



JAEA-Review

2009-007

バックエンド技術部年報 (2007 年度)

Annual Report for FY2007 on the Activities of Department of Decommissioning and
Waste Management (April 1, 2007 - March 31, 2008)

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

June 2009

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

JAEA-Review

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

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

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

© Japan Atomic Energy Agency, 2009

バックエンド技術部年報 (2007 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

(2009 年 3 月 16 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 2007 年度 (2007 年 4 月 1 日から 2008 年 3 月 31 日まで) の活動をまとめたものであり、所掌する施設の概要と運転・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の概要、関連する技術開発及び研究の概要を記載した。

2007 度の放射性廃棄物の処理実績は、可燃性固体廃棄物が約 371m³、不燃性固体廃棄物が約 152m³、液体廃棄物が約 510m³ (希釈処理約 235m³を含む) であった。処理後、200L ドラム缶換算で 2,111 本の保管廃棄体が発生し、2007 年度末の累積保管体数は 135,574 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概念設計を実施した。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、セラミック特別研究棟、プルトニウム研究 2 棟、冶金特別研究棟の廃止措置を実施した。クリアランスでは認可申請を行った。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事項を実施した。安全については、全施設の調査と発見された事象への対応を行った。

Annual Report for FY2007
on the Activities of Department of
Decommissioning and Waste Management
(April 1, 2007 – March 31, 2008)

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 March 16, 2009)

This reports described the activities of Department of Decommissioning and Waste Management (DDWM) in Nuclear Science Research Institute (NSRI) in the period from April 1, 2007 to March 31, 2008. The report covers organization and missions of DDWM, outline and operation/maintenance of facilities which belong to DDWM, treatment and management of radioactive wastes, decommissioning activities, and related research and development activities which were conducted in DDWM.

In FY2007 radioactive wastes generated mainly from R&D activities in NSRI were treated safely. They were about 371 m³ of combustible solid wastes, 152 m³ of noncombustible solid wastes and 510 m³ of liquid wastes. After adequate treatment 2,111 waste packages (in 200L-drum equivalent) were generated and total accumulated waste packages amounted to 135,574 as of the end of FY2007. Two new approaches were conducted for radioactive waste management: development of record keeping system for land burial and a new management system for mid-level radioactive waste packages. Decommissioning activities were carried out as planned for the JAEA's Reprocessing Test Facility (JRTF), the Ceramic Fuel Laboratory, the Plutonium Laboratory No.2 and the Metallurgical Laboratory.

As for the R&D activities, studies were conducted on radiochemical analyses of wastes for land burial, and JRFT decommissioning technologies and new waste management for land burial and waste volume reduction. As for the clearance was applied for approval of the method of nuclide measuring. And as for the activity of safety was investigation of 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 施設の運転・管理	4
3.1 第1 廃棄物処理棟	4
3.1.1 焼却処理設備の運転・管理	4
3.1.2 検査	4
3.1.3 許認可	5
3.2 第2 廃棄物処理棟	7
3.2.1 運転・管理概況	7
3.2.2 設備の運転・管理	9
3.2.3 検査	10
3.2.4 許認可	10
3.3 第3 廃棄物処理棟及び排水貯留ポンド	11
3.3.1 運転・管理	11
3.3.2 検査	12
3.4 解体分別保管棟	13
3.4.1 運転・管理	13
3.4.2 廃棄物の処理	14
3.4.3 検査	16
3.5 減容処理棟	22
3.5.1 運転・管理	22
3.5.2 廃棄物の処理	30
3.5.3 焼却・溶融設備火災事故の安全強化措置	30
3.6 保管廃棄施設	37
3.6.1 廃棄物の保管廃棄	37
3.6.2 検査	37
3.7 バックエンド技術開発建家の管理	38
3.7.1 施設の保守点検	38
3.7.2 検査	38
3.7.3 許認可	39
3.8 廃棄物埋設施設の管理	40
3.8.1 廃棄物埋設に係る保守点検等	40
3.8.2 検査	40
3.8.3 許認可等	40
4 放射性廃棄物の搬入、保管廃棄及び報告検査	41
4.1 放射性廃棄物の搬入	41

4.2	保管廃棄	42
4.3	各規定類及び協定に基づく報告	43
4.3.1	保安規定	43
4.3.2	予防規定	43
4.3.3	安全協定	43
4.4	施設定期検査	44
4.5	保安検査	44
4.5.1	保安規定遵守状況検査	44
4.5.2	保安検査官巡視	44
5	放射性廃棄物の管理技術	45
5.1	廃棄物管理システムの整備	45
5.1.1	概要	45
5.1.2	進捗状況	45
5.1.3	今後の予定	45
5.2	高放射性固体廃棄物の新管理方式への移行措置	48
5.2.1	目的及び概要	48
5.2.2	概念設計（その4）	50
5.2.3	遠隔作業安全性試験（その1）	51
5.2.4	遮へい容器の試作	52
6	施設の廃止措置	59
6.1	廃止措置施設と年次計画	59
6.2	廃止措置の実施状況	61
6.2.1	JRR-2	61
6.2.2	セラミック特別研究室建家	62
6.2.3	プルトニウム研究2棟	63
6.2.4	冶金特別研究棟	64
7	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	67
7.1	クリアランス計画	67
7.2	クリアランス対象物	67
7.3	放射能濃度の測定及び評価の認可申請	67
7.4	今後の予定	67
8	技術開発及び研究	69
8.1	廃棄物処分にむけた各種廃棄物の分析	69
8.1.1	概要	69
8.1.2	分析結果	69
8.1.3	今後の予定	69
8.2	再処理特別研究棟における廃液貯槽（LV-2）の一括撤去	71
8.2.1	一括撤去作業の概要	71

8.2.2	一括撤去作業に係るデータ分析	74
8.3	再処理試験室の汚染状況調査	76
8.3.1	施設の概要	76
8.3.2	汚染状況調査	76
8.4	開発試験室の汚染状況調査	80
8.4.1	施設の概要	80
8.4.2	汚染状況調査	80
9	保安活動	83
9.1	保安教育	83
9.2	保安訓練	84
9.2.1	総合訓練	84
9.2.2	消火器取扱い及び空気呼吸器装着訓練	84
9.3	部内品質保証審査機関の活動	85
10	安全確認点検調査	88
10.1	概要	88
10.2	安全確認点検調査の対象施設	89
10.3	事象の発生と処置の概況	89
10.4	安全確認点検調査結果に関する対策	94
付録	バックエンド技術部の業務実績	97

Contents

1 Preface	1
2 General Outline Work of Department of Decommissioning and Waste Management	2
3 Operation and Maintenance of Radioactive Waste Treatment Facility	4
3.1 Waste Treatment Building No.1	4
3.1.1 Operation and Maintenance of Incineration System	4
3.1.2 Inspection	4
3.1.3 Licensing	5
3.2 Waste Treatment Building No.2	7
3.2.1 Overview of Operation	7
3.2.2 Operation and Maintenance of Equipments	9
3.2.3 Inspection	10
3.2.4 Licensing	10
3.3 Waste Treatment Building No.3 and Dilution facility	11
3.3.1 Operation and Maintenance	11
3.3.2 Inspection	12
3.4 Waste Size Reduction and Storage Facilities	13
3.4.1 Operation and Maintenance	13
3.4.2 Radioactive Waste Treatment	14
3.4.3 Inspection	16
3.5 Waste Volume Reduction Facilities	22
3.5.1 Operation and Maintenance	22
3.5.2 Radioactive Waste Treatment	30
3.5.3 Safety Reinforcement of Non-metal Melting Unit	30
3.6 Waste Storage Facility	37
3.6.1 Interim Storage of Waste	37
3.6.2 Inspection	37
3.7 Experimentation Building for Backend Technology Development	38
3.7.1 Maintenance	38
3.7.2 Inspection	38
3.7.3 Licensing	39
3.8 Burial Facility	40
3.8.1 Maintenance	40
3.8.2 Inspection	40
3.8.3 Licensing	40
4 Carrying in and storage of Radioactive Waste and Report for Regulation	41

4.1	Transportation and Acceptance of Radioactive Waste	41
4.2	Interim Storage	42
4.3	Report for Regulation and Agreement	43
4.3.1	Safety Regulation	43
4.3.2	Preventive Regulation	43
4.3.3	Safety Agreement	43
4.4	Periodical Facility Inspection	44
4.5	Safety Inspection	44
4.5.1	Safety Inspection	44
4.5.2	Patrol of Safety Inspector	44
5	Radioactive Wastes Management Techniques	45
5.1	Development of Record Keeping System for Radioactive Waste Management	45
5.1.1	Outline	45
5.1.2	Progress	45
5.1.3	Future Plan	45
5.2	Preliminary Investigation of a New Management System for Mid-level Radioactive Waste Packages	48
5.2.1	Purpose and Outline	48
5.2.2	Conceptual Design	50
5.2.3	Safety Test of Remote Handling	51
5.2.4	Prototype Shielding Container	52
6	Decommissioning	59
6.1	Outline of Decommissioning Program	59
6.2	Decommissioning Activities	61
6.2.1	Decommissioning Activities for the JRR-2	61
6.2.2	Decommissioning Activities for the Ceramic Fuel Laboratory	62
6.2.3	Decommissioning Activities for the Plutonium Laboratory No.2	63
6.2.4	Decommissioning Activities for the Metallurgical Laboratory	64
7	Clearance on Concrete Generated from the Modification of the JRR-3	67
7.1	Clearance Plan	67
7.2	Clearance Concrete Waste	67
7.3	Licensing of Method for Radioactivity Measurement and Evaluation	67
7.4	Future Plan	67
8	R&D Activities	69
8.1	Radiochemical Analyses of Wastes for Disposal	69
8.1.1	Outline	69
8.1.2	Results of Analysis	69
8.1.3	Future Plan	69

8.2 Removal Action of the Liquid Waste Tank (LV-2)-----	71
8.2.1 Outline -----	71
8.2.2 Analysis of Survey Data on Removal Action -----	74
8.3 Contamination Survey of Reprocessing Laboratory -----	76
8.3.1 Outline of Facilities -----	76
8.3.2 Contamination Survey and Results -----	76
8.4 Contamination Survey of Development Test Facilities -----	80
8.4.1 Outline of Facilities -----	80
8.4.2 Contamination Survey and Results -----	80
9 Safety Activity -----	83
9.1 Education -----	83
9.2 Training -----	84
9.2.1 Emergency Response Training -----	84
9.2.2 Training for Fire Fighting and Applying Air Breathing Apparatus -----	84
9.3 Past Results of Review Board -----	85
10 Safety Investigation -----	88
10.1 Outline -----	88
10.2 Investigated Buildings -----	89
10.3 Trouble and action -----	89
10.4 Countermeasure -----	94
Appendix -----	97

1 はじめに

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、計画的な廃止措置の遂行を目指して業務をすすめてきた。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、JRR-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への取り組みを進めた。一方、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、廃棄物情報の管理システムの整備、廃棄物中放射能データの取得に取り組むとともに、その中心的な役割を果たす高減容処理施設のプラズマ熔融炉設備の火災事故再発防止のための改善と、処理能力増強のための対策を進めた。

特に、2007年度はモックアップ試験施設の管理区域外の汚染発見を端緒として、全所あげでの徹底的な汚染調査が行われ、汚染に係わる未報告事例、記録等の不備などが摘出された。その結果は対策も含めて国、自治体に報告されるとともに、対策が進められた。

(加藤正平)

2 バックエンド技術部の組織及び業務概要

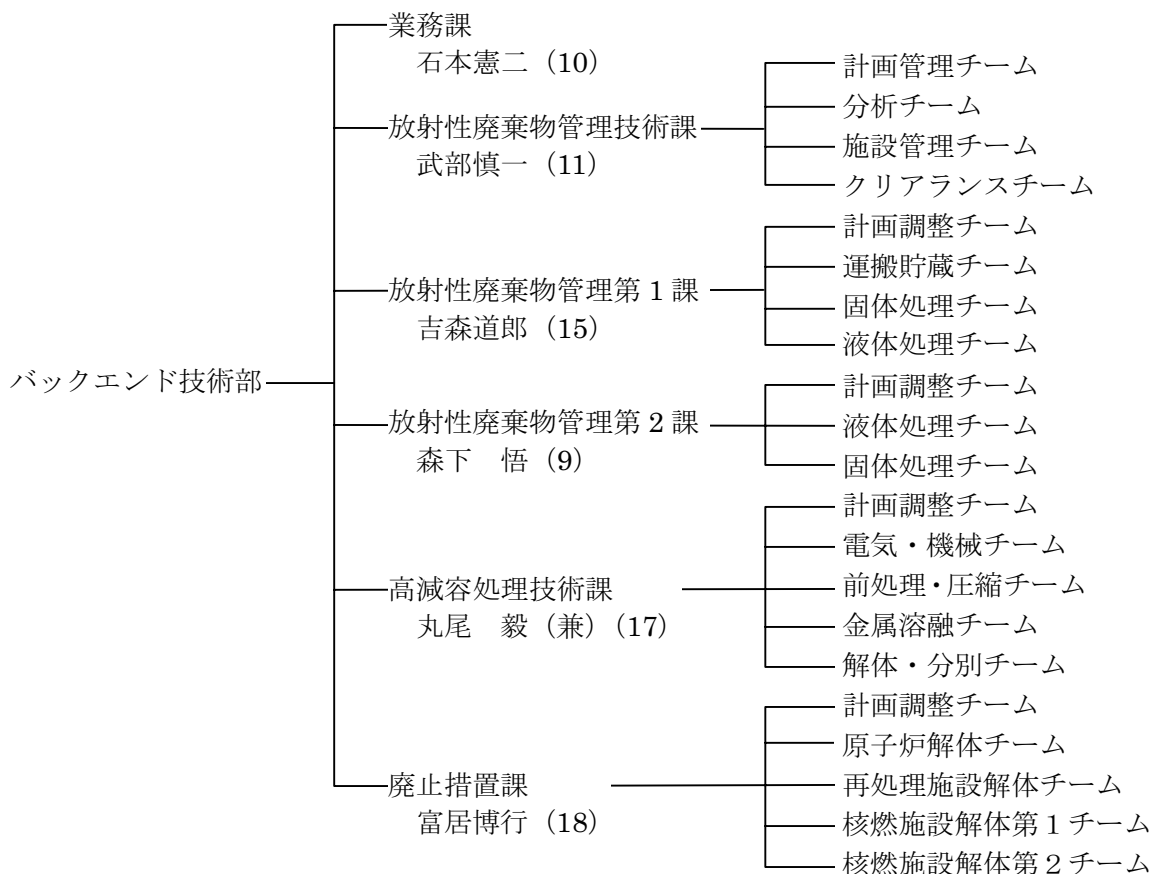
東海研究開発センター原子力科学研究所バックエンド技術部（2008年3月31日）の組織を図2.1に示す。

原子力科学研究所バックエンド技術部 (84)

()内職員数

加藤正平
 (次) 山下利之
 (次) 佐藤 猛
 (主) 丸尾 毅

凡 例	
次	次長
主	技術主席
兼	兼務



* 職員数には、業務委嘱・出向職員・アルバイト等を含む。

図 2.1 原子力科学研究所バックエンド技術部の組織(2008年3月31日現在)

2008年4月に、「廃止措置技術課」と「廃止措置課」を統合して「廃止措置課」とし、これに伴い、廃止措置課と放射性廃棄物管理技術課の業務を変更した。また、J-PARCの稼働に伴う放射性廃棄物の発生に対応して、放射性廃棄物管理第1課が行う放射性廃棄物の運搬及び貯蔵に関する業務の対象に、「J-PARCセンター」を加えた。

これらの変更後の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こと。
- (2) バックエンド技術部の庶務に関すること。
- (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こと。

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

(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こと。
- (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こと。
- (3) 機器、衣類等の放射性汚染の除去に関すること。

(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こと。
- (2) 高放射性廃棄物処理に係る技術開発に関すること。

(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こと。
- (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こと。
- (3) 廃止措置の技術支援及び技術開発に関すること。

(佐藤 定行)

3 施設の運転・管理

3.1 第1廃棄物処理棟

3.1.1 焼却処理設備の運転・管理

2007年度の焼却処理運転実績を表3.1.1-1に示す。2007年度は焼却処理設備のうち排気冷却器と周辺配管の更新工事を行ったため、2006年度に比べ、処理日数、処理量ともに減少した。

焼却処理運転に伴い発生した灰を表3.1.1-2に示す（表中の値は灰を封入した100Lドラム缶の発生本数）。処理日数、処理量ともに2006年度よりも少なかったが、灰の発生量は増加した。これは、2007年度は木片の処理量が非常に多く、焼却による減容効果が小さかったことによる。例年は、焼却炉で発生する灰の量と、後段に移行する灰を除塵したセラミックフィルタ灰の量は、ほぼ同程度となっていたが、2007年度は木片を多量に処理したため、後段に移行する灰の量も少なく焼却炉に灰が留まる結果となった。

表3.1.1-1 運転実績

区分 年度	処理 日数	処 理 量 (m ³)						
		所 内				所 外		合 計
		A - 1				A - 2	A - 1	
		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					
2007年度	107	16.10	346.80	0.606	2.04	5.52	371.066	
2006年度	127	13.52	365.20	0.898	4.23	8.92	392.768	
2005年度	90	9.54	279.40	0.995	1.38	4.62	295.935	

表3.1.1-2 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
2007年度	19	10
2006年度	14	13
2005年度	10	12

3.1.2 検査

(1) 施設定期検査

焼却処理設備で、施設定期検査の対象となるのは作動検査（インターロック検査）である。

2007年度は焼却処理設備の更新工事を行ったため、他の廃棄物処理場処理設備より約1ヶ月遅れとなる10月19日に焼却処理設備単独で受検しこれに合格した。

(2) 施設定期自主検査、自主検査

2007年度は7月から9月にかけて施設定期検査のインターロック検査以外の焼却処理設備の主要機器について施設定期自主検査を実施した。また、7月から12月にかけて上記以外の

自主検査を実施した。

(3) 使用前検査、施設検査

周辺配管の更新工事について、原子炉施設としての使用前検査及び核燃料使用施設としての施設検査を受検した。検査は、排気冷却器と配管の外面に断熱材を施工する前後に行われ、施工前については8月16日に、施工後については8月30日に受検した。使用前検査及び施設検査の合格証は共に9月27日付けで交付された。

3.1.3 許認可

焼却処理設備は、高経年化に対応するため、従前から逐次機器の更新を進めてきている。2007年度は設工認等の手続きを経て、排気冷却器及び周辺配管を更新した。2008年度には排気洗浄塔及び周辺配管を更新する予定である。更新対象範囲を図3.1.3-1に示す。

(1) 排気冷却器

排気冷却器は、セラミックフィルタを通過した高温の排ガスを冷却する伝熱管式の熱交換器である。その本体の上部と下部にそれぞれ作業台を新設すると共に点検孔を増設し、メンテナンス性を向上させた。主な仕様を表3.1.3-1に示す。

(2) 排気洗浄塔

排気洗浄塔は、排ガスと噴霧したアルカリ洗浄液（苛性ソーダ水）と接触させて、排ガスを洗浄する装置である。排ガスと洗浄液の接触面積を大きくするため、内部にはセラミック製のラシヒリング（中空円筒形）を充填している。更新後は、本体胴部を3分割構造として容易に内面の清掃を行えるようにする。主な仕様を表3.1.3-2に示す。

(半田雄一)

表 3.1.3-1 更新後の排気冷却器の仕様

項目	仕様
型式	円筒型 (シェルアンドチューブ型)
主要寸法	約 0.7m (外径) × 約 3.8m (高さ)
主要材料	外殻 : SUS304、伝熱管 : SUS321
冷却能力	650℃の排ガスを 250℃以下
基数	1基

表 3.1.3-2 更新後の排気洗浄塔の仕様

項目	仕様
型式	円筒型 (充填式)
主要寸法	約 0.9m (外径) × 約 4.2m (高さ)
主要材料	SUS316L
冷却能力	250℃の排ガスを 70℃以下
処理排ガス量	1000Nm ³ /h 以上
基数	1基

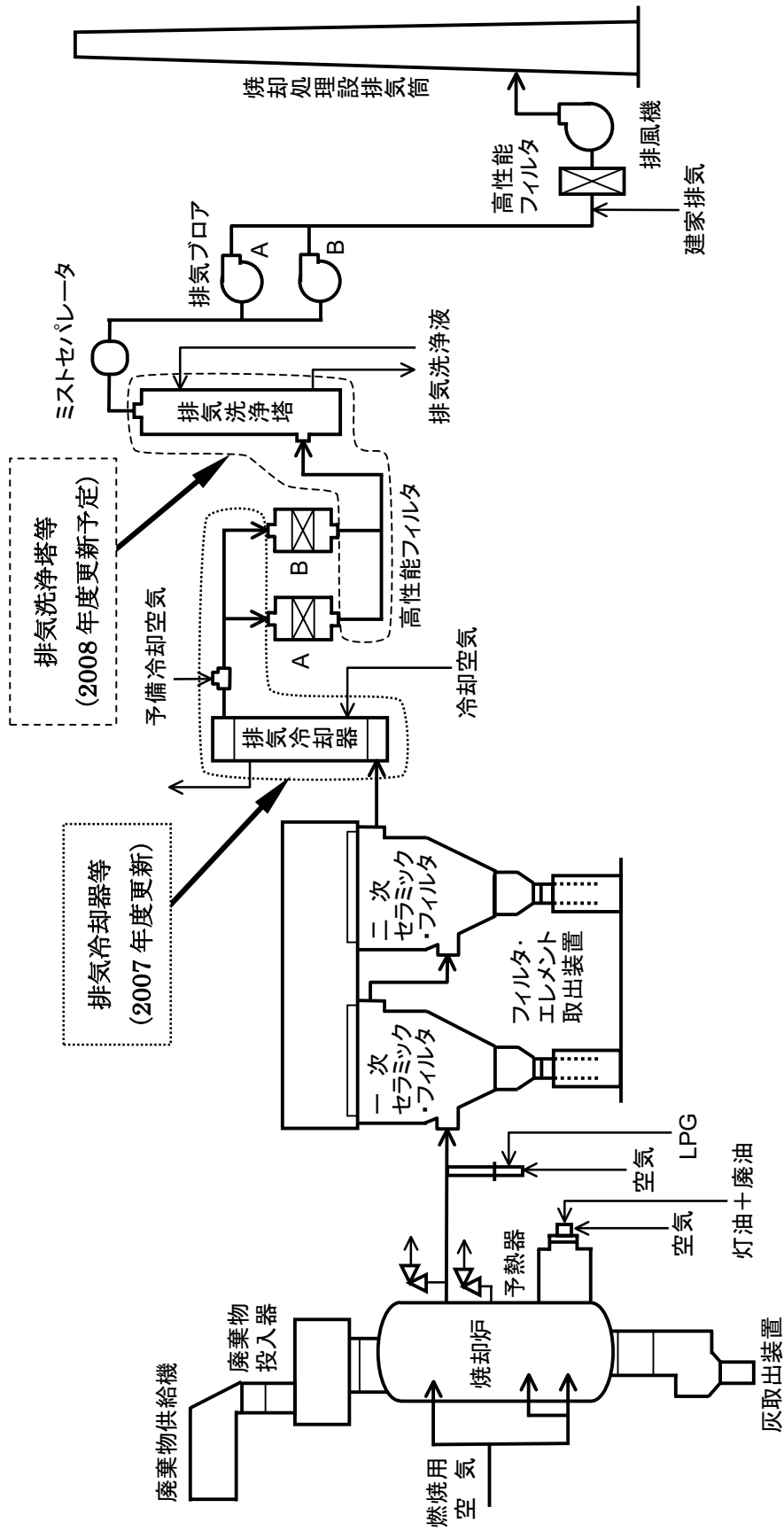


図 3.1.3-1 焼却処理設備更新対象範囲図

3.2 第2 廃棄物処理棟

3.2.1 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。

本施設による 2007 年度の放射性廃棄物の受入、処理は、液体廃棄物、固体廃棄物とも順調に行われた。液体廃棄物については、主に燃料試験施設等で発生した廃液の処理を行った。受入量は、ここ数年所外からの受入がなく、所内の受入量も約 50m³ 前後で推移している。また、これらの濃縮廃液をアスファルト固化した廃棄物は、年間 10 本前後を作製し保管廃棄しており、本年度の液体廃棄物の処理量もほぼ例年並であった。表 3.2.1-1 に液体廃棄物の受入及び処理量を、表 3.2.1-2 に濃縮廃液の受入及び処理量を示す。

固体廃棄物には、所内と所外の受入があり、主に燃料試験施設等で発生した固体廃棄物の処理を行った。本年度は A-2 レベルの受入が増加しているが、総量では例年約 7m³ であり、全体としてほぼ例年並といえる。固体廃棄物の受入及び処理量を表 3.2.1-3 に示す。

(松本潤子)

表 3.2.1-1 液体廃棄物受入及び処理量

			受 入 量 (m ³)				処 理 量 (m ³)	
			A 未満	A	B-1	B-2	A	B-1
2007 年度	所内	放射性廃棄物管理第1課	—	—	—	—	—	36.9
		放射性廃棄物管理第2課	8.4	10.1	7.3	—		
		燃 料 試 験 課	—		11.1	—		
		小 計	8.4	10.1	18.4			
		所 外	—	—	—	—	—	—
		合 計	36.9				36.9	
2006 年度 合 計			52.6				52.6	
2005 年度 合 計			47.6				47.6	

表 3.2.1-2 濃縮廃液受入及び処理量

	2007年度			2006年度			2005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)	
	受入 (m³)	処理 (m³)		受入 (m³)	処理 (m³)		受入 (m³)	処理 (m³)		
B-1	所内	4.210	4.211	12	3.117	3.116	10	2.604	2.607	8
	所外	0.000	0.000	0	0.000	0.000	0	0.000	0.000	0
	小計	4.210	4.211	12	3.117	3.116	10	2.604	2.607	8
B-2	所内	0.000	0.000	0	0.000	0.000	0	0.000	0.000	0
	所外	0.000	0.000	0	0.000	0.000	0	0.000	0.000	0
	小計	0.000	0.000	0	0.000	0.000	0	0.000	0.000	0
合 計	4.210	4.211	12	3.117	3.116	10	2.604	2.607	8	

表 3.2.1-3 固体廃棄物受入及び処理量

	2007年度						2006年度						2005年度							
	受入量 (m³)		処理量 (m³)		保管体 (本)	濃縮廃液 受入 (m³)	受入量 (m³)		処理量 (m³)		保管体 (本)	受入量 (m³)		処理量 (m³)		保管体 (本)	受入量 (m³)		処理量 (m³)	
	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
研究炉技術課	—	0.54					—	—				—	—				—	—		
研究炉利用課	0.06	0.06					0.09	—				0.06	0.03				—	—		
放射性廃棄物管理第2課	0.09	0.06					0.48	0.15				0.06	0.03				0.06	0.03		
燃料試験課	0.24	3.06	0.57	4.68			1.38	3.03	1.89	5.04		0.6	3.27	0.84	5.01		—	—		
ホット試験室	—	0.12					—	0.39				—	0.27				—	—		
未照射管理課	—	0.36					0.12	0.96				0.18	0.93				—	—		
湿式プロセス化学グループ	—	0.27					—	0.12				—	0.54				—	—		
小 計	0.39	4.47	0.57	4.68			2.07	4.65	1.89	5.04		0.84	5.61	0.84	5.01		—	—		
ニュークリアデベロップメント	—	0.24	—	0.24			—	0.24	—	0.24		—	0.12	—	0.12		—	—		
千代田テクノ	—	—	—	—			—	0.06	—	0.06		—	0.03	—	0.03		—	—		
小 計	—	0.24	—	0.24			—	0.30	—	0.30		—	0.15	—	0.15		—	—		
合 計	5.10	5.49	7.02	7.23	6.60	6.00	7.02	7.23	6.60	6.00	6.00	7.02	7.23	6.60	6.00	6.00	7.02	7.23	6.60	6.00

3.2.2 設備の運転・管理

3.2.2.1 蒸発処理装置・II

(1) 蒸発・濃縮処理

2007年度においては、第2廃棄物処理棟における放射性廃棄物処理、施設の運転及び保守を計画どおりに進めることができた。

第2廃棄物処理棟における液体廃棄物の処理について、15日間蒸発処理運転を行い、 36.9m^3 ($1.6 \times 10^{10}\text{Bq}$) 処理を行った。

これらはすべて原子力科学研究所内で発生したものである。

(2) 保守管理

蒸発処理装置・IIの健全を維持するため、以下の保守点検作業を実施した。

(a) 第一種圧力容器開放点検 (2007年6月)

第2廃棄物処理棟に設置されている蒸発缶、凝縮器、蒸気ドレン冷却器及び付属する圧力弁と圧力計の点検及び校正を実施し、労働基準監督署の性能検査を受検し、合格証を受理した。

また、労働基準監督署の性能検査受験後に、凝縮器、蒸気ドレン冷却器について漏えい検査を実施し、その健全性を確認した。

(b) 工業計器保守点検 (2007年7月)

第2廃棄物処理棟に設置されている蒸発処理装置・IIに係る各工業計器の検査を実施し、劣化部品等の交換を行った。その結果、これらの機能が十分に発揮され、装置本体の機能及び安定した性能維持に支障を与えないことを確認した。

(c) 凝縮液貯槽、濃縮液貯槽、廃液供給槽、廃液貯槽及びB用排水槽の開放点検 (2007年7月及び12月)

第2廃棄物処理棟に設置される各槽類を開放し、付着物や堆積物を除去・洗浄し、貯槽ライニング等の状況について目視による検査を実施し、腐食等が進んでいないことを確認した。一部、ライニングに膨れ・剥がれが認められた箇所について、補修を実施した。

(松本潤子)

3.2.2.2 アスファルト固化処理設備

(1) アスファルト固化処理

2007年度においては、第2廃棄物処理棟における放射性廃棄物処理、施設の運転及び保守を計画どおりに進めることができた。

第2廃棄物処理棟における濃縮廃液のアスファルト固化処理量は、33日間アスファルト固化処理運転を行い、 4.211m^3 ($3.0 \times 10^{10}\text{Bq}$) 処理を行った。

(2) 保守管理

装置の健全を維持するため、以下の保守点検作業を実施した。

(a) 熱媒漏えい検知器点検作業 (2007年8月)

第2廃棄物処理棟に設置されている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機の分解点検を実施した。

(b) 工業計器保守点検（2007年7月）

第2廃棄物処理棟に設置されているアスファルト固化処理装置に係る各工業計器の検査を実施し、劣化部品等の交換を行った。その結果、これらの機能が十分に発揮され、装置本体の機能及び安定した性能維持に支障を与えないことを確認した。

（松本潤子）

3.2.2.3 固体廃棄物処理設備・II

(1) 圧縮・封入処理

2007年度は128日間の圧縮・封入処理運転を行い、5.49m³（200Lドラム缶換算で約27本分）の固体廃棄物を処理した。

(2) 保守管理

固体廃棄物処理設備・IIの健全を維持する為、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（2007年7月）

第2廃棄物処理棟には、比較的レベルの高い放射性廃棄物を処理するため、各セル内に廃棄物処理用の線量当量率測定器及びセル背面扉インターロック用の放射線測定器が設置されている。これらの装置の性能を維持管理するため、点検・校正を実施した。また本点検・校正は施設定期自主検査に資するものである。

(b) 固体廃棄物運搬容器保守点検（2007年12月）

固体廃棄物を発生元から第2廃棄物処理棟に運搬する運搬容器（キャスク）のうち、使用頻度が多いもの（事業所内運搬容器：MHSW-80Y-10T）3基について、分解点検を実施した。この保守点検は、核燃料物質等周辺監視区域内運搬規則第15条に基づき、当初の設計条件が維持されていることを確認するための定期自主検査として行ったものである。

（上坂 貴洋）

3.2.3 検査

2007年度の施設定期検査は、7月から9月にかけて実施し合格した。

3.2.4 許認可

(1) 廃棄の業に係る変更許可申請

管理区域内の作業の安全及び作業エリアの拡充を目的として、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11条第2項に基づき、除染室を廃棄作業室に位置付けるための変更許可申請を、2008年3月24日付けで行った。

（松本 潤子）

(2) 設置許可の変更許可申請

廃棄物の埋設処分に関する技術基準の整備が今後になることを踏まえ、その後に廃棄物の分別や廃棄物からの試料採取の必要が生じた場合に対応できるようにするため、固体廃棄物処理設備・IIの固体廃棄物の処理方法に蓋による封入を追加することとし、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第26条第1項の規定に基づき、原子炉設置変更許可申請を

行うこととした。これに係る部内の品質保証委員会及び所内の原子炉施設等安全審査委員会による審議を各々2回受け、承認を得た。また、文部科学省によるプレヒヤリングを10回行った。2008年度はヒヤリングを継続し、その後申請手続きを行い審査を経て許可を受ける予定である。

(小澤 政千代)

3.3 第3廃棄物処理棟及び排水貯留ポンド

3.3.1 運転・管理

(1) 液体廃棄物の処理

蒸発処理装置・I及びセメント固化装置により、液体廃棄物のレベル区分A未満及びA-1の蒸発濃縮とセメントによる濃縮液の固形化を行い、保管廃棄した。また、排水貯留ポンドにおいて希釈処理を行った。2007年度は、蒸発処理装置・Iで237.855m³、排水貯留ポンドで235.0m³を処理した。表3.3.1-1から表3.3.1-3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ている。また、2007年度は、安全確認点検調査が実施され原科研内の活動が一時停止したため、蒸発濃縮処理対象廃棄物の搬入量が2006年度に比べ20%減少した。

(2) 衣料除染（洗濯）

衣料については、4品目（作業衣、実験衣、帽子、靴下）の除染を行った。表3.3.2に衣料除染（洗濯）の実績を示す。また、2007年度からJ-PARCセンターの衣料の受け入れを開始した。

表 3.3.1-1 蒸発処理装置・Iによる蒸発処理実績

年 度	2007 年度	2006 年度	2005 年度
稼働日数 (日)	25	25	30
レベル区分			
A 未満 (m ³)	62.5	74.424	133.308
A (m ³)	175.355	176.561	189.795
合 計 (m ³)	237.855	250.985	323.103

表 3.3.1-2 セメント固化装置による固形化処理実績

年 度	2007 年度	2006 年度	2005 年度
稼働日数 (日)	3	4	3
廃液の種類			
濃縮液 (m ³)	2,933	3,957	3,254
保管体発生数 (本)	24	32	26

表 3.3.1-3 排水貯留 Pond による希釈処理実績

年 度	2007 年度	2006 年度	2005 年度
稼働日数 (日)	58	40	68
レベル区分			
A 未満 (m ³)	169.0	124.5	316.59
A (m ³)	66.0	66.0	68.0
合 計 (m ³)	235.0	190.5	384.59

表 3.3.2 衣料除染 (洗濯) 実績

(単位：点)

事業所名	2007 年度					2006 年度	2005 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	29,184	3,433	46,996	59,377	138,990	156,854	158,047
那珂核融合研究所	218	99	4,036	759	5,112	4,248	4,428
高崎量子応用研究所	80	99	30	29	238	91	
J-PARC センター	124	130	57	38	347		
合 計	29,606	3,761	51,119	60,202	144,688	161,193	162,475

3.3.2 検査

2007 年度施設定期検査を受検し合格した。また、7 月から 8 月にかけて施設定期自主検査を実施した。

(黒澤 重信)

3.4 解体分別保管棟

3.4.1 運転・管理

3.4.1.1 電気機械設備

(1) 受変電設備

電気工作物保安規程に基づく定期点検を 2007 年 9 月 25 日に実施し、本設備の健全性を確認した。

解体分別保管棟における 2007 年度の使用電力量は 678,700kWh であった。2006 年度は 746,100kWh、2005 年度は 786,500kWh と使用電力量が減少しているが、2006 年度の減少は、同年度から施設定期検査期間（約 2 ヶ月間）は処理を停止したことによるものであり、2007 年度が 2006 年度よりも減少しているのは、安全確認点検調査により処理作業の停止期間が 2006 年度よりも 2 週間程度長くなったこと、また、空気圧縮機（COP - 2）が、更新のためにほとんど運転できなかったことによる。

(2) 気体廃棄設備

点検整備を 2007 年 8 月 21 日から 2007 年 8 月 30 日に実施し、予防保全に努めた。点検整備の結果、異常は認められなかった。2007 年度に交換したフィルタは、排気第 2 系統のプレフィルタ 9 枚である。フィルタの交換は、差圧（プレフィルタ：0.147MPa、HEPA フィルタ：0.49MPa）を目安として行っている。

(3) 排水設備

2007 年度に発生した廃液は主に床ドレン、手洗い水であり、第 2 排水溝への排出を 5 回（合計：37.8m³）行った。

(4) 冷凍設備

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 2007 年 6 月 6 日から 6 月 8 日にかけて実施し、その結果異常は認められなかった。また、高圧ガス保安協会による保安検査を 2007 年 11 月 29 日に受検し、12 月 13 日付けで冷凍施設検査証が交付された。

冷却塔（2 台）及び冷却水ポンプについて、点検整備を 2007 年 6 月 8 日に実施し予防保全に努めた。点検整備の結果、異常は認められなかった。

(5) 空気圧縮設備

空気圧縮機（COP - 2）を除く点検整備を、2007 年 8 月 27 日に実施し、その結果異常は認められなかった。

空気圧縮機（COP - 2）については、2006 年 12 月 19 日の巡視点検において大気開放孔からの油漏れを発見したため更新することとし、機器の設置を 2007 年 6 月 11 日に、電源工事を 2007 年 10 月 11 日に行った。更新後は、運転手引きの改正を行い、2008 年 3 月 25 日から運転を行っている。

（入江 博文）

3.4.2 廃棄物の処理

(1) 解体分別チーム

2007年度の解体分別保管棟解体室の解体・分別処理作業は、電動工具または溶断機の使用が必要な放射性廃棄物を対象に行った。解体・分別した廃棄物は、蒸発缶、槽類、配管、焼却炉の排気冷却器、電気炉等で、主要材質は炭素鋼、ステンレス等の金属及び耐火煉瓦であり、最大容積は 5.2m³、最大重量は 2,200kg であった。これら廃棄物の解体・分別作業は、材質別に分別しながら、金属はドラム缶へ収納する際に充填効率が良くなるよう切断を行なうものである。切断方法は金属の厚さ、形状、汚染レベル、放射線防護具の装着条件等から判断して、バンドソー等の電動工具、プラズマ切断機等の溶断方法から選択する。2007年度に行った金属の切断は、蒸発缶、排気冷却器等の複雑形状の大型廃棄物が多かったため、主にプラズマ切断機を使用している。なお、解体・分別作業前はスマヤ法で廃棄物の汚染レベルを確認して、検出された汚染が約 0.4Bq/cm² 以上の場合は、解体作業時の汚染拡大防止を考慮して拭き取り除染を行い、スマヤ法で 0.1Bq/cm² 程度まで汚染レベルを下げて、解体作業を進めることを基本としている。ただし、除染に多大な時間を要して除染効果が期待できない場合は、作業エリアを限定して床養生等で汚染拡大を防止して、解体・分別作業に入る。

2007年度の解体・分別作業で発生した空气中放射能濃度の最大値は、 α : 2.2×10^{-8} Bq/cm³、 $\beta \gamma$: 1.4×10^{-5} Bq/cm³ であり、この時に扱った廃棄物の汚染密度の最大値はスマヤ法で、 α : 0.19Bq/cm²、 $\beta \gamma$: 85Bq/cm² であり、表面線量当量率は 200 μ Sv/h で、この廃棄物を処理した時の作業員個人の最大被ばく線量は 98 μ Sv (PD 値) であった。2007年度に集計した作業員個人の最大被ばく線量は 147 μ Sv (PD 値) で、解体・分別作業にあたった作業員の合計被ばく線量は 922man $\cdot \mu$ Sv (PD 値) であった。

2007年度の解体・分別処理量は、対象物が、複雑形状、金属の厚さ 30mm 以上、汚染レベルの高い物が多く、切断作業及び放射線防護装備の着脱に時間を要したため、1日の平均処理量を 2006年度の 0.46m³/日と比較すると、0.09m³/日少なくなっている。2007年度の処理作業実績を表 3.4.2-1 に、過去3年分の処理実績を表 3.4.2-3 に示す。また、解体処理作業の状況を図 3.4.2-1 から図 3.4.2-8 に示す。

(入江 博文)

(2) 前処理・圧縮チーム

前処理・圧縮チームでは、解体分別保管棟解体室において、第2保管廃棄施設（北地区）廃棄物保管棟・IIの2階に保管されていた比較的汚染レベルの低い JPDR 解体廃棄物及びフィルター類を対象として 2007年4月から 2008年2月28日まで分別作業を行った。

以下に分別作業の内容を示す。

(a) 解体分別保管棟 解体室 グリーンハウス

解体室グリーンハウスにおける分別作業は、減容処理棟における作業と同様に材質毎に分別を行うとともに、ドラム缶への充填率向上の観点から、廃棄物の細断等を行い、ドラム缶へ収納した。ただし、本グリーンハウスは、塩化ビニル製であるため、火災の原因となる可能性のあるプラズマ溶断機の使用は避け、主にバンドソー等の機械的切断工法を用いた。

分別作業においては、梱包ビニールの除去や配管端部を養生しているガムテープ等の除去

に時間を要した。また、図 3.4.2-9 に示すような配管の接続部に、図 3.4.2-10 に示す鉛製のパッキングが使用されているものや、バルブ等に鉛やテフロン製のパッキングを使用していた廃棄物が多数確認された。鉛は、廃棄物の処理及び清掃に関する法律に定める有害物質に指定されており、かつ、シリコン、テフロンと同様に処理設備の排ガス系統に悪影響を及ぼすため、運転手引において処理不適物に指定されている。そのため、他の廃棄物と混在しないよう適切に管理した。2007 年度の処理作業実績を表 3.4.2-2 に、過去 3 年分の処理実績を表 3.4.2-3 に示す。

このように、機器類の内部に異なる材質が含まれることが多く、廃棄物を適切に分別管理するためには、機器類の内部構造に関する知識や、他の配管と比べた際の重量の違いに注意する等の作業経験が必要である。このため、今後、分別作業におけるノウハウを蓄積し、分別マニュアルの充実化を図り、教育訓練等に反映させることが重要である。

(石原 圭輔)

(b) 解体分別保管棟 解体室 フィルタ処理ボックス

フィルタの処理は、事前に保管廃棄施設にて梱包材の上から汚染レベルの確認を行い、処理可能なレベル（ 2mSv/h 以下）であることを確認した後、角型容器に収納し解体室へ搬入した。フィルタ処理ボックスへ搬入後、セーバーソーを用いて木枠とろ過材であるメディアに分離した。その後、木枠は破砕機によりチップ状にし、焼却処理をするために可燃性（赤）カートンボックスに収納した。メディアについて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。2007 年度の処理作業実績を表 3.4.2-2 に、過去 1 年分の処理実績を表 3.4.2-3 に示す。

また、フィルタ処理ボックスにおける処理対象物は、フィルタのみであったが、金属廃棄物の溶断に対応できるようにするため、既設アクリル製パネルをアルミニウム製パネル及び網入りガラスに変更する等の防火対策を行うとともに、居室のモニタによって作業状況の監視ができるようにネットワークカメラを設置し、フィルタ処理ボックスを改良した。溶断作業における作業員の装備は、皮製の手袋、前掛け、すね当て及び遮光面を着用するとともに、溶断時に発生するヒュームによるマスクフィルタの目詰まりを防止するため、エアラインマスクを装着した。溶断作業においては、局所排気装置のプレフィルタ及び HEPA フィルタが、溶断時に発生するヒュームにより短時間で目詰まりしてしまう事象が確認された。このため、前置きフィルタの設置枚数を増やす等の措置を講じ、可能な限り上流側でヒュームを除去することとした。また、切断機の出力(最大 80A)によって、ヒュームの発生量が異なるため、出力を調整(40A～50A)して切断を行った。溶断後は、十分冷却されていることを確認し、ドラム缶に収納した。なお、塗装が施されている配管等はヒュームを大量に発生するため、できる限り溶断は行わないこととし、機械的切断法により処理した。

(石原 圭輔)

3.4.3 検査

3.4.3.1 施設定期検査

文部科学省の施設定期検査を2007年9月14日に廃棄物処理場として受検した。解体分別保管棟の検査対象は気体廃棄設備の排風機であり、検査項目は風量検査である。検査は自主検査で行った風量の測定検査記録を文部科学省の検査官が記録確認するもので、検査結果は合格であった。

3.4.3.2 施設定期自主検査

2007年7月23日から2007年9月4日の間に検査を実施した。検査対象及び項目は、排水設備の液位計の作動検査、校正検査、ピットの漏えい検査、気体廃棄設備の排風機の風量検査、風向検査、フィルタユニットの捕集効率検査であり、検査結果は合格であった。

3.4.3.3 自主検査

2007年8月1日から2007年11月16日の間に検査を実施した。検査対象及び項目は、気体廃棄設備の排風機の絶縁抵抗検査、作動検査、外観検査、フィルタユニットの差圧検査、外観検査、排水設備の電気回路の作動検査、表示灯点滅検査、絶縁抵抗検査、ポンプの作動検査、外観検査、タンクの漏えい検査、外観検査、ピットの内面目視検査、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、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、通信連絡設備（ページング）の作動検査であり、検査結果は合格であった。

3.4.3.4 その他の検査

高圧ガス保安法に基づく検査として、冷凍機の保安検査を2007年11月29日に受検した。検査は定期自主検査の記録と現場の管理状況を検査官が確認するもので、2007年12月13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、給湯設備の貯湯槽の熱交換部について第一種圧力容器の性能検査を2007年7月24日に受検した。検査は、熱交換部の冷却、清掃後の外観検査及び更新した安全弁の成績書を検査官が確認するもので、2007年7月25日付で第一種圧力容器検査証が交付された。

(入江 博文)

表 3.4.2-1 2007 年度の処理作業実績（解体分別チーム）

作業期間	開始日	2007 年 4 月 6 日
	終了日	2008 年 3 月 11 日
作業内容	①養生の開梱、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	147 日	
作業人員	5 人/班×3 班/日（監視員含む）	
主要対象物	蒸発缶、槽類、配管、電気炉等	
処理量（A）	55.1m ³ （ドラム缶換算 約 276 本）	
処理後の廃棄物量（B）	15.8m ³ （ドラム缶換算 79 本）	
平均減容率（A/B）	55.1/15.8=3.49	
1 日平均の処理量 *1	約 0.37m ³ /日	
二次廃棄物の発生量 （可燃カートン発生個数）*2	3,200 個（64m 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。

表 3.4.2-2 2007 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	フィルタ処理ボックス	
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、⑥切断・分別、⑦収納	①養生の開封、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木枠破砕片を可燃カートンボックスに収納	
作業期間	開始日	2007 年 5 月 28 日	2007 年 4 月 10 日
	終了日	2008 年 2 月 28 日	2007 年 5 月 17 日
作業日数	93 日	23 日	
作業人員	2 人/班×3 班/日	2 人/班×3 班/日	
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、PRE フィルタ	
処理量（A）	200L ドラム缶 212 本 (42.40m ³)	フィルタ 319 梱包 (23.53m ³)	
処理後の廃棄物量（B）	200L ドラム缶 152 本 (30.40 m ³)	S-I 容器 3 基 200L ドラム缶 4 本 (3.8 m ³) *3	
平均減容率（A/B）	42.40/30.40=1.39	23.53/3.8=6.19	
1 日平均の処理量	200L ドラム缶約 2.1 本/日 (約 0.42m ³ /日)	フィルタ約 9.3 梱包/日 (約 1.02m ³ /日)	

*3：フィルタ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、可燃カートンボックス約 800 個は含まない。

表 3.4.2-3 過去 3 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	フィルタ処理 ボックス
2004 年度 (平成 16 年度)	111.758 m ³ (ドラム缶換算 約 559 本)		
2005 年度 (平成 17 年度)	128.931 m ³ (ドラム缶換算 約 645 本)		
2006 年度 (平成 18 年度)	69.98 m ³ (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)



図 3.4.2-1 保管廃棄施設から取出した大型廃棄物を運搬容器に収納



図 3.4.2-2 ASエリア (解体作業場所) への移動



図 3.4.2-3 電気炉の耐火煉瓦剥離前



図 3.4.2-4 剥離した耐火煉瓦をドラム缶に収納



図 3.4.2-5 蒸発缶の伝熱管の解体作業前



図 3.4.2-6 蒸発缶の伝熱管の解体作業中



図 3.4.2-7 焼却炉の排気冷却器(熱交換部)の解体作業準備



図 3.4.2-8 焼却炉の排気冷却器(熱交換部)のブロマゾム溶解断作業



図 3.4.2. -10 鉛製パッキング



図 3.4.2 -9 接続部に鉛パッキングが使用されている配管

3.5 減容処理棟

3.5.1 運転・管理

3.5.1.1 前処理設備

本設備では、すでに第2保管廃棄施設（北地区）廃棄物保管棟・Ⅱの2階に保管され、比較的汚染レベルの低いJPDR解体廃棄物を対象として、2008年3月10日から3月19日まで放射性廃棄物の分別を行った。以下に、前処理室の多目的チャンバにおける分別作業の内容を示す。

分別対象としたJPDR解体廃棄物は、汚染レベルが比較的低く、主に鋼管、板状の金属及び鉄筋等であり、材質は炭素鋼、ステンレス鋼等である。分別作業では、材質ごとに分別を行うとともに、保管廃棄施設の保管能力を考慮し、ドラム缶への充填率向上の観点から、小径の鉄筋等については、バンドソー、チップソーによる細断を行い、その他厚肉のものについては、プラズマ溶断機を用いて細断を行い、ドラム缶に収納した。また、切断が困難なバルブ、モーター等については、手作業による分解を行い、内部の残液・オイル等を除去した。

本チャンバにおける作業日数は7日間であり、200Lドラム缶18本の分別を行い、新たに発生した200Lドラム缶は21本に増加した。

増加した原因は、分別前のドラム缶には、様々な材質のものが収納されており、それらを材質別に分別し、その材質専用のドラム缶に収納したためである。当該期間の処理能力は、約2.6本/日であった。

また、減容処理棟における分別作業に伴い、廃棄物の履歴及び搬出入情報を管理しているデータ管理設備へのデータ入力を行った。さらに、今後の分別処理量の大幅な向上に備えて、作業員に対し、データ管理設備の操作方法の習熟、一時保管設備からの受渡し及び本チャンバへの搬入・搬出等の作業習熟を図った。

(石原 圭輔)

3.5.1.2 高圧圧縮装置

2008年1月から2008年3月までに、以下に示す試験の目的に応じて、模擬廃棄物を作製し、200Lドラム缶で約50本のコールド圧縮試験を実施した。

試験の目的は大きく分けて、装置の運転習熟、廃棄物の形状・収納状況に応じた圧縮及び圧縮の可否等の確認である。具体的には、運転習熟のために、圧縮しやすい形状に調整した金属の圧縮を行うこと、形状・収納状況による圧縮効果を確認するため、縦置き金属や、横置き及び縦置きを混合した金属の圧縮の可否等を確認することである。

これらの試験目的に応じて、以下のような3種類の模擬廃棄物を作製した。なお、廃棄物の形状等は、高圧圧縮処理の前段となる前処理作業における鋼管の切断長さや200Lドラム缶への収納状態に基づいて選定した。

- ① 装置の運転習熟のための模擬廃棄物として、約30cmに切断した雑多な金属をドラム缶に横置きしたもの（重量約180kg）
- ② 廃棄物の形状・収納方法に応じた圧縮効果の確認のための模擬廃棄物として、約60cmから約75cmの長さに切断した鋼管、形鋼をドラム缶内に縦置き収納したもの（重量約200kg）

③ 廃棄物の形状・収納方法に応じた圧縮効果の確認のための模擬廃棄物として、約 30cm に切断した雑多な金属を横置きに、かつ約 75cm に切断した鋼管を縦置きに収納したもの（約 190kg）これらの金属廃棄物の圧縮試験により、操作手順の確認及び操作習熟を図るとともに、装置の誤作動に対する復旧方法を把握した。なお、①については良好な圧縮体を得られ、ドラム缶の高さに対する減容比は、装置の標準仕様を満足する 1/4 であった。

廃棄物の形状・収納状況の異なる模擬廃棄物の圧縮状況としては、②については、鋼管等を縦置きにしたため、縦方向の部材強度が大きく、再圧縮（縮径又は垂直圧縮を繰り返すこと）の必要があったが、概ね 1/3 に減容できることを確認した。③については、再圧縮はほとんどなく、減容比は 1/4 が得られた。これらの結果から、鋼管等をすべて縦置きにした場合は、再圧縮により時間を要するとともに装置側にも負担となるため、収納方法としては①又は③が適切であると考えられる。表 3.5.1-1 に圧縮試験の結果を、図 3.5.1-1 に模擬廃棄物及び圧縮状況の写真を示す。

これらの試験結果を圧縮工程前の分別作業における鋼管等の収納方法に反映することによって、装置の負担を低減できるとともに、圧縮処理が失敗した際に発生する不良圧縮体の発生防止につながり、効率的な圧縮処理が可能になると考えられる。

（須藤 智之）

表 3.5.1-1 圧縮試験結果

種類	材質	内容物	切断長 (cm)	試験本数	収納方法	総重量 (kg)	平均重量 (kg) *1	減容比 *2
①雑多金属	普通鋼	鋼管(10-150A) 形鋼、鋼板 金属くず等	30	25	横	4,362	174	4.6
②鋼管、形鋼	普通鋼	鋼管(20-100A) 形鋼	60~75	18	縦	3,467	193	3.7
③雑多金属	普通鋼	鋼管(15-40A) 形鋼 金属くず等	30, 75	6	横 ・ 縦	1,132	189	4.1

*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

3.5.1.3 金属溶融設備

(1) 運転

2007年度は、改造工事（直接造塊）を実施していたため、運転実績はない。

(2) 管理

2007年4月から2008年3月までの保守・点検作業を以下に示す。

(a) 排気洗浄塔内部点検

2007年5月7日から5月9日にかけて、年次点検として排気洗浄塔の内部確認を実施した。

吸収塔については点検口マンホールを開口し、フレークライニング、デミスタに著しい腐食、変色等がないことを確認した。

予冷塔については、サンプリングポイントからファイバースコープを差込み、内部点検を実施し、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ーメンテナンス作業

2007年6月25日から6月27日にかけて、年次点検として吸収塔2箇所、予冷塔2箇所に設置されている排気洗浄塔ストレーナーの点検を実施した。

(c) 装置等の整備・保守

金属溶融設備内全体の熱電対カバー用Oリングが劣化していることが確認されたため、2007年10月29日から10月30日にかけて合計46箇所のOリング交換作業を実施した。

2007年7月10日に排気洗浄塔pH計のメンテナンスを実施した。pHセンサ電極部及びpHホルダー内部を開放したところ、結晶等の付着はなく、標準校正液pH4.7を用いて測定したが著しい誤差はなく、異常がないことを確認した。

2006年度に排ガス冷却水受槽液位計の不具合が確認されたため、新規抵抗式液面指示計の設置作業を2007年8月15日から8月22日に実施し、水の侵入防止のため端子ボックスカバー部にコーキング処置を行った。

以上の装置等の整備・保守作業を踏まえて、予防保全に係わる消耗品リストを作成し、今後の早期発見を目指すこととする。

(3) 検査

(a) 定期検査・定期自主検査・自主検査

原子炉等規制法に基づく定期検査、保安規定に基づく定期自主検査として、インターロック検査を2007年9月7日に実施した。正常にインターロックが作動したことを確認し、合格した。

保安規定に基づく定期自主検査として、捕集効率検査を2007年8月6日から8月7日にかけて実施した。チャンバ排気系は捕集効率99%以上、溶融炉本体排気系は除染係数が 10^6 以上であることを確認し、合格した。

2007年9月3日から9月4日にかけて工業計器の校正を実施した。計器の健全性を確認し、合格した。

2007年8月24日から9月27日にかけて電気工作物保安規程に基づき低電圧・高電圧電

気回路の絶縁抵抗値の確認をした。

2007年8月6日から12月3日にかけて運転手引に基づく自主検査として、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、排気除塵装置外観・漏洩検査を実施した。すべて異常なく合格した。

(染谷 計多)

3.5.1.4 焼却溶融設備

(1) 運転

2007年度は、2006年2月13日に発生した火災事故に対する安全強化策として、蛇腹部の改造改善等を実施していたため、運転は実施していない。

(2) 保守

2007年度の保守作業を以下に示す。

(a) 排気系

排気ブロアの分解点検整備を、2008年3月11日から3月18日にかけて実施した。分解点検整備の結果、ブロアの反負荷側軸受ハウジングに若干の摩耗が認められたが、JIS はめあい公差許容値内であったため次回の点検整備時に交換することとした。

NO_x分析計の分解点検整備を、2008年2月18日から2月20日にかけて実施した。このとき、サンプリングポンプの故障が発見されたため新品に交換し、NO_x分析計の動作確認を行い正常に動作することを確認した。

(b) 冷却系

一次側冷却水ポンプ、一次側冷水ポンプについて、分解点検整備を2008年2月20日から2月27日にかけて実施した。その結果、特に異常は認められなかった。

(矢野 政昭)

3.5.1.5 電気機械設備

本設備のうち、受変電設備、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ている。また、本設備の定期点検については、法令、規則に基づくものは年に1回、予防保全の観点から自主的に行う点検については、運転時間、使用頻度、日常点検結果等を考慮し、2～3年に1回の頻度で分解点検を実施している。2007年度の主な設備の運転実績等については以下のとおりである。

(1) 受変電設備

2007年8月25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。また、減容処理棟における2007年度の電気使用量は3,447,700kWhであり、平成18年度と比較して約3割減であった。これは、2007年度については、焼却・溶融設備の火災トラブル以降、処理設備が運転を停止していたためである。

(2) 気体廃棄設備

2007年度については、設備の本来性能を維持しつつ、安定に運転を継続した。なお、第1

系統から第 8 系統の排風機(16 台)については、平成 18 年度に分解点検整備を実施しており、2007 年度については、日常点検、月例点検等以外の特別な点検整備は実施していない。

(3) 排水設備

2007 年度に発生した廃液は約 100m³であり、床ドレン、手洗い水が主な発生源であった。第 2 排水溝への排水は、約 150m³（平成 18 年度に発生した廃液を含む）であり、2007 年 12 月 12 日に排水したのみであった。

(4) 冷凍高圧ガス設備

2007 年 11 月 19 日から 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 2007 年 11 月 29 日、30 日に受検し、2007 年 12 月 13 日付けで保安検査証が交付された。また、2008 年 1 月 15 日から 2 月 4 日にかけて、予防保全の観点から、冷水一次ポンプ（PC-2C、PC-1S、PC-2S）、冷水二次ポンプ（PC-3-1S、PC-3-2S）の点検整備を実施した。点検において、一部のポンプの軸受に振動が認められたが、軸受、パッキン、ガスケット、カップリングボルト等を交換した結果、振動は解消され、以降の運転に支障が無いことが確認された。

(5) 空気圧縮設備

2007 年 6 月 29 日から 7 月 6 日にかけて、予防保全の観点から、空気圧縮機（COMP-1）の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。

(6) ガス供給設備

高圧ガス保安法に基づく定期自主検査を、窒素・アルゴンガス供給設備、アンモニアガス供給設備については、2007 年 9 月 5 日、6 日に、LPG 供給設備については、2007 年 8 月 27 日から 8 月 30 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。

（牧野 正博）

3.5.1.6 附属設備

(1) 一時保管設備

本設備は、2006 年 2 月 13 日の焼却・溶融設備の蛇腹の火災以降、運転を停止していたが、各処理設備の作動試験再開に伴い、2008 年 1 月 7 日から本設備の入出庫確認試験を再開した。入出庫確認試験は、各処理設備—一時保管設備間の廃棄物の入出庫における機器の作動状況及び信号の送受信等の健全性を確認することを目的とし、焼却・溶融設備の蛇腹の火災以前に本設備に入庫した模擬廃棄物等を用いて、前処理設備及び高圧圧縮装置並びに廃棄物測定設備との入出庫連動作動を行った。各設備間との入出庫確認試験の結果、作動工程における不具合は認められなかった。当該期間における入出庫実績を表 3.5.1-2 に示す。

(2) 廃棄物測定設備

本設備では、廃棄物の測定工程における機器の作動状況及び信号の送受信等の健全性を確認することを目的とし、200L ドラム缶に収納された高圧圧縮試験用の模擬廃棄物等について、重量等の測定と内容物の透過像及び X 線 CT 装置による立体像の撮影を行った。透過撮影を

行ったドラム缶は延べ 57 本、立体像の撮影を行ったドラム缶は延べ 43 本であった。

図 3.5.1-2 に 200L ドラム缶の立体像の一例を示す。模擬廃棄物の測定及び透過像等の撮影の結果、測定工程における不具合は認められなかった。

これらの撮影画像により、分別等の前処理作業着手前にドラム缶内容物の形状及びそれらの収納状態を確認することができ、効率的な前処理を実施することが可能である。

(3) データ管理設備

減容処理棟に搬入した模擬廃棄物等に対しては、容器ごとに減容処理棟内のみで使用される 10 桁の容器番号を割り当て、内容物情報の登録等の管理を行った。当該期間に稼動した各処理設備から発生した試験済の模擬廃棄物を収納したドラム缶には、新たに容器番号を発行し、収納した廃棄物の情報（元容器番号、内容物の種類、重量等）を登録した。これらの情報は本設備のサーバを介して、廃棄物処理場の廃棄物管理システムに登録される。

(三村 竜二)

表 3.5.1-2 一時保管設備入出庫実績

形状 作動状況	200L ドラム缶 (本)	運搬保管容器 (基)	300L ドラム缶 (本)	800mm 角 空パレット (枚)
入 庫	290	10 ^{※1}	1	90
出 庫	326	10 ^{※2}	0	30

※1：カートンボックス 200 個、HEPA フィルタ 12 個を入庫

※2：カートンボックス 48 個、HEPA フィルタ 5 個を出庫



模擬廃棄物①の収納状況



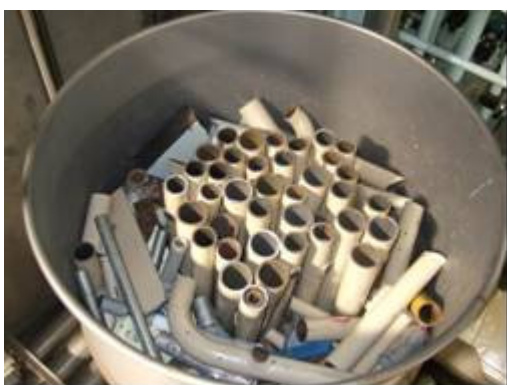
模擬廃棄物①の圧縮状況



模擬廃棄物②の収納状況



模擬廃棄物②の圧縮状況



模擬廃棄物③の収納状況

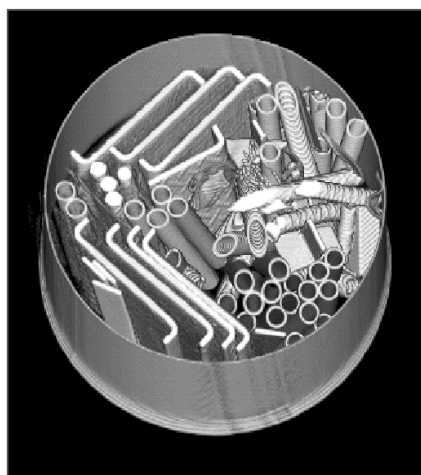
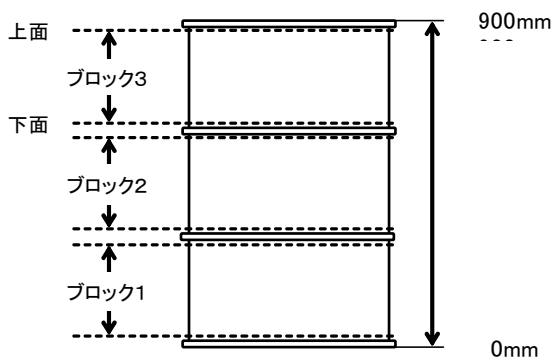


模擬廃棄物③の圧縮状況

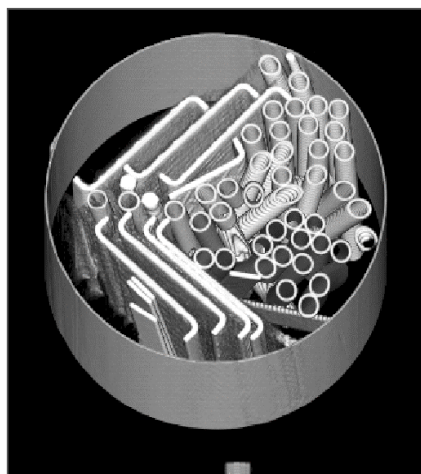
図 3.5.1-1 模擬廃棄物の収納状況及び圧縮状況の写真



ブロック 3 における断面画像



ブロック 2 における断面画像



ブロック 1 における断面画像

図 3.5.1-2 ドラム缶に入った廃棄物の撮影画像 (X線 CT 装置による立体像)

3.5.2 廃棄物の処理

3.5.2.1 前処理設備

前処理設備は、廃棄物の分別及び処理不適物の除去を効率的に行うために、手選別チャンバと自動分別設備を備えている。2007年度に放射性廃棄物の分別作業を行った手選別チャンバは、作業員がチャンバ内に入って分別を行う多目的チャンバである。

前処理を行うにあたっては、まず保管廃棄施設に保管されている 200L ドラム缶の保管状況を現場にて確認し、保管廃棄依頼書に基づき前処理対象となる保管体を選定する。処理可能と判断された保管体を保管廃棄施設よりフォークリフトを用いて取出し、トラックに積載し減容処理棟に搬入する。減容処理棟に搬入する保管体に関しては、すべてデータ管理設備にて管理されるため、廃棄物容器ごとにバーコードを貼り付け、搬入登録を行う。その後、一時保管設備へ入庫し、保管管理する。

前処理設備では、将来の処分に適した廃棄体を作製するため及び減容処理棟各処理設備で廃棄物を安全に処理するために、処理不適物を除去し、廃棄物を材質別、さらに処理対象となる設備ごとに分けてドラム缶に収納している。比較的薄肉の金属は高圧圧縮用、比較的厚肉の金属は金属溶融用、塩ビ・ゴム等の難燃物は焼却（減容処理棟）用、土砂・コンクリート・ガラス等の無機物はプラズマ溶融用、ケーブル・モーター・ポンプ等分解に時間を要すまたは分解不可能なものは分別不適物、鉛・シリコン製品・テフロン製品等は処理不適物という6つの分類に分けて収納している。

(石原 圭輔)

3.5.3 焼却・溶融設備火災事故の安全強化措置

3.5.3.1 前処理設備

(1) 処理能力増強のための床拡張

減容処理棟の本格運転に備え、前処理設備における処理能力を増強するには、現状の作業エリアを拡張し、グリーンハウスを増設する必要がある。よって前処理室地下1階の架構フロアを拡張し、処理不適物の除去が行えるグリーンハウスを増設する予定である。このうち地下1階架構フロアの一部(1/3)を拡張する工事については、2007年度中に終了した。また、2008年度には地下1階の残り部分(2/3)及び地上2階部分のフロアを拡張する予定であり、2008年度第3四半期までに工事を終了する予定である。

(2) グリーンハウスの設置

廃棄物の分別を行うためのグリーンハウスを、上記(1)で拡張したフロア、地下1階、地上2階にそれぞれ設置する。設置するグリーンハウスの寸法・形状及び排気系の検討を2008年度に行い、2009年度に設置する予定である。

(石原 圭輔)

3.5.3.2 金属溶融設備

金属溶融設備では、2003年6月11日に発生した火災トラブルを踏まえ、溶融金属漏洩の発生防止（誤信号発生防止）、非常停止の信頼性向上、溶融金属溢流の発生防止、溶融金属溢流の拡大

防止などの安全強化措置を施し、コールド試運転等により、これらの機能が正常に作動することを確認してきた。これらに加え 2007 年度には、固化物に応じたプロセスの合理化（直接造塊）、運転作業性向上のための作業スペースの拡張（デッキ拡張）、運転作業性向上のための開口部取り扱い性の向上（ハッチ改造）などの安全強化措置を施し、更なる安全性の向上を図った。

(1) 固化物に応じたプロセスの合理化（直接造塊）

金属溶融設備は、受容器及びインゴットを鋳造できるように装置が構成されている。受容器を製作する場合は、排ガス処理装置、搬入・投入装置、溶融炉、注湯機、予備出湯装置、遠心鋳造装置、金型処理装置、インゴット鋳造装置など、すべての装置を使用する。一方、インゴットのみを製作する場合、溶融炉からモールドに直接出湯する方法（以下、「直接造塊」という。）を採ることにより、注湯機が不要になる。このプロセスの合理化により、安全性の更なる向上、二次廃棄物の削減、省力化、操作の簡易化等を図った。

(a) 改造項目

直接造塊を実施するために施した主な改造項目は以下の通りである。

(i) 制御シーケンス・ソフトの改造設計

注湯機を使用する一連の操作は、従来通りの機能（注湯機使用モード）をそのまま残した上、直接造塊モードを追加し、枠選択、出湯開始、出湯停止、非常停止などの操作ができるように、シーケンス・ソフトを改造した。なお、前回の安全強化措置で施したスライドバルブ閉に係る、油圧回路の改善、閉信号の 2 重化、湯切れ異常センサ、サイクルタイムオーバー機能などは、直接造塊モードでも有効とした。

(ii) モールド台車の改造

溶融炉からモールドに直接出湯するため、モールド台車が溶融炉直下のレール（中央レール）を走行できるよう、車輪幅に合わせたレールを追加した。また、モールド台車の載せ替え装置を設置したほか、モールド搭載ピッチ及びモールド・センターを可変にした。

(iii) 監視窓の拡張

チャンバ外から直接造塊の状況を監視できるよう、PA201 制御盤近傍の監視窓を拡張した。

(iv) 溶融金属飛散抑制カバー（スプラッシュカバー）の設置

溶融金属の飛散を抑制するため、整流ノズルの下部に円筒状カバー、注湯機ケーブルベアのカバーなどを設置した。更に、2008 年度にかけてモールド台車カバーの拡張を整備中である。

(v) 冷却装置の改造

中央レールの東端で、インゴットを仮冷却できるように既設冷風ダクトを延長した。

(vi) インゴット搬送台車の製作

造塊したインゴットやモールドを処理チャンバに搬送するための専用台車を製作した。

(vii) インゴット移載装置の設置

インゴットやモールドを、モールド台車から搬送台車に移載するため、2.8 t クレーンを設置した。

(viii) スライドバルブ着脱台車の小型化

モールド台車の走行スペースを確保するため、スライドバルブ着脱台車を小型化した。

(b) 直接造塊の効果

(i) 安全性向上

溶融炉の直下に、モールド台車が常時待機し、溶融炉から直接湯漏れが生じた場合も、常時、溶融金属を受けとめられるようになった。

また、リフトアップ、傾動、位置決め、連結などの動作がなくなり、水平方向に移動するだけの単純な動作になった上、油圧、圧空、冷却水も不要となったことなどから、故障リスクが低減し信頼性が向上した。

(ii) 省力化

今年度の下半期に予定している試運転により以下の効果を確認する予定である。

溶融完了後、数分で作業が終了するので、1 バッチあたり約 2 時間の短縮が期待される。

この時間短縮により、交替休憩が不要になることから、必要人員の合理化も期待できる。また、注湯機を使用しないので、注湯機耐火物や注湯口の保守・補修作業が不要になる。更に、溶融金属を保持する時間が概ね 1/2～1/3 程度に短縮されることから、耐火物へ付着するスラグや湯はねが減少し、これらを除去する作業が軽減されると期待できる。その上、耐火物寿命が延びることから、処理量あたりの解体・築炉作業が減少する。耐火物の保守・補修作業は、熟練を要し、チャンバ内における粉塵環境下での作業であることから、省力化の効果は大きく、訓練に要する期間の短縮も期待できる。

(iii) 二次廃棄物低減

注湯機を使用しないので、注湯機からは廃耐火物やスラグ付着などの二次廃棄物は発生しない。また、溶融金属保持時間が概ね 1/2～1/3 程度まで短縮されるため、溶融炉内のスラグ付着や湯はね付着などの二次廃棄物が減少する。更に、溶融炉の耐火物寿命が延びることから、処理量あたりの廃耐火物が減少する。

(iv) サンプルの代表性の向上

溶融完了後、数分で終了するので、成分の経時変化が小さくなり、サンプルの代表性が向上する。また、溶融炉内のスラグ付着や湯はね付着が減少するので、次バッチへのクロス・コンタミが軽減される。さらに、注湯機を使用しないので、注湯機付着の次バッチへのクロス・コンタミを解消できる。

(2) 運転作業性向上のための開口部取扱性の向上

築炉時、るつぼ搬入口として使用するチャンバ・ハッチの開閉作業は、玉掛けやクレーン操作が必要であり、高所で作業員が開口部に接近する危険を伴う作業であった。このため、ハッチを、ガイドレールを走行するフレーム台車に、ボールねじ式昇降装置を介して取り付ける方式に改造した。この改造により、クレーン操作、玉掛け作業が不要になり、遠隔操作で開閉可能となった。また、床ハッチは、キャスタを取り付けて自走式とし、狭隘空間におけるクレーン操作を不要にした。このほか、開口部周囲に転落防止用の着脱式チェーン柵を設置した。

これらの措置により、安全性が向上し、作業時間も短縮した。

(3) 運転作業性向上のための作業スペースの拡張

炉蓋近傍では、詰め砂の投入、炉内の監視、助剤の投入、溶湯の测温、溶湯のサンプル採取、

プローブ交換、など様々な作業を行うが、狭隘なため十分な作業スペースを確保できなかった。このため、建家北壁までの吹き抜けにデッキを設置し、作業スペースを拡張した。

(高橋 賢次)

3.5.3.3 焼却・溶融設備

焼却・溶融設備において、火災を起こした蛇腹部を対象とした安全強化のための構造改善に加え、これまでの試運転により確認された蛇腹部以外における事象を踏まえた安全強化について検討した内容を示す。

(1) 蛇腹部の構造の改善

溶融物を排出する際のスリーブへの溶融物の付着防止、輻射熱の抑制等を図るため、蛇腹及び漏斗の形状を拡張する等の設備改善を実施した。改善内容及び改善効果を表 3.5.3-1、図 3.5.3-1 に示す。

(2) 遮熱ゲートリミットスイッチ調整

試運転において、溶融炉の廃棄物投入口の遮熱ゲートが閉まっているにもかかわらず、閉信号が発信しないことがあった。調査の結果、ゲート下部に溶融物の付着が見られたことから、付着物によるゲート位置の微妙な変化によりリミットスイッチ（センサ）が作動しなかったものと推定された。これを受けて、溶融炉の気密性を損なわず遮熱に十分なゲート下限位置を特定し、当該位置で遮熱ゲート閉信号を確実に発信するようにリミットスイッチを追加した。

(3) プラズマトーチゲート閉操作の自動化

溶融炉のプラズマトーチは、先端の電極の損耗等により、内部を流れる冷却水が溶融炉内に漏れいする可能性がある。冷却水の漏れいを検知した場合には、制御室よりトーチを炉外へ引き抜く措置をとるが、従前では引き抜き後の開口部蓋の閉止操作は、直近のハンドルによる手動操作であった。溶融炉内への水の漏れいは高温水蒸気漏出の危険性があり、炉の近傍での操作は適切ではないため、当該蓋の閉操作を電動に変更し、トーチの炉外への引き抜きと連動して行われるようにした。

(4) 廃棄物投入用プッシャーの能力向上

試運転において、溶融炉内にドラム缶を押し入れるための投入プッシャーが停止し、廃棄物を炉内に投入できないことがあった。これは廃棄物投入経路に付着した溶融固化物が障害となり、ドラム缶を押し切れなかったことが原因であった。当該事象が発生すると運転継続ができず運転計画に影響を及ぼす可能性がある。このため、廃棄物投入経路にある程度の溶融固化物が付着しても廃棄物を確実に溶融炉内に投入するために、プッシャーの押し出し能力を増強する改良を実施した。

(石川 譲二)

(5) ロードセルリセット対策

溶融炉出湯口蛇腹部で発生した火災を受けての安全強化策として、プラズマ溶融炉の出湯重量を監視するロードセルが意図しないタイミングでリセットされる現象についての調査及び対策を行った。

出湯位置に溶融物を受ける容器が搬入されたことを検知するセンサに光電式のセンサが使

われており、そのセンサが溶融物の飛沫から出る光を検知し、誤作動することによって、本来意図しないタイミングで重量表示がリセットされていることを調査により確認した。出湯チャンバ内の環境を考慮すると、センサの方式を変更することは好ましくないため、重量のリセットを実行するロジックに、工程に応じてリセットを禁止するフラグを追加する変更を行った。機能確認の結果、誤作動は改善されているが、念のため、試運転時に確認を行う。

(6) 高温周辺部の不燃化対策

溶融炉出湯口蛇腹部で発生した火災を受け、安全強化策として、運転中に高温となる可能性がある部品の構成材料の確認とその不燃化対策を行った。

明らかに火災等の恐れがない金属や耐火物で構成されている部品を除くと、溶融炉上部に配置されているゲートやトーチを駆動するためのシリンダーカバー類とそれらの機器の電源ケーブルや信号線の保護材等が、ゴム又はプラスチックで製作されたものを使用していた。シリンダーカバー類については、出湯口蛇腹にも使用しているアルミコーティングされた耐熱布を材料としてカバーを製作し、更新した。電源ケーブルや信号線の保護材については、金属製のものを用いることで、不燃化した。試運転においても、熱の影響を注意深く観察し、必要に応じて、構造の変更や素材の変更などを検討していく。

(大杉 武史)

(7) 高温溶融物の取り扱いテキストの作成

焼却・溶融設備、金属溶融設備の運転員の知識を高め、トラブル回避、あるいはトラブル発生時の適切な対処を可能とするため、高温溶融物の取り扱いテキストを作成した。テキストの内容は、高温溶融物取り扱い設備の原理と高温溶融物の特性（物性、伝熱性等）が中心となっている。随時実施するテキストを用いた教育では、受講者の高温溶融物特有のトラブルに対する理解や、それらの対処法への理解を深めるために、確認の試験やアンケートを行った。

(中塩信行)

3.5.3.4 附属設備

(1) 一時保管設備

一時保管設備は、制御室の端末からの遠隔操作により運転操作を行う。本設備の稼働状態は、ITV カメラにより監視しているが、搬送コンベア上のドラム缶が転倒する等の異常が発生しても、制御室の端末に非常停止を行う機能を有していないため停止操作ができなかった。このため、制御室に非常停止ができる操作ボタンを設置した。これにより、非常時に個別の機器に対して、または必要によりすべての機器に対しても非常停止を行うことが可能となった。

(2) データ管理設備

本設備が停止した場合には、本設備が復旧するまで、各処理設備で取得された運転データ等が送受信できない可能性がある。従来の本設備のホストコンピュータは、ハードディスクのみがバックアップとして多重化されており、ハードディスク以外の構成機器が故障した場合は、データ管理設備が停止することとなる。このため、ハードディスクのみならず、ホストコンピュータ自体を多重化し、コンピュータのあらゆる故障に対してもバックアップできるシステム

に改造した。また、ネットワークサーバについても、故障した場合には、データ管理設備が停止する可能性があるにもかかわらず、バックアップ機能を有していなかったため、ホストコンピュータと同様に、コンピュータ自体を複数化しバックアップできるシステムに改造した。

本設備において、前処理設備で処理した廃棄物の履歴管理は、作業の煩雑化を避けるために、前処理室に搬入した複数の処理対象廃棄物全数の履歴が、分別後の複数の処理済廃棄物全数に結びつけられるようになっている。具体的には、ドラム缶 A 本を分別し発生した分別後ドラム缶 B 本すべてに A 本の履歴が関連付けられる。この機能は、前処理設備内の特定のチャンバで、発生元の法令区分が同じ廃棄物を大量に処理する場合には有効であるが、発生元の法令区分が異なる廃棄物を複数のチャンバで同時に処理するときは適していない。そのため、前処理設備の多目的チャンバ、手分別チャンバ、自動分別装置において、チャンバごとに独立して履歴管理が行えるようシステムを改造した。

(三村 竜二)

表 3.5.3-1 蛇腹及び漏斗の設備改善の内容

改善項目	改善効果
① 蛇腹の不燃化	<ul style="list-style-type: none"> ・ 蛇腹の外層膜を、400℃以上で燃焼するシリコンゴムコートテトロン布から、内層膜として使用実績のある燃焼しないアルミ・ガラス布に変更することにより、蛇腹全体が燃焼しない材料となり、万一にも火災は発生しなくなる。
② 漏斗の拡張	<ul style="list-style-type: none"> ・ 熔融中及び出湯中の熔融物からの輻射が遮られる面積が大きくなり、蛇腹部への輻射熱の影響が低減される。 ・ 出湯中に飛散する熔融物を遮る面積が大きくなり、蛇腹部への熔融物の付着が低減される。
③ 蛇腹の拡張	<ul style="list-style-type: none"> ・ 蛇腹の拡張により、熔融中の熔融物からの輻射が蛇腹に直接あたらなくなる。 ・ 出湯中の熔融物と蛇腹との距離が離れ、蛇腹部への輻射熱の影響が低減される。 ・ 出湯中の熔融物と蛇腹との距離が離れ、蛇腹部への熔融物の付着が低減される。
④ ITV によるスリーブ表面の状態監視	<ul style="list-style-type: none"> ・ スリーブの劣化を早期に発見でき、所定の損傷が確認された場合には運転後スリーブの交換を行う等、蛇腹部の劣化の進行を防止するための迅速な対応が可能となる。 ・ 運転中の熔融物の飛散状況を確認でき、想定外の飛散が観察された場合には傾動角度を調整する等、スリーブの損傷を抑制するための迅速な対応が可能となる。

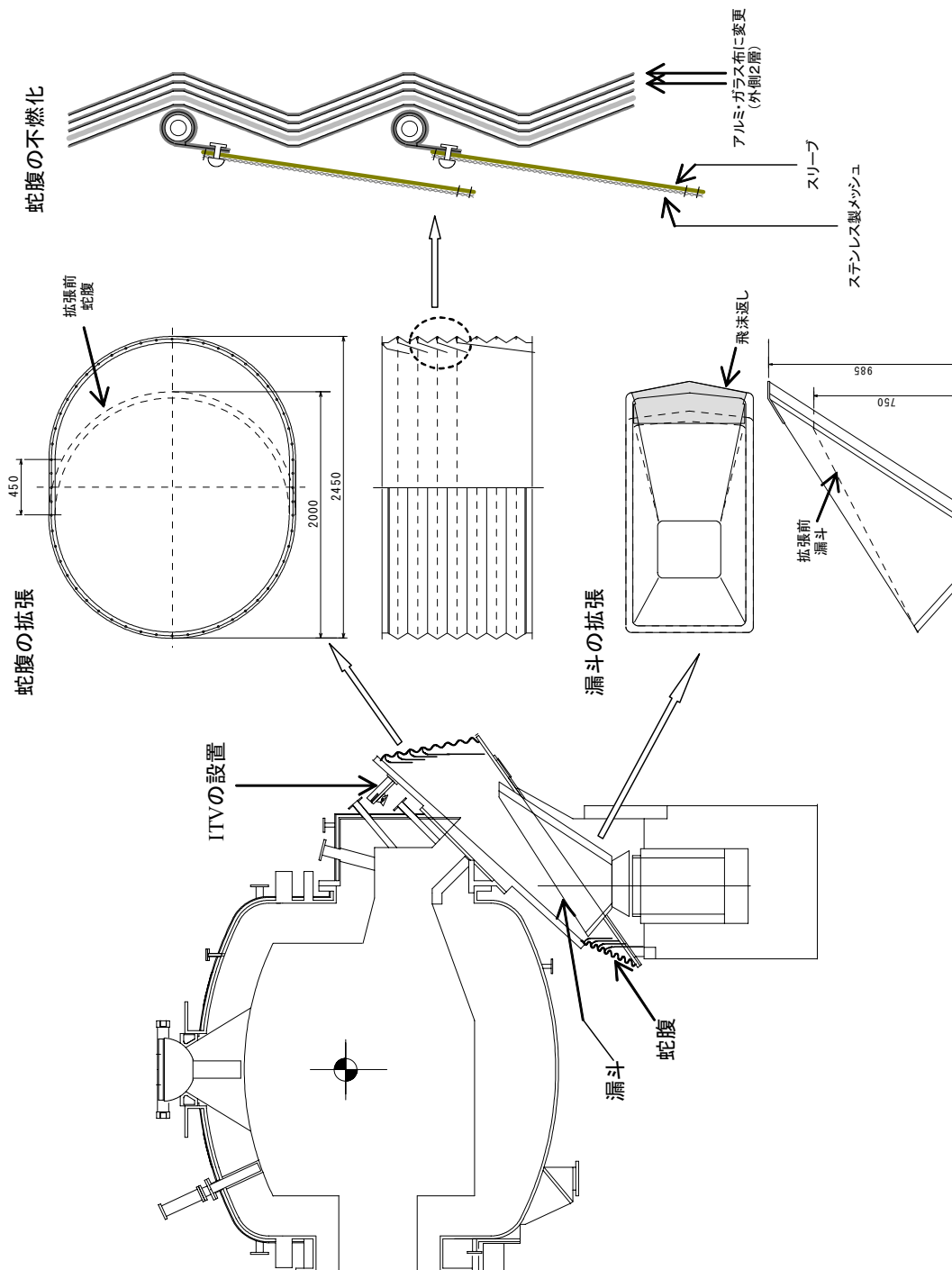


図 3.5.3-1 蛇腹部の改善内容

3.6 保管廃棄施設

3.6.1 廃棄物の保管廃棄

2007年度は、処理を施した保管廃棄体及び直接保管廃棄体の総量が200Lドラム缶に換算して2,111本であった。その結果、累積保管量は135,547本となった。第1保管廃棄施設及び第2保管廃棄施設において引き続き保管体の調査、仕分け作業が行われることを踏まえると、その作業スペースの確保が必要となり、2007年度末における保管体余裕量(200Lドラム缶換算で3,776本)は非常に逼迫した状態にある。以上より、廃棄物発生量の抑制が必要である。

各施設の保管廃棄状況等を以下に記す。

3.6.1.1 保管廃棄施設・I

(1) L型ピット保管体取り出し仕分け作業

2007年11月26日から2008年2月29日まで、L型ピット保管体の仕分け作業を行い、ピットNo.14から200Lドラム缶46本、300Lドラム缶604本の保管体を取り出し、「炉規法廃棄物」「RI法廃棄物」及び「混在廃棄物」に仕分けし、ピットNo.10,14へ再保管した。

(2) 鋼製上蓋の塗替工事

鋼製上蓋の塗装が劣化しているため、L型ピットNo.1からNo.8の山側、及びNo.29の山側と海側の鋼製上蓋10枚の塗替え工事を2008年1月11日から2008年3月14日にかけて行った。

3.6.1.2 解体分別保管棟・保管室

(1) 保管廃棄作業

2007年度に発生した直接保管体及び処理済保管体は、主として解体分別保管棟・保管室に保管廃棄した。保管能力22,000本に対し、2007年度末の保管廃棄余裕量は200Lドラム缶換算で1,077本である。

3.6.3.3 廃棄物保管棟・I

(1) 保管体の点検作業

2007年11月12日から2008年3月19日にかけて、点検対象の保管体5,000本を点検エリアに移動し、外観検査及びタッチアップ等の補修を行った。また、保管体表面の腐食等が著しく長期保管に耐えないと判断したもの387本については、300Lのステンレス製ドラム缶に収納した。

3.6.2 検査

(1) 施設定期検査

2007年度定期検査を受検し合格した。

(2) 施設定期自主検査

2007年7月から8月にかけて定期自主検査を実施した。

(加藤 健一)

3.7 バックエンド技術開発建家の管理

3.7.1 施設の保守点検

(1) 点検保守

受電設備、計装設備、空調機、記録計、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) 補修工事

本年度の補修工事は、事務建家2階男子トイレ流しの排水管破損の補修1件であった。

(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、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、補充を行った。

3.7.2 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に基づき以下の点検を実施した。

① 巡視及び点検

原子力科学研究所放射線障害予防規程に基づき、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、フード等について実施し、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。

② 定期自主点検

原子力科学研究所放射線障害予防規程に基づき、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、電源設備等について実施し、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1回/週、及び建築物の亀裂・脱落、可燃廃棄物の整理・清掃、喫煙所等における灰皿の使用、火気使用設備、屋内消火栓の外観及び障害物、消火器の定数維持、避難設備

(避難器具、誘導灯、誘導標識)、非常口等出入口の障害物等に関する状況を1回/月の頻度で実施した。

(3) 原子力科学研究所安全衛生管理規則による巡視

① 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4回/年(1回/四半期)実施した。第1四半期に3件、第2四半期に1件、第3四半期に2件、第4四半期に0件の合計6件の指摘事項があり、うち5件については措置を終了した。残り1件(事務建家1階通信装置室内の書類整理)については、措置の手続きを行った。

② 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55件の指摘事項があり、うち51件について処置を終了した。残り4件(放管測定室の特会物品(コンタマット)の処分、技開建家南側外壁の配管据付部分の修繕、事務建家1階通信装置室内の書類整理、技開建家屋上のモルタル剥れの修繕)については、措置の手続きを行った。

③ 衛生管理者の職場巡視

安全衛生管理規則に基づき、衛生管理者による巡視を2007年4月11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(喫煙場所の徹底、救急箱の中身の有効期限の確認及び整理並びに救急箱の撤去)について指導を受け、2件とも措置を終了した。

④ 産業医による職場巡視

安全衛生管理規則に基づき、産業医による職場巡視を2007年10月4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。この巡視において、特段の指導はなかった。

3.7.3 許認可

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律に基づき、文科省に対し核燃料物質の使用の変更許可申請(新規申請)を2007年4月25日付けで行い、同年5月22日付けで許可を受けた。

(斎藤恵一郎)

3.8 廃棄物埋設施設の管理

3.8.1 廃棄物埋設に係る保守点検等

埋設施設は既に保全段階管理期間に入っていることから、埋設施設に係る保守点検等は、保安規定に基づき以下のように行った。これとは別に、施設内の草刈、地下水採取孔や埋設保全区域を示す標識等の修繕を行った。

- ・埋設保全区域の継続
- ・廃棄物埋設地の巡視・点検
- ・埋設保全区域内での居住、掘削、農耕等特定行為の制約又は禁止

またこのほか、原子力科学研究所の非管理区域における核燃料物質による汚染の発見を受けて、その再発防止のための水平展開の一環として、廃棄物埋設についても事故・故障等に係る未報告事例、許認可・届出手続きの不備、データ改ざんの有無の調査、施設の土壌の汚染検査を行った。その結果、廃棄物埋設施設に係る不適切な事例はないことを確認した。

3.8.2 検査

埋設施設に係る検査等については、法令に基づいて、四半期毎に保安規定の遵守状況の検査を受けている。2007年度の結果としては、保安規定に抵触する事項その他の指摘はなかった。

また、保安規定に基づき、廃棄物埋設施設の巡視及び点検を毎週1回以上行なっている。

3.8.3 許認可等

原子炉等規制法第51条の2に基づく廃棄物埋設事業の許可を、1995年6月に得ており、これ以降、事業変更許可申請は行っていない。

また、1995年10月に、原子炉等規制法第51条の18に基づき、埋設施設保安規定の認可を受け、以後、必要に応じ保安規定の変更を行なっている。現在、理事長マネジメントレビューにおける品質保証計画についての改善指示を受けており、このための変更認可申請を行う予定である。

(仲田 久和)

4 放射性廃棄物の搬入、保管廃棄及び報告検査

4.1 放射性廃棄物の搬入

2007 年度に所内及び所外から搬入した固体廃棄物の量は、537.879m³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、廃棄物発生施設には発生量の抑制を依頼している。また、2007 年度に所内から搬入した液体廃棄物の量は、468.130m³であった。なお、2007 年度は、所外からの搬入はなかった。

固体廃棄物及び液体廃棄物の所内からの搬入量を表 4.1.1 に、所外からの搬入量を表 4.1.2 に示す。

表 4.1.1 2007 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				
	324.328	0	0	194.701	3.000	4.870	0.006	2.700
	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				
200.300	223.430	0	0	44.400	0	0		

表 4.1.2 2007 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	1.420	0	0	0.454	0	0	3.200	0	0	0	0
ニュークリア・デベロップメント(株)	2.960	0	0	0	0	0.24	0	0	0	0	0
合計	4.380	0	0	0.454	0	0.24	3.200	0	0	0	0

4.2 保管廃棄

廃棄物処理施設で減容処理を行って容器に封入した廃棄物及び減容処理が困難で直接容器に封入した廃棄物は、主に解体分別保管棟(保管室)に保管廃棄した。2007年度の処理を施した保管廃棄体及び直接保管廃棄体の総量は、200Lドラム缶に換算して2,111本であった。その結果、累積保管量は135,574本となった。なお、第4四半期に圧縮体が発生しているが、これはオーバーパック作業によって保管体の容積が増加した分である。

保管廃棄体数量について、2007年度種類別の保管廃棄体数量を表4.2.1に示す。

表 4.2.1 2007年度 種類別の保管廃棄体数量

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
固化体	ドラム缶	本	20	2	4	245	271
		本	20	2	4	352	378
	コンクリートブロック	個	0	2	16	8	26
		本	0	10	80	40	130
圧縮体	ドラム缶	本	0	0	0	176	176
		本	0	0	0	264	264
直接保管体	ドラム缶	本	235	33	189	187	644
		本	235	33	189	191	648
	S-I容器 (1.0m ³)	個	11	9	19	5	44
		本	55	45	95	25	220
	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	45.011	27.454	21.806	0.154	94.425
		本	225	137	109	0	471
200Lドラム缶換算合計		本	535	227	477	872	2,111
上段：実数							
下段：200Lドラム缶換算数							

(川原 孝宏)

4.3 各規定類及び協定に基づく報告

4.3.1 保安規定

原子炉施設保安規定及び核燃料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報告を行った。

	書類名	根拠条項	提出時期
1	年度処理計画	炉保安 第3編第4条、 使用保安 第3編第3条	年度毎
2	運転状況報告書	炉保安 第1編第49条、 使用保安 第1編第43条	四半期毎
3	施設定期自主検査計画書	炉保安 第3編第28条、 規定無し	検査開始前
4	施設定期自主検査報告書	炉保安 第3編第30条、 使用保安 第3編第28条	検査終了後

4.3.2 予防規定

放射線障害予防規定に基づき、廃棄物処理場に係る以下の報告を行った。

	書類名	根拠条項	提出時期
1	放射線管理状況報告書	障防法 第42条、 RI 予防 第138条	年度毎
2	定期自主点検報告書	RI 予防 第75条	上期・下期

4.3.3 安全協定

茨城県の安全協定に基づき、廃棄物処理場に係る以下の報告を行った。

	書類名	根拠条項	提出時期
1	年度主要事業の計画 (主な放射性廃棄物の処理処分計画)	第15条第1項第1号	年度毎
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

4.4 施設定期検査

廃棄物処理場の原子炉施設定期検査を、2007年の9月14日、10月19日及び11月30日に受検し、2007年11月30日付けで合格証の交付を受けた。

4.5 保安検査

4.5.1 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29日	9月4日	11月27日 11月28日	3月5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15日	9月18日	12月11日	2月20日

4.5.2 保安検査官巡視

日	施設名	日	施設名	日	施設名	日	施設名
4月6日	保管廃棄施設	16日	第2廃棄物処理棟	24日	減容処理棟		
5月8日	第1廃棄物処理棟	14日	第2廃棄物処理棟	22日	解体分別保管棟		
6月8日	第3廃棄物処理棟						
7月4日	第1廃棄物処理棟	12日	第2廃棄物処理棟	24日	減容処理棟		
8月16日	解体分別保管棟	23日	第3廃棄物処理棟				
9月13日	保管廃棄施設	25日	減容処理棟				
10月11日	第1廃棄物処理棟	19日	第2廃棄物処理棟	26日	解体分別保管棟		
11月1日	第3廃棄物処理棟	8日	第2廃棄物処理棟	15日	減容処理棟	16日	保管廃棄施設
11月22日	第2廃棄物処理棟						
12月7日	解体分別保管棟	13日	第1廃棄物処理棟	20日	第2廃棄物処理棟	26日	減容処理棟
1月10日	第3廃棄物処理棟	17日	第2廃棄物処理棟	23日	解体分別保管棟	31日	減容処理棟
2月5日	保管廃棄施設	14日	第2廃棄物処理棟	15日	解体分別保管棟	19日	第1廃棄物処理棟
3月11日	減容処理棟	13日	第3廃棄物処理棟	17日	第2廃棄物処理棟	18日	解体分別保管棟
3月21日	保管廃棄施設						

(山田 悟志)

5 放射性廃棄物の管理技術

5.1 廃棄物管理システムの整備

5.1.1 概要

計画されている研究施設等廃棄物の埋設に備え、バックエンド推進部門廃棄物処理技術開発 Gr と協力して、事業所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とを併せ持つ「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 5.1.1 に示す。

5.1.2 進捗状況

本システムは、埋設用廃棄体製作を目指す減容処理棟の完成に合わせ、2003 年度に概念検討に着手した。2007 年度には、開発工程の合理化を考慮した上で概念設計を実施するとともに、その結果を基に、原科研内での廃棄物取扱いの工程や記録等を参考にして機能設計を行い、本システムの原型を制作した。その機能構成を図 5.1.2 に示す。また、本システムの整備計画を表 5.1.2 に示す。

5.1.3 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、2008 年度は、本年度制作した原型を廃棄物処理場において試験運用し、信頼性、利便性等を調査する。その結果を踏まえて、現場において使用しやすいように改良を行う。また、国や自治体に報告している廃棄物貯蔵量集計の基礎データ、保安検査等で提示しているデータ等を本システムでただちに出力できるよう、検索機能の拡充を図る。

（仲田 久和、山本 修次）

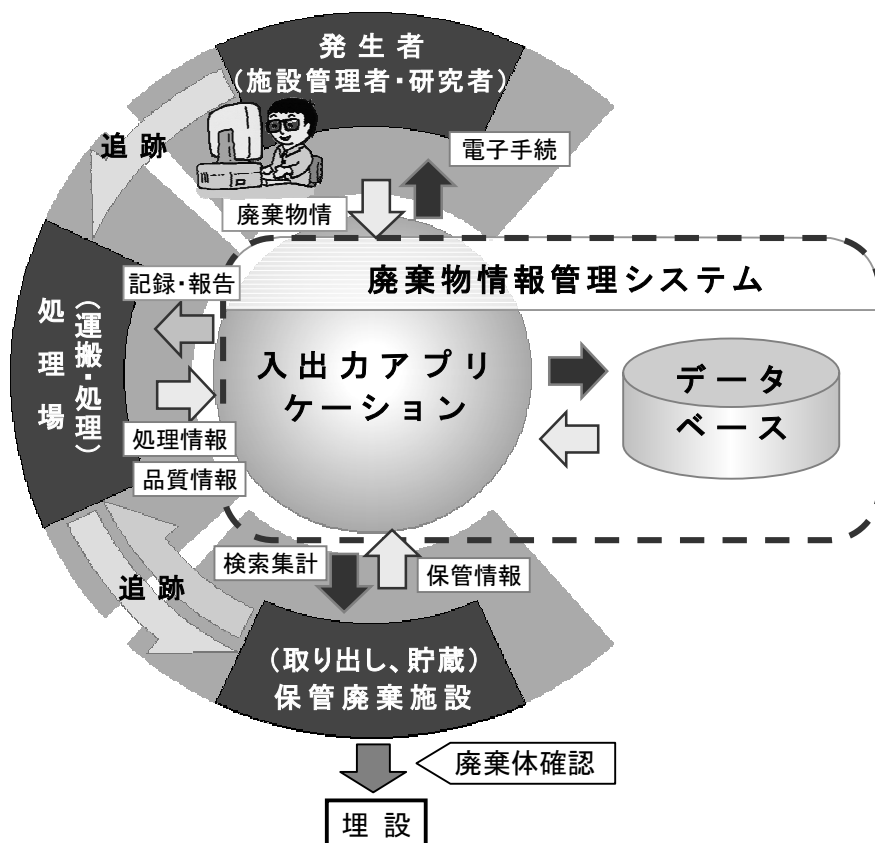


図 5.1.1 廃棄物情報管理システムの概念

表 5.1.2 廃棄物情報管理システムの整備計画

～ 2006 年	2007 年	2008 年	2009 年	2010 年	2011 年
現行廃棄物管理システム				使用廃止	
概念検討 〔バックエンド〕 〔技術部内〕	概念設計 モデルシステム制作 〔バックエンド〕 推進部門と協力	モデルシステム 試験運用 (廃棄物処理場) 検索機能拡充	<div style="border: 2px solid black; padding: 5px; text-align: center;"> 廃棄物情報管理システム 原科研内運用開始 </div>	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
			所内規定類 変更		

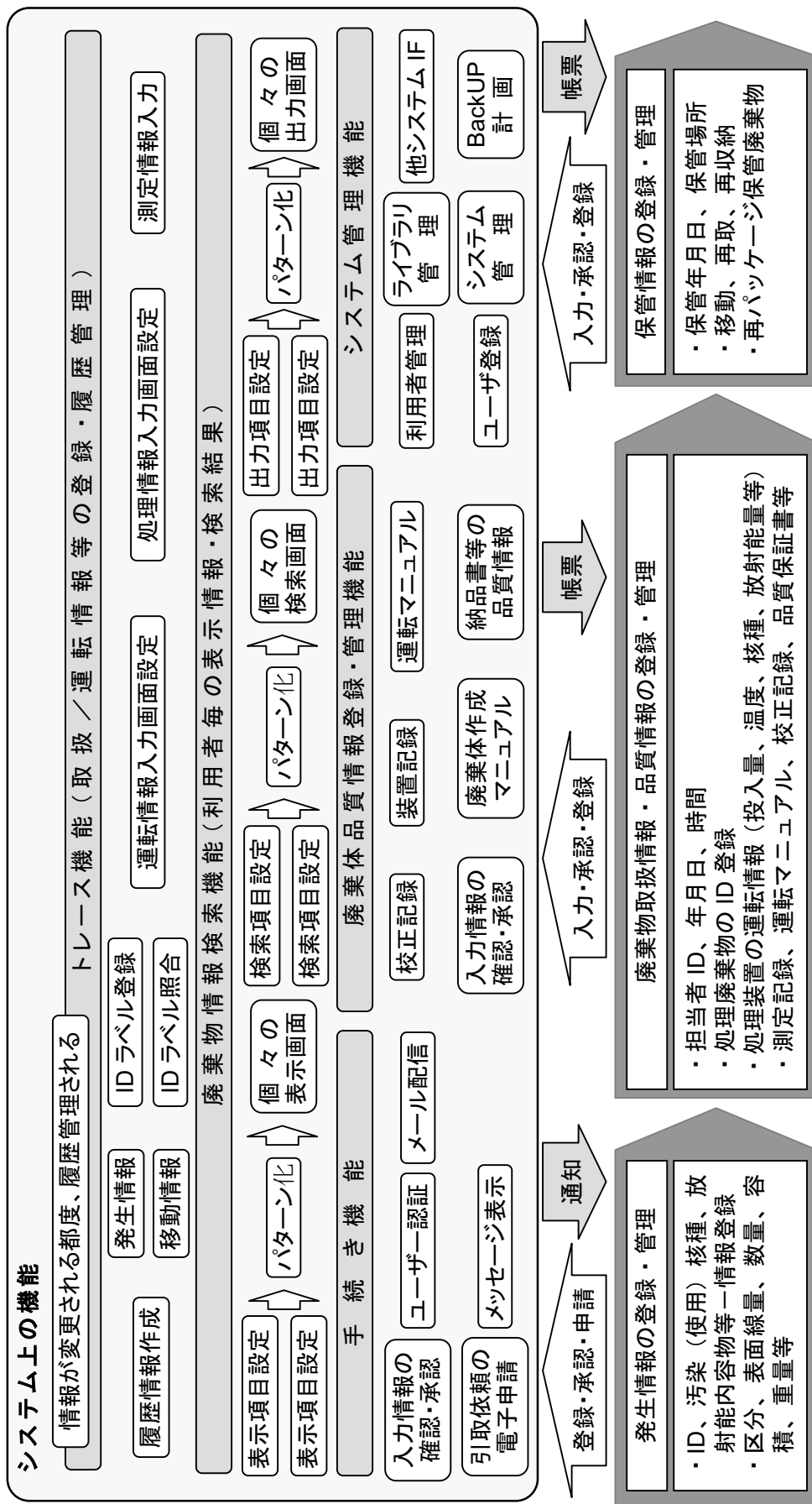


図 5.1.2 放射性廃棄物情報管理システムの機能構成

5.2 高放射性固体廃棄物の新管理方式への移行措置

5.2.1 目的及び概要

比較的高いレベルの放射性廃棄物（以下「高放射性固体廃棄物」という。）は、主に「保管廃棄施設・M-2」及び「特定廃棄物の保管廃棄施設」に保管している。これらの高放射性固体廃棄物は、将来、廃棄体化处理・処分を行うまで、健全な状態を保つ必要があることから、取り出して今後の保管に適した状態に処理した上で、再度保管することとした。

保管体の取り出しに使用する設備等は、放射被ばくの防止のための遮へい体を備えた保管体取出設備、及び、取り出した保管体を処理施設まで輸送する保管体運搬容器で構成される。取り出した保管体は、固体廃棄物処理設備・II（第2廃棄物処理棟）を改造して、今後の廃棄体化に適するよう分別・安定化する方針である。なお、処理後の保管体は、内容物の性状、放射能レベル等に応じて、半地下ピット式の保管廃棄施設又は遮へい機能を有する保管容器に収納するなどにより、保管管理の合理化を図ることとしている。

このような管理フローを「新管理方式」という。

新管理方式については、2006年度まで以下に示す概念設計を実施している。

- ① 2002年度 放射性廃棄物管理方式の合理化検討（概念設計その1）
保管体の現状把握及び運搬方法、処理設備の改造、保管体の措置等の検討
- ② 2003年度 高放射性固体廃棄物管理方式の合理化（概念設計その2）
保管体取出及び措置方法、工事範囲と廃棄物量、工事動線、養生等の検討
- ③ 2004年度 高放射性廃棄物の新管理方式の移行措置（概念設計その1）
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
- ④ 2005年度 高放射性廃棄物の新管理方式の移行措置（概念設計その2）
保管体取出設備の機器設計、配置検討、保管体取出し方法の見直し及び保管ピット吊具の設計検討
- ⑤ 2006年度 高放射性廃棄物の新管理方式の移行措置（概念設計その3）
廃棄物の分別方法の検討。固体廃棄物処理設備・II側の機器・配置設計。

新管理方式への移行に係る全体計画では、2010年度以降に実施する固体廃棄物・IIの改造が主体となる。固体廃棄物処理設備・IIについて、改造後のフローを図5.2.1に、改造スケジュールを表5.2.1に示す。

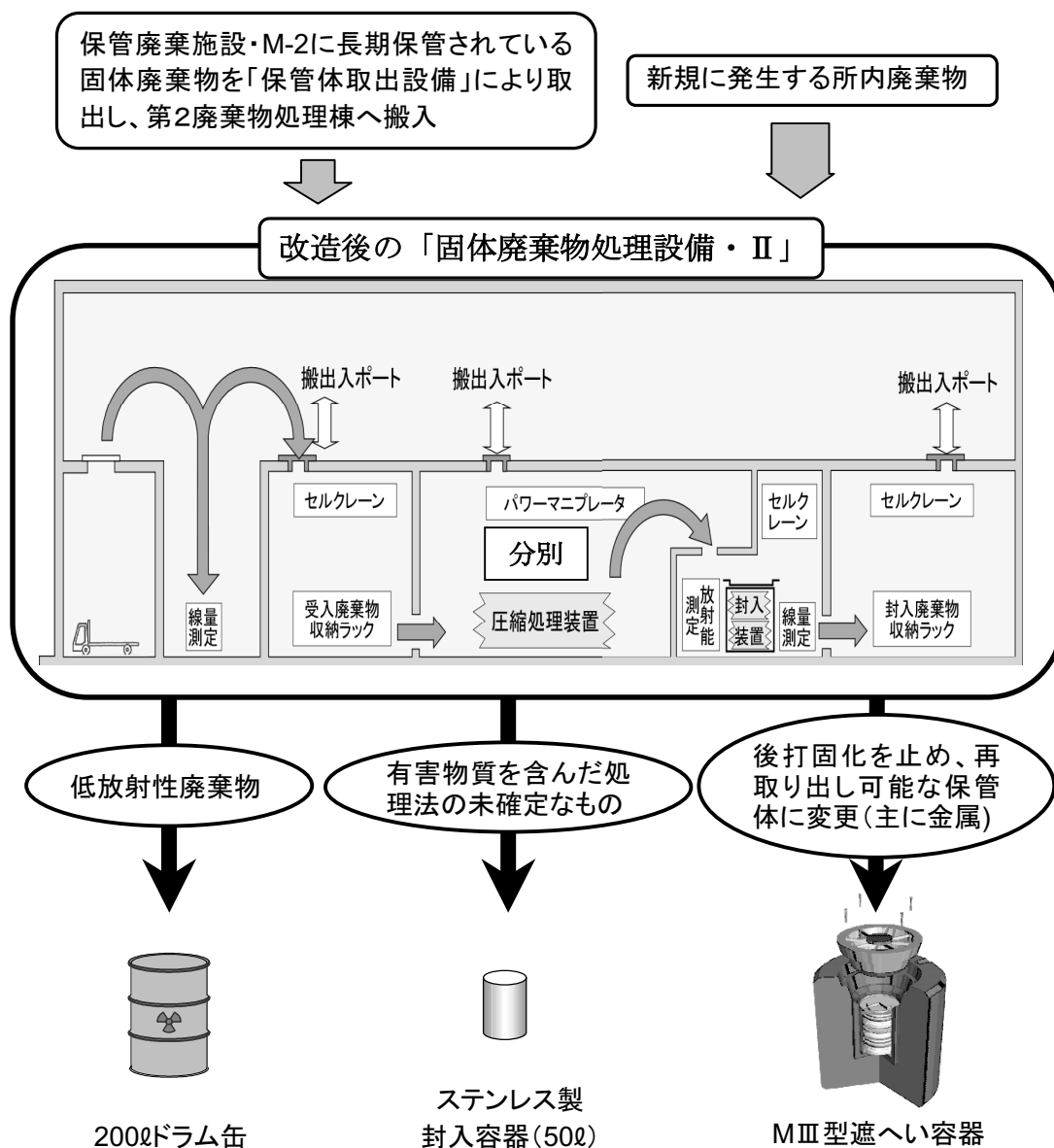


図 5.2.1 固体廃棄物処理設備・IIの改造後のフロー図

表 5.2.1. 固体廃棄物処理設備・IIの改造スケジュール

2007年度	2008年度	2009年度	2010年度	2011年度	2012年度
	保管体取出設備の製作				
概念設計	詳細設計	許認可	設計・製造・据付		

5.2.2 概念設計（その4）

(1) 保管体運搬容器の設計検討

2007年度は、以下の3つの機器について概念設計を行った。

(a) 保管体運搬容器（トップローディング式）（図5.2.2-1）

保管体を収納したカバーケースの表面線量率が5mSv/h以上のものを移送するための運搬容器。

(b) 保管体運搬容器（簡易式）（図5.2.2-2）

保管体を収納したカバーケースの表面線量率が5mSv/h未満のものを移送するための運搬容器。

(c) 可搬式γゲート（図5.2.2-3）

「保管廃棄施設・M-2」のピット上面に設置し、保管体運搬容器（トップローディング式）と保管孔を連結するもの。

(2) 遮へい計算

「保管体運搬容器（トップローディング式）」及び「保管体運搬容器（簡易式）」について遮へい計算を行った。

(a) 計算条件

① 保管体運搬容器（トップローディング式）の計算条件

運搬容器内のカバーケース内に Co-60、 $3.7 \times 10^{11} \text{Bq}$ （10Ci）^{*1} が均一に分布している状態。

② 保管体運搬容器（簡易式）の計算条件

Co-60、 $4.662 \times 10^7 \text{Bq}$ （1.26mCi）^{*2} が均一に分布しているカバーケースが運搬容器内に4本収納されている状態。

※1：固体廃棄物処理設備・IIでの処理対象廃棄物は、容器表面から50cm離れた場所での表面線量当量率が40Sv/h未満としている。これに相当する放射能をCo-60、 $3.7 \times 10^{11} \text{Bq}$ （10Ci）として計算した。

※2：保管体運搬容器（簡易式）で取扱う廃棄物の表面線量当量率は5mSv/h未満としている。

上記の条件で、遮へい計算ソフト「QAD-CGGP2R」により解析した。

(b) 解析結果

表 5.2.2-1 遮へい計算結果

	最大線量率 [$\mu \text{Sv/h}$]		保安規定の制限値 [$\mu \text{Sv/h}$]	
	表面	at 1 m	表面	at 1 m
保管体運搬容器 (トップローディング式)	44.4	2.76	2000	100
保管体運搬容器 (簡易式)	359	50.7		

表 5.2.2-1 に示すように、「保管体運搬容器（トップローディング式）」及び「保管体運搬容器（簡易式）」において、表面、at 1 m それぞれの評価点における最大線量率は、44.4、2.76 $\mu\text{Sv/h}$ と 359、50.7 $\mu\text{Sv/h}$ であった。これらの線量率は、保管規定に定める、表面で 2000 $\mu\text{Sv/h}$ 、at 1 m で 100 $\mu\text{Sv/h}$ の制限を十分満足するものである。

5.2.3 遠隔作業安全性試験（その1）

2006 年度に実施した「吊具製作及びモックアップ試験」の結果を踏まえ、製作した吊具を用いて「保管廃棄施設・M-2」に保管廃棄されている保管体を実際に取り出し、カバーケースに収納する作業を遠隔操作で行う「遠隔作業安全性試験その1」を実施した。本試験（以下、実証試験）において、実証性、安全性を確認した。

(1) 実証試験の手順（図 5.2.3-1）

以下の手順で実証試験を行った。

- ① 空の保管孔に内管を収納する。
- ② 製作した吊具を用いて保管孔より保管体を吊り上げる。
- ③ カバーケースの中に保管体を収納する。
- ④ 蓋開閉装置によりカバーケースの蓋を閉じる。
- ⑤ 内管にカバーケースを収納する。
- ⑥ 内管の蓋を閉め、遮へい蓋を閉じる。

(2) 結果

試験期間内に 13 個の保管体をカバーケースへ収納した。その表面線量率等を表 5.2.3-1 に示す。製作した吊具、機器類の作動状況、操作性、安全性、実証性を調査した。今回の試験で抽出した課題をもとに各機器を改良し、次年度に再度試験を行う。

表 5.2.3-1 カバーケース収納前後の表面線量率

No.	容器表面の線量率 [$\mu\text{Sv/h}$]		カバーケースのサイズ
	保管体	カバーケース収納後	
1	15	10	$\phi 300$
2	30	25	
3	30	30	
4	1	4	$\phi 500$
5	110	90	
6	17	12	
7	800	700	
8	12	14	
9	2.5	1	
10	0.3	0.2	
11	60	50	
12	75	60	
13	60	50	

5.2.4 遮へい容器の試作

圧縮処理後の固体廃棄物を封入した封入容器を収納するための保管廃棄容器は、現在、コンクリート注入方式により容器と一体化するよう固化されているが、今後封入容器の再取出しを可能とするため、従来のコンクリート注入方式に、蓋締め方式を追加する。2007年度は、蓋締め方式の遮へい容器の設計、遮へい計算による評価及び試作を行った。

(1) 容器の構造

(a) MIII型遮へい容器 (図 5.2.4-1)

(イ) コンクリートブロック本体 (ロ) 遮へい蓋

(b) D-50A型遮へい容器 (図 5.2.4-2)

(イ) ドラム缶 (ロ) 遮へい蓋

(2) 遮へい計算

上記「MIII型遮へい容器」及び「D-50A型遮へい容器」について遮へい計算を行った。

(a) 計算条件

① MIII型遮へい容器の計算条件

封入容器内に、Co-60、 $3.7 \times 10^{11} \text{Bq}$ (10Ci) ^{※3}が均一に分布している状態。

② D-50A型遮へい容器の計算条件

封入容器内に、Co-60、 $1 \times 10^{10} \text{Bq}$ ^{※4}が均一に分布している状態。

※3：※1の条件に準じた値。

※4：D-50A型遮へい容器の、側部及び上下部表面を評価点とし、表面線量当量率の最大値が基準値 (<2mSv/h) を満足する線源強度を評価するため、暫定的に設定した。

上記の条件で、遮へい計算ソフト「QAD-CGGP2R」により解析した。

(b) 解析結果

表 5.2.4-1 遮へい計算結果

		最大線量率 [$\mu \text{Sv/h}$]		保安規定の制限値 [$\mu \text{Sv/h}$]	
		表面	at 1 m	表面	at 1 m
MIII型 遮へい容器	側部	1890	285	2000	100
	下部 (底部)	1120	163		
	上部 (蓋部)	1410	166	2000	100
D-50A型 遮へい容器	側部	1980	152	2000	100
	下部 (底部)	1660	113		
	上部 (蓋部)	967	73.2		

表 5.2.4-1 に示すとおり、表面における線量率は保安規定に定める制限値 $2000 \mu \text{Sv/h}$ を下回っているが、at 1 m では保安規定の制限値 $100 \mu \text{Sv/h}$ を超えている箇所がある。実際に、このように保安規定に定める制限を超えるものを運搬する必要がある場合は、保安規定を守るために、遮へい容器表面を更に遮へい材で覆う。

(上坂貴洋)

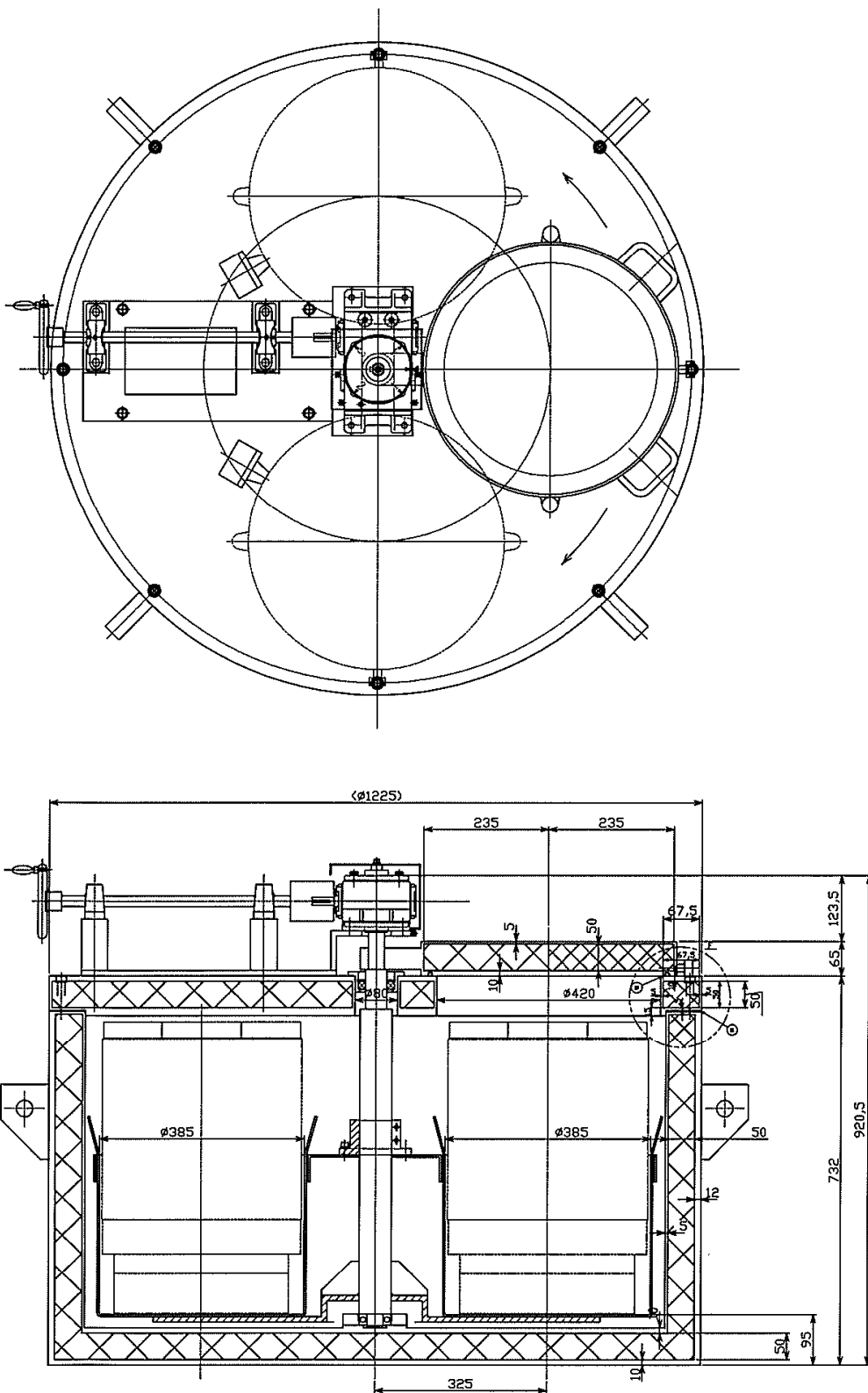


图 5.2.2-2 保管体運搬容器概略図 (簡易式)

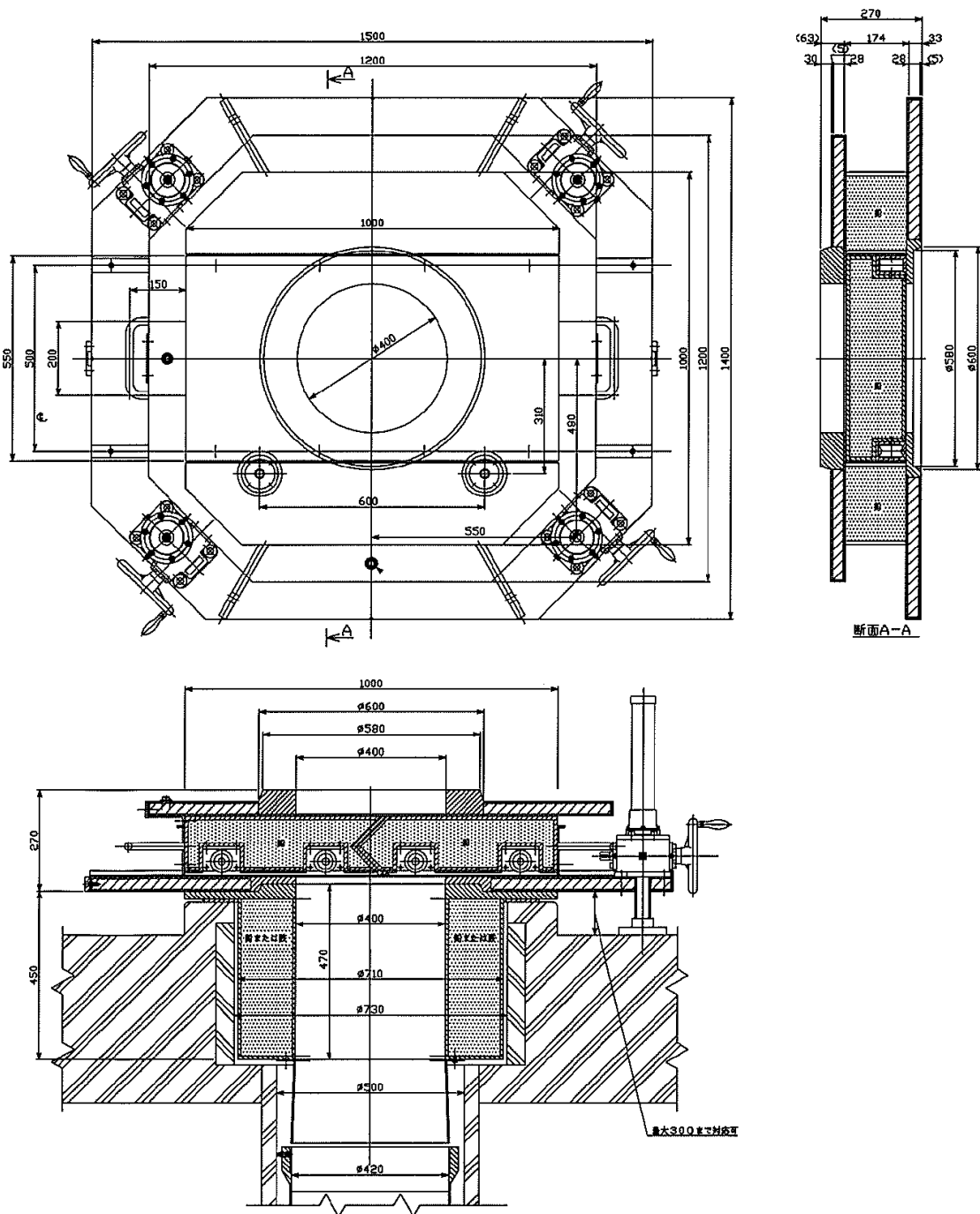
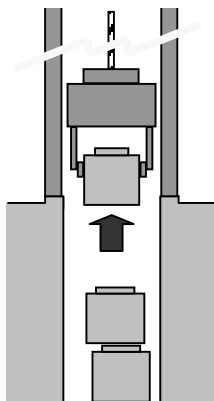
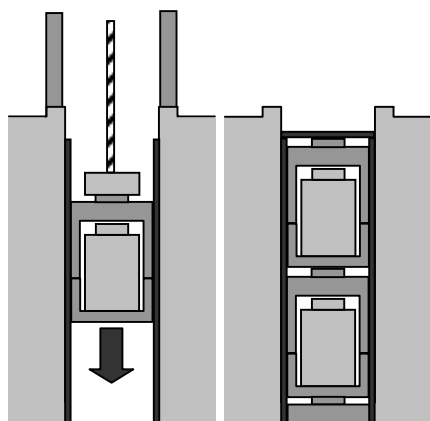
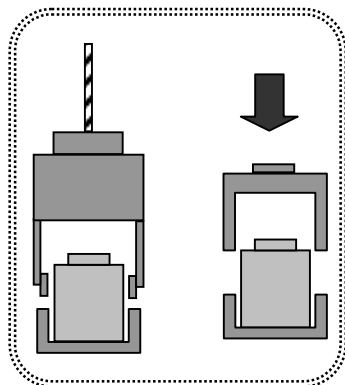


図 5.2.2-3 可搬式 γ ゲート概略図



保管体吊上げ作業



カバーケースを内管へ挿入、内管の蓋閉め

図 5.2.3-1 実証試験の手順

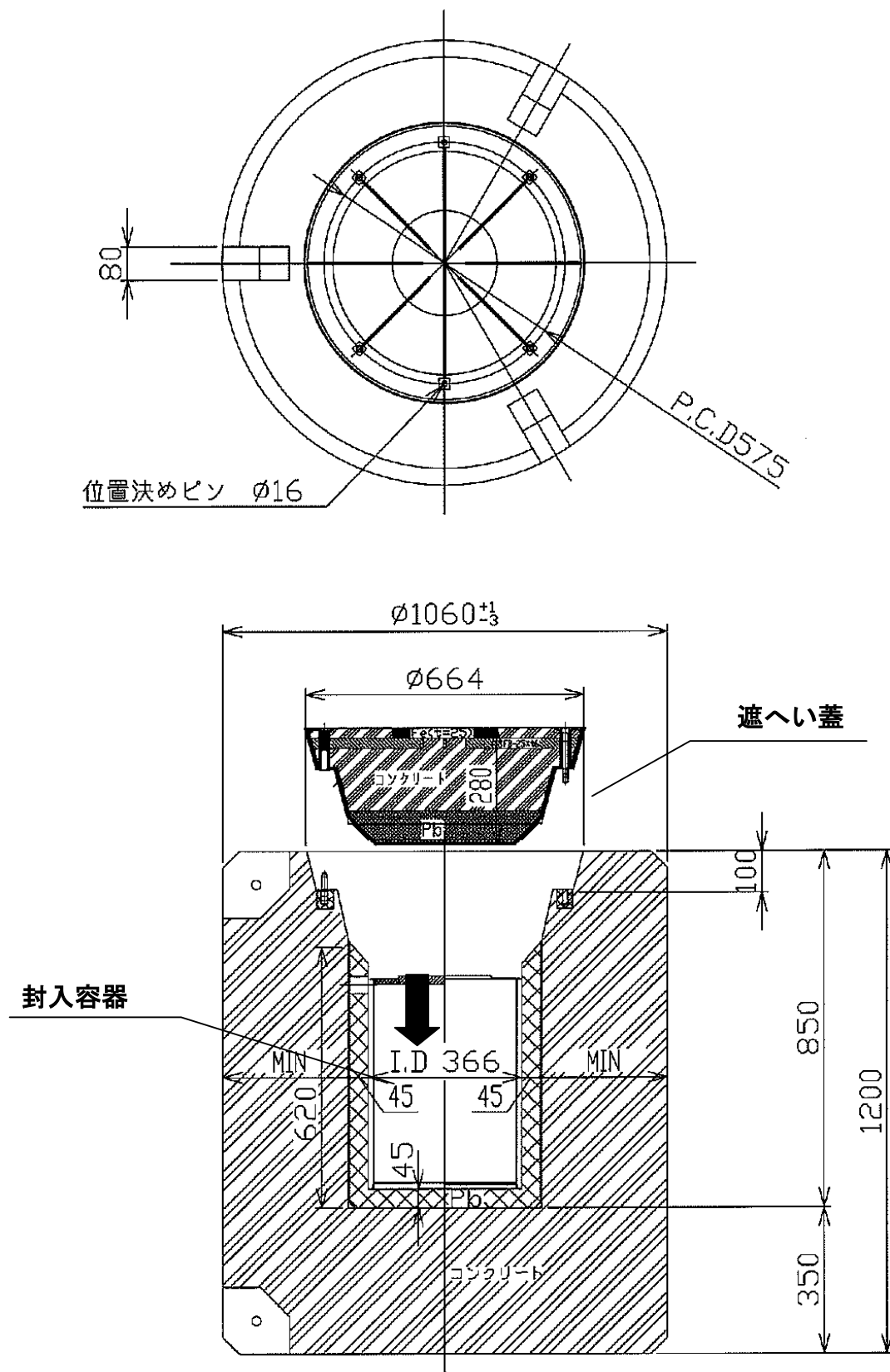


図 5.2.4-1 蓋締め方式のMIII型遮へい容器

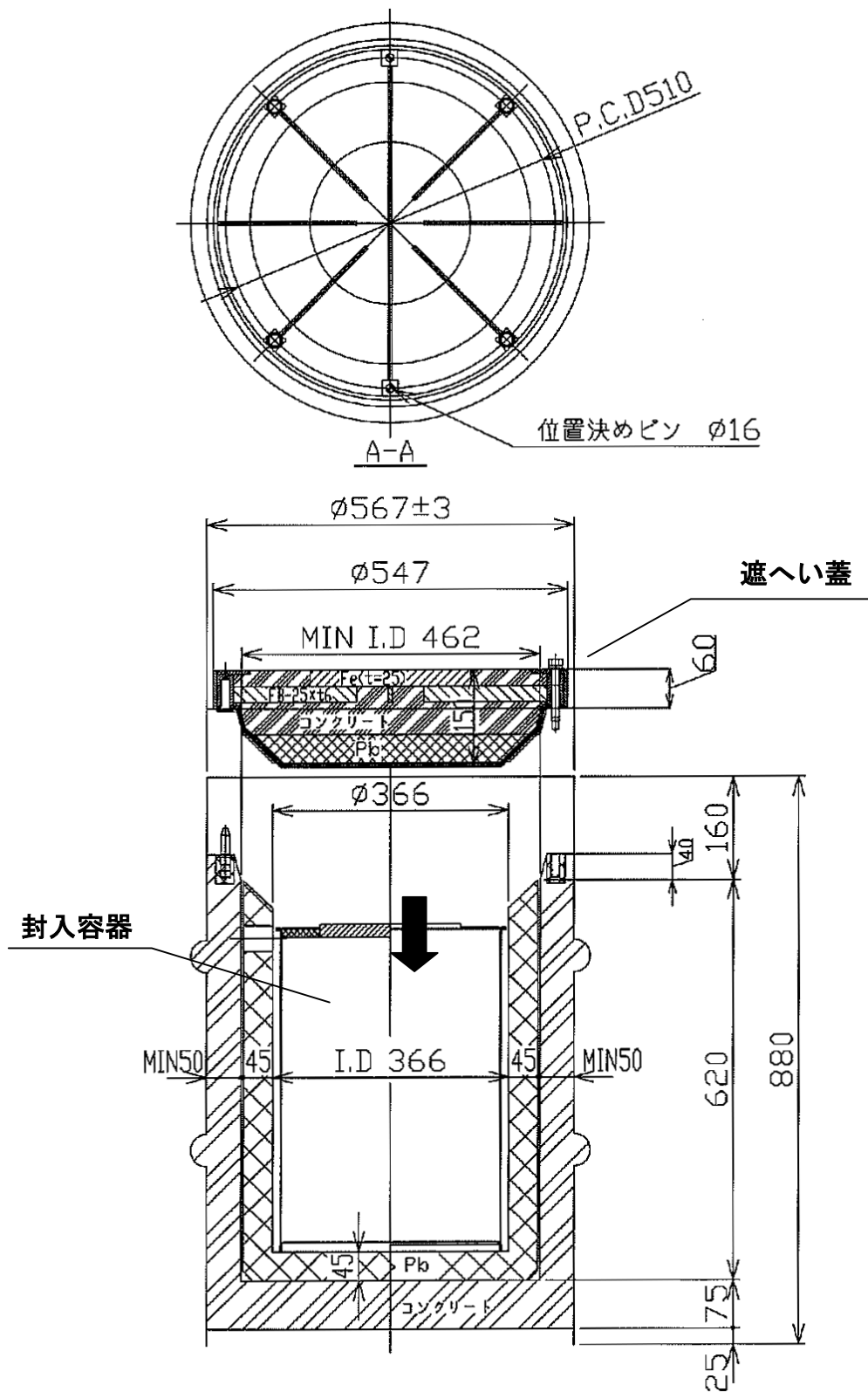


図 5.2.4-2 蓋締め方式の D-50A 型遮へい容器

6 施設の廃止措置

6.1 廃止措置施設と年次計画

原子力機構では、使命を終了し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。

6.1.1 第1期中期計画

第1期中期計画（2005年度から2009年度）で廃止措置終了を予定している施設は、高温ガス炉臨界実験装置（VHTRC）を含め8施設である。このうち、放射性物質放出実験装置（VEGA）は2005年度に解体撤去を終了している。セラミック特別研究棟及びプルトニウム研究2棟については、2007年度に機器の解体撤去を行い、管理区域の解除を行った。2008年度に建家を撤去し更地化を行う予定である。また、冶金特別研究棟、再処理試験室、同位体分離研究施設、高温ガス炉臨界実験装置（VHTRC）、高性能トカマク開発試験装置（JFT-2M）は、2009年度までに終了する予定である。

なお、廃止措置計画の認可を受けているJRR-2は、RI・研究所等廃棄物処分場の稼働までの間は原子炉を安全貯蔵として維持管理を行う。再処理特別研究棟は核燃料施設の廃止措置技術の開発を行いながら解体を継続しており、ホットラボ施設は建家の一部を未使用核燃料物質の一括貯蔵施設として再利用し、その他の設備機器の解体を継続している。また、WASTEF、BECKY「空気セル」は2009年度までに使用を停止する予定である。

これら廃止措置対象施設を以下に、第1期中期計画における廃止措置計画を表6.1.1に示す。

（白石 邦生）

(1) 2009年度までに終了する施設

(a) 使命を終えた施設の廃止措置

- ①放射性物質放出実験装置（VEGA）
- ②高温ガス炉臨界実験装置（VHTRC）
- ③同位体分離研究施設
- ④高性能トカマク開発試験装置（JFT-2M）



VHTRC、
同位体分離研究施設



JFT-2M 施設

(b) 類似・重複する機能を他の施設に集約重点化することにより廃止する施設

- ①冶金特別研究棟
- ②再処理試験室
- ③プルトニウム研究 2 棟
- ④セラミック特別研究棟



冶金特別研究棟



再処理試験室



プルトニウム研究 2 棟



セラミック特別研究棟

(2) 2014 年度までの終了を目指し所用の取り組みを進めている施設

(a) 使命を終えた施設の廃止措置

- ①再処理特別研究棟



再処理特別研究棟



ホットラボ施設

(b) 類似・重複する機能を他の施設に集約重点化することにより廃止する施設

- ①ホットラボ施設（照射後試験施設）

表 6.1.1 原科研における中期廃止措置計画（2005 年度から 2009 年度）

	2005	2006	2007	2008	2009	2010 以降
放射性物質放出実験装置 (VEGA)	装置撤去 					
高温ガス炉臨界実験装置 (VHTRC)				燃料移送	機器撤去 	建家解体
同位体分離研究室				機器撤去 	▼ 	建家解体
高性能トカマク開発試験装置 (JFT-2M)			機器撤去 	▼		
冶金特別研究棟			機器解体 	▼ 	建家解体	
再処理試験室				機器解体 	▼ 	建家解体
プルトニウム研究 2 棟			機器撤去 	▼ 	建家解体	
セラミック特別研究棟			機器撤去 	▼ 	建家解体	
再処理特別研究棟	H8～ 		機器撤去			
ホットラボ施設	H15～ 		機器撤去			
JRR-2		安全貯蔵 				

▼管理区域解除

6.1.2 第2期中期計画

第2期中期計画では、ホットラボ、再処理特研の解体の継続と、液体処理場等の廃止措置が計画され、安全確認点検調査で汚染が確認されたモックアップ建家もその対象としている。以下に、原子力科学研究所における廃止措置の次期中期計画を示す。

- (1) 再処理特研：2014年度までの終了を目指す。
- (2) ホットラボ：2012年度までに終了を目指す。
- (3) 液体処理場：2010年度から解体に着手し、2014年度までの終了を目指す。
- (4) ウラン濃縮研究棟、プルトニウム研究1棟
：2012年度に解体に着手し、2014年度までの終了を目指す。
- (5) 圧縮処理装置：2013年度に解体に着手し、2014年度までの終了を目指す。
- (6) モックアップ建家：2010年度に解体に着手し、2013年度までの終了を目指す。

以上の計画において、保管廃棄施設の保管余力の逼迫及び廃止措置に係る予算の制限から、解体を継続している施設を含め、廃止措置計画の再検討が行われている。

(富居 博行)

6.1.3 廃止措置計画検討委員会の活動

原子力科学研究所における廃止措置を計画的に確実に遂行するため、本年6月に、副所長を委員長とし所内の関係部及び関係部門からの委員により構成する「原子力科学研究所廃止措置計画検討委員会」を設置した。第1回委員会において、「廃止措置を進めるには、対象施設に保管されている核燃料物質、放射性同位元素、高放射性廃棄物を移動する必要があること」、また、「廃止措置計画策定には、施設利用者のニーズ、実施工程や発生廃棄物、予算規模等を把握する必要があること」が議論され、これら2つの課題に関する調査、検討を進めるため、同委員会の下に「不用核燃料・R I 処置検討WG」と「次期中期計画策定のためのWG」とを設けた。

本年度は、廃止措置対象施設のニーズ調査、スケジュール及び資金展開、放射性廃棄物の管理、不用核燃料物質の処置等を検討し、その結果に基づいたケーススタディを実施して、原科研としての廃止措置計画案をとりまとめた。

(白石 邦生)

6.2 廃止措置の実施状況

6.2.1 JRR-2

2007年度におけるJRR-2の廃止措置については、原子力規制室発出の「廃止措置計画の認可後における安全性の確認について」の事務連絡に基づき、2007年6月4日、茨城原子力安全管理事務所に提出した「2007年度JRR-2原子炉の廃止措置に係る工事工程明細表」に記載したとおり、工事がなかった。

廃止措置に係る工事は無かったが、廃止措置計画にしたがい、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、本体施設管理手引に基づいて実施した。以下に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、2007年度のJRR-2施設定期自主検査を2008年2月1日から2008年3月14日に実施した。結果として、本体、特定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

本体施設管理手引に基づき、2007年度本体施設の自主検査を2007年10月25日から2008年2月21日に実施し、結果は良好であった。

(3) 施設の巡視点検

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。施設に異常等は無かった。

(4) 保安規定遵守状況検査

四半期毎に実施された次の保安規定遵守状況検査を受検し、指摘事項は無かった。

第1四半期：2007年 5月30日

第2四半期：2007年 9月 4日

第3四半期：2007年 11月29日

第4四半期：2008年 3月 6日

(5) 原子力保安検査官による施設巡視等

2007年度は以下の期日に施設巡視が行われ、指摘事項は無かった。

2007年 5月30日、11月13日、12月25日、2008年 1月23日、2月28日、3月28日

また、2007年度は、原子炉施設保安規定及び本体施設管理手引の一部改正を行った。

(1) 原子炉施設保安規定（第4編）の一部改正

改正内容：工務技術部の組織名称の変更（工務第1課長→工務第2課長）

認可日：2008年 3月24日 施行日：2008年 4月 1日

(2) JRR-2 本体施設管理手引の一部改正

改正内容：工務技術部の組織名称の変更（工務第1課長→工務第2課長）

JRR-2 本体施設自主検査の検査項目の変更

部内品質保証委員会：2008年 3月25日 施行日：2008年 4月 1日

(大川 浩)

6.2.2 セラミック特別研究室建家

セラミック特別研究室建家の廃止に係る作業は、核燃料使用施設と放射性同位元素使用施設である使用施設、貯蔵施設及び廃棄施設の解体撤去を2007年3月中に終了し、2007年4月以降は管理区域解除のための床、壁、天井面等の汚染測定を実施した。セラミック特別研究室建家の廃止作業を実施した期間は2006年12月から2008年2月であった。作業実績を表6.2.2-1に示す。

(汚染測定は、2007年7月から9月の間は安全確認点検調査のため中断した。)

コンクリート製実験台及び床、壁面のうち、確認された汚染箇所を対象に、ハンドブレーカー等で汚染を除去した。

管理区域解除のため、管理区域全域の表面密度及び1センチメートル線量当量率の測定を行った。表面密度は、全 α 及び全 β を間接法及び直接法で測定した。トリチウムについては、コンク

リート試料等を採取し、浸出法により液体シンチレーション測定装置で測定した。測定の結果、表面密度は管理区域の全域について検出下限表面密度未満であった。また、トリチウム濃度についても検出下限濃度未満であった。

1センチメートル線量当量率は、管理区域全域についてサーベイメータで測定した結果、バックグラウンドレベルの $0.2 \mu\text{Sv/h}$ であった。

解体撤去作業で発生した放射性廃棄物の発生量は、可燃カートンボックス 839 個 (^3H を含むもの : 33 個)、不燃 S-I 容器 24 個、不燃ドラム缶 73 本、HEPA フィルタ 14 個、プレフィルタ 15 個であり、放射性廃棄物処理場に引き渡した。

作業期間中における人工数は 1011 名であり、作業者の外部被ばく及び内部被ばくは検出されなかった。

管理区域の解除の手続きとして、放射線障害予防規程及び少量核燃料物質使用施設等保安規則のセラミック特別研究室に関する記述を、2008 年 4 月 1 日付けで削除する予定である。

(照沼 章弘)

6.2.3 プルトニウム研究 2 棟

プルトニウム研究 2 棟の核燃料物質使用の廃止に伴い、廃止措置に係る作業は、2007 年 6 月中に設備機器の解体撤去を終了し、2007 年 7 月以降は管理区域解除のための床、壁、天井面等の汚染測定を実施した。プルトニウム研究 2 棟の廃止措置作業を実施した期間は 2007 年 4 月から 2008 年 2 月であった。作業実績を表 6.2.3-1 に示す。(汚染測定は、2007 年 7 月から 2007 年 9 月の間は安全確認点検調査のため中断した。)

管理区域解除のため、管理区域全域の表面密度及び 1センチメートル線量当量率の測定を行った。表面密度は、全 α 及び全 β を間接法及び直接法で測定した。トリチウムについては、コンクリート試料等を採取し、浸出法により液体シンチレーション測定装置で測定した。測定の結果、表面密度は管理区域の全域について検出下限表面密度未満であった。また、トリチウム濃度についても検出下限濃度未満であった。

1センチメートル線量当量率は、管理区域全域についてサーベイメータで測定した結果、バックグラウンドレベルの $0.2 \mu\text{Sv/h}$ であった。

解体撤去作業で発生した放射性廃棄物の発生量は、可燃カートンボックス 98 個、不燃ドラム缶 36 本、HEPA フィルタ 15 個、プレフィルタ 6 個であり、放射性廃棄物処理場に引き渡した。

作業期間中における人工数は 256 名であり、作業者の外部被ばく及び内部被ばくは検出されなかった。

核燃料物質使用の廃止に伴い、プルトニウム研究 2 棟の管理区域を解除するために、使用施設の解体から開始し、貯蔵施設及び廃棄施設の設備機器類を解体撤去後、管理区域解除のための汚染測定を行って終了した。

管理区域の解除の手続きとして、放射線障害予防規程及び少量核燃料物質使用施設等保安規則のプルトニウム研究 2 棟に関する記述を、2008 年 4 月 1 日付けで削除する予定である。

(宇佐美 淳)

6.2.4 冶金特別研究棟

建家の施錠管理、施設内の防火点検等の維持管理を継続するとともに、廃止措置を実施するための法手続を行った。所内の審査を含めた法手続の経過は、次のとおりである。

冶金特別研究棟は、核燃料物質使用施設及び放射性同位元素使用施設の両方の位置付けの規制を受けている。核燃料物質の使用の廃止については、2007年4月16日に部内品質保証委員会で部としての審査を受け、2007年4月26日に所の使用施設等安全審査委員会の審査を受けた。その後、核燃料物質の使用の変更の許可を、2007年9月21日付けで文部科学大臣に申請し、2007年11月13日付けで許可を受けた。当該変更許可申請に伴い、2007年9月25日付けで茨城県原子力安全協定に基づく原子力施設の変更に関する報告を行った。一方、放射性同位元素の使用の廃止については、所内の審査を2006年度にすでに受けており、許可使用に係る軽微な変更を2007年11月14日付けで文部科学大臣に届け出た。

法手続が終了し、2008年3月3日から不要物品の撤去、床の塗装材のはく離等の除染作業に着手した。2008年3月31日までの作業で発生した放射性廃棄物の量は可燃カートンボックス240個で、作業期間中の人工数は216人であった。

(内藤 明)

表 6.2.2-1 セラミック特別研究室建家の廃止の作業実績

時期	2006/12	2007/1	2	3	4	5	6	10	11	12	2008/1	2	3	4
使用施設	◆三連フードの解体 ◆グローブボックスの解体 ◆一連フードの解体 ◆プレスの解体													
貯蔵施設	◆核燃料物質保管庫の解体 ◆整理棚保管庫の解体													
液体廃棄施設	◆フード等の排水管撤去 ◆廊下ピット内配管撤去 ◆14,16号室埋設配管及び汚染検査室の埋設配管撤去 ◆13,17,20号室の埋設配管撤去 ◆19号室の埋設配管撤去 ◆18号室の埋設配管撤去 ◆DPタンク関係室の解体 ◆DPタンク、配管、機器類の解体 ◆DPタンクの解体													
気体廃棄施設	◆建家内の排気ダクト撤去(排気第3系統) ◆フード撤去(排気第2系統) ◆建家内の排気ダクト撤去(排気第1系統) ◆排気大1,2系統のフィルタユニット下流側解	◆建家内の排気ダクト撤去(排気第3系統) ◆フード撤去(排気第2系統) ◆建家内の排気ダクト撤去(排気第1系統) ◆排気大1,2系統のフィルタユニット下流側解	◆排風機室関係の解体 ◆排気第1系統のフィルタユニット解体 ◆排気第2系統のフィルタユニット解体 ◆排気第3系統のフィルタユニット解体											
除染及び汚染検査	◆建家内床表面塗装材の剥離 ◆13,14,16,17号室コンクリート製実験台の除染 ◆18号室床の除染	◆DPタンク室床表面塗装材の剥離 ◆15号室の除染 ◆汚染箇所除染 ◆建家及びDPタンク室の汚染検査	◆汚染箇所除染 ◆建家及びDPタンク室の汚染検査											
その他														管理区域解除

表 6.2.3-1 プルトニウム研究2棟の廃止の作業実績

時期	2007/4	5	6	10	11	12	2008/1	2	3	4	
使用施設	<ul style="list-style-type: none"> ◆グローブボックス周辺機器、接続配管の撤去 ◆グローブボックス本体の解体 	<ul style="list-style-type: none"> ◆カートンボックス保管用金属製棚の撤去 	<ul style="list-style-type: none"> ◆ホット排水管等の撤去 ◆ホット流し台の撤去 ◆屋内ホット排水理設配管の撤去 ◆屋外ホット排水理設配管の撤去 	<ul style="list-style-type: none"> ◆屋内排気ダクトの撤去 							
貯蔵施設	<ul style="list-style-type: none"> ◆核燃料物質保管庫の撤去 										
固体廃棄施設	<ul style="list-style-type: none"> ◆安全確認点検調査のため作業中断 										
液体廃棄施設											
気体廃棄施設				<ul style="list-style-type: none"> ◆排風機室関係の解体・撤去 ◆2次系排風機、排気ダクト解体 ◆1次系排気ダクト、フィルタユニット解体 ◆排気筒の解体・撤去 							
除染及び汚染検査		<ul style="list-style-type: none"> ◆屋内床表面塗装材の剥離 ◆1号室床面コンクリートの破砕 ◆2号室床面コンクリートの破砕 ◆廊下床面及び壁面コンクリートの破砕 									
その他											<ul style="list-style-type: none"> ◆管理区域解除

7 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

7.1 クリアランス計画

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1つとして、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、現在、保管廃棄施設・NL に保管廃棄している放射能レベルの非常に低いコンクリートを対象としたクリアランスの実現を目指している。

7.2 クリアランス対象物

クリアランス対象物は、旧 JRR-3 の改造工事に伴って発生し、現在、保管廃棄施設・NL に保管廃棄している放射能レベルの非常に低いコンクリートで、その物量は約 4,000 トンである。クリアランス対象物の発生場所は、主に炉室内の制御室、セミホットケープ、使用済燃料貯槽 (No.1)、炉室の床・壁、炉室円筒壁、コンクリートダクトである。コンクリートの形状には、がら状のものと同ブロック状のものがある。

保管廃棄施設・NL は半地下ピット式の構造で、1ピットあたり約縦 5m×横 10m×深さ 5m、容積約 250m³である。このピットにクリアランス対象物であるコンクリートが収納されている。

図 7.2.1 にクリアランス対象物の保管場所を、図 7.2.2 にクリアランス対象物の保管状況を示す。

7.3 放射能濃度の測定及び評価の認可申請

2006 年度に引き続き、2007 年度はクリアランス対象物の放射能濃度の測定及び評価の方法の認可申請書案について文部科学省に逐次説明を行い、2007 年 11 月 8 日付けで「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」第 61 条の 2 第 2 項に基づく放射能濃度の測定及び評価の方法の認可申請を文部科学大臣に行った。

認可申請以降、文部科学省において認可基準への適合性について審査が行われた。なお、審査にあたっては、技術的専門家で構成されるクリアランスアドバイザー会合（非公開）が文部科学省に設置されて技術的な内容が審査されており、その一環として 2007 年 11 月 21 日及び 12 月 10 日に JRR-3、保管廃棄施設・NL 等の現地調査が行われた。

7.4 今後の予定

認可取得後は、必要な設備・機器等のハード面の整備、保安規定、品質保証文書、作業マニュアル等のソフト面の整備を進め、2008 年度末から認可された放射能濃度の測定及び評価の方法を用いて実作業を開始する予定である。その後、現在の計画では、2013 年度末までの約 4 年間でクリアランス対象物全量をクリアランスする予定である。

(里山 朝紀)

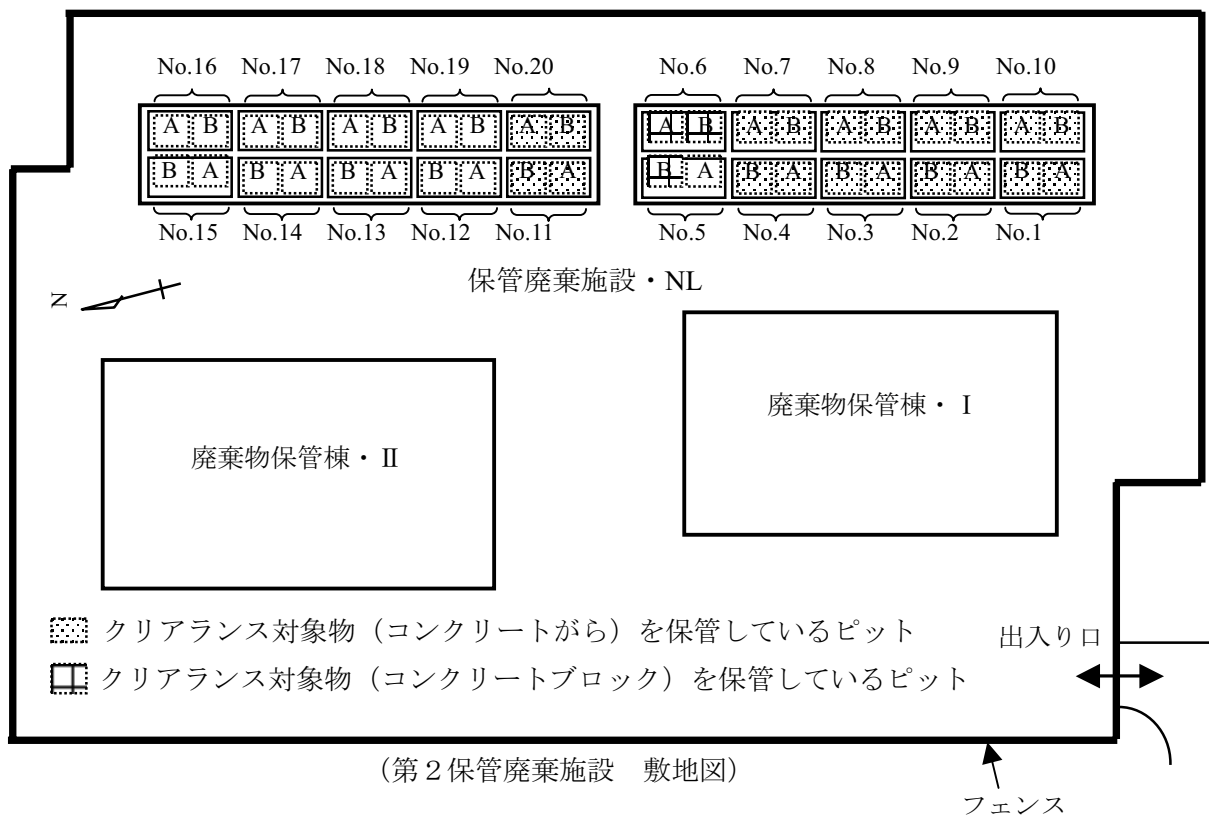


図7.2.1 クリアランス対象物の保管場所



(コンクリートがら)



(コンクリートブロック)

図7.2.2 クリアランス対象物の保管状況

8 技術開発及び研究

8.1 廃棄物処分にむけた各種廃棄物の分析

8.1.1 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、スケーリングファクタ法等の統計的手法を適用する計画である。統計的手法を確立するためには、適切な代表試料の放射化学分析を行って、十分な放射能濃度データを取得する必要がある。

2006年度末までに、固化前濃縮廃液 44 試料、第 2 廃棄物処理棟セルのスミア 8 試料の分析に着手しており、得られた放射能データに対し t-検定を行うことにより、Cs-137(key 核種)と Sr-90、Tc-99、I-129、Eu-154、 α 核種との相関関係が認められている¹⁾。

2007 年度は、固化前濃縮廃液 10 試料の Pu-238、Pu-239+240 分析、同 5 試料の H-3、C-14 分析、JRR-3 金属廃棄物試料 5 試料の Ni-59、Ni-63 分析を行った。

H-3、C-14 は燃焼法によって分離し、液体シンチレーションカウンタを用いて測定した。Pu-238、Pu-239+240 は抽出クロマトグラフィにより分離し、 α 線スペクトロメータを用いて定量した。Ni-59、Ni-63 は陰イオン交換樹脂と陽イオン交換樹脂を用いて Co-60、Eu-154 等を除去した後、抽出クロマトグラフィにより分離した。Ni-59 は γ 線スペクトロメータを用いて測定し、Ni-63 は液体シンチレーションカウンタを用いて測定した。

8.1.2 分析結果

2007 年度末までに取得したデータに対し、Co-60 または Cs-137 を key 核種として、t-検定を行った結果を表 8.1.2-1 に示す。表中の t 値が、 $t(n-2,0.01)$ 値より大きければ、相関関係ありの判定である。濃縮廃液の Pu-238、Pu-239+240、H-3、C-14 は、昨年度と同様の判定結果であった。金属試料中の Ni-59、Ni-63 は、Co-60 と相関関係なしの判定であったが、t 値が $t(n-2,0.01)$ 値に近いことから、今後分析を進めることにより、相関関係ありの判定を得ることが期待できる。

8.1.3 今後の予定

今後は、固化前濃縮廃液、金属廃棄物の分析を継続するとともに、核燃料物質使用施設から採取した廃棄物の分析に着手する。

参考文献

- 1) JAEA-Review 2007-056 バックエンド技術部年報 (2006 年度)

(星 亜紀子)

表 8.1.2-1 分析結果

試料性状	核種	key 核種	分析 試料数*	t	t(n-2,0.01)	相関関係の 有無の判定
濃縮廃液	H-3	Co-60	13(5)	0.44	3.11	無
	C-14	Co-60	13(5)	0.36	3.11	無
	Ni-63	Co-60	13	2.05	3.11	無
	Sr-90	Cs-137	41	5.94	2.71	有
	Tc-99	Cs-137	29	2.48	2.77	無
	I-129	Cs-137	41	7.89	2.71	有
	Eu-154	Cs-137	29	3.10	2.77	有
	Np-237	Cs-137	7	5.87	4.03	有
	Pu-238	Cs-137	41(10)	8.37	2.71	有
	Pu-239+240	Cs-137	41(10)	7.16	2.71	有
	Am-241	Cs-137	31	6.75	2.76	有
	Am-243	Cs-137	13	6.03	3.11	有
	Cm-244	Cs-137	34	3.90	2.73	有
スミア試料	Sr-90	Cs-137	8	27.8	3.71	有
	Cm-244	Cs-137	8	14.1	3.71	有
金属試料	Ni-59	Co-60	(5)	4.50	5.84	無
	Ni-63	Co-60	(5)	4.73	5.84	無

* : 2007 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 2007 年度実施した試料数。

8.2 再処理特別研究棟における廃液貯槽（LV-2）の一括撤去

8.2.1 一括撤去作業の概要

廃液長期貯蔵施設内の LV-2 室（4.1m 縦×4.1m 横×6.2m 高）内には、湿式再処理試験で発生した A0 脱被覆廃液を貯留した廃液貯槽 LV-2（2.6m 径×3.2m 高、重量約 2.2 t）が縦置きに設置されている。廃液貯槽 LV-2 は、建家内で切断せずに建家外へ搬出する一括撤去とし、この工法による安全性等を確認するため、建家コンクリートの一部に開口を設けて一括撤去を行い、解体分別保管棟へ搬入する計画とした。一括撤去の準備作業である、LV-2 室内に敷設されていた接続配管等の撤去及び廃液貯槽 LV-2 の除染、密封、梱包、天井サポート用足場設置までの作業は既に終了しており、2007 年度は、LV-2 室天井の一部撤去、LV-2 室天井の開口設置、廃液貯槽 LV-2 の搬出・搬送、LV-2 室天井の閉鎖、LV-2 室床面の修復を行った。LV-2 室の設備・機器の配置図を図 8.2.1-1 に、廃液貯槽 LV-2 一括撤去の概念図を図 8.2.1-2 に示す。

LV-2 室天井は、LV-2 室のコンクリート製天井を屋外（管理区域外）から約 1,100mm の深さまで撤去し、残っている内側（管理区域側）の厚さ約 200mm のコンクリートを、屋外に天井開口用グリーンハウス（以下「天井開口用 GH」という。）を設置して一時管理区域を設定した後に撤去した。

LV-2 室天井の一部撤去作業における LV-2 室上部ポンプピット壁及び天井部コンクリートの撤去には、冷却水の浸透による汚染拡大防止のため、乾式コアボーリングによる穿孔及び乾式ワイヤーソーによる切断工法を用いた。LV-2 室上部ポンプピット蓋の取り外し及び貫通プラグの撤去には、移動式クレーンを使用した。乾式コアボーリングの穿孔及び乾式ワイヤーソーの切断作業におけるコンクリート粉塵の飛散防止のため、屋外のポンプピット周囲に簡易ハウスを設置した。

ポンプピット北側壁を 2 分割し撤去するため、乾式コアボーリングにより壁を穿孔し、ワイヤーソーを設置するスペースを確保した後切断を行った。切断したポンプピット壁は、移動式クレーンを使用し撤去するため、一時的に屋外簡易ハウスの屋根を取り外して仮置き場所へ搬出した。天井部コンクリートも同様に、乾式コアボーリングによる穿孔及び乾式ワイヤーソーにより 6 分割のブロックに切り分けた後、移動式クレーンを使用し仮置き場所へ搬出した。乾式ワイヤーソーによる切断においては、切断後に残された約 200mm 厚のコンクリートに荷重が加わらないように、事前に吊金具をコンクリート上部に設置して、鋼材を介して開口部周囲のコンクリートへ荷重を伝える構造とした。撤去したコンクリートについては、再利用するため機構内の指定された場所へ移動し保管した。

LV-2 室天井の開口、廃液貯槽 LV-2 の搬出・搬送、LV-2 室天井の閉鎖までの作業を一時的に管理区域内の作業として行うため、LV-2 室上部に耐震 C クラスの仮設防護建家を設置し、建家内部に同等の耐震クラスの天井開口用グリーンハウス（以下「GH」という。）（3 室構造）を設置した。LV-2 室から天井開口用 GH 内と GH の密閉性を維持したまま、移動式クレーンを使用して廃液貯槽 LV-2 の吊上げを行うため、GH は、ワイヤーロープ養生用スリーブ及び GH 天井開口を設けるための天井開口用ファスナを設けた構造とした。

LV-2 室天井の開口は、天井開口用 GH を設置し一時管理区域に設定後、天井部の約 200mm 厚のコンクリートを 2 台のエアブレイカにより破碎、撤去して設けた。破碎作業は、周辺部からの

片持梁の長さが最も短くなるように中央部から周辺方向に広げる順序で進め、コンクリート中の鉄筋は、コンクリート大半を破砕した後に、バンドソー及びセーバーソーにより切断し撤去した。破砕作業により発生したコンクリートと鉄筋は、分別した上で放射性廃棄物とした。

廃液貯槽 LV-2 を天井開口用 GH へ搬出するため、LV-2 室内の天井サポート用足場を解体し、LV-2 室内に仮置きした。移動式クレーンを使用して仮設防護建家の屋根の一部（東側）を一時的に取外し、ワイヤーロープ養生用スリーブを使用して廃液貯槽 LV-2 を吊上げ、天井開口用 GH 内へ移動し仮置きした。天井開口部には転落防止措置を行い、足場板等により仮閉鎖した。

解体分別保管棟へ搬送する前に汚染検査等の搬送準備作業を行い、移動式クレーンを使用して GH の天井開口用ファスナから廃液貯槽 LV-2 を吊上げ、屋外の仮置き場所へ移動した。仮置き場所にて、廃液貯槽 LV-2 の吊り位置を調整し輸送車両へ積載した。

LV-2 室天井の閉鎖に当たっては、LV-2 室内を整理し作業用の仮設足場を設置した。天井部の開口面（約 3m×3m）に、鋼材（みぞ型鋼）をアンカーボルトで固定し、蓋となる鋼板（6m厚）9 枚を、Tig 溶接により全周溶接（ポンプピット壁面の取合部を除く）した。ポンプピット壁面と鋼製蓋の隙間は、シーリング材により密閉した。また、LV-2 室側の天井面には、耐火処置として耐火ボードを取付けた。LV-2 室天井の閉鎖後、一時管理区域の設定解除及び天井開口用 GH を撤去し、GH のテント材は、放射性廃棄物とした。

ポンプピット北側壁は、撤去跡に鉄筋及び型枠を設置しコンクリートを打設して復旧した。ポンプピット北側壁の復旧後に、移動式クレーンを使用し、仮設防護建家の撤去及びポンプピット蓋の復旧を行った。

LV-2 室の床面を補修するため、LV-2 室に出入用の昇降足場を設置し、室内の不要資材等を撤去した。床面に残された LV-2 コンクリート架台 4 基の撤去に先立ち、コンクリート粉塵飛散防止のためのはつり用簡易ハウスを設置した。架台の撤去には、静的破砕材及びエアブレーカを使用した。コンクリート中の鉄筋は、セーバーソーにより切断した。撤去後は、はつり用簡易ハウスに汚染のないことを確認し撤去した。コンクリート架台の撤去跡は、モルタルにより床面と同じ高さに平滑に仕上げ、塗装を行った。この作業で発生したコンクリート及び鉄筋は、分別した上で放射性廃棄物とした。

以上のほか、LV-1 室内設備・機器等の解体準備として、LV-1 室壁の一部開口及び LV-1 室内の調査を行った。LV-1 室への入室ルートを確認するためコンクリート粉塵飛散防止の開口用簡易ハウスを設置し、エアブレーカ等により LV-1 室のコンクリート壁に開口を設けた。コンクリートの鉄筋は、セーバーソーにより切断した。開口部（0.7m 縦×0.7m 横×0.5m 長）から LV-1 室へ入室し、室床面の堆積物、廃液貯槽 LV-1 内の廃液、廃液貯槽 LV-7 凝縮水配管ルート等の調査を行った。調査終了後は、開口部を合板で仮閉鎖した。

（萩谷 和明）

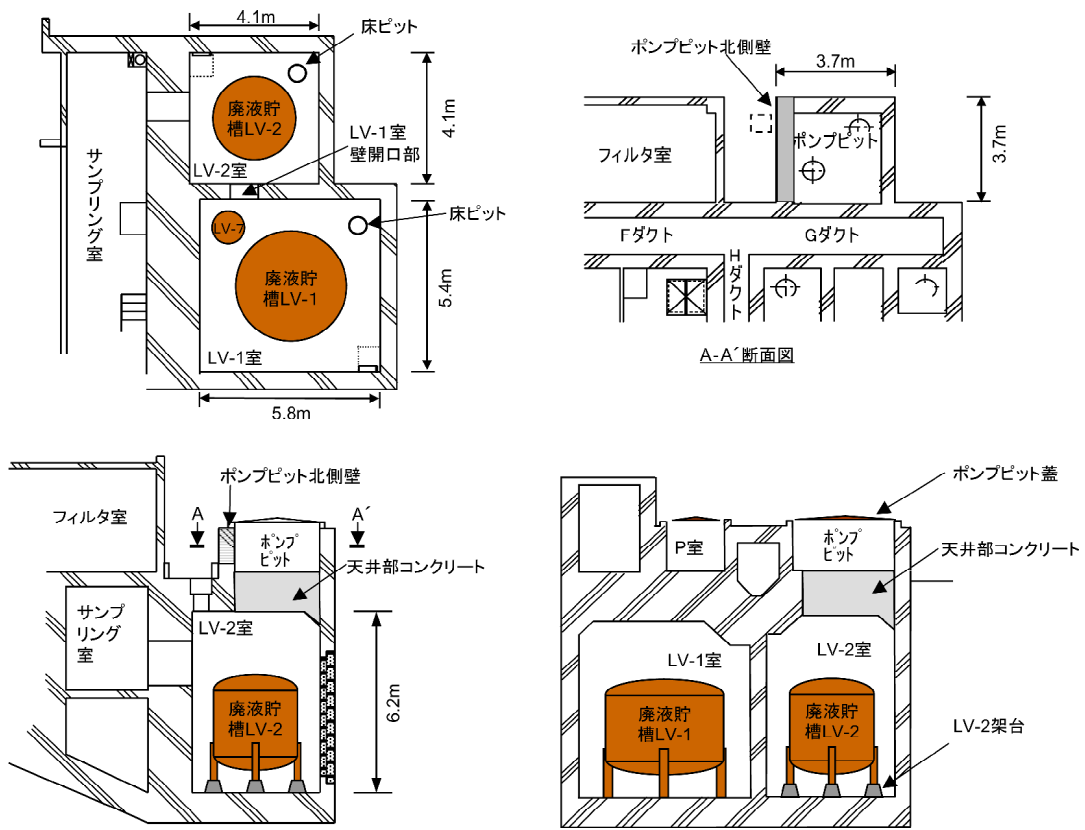


図8.2.1-1 LV-2室の設備・機器の配置図

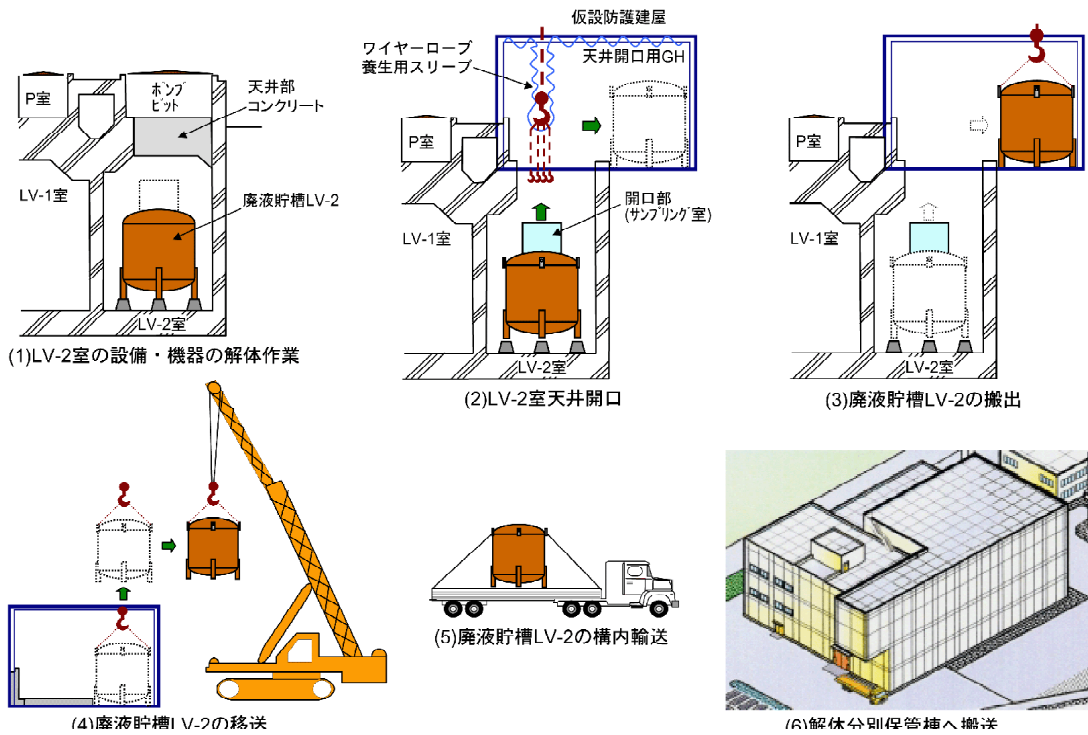


図8.2.1-2 廃液貯槽LV-2の一括撤去の概念図

8.2.2 一括撤去作業に係るデータ分析

(1) 作業工数

廃液貯槽 LV-2 の一括撤去作業は、準備作業、LV-2 室天井の一部撤去作業、LV-2 室天井の開口作業、廃液貯槽 LV-2 の搬出作業、LV-2 室天井の閉鎖作業、LV-2 室床面の整備、LV-1 室内設備・機器等の解体準備作業及び後片付けに大別される。作業項目毎の作業工数を図 8.2.2-1 に示す。

これらの作業に要した作業工数は 2,159 人・日であり、LV-2 室天井の一部撤去及び LV-2 室天井の開口作業で全体の 45% (961 人・日) を占めた。

また、本作業における管理区域内作業工数は全体の 81% (1,759 人・日) を占めた。

(2) 外部被ばく線量当量

本作業における総集団線量は 1.18 人・mSv であり、LV-1 室内設備・機器等の解体準備作業で全体の 73% (0.87 人・mSv) を占めた。

(3) 廃棄物発生量

解体に伴って発生する廃棄物を、放射性廃棄物と非放射性廃棄物に分類し、放射性廃棄物についてはさらに、解体廃棄物と付随廃棄物に分類した。金属、コンクリート等の解体廃棄物は 200L ドラム缶に収納し、廃液貯槽 LV-2 は解体分別保管棟へ搬送した。また、防護装備、養生シート等の付随廃棄物は可燃性カートンボックスに収納した。

本作業により発生した廃棄物の発生量を図 8.2.2-2 に示す。発生重量は 39.3 トンであり、このうち 30%を占める 11.8 トンが放射性廃棄物であった。放射性廃棄物のうち 86%を占める 10.1 トンが解体廃棄物であり、残りの付随廃棄物のうち 89%を占める 1.5 トンが可燃性廃棄物であった。

また、管理区域内作業工数 1 人・日当たりの可燃性カートンボックスの発生数は、0.3 個/人・日であり、過去の実績に比べ 0.2 個/人・日、発生数が少なかった。

本作業は LV-1 室を除き、作業エリアの表面密度が低く、防護装備が軽装であったため、解体廃棄物に比べ付随廃棄物の発生量が少なくなった。

(4) 廃棄物収納重量

本作業における放射性廃棄物の 200L ドラム缶への収納重量 (平均) を材質毎にまとめた。

解体廃棄物として発生した金属廃棄物の収納重量は 255kg/本であった。収納物が鉄筋のみであり、一定の寸法内(600mm から 700mm)に棒状に切断したことにより、過去の実績と比べると約 2 倍収納重量が大きくなった。

解体廃棄物として発生したコンクリート廃棄物の収納重量は 191kg/本であった。本作業ではコンクリートブレーカを用いて細かく破碎したため、過去の実績に比べ約 22kg/本収納重量が大きくなった。

付随廃棄物については、発生量が少なくドラム缶の収納率が 100%に満たなかった。

(金山 文彦)

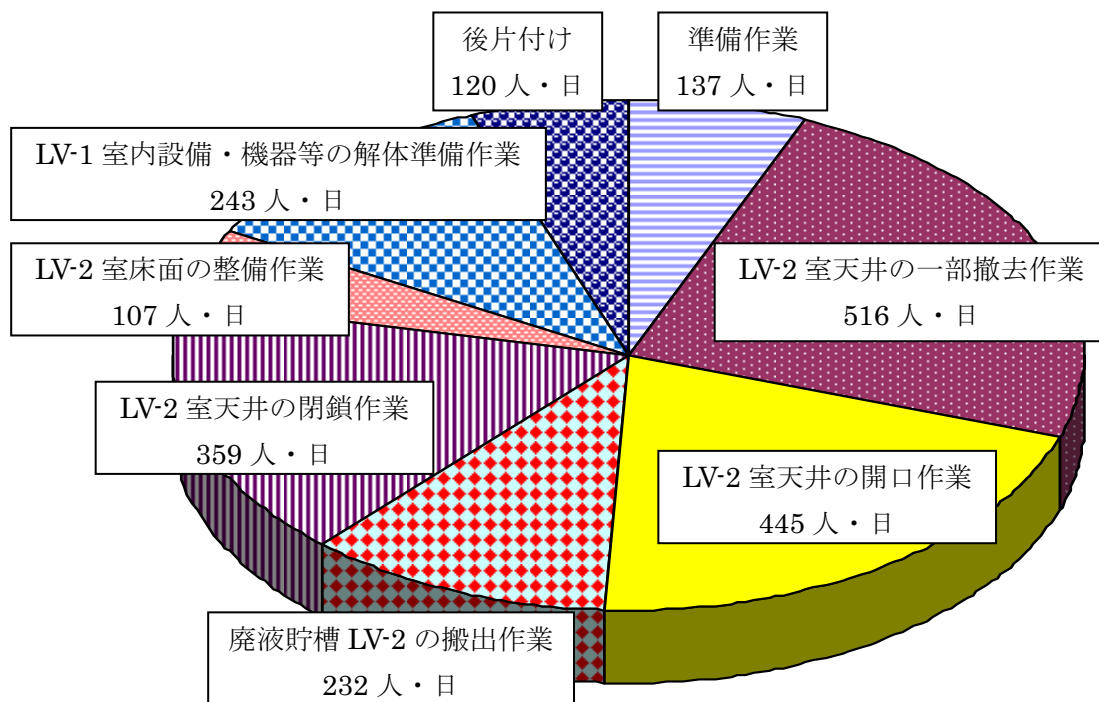


図 8.2.2-1 作業項目毎の作業工数

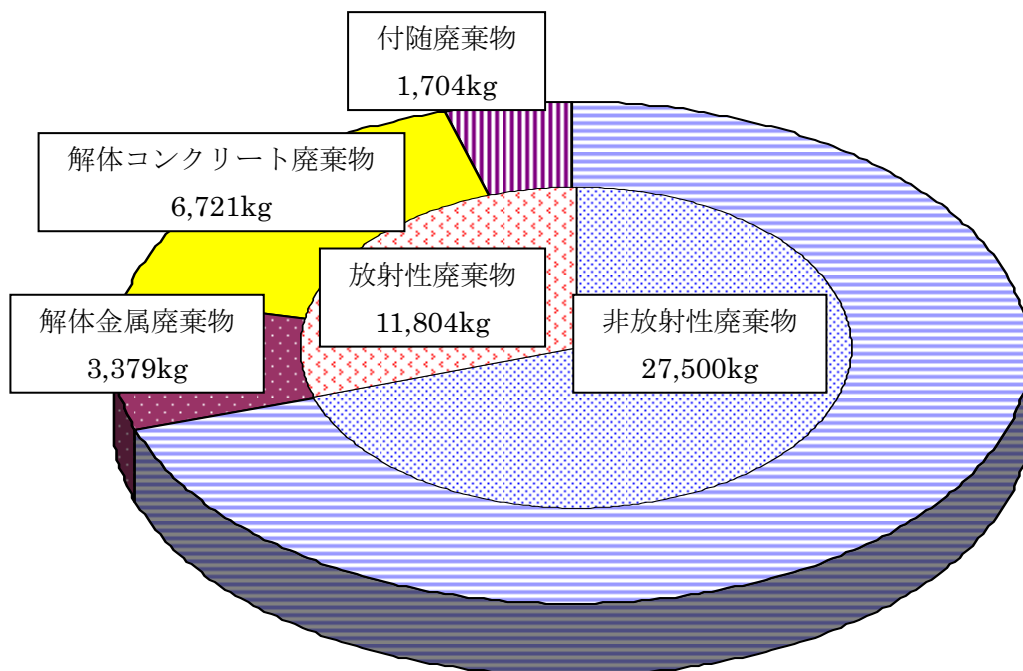


図 8.2.2-2 廃棄物の発生量

8.3 再処理試験室の汚染状況調査

8.3.1 施設の概要

再処理試験室は、燃料再処理に関する化学工学的研究及び放射性廃棄物処理に関する化学工学的研究を目的として、1959年に建設された鉄筋コンクリート造り（地上1階、一部地下1階）の施設で、各種の装置を用いた未照射及び照射済みウラン又はトリウムの溶液による抽出試験、Sr-80、Sr-90、Cs-137等の放射性同位元素をトレーサーとして使用した廃棄物処理の試験が行われた。

1970年からは、フッ化物揮発法による再処理の化学的研究を新たに行い、ウラン化合物及びアルカリ金属化合物のフッ素化反応、六フッ化ウラン合成と分析等の実験を行った。また、高速炉燃料再処理の工学的研究のためにウランフッ素化学実験設備を設置し、酸化ウランを用いた実験を行った。1977年から、アクチノイド及び核分裂生成物元素のフッ化物の化学的研究、並びに高温ガス炉燃料再処理の研究を行い、1985年から、ウラン燃料等の溶解、抽出及び濃縮処理、並びに溶媒の分解処理等を行った。

2001年には、再処理試験室全体で密封されていない放射性同位元素の使用、貯蔵及び廃棄並びに密封された放射性同位元素の使用及び貯蔵を廃止し、2005年には、再処理試験室全体で核燃料物質使用の目的を保有核燃料物質の整理のための作業及び廃棄物処理に変更した。

2008年には、安全確認点検調査により汚染が確認された北側ドライエリア（非管理区域）を塗料で塗り込めて汚染の閉じ込めを行い、管理区域（汚染閉込区域）に設定した。

この施設は、研究目標の達成及び施設の老朽化から廃止措置の対象施設になり、中期計画において、2009年度までに廃止措置を終了することが明記されている。

8.3.2 汚染状況調査

再処理試験室建家における各施設の位置を図8.3に示す。本施設の廃止措置を実施するに当たり、施設に残留する放射能の汚染状況を把握するため、2007年11月から2008年1月まで汚染状況調査を行った。

(1) 床面、壁面及び天井面の直接法及び間接法による汚染測定

直接法（サーベイメータによる直接測定）及び間接法（スミヤ試料を採取してスミヤ試料を測定）による汚染状況調査のため、床面、壁面及び天井面について測定対象箇所のマーキングを実施した。床面は縦横1m間隔で区画し、壁面は床面から高さ1.5mの範囲について1mと残り0.5mを区画し、区画毎に区画番号を記入した。縦1m及び横1m未満については、それぞれ1つの区画とした。7号室、10号室及び13号室については、過去の使用履歴から、床面、壁面及び天井面の全面を測定対象とした。全体のマーキング数は1,820区画であり、床面が石テーブルを含み546区画、壁面が1,095区画、天井面が126区画、柱等が53区画であった。

直接法は、比例計数管式サーベイメータ（LB-122）を用いて α 線及び $\beta(\gamma)$ 線を測定した。間接法は、 α 線測定ではZnS型シンチレーションサーベイメータ（TCS-222）、 $\beta(\gamma)$ 線測定ではGM管式サーベイメータ（TGS-133）を用いた。比例計数管式サーベイメータについては、基準面線源（Sr-90、Am-241）を用いて計数率を測定し、2時間経過後の計数率の変動

が 10%以内であれば使用できるものとした。また、検出限界計数率は、予め測定で得られた自然計数率（10 回測定）の平均の 2σ とした。

直接法及び間接法での汚染測定結果を表 8.3 に示す。直接法の測定では、全体で 1,646 箇所測定し、汚染が検出された箇所は 85 箇所であり、10 号室の北壁に多く検出された。間接法の測定では、1,795 箇所測定し、汚染は検出されなかった。

(2) 塵埃の放射能測定

建家内の壁面及び天井面の汚染状況を把握するため、スピーカー、ダクト上部及びケーブルトレイ等に堆積している塵埃等を採取し、Ge 半導体検出器による放射能測定を行った。測定核種は、施設の使用履歴を考慮して、Cs-137、ウラン系列から Th-234 及びトリウム系列から Ac-228 を選定した。

放射能測定の結果、測定試料 30 個のうち、Cs-137 は 4 試料から検出（放射能濃度： $2.3 \times 10^{-2} \text{Bq/g} \sim 2.6 \times 10^{-1} \text{Bq/g}$ ）され、Th-234 は 6 試料から検出（放射能濃度： $1.1 \times 10^{-1} \text{Bq/g} \sim 3.9 \text{Bq/g}$ ）された。Ac-228 はすべての試料から検出されなかった。

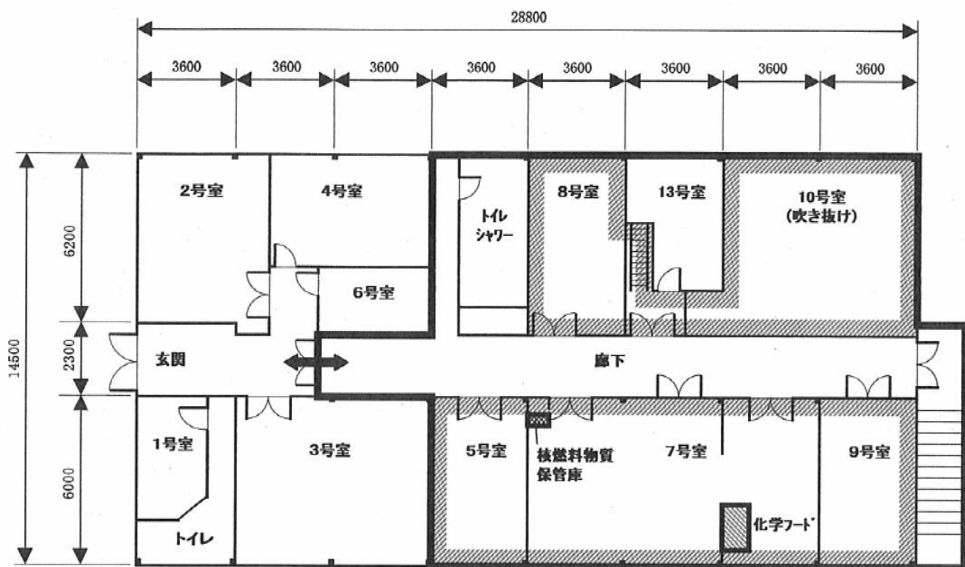
(3) 床面コンクリートの放射能測定

過去の汚染履歴調査から床面が汚染して埋込処理されていることが確認された 7 号室、8 号室、10 号室及び 12 号室、並びに地下 1 階の 11 号室の床面コンクリートについて、除染作業における撤去範囲とはつり深さを明らかにするため、床からコアボーリング法により試料を採取し、切断加工して、Ge 半導体検出器による放射能測定を行った。コア試料は 15 箇所から採取し、切断加工により 69 個の放射能測定試料とした。測定核種は、上記の塵埃放射能測定と同様に、施設の使用履歴を考慮して、Cs-137、ウラン系列から Th-234 及びトリウム系列から Ac-228 を選定した。

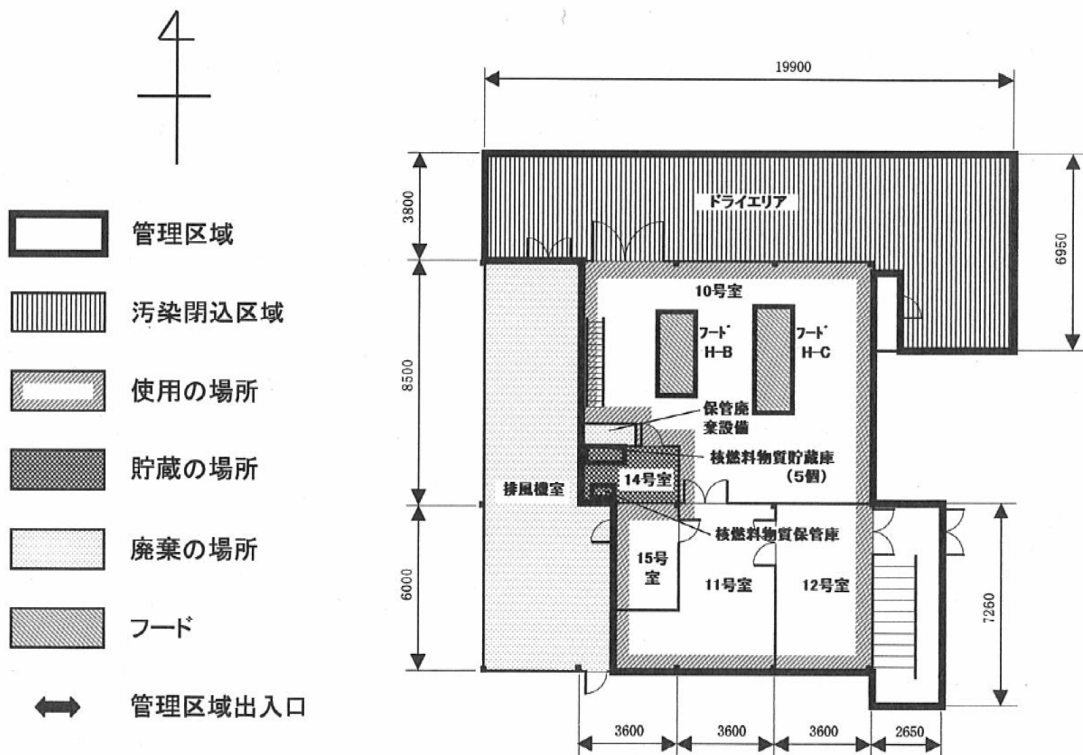
放射能測定の結果、Cs-137 は 6 試料から検出（放射能濃度： $1.2 \times 10^{-3} \text{Bq/g} \sim 7.7 \times 10^{-3} \text{Bq/g}$ ）され、Th-234 は 35 試料から検出（放射能濃度： $1.2 \times 10^{-2} \text{Bq/g} \sim 5.8 \times 10^{-1} \text{Bq/g}$ ）され、Ac-228 は 60 試料から検出（放射能濃度： $6.6 \times 10^{-3} \text{Bq/g} \sim 3.5 \times 10^{-2} \text{Bq/g}$ ）された。

これらの汚染状況調査結果は、2008 年度に実施する廃止措置に係る核燃料物質の変更の許可申請及び管理区域解除作業に反映する。

（千葉 俊文）



(1階)



(地下1階)

図 8.3 再処理試験室建家における各施設の位置

表 8.3 再処理試験室における汚染状況調査結果

室名	汚染場所	表面汚染密度 (Bq/cm ²) (最大)	
	汚染箇所数	直接法	間接法
5号室	石テーブル	$\alpha : 2.8 \times 10^{-2}$	$\alpha : \text{検出限界未満}$
	$\alpha : 4$ 箇所、 $\beta(\gamma) : 2$ 箇所	$\beta(\gamma) : 1.6 \times 10^{-1}$	$\beta(\gamma) : \text{検出限界未満}$
7号室	床、壁	$\alpha : \text{検出限界未満}$	$\alpha : \text{検出限界未満}$
	$\beta(\gamma) : 2$ 箇所	$\beta(\gamma) : 6.4 \times 10^{-1}$	$\beta(\gamma) : \text{検出限界未満}$
8号室	床、壁	$\alpha : 1.9 \times 10^{-2}$	$\alpha : \text{検出限界未満}$
	$\alpha : 1$ 箇所、 $\beta(\gamma) : 4$ 箇所	$\beta(\gamma) : 2.0 \times 10^0$	$\beta(\gamma) : \text{検出限界未満}$
9号室	汚染不検出	$\alpha : \text{検出限界未満}$ $\beta(\gamma) : \text{検出限界未満}$	$\alpha : \text{検出限界未満}$ $\beta(\gamma) : \text{検出限界未満}$
10号室	壁、排水溝	$\alpha : 1.3 \times 10^{-2}$	$\alpha : \text{検出限界未満}$
	$\alpha : 1$ 箇所、 $\beta(\gamma) : 54$ 箇所	$\beta(\gamma) : 1.6 \times 10^0$	$\beta(\gamma) : \text{検出限界未満}$
11号室	壁	$\alpha : 9.6 \times 10^{-3}$	$\alpha : \text{検出限界未満}$
	$\alpha : 1$ 箇所、 $\beta(\gamma) : 2$ 箇所	$\beta(\gamma) : 2.0 \times 10^{-1}$	$\beta(\gamma) : \text{検出限界未満}$
12号室	床、壁、排水溝	$\alpha : \text{検出限界未満}$	$\alpha : \text{検出限界未満}$
	$\beta(\gamma) : 8$ 箇所	$\beta(\gamma) : 2.4 \times 10^0$	$\beta(\gamma) : \text{検出限界未満}$
13号室	床、壁	$\alpha : \text{検出限界未満}$	$\alpha : \text{検出限界未満}$
	$\beta(\gamma) : 17$ 箇所	$\beta(\gamma) : 1.6 \times 10^0$	$\beta(\gamma) : \text{検出限界未満}$
14号室	壁	$\alpha : \text{検出限界未満}$	$\alpha : \text{検出限界未満}$
	$\beta(\gamma) : 1$ 箇所	$\beta(\gamma) : 9.3 \times 10^{-2}$	$\beta(\gamma) : \text{検出限界未満}$
15号室	汚染不検出	$\alpha : \text{検出限界未満}$ $\beta(\gamma) : \text{検出限界未満}$	$\alpha : \text{検出限界未満}$ $\beta(\gamma) : \text{検出限界未満}$
シャワー室	汚染不検出	$\alpha : \text{検出限界未満}$ $\beta(\gamma) : \text{検出限界未満}$	$\alpha : \text{検出限界未満}$ $\beta(\gamma) : \text{検出限界未満}$
廊下・階段室	汚染不検出	$\alpha : \text{検出限界未満}$ $\beta(\gamma) : \text{検出限界未満}$	$\alpha : \text{検出限界未満}$ $\beta(\gamma) : \text{検出限界未満}$

※汚染箇所数は、 α 線汚染と $\beta(\gamma)$ 線汚染が重複している箇所がある。

検出限界値

直接法	$\alpha : 3.2 \sim 4.1 \times 10^{-3}$ (Bq/cm ²)	$\beta(\gamma) : 7.1 \sim 8.0 \times 10^{-2}$ (Bq/cm ²)
間接法	$\alpha : 5.3 \sim 6.7 \times 10^{-2}$ (Bq/cm ²)	$\beta(\gamma) : 2.1 \sim 2.2 \times 10^{-1}$ (Bq/cm ²)

8.4 開発試験室の汚染状況調査

8.4.1 施設の概要

開発試験室には、原子炉設置許可及び原子力科学研究所少量核燃料物質使用施設等保安規則(以下、「少量核燃保安規則」と記す。)の規制を受けるVHTRC施設(高温ガス炉臨界実験装置)と少量核燃保安規則の同位体分離研究施設が設置されている。

VHTRC施設は、最大出力10Wで、減速材及び反射材に高純度の黒鉛を装備した原子炉である。1985年に初臨界に達し、HTTR(高温工学試験研究炉)を初めとする高温ガス炉の核特性の研究を実施した。1996年には当初の目的を達成したため、実験を終了している。2000年3月には国に解体届を提出し、次年度には起動用中性子源、原子炉周辺機器及び本体等の解体撤去作業を実施した。炉燃料は燃料貯蔵施設に保管管理されている。

同位体分離研究施設は、1987年度から1998年度まで原子炉レーザーウラン濃縮の研究開発を実施した。役目を終えた装置機器類は順次解体撤去され、現在残存するものはゼーマンシュタルク効果試験装置のみである。

8.4.2 汚染状況調査

VHTRC施設の汚染状況調査は、放射線遮へい壁、床面及び天井等を原子炉等規制法第61条の2に従った確認申請に必要な事前評価に資するため、コンクリート試料を採取した。また、同位体分離研究施設においては、核燃料物質使用施設の廃止措置に係る変更申請書等に記載する汚染データとして使用する。

開発試験室における汚染状況調査は、2007年12月3日から12月19日まで実施した。作業前準備として、VHTRC施設(燃料貯蔵室は除く)及び同位体分離研究施設の管理区域の床面を縦横1m間隔でマーキング(区画を設けた。)をした。また、壁面については床から1.5mの高さまでを測定対象としマーキングをした。汚染の有無の確認は、直接法、間接法、塵埃試料採取法及びコンクリート試料採取法により評価した。

(1) 施設の床面及び壁面の直接法及び間接法による測定結果

直接測定は、比例計数管(LB-122)を使用し、 α 線及び β (γ)線を測定した。対象エリアの全てを測定した結果、有意な汚染は検出されなかった。

間接測定は、直接測定と同じ区画よりスミヤ試料(1区画について100cm²以上の拭き取りを実施)を採取した。スミヤ試料は比例計数管等で α 線及び β (γ)線を測定した。測定の結果、有意な汚染は検出されなかった。

(2) 塵埃試料採取による測定結果

塵埃試料は、双方の施設で合計7個採取した。詳細は表8.4に示す。採取した塵埃試料はGe半導体検出器による測定を10,000秒行った。 γ 線核種分析を行った結果、VHTRC施設の作業室ダクト上部で採取した試料で²³⁵Uが検出された。検出下限濃度が 5.7×10^{-1} Bq/gに対し、放射能濃度は1.5Bq/gであった。その他の試料については、有意な汚染は検出されなかった。

(3) コンクリート試料採取による測定結果

VHTRC施設において熱中性子による放射化の可能性がある場所及び浸透性汚染のおそれがある場所を試料採取位置とした。炉室の天井（1個）、炉室の床面（1個）、炉室の壁面（5個）、作業室の床面（2個）、廃液貯槽室の床面（2個）及び気体排気設備の床面（2個）で、合計13個のコンクリート試料を採取した。（図8.4-1、8.4-2参照）コンクリート試料はGe半導体検出器による測定を10,000秒行った。 γ 線核種分析を行った結果、全てのコンクリート試料において有意な汚染は検出されなかった。

（綱川 徹也）

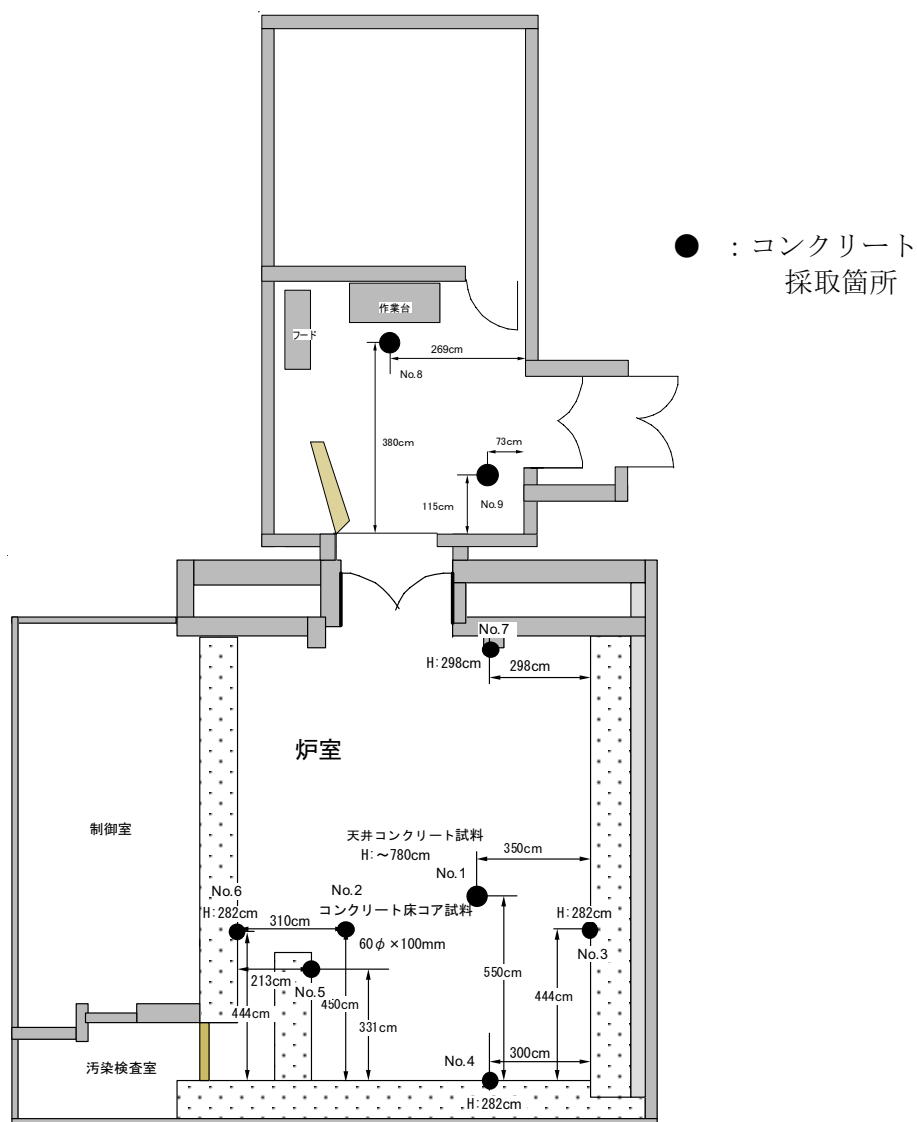


図 8.4-1 VHTRC 施設炉室及び作業室のコンクリート試料採取箇所

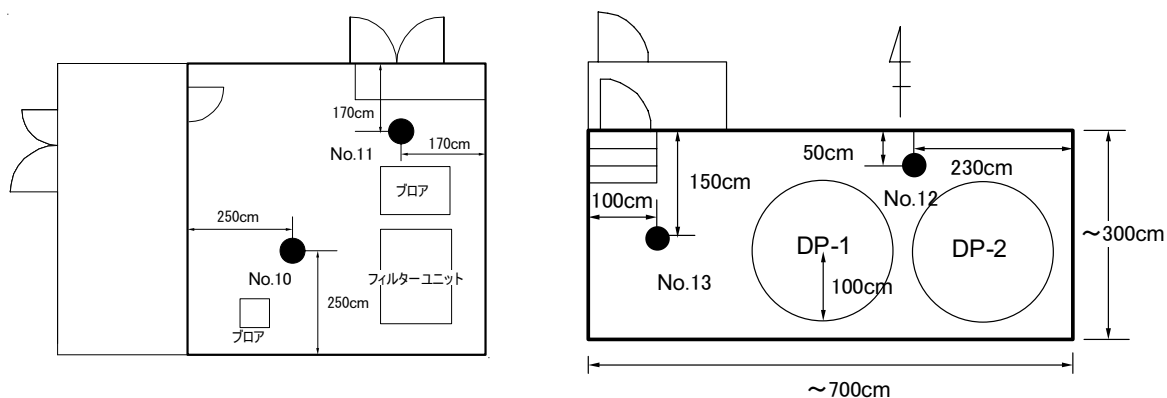


図 8.4-2 VHTRC 施設排風機室及び放射性廃液貯槽室のコンクリート試料採取箇所

表 8.4 塵埃試料の採取場所、位置及び数量

No	採取日	場 所	位置 〔床からの 高さ〕	面積：採取数
1	12月13日	VHTRC 施設	炉室 分電盤上部	2,750 cm ² : 1 試料 (25×110cm)
2	12月13日		作業室 ダクト上部	2,000 cm ² : 1 試料 (85×25 cm)
3	12月13日		排風機室 排気ユニット上部	10,000 cm ² : 1 試料 (100×100 cm)
4	12月13日		廃液貯蔵室 分電盤上部	1,625 cm ² : 1 試料 (25×65 cm)
5	12月13日	同位体分離 研究施設	大実験室 貯蔵室上部	5,000 cm ² : 1 試料 (50×100 cm)
6	12月13日		排風機室 排気ユニット上部	6,300 cm ² : 1 試料 (90×70 cm)
7	12月13日		廃液貯蔵室 分電盤上部	4,050 cm ² : 1 試料 (45×90 cm)

9 保安活動

9.1 保安教育

(1) 保安教育

法令及び原子力科学研究所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、核燃料物質使用施設等保安規定、廃棄物埋設施設保安規定、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い等に関する教育
- (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
上記に加えて、2007年7月1日の「原子力発電所における安全のための品質保証規程(JEAC4111-2003)」を参考した「原子力科学研究所品質保証計画」の施行に伴い、品質保証システム、文書管理、内部監査等、品質保証の実施に必要な知識を習得するための教育を実施した。

これらの教育には、職員、年間常駐委託業者、短期外来業者等が参加した。保安規定・保安規則及び障害予防規程では教育要求内容の一部が重複するので、規定類の項目毎に集計すると、教育を受けた者の延べ人数は約9,900名、教育に要した延べ時間は約6,330時間となる。

(2) 所内の教育・講演等への参加

原子力科学研究所が実施した以下の教育・講演等に参加した。

- (a) 保安教育訓練管理システム説明会 (2007年4~6月)
- (b) 大規模地震対応訓練 (2007年9月3日)
- (c) リスクアセスメント研修会 (2007年10月2日)
- (d) 衛生講演会 (2007年10月29日)
- (e) 電気保安教育講習会 (2007年11月14日)
- (f) 品質月間講演会 (2007年11月14日)
- (g) 原科研事故故障発生時の通報基準説明会 (2007年12月5日)
- (h) 環境配慮活動研修会 (2007年12月6日)
- (i) 交通安全講演会 (2007年12月13日)
- (j) 安全講演会(2008年1月16日)
- (k) 技術者倫理講演会 (2008年2月1日)
- (l) メンタルヘルス講演会 (2008年3月12日)

- (m) 危機管理講演会（2008年3月11日）
- (n) 防火管理講演会（2008年3月17日）
- (o) 非管理区域の汚染に関する法令報告所内説明会（2008年3月27日）

（佐藤 元昭）

9.2 保安訓練

9.2.1 総合訓練

(1) 非常事態総合訓練

平成19年度第1回非常事態総合訓練（原科研）は、2007年10月23日、減容処理棟を想定事故現場として実施された。想定した事故は、溶融固化体を封入したドラム缶をトラックで搬出する際に運転を誤り建家に衝突し、ドラム缶が落下して蓋が外れて溶融固化体が露出し、さらに、復旧作業中に負傷者事故が発生して救急車で搬送される、というものであった。この訓練は、初期の情報伝達に重点をおいて実施し、概ね計画通りに進めることができた。

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308人、バックエンド技術部で138人であった。

(2) バックエンド技術部総合訓練

2008年3月3日、技術開発建家を想定事故現場として、バックエンド技術部総合訓練を実施した。管理区域内のフードの火災を想定し、通報、招集、事故鎮圧（消火活動、保全措置等）、現場指揮、情報伝達に関する総合的な訓練を実施した。

訓練に要した時間は約2時間、訓練の参加者は、バックエンド技術部の職員、請負業者と放射線管理第2課の職員等の81名であった。

訓練後の反省会で、①火災発見者が直ちに0119番通報すべきであること、②事故のシナリオには警察の現場検証も含めること、③各施設の防護活動要領を最新のものとしておくこと、が反省点として挙げられた。

9.2.2 消火器取扱い及び空気呼吸器装着訓練

2008年3月13日、消火器取扱い及び防護装備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「消火器取扱い」と「防護装備装着」とを行い、その中での実技には事前に各課で選抜した者が当たり、他の者は見学することとした。

消火器取扱いの訓練は、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と、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消火器等で消火するもので、講師の指示を受けながらの緊張感ある訓練となった。

防護装備装着の訓練は、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、各手順ごとに確認しながら装着するなど、真剣に行われた。装着訓練には、1人当たり約15分を要することから、今後は「緊急時に空気呼吸器の必要の可能性のある課から、訓練で実技を行う者を選ぶべき。」との意見、また、「短時間で装着する訓練が必要。」との意見があった。

これらの訓練に要した時間は約1時間30分、訓練の参加者は165名で、主にバックエンド技術部の職員と請負業者であった。

(木暮 弘人)

9.3 部内品質保証審査機関の活動

2007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16回開催され44件の審査を行った。その活動状況を表9.3に示す。

委員長	佐藤 猛	バックエンド技術部
副委員長	門馬 利行	高減容処理技術課
委員	佐藤 定行	業務課
委員	上野 隆	放射性廃棄物管理技術課
委員	伊東 慎一	放射性廃棄物管理第1課
委員	落合 康明	放射性廃棄物管理第2課
委員	小林 忠義	廃止措置課

(佐藤 元昭)

表 9.3 2007 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

回	諮問日	開催日	答申日	審査事項
1	平成 19 年 4 月 11 日	平成 19 年 4 月 16 日	平成 19 年 4 月 23 日	1) 冶金特別研究室建家における核燃料物質の使用の廃止について
2	平成 19 年 5 月 15 日	平成 19 年 5 月 17 日	平成 19 年 5 月 21 日	1) 原子力科学研究所廃棄物処理施設保安規定の一部変更について 1) 文書及び記録の管理要領の制定について 2) 品質目標管理要領の制定について 3) バックエンド技術部品質保証委員会運営要領の制定について 4) 教育・訓練管理要領の制定について 5) 業務の計画及び実施に関する要領の制定について 6) 設計・開発管理要領の制定について 7) 監視機器及び測定機器の管理要領の制定について 8) 試験、検査の管理要領の制定について
3	平成 19 年 6 月 20 日	平成 19 年 6 月 25 日	平成 19 年 6 月 26 日	
4	平成 19 年 9 月 19 日	平成 19 年 9 月 26 日	平成 19 年 10 月 9 日	1) 原子力科学研究所において用いた資材等に含まれる放射性物質の放射能濃度の測定及び評価方法の認可申請について
5	平成 19 年 10 月 16 日	平成 19 年 10 月 17 日	平成 19 年 10 月 18 日	1) 原子炉施設保安規定の一部改正について 2) 核燃料物質使用施設等保安規定の一部改正について 3) 「事故故障等の報告」の通報連絡の運用(放射線管理等)に係る判断の目安について 4) 放射能濃度の測定及び評価の方法の認可申請の改訂内容について
6	平成 19 年 10 月 24 日	平成 19 年 10 月 26 日	平成 19 年 10 月 26 日	1) 解体及び除染作業における異常時の通報連絡の運用(放射線管理等)に係る判断の目安の改訂内容について
7	平成 19 年 11 月 28 日	平成 19 年 11 月 29 日	平成 19 年 12 月 3 日	1) 廃棄物処理場の廃液輸送管に係る核燃料物質の使用の変更の認可申請書について 2) 核燃料物質使用施設等保安規定の一部変更について 3) 再処理特別研究棟の汚染閉込区域に係る核燃料物質の使用の変更許可申請について 4) 再処理試験室の汚染閉込区域に係る核燃料物質の使用の変更許可申請について

				5) モックアップ試験室建家の汚染閉込区域に係る核燃料物質の使用の変更許可申請について 6) 汚染閉込区域に係る管理要領の制定について 7) 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変更について
8	平成 19 年 12 月 10 日	平成 19 年 12 月 11 日	平成 19 年 12 月 11 日	1) 核燃料物質の使用の変更の認可申請書の参考資料について 2) 保全活動の実施報告について
9	平成 19 年 12 月 26 日	平成 19 年 12 月 27 日	平成 19 年 12 月 28 日	1) バックエンド技術部内事故・故障発生時の通報基準について 1) 保全活動の実施報告について 2) バックエンド技術部内事故・故障発生時の通報基準について
10	平成 20 年 1 月 7 日	平成 20 年 1 月 10 日	平成 20 年 1 月 11 日	1) 平成 19 年の廃棄物埋設施設の保安活動の総括について 2) 原子炉設置許可申請書の変更について
11	平成 20 年 1 月 11 日	平成 20 年 1 月 16 日	平成 20 年 1 月 18 日	1) 原子炉施設保安規定(第 4 編)の一部変更について 2) 廃棄の業の変更許可申請について 3) 核燃料物質の使用の変更の認可申請書について 4) 核燃料物質使用施設等保安規定の一部改正について
12	平成 20 年 2 月 4 日	平成 20 年 2 月 6 日	平成 20 年 2 月 13 日	1) 原子炉設置変更許可申請書の添付書類五の変更について 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定について 3) 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定について
13	平成 20 年 2 月 15 日	平成 20 年 2 月 20 日	平成 20 年 2 月 22 日	1) 原子炉設置変更許可申請書の添付書類五の変更について 2) バックエンド技術部教育訓練管理要領の一部改定について 3) バックエンド技術部設計・開発管理要領の一部改定について 4) バックエンド技術部特研の管理区域解除について
14	平成 20 年 3 月 4 日	平成 20 年 3 月 7 日	平成 20 年 3 月 7 日	1) 原子炉設置変更許可申請書の変更について 2) プルトニウム研究 2 棟の管理区域解除について 3) セラミック特研の管理区域解除について
15	平成 20 年 3 月 7 日	平成 20 年 3 月 14 日	平成 20 年 3 月 14 日	1) 廃棄物処理場本体施設運転手引の改正について 2) JRR-2 本体施設管理手引の一部改正について
16	平成 20 年 3 月 21 日	平成 20 年 3 月 25 日	平成 20 年 3 月 24 日	

10 安全確認点検調査

10.1 概要

2007年6月26日、汚染除去を進めていたモックアップ試験室の管理区域外の共同溝において、続く6月29日、開発試験室の管理区域外の排水柵において、それぞれ汚染が発見された。これらに対する措置とともに、未報告又は発現していない管理区域外の汚染、法令に対する不適合、手続きの不備等を調査し対応を図るため、7月1日、原子力科学研究所に「安全確認点検調査委員会」が設置され、直ちに活動が開始された。

安全確認点検調査は、調査項目ごとにグループを組織し、次のように実施された。

(1) 過去の事故・トラブル資料に係る調査

保管されている事故・トラブルの記録を精査して、現在も影響が残っている可能性のある事象を抽出した。

(2) 全施設の汚染調査

建家の非管理区域、構内の排水柵、共同溝、蒸気ピット、マンホール、廃液輸送管の点検口、核燃料使用施設の建家周辺（屋外）について汚染検査を実施した。

(3) アンケート及び組織討議に係る調査

原子力科学研究所の職員、過去の在籍者等へのアンケート調査と組織討議を行い、収集した情報の事実確認、汚染検査等を実施した。

(4) 記録等に係る調査

保安規定及び原子力安全協定で定める記録について調査した。

これらの調査により抽出された事象に対して、根本原因に関する調査、除去できない汚染の管理法の検討、環境等への影響調査が実施された。

この安全確認点検調査において、バックエンド技術部は、関係する業務や施設で発生し上記の調査項目に該当する可能性のある事象を21件（「モックアップ試験室共同溝の汚染」を除く）を抽出した。これらを表10.1.1に示す。これらの内、安全確認点検調査委員会で報告の必要なしと判断された処置済みの事例等を除く14件が、文部科学省への報告対象となった。

バックエンド技術部の所掌には、研究・開発の使命を終えた廃止措置対象施設や既に使用を廃止している廃液輸送管が含まれており、これら年月を経た施設で管理区域外の汚染が集中的に発見されている。

2007年8月31日に、安全確認点検調査の結果と対応措置に関する報告が文部科学省と関係自治体に対して行われ、2008年2月29日に、モックアップ試験室建家東側共同溝内部の汚染を初めとする管理区域外汚染の事例に関する法令報告が行われた。バックエンド技術部は、それらに基づいて対策を実施した。長期を要する対策は、2008年4月以降も継続して進められる。

10.2 安全確認点検調査の対象施設

安全確認点検調査では、過去の記録の調査、アンケートや聴き取りによる調査のほか、管理区域外の汚染を発見するために、所掌する 65 施設の全てについて、原子力科学研究所が準備したマニュアルの周知と汚染測定の実施を行った上で汚染測定を実施した。

(1) 廃棄物管理技術課 (6 施設)

バックエンド技術開発建家 (建家外便所含む)、同事務建家、同倉庫・機械工場、同電源室、同排風機室、埋設施設及び埋設実地試験管理建家 (北地区)

(2) 放射性廃棄物管理第 1 課 (33 施設)

JPDR-II 高線量廃棄施設ポンプ室、JRR-3 燃料プラグ格納庫、圧縮処理建家、衣料中央倉庫、受入検査室、液体処理場、汚染除去場、汚染除去場倉庫、固体廃棄物処理付帯棟、固体汚染検査室、固体廃棄物一時保管棟、固体廃棄物処理資材倉庫、廃棄物処理場倉庫 (3)

第 1 廃棄物処理棟、同資材倉庫 (A・B)、同灯油貯蔵庫、同ボンベ室、

第 3 廃棄物処理棟、第 3 廃棄物処理棟車庫、中レベル廃液貯槽建家 (A)、同建家 (B)、低レベル廃液貯槽建家、廃棄物解体建家、廃液処理実験室、廃棄物処理場車庫 (1)、同車庫 (2)、

廃棄物処理場中継ポンプ室、排水管理棟、排水貯留ポンドポンプ室、バルブ操作室、

(3) 放射性廃棄物管理第 2 課 (8 施設)

第 2 廃棄物処理棟、同資材倉庫、同冷却設備室、同ボンベ小屋、

固体廃棄物格納庫管理室、動物廃液貯蔵庫、固体廃棄物貯蔵庫、固体廃棄物格納庫

(4) 高減容処理技術課 (4 施設)

減容処理棟、減容処理棟管理棟、解体分別保管棟、解体分別保管棟附属建家

(5) 廃止措置課 (14 施設)

再処理特別研究棟本体施設、同変電設備、同 0 系統室、同撤去資材置場、同廃液操作貯蔵施設、同廃液長期貯蔵施設、JRR-2 建家、同ディスプレイタンク室、同資材倉庫、同附属倉庫、冶金特別研究棟、セラミック特別研究棟、再処理試験室、プルトニウム研究 2 棟

10.3 事象の発生と処置の概況

(1) モックアップ試験室建家 東側共同溝内部の汚染

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で行う目的で 1959 年に建設された。その試験を 1964 年に終了し、その後 2003 年までウラン同位体分離研究、教育研修に利用された。バックエンド技術部では、建物を利用するため、2005 年から汚染の除去作業を行っていた。

2007 年 6 月 25 日、ピット内の汚染除去作業において汚染が放置されているとの告発書が届き、調査を行ったところ、6 月 26 日、天然ウランによる共同溝内部の汚染を発見した。

このため、引込溝・共同溝内部を管理区域に設定し立入りを禁止するとともに、雨水の流入

防止として、地上に露出している共同溝の蓋とマンホールの蓋をシートで覆い、隙間にモルタルを充填した。また、引込溝及び共同溝を管理区域に設定した。共同溝内外の汚染土壌の撤去と、共同溝周辺の汚染状況の調査を進めたが終了に至らなかったため、2008年度も継続する。

(2) 管理区域外汚染に関する報告漏れ事例

(a) 再処理特別研究棟 排風機室南側の床ダクトスペースにおける漏えいに関する報告漏れ (管理区域外)

1967年2月、再処理特別研究棟2階に設けられた実験室のフードからの廃液排水管が敷設されている、管理区域外の排風機室(南側)床ダクトスペース内に、漏えい廃液の溜まりを発見した。廃液の放射能濃度は 0.35 Bq/cm^3 (天然ウラン)であり、床面全体(約 18m^2)が汚染していた。廃液流出の原因は、床ダクトスペース内の排水管が接続されていなかったことである。1967年3月に溜まっていた廃液を回収した。

その後、放射線管理報告書の記録から汚染除去が不十分であった可能性があるとの懸念を生じ、1981年4月に当該部分を調査したところ、ダクトスペース内の床に天然ウランによる汚染(最大 $\alpha : 3.4 \text{ Bq/cm}^2$)を発見しており、その箇所については、1982年7月に汚染除去と埋め込み処置を行っている。

2007年7月の調査において、壁面の一部に、当時見逃されていた非遊離性の汚染($\alpha : 0.71 \text{ Bq/cm}^2$ (天然ウラン))が確認された。それ以外の箇所では汚染は検出されなかった。汚染部分には閉込処置を施し、当該区域を管理区域に設定した。

再処理特別研究棟は現在廃止措置中であり、廃液を発生する実験設備は既に撤去されている。

(b) 再処理特別研究棟 排風機室における漏えいに関する報告漏れ (管理区域外・北側壁)

1965年5月、実験に使用していた硝酸ウラン溶液が、圧力調整ミスによりベント配管出口から管理区域外の排風機室(北側)に漏えいした。同年7月に汚染除去を行ったが固着性の汚染が残存した(汚染面積:約 9m^2 、汚染核種:天然ウラン)。

その後、放射線管理報告書の記録から汚染除去が不十分であった可能性があるとの懸念を生じ、1981年4月に当該部分を調査したところ、床面で最大 $\alpha : 83\text{Bq/cm}^2$ 、床ダクトスペースハッチで最大 $\alpha : 21 \text{ Bq/cm}^2$ の汚染が確認された(汚染面積:約 2m^2 、汚染核種:天然ウラン)。1982年7月に汚染箇所のハツリ取り、埋め込み等の処置を行った。

2007年7月の調査において、排風機室北側の壁面(汚染面積:約 4m^2)で最大 $\alpha : 6.9 \text{ Bq/cm}^2$ の汚染が確認された。汚染核種は天然ウランで、遊離性の汚染は確認されなかった。汚染部分には閉込処置を施し、当該区域を管理区域に設定した。

再処理特別研究棟は現在廃止措置中であり、硝酸ウラン溶液を使用していた実験設備は既に撤去されている。

(c) 再処理試験室 北側ドライエリアにおける漏えいに関する報告漏れ (管理区域外)

管理区域外の再処理試験室北側ドライエリア(コンクリート床)に、ウラン溶液を入れたドラム缶を風雨にさらされる状態で保管していたため、1961年から1964年の間に複数回の汚染が発生し、その都度汚染除去等の処置を行った。1965年3月に汚染の原因となったド

ラム缶を撤去し、同年5月にはつりによるドライエリアの汚染除去を行ったが、床面等に10～20dpm/cm² (0.17～0.33 Bq/cm²) の汚染が残留したため、塗り込めを行った。

1982年4月に汚染状況を調査したところ、塗り込めを行った場所とは別の場所で、最大2,400dpm/20cm² (2Bq/cm²) の汚染が確認された。汚染が固着性であることから汚染除去を行わなかった。

2007年7月の調査において、上記のドライエリア内の汚染を確認するとともに、新たに周辺土壌に2.8 Bq/gの天然ウランによる汚染を確認した。汚染を確認した区域は、汚染土壌を撤去して閉込処置を施し管理区域に設定した。

汚染の原因となったドラム缶は既に撤去されており、再処理試験室は2008年度から廃止措置を実施する予定である。

(d) 再処理試験室－プルトニウム研究2棟 周辺(屋外)における漏えいの痕跡の発見(管理区域外)

2007年7月の調査において、プルトニウム研究2棟の東側消火栓付近の土壌、及び再処理試験室－プルトニウム研究2棟間の南側の土壌にCs-137による汚染を発見した。汚染密度は、26.7 Bq/g及び13.2 Bq/g、汚染の範囲は、直径50cm程度及び直径30cm程度であった。

これらの汚染の原因となりうるトラブルとして以下の3件がある。

- ・1959年10月の再処理試験室廃液タンク排出ポンプからの噴出
- ・1962年8月の廃液タンクからの廃液溢出
- ・1964年から1965年の仮設廃液タンクのバルブ開放による廃液の大地への放出

また、今回の調査で、深さ約60cmの地中に埋まっていた汚染器具(表面線量率40μSv/h、Cs-137)を発見した。発見した汚染土壌と器具は撤去したが、プルトニウム研究2棟の下には汚染が残存している可能性があるため、2008年度に予定している建家の解体撤去の後に調査を行い、必要に応じて処置を行うこととした。

(e) 廃液輸送管 点検孔内における漏えいの痕跡の発見(管理区域外)

2007年7月の調査において、次の廃液輸送管点検孔内の汚染を発見した。

- ① 廃棄物処理場閉止箇所(JPDR 廃液輸送管) フランジ部周辺の土砂の汚染
採取した土砂試料からCs-137: 1.5Bq/g、Co-60: 8.9×10⁻³Bq/gの汚染が検出された。
- ② ホットラボ側第1閉止弁及び浄水注入弁周辺の土砂の汚染
採取した2箇所の土砂試料からCs-137: 2.0Bq/g、1.2Bq/gが検出された。

JPDR 廃液輸送管は1992年に、ホットラボ廃液輸送管は1985年に、それぞれ一時的な管理区域を設定して閉止措置を行っており、今回発見された汚染は、その作業時に発生したものと推定される。汚染土壌は速やかに撤去した。

これらの廃液輸送管は既に使用を廃止しており、2008年度から順次撤去することとした。

(f) 廃液輸送管 ホットラボ建家内点検孔開閉弁からの漏えいの痕跡の発見(管理区域外)

2007年7月の調査において、ホットラボ建家化学ローディングドック床の点検孔内にある廃液輸送管開閉弁の表面に、約7.4 Bq/cm²のCs-137による汚染を発見した。

ホットラボ廃液輸送管は、過去にホットラボと切り離され、閉止措置が施されている。

点検孔が重量物を運搬するフォークリフト等の通過位置にあたることから、汚染の原因は、フォークリフト等の通過により開閉弁に繰返し荷重が加わり、残留していた廃液が漏えいしたものと推定される。汚染の発生時期は不明である。

汚染部分には閉込処置を施し、点検孔内を管理区域に設定した。また、車両通過による荷重の分散のため、点検孔の上に鋼板を敷いた。

(g) 再処理特別研究棟 撤去資材倉庫の床の汚染の発見（管理区域外）

2007年7月の調査において、管理区域外である再処理特別研究棟撤去資材倉庫内で汚染を発見した。床面に、天然ウランによる固着性の汚染（最大 15 Bq/cm^2 (α)）が11箇所（最小 0.06 m^2 、最大 0.6 m^2 ）確認された。

本倉庫は、天然ウランによる配管等の汚染資材を保管するため、1966年に設置された。汚染資材は、1967年に倉庫に搬入され、1980年に撤去された。本倉庫は、設置当時から1972年度第1四半期までは管理区域に設定されており、その後は管理区域の設定を解除されていた。現在、当該倉庫には汚染された資材は保管していない。

床の汚染は表層をはつり除去したが、将来は再処理特別研究棟の廃止措置の一環として撤去する予定である。

(h) 廃液輸送管 中継ポンプ室ピット及びAポンプ室U字溝の汚染検出の連絡漏れ（管理区域外）

1989年8月、中継ポンプ室内のタンク液位計の点検時に、中継ポンプ室の床面を汚染させた。汚染した床面を洗浄した際の放射性物質を含んだ洗浄水が、ピット内部に溜まった。その溜り水の上澄み液から有意な汚染が検出されなかったため、溜り水をポンプアップしてAポンプ室屋外のU字溝を経由して第2排水溝に排水した。このとき、溜まり水に含まれていた放射性物質によってU字溝が汚染した。

1989年10月、定期サーベイの際に中継ポンプ室床面及びAポンプ室屋外U字溝に 5.3 Bq/cm^2 の汚染（核種 Co-60 、 Cs-137 ）を発見し、除染を行ったが汚染が残った箇所にセメントを塗布した。2007年8月の調査において、管理区域外の中継ポンプ室ピット内部で汚染を発見し、最大 4.6 Bq/cm^2 (β (γ)) であった。

なお、第2排水溝からの排水については、第2排水溝出口において排水中の放出濃度を常時監視しており、排出基準値を超える異常値は検出されていない。

(i) 廃液輸送管 ホットラボ建家外逆止弁養生ウエスの汚染の発見（管理区域外）

2007年7月の調査において、ホットラボ建家外点検孔内の逆止弁を覆ったウエスの上部に、 Cs-137 による約 54 Bq/cm^2 の汚染を発見した（汚染範囲： 20 cm^2 程度）。汚染はウエスのみであり、そのウエスは撤去した。

ホットラボの廃液輸送管は、過去にホットラボと切り離されており、1985年に一時的な管理区域を設定して閉止措置を行った。今回発見されたウエスの汚染は、閉止作業時に発生したものと推定される。

(3) 関係機関に連絡すべきであったと考えられる事例

(a) 保管廃棄施設 半地下式ピット汚染検出の連絡漏れ

1987年12月以降の調査において、第2種管理区域であるLピットにおいて次の汚染が発見されたが、関係機関に連絡しなかった。

- ① 1987年12月の点検において、6基のうち5基の内面に最大55Bq/cm²の汚染が認められた。これらの結果を受けて、1988年から1991年にかけて約13,000本の保管体の詰替え又はオーバーパックを行った。
- ② 1987年12月の点検において3基の溜り水から、水中濃度限度の60Bq/cm³を超えるH-3（最大410Bq/cm³）が検出された。
- ③ 2007年9月の点検において、13基のピットの集水枡に溜り水が認められ、そのうち3基の溜り水からH-3（最大320Bq/cm³）が検出された。

その後、雨樋補修等の雨水浸入防止措置を施し、現在は、Lピット内に溜り水は認められない。また、1997年以降、年2回、周囲の観測井戸から地下水を採取し放射能測定を行っているが、異常な値は検出されていない。

(b) 廃棄物保管棟・I及びII（北地区） 汚染検出の連絡漏れ

1998年度以降の調査において、第2種管理区域である廃棄物保管棟・I及びIIについて次の汚染が検出されたが、関係機関に連絡しなかった。

- ① 1998年から2002年度に廃棄物保管棟・I及びIIにおいて、腐食により液漏れを起こしたドラム缶保管体が125本発見され、直ちに除染した（汚染データ無し）。腐食が進行したドラム缶については、オーバーパックを行った。
- ② 2005年6月に保管体からのアスファルト固化物の漏出を発見した。漏出したアスファルトの汚染レベルは、最大でβ（γ）：36Bq/cm²であった。発見後直ちに除染した。保管室内での汚染の発生で外部には拡大しておらず、環境への影響はなかった。

(4) 国への報告・記録等に係る不備

(a) 保管廃棄施設 半地下ピットの管理状況報告の不実記載

1997年8月28日付の本部安全管理室長から科学技術庁原子炉規制課長への半地下式ピットの管理状況報告において、Hピット（2mSv/hを超える保管体を保管するための施設で17ピットあり、保管孔の総数は654本である）に関して、溜り水の有無を「無」として報告をした。また、9月9日付の東海研究所長から茨城県への報告において、Hピットに関して、溜り水の有無を「無」として報告をした。

1997年9月16日及び17日に、廃棄物を収納していない保管孔44本について溜り水の有無の調査を行った。その結果、13本に溜り水が認められた。この点検は、廃棄物を保管中の保管孔の内部を直接観測したものではないが、その点検結果は、国と茨城県への報告内容と一致していないことから、先の報告を修正すべきであった。その後、Hピット内の溜り水については、回収し、1997年11月以降、ピット内への雨水の浸透を防止するため、保管孔周囲の防水工事を行うとともに、鋼製上蓋を設置した。

この結果、ピット内の水位の顕著な上昇が認められなくなった。また、1997年以降、年2回、周囲の観測井戸から地下水を採取し放射能測定を行っているが、異常な値は検出されていない。

(b) 保管廃棄施設 受入保管記録に係る受入元の不適切な管理記録（特例措置による受入）

1988年6月から1989年9月にかけて、当時の科学技術庁からの要請をうけて、原子力事業者以外で発見された、酸化トリウム粉末約3kg、酸化トリウムを含んだ健康器具32個、硝酸トリウム約1kg、イエローケーキ約3.3kgを、特例措置として受け入れ、保管廃棄した。

これらを、東海研究所で発生した核燃料物質で汚染された物として、保安規定に基づく放射性廃棄物保管廃棄記録に事実と異なる記載をした。また、これら廃棄物として保管している国際規制物資に関する使用の届出及び計量管理手続きを行っていない。

(c) 保管廃棄施設 受入保管記録に係る受け入れたものの不適切な管理記録（特例措置による受入）

2000年度に、日本アイソトープ協会の強い要請があり、日本アイソトープ協会が保有していた核燃料廃棄物を含む廃棄物943本（200Lドラム缶）を、ベータガンマ区分のR I廃棄物として特例的に受け入れた。このため、保安規定に基づく放射性廃棄物保管廃棄記録に、R I廃棄物として事実と異なる記載をした。また、これら廃棄物として保管している国際規制物資に関する使用の届出及び計量管理手続きを行っていない。

なお、引き取った廃棄物は安全に保管されている。

10.4 安全確認点検調査結果に関する対策

安全確認点検調査で発見された管理区域外の汚染は、いずれも過去に発生したものか、過去の汚染の痕跡であり、現在は、汚染原因となった設備類は撤去されているか使用が廃止されている。この点を踏まえて、安全確認点検調査委員会から次の対策が示された。

(1) 長期にわたって汚染が残された原因に対する対策

管理区域解除における確実な汚染検査の実施

過去の汚染・トラブル情報の継承

(2) 汚染発見時に報告がなされなかった原因に対する対策

報告、通報に関する認識の高揚と基準の明確化

トラブル情報の共有と内部コミュニケーションの実施

これを受けて、バックエンド技術部では、10.3項に記した個別事例への対応に加えて、各施設の担当課を中心に、異常時対応マニュアルの見直し、事故・故障時の通報連絡の明確化等、安全管理面での改善を図った。また、安全情報の共有と伝達の多重化を図るため、放射線管理部、工務技術部及び施設を使用する部門の担当者を加えた「安全情報共有会議」を毎週開催することとし、2008年1月11日から開始した。

既に使用を廃止している廃液輸送管については、法的位置付けと管理責任を明確にするため核燃料使用施設の一部とすることとし、その核燃使用変更許可を2008年3月11日付けで申請した。

参考文献

「報告漏れ等に関する調査結果の報告について」平成19年8月31日ほか

(佐藤 元昭)

表 10.1.1 バックエンド技術部で抽出された事象

発生施設	発生した事象	取扱い区分
再処理特別研究棟	排風機室南側の床ダクトスペースにおける漏えいに関する報告漏れ（管理区域外）	未報告事例
	排風機室における漏えいに関する報告漏れ（管理区域外・北側壁）	
	排風機室北側排気ダクト及び壁の汚染（管理区域外）	処置済みの事例
	撤去資材倉庫の床の汚染の発見	通報すべき事例
	撤去資材倉庫での汚染資材の保管（管理区域外）	処置済みの事例
	廃液長期貯蔵施設排風機室の汚染（管理区域外）	
再処理試験室	北側ドライエリアにおける漏えいに関する報告漏れ（管理区域外）	未報告事例
再処理試験室ーブルトニウム研究2棟	周辺（屋外）における漏えいの痕跡の発見（管理区域外）	今回発見した事例
廃液輸送管	点検孔内における漏えいの痕跡の発見（管理区域外）	
	ホットラボ建家内点検孔開閉弁からの漏えいの痕跡の発見（管理区域外）	
	ホットラボ建家外逆止弁養生ウエスの汚染の発見	通報すべき事例
	中継ポンプ室ピット及びAポンプ室U字溝の汚染検出の連絡漏れ	処置済みの事例
	バルブ操作室フランジ部の汚染（管理区域外）	
保管廃棄施設	半地下ピット汚染検出の連絡漏れ	通報すべき事例
	廃棄物保管棟・I及びII（北地区）汚染検出の連絡漏れ	
	半地下ピットの管理状況報告の不実記載	報告等に係る記載の不備
	受入保管記録に係る受入元の不適切な管理記録（特例措置による受入）	
	受入保管記録に係る受け入れたものの不適切な管理記録（特例措置による受入）	
液体処理場	海側配水管の汚染（管理区域外）	処置済みの事例
モックアップ試験室	建家西側で発見されたウラン鉱物（管理区域外）	処置済みの事例
モックアップ試験室	未臨界実験装置の撤去（変更許可手続き未了）	その他

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

氏名	標 題	レポート No.
明道 栄人 小林 忠義 富居 博行	乾式ワイヤーソー切断工法を用いた貫通配管の撤去	JAEA-Technology 2008-001
樋口 秀和 他	高減容処理施設の建設整備及び運転管理について	JAEA-Technology 2007-038
白石 邦生 立花 光夫 石神 努 富居 博行	原子力施設の廃止措置費用評価手法の検討	JAEA Technology 2007-057 (2007)

1.2 口頭発表、ポスター発表、講演

氏名	標 題	学会名等
中塩 信行 ほか(機構5名) (原電1名) (高エネ研1名) (日立1名)	原子力オープンスクール －15年の活動と今後の展望－	日本原子力学会 「2008年春の年会」
白石 邦生 金山 文彦	原子力機構における原子力施設の廃止措置費用評価 廃液貯槽 LV-2 の一括撤去作業 その1	日本原子力学会 「2008年春の年会」

2 国際協力

(1) OECD/NEA デコミッションング協力協定

TAG 会議 (第 42 回技術諮問グループ会合 : スペイン、マドリッド) 出席
明道 栄人 (2007 年 5 月 7 日～5 月 11 日)

(2) 日韓技術情報交換会議

第 5 回 (日本、敦賀、東海) 出席
金山 文彦 (2007 年 11 月 2 日～11 月 6 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
物質質量	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	立方メートル	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	1
比透磁率 ^(b)	(数字の) 1	1

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

表3. 固有の名称と記号で表されるSI組立単位

組立量	SI組立単位			
	名称	記号	他のSI単位による表し方	SI基本単位による表し方
平面角	ラジアン ^(b)	rad	1 ^(b)	m/m
立体角	ステラジアン ^(b)	sr ^(c)	1 ^(b)	m ² /m ²
周波数	ヘルツ ^(d)	Hz	1	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	m ⁻¹ kg s ⁻²
エネルギー, 仕事, 熱量	ジュール	J	N m	m ² kg s ⁻²
仕事率, 工率, 放射束	ワット	W	J/s	m ² kg s ⁻³
電荷, 電気量	クーロン	C		s A
電位差 (電圧), 起電力	ボルト	V	W/A	m ² kg s ⁻³ A ⁻¹
静電容量	ファラド	F	C/V	m ² kg ⁻¹ s ⁴ A ²
電気抵抗	オーム	Ω	V/A	m ² kg s ⁻³ A ⁻²
コンダクタンス	ジーメンズ	S	A/V	m ² kg ⁻¹ s ³ A ²
磁束	ウェーバ	Wb	Vs	m ² kg s ⁻² A ⁻¹
磁束密度	テスラ	T	Wb/m ²	kg s ⁻² A ⁻¹
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A	m ² kg s ⁻² A ⁻²
セルシウス温度	セルシウス度 ^(e)	°C		K
光束密度	ルーメン	lm	cd sr ^(c)	cd
照射度	ルクス	lx	lm/m ²	m ⁻² cd
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	m ² s ⁻²
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	m ² s ⁻²
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	SI基本単位による表し方
粘力のモーメント	パスカル秒	Pa s	m ¹ kg s ⁻¹
表面張力	ニュートンメートル	N m	m ² kg s ⁻²
角速度	ニュートン毎メートル	N/m	kg s ⁻²
角加速度	ラジアン毎秒	rad/s	m ⁻¹ s ⁻¹
熱流密度, 放射照度	ラジアン毎秒毎秒	rad/s ²	m ⁻¹ s ⁻²
熱容量, エントロピー	ワット毎平方メートル	W/m ²	kg s ⁻³
比熱容量, 比エントロピー	ジュール毎ケルビン	J/K	m ² kg s ⁻² K ⁻¹
比エネルギー	ジュール毎キログラム毎ケルビン	J/(kg K)	m ² s ⁻² K ⁻¹
熱伝導率	ジュール毎キログラム	J/kg	m ² s ⁻²
体積エネルギー	ワット毎メートル毎ケルビン	W/(m K)	m kg s ⁻³ K ⁻¹
電界の強さ	ジュール毎立方メートル	J/m ³	m ⁻¹ kg s ⁻²
電荷密度	ボルト毎メートル	V/m	m kg s ⁻³ A ⁻¹
電表面積	クーロン毎立方メートル	C/m ³	m ³ s A
誘電率	クーロン毎平方メートル	C/m ²	m ² s A
透磁率	クーロン毎平方メートル	C/m ²	m ² s A
モルエネルギー	ファラド毎メートル	F/m	m ³ kg ⁻¹ s ⁴ A ²
モルエントロピー, モル熱容量	ヘンリー毎メートル	H/m	m kg s ⁻² A ⁻¹
照射線量 (X線及びγ線)	ジュール毎モル	J/mol	m ² kg s ⁻² mol ⁻¹
吸収線量率	ジュール毎モル毎ケルビン	J/(mol K)	m ² kg s ⁻² K ⁻¹ mol ⁻¹
放射強度	クーロン毎キログラム	C/kg	kg ⁻¹ s A
放射輝度	グレイ毎秒	Gy/s	m ² s ⁻³
酵素活性濃度	ワット毎ステラジアン	W/sr	m ⁴ m ² kg s ⁻³ = m ² kg s ⁻³
	ワット毎平方メートル毎ステラジアン	W/(m ² sr)	m ² m ² kg s ⁻³ = kg s ⁻³
	カタール毎立方メートル	kat/m ³	m ³ s ⁻¹ mol

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
バロン	b	1 b=100 fm ² =(10 ⁻¹² cm) ² =10 ⁻²⁸ m ²
ノット	kn	1 kn=(1852/6000) m/s
ネーパ	Np	SI単位との数値的な関係は、対数量の定義に依存。
ベベル	B	
デジベル	dB	

表9. 固有の名称をもつCGS組立単位

名称	記号	SI単位で表される数値
エルグ	erg	1 erg=10 ⁻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
フォトル	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≈(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「Δ」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 f=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)
マイクロン	μ	1 μ=1 μm=10 ⁻⁶ m

