355 本 (71.0m ³)
処理後の廃棄物量 (B)		200L ドラム缶 9 本 (1.8 m ³)	200L ドラム缶 5 本 (1.0 m ³)	200L ドラム缶 310 本 (62.0 m ³)
平均減容率 (B/A)		1.8/4.0=0.45	1.0/1.6=0.63	62.0/71.0=0.87
1日平均の処理量		200L ドラム缶 約 2.2 本/日 (約 0.44m ³ /日)	200L ドラム缶 約 1.3 本/日 (約 0.27m ³ /日)	200L ドラム缶 約 2.4 本/日 (約 0.47m ³ /日)



図 4.5.1-1 燃料試験施設廃棄物の状況

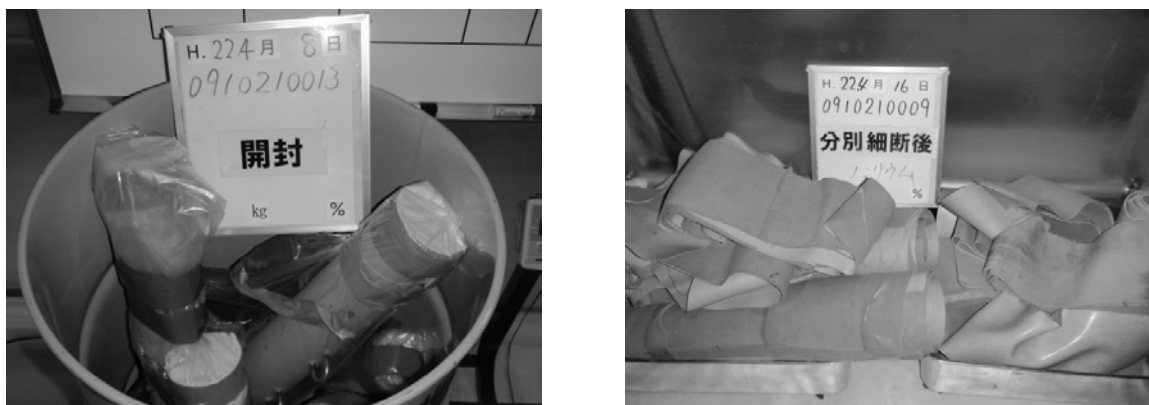


図 4.5.1-2 JRR-3、JRR-4 廃棄物の状況

(2) 検査

(a) 施設定期自主検査

原子炉施設保安規定に基づく施設定期自主検査として、気体廃棄設備フィルタユニットの捕集効率検査を2010年7月22日及び23日に実施し、合格の基準（捕集効率が99%以上）に達していることを確認し、合格と判定した。

(b) 自主検査

運転手引きに基づく自主検査として、2010年7月23日に排気系統の外観検査を実施し、著しい損傷及び変形等の機能上有害な欠陥が無いことを確認し、合格と判定した。

(石原 圭輔)

4.5.2 高圧圧縮装置の運転・管理

(1) 装置の保守

高圧圧縮装置（以下「本装置」という。）の保守・管理では、装置の健全性が維持されていることを確認するため、日常点検や規則等に基づく定期点検・検査等に加え、これまでの運転経験等を踏まえ、シリンダ、バルブブロック等の運転中損傷が発生しやすい箇所及びコンベア、ホイスト等の経年劣化により機能損失のおそれがある機器に着目し、年次点検を実施した。その結果、各機器の動作・性能に異常は確認されなかった。

また、予防保全の観点から、充填ホイスト及び垂直金型に関して以下の保守を行った。

(a) 充填ホイストについては、圧縮体吊り上げ時にワイヤ等のテンションが不安定となり、充填ホイストが動作不良となる傾向が確認されたことから、充填ホイストのワイヤテンション調整を行うとともに、充填ホイストの吊荷重に係る閾値の変更を行った。

(b) 垂直金型については、縮径金型と垂直金型との隙間に縮径金型の表面磨耗によって生じるバリが発生し、局部的にバリによる荷重が垂直金型側面から加わった結果、垂直金型表面の一部に欠損が生じた。当該欠損は圧縮処理には影響はないが、欠損箇所の拡大防止のため、欠損箇所及び縮径金型の摩耗部のグラインダによる研削を行った。研削措置後、正常に圧縮処理が行えることを確認するとともに、処理後の垂直金型表面に異常

のないことを確認した。

(2) ホット運転

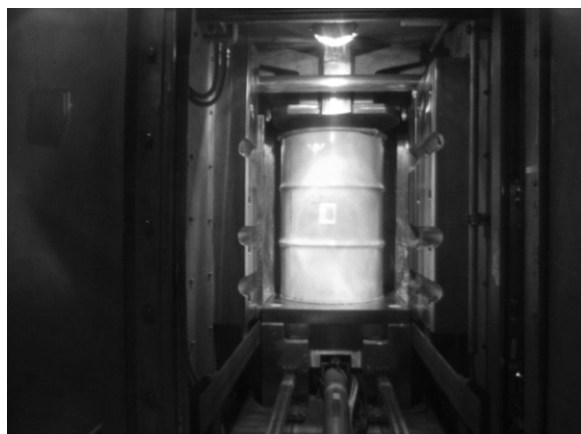
2009年3月に本装置のホット試運転を開始して以降、継続して放射性廃棄物の高圧圧縮処理を実施している。今年度のホット運転では JPDR から発生した金属廃棄物を対象として 200L ドラム缶で約 200 本の圧縮処理を実施した。圧縮後の本数は約 50 本で、その減容比は約 4.5 であった。表 4.5.2 にホット運転における圧縮結果を示す。また、図 4.5.2 に圧縮前後の廃棄物の写真を示す。

表 4.5.2 圧縮試験（ホット運転）結果

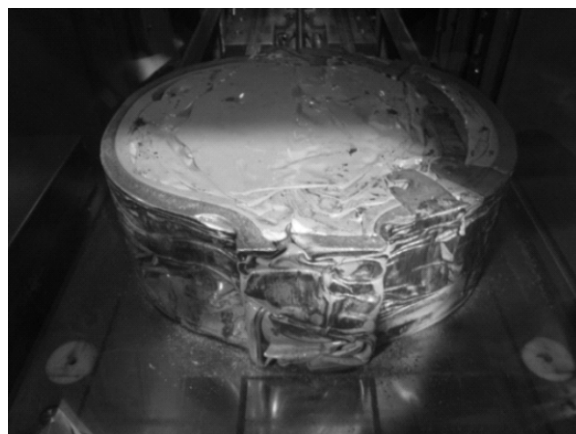
材質	種類	切断長(cm)	試験本数	総重量 (kg)	平均重量(kg) *1	減容比 *2
普通鋼	配管、形鋼、板材、 雑多金属等	30	174	31,315	180	4.7
SUS	配管、形鋼、板材、 雑多金属等	30	29	5,472	189	3.8
亜鉛、亜鉛合金	配管、形鋼、板材、 雑多金属等	30	2	383	192	5.0
全体		30	205	37,170	181	4.5

*1：200L ドラム缶 1 本当たりの平均重量

*2：減容比＝ドラム缶の高さ／圧縮物の高さ



圧縮処理前



圧縮処理後

図 4.5.2 圧縮処理前後の写真

(3) 検査

(a) 施設定期自主検査

原子炉施設保安規定に基づく施設定期自主検査として、高圧圧縮装置工業用計器の校正検査を2010年9月9日に、制御回路に係る作動検査（インターロック作動）を2010年8月20日に、警報作動検査を2010年9月9日にそれぞれ実施し健全性を確認した。また、フィルタユニットの捕集効率検査については2010年8月24日に実施し、捕集効率が99%以上であることを確認した。これらをもって合格と判定した。

(b) 自主検査

運転手引に基づく自主検査として、2010年8月17日から8月20日にかけて、圧縮機等について外観検査、作動検査及び油漏えい検査、排気系統について外観検査及び負圧検査、電気回路について作動検査及び表示灯点滅検査をそれぞれ実施し、異常なく良好であることを確認した。また、2010年7月21日に電気回路の絶縁抵抗値を測定し、基準値を満足していることを確認した。これらをもって合格と判定した。

(金澤真吾)

4.5.3 金属溶融設備の運転・管理

(1) 運転

金属溶融設備では、前年度に引き続き、ホット運転に向けたデータ収集及び運転操作の習熟のためのコールド試験運転を実施し、2010年4月から2011年3月までに7回の試験運転を行った。試験運転では、合計で14,450kg（200Lドラム缶31本）の模擬廃棄物（炭素鋼、ステンレス鋼等）を溶融し、22体のインゴットを作製した。また、温度パラメータの取得、炉内視認性確認、耐火物の損耗データの収集等を実施した。

(2) 保守・点検

設備を構成する機器の多くは、分解清掃・部品交換等の総合的な保守・点検を定期的に行うことが必要であり、優先度を決めて順次保守・点検を実施している。2010年度には、排気洗浄塔、排気洗浄塔ストレーナ、プロセス系排気配管等の内部点検、受容器製作装置関連機器の点検、モールド台車の点検及び排気除塵装置配管の肉厚測定を実施した。以下に実施した内容を述べる。

(a) 排気洗浄塔の内部点検

2010年8月26日から8月27日にかけて、排気洗浄塔（吸収塔、予冷塔）の内部点検を実施した。吸収塔上部については点検口を開放し、フレックライニング、デミスタ等に著しい腐食、変色等がないことを確認した。吸収塔下部及び予冷塔については、フランジを開放し、ファイバースコープを差込み、内部に腐食、変色等がないことを確認した。

(b) 排気洗浄塔ストレーナの内部点検

2010年8月26日から8月27日にかけて、吸収塔の2箇所と予冷塔の2箇所に設置されている排気洗浄塔ストレーナの点検を実施し、内部に著しい腐食、錆び等がないことを確認した。また、吸収塔及び予冷塔が正常に作動し、配管等から循環水の漏れがないこと

を確認した。

(c) プロセス系排気配管等の内部点検

2010年8月3日から8月16日にかけて、プロセス系排気配管等（溶融炉出口配管、二次燃焼器、排気冷却器等）の内部点検を実施し、著しい損傷、摩耗等がないことを確認した。また、これらの耐火物について、肉厚測定を実施し、有意な減肉がないことを確認した。

(d) 受容器製作装置関連機器の点検

2010年8月31日から9月3日にかけて、受容器製作装置関連機器（縦型遠心鋳造機等）の点検を実施し、著しい損傷、摩耗等がないことを確認した。また、各機器が正常に作動することを確認した。

(e) モールド台車の点検

2010年8月20日に、モールド台車の点検を実施し、著しい損傷、摩耗等がないことを確認した。また、モールド台車が正常に作動することを確認した。

(f) 排気除塵装置配管の肉厚測定

2010年8月23日から8月24日にかけて、排気除塵装置配管の肉厚測定を実施し、有意な減肉がないことを確認した。

(3) 検査

(a) 施設定期検査

原子炉等規制法に基づく施設定期検査として、溶融炉内負圧及び出口排ガス温度による溶融炉停止インターロックに係る事業者検査を2010年9月2日に実施し、インターロックが正常に作動することを確認した。この検査記録について10月1日に文部科学省の確認を受け、合格と判定された。

(b) 施設定期自主検査

原子炉施設保安規定に基づく施設定期自主検査として、溶融炉内負圧及び出口排ガス温度による溶融炉停止インターロックに係る検査を2010年9月2日に実施し、正常に作動することを確認した。また、溶融炉本体排気系及びチャンバ排気系の捕集効率検査を2010年7月12日から7月13日に実施し、溶融炉本体排気系の除染係数が 10^6 以上、チャンバ排気系の捕集効率が99%以上であることを確認した。2010年7月22日から7月23日にかけて工業計器（圧力計、温度計等）の校正を実施し正常に動作することを確認した。これらをもって合格と判定した。

(c) 自主検査

運転手引に基づく自主検査として、2010年7月13日から8月30日にかけて、冷風系高性能フィルタユニットの捕集効率検査、溶融炉の外観・作動検査、排気除塵装置の外観・漏えい検査を実施し、異常がないことを確認した。また、2010年7月16日から8月4日にかけて、低電圧・高電圧電気回路の絶縁抵抗値を測定し、基準値を満足していることを確認した。これらをもって合格と判定した。

(須藤 智之)

4.5.4 焼却・溶融設備の運転・管理

(1) 運転

焼却・溶融設備については、2010年度はコールド試験運転を休止したが、2010年10月25日から10月27日にかけて、総合機能確認試験として設備の運転状態での機能確認を実施した。

本試験では、職員を主体とした焼却炉運転の習熟訓練を主な目的とした。併せて、2009年度に実施した溶融炉出口排ガス仕切り弁と排気冷却器温度制御に関するバルブ類の点検整備後の設備の初期パラメータ確認を行うことにより、運転における制御安定性を確認するとともに、設備の総合的な作動状態での水系統の健全性、結露発生の有無等を確認し、排気冷却器出口温度制御の安定化に関する対策を立案した。

(2) 保守・点検

設備を構成する要素機器の多くは、分解清掃・部品交換等の総合的な保守・点検を定期的に行う必要があるが、本設備は設置された2003年以降、試運転状態が継続しており定常的な運転は行っていないため、そのような保守・点検を実施していない。今後も、本格的な操業開始に向け、優先度を決めて順に保守・点検を実施することとし、設備の稼働状況を考慮しつつ、各機器について、3年から5年の間隔を目安に定期的に点検整備を実施する計画である。

2010年度に実施した主な保守・点検作業を以下の(a)～(d)に示す。

(a) プラズマ電源盤の継電器等点検作業

電気工作物保安規程及び原子力科学研究所電気工作物保安規則に基づき、プラズマ電源盤の高圧用過電流継電器について、動作特性試験及び接地抵抗測定を実施した。その結果、特に異常は認められなかった。

(b) 補助ブロー吐出弁の点検整備

補助ブロー吐出弁は、処理系統内の負圧を保つための機器である排気ブローの故障等により設備の性能維持が困難となった場合のバックアップ用機器として設置されている補助ブローの出口側に位置し、排ガス流量を安定させるための調節弁である。補助ブローの単体機能確認において動作の不良が認められたため、当該吐出弁の分解点検整備を実施した。吐出弁の軸等に堆積した錆等の付着物除去等の処置を行い、正常に作動するよう復帰した。

(c) 焼却炉投入遮熱ゲートの点検整備

廃棄物投入口と焼却炉内を仕切り、任意に設定した間隔で開閉動作を行い、焼却炉内に廃棄物を投入する焼却炉投入遮熱ゲートについて、健全性を保つための分解点検整備を実施し、当該ゲート及びエアシリンダ等の付属機器について、分解点検及び消耗部品の交換、調整等を実施した。

(d) NO_x分析計の点検整備

廃棄物処理のプロセスで発生する窒素酸化物(NO_x)を化学反応により無害化させるための脱硝反応器の制御に必要な機器であるNO_x分析計について、当該無害化反応を適切に実施するための点検整備を実施し、消耗部品の交換、絶縁抵抗測定等を実施した。

(3) 検査

(a) 施設定期検査

原子炉等規制法に基づく施設定期検査として、焼却炉内負圧及び出口排ガス温度による焼却炉停止インターロックに係る事業者検査を2010年8月9日に、プラズマ熔融炉内負圧及び出口排ガス温度による熔融炉停止インターロックに係る事業者検査を2010年9月7日に実施し、それぞれインターロックが正常に作動することを確認した。この検査記録について10月1日に文部科学省の確認を受け、合格と判定された。

(b) 施設定期自主検査

原子炉施設保安規定に基づく施設定期自主検査として、プラズマ熔融炉及び焼却炉の作動に係るインターロック検査を2010年8月9日から9月7日にかけて実施し、正常に作動することを確認した。また、排気系及びチャンバ排気系の捕集効率検査を2010年7月27日から28日にかけて実施し、排気系の除染係数が 10^6 以上、チャンバ排気系の捕集効率が99%以上であることを確認した。2010年8月20日に工業計器（圧力計、温度計）の校正を実施し正常に動作することを確認した。これらをもって合格と判定した。

(c) 自主検査

運転手引に基づく自主検査として、2010年7月16日から9月7日にかけて、プラズマ熔融炉及び焼却炉の外観・作動検査、排気除塵装置の外観・漏洩検査を実施し、正常であることを確認した。また、2010年7月12日から7月30日にかけて、低電圧・高電圧電気回路の作動検査、表示灯点滅検査及び絶縁抵抗測定を実施し、基準を満足していることを確認した。これらをもって合格と判定した。

(溝口 崇史)

4.5.5 電気・機械設備の運転・管理

(1) 運転

本設備のうち、受変電設備と空気圧縮設備については原則として昼夜連続運転、気体廃棄設備については日勤（通常の勤務時間内）運転、排水設備、冷凍高圧ガス設備、ガス供給設備等については処理設備の要求に応じた運転を行った。

排水設備については、2010年度に発生した廃液は約100 m³であり、床ドレンと手洗いが主な発生源であった。第2排水溝への一般排水は、約250m³（2009年度に発生した廃液を含む）であり、2010年8月31日に排水したのみであった。

減容処理棟における電気使用量については、2010年度は3,565,300kWhであり、2009年度と比較し約15%減の使用量であった。この電気使用量減少の要因は、2010年5月から長期停止時以外の土日については、換気空調設備以外に、空気圧縮機、プロセス冷却水ポンプについても停止したためである。なお、当該機器の停止操作、起動操作については、各10分程度の作業量の増加が伴うので、換気空調設備の停止時刻を土日の前日については、17:00（通常は17:10）に停止することとした。

(2) 保守・点検

本設備の予防保全の観点から自主的に行う保守・点検については、積算運転時間（8,800時間）、設備の重要度、使用頻度、日常点検結果等を考慮し、定期的に分解点検を実施している。

2010年度に実施した主な保守・点検作業を以下に示す。

(a) 排風機の点検整備

2010年7月20日から7月30日にかけて、管理区域系統の排風機14台について点検整備を実施した。点検整備は、軸受け、オイルシール等の消耗品交換、電動機のロータ、ステータコイルの目視点検等を実施し、点検の結果、特に異常は確認されなかった。

(矢野 政昭)

(b) 空気圧縮設備の整備

2010年11月4日から11月22日にかけて、空気圧縮機（COMP-1、COMP-2）の点検整備を実施した。空気圧縮機は、設置後8年が経過しているため、COMP-1について今回初めて、圧縮機本体ブロック及び主電動機の分解点検整備を実施した。分解点検整備の結果、設備の本来性能が維持されていることを確認した。なお、COMP-2については、2009年度に圧縮機本体ブロック及び主電動機の分解点検整備を実施したため、通常の年次点検（補機点検整備）を行った。

(c) 高圧ガス設備の点検整備

2010年8月25日から8月26日にかけて、液化石油ガス供給設備の蒸発器 No.2 及び No.3 について開放点検を実施した。開放点検の結果、内部の蒸発コイルと電熱ヒーターに、錆と腐食の進行がない事を確認した。なお、温水槽については、槽壁に発錆が確認されたため、錆の除去後、錆止め塗装を行った。

2011年2月17日に、アンモニア蒸発器の開放点検を実施した。開放点検の結果、内部の気化筒と温水槽に錆と腐食の進行がない事を確認した。なお、電磁接触器に発錆が確認されたため、2011年度に交換する計画である。

2010年9月24日から10月13日にかけて、液化窒素貯槽及び液化アルゴン貯槽の再塗装を実施した。貯槽は、設置後8年が経過しており脚部等に発生した錆が目立ってきたため、予防保全として実施した。

(d) 苛性ソーダ設備ガスケット及びバルブの整備

2011年2月2日から2月4日にかけて、苛性ソーダ設備ガスケット及びバルブの整備を実施した。ガスケット及びバルブは、巡視点検において2010年9月に劣化が認められたため、交換作業を実施した。今後は、課内規に基づき2021年を目安に交換する計画である。

(山田 信一)

(3) 検査

(a) 施設定期検査

原子炉等規制法に基づく施設定期検査として、気体廃棄設備排風機に係る事業者検査を

2010年8月2日から8月6日にかけて実施し、その健全性を確認した。この検査記録について9月1日に文部科学省の確認を受け、合格と判定された。

(b) 施設定期自主検査

原子炉施設保安規定に基づく施設定期自主検査として、2010年7月21日から7月22日に排水設備の液位計の点検校正を実施し正常に作動することを確認した。気体廃棄設備については、風量検査を2010年8月2日から8月6日に、風向検査を2010年8月16日に、捕集効率検査を2010年8月3日から8月10日にかけて実施し、その健全性を確認した。

(c) 自主検査

2010年7月12日から8月31日にかけて、運転手引に基づく自主検査を実施した。検査対象及び項目は、以下のとおりであり、全て合格であった。

- ①気体廃棄設備排風機の絶縁抵抗検査、作動検査、外観検査
- ②気体廃棄設備フィルタユニットの差圧検査、外観検査
- ③排水設備電気回路の作動検査、表示灯点滅検査、絶縁抵抗検査
- ④排水設備ポンプの作動検査、外観検査
- ⑤排水設備貯槽の漏えい検査、外観検査
- ⑥排水設備排水槽の内面目視検査、漏えい検査
- ⑦空気圧縮設備の絶縁抵抗検査、作動検査、漏えい検査、外観検査、安全弁の作動検査
- ⑧受変電設備の絶縁抵抗検査、接地抵抗検査、作動検査、外観検査
- ⑨通信連絡設備（ページング）の作動検査

(矢野 政昭)

(d) その他

受変電設備について、2010年8月21日に電気工作物保安規程に基づく定期検査を実施し、設備の本来性能が維持されていることを確認した。

冷凍高圧ガス設備について、2010年10月18日から10月22日にかけて高圧ガス保安法に基づく定期自主検査を実施した。また、高圧ガス保安協会による保安検査を2010年11月29日と30日に受検し、2010年12月7日付けで冷凍施設検査証が交付された。

ガス供給設備について、高圧ガス保安法に基づく定期自主検査として、窒素・アルゴンガス供給設備とアンモニアガス供給設備については2011年1月6日から1月7日にかけて、LPG供給設備については2010年11月29日から12月2日にかけてそれぞれ実施した。検査の結果、ガス供給設備はすべて法令で規定される技術基準に適合していることが確認された。

(山田 信一)

4.6 保管廃棄施設

4.6.1 廃棄物の保管廃棄

2010年度に保管廃棄を行った、直接保管体及び処理を施した保管体の総量は、200Lドラム缶に換算して1,799本であった。その結果、保管能力139,350本に対し、2010年度末の累積保管量は135,460本となった。既保管体のクリアランス及び高減容処理を鋭意進めているにもかかわらず、2010年度末における保管体余裕量は3,890本と非常に逼迫した状態にあり、今後も継続して実施する保管体の調査や仕分け作業のスペース確保の点からも、廃棄物保管量の抑制が必要となっている。

2010年度に実施した保管廃棄施設での主な作業等を以下に示す。

4.6.1.1 L型ピット保管体取り出し仕分け作業

L型ピットのNo.17に保管されている300Lドラム缶の保管体651本をピット内から取り出し、ドラム缶の外観点検を行い必要に応じてドラム缶の補修を行った上で、元のピットに再収納を行った。

4.6.1.2 保管廃棄施設M-2内の滞留水への対応

保管廃棄施設M-2に設置されている保管孔のうち、2008年度から継続して滞留水が確認されている12孔から滞留水の抜き取り作業を行った。また、2008年度に滞留水が確認された40孔のうち7孔から、13体の保管体の取り出し作業を実施した。

4.6.2 検査

(1) 施設定期検査

保管廃棄施設に関する施設定期検査の対象となるのは、保管廃棄施設のしゃへい蓋及び特定廃棄物の保管廃棄施設の躯体であり、技術上の基準は、使用前検査において文部科学大臣が合格と認めた状態に維持されていることである。検査方法は、検査対象物に接近して目視により有害なき裂等の異常がないことを確認する外観検査であり、2010年7月から9月にかけて検査を実施し、その検査記録を作成した。また、当該検査記録について文部科学省の確認を受けることにより、施設定期検査に合格した。

(2) 施設定期自主検査

保管廃棄施設に関する施設定期自主検査の対象となるのは、保管廃棄施設の全般及びしゃへい性能部位であり、検査の基準は、設備の性能が維持されていることである。検査方法は、検査対象物に接近して目視により著しい損傷及び腐食のないことを確認する外観検査である。2010年度は7月から9月にかけて施設定期自主検査を実施し、設備の性能が維持されていることを確認した。

(山田 悟志)

4.7 バックエンド技術開発建家

4.7.1 施設の保守点検

(1) 点検保守

受電設備、計装設備、排気系 HEPA フィルタ等の点検保守・整備を実施した。

(2) 日常点検

建家・構築物、受電設備、配電設備、負荷設備、排気設備、排水設備、放射線管理設備、消火設備、警報設備、出入管理設備、蒸気設備等の日常点検及び機能維持のための簡易的な修理を実施した。

(3) 補修及び更新工事等

施設の安全確保及び維持管理を行うため、6 件の補修工事（汚染検査室シャワー室用間仕切り工事、廃液処理タンク二次容器防水塗装工事、海岸地区防護フェンス工事に伴う配管の一部撤去工事、給水管支持具の塗装工事、排風機室チャンバー塗装工事、事務建家 2 階男子トイレ修繕）と 1 件の更新工事（バックエンド事務建家空調機更新工事（1 階光ファイリング室））に加えて排気設備改修工事に伴う電気工事を実施した。

(4) 作業環境の改善

良好な作業環境を維持するため、建家周辺の除草、植木の枝払い及び建家内外の整備を実施した。

(5) 防護器材等の管理

施設の運用、維持を円滑に行えるよう、防護器材等の点検及び補充を行った。

4.7.2 検査

(1) 原子力科学研究所放射線障害予防規程に基づく点検

バックエンド技術開発建家は、放射性同位元素等による放射線障害の防止に関する法律第 9 条第 1 項の該当施設である。このため、原子力科学研究所放射線障害予防規程（以下「放射線障害予防規程」という。）に基づき以下の点検を実施した。

(a) 巡視及び点検

使用施設等の巡視点検を 1 回／月の頻度で、排気設備、排水設備、電源設備、警報設備、フード等を対象に実施し、当該設備・機器に異常のないことを確認した。また、管理区域の巡視点検を 1 回／四半期の頻度で、管理区域の区画及び閉鎖設備、汚染検査室等の標識、汚染検査設備及び洗浄設備、更衣設備等について実施し、異常のないことを確認した。

(b) 定期自主点検

使用施設等の定期自主点検を 2 回／年（1 回／半年）の頻度で、使用施設等、汚染検査室、保管廃棄設備、作業室、貯蔵箱、貯蔵容器、排気設備、排水設備、警報設備、電源設備

等を対象に実施し、許可申請書どおりに管理されていること及び当該設備・機器に異常がないことを確認した。

(2) 原子力科学研究所消防計画に基づく点検

原子力科学研究所消防計画及びバックエンド技術部防火管理要領に基づき、防火対象物の自主検査を規定された頻度で実施し、防火管理に努めた。

(3) 原子力科学研究所安全衛生管理規則に基づく巡視

(a) 部長による巡視

安全衛生管理規則に基づき、部長による巡視を四半期毎に実施した。第1四半期に3件、第2四半期に0件、第3四半期に0件、第4四半期に2件の合計5件の指摘事項があり、前年度に措置できなかった残り1件（技術開発建家汚染検査室：シャワー室を女性が使えるよう環境整備すること）も含めて措置を終了した。

(b) 課長による巡視

安全衛生管理規則に基づき、課長による巡視を1回／月実施し施設の安全衛生に努めた。巡視の結果、年間合計18件の指摘事項があり、うち17件と前年度に措置できなかった残り6件（建家全体：不要物品の処理及び整理整頓を行う）について措置を終了した。残り1件（建家全体：不要物品の整理(ダンボール・受託試験使用物品等)）については、受託試験使用物品の整理を含むことから担当課室と協議しながら、随時整理を進めることとした。

(4) 労働安全衛生法及び労働安全衛生規則に基づく巡視

(a) 衛生管理者の職場巡視

労働安全衛生法及び労働安全衛生規則に基づき、衛生管理者による巡視を2010年4月14日に実施し労働者の健康障害を未然に防止するとともに、快適な職場環境の形成を促進させることに努めた。巡視の結果、2件（倉庫建家 工作工場のロッカーの転倒防止を行う、技術開発建家 調製室1周辺の廊下に設置しているガスボンベに対し、ボンベ固定の転倒防止チェーンを2本掛けにする）について指導を受け、措置を終了した。

(b) 産業医による職場巡視

労働安全衛生法及び労働安全衛生規則に基づき、産業医による職場巡視を2010年10月18日及び11月15日に実施し、作業場等の衛生環境や作業の状況を調査した。巡視の結果、特段の指導はなかった。

4.7.3 許認可

放射性同位元素等による放射線障害の防止に関する法律第10条に基づき使用施設等の変更許可申請作業を進め、2010年6月15日に部内の品証委員会、同年6月24日に所内の使用施設等安全審査委員会において承認を得るとともに、水戸原子力事務所とのヒアリングを2回行った。その後、使用施設等の変更許可申請を同年10月29日付けで行い、翌年の2011年1月4日付けで文部科学省から許可された。これにより排気設備改修工事に着手できる見通しを得た。

(齋藤 恵一朗)

4.8 廃棄物埋設施設

4.8.1 廃棄物埋設施設に係る保守点検等

原子力科学研究所廃棄物埋設施設保安規定（以下「埋設施設保安規定」という。）に基づき、週1回以上の巡視点検を実施した。3月11日の東北地方太平洋沖地震による被害等は特になく、その後の巡視点検は通常通り実施した。

埋設保全区域境界に設置しているフェンスについて、老朽化による倒壊が懸念されたため、2011年3月、予防措置として同フェンスを更新した。

4.8.2 検査等

埋設施設については、「核燃料物質又は核燃料物質によつて汚染された物の第二種廃棄物埋設の事業に関する規則」（昭和63年1月13日総理府令第一号）に基づいて、四半期毎に埋設施設保安規定の遵守状況の検査を受けている。表4.8-1に保安検査の実施状況を示す。今年度の保安検査では、埋設施設保安規定に抵触する事項その他の指摘はなかった。また、原子力安全監査では、表4.8-2に示す1件の不適合Cの指摘を受け、手順に従い是正措置を行った。

（片山 淳）

表 4.8-1 2010 年度廃棄物埋設施設の保安検査実施状況

第1 四半期	第2 四半期	第3 四半期	第4 四半期
5月26日	8月5日	10月28日	2月2日

表 4.8-2 不適合事象及び是正措置の概要

不適合事象のランク	「区分：Ⅲ」及び「原子力安全監査：不適合C」
不適合事象の概要	保安管理組織内の保安管理部や放射線管理部においても品質目標を設定すること。
是正措置の概要	「不適合管理並びに是正処置及び予防処置要領（埋設施設）」及び「原子力安全監査実施要領」に従い、是正措置計画等に基づく措置を行った。 不適合の除去及び是正処置として、各部、各課に適用する品質目標設定の手順を明確にするため、「廃棄物埋設施設管理実施手順書」に品質目標を設定するシステムを追加し、「廃棄物埋設施設の保安活動に係る記録様式等」に設定した品質目標が確認できるチェックシート等の様式を追加する改定を行った。また、改定時には目的等についての説明を加えた教育を実施するとともに、品質目標を設定し直した。

5 放射性廃棄物の搬入、保管廃棄及び報告検査

5.1 放射性廃棄物の搬入

2010年度に所内及び所外から搬入した固体廃棄物の量は、657.593m³であった。保管廃棄施設の保管余裕量が逼迫しているため、昨年度同様、廃棄物発生施設に発生量の抑制を要請した。また、2010年度に所内及び所外から搬入した液体廃棄物の量は、513.256m³であった。

固体廃棄物及び液体廃棄物の所内からの搬入量を表 5.1-1 に、所外からの搬入量を表 5.1-2 に示す。

表 5.1-1 2010 年度 所内廃棄物の搬入量

(単位：m³)

廃棄物区分	固体廃棄物							
	$\beta \cdot \gamma$						α	
	A-1				A-2	B-1 ・ B-2	A-1	B-2
	可燃物	不燃物						
		圧縮	フィルタ	非圧縮				
	453.343	0	0	173.239	2.400	2.790	0.041	1.200
	液体廃棄物							
$\beta \cdot \gamma$						α		
A未満	A			B-1	B-2			
無機	無機	海水	スラッジ					
322.210	112.845	0	0	38.201	0	0		

表 5.1-2 2010 年度 所外廃棄物の搬入量

(単位：m³)

廃棄物区分	固体廃棄物							液体廃棄物			
	$\beta \cdot \gamma$						α	$\beta \cdot \gamma$			
	A-1				A-2	B-1 ・ B-2	A-1 ・ B-2	A未満	A		B-1
	可燃物	不燃物						無機	無機	海水	
		圧縮	フィルタ	非圧縮							
核物質管理センター保障措置分析所	4.000	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
放射線医学総合研究所那珂湊支所	0	0	0	0	0	0	40.0	0	0	0	0
ニュークリア・デベロップメント(株)	20.58	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0

5.2 保管廃棄

廃棄物処理施設で減容処理を施し容器に封入した廃棄物（以下「処理済保管体」という。）及び減容処理が困難で直接容器に封入した廃棄物（以下「直接保管体」という。）を、主に解体分別保管棟の保管室に保管廃棄した。2010年度の処理済保管体と直接保管体の総量は、200Lドラム缶に換算して1,799本であった。その結果、累積保管量は135,460本となった。

保管廃棄体数量について、2010年度の種別別保管廃棄体数量を表5.2に示す。

(山田 悟志)

表 5.2 2010年度の種別別保管廃棄体数量

保管体の種類		単位	第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期	合計	
処理済保管体	固化体	ドラム缶	本	269	134	238	156	797
			本	269	134	238	156	797
		コンクリートブロック	個	11	4	2	0	17
			本	55	20	10	0	85
	圧縮体	ドラム缶	本	0	0	0	0	0
			本	0	0	0	0	0
直接保管体	ドラム缶	本	38	57	30	276※	401	
		本	38	57	30	277	402	
	S-I 容器 (1.0m ³)	個	0	4	5	1	10	
		本	0	20	25	5	50	
	S-II 容器 (4.8m ³)	個	0	0	0	0	0	
		本	0	0	0	0	0	
	異形容器	m ³	3.444	19.180	70.016	0.420	93.060	
本		17	96	350	2	465		
200Lドラム缶換算合計		本	379	327	653	440	1,799	

上段：実数

下段：200Lドラム缶換算数

※：300Lドラム缶2本含む

5.3 各規定類及び協定に基づく書類の提出

5.3.1 保安規定に基づく提出書類

原子炉施設保安規定及び使用施設等保安規定に基づき、廃棄物処理場に係る以下の書類を提出した。

	提出書類名	該当条項	提出時期
1	年度処理計画書	原子炉施設保安規定：第3編第4条 使用施設等保安規定：第3編第3条	年度毎
2	運転状況報告書	原子炉施設保安規定：第1編第49条 使用施設等保安規定：第1編第43条	四半期毎
3	施設定期自主検査計画書	原子炉施設保安規定：第3編第28条 使用施設等保安規定：該当条項無し	検査開始前
4	施設定期自主検査報告書	原子炉施設保安規定：第3編第30条 使用施設等保安規定：第3編第28条	検査終了後

5.3.2 放射線障害予防規程に基づく提出書類

放射線障害予防規程に基づき、廃棄物処理場に係る以下の書類を提出した。

	提出書類名	該当条項	提出時期
1	放射線管理状況報告書	放射線障害予防規程：第138条	年度毎
2	定期自主点検報告書	放射線障害予防規程：第75条	上期、下期

5.3.3 茨城県原子力安全協定に基づく提出書類

茨城県原子力安全協定に基づき、廃棄物処理場に係る以下の書類を提出した。

	提出書類名	該当条項 *1)	提出時期
1	年度主要事業の計画書 (主な放射性廃棄物の処理処分計画)	第15条第1項第1号	毎年度当初
2	運転状況報告書 (主な放射性廃棄物の処理処分状況)	第15条第2項第1号	四半期毎
3	定期検査計画書	第16条第5号	変更届後
4	定期検査報告書	第16条第5号	合格後

*1) 「原子力施設周辺の安全確保及び環境保全に関する協定書」の条項

5.4 施設定期検査

原子炉等規制法に基づく施設定期検査は、従前と同様、文部科学省の検査官による事業者検査記録の確認検査と立会検査の2区分で行われた。事業者検査は2010年7月12日に開始し、立会検査以外の項目について検査を実施して記録を作成した。第1回立会検査を2010年9月1日に、第2回立会検査を10月1日に受検した。第1回立会検査では、放射線管理設備の警報検査を受検した。第2回立会検査では、ディーゼル発電設備の作動検査、保管廃棄施設の外觀観察によるしゃへい性能検査、第2廃棄物処理棟に設置されている蒸発処理装置・II、アスファルト固化装置及び固体廃棄物処理設備・IIについて受検するとともに、事業者検査記録の確認を受け、全ての結果が良好と認められて、同日付けで合格証（22受文科科第2689号）の交付を受けた。

施設定期検査以外の検査として、原子炉施設保安規定に基づく施設定期自主検査（処理能力確認検査、作動検査、漏えい検査、外觀検査、校正検査等）及び運転手引に基づく自主検査（処理能力確認検査、作動検査、漏えい検査、外觀検査、表示灯点滅検査、絶縁抵抗検査等）を実施し、全ての施設が良好な状態に保たれていることを確認した。

5.5 保安検査

5.5.1 保安規定遵守状況検査

(1) 原子炉施設

第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期
5月19日	9月3日	11月12日	2月18日

(2) 核燃料使用施設等

第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期
5月19日	9月6日	12月8日	1月31日

5.5.2 保安検査官巡視

月	日	施設名	日	施設名	日	施設名
4月	13	解体分別保管棟	14	第3廃棄物処理棟	20	第2廃棄物処理棟
	28	保管廃棄施設	30	減容処理棟		
5月	12	第1廃棄物処理棟	18	減容処理棟		
6月	16	解体分別保管棟	17	第2廃棄物処理棟	24	第3廃棄物処理棟
7月	9	第2廃棄物処理棟	9	保管廃棄施設	14	減容処理棟
	29	第1廃棄物処理棟				

月	日	施設名	日	施設名	日	施設名
8月	17	第3廃棄物処理棟	18	第2廃棄物処理棟	19	解体分別保管棟
	25	保管廃棄施設				
9月	9	第1処理棟	10	第2廃棄物処理棟	10	減容処理棟
	29	第3廃棄物処理棟				
10月	6	保管廃棄施設	6	解体分別保管棟	20	減容処理棟
	20	第2廃棄物処理棟	28	第1廃棄物処理棟		
11月	15	第3廃棄物処理棟	16	解体分別保管棟	17	第2廃棄物処理棟
	24	保管廃棄施設				
12月	1	第1廃棄物処理棟	15	第2廃棄物処理棟	20	減容処理棟
	20	減容処理棟				
1月	7	保管廃棄施設	20	第2廃棄物処理棟	26	第1廃棄物処理棟
	26	解体分別保管棟				
2月	2	第3廃棄物処理棟	2	減容処理棟	8	保管廃棄施設
	23	第2廃棄物処理棟	23	解体分別保管棟		
3月	2	第1廃棄物処理棟	15	第2廃棄物処理棟	16	減容処理棟
	17	第3廃棄物処理棟				

(山田 悟志)

6 放射性廃棄物の管理技術

6.1 放射性廃棄物情報管理システムの整備

6.1.1 概要

将来の研究施設等廃棄物の埋設処分に備え、バックエンド推進部門廃棄物処理技術開発グループと協力して、原科研内の廃棄物管理を主眼とした現行の廃棄物管理システムの機能と、埋設処分実施時に、対象廃棄物（以下「廃棄体」という。）が法令に定める「技術上の基準」に適合していることを確認する「廃棄体確認」に必要なデータの管理機能を併せ持つ「放射性廃棄物情報管理システム」（以下「本システム」という。）の開発・整備を進めている。本システムは、既に行われている原子力発電所廃棄物の廃棄体確認を参考に、廃棄物の発生から、廃棄物処理場への引き取り、処理、廃棄体製作、保管に至る一連の工程を容器1個単位で管理し、履歴を遡って追跡できる機能を持ち、原科研だけでなく原子力機構内の他の事業所でも使用できる汎用性を備えた設計とした。

本システムの概念を図 6.1.1 に示す。

6.1.2 進捗状況

本システムを廃棄物処理場で試験運用する為、原科研施設向けの操作説明会を行った後、原科研内での試験運用を開始した。また、試験運用中に各発生元施設から出された要望等を踏まえ、運用開始時に必要となるシステムの改修整備を行った。（図 6.1.2 参照）

6.1.3 今後の予定

本システムの原科研内での本格運用に向けて、2011 年度は、原科研内において試験運用を継続し、各処理課担当者の操作習熟を行いながら、システム変更に係る所内規定、原子力科学研究所放射線安全取扱手引等の変更並びに、本システムの維持管理、要望等に係るシステム改修を行う。また、運用開始時には、汎用計算機に蓄積されている廃棄物データの移行作業、ライブラリデータ等の運用環境整備を行う。

（山本 修次）

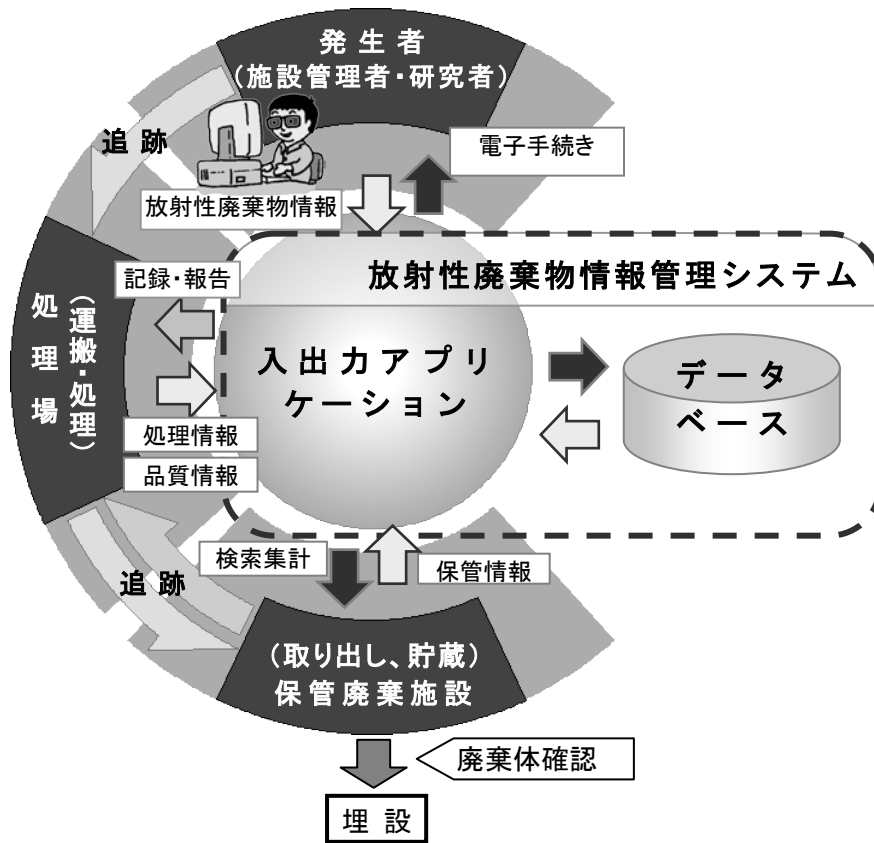


図 6.1.1 放射性廃棄物情報管理システムの概念

2008年	2009年	2010年	2011年	2012年	2013年
現行廃棄物管理システム 使用廃止					
モデルシステム 試験運用 (廃棄物処理場)	放射線廃棄物情報管理システム 原科研内運用開始 → 原科研内本格運用				
	システム管理 機能拡充 帳票印刷機能 整備	システム維持管理 利用者要望による機能拡充・改修			
	所内規定類 変更(検討)	運用環境整備			
		所内規定類 変更			

図 6.1.2 放射性廃棄物情報管理システムの整備計画

6.2 高放射性固体廃棄物の新管理方式

6.2.1 概要

半地下ピット式の保管廃棄施設のうち、縦孔式の保管孔をもつ「保管廃棄施設・M-2」には、主に容器表面の線量率が 2mSv/h を超える放射性廃棄物（以下「高放射性固体廃棄物」という。）が、長年にわたって保管されている。これらの廃棄物の保管容器には普通鋼製のものもあり、腐食の進行が懸念されている。このため、この種の廃棄物の処分が可能となるまでの間の安全を確保するために、保管孔から取り出し、耐食性を有する容器に再収納した上で、保管孔又はしゃへい容器によって保管する管理方式（以下「新管理方式」という。）に変更するための検討を実施している。新管理方式には、高放射性固体廃棄物を保管孔から取り出すための設備に加えて、取り出した廃棄物を取り扱う設備が必要となる。

また、第2 廃棄物処理棟においては、倉庫式の保管廃棄施設において保管が可能となるように、2010 年度まで高放射性廃棄物を封入するパッケージ体として、コンクリート容器とコンクリート内巻ドラム缶を使用したパッケージ体を、それぞれ、約 1100 体と約 1300 体作製してきた。しかしながら、将来の廃棄体化に向けた取組みとして、今後、研究施設等廃棄物の埋設処分に関する技術基準が整備されることを踏まえ、パッケージ体からの廃棄物の取り出し、分別、試料採取等の必要が生じた場合に、これらの作業を容易に対応できるようにするため、第2 廃棄物処理棟の固体廃棄物処理設備・II における固体廃棄物の処理方法として、従来から実施してきたコンクリートを注入してパッケージ体とする方法のほか、蓋により廃棄物を収納する「蓋式しゃへい容器」を用いる方法を追加することとした。

これら新管理方式等の導入に向けて、これまでに以下の概念設計等を行ってきた。

- | | |
|---------|--|
| 2002 年度 | 「保管廃棄施設・M-2」の保管体の現状把握及び第2 廃棄物処理棟までの運搬方法、処理設備の改造、保管体の措置等の検討 |
| 2003 年度 | 保管体取り出し及び措置方法、工事範囲と廃棄物量、工事動線、養生等の検討 |
| 2004 年度 | 全体設備及び個別機器の解体撤去の手順、人工数、作業時間、作業工程の検討 |
| 2005 年度 | 保管体取出設備の機器設計、配置検討、保管体取り出し方法の見直し及び保管ピット吊具の設計検討 |
| 2006 年度 | 将来の廃棄体化処理に備えた分別方法（設備）の検討。固体廃棄物処理設備・II 側の機器・配置設計。 |
| 2007 年度 | 遠隔作業安全性試験その1。各機器の概略設計及びしゃへい計算。 |
| 2008 年度 | 遠隔作業安全性試験その2。高放射性廃棄物処理施設の改造に係る詳細設計。 |
| 2009 年度 | カバーケース、パレット及び内管の製作 |

2010 年度は、固体廃棄物処理設備・II の処理方法の追加に伴うしゃへい容器蓋開閉装置の設置と蓋式しゃへい容器の落下試験を行った。

6.2.2 シャへい容器蓋開閉装置の設置

(1) 設置概要

既存の補助シャへい体蓋開閉装置（以下「既存装置」という。）は、固体廃棄物処理設備・Ⅱの付属機器として、コンクリート注入室に2基設置されており、コンクリート容器等に収納する補助シャへい体の蓋開閉に使用されてきた。新規に採用する蓋式シャへい容器は、蓋にシャへい体を組込んだ構造となっているため、パッケージ体作製において既存装置の運転を要しなくなった。このため、不要となった既存装置の改造を以ってシャへい容器蓋開閉装置とすることとし、吊り上げ能力を向上させるため、既存装置を構成する機器のうち、永電磁リフマグを更新した。また、ケーブルリール、モートルブロック、ブラケット等については既設のものを流用又は一部改良したことにより、操作盤類については回路変更を行った。当開閉装置の動作については、シャへい蓋の開閉を安全に行うため、リフマグの昇降経路上昇端・下降端のリミットスイッチを各々設けるとともに、リフマグの芯出しの確実性を図るため、ガイド（吊り具）を走行させるレールを壁面に設置した。シャへい容器蓋開閉装置の外観を図 6.2.2-1 に、また、概略図を図 6.2.2-2 に示す。

(2) 機器仕様

- (a) 型式：電磁リフマグ式開閉装置、数量：2基
- (b) リフマグ性能：ストローク 500mm、最大吸着力及び吊上能力：350kg
- (c) 運転方式：コンクリート注入室外での遠隔操作
- (d) 取扱対象物：コンクリート容器及びコンクリート内巻ドラム缶のシャへい蓋
- (e) 電源、動力：3相 200V、50Hz、電動チェーンブロック 0.62kW、リフマグ 0.45 kW
(小澤 政千代)

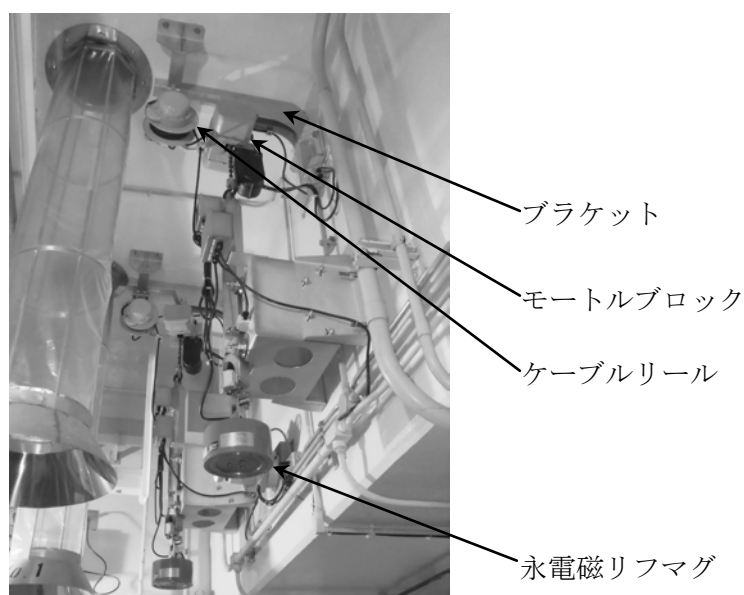


図 6.2.2-1 シャへい容器蓋開閉装置外観

201	ケミカルアンカー
104	ケーブルリール
103	電動チェーンブロック
102	リミットスイッチ
101	LEP型 永電磁リブマ
6	サポーストラケット
5	ベースブラケット
4	固定ブラケット
3	ガイドローラユニット
2	連結金具
1	スライドシャフト

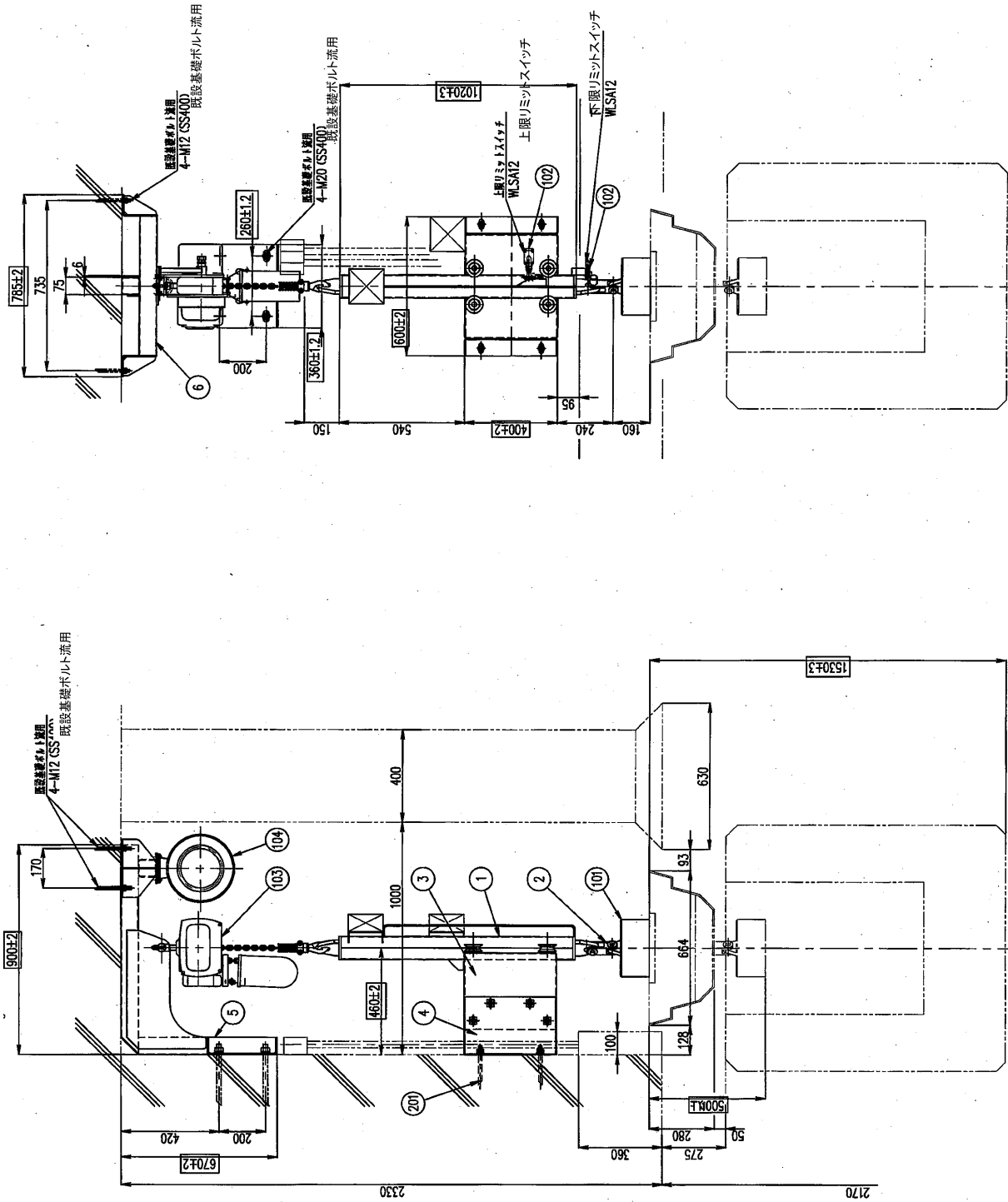


図 6.2.2-2 シャベい容器蓋開閉装置概略図

6.2.3 蓋式しゃへい容器の落下試験

(1) 落下試験条件

蓋式しゃへい容器の落下が想定される状況は、運搬中の車両からの落下と、保管廃棄施設において多段に積み重ねられた蓋式しゃへい容器が地震力によって落下するという2つのケースが考えられる。

蓋式しゃへい容器の運搬に関しては、原子力科学研究所核燃料物質等周辺監視区域内運搬規則により、運搬中の車両の速度は20km/hに制限されている。また、運搬途中においてクレーンを使用した蓋式しゃへい容器の積み替え作業は行わないことから、落下高さは車両の荷台高さを超えることはない。なお、原科研内に橋はなく、運搬中の高所落下は起こり得ない。以上のことから、運搬中の車両からの落下は、車両速度20km/hで衝突した場合の衝撃に相当する1.6m高さからの落下を想定することでカバーすることができる。保管廃棄施設内での落下については、蓋式コンクリート容器は3段積みで保管され、最上段の高さは2.85mである。一方、蓋式コンクリート内巻ドラム缶は4段積みで保管され、最上段の高さは3.24mである。

以上のことから、一番厳しい落下条件として、蓋式コンクリート容器については2.85mの高さから(図6.2.3-1)、蓋式コンクリート内巻ドラム缶は3.24mの高さから(図6.2.3-2)、それぞれ落下試験を実施することとした。

落下試験に使用する模擬廃棄物パッケージについては、蓋式コンクリート容器及び蓋式コンクリート内巻ドラム缶に封入容器を蓋付き補充しゃへい体(鉛製)挿入することにより作製をした。なお、封入容器には、模擬廃棄物(砂と鉛ブロック)を入れ、封入容器を含めた重量が100kgとなるように調整した。これは、これまで製作してきた封入容器の重量を調査したところ、最大で95kgであったため、安全側に100kgに設定したためである。

落下試験では、容器上面を下側に向け、上述した落下高さから、厚さ30cmの鉄筋コンクリート床上に厚さ22mmの鋼板を敷いた試験面にコーナー落下させた。落下試験の合格基準は、落下によっても蓋式しゃへい容器の蓋が脱落することなく、かつ、蓋式しゃへい容器に内装されている封入容器から模擬廃棄物が露出しないことを条件とした。

(2) 落下試験結果

蓋式コンクリート容器は、落下試験の結果、蓋が外れることはなかった(図6.2.3-3)。また、ボルトが破断、変形することもなかった。なお、衝突部においてはわずかなコンクリートの剥離はあるものの、本体内部に亀裂は生じず、しゃへい性能を損なう程の損傷はなかった。内部に収めた封入容器に関しても、模擬廃棄物が露出することはなかった(図6.2.3-4)。以上の結果から、落下時の健全性は保たれる結果となった。

同様に、蓋式コンクリート内巻ドラム缶も蓋が外れることはなく、しゃへい性能を損なう損傷はなかった(図6.2.3-5)。内部に収めた封入容器に関しても、蓋式コンクリート内巻ドラム缶の封入容器から模擬廃棄物が露出することはなかった(図6.2.3-6)。

以上の結果から、今回設計及び製作をした蓋式しゃへい容器は、仮に落下をしたとしても、その健全性は保たれるとの結論が得られた。

(上坂 貴洋/木下 淳一)



図 6.2.3-1 蓋式コンクリート容器の落下試験



図 6.2.3-2 蓋式コンクリート内巻ドラム缶の落下試験



図 6.2.3-3 落下試験後の蓋式コンクリート容器

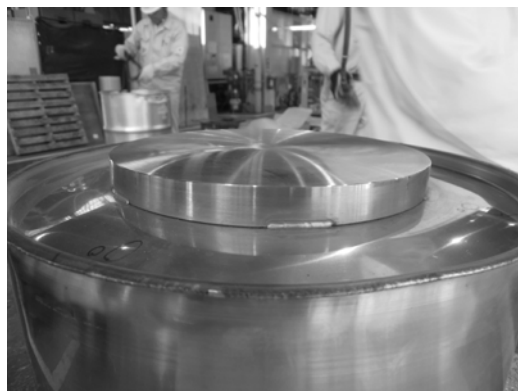


図 6.2.3-4 落下試験後の蓋式コンクリート容器内の封入容器



図 6.2.3-5 落下試験後の蓋式コンクリート内巻ドラム缶



図 6.2.3-6 落下試験後の蓋式コンクリート内巻ドラム缶内の封入容器

6.3 アスファルト固化体作製マニュアル整備

6.3.1 背景

原子力機構では、(独)原子力安全基盤機構が作成をした「均質・均一固化体及び充填固化体の廃棄のための確認方法について」(JNES-SS-0801)を参考に、将来の埋設処分に向けた廃棄体の基準作りを進めている。バックエンド技術部では、本基準作りに資するため、既存の保管体の固型化材料等の廃棄体化確認に必要なデータの整備を進める一方、今後作製する廃棄体について、製作に関するマニュアルの整備を行っている。その一環として、アスファルト固化体作製マニュアルの検討を実施した。

6.3.2 均質・均一固化体（アスファルト固化体）の技術基準

JNES-SS-0801 に定められた固型化の方法の技術基準は、「固型化に当たっては、固型化材料若しくは固型化材料及び混和材料と放射性廃棄物を均質に練り混ぜ、又はあらかじめ均質に練り混ぜた固型化材料若しくは固型化材料及び混和材料と放射性廃棄物を均一に混合させること。この場合において、容器内に有害な空隙が残らないようにすること。」とある。よって、第 2 廃棄物処理棟のアスファルト固化装置の混和蒸発機内で練り混ぜられたアスファルトと放射性廃液の混合物（以下「プロダクト」という。）に均質性が確認できれば、JNES-SS-0801 の技術基準を満足することになる。

6.3.3 確認方法

混和蒸発機で練り混ぜられたプロダクトをドラム缶に排出する際、序盤、中盤、終盤のタイミングでプロダクトを採取する。採取した各サンプルの比重及び放射能に均質性が認められるかを測定により確認する。

6.3.4 実施結果

2010 年度は実廃棄物の処理運転に合わせてプロダクト試料採取を実施し、4 バッチ、12 サンプルの試料を採取した。

6.3.5 計画

今年度採取した試料は 4 バッチ分と少ないため、次年度に追加で試料採取を行うとともに、採取したプロダクトについて 2011 年度に放射能濃度測定、2012 年度に密度測定を行い、現状の運転条件下での均質性の確認を行った後、アスファルト固化体作製マニュアルを整備する計画である。

(木下 淳一)

7 施設の廃止措置

7.1 廃止措置施設と年次計画

原子力機構は、使命を終えた原子力施設の廃止措置及び原子力の研究開発で発生した放射性廃棄物の処理処分に係る対策（バックエンド対策）が重要であることを考慮して、中期目標を達成するための計画（中期計画）において、「自らの原子力施設の廃止措置及び放射性廃棄物の処理・処分については、原子力施設の設置者及び放射性廃棄物の発生者としての責任において安全確保を大前提に、計画的かつ効率的に進めていく」としている。また、原子力施設の廃止措置について「統合による合理化・効率化、資源投入の選択と集中を進めるため、使命を終えた施設及び老朽化した施設については、効率的な廃止措置を計画的に進めるとともに、機能の類似・重複する施設については、機能の集約・重点化を進め、不要となる施設を効率的かつ計画的に廃止する」としている。

7.1.1 第2期中期計画

原科研においては、第2期中期計画期間（2010年度から2014年度）に、新たに廃止措置に着手する4施設と第1期中期計画から廃止措置を継続している3施設を合わせた7施設の廃止措置を進める計画である。

なお、第2期中期計画で廃止措置に着手する施設は、モックアップ試験室建家、液体処理場、保障措置技術開発試験室施設（SGL）及びウラン濃縮研究棟の4施設である。このうち、モックアップ試験室建家及び保障措置技術開発試験室施設（SGL）については、本中期計画期間中に廃止措置を完了する計画である。

第1期中期計画から廃止措置を継続している3施設のうち、JRR-2については、研究施設等廃棄物の処分場が稼働するまでの間は、安全貯蔵状態で原子炉の維持管理を行う。一方、ホットラボ施設（照射後試験施設）については、建家の一部を未使用核燃料物質の一括管理施設として活用はするが、その他の設備機器の解体を継続実施中であり、また、再処理特別研究棟（JRTF）も核燃料施設の廃止措置技術の開発を行いつつ解体を継続している。

これらの廃止措置対象施設を以下に、第2期中期計画における廃止措置計画を表7.1.1に示す。

(1) 廃止措置を継続する施設

- ①JRR-2
- ②再処理特別研究棟
(JRTF)
- ③ホットラボ施設



JRR-2



再処理特別研究棟



ホットラボ施設

(JRTF)

(2) 廃止措置に着手する施設

- ①ウラン濃縮研究棟
- ②液体処理場



ウラン濃縮研究棟



液体処理場

(3) 廃止措置を終了する施設

- ①保障措置技術開発試験室施設 (SGL)
- ②モックアップ試験室建家



保障措置技術開発
試験室施設 (SGL)



モックアップ試験室建家

表 7.1.1 原科研における中期廃止措置計画 (2010～2014 年度)

施設名	年度	2010	2011	2012	2013	2014	2015 以降
JRR-2			安全貯蔵				
再処理特別研究棟 (JRTF)	1996～			機器撤去			
ホットラボ施設	2003～			機器撤去			
ウラン濃縮研究棟					機器撤去		▼
液体処理場	機器解体						
保障措置技術開発試験室施設 (SGL)					機器解体		▼
モックアップ試験室建家	共同溝撤去			▼	建家解体		

▼管理区域解除

7.1.2 廃止措置に関する委員会の活動

原科研における廃止措置を計画的かつ確実に遂行するため、副所長が委員長を務め、所内の関係部及び関係部門からの委員で構成された「原子力科学研究所廃止措置計画検討委員会」及び「コンクリート廃棄物利用推進委員会」を開催した。

また、廃止措置対象施設に残存する核燃料物質の措置等に関する検討を行うため、原子力科学研究所廃止措置計画検討委員会の下に「不用核燃料・RI 処置検討 WG」を設置し、保障措置技術開発試験室施設 (SGL)、ウラン濃縮研究棟とホットラボ施設で保管中の核燃料物質について、廃止措置着手までに処置を完了するための計画を作成した。一方、プルトニウム研究 1 棟及び軽水臨界実験装置 (TCA) については、不要核燃料物質の移管先及び時期を決定した。

コンクリート廃棄物利用推進委員会では、コンクリート廃棄物の再利用調査の結果を報告するとともに、建家解体から発生するコンクリート廃棄物の処置に係る基本方針を定めた。

上記委員会及びWG会議の開催状況を表7.1.2に示す

(白石 邦生)

表 7.1.2 廃止措置に関する委員会等の開催状況

廃止措置計画検討委員会	不用核燃料・RI 処置検討 WG	コンクリート廃棄物利用 推進委員会
第 9 回：2010 年 6 月 30 日	第 1 回：2010 年 5 月 10 日	第 3 回：2010 年 11 月 12 日
第 10 回：2010 年 9 月 28 日	第 2 回：2010 年 6 月 4 日	
	第 3 回：2010 年 6 月 22 日	
	第 4 回：2010 年 7 月 28 日	

7.2 廃止措置の実施状況

7.2.1 JRR-2

2010 年度における JRR-2 の廃止措置は、2010 年 4 月 6 日に茨城原子力安全管理事務所に提出した「2010 年度 JRR-2 原子炉の廃止措置に係る工事工程明細表」のとおり、廃止措置の認可を受けた工事がないたため、実施しなかった。

なお、廃止措置の認可を受けた工事はなかったが、廃止措置計画に則り、原子炉本体等の残存施設の維持管理を原子炉施設保安規定及び JRR-2 本体施設管理手引に基づき実施した。以下に実施した維持管理の内容を示す。

(1) 施設定期自主検査

原子炉施設保安規定に基づき、2010 年度の JRR-2 施設定期自主検査を 2010 年 10 月 4 日から 11 月 26 日まで実施した。結果は、本体施設、特定施設及び放射線管理施設とも良好であった。

(2) 本体施設自主検査

JRR-2 本体施設管理手引に基づき、2010 年度本体施設の自主検査を 2010 年 11 月 11 日に実施し、結果は良好であった。

(3) 施設の巡視点検

JRR-2 本体施設管理手引に基づき、休日等を除く毎日、施設の異常の有無について巡視点検を実施した。施設に異常等はなかった。

(4) 保安規定遵守状況検査

2010 年度に以下の日程で実施された同検査を受検し、各検査において指摘事項はなかった。なお、第 1 及び第 3 四半期の検査については、JRR-2 が解体中の原子炉であることに

鑑み、文部科学省の判断により実施されなかった。

- ・第2四半期：2010年9月2日
- ・第4四半期：2011年2月18日

(5) 原子力保安検査官による施設巡視

2010年度は以下に示す日程により JRR-2 の施設巡視が行われ、各巡視において指摘事項はなかった。

- ・2010年4月13日、5月11日、6月16日、7月16日、8月30日、9月15日、10月14日、11月24日、12月7日、2011年1月19日、2月2日。(2011年3月は実施されず。)

(小島 正弥)

7.2.2 モックアップ試験室建家

モックアップ試験室建家は、使用済燃料の再処理技術の確立に必要な溶媒抽出法の試験を実規模の装置（モックアップ装置）で行うことを目的として、1959年に建設された施設である。1961年から硝酸ウラニル溶液を用いた溶媒抽出実験を開始し、1964年にはウラン濃縮装置が設置され、ウランの化学的同位体の研究が行われた。その後、1969年からは原子力及び放射線利用に係る教育研修を目的とした原子炉物理実験及び放射線測定実験に利用されてきた。このような施設利用の変遷を経て、2003年に研究テーマの終了に伴い研究活動を終了した。

その後、建家を倉庫として利用するため、2005年に、建家内に残存していた過去の使用による汚染を除去していたところ、建家外の非管理区域の引込溝内部に汚染があることを確認した。さらに、2007年には、引込溝に続く非管理区域の共同溝内部にも汚染があることを確認した。また、共同溝の浸透枓から漏えいした汚染により、共同溝及び引込溝の下部の土壌にも汚染があることを確認した。これら非管理区域の汚染について、2008年2月29日に法令報告を行った。

本法令報告に基づき、共同溝及び引込溝の汚染について閉じ込め処置を施し、「汚染閉込区域」として管理してきた。また、共同溝の浸透枓からの漏えいによる汚染については、「汚染土壌監視区域」として管理してきた。図7.2.2-1にモックアップ試験室建家及び共同溝の配置図を示す。

上記経緯により、本施設は第2期中期計画中に廃止措置する施設に位置付けられ、表7.2.2の廃止措置計画に示すとおり3年度計画で共同溝及び引込溝の撤去並びにその下部の汚染土壌を撤去し、建家内の管理区域を解除した後、建家を解体して2013年度までに更地化することとなった。

2010年度は、第1期作業として、「東西方向の共同溝及び汚染土壌の撤去作業」により東西方向の共同溝及びその下部の汚染土壌を全て撤去し、汚染の無いことを確認して、当該範囲の管理区域を解除することとした。

以下に作業の概要を示す。

(1) 東西方向の共同溝及び汚染土壌の撤去作業

2010年11月1日から作業を開始し、年度内に作業を終了する予定であったが、2011年

3月11日に発生した東北地方太平洋沖地震の影響により作業を中断したため、年度内に作業を終了できなかった。

(a) 共同溝及び汚染土壌の撤去作業

東西方向の共同溝(鉄筋コンクリート製)約30m及びその下部の汚染土壌を撤去した。

図7.2.2-2に撤去範囲を示す。

撤去作業は、共同溝周辺の土壌を掘削して共同溝壁面の切断位置まで共同溝を露出させた後、東西方向の作業場所に仮設上屋を設置し、一時的な管理区域に指定して実施した。共同溝の撤去は、最初に汚染の無い上部を区画毎に乾式のコンクリートカッター等を用いて切断し、確認測定で汚染の無いことを確認して「放射性廃棄物でない廃棄物」として管理区域から搬出した。また、汚染が閉じ込められている下部については、高性能フィルタ付の局所排気装置を接続した汚染拡大防止囲いを設置した上で、エアブレーカ等を用いて破碎し鉄筋を取り除いて材質ごとに分別した。分別したコンクリート及び金属は放射性廃棄物として処置した。図7.2.2-3に作業の概略を示す。また、図7.2.2-4に作業状況を示す。

共同溝撤去後、下部に広がっていた汚染土壌については、土壌表面の汚染の有無を確認することにより、汚染範囲を特定しながら土壌を掘削して撤去した。汚染範囲の特定と土壌の掘削を繰り返し行い、汚染土壌を全て撤去した。また、汚染土壌は放射性廃棄物として処置した。

(b) 管理区域解除のための測定作業

汚染の除去を終了した汚染土壌監視区域の土壌表面の表面密度測定については、2011年3月11日の東北地方太平洋沖地震により作業を中断したため、年度内には完了しなかった。このため、当該区域は引き続き管理区域として管理することとした。

(c) 廃棄物の発生量

作業で発生した廃棄物は以下のとおりである。

(i) 放射性固体廃棄物

200Lドラム缶：380本、可燃カートンボックス：230個

(ii) 放射性廃棄物でない廃棄物

コンクリート：約45,410kg

(d) 外部被ばく及び作業人工数

作業期間中における作業者の外部被ばくは検出されなかった。また、人工数は1277人・日であった。

(2) 今後の予定

本年度実施の「東西方向の共同溝及び汚染土壌の撤去作業」については、2011年3月11日の東北地方太平洋沖地震により作業を中断したため、来年度作業を再開して管理区域を解除する。また、それ以降の作業については廃止措置計画に基づき実施する。

(赤津 正人)

表 7.2.2 モックアップ試験室建家の廃止措置計画

		2010年度	2011年度	2012年度	2013年度
工事全体	建家等	▲ 開始予定			更地化の予定
	共同溝				
施設の使用	東西方向				
	共同溝				
	南北方向				
	引込溝及び建家内				
施設解体・撤去等	貯蔵施設				
	汚染除去				
汚染測定					
原子力科学研究所少量核燃料物質使用施設等保安規則に基づく管理				◆ 管理区域解除	

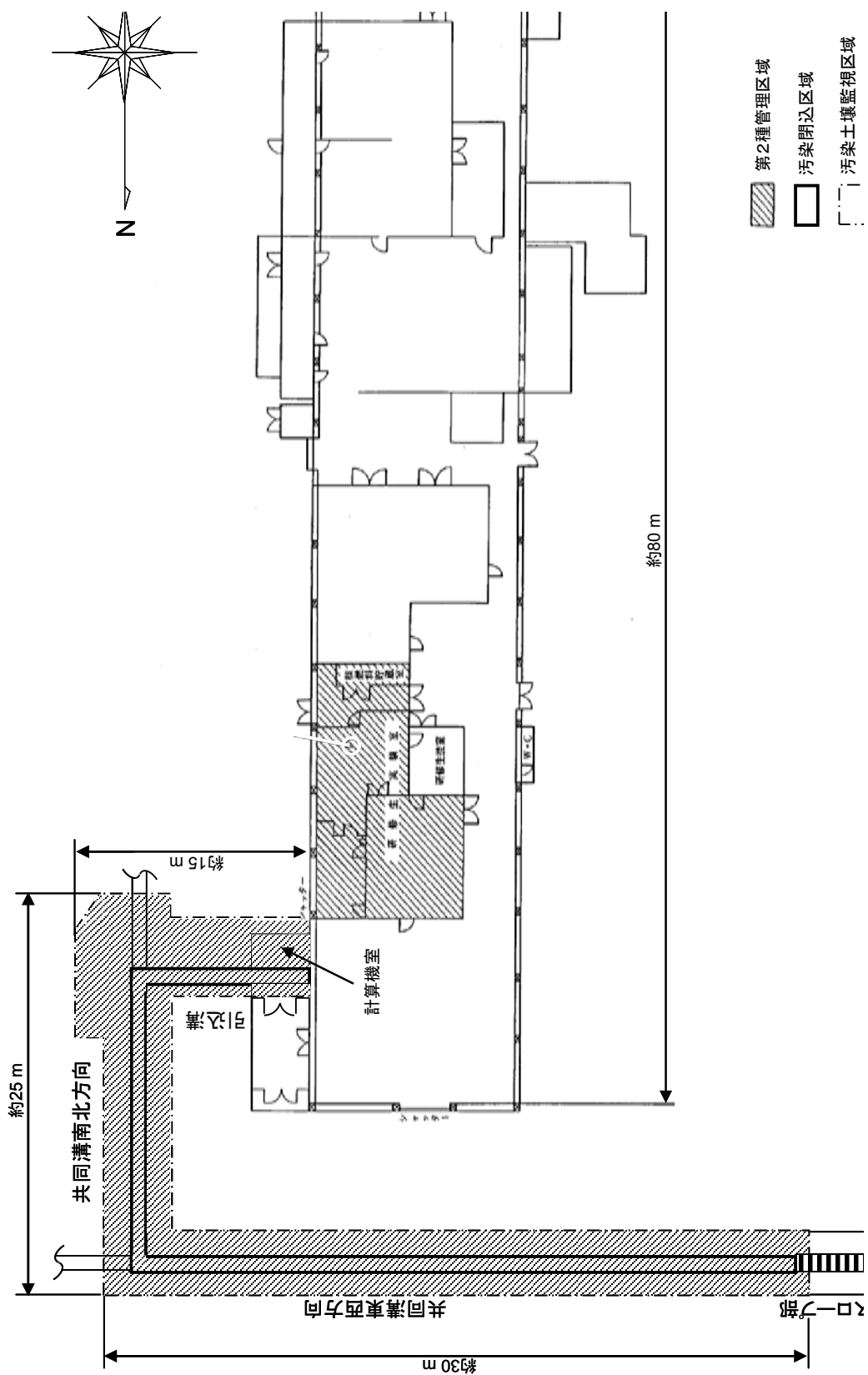


図 7.2.2-1 モックアップ試験室建家及び共同溝の配置図

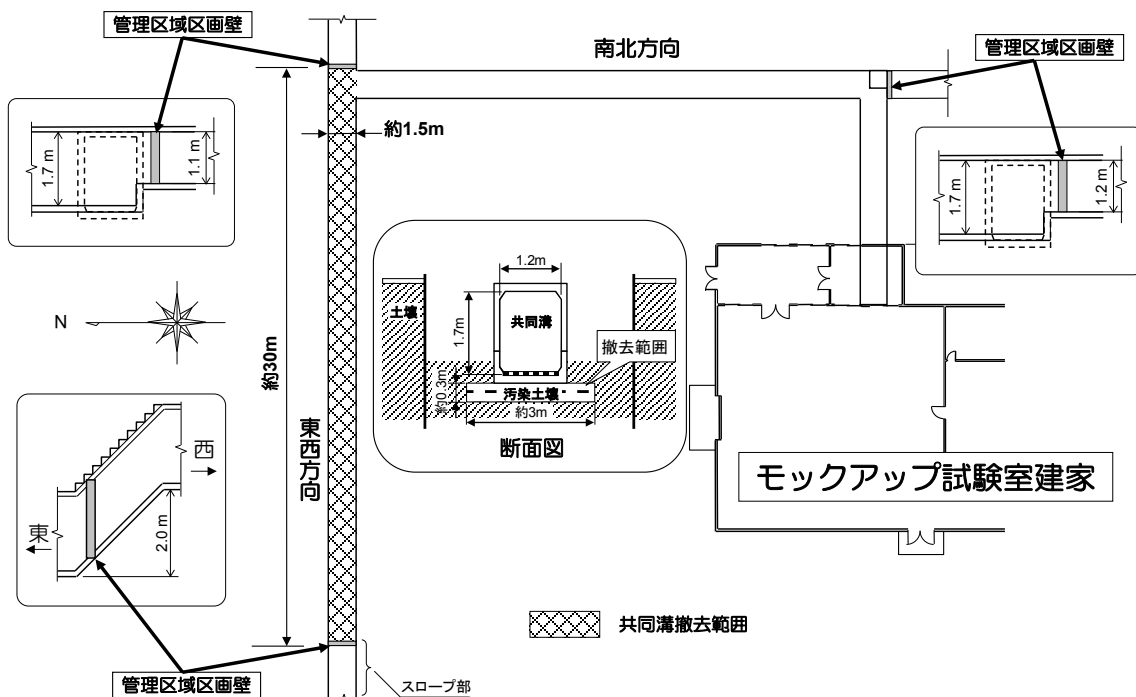


図 7.2.2-2 東西方向の共同溝撤去範囲

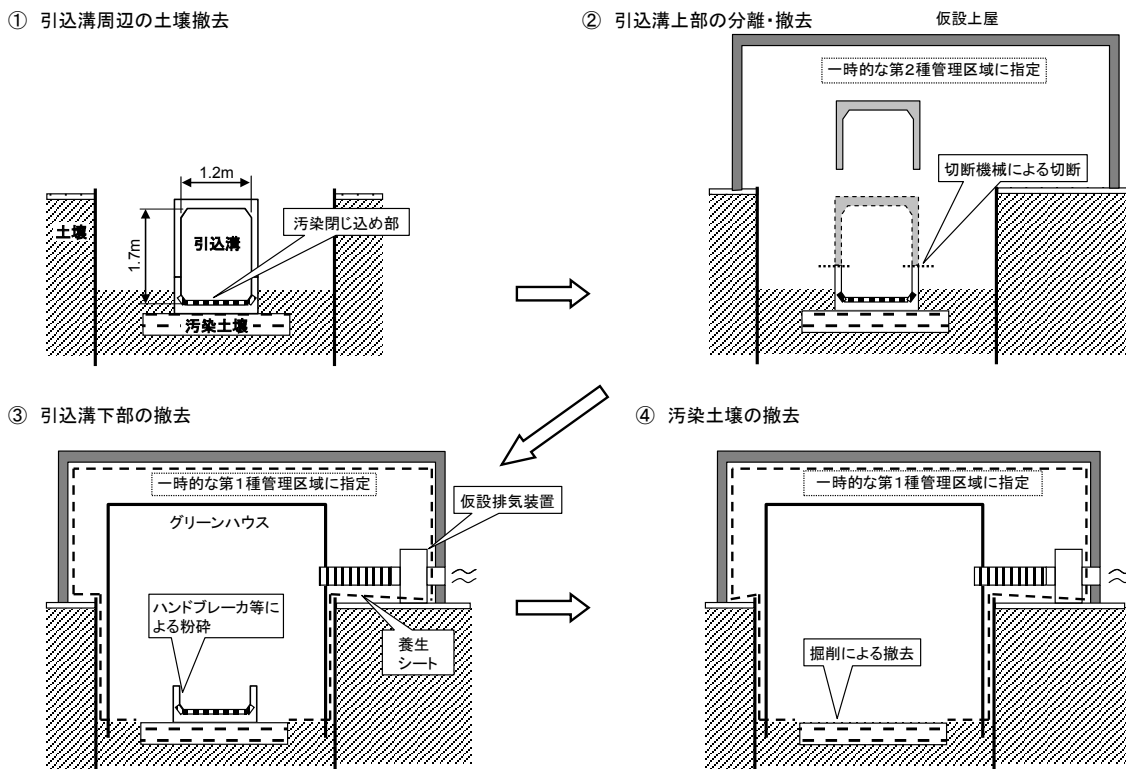


図 7.2.2-3 作業の概略



東西方向共同溝撤去前



共同溝周辺の土壌掘削



共同溝上部の撤去（放射性廃棄物でない廃棄物）



共同溝下部の撤去（汚染閉じ込め部）



汚染土壌の撤去



管理区域解除のための測定

図 7.2.2-4 作業状況

7.2.3 液体処理場

液体処理場は、放射性廃棄物の処理技術の開発を目的として1958年に建設され、原科研内外から発生した放射性液体廃棄物の処理に多大な貢献をした施設である。

本施設は、各設備の老朽化に伴って、その機能の全てを第2廃棄物処理棟及び第3廃棄物処理棟に移行し、施設の維持機能以外の設備を休止するとともに、2009年度に使用施設等保安規定を変更して設備の使用を停止した。

所期の目的を達成したことから廃止措置対象施設となり、中期計画に従って2010年度から廃止措置を開始し、2021年度までの12年間で廃止措置を行う計画である。

初年度となる2010年度は、液体処理場の処理設備のうち、低レベル廃液貯槽 No.1～No.6 について、同貯槽の一括撤去に伴う事前措置として、接続されている配管の切り離し及び周辺機器等の解体撤去を行った。

作業に先立ち、低レベル廃液貯槽 No.1～No.6 の撤去に係る核燃料物質の使用の変更の許可申請を2010年9月3日付けで行い、同年9月24日付けで変更の許可を取得した。

低レベル廃液貯槽 No.1～No.6 は、蒸発濃縮等の処理を行う廃液を貯留するための貯留設備であり、直径約2,700mm×長さ約6,750mmの横型貯槽、36 m³/基(6基合計216 m³)の貯留能力を有した設備である。

(1) 廃止措置の概要

今年度は、低レベル廃液貯槽に接続又は周辺に設置されている点検架台、上水配管、電線管等ユーティリティ設備、廃液配管、周辺機器である送液用ポンプ等の主要設備について解体撤去を行い、当該貯槽を独立させる一括撤去の事前処置を実施した。本施設の平面図を図7.2.3に示す。

廃止措置作業における汚染物の解体や汚染部の切断等では、汚染拡大防止囲い（以下「グリーンハウス」という。）を設置して行うことを原則とし、グリーンハウスの設置が困難な場合は、局所的な覆いを設け、汚染の拡大防止に配慮して実施した。

なお、当該貯槽は、屋外に設置されていることから、グリーンハウスを収納する仮設上屋を設置し、同ハウスを風雨等の屋外環境から保護する措置を講じて実施した。

(2) 点検架台、上水配管及び電線管等の解体撤去

作業に先立ち、作業エリアを酢酸ビニルシートや合板等にて養生を行った。

解体撤去作業では、バンドソー及びディスクグラインダーを用いて切断を行い、撤去物は、放射性廃棄物でない廃棄物に適合するように、保管場所に運搬してクロスコンタミを防止するための養生を施して保管した。

また、残存側の配管等の開口部は、閉止フランジやキャッピングにより漏えいがないよう適切に閉止した。

(3) 廃液配管の解体撤去

廃液配管は、フランジ部からの切り離しにより解体撤去を行った。

解体撤去に際しては、フランジ下部への液だれ時の受け皿や養生を施した後、ボルトを緩めて残留廃液の有無を確認した。

解体撤去作業では、廃液配管のフランジ部のボルトを取り外して切り離しし、開口部の閉

止、養生を行った後、隣接する建家内に設置した細断用のグリーンハウスへ運搬し、バンドソー及び電動チップソーを用いて細断し、放射性廃棄物容器に収納した。

残存側のフランジ部は、内部の汚染状況を確認後、閉止フランジにより漏えいがないよう適切に閉止した。

(4) 周辺機器等の解体撤去

送液ポンプ等の周辺機器等は、フランジ部からの切り離しにより解体撤去を行った。

解体撤去に際しては、フランジ下部への液だれ時の受け皿や養生を施し、ボルトを緩めて残留廃液の有無を確認した。

解体撤去作業では、周辺機器等をフランジ部のボルトを取り外して切り離しし、開口部の閉止、養生を行った後、隣接する建家内に設置した細断用のグリーンハウスへ運搬し、ドライバー等の工具類及びディスクグラインダーを用いて分解や細断し、性状毎に分類して放射性廃棄物容器に収納した。

(5) 廃棄物の処置

解体撤去作業で発生した放射性固体廃棄物は次のとおりである。

- (a) 不燃廃棄物 (200L ドラム缶) : 36 本
- (b) 可燃廃棄物 (カートンボックス) : 156 個
- (c) フィルタ(HEPA フィルタ) : 3 枚

(6) 作業者の被ばく及び人工数

(a) 作業者の被ばく

作業期間における作業者の外部被ばくは、集団被ばく線量で 11 人・ μ Sv、個人最大被ばく線量で 5 μ Sv であった。

なお、作業者の内部被ばく防止のため、作業に応じて全面マスク等の呼吸保護具、タイベックスーツ等適切な装備を着用して作業を実施したことから、全身計測の測定結果から作業期間における作業者の内部被ばくは検出されなかった。

(b) 作業者の人工数

当該解体撤去の作業期間 (42 日) において、365 人・日であった。

(根本 浩一)

8 旧 JRR-3 の改造工事に伴って発生した コンクリートのクリアランス

8.1 概要

バックエンド技術部が抱える喫緊の課題に、保管廃棄施設の保管余力逼迫の回避がある。この回避策の一環として、1985年度から1989年度にかけて実施された旧 JRR-3 の改造工事に伴って発生し、半地下式ピットである保管廃棄施設・NL に保管廃棄した汚染レベルの非常に低いコンクリート約 4,000 トンを対象としたクリアランスを進めている。2009年度から認可を受けた放射能濃度の測定及び評価の方法に基づいて、クリアランス作業を実施している。

2010年度は、No.20 ピットから取り出したコンクリート約 377 トンを対象として最初のクリアランス確認証の交付を文部科学大臣から受けた。その後も No.4 ピットから取り出した約 381 トンについてクリアランス確認申請を行い、確認証の交付を受けた。さらに、No.7 ピットから取り出した約 385 トンについて確認申請を行い、2011年度に確認証の交付を受ける予定である。また、No.1 ピットの 344 トンについて取り出しを行い、放射能濃度の測定を行っている。

取出し作業の終了した各ピットには、速やかに放射性廃棄物の保管廃棄を行い、保管余力逼迫の回避に貢献した。

8.2 クリアランス作業

クリアランス作業の流れを図 8.2-1 に示す。図に示した各作業の概略は以下のとおりである。

(1)ピットからの取出し、不純物の除去

クリアランス対象物であるコンクリートを、次工程以降の作業性を考慮して、直径 20cm 以下にまで破碎してピットから取り出している。

コンクリートには、旧 JRR-3 改造工事の際に発生した鉄屑、木屑、ビニル等が不純物として混在しているため、ピットからの取り出し後、手作業により不純物を丁寧に除去し、コンクリートのみを選別している。

なお、コンクリートの取り出しを行うピットには、汚染拡大防止等のためピットを覆う上屋を仮設して作業を行っている。上屋内の作業状況を図 8.2-2 に示す。

(2)放射能濃度分布に著しい偏りが無いことの確認

測定評価単位(1 トン以内)を構成する前提として、コンクリートの放射能濃度分布に著しい偏りが無いことを確認している。この確認は、取り出したコンクリート全てを対象として、収納パレットに約 100 kg 単位で収納し、 ^{60}Co 濃度を可搬型 Ge 半導体検出器により測定することで実施している。なお、コンクリート中に放射能濃度の著しい偏りが生じている場合、一次冷却材である重水の原子炉冷却系統外への移行に伴う二次的な汚染が原因となることから、二次的な汚染の主な放射性物質である ^{60}Co 濃度を測定することとしている。

(3)測定試料の採取・調製・放射能濃度測定、クリアランス判断

収納パレットに約 100 kg単位で収納し、著しい偏りがないことの確認を行った全てのコンクリートを対象に、収納パレット単位で、測定評価対象放射性物質である³Hと γ 線放射性物質(⁶⁰Co、¹³⁷Cs、¹⁵²Eu)の測定試料をそれぞれ採取している。採取した試料は、第3廃棄物処理棟に運搬し、試料を調製・混合することにより1測定評価単位分とし、測定評価対象放射性物質の放射能濃度を測定している。1測定評価単位は、おおよそ1トン弱(収納パレット 10 個分)であるため、通常では10試料の混合測定を行っている。

測定後、各放射性物質のD(放射能濃度)/C(クリアランスレベル)を求め、その総和が1以下であることを測定評価単位ごとに確認し、クリアランス判断を行っている。

(4)保管容器への収納、国によるクリアランス確認までの保管・管理

測定試料を採取した後、収納パレット 10 個分(通常時)のコンクリートを保管容器(フレキシブルコンテナ)に収納し、封印措置等の異物の混入及び放射性物質による汚染の防止措置を行ったうえで、専用のテント倉庫において国によるクリアランス確認が終了するまで保管している。

8.3 作業進捗状況と今後の予定

2009年度から実施している旧 JRR-3 の改造工事に伴って発生したコンクリートのクリアランスに係るクリアランス確認申請の実績を表 8.3 に示す。

今後は、東日本大震災による福島第一原子力発電所事故に起因するフォールアウトのクリアランス対象物やクリアランス作業場所への影響を的確に把握し、クリアランス作業を円滑に実施する必要がある。

(岸本 克己)

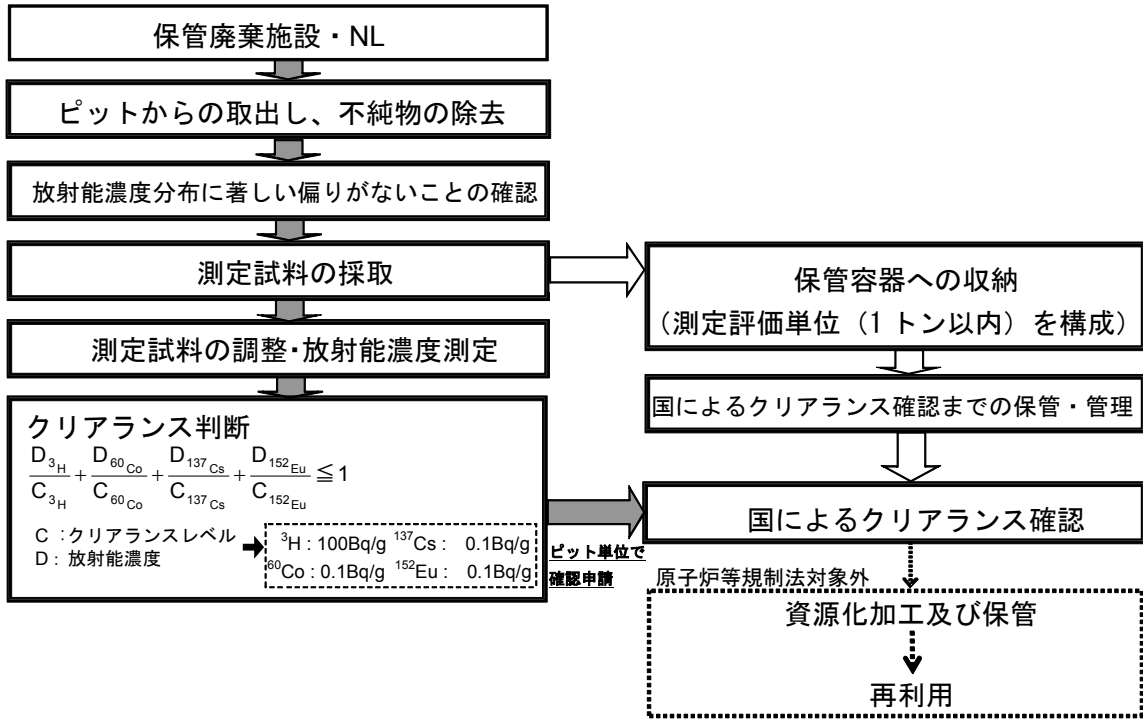


図8.2-1 クリアランス作業の流れ

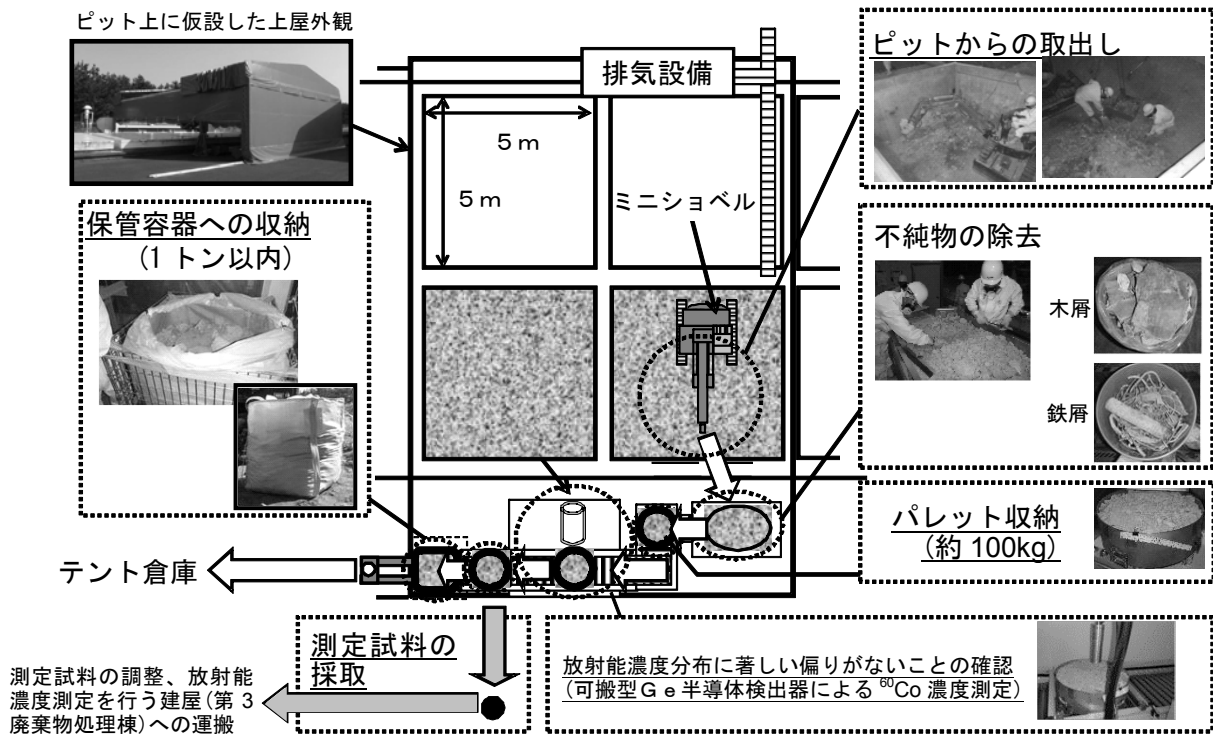


図8.2-2 上屋内の作業状況

表 8.3 クリアランス確認申請の実績

確認申請	取出し ピット	種類	重量 (トン)	測定評価 単位数
第 1 回目 (2010.1.12 申請) (2010.5.14 交付)	No.20	炉室の床・壁のコンクリート構造物を撤去した際に発生したコンクリートがら	377.3	391
第 2 回目 (2010.9.17 申請) (2010.12.17 交付)	No.4	炉室の床・壁のコンクリート構造物を撤去した際に発生したコンクリートがら	380.8	390
第 3 回目 (2011.2.25 申請)	No.7	炉室の床・壁のコンクリート構造物を撤去した際に発生したコンクリートがら	385.0	399

9 技術開発及び研究

9.1 廃棄物処分にむけた各種廃棄物の分析

9.1.1 概要

放射性廃棄物の埋設処分においては、埋設しようとする廃棄体ごとに、埋設処分の許可申請書に記載された核種の放射能濃度を評価する必要がある。放射能濃度の評価は膨大な数の廃棄体が対象となることから、統計的手法であるスケーリングファクタ法等を適用する計画である。統計的手法を確立するためには、系統ごとに代表試料の放射化学分析を行って、十分な数の放射能濃度データを取得する必要がある。現在、固化前濃縮廃液は全バッチ数、原子炉金属は各施設について核種毎に 30 程度の分析データが必要と考えられている。

前年度末までに取得したデータに対して t-検定を行った結果、固化前濃縮廃液の Sr-90、I-129、Eu-154、 α 核種、原子炉金属（JRR-3 金属及び JPDR 金属）の Ni-59、Ni-63、処理場スミヤ試料の Ni-63、Sr-90、ホットラボ試料の Sr-90 については key 核種との相関が認められた¹⁾。

9.1.2 分析結果

今年度は、原子炉金属（JPDR 金属）の γ 核種、H-3、C-14、Ni-63 及び Sr-90 の分析を行った。これまでに取得したデータを表 9.1.2 に示す。取得したデータに対して t-検定を行った結果、前年度までに相関が認められたものに加えて、原子炉金属の C-14、Nb-94 及び Eu-152 について Co-60 との相関が認められた。

9.1.3 今後の予定

各種廃棄物試料の分析を継続し、放射能データの蓄積を進める。

参考文献

- 1) JAEA-Review 2013-010 バックエンド技術部年報（2009 年度）

（星 亜紀子）

表 9.1.2 分析結果

試料種類	核種	key 核種	データ数*	相関関係の有無の判定
固化前濃縮廃液 試料	H-3	Co-60	37	無
	C-14	Co-60	37	無
	Ni-63	Co-60	37	無
	Sr-90	Cs-137	53	有
	Tc-99	Cs-137	29	無
	I-129	Cs-137	52	有
	Eu-154	Cs-137	32	有
	Np-237	Cs-137	7	有
	Pu-238	Cs-137	41	有
	Pu-239+240	Cs-137	41	有
	Am-241	Cs-137	31	有
	Am-243	Cs-137	13	有
	Cm-244	Cs-137	46	有
処理場スミヤ試料	Sr-90	Cs-137	8	有
	Cm-244	Cs-137	8	有
ホットラボ試料	Ni-63	Co-60	3	—
	Sr-90	Cs-137	12	有
原子炉金属試料 (JRR-3 金属及び JPDR 金属)	H-3	Co-60	54(4)	無
	C-14	Co-60	43(6)	有
	Ni-59	Co-60	16	有
	Ni-63	Co-60	42(7)	有
	Sr-90	Cs-137	5	無
	Nb-94	Co-60	7(2)	有
	Ag-108m	Co-60	29(4)	無
	Eu-152	Co-60	5(5)	有

* : 2010 年度末までに分析した試料のうち、検出限界を超えたもの。

() 内 2010 年度に取得したデータ数。

9.2 再処理特別研究棟の廃液貯槽(LV-1)のセル内解体[準備作業]

9.2.1 概要

再処理特別研究棟のコンクリートセル内には、湿式再処理試験で発生した高線量廃液を貯留した複数の廃液貯槽が設置されている。これら貯槽の解体をセル内で行うことは、アクセスルートが制約されることや作業場所が狭隘なことから、作業員・資機材の移動や放射線管理が煩雑な上に、使用工具類が制限されるという困難を伴う。このように、狭隘なセル内に設置された大型廃液貯槽の解体を、安全かつ効率的に行うための解体工法を評価するため、セル内で解体を行う「セル内解体工法」と廃液貯槽をセル外に搬出した後に解体する「一括撤去工法」との比較を行うこととした。

再処理特別研究棟廃液長期貯蔵施設 LV-2 室にある廃液貯槽 (LV-2) を対象とした、一括撤去工法による廃液貯槽の解体は、2009 年度までに終了し、解体作業データを取得した。一方、セル内解体工法による廃液貯槽の解体は、同施設 LV-1 室にある廃液貯槽 (LV-1) (以下「LV-1」という。) を対象に、2007 年度から準備作業を進めており、2009 年度までに LV-1 及び廃液貯槽 (LV-7) (以下「LV-7」という。) の残留廃液の回収、LV-1 室内の床面堆積物及び配管類の撤去を終えている。

2010 年度は、2007 年度から 2009 年度に実施した LV-1 のセル内解体準備作業に関する作業データについて取りまとめを行い、LV-1 内残留廃液の回収前後における LV-1 室内での作業時間と被ばく線量について比較評価を行った。LV-1 室内の設備・機器等の概略仕様を表 9.2.1 に、廃液長期貯蔵施設の平面図を図 9.2.1-1 に、LV-1 室内の設備・機器等の概略配置図を図 9.2.1-2 に示す。

9.2.2 LV-1 のセル内解体準備作業

(1) LV-1 室壁の開口・LV-1 室内調査

LV-1 のセル内解体準備作業として、LV-2 室側より LV-1 室のコンクリート壁を開口して、LV-1 室内調査をするための出入口 (700mmW×700mmH) を確保した。開口作業の準備として、汚染拡大防止のために 2 室構造のグリーンハウスを LV-2 室内の開口位置に設置した。開口作業は、グリーンハウス内にて全面マスクを着用して、エアブレーカによりコンクリートを破碎し、セーバーソーにより鉄筋を切断撤去することにより行った。撤去したコンクリート及び鉄筋は、酢酸ビニルシート等で梱包し、放射性廃棄物として 200L 黄色ドラム缶に収納した。出入口を確保した後、LV-1 室内に入域し、LV-1 内残留廃液及び LV-1 室床面堆積物について調査した。LV-1 室内調査後、今後の解体作業に備えて、開口部をエアブレーカ及びセーバーソーにより作業員が安全に出入できる大きさ (900mmW×1,500mmH) に拡張した。

(2) 残留廃液の回収

LV-7 及び LV-1 の解体準備として、各貯槽の残留廃液の回収を行った。LV-7 には、本体施設と廃液長期貯蔵施設を接続する地下ダクト内の凝縮水が貯留されていた。LV-7 内残留廃液 (約 1,330L) の回収作業は、廃液回収用の仮設ラインを設置し、ポンプを用いて廃液

長期貯蔵施設高レベルピットに移送することにより行った。

LV-1 は、再処理試験で発生した核分裂生成物(FP)を含む廃液を貯留していた経緯から、LV-1 内残留廃液は高い放射能レベルであるため、LV-1 表面は高い線量当量率であった。LV-1 内残留廃液の回収の準備として、廃液回収用の仮設ライン及びポンプを設置するとともに、廃液長期貯蔵施設タンク室に 1 室構造の簡易ハウスを設置し、内部に残留廃液回収用の SUS ドラム缶 3 本を設置した。なお、SUS ドラム缶は汚染拡大防止のため、上部を簡易グローブボックスにより密閉するとともに、放射線しゃへいのため、周囲を鉛ブロックにより取り囲んだ。LV-1 内残留廃液 (約 290L) の回収作業は、LV-1 表面の線量当量率の低減を図るために、硝酸による LV-1 内部の洗浄・浸漬除染を行った後、残留廃液を SUS ドラム缶 2 本に移送した。その後、LV-1 内を洗浄し、残留廃液の残水とともに SUS ドラム缶 1 本に移送した。

(3) LV-1 室床面堆積物の撤去

LV-1 室内調査で確認した LV-1 室床面堆積物 (約 700kg) の撤去を行った。撤去作業は、全面マスクを着用し、スコップ等を用いて行った。撤去した堆積物はビニル袋等で梱包し、200LSUS ドラム缶に収納した。

(4) LV-1 室内配管類の撤去

LV-1 室内には、計装配管、ユーティリティ配管、プロセス配管等が設置されており、一部の配管は汚染されていた。このため、LV-1 室内配管類の撤去作業にあたっては、撤去作業に伴う汚染拡大防止のために、LV-1 室内に設置した撤去用足場の床面、LV-1 室上部の壁面及び天井面を酢酸ビニルシート等にて養生することにより簡易ハウスを設置した。また、汚染された配管類を細断するため、簡易ハウス内に簡易フードを設置した。撤去作業は、簡易ハウス内にて全面マスクを着用し、切断位置にビニルバッグを取付けて密閉方式により、パイプカッター等で切断して撤去した。撤去した配管類は、汚染検査を行うとともに、汚染のあるものについては簡易フード内にて、汚染のないものについては簡易フードを用いずに、バンドソー等により 200L 黄色ドラム缶に収納できる大きさに細断した。配管類の撤去後、LV-1 の解体準備として、LV-1 冷水ジャケット内の残留水 (約 1,800L) の回収を行った。回収作業は、残留水回収用の仮設ラインを設置してポンプを用いて高レベルピットに移送することにより行った。

(5) LV-1 内残留廃液の中和

上記(2)に記載をした、回収済みの LV-1 内残留廃液は、放射性廃棄物処理場に搬出するための中和作業を行った。中和作業の準備として、タンク室に 2 室構造の中和用ハウスを設置し、内部に中和作業用の SUS ドラム缶 1 本及び中和済み残留廃液保管用の SUS ドラム缶 3 本を設置した。なお、SUS ドラム缶は汚染拡大防止のため、上部を中和用グローブボックスにより密閉するとともに、放射線しゃへいのため、周囲を鉛ブロックにより取り囲んだ。また、簡易ハウス内の残留廃液を中和用ハウス内の SUS ドラム缶に移送するため、残留廃液移送用の仮設ライン及び中和作業用の SUS ドラム缶に中和剤投入配管を設置した。

LV-1 内残留廃液の中和作業は、簡易ハウス内の SUS ドラム缶から中和用ハウス内の中和作業用の SUS ドラム缶にポンプを用いて移送した後、中和剤投入配管から中和剤を投入し、

攪拌機を用いて行った。中和済み残留廃液は、保管用の SUS ドラム缶に移送した。中和作業にあたっては、中和剤投入配管内部を洗浄することにより、中和剤の全量が中和作業用の SUS ドラム缶に投入されるようにするとともに、規定度の異なる中和剤を使用して残留廃液の pH 値を確認しながら慎重に行った。LV-1 内残留廃液の中和剤使用量及び放射能濃度を表 9.2.2 に示す。

9.2.3 LV-1 のセル内解体準備作業の作業データ

LV-1 のセル内解体準備作業における作業工数と集団線量を表 9.2.3 に、放射性固体廃棄物の発生量の内訳を図 9.2.3 に示す。

LV-1 のセル内解体準備作業における全作業工数には 2,777 人・日を要し、最も多く作業工数を要した作業項目は LV-1 室内配管類の撤去で 899 人・日であった。集団線量については、総集団線量が 20,767 人・ μSv で、作業項目毎の集団線量では、作業区域が LV-1 室内となる LV-1 室内配管類の撤去で 12,691 人・ μSv 、残留廃液の回収で 3,180 人・ μSv であった。また、作業区域がタンク室となる LV-1 内残留廃液の中和では 670 人・ μSv であった。

放射性固体廃棄物は、解体廃棄物が 3,844.4kg と付随廃棄物が 4,492.7kg 発生した。解体廃棄物は、200L 黄色ドラム缶に収納した LV-1 室壁のコンクリートが 2,029.0kg で最も多く、次いで、200L 黄色ドラム缶に収納した LV-1 室内配管類等の金属が 1,100.4kg と多かった。付随廃棄物は、可燃性カートンボックスに収納したタイベックスーツ、ゴム手袋等の防護装備や作業区域の養生に使用した酢酸ビニルシート等の可燃物が 3,569.6kg で最も多かった。また、200L 黄色ドラム缶に収納した、電動工具等の金属が 440.2kg、塩化ビニルシートやアノラックスーツ等の難燃物が 392.3kg 発生した。

9.2.4 LV-1 内残留廃液回収前後における作業時間と被ばく線量の比較評価

LV-1 のセル内解体作業準備では、硝酸による LV-1 内部の洗浄・浸漬除染を行うとともに、LV-1 内残留廃液を LV-1 から回収することにより、LV-1 表面の線量当量率の低減を図った。低減の効果をみるために、LV-1 室への 1 回の入域における作業時間と作業員の被ばく線量について残留廃液の回収前後で比較を行った。LV-1 内残留廃液回収前後における LV-1 表面の線量当量率を表 9.2.4 に、LV-1 内残留廃液回収前後における LV-1 室内での作業時間と被ばく線量の比較を図 9.2.4 に示す。

残留廃液回収前の LV-1 表面の線量当量率は、下部表面で 1,500 $\mu\text{Sv/h}$ 、側部表面で 300~400 $\mu\text{Sv/h}$ であった。残留廃液回収後は、下部表面で 4,000 $\mu\text{Sv/h}$ に上昇したが、側部表面で 80~170 $\mu\text{Sv/h}$ に低減することができた。残留廃液回収後に下部表面の線量当量率が上昇したのは、硝酸による洗浄・浸漬除染で浸出した内部の汚染が下部に集積・残留したものと考えられる。また、残留廃液の回収前後における LV-1 室内での作業員の作業時間と被ばく線量については、残留廃液回収前の作業時間は主に 0.5~1.0 時間の範囲で、被ばく線量は 30~100 μSv であり、残留廃液回収後の作業時間は主に 1.0~2.0 時間の範囲で、被ばく線量は 20~80 μSv であった。残留廃液回収前後で比較すると、1 回あたりの入域における被ばく線量は同程度であったが、セル内解体準備作業では、LV-1 内残留廃液の回収により LV-1 側部表面の線量当量

率が低減したことから、残留廃液回収後における LV-1 室内での作業時間を長く確保することができた。

9.2.5 今後の予定

LV-1 のセル内解体に先立ち、LV-7 を解体撤去した後、セル内解体工法による LV-1 の解体を実施するとともに、作業データを収集して一括撤去工法との比較を行う計画である。

参考文献

- 1) JAEA-Review 2007-056 バックエンド技術部年報 (2006 年度)
- 2) JAEA-Review 2009-007 バックエンド技術部年報 (2007 年度)
- 3) JAEA-Review 2010-020 バックエンド技術部年報 (2008 年度)
- 4) JAEA-Review 2013-010 バックエンド技術部年報 (2009 年度)

(村口 佳典)

表 9.2.1 LV-1 室内の設備・機器等の概略仕様

設備・機器名		概略仕様	材質	重量 (kg)
LV-1	本体	本体 : 3,830mm φ × 3,104mmH、8~15mmt ジャケット : 3,942mm φ × 2,441mmH、6mmt	SUS304L	7,680.2
	ハットホル	20B、6mmt、φ 508mm	SUS304L	4.8
	ハットホル蓋	20B、JIS5K、24mmt	SUS304L	69.3
	脚部	8B SCH40、1600mmL、6脚	SUS304L	404.2
	散水配管	1B SCH80、3.14m	SUS304L	10.3
	ノズル類	1/8B~4B	SUS304L	294.2
	その他	槽内配管ホート、FB6mmt×50mmW	SUS304L	1,772.1
LV-7	本体	1,012mm φ × 1,842mmH、6~7mmt	SUS304L	403.0
	ハットホル	10B、6mmt、267.4mm φ	SUS304L	1.3
	脚部	4B SCH80、950mmL、4脚	SUS304L	60.8
	散水配管	1B SCH80、3.14m	SUS304L	10.3
	ノズル類	1/8B~4B	SUS304L	161.8
敷設配管		1/8B~4B、総 279m	SUS304L	871.9
配管ホート		L30×30×3	SUS304L	42.2
合計				11,786.4

表 9.2.2 LV-1 内残留廃液の中和剤使用量及び放射能濃度

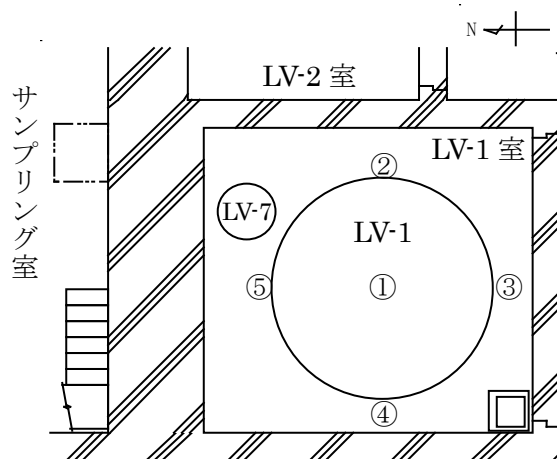
廃液名	中和前 廃液量 (L)	中和剤使用量 (L)		洗浄水 (L)	中和後 廃液量 (L)	中和後放射能濃度 (Bq/mL)
		苛性ソーダ	硝酸			
残留 廃液 1	80.0	13N : 8.9	13N : 0.5 1.3N : 0.4 1N : 0.2	11.7	101.7	Pu-239 : 6.0 × 10 ² Sr-90 : 8.1 × 10 ⁴ Cs-137 : 1.1 × 10 ⁵
残留 廃液 2	80.0	13N : 9.5 1.3N : 0.01	—	10.9	100.4	Pu-239 : 6.9 × 10 ² Sr-90 : 9.4 × 10 ⁴ Cs-137 : 1.3 × 10 ⁵
洗浄液	130.0	13N : 0.4 1.3N : 0.1 1N : 0.1	13N : 0.2	11.0	141.8	Pu-239 : 1.3 × 10 ¹ Sr-90 : 1.8 × 10 ³ Cs-137 : 2.4 × 10 ³

表 9.2.3 LV-1 のセル内解体準備作業における作業工数と集団線量

年度	作業項目	作業工数 (人・日)	集団線量 (人・ μ Sv)
2007・ 2008	準備作業	156	0
	LV-1 室壁の開口・LV-1 室内調査	703	1,757
	残留廃液の回収	278	3,180
	LV-1 室床面堆積物の撤去	214	2,436
	後片付け	114	30
2009	準備作業	108	0
	LV-1 室内配管類の撤去	899	12,691
	LV-1 内残留廃液の中和	214	670
	後片付け	91	3
合計		2,777	20,767

表 9.2.4 LV-1 内残留廃液回収前後における LV-1 表面の線量当量率

測定箇所	線量当量率 (μ Sv/h)	
	廃液回収前	廃液回収後
①下部表面	1,500	4,000
②東側側部表面	400	100
③南側側部表面	300	80
④西側側部表面	350	100
⑤北側側部表面	400	170



LV-1 表面測定箇所

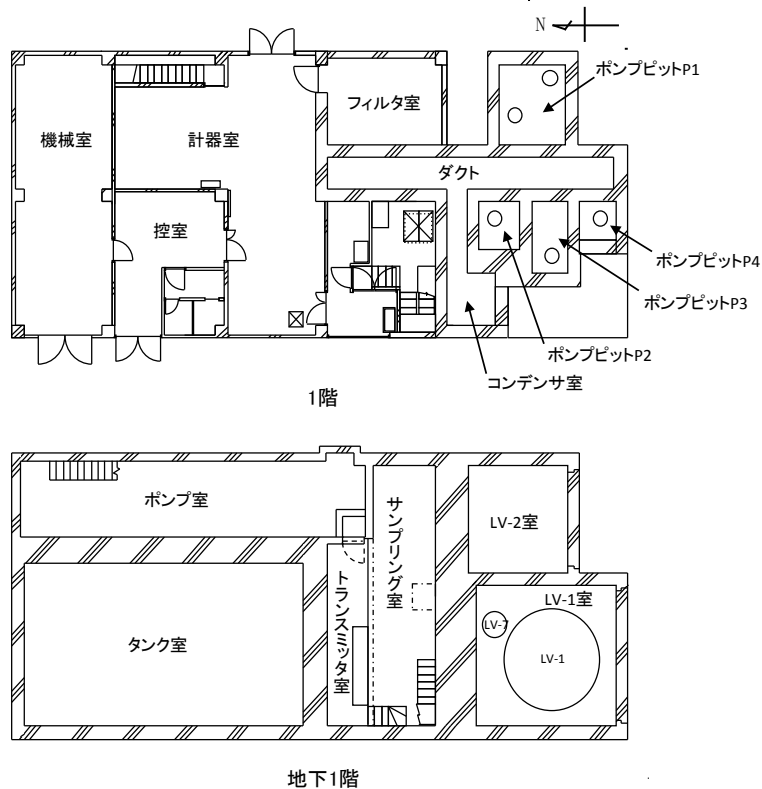


図 9.2.1-1 廃液長期貯蔵施設の平面図

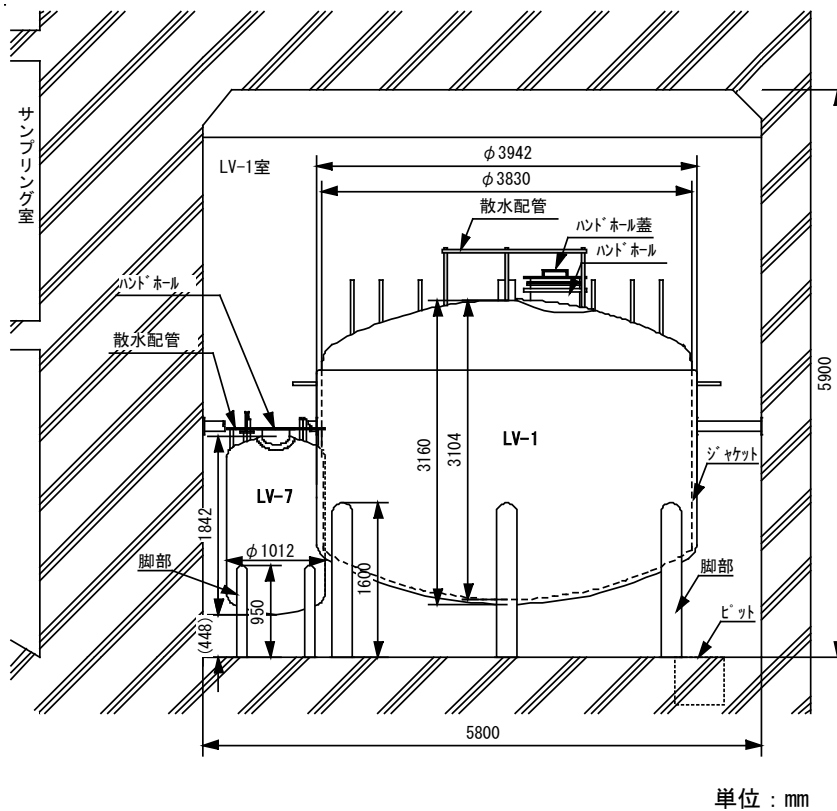


図 9.2.1-2 LV-1 室内の設備・機器等の概略配置図

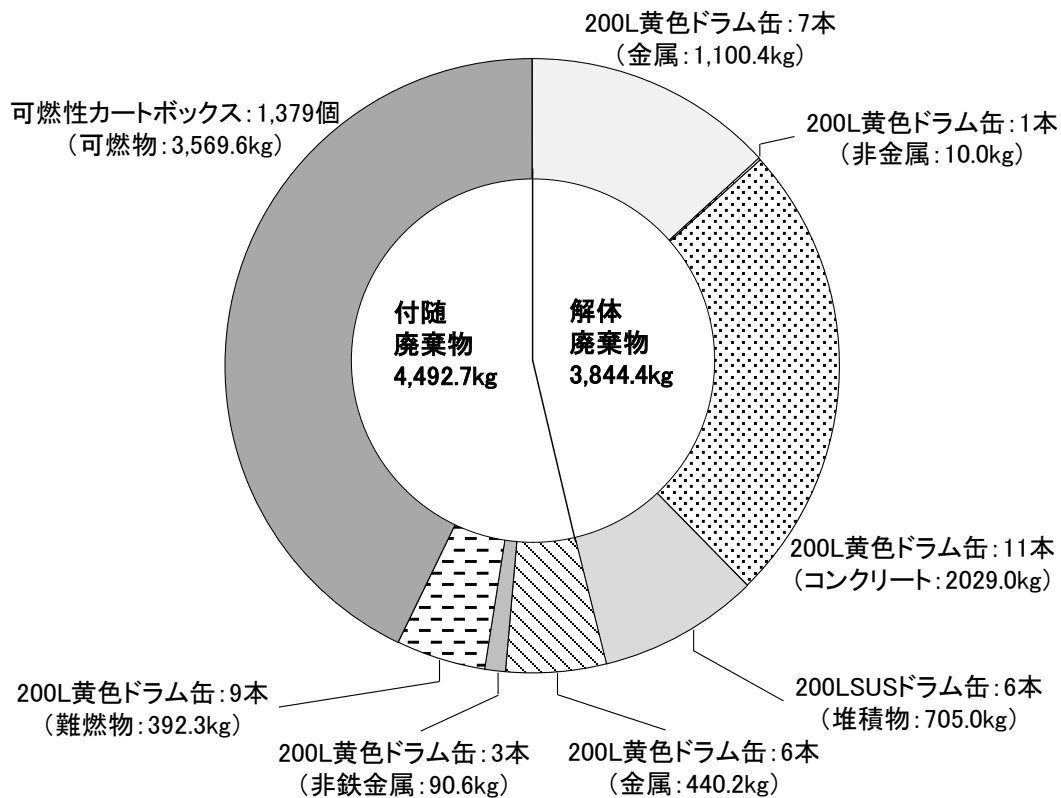


図 9.2.3 放射性固体廃棄物の発生量の内訳

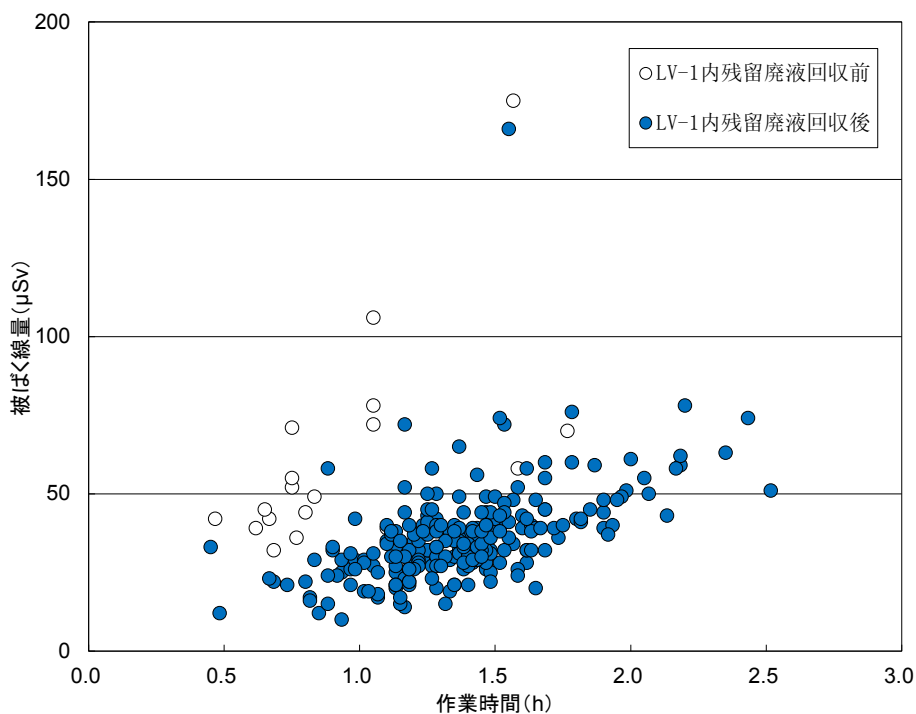


図 9.2.4 LV-1 内残留廃液回収前後における LV-1 室内での作業時間と被ばく線量の比較

10 保安活動

10.1 保安教育

(1) 保安教育

法令及び原科研の規定類の定めに従い、保安に関する以下の教育を実施した。

- (a) 原子炉等規制法に基づく原子炉施設保安規定、使用施設等保安規定、埋設施設保安規定、及び所内の少量核燃料物質使用施設保安規則、並びに、放射線障害防止法に基づく放射線障害予防規程に定める、法令、規定類、管理体制、記録・報告、装置の取扱い、放射線管理等に関する教育
- (b) 労働安全衛生法に基づく安全衛生管理規則、エックス線保安規則に定める職場作業基準、エックス線装置の安全取扱等に関する教育
- (c) 電気事業法に基づく電気工作物保安規程に定める、電気工作物保安の知識、非常災害時の措置等に関する教育
- (d) 消防法に基づく消防計画に定める防火管理上の遵守事項、危険物の貯蔵・取扱い、消火活動上の注意、消火方法等に関する教育
- (e) 高圧ガス保安法に基づく高圧ガスの性質及び保安、運転・操作の保安技術等に関する教育

(2) 所内の教育・講演等への参加

原科研が実施した以下の教育・講演等に参加した。

- (a) 原子力エネルギー安全月間講演会（2010年6月2日）
- (b) 危険物保安研修講演会（2010年6月18日）
- (c) 危険物取扱者保安講習会（2010年7月15日）
- (d) 電気保安教育講習会（2010年8月6日）
- (e) ISO9001/JEAC4111 内部監査員養成研修（2010年9月29日～30日）
- (f) 2010年度 危機管理講演会（2010年10月21日）
- (g) 2010年度 化学物質管理者研修会（2010年10月26日）
- (h) 高圧ガス保安技術講習会（2010年10月28日）
- (i) 根本原因分析（RCA）スキルアップ研修（2010年10月28日）
- (j) 2010年度 品質月間講演会（2010年12月2日）
- (k) リスクアセスメント研修会（2010年10月7日）
- (l) 交通安全講演会（2010年12月16日）
- (m) 研究開発拠点等対象危機管理講演会（2010年12月21日）
- (n) 放射線管理・計測講座受講者（2011年1月31日）
- (o) 防火・防災管理講演会（2011年2月28日）

（坪 貴大）

10.2 保安訓練

10.2.1 総合訓練

(1) 非常事態総合訓練

2010年度第1回非常事態総合訓練（原科研）は、2010年7月26日、再処理特別研究棟を想定事故現場として実施された。想定事故のシナリオは、管理区域内324号室において電灯安定器不良の漏電によるショートで発生した火花が一時仮置保管中である未使用の防護資材等に引火し、延焼拡大により通常組織での消火対応が不可能な状況に陥るというものであった。

訓練に要した時間は約2時間30分、訓練の参加者は原科研で214名、バックエンド技術部で38名であった。

(2) 自主防災訓練

2010年度の防災週間に合わせて、2010年9月1日の13時30分から15時にかけて、大規模地震を想定した原科研の自主防災訓練が行われ、バックエンド技術部では避難及び人員掌握訓練並びに施設点検訓練を行った。

(安田 麻里)

10.2.2 消火器取扱訓練及び空気呼吸器装着訓練

2010年11月11日、バックエンド技術開発建家前において、消火器取扱訓練と空気呼吸器装着訓練を実施した。参加者が多いため2つのグループに分けて、交互に「消火器取扱」と「空気呼吸器装着」の訓練を行い、実際に、消火器を取り扱う者と空気呼吸器を装着する者は、事前に各課で未経験者を中心に選んだ。

消火器取扱訓練は、危機管理課に講師を依頼し、消火器の種類と特徴に関する説明の後、消火の実技を行った。実技は、ガソリンと灯油の混合液をバットに入れて着火し、これをABC消火器、炭酸ガス消火器で消火する方法を採った。

空気呼吸器装着訓練は、空気呼吸器のメーカーに講師を依頼し、空気呼吸器の性能、装着方法、注意事項の説明と着脱の実技を行った。実技の訓練は、各手順を確認しながら装着するなど、真剣に行われた。これらの訓練には、バックエンド技術部員と請負業者に加え、バックエンド技術部の施設に居を置く工務技術部、放射線管理部、バックエンド推進部門の者が参加し、総数は232名、要した時間は、約1時間30分であった。

(千崎 年彦)

10.3 部内品質保証審査機関の活動

2010年度の部内品質保証委員会は、次の委員で構成され、部長の諮問に応じて38回開催され、70件(再審議と再々審議案件を含む。)の審査を行った。その活動状況を表10.3に示す。

委員長	小川 弘道	バックエンド技術部
副委員長	信田 重夫	放射性廃棄物管理第1課
委員	高野澤 康	業務課
委員	千崎 年彦	放射性廃棄物管理技術課
委員	鈴木 久雄	放射性廃棄物管理第2課
委員	小澤 一茂	高減容処理技術課
委員	根本 浩一	廃止措置課

(坏 貴大)

表 10.3 2010 年度 バックエンド技術部内品質保証委員会審査案件一覧(1/4)

回	諮問日	開催日	答申日	審査事項
1	2010年4月22日	2010年4月28日	2010年5月7日	1) バックエンド技術部大風・大雨等対応要領の改正について
2	2010年5月6日	2010年5月11日	2010年5月11日	1) 旧 JRR-3 の改造工事に伴って発生したコンクリートに係る放射能濃度の測定及び評価の方法の認可申請について 2) 原子炉施設保安規定の変更認可申請について
3	2010年5月19日	2010年5月28日	2010年5月28日	1) 充填固化廃棄体の作製マニュアル(新規制定)について 2) 廃棄物処理場本体施設運転手引の一部改正について 3) バックエンド技術部文書及び記録の管理要領の一部改正について 4) バックエンド技術部業務の計画及び実施に関する要領の一部改正について 5) バックエンド技術部監視機器及び測定機器の管理要領の一部改正について
4	2010年5月24日	2010年5月25日	2010年5月25日	1) 廃液輸送管撤去作業要領書(再処理特別研究棟周辺から液体処理場まで、及び中継ポンプ室周辺から液体処理場まで)について
5	2010年5月31日	2010年6月8日	2010年6月8日	1) 認可証交付後のクリアランス物の運搬・保管管理要領書について 2) 認可使用に係る変更許可申請(バックエンド技術開発建家)について
6	2010年6月9日	2010年6月15日	2010年6月16日	1) 液体処理場の低レベル廃液貯槽の撤去に係る核燃料物質の使用許可の変更申請について 2) 認可使用に係る変更許可申請(バックエンド技術開発建家)について(再審議)
7	2010年6月25日	2010年7月1日	2010年7月1日	1) 原子炉設置変更許可申請について
8	2010年7月2日	2010年7月5日	2010年7月12日	1) バックエンド技術部における医薬用外毒物劇物管理マニュアルの一部改正について
9	2010年7月7日	2010年7月13日	2010年7月13日	1) バックエンド技術部施設防護活動手引の一部改正について
10	2010年7月15日	2010年7月16日	2010年7月16日	1) バックエンド技術部施設防護活動手引の一部改正について(再審議)
11	2010年7月16日	2010年7月27日	2010年7月27日	1) 確認証交付済コンクリートの管理要領の制定について 2) 原子力科学研究所廃棄物埋設施設 2 次文書の改正について
12	2010年7月28日	2010年7月29日	2010年7月29日	1) 原子力科学研究所廃棄物埋設施設 2 次文書の改正について(再審議)

表 10.3 2010 年度 バックエンド技術部内品質保証委員会審査案件一覧(2/4)

回	諮問日	開催日	答申日	審査事項
13	2010年9月1日	2010年9月7日	2010年9月7日	1) 旧 JRR-3 の改造工事に伴って発生したコンクリートに係る放射能濃度の確認申請(2 回目)について 2) クリアランス作業要領書の一部改正(一時的な保管場所の追加)について
14	2010年9月2日	2010年9月15日	2010年9月15日	1) アンモニア供給設備運転要領の新規制定について 2) 廃棄物処理場本体施設運転手引の一部改正について
15	2010年9月17日	2010年9月22日	2010年9月22日	1) バックエンド技術部防火防災管理要領の一部改正について 2) 埋設施設における不適合の是正処置計画について
16	2010年10月4日	2010年10月6日	2010年10月6日	1) アンモニア供給設備運転要領の新規制定について(再審議)
17	2010年10月14日	2010年10月15日	2010年10月15日	1) 掘削、はつり等における配管、配線破損防止要領について 2) モックアップ試験室建家共同溝の撤去作業要領について
18	2010年10月22日	2010年10月25日	2010年10月25日	1) 試験研究用原子炉施設の高経年化対策に関する報告について
19	2010年11月2日	2010年11月2日	2010年11月2日	1) 廃液輸送管撤去作業における管理区域外への放射性物質の漏えいについて
20	2010年11月12日	2010年11月15日	2010年11月15日	1) 廃液輸送管撤去作業における管理区域外での放射性物質の漏えいに係る是正処置計画について 2) L型ピットの保管体整理のための仕分け作業(対象L型ピット No.17) 要領書について 3) モックアップ試験室建家共同溝の撤去作業要領の一部変更について 4) 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変更について
21	2010年11月16日	2010年11月17日	2010年11月17日	1) 廃液輸送管撤去作業における管理区域外での放射性物質の漏えいに係る是正処置計画について(再審議)
22	2010年11月18日	2010年11月19日	2010年11月19日	1) L型ピットの保管体整理のための仕分け作業(対象L型ピット No.17) 要領書について(再審議)
23	2010年11月25日	2010年11月25日	2010年11月25日	1) バックエンド技術部内品質保証委員会運営要領の一部改正について 2) 放射性廃棄物処理場(第2 廃棄物処理棟、解体分別保管棟(ただし、保管室を除く)減容処理棟を除く)施設防護活動手引の一部改正について

表 10.3 2010 年度 バックエンド技術部内品質保証委員会審査案件一覧(3/4)

回	諮問日	開催日	答申日	審査事項
24	2010年12月1日	2010年12月2日	2010年12月2日	1) 放射性廃棄物でない廃棄物の取扱管理要領(モックアップ試験室建家 東西 共同溝)について 2) 廃液輸送管撤去作業要領書の変更について
25	2010年12月3日	2010年12月3日	2010年12月3日	1) 放射性廃棄物でない廃棄物の取扱管理要領(モックアップ試験室建家 東西 共同溝)について(再審議) 2) 廃液輸送管撤去作業要領書の変更について(再審議)
26	2010年12月7日	2010年12月8日	2010年12月8日	1) 放射性廃棄物でない廃棄物の取扱管理要領(モックアップ試験室建家 東西 共同溝)について(再々審議) 2) バックエンド技術部内品質保証委員会運営要領の一部改正について(再審議)
27	2010年12月9日	2010年12月10日	2010年12月10日	1) 廃棄の業の変更許可申請について 2) 廃液輸送管撤去作業に係るリスクアセスメント(5~7工区)について
28	2010年12月13日	2010年12月14日	2010年12月14日	1) 液体処理場廃液貯槽周辺配管等撤去作業要領について
29	2010年12月20日	2010年12月27日	2010年12月27日	1) H型ピット保管体取り出し・点検作業要領書について
30	2011年1月13日	2011年1月14日	2011年1月14日	1) 原子力科学研究所原子炉施設保安規定の変更について 2) 原子力科学研究所核燃料物質使用施設等保安規定の変更について 3) 原子力科学研究所放射線障害予防規程の一部変更について
31	2011年1月17日	2011年1月18日	2011年1月18日	1) 原子力科学研究所原子炉施設保安規定の変更について(再審議) 2) 原子力科学研究所核燃料物質使用施設等保安規定の変更について(再審議)
32	2011年1月25日	2011年1月25日	2011年1月25日	1) 原子力科学研究所原子炉施設保安規定の一部変更について 2) 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変更について
33	2011年2月3日	2011年2月8日	2011年2月8日	1) 液体処理場廃液貯槽周辺配管等撤去作業に係る一時的な第一種管理区域の解除に伴う汚染検査要領について

表 10.3 2010 年度 バックエンド技術部内品質保証委員会審査案件一覧(4/4)

回	諮問日	開催日	答申日	審査事項
34	2011年2月10日	2011年2月15日	2011年2月15日	1) JRR-3 の改造工事に伴って発生したコンクリートに係る放射能濃度の確認申請について 2) バックエンド技術部文書及び記録の管理要領の一部改正について 3) 保管廃棄施設・NL の廃棄の業の変更許可取得について
35	2011年2月16日	2011年2月17日	2011年2月17日	1) 廃棄物埋設施設に係る品質目標の変更について(2010 年原子力安全監査の対応) 2) 廃棄物埋設施設の品質保証活動実施状況報告書(2010年1月1日～12月31日) 3) 廃棄物埋設施設に係る予防処置(フェンスの更新工事) 4) 保管廃棄施設・NL の廃棄の業の変更許可取得について(再審議)
36	2011年2月23日	2011年2月25日	2011年2月25日	1) 廃棄物処理場本体施設運転手引の一部改正について 2) 廃棄物埋設施設に係る不適合の是正処置結果について
37	2011年3月3日	2011年3月7日	2011年3月7日	1) 原子力科学研究所放射線障害予防規程の変更について 2) 原子力科学研究所放射線安全取扱手引の変更について 3) モックアップ試験室建家の管理区域解除のための測定要領(東西方向共同溝)について
38	2011年3月29日	2011年3月29日	2011年3月29日	1) 廃棄物処理場本体施設運転手引の一部改正について

10.4 安全確認点検調査結果への対応

10.4.1 廃液輸送管の撤去

廃液輸送管は、原科研の構内に全長約 1,900m にわたって敷設されている。本廃液輸送管は、1964 年から 1987 年にかけて、JRR-2、JRR-3、JRR-4、JPDR、RI 製造棟、ホットラボ及び再処理特別研究棟で発生した放射性液体廃棄物を、廃棄物処理場に輸送するために使用された。本廃液輸送管は、既に使用を廃止していたが、2007 年度に実施した安全確認点検調査において点検孔内部等に汚染の痕跡が認められたため、原子力安全監報告の一つに挙げられた。また、その対策として、2008 年 2 月 29 日付けの文部科学大臣報告に「廃液輸送管については計画的に撤去する。」旨を記し、ホットラボ系統から順次撤去することとした。

(1) 廃液輸送管の撤去計画

廃液輸送管は、大きく 4 区間に分けられ、その材質としては鋳鉄管、水道用亜鉛メッキ鋼管、ステンレス鋼管があり、また、敷設状態としては直接地中に埋設したもの、トラフ等保護構造物内に敷設したもの、排水溝隧道内に敷設したものがある。このような、材料の耐食性、敷設時期、敷設環境等管の劣化要因と工期や予算を考慮し、当初、次の順序と範囲で、2008 年度から 2011 年度の 4 年をかけて撤去する計画とした。

しかしながら、2009 年 9 月に第 2 排水溝内の廃液輸送管を点検した際、第 2 排水溝の一部に亀裂があり、崩落する恐れのあることが判明したため、崩落防止の安全対策を施してから廃液輸送管を撤去することになり、以下に示す 5 年計画で撤去することとなった。

- ・ 2008 年度 撤去済区間（ホットラボ及び JRR-2 からバルブ操作室まで）
- ・ 2009 年度 撤去済区間（旧 JPDR 跡地から液体処理場まで）
- ・ 2010 年度 撤去実施区間（再処理特別研究棟周辺から液体処理場まで及び中継ポンプ室周辺から液体処理場まで）
- ・ 2011 年度 撤去予定区間（第 2 排水溝から排水貯留ポンドまで及びバルブ操作室から第 2 排水溝まで）
- ・ 2012 年度 撤去予定区間（第 2 排水溝内）

図 10.4.1-1 に廃液輸送管撤去の全体計画を示す。

(2) 廃液輸送管の撤去作業の概要

撤去計画の 3 年目に当たる 2010 年度は、廃液輸送管（再処理特別研究棟周辺と液体処理場間及び中継ポンプ室周辺と液体処理場間）約 800m の範囲を対象とした。また、容積が 19 m³ の中継タンクも撤去した。本撤去作業は、2010 年 7 月 27 日から 2011 年 4 月 27 日にかけて実施し、廃液輸送管撤去作業に従事した総人工数は、1,855 人日であった。

なお、今回の撤去範囲は、大部分の廃液輸送管がトラフ等保護構造物内（以下「U字溝」という）に敷設され、一部が直接土中に埋設されていた。また、廃液輸送管の材質はステンレス鋼管であり、配管の口径が 20A 及び 50A であった。

廃液輸送管の撤去作業において、U字溝の蓋を開放し、U字溝内及び廃液輸送管の表面汚染検査を行ったが、いずれの表面にも汚染は確認されなかった。また、廃液輸送管の外観にも異常は確認されなかった。

廃液輸送管の撤去後に、中継ポンプ室及びAポンプ室の床全面を直接法により汚染検査した結果、微量の固着したスポット汚染が確認された。確認された汚染の表面密度は、中継ポンプ室及びAポンプ室ともに、最大 1.2 Bq/cm²であった。汚染があった床面は、表面をはつって汚染部を除去した。

10月29日、廃液輸送管の撤去作業中、管理区域に指定していなかったU字溝において切断した配管から漏れた液体により汚染が生じた。汚染した箇所表面の表面密度は、最大約 25Bq/cm²であった。汚染したU字溝は、表面をはつり、汚染部を除去した。

(3) 廃液輸送管の撤去作業内容

以下に、撤去作業の内容を示す。

(a) 調査・準備作業

- ① 配管路の図面調査、試掘を行い、廃液輸送管を敷設しているU字溝の位置を確認後、U字溝表面付近まで重機で機械掘削し、さらに、U字溝が露出するまでを手掘掘削を実施。また、直接土中に埋設されている配管については、配管上部 30cm まで手掘掘削を実施
- ② 仮設上屋（合板、足場パイプ材）を設置し、内部床・壁の汚染防護措置を施して、一時管理区域に設定
- ③ U字溝の蓋を開放して廃液輸送管を露出させ、U字溝内及び廃液輸送管の表面汚染検査を実施。また、直接土中に埋設されている廃液輸送管については、撤去した土壌及び廃液輸送管の表面汚染検査を実施
- ④ 廃液輸送管を露出させたU字溝内及び廃液輸送管の周囲の土壌をビニルシートで養生するとともに、廃液輸送管を開放する箇所にグリーンハウスを設置。また、中継タンクを設置している中継ポンプ室内をビニルシートで養生するとともに、中継タンクを開放する箇所にグリーンハウスを設置

(b) 撤去作業

- ① ビニルシート、液漏れ拡大防止用バット等の汚染拡大防止措置を行ってから廃液輸送管及び中継タンクを開放し、残留水の確認及び回収を実施
- ② 汚染拡大防止措置を保持したまま、バンドソーを使用して廃棄物容器（200L ドラム缶）に入る約 75cm の長さに配管を切断
- ③ 切断した廃液輸送管は、端部に汚染拡大防止措置（ウエスを粘着テープで止め、ポリエチレン袋で梱包）を施して廃棄物容器（200L ドラム缶）に収納
- ④ 撤去した廃液輸送管と液体処理場の処理設備側の取り合い部については、処理設備側の配管フランジ端部に閉止フランジを取り付けて、縁切り措置を実施
- ⑤ 中継タンクの撤去は、内部の付着性汚染を除染後、中継ポンプ室の天井(スレート)を開放して中継タンクを吊り上げ運搬車両に積載

(c) 復旧作業

- ① 一時管理区域解除のための汚染測定を行い、解除手続きを終えた後、仮設上屋を撤去し、土壌の埋め戻しと舗装の補修を実施

中継ポンプ室及びAポンプ室には廃液輸送管が多数本設置されており、バックグラウンドが高く間接法による汚染検査しかできなかつたため、廃液輸送管を撤去した後に床全面を直接法により汚染検査を行った。その結果、微量の固着したスポット汚染が確認された。

10月29日に発生した廃液輸送管撤去作業における管理区域外での放射性物質の漏えいした原因については、配管末端部に施した閉止キャップが配管に確実にハマっておらず、固定が不十分であったことに加えて、ビニル養生の固定に使用したテープがはがれやすいものであったためである。このような状況で配管のU字溝からの引き抜き作業を行ったため、配管末端部が床面と接触した際に閉止キャップがずれ、かつ、ビニル養生がはがれ、配管末端部に滞留していた少量の液体がU字溝内に滴下してしまった。

本件は、管理区域外での放射性物質の漏えい事象として、2010年11月5日に国に法令報告を行った。その後、報告書に記載した是正措置を行い、2010年12月6日から撤去作業を再開した。

上述した管理区域外の汚染事象及び2011年3月11日に発生した東北地方太平洋沖地震により撤去作業期間が延びてしまったものの、作業員のケガ等の事故は無く、2010年度の撤去作業予定区間は無事に完遂された。

表 10.4.1-1 に 2010 年度廃液輸送管撤去作業実績を示す。また、図 10.4.1-2 に廃液輸送管撤去の各工程の作業状況を示す。

(4) 放射性廃棄物の発生量

廃液輸送管撤去作業に伴い発生した放射性廃棄物の量を表 10.4.1-2 に示す。

(5) 被ばく実績

廃液輸送管撤去作業に従事した放射線作業員は 34 名で、被ばくの実績は以下のとおりであった。

集団線量 : 0.155 人・mSv
 最大の被ばく : 0.032 mSv
 平均の被ばく : 0.005 mSv/人

(加藤 貢)

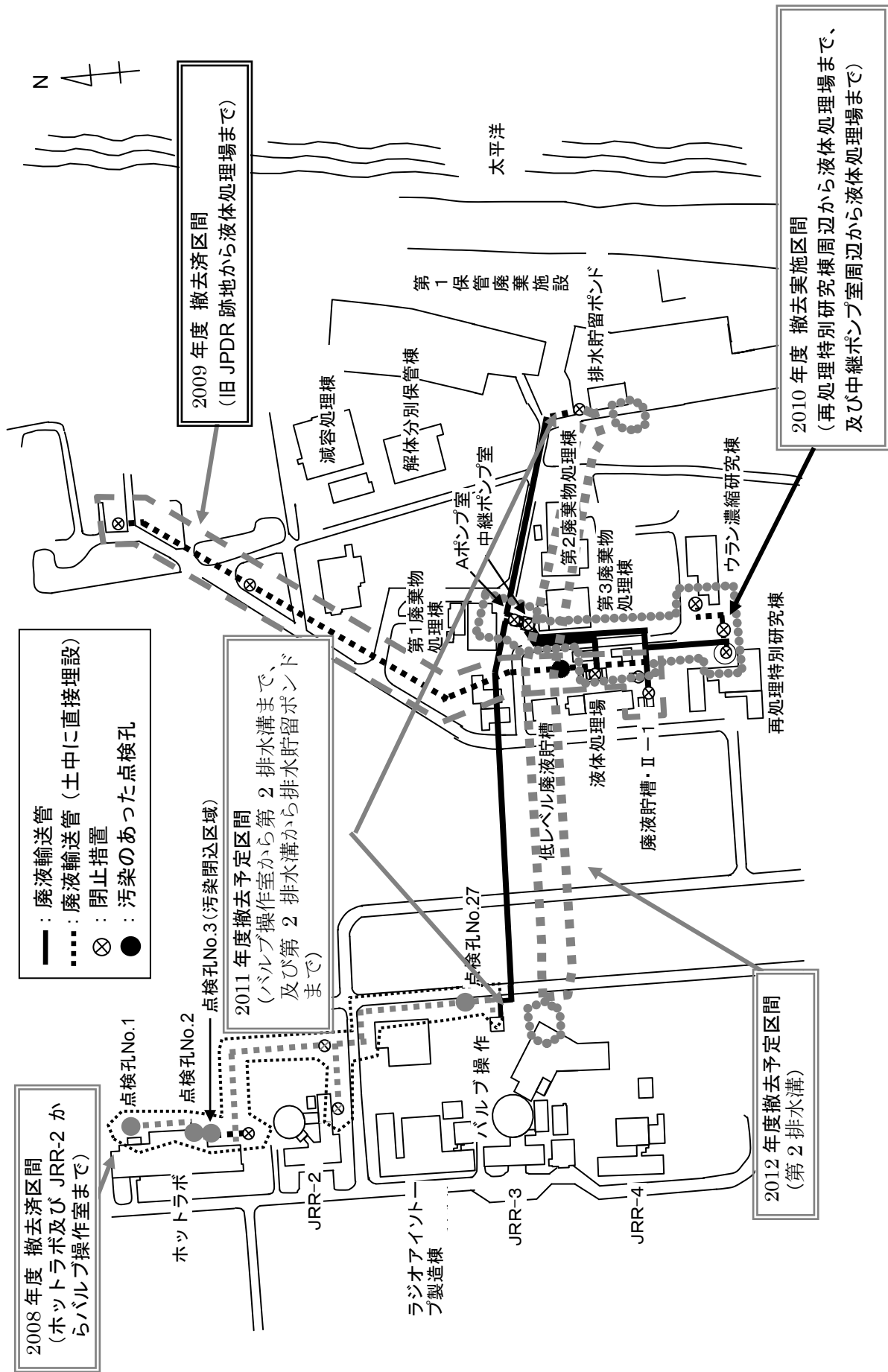


図 10.4.1-1 廃液輸送管撤去の全体計画

表 10.4.1-1 2010 年度廃液輸送管撤去作業実績

年月	2010 年												2011 年					
	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4					
手続き関係・報告																		
◎核燃料物質使用の変更許可 ◎ RI 廃棄業の変更許可																		
調査・準備作業																	
撤去作業																		
復旧作業																		

表 10.4.1-2 廃液輸送管撤去に伴って発生した放射性廃棄物

種 類	容 器	数 量
配管材 (管、フランジ、弁、ボルト・ナット等)	200L ドラム缶	21 本
難燃物等 (排気ダクト、フィルタ等)		2 本
コンクリート・U字溝		4 本
中継タンク	容積: 19 m ³	1 基
可燃性廃棄物 (ウエス、ポリエチレンシート、木片等)	カートンボックス	1,004 個
配管内残留水 (洗浄水含む)		3.54 m ³



図 10.4.1-2 廃液輸送管撤去の各工程の作業状況(1/3)







<p>7. 廃液輸送管切断後の端部措置</p>  <p>確実にキャップを差し込み、コーキングで固定、また、ビニル袋及びテープで十分に養生</p>	<p>8. 切断した配管の収納</p>  <p>配管の汚染拡大防止措置を行い収納</p>
<p>9. 中継タンクの搬出</p>  <p>トラックに載せ解体処理施設に引渡</p>	<p>10. 汚染検査</p>  <p>中継タンク搬出後の汚染検査</p>
<p>11. 仮設上屋内の汚染検査</p>  <p>配管撤去後に仮設上屋内を汚染検査</p>	<p>12. U字溝撤去後の埋戻し</p>  <p>中継ポンプ室西側法面</p>

図 10.4.1-2 廃液輸送管撤去の各工程の作業状況(2/3)

1 3 . U字溝撤去後の埋戻し



中継ポンプ室西側法面

1 4 . 中継ポンプ室の解体



地上部の解体

1 5 . 中継ポンプ室の解体



地下部の解体

1 6 . 中継ポンプ室の解体



埋戻し

1 7 . 汚染検査



仮設上屋資材の汚染検査

1 8 . U字溝撤去後の埋戻し



液体処理場東側

図 10.4.1-2 廃液輸送管撤去の各工程の作業状況(3/3)

This is a blank page.

付 録

バックエンド技術部の業務実績

Appendix

This is a blank page.

1 成果

1.1 機構レポート

著者名	標 題	レポート No.
照沼 章弘 内藤 明 根本 浩一 宇佐美 淳 富居 博行 白石 邦生 伊東 慎一	原子力科学研究所における5施設の廃止措置	JAEA-Review 2010-038

1.2 口頭発表、ポスター発表、講演

発表者名	標 題	学会名等
金山 文彦	再処理特別研究棟の解体により得られた核燃料施設における解体工法 (日本、つくば) (2010年10月3日～10月7日)	ICEM 2010

1.3 日本原子力学会 和文論文誌

著者名	標 題	レポート No.
立花 光夫 白石 邦生 石神 勉	原子力施設廃止措置費用簡易評価コードの開発	Vol.9, No.3 pp.271-278

2 国際協力

(1) 日仏情報交換会議

(日本、東海) 金山 文彦 (2010年9月28日)

(2) 日韓技術情報交換会議

(韓国、慶州) 金山 文彦 (2010年11月1日～11月3日)

This is a blank page.

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 ²
体積	立法メートル	m ³
速度	メートル毎秒	m/s
加速度	メートル毎秒毎秒	m/s ²
波数	毎メートル	m ⁻¹
密度, 質量密度	キログラム毎立方メートル	kg/m ³
面積密度	キログラム毎平方メートル	kg/m ²
比体積	立方メートル毎キログラム	m ³ /kg
電流密度	アンペア毎平方メートル	A/m ²
磁界の強さ	アンペア毎メートル	A/m
量濃度 ^(a) , 濃度	モル毎立方メートル	mol/m ³
質量濃度	キログラム毎立方メートル	kg/m ³
輝度	カンデラ毎平方メートル	cd/m ²
屈折率 ^(b)	(数字の)	1
比透磁率 ^(b)	(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) ともよばれる。
 (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
平面角	ラジアン ^(b)	rad	1 ^(b)
立体角	ステラジアン ^(b)	sr ^(c)	1 ^(b)
周波数	ヘルツ ^(d)	Hz	s ⁻¹
力	ニュートン	N	m kg s ⁻²
圧力, 応力	パスカル	Pa	N/m ²
エネルギー, 仕事, 熱量	ジュール	J	N m
仕事率, 工率, 放射束	ワット	W	J/s
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
静電容量	ファラド	F	C/V
電気抵抗	オーム	Ω	V/A
コンダクタンス	ジーメン	S	A/V
磁束	ウェーバ	Wb	Vs
磁束密度	テスラ	T	Wb/m ²
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A
セルシウス温度	セルシウス度 ^(e)	°C	K
光照射度	ルーメン	lm	cd sr ^(c)
放射線量	グレイ	Gy	J/kg
放射性核種の放射能 ^(f)	ベクレル ^(d)	Bq	s ⁻¹
吸収線量, 比エネルギー分与, カーマ	グレイ	Gy	J/kg
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 ^(g)	Sv	J/kg
酸素活性化	カタール	kat	s ⁻¹ 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
粘力のモーメント	パスカル秒	Pa s
表面張力	ニュートンメートル	N m
角加速度	ラジアン毎秒	rad/s
角加減速	ラジアン毎秒毎秒	rad/s ²
熱流密度, 放射照度	ワット毎平方メートル	W/m ²
熱容量, エントロピー	ジュール毎ケルビン	J/K
比熱容量, 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)
比エネルギー	ジュール毎キログラム	J/kg
熱伝導率	ワット毎メートル毎ケルビン	W/(m K)
体積エネルギー	ジュール毎立方メートル	J/m ³
電界の強さ	ボルト毎メートル	V/m
電荷密度	クーロン毎立方メートル	C/m ³
電表面電荷	クーロン毎平方メートル	C/m ²
電束密度, 電気変位	クーロン毎平方メートル	C/m ²
誘電率	ファラド毎メートル	F/m
透磁率	ヘンリー毎メートル	H/m
モルエネルギー	ジュール毎モル	J/mol
モルエントロピー, モル熱容量	ジュール毎モル毎ケルビン	J/(mol K)
照射線量 (X線及びγ線)	クーロン毎キログラム	C/kg
吸収線量率	グレイ毎秒	Gy/s
放射線強度	ワット毎ステラジアン	W/sr
放射輝度	ワット毎平方メートル毎ステラジアン	W/(m ² sr)
酵素活性濃度	カタール毎立方メートル	kat/m ³

表5. SI 接頭語

乗数	接頭語	記号	乗数	接頭語	記号
10 ²⁴	ヨタ	Y	10 ¹	デシ	d
10 ²¹	ゼタ	Z	10 ²	センチ	c
10 ¹⁸	エクサ	E	10 ³	ミリ	m
10 ¹⁵	ペタ	P	10 ⁶	マイクロ	μ
10 ¹²	テラ	T	10 ⁹	ナノ	n
10 ⁹	ギガ	G	10 ¹²	ピコ	p
10 ⁶	メガ	M	10 ¹⁵	フェムト	f
10 ³	キロ	k	10 ¹⁸	アト	a
10 ²	ヘクト	h	10 ²¹	ゼプト	z
10 ¹	デカ	da	10 ²⁴	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	1 h=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	1 ha=1 hm ² =10 ⁴ m ²
リットル	L, l	1 L=1 dm ³ =10 ³ cm ³ =10 ⁻³ m ³
トン	t	1 t=10 ³ 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	1 eV=1.602 176 53(14)×10 ⁻¹⁹ J
ダルトン	Da	1 Da=1.660 538 86(28)×10 ⁻²⁷ kg
統一原子質量単位	u	1 u=1 Da
天文単位	ua	1 ua=1.495 978 706 91(6)×10 ¹¹ 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=0.1 MPa=100 kPa=10 ⁵ Pa
水銀柱ミリメートル	mmHg	1 mmHg=133.322 Pa
オングストローム	Å	1 Å=0.1 nm=100 pm=10 ⁻¹⁰ m
海里	M	1 M=1852 m
バイン	b	1 b=100 fm ² =(10 ¹² cm) ² =10 ⁻²⁸ m ²
ノット	kn	1 kn=(1852/3600) m/s
ネーパ	Np	SI単位との数値的関係は、 対数量の定義に依存。
ベレル	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 ⁻⁷ J
ダイン	dyn	1 dyn=10 ⁻⁵ N
ポアズ	P	1 P=1 dyn s cm ⁻² =0.1 Pa s
ストークス	St	1 St=1 cm ² s ⁻¹ =10 ⁻⁴ m ² s ⁻¹
スチルブ	sb	1 sb=1 cd cm ⁻² =10 ⁴ cd m ⁻²
フオト	ph	1 ph=1 cd sr cm ⁻² 10 ⁴ lx
ガリ	Gal	1 Gal=1 cm s ⁻² =10 ⁻² ms ⁻²
マクスウェル	Mx	1 Mx=1 G cm ² =10 ⁻⁸ Wb
ガウス	G	1 G=1 Mx cm ⁻² =10 ⁻⁴ T
エルステッド ^(c)	Oe	1 Oe _e =(10 ³ /4π) A m ⁻¹

(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 ¹⁰ Bq
レントゲン	R	1 R=2.58×10 ⁻⁴ C/kg
ラド	rad	1 rad=1 cGy=10 ⁻² Gy
レム	rem	1 rem=1 cSv=10 ⁻² Sv
ガンマ	γ	1 γ=1 nT=10 ⁻⁹ T
フェルミ	f	1 フェルミ=1 fm=10 ⁻¹⁵ m
メートル系カラット		1メートル系カラット=200 mg=2×10 ⁻⁴ kg
トル	Torr	1 Torr=(101 325/760) Pa
標準大気圧	atm	1 atm=101 325 Pa
カロリ	cal	1 cal=4.1858 J (「15°C」カロリ), 4.1868 J (「IT」カロリ), 4.184 J (「熱化学」カロリ)
マイクロ	μ	1 μ=1 μm=10 ⁻⁶ m

