



JAEA-Review

2007-056

バックエンド技術部年報
(2006 年度)

Annual Report for FY2006 on the Activities of Department of Decommissioning and
Waste Management (October 1, 2005 - March 31, 2007)

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

March 2008

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

JAEA-Review

本レポートは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/index.shtml>)
より発信されています。このほか財団法人原子力弘済会資料センター*では実費による複写頒布を行っ
ております。

〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根 2 番地 4
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
電話 029-282-6387, Fax 029-282-5920

* 〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根 2 番地 4 日本原子力研究開発機構内

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

© Japan Atomic Energy Agency, 2008

バックエンド技術部年報 (2006 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

(2007 年 12 月 26 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 2006 年度(2005 年 10 月 1 日から 2007 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。

平成 18 年度の放射性廃棄物の処理実績は、可燃性固体廃棄物が約 393m³、不燃性固体廃棄物が約 152m³、液体廃棄物が約 498m³ (希釈処理約 191m³ を含む) であった。処理後、200L ドラム缶換算で 1,596 本の保管廃棄体が発生し、平成 18 年度末の累積保管体数は 134,466 本となった。放射性廃棄物の管理を円滑に進めるため、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の廃止措置を開始した。

バックエンドに関連する研究・技術開発においては、処分のための廃棄物分析、クリアランス、解体技術、廃棄物管理に関する事項を実施した。

Annual Report for FY2006
on the Activities of Department of
Decommissioning and Waste Management
(October 1, 2005 – March 31, 2007)

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 December 26, 2007)

This reports described the activities of Department of Decommissioning and Waste Management (DDWM) in Nuclear Science Research Institute (NSRI) in the period from October 1, 2006 to March 31, 2007. 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 FY2006 radioactive wastes generated mainly from R&D activities in NSRI were treated safely. They were about 393m³ of combustible solid wastes, 152m³ of noncombustible solid wastes and 493m³ of liquid wastes. After adequate treatment 1,596 waste packages (in 200L-drum equivalent) were generated and total accumulated waste packages amounted to 134,466 as of the end of FY2006. Two new approaches were conducted for radioactive waste management: development of record keeping system for disposal 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 and the Plutonium Laboratory No.2.

As for the R&D activities, studies were conducted on radiochemical analyses of wastes for disposal, clearances and JRFT decommissioning technologies and new waste management for disposal and waste volume reduction.

Keywords: Radioactive Waste, Waste Management, Decommissioning, Disposal, 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	概要	4
3.1.2	運転・管理	7
3.1.3	廃棄物の処理	8
3.1.4	検査	9
3.1.5	許認可	9
3.2	第2廃棄物処理棟	12
3.2.1	概要	12
3.2.2	運転・管理	16
3.2.3	廃棄物の処理	18
3.2.4	検査	19
3.3	第3廃棄物処理棟及び排水貯留ポンド	20
3.3.1	第3廃棄物処理棟概要	20
3.3.2	廃棄物処理装置	20
3.3.3	衣料除染（洗濯）設備	20
3.3.4	排水貯留ポンド概要	20
3.3.5	運転・管理	20
3.3.6	廃棄物の処理	21
3.3.7	検査	22
3.4	解体分別保管棟	24
3.4.1	概要	24
3.4.2	運転・管理	24
3.4.3	廃棄物の処理	25
3.5	減容処理棟	36
3.5.1	概要	36
3.5.2	運転・管理	56
3.5.3	焼却・溶融設備火災事故の概要と対策、及び安全強化のための対策	78
3.6	保管廃棄施設	91
3.6.1	概要	91
3.6.2	廃棄物の保管廃棄	93
3.6.3	検査	95
3.7	バックエンド技術開発建家	96
3.7.1	概要	96

3.7.2	施設の保守点検	97
3.7.3	検査	97
3.7.4	許認可	98
3.8	廃棄物埋設施設	99
3.8.1	概要	99
3.8.2	廃棄物埋設に係る保守点検等	99
3.8.3	検査	99
3.8.4	許認可等	99
4	放射性廃棄物の処理及び報告検査	100
4.1	廃棄物の搬入	100
4.2	廃棄物の処理	102
4.2.1	固体廃棄物	102
4.2.2	液体廃棄物	102
4.3	保管廃棄	106
4.4	各規定類及び協定に基づく報告	109
4.4.1	保安規定	109
4.4.2	予防規程	109
4.4.3	安全協定	110
4.5	施設定期検査	110
4.6	保安検査	111
4.6.1	保安規定遵守状況検査	111
4.6.2	保安検査官巡視	112
5	放射性廃棄物の管理	114
5.1	廃棄物管理システムの整備	114
5.1.1	概要	114
5.1.2	進捗状況	114
5.1.3	今後の予定	114
5.2	高放射性固体廃棄物の新管理方式への移行措置（概念設計その3）	115
5.2.1	目的及び概要	115
5.2.2	廃棄物の分別方法検討	116
5.2.3	吊具製作及びモックアップ試験	116
6	施設の廃止措置	122
6.1	廃止措置施設と年次計画	122
6.2	廃止措置対象施設の概要及び維持管理	123
6.2.1	JRR-2	123
6.2.2	再処理特別研究棟	131
6.2.3	再処理試験室・プルトニウム研究2棟	133
6.2.4	冶金特別研究棟	134

6.2.5	セラミック特別研究棟	135
6.3	法規制上の手続き	136
6.4	廃止措置	137
6.4.1	JRR-2	137
6.4.2	再処理特別研究棟	137
6.4.3	プルトニウム研究2棟	143
6.4.4	セラミック特別研究棟	143
6.5	今後の廃止措置計画	146
6.5.1	第1期中期計画	146
6.5.2	第2期中期計画	146
7	技術開発及び研究	147
7.1	廃棄物処分に向けての各種廃棄物の分析	147
7.1.1	概要	147
7.1.2	分析結果	147
7.1.3	今後の予定	148
7.2	クリアランス	150
7.2.1	プラスチックシンチレーションサーベイメータの製作	150
7.2.2	旧JRR-3改造コンクリートのクリアランス	152
7.3	廃液貯槽の撤去等に関する安全性の調査・検討	155
7.3.1	調査・検討の概要	155
7.3.2	検討内容	155
7.3.3	まとめ	156
7.4	廃液長期貯蔵施設における貫通配管の撤去	162
7.4.1	撤去作業の概要	162
7.4.2	撤去作業に係るデータ分析	162
7.5	核燃料取扱施設の廃止措置計画策定に係る評価手法の調査・検討	169
7.5.1	概要	169
7.5.2	実施内容	169
7.5.3	まとめ	170
8	保安教育訓練	172
8.1	総合訓練	172
8.2	消火器訓練	173
8.3	放射性廃棄物の分別収集	173
付録	バックエンド技術部の業務実績	175
1	成果	177
1.1	外部投稿	177

1.2	機構レポート	177
1.3	口頭発表、ポスター発表、講演	178
1.4	資料	178
2	国際協力	179
3	その他	179

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	Outline	4
3.1.2	Operation and Maintenance	7
3.1.3	Radioactive Waste Treatment	8
3.1.4	Inspection	9
3.1.5	Licensing	9
3.2	Waste Treatment Building No.2	12
3.2.1	Outline	12
3.2.2	Operation and Maintenance	16
3.2.3	Radioactive Waste Treatment	18
3.2.4	Inspection	19
3.3	Waste Treatment Building No.3 and Dilution facility	20
3.3.1	Outline of Waste Treatment Building No.3	20
3.3.2	Waste Treatment Equipment	20
3.3.3	Laundry System	20
3.3.4	Dilution Facility	20
3.3.5	Operation and Maintenance	20
3.3.6	Radioactive Waste Treatment	21
3.3.7	Inspection	22
3.4	Waste Size Reduction and Storage Facilities	24
3.4.1	Outline	24
3.4.2	Operation and Maintenance	24
3.4.3	Radioactive Waste Treatment	25
3.5	Waste Volume Reduction Facilities	36
3.5.1	Outline	36
3.5.2	Operation and Maintenance	56
3.5.3	Outline of the Fire Accident of Non-metal Melting Unit, and the Measures for Reinforcement of Safety	78
3.6	Waste Storage Facility	91
3.6.1	Outline	91
3.6.2	Interim Storage of Waste	93
3.6.3	Inspection	95

3.7	Experimentation Building for Backend Technology Development	96
3.7.1	Outline	96
3.7.2	Maintenance	97
3.7.3	Inspection	97
3.7.4	Licensing	98
3.8	Disposal Facility	99
3.8.1	Outline	99
3.8.2	Maintenance	99
3.8.3	Inspection	99
3.8.4	Licensing	99
4	Radioactive Waste Treatment and Report for Regulation	100
4.1	Transportation and Acceptance of Radioactive Waste	100
4.2	Radioactive Waste Treatment	102
4.2.1	Radioactive Solid Waste	102
4.2.2	Radioactive Liquid Waste	102
4.3	Interim Storage	106
4.4	Report for Regulation and Agreement	109
4.4.1	Safety Regulation	109
4.4.2	Preventive Regulation	109
4.4.3	Safety Agreement	110
4.5	Periodical Facility Inspection	110
4.6	Safety Inspection	111
4.6.1	Safety Inspection	111
4.6.2	Patrol of Safety Inspector	112
5	Control for Radioactive Wastes	114
5.1	Development of Record Keeping System for Radioactive Waste Management	114
5.1.1	Outline	114
5.1.2	Progress	114
5.1.3	Future Plan	114
5.2	Preliminary Investigation of a New Management System for Mid-level Radioactive Waste Packages	115
5.2.1	Purpose and Outline	115
5.2.2	Classification of Radioactive Waste Packages	116
5.2.3	Trial Hoist Manufacture and Mock-up Test	116
6	Decommissioning	122
6.1	Outline of Decommissioning Program	122
6.2	Maintenance of Decommissioned Facilities	123

6.2.1	JRR-2	123
6.2.2	JRTF	131
6.2.3	Reprocessing Examination Laboratory and Plutonium Laboratory No.2	133
6.2.4	Metallurgy Laboratory	134
6.2.5	Ceramic Fuel Laboratory	135
6.3	Legal formalities	136
6.4	Decommissioning Activities	137
6.4.1	Decommissioning Activities for the JRR-2	137
6.4.2	Decommissioning Activities for the JRTF	137
6.4.3	Decommissioning Activities for the Plutonium Laboratory No.2	143
6.4.4	Decommissioning Activities for the Ceramic Fuel Laboratory	143
6.5	Decommissioning plan in the future	146
6.5.1	Decommissioning in the first Midterm Plan	146
6.5.2	Decommissioning in the second Midterm Plan	146
7	R&D Activities	147
7.1	Radiochemical Analyses of Wastes for Disposal	147
7.1.1	Outline	147
7.1.2	Results of Analysis	147
7.1.3	Future Plan	148
7.2	Clearance	150
7.2.1	Development of Plastic Scintillation Survey Meter	150
7.2.2	Clearance on Concrete Generated from the Modification of the JRR-3	152
7.3	Evaluation of the Safety for Removal of the Liquid Waste Tank (LV-2)	155
7.3.1	Outline	155
7.3.2	Contents	155
7.3.3	Summary	156
7.4	Removal of Penetrating Pipes in Annex Building B of JRTF	162
7.4.1	Outline	162
7.4.2	Data Analysis	162
7.5	Preliminary Investigation for Development of Computer Codes for Assessments of Nuclear Fuel Facilities Decommissioning	169
7.5.1	Outline	169
7.5.2	Contents	169
7.5.3	Summary	170
8	Education and Training	172
8.1	Emergency Response Training	172
8.2	Fire Fighting Training	173

8.3	Radioactive Waste Classification	173
Appendix	175
1	Accomplishments	177
1.1	Journal papers	177
1.2	Reports published as JAEA (JAERI)	177
1.3	Oral presentations, Poster presentations	178
1.4	Papers published as internal report	178
2	International cooperation	179
3	Others	179

1 はじめに

バックエンド技術部は原子力科学研究所の放射性廃棄物管理と廃止措置の業務を所掌している。廃棄物管理の業務は、原子力科学研究所のみならず原子力機構の運営を円滑に遂行していくため、安全かつ確実に廃棄物管理を実施していかなければならない。また、老朽化し不用となった施設、あるいは使命を終えた施設は施設維持・管理の節減、安全性の確保の観点から、計画的に安全に廃止措置を講じていくことが重要である。

バックエンド技術部は、これら託された業務の重要性を認識し、役割を確実に果たしていかなければならない。特に、社会に対しては透明性をもった、信頼される活動でなければならない。

バックエンド技術部の一年間の活動を年報としてまとめることにより、管理状況を具体的に記録し、管理データをまとめ、また、関連する技術の研究・開発、あるいは管理手法等の改良等の情報を記録として公開されることとなる。

これにより、原子力科学研究所バックエンド技術部の活動が、社会に向けて透明性を高め、理解を深め、信頼の構築、強化に貢献するとともに、技術の継承のみならず成果の社会への還元に大きく貢献するものとする。

(加藤 正平)

2 バックエンド技術部の組織及び業務概要

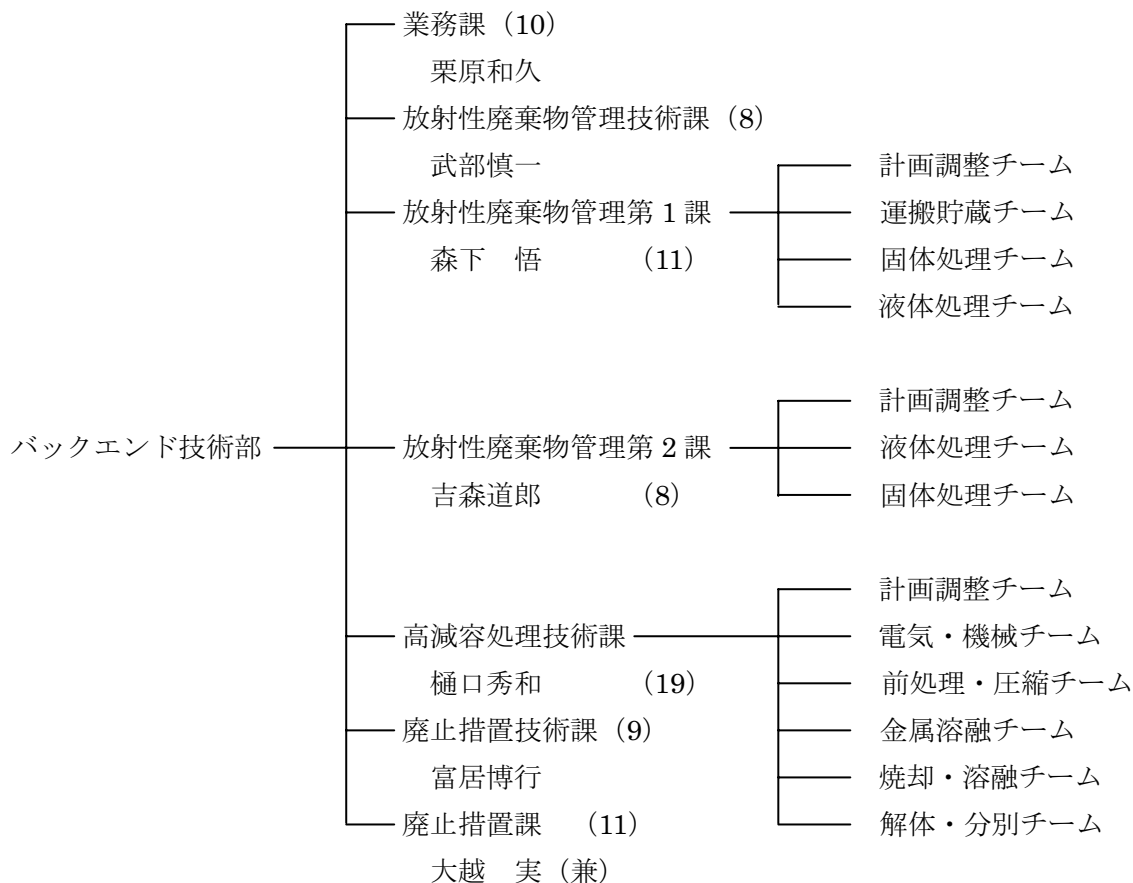
東海研究開発センター原子力科学研究所バックエンド技術部(平成 17 年 10 月 1 日～平成 19 年 3 月 31 日)の組織を図 2.1 に示す。

原子力科学研究所バックエンド技術部 (80)

()内職員数

加藤正平
 (次)佐藤元昭
 (次)山下利之
 (主)大越 実

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(平成 19 年 3 月 31 日現在)

原子力科学研究所バックエンドの業務の概要は以下の通りである。

(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。

(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。

(廃止措置技術課)

- (1) 原子力科学研究所の原子力施設の廃止措置の総括に関すること。
- (2) 廃止措置の技術支援及び技術開発に関すること。

(廃止措置課)

- (1) 原子力科学研究所の廃止措置対象施設の廃止措置及び保守管理に関すること。
- (2) バックエンド技術開発発建家の保守管理に関すること。

(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 概要

第1廃棄物処理棟には原子力科学研究所で発生する放射性廃棄物のうち比較的レベルの低い可燃性固体廃棄物（2.0mSv/h未満、主として0.5mSv/h未満）を焼却処理するための焼却処理設備が設置されている。第1廃棄物処理棟の配置図を図3.1.1-1に示す。また焼却処理設備系統図を図3.1.1-2に示す。この焼却処理設備は1979年に供用開始されて以来、所内だけに限らず所外で発生した固体廃棄物についても受け入れて処理を行っている。この焼却処理により、廃棄物の容積は元の1/150となる。

また、固体廃棄物以外にも有機廃液の焼却処理を行っており、有機廃液を吸着剤で固形化してポリ瓶に封入したものを受け入れて焼却処理を行っている。

焼却処理設備はこれまでに数度改修が行われている。耐火構造を要しない除塵系設備については設備の更新を行い、耐火構造を要する焼却炉本体やセラミックフィルタについては耐火レンガの更新を行っている。2007年度は設工認の許認可申請を受けて排気冷却器の更新を行い、2008年度には排気洗浄塔の更新を行う予定である。

第1廃棄物処理棟では固体廃棄物の保管能力を有する（第1廃棄物処理棟保管能力：160m³）が、固体廃棄物の発生量が時期により増減することから第1廃棄物処理棟の保管能力だけでは受入余裕が足らなくなることもある。このため固体廃棄物一時保管棟という第1廃棄物処理棟と同程度の保管能力を有する建屋に固体廃棄物を保管、順次焼却処理を行っていく。ただし、こちらの固体廃棄物一時保管棟には低線量（0.5mSv/h未満）の固体廃棄物のみを保管することとしている。第1廃棄物処理棟と固体廃棄物一時保管棟を合わせた保管能力は320m³である。

第1廃棄物処理棟に隣接して圧縮処理建屋があり、こちらは1960年以来不燃性固体廃棄物の圧縮処理を行い、廃棄物の容積を1/3としてきたが、現在では使用を停止している。

その他、圧縮処理建屋の管理区域境界内の焼却処理試験施設棟（現：固体廃棄物処理付帯棟）では極低レベルの固体廃棄物の焼却処理試験が行われていた。現在では極低レベルの焼却処理設備は撤去され、処理資材類の保管場所として使用されている。

（半田 雄一）

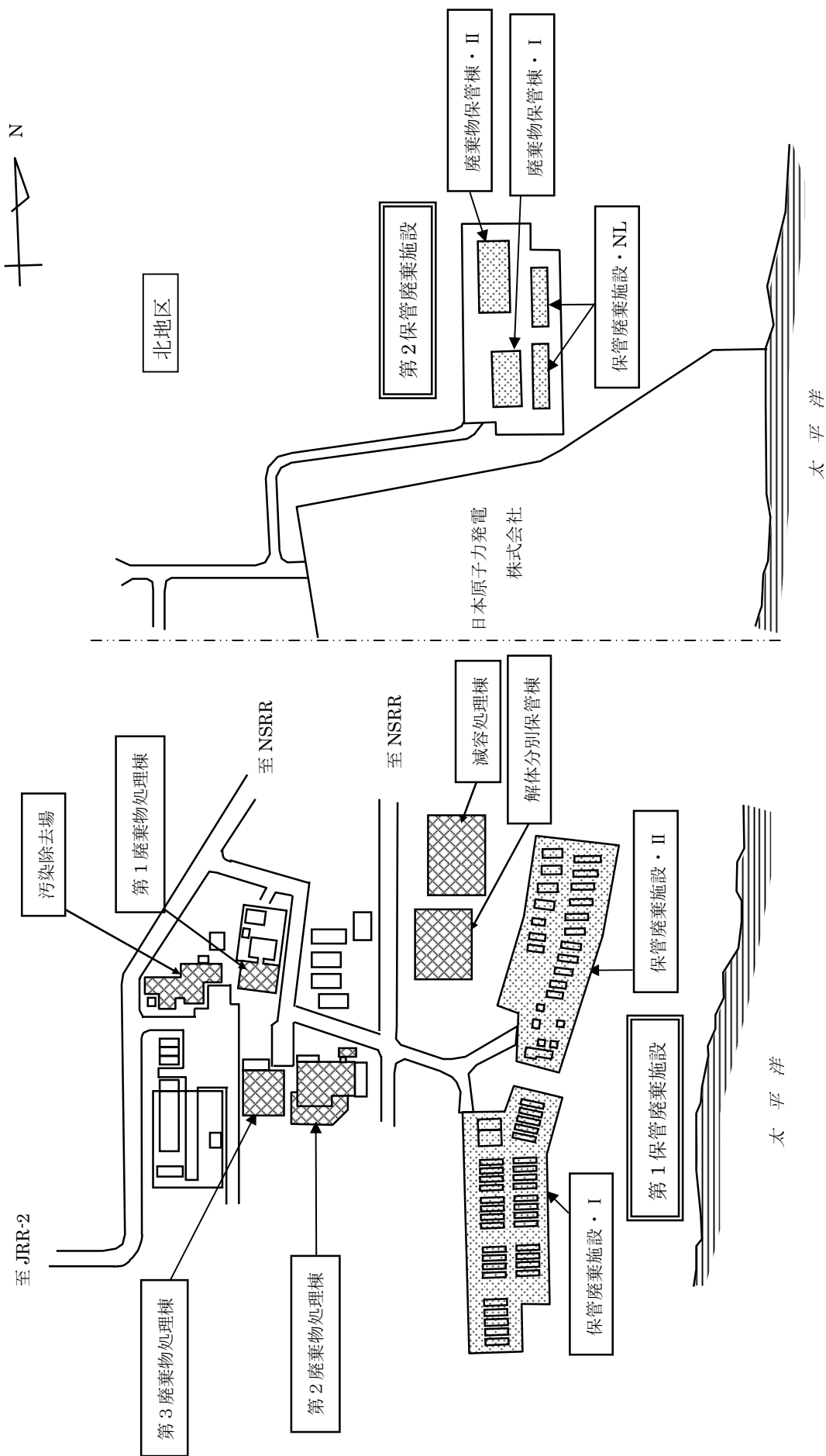


図 3.1.1-1 廃棄物処理場関連施設配置図

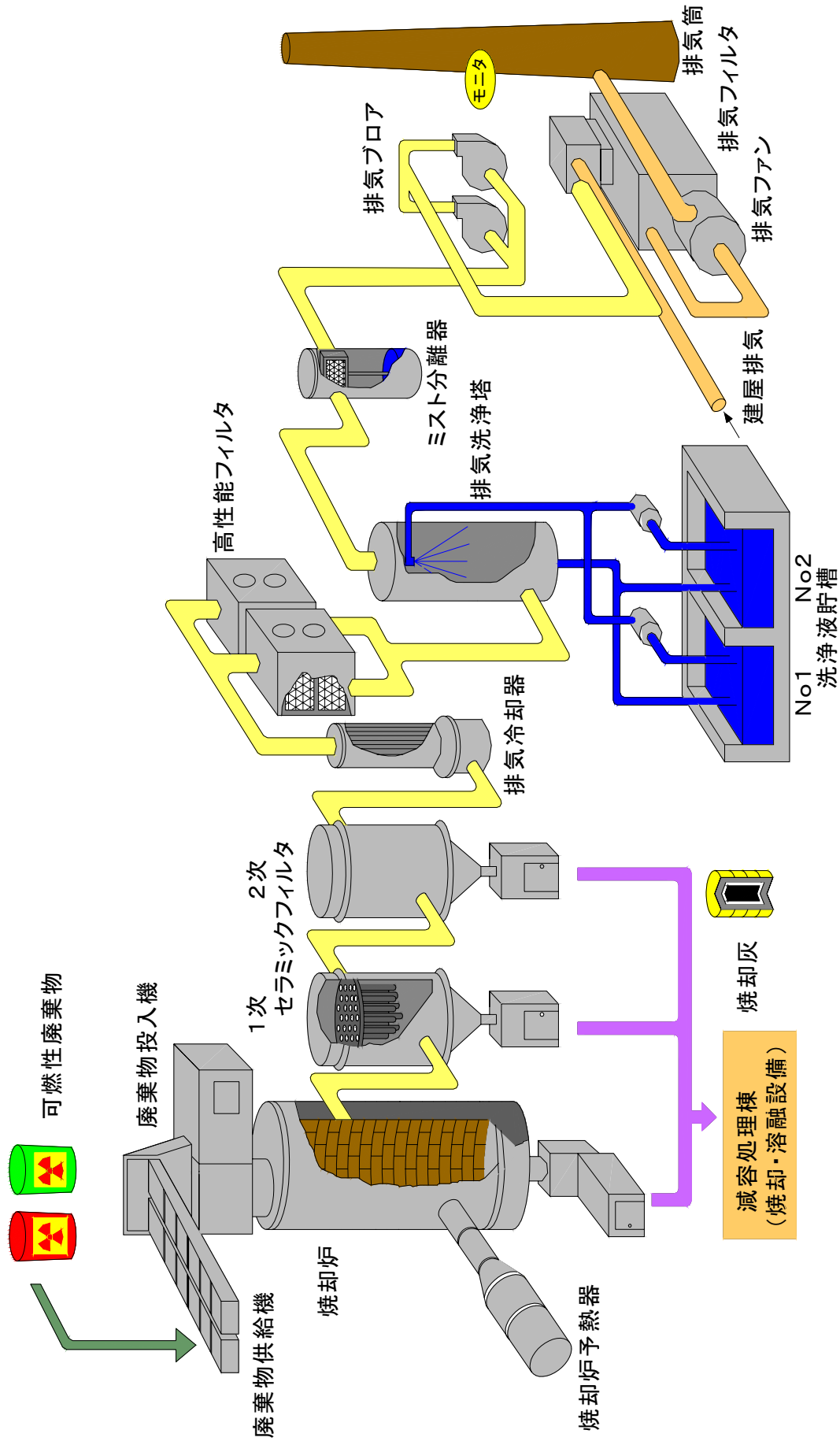


図 3.1.1-2 焼却処理設備系統図

3.1.2 運転・管理

(1) 焼却処理作業

比較的低いレベルの固体廃棄物（2.0mSv/h 未満）のうち、可燃性廃棄物として分類されたものを受け入れて焼却処理設備で処理を行っている。

(a) 焼却処理運転実績

2005年度（2005年10月から2006年3月）及び2006年度（2006年4月から2007年3月）の焼却処理運転実績を表3.1.2-1に示す。2005年度は半年間の実績に対し2006年度は1年間の実績であるにも関わらず、その処理日数及び処理量に大きな差が生じないのは、廃棄物処理場では例年7月から9月までの3ヶ月間は定検のため処理を停止するからである。

表 3.1.2-1 運転実績

年度	区分 処理日数	処理量(m ³)			
		A-1*	A-2	所外	合計
2005	90	289.935	1.380	4.620	295.935
2006	127	379.618	4.230	8.920	392.768

*A-1は0.5mSv/h未満、A-2は0.5mSv/hを超え2.0mSv/h未満のものを指す。
この表ではA-1廃棄物に赤カートン、緑カートン、その他可燃性廃棄物を含む。

(b) 時間外運転

可燃性固体廃棄物の発生量は非常に多く、原科研の通常勤務時間内だけ焼却処理を行っていたのでは廃棄物が停滞してしまう。このため、昼休み1時間(12:00から13:00)と残業2時間(17:30から19:30)の合計3時間となる時間外運転を行い、処理量の向上を図っている。通常運転時の処理量は1日あたり約2.4m³(20Lカートン約120個)であるが、時間外運転を行うことで、1日あたり約4m³(20Lカートン約200個)を処理することができる。

これは昼休みに運転を停止させないことによる焼却炉の温度管理及び焼却処理設備の起動・停止にかかる時間削減の効果である。

(2) 保守管理

焼却処理設備の安全を確保し、安定して焼却処理が行えるようにするため、焼却処理設備の保守管理を行っている。

(a) 焼却処理設備運転日誌

焼却処理設備の運転を行っている日は毎日運転日誌を記録している。

焼却処理設備の記録計の各指示値の他、作業前点検、作業中点検、作業終了後の点検記録や1日の処理量等を記録している。

(b) 月例点検・巡視点検

焼却処理運転中は1日に1回設備の巡視点検を行っている。月末には焼却処理設備の運転を停止して、月例点検を行っている。

(c) セラミックフィルタエレメント交換作業

焼却処理設備の除塵系設備であるセラミックフィルタのエレメントを年に1度定期的に交換している。廃棄物の焼却処理に伴い発生する排気ガスをろ過しているため、フィルタが焼却灰により目詰まりを生じてしまうからである。交換は1次系と2次系の両方同時期に行う。取り出されたセラミックフィルタエレメントは同じ第1廃棄物処理棟内にあるセラミックフィルタエレメント除染装置により除染され、目詰まりの回復を図る。除染は3回行われ、セラミックフィルタエレメントは全部で4回使用される。最後は破砕し、ドラム缶に封入後保管廃棄される。

(半田 雄一)

3.1.3 廃棄物の処理

(1) 焼却処理

焼却処理設備起動直後は焼却炉本体を焼却炉予熱器によって加熱する。可燃性固体廃棄物は廃棄物供給機によって自動的に廃棄物投入機に送られ、自動で焼却炉に投入される。焼却炉内に投入された廃棄物は予熱器による熱で自然発火する。焼却炉内温度が300℃及び1次セラミックフィルタ温度が550℃になったところで予熱器を停止させ、後は自然にて焼却処理運転が継続される。

焼却処理に伴い発生した排気ガスはセラミックフィルタによって焼却灰が除塵される。この際に排ガスと共に飛散する未燃物は熱せられた1次セラミックフィルタ上で2次燃焼を起こし廃棄物は完全燃焼される。焼却灰のほとんどは1次セラミックフィルタで除塵され、2次セラミックフィルタまで到るものは大半が1次セラミックフィルタの隙間から漏れ出た排ガスである。セラミックフィルタで除塵された排ガスは、排気冷却器にて冷却され、高温用のHEPAフィルタによって放射性粉塵が除去される。

高性能フィルタを通過した後、排気洗浄塔にて排ガス中の硫黄酸化物及び窒素酸化物を除去するため洗浄が行われる。また、気化しやすい ^3H や ^{14}C は、ここで除去される。

その後、ミストセパレータによって排ガスと洗浄液が分離され、排気ブロウにて建屋排気系へと排気される。最終的に建屋排気系の放射性気体廃棄物の除塵設備を通過して排気筒から環境中へと放出される。

(2) 焼却灰の取出

焼却処理に伴い発生する焼却灰は灰取出装置にてステンレス製の100Lドラム缶へと集灰し、更に200Lコンクリート内張ドラム缶に封入した上で保管廃棄している。

この際にドラムの内側に放射能濃度の高い灰が集約されるように、外側に放射能濃度の低い灰が集約されるように計画的に焼却処理を行っている。

(3) 洗浄廃液の搬出

焼却処理に伴い発生する排気ガスは排気洗浄塔にて洗浄液で洗浄している。放射性の排気ガスを洗浄していることから洗浄液の放射能濃度（主にトリチウム）が徐々に高くなってしまいうため、運転中は定期的に放射能濃度測定を行い、洗浄液の管理を行っている。洗浄液の放射能濃度が高くなってきたものは、運搬依頼を出し廃液運搬車にて搬出される。

(半田 雄一)

3.1.4 検査

(1) 施設定期検査

年に一度、文科省立会の施設定期検査が行われている。第1廃棄物処理棟の焼却処理設備で施設定期検査の該当となるのは作動検査（インターロック検査）である。文科省立会検査は書類確認であるため、自主検査で行ったインターロック検査の結果が良好であったことを検査官に確認してもらい施設定期検査の合格を受ける。

(2) 施設定期自主検査

2006年度は7月から8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処理能力検査、風量検査、開放検査等、排水設備についてはポンプやピットの作動検査及び内面目視検査等の定期自主検査を実施した。

（半田 雄一）

3.1.5 許認可

焼却処理設備の経年劣化に対する予防・保全の観点から一部を更新する。2007年度の更新対象は排気冷却器及び排気冷却器から高性能フィルタまでの配管である。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3.1.5-1に示す。

(1) 排気冷却器

今回更新の対象としている排気冷却器は、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熱交換器である。冷却方式として伝熱管方式を採用し、空気（外気）により排ガスの間接冷却を行う。冷却能力として650℃の排ガスを250℃以下とすることができる。主な仕様を表3.1.5-1に示す。

(2) 排気洗浄塔

更新予定である排気洗浄塔は排ガスの洗浄を目的とするもので、アルカリ洗浄液（苛性ソーダ水）をスプレー噴霧することで排ガスの洗浄を行っている。また、排気洗浄塔の内部にはセラミック製のラシヒリング（精蒸留用充填物）を充填して接触面積を拡大させている。処理排ガス量として1000Nm³/h以上の性能を有する。排ガスの冷却能力も有しており250℃の排ガスを70℃以下とすることができる。

既設排気洗浄塔は内面のセラミック系塗装ライニングの磨耗から、母材が腐食してきている。また腐食性ガスの溶け込んだ洗浄液が下流側に飛散し、後段の設備を腐食させる原因となっている。

2008年度に本設備を更新する予定である。主な仕様を表3.1.5-2に示す。

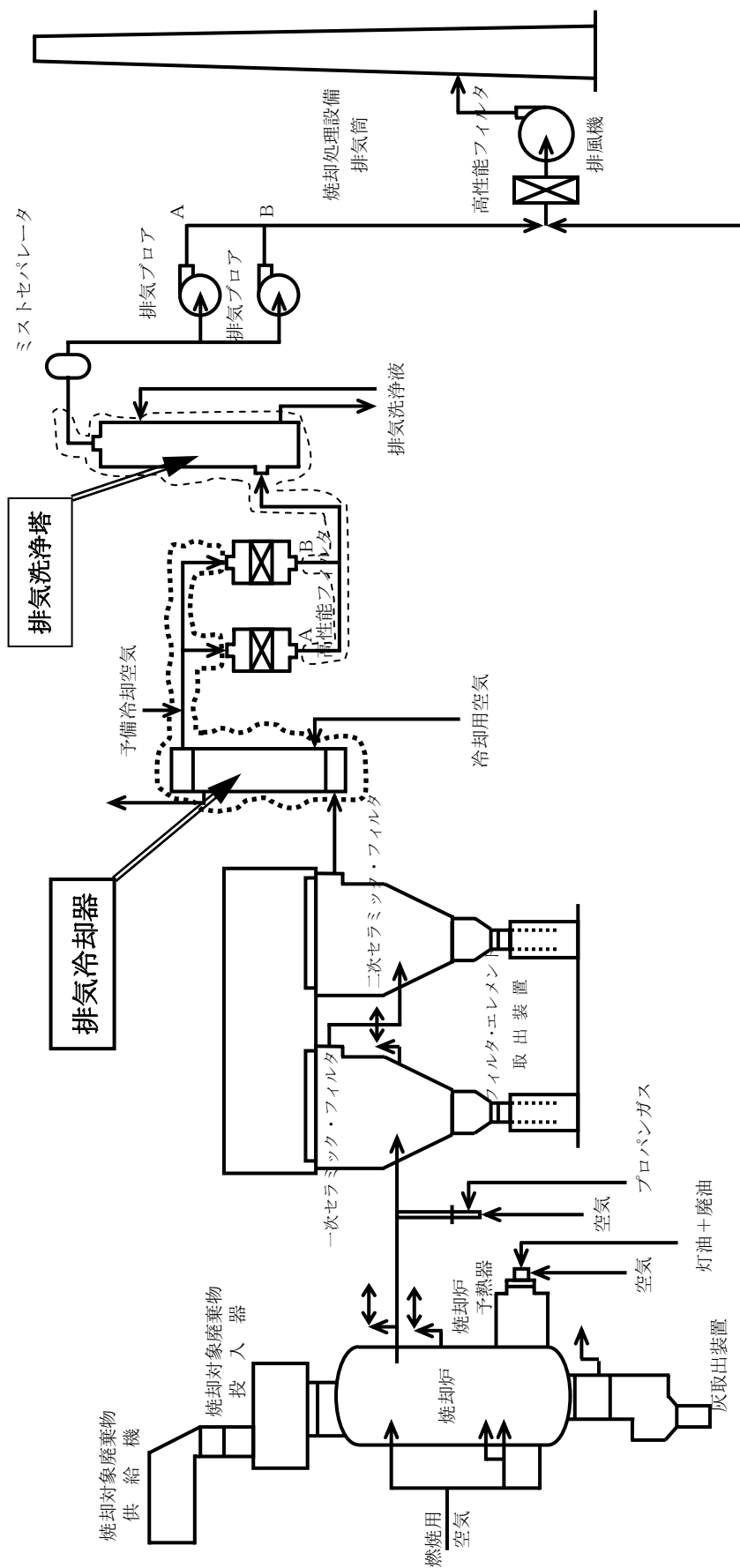
（半田 雄一）

表 3.1.5-1 排気冷却器仕様

項 目	仕 様	
	更新前	更新後
型 式	円筒型 (シェルアンドチューブ型)	
主要寸法	約 0.5m(外径) × 約 3.8m(高さ)	約 0.7m(外径) × 約 3.8m(高さ)
主要材料	外殻 : SS41、伝熱管 : SS321	外殻 : SUS304、伝熱管 : SUS321
冷却能力	650°Cの排ガスを 250°C以下	
基 数	1 基	

表 3.1.5-2 排気洗浄塔仕様

項 目	仕 様	
	更新前	更新後
型 式	円筒型 (充填式)	
主要寸法	約 0.9m(外径) × 約 4.2m(高さ)	既設と同程度
主要材料	SUS304	SUS316L
冷却能力	250°Cの排ガスを 70°C以下	
処理排ガス量	1000Nm ³ /h 以上	
基 数	1 基	



- 2007年度更新対象
(排気冷却器及び配管)
- 2008年度更新対象
(排気洗浄塔及び配管)

図 3.1.5-1 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 概要

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。本施設の貯蔵能力は、液体廃棄物が 20m³、固体廃棄物が 1.8m³である。第2 廃棄物処理棟の配置図を図 3.1.1-1 に示す。

本施設に受け入れた液体廃棄物は蒸発缶により減容濃縮し、濃縮液をアスファルト固化する。蒸発缶は処理能力約 0.7m³/h の自然循環型であり、加熱蒸気を熱源として廃液中の水分を沸騰蒸発させ、廃液中の塩分、固形成分などを濃縮するものである。アスファルト固化装置は、横型攪拌蒸発式（混和蒸発機）により濃縮廃液をアスファルトと混ぜ、水分を蒸発させ固形分をアスファルト相に均一に分散させ溶融混合物（以下、「プロダクト」という。）とする。プロダクトは容器（コンクリート内張りドラム缶）に詰め、放冷固化し、上部にコンクリートの後打ちを行い固化体としている。ともに普通コンクリート製のセル内に設置されている。液体廃棄物の処理フローを図 3.2.1-1 に示す。

本施設に受け入れた固体廃棄物は、固体廃棄物処理設備にて分類、切断、圧縮等の工程により減容し、容器に封入後、遮へい容器に収納、コンクリートを充填し、パッケージ化している。廃棄物受入セルの最大取扱量は、 3.9×10^{14} Bq (⁶⁰Co) で専用廃棄物容器にして 56 個の一時貯蔵ができる。受け入れた専用廃棄物容器は圧縮機 (100t) により専用容器のまま圧縮することができ、圧縮物を数個まとめて金属容器に入れ封入する。固体廃棄物処理は 0.2m³/d の処理能力を有している。固体廃棄物処理設備の主要部は重コンクリート製のセル内に設置されている。固体廃棄物処理設備の処理フローを図 3.2.1-2 に示す。

本施設による平成 17 年度及び平成 18 年度の放射性廃棄物の受け入れ、処理について、液体廃棄物及び固体廃棄物の処理は順調に行われた。液体廃棄物は、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け入れがなく約 50m³ 前後で推移していることからほぼ例年並である。液体廃棄物の受入及び処理量を表 3.2.1-1 に示す。

固体廃棄物は、所内、所外の受け入れがあり、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。平成 18 年度は A-2 レベルの受け入れが増加しているが、総量では例年約 7m³ であることからほぼ例年並である。固体廃棄物の受入及び処理量を表 3.2.1-2 に示す。

本施設の主な保守としては、平成 17 年度に蒸発缶の開放点検を実施した。本開放点検は蒸発缶の健全性確認のため 3 年に 1 回実施している。平成 18 年度にはアスファルト固化装置の濃縮廃液供給槽、混和蒸発機等の開放点検を実施（5 年に 1 回実施）、固体廃棄物処理セル除染作業を実施した。

(落合 康明)

表3.2.1-1 液体廃棄物受入及び処理量

	平成17年度						平成18年度					
	受入量 (m³)			処理量 (m³)			受入量 (m³)			処理量 (m³)		
	A未満	A	B-1	B-2	A	B-1	A未満	A	B-1	B-2	A	B-1
放射性廃棄物管理第1課	-	6.4	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
放射性廃棄物管理第2課	-	13.0	6.8	-	19.4	28.2	8.7	5.0	15.4	-	13.7	38.9
燃料試験課	-	-	21.4	-	-	-	-	-	23.5	-	-	-
小計	-	19.4	28.2	-	19.4	28.2	8.7	5.0	38.9	-	13.7	38.9
所外	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
小計	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
年度集計	-	47.6	-	-	47.6	-	52.6	-	-	-	-	52.6

表3.2.1-2 固体廃棄物受入及び処理量

	平成17年度						平成18年度					
	受入量 (m³)			処理量 (m³)			受入量 (m³)			処理量 (m³)		
	A	B-1	A	B-1	A	B-1	A	B-1	A	B-1	A	B-1
研究炉技術課	-	0.54	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
研究炉利用課	-	0.03	-	-	0.09	-	0.09	-	-	-	-	-
放射性廃棄物管理第2課	0.06	0.03	-	-	0.48	0.15	1.38	3.03	1.89	5.04	-	-
燃料試験課	0.60	3.27	0.84	5.01	1.38	3.03	-	-	-	-	-	-
ホット試験室	-	0.27	-	-	-	0.39	-	-	-	-	-	-
未照射管理課	0.18	0.93	-	-	0.12	0.96	-	-	-	-	-	-
湿式プロセス化学Gr.	-	0.54	-	-	-	0.12	-	-	-	-	-	-
小計	0.84	5.61	0.84	5.01	2.07	4.65	1.89	5.04	1.89	5.04	-	-
ニュークリアデベロップメント	-	0.12	-	0.15	-	0.24	-	0.30	-	0.30	-	-
千代田テクノロ	-	0.03	-	-	-	0.06	-	-	-	-	-	-
所外	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
小計	-	0.15	-	0.15	-	0.30	-	0.30	-	0.30	-	-
年度集計	6.60	-	6.00	-	7.02	-	7.23	-	7.23	-	-	-

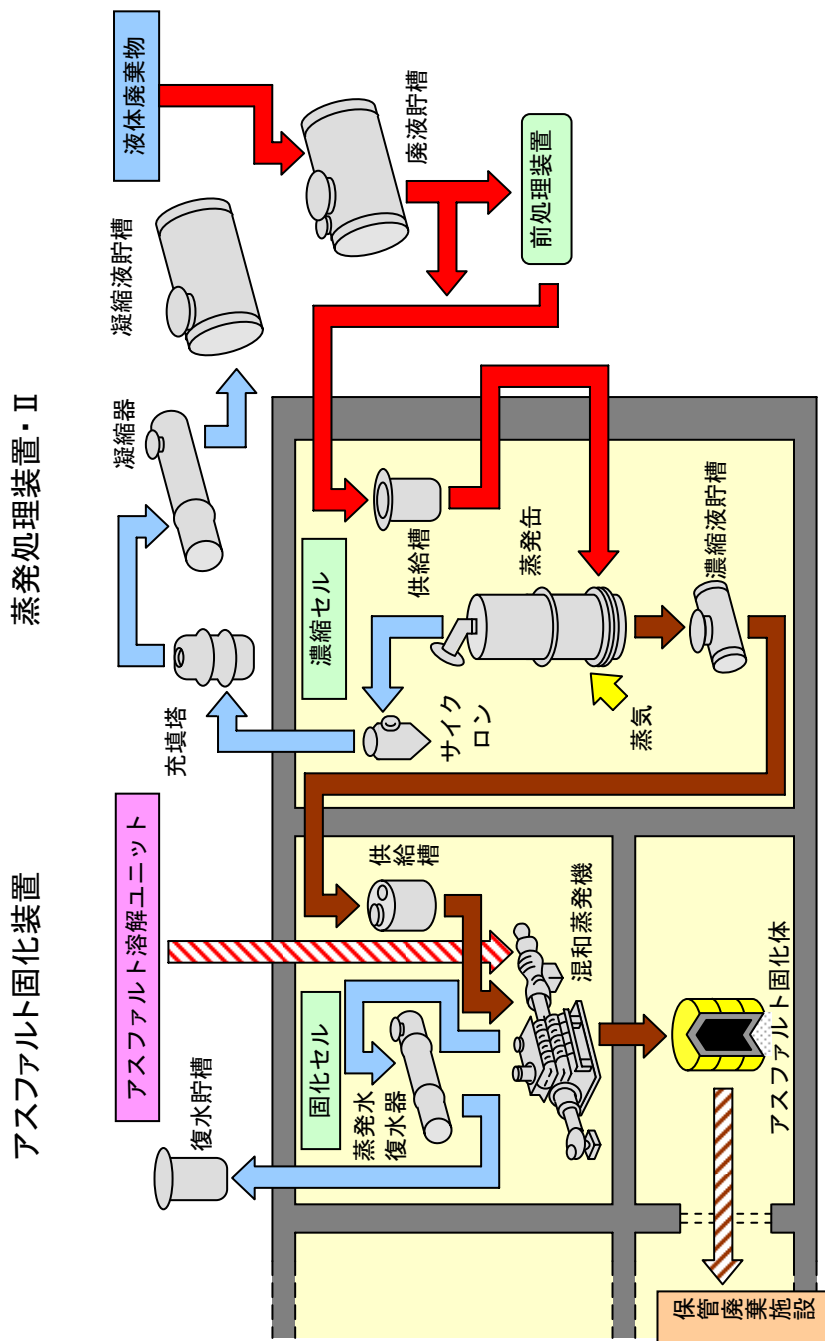


図 3.2.1-1 液体廃棄物の処理フロー

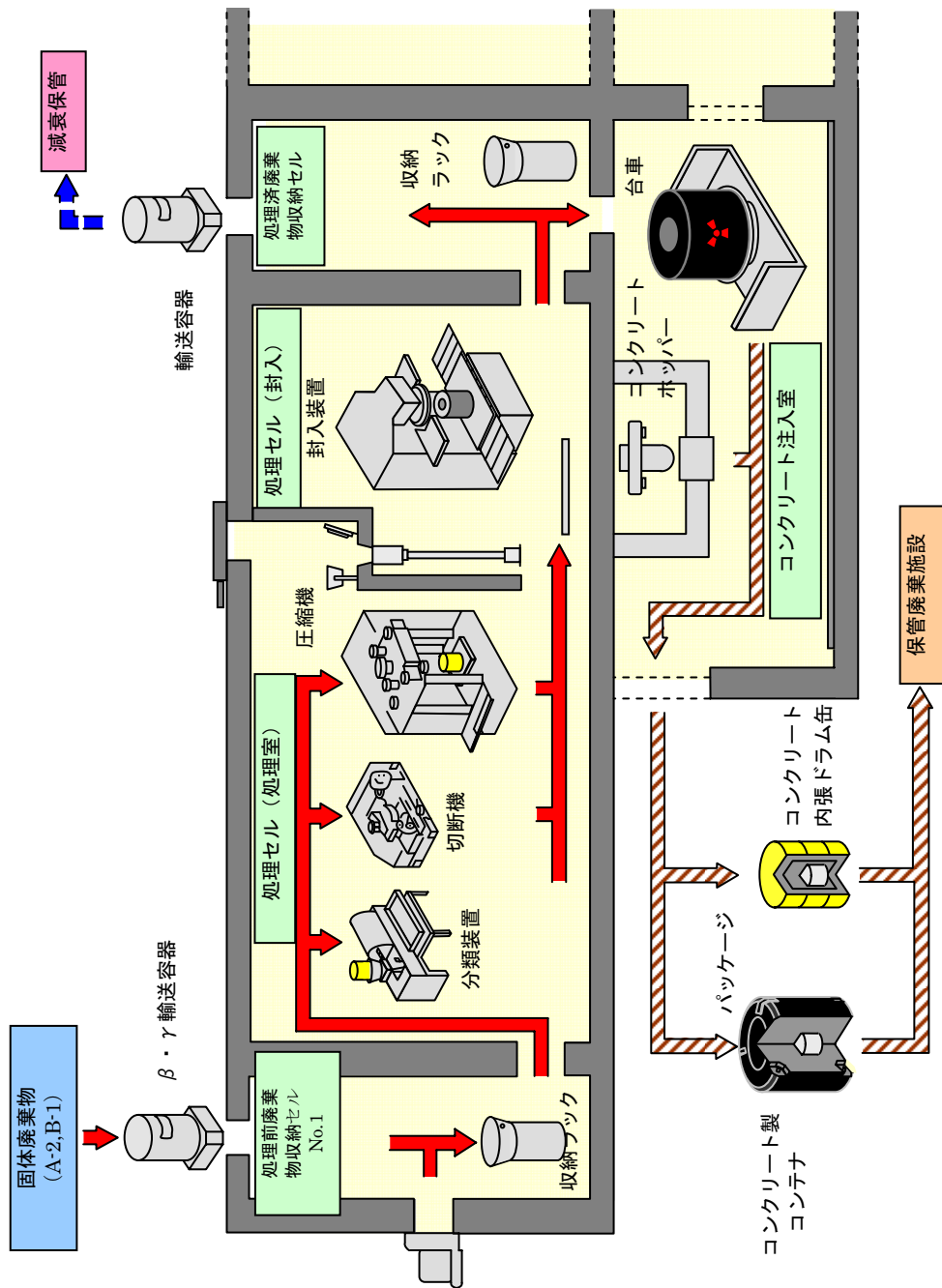


図 3.2.1-2 固体廃棄物の処理フロー

3.2.2 運転・管理

3.2.2.1 蒸発処理設備

(1) 蒸発・濃縮処理

平成 17 年度下期及び平成 18 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、平成 17 年度において 21 日間蒸発処理運転を行い、 48.9m^3 ($3.15 \times 10^{10}\text{Bq}$) (うち下半期は 13 日間の蒸発処理運転を行い、処理量は 30.2m^3 ($1.72 \times 10^{10}\text{Bq}$)) 処理を行った。同様に、平成 18 年度は、28 日間蒸発処理を行い、 56.5 m^3 ($9.98 \times 10^{10}\text{Bq}$) を処理した。これらはいずれも、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) A 用排水槽の開放点検 (平成 17 年 11 月)

第 2 廃棄物処理棟 A 用排水槽を開放し、付着物や堆積物を除去・洗浄し、貯槽ライニング等の状況を目視による検査を実施し、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。

(b) 第一種圧力容器開放点検 (平成 18 年 5 月から 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、労働安全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。

(c) 工業計器保守点検 (平成 18 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。

(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

平成 17 年度下期及び平成 18 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、平成 17 年度において 38 日間アスファルト固化処理運転を行い、 3.461m^3 ($4.2 \times 10^{10}\text{Bq}$) (うち下半期は 16 日間のアスファルト固化処理運転を行い、 1.395m^3 ($2.09 \times 10^{10}\text{Bq}$)) 処理を行った。同様に、平成 18 年度は 47 日間アスファルト固化処理運転を行い、 3.920m^3 ($4.10 \times 10^{10}\text{Bq}$) の処理を行った。

(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) アスファルト固化装置保守・整備作業（平成 18 年 6 月から 8 月）

第 2 廃棄物処理棟内固化セル内に設置されている濃縮廃液供給槽などの貯槽及び復水器、混和蒸発機などの機器類の開放点検を実施し、その健全性を確認した。

また、ロータリージョイントの分解点検やメカニカルシールの交換を実施した。

(b) 熱媒漏えい検知器点検作業（平成 18 年 6 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。

(c) 工業計器保守点検（平成 18 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

原子炉施設保安規定第 3 編第 12 条、核燃料使用施設等保安規定第 3 編第 11 条（操作の条件）を遵守し、運転を行っている。

(1) 圧縮・封入処理運転実績

平成 17 年度は 161 日間の圧縮・封入処理運転を行い、 6m^3 （200L ドラム換算で約 30 本分）（うち下半期は 84 日間の圧縮・封入処理運転を行い、 2.82m^3 （200L ドラム換算で約 15 本分））の固体廃棄物を処理した。

平成 18 年度は 139 日間圧縮・封入処理運転を行い、 7.23m^3 （200L ドラム換算で約 37 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 の安全を確保し、安定して処理が行えるようにするため、固体廃棄物処理設備・II の保守管理を行っている。

(a) 固体廃棄物処理設備・II 運転記録

固体廃棄物処理設備・II の運転を行っている日は、毎日運転記録を記録している。固体廃棄物処理設備・II の記録計の各指示値の他、作業開始前点検、作業中点検、作業終了後の点検記録や 1 日の処理数、内訳を記録している。

(b) 月例点検・巡視点検

固体廃棄物処理設備・II の運転を行っている日は 1 日に 1 回設備の巡視点検を行っている。月末には固体廃棄物処理設備・II の運転を停止して月例点検を行っている。

(3) セル除染

固体廃棄物処理設備・II が設置されている各セル内は、比較的レベルの高い廃棄物を処理（保管、開封、分類、圧縮、封入作業等）するため、セル本体及びセル内に設置されている

分類装置、圧縮機及びパワーマニプレータ、クレーン等の機器が放射性物質により汚染される。このため機器等の点検作業に先立ち、点検作業員の被ばく線量低減化を図る目的で、平成 18 年 6 月に機器を含め、セル内を立入り除染した。なお、同様の除染は平成 15 年度に実施している。

(上坂 貴洋)

3.2.3 廃棄物の処理

3.2.3.1 蒸発処理設備

蒸発処理設備の処理対象廃液 (3.7×10^1 から $3.7 \times 10^5 \text{Bq/cm}^3$) は、主として実用燃料試験施設の燃料洗浄水であり、廃液運搬車両により本設備の処理前廃液貯槽に受け入れる。

処理前廃液貯槽に受け入れた廃液は、放射性物質の濃度、核種、pH、塩濃度、含有イオン濃度及び電導率などを測定する。その後、必要に応じて油分離及び中和などの前処理を行う。前処理を終えた廃液は、廃液供給ポンプにより廃液供給槽に移送し、同槽より一定水頭の下で蒸発缶下部に供給し、蒸気加熱で蒸発濃縮を行う。

蒸発処理運転終了後、濃縮液は蒸発缶から濃縮液貯槽に回収し、濃縮液ポンプによりアスファルト固化設備の濃縮廃液供給槽に送り、アスファルト固化処理を行う。

本設備の主要部の液位、温度、圧力などの計測、制御、監視は中央監視盤で行う。

運転時に高線量が予想される蒸発缶本体、濃縮液貯槽、廃液供給槽及びサイクロンはコンクリートセル内に設置されている。

なお、本処理設備の処理能力は、蒸発能力：約 $0.7 \text{m}^3/\text{h}$ (定常運転時) 及び除染能力： 10^5 以上 (非揮発性核種に対する缶液基準の除染係数) である。

(松本 潤子)

3.2.3.2 アスファルト固化処理設備

アスファルト固化処理設備は、処理容量 100L/バッチの回分式で、蒸発濃縮液やスラッジ類などを溶融したアスファルトと混ぜて水分を蒸発させ固形分をアスファルト相に均一に分散させる混和蒸発機、廃液蒸気の復水系、上記に同伴するアスファルト中の軽質油分を分離する油水分離ユニット及び関連の付属機器からなる。

混和機本体及びアスファルトと廃液中の固形分からなるプロダクトを排出する配管等要部を加熱する熱源は熱媒油を使用し、ジャケットと中空攪拌等の内部にボイラーで加熱した熱媒油を循環させ、混和機内部を 160°C から 170°C に保つ方式である。

主要機器の配置はコンクリートの固化セル床面に混和機を、セル内上部に廃液供給系機器を、地下部のドラム詰室にドラム詰め関連機器を設置している。プロダクトを所定量充填した容器は、ドラム詰室内で法令固化し、隣接するコンクリート注入室でコンクリートの後打ち固化を行い、パッケージ体を作成する。

なお、本処理設備の処理能力は、約 $0.1 \text{m}^3/\text{d}$ である。

(松本 潤子)

3.2.3.3 固体廃棄物処理設備・II

固体廃棄物処理設備・II は、30cmφ×40cmH の容器に収納できる固体廃棄物で、容器に収納した状態で表面から 50cm 離れた位置の線量当量が 40Sv/h 未満であるものを、可能な範囲で圧縮減容した後、封入容器に封入し、保管に適した形態にする。固体廃棄物処理設備・II の本体は、処理前廃棄物収納セル、廃棄物処理セル、容器搬入室及び処理済廃棄物収納セルより構成され、セル（室）内は、常時負圧を保った状態で設備を運転する。

各セル（室）の装置の運転は、全て遠隔操作で行われ、状況確認は、中央操作盤での監視並びに ITV 及びしゃへい窓を通して目視で行う。

固体廃棄物処理設備・II は約 0.2 m³/d の処理能力を持ち、分類、切断、詰替又は、圧縮した後、封入し、コンクリート注入装置に送る。

3.2.4 検査

平成 18 年度においては、8 月から 9 月にかけて定期自主検査を実施。平成 18 年度定期検査に合格した。

(上坂 貴洋)

3.3 第3 廃棄物処理棟及び排水貯留 Pond

3.3.1 第3 廃棄物処理棟概要

第3 廃棄物処理棟は、 β ・ γ 液体廃棄物を処理し、その後固形化する設備及び管理区域内で使用された特殊作業衣等を洗濯し再利用する施設である。

旧液体処理場設備の老朽化に伴い平成6年に建家が竣工され、その2年後内装設備である蒸発処理装置・I、翌年にはセメント固化装置、平成10年には衣料除染設備の整備が完了した。液体処理設備系統図を図3.3.1-1に示す。

3.3.2 廃棄物処理装置

設置されている処理装置は蒸発処理装置及びセメント固化装置である。

(1) 蒸発処理装置・I

液体廃棄物 A 未満、液体廃棄物 A 及び液体廃棄物 B-1 の一部を蒸発処理装置・I に供給し、加熱蒸気により蒸発濃縮する。発生した蒸気は冷却し、凝縮液として廃液貯槽等に一時貯留した後、排水濃度限度以下であることを確認して海洋放出する。発生した濃縮液は、セメント固化装置により 200L ドラム缶に固形化し保管廃棄施設に保管する。処理能力は 2.5m³/h で、1 日に約 12m³ 程度の処理が可能である。

(2) セメント固化装置

蒸発処理装置・I で濃縮処理された廃液をセメントにて 200L ドラム缶に固形化し、保管廃棄施設に保管するパッケージ体を作成する。セメント固化装置の処理能力は 1m³/d であり、パッケージ体としては 1 日約 10 本製作できる。

3.3.3 衣料除染（洗濯）設備

原子炉施設や研究施設等の管理区域で使用された特殊作業衣（つなぎ服）等を再利用のために各施設から回収し、洗濯を行い、洗濯終了後は各施設に返却をしている。

3.3.4 排水貯留 Pond 概要

排水貯留 Pond は液体廃棄物 A 未満及び液体廃棄物 A を排水濃度限度以下まで希釈し海洋放出する設備である。平成6年に原子炉プール水の緊急排水のために設置されていた既存の設備（エマージェンシー Pond）を整備改修し共用を開始している。

3.3.5 運転・管理

(1) 放射性廃棄物の処理

搬入された液体廃棄物を廃棄物処理装置により処理を行った。

(2) 衣料除染（洗濯）

衣料除染については、4 品目（作業衣、実験衣、帽子、靴下）の除染を行った。表 3.3.5-1 に衣料除染（洗濯）の実績を示す。

表 3.3.5-1 衣料除染（洗濯）
（平成 17 年 4 月から平成 19 年 3 月）

（点）

	平成 17 年度	平成 18 年度
原子力科学研究所	158,047	156,854
那珂核融合研究所	4,428	4,248
高崎量子応用研究所		91
合計	162,475	161,193

(3) 排水貯留ポンド

液体廃棄物レベル区分 A 未満及び A-1 放射性廃棄物の希釈処理を行った。

3.3.6 廃棄物の処理

液体廃棄物レベル区分 A 未満及び A-1 放射性廃棄物の蒸発濃縮処理を行った。濃縮液はセメントにより固形化処理を行い、保管廃棄した。表 3.3.6-1 に廃棄物の処理実績を示す。

表 3.3.6-1 廃棄物の処理

(1) 蒸発濃縮処理（平成 17 年 4 月から平成 19 年 3 月）

（単位：m³）

装置名	蒸発処理装置・I	
年度	平成 17 年度	平成 18 年度
稼働日数 レベル区分	30 日	25 日
A 未満	133.308	74.424
A	189.795	176.561
合計	323.103	250.985

(2) 固形化処理（平成 17 年 4 月から平成 19 年 3 月）

装置名	セメント固化装置	
年度	平成 17 年度	平成 18 年度
稼働日数 廃液の種類	3 日	4 日
濃縮液(m ³)	3.254	3.957
保管体発生本数(本)	26	32

(3) 希釈処理（平成 17 年 4 月から平成 19 年 3 月）

（単位：m³）

装置名	排水貯留ポンド	
	平成 17 年度	平成 18 年度
稼働日数	68 日	40 日
レベル区分		
A 未満	316.59	124.5
A	68.00	66.0
合計	384.59	190.5

3.3.7 検査

平成 18 年度定期検査に受検し合格した。また、7 月から 8 月にかけて定期自主検査を実施した。

(黒澤 重信)

セメント固化装置

蒸発缶

蒸発処理装置・I

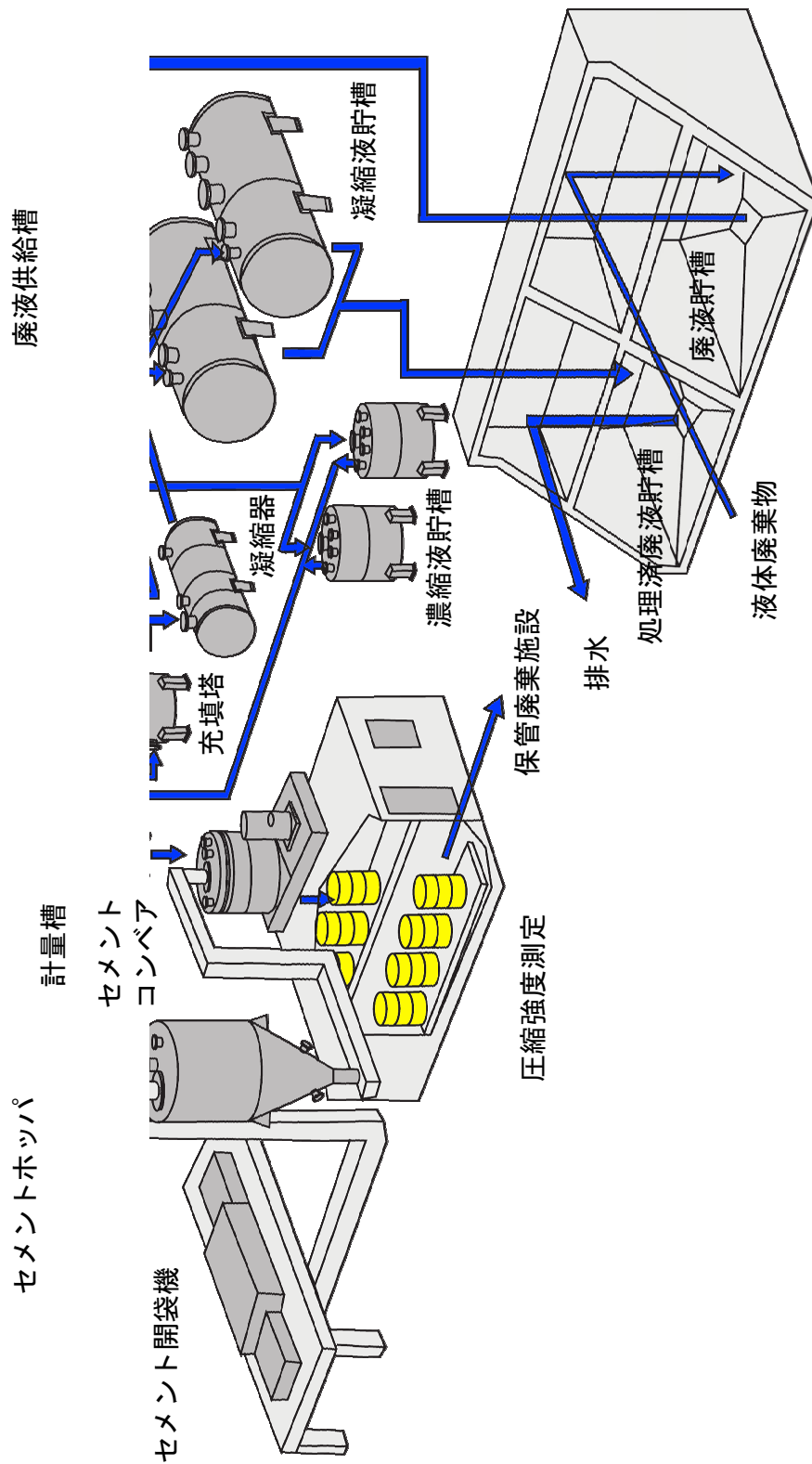


図 3.3.1-1 液体処理設備系統図

3.4 解体分別保管棟

3.4.1 概要

解体分別保管棟は、減容処理棟における廃棄物の減容処理に先立ち、大型の放射性廃棄物を解体・分別すると共に放射性廃棄物を保管することができる建家である。解体分別保管棟は、床耐荷重を考慮した本棟と床耐荷重を要しない付属棟が繋がった構造になっている。本棟は、減容処理棟で発生した廃棄物を保管するため、地下1階及び地上1階が10t/m²、地上2階が4.5t/m²、また解体室を設置した地上3階が2t/m²の床耐荷重を有している。付属棟は、受変電設備、空調換気設備、設備給排水設備等を設置している。廃棄物処理場の建家配置図を図3.1.1-1に示す。

解体分別保管棟解体室（保管室は3.6.1に記載。）では、すでに保管廃棄している塔槽類、配管、ダクト、200Lドラム缶及びHEPAフィルタ等の廃棄物並びに新規に発生する同様な廃棄物を解体・分別する施設である。解体は、主に鋸等の機械的切断やプラズマ等の熱的切断によって行い、200Lドラム缶に収納している。また、金属類や無機物等、材質別に分別を行い、減容処理棟で安全且つ効率的に処理が行えるようにしている。

（三村 竜二）

3.4.2 運転・管理

3.4.2.1 電気機械設備

(1) 受変電設備

解体分別保管棟の電源は、中央変電所より6.6kVを地中埋設管路にて解体分別保管棟1階電気室で受電し、使用に応じて6.6kV及び変圧器で210V、105Vに降圧し、棟内設備に電源供給している。受変電設備の運転管理は、各盤に設置された計器により1日2回、電圧等の指示値確認、作業開始前、作業中、作業終了後の点検及び巡視点検を行い、異常の無いこと、異音、異臭等が無いことを確認している。

また、電気工作物保安規程に基づく定期点検を平成18年7月31日に実施し、本設備の健全性を確認した。なお、解体分別保管棟における使用電力量は、平成17年度：786,500kWh、平成18年度746,100kWhであった。

(2) 気体廃棄設備

管理区域の排気系統は排気第1系統から第3系統で、排風機とフィルタユニット等により構成されており、排気筒の総風量は93,000m³/h以上の能力を有する。気体廃棄設備の運転管理は1日2回、電流及び差圧の指示値確認、作業開始前、作業中、作業終了後の点検及び巡視点検を行い、排風機及びフィルタユニットに異常の無いことを確認している。また、点検整備を平成18年8月17日から平成18年8月21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。

(3) 排水設備

管理区域の排水設備は、洗浄液集水槽I・II（各10m³）、サンプルピットI・II（各10m³）、で構成されている。排水設備の運転管理は、作業開始前、作業中、作業終了後の巡視点検及び作業前後に廃液量の監視を行い、異常の無いことを確認している。

平成 17 年度下期及び平成 18 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 排水溝への一般排水は、貯留した廃液の放射性物質の濃度（放射線管理第 2 課で測定確認）、pH、濁度について管理基準値内であることを確認した後に、平成 17 年度下期に 2 回（16.2m³）、平成 18 年度に 5 回（40.2m³）排水した。

(4) 冷凍設備

冷凍設備は、ターボ冷凍機、冷却塔及び各ポンプ類から構成されており、設備の運転管理は 1 日 5 回、電圧、電流、冷却水吐出圧力、冷却水温度等の指示値確認及び運転前、運転中、運転後の巡視点検を行い、異常の無いことを確認している。

ターボ冷凍機について、高圧ガス保安法に基づく定期自主検査を平成 18 年 6 月に実施し、異常は認められなかった。また、高圧ガス保安協会による施設検査を平成 18 年 12 月 7 日、8 日に受検し、平成 18 年 12 月 20 日付けで冷凍施設検査証が交付された。

冷却塔（2 台）について、点検整備を平成 18 年 6 月 9 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。

冷却水ポンプについて、点検整備を平成 18 年 6 月 9 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

空気圧縮設備は、空気圧縮機（2 台）と空気槽で構成されており、空気圧縮設備の運転管理は、1 日 2 回、電流、圧力の指示値確認及び運転前、運転中、運転後の点検及び巡視点検を行い、作動の状態に異常の無いこと、異音及び異臭等が無いことを確認した。

また、空気圧縮機の点検整備を平成 18 年 8 月 12 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が、平成 18 年 12 月 19 日の巡視点検において、空気圧縮機の 1 台に大気開放穴から油漏れがあることを確認した。点検の結果、軸シール部の破損が考えられたため、油漏れが確認された空気圧縮機を停止し、正常な空気圧縮機 1 台のみの運転とした。異常が確認された空気圧縮機は平成 19 年度に更新を予定しており、更新が完了するまで 1 台のみの運転となるため、換気系のダンパ制御、計装機器の作動が正常に行えるよう、圧縮空気の使用量を調整した。

（三村 竜二）

3.4.3 廃棄物の処理

解体分別保管棟解体室の解体・分別処理作業は、保管能力の逼迫している保管廃棄施設を考慮し、雑形状の大型廃棄物、HEPA フィルタの解体・分別及び 200L ドラム缶の内容物を解体・分別、詰替えによる保管容積の減容を行っている。また、分別作業は材質毎の分別及び熔融処理の不適用除去を行っている。

解体・分別処理は、まず保管廃棄記録に基づき対象となる放射性固体廃棄物を選定し、保管廃棄施設にて現物調査を行い、処理可能と判断された廃棄物を保管廃棄施設から取出して解体分別保管棟解体室へ運搬・搬入する。搬入した廃棄物について汚染検査及び状態確認の後、解体・分別処理作業を実施する。解体分別処理作業フローを図 3.4.3-1 に示す。

平成 17 年度下期は主に第 1 保管廃棄施設に保管廃棄されていた排気フィルタを中心に解体・

分別処理作業を行った。フィルタは、ビニールシートで二重に養生されているため、スミヤ法による汚染検査を行いながら養生を除去した。一般的な定型（610×610×290mm）のHEPAフィルタは、木枠とメディア（ろ材、アルミのセパレータ）等で構成されているため、木枠とメディアを分別した。分別した木枠とメディアは混在しないように留意し、破砕機でチップ状にして、木枠は可燃性カートンボックスに、メディアはビニール袋に入れて200Lドラム缶に収納した。また、排気フィルタの他、200Lドラム缶に収納されたJPDRの汚染金属、ビニール梱包物等の廃棄物、異形容器等の大型の放射性廃棄物についてもプラズマ切断機等を用いて解体・分別処理し、200Lドラム缶に収納した。

平成18年度は、主に大型の放射性廃棄物の解体・分別処理を中心に行った。対象となる廃棄物の容積は0.5m³から1m³を中心に、最大8.2m³の槽類を処理した。廃棄物の種類は、大型の槽類、蒸発缶、配管等の金属が主体で、材質は炭素鋼及びステンレス鋼であった。これらの大型の廃棄物を効率良く解体するため、主にプラズマ切断機による解体を行う必要があるが、溶断作業を行う前に手工具を用いて、パッキン、バルブ、計装品等を分別した。また、これらの槽類、機器類等は内部が十分に除染されておらず、溶断作業に伴うヒュームの発生による汚染拡大を防止するため、拭き取り除染を行った。密閉された槽類内部にはガス及びトリチウムの残留が考えられるため、内部の確認前には胴部に小径のドリルで開口し、ガス抜き及びトリチウム濃度の測定を行った。溶断作業を行う際には、周囲に可燃物を置かないことを徹底し、スパッタの発生量及び飛散方向に留意しながら作業を進めた。槽類内部には、水及び雑多な廃棄物が充填されているものもあり、水はポンプにて排水し、解体室の排水溝を経由して洗浄液集水槽に貯留した。

処理作業体制は、平成17年度下期、平成18年度共に、12人（切断作業員、監視員、記録員、補助員等）で作業を行い、切断作業は原則として2～3人/班の3班体制で行った。1班の作業時間は作業員の疲労を考慮し、約1.5～2時間である。

平成17年度下期及び平成18年度の処理作業実績を表3.4.3-1に示す。また、解体・分別処理作業の概要として、排気フィルタの処理作業を図3.4.3-2から図3.4.3-5に、大型廃棄物の処理作業を図3.4.3-6から図3.4.3-15に示す。

（三村 竜二）

表 3.4.3-1 平成 17 年度下期及び平成 18 年度の処理作業実績

年度		平成 17 年度下期		平成 18 年度
項目				
作業期間	開始日	平成 17 年 10 月 3 日		平成 18 年 4 月 14 日
	終了日	平成 18 年 2 月 16 日		平成 19 年 3 月 16 日
処理対象		排気フィルタ	200L ドラム缶等	大型廃棄物
作業日数		46 日	34 日	153 日
処理量		約 68.0m ³ *1 (618 梱包)	14.2m ³	70.0m ³
処理後の廃棄物量		可燃性カートンボックス 約 2,400 個 200L ドラム缶 84 本	200L ドラム缶 79 本	200L ドラム缶 94 本
1 日平均の処理量*2		約 1.48m ³ /d (約 14 梱包/d)	約 0.42m ³ /d	約 0.46 m ³ /d

*1：定型 HEPA フィルタ（610×610×290mm）換算。

*2：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。

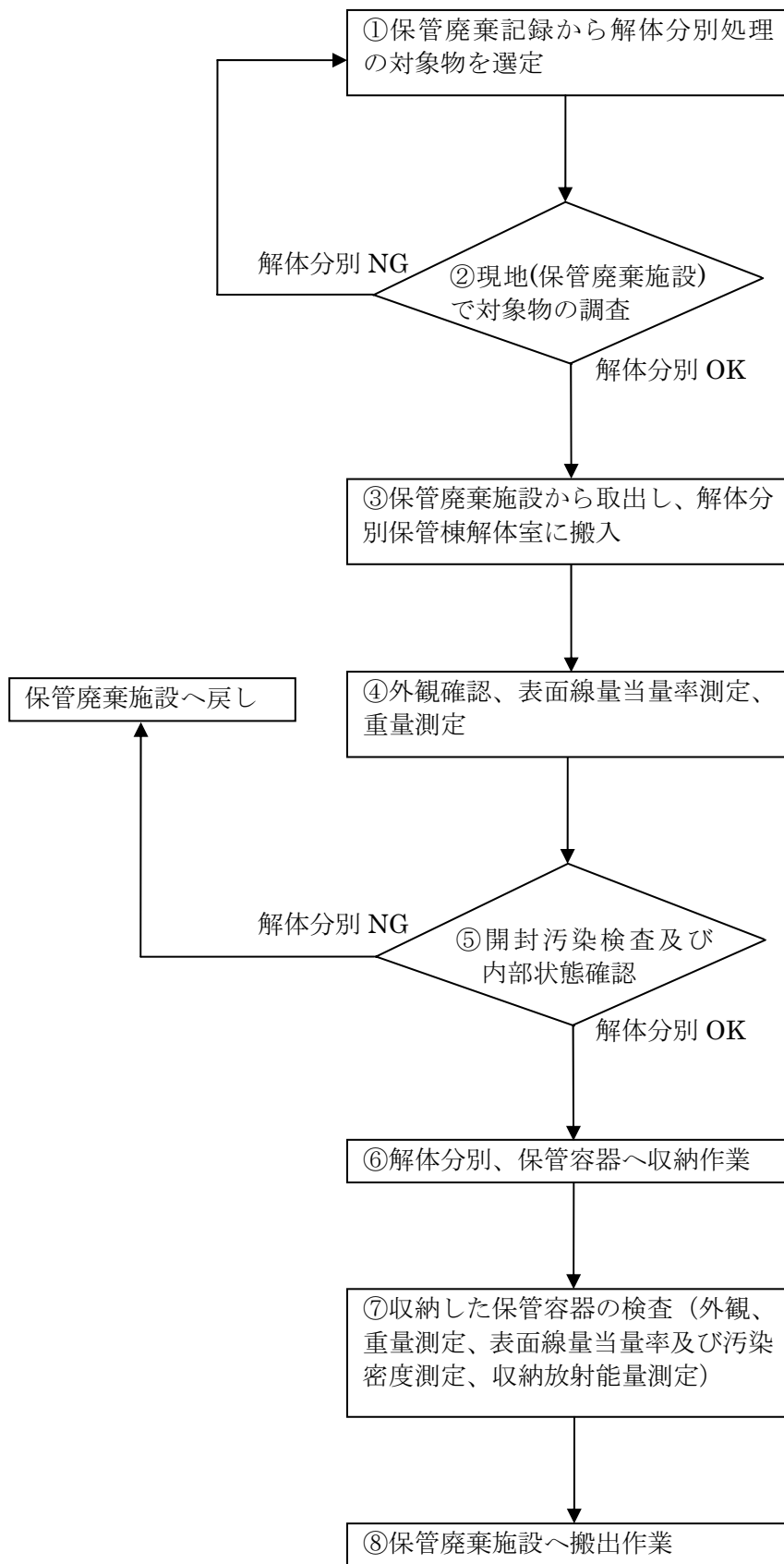


図 3.4.3-1 解体分別処理作業フロー



図 3.4.3-2 平成 17 年度下期 排気フィルタ取出し作業開始前の保管廃棄施設内の状況



図 3.4.3-3 平成 17 年度下期 排気フィルタ取出し作業終了後の保管廃棄施設内の状況



図 3.4.3-4 HEPA フィルタの木枠とメディアの分離作業



図 3.4.3-5 破砕後の HEPA フィルタの木枠

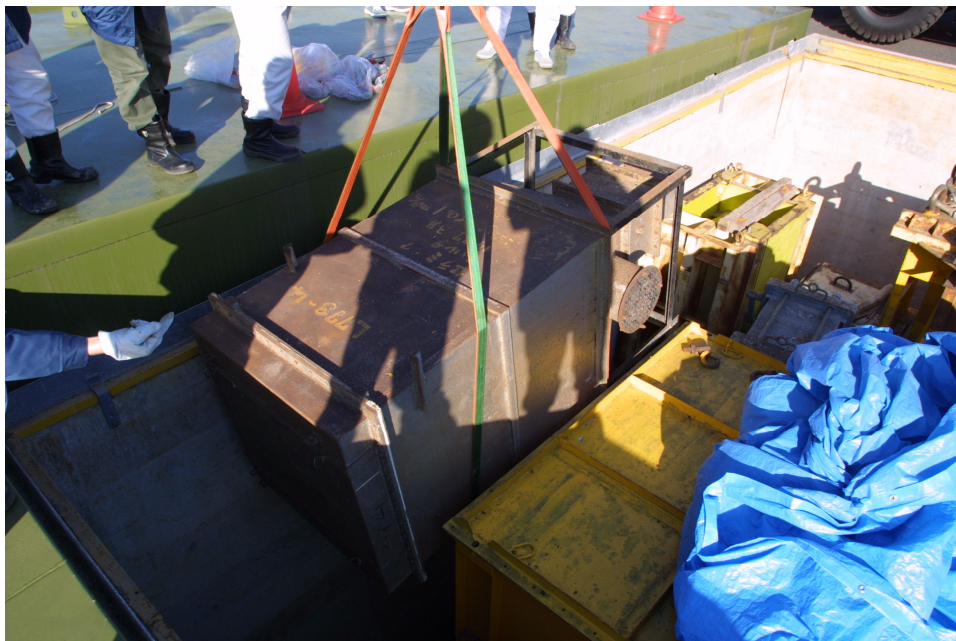


図 3.4.3-6 平成 17 年度下期 大型廃棄物の取り出し作業



図 3.4.3-7 平成 18 年度 取出し作業開始前の保管廃棄施設内の状況



図 3.4.3-8 平成 18 年度 取出し作業終了後の保管廃棄施設内の状況



図 3.4.3-9 平成 18 年度 大型廃棄物の取り出し作業



図 3.4.3-10 平成 18 年度 大型廃棄物の搬入作業



図 3.4.3-11 溶断作業状況



図 3.4.3-12 槽類の内部確認作業

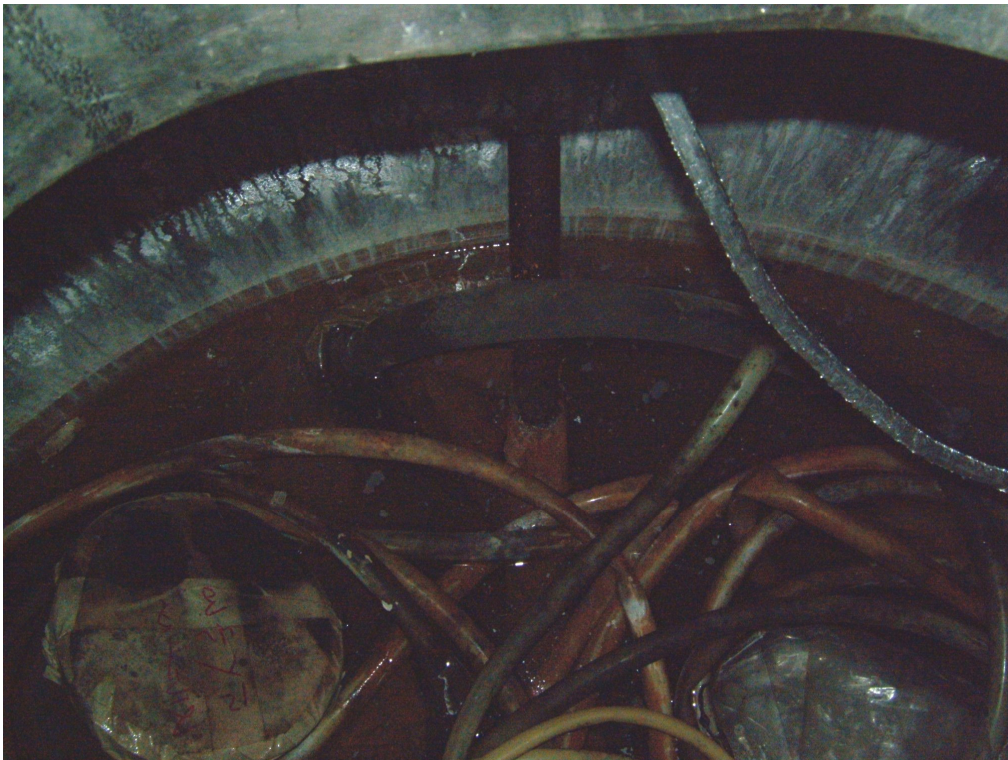


図 3.4.3-13 槽類内部の状況

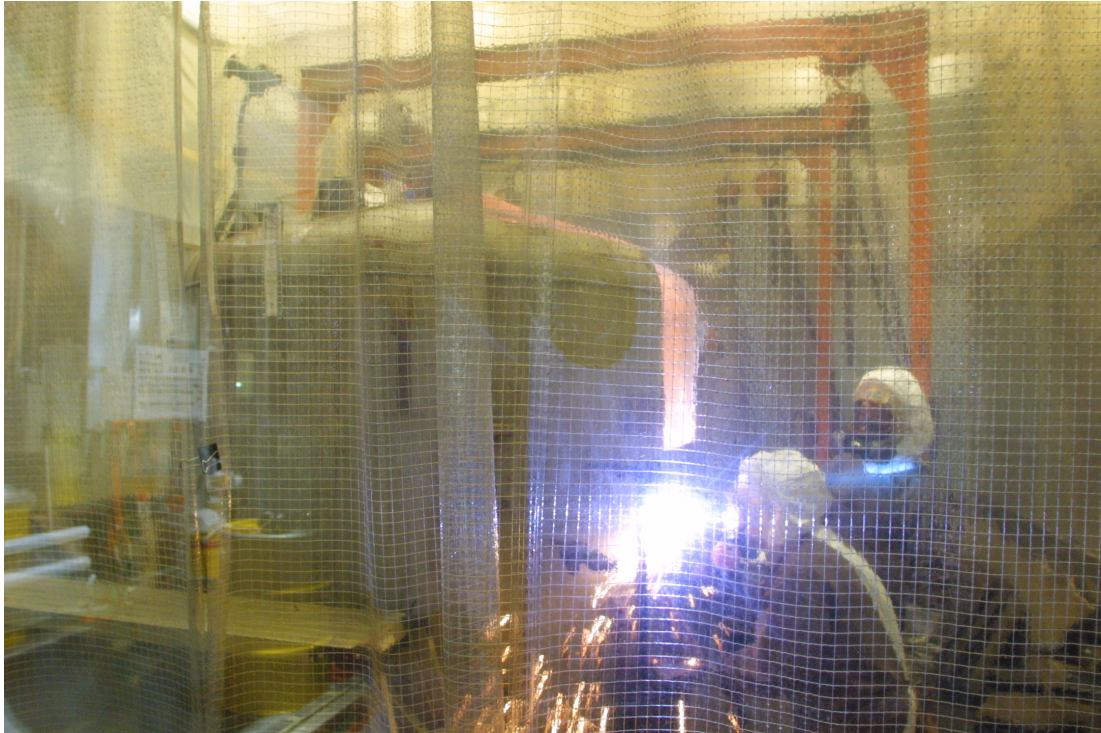


図 3.4.3-14 槽類の溶断作業



図 3.4.3-15 槽類鏡部

3.5 減容処理棟

3.5.1 概要

減容処理棟は、低レベル β ・ γ 固体廃棄物を処理し、処分にむけて廃棄体を作製することを目的とした施設であり、処理設備と、処理を行う前に分別を行う前処理工程、これに付帯する測定設備、ユーティリティ設備により構成される。処理方法は、圧縮、熔融、焼却である。図 3.1.1-1 に減容処理棟の配置を示す。また、以下に各設備の概要を述べる。

(満田 幹之)

3.5.1.1 前処理設備

減容処理棟各処理設備において、安全で効率的な処理を行い、将来の処分に適した廃棄体を作製するためには、廃棄物を材質別に分別、処理不適物を効率的に除去することが重要となる。本設備においては、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、分別の容易さに応じてそれらを使い分けることとしている。図 3.5.1-1 に前処理設備における処理フローを示す。手選別系には、作業員がチャンバ内に入り分別を行う多目的チャンバ、グローブボックス方式のチャンバ外から分別を行う手選別チャンバがある。機械分別装置とは、機械を主体として廃棄物の分別を自動的に行う装置である。

放射性廃棄物は、本設備により、可燃物（紙、布等）、難燃物（塩化ビニル、ゴム等）、無機物（ガラス、コンクリート等）、鉄鋼製品（炭素鋼、ステンレス鋼）、非鉄鋼製品（銅、アルミニウム等）に分別される。また、分別の過程では、将来の処分や減容処理の過程で有害な影響を及ぼす液体及び特殊な物質（鉛、シリコン等）を処理不適物として除去する。

以下に各設備の概要を示す。

(1) 多目的チャンバ

放射線防護衣（タイベックスーツ、全面マスク、ゴム手袋等）を着用し、作業員が直接手作業により、廃棄物の切断、機器の分解等を行うブース型のチャンバである。

(2) 手選別チャンバ

作業員がアクリルパネルをとおして廃棄物を目視し、グローブを介して直接手作業で分別を行うグローブボックス型のチャンバであり、廃棄物を材質ごとに分別した後に 200L ドラム缶に収納する。本チャンバは、同型のものが 2 基設置されている。

(3) トリチウム等測定用チャンバ

ドラム缶を開缶し廃棄物を取り出す前に、あらかじめトリチウム及び可燃性ガスの濃度を測定するためのチャンバである。

(4) 機械分別装置

主に手選別が困難な圧縮体を対象とするものであり、ドラム缶切断機、粗破碎機、細破碎機、磁力選別機、粒度選別機及びそれらの機器を繋ぐ搬送コンベアで構成されている。以下に機械分別装置各機器の概要を示す。

(a) 受入チャンバ

機械分別装置の搬入口となるチャンバであり、ドラム缶内の廃棄物を取り出し、処理不

適物の除去を行う。ドラム缶切断機等を格納する。

(b) 粗破碎機

低速回転する二軸せん断式の破碎機であり、廃棄物を約 150mm 以下にする能力を有する。

(c) 粗破碎物搬送コンベア

粗破碎機で破碎した破碎物を細破碎機まで搬送するコンベアである。粗破碎機での火災を検知するために、コンベア入口には紫外線を検知する炎検知器が設置されており、炎を検知した場合には、コンベア上部の散水口（4箇所）から水が自動的に噴霧される。

(d) 細破碎機

高速回転する横型回転衝撃式の破碎機であり、廃棄物は高速回転するロータのハンマで衝撃破碎される。廃棄物を約 80mm 以下にする能力を有する。

(e) 細破碎物搬送コンベア(1)

細破碎機で破碎した破碎物を磁力選別機まで搬送するコンベアである。細破碎機での火災を検知するために、コンベア出口には紫外線を検知する炎検知器が設置されており、炎を検知した場合には、コンベア上部の散水口（4箇所）から水が自動的に噴霧される。

(f) 磁力選別機

永久磁石を組み込んだドラムを回転させることにより、鉄分を選別する。

(g) 細破碎物搬送コンベア(2)

磁力選別機により選別されなかった可・難燃物、非鉄金属、不燃物を粒度選別機まで搬送するコンベアである。

(h) 鉄搬送コンベア(1)

磁力選別機で選別された鉄鋼金属を鉄手選別チャンバ（鉄搬送コンベア（2））まで搬送するコンベアである。

(i) 粒度選別機

回転する円筒形のふるい内部に、粒径の異なる廃棄物を供給し回転力により攪はんさせて、ふるい孔を通過するものとしめないもので、廃棄物の分別を行う。原則として、破砕片の小さい非鉄金属、不燃物はふるい孔を通過し、破砕片の大きい可・難燃物はふるいの出口まで通り抜ける。

(j) 鉄手選別チャンバ（鉄搬送コンベア(2)）

チャンバ内に設置されている振動コンベア上で、主に鉄鋼金属と鉄鋼金属に付着してくる可・難燃物を分別するチャンバであり、作業者がアクリルパネルをとおして廃棄物を目視し、グローブを介して直接手作業で分別を行う。

(k) アンダーサイズ手選別チャンバ（アンダーサイズ搬送コンベア）

粒度選別機のふるい孔を通過した比較的粒径の小さい破砕片を、チャンバ内の振動コンベア上で、主に非鉄金属と不燃物に分別するチャンバであり、作業者がアクリルパネルをとおして廃棄物を目視し、グローブを介して直接手作業で分別を行う。

(l) オーバーサイズ手選別チャンバ（オーバーサイズ搬送コンベア）

粒度選別機のふるい孔を通過しなかった比較的粒径の大きい破砕片をチャンバ内の振

動コンベア上で、主に可・難燃物、非鉄金属及び不燃物に分別するチャンバであり、作業者がアクリルパネルをとおして廃棄物を目視し、グローブを介して直接手作業で分別を行う。

(m) サイクロン

バグフィルタの前段にあつて、遠心分離の原理を利用して、主に 10 μ m 以上の粗い粒子を除じんする。

(n) バグフィルタ

ろ布の表面で除じんし、ろ布に付着した粒子は、パルスジェットにより、間欠的に払い落とされ、下部より排出される。

(石原 圭輔)

3.5.1.2 高圧圧縮設備

本装置では、主に原子炉施設において発生する廃棄物のうち、統計的手法による放射能評価が可能な金属廃棄物を処理する。本装置は、200L ドラム缶換算で 1 日 50 本の処理能力を有する。

本装置は、ドラム缶を圧縮する高圧圧縮機、高圧圧縮機の駆動に係る油圧ユニット、放射性物質の漏洩を防止するためのチャンバ、ドラム缶の移動を行う搬送機器、圧縮体の重量及び高さを計測する測定器、圧縮体の仮置きを行う圧縮体ラック等から構成される。

高圧圧縮機の圧縮方法は油圧三軸圧縮機方式であり、図 3.5.1-2 に高圧圧縮装置の概略図を示す。本装置は、廃棄物をドラム缶ごと圧縮し、ドラム缶に再び収納することから、成型圧縮（水平方向 200t）、縮径圧縮（水平方向 500t）の機能を有している。また、厚肉の配管や鉄板等を最大限減容するために、垂直方向に対して、約 2000t の圧縮力を有する。圧縮後のドラム缶（以下、「圧縮体」という。）を新たなドラム缶に収納する場合には、圧縮体の高さを考慮し、最も効率的な充填ができるように圧縮体をドラム缶に約 3~4 体収納する。

(須藤 智之)

3.5.1.3 金属熔融設備

本設備では、放射性物質で汚染された金属廃棄物を熔融し均一化するとともに、焼却・熔融設備から発生する熔融スラグを固化する容器（受容器）又は金属塊（インゴット）に鑄造する。

本設備は、金属廃棄物を受け入れる廃棄物搬入・投入装置、金属廃棄物を熔融する熔融炉、熔融金属を熔融炉から取り分け鑄造装置へ運搬する注湯機、受容器やインゴットを鑄造する鑄造装置、排ガス等を処理する排気除塵装置からなる。図 3.5.1-3 に金属熔融設備の系統図を示す。鑄造装置は熔融金属の飛散の恐れがあるため、大型のチャンバ内に設置されており、チャンバ内は負圧状態に維持される。

廃棄物の投入、熔融炉の出力制御、排気除塵装置の制御等の運転操作はチャンバから離れた制御室で行うが、熔融工程中の熔融金属の輸送、受容器の鑄造等の操作については、十分な安全確認と繊細さが要求されるため、作業員が状況を目視で確認しながら行えるよう、チャンバ外の操作盤から実施する。

処理工程の概要及び設備の概略仕様を以下に示す。

(1) 廃棄物搬入・投入装置

本装置は、一時保管設備からドラム缶入りの金属廃棄物を受け入れ、溶融炉上部まで搬送する廃棄物搬入装置と、炉内への投入、炉内へ投入されるドラム缶に対する前処理及び炉内雰囲気と系外雰囲気の隔離を行う廃棄物投入装置からなる。

後述する溶融炉は誘導加熱方式であり、上に広いすり鉢状の一体型のるつぼを用いたるつぼ炉であるため、廃棄物は、溶融炉上方から立てた状態で投入する必要がある。また、誘導加熱初期の加熱効率を高めるため、スターティングブロックとして初期投入される廃棄物は600kg前後の比較的密度の高いものが必要とされる。このような点から、搬入・投入装置は溶融炉の真上に設置されており、必要に応じて廃棄物の投入順序を入れ替えることができる。また、溶融炉内における加熱時のドラム缶の破裂を防止するため、ドラム缶蓋に開口処理を行う機能を有する。

表 3.5.1-1 に廃棄物搬入・投入装置の概略仕様を示す。

(2) 溶融炉

溶融炉は、金属を効率良く加熱するとともに、電磁力により溶融金属を強く攪はんすることによって高い均一性を得ることができる誘導加熱方式を採用しており、最大 4t の金属廃棄物を溶融することができる。1 回の溶融により、遠隔で鋳造まで行うため、炉底部に排出口を設けた炉底出湯方式を採用し、スラグの少ない溶融金属を選択的に排出できる構造である。また、出湯の制御方法は、排出口に設けたスライドプレートにより溶融金属の流路を開閉するスライドバルブ方式としている。溶融温度は約 1,600℃と高く、耐火物の定期的な交換が必要となるため、耐火物交換やメンテナンスをチャンバ内で効率的に行えるよう上部の炉蓋部と下部の炉体部とを容易に分割できる構造を採用している。

炉蓋部には廃棄物投入口の他に、溶融金属の温度を測定するための测温機、溶融金属からサンプルを採取するためのサンプリング装置が設置されている。また、不燃物の混入に対応するための補助加熱源としてプラズマ加熱装置等も設置されることから、るつぼは上部に広いすり鉢状になっている。表 3.5.1-2 に溶融炉の概略仕様を示す。

(3) 注湯機

注湯機は、溶融炉で生成した溶融金属を一時保持し、鋳造装置に運搬する円筒型のるつぼ炉である。注湯機はレールを走行する台車上に設置されており、傾動動作により鋳造装置に溶融金属を排出する。鋳造時には、温度管理、操作ともに、繊細な制御が必要となるため、注湯機の最大容量は 900kg、運転時の目安は約 600kg と溶融炉と比較して小容量とすることにより、高周波誘導加熱によって溶融金属の温度を迅速に調整することができる。表 3.5.1-3 に注湯機の概略仕様を示す。

(4) 鋳造装置

鋳造装置は、受容器を鋳造する受容器鋳造装置とインゴットを鋳造するインゴット鋳造装置からなる。

受容器鋳造装置では、縦型遠心鋳造機で回転させた金型に、注湯機から溶融金属を注ぎ込むことにより受容器を鋳造する。この際、鋳造機の回転数を制御することにより容器の胴部と底部を鋳造する。金型への塗型剤塗布等の前処理、遠心鋳造処理、鋳造した受容器の回収

等は工程ごとに自動化されており、監視、操作はチャンバ外の機側盤から行う。鑄造された受容器は寸法や重量を測定し検査を行った後、チャンバ内のコンベアによって、焼却・溶融設備へ搬出される。

インゴット鑄造装置では注湯機からの溶融金属を鑄造用の金型（インゴットモールド）に受け、インゴットを鑄造する。インゴットモールドは台車上に配置されており、溶融金属を注湯した後は、冷却チャンバ内で冷却固化する。表 3.5.1-4 に鑄造装置の概略仕様を示す。

(5) 排気除塵装置

排気除塵装置は、溶融中に炉内を負圧に維持し放射性物質の閉じ込めを行うことに加え、溶融によって排気系に移行する放射性物質及び環境上有害な物質を除去することを目的とし、二次燃焼器、排気冷却器、セラミックフィルタ、HEPA フィルタ、排気洗浄装置、脱硝装置、ダイオキシン除去装置、排気ブロア等から構成される。

放射性物質の除去は、セラミックフィルタ及び HEPA フィルタで行い、系統全体で 10^6 以上の除染係数を有する。また、金属廃棄物に混入する有機物の燃焼等を想定し、二次燃焼器による未燃物の完全燃焼、排気冷却器による排ガスの冷却と低融点金属の凝固除去、排気洗浄塔による塩酸の除去及び脱硝装置による窒素酸化物の除去を行っている。また、ダイオキシン対策として、二次燃焼器による分解、排気冷却器による再合成の防止に加え、ダイオキシン除去装置を備えている。なお、系統を負圧に維持するための排気ブロア及び放射性物質を除去する主要設備である HEPA フィルタはそれぞれバックアップ用が並列に設置されており、排気ブロアの故障や、フィルタ差圧の上昇が生じて、機能を維持できるようになっている。表 3.5.1-5 に排気除塵装置の概略仕様を示す。

(6) チャンバ排気系統

チャンバ内を排気する系統はチャンバ排気系統として独立しており、チャンバ内を負圧に維持し放射性物質の閉じ込めを行うこと及び除じんを目的とし、バグフィルタ及び HEPA フィルタから構成される。表 3.5.1-6 にチャンバ排気系統の概略仕様を示す。

(伊勢田 浩克)

3.5.1.4 焼却・溶融設備

本設備は、主にゴム等の難燃物及びコンクリート、ガラス等の不燃物の処理を目的とし、焼却炉、固定炉床型プラズマ溶融方式の溶融炉、排気除塵設備等で構成される。図 3.5.1-4 に焼却・溶融設備の系統図を示す。本設備の運転は、制御室からの遠隔操作によって行う。

難燃物は焼却炉に供給し、焼却する。焼却灰は不燃物とともに溶融炉でプラズマの表面加熱により溶融する。溶融後のスラグは金属製の受容器に注湯し、冷却した後に 200L ドラム缶に収納して、一時保管設備へ搬出される。

排気除塵設備は二次燃焼器、排気冷却器、セラミックフィルタ、高性能フィルタユニット、排気洗浄設備、排気ブロア等により構成され、これらは金属溶融設備のものと同様の機能を有する。なお、排気除塵装置は焼却炉と溶融炉からの両排気を処理する。焼却炉、溶融炉及び排気除塵装置の概略仕様を表 3.5.1-7 に示す。

主要装置の概略仕様及び処理の概要を以下に示す。

(1) 溶融炉

溶融炉は雑固体廃棄物（主にコンクリート、土砂、ガラス等の不燃物及び焼却灰）を溶融処理する装置であり、耐火物で内張りされた溶融炉本体、廃棄物を投入する廃棄物投入器、溶融加熱源のプラズマトーチ、プラズマトーチ駆動装置、溶融スラグをサンプリングするためのサンプリング装置、溶融炉本体の傾動装置等により構成される。

溶融炉は固定炉床型プラズマ溶融方式である。これは、固定された炉床上で、トーチからプラズマを照射し、プラズマによる表面加熱で廃棄物を溶融する。プラズマトーチにはトーチ内部に正負両電極を有する非移行式を採用している。雑固体廃棄物はコンクリート等の非金属の不燃物が主であり、非金属に対する十分な溶融能力が必要という観点から、導電性の金属廃棄物に対して有効な誘導加熱よりも、導電性にかかわらず安定した加熱が可能なプラズマ溶融方式を採用している。また、構造がシンプルでメンテナンスしやすいこと及びドラム缶サイズの廃棄物を追加供給できるという点で、固定炉床型を採用している。

廃棄物は 200L ドラム缶に入った状態で溶融炉内に供給され、1 回の溶融（1 バッチ）で最大 2t の不燃物が溶融可能である。

溶融物の出湯は、溶融炉を傾動させることにより行う。1 つの受容器に出湯する溶融物は 300kg 程度であるため、出湯は分割して行う。出湯は、目視に加えて、出湯量を測定、監視することにより自動で傾動復帰を行うことができるように、出湯重量測定のためのロードセルを設けている。また、溶融炉の傾動は油圧シリンダにより炉体を下から押し上げる方式のため、電源喪失等の異常が発生した際には、自重で傾動が復帰するという特長を有している。

溶融炉本体と出湯を行うチャンバは、溶融炉が出湯時に傾動することから、伸縮性を持った蛇腹によって接続されており、廃棄物の外部への飛散や外部空気の流入を抑える構造となっている。

プラズマトーチは作動ガスに空気を用い、加熱範囲を広くできるように 2 本備えている。出力は 1 本当り最大 1.3MW である。また、三次元駆動が可能で、制御室のジョイスティック操作により容易に駆動できるようになっている。

(2) 焼却炉

焼却炉は、溶融前の仮焼炉として設置されている。可燃物、難燃物（プラスチック、ゴム、塩化ビニル等）を焼却処理する装置であり、耐火物で内張りされた焼却炉本体、廃棄物を投入する廃棄物投入装置、炉内加熱用のバーナー、焼却灰を排出させる灰取出装置等により構成される。

焼却炉への廃棄物の供給は、20L のカートンボックス又は、同サイズに袋詰した状態で行う。処理能力は、廃棄物の組成や形状に依存するが、最大 130kg/h である。

(3) 排気除塵装置

本装置は、放射性物質の閉じ込めの他、ダイオキシン対策に重点を置いて設置されている。本装置は、設置スペース、維持費、運転管理の容易さ等を考慮し、溶融炉と焼却炉で共用する方式となっている。

二次燃焼器は、溶融炉及び焼却炉で発生した排ガスに含まれる未燃分を完全燃焼させる装置であり、ダイオキシンを分解するために、通過するガスの滞留時間と温度を適切に保つこ

とができるようになっている。

排気冷却器は、二次燃焼器を通過した排ガスを水噴霧により急冷し、ダイオキシンの再合成を抑制する装置である。

セラミックフィルタは、二次燃焼器、排気冷却器を通過してきた排ガス中のダスト等を除去するフィルタである。排ガス中のダストを捕集するセラミックファイバ製のフィルタエレメントとフィルタエレメント外面に捕集付着したダストを払い落とす逆洗装置等により構成されており、並列に2系統有している。

高性能フィルタユニットは、セラミックフィルタを経由して送られた排ガス中の微細なダストを捕集する装置である。プレフィルタ1段、高性能フィルタ2段で構成され、並列に3系統有している。通常は3系統のうちの2系統を切り替えて使用している。系統全体で、 10^6 以上の除染係数を担保する設備となっている。

排気洗浄装置は、高性能フィルタユニットを通過した排ガス中の塩化水素、二酸化硫黄等を除去する装置であり、排気洗浄塔1、排気洗浄塔2により構成される。排気洗浄塔1は、充填材を使用した充填塔方式で、下方より流入した排ガスに充填材上部から噴霧したアルカリ液を接触させることで、排ガス中に含まれる塩化水素及び二酸化硫黄等の酸性ガスを洗浄、吸収除去する湿式洗浄塔である。アルカリ液には水酸化ナトリウム水溶液を使用し、充填層下部の液層に落下した液は循環使用する。また、内面には耐腐食ライニングを施工している。排気洗浄塔2は、排気洗浄塔1と同様の湿式洗浄塔であり、排気洗浄塔1と直列に設置されている。

脱硝ダイオキシン反応器は、排気洗浄装置を通過した排ガス中の窒素酸化物及びダイオキシン類を除去する反応器であり、触媒を充填した複数個の触媒ケースにより構成される。

排気ブロアは、脱硝ダイオキシン反応器を経由した排ガス系内の排ガスを排気筒へ排気する装置であり、系統内を負圧に維持している。なお、排気ブロアの緊急停止時における負圧維持のため、非常用に補助ブロアを設けており、非常時の排気ブロア停止時には補助ブロアが自動的に起動するようになっている。

(4) チャンバ系排気系統

溶融炉の出湯及び溶融固化体の冷却、搬出等の工程は、放射性物質の閉じ込めを目的として、負圧に維持されたチャンバ内で行われる。チャンバ内を排気する系統は、排気除塵装置とは独立した別の系統であり、排気は並列に2基設置されている排気ブロアにより、フィルタユニットを通して、排気筒から放出している。

(門馬 利行)

3.5.1.5 電気機械設備

本設備は受変電設備、気体廃棄設備、排水設備、ガス供給設備等で構成されており、減容処理棟及び減容処理棟管理棟に設置されている。これらの概要を以下に示す。

(1) 受変電設備

減容処理棟の電源は、ヘンデル変電所より6.6kVで受電し、目的に応じ各電圧(420V, 210V, 105V)に変圧し減容処理棟内設備に供給されている。

また、停電時の電源として、UPS 電源及び予備電源装置（ガスタービン発電機）を備え、停電時の照明、消火設備、制御系の維持を行う。

(2) 気体廃棄設備

管理区域の排気系統は、排気第 1 系統から第 6 系統及びフード排気系統の計 7 系統で構成されており、排風量は定排気量制御方式により、各室の負圧は給気ダンパ制御方式により制御している。各系統の排気は排気浄化装置で浄化後、主排気ダクトより排気筒を経て大気へ放出している。

(3) 排水設備

排水設備は、廃液槽 I、廃液槽 II、廃液槽 III、廃液槽 IV、排水槽等で構成され、廃液槽では、管理区域で発生する廃液を一時貯留し、濃度限度以下の場合には排水槽へ移送する。また、濃度限度を超えている場合には、廃棄物処理場の液体廃棄物の廃棄設備に運搬して処理するか、排水槽に移送し希釈する。排水槽で貯留された廃液は、濃度限度以下であることを確認した後に、第 2 排水溝へ一般排水する。なお、廃液の pH 管理のため、必要に応じ希硫酸又は水酸化ナトリウムで中和が行える構造となっている。

(4) プロセス冷却水設備

本設備は、金属溶融設備、焼却・溶融設備、前処理設備及び空気圧縮設備への冷却水の供給を行う設備であり、冷却塔、プロセス冷却水ポンプ等により構成されている。

(5) 冷凍設備

本設備は、空調系統、金属溶融設備及び焼却・溶融設備のプロセス系統に冷水を供給する設備である。設備は、冷凍機、冷水一次ポンプ、冷水二次ポンプ、冷却水ポンプ及び冷却塔で構成され、運転モードでは、高温で運転する金属溶融炉、プラズマ溶融炉及び焼却設備の運転時の温度変動に対応した連動運転が可能になっている。

(6) 空気圧縮設備

本設備は、空気槽、空気圧縮機、除湿装置等で構成されている。圧縮空気は、給排気設備のダンパ制御、弁や計器類への制御用空気、溶融炉、焼却炉、二次燃焼器の燃焼空気、各装置の冷却用として使用される。

(7) ガス供給設備

本設備は、減容処理棟における廃棄物処理の過程で装置の加熱等に使用する目的で減容処理棟屋外に設置されている。

(a) LPG 供給設備

本設備は、金属溶融設備の二次燃焼器、金型予熱装置、注湯予熱装置、予熱バーナー等に、焼却・溶融設備では焼却炉、二次燃焼器、溶融炉等の予熱に使用する目的で設置されたものであり、ガス供給系統は、バルク容器、ガス化を行う蒸発器、気化ガスの使用量の変動を制御するクッションタンク、散水ポンプ、LPG 制御盤等により構成されている。

(b) アンモニアガス供給設備

本設備は、金属溶融設備及び焼却・溶融設備において放射性廃棄物を処理する工程において発生する窒素酸化物を除去するために設置されたものであり、液化アンモニアの容器、ガス化を行う蒸発器、気化ガスの圧力変動を制御するバッファタンク及び配管・弁類・計器

類等により構成されている。

(c) 窒素・アルゴンガス供給設備

本設備は、減容処理棟内の金属溶融設備において使用され、窒素ガスについては炉内雰囲気置換、アルゴンガスについては溶融炉出湯口の固化防止に使用する目的で設置されたものであり、貯槽、蒸発器等から構成されている。

(矢野 政昭)

3.5.1.6 附属設備

(1) 一時保管設備

減容処理棟では、各処理設備が処理対象とする廃棄物を定めていること、分別処理前のドラム缶には雑多な廃棄物が混在し、分別処理後の廃棄物ドラム缶はいくつにも分類されることから、一定量の廃棄物を保管するための一時保管設備を有している。一時保管設備には、作業者の被ばくを防止し、各処理設備の要求に応じて、廃棄物を選択、抽出し、迅速に供給することが求められるため、本設備は、ドラム缶等の容器単位での保管が可能であり、廃棄物の種類に応じて効率的な管理が可能な立体自動倉庫となっている。また、限られた空間に多くの廃棄物を効率良く収納するため、保管棚の奥行き方向を複数列化したマルチストレージ方式（先入れ、後出し）となっている。本設備の収納容量は、200Lドラム缶換算で約1,400本であり、運転操作は原則として制御室からの遠隔自動操作により行われる。本設備と各処理設備との入出庫は各階に設けられた遮へい扉を介して行われ、減容処理棟内の各処理設備の配置状況に応じて、自動搬送台車又は搬送コンベアにより廃棄物の受け渡しを行う。

(2) 廃棄物測定設備

前処理設備を中心とする各処理設備において、作業者の計画的な放射線管理の実施、安全かつ効率的な廃棄物の処理、また処理後の性状や放射エネルギー等の評価のためには、処理する廃棄物の表面線量当量率、放射エネルギー、廃棄物の形状、材質及び収納状態をあらかじめ確認することが必要である。本設備は、廃棄物の重量、表面線量当量率、放射エネルギーを測定するためのドラム缶検査装置並びに廃棄物の形状、材質、収納状態等を確認するためのX線透過装置及び廃棄物透視確認装置（X線CT装置）により構成される。

減容処理棟に入庫したドラム缶は、一時保管設備に収納された後、本設備に搬送される。本設備は、制御室からの遠隔操作により運転され、搬入されたドラム缶のバーコードIDを読み取った後、個々のドラム缶の特徴に応じて、表面線量当量率の測定、代表核種の放射エネルギー測定、X線透過装置による側面からの断層写真の撮影、X線CT装置での立体像の撮影を任意に選択することができる。図3.5.1-5に廃棄物測定設備と一時保管設備の概略図を示す。

(3) データ管理設備

減容処理棟では、廃棄物について発生場所の法令区分（炉規制法廃棄物、RI廃棄物、混在廃棄物）に応じた処理を行う方針である。このためには、これらの廃棄物が減容処理棟内で数種類に分別され、最終的に処理されるまでの履歴管理や廃棄物の品質管理に必要な運転データを蓄積する必要がある。また、各処理設備で効率的な処理を行うためには、廃棄物の発生施設、内容物、放射エネルギー等の発生元から提示させる固有のデータを、迅速に検索し、供給

できる一元的な管理システムが必要である。このため、減容処理棟内に所内廃棄物管理システムと各処理設備間でデータの送受信を行うネットワークシステムを導入している。

本設備は、所内廃棄物管理システムと接続しデータの保管、相互通信を行うホストコンピュータ、各処理設備で既存データの照会と新データの登録を行う現場端末機、ホストコンピュータと現場端末機等とデータ通信を行うネットワークサーバ、減容処理棟へ入庫された廃棄物に貼付するバーコードを発行するバーコード発行装置により構成される。図 3.5.1-6 にデータ管理設備のシステム構成図を示す。

(小澤 一茂)

表 3.5.1-1 金属溶融設備搬入・投入装置の概略仕様

機器	概略仕様
開口機	ポンチ押し付け式。ターンテーブルにより開口場所が任意に選択できる。
ドラム缶挿入機	チェーン式垂直搬送機。 エアシリンダ駆動の 4 点爪リンクでドラム缶上部を把持。 ロードセルでドラム缶の着湯を検知する。

表 3.5.1-2 金属溶融設備溶融炉の概略仕様

機器	概略仕様
溶融炉本体	型式：高周波誘導炉 溶融量：4t/バッチ(鉄換算) 運転圧力/温度：-0.5kPa(-50mmAq)/1,650℃ 定格電力：1,800V-1,200kW(300Hz) 耐火物：アルミナ-クロム系プレキャスト耐火物 最高使用温度 1,700℃ 出湯方式：下抜き方式(油圧駆動のスライドバルブ) 炉内寸法：1,372mmφ(上端内径)×744mmφ(下端内径)× 1,204mm(深)
プラズマ装置	型式：誘導結合式熱プラズマ 定格電力：13.5kV-200kW 作動ガス：空気又は空気と窒素の混合ガス (点火ガス：Ar)

表 3.5.1-3 金属溶融設備注湯機の概略仕様

機器	概略仕様
注湯機	型式：高周波坩堝型誘導炉 溶融量：600kg 定格電力：6,000V-300kW(1,000Hz) 耐火物：アルミナ-カーボン系プレキャスト耐火物 (最高使用温度 1,670℃) 出湯方式：傾動出湯方式 炉内寸法：480mmφ(内径)×635mm(深)

表 3.5.1-4 金属溶融設備鑄造装置の概略仕様

機器	概略仕様
受容器鑄造装置	型式：縦軸ドライブ外筒式遠心鑄造機 回転数：最高 700rpm 制動型式：ディスクブレーキ方式 作製寸法：800mmφ(外径)×545mmφ(内径)× 1,018mm(高) 作製個数：最大 14 個/バッチ
インゴット鑄造装置	作製寸法：760mmφ×1,032mm(高) 作製個数：最大 5 個/バッチ

表 3.5.1-5 金属溶融設備排気除塵装置の概略仕様

機器	概略仕様
二次燃焼器	型式：LPG 燃焼式 寸法：1,410mm φ×5,123mm(高)
排気冷却器	型式：水噴霧冷却式 寸法：1,510mm φ×5,123mm(高)
セラミックフィルタ	型式：セラミックフィルタエレメントろ過式 フィルタエレメント：SiC 粒状セラミック フィルタエレメント数量：48 本 概略寸法：1,112mm φ×3,066mm(高) 40mm φ /60mm φ×1,500mm(高)
HEPA フィルタユニット	型式：豎型ユニット式 フィルタエレメント構成：2 列 3 段 (プレフィルタ 1 段+HEPA フィルタ 2 段) 寸法：830mm(横)×730mm(縦)×2,450mm(高)
排気洗浄装置	型式：床置式ガス洗浄塔(予冷塔、吸収塔) 予冷塔寸法：946mm φ (内径)×6,000mm(高) 吸収塔寸法：900mm φ (内径)×7,800mm(高)
脱硝装置	型式：触媒分解式 寸法：550mm(横)×700mm(縦)×4,000mm(高)
ダイオキシン除去装置	型式：酸化分解方式(過酸化水素水) 寸法：995mm φ ×3,300mm(高)
排気ブロワ	型式：多段ターボ型 吸込風量：600Nm ³ /min. 基数：2 基

表 3.5.1-6 金属熔融設備チャンバ系排気系統の概略仕様

機器	概略仕様
バグフィルタ	型式：パルス型バグフィルタ 寸法：2,610mm(横)×3,760mm(縦)×6,000mm(高)
HEPA フィルタユニット	型式：堅型ユニット式 フィルタエレメント構成：3列2段 (プレフィルタ1段+HEPA フィルタ1段) 寸法：730mm(横)×2,490mm(縦)×2,100mm(高) 基数：2基
チャンバ系排気ブロワ	型式：片吸込ターボファン 吸込風量：7,000Nm ³ /h 基数：2基

表 3.5.1-7 焼却炉、熔融炉及び排気除塵装置の概略仕様

機器	概略仕様
熔融炉	型式：熔融炉 固定炉床型プラズマ熔融方式 プラズマ 非移行式プラズマ 出力：プラズマ 約 2,600kW (約 1,300kW×2基) 作動ガス：空気 耐火材：アルミナ-クロム系耐火材、高アルミナ耐火材 寸法：約 2,950mm φ × 約 2,450 mm(高) 炉容量：コンクリート換算で約 2t 出湯方式：傾動方式 処理能力：約 4t/day (約 2t/バッチ×2 バッチ/day)
焼却炉	型式：堅型円筒式焼却炉 LPG 燃焼式 寸法：約 2,860mm φ × 約 10,885 mm(高) 処理能力：約 130 kg/h (可・難燃物換算)
排気除塵装置	
二次燃焼器	型式：縦型円筒炉 LPG 燃焼式 寸法：約 2,940mm φ × 約 11,860mm(高)
排気冷却器	型式：縦型円筒 水噴霧冷却式 寸法：約 2,674mm φ × 約 11,605 mm(高)

セラミックフィルタ	<p>型式：本体 セラミックフィルタエレメント路過式 セラミックフィルタエレメント セラミック・キャンドル型</p> <p>寸 法：本体 2,250mm(横)×2,710mm(縦)×7,150 mm(高) セラミックフィルタエレメント 60mm φ× 1,500 mm (長)</p> <p>数 量：本体 2基 (50%/基) セラミックフィルタエレメント 640本 (320本/基)</p>
HEPA フィルタ ユニット	<p>型式：縦型ユニット式</p> <p>フィルタエレメント交換方式：密封交換型</p> <p>フィルタエレメント構成：3列3段（プレフィルタ1段 +HEPA フィルタ2段）</p> <p>寸 法：900mm(横)×3,000mm(縦)×3,350mm(高)</p> <p>基 数：3基 (50%/基)； 1基は予備</p>
排気洗浄塔	<p>型 式：湿式洗浄式</p> <p>寸 法：排気洗浄塔1 内径 1,700mm φ×8,342 mm(高) 排気洗浄塔2 内径 1,700mm φ×7,900 mm(高)</p>
脱硝ダイオキシン 反応器	<p>型 式：触媒式（脱硝とダイオキシン分解を同時に行う）</p> <p>寸 法：1,400mm(横)×5,560mm(縦)×3,650mm(高) （二段積寸法）</p>
排気ブロア	<p>型 式：片吸込ターボブロア</p> <p>吸込風量：7,000 Nm³/h</p>
補助ブロア	<p>型 式：片吸込ターボブロア</p> <p>吸込風量：1,000 Nm³/h</p>
チャンバ系排気系統	
チャンバ排気ブロア	<p>型 式：片吸込ターボブロア</p> <p>吸込風量：3,700 Nm³/h</p> <p>数 量：本体 2基 (50%/基)</p>
チャンバ排気系統 フィルタユニット	<p>型 式：縦置箱型</p> <p>寸 法：730mm(横)×2,490mm(縦)×1,750mm(高)</p> <p>容 量：7,400 Nm³/h</p>
焼却灰チャンバ ブロア	<p>型 式：片吸込ターボブロア</p> <p>吸込風量：1,000 Nm³/h</p>
チャンバ排気系統 フィルタユニット	<p>型 式：縦置箱型</p> <p>寸 法：730mm(横)×830mm(縦)×1,650mm(高)</p> <p>容 量：1,000 Nm³/h</p>

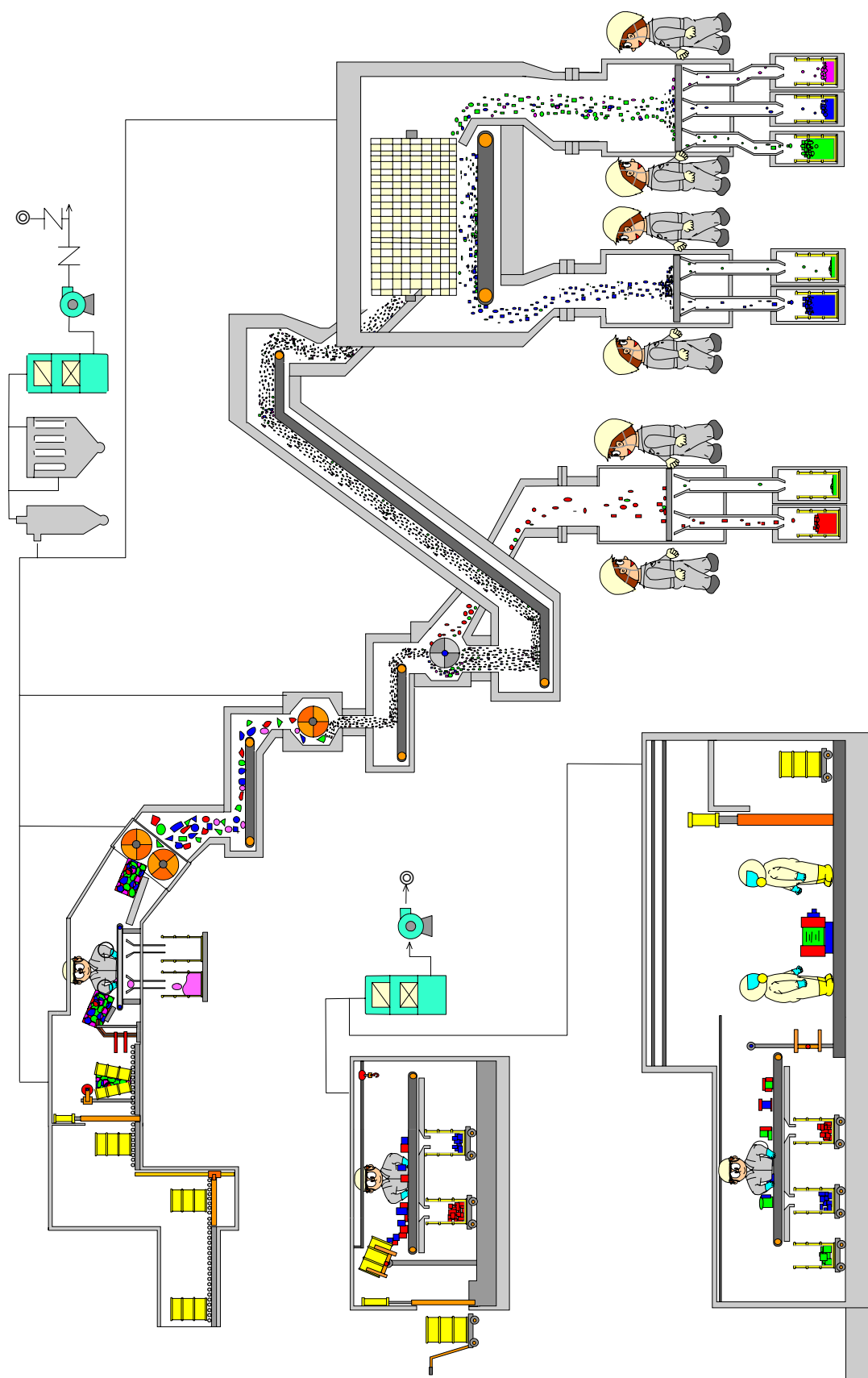


図 3.5.1-1 前処理設備処理フロー

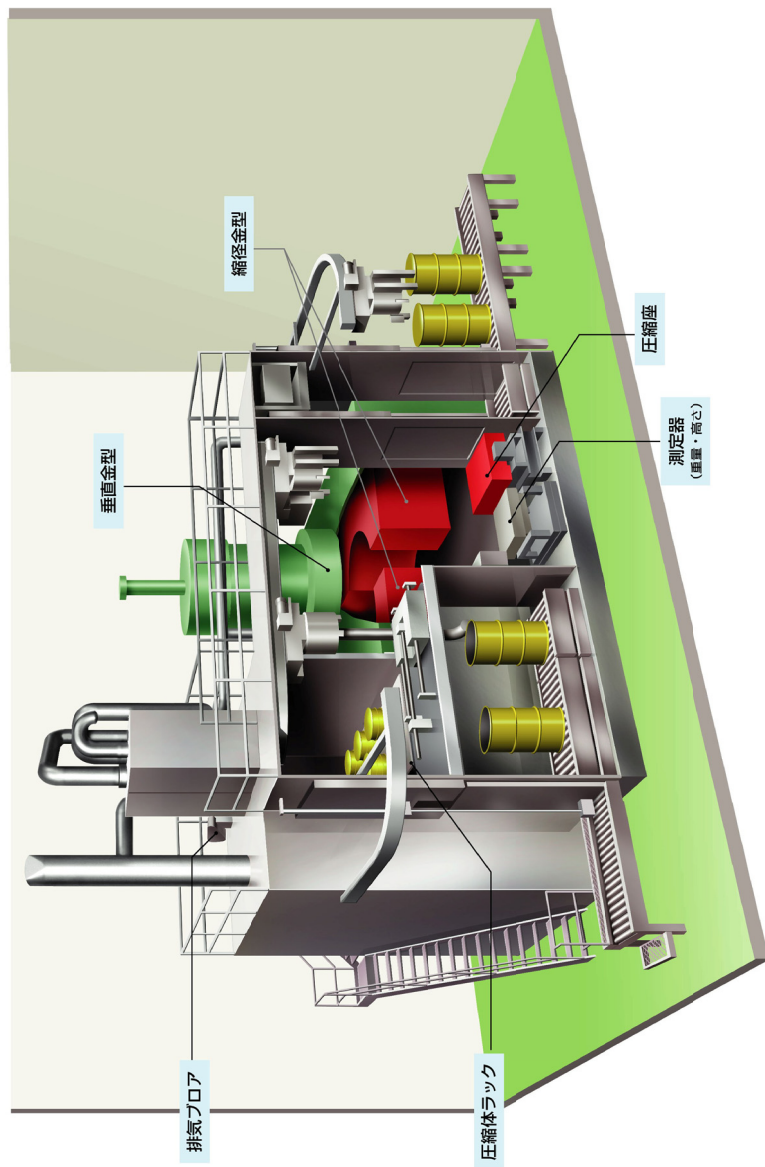


図 3.5.1-2 高圧圧縮装置の概略図

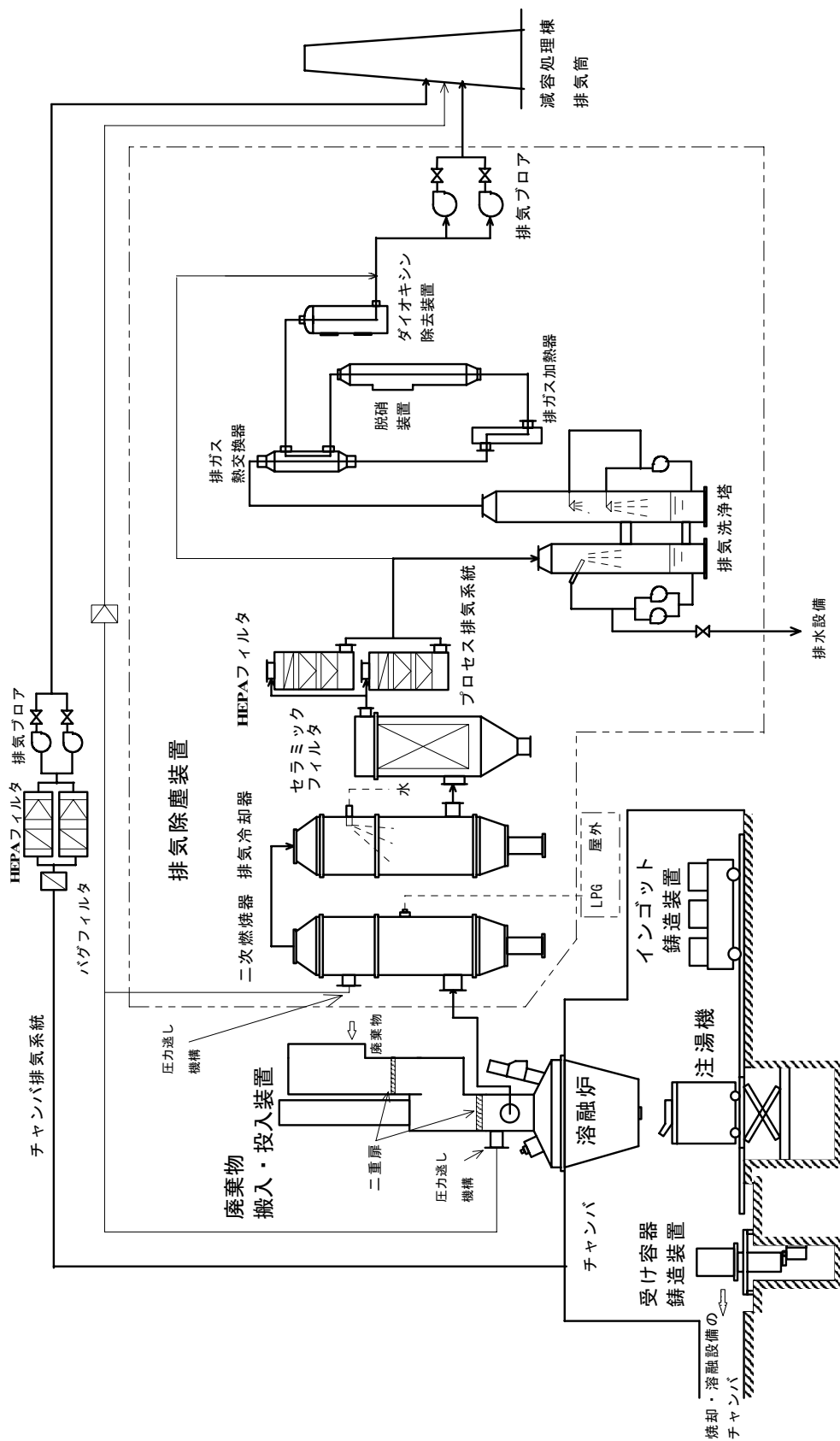


図 3.5.1-3 金属溶融設備系統図

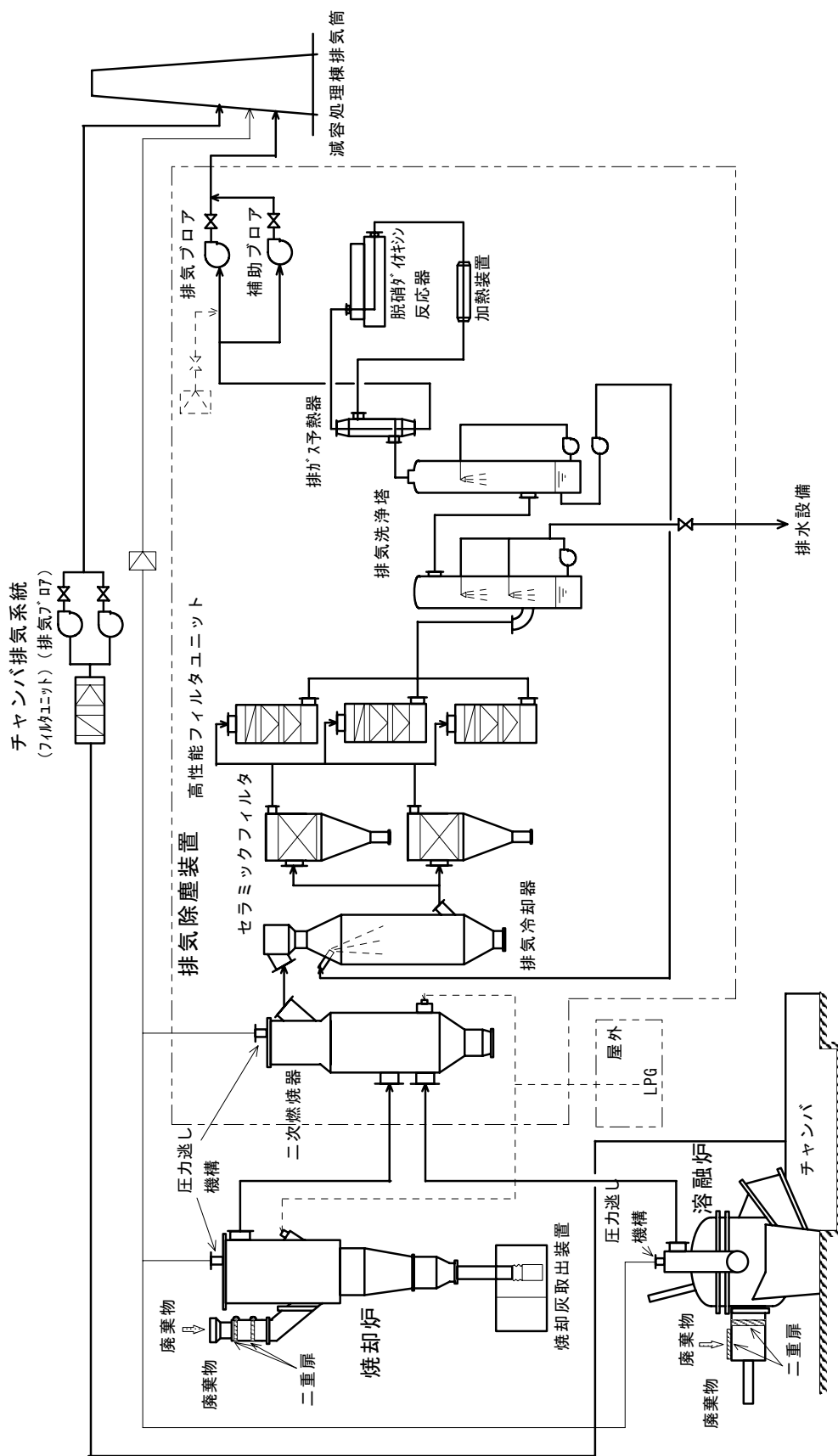


図 3.5.1-4 焼却・溶融設備の系統図

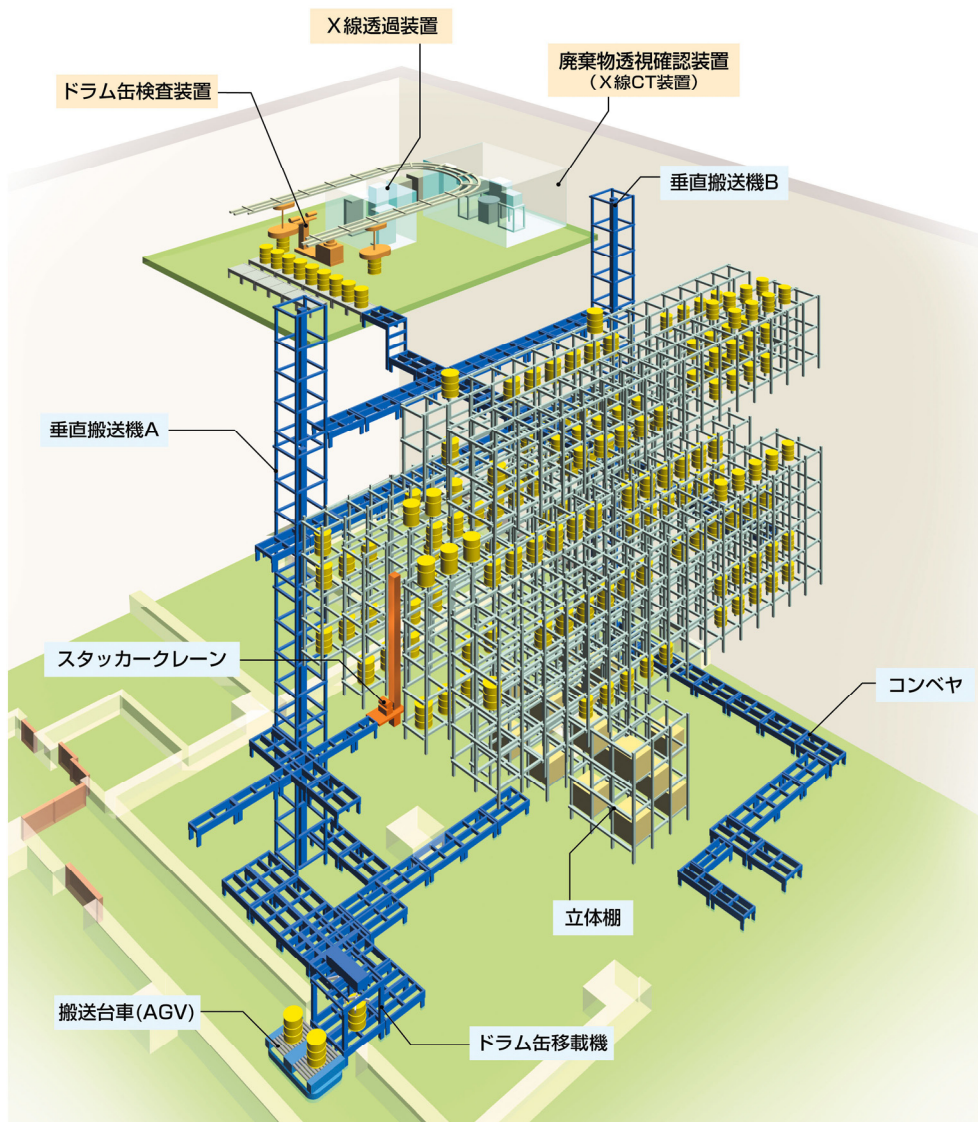


図 3.5.1 - 5 一時保管設備及び廃棄物測定設備の概略図

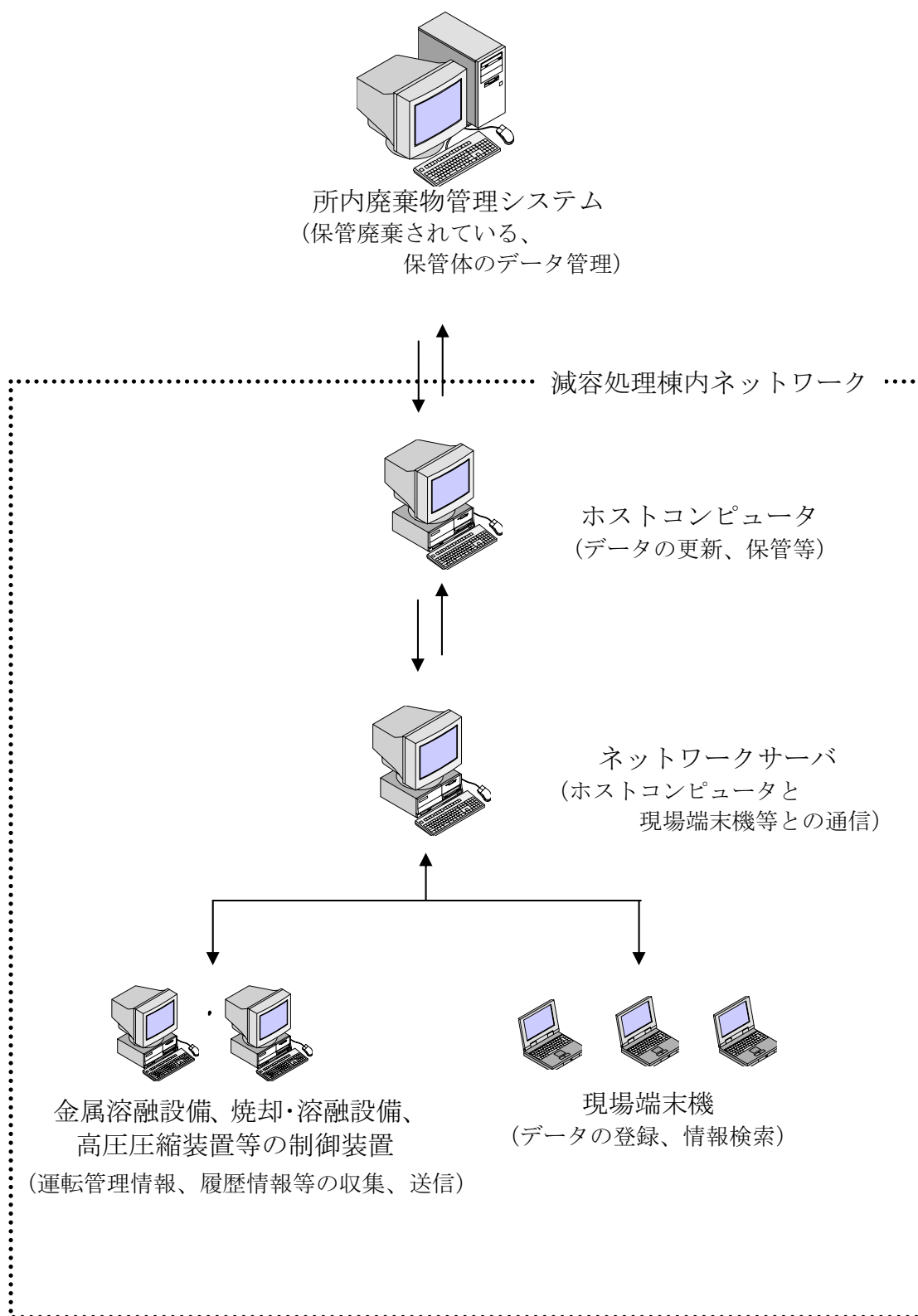


図 3.5.1-6 データ管理設備のシステム構成図

3.5.2 運転、管理

3.5.2.1 前処理設備

本設備では、平成 17 年 9 月 26 日から平成 18 年 2 月 13 日まで放射性廃棄物の分別を行った。また、平成 18 年 4 月 27 日からは、作業場所を解体分別保管棟解体室に移し、継続して放射性廃棄物の分別を行っている。以下にこれまでの作業実績を示す。

(1) 減容処理棟 前処理室 多目的チャンバ

当チャンバでの分別作業日数は、63 日間であり、200L ドラム缶 101 本の分別を行い、新たに 200L ドラム缶 154 本が発生した。当該期間の処理能力は、約 1.6 本/d であり、当初想定していた処理本数(約 200 本)より少ないものであった。その理由として、廃棄物が嚴重にビニール梱包されていたため、これらの除去に時間を要したこと、また、当初想定していた以上に肉厚の配管、鉄筋が多く、火災防止対策に留意しながらの溶断に時間を要したことが挙げられる。以下に実際の分別作業における作業内容及び問題点を示す。

ホット試運転の初期段階であり、放射性廃棄物の取り扱いを習熟する必要があることから、JPDR の解体廃棄物で内容物が汚染金属であり、かつ、容器表面線量当量率がバックグラウンドレベルに近いものを選定し、分別を実施した。廃棄物の種類は、主として配管、板状の金属及び鉄筋であり、材質は炭素鋼あるいはステンレス鋼である。これらの廃棄物は、比較的、種類毎に収納されていたものの、原子炉の構成材料であることから、堅牢、肉厚であり、長さが高圧圧縮装置での処理対象外となる 30cm を超えるものがほとんどであった。また、汚染拡大防止の観点から、これらの廃棄物は、図 3.5.2-1 で示すようにビニール等で何重にも梱包されており、図 3.5.2-2 で示すように配管の両端は、内部の汚染水が漏えいしないようモルタル等で充填されていた。分別は、まずこれらの梱包を取り除くことから始まり、廃棄物の表面が露出した時点で、汚染レベルを測定した。また、配管の両端を密閉していたモルタル等は、手工具等を用いて丁寧に取り除いた。これらの廃棄物は、主に高圧圧縮処理の対象となることから、高圧圧縮装置の特性を考慮し、原則として 30cm 以下に切断し、ドラム缶重量が約 200kg となるように収納した。比較的小径の鉄筋等については、バンドソー、チップソーによる機械的切断を実施し、その他肉厚のものに関しては、取り扱いの習熟をかねて、プラズマ溶断機を使用した。また、図 3.5.2-3 のように、一部に混在していたモータや熱交換器等については、手工具を用いた手作業により分解を行い構成部品の材質を確認し、パッキンや作動油を除去した。埋設配管と思われる配管が収納されていたドラム缶では、配管に付着している土砂の水分の蒸発及びドラム缶内での結露等により、図 3.5.2-4 に示すようにドラム缶底部に水が確認されたため、十分に拭き取りを行った。なお、これらの廃棄物中には、しゃへい材として用いられていた鉛や、シリコン製パッキンが混在していた。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、シリコンと同様に処理設備の排ガス系統に悪影響を及ぼすため、手順書に従い処理不適物として除去し、その他の廃棄物と混在しないよう管理した。

(2) 減容処理棟 前処理室 分別チャンバ 2

当チャンバでの分別作業日数は、17 日間であり、不燃性カートンボックス 295 個の分別を行い、200L ドラム缶 34 本が発生した。当該期間の処理能力は約 20 個/d であり、当初想

定していた処理個数と同等であった。以下に実際の分別作業における作業内容を示す。

廃棄物処理場、再処理特研、燃料試験施設等で発生した不燃性（白）カートンボックスの分別を行った。不燃性カートンボックスは、空ドラム缶に収納し、ドラム缶傾転機によりドラム缶を傾けて、分別チャンバ内の作業床上まで搬送した。その後、グローブを使用し、手作業でカートンボックスを開封し、廃棄物を取り出した。

これらの廃棄物は、図 3.5.2-5 のとおり、ビニール袋に封入されており、開封はチャンバ内に汚染が拡大するのを防止するために、チャンバ内排気口の近傍で行った。図 3.5.2-6 に分別作業状況を示す。減容処理棟内の焼却炉で処理する場合には、炉内への投入を容易にするため、分別後の廃棄物をビニール袋に収納しておく必要があり、材質毎に、20L 程度のビニール袋に収納して、200L ドラム缶に収納した。不燃性カートンボックスの主な内容物は、アノラックスーツ、ビニールホース、RI 作業靴、半面・全面マスク等の難燃物が主であった。しかしこれまで不燃性カートンボックスは、内容物が確認されることなく既存の圧縮処理装置で圧縮処理を行い、保管廃棄されてきたため、ドライバーやハサミ等の金属製品が混入しているものも確認された。

(3) 解体分別保管棟 解体室 グリーンハウス

当グリーンハウスでの分別作業日数は、88 日間であり、200L ドラム缶 116 本の分別を行い、新たに 200L ドラム缶 78 本が発生した。当該期間の処理能力は、約 1.3 本/d であり、当初想定していた本数(約 270 本)より少ないものであった。その理由として、多目的チャンバでの作業と同様、廃棄物は嚴重にビニール梱包されており、これらの除去に時間を要したことが考えられる。また、それに加え、保管廃棄施設の保管能力の逼迫を考慮し、廃棄物を細かく切断し、ドラム缶に最大限収納することを基本としたため、機械的工法を用いた肉厚金属の切断に時間を要したためと考えられる。以下に実際の分別作業における問題点を示す。

前年度、減容処理棟の前処理設備多目的チャンバで対象とした廃棄物は、JPDR 解体廃棄物の内、汚染金属である。当該作業エリアは塩化ビニル製のグリーンハウス内であり、火災防止の観点から溶断機を使用することができないため、バンドソー、チップソー等による機械的工法を用いて切断を行った。しかし、厚さが 10mm を超える肉厚金属の切断には、機械的工法を適用できなかったため、そのままドラム缶に再収納せざるを得なかった。なお、これらの廃棄物中には、しゃへい材として用いられていた鉛や、シリコン製パッキンが混在していた。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、シリコンと同様に処理設備の排ガス系統に悪影響を及ぼすため、手順書に従い処理不適用物として除去し、その他の廃棄物と混在しないよう管理した。

(4) 解体室 フィルタ処理ボックス

当フィルタボックスでの分別作業日数は、41 日間であり、フィルタ 469 梱包（定型 HEPA フィルタ 374 梱包、その他のフィルタ 95 梱包）を処理して、可燃性カートンボックス約 1,900 個、1m³角型鋼製容器が 5 基、200L ドラム缶 6 本が発生した。当該期間の処理能力は、定型 HEPA フィルタ換算で約 12 個/d であり、当初想定していた処理個数と同等であった。以下に実際の分別作業における作業内容を示す。

発生施設に一時的に保管されていた排気フィルタを回収し、主としてそれらの分別を行っ

た。排気フィルタは、汚染拡大防止のためビニールシートで二重に梱包されており、分別はこれらの養生を取り除くことから開始した。一般的な定型の HEPA フィルタについては、木枠とアルミニウム製のメディアで構成されているものがほとんどであり、図 3.5.2-7 に示すようにセイバーソーを用いて木枠とメディアを分離した。その後、図 3.5.2-8 に示すように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。また、メディアについては、最適な処理方法が決まるまでの間、保管廃棄するため、図 3.5.2-9 に示すように圧縮梱包機により減容し、1m³角型鋼製容器に収納した。なお、特殊なものとして外枠がアルミニウムや塩化ビニル製のもの、メディアが特殊紙やプラスチック製のものが存在した。

(石原 圭輔)

3.5.2.2 高圧圧縮設備

平成 17 年 10 月～平成 18 年 2 月までに、試験の目的に応じて、模擬廃棄物を作製し、200L ドラム缶で 63 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、操作の習熟、標準とする形状（約 30cm に切断、ドラム缶に横置き収納、約 200kg）に調整した金属廃棄物に対する圧縮効果を確認すること、調整を行わない金属（長さ約 75cm、縦置きにドラム缶に収納、約 200kg）に対する圧縮の可能性を確認することであり、これらの目的に応じて、形状が 30cm 以下の雑多な金属をドラム缶に収納したもの、約 30cm に切断した配管及び型鋼をドラム缶内に横置きに収納したもの、長さ約 75cm の配管をドラム缶内に縦置きに収納したものの 3 種類の模擬廃棄物を作製した。図 3.5.2-10 にそれぞれの模擬廃棄物を示す。

これらの金属廃棄物の圧縮試験により、操作手順を習熟したほか、装置の誤作動に対する復旧方法を把握するなど、機能や安全性の向上を図った。

標準形状に調整した金属廃棄物に対する高さの減容比は平均で約 1/4 であり、装置の標準仕様を満足するものであった。約 75cm の金属配管をドラム缶内に縦置きに収納した金属廃棄物については、再圧縮（縮径又は垂直圧縮を何度か行うこと）を要する場合もあったが、概ね 1/4 に減容することができた。表 3.5.2-1 に当該期間に行った圧縮試験の結果を、図 3.5.2-10 に試験後の圧縮体を示す。

(須藤 智之)

3.5.2.3 金属溶融設備

金属溶融設備は、2005 年 10 月から 2006 年 3 月までの期間にコールド試運転を 6 回行った。試運転の目的は、機器の動作確認及び運転操作の習熟、金属溶融における最適な処理方法の検討、二次廃棄物の低減等である。

試運転の実施状況を表 3.5.2-2 に示す。試運転で得られた知見等を以下に示す。

(1) 運転

金属溶融設備の試運転は、運転手引に則って行い、運転操作に加え、作業開始前の点検、作業中の点検及び作業終了後の点検を実施する。これらの操作、点検を繰り返し実施するこ

とにより、運転操作の習熟向上を図った。

(2) 試運転で得られた知見等

当該期間中の試運転で得られた知見等を以下に示す。試運転で得られた知見については、必要に応じて運転手引等に反映していく。

(a) 金属溶融における最適な処理方法

溶融金属の温度管理及び処理能力を向上させることは、金属溶融設備の重要な課題である。試運転において、溶融金属が炉内の酸素によって酸化してしまい、溶融金属の表面（湯面）がスラグで覆われる事象（カワハリ）が発生した。カワハリが発生すると、溶融金属の温度管理が困難になり、処理能力の低下、耐火物の磨耗等の悪影響がある。炉内酸素による溶融金属の酸化を減少させるため、溶融金属に添加剤を投入してスラグを軟化させる効果の確認をするとともに、炉内に窒素ガスをパージして酸素濃度を低下させる試験を実施した。添加剤は、主にカルシウムシリコン、ホタル石を使用した。添加剤投入及び窒素ガスパージ共に、スラグ発生の抑制が確認できたが、添加剤の投入時期及び投入量が溶湯に影響することが分かっており、今後も引き続きこれらを変化させて試運転を実施し、より良い運転条件を探っていく予定である。

(b) 二次廃棄物の低減

金属溶融処理の過程では、金型の焼き付き防止のために塗布する塗型が二次廃棄物となる。そこで、インゴットモールド及び受容器用金型の内面に吹付ける塗型剤の量を低減させるため、試運転において塗型剤を低減した状態での焼き付き程度の確認試験を行った。当初はインゴットモールド及び受容器用金型の内面に、円周方向に幅 10cm 程度の塗型剤を吹付けない部分を設け、試運転を行ったところ、焼き付きはなく結果は良好であった。そこで、徐々に塗型剤を吹付けない部分を広げていき、最終的には、注湯機から出湯した溶融金属が直接当たる部分にのみ塗型剤を吹付けた状態で試験を実施した。インゴットモールド及び受容器用金型、共に目立った焼き付きはなく良い結果であった。

また、溶融炉耐火物（ルツボ）も耐火物交換時に二次廃棄物となる。試運転において、ルツボ上部の損耗は軽微であり、定格 4t で試運転した場合でも、上端から高さ 300mm 程度は、繰り返し使用できることが予想される。このため、上端から 300mm で上下に分割するルツボ（分割ルツボ）の検討を行い、試作品を製作した。今後、分割ルツボを用いた試運転を行いデータを取っていく予定である。

（染谷 計多）

(3) 管理

金属溶融設備では、2005 年度下期から 2006 年度まで以下に示す通り、保守作業を実施した。

(a) プロセス系排気配管内部点検

2005 年 1 月 17 日から 23 日にかけて二次燃焼器、排気冷却器、セラミックフィルタ、溶融炉出口配管の内部の状況を調査するため、プロセス系排気配管内部点検を実施した。二次燃焼器及び排気冷却器の耐火物の亀裂や破損、ダストの蓄積状況の調査やセラミックフィルタの破損、腐食の調査及びダストの蓄積状況、溶融炉出口配管内部のダスト蓄積状

況を調査した。その結果、熔融炉出口配管内部にダストの蓄積が確認されたため、回収作業を行った。今後も定期的な点検、回収が必要であると考えられる。また、二次燃焼器、排気冷却器の耐火物に亀裂が確認されたが、亀裂の程度は小さく問題ないと判断した。セラミックフィルタについては、フィルタの損傷もなく健全であった。セラミックフィルタの出口配管については、結露の跡が確認されたが、腐食は見られなかった。総合的にいずれの機器についても問題となるような事象は確認されなかった。また、2006年2月26日から3月2日にかけて2006年度分の点検作業を実施し、異常がないことを確認した。

(b) チャンバ排気ブロアの軸受け潤滑油の交換作業

チャンバ排気ブロアの点検において軸受け潤滑油の劣化が確認されたため、2006年8月23日に当該油の交換作業を実施した。劣化した潤滑油を回収し、点検窓の清掃後に潤滑油を規定量充填した。交換後に当該ブロアを運転し、円滑に運転できることを確認した。今後も劣化状況を確認することとした。

(c) JRR-3 利用分電盤配線の溶断に関する水平展開

2006年9月4日に、JRR-3 利用分電盤配線の溶断に関する水平展開として、配線接続部の端子のゆるみ、圧着端子の使用状況、圧着端子の同時接続数の点検を実施した。その結果、特に異常はみられなかった。

(d) 冷水流量計 (FG510) 交換作業

冷水一次配管 (往) の冷水流量計 (FG510) が破損したため、2006年11月30日から12月1日にかけて流量計の交換作業を実施した。建家側冷水バルブと設備側冷水バルブを閉止し、配管内の残留冷水をケミカルドラム缶に40L回収し、既存の冷水流量計を取り外した。取り外したボルト、ナットをブラシでみがき、防錆剤を塗布した。その後、新しい流量計を取り付け、漏水が無いことを確認した。回収した冷水については、濁度及びpHを測定し、基準に適合していることを確認した後、廃液槽IIへ排水した。

(e) 冷水系熱交換器内部点検及びパッキン交換作業

冷水系熱交換器のパッキン部から漏水が確認されたため、2006年12月4日から13日にかけて冷水系熱交換器の内部点検を実施した。熱交換器パネルを開放したところ、パッキンに亀裂が確認されたため、パッキンの損傷による漏水が原因であると判断し、パッキンの交換を実施した。

(f) 焼却・熔融設備ブレーカー火災に関する水平展開

焼却・熔融設備ブレーカー火災に関する水平展開として、2006年12月7日、8日に排気ブロアの動力盤である400Vユーティリティ動力盤2 (M2-PA500) の端子温度及び絶縁抵抗の測定を実施した。絶縁抵抗はすべて100MΩであり、異常はなかった。端子温度は、起動直後の温度が19℃から22℃、起動直後から時間をおいて測定した温度は21℃から28℃であり、異常はなかった。

また、12月25日には面接触形式でない端子接続部の有無について点検を実施した。金属熔融設備内には面接触形式でない端子接続部はないことを確認した。

(g) 排ガス冷却水受槽液位計端子ボックス内部のメンテナンス作業

排ガス冷却水受槽の液位値が変動していることが確認され、液位計の点検を実施したと

ころ、端子ボックス内部に端子の腐食等が確認された。そのため 2006 年 12 月 22 日に排ガス冷却水受槽液位計端子ボックス内部のメンテナンス作業を実施した。液位計の電源を遮断し絶縁抵抗測定した後、液位計端子ボックス内部の付着物を回収し拭き取り作業を行った。その後、液位計を取り外しフロート及びシステムの状態の確認を実施したところ、システム内部のリードスイッチ部に腐食が確認されたため、これが液位値の変動の原因であると判断した。そのため、2007 年 8 月に液位計を交換する作業計画を立てた。なお、腐食の原因は端子ボックス内への水の浸入と考えられるため、端子ボックスへのケーブルの接続部にラバーブーツを装着する対策を実施した。

(h) 冷水一次配管（往）パッキン交換作業

日常巡視点検中に冷水一次配管（往）から漏水が確認されたため、保温材を取り外し漏水場所の調査を行ったところ漏水フランジ部のパッキンから漏水していると確認できた。そのため 2006 年 1 月 15 日から 18 日にかけて冷水一次配管(往)パッキン交換作業を実施した。当該フランジ部パッキンを取り外したところ、亀裂が確認され、この亀裂が漏水の原因であると判断した。パッキン交換後通水し、漏洩のないことを確認した。

(i) 緊急水槽液位計内部回路点検作業

排ガス冷却水受槽液位計の腐食を受け、金属溶融設備内の同構造の液位計の確認を行うこととし、2006 年 1 月 30 日に緊急水槽液位計内部回路点検作業を実施した。その結果、排ガス冷却水受槽端子ボックス内で発見されたような異常は無く、液位計についても健全であり、指示値が正確であることから異常なしと判断した。

(横田 顕)

3.5.2.4 焼却・溶融設備

焼却・溶融設備は、2003 年 3 月に試運転を開始し、2005 年 10 月から 2007 年 3 月までの期間に焼却炉 10 回、溶融炉 10 回の試運転を行った。試運転の目的は、機器の動作確認及び運転操作の習熟、焼却炉における難燃物（ゴム、塩化ビニル、高性能フィルタ等）の最適な処理方法の検討、溶融炉の耐火物の蓄熱が運転に与える影響の確認、溶融固化体の性質の確認等である。

試運転の実施状況を表 3.5.2-3 及び表 3.5.2-4 に示す。運転管理の状況及び試運転で得られた知見等を以下に示す。

(1) 運転

焼却・溶融設備は、制御室での運転操作及び監視に 4 名、現場での廃棄物の投入、巡視点検等に 5 名の合計 9 名の体制で運転を行う。また、設備の起動（炉内温度が所定の温度になるまで）に長時間を要するため、夜間・休日は保温運転が必要となり、監視のために制御室に常時 1 名を配置する。

設備の運転は、運転手引に則って行い、運転操作に加え、作業開始前の点検、作業中の点検及び作業終了後の点検を実施する。これらの操作、点検を繰り返し実施することにより、作業者の習熟度の向上が図られた。

ただし、試運転期間中であり、条件を変えた試運転を行っていたため、上述の管理に加え、試験運転前に、運転中の注意事項、確認事項等について十分な検討を行うといった特別な管

理が必要であったことが、2006年2月13日に発生した火災における反省点として抽出された。(3.5.5.1 参照)

(2) 保守

設備の運転中及び停止中の巡視点検は、運転手引に則って行われた。ただし、溶融炉の蛇腹部は巡視点検の対象となっておらず、自主的に行った点検の結果確認された蛇腹部の損傷に対して行った補修が不適切であったことが、2006年2月13日に発生した火災の一因となった。(3.5.5.1 参照)

また、火災発生以降は、設備の運転を長期間中断しているため、設備の各機器（回転機、油圧・空圧機器等）の機能を維持するための単体作動を適宜行っている。

なお、2006年12月5日に、プラズマトーチの冷却水システムのポンプの単体作動を行った際、当該ポンプに係るブレーカーで短絡が生じ、火災と判断された。これは、当該ブレーカー端子の接続部が点接触タイプの特異な構造であり、仕様に応じた適切な締め付けが行われていなかったことが原因として推定された。当該ブレーカー等を更新するとともに、他の電源盤等について接続方法の点検を行った。

(3) 試運転で得られた知見等

当該期間中の試運転で得られた知見等を以下に示す。試運転で得られた知見については、必要に応じて運転手引等に反映していく。

(a) 難燃物（ゴム、塩化ビニル、高性能フィルタ等）の最適な処理方法

難燃物の処理能力を向上させることは焼却設備の重要な課題である。当該期間中及びそれ以前の試運転において、投入廃棄物中の難燃物の比率を変えて燃焼状態及び焼却灰の性状を確認している。難燃物の比率を大きくすると、焼却灰の固結あるいは焼却灰取り出し部位への焼却灰の固着が発生する頻度が大きく、また、焼却灰中に燃焼が十分でないと考えられる難燃物の残渣が見られた。

廃棄物の燃焼は、廃棄物の投入順序、難燃物の大きさ、投入の時間間隔と関係することが分かっており、今後も引き続きこれらを変化させて試運転を実施し、より良い運転条件を探っていく予定である。また、焼却灰の固結・固着の問題についても、処理中の水分量との関係を今後検討していく。

(b) 耐火物の蓄熱が運転に与える影響

処理開始前に溶融炉内の耐火物を十分に蓄熱させることの重要性は従前の試運転において明らかになっている。当該期間中の試運転においても、溶融処理を行う前の予熱を十分に行った。耐火物全体が十分に蓄熱したことにより、処理運転中の耐火物は高い温度を維持した状態となり、粘性の小さい溶融物が形成され、投入量に対してほぼ全量の出湯が確認された。また、従前の予熱時間が少ない試運転と比較し、廃棄物のドラム缶1本当りの処理時間の短縮も見られた。今後の試運転で最適な予熱時間を検討していく。

(c) 溶融固化体の性質

溶融固化体は、将来の処分体となることを念頭におき、機械的強度や固化の特性について、知見を蓄積している。上記期間中の試運転により作製した溶融固化体は、測定設備のCT装置を用いて内部の透過画像を撮影した後、解体し、成分調査を行った。撮影された

透過画像から、熔融固化体内部の上部中央に空隙が発生していることが確認された。これは、熔融中にスラグに溶け込んだ気体が、冷却固化時に気泡として出現することで発生していると考えられる。今後、これらの空隙が熔融固化体の性質に与える影響を、スラグの冷却速度や組成との関係を含めて調査していく。また、成分調査により1個の熔融固化体中の成分の均一性及び1バッチでできた熔融固化体間の均一性を調査するとともに、スラグ溶湯サンプリング試料が1バッチの熔融固化体の成分を代表しているかどうかの確認を行っていく。加えて、運転を効率的に行うための組成範囲等も引き続き確認していく。

(石川 譲二)

3.5.2.5 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平成18年8月19日に実施し、本設備の健全性を確認した。なお、減容処理棟における平成18年度の電気使用量は4,620,200kWhであった。

(2) 気体廃棄設備

第1系統から第8系統の排風機(16台)について、分解点検整備を平成18年12月13日から平成19年1月15日に実施した。分解点検整備の結果、第3系統の駆動軸受けハウジング及び第6系統のモーターブラケットに摩耗が確認されたため、溶射加工を施した。

(3) 排水設備

平成18年度に発生した廃液は主に床ドレン、手洗い水で約71m³であった。第2排水溝への一般排水は、放射性物質の濃度、pH、濁度について管理基準値内であることを確認した後に、平成18年10月17日に270m³(平成17年度に発生した廃液を含む)を排水した。

(4) プロセス冷却水設備

プロセス冷却水ポンプモータ(PCD-1、PCD-2)の分解点検整備を平成18年8月9日から平成18年8月14日に実施した。分解点検整備の結果、モーターブラケットに摩耗が確認されたため、削正加工を施した。

冷却塔(CT-1、CT-2)に異音を確認したため、冷却塔の冷却ファン及びベアリングボックスの分解点検整備を平成18年7月7日から平成18年7月11日に実施した。分解点検整備の結果、ベアリングユニットは、ベアリングの摩耗、グリスの劣化等により健全な性能を有しておらず、異音の発生源がベアリングユニットであることが確認できた。なお、ベアリングユニットについては、付属品も含め交換し、試運転により異常のないことを確認した。

(5) 冷凍設備

高圧ガス保安法に基づく定期自主検査を平成18年6月と平成19年1月に実施した。また、保安検査を平成18年12月7日、8日に実施し、平成18年12月20日付けで冷凍施設検査証が交付された。

冷却塔(CT-1C、CT-2C、CT-1S、CT-2S)について、分解点検整備を平成19年2月26日から平成19年3月7日に実施した。分解点検整備の結果、ベアリングユニットに混入した錆の除去、グリスアップを行った他には特段の処置は必要でなかった。

冷却水ポンプ(PCD-1C、PCD-2C、PCD-1S、PCD-2S)について、分解点検整備を平成

19年2月5日から平成19年2月14日に実施した。分解点検整備の結果、摩耗したベアリング及びグランドパッキンの交換を行った。

(6) 空気圧縮設備

空気圧縮機（COMP-2）の分解点検整備を平成18年9月22日から平成18年9月29日に実施した。分解点検整備の結果、特に異常は認められなかった。

(7) ガス供給設備

高圧ガス保安法に基づく定期自主検査を2回に分けて実施した。窒素・アルゴンガス供給設備については、平成18年12月11日から平成18年12月13日に、LPG供給設備及びアンモニアガス供給設備については、平成18年12月19日から平成18年12月22日にそれぞれ実施し、特に異常は認められなかった。

（矢野 政昭）

3.5.2.6 附属設備

(1) 一時保管設備

減容処理棟では、ホット試運転の初期段階であり、廃棄物の性状が明確で、放射線レベルも比較的低い原子炉施設からの代表的な廃棄物としてJPDRの解体廃棄物を優先して処理し、前処理における作業者の習熟を図るとともに、各発生施設で一時的に保管されたままになっている不燃性カートンボックスについても、発生施設の一時保管場所の満杯を回避するために優先して処理を行うこととした。平成17年度下半期には、これらの廃棄物を減容処理棟の一時保管設備に搬入した。搬入の実績としては、200Lドラム缶が212本、不燃性カートンボックスが200個であった。なお、平成18年2月13日の焼却・溶融設備の蛇腹の火災以降、本設備の運転は停止している。

(2) 廃棄物測定設備

本設備では、200Lドラム缶に収納されたJPDRの解体廃棄物について、前処理設備での分別作業前に、線量当量率及び放射エネルギー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のべ42本、立体像の撮影を行ったドラム缶はのべ41本であった。図3.5.2-11に200Lドラム缶の透過像及び立体像の一例を示す。これらの撮影画像を前処理設備の運転員があらかじめ確認することにより、切断工具の選定や作業方法の検討が可能となり、分別作業の効率化に有効であることが確認できた。

(3) データ管理設備

減容処理棟に搬入した廃棄物に対しては、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、処理履歴の管理を行った。当該期間に稼働した設備は、前処理設備のみであり、分別後の廃棄物を収納するドラム缶には、新たに容器番号を発行し、収納する廃棄物の情報（廃棄物の元容器番号、内容物の種類、重量、線量当量率等）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、今後の圧縮、溶融処理等の際に、各設備に照会される。

（小澤 一茂）

表 3.5.2-1 圧縮試験結果

種類	材質	内容物	切断長 (mm)	試験本数	収納方法	総重量 (kg)	200リットルドラム缶1本 当たりの平均重量(kg)	ドラム缶高さに対する 減容比
雑多金属	SS	・15A-100A配管 ・型鋼、板材 ・金属くず等	—	16	横	2983	186	4.2
配管、型鋼	SS, SUS	・10A-250A配管 ・型鋼	300	34	横	6659	196	3.9
配管、型鋼	SS	・20A-100A配管 ・型鋼	750	12	縦	2443	204	3.6
コンクリート	—	人頭大コンクリート	—	1	—	180	180	2.0

表 3.5.2-2 金属溶融炉の試運転の内容 (2005年10月から2006年3月)

日付	試運転 No.	投入物		成型物 (本)	
		材質	重量 (kg)	受容器	インゴット
2005/10/4	Run-S26	SUS	2450	2	3
		メタルコバルト	50		
2005/10/19	Run-S27	SS	2450	2	3
		メタルコバルト	50		
2005/11/1	Run-S28	SS, SUS	2450	1	4
		メタルコバルト	50		
2005/11/17	Run-S29	炭素鋼	2802	—	5
2005/11/30	Run-S30	SS, SUS	2474	2	3
		メタルコバルト	26		
2005/12/12	Run-S31*	—	—	—	—
2006/2/9	Run-S32	SS	3200	4	3

* : 模擬廃棄物投入中に試運転を中止したため、投入物、成型物共になし。

表 3.5.2-3 焼却炉の試運転の処理量等 (2005 年 10 月から 2007 年 3 月)

処理日	バッチ No.	模擬廃棄物		
		種類	数量 (個又は本) *)	重量 (kg)
2005/10/4	S35	バラ	13	298.4
2005/10/5	S36	バラ	15	237.4
2005/10/6	S37	バラ	12	173.7
2005/10/7	S38	バラ	6	67
2005/11/8	S39	バラ	13	254.7
2005/11/9	S40	カートン	40	179
2005/11/30	S41	カートン	9	40.1
2006/1/6	S42	カートン	12	64.6
2006/1/17	S43	カートン	105	757.4
2006/1/18	S44	カートン	88	607.8

*) バラ投入では 200L ドラム缶の本数とし、カートンボックス投入ではカートンボックスの個数とする。

表 3.5.2-4 溶融炉の試運転の内容 (2005 年 10 月から 2007 年 3 月)

日付	試運転 No.	投入物内訳 (上段 : kg、下段 : 重量%)					溶融スラグ	
		模擬廃棄物重量組成			合計	ドラム缶 (本)	出湯 重量 (kg)	固化 体数 (本)
		コンク リート	鉄 (ドラム 缶を含む)	溶融 助剤				
2005/11/10	G29	984	138	80	1202	6	1060	4
		81.9	11.5	6.7	100			
2005/11/14	G30	960	138	102	1200	6	1175	5
		80	11.5	8.5	100			
2005/12/1	G31	640	92	68	800	4	770	3
		80	11.5	8.5	100			
2006/1/19	G32	640	92	68	800	4	735	3
		80	11.5	8.5	100			
2006/1/20	G33	960	138	102	1200	6	1105	4
		80	11.5	8.5	100			
2006/1/23	G34	640	92	68	800	4	775	3
		80	11.5	8.5	100			
2006/1/24	G35	810	138	252	1200	6	1070	4
		67.5	11.5	21	100			
2006/1/25	G36	763	161	476	1400	7	1305	5
		54.5	11.5	34	100			
2006/1/26	G37	799.2	316.8	84	1200	6	1075	4
		66.6	26.4	7	100			
2006/2/13	G38	673.2	316.8	210	1200	6	-	1
		56.1	26.4	17.5	100			



図 3.5.2 - 1 廃棄物の梱包状態



図 3.5.2 - 2 モルタルが充填されている配管



図 3.5.2 - 3 熱交換器



図 3.5.2 - 4 ドラム缶底部に確認された結露水



図 3.5.2 - 5 白 Kartonボックスを開封した状態



図 3.5.2 - 6 分別チャンバにおける分別作業状況



図 3.5.2 - 7 木枠とメディアの分離



図 3.5.2 - 8 木枠の破碎状況

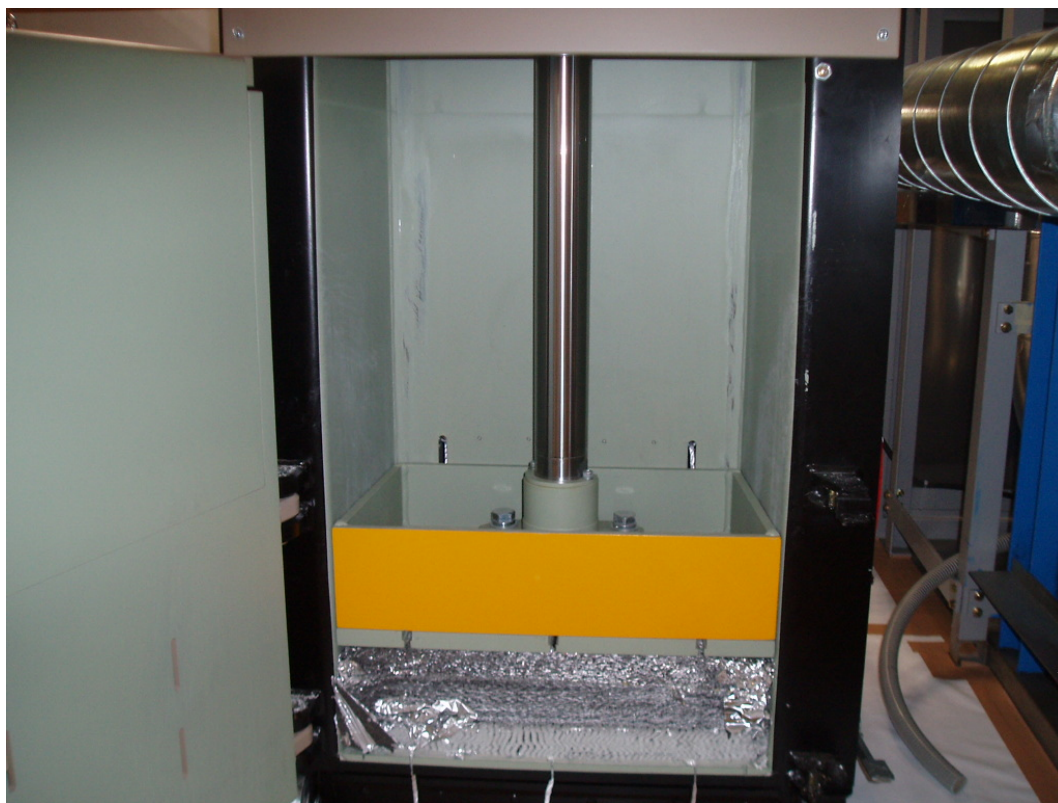


図 3.5.2 - 9 圧縮梱包機によるメディアの圧縮状況

雑多金属圧縮試験写真



パレットを約 150mm に切断し、平均重量約 136kg でドラム缶に収納し、圧縮した結果、高さの減容比が 1/4.9 となった。写真は、ドラム缶に圧縮体を 4 体収納した状態。

横置き金属圧縮試験写真



厚さ 1mm からなる形鋼を約 300mm に切断、横置きで収納し、隙間に約 750mm に切断した型鋼を縦置きで重量 222kg でドラム缶に収納し、圧縮した結果、高さの減容比が 1/3.7 となった。

縦置き金属圧縮試験写真

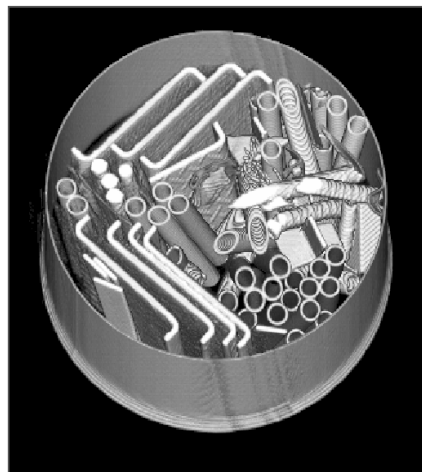
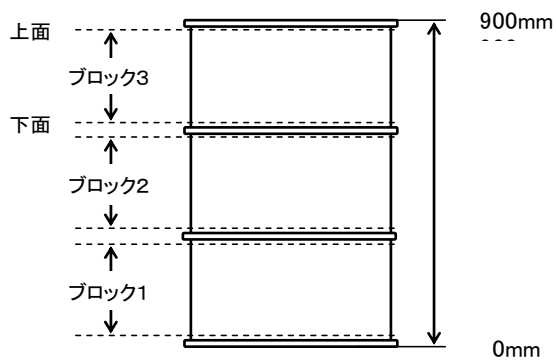


50A-100A 配管を約 750mm に切断し、重量 217kg でドラム缶に縦置きで収納し、圧縮した結果、高さの減容比が 1/3.2 となった。

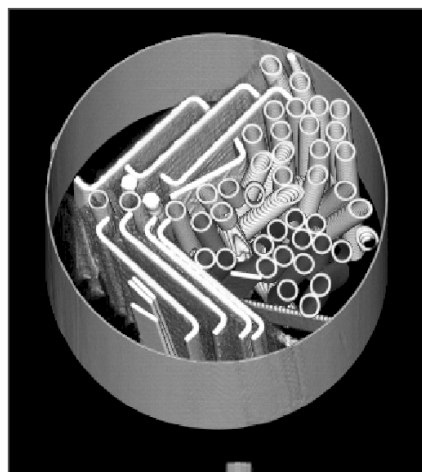
図 3.5.2-10 圧縮試験



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 3.5.2 - 11 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)

3.5.3 焼却・溶融設備火災事故の概要と対策、及び安全強化のための対策

3.5.3.1 概要

2006年2月13日に、焼却・溶融設備溶融炉の溶融物を排出する出湯口下部に設置された蛇腹部から発煙する火災が発生した。火災発生場所と蛇腹の構造を図3.5.3-1に示す。

焼却・溶融設備は、溶融して廃棄物を減容するための設備である。溶融は当該設備に属する溶融炉で行い、炉内の溶融物は溶融炉の出湯口から漏斗を介して溶融炉下部のチャンバ内の受け容器に注がれる。この際、溶融炉内の溶融物の量が多く、かつ、粘性が低い場合には、溶融物の一部が漏斗から飛沫となって跳ね、受け容器周囲に飛散することが想定されている。受け容器の周囲には計装類が配置されているため、それらを溶融飛沫から保護することを第1の目的とし、かつ、管理区域内の汚染の自主的な低減を第2の目的として、チャンバと溶融炉は蛇腹で接続されている。蛇腹は、耐熱性及び気密性を確保できるように5層の布材を重ね合わせて縫い合わせた構造であり、さらに内側に飛沫の付着防止のため、スリーブと呼ばれる布材が取り付けられている。

火災の原因は不適切な保守管理及び不適切な運転管理の2点である。火災が発生した試運転の直前に行ったスリーブの補修の際に、難燃性ではあるが輻射熱を吸収しやすい黒色のシートを補修材料として選択し、かつ、そのシートを広範囲に複数枚装着した不適切な保守管理が直接原因となった。

また、流動性の高い溶融物の試運転における注意事項等に関する検討を事前に行わず、飛沫の飛散量の増加といったこれまでに経験のない変化に対応した出湯停止の操作等の措置を採らなかった等の不適切な運転管理の状態が確認された。これらの背景要因として、巡視点検記録に異状を認めた場合の記載欄がなかったこと、スリーブの損傷及び補修についての情報が課内及び部内で共有されなかったこと、試運転における試験条件に対応した注意事項、確認事項等に着目した要領を定めていなかったこと、高温溶融物の取扱いに関する知識が不足していたこと等が挙げられ、再発防止対策として、運転手引の改訂、高温溶融物の取扱いに関する教育訓練テキストの作成等を進めた。

また、今回の火災をきっかけに、減容処理棟の安全強化を目的とした対策について検討した。検討に当たっては、対象を焼却・溶融設備の蛇腹部に限らず、減容処理棟内の全ての設備とし、これまでの試運転、点検等を通じて得られた情報を活用した。検討の結果、実施することとした安全強化のための対策を以下に述べる。

(門馬 利行)

3.5.3.2 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、チャンバ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チャンバを増設する予定である。このうち架構フロアを一部拡張する工事については、平成18年度末に契約を締結し、平成19年度第1四半期に工事を終了する予定である。

(2) 垂直搬送機の改造等

廃棄物を増設するチャンバまで搬送するためには、地下 2 階フロアから地下 1 階の架構フロアまで廃棄物を昇降できる装置が必要となる。よって既存の垂直搬送機を地下 1 階架構フロアで停止させるために、垂直搬送機制御盤のプログラムを一部変更し、新たに地下 1 階架構フロアに現場操作盤を増設する。また、垂直搬送機から廃棄物の受け渡しを行うためのコンベアを地下 1 階架構フロア上に設置する。本件は、平成 18 年度末に契約を締結し、平成 19 年度第 1 四半期に工事を終了する予定である。

(3) 粗破砕物搬送コンベアの改造

自動分別装置細破砕機での火災・爆発を防止するために、細破砕機に投入される処理不適物を取り除くことを目的に、細破砕機の上流側に設置されている粗破砕物搬送コンベア内部に、廃棄物をせき止め、細破砕機に廃棄物が投入されないような仕切り板を設ける。また、粗破砕物搬送コンベア上部には、せき止められた廃棄物を確認し、取り出すことのできる開口を設ける。

廃棄物を確認し、取り出す際には、汚染拡大防止のためのグリーンハウスを設置する必要があるため、粗破砕物搬送コンベアが設置されている架台を拡張し、グリーンハウスを容易に組み立てられるフレームも併せて設置する。本件は、平成 18 年度末に契約を締結し、平成 19 年度第 1 四半期に工事を終了する予定である。

(石原 圭輔)

3.5.3.3 高圧圧縮設備

(1) 搬出入扉汚染拡大防止対策

本装置における圧縮工程、圧縮体のドラム缶への充填工程等の放射性物質の散逸のおそれのある作業は、二重扉を有するチャンバ内で行われるが、圧縮体を収納したドラム缶に蓋をする作業のみ二重扉の外扉を開けた状態で、作業員が手作業により行う設計である。気流管理は十分行っているが、この作業では、圧縮体に付着した微量の放射性物質がチャンバ外に漏えいする可能性がある。そこで、搬出入扉周囲を取外し可能なパネルハウスで覆うことにより、放射性物質の漏洩を未然に防止する予定である。

(2) 油圧ユニット上部点検架台拡張

油圧ユニット上部は油圧配管が密に敷設されており、油の漏洩の有無を確認するために、運転後に作業員が定期的に点検することになっている。一方、油圧ユニット上部の点検用の架台は非常に狭く、油圧配管の隙間に足を踏み入れての作業となることから、足を踏み外した場合には、点検用の架台と建家躯体との隙間から転落する可能性がある。よって、点検の際に作業員の落下を防止し、点検をより効率的に実施するために、既設の点検架台を拡張し、建家躯体と油圧ユニット上部の隙間をなくす予定である。

(3) 重量測定器ゼロ点調整機能追加

重量測定器は圧縮体の重量測定を行うものであり、その指示値の誤差が装置の誤作動を生じさせる原因となるため、定期的なゼロ点調整が必要となる。一方、ゼロ点調整を行うためには、チャンバ内の重量測定器本体のリセットボタンを操作しなければならない。チャンバ

へ入室する場合には、汚染拡大防止と放射線防護の観点から、入室扉付近にグリーンハウスを設置し、放射線防護衣を着用する必要がある、時間が制約されることから処理作業自体に影響を及ぼすことになる。よって、チャンバへ入室することなく、ゼロ点調整が行えるように、チャンバ外に調整機能を備える予定である。

(4) 搬入コンベア逆転機能追加

搬入コンベアはチャンバの搬入扉から圧縮するドラム缶をチャンバ内に搬入するものであり、搬入方向への回転（チャンバ方向への回転）機能のみを有する。圧縮処理に失敗し、かつ、形状が変形したドラム缶は、新たなドラム缶への収納が不可能となる。これらのドラム缶をチャンバ外へ搬出するためには、作業員がチャンバ内に入り、重量物であるドラム缶を取り出すしか手段が無い。よって、搬入コンベアに搬出方向への回転（チャンバ外への回転）機能を持たせ、搬入扉からチャンバ外へドラム缶を搬出できるようにする予定である。

(5) グローブポート作製

圧縮後、圧縮体上部に高さ方向にバリ（最大 10cm 程度）が発生した場合、装置による圧縮体の把持が不可能となるため、作業員がチャンバ内に入り、バリを除去しなければならない。このバリをチャンバ外から除去するため、チャンバ内部を観察するためのアクリル窓を拡張し、グローブポートを設置する予定である。

(6) インターロック表示機能追加

装置の異常発生の原因を究明する上では、各機器のインターロックの成立条件を迅速に把握する必要がある。よって、主要機器のインターロック成立条件を操作盤のグラフィック画面上に表示し、容易に確認できるように改良する予定である。

(7) 圧縮座一時停止機能追加

縮径圧縮及び垂直圧縮完了後、垂直金型が圧縮体から離れて上昇し、続いて縮径金型が圧縮体から離れ、圧縮体を積載した圧縮座（圧縮体を圧縮位置に送る移動式台座）が、自動で圧縮位置から受入れ位置に戻るようになる。廃棄物の種類やドラム缶の塗装仕様によっては、圧縮体が縮径金型に噛み込み、圧縮座が圧縮体を積載しないまま、圧縮位置から受入れ位置に戻ってしまうことがある。また、噛み込みが外れた場合には、圧縮体が落下し、装置内部の機器が損傷する可能性がある。よって、圧縮後、作業員が圧縮体の縮径金型への噛み込みがないことを確認し、ボタン操作で次工程に進むようプログラムを改造する予定である。

(8) 未処理返却機能追加

本装置では、圧縮するドラム缶について、バーコードを読み取り、内容物情報等を現場の操作端末等に登録することになるが、これらの処理を一旦行った廃棄物については、圧縮処理を実施しないかぎり、データ上は、圧縮装置から搬出できない仕様となっている。一方、形状等が圧縮に適さない廃棄物については、一旦、本装置に受入れたとしても一時保管設備等に返却し、前処理設備において再調整をする必要があることから、これら本処理廃棄物を取り扱えるようソフトウェアを修正する。

(9) ロット番号表示、復旧機能追加

本装置では、減容処理棟内で廃棄物を管理する ID とは別に、本装置内で、廃棄物が現在の処理工程にあるのかを把握するためのロット番号を発行している。このロット番号は、

各処理工程での機器動作に伴い発生し、作業管理 PC とシーケンサは互いにこのロット番号を認識することで、運転を進めることになる。ところが、機器を誤操作した場合、新たなロット番号が発行され、作業管理 PC とシーケンサの間にロット番号の不整合が生じ、運転が継続できなくなる。このロット番号の修正は、製作メーカーの専用端末を介した操作を行わない限り修正ができないため、操作盤のグラフィック画面上から行えるよう改造を行う予定である。

(須藤 智之)

3.5.3.4 金属溶融設備

金属溶融設備では、平成 15 年 6 月 11 日に発生した火災トラブルを踏まえ、金属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、金属溶融金属溢流の発生防止、金属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、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ている。

(1) 固化物に応じたプロセスの合理化（直接造塊）

金属溶融設備では、受容器およびインゴットを铸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、遠心铸造装置、金型処理装置、インゴット铸造装置など、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、直接造塊と呼ぶ）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る。

(a) 改造項目

直接造塊を実施するための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、従来通りの機能をそのまま残した上（注湯機使用モード）、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・ソフトを改造する。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、直接造塊時も有効とする。

(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には、モールド台車を従来のレール（南側レール）から溶融炉直下のレール（中央レール）に載せ替える必要がある。そのため、中央レールの幅をモールド台車の車輪幅に合わせるための改造を実施する。また、モールド台車の載せ替えのための装置を設置するほか、台車へのモールドの搭載ピッチの変更、モールドのセンター位置の変更のために台車を改造する。

(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

張する。

(iv) 熔融金属飛散抑制カバー（スプラッシュカバー）の設置

直接造塊時の熔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、モールド上端面のカバー、注湯機ケーブルベアのカバーなどを設置する。

(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するため、既設の冷風ダクトの取り回しを変更する。

(vi) インゴット搬送台車の製作

固化後のインゴットを、インゴット処理チャンバに搬送するための台車を製作する。

(vii) インゴット移載装置の設置

インゴットを、モールド台車から搬送台車に移載するためのクレーンを設置する。

(viii) スライドバルブ着脱台車の小型化

現状のスライドバルブ着脱台車は大型であるため、モールド台車が中央レールを走行すると干渉する。このため、スペースに見合った小型の台車に改造する。

(b) 直接造塊により期待される効果

(i) 安全性向上

熔融炉の直下に常時モールド台車が待機するので、熔融炉から直接湯漏れが生じた場合も熔融金属を受けることができる。また、注湯機に比べ、動作が単純になり、油圧、冷却水などを使用しないことから、故障リスクが低くなり、信頼性が向上する。

(ii) 省力化

熔融完了後、数分で作業が終了し、1 バッチあたり約 2 時間の短縮が予想される。この短縮により、交代休憩が不要になることから、必要人員の削減も期待できる。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・補修作業も不要になる。更に、熔融金属保持時間がおおよそ 1/2 から 1/3 程度まで短縮することから、炉内のスラグ付着や湯はね付着が減少すると予想され、付着除去作業の軽減が期待される。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。これらの保守・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、習熟に要する訓練期間の短縮も期待できる。

(iii) 二次廃棄物削減

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、熔融金属保持時間がおおよそ 1/2 から 1/3 程度まで短縮するため、熔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、熔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

熔融完了後、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、熔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。

(高橋 賢次)

(2) 運転作業性向上のための開口部取扱性の向上

溶融チャンバ内に大型資材等を搬入するためのチャンバ天井ハッチは、上階床ハッチとともにクレーンで吊り上げ、手動で開閉する構造となっている。そのため、ハッチ開閉作業時には作業員が開口部に近寄る必要があり、高所作業となるため転落等の危険が伴う。この対策として、チャンバ天井ハッチを遠隔にて開閉可能な構造とし、作業員が近寄る必要をなくすとともに、開口部周辺には縄張り用のポールを設置して開口中の転落防止措置をとり安全面の強化を図る。

(横田 顕)

(3) 運転作業性向上のための作業スペースの拡充

金属溶融設備では、溶融運転の時に炉蓋上で溶融金属の監視、溶融温度の测温、サンプル採取など様々な作業を行う。その為、現在の炉蓋上のエリアでは作業スペースの確保が困難であった。このエリアの北側には空きスペースがあり、既存のデッキを拡張する事により炉蓋上のエリアを拡張する。

(染谷 計多)

3.5.3.5 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、これまでの試運転を通じて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 3.5.3-2 及び図 3.5.3-3 に示す。

(石川 譲二)

(2) ロードセルリセット対応

試運転において、プラズマ溶融炉の出湯台車上の重量を監視するロードセルの重量計測値が、意図せずリセットされる事象が見られた。溶融物が出湯停止は、運転員が目視により行うが、このロードセルからの重量計測値は、運転員が出湯を停止する際の補助情報になっているため、意図しない動作は好ましくない。このことから、ロードセルのリセット動作の発生原因を特定し、その改善案を検討した。

プラズマ溶融炉出湯時の機器の動作は次のような手順となる。①出湯台車が溶融炉出湯口の真下にあたる出湯位置にあり、その上に鋳型が搬入される。②出湯を行う。③出湯台車が搬出位置へ移動する。④鋳型が搬出される。⑤出湯台車が出湯位置へ移動する。

ロードセルは、出湯台車上の鋳型を含む重量を測定しており、①の鋳型搬入によって光電センサが遮られることで、その時の重量を風袋重量として記憶し、この風袋重量を差し引くことで出湯中のスラグ重量を算出している。今回の意図しないロードセルのリセット動作は、出湯中の溶融物からの光を光電センサが感知することで、鋳型が搬出され（光電センサ経路

が開通)、再度搬入された(光電センサ経路が遮断)という状態が模擬的に発生し、その時点の重量が風袋重量と引かれることで、数字上のリセットがかかってしまうことが原因であると推定された。この現象を改善する方法として、風袋重量を決定する条件に、出湯の開始と完了を追加する方向で検討を行った。

(大杉 武史)

(3) 遮熱ゲートリミットスイッチ調整

試運転において、熔融炉の廃棄物投入口の遮熱ゲートが閉まっているにも関わらず、閉信号が発信しないことがあった。調査の結果、ゲート下部に熔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、熔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リミットスイッチへの変更等について検討を行った。

(石川 譲二)

(4) 耐火物損傷影響調査のための準備

プラズマ熔融炉の耐火物は、熔融炉内で熔融物を直接保持するものであり、保安上重要な予防保全対象の交換部品である。このため、使用している耐火物の損耗の速度やその特性を調査し、耐火物の交換基準を明確にすることは重要である。耐火物損耗の機構やその速度をより明確に把握するために、設備に使用されているレンガと実際のスラグのサンプルを使用した試験を行うための電気炉を整備した。

(中塩 信行)

(5) プラズマトーチゲート閉操作の自動化

熔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熔融炉内に漏えいする可能性がある。冷却水の漏え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するが、現状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によっている。熔融炉内への水の漏え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、当該蓋の閉操作を自動化することとした。

(6) 廃棄物投入用プッシャーの能力向上

試運転において、熔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熔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熔融固化物が付着しても廃棄物を確実に熔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することとした。

(石川 譲二)

(7) 通信不能エリア対策

焼却熔融設備の運転は、制御室から設備全体の監視を行う以外に、個別の機器の作動、その作動状態の確認を行うために、作業員を減容処理棟地下2階の熔融炉付近から減容処理棟2階のメインフロア付近までの広範囲に配置する。各機器の付近に配置された作業員同士、

作業員と制御室との連絡は、無線機を用いて行っているが、これまでの試運転の結果、メインフロア付近の電波状態が悪く、通信が難しいという問題点が抽出された。これを改善する簡易な方法として、無線機の電波を送受信している部分を電波状態の良いところに設置し、マイクとスピーカ部分を当該付近に設置する方法を検討している。

(大杉 武史)

3.5.3.6 電気機械設備

(1) ページング機能の改善

減容処理棟に設置されている自動交換式ページング装置は、個別呼び出し、グループ呼び出し、一斉呼び出し及び指令放送の機能を有し減容処理棟内の通信連絡網を形成している。一方、一斉呼び出し時の受信時には特定のボタン「#」を押す、指令放送時の受信時は6秒後に通話可能など、操作が、一般（部内）のページングと比べ複雑である為、緊急時の情報伝達の即応に欠けるという問題があった。これらの問題の対策として、下記の機能改善を行った。

- ①減容処理棟の非常時において現場に設置される指揮所と現場との双方から直ちに通話が可能となる非常モード機能を追加し、送話器から即座に通話が可能となるようにした。
- ②一斉呼び出し通話において応答通話するには「#」ボタンを押下し通話可能となる方式であったが、この方式を解除し、受話器を持ち上げると同時に通話が可能となるようにした。

(矢野 政昭)

(2) 副警報盤に工務警報を追加

今後の減容処理棟の運転を踏まえた安全強化対策の一環として、副警報盤に換気・空調設備異常警報（一括）を追加した。これは減容処理後の換気・空調設備の連続した運転時に備えて換気・空調に関連する給気排気ファン、棟内負圧及び空気圧縮機等の異常を一括警報（51点）として出力するものである。このため換気空調制御盤内にシーケンサユニット（2台）を増設するとともに1部シーケンスの変更と副警報盤まで新たに配線を行いその後、模擬信号入力副警報盤に一括警報が出力されるのを確認した。今後は、中央警備室に異常を伝送して異常時の対応に備える計画である。

(牧野 正博)

3.5.3.7 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。本設備の稼動状態は、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い。このため、制御室に非常停止ができる操作ボタンを設置することとした。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る。

(2) データ管理設備

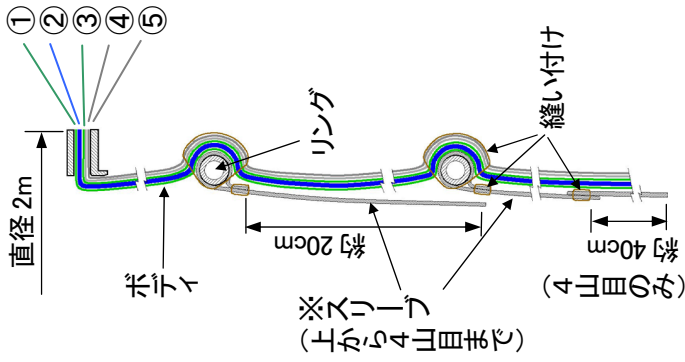
本設備が停止した場合には、本設備が復旧するまで、各処理設備で取得された運転データ等が送受信できない可能性がある。現状の本設備のホストコンピュータは、ハードディスクのみがバックアップとして複数化されており、ハードディスク以外の構成機器が故障した場合は、データ管理設備が停止することになる。このため、ハードディスクばかりではなく、ホストコンピュータ自体を複数化し、コンピュータのあらゆる故障に対してもバックアップできるシステムに改造することとした。また、ネットワークサーバについても、故障した場合には、データ管理設備が停止する可能性があるにもかかわらず、バックアップ機能を有していないことから、ホストコンピュータと同様に、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することとした。

前処理設備の履歴管理は、作業の煩雑化を避けるために、前処理室に搬入された廃棄物に対しては、分別後の廃棄物にすべての履歴が結びつけられるようになっている。具体的に言えば、ドラム缶 A を分別して、ドラム缶 B にのみ収納しても、他の廃棄物を収納したドラム缶 C にもドラム缶 A の履歴が関連づけられる。この機能は、前処理設備内の特定のチャンバで、発生場所の法令区分が同じ廃棄物を大量に処理する場合には、効率的ではあるものの、複数のチャンバで、異なる発生場所の法令区分の廃棄物を同時に処理するときは効率的でなくなる。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、それぞれ独立して分別作業が行えるようシステムを改造し、チャンバごとに履歴管理が行えるようにすることとした。

(小澤 一茂)

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 (図 3.5.3-2)	<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 (図 3.5.3-3)	<ul style="list-style-type: none"> 溶融中及び出湯中の溶融物からの放射が遮られる面積が大きくなり、蛇腹部への放射熱の影響が低減される。 出湯中に飛散する溶融物を遮る面積が大きくなり、蛇腹部への溶融物の付着が低減される。
③ 蛇腹の拡張 (図 3.5.3-3)	<ul style="list-style-type: none"> 蛇腹の拡張により、溶融中の溶融物からの放射が蛇腹に直接あたらなくなる。 出湯中の溶融物と蛇腹との距離が離れ、蛇腹部への放射熱の影響が低減される。 出湯中の溶融物と蛇腹との距離が離れ、蛇腹部への溶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見え、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。 運転中の溶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。



構成材料	厚さ (mm)
※ 耐熱コートガラス布	1.5
① アルミ+ガラス布	1
② セラミック布	2
③ アルミ+ガラス布	1
④ シリコンゴムコートテトロン布	0.7
⑤ シリコンゴムコートテトロン布	0.7

蛇腹の構造

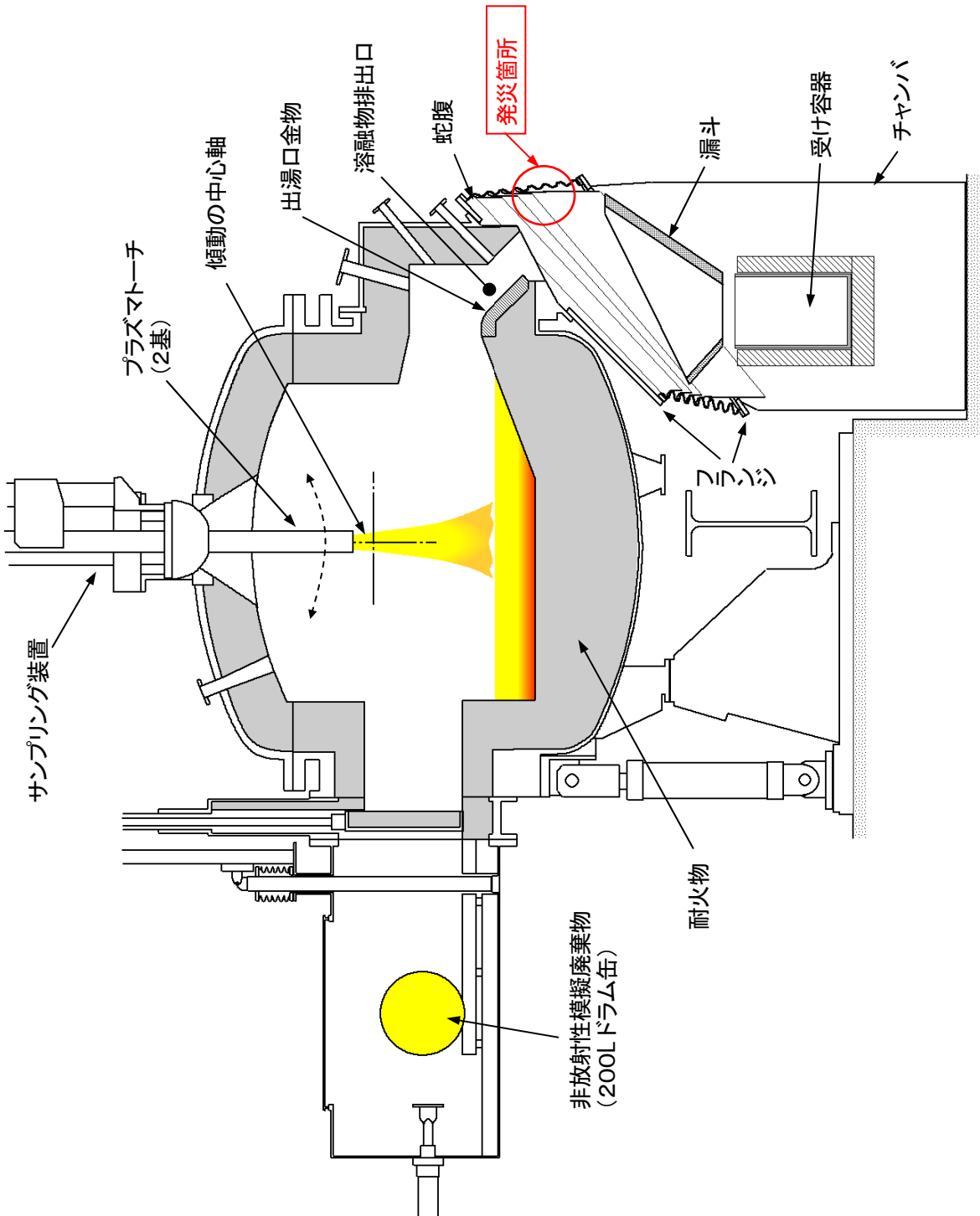


図 3.5.3-1 火災発生場所と蛇腹の構造

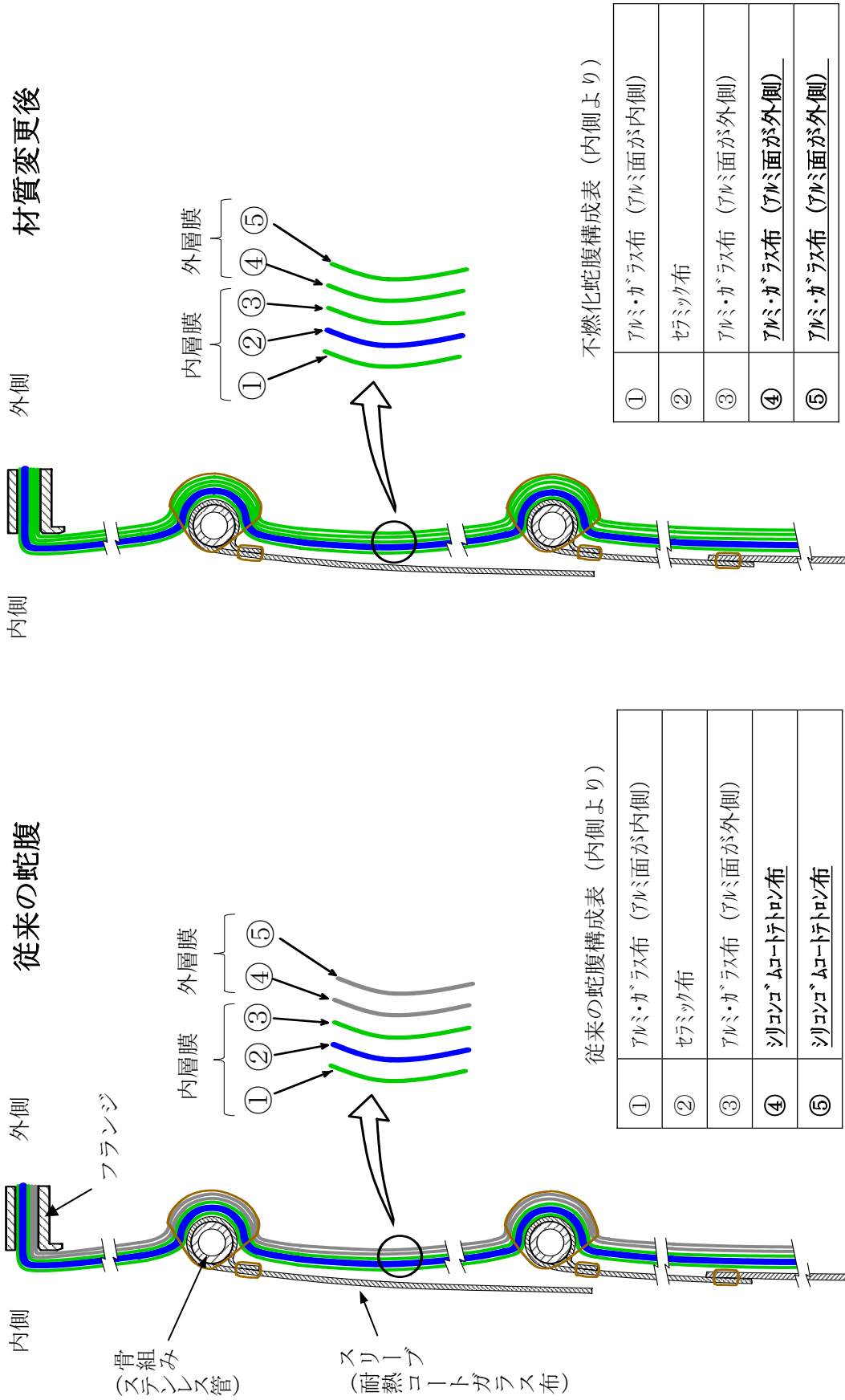


図 3.5.3-2 蛇腹の材質変更

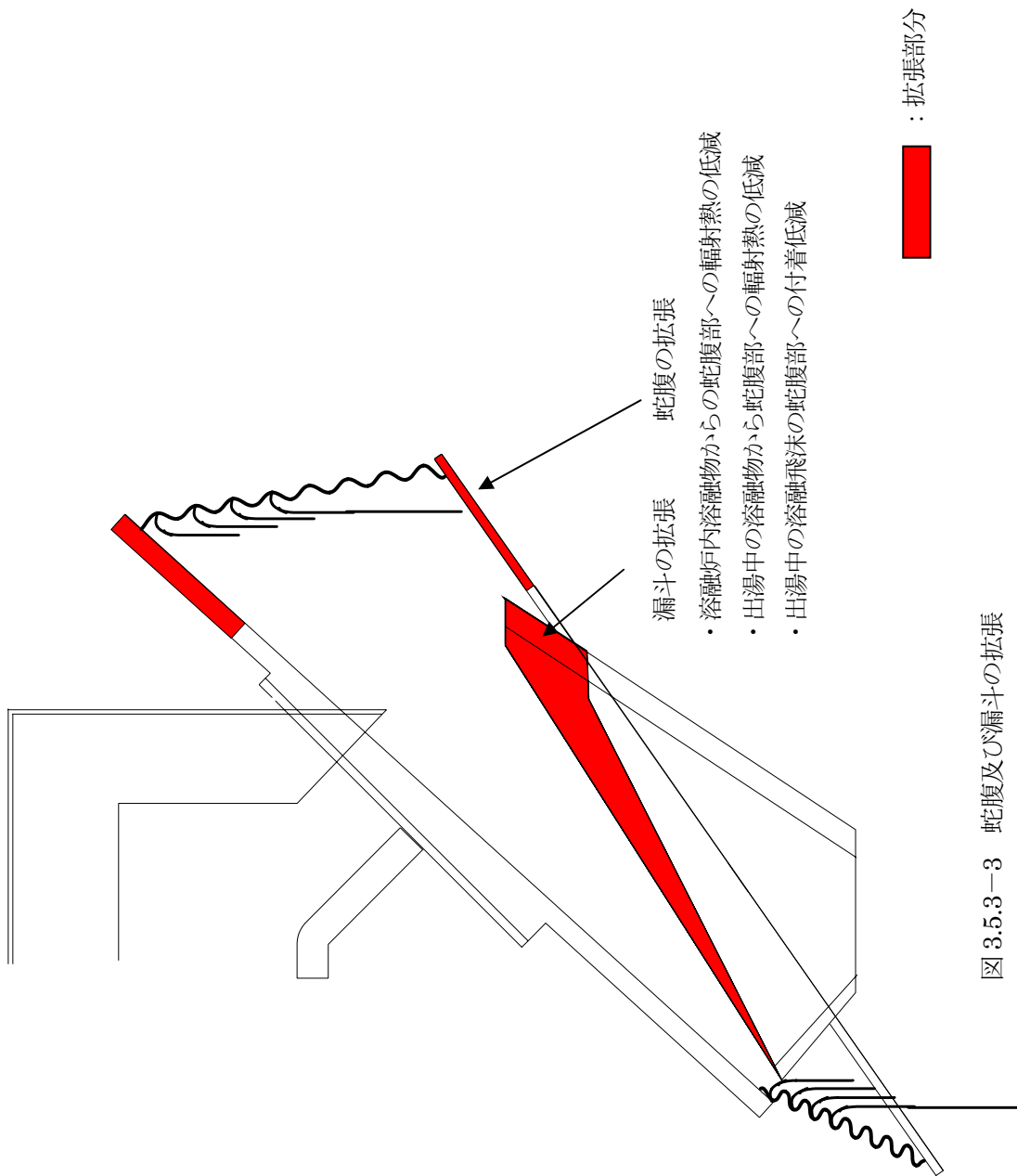


図 3.5.3-3 蛇腹及び漏斗の拡張

3.6 保管廃棄施設

3.6.1 概要

保管廃棄施設は、設置場所によって第1保管廃棄施設及び第2保管廃棄施設に大別される。各保管廃棄施設の位置を図3.1.1-1に、保管能力を表3.6.1-1に示す。

なお、廃棄物保管体は、200Lドラム缶の他、50L、100L、300L等のドラム缶及び角型の鋼製容器、円筒形のコンクリート容器並びに特殊容器等多種にわたり、このような廃棄物保管体の形状の違いによって保管できる数量が異なるため、目安として廃棄物保管棟・I、廃棄物保管棟・II及び解体分別保管棟については200Lドラム缶のみを収納した場合の本数を保管能力として、その他の施設については既に保管している廃棄物保管体の容積を200Lドラム缶の本数に換算し保管能力として、それぞれ示している。また、特定廃棄物の保管廃棄施設（インパイルループ用及び照射試料用）については、特定廃棄物専用の施設であり200Lドラム缶等の廃棄物保管体を保管しないため表3.6.1-1では除いている。

表 3.6.1-1 保管廃棄施設の概要

保管廃棄施設の名称		供用開始	保管能力 (本/200Lドラム缶相当)
第1保管廃棄施設	保管廃棄施設・I	保管廃棄施設 L	昭和40年
	保管廃棄施設・II	保管廃棄施設 M-1	昭和37年
		保管廃棄施設 M-2	昭和37年
第2保管廃棄施設	保管廃棄施設・NL		昭和61年
	廃棄物保管棟・I		昭和55年
	廃棄物保管棟・II		平成2年
第1保管廃棄施設	解体分別保管棟・保管室		平成10年

保管廃棄施設からの直接線量及びスカイシャイン線量については、原子力科学研究所内の他の原子炉施設からの線量も含め、人の居住の可能性のある敷地境界外において、年間50 μ Gy以下となるように設計し、管理している。

各保管廃棄施設の構造等を以下に示す。

(1) 第1保管廃棄施設

(a) 保管廃棄施設・I

本施設には、保管廃棄施設・Lを設置し、柵等で外部と区画する。保管廃棄施設・Lは、固体廃棄物A-1を保管廃棄するものであり、鉄筋コンクリート製の地下ピット53基で構成されている。

(b) 保管廃棄施設・II

本施設には、保管廃棄施設・M-1、保管廃棄施設・M-2及び特定廃棄物の保管廃棄施設を設置し、柵等で外部と区画している。

(i) 保管廃棄施設・M-1

本施設は、固体廃棄物A-1及び固体廃棄物A-2を保管廃棄するものであり、鉄筋コンクリート製の地下ピット39基で構成されている。

(ii) 保管廃棄施設・M-2

本施設は、固体廃棄物B-1及び固体廃棄物B-2を保管廃棄するもので、18基で構成されている。

本施設は、鉄筋コンクリート製の地下ピットにヒューム管を垂直方向に埋め込み、この管内を垂直廃棄孔とし、廃棄物収納後、上部にコンクリート製の遮へい蓋を施せる構造となっている。

(iii) 特定廃棄物の保管廃棄施設

本施設は、照射されたインパイルループ、照射試料等を保管廃棄するものであり、インパイルループ等を保管廃棄する施設の構造は、鉄筋コンクリート製遮へい体にヒューム管を水平方向に埋め込み、この管内を水平廃棄孔とし、廃棄物収納後、遮へい用のプラグを備えるものとする。

照射試料等を保管廃棄する施設は3基で構成し、構造は、鉄筋コンクリート製地下遮へい体にヒューム管又は金属管を埋め込み、この管内を垂直廃棄孔とし、廃棄物収納後、上部にコンクリート製の遮へい蓋を施せるものとする。

(c) 解体分別保管棟

本施設は、地下1階、地上3階建ての本棟と地上3階（一部2階）の付属棟からなる施設である。本棟のうち、地下1階、地上1階及び地上2階は保管室であり、原子炉施設等で容器に詰められた廃棄物、又は放射性廃棄物処理場において減容処理し、容器に詰められた廃棄物を、それぞれ保管廃棄する。また、本棟の地上3階部分は、雑固体廃棄物のうち大型の廃棄物を解体するための解体室であり、付属棟はホット機械室、コールド機械室、汚染検査室等で構成される。

(2) 第2保管廃棄施設

本施設には、廃棄物保管棟・I及び廃棄物保管棟・II、保管廃棄施設・NLを設置し、柵等で外部と区画する。

(a) 廃棄物保管棟・I

本施設は、鉄筋コンクリート造り、地下1階地上3階建てで固体廃棄物A-1及び固体廃棄

物 A-2 並びに表面における線量当量の低い固体廃棄物 B-1 を保管廃棄する。

(b) 廃棄物保管棟・II

本施設は、地下 1 階、地上 3 階の鉄筋コンクリート造で、固体廃棄物 A-1 及び固体廃棄物 A-2 並びに表面における線量当量の低い固体廃棄物 B-1 を保管廃棄する。この施設には、重量コンテナ詰の廃棄物を収納するエリアを地下 1 階に設けている。

(c) 保管廃棄施設・NL

本施設は、鉄筋コンクリート造地下ピットで固体廃棄物 A-1 を保管廃棄するものである。ピット内部には、廃棄物を性状、形状及び放射能レベル別に区分して保管廃棄できるよう区画を設けている。

また、ピットの上部には廃棄物の放射能レベルに応じてコンクリート製遮へい蓋をのせる構造となっている。浸水防止対策については、雨水に対しては防水用鋼製蓋により、地下水に対しては、躯体の防水加工により行う。また、結露による水分についてはピット底部に集水枡を設けている。

3.6.2 廃棄物の保管廃棄

平成 18 年度末における累積保管量は 134,466 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、平成 18 年度末における保管体余裕量(200 L ドラム缶換算で 4,884 本)は非常に逼迫した状態にある。

各施設の保管廃棄状況等を以下に記す。

3.6.2.1 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

(a) 平成 18 年 4 月から開始予定の「L 型ピットの保管体の調査、仕分け作業」の準備の一環として、L-23 に保管廃棄している HEPA フィルタ及び異形容容器等の取出しを実施した。これにより L-23 を空にし、保管体仕分け作業の再収納場所を確保した。

(b) 平成 18 年 4 月以降、L 型ピット保管体仕分け作業を行い、「炉規法廃棄物」「RI 法廃棄物」及び「混在廃棄物」に仕分けし、別のピットへ再収納した。平成 18 年 4 月から 7 月中旬にかけては、L-3 の 300L ドラム缶約 500 本を仕分けし、L-23 へ再収納した。平成 18 年 9 月以降は L-6、L-52 及び L-10 の仕分けを行い、L-3、L-6 及び L-52 へ再収納し、平成 19 年 4 月現在、作業は継続中である。

(2) 解体・分別チームによる既存保管廃棄物の取出し及び解体処理

平成 18 年度に、L-9、L-12 から約 21m³の廃棄物の取出しが行われて解体処理された。

(3) 前処理チームによる解体室での HEPA フィルタ等の処理作業

(a) この処理作業の準備の一環として、L-50A の上部空間に養生を施してフィルタの保管場所とした。

(b) 平成 18 年 11 月からこの L-50A を用いた「フィルタの保管廃棄及び取出し作業」を繰り返し行い、各施設で貯まる傾向にあったフィルタの引取りを開始した。

(4) 鋼製上蓋の塗替工事

L-16 から 18 及び L-24 から 28 の鋼製上蓋 16 枚の塗替え工事が平成 18 年 10 月 19 日から平成 19 年 1 月 19 日にかけて行われた。

3.6.2.2 保管廃棄施設・II

(1) 解体・分別チームによる M-1 ピットの保管体の点検作業

平成 18 年度に、M4 及び M5 ピットの点検作業が行われ、ピット内の整理とともに約 35m³ の廃棄物の取出しが行われて解体処理された。

3.6.2.3 解体分別保管棟保管室

(1) 保管廃棄作業

平成 17 年度後期及び 18 年度に発生した直接保管体及び処理済保管体のほとんどは、解体分別保管棟・保管室に保管廃棄した。平成 18 年度末の保管廃棄余裕量は 200L ドラム換算で約 2,000 本である。

3.6.2.4 廃棄物保管棟・I

(1) オーバーパック作業

(a) 保管体を取り出して、外観検査を行い、保管体表面の腐食等が著しいものについては、300L のステンレス製ドラム缶へ収納するオーバーパック作業を行った。

(b) 2F-7 においては約 700 本中 70 本を、2F-3 においては約 700 本中 70 本を、2F-2 においては約 480 本中 3 本を、2F-5 においては約 760 本中 1 本をオーバーパックした。

(2) 屋上屋根補修作業

平成 19 年 1 月から 3 月にかけて、施設営繕課による屋根の補修が行われた。

(3) エレベーターの作動油交換

平成 19 年 2 月、施設営繕課によるエレベーターの作動油交換が行われた。

(4) 火報設備の更新

火報設備の機能劣化による誤作動が頻発したことに伴い、平成 19 年 3 月、施設営繕課による更新工事が行われた。

3.6.2.5 廃棄物保管棟・II

(1) 前処理チームによる作業

(a) 継続作業として平成 17 年度後期以降も前処理チームによる保管体の取出し、そして解体室での前処理が行われた

(b) 平成 18 年 6 月には、前処理チームによる保管体のシャッフリングが行われた。

(2) 200L ドラム缶の膨れ

(a) 平成 18 年 9 月 13 日の保管体の点検の際、200LSUS ドラム缶上蓋が膨らんでいることを確認した。(最上段の保管体 18 本)

(b) このドラム缶は、平成 4 年初期に JPDR から引き取ったセルローズ系のろ過助剤であり、

約 160 本が地階に保管廃棄されている。

- (c) 平成 18 年 10 月 17 日、廃棄物の調査のため保管体を 1 本取出して、解体分別保管棟へ運び入れた。その後の調査、分析の結果、ろ過助剤は土嚢袋に入っていて水分を多く含んでいること、ガス成分はメタンガスであり、核種は ^{60}Co 及び ^{137}Cs であることが判明した。

3.6.2.6 保管廃棄施設・NL

(1) JRR-3 コンクリートのクリアランス

平成 18 年 5 月 16 日を皮切りにして、No.1 から 7、9 及び 20 から試料採取が行われた。

3.6.3 検査

(1) 施設定期検査

- (a) 平成 18 年度の施設定期検査から、保管廃棄施設のしゃへい性能検査が加えられた。
- (b) 平成 18 年度定期検査を受検し合格した。

(2) 施設定期自主検査

平成 18 年度、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

3.7.1 概要

バックエンド技術開発建家は、1995年度末に解体が終了した動力試験炉（JPDR）の残存施設の一部で、地下1階、地上3階の本体建家、排風機室及び本体建家と排風機室とを連絡する地下コンクリートトンネルから成っており、放射線障害防止法の適用を受ける放射性同位元素使用施設である。

この施設では、JPDRの解体撤去プロジェクトと並行して、金属を溶かす際にRIを添加してその挙動を観測する金属溶融試験、解体で発生する放射性廃棄物を除染する効果的な方法を探るためのいろいろな試験等を行った。また、JPDRの解体が完了した後は、雑多な種類の固体廃棄物をいろいろな条件の下で溶融し、製作した溶融固化体の強度、化学的な性質、溶かし込んだRIの分布状態等を観測する試験や、将来の大型商用発電炉の廃止措置にも適用できるいろいろな除染技術（たとえば、流動研磨除染技術、レーザー・プラズマ除染技術、熱衝撃除染技術等）の開発に関する試験を行ってきた。また、所内で発生した低レベル放射性廃棄物の容積をできる限り減らすための溶融処理技術（高温に加熱して廃棄物を溶かす）に関する基礎試験を行ってきた。

現在は、RI・研究所廃棄物を処分するときに必要な廃棄体中の放射能濃度確認を行うための方法の確立を目的に、廃棄物試料に含まれる放射性核種濃度の簡易・迅速な分析測定法の開発試験を行っている。施設に設置されている主要な設備等は以下のとおりである。

(1) 電源設備

電源設備として、特高受電所から高圧 6.6kV で受電し、変圧器で三相 200V及び単相 200/100V（3線式）に降圧してバックエンド技術開発建家、事務建家及び倉庫建家等に配電する設備を備えている。三相 200V系統は主にモータ等の動力源として、単相 200/100V（3線式）系統は主に照明等の電源として利用されている。

(2) 給排気設備

建家に空気を供給する給気系統と建家の空気を排出する排気系統から成る。ともに予備機を有し、1台が故障しても残りの1台が常に運転可能な状態に保たれている。

また、排気系統にはプレフィルタ1段及び高性能フィルタ（HEPAフィルタ）1段からなるフィルタチャンバが設けられ、万一建家内で放射能漏れが生じて、フィルタチャンバ内で捕集し、放射能が排気筒から外部に漏洩しないような仕組みになっている。

(3) 排水設備

容量が 2m³と 6m³の異なる2基の廃液処理タンク、2台の廃液移送ポンプ、排水管、弁、流し（6箇所：放管測定室、調製室1、調製室3、調製室4、放射能測定室2、汚染検査室）、制御回路、警報装置等から構成され、管理区域内で発生する液体廃棄物を処理する設備である。液体廃棄物としては、分析・測定に供した液体試料、試料調製等に使用した器具の洗浄水、汚染検査室の手洗い水・シャワー等がある。これらの液体廃棄物は、廃液処理タンク内に集められ一定量に達すると、廃液移送ポンプにて循環・攪拌した後、サンプルを採取し、廃液中の放射能濃度およびpH値を測定する。もし、pH値が既定範囲を超えていた場合は、酸及びアルカリを加え中性（pH6から8）になるように調整する。放射能濃度測定の結果により、基準を超えていない場合は、廃液とともに廃液量の10倍以上の水で希釈し、第3排

水溝を通して事業所外に放出する。基準を超えている場合は、放射性廃棄物管理第 1 課に引取りを依頼し、廃液運搬車により廃棄物処理場に配置されている液体廃棄物処理施設に送り処理する。

(4) 消火設備

屋外に消火栓ポンプ小屋と消火水槽が設置されており、消火栓ポンプ小屋内制御盤と技術開発建家内にある消火栓（地階、送風機室、調製室 3、クレーン室）でポンプを運転することができる。消火ポンプを運転することによって、放水が可能となる。

(5) 警報設備

排水設備と消火設備に異常が発生したとき、異常箇所を速やかに現場監視盤及び副警報盤に発報させることにより監視している。日中は現場監視となり、夜間は正門監視となる。

(6) 出入管理設備

管理区域入口に立入表示灯及び出入管理装置を設け、管理区域内への立入者の人員把握を行っている。

(7) 蒸気設備

事務建家 2 階・3 階は空調機の蒸気スプレー式加湿器用系統、1 階居室は蒸気コンベクタ（スチームヒータ）、倉庫建家工作室はスチームファン、技術開発建家はプレートフィン蒸気コイルと真空ポンプ系統を設け蒸気暖房用設備として使用している。

(8) 試験設備

放射性廃棄物（固体、液体等）の物理的な性質、化学的な性質、放射能などを迅速、的確に確認、測定する技術を開発するための各種試験用設備（フード 14 台、スクラバ 3 台、高温電気炉 2 台、マイクロ波分解装置 1 台、比重計 1 台）、元素分析及び質量分析装置（ICP-MS、ICP-AES、原子吸光分析装置）、表面分析装置（SEM-EDX、ESCA）、放射線測定装置（HP-Ge、Ge-LEPS、Si-LEPS、LOAX、LSC、LBC、 α 線スペクトロメータ、 β 線スペクトロメータ）等が設置されている。

3.7.2 施設の保守点検

受電設備、指令通信装置、計装設備の点検整備作業、排気系 HEPA フィルタ等、施設の保安管理に必要な設備・機器の維持管理のための保守点検・整備及び建家・構築物、受電設備、配電設備、負荷設備、給排気設備、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並びに機能維持のための軽易な整備を行うとともに、バックエンド技術開発建家 1 階放射能測定室の排気管設置工事、暖房設備の真空ポンプ補修工事、管理区域入口のエアコンの更新工事及び倉庫建家のエアコンの補修工事等を行い、施設の安全確保に努めた。また、施設の維持管理及びその他の関連業務を円滑に遂行するため、防護器材等の管理業務を行った。さらに、建家周辺の除草及び整備作業を行い、環境整備に努めた。

3.7.3 検査

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 72 条の使用施設の

巡視及び点検を1回/月毎に、72条2項の管理区域の巡視点検を1回/3か月毎に行うとともに、74条の使用施設等の定期自主点検を2回/年（1回/半年毎）の頻度で行い、当該設備・機器に異常がないことを確認した。また、防火管理規則第27条1項の防火対象物の自主検査を1回/週毎に、第28条1項の消防用設備の自主検査を1回/月毎に行い災害時による人的物的被害を軽減できるようにした。さらに、安全衛生管理規則第82条1項の部長による巡視を4回/年（1回/3か月毎）及び安全衛生管理規則第82条2項の課長による巡視を1回/月の頻度で行うとともに、産業医及び衛生管理者による職場巡視を1回/年行い施設の安全、衛生を確保した。

3.7.4 許認可

放射性同位元素等による放射線障害の防止に関する法律第10条に基づき使用施設等の変更許可申請を2005年8月29日付けで行い、同年9月14日付けで文科省から許可された。また、変更許可申請に伴う施設検査の申請を2006年6月22日付けで行い、同年6月26日に受検し、同年6月28日付けで施設検査合格証が発行された。また、核燃料物質の使用の許可申請については、2006年12月14日に部内の品証委員会を開催し承認を得た後、同年12月21日に所内の使用施設等安全審査委員会を開催し承認を得るとともに、文科省とのヒアリングを年度末までに4回行い許可申請の見通しを得た。

（斎藤 恵一郎）

3.8 廃棄物埋設施設

3.8.1 概要

旧日本原子力研究所東海研究所では、1986年から動力試験炉（JPDR）の解体実地試験を実施し、1995年度で終了している。このJPDR解体に伴って発生した放射性廃棄物のうち、放射能レベルの極めて低いコンクリート等廃棄物を用いて、簡易な方法による浅地中処分の安全性を実証するために廃棄物埋設実地試験を実施した。このため、原子炉等規制法第51条の2に規定する廃棄物埋設事業の許可を取得している。

埋設施設は、素掘りの埋設用トレンチ（約45m×約16m×深さ約3.5m）に非固型化コンクリート等廃棄物を定置し、その上に厚さ約2.5mの覆土を施した構造である。覆土上面には、最終的に植生（芝）を施した。

3.8.2 廃棄物埋設に係る保守点検等

2006年の埋設施設に係る保守点検等については、既に保全段階管理期間中であることから、以下のように行っている。なお、以下とは別に、フェンスに経年劣化がみられているため一部補修を行なった。

- ・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

3.8.3 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。2006年度の結果としては、保安規定違反となるような事項その他の指摘事項はなかった。

また、保安規定に基づき、廃棄物埋設施設の巡視及び点検（品質保証計画においては、「個別業務の検査及び試験」という。）を毎週1回以上行なっている。2006年度の結果としては、一部のフェンスに経年劣化がみられた。

3.8.4 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が1995年6月に得られているが、これについては、2006年に、変更許可申請等を行っていない。

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きた。2006年3月には、組織変更等に伴う変更認可申請を行い、2006年4月に認可を受けている。

(仲田 久和)

4 放射性廃棄物の処理及び報告検査

4.1 廃棄物の搬入

固体廃棄物は、研究開発活動や施設の廃止措置などで発生した放射性廃棄物を廃棄物処理施設及び保管廃棄施設に搬入した。平成 17 年度に搬入した原科研各施設及び所外各機関の廃棄物量は、599.728m³であった。また、平成 18 年度に搬入した原科研各施設及び所外各機関の廃棄物量は、645.872 m³であった。

廃棄物発生施設には、保管廃棄施設の保管余裕量が逼迫しているため、廃棄物発生量の抑制を依頼している。平成 16 年から搬入を停止していた各建家から発生する使用済みのフィルタについては、各建家内で保管しきれない状況が起きたことおよび処理設備で処理を行える体制が整ったため、平成 17 年度下期から搬入を再開した。

液体廃棄物は、第 3 廃棄物処理棟および排水貯留ポンドに搬入した。平成 17 年度に搬入した原科研各施設及び所外各機関の廃棄物量は、663.238 m³であった。また、平成 18 年度に搬入した原科研各施設及び所外各機関の廃棄物量は、421.967 m³であった。

固体廃棄物および液体廃棄物の搬入量について、平成 17 年度所内廃棄物の搬入量詳細を表 4.1-1、所外廃棄物の搬入量詳細を表 4.1-2 に示す。また平成 18 年度所内廃棄物の搬入量の詳細を表 4.1-3、所外廃棄物の搬入量詳細を表 4.1-4 に示す。

表 4.1-1 平成 17 年度 所内廃棄物の搬入量(東海地区)

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				
	396.376	10.96	0	150.492	2.93	5.63	0.626	1.60
	液体廃棄物							
	$\beta \cdot \gamma$						α	
	A 未満	A			B-1	B-2		
	無機	無機	有機	スラッジ				
420.89	213.868	0	0	28.20	0	0		

(単位 : m³)

表 4.1-2 平成 17 年度 所外廃棄物の搬入量

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								
日本アイソトープ協会	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
核物質管理センター保障措置分析所	3.42	0	0	6.664	0	0	10.40	0	0	0	0
放射線医学総合研究所那珂湊支所	1.60	0	0	6.00	0	0	0	0	0	0	0
東京大学工学部原子力工学研究施設	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
ニュークリア・デベロップメント(株)	2.60	0	0	0	0	0.12	0	0	0.28	0	0
(株)千代田テクノ	0.28	0	0	0	0	0.03	0	0	0	0	0
合計	7.90	0	0	12.664	0	0.15	10.40	0	0.28	0	0

(単位：m³)

表 4.1-3 平成 18 年度 所内廃棄物の搬入量(東海地区)

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				
	419.495	0	0	182.463	7.65	6.40	0	2.40
	液体廃棄物							
$\beta \cdot \gamma$						α		
A未満	A			B-1	B-2			
無機	無機	有機	スラッジ					
266.524	116.315	0	0	38.903	0	0		

(単位：m³)

表 4.1-4 平成 18 年度 所外廃棄物の搬入量

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									
日本アイソトープ協会	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	
核物質管理センター保障措置分析所	2.52	0	0	7.304	0	0	9.80	0	0	0	0	
放射線医学総合研究所那珂湊支所	1.88	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	
東京大学工学部原子力工学研究施設	0.80	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	
ニュークリア・デベロップメント(株)	4.60	0	0	0	0	0.24	0	0	0.125	0	0.10	
(株)千代田テクノル	0.26	0	0	0	0	0.06	0	0	0	0	0	
合計	10.06	0	0	7.304	0	0.30	9.80	0	0.125	0	0.10	

(単位：m³)

(川原 孝宏)

4.2 廃棄物の処理

4.2.1 固体廃棄物

廃棄物処理施設に搬入された固体廃棄物のうち、可燃性固体廃棄物については焼却処理を行い、平成 17 年度では 482.225 m³ (カートンボックス 24,112 個)、平成 18 年度では 392.768 m³ (カートンボックス 19,639 個) を処理した。不燃性固体廃棄物については、圧縮処理または解体分別処理を行い、平成 17 年度では 134.931 m³、平成 18 年度では 151.65 m³ を処理した。

4.2.2 液体廃棄物

液体廃棄物は、蒸発濃縮処理または希釈処理を行い、蒸発濃縮処理で生じる濃縮廃液はセメント固化またはアスファルト固化して、固化体として保管廃棄した。

液体廃棄物の処理傾向として、近年蒸発濃縮処理を行う性状の廃棄物が少ない傾向にある。平成 17 年度は、蒸発濃縮処理対象廃棄物 372.003 m³、希釈処理対象廃棄物 384.59 m³ を処理した。また、平成 18 年度は、平成 17 年度に比べ全体的に発生量が少なく蒸発濃縮処理対象廃棄物 307.485 m³、希釈処理対象廃棄物 190.50 m³ を処理した。

固体廃棄物および液体廃棄物の処理量について、平成 17 年度固体廃棄物の処理量詳細を表 4.2.1-1、液体廃棄物の処理量詳細を表 4.2.2-1 に示す。また平成 18 年度固体廃棄物の処理量の詳細を表 4.2.1-2、液体廃棄物の処理量詳細を表 4.2.2-2 に示す。

表 4.2.1-1 平成 17 年度 固体廃棄物の処理量

施設 区分	レベル 区分	処理装置	焼却処理	圧縮処理・I	圧縮処理・ II	解体 処理	固形化 処理	直接保管
		稼働日数	147(3)*1	0	60(3)*1	177(0) *1	0	0
性状区分								
所内 (β・γ、 α)	A-1	可燃物	472.435	0	0	0	0	0
		不燃物	0	0	0	0	0	0
		フィルタ	0	0	0	0	0	0
		雑固体	0	0	0	128.931	0	150.492 0.626*2
	A-2	可燃物	1.89	0	0	0	0	0
		雑固体	0	0	0.84	0	0	0.23
	B-1,B-2	雑固体	0	0	5.01	0	0	0.02
		雑固体*2	0	0	0	0	0	1.60
	小計		474.325	0	0	128.931	0	0
	所外 (β・γ、 α)	A-1	可燃物	7.90	0	0	0	0
不燃物			0	0	0	0	0	0
フィルタ			0	0	0	0	0	0
雑固体			0	0	0	0	0	12.664
雑固体*2			0	0	0	0	0	10.40
A-2		雑固体	0	0	0	0	0	0
B-1,B-2		雑固体	0	0	0.15	0	0	0
小計		7.90	0	0	0	0	0	
合 計		482.225	0	6	0	0	176.032	

*1: ()内は所外分の稼働日数(内数)

(単位: m³)

*2: α廃棄物

表 4.2.1-2 平成 18 年度 固体廃棄物の処理量

施設 区分	レベル 区分	処理装置	焼却処理	圧縮処理・I	圧縮処理・ II	解体 処理	固形化 処理	直接保管
		稼働日数	127(3)*1	0	44(5)*1	155(0)*1	0	0
性状区分								
所内 (β・ γ、 α)	A-1	可燃物	379.618	0	0	0	0	0
		不燃物	0	0	0	0	0	0
		フィルタ	0	0	0	0	0	0
		雑固体	0	0	0	144.42	0	182.463 2.40*2
	A-2	可燃物	4.23	0	0	0	0	0
		雑固体	0	0	1.89	0	0	1.20
	B-1,B-2	雑固体	0	0	5.04	0	0	1.61
		雑固体*2	0	0	0	0	0	0.14
	小計		383.848	0	6.93	144.42	0	187.813
	所外 (β・ γ、 α)	A-1	可燃物	8.92	0	0	0	0
不燃物			0	0	0	0	0	0
フィルタ			0	0	0	0	0	0
雑固体			0	0	0	0	0	7.304
雑固体*2			0	0	0	0	0	9.80
A-2		雑固体	0	0	0	0	0	0
B-1,B-2		雑固体	0	0	0.30	0	0	0
小計		8.92	0	0.30	0	0	7.304	
合 計		392.768	0	7.23	144.42	0	195.117	

*1 : ()内は所外分の稼働日数(内数)

(単位 : m³)

*2 : α 廃棄物

表 4.2.2-1 平成 17 年度 液体廃棄物の処理量

施設 区分	レベル 区分	処理装置	希釈処理	蒸発処理・I	蒸発処理・II
		稼働日数	68	30	21
		性状区分	(0)*1	(0)*1	(0)*1
所内 (β・γ)	A 未満	無機	316.59	133.308	0
	A	無機	68.00	189.795	0
		スラッジ	0	0	0
	B-1,B-2	無機	0	0	48.90
		スラッジ	0	0	0
	小計			384.59	323.103
所外 (β・γ)	A 未満	海水	0	0	0
		無機	0	0	0
	A	海水	0	0	0
		無機	0	0	0
	B-1	無機	0	0	0
	小計			0	0
合計			384.59	323.103	48.90

*1: ()内は所外分の稼働日数(内数) (単位: m³)
濃縮廃液等二次処理の固化は含まない。

表 4.2.2-2 平成 18 年度 液体廃棄物の処理量

施設 区分	レベル 区分	処理装置	希釈処理	蒸発処理・I	蒸発処理・II
		稼働日数	40	25	28
		性状区分	(0)*1	(1)*1	(0)*1
所内 (β・γ)	A 未満	無機	124.50	74.424	0
	A	無機	66.00	176.286	0
		スラッジ	0	0	0
	B-1,B-2	無機	0	0	56.50
		スラッジ	0	0	0
	小計			190.50	250.71
所外 (β・γ)	A 未満	海水	0	0	0
		無機	0	0	0
	A	海水	0	0	0
		無機	0	0.275	0
	B-1	無機	0	0	0
	小計			0	0.275
合計			190.50	250.985	56.50

*1: ()内は所外分の稼働日数(内数) (単位: m³)
濃縮廃液等二次処理の固化は含まない。

(川原 孝宏)

4.3 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およ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。平成 17 年度は、処理を施した保管廃棄体および直接保管廃棄体の総量が 200L ドラム缶に換算して 1,507 本であった。その結果、累積保管量は 133,695 本となった。また、平成 18 年度は、処理を施した保管廃棄体および直接保管廃棄体の総量が 200L ドラム缶に換算して 1,596 本であった。その結果、累積保管量は 134,466 本となった。

保管廃棄体数量について、平成 17 年度種類別の保管廃棄体数量を表 4.3-1 に示す。また平成 18 年度種類別の保管廃棄体数量を表 4.3-2 に示す。

表 4.3-1 平成 17 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	30	3	19	82	134
		本	30	3	19	112	164
	コンクリート ブロック	個	2	5	1	6	14
		本	10	25	5	30	70
圧縮体	ドラム缶	本	0	0	0	0	0
		本	0	0	0	0	0
直接保管体	ドラム缶	本	121	211	143	260	735
		本	121	211	143	260	735
	S-I 容器 (1.0 m ³)	個	0	10	7	7	24
		本	0	50	35	35	120
	S-II 容器 (4.8 m ³)	個	0	0	0	0	0
		本	0	0	0	0	0
	異形容器	m ³	36.665	34.817	10.454	1.596	83.532
		本	184	174	52	8	418
200L ドラム缶換算 合計		本	345	463	254	445	1,507

上段：実数

下段：200L ドラム缶換算数

表 4.3-2 平成 18 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	21	82	22	18	143
		本	31	118	22	18	189
	コンクリート ブロック	個	9	0	5	14	28
		本	45	0	25	70	140
圧縮体	ドラム缶	本	0	0	0	0	0
		本	0	0	0	0	0
直接保管体	ドラム缶	本	98	111	335	146	690
		本	99	118	348	146	711
	S-I 容器 (1.0 m ³)	個	11	0	8	24	43
		本	55	0	40	120	215
	S-II 容器 (4.8 m ³)	個	0	0	1	0	1
		本	0	0	24	0	24
	異形容器	m ³	1.862	14.498	4.242	42.630	63.232
		本	9	73	21	214	317
200L ドラム缶換算 合計		本	239	309	480	568	1,596

上段：実数

下段：200L ドラム缶換算数

(川原 孝宏)

4.4 各規定類及び協定に基づく報告

4.4.1 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下記の報告を行った。

平成 17 年度

	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

平成 18 年度

	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

4.4.2 予防規程

放射線障害予防規程に基づき、廃棄物処理場に係る下記の報告を行った。

平成 17 年度

	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

平成 18 年度

	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

4.4.3 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下記の報告を行った。

平成 17 年度

	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	申請後
4	定期検査報告書	第 16 条第 5 号	合格後

平成 18 年度

	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	申請後

(山田 悟志)

4.5 施設定期検査

廃棄物処理場の原子炉施設定期検査は、平成 17 年度は平成 17 年 9 月 14 日に実施した。また平成 18 年度は平成 18 年 9 月 14 日に実施した。なお、焼却・溶融設備に関しては、検査が継続となった。

(山田 悟志)

4.6 保安検査

4.6.1 保安規定遵守状況検査

(1) 原子炉施設

平成 17 年度

第 1 四半期	第 2 四半期	第 3 四半期	第 4 四半期
17 年 6 月 6 日	17 年 8 月 29 日	17 年 12 月 1 日	18 年 2 月 21 日

平成 18 年度

第 1 四半期	第 2 四半期	第 3 四半期	第 4 四半期
18 年 6 月 1 日	18 年 8 月 29 日	18 年 12 月 8 日	19 年 2 月 28 日 から 19 年 3 月 1 日

(2) 核燃料使用施設等

平成 17 年度

第 1 四半期	第 2 四半期	第 3 四半期	第 4 四半期
17 年 5 月 31 日	17 年 9 月 6 日	17 年 12 月 7 日	18 年 3 月 1 日

平成 18 年度

第 1 四半期	第 2 四半期	第 3 四半期	第 4 四半期
18 年 6 月 23 日	18 年 8 月 22 日	18 年 11 月 13 日	19 年 2 月 7 日

4.6.2 保安検査官巡視

平成17年度

	日	施設名	日	施設名	日	施設名	日	施設名
4月	14	保管廃棄施設	28	保管廃棄施設及び第1廃棄物処理棟				
5月	12	第3廃棄物処理棟	26	第2廃棄物処理棟				
6月	21	第2廃棄物処理棟及び解体分別保管棟	28	減容処理棟				
7月	14	保管廃棄施設	20	第1廃棄物処理棟及び第3廃棄物処理棟				
8月	12	第2廃棄物処理棟	26	第2廃棄物処理棟				
9月	14	解体分別保管棟	29	減容処理棟				
10月	6	保管廃棄施設及び第3廃棄物処理棟	20	第1廃棄物処理棟及び第3廃棄物処理棟				
11月	1	第2廃棄物処理棟	17	第2廃棄物処理棟				
12月	16	解体分別保管棟	22	減容処理棟				
1月	17	第2廃棄物処理棟	31	第2廃棄物処理棟				
2月	9	第1廃棄物処理棟及び第3廃棄物処理棟	28	第1廃棄物処理棟、第3廃棄物処理棟及び保管廃棄施設				
3月	7	焼却・溶融設備の火災について	16	解体分別保管棟	28	減容処理棟		

平成 18 年度

	日	施 設 名	日	施 設 名	日	施 設 名	日	施 設 名
4 月	13	第 3 廃棄物 処理棟	21	保管廃棄施設	/			
5 月	10	第 1 廃棄物 処理棟	16	第 2 廃棄物 処理棟	24	第 2 廃棄物 処理棟	/	
6 月	8	減容処理棟	13	減容処理棟	21	解体分別保管棟	27	第 3 廃棄物処理 棟及び汚染除去 場
7 月	5	第 3 廃棄物処理 棟及び汚染除去 場	18	第 1 廃棄物処理 棟及び保管廃棄 施設	/			
8 月	2	解体分別保管棟	17	減容処理棟	/			
9 月	7	第 2 廃棄物 処理棟	26	第 2 廃棄物 処理棟	/			
10 月	10	第 3 廃棄物 処理棟	19	保管廃棄施設	30	第 1 廃棄物処理 棟及び汚染除去 場	/	
11 月	7	第 2 廃棄物 処理棟	28	第 2 廃棄物 処理棟	/			
12 月	14	解体分別保管棟	25	減容処理棟	/			
1 月	11	第 3 廃棄物処理 棟及び汚染除去 場	24	減容処理棟	31	第 2 廃棄物 処理棟	/	
2 月	9	保管廃棄施設	20	減容処理棟	/			
3 月	14	第 2 廃棄物 処理棟	19	減容処理棟	29	解体分別保管棟	/	

(山田 悟志)

5 放射性廃棄物の管理

5.1 廃棄物管理システムの整備

5.1.1 概要

旧日本原子力研究所では、1986年度から、東海研の保管廃棄施設に保管されている放射性廃棄物（以下、「保管体」という。）の保管量の管理と各種集計処理を目的として、「放射性廃棄物保管廃棄等管理コードシステム」を整備し、過去の帳票類に基づいて重量、内容物、発生施設名、線量区分等の保管体に係るデータ保存、データベースの整備を行なっている。また、1988年度からは、廃棄物処理場に搬入し、減容安定化処理を行なった放射性廃棄物の、線量区分、処理量、処理待ち在庫量等のデータ保存、各種集計処理を目的とした、「放射性廃棄物管理計算コードシステム」を処理担当チームに順次整備し、廃棄物管理業務に活用している。これら旧日本原子力研究所で開発された、法令に基づく埋設確認申請を想定していない、保管体の在庫管理用システムの運用を継続している。

一方、現在開発中の「放射性廃棄物情報管理システム」は、埋設確認申請に必要な情報を収集、管理することを目的として整備を進めているものである。このシステムは、原科研内で発生する放射性廃棄物に関する情報を発生元及び廃棄物処理場担当者が入力することにより、各種記録票の記入を行うことなく、引き取り手続、帳票類の出力、情報検索等が電子的にできる機能を有し、システムに登録されたデータを保安検査、将来の埋設確認において提示できるよう、省令で定められている電磁的方法により記録を保存する場合努めなければならない基準に適合するように開発するものである。

5.1.2 進捗状況

「放射性廃棄物保管廃棄等管理コードシステム」及び「放射性廃棄物管理計算コードシステム」については、廃棄物管理業務を滞りなく進めるため、運用管理を行なった。

現在開発中の「放射性廃棄物情報管理システム」については、原科研内で発生する放射性廃棄物情報を発生元が入力することにより、各種記録票の記入を行うことなく、引き取り手続が電子的に行なえる機能、電子承認に関する機能を製作し、試験的に運用した。

5.1.3 今後の予定

「放射性廃棄物保管廃棄等管理コードシステム」及び「放射性廃棄物管理計算コードシステム」については、廃棄物管理業務を滞りなく進めるため、運用管理を行なう。

また、「放射性廃棄物情報管理システム」については、廃棄物処理場が引き取った放射性廃棄物を処理した際の廃棄物処理場担当者による処理情報の登録、電子承認に関すること、発生元から

処理、保管に至るまで放射性廃棄物の履歴が追跡できる機能に関すること、省令で定められている電磁的方法により記録を保存する場合努めなければならない基準に適合させるための情報セキュリティに関することの検討、整備を進める。

(仲田 久和)

5.2 高放射性固体廃棄物の新管理方式への移行措置（概念設計その3）

5.2.1 目的及び概要

原科研廃棄物処理場の保管廃棄施設は、比較的低いレベルの放射性廃棄物を保管廃棄する「保管廃棄施設・L、NL」、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。）を保管廃棄する「保管廃棄施設・M-1」及び「保管廃棄施設・M-2」並びに照射試験片等の特殊な廃棄物を保管する「特定廃棄物の保管廃棄施設」で構成される。

このうち、比較的低いレベルに分類される保管体は、取り出した後、高減容処理施設で廃棄体化処理・処分する計画である。一方、主に「保管廃棄施設・M-2」及び「特定廃棄物の保管廃棄施設」に長期保管している高放射性固体廃棄物は、将来の廃棄体化処理・処分が可能となるまでの期間、健全な状態で維持管理する必要があることから、取り出して、適切な保管形態に処理した上で保管する必要がある。

保管体の取り出しに使用する設備等は、保管体の放射線からの被ばく防止を目的としたしゃへい体を有する保管体取出設備、及び、これを処理施設まで運搬するしゃへい容器で構成する。取り出した保管体の処理は、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した形態に分別・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、地下ピット式の施設又はしゃへいを有する保管容器に収納するなどの新たな保管形態を採用し、保管管理の合理化を図るものとする。（これら全体の管理フローを「新管理方式」という。）

平成17年度まで以下に示す概念設計を実施している。

(1) 平成14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) 平成15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) 平成16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) 平成17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

平成18年度は、将来の廃棄体化処理に備えた分別方法（設備）の検討を行った。また、この

検討結果及び前年度までに実施した概念設計の検討結果を踏まえ、設備等の合理化に配慮して固体廃棄物処理設備・Ⅱ側の機器・配置設計を中心に行った。

5.2.2 廃棄物の分別方法検討

将来、廃棄体化するためには内容物の分類が重要視されている。したがって廃棄物の分別が必須となるため、分別方法を検討した。分別作業はマニプレータ等を用いた遠隔操作を基本とし、分別後の処理（圧縮等）の検討も合わせて行った。また過去に実施した概念設計について更に合理化等を図るための検討を行った。

上記の結果に基づいて、設備・機器類の仕様・構造を設計検討し、以下を図書としてまとめた。

- (1) 設計方針書（設計検討に当たっての基本的考え方を示す。）
- (2) 運転フロー図
- (3) 解体工事検討書
- (4) 機器リスト・データシート
- (5) 機器概略図
- (6) 運転操作検討書（マニプレータ作動範囲等）
- (7) 固体廃棄物処理設備・Ⅱの新規機器配置図
- (8) コスト評価検討書

5.2.3 吊具製作及びモックアップ試験

原科研廃棄物処理場に設置しているピット型の保管廃棄施設の内、比較的高いレベルに分類される保管体は、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。

吊具製作及びモックアップ試験（以下、「モックアップ試験」という。）は、この比較的高いレベルの保管体を「保管廃棄施設・M-2」から取り出せるか否かを模擬保管孔及び吊り具を製作して実験的に確認するもので、モックアップ試験で用いる保管体は、カバーケースの収納高さが500mm以下であるので高さが500mm未満であり、かつ貯蔵量の多い500φ孔用としてA型(図5.2.3-1)、B型(図5.2.3-2)及びビニール梱包されたA型並びに300φ用としてD型(図5.2.3-3)を用いる。また、モックアップ試験で用いる吊具、蓋締め装置等は上記概念設計の結果を具体化したものである。

(1) 吊具等の製作

本モックアップ試験を行う上で以下の機器を製作した。

- (a) チルト装置 (図5.2.3-4)
- (b) 吊り具
 - (i) 電磁式 (図5.2.3-5)
 - (ii) ラチェット式 (図5.2.3-6)
 - (iii) 把持式 (図5.2.3-7)
 - (iv) 吸着式 (図5.2.3-8)
- (c) 模擬保管孔

- (d) 吊り具付属 ITV 装置及び照明
- (e) 模擬保管体
- (f) カバーケース 500φ用 (図 5.2.3-9)
- (g) カバーケース 300φ用 (図 5.2.3-10)
- (h) 制御装置 (ITV モニタ付き)
- (i) 蓋締め装置 (図 5.2.3-11)

(2) モックアップ試験

上記装置を用い、遠隔操作によって模擬保管体の吊上げ、吊り下げ及びカバーケースへ収納、蓋閉め装置によりオーバーパックを行う。この間、操作性、作業時間、安全性、確実性を検証すると共に、駆動装置等については電流値の測定を行った。

その結果、駆動時の駆動装置等の電流値は正常であった。モックアップ機の操作性は良好、安全性も確認された。

次年度は、平成 18 年度に実施した吊具製作及びモックアップ試験を踏まえ、現在保管中の保管体を対象とした遠隔作業安全性試験を実施する予定である。

(上坂 貴洋)

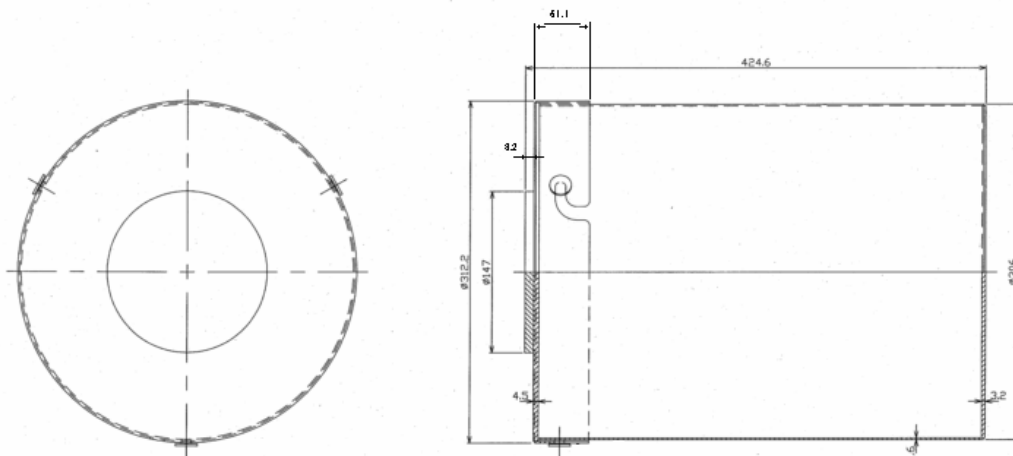


图 5.2.3 - 1 A型保管体

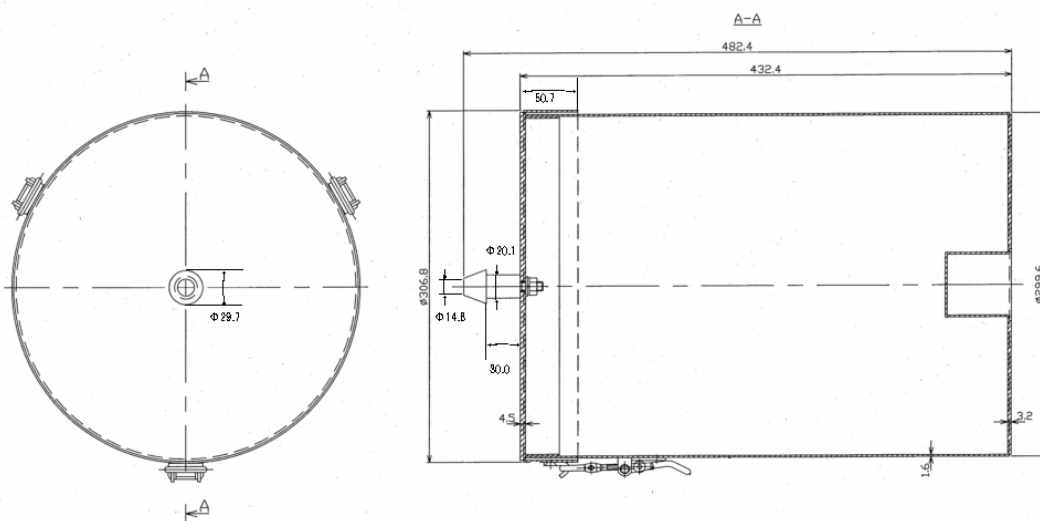


图 5.2.3 - 2 B型保管体

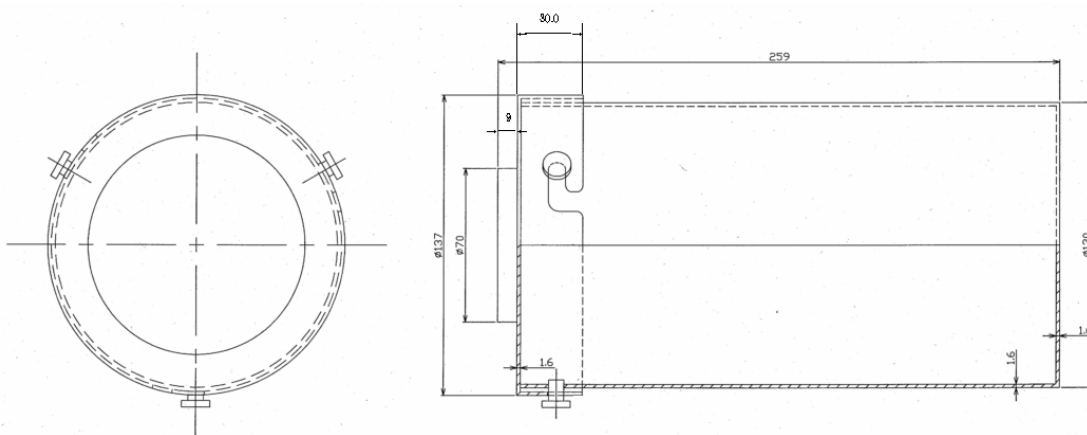


图 5.2.3 - 3 D型保管体

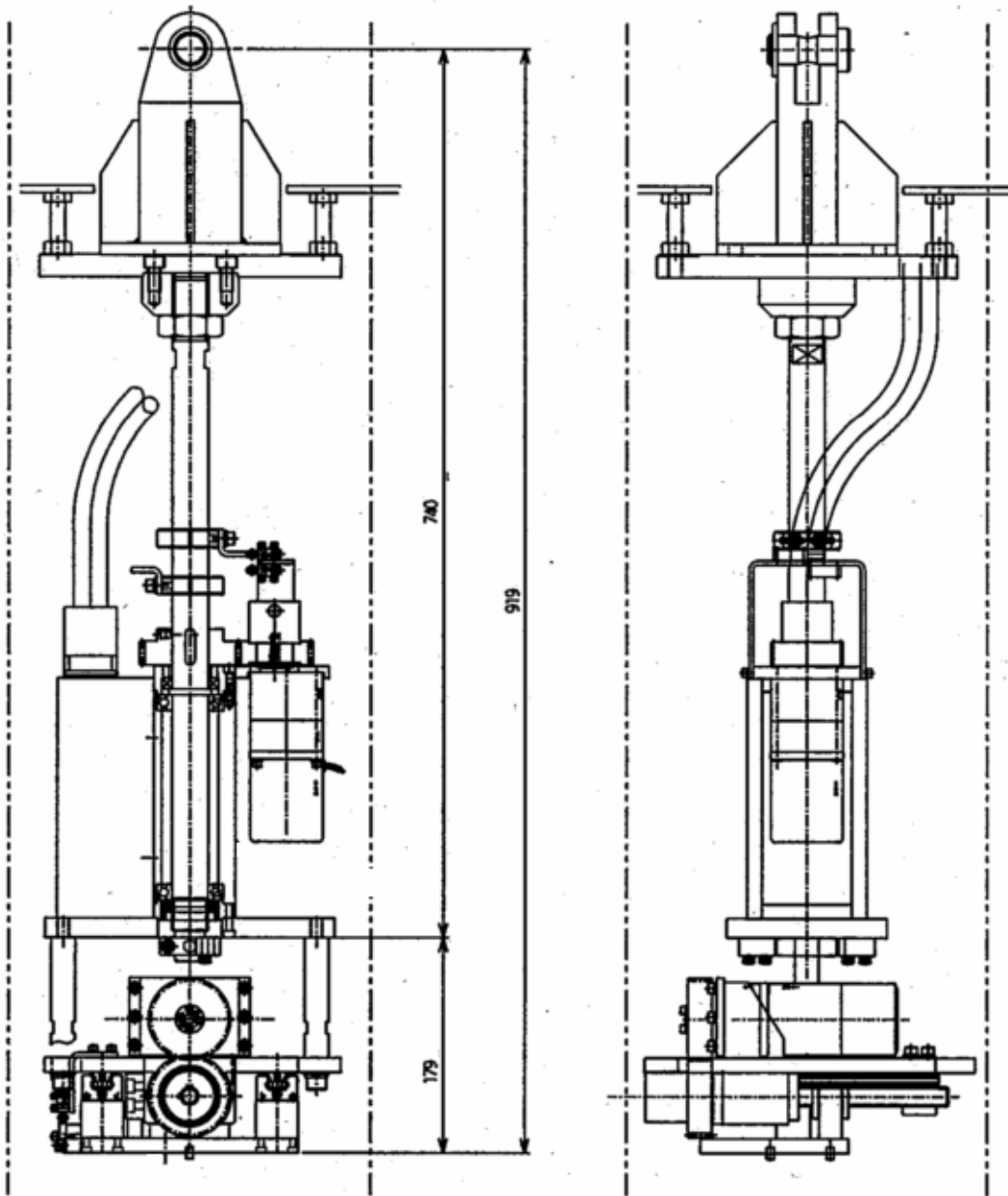


図 5.2.3-4 チルト装置

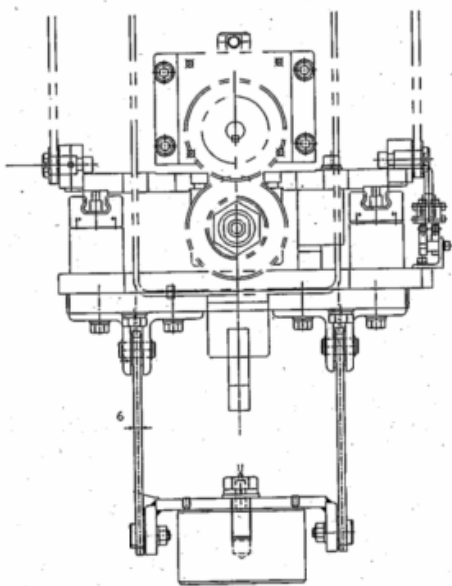


図 5.2.3-5 電磁式

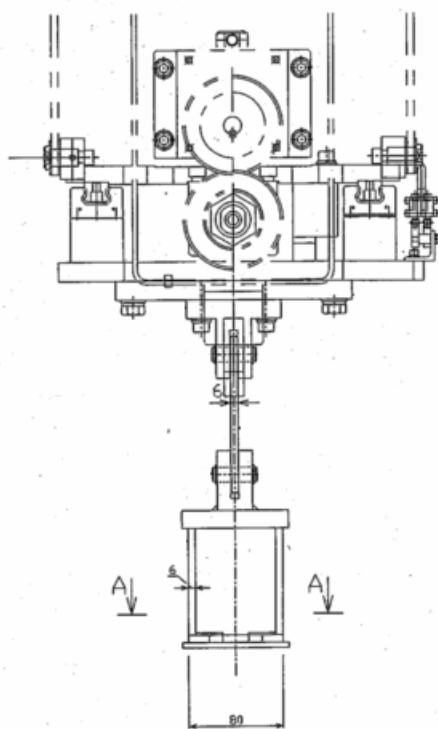


図 5.2.3-6 ラチェット式

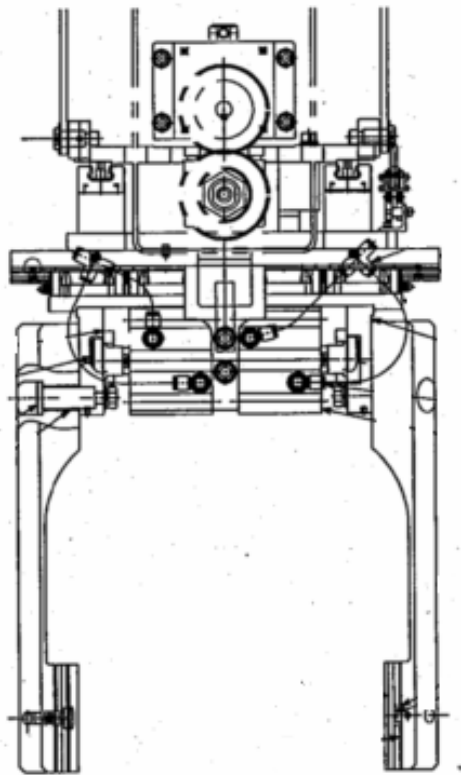


図 5.2.3-7 把持式

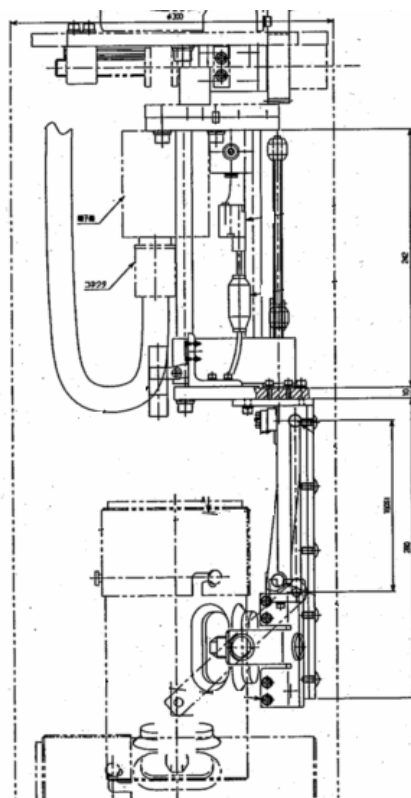


図 5.2.3-8 吸着式

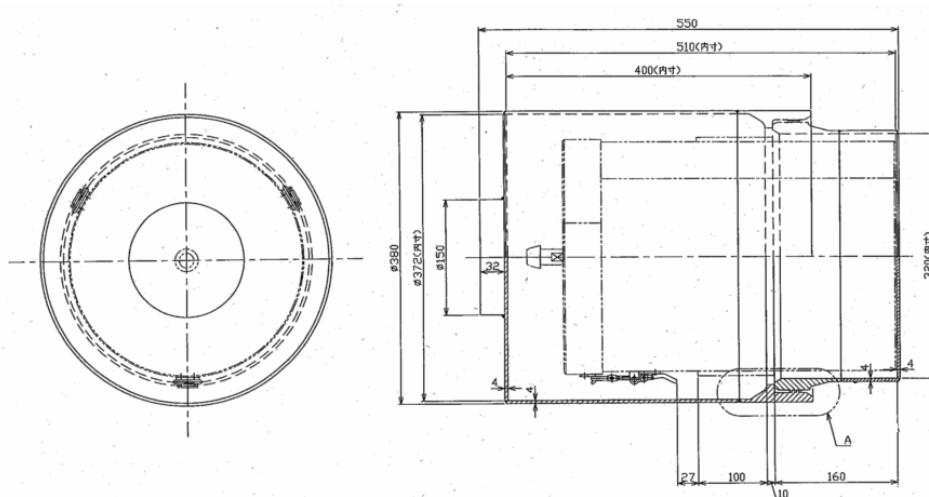


図 5.2.3-9 カバーケース 500φ用

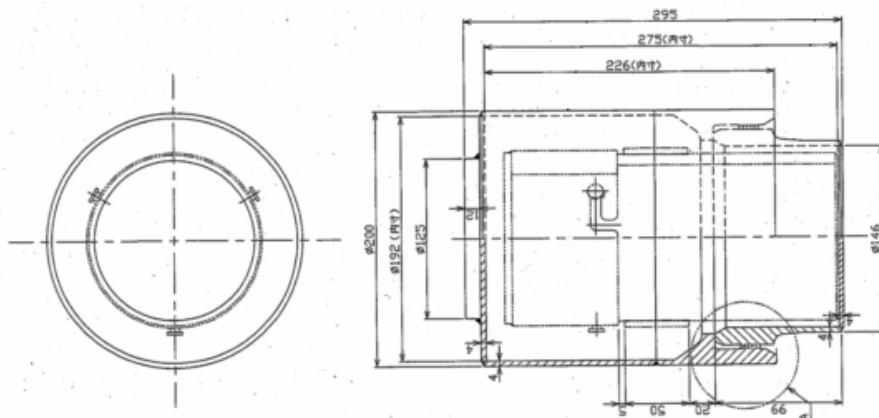


図 5.2.3-10 カバーケース 300φ用

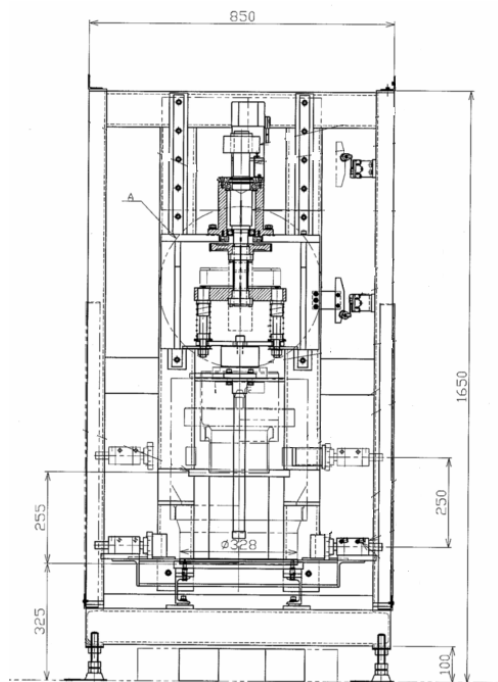


図 5.2.3-11 蓋閉め装置

6 施設の廃止措置

6.1 廃止措置施設と年次計画

原子力科学研究所における中期計画の廃止措置対象施設は、原子力科学研究所のデコミッションング検討委員会で検討した結果を反映させ、原子力二法人統合による合同推進室廃止措置グループで検討して、以下の要件を勘案して中期廃止措置計画(平成17年から平成21年)を策定した。以下にその考え方を示す。

- (1) 既に解体実施中の施設
- (2) 使命終了、高経年化等安全性を考慮すべき小規模施設
- (3) 施設管理部門からの提案による合理化対象施設
- (4) 原子力二法人統合準備会議において文部科学省からリストアップされた施設

また、中期廃止措置計画においてはセラミック特研を含め小規模施設6施設の管理区域の解除を行い、建家の更地化を平成21年度までに行う予定である。ホットラボは平成24年度までに廃止措置の終了をめざす。JRR-2は廃止措置計画書の認可を平成18年11月に得た後RI・研究所廃棄物処分場の稼働までの期間は原子炉安全貯蔵として位置付け維持管理を行い、再処理特別研究棟は平成26年度までに廃止措置の終了をめざす。表6.1-1に原子力科学研究所の中期廃止措置計画を示す。

(加藤 六郎)

表 6.1-1 原子力科学研究所の中期廃止措置計画(平成17年から平成21年)

対象施設名	H17年度	H18年度	H19年度	H20年度	H21年度	備考
ホットラボ	—————					核燃保管庫として再利用する
JRR-2	—————					解体を進める
再処理特別研究棟	—————					解体を進める
セラミック特別研究棟		←————→				更地化
プルトニウム研究2棟		←————→				更地化
冶金特別研究棟			←————→			更地化
再処理試験室				←————→		更地化
VHTRC				←————→		更地化
同位体分離研究室				←————→		更地化
JFT-2				←————→		再利用する

6.2 廃止措置対象施設の概要及び維持管理

6.2.1 JRR-2

(1) JRR-2 の概要

JRR-2 は、我が国最初の汎用研究炉として、昭和 35 年 10 月に初臨界を達成以来、中性子ビーム実験、燃料・材料の照射、シリコン照射、放射化分析及びラジオアイソトープの生産等、原子力の研究・開発に利用されてきたが、原研の「長期事業計画」(平成 8 年 1 月)に基づき、平成 8 年 12 月原子炉を永久停止し、平成 9 年 5 月に原子炉の「解体届」を国に提出した。

解体工事は、平成 9 年度から平成 19 年度までの 11 年間で 4 段階に分けて実施し、第 4 段階で原子炉本体を一括撤去した後、残存する原子炉建屋等を有効利用する計画で、平成 9 年 8 月に工事を開始した。第 1 段階の原子炉の機能停止措置等は平成 10 年 3 月に、第 2 段階の原子炉冷却系統施設の系統隔離及び原子炉本体の密閉措置等は平成 12 年 2 月に、第 3 段階の原子炉冷却系統施設等の機器類撤去工事等は平成 16 年 2 月にそれぞれ計画どおり終了した。第 4 段階は、当初の計画では平成 16 年度から開始し、平成 19 年度に終了する予定であったが、第 4 段階の原子炉本体の撤去に伴って大量に発生する放射性廃棄物を低減するため及び廃棄物の受け入れ体制が決まっていないことなどから解体計画の見直しを行い、平成 16 年 3 月に「解体届」の変更を行って第 4 段階の開始時期を延期することになった。それまでの期間原子炉本体を安全に貯蔵するとともに、残存施設の維持管理を行うことになった。

一方、原子炉等規制法が改正(施行日:平成 17 年 12 月 1 日)され、解体中の原子炉施設も廃止措置計画を提出(施行日から 6 ヶ月以内)して認可を受けなければならないことになり、平成 18 年 5 月 12 日「JRR-2 廃止措置計画」の認可申請を行った。その後、規制当局とのヒアリングを実施し、同計画の補正による認可申請を平成 18 年 10 月 11 日に行い、同年 11 月 6 日に認可された。これにより従来の「解体届」は事実上廃止された。今後は認可された廃止措置計画に基づき、JRR-2 の廃止措置作業及び残存施設の維持管理を行うことになる。表 6.2.1-1 に解体届に基づき実施した解体工事の実績を、表 6.2.1-2 に解体届の変更の経緯をそれぞれ示す。

(2) JRR-2 の維持管理

(a) 解体届に基づく残存施設の維持管理

解体届において、解体工事期間中においてもその安全性を確保するため、必要な期間、性能に見合った維持管理を行う原子炉本体、放射性廃棄物の廃棄施設、原子炉格納施設及び放射線管理施設については、施設の解体撤去の進捗に対応した維持管理を原子炉施設保安規定、本体施設管理手引及び特定施設運転手引に基づき実施してきた。また、同期間中の維持管理のための工事に係る品質保証計画は、日本原子力研究所が定める JRR-2 原子炉施設の解体に係る JRR-2 施設品質保証計画によって行われた。解体届を提出した平成 9 年度から平成 11 年度までの期間の残存施設の維持管理は、施設定期自主検査等により行われ、施設定期検査は実施されなかったが、平成 12 年度からは、解体中の原子炉施設についても、国による施設定期検査が実施されることとなり、JRR-2 原子炉施設についても残存する施設

(放射性廃棄物の廃棄施設、原子炉格納施設、放射線管理施設) について施設定期検査を受検した。

また、施設の老朽化対策として、平成 12 年度に放射線管理施設の一部更新（ガンマ線エリアモニタの更新）及び平成 13 年度に気体廃棄物の廃棄施設の一部更新（炉室排風機、フィルタ更新）並びに平成 17 年度に炉室給気設備の一部更新（送風機更新）を実施した。なお、放射線管理施設の一部更新及び気体廃棄物の廃棄施設の一部更新は、設工認を受けて実施し、炉室給気設備の一部更新については、「平成 17 年度工事工程明細表」を規制当局に提出して実施した。施設定期自主検査の実績を表 6.2.1-3 に、施設定期検査の実績を表 6.2.1-4 にそれぞれ示す。

(b) 廃止措置計画に基づく残存施設の維持管理

廃止措置計画が認可された時点で、廃止措置期間中の JRR-2 残存施設の維持管理は、同計画の添付書類 1「廃止措置期間中に機能を維持すべき設備及びその機能並びにその機能を維持すべき期間に関する説明書」により、原子炉施設保安規定に基づいて実施することになる。平成 12 年度から平成 17 年度まで実施された施設定期検査は、認可されたことにより、今後実施しなくてもよいことになった。施設定期自主検査については、原子炉施設保安規定（第 4 編：JRR-2 の管理）を改正し、添付書類 1 に示す「機能を維持すべき施設・設備」に整合させ、平成 18 年度の施設定期自主検査を実施（実施期間：H19.2.1～H19.3.10）した。添付書類 1 の「廃止措置期間中に機能を維持すべき設備及びその機能並びにその機能を維持すべき期間」を表 6.2.1-5 に、保安規定記載の本体施設、特定施設及び放射線管理施設の施設定期自主検査項目等を表 6.2.1-6 にそれぞれ示す。

(大川 浩)

表 6.2.1 - 1 JRR-2 解体工事の実績

段階	工事項目	年度	1997年度	1998年度	1999年度	2000年度	2001年度	2002年度	2003年度
第 1 段階	①機能停止(駆動装置及び水平軸撤去)		■						
	②熱遮蔽軽水の抜き取り作業		■						
	③重水抜き取り及び運搬		■						
	④重水保管設備の整備工事		■						
第 2 段階	①残存放射性物質の試料採工事			■					
	②原子炉冷却系統施設の系統隔離			■					
	③燃料交換キャスク等の撤去工事			■					
	④重水の搬出				■				
	⑤実験設備等の撤去工事				■				
	⑥原子炉本体の密閉措置				■				
	⑦二次冷却設備等の撤去工事				■				
	⑧放射線管理施設の一部				■				
第 3 段階	①機器類の汚染除去試験 I					■			
	②機器類の汚染除去試験 II					■			
	③非常用電源設備の一部撤去工事					■			
	④放射線管理施設の一部撤去工事					■			
	⑤気体廃棄物の廃棄設備の一部撤去						■		
	⑥使用済燃料貯蔵プールの抜き取り及び機器類撤去工事							■	
	⑦未使用燃料収納ラックの撤去工事							■	
	⑧原子炉冷却系統施設等の機器類撤去工事							■	
	⑨コンクリート等の放射性物質の測定試料採取工事							■	
	⑩計測制御系統施設の撤去工事							■	■

表 6.2.1-2 JRR-2 における解体届の変更の経緯 (1/2)

届出年月日	届出番号	届出内容
平成 9 年 5 月 9 日	9 原研 05 第 78 号	<p>JRR-2 原子炉施設を解体することとしたため、原子炉等規制法の一部を改正する法律による改正前の原子炉等規制法第 3 8 条第 1 項の規定に基づき、次の項目について届出を行った。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・解体の方法及び工事工程表 ・核燃料物質の処分の方法 ・解体の基本方針 ・添付書類 <p>(1)解体の方法に関する説明書 (2)工事工程に関する説明書 (3)残存放射性物質及び放射性廃棄物の推定並びに放射性廃棄物の処理処分に関する説明書 (4)安全性に関する説明書</p>
平成 10 年 9 月 17 日	10 原研 05 第 128 号	<p>第 1 回の変更届</p> <p>原子炉冷却系統の系統隔離及び原子炉本体の密閉措置等について詳細が決定したため「解体の方法及び工事工程表」の項を変更するとともに、「核燃料物質の処分の方法」及び「解体の基本方針」並びに添付書類の一部を変更する。</p>
平成 11 年 8 月 30 日	11 原研 05 第 116 号	<p>第 2 回の変更届</p> <p>重水の搬出先を米国からカナダの民間会社に変更するとともに、添付書類の一部を変更する。</p>
平成 12 年 7 月 19 日	12 原研 05 第 128 号	<p>第 3 回の変更届</p> <p>施設・設備の撤去等の詳細が決定したため「解体の方法及び工事工程表」の項を変更するとともに、添付書類の一部を変更した。また、理事長が交代したため、代表者の氏名を変更した。</p>
平成 14 年 5 月 17 日	14 原研 05 第 79 号	<p>第 4 回の変更届</p> <p>原子炉冷却系統施設の機器類撤去、使用済み燃料貯蔵プール水の抜き取り及び機器類撤去、未使用燃料収納ラックの撤去、計測制御系統施設の撤去並びに残存放射性物質の資料採取の方法の詳細が決定したため「解体の方法及び工事工程表」の項を変更するとともに、添付書類の一部を変更した。また、法律改正に合わせ用語を変更した。また、理事長が交代したため、代表者の氏名を変更した。</p>

表 6.2.1-2 JRR-2 における解体届の変更の経緯 (2/2)

届出年月日	届出番号	届出内容
平成 15 年 3 月 26 日	15 原研 05 第 60 号	第 5 回の変更届 原子炉冷却系統施設の機器類撤去の工事工程を平成 15 年度前半まで延長した。また、理事長が交代及び住所の変更により、代表者の氏名及び住所を変更した。
平成 16 年 3 月 31 日	16 原研 05 第 77 号	第 6 回の変更届 原子炉本体及び原子炉建屋の解体に伴って発生する放射性廃棄物量の低減化のため、原子炉冷却系統施設等の解体終了の状態に残存する施設を維持管理する期間を設けることとして、工事工程を変更した。

表 6.2.1-3 JRR-2 施設定期自主検査の実績

実施年度	施設定期自主検査実施期間
平成 9 年度	平成 10 年 1 月 5 日～平成 10 年 3 月 31 日
平成 10 年度	平成 10 年 1 月 11 日～平成 10 年 3 月 31 日
平成 11 年度	平成 11 年 4 月 1 日～平成 12 年 3 月 31 日
平成 12 年度	平成 12 年 8 月 1 日～平成 12 年 11 月 6 日
平成 13 年度	平成 13 年 9 月 3 日～平成 13 年 11 月 30 日
平成 14 年度	平成 14 年 10 月 1 日～平成 14 年 11 月 29 日
平成 15 年度 (注)	平成 15 年 10 月 1 日～平成 15 年 11 月 21 日
平成 16 年度	平成 16 年 10 月 1 日～平成 16 年 12 月 17 日
平成 17 年度	平成 17 年 11 月 7 日～平成 18 年 9 月 9 日
平成 18 年度	平成 19 年 2 月 1 日～平成 19 年 3 月 10 日

注：平成 15 年度は、施設定期自主検査の名称が「定期的な検査」に変更となる。

表 6.2.1-4 JRR-2 施設定期検査の実績

実施年度 (通算回数)	申請年月日	申請番号	合格証交付日	合格証番号	定期検査期間
H12 (30 回)	H12.7.27	12 原研 20 第 21 号	H12.12.27	12 安 (原規) 第 908 号	H12.8.1~ H12.12.15
H13 (31 回)	H13.8.24	13 原研 20 第 15 号	H13.12.26	13 諸文科科 第 5979 号	H13.9.3~ H13.12.14
H14 (32 回)	H14.9.10	14 原研 20 第 14 号	H14.12.13	14 諸文科科 第 2744 号	H14.10.1~ H14.12.13
H15 (33 回)	H15.9.30	15 原研 20 第 13 号	H15.12.12	15 諸文科科 第 3435 号	H15.11.4~ H15.12.12
H16 (34 回)	H16.10.22	16 原研 20 第 10 号	H16.12.17	16 諸文科科 第 2642 号	H16.11.1~ H16.12.17
H17 (35 回)	H17.10.14	17 原機(科ハ)第 001 号	H18.3.10	17 諸文科科 第 3543 号	H17.11.7~ H18.3.10

注：平成 14 年度 (32 回) から合格証が即日交付となった。

表 6.2.1-5 廃止措置期間中に機能を維持すべき設備及びその機能
並びにその機能を維持すべき期間

施設区分	設備等の区分	構成品目	維持すべき機能	維持すべき期間
原子炉本体	放射線遮蔽体	生態遮蔽層	放射線遮へい体としての機能	原子炉本体の炉心、重水タンク及び熱遮蔽層の解体を終了するまで
放射性廃棄物の廃棄施設	気体廃棄物の廃棄設備	排風機、フィルタ	放射性塵埃を除去する機能	気体廃棄物の廃棄対象とする施設の除染が終了するまで
	液体廃棄物の廃棄設備	廃棄液用タンク	液体貯留タンクとしての機能	廃棄液用タンクでの放射性液体廃棄物の受入及び排出を終了するまで
原子炉格納施設	格納施設	原子炉建屋(*)	建家としての機能	原子炉建屋、燃料貯蔵庫及び制御室の管理区域の解除まで
放射線管理施設	屋内管理用の主要な設備	ガンマ線エリアモニタ	放射線モニタとしての機能	原子炉建屋、燃料貯蔵庫及び制御室の管理区域の解除まで
		室内ガスモニタ		監視対象とする施設の除染が終了するまで
		個人用モニタ (ハンドフットクロスモニタ)		全管理区域の解除まで
	その他 携帯用放射線検出器			
屋外管理用の主要な設備	スタックガスモニタ	実験準備室及び一般居室建家(管理区域内のみ)の放射性気体廃棄物の廃棄設備の使用を終了するまで		

* 燃料貯蔵庫、使用済燃料貯蔵プール、ガンマ線照射用実験孔及びホットケープを含む。

表 6.2.1-6 本体施設、特定施設及び放射線管理施設の施設定期自主検査項目

	施設	主な設備	検査項目
本体施設	原子炉本体	放射線遮蔽体	線量当量率測定検査
	原子炉格納施設	原子炉建屋	外観検査
		二重気密扉 非常用気密扉	(1)外観検査、(2)作動検査 (1)外観検査、(2)作動検査
特定施設	その他原子炉の附属施設	ホットケープ、燃料貯蔵庫、使用済燃料貯蔵プール、ガンマ線照射用実験孔	外観検査
	放射性廃棄物の廃棄施設	気体廃棄設備	処理能力検査
		液体廃棄設備	漏えい検査
放射線管理施設	屋外管理用の主要な設備	排気ダストモニタ	(1)校正検査 (指示精度検査及び線源校正検査) (2)設定値確認検査
		室内ダストモニタ ガンマ線エリアモニタ	
	屋内管理用の主要な設備	ハンドフットクロスマニタ	(1)校正検査 (線源校正検査) (2)警報作動検査 (サーベイメータは除く)

6.2.2 再処理特別研究棟

(1) 施設の概要

再処理特別研究棟（以下、「再処理特研」という）は、昭和 42 年度に完成した鉄筋コンクリート地上 3 階、地下 1 階建ての構造で、我が国最初の工学規模の再処理研究施設であり、JRR-3 使用済燃料を用いた湿式再処理試験を行いプルトニウムの回収に成功した。その後、サイクル機構東海再処理工場運転員の訓練施設として利用され、再処理試験設備は閉鎖した。また、再処理高度化、燃焼率測定試験、再処理廃液の処理技術開発を行う核燃料物質等使用施設として使用されてきた。

再処理特研（表 6.2.2-1 参照）は、再処理装置が設置されている本体施設（I 棟から IV 棟）及び再処理試験によって発生した廃液を貯留する廃液操作・貯蔵室並びに廃液長期貯蔵施設の 2 つの付属施設より構成され、これらはダクト等により接続されている。本体施設はホットケープ、溶媒回収セル、プルトニウムセル、分析室等より構成される。

廃液操作・貯蔵室には、ステンレス製の 4m³ 及び 2m³ 各 6 基の計 12 基の貯槽が、廃液長期貯蔵施設には、ステンレス製及び炭素鋼製 10 から 20m³ の計 6 基の貯槽が据付けられ、それぞれ再処理試験によって発生したプルトニウムを含む放射能濃度の低い廃液と高レベル廃液及びアルミニウム脱被覆廃液等のプルトニウムを含み、比較的放射能濃度の高い廃液を貯蔵していた。また、これらの廃液は、減容並びに安定化等を目的とした処理技術開発及び処理実証試験等を行い、平成 10 年度までに全ての廃液の処理を終了させた。

(2) 施設の維持管理

再処理特研では、解体作業の進捗に伴って施設規模の縮小及び施設内核燃料の物質の搬出により年間予定使用量の大幅な減量等に係る使用変更許可申請を実施し、平成 16 年 8 月に法律施行令第 16 条の 2 非該当施設となり、核燃料物質使用施設等保安規定から少量核燃料物質使用施設等保安規則に移行した。再処理特研は、放射性同位元素の使用の許可も得て研究を行っていたが、解体実地試験の開始時（平成 8 年度）に使用の許可の廃止についての届出を実施した。これにより、RI の使用の廃止は了承されたが、RI の放射能が残存していることから管理区域解除による使用の廃止に伴う措置の報告書を提出まで解体作業の進捗状況報告を実施することとしたため、毎年度報告書を提出し、放射線障害予防規程上は対象施設として維持管理を継続している。

平成 18 年度は、再処理特研における施設及び廃液貯留設備、実験設備等の残存設備について、定常点検、保守、整備等の業務を行った。又放射性廃棄物の管理及び安全管理資材、実験用資材等の管理、点検、整理業務を行った。少量核燃料物質使用施設等保安規則、放射線障害予防規程、電気工作物保安規定等の各種規定に基づき施設・設備の維持管理を行うと共に定期自主検査を実施し、検査記録書を報告した。

（宇佐美 淳）

表 6.2.2-1 再処理特研の概要

(撤去状況は平成 18 年度末現在)

●建 屋					
◇本体施設 (鉄筋コンクリート、地上3階地下1階、床面積 3,000m ²)					
◇廃液操作・貯蔵室 (鉄筋コンクリート、地上1階地下2階、床面積 160m ²)					
◇廃液長期貯蔵施設 (鉄筋コンクリート、地上1階地下1階、床面積 400m ²)					
●再処理試験装置					
◇処理燃料体 : JRR-3用アルミニウム被覆金属ウラン燃料 (燃焼度600MWD/T、処理量600kg)					
◇処理能力 : 溶解工程 50kgU/D、抽出分離工程 80kgU/D)、Pu精製濃縮工程 25gPu/D					
◇処理プロセス : Purexプロセス、 ◇回収Pu量 : 200g、 ◇発生廃液量 : 70m ³					
●再処理残存施設廃液貯槽					
◇廃液操作・貯蔵室 : 12基 材質 ; SUS、 4m ³ - 6基、 2m ³ - 6基 [WV-1~12]					
◇廃液長期貯蔵施設 : 7基					
LV-1 : 材質 (SUS)、22m ³ 、LV-2 : 材質 (C/S) 12m ³ (撤去中)					
LV-3.4 : 材質 (SUS)、8m ³ (撤去終了)					
LV-5.6 : 材質 (C/S)、(内面 : ガラスライニング)、15m ³ (撤去終了)					
LV-7 : 材質 (SUS) 1.1m ³					
●ケーブル、セル					
名 称	寸 法	容 積	ライニング	遮へい体	解体状況
主ケーブル	4.6W×4.8L×10H	300m ³	天井を除く全面SUS	重コン	内装機器撤去終了
	4.6W×2.8L×6.2H			普通	
サブケーブル	1.8W×3.0L×3.5H	19m ³	天井を除く全面SUS	重コン	内装機器撤去終了
溶媒回収セル	4.4W×4.1L×3.7H	80m ³	床上50cmまでSUS	普通	内装機器撤去終了
	1.1W×3.2L×3.7H		残部壁面は	重コン	
			耐酸ペイント	普通	
Puセル	3.0W×5.0L×6.0H	90m ³	床上2mまでSUS	重コン	内装機器撤去終了
			残部壁面は		
			耐酸ペイント		
分析セル	1.0W×1.1L×1.4H	1.54m ³	SUS製インナーボックス	前面 (鉛)	撤去終了
	(10基) 天井、側面 ; 鉄	15cm	床、背面 ; 鉄	20cm	
セルA	1.9W×3.0L×3.4H	11m ³	全面SUS	全面 (鉄)	撤去終了
●グローブボックス、フード					
◇グローブボックス : 22基中17基撤去終了					
◇フード : 10基中4基撤去終了					
●その他の機器					
◇プロセス廃液前処理装置			◇回収ウラン廃液処理装置 (撤去終了)		
◇TRUスラッジ固化装置 (撤去終了)			◇高レベル廃液処理装置 (撤去終了)		
◇TRU含有有機廃液処理装置			◇可燃性解体廃棄物減容処理装置		

6.2.3 再処理試験室・プルトニウム研究2棟

(1) 施設の概要

再処理試験室は、昭和40年に非密封の放射性同位元素の使用の許可を取得し、再処理化学工程に関する研究並びに単体及び化合物の物理化学的研究を行ってきた。また、平成2年には密封の放射性同位元素の使用の許可を取得して、微量有機ヨウ素の化学形態の測定を行い、所期の目的の達成及び研究計画の進捗による業務の見直しのため、非密封の放射性同位元素の使用、貯蔵及び廃棄並びに密封の放射性同位元素の使用及び貯蔵を廃止すべく、平成13年3月に許可使用に係る変更届を提出し、許可された。

プルトニウム研究2棟は、昭和56年に放射性同位元素の使用の許可を取得し、励起法によるトリチウム分離の化学的研究を行ってきたが、所期の目的の達成及び研究計画の進捗による業務の見直しのため、また、フードの経年劣化が著しくなったため、フードの解体撤去・廃棄を行い、放射性同位元素の使用を廃止すべく、平成12年10月に許可使用に係る変更届を提出し、許可された。

その後、本施設は、所期の目的を達成したことや老朽化が進んだこと等の理由により全所的な廃止措置計画に組み込まれ、平成17年10月の原子力二法人統合による組織変更によって、その維持管理業務を廃止措置課が所掌することとなった。

(2) 施設の維持管理

実施した維持管理業務の主なものは以下の通りである。

- ① 建家玄関鍵の管理（朝夕の解錠及び施錠）
- ② 毎日1回の建家内巡視
- ③ 汚染検査室の可燃廃棄物の処理
- ④ 建家内実験盤二次側の定期自主検査（絶縁抵抗測定等）
- ⑤ 汚染検査室及び通路の週1回の防火点検
- ⑥ 安全関係の標識、緊急時連絡系統図の更新

近年、事業所等でのアスベスト被害が社会問題化し、文部科学省でも国公立学校、公立の教育施設、体育施設、文化施設、所管独立行政法人等について吹きつけアスベスト等の使用実態調査を行い、その対応策に基づいて、再処理試験室建家の2室の天井のアスベスト固定化処理工事を平成18年7月から8月に実施した。

また、本施設の解体撤去に先立ち、平成19年3月、大物を中心とした不要物品につき、業者と契約を結んで処分した。

本施設の維持管理業務を統合前の施設管理者から引き継いだとき、本施設は少量核燃料使用施設の規制を受けており、少量核燃料使用施設保安規程に定められた定期自主検査については、実験施設利用者が実施した。

（大川 眞一）

6.2.4 冶金特別研究棟

(1) 施設の概要

冶金特別研究棟（以下、「冶金特研」という。）は昭和 32 年に建設された施設で、当初は国産 1 号炉燃料の試験研究、昭和 45 年からは高温ガス炉燃料の製造及び照射に関する研究が行われた。高温ガス炉燃料の研究では、熱分解炭素による被覆粒子を黒鉛に分散させた燃料の調整試験や寸法・重量測定が行われた。最近では、超長寿命核分裂生成物の消滅処理を目指して、テクネチウム 99 (Tc-99) の固体の研究が行われている。このテーマでは、X 線回析により格子定数が求められ、金属テクネチウムの理論密度が得られており、実験装置が設置されているグローブボックスを研究 4 棟に移設して研究が継続されることとなっている。

施設には、これらの研究を行うための X 線解析装置、高周波加熱装置、顕微鏡、電気炉、造粒機等の装置があり、核燃料物質や Tc-99 を取り扱う各種フードが設置されている。しかしながら、これらの装置やフード等の設備及び建家の老朽化により、廃止措置の対象施設となり、原子力二法人の統合準備会議で策定された中期計画において、平成 21 年度までに廃止措置を終了することが明記された。これによって冶金特研は、施設の維持管理を原子力基礎工学研究部門の MA 熱物性研究グループからバックエンド部廃止措置課に移管され、廃止措置を実施する体制となった。

(2) 施設の維持管理

施設の維持管理は、実験装置やフード等の設備については MA 熱物性研究グループ、排気・排水設備は工務技術部、建家を含むその他の設備は廃止措置課が行うこととなった。また、施設の使用状況と維持管理費用の低減化から、排気設備の運転については連続運転から勤務時間中の運転に移行した。しかしながら、管理区域への立入りについては超長寿命核種の Tc-99 が使用及び貯蔵されていることから、核物質防護による管理を継続した。

以下に、実施した維持管理業務を示す。

- ① 建家の施錠管理
- ② 施設内の防火点検
- ③ 作業室及びフードを除く施設の点検
- ④ 法令に基づく定期自主検査
- ⑤ 電気工作物の点検
- ⑥ 安全関係の標識、緊急連絡系統図の更新

これらの維持管理の他、月 1 回の頻度で課長パトロール及び地震後の点検を行った。

なお、Tc-99 を使用している溶融炉収納グローブボックスについては、研究を継続することから、核燃料物質の使用の許可を変更して研究 4 棟に移設することとなった。

（富居 博行）

6.2.5 セラミック特別研究棟

(1) 施設の概要

セラミック特別研究棟（以下「セラミック特研」という。）は、昭和 34 年に建設された鉄筋コンクリート 2 階建ての施設で、当初は新型原子炉用燃料の研究開発等、燃料の研究が行われた。昭和 51 年からは研究項目の変更により、核融合炉用の固体トリチウム材料の研究が行われた。核燃料物質の研究では、物理的性質及び冶金学的研究として核燃料物質の調製加工から、熱伝導測定装置、焼結炉、プレス、電気炉等を用いて室温及び高温における物性研究が行われた。核融合炉用の固体トリチウム材料の研究では、チタン酸リチウム (Li_2TiO_3) の単結晶を照射して生成したトリチウムの温度変化による放出挙動の実験が行われた。

本施設には、これらの研究を行うための装置やプレス機、電気炉、フード及びグローブボックスが設置されている。しかし、本施設における研究目標の達成と施設の老朽化から廃止措置の対象施設となり、冶金特研と同様に中期計画において、平成 21 年度までに廃止措置を終了することが明記された。これによってセラミック特研は、施設の維持管理を原子力基礎工学研究部門耐照射性原子力材料開発グループからバックエンド技術部廃止措置課に移管され、廃止措置を実施する体制となった。

セラミック特研では、廃止措置の実施のための事前調査が行われた。事前調査では、施設に残留する放射能の汚染状況を把握するため、床、壁及び天井を対象に直接法及び試料採取による汚染測定が行われた。その結果、排水管やコンクリートベンチ等の汚染が確認された。これらは、廃止措置に係る核燃料物質の変更の許可申請や解体工事に反映されることとなった。

(2) 施設の維持管理

施設の維持管理は、冶金特研と同様に実験装置やフード等の設備については耐照射損傷研究グループ、排気・排水設備は工務技術部、建家を含むその他の設備は廃止措置課が行うこととなった。

以下に、実施した維持管理業務を示す。

- ① 建家の施錠管理
- ② 施設内の防火点検
- ③ 作業室及びフードを除く施設の点検
- ④ 法令に基づく定期自主検査
- ⑤ 電気工作物の点検

以上の維持管理業務の他、廃止措置の着手前に施設内に保管されていた実験装置や実験器具の整理、分別を行って、汚染のない物品を搬出した。これらの作業は、廃止措置による放射性廃棄物の発生量を低減するために有効であり、汚染測定に時間を要することから計画的に実施する必要がある。

(照沼 章弘)

6.3 法規制上の手続き

原子炉施設、核燃料物質使用施設及び放射性同位元素使用施設の廃止措置段階の安全規制として、それぞれ以下に示すような認可、届出等の制度がある。

(1) 原子炉施設

原子炉を廃止しようとするときは、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、あらかじめ、廃止措置計画を定め、これを記載した申請書及び添付書類を文部科学大臣に提出し、認可を受けたいうえで、原子炉施設の解体、その保有する核燃料物質の譲渡し、核燃料物質による汚染の除去、核燃料物質によって汚染された物の廃棄その他省令で定める措置を講じなければならない。

認可を受けた廃止措置計画を変更するときは、省令で定める軽微な変更該当する場合は事後にその旨を文部科学大臣に届け出、軽微な変更該当しない場合は事前に同大臣の認可を受けなければならない。

廃止措置が終了したときは、その結果が省令で定める基準に適合していることについて、文部科学大臣の確認を受けなければならない。この確認を受けたとき、当該原子炉の設置の許可は、その効力を失い、法律の適用外となる。

(2) 核燃料物質使用施設

核燃料物質のすべての使用を廃止するときは、上記(1)の原子炉施設の場合と同様に、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、廃止措置計画の認可、終了の確認の手続きが必要となるが、一部施設における使用を廃止するときは、使用の変更に該当し、文部科学大臣の許可を受けることで、廃止措置に着手することができる。この場合、許可を受けた時点をもって、当該施設における使用の許可は、その効力を失い、法律の適用外となる。このため、変更許可申請の際には、解体終了までの安全確保や施設の維持管理を明記した参考資料を提出することとしている。

(3) 放射性同位元素使用施設

放射性同位元素使用施設のうち、一部の施設を廃止しようとするときは、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に基づき、あらかじめ、許可証を添えてその旨を文部科学大臣に届け出なければならない。

許可又は届出に係る放射性同位元素若しくは放射性発生装置のすべての使用を廃止したときは、その旨を廃止の日から 30 日以内に文部科学大臣に届け出、廃止措置を講じ、同様に廃止した日から 30 日以内に同大臣に報告しなければならない。当該届出をしたときは、使用の許可は、その効力を失い、法律の適用外となる。

(内藤 明)

6.4 廃止措置

6.4.1 JRR-2

第3段階までの解体工事が終了した平成16年2月以降は、第4段階の解体開始が延期されたことから廃止措置は行っていない。平成17年10月から平成19年3月まで、残存している原子炉本体、原子炉建屋及びそれらの維持管理に必要となる施設・設備について、継続して維持管理を行った。

法規制上の手続きの面では、平成18年5月12日付け18原機（科バ）003をもって廃止措置計画の認可を申請（平成18年10月11日付け18原機（科バ）008をもって一部補正）し、平成18年11月6日付け18諸文科科第940号をもって認可を受けた。同廃止措置計画の認可に伴い、平成18年11月7日付け18原機（科保）107をもって原子炉施設保安規定の変更の認可を申請し、平成18年11月17日付け18機文科科第26号をもって認可を受けた。

これら廃止措置計画の認可を申請（一部補正）したこと及び原子炉施設保安規定の変更が認可されたことに伴い、茨城県原子力安全協定に基づいて、県及び村に平成18年5月12日付け18原機（海管）034をもって廃止措置計画書を提出（平成18年10月11日付け18原機（海管）136をもって一部変更）、県、村及び隣接市町村と平成18年11月21日付け18原機（海管）178をもって放射性廃棄物の放出管理目標値の一部変更について協議し、平成19年2月26日付け原対第509号及び東原対発第840号をもって、県及び村からそれぞれ廃止措置計画の同意、平成19年2月26日付け原対第510号をもって、県から放出管理目標値の一部を変更する旨の通知を受けた。

（内藤 明）

6.4.2 再処理特別研究棟

再処理特研の廃止措置については、所期の目的を果たしたため、再処理特研を活用して再処理施設及び核燃料物質使用施設等の核燃料取扱施設の解体技術の確立を図ることを目的に、1990年度から2005年12月にわたり電源開発促進対策特別会計法による文部科学省からの「再処理施設解体技術開発事業」の受託事業として実施した。その後、引き続き運営費交付金（特別会計）により、廃止措置に係る必要な技術開発の場として再処理特研を活用して「再処理施設解体技術開発」を進め、現在に至っている。これまで実施した再処理施設解体技術開発の年次計画を表6.4.2-1に示す。

電源開発促進対策特別会計法による「再処理施設解体技術開発事業」のプロジェクトにおいては、3段階に分けて実施した。第1段階で解体に係る解体技術調査、第2段階で解体に必要な解体技術、第3段階では、1996年12月から第1段階で策定した基本計画、第2段階において開発した解体技術、さらに国内の原子力施設の改造・解体等で得られた知見、経験、並びにOECD/NEA「原子力施設廃止措置プロジェクトに関する科学技術情報交換協力協定」に加盟している仏国、独国、英国等の海外各国（14ヶ国28機関が加盟）との廃止措置プロジェクト関連の情報交換会議で入手した技術情報等を活用して解体実地試験を開始した。解体実地試験では、これまでに再処理施設の主要工程である本体施設に設置されていたホットケーブル、サブケーブル、溶媒回収セル

及びプルトニウムセル内の設備・機器の解体撤去、分析セルの解体撤去、フード・グローブボックス等の付属設備の解体撤去、並びに廃液長期貯蔵施設に設置されていたセル A (FP 含有廃液処理装置を収納) の解体撤去、大型廃液貯槽 (LV-3 から LV-6) 等の解体撤去を実施した。図 6.4.2-1、図 6.4.2-2 に本体施設内及び廃液長期貯蔵施設内の解体実地試験対象区域の実績を示す。

解体に係る使用の許可の変更手続きは、再処理特研が核燃料物質使用施設のため、解体実地試験の実施にあたっては、解体対象となるエリア、又は設備・機器毎について、解体に係る使用変更許可申請 (基本的には年度毎に分割申請) を行った。再処理特研の解体作業における工程別解体対象機器を表 6.4.2-2 に示す。また、本プロジェクトでこれまで実施してきた解体技術調査、解体技術開発及び解体実地試験の成果を 2005 年 12 月に最終報告書としてまとめた。

新法人発足後は、運営費交付金 (特別会計) による「再処理施設解体技術開発」で引き続き再処理特研を活用し、中期計画に基づき、廃液長期貯蔵施設の管理区域解除に至る解体工事として 2006 年 1 月より廃液長期貯蔵施設地下 1 階のコンクリート壁に残存する貫通配管の撤去工法の確認試験を行い、壁貫通配管の撤去工法に係る各種作業データ等を取得した。

また、2006 年度からは、既に変更許可を得ている廃液貯槽の撤去方法をより安全性を考慮した一括搬出方法による廃液貯槽の撤去等に関する安全性の調査・検討を行い、解体に係る建家構造の一部変更に伴う核燃料物質の使用の変更許可申請を 2006 年 12 月 27 日付けで申請し、2007 年 3 月 22 日付けで変更の許可を得た。これらの手続きと並行し、廃液貯槽 (LV-2) の一括搬出に係る準備作業として LV-2 室の配管類の撤去及び LV-2 内残渣の回収等を進めた。図 6.4.2-3 に LV-2 廃液貯槽の一括撤去の概要及び作業実績を示す。今後は、LV-2 廃液貯槽を一括搬出するために LV-2 室天井コンクリートを開口した後、LV-2 を一括搬出し、解体分別保管棟への運搬作業を行う予定である。

(小林 忠義)

表 6.4.2-1 再処理施設解体技術開発の年次計画

項目	年度	2 (1990)	3 (1991)	4 (1992)	5 (1993)	6 (1994)	7 (1995)	8 (1996)	9 (1997)	10 (1998)	11 (1999)	12 (2000)	13 (2001)	14 (2002)	15 (2003)	16 (2004)	17 (2005)	18 (2006)		
1. 解体技術調査	廃棄物量の推算等の調査・検討																			
	インベントリ測定、安全性の調査・検討等																			
2. 解体技術開発	大型槽類速隔解体 ・レーザによるコンクリート表層はく離技術 ・3D-CADシステムによる解体設計 ・解体作業用α防護具等																			
	建家解体工法、廃止措置評価手法等の調査・検討 LV-2一括撤去方法の調査・検討																			
3. 解体実地試験	グローブボックス、ホットケツ内機器 Puセル内機器、大型槽類、分析セル等																			
	壁貫通配管 ライニング LV-2一括撤去																			
4. 報告書	まとめ																			

表 6.4.2-2 再処理特研の解体作業における工程別解体対象機器

年度	室・区画	解体対象機器
1996	本体施設 232号室	グローブボックス(8基)、フード(2基)等
1997	本体施設 133、134、138号室 地下ポンプ室	グローブボックス(7基)、廃液貯留設備(1基)、空調機等 溶媒供給ポンプ類(4台)、制御盤、電源盤等
1998	本体施設 ホットケーブル 222号室	バルスカラム(3基)、凝縮器、硝酸回収塔等 サンプリングプリスターセル(3基)
	溶媒回収セル	調整槽、溶媒供給槽、計量槽、ベント冷却器、 洗浄装置(3基)等
	ポンプセル	スチームエジェクタ
1999	本体施設 ホットケーブル サブケーブル	溶解槽、蒸発缶、調整槽等 調整液受槽、調整液中間槽等
	143号室	グローブボックス(1基)、TRUスラッジ固化装置等
	本体施設 分析セル、131、132号室	セル(11基)、フード(2基)等
2001	本体施設 分析セル、131、132号室 Puセル	セル(11基)等 蒸発缶、凝縮器、溶媒受槽、溶媒回収塔、冷却器、 ミキサセトラ等
	廃液長期貯蔵施設	セル(1基)、高レベル廃液処理装置等
2002	本体施設 Puセル	蒸発缶、凝縮器、溶媒受槽、溶媒回収塔、冷却器、 ミキサセトラ等
	廃液長期貯蔵施設	セル(1基)、高レベル廃液処理装置、廃液貯槽(2基)等
2003	廃液長期貯蔵施設	セル(1基)、高レベル廃液処理装置、廃液貯槽(2基上部)等
2004	本体施設 241号室	グローブボックス(1基)、回収ウラン廃液処理装置等
	廃液長期貯蔵施設	廃液貯槽(2基下部)等
2005	廃液長期貯蔵施設	ライニング、埋設配管等
2006	廃液長期貯蔵施設	廃液貯槽(1基)
2007 以降	本体施設 141、144、146号室 142、244号室 231、233号室 242、243号室 323号室 ホットケーブル(ウォータピット含) サブケーブル、溶媒回収セル ポンプセル、プルトニウムセル、 地下ポンプ室、その他	核燃料物質貯蔵庫、グローブボックス(1基)等 グローブボックス(2基)、プロセス廃液前処理装置等 フード(3基)等 グローブボックス(1基)、可燃性解体廃棄物減容処理装置等 フード(3基)、TRU含有有機廃液処理装置(焼却系)等 ライニング、コンクリート(除染)、管理区域解除サーベイ等 建家解体
	廃液操作・貯蔵室	グローブボックス(1基)、制御盤、試料採取装置、ポンプ、 TRU含有有機廃液処理装置(洗浄系)、廃液貯槽(12基) ライニング、コンクリート(除染)、管理区域解除サーベイ等 建家解体
	廃液長期貯蔵施設	計装盤、廃液貯槽(2基)、試料採取装置等、ライニング、 コンクリート(除染)、管理区域解除サーベイ等 建家解体
	廃液移送ダクト	A、B、C、D

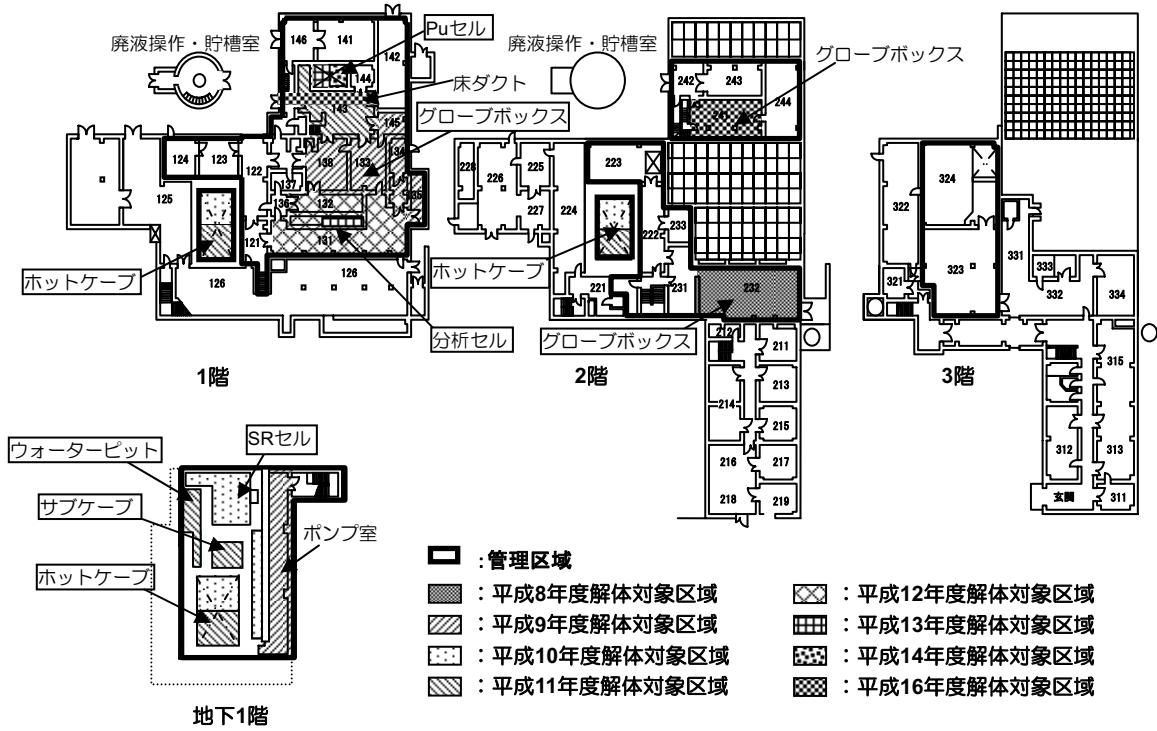


図 6.4.2-1 本体施設内の解体実地試験対象区域

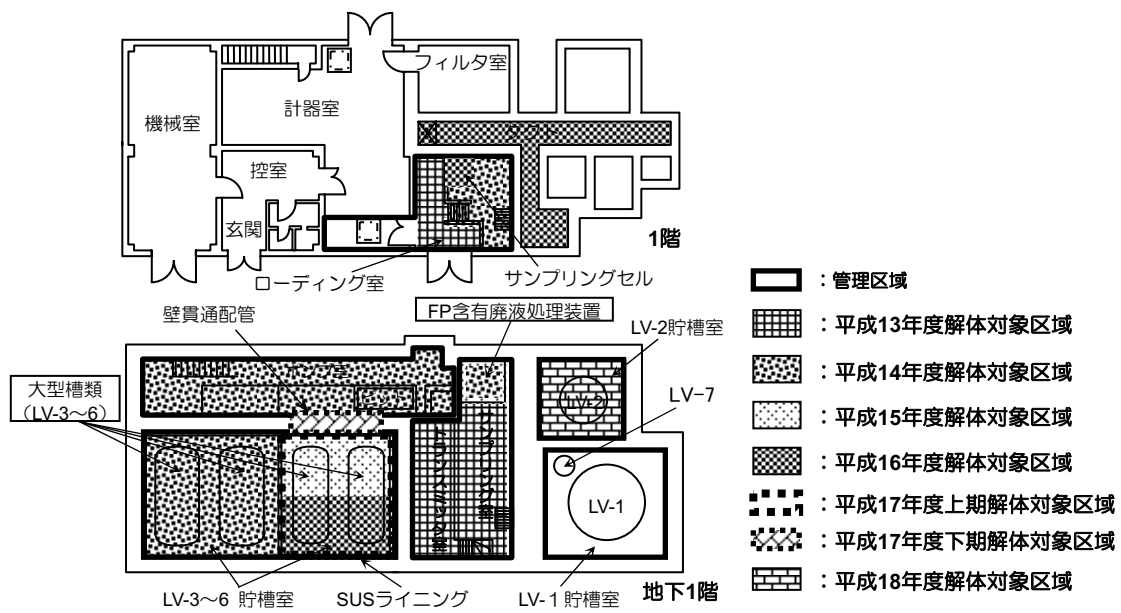


図 6.4.2-2 廃液長期貯蔵施設内の解体実地試験対象区域

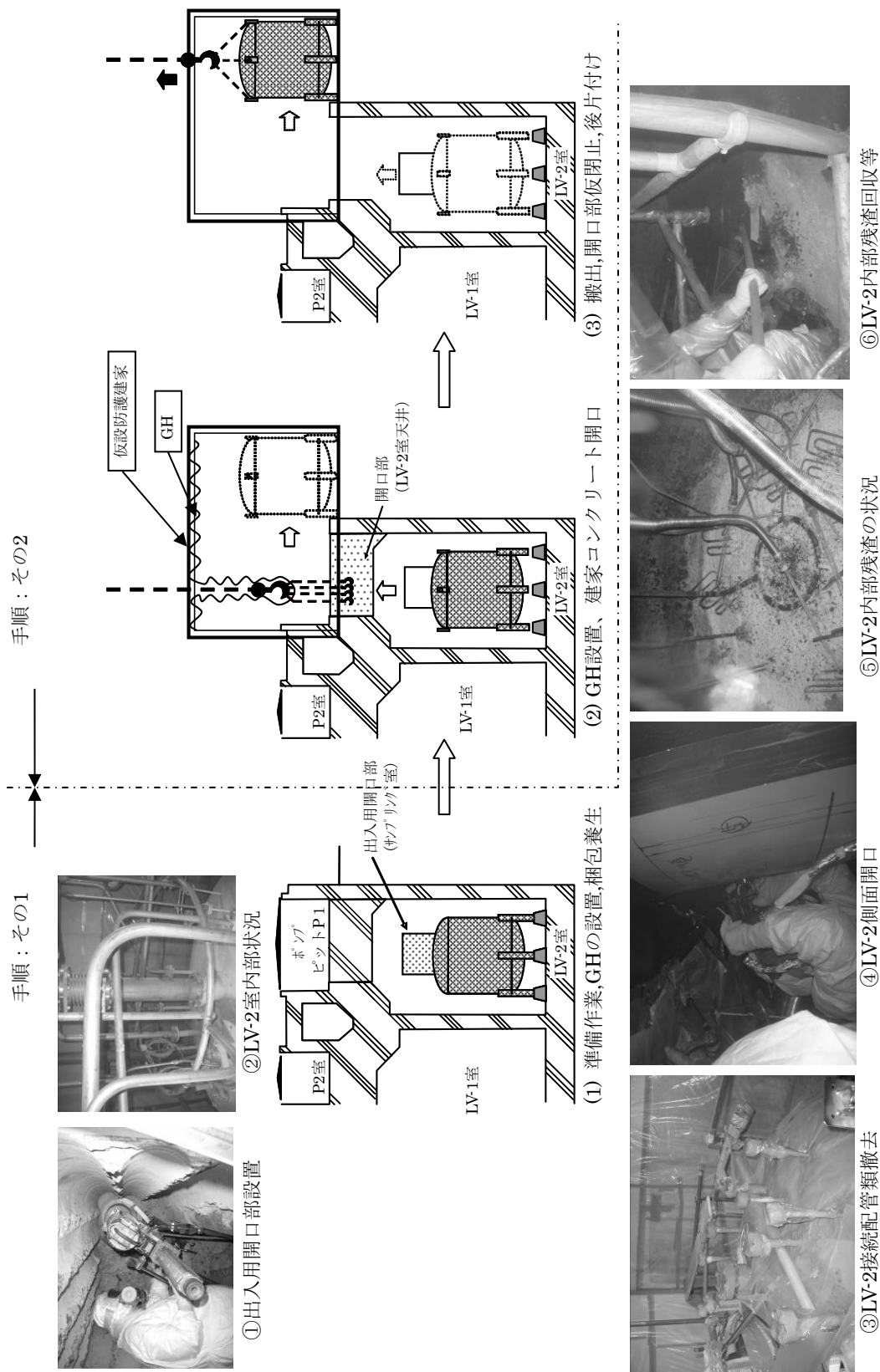


図 6.4.2-3 LV-2廃液貯槽の一括撤去の概要及び作業実績

6.4.3 プルトニウム研究 2 棟

プルトニウム研究 2 棟の廃止措置は、フッ化物揮発法による使用済核燃料の乾式再処技術の確立に寄与するために、昭和 43 年度に完成した鉄筋コンクリート地上 2 階建ての研究施設であるが、研究目的達成のため廃止措置対象施設として廃止措置中期計画に明記された。

核燃料物質使用施設にはグローブボックスがあり、内部にはフッ化物合成装置、天秤、ガス供給系の配管及び圧力計や電気炉等の計装機器が装備されている。気体廃棄施設では、1 号室及び 2 号室に排気ダクト、機械室に送風機、排風機、高性能フィルタ、屋外に排気筒がそれぞれ設置されている。液体廃棄施設では、1 号室、2 号室及び廊下にホット排水系が設置されている。固体廃棄物では、一時保管場所として廊下にカートンボックス保管用金属製棚が設置されている。解体対象は、既施設に設置されているこれらのホット系の機器設備である。

廃止措置をおこなうため、プルトニウム研究 2 棟の核燃料物質使用の廃止について平成 18 年 6 月 29 日、所内安全審査を受けて承認を得た後、平成 18 年 12 月 27 日に文部科学省へ核燃料物質の使用変更の許可申請書を提出し、平成 19 年 3 月 22 日に認可された。

(宇佐美 淳)

6.4.4 セラミック特別研究棟

セラミック特研は、核燃料物質の使用の許可を受けて平成 18 年 12 月から廃止措置を開始した。表 6.4.4-1 に、セラミック特研における廃止措置の工事实績を示す。工事は、フード等の使用施設から着手し、核燃料保管庫等の貯蔵施設、液体及び気体廃棄施設の解体が併行して行われた。除染では、ウレタン塗床材をはく離して放射性廃棄物とし、コンクリート床面の全域を対象に汚染測定を行い汚染の有無を確認後、汚染部位を除去した。

以下に、各施設における工事の概要及び廃棄物発生量を示す。

(1) 施設の解体

施設の解体では、汚染拡大防止囲い内でフードや試験装置を細断し、廃棄物容器に収納した。試験装置の解体では、プレス機の細断が困難であったが、汚染拡大防止囲い内にトタン板及びスパッタシートで防火対策を施し溶断した。液体廃棄施設のうち、廃液タンクについては内部を除染後、チップソーにより細断し、ゴムライニングを除去した。ゴムライニングの除去は困難を極めたが、鉄板面を加熱することにより比較的容易にはく離できることが判った。タンク一部の溶断及びゴムライニングのはく離では、汚染拡大防止囲いの火災を防止するため、周辺に防火用の鉄板を用いるとともに、一連の作業ごとに散水措置を行って作業を進めた。気体廃棄施設では、設置場所の 2 階を一時的に管理区域に設定し、フィルタユニットの上流側を放射性廃棄物、下流側のファンを放射性廃棄物でない廃棄物として分別して解体した。

(2) 床等の汚染の除去

建家及び廃液貯槽室の床面は、ウレタン塗床材を全面はく離して撤去した。その後、コンクリート床面の汚染測定を行った結果、18 号室他で汚染が確認された。これらは、事前調査で確認されている汚染と同様に、ハンドブレーカー等ではく離することにより、汚染部位を除去した。これらの汚染状況から、本施設のような固体の核燃料を使用する実験室では、液

体による汚染とは異なって汚染部位が散在する特徴があり、これらの特性に留意して汚染測定を行うことが必要である。

(3) 廃棄物の発生量

施設解体作業、汚染の除去及び汚染測定で発生した放射性固体廃棄物は、以下のとおりである（平成19年3月末現在）。

S-1(1m³)容器：24 基

200L ドラム缶：80 本

カートンボックス：813 個

HEPA フィルタ：14 個

プレフィルタ：15 個

(4) 被ばく及び作業実績

セラミック特別研究室建家は、解体作業時には管理区域の全域においてバックグラウンド（0.2 μ Sv/h）であったため、作業者の外部被ばくは全て不検出であった。工事に要した作業人工数は、請負作業者については 867 人・日であった。

（照沼 章弘）

表 6.6.4-1 セラミック特研の廃止の工事実績

年月	H18/12	H19/1	2	3	4	5	6	7	8
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タンク室関係の解体 ◆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) ◆排気第1、2系統のフィルタユニット下流側解体	◆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	●床表面塗装材の剥離 (建家内) ◆13、14、16、17号室コンクリート製実験台の除染	◆床表面塗装材の剥離 (DPカガ室) ◆15号室の除染 ◆汚染箇所除染 ◆汚染検査 (建家内及びD Pタンク室)	◆18号室床の除染						
その他									

6.5 今後の廃止措置計画

今後の廃止措置計画は、原科研においては中期計画に基づき実施することが予定されている。以下に、第1期中期計画と第2期中期計画の概要を示す。

6.5.1 第1期中期計画

第1期中期計画は、統合前から廃止措置に着手している再処理特研とホットラボの工事の継続と、比較的小規模施設の少量核燃料物質使用施設と原子炉施設の VHTRC を対象としている。

以下に、平成19年度から21年度までの廃止措置対象施設とその解体の予定を示す。

(1) 平成19年度

更地化：セラミック特研、プルトニウム研究2棟

管理区域解除：冶金特研

(2) 平成20年度

更地化：冶金特研

管理区域解除：VHTRC、同位体分離研究施設、再処理試験室、JFT-2

(3) 平成21年度

更地化：VHTRC、同位体分離研究施設、再処理試験室

(4) 解体を継続する施設：ホットラボ、再処理特研

(5) 使用を停止する施設：WASTEF、BECKY「空気セル」

6.5.2 第2期中期計画

第2期中期計画は、ホットラボ、再処理特研の解体の継続と、WASTEFの使用停止後の措置等が行われる予定である。

以下に、原子力科学研究所における廃止措置の第2期中期計画を示す。

(1) 再処理特研：平成26年度までの終了を目指す。

(2) ホットラボ：平成24年度までに終了を目指す。

(3) 液体処理場：平成22年年度より解体に着手し、平成26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

：平成24年年度より解体に着手し、平成26年度までの終了を目指す。

(5) 圧縮処理装置：平成25年年度より解体に着手し、平成26年度までの終了を目指す。

第2期中期計画は、原子力科学研究所としては比較的大型規模の原子力施設が対象となるため、放射性廃棄物の発生量の増加が予想される。現在、原子力科学研究所の保管廃棄施設は逼迫しており、これらの状況に留意した廃止措置計画を立案することがバックエンド技術部にとって重要な課題である。このため、第2期中期計画の実施にあたっては、廃止措置の費用はもとより、廃棄物の発生と保管能力の評価を行うことが必要である。

(富居 博行)

7 技術開発及び研究

7.1 廃棄物処分に向けての各種廃棄物の分析

7.1.1 概要

RI・研究所等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する核種の放射能濃度を評価する必要がある。放射能濃度の評価においては、膨大な数量の廃棄体が対象となることから、スケーリングファクター法（非破壊測定によって求めたキー核種の放射能濃度から、破壊分析が必要な難測定核種の放射能濃度を間接的に求める手法）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。

そこで、液体廃棄物中の核種組成を調べることを目的として、2002年度から、固化前濃縮廃液について核種分析を実施しており、2006年度末までに44試料の分析に着手した。また、2006年度においては、固体廃棄物の核種組成を調べることを目的として、第2廃棄物処理棟のセルスマリア試料8試料の分析に着手した。分析フローの概要を図7.1.1-1に示す。分析試料は分析対象核種の性状に応じて酸分解、アルカリ融解等の前処理を行った。前処理後、Cm-244を除く α 線放出核種は抽出クロマトグラフィーにより分離抽出した。Np-237は質量分析装置(ICP-MS)を用いて測定し、Pu-238、Pu-239+240、Am-241、Cm-244は α 線スペクトロメータ、Am-243は γ 線スペクトロメータを用いて測定した。Sr-90は固相抽出剤を用いて抽出し、 β 線スペクトロメータを用いて測定した。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ーにより抽出した。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。I-129は固相抽出剤を用いて分離抽出し、質量分析装置(AMS)を用いて測定した。Tc-99は沈殿分離を繰り返した後、固相抽出剤を用いて抽出した。測定はガスフローカウンタ(LBC)を用いて行った。

7.1.2 分析結果

2006年度末までに取得したデータに対し、t検定を行った結果を表7.1.2-1に示す。t検定はキー核種の放射能濃度(x)と対象核種の放射能濃度(y)の相関関係の有無を判定するものであり、式7.1.2-1で求めたTが、t分布において自由度をn-2(nは標本数)、有意水準0.01として与えられる値t(n-2,0.01)より大きければ、相関関係は成立すると判定される。

$$T = \sqrt{\frac{(n-2)C_{xy}^2}{1-C_{xy}^2}} \quad \dots \text{式 7.1.2-1}$$

ただし、

$$C_{xy} = \frac{s_{xy}}{s_x s_y}$$

$$s_x = \sqrt{\frac{1}{n} \left\{ \left(x_1 - \bar{x} \right)^2 + \left(x_2 - \bar{x} \right)^2 + \cdots + \left(x_n - \bar{x} \right)^2 \right\}}$$

$$s_y = \sqrt{\frac{1}{n} \left\{ \left(y_1 - \bar{y} \right)^2 + \left(y_2 - \bar{y} \right)^2 + \cdots + \left(y_n - \bar{y} \right)^2 \right\}}$$

$$s_{xy} = \sqrt{\frac{1}{n} \left\{ \left(x_1 - \bar{x} \right) \left(y_1 - \bar{y} \right) + \left(x_2 - \bar{x} \right) \left(y_2 - \bar{y} \right) + \cdots + \left(x_n - \bar{x} \right) \left(y_n - \bar{y} \right) \right\}} \quad \bar{x}, \bar{y} : \text{平均値}$$

キー核種は、放射化起源の核種については Co-60 とし、照射済燃料起源の核種については Cs-137 とした。これは Co-60、Cs-137 がそれぞれの起源において主要な核種であるとともに、外部非破壊測定が可能な核種であるためである。これまでに得られたデータにおいて、Sr-90、I-129、Eu-154 及び α 核種については Cs-137 との相関関係が認められた。

7.1.3 今後の予定

今後は、固化前濃縮廃液、セルスマリア試料の分析を継続するとともに、原子炉解体等に伴って発生した金属廃棄物の分析に着手する。

(星 亜紀子)

表 7.1.2-1 分析結果

試料性状	核種	キー核種	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	8	0.81	3.71	無
	C-14	Co-60	8	1.32	3.71	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	31	7.56	2.76	有
	Pu-239+240	Cs-137	31	6.78	2.76	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

*2006 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

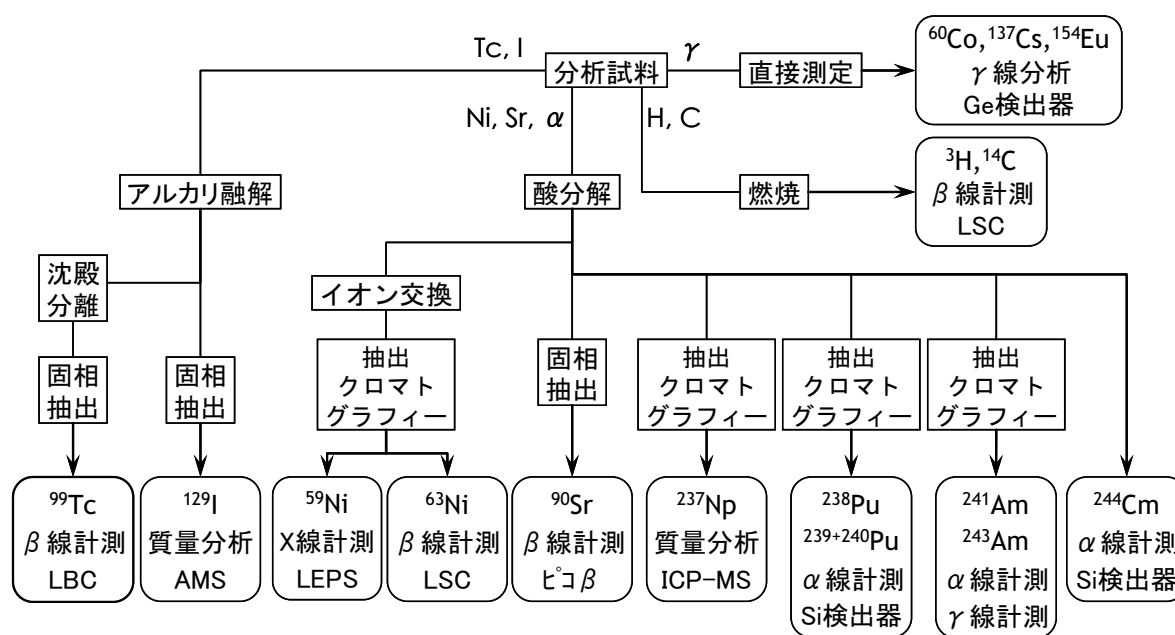


図 7.1.1-1 分析フロー

7.2 クリアランス

7.2.1 プラスチックシンチレーションサーベイメータの製作

クリアランスの法制化に伴い、放射能濃度確認対象物がクリアランスレベルを満足していることの検認に係る測定・評価技術の確立が必要である。小規模の原子力施設に対するクリアランスの検認測定では、測定のための取扱いが容易で、軽量の基本測定器を使用することが有効である。このため、小規模施設用のクリアランス検認測定器として、プラスチックシンチレーションサーベイメータを製作した(同サーベイメータの概観を図 7.2.1-1 に、また、構成を表 7.2.1-1 に示す)。

今回製作したプラスチックシンチレーションサーベイメータは、測定ユニットと検出部で構成され、2層のプラスチックシンチレーション検出器を装備することによりβ線とγ線を弁別して測定・評価できるものである。測定器は検出部が約 2.4kg と軽量で、定点測定又は走査測定を行ったデータを内蔵パソコンに記録し、保存することができる。

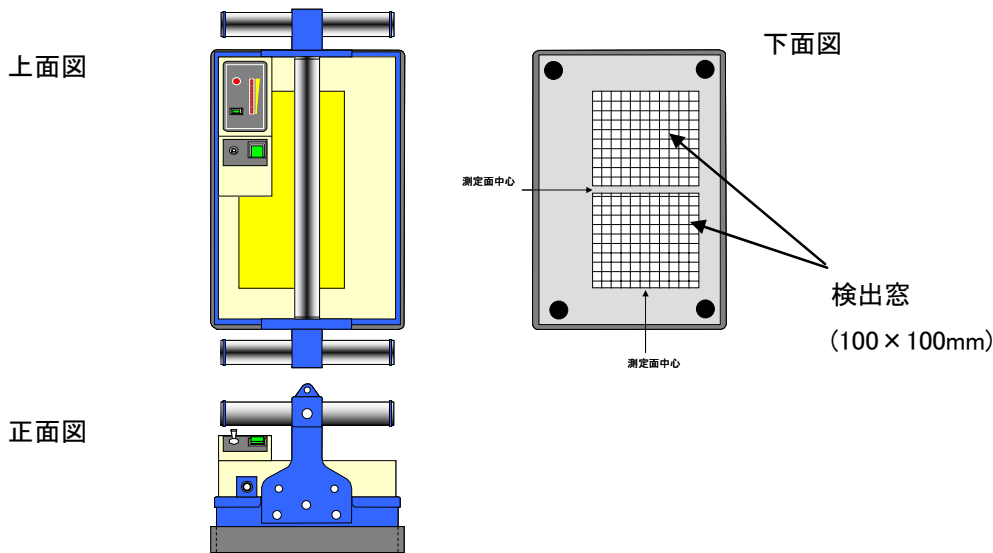


図 7.2.1-1 プラスチックシンチレーションサーベイメータの概観図

表 7.2.1-1 プラスチックシンチレーションサーベイメータの構成

項目	主要な仕様
構成	検出部、測定ユニット、接続ケーブル(2m) 付属品：予備バッテリー(2)、遮光膜 10 枚
検出部	寸法・重量：300×155×180mm、2.4kg 検出窓面積：200cm ² 1層目(β線用検出器)：100×100×1mm×2 個(チャンネル(CH)1 と 2) 2層目(γ線用検出器)：100×100×3mm×2 個(チャンネル(CH)1 と 2) 光電子増倍管(6本)：φ19mm ヘッドオン型
電源部	バッテリー(充電時間約 3 時間)：リチウムポリマー電池(60Wh)、2 台

製作したプラスチックシンチレーションサーベイメータの基本特性を把握するため、①線量率特性試験、②エネルギー特性試験、③感度試験等を行った¹⁾。

線量率特性試験においては、サーベイメータの検出部中心位置の線量当量率が $1\mu\text{Sv/h}$ から $10\mu\text{Sv/h}$ となるように、 γ 線源(^{60}Co)とサーベイメータの距離を変化させながら、各位置において60秒間測定を行った。その結果、図7.2.1-2に示すように、 β 線用検出器と γ 線用検出器の両方とも、線量当量率と正味計数率の間に直線性があることが確認された。

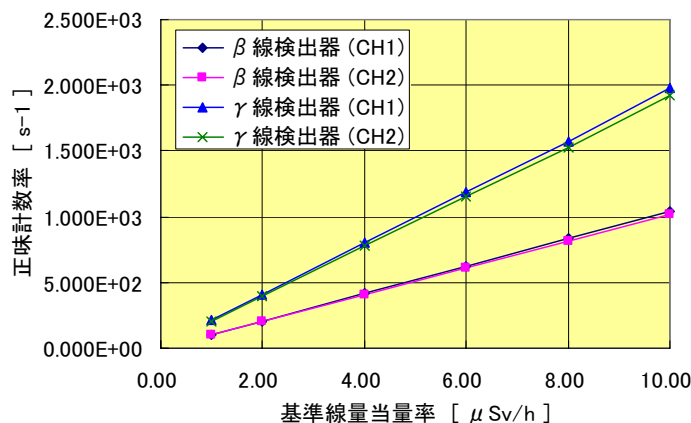


図 7.2.1-2 線量率特性試験の結果

エネルギー特性試験においては、異なる β 線のエネルギーに対する β 線計数効率を測定することにより、サーベイメータのエネルギー特性を把握した。試験では、検出器表面と線源の距離を5mmとし、 ^{14}C (156keV)、 ^{60}Co (318keV)及び ^{36}Cl (709keV)を β 線源として用いた。その結果、各 β 線エネルギーにおける計数効率は、156keV(^{14}C)のとき5.0%、318keV(^{60}Co)のとき17.6%及び709keV(^{36}Cl)のとき25.9%であった。

感度試験では、 ^{60}Co の γ 線点線源及び β 線面線源並びに ^{238}U の β 線面線源を用いて、サーベイメータの計数効率を測定した。その結果、線源と検出器との距離を5mmとした場合の各種線源に対する計数効率は、 ^{60}Co の γ 線点線源及び β 線面線源並びに ^{238}U の β 線面線源に対して、それぞれ、13.9%、0.88%、25.9%であった。

今後は、本測定器を用いて、対象物に対応した測定・評価方法の確立を行う予定である。

参考文献

- 1) 立花光夫他,「クリアランス検認測定等のためのPLシンチレーションサーベイメータの製作」, 日本原子力学会2007年春年会講演要旨集, p.270 (2007)

(富居 博行)

7.2.2 旧 JRR-3 改造コンクリートのクリアランス

(1) 概要

旧 JRR-3 の改造に伴って発生したコンクリートの保管廃棄物を対象に、クリアランスに必要な技術的検討等を実施した。検討に当たっては、バックエンド技術部、バックエンド推進部門及び安全研究センターに所属する職員で構成されるワーキンググループを設置して検討を進めた。また、適宜、研究炉加速器管理部の協力を得ながら検討を進めた。

平成 17 年度下半期と 18 年度に実施した主な検討項目は、以下のとおりである。

- ① コンクリート中に含有されるトリチウムの放射能濃度測定手法の開発
- ② 事前放射能調査

(2) トリチウムの放射能測定手法の開発

①のコンクリート中に含まれるトリチウムの放射能濃度測定手法については、バックエンド推進部門が開発を担当した。開発に当たっては、多数の試料を簡便に測定できる手法の確立を目指し、従来から使用されている燃焼法ではなく、水浸漬法に絞って技術開発を実施した。その結果、図 7.2.2-1 に示す分析方法を確立した。

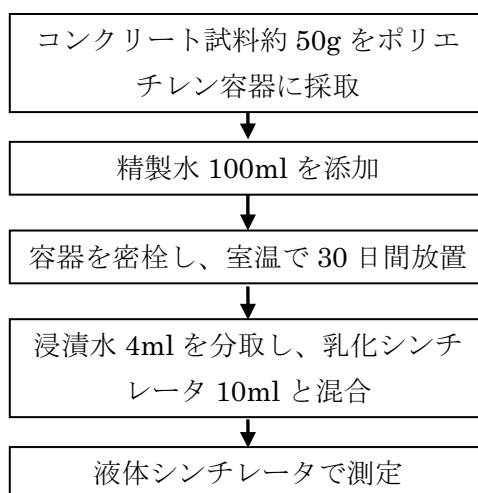


図 7.2.2-1 コンクリート中のトリチウムの分析操作方法の概要

コンクリート中に浸透したトリチウムの回収率については、トリチウムを含浸させた模擬試料と旧 JRR-3 の解体コンクリートの実試料を用いて、浸出率の経時変化を測定した。その結果、本方法を使用すれば、図 7.2.2-2 に示すように、試料を 30 日間水に浸漬することにより、コンクリート中に含有しているトリチウムを 90%以上回収することができることがわかった¹⁾。また、検出限界放射能濃度としては、1 Bq/g(トリチウムのクリアランスレベルは 100 Bq/g)を達成できることがわかった。

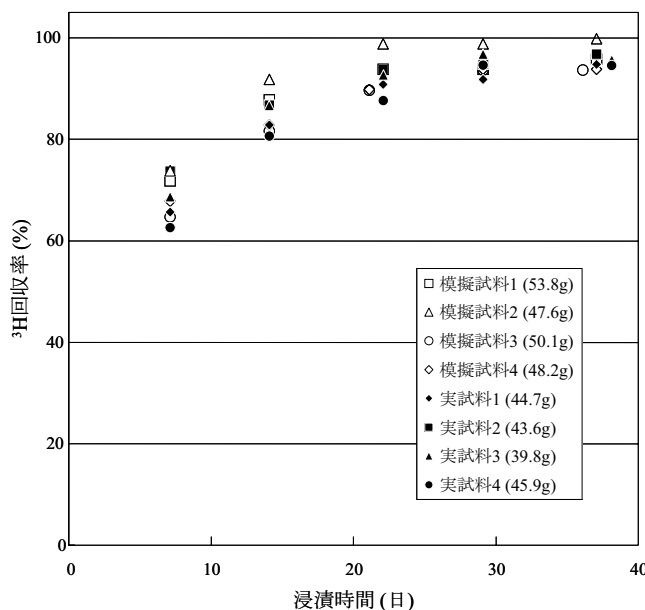


図 7.2.2-2 トリチウム回収率の経時変化

(3) 事前調査結果

②の事前調査については、保管廃棄施設に収納されているクリアランス対象物から試料採取を行い、採取した試料中のトリチウム濃度の測定とγ線スペクトロメトリーによる測定を行った。放射能測定方法は、トリチウムについては、(2)で述べた方法に従って実施した。また、γ線スペクトロメトリーについては、Ge 半導体検出器を用いて、粒度調整をした 500 グラムのコンクリート試料を 1 万秒測定した。測定試料数は、トリチウム濃度の測定とγ線スペクトロメトリーで、それぞれ、637 試料と 388 試料であった。

トリチウムの測定結果としては、94 試料から検出限界濃度を超えるトリチウムが検出され、最大 6.9 Bq/g、平均 1.1 Bq/g であった。検出された最大の放射能濃度であっても、トリチウムのクリアランスレベル (100 Bq/g) の約 1/10 であった。

γ線スペクトロメトリーの測定結果としては、人工放射性物質としては、⁶⁰Co と ¹³⁷Cs が検出されたのみであった。⁶⁰Co については、1 試料のみから検出限界濃度を超える値が検出され、その値は 6.2×10^{-3} Bq/g であった。また、¹³⁷Cs については 44 試料から検出限界濃度を超える値が検出されたが、その放射能濃度は極めて低く、最大 1.5×10^{-3} Bq/g、平均 8.6×10^{-4} Bq/g であった。検出された放射能濃度は、最大放射能濃度であっても、⁶⁰Co と ¹³⁷Cs のクリアランスレベル (0.1 Bq/g) のそれぞれ約 1/15 と約 1/70 であった。

(4) 今後の計画

上記の検討結果に基づき、放射能濃度の測定及び評価に係る認可申請書の案を作成し、平成 18 年 11 月以降、文部科学省に対して逐次説明を行ってきた。平成 19 年度においても、引き続き、認可申請書の内容について文部科学省に対して説明を行い、認可申請を実施する予定である。認可取得後は、認可された放射能濃度の測定及び評価に関する手法を用いて、確認申請に必要な放射能濃度のデータを取得する計画である。その後、文部科学省に対して確認の認可申請を行い、記録等の確認を受けた後に、対象物を保管廃棄施設から取り出す予

定である。クリアランスしたコンクリートについては、所内での施設整備の資材として再利用する計画である。

参考文献

- 1) 藤原亜佐子他, 「コンクリート中のクリアランスレベルのトリチウム濃度測定法」, 日本原子力学会和文論文誌 Vol.6, No.1 (2007) 58-64.

(大越 実)

7.3 廃液貯槽の撤去等に関する安全性の調査・検討

7.3.1 調査・検討の概要

再処理特研では、1996年度から核燃料取扱施設の解体技術開発を目的として、再処理特研の設備・機器等の解体（以下、「解体実地試験」という）を行っている。解体実地試験の実施にあたっては、作業着手前に作業方法の検討、安全性の評価、廃棄物発生量の推算等の調査を行う必要がある。2005年度下期の解体に関する安全性の調査・検討では、2006年度に解体撤去が計画されている廃液貯槽 LV-2（以下、「LV-2」という）を検討対象とした。

再処理特研の廃液長期貯蔵施設内に設置されている LV-2 は、再処理試験によって発生したアルミ脱被覆廃液を貯留した貯槽であり、1986年までに廃液の処理を終了している。LV-2 の設置エリア（LV-2 室）は非常に狭隘であることから、LV-2 室内で解体撤去する場合、作業の安全性確保が困難となることが予想される。このため、より安全性の高い作業方法を採用するため、LV-2 室の天井コンクリートを開口し、LV-2 本体を建家外に一括で搬出した後、解体分別保管棟に搬入する作業方法を検討した。

主要設備概略仕様を表 7.3.1-1 に、解体対象物の残留放射エネルギーを表 7.3.1-2 に示す。また、調査・検討の対象範囲を図 7.3.1-1 に、機器類の設置状況図を図 7.3.1-2 に示す。LV-2 はコンクリートセル内（L4.1m×W4.1m×H6.2m）に設置され、鉄製の貯槽（φ2.6m×H3.2m、厚さ8mm）である。接続配管はプロセス、計装及びユーティリティ配管であり、材質はステンレス製である。LV-2 の重量は、接続配管及び付属設備を含めて約 3.1 トンである。

7.3.2 検討内容

調査・検討では、作業方法、安全対策、作業日数、被ばく評価及び廃棄物発生量の検討を行った。以下にその内容を示す。

(1) 作業方法

LV-2 一括搬出撤去は、LV-2 室に入室するための壁コンクリートの開口、LV-2 接続配管等の撤去、LV-2 室内残渣の除去、天井コンクリートの開口、LV-2 の撤去・搬送、解体分別保管棟への搬入及び開口部の閉止措置で構成される。これらの作業項目について、作業方法等の検討を行った。天井コンクリートの開口では、管理区域側の天井コンクリートを一部残存させ、天井開口用 GH（以下、「GH」という）を設置するとともに、一時管理区域を設定し開口する作業方法とした。図 7.3.2-1 に LV-2 搬出方法の概略図を示す。天井開口時は、GH が管理区域境界となるため、GH を保護するための仮設防護建家の構造検討を行い、LV-2 を搬出するための開閉式の天井構造についても併せて検討を行った。また、LV-2 内底部に残存する残渣は汚染レベルが高いことから、エアライン装備等を考慮した作業方法を検討した。

(2) 安全対策

作業安全管理では、閉所における作業監視体制の確立、切断装置の取扱い及び酸素濃度の把握等に十分留意するとともに、作業開始前に関係者と十分打ち合わせを行い、予測される危険について周知徹底し、事故防止に努める。放射線安全管理では、特に残渣の回収前に詳

細に汚染状況を把握するとともに、汚染結果に基づき作業手順及び方法に反映させること、出入用 GH からの退出手順について検討した。

(3) 作業日数、被ばく評価及び廃棄物発生量

調査・検討した作業方法に基づき、作業日数、被ばく評価及び廃棄物発生量について検討を行った。表 7.3.2-1 に作業日数、被ばく評価及び廃棄物発生量を示す。作業日数は 128 日であり、1 か月を 20 日とすると 6 か月半の工程となった。被ばく評価としては、内外被ばく評価及び排気筒出口における放射能濃度評価を行い、いずれも法令で定める基準値以下であることを確認した。放射性廃棄物の発生量は、200L ドラム缶換算で 77 本、赤色カートンボックス（可燃性）で 1,281 個と推算された。

7.3.3 まとめ

解体撤去の作業内容及び方法等について、LV-2 一括搬出から解体分別保管棟への搬入に至るまでの検討を行った。本調査検討により作業内容及び方法が明確になるとともに、作業を安全かつ円滑に実施できる見通しが得られた。さらに、検討された作業方法及び安全性評価を、使用変更許可申請等の許認可資料を作成するための基礎資料とすることができた。

(明道 栄人)

表 7.3.1-1 主要設備概略仕様

部屋名	貯留槽名	項目	概略仕様	材質	重量 (kg)	表面積 (m ²)*
LV-2 室	LV-2	本体	2,616mm φ × 3,245mmL, 8mmt	SS400	2,167	34.52
		ハットホール	20B、t=6mm、φ 508mm	SUS304L	5	
		ハットホール蓋	20B、JIS5K、t=24mm	SUS304L	69	
		脚部	8B SCH40、1,220mmL、4脚	SS400	203	
		撒水装置	1B SCH80、3.14m	SUS304L	15	
		ノズル類	1/8B~2B	SUS304L	162	
		接続配管	プロセス配管 : 1B~2B 計装配管 : 3/8B ユーティリティ配管 : 1B~1・1/2B	SUS304L	264	34.52
		配管サポート	L30×30×3	SUS304L	17	
		マンホール蓋	700×700×1,050mm、6mmt	SS400	160	
		LV-2 室天井	3,000×3,600×1,330mm	コンクリート	33,037	
		ポンプピット	蓋 : 3,500×3,500mm、3.2mmt 貫通プラグ : φ 650(170)×1,330mm×2ヶ ポンプピット壁 : 500×3,300×1,700mm	SS400 コンクリート コンクリート	370 1,054 11,828	
合計					49,351	34.52

* : 表面積は槽内表面積のみを示す。

表 7.3.1-2 解体対象物の残留放射能

	汚染	槽内最大表面密度 (Bq/cm ²)	槽内表面積 (cm ²)	残留放射能 (Bq)	主要核種
LV-2 槽内	α汚染	1.90×10 ⁻¹	3.45×10 ⁵	6.56×10 ⁴	Pu-239
	β(γ)汚染	4.20		1.45×10 ⁶	Sr-90, Cs-137
スラッジ	α汚染	6.90×10 ³ *1)	1.17×10 ⁶ *2)	8.10×10 ⁹	Pu-239
	β(γ)汚染	4.10×10 ⁵ *1)		4.80×10 ¹¹	Sr-90

*1 : スラッジのα又はβ(γ)核種濃度の単位は(Bq/g)である。

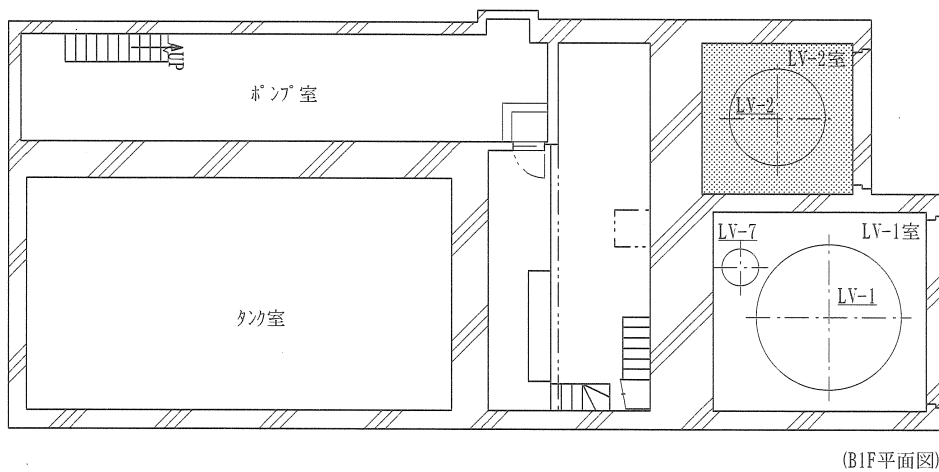
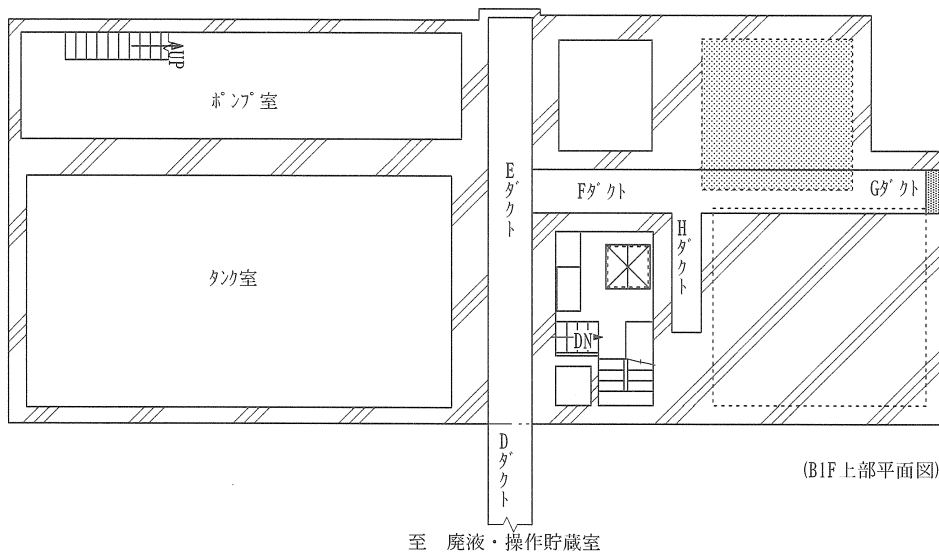
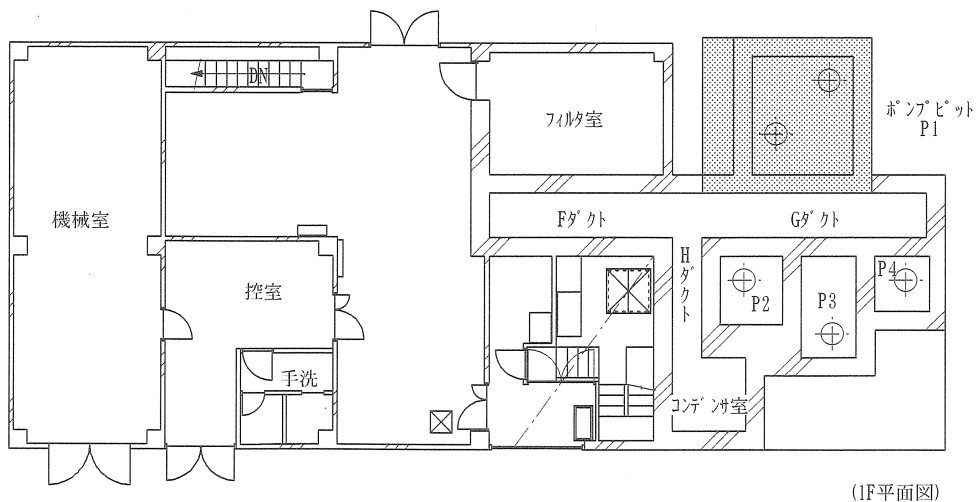
*2 : 残留スラッジ量を示し、単位は(g)である。

表 7.3.2-1 作業日数、被ばく評価及び廃棄物発生量

検討項目		評価結果	
作業日数		128日	
実効線量当量	作業者の外部被ばく (mSv)	3.43	
	作業者の内部被ばく (mSv)	Pu-239	1.25×10^{-7}
		Cs-137	5.02×10^{-10}
		Sr-90	2.25×10^{-9}
	合計 (mSv)	3.43	
排気筒出口の放射能濃度 *1 (Bq/cm ²)	Pu-239	1.38×10^{-18}	
	Cs-137 及び Sr-90	3.04×10^{-17}	
廃棄物発生量	α 放射性廃棄物		
	200LSUS 製ドラム缶 (金属)	11本	
	β (γ)放射性廃棄物		
	LV-2 廃液貯槽 (大型機器)	1基(6本 *2)	
	200L 黄色ドラム缶 (非金属)	55本	
	200L 黄色ドラム缶 (金属)	5本	
	赤色カートンボックス (可燃性)	1,281個	
酢酸ビニールシート梱包物 (HEPA フィルタ)	2個		

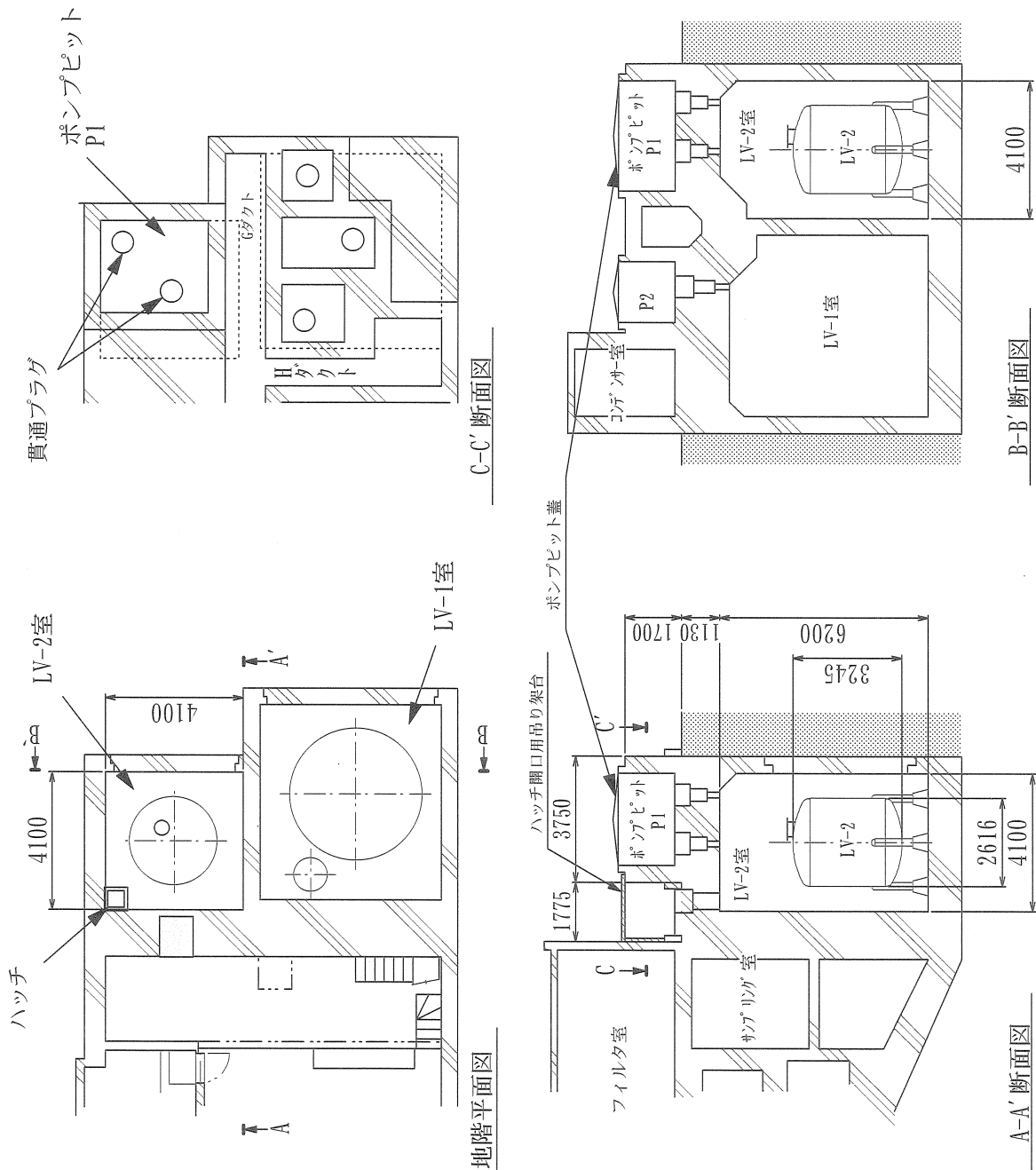
*1 : 解体作業において空气中放射能濃度が最大となる作業を 3 か月実施したと仮定

*2 : 解体分別保管棟で解体した場合のドラム缶本数



: 調査検討対象範囲

図7.3.1-1 調査・検討対象範囲



単位：mm

図7.3.1-2 機器類設置状況図

7.4 廃液長期貯蔵施設における貫通配管の撤去

7.4.1 撤去作業の概要

2005年度下期では、廃液長期貯蔵施設内地下タンク室に敷設されている一部の貫通配管を対象に解体撤去を行った。

本貫通配管は、地下タンク室に設置されていた大型槽 LV-3 から LV-6 のプロセス廃液の移送用及び計装用配管として用いられ、プロセス配管は 1B、計装配管は 3/4B～1.5B の配管口径である。現在は壁立ち上がり 100mm まで残存しており、配管の両端部は閉止キャップ等で閉止されている。これらの配管は地下タンク室ーポンプ室間の壁厚約 1m のコンクリートに敷設されている。貫通配管の配置図を図 7.4.1-1 に示す。解体作業では、汚染拡大防止を図るため、地下タンク室等にグリーンハウス（以下、「GH」という）を設置した。撤去工法としては、貫通配管が厚壁コンクリートに敷設されていることから効率的に撤去作業を進めるため、ワイヤーソー工法を適用した。ワイヤーソー工法では、冷却水を用いる一般的な湿式法ではなく、液体廃棄物発生の防止等の観点から、乾式法による切断方法を用いた。ワイヤーソー切断装置の概略及び仕様を図 7.4.1-2 に示す。対象となる配管群は、4つのユニット（A から D）に分割し、ユニットの四隅をコアボーリングによって穿孔後、ワイヤーソーを用いてユニット毎にコンクリート切断を行った。切断は、ワイヤーへの負荷が少なくなるように、ユニットの底部を最初に切断し、最後に上部を切断する切断順序とした。切断後、ユニット（コンクリートブロック）を吊り具を用いて床面に吊り下ろした。吊り下ろしたコンクリートブロックは、配管とコンクリートを分類するため、静的破碎材（主成分：酸化カルシウム）を充填しコンクリートブロックを破碎させるとともに、ブレーカ等による二次破碎を効率的に行い、材質毎に分類した。これらの撤去物は梱包した後、放射性廃棄物として 200L 黄色ドラム缶等に収納し保管廃棄した。撤去後の壁開口部は、施設の維持管理に支障の無いように鋼製蓋で閉止し密閉措置を行うとともに、GH を撤去し作業区域に汚染のないことを確認した。

7.4.2 撤去作業に係るデータ分析

(1) 作業人工数

貫通配管の撤去作業は、主に準備作業、GH の設置、貫通配管の撤去（二次破碎等を含む）、撤去物の梱包搬出、GH の撤去及び後片付けに大別される。作業項目毎の人工数の割合を図 7.4.2-1 に示す。これらの作業に要した作業人工数は、669 人・日であり、貫通配管の撤去で全体の 43.2%（289 人・日）を占めた。

(2) 作業効率等

貫通配管の撤去は、コアボーリング、ワイヤーソー切断、ユニットの吊下ろし、ユニットへの静的破碎剤の充填及び二次破碎に分類される。これら一連の作業項目について作業時間（man.hour）を整理した。図 7.4.2-2 に貫通配管の撤去に係る作業時間を示す。

このうち、ワイヤーソー切断に要した作業時間は 29～69man.hour であり、切断面積が最も小さいユニット D で最も多い作業時間であった。これは切断時にワイヤーの破断が発

生したことが主な原因である。図 7.4.2-3 にワイヤーの破断による単位面積あたりの中断回数を、図 7.4.2-4 にワイヤーソーによる切断作業効率を示す。図 7.4.2-3 及び図 7.4.2-4 を比較すると、ワイヤーの破断が多く、中断回数が多いほど切断作業効率が低下している。ワイヤーの破断は切断面積が小さい場合、回転するワイヤーの曲率が大きくなり破断する傾向が高くなるため、効率的に切断するためには、切断面積を広く取ることが必要であるとの知見を得た。平均切断作業効率としては、 $0.08\text{m}^2/\text{man.hour}$ であった。

また、図 7.4.2-5 にワイヤーソーの切断速度を示す。切断速度は、段取り等の付帯作業を除き、切断のみに要した時間を各ユニットの切断面積で除したものである。各ユニットにおいてほぼ同等の切断速度を示し、平均切断速度は $1.7\text{m}^2/\text{h}$ であった。一般的に切断速度は、湿式による切断の方が冷却効果等により高くなるが ($2.5\text{m}^2/\text{h}$)¹⁾、今回の作業結果から、乾式による切断においても大幅な切断速度の低下は見られず、良好に切断が行えることを確認できた。

(3) 放射性廃棄物の発生量

解体に伴って発生する放射性廃棄物は、解体廃棄物と付随廃棄物に分類される。金属、コンクリート等の解体廃棄物及び付随廃棄物は、200L 黄色ドラム缶等に収納した。養生シート、ウエス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放射性廃棄物の発生量を図 7.4.2-6 に示す。発生重量は約 8 トンであり、このうち 43%を占める約 3.4 トンが付随廃棄物であった。

参考文献

- 1) 藤井信一他：“東海発電所の放射化コンクリート切断技術の評価”、日本原子力学会 2005 年秋の大会予稿集 p. 477 (2005)

(明道 栄人)

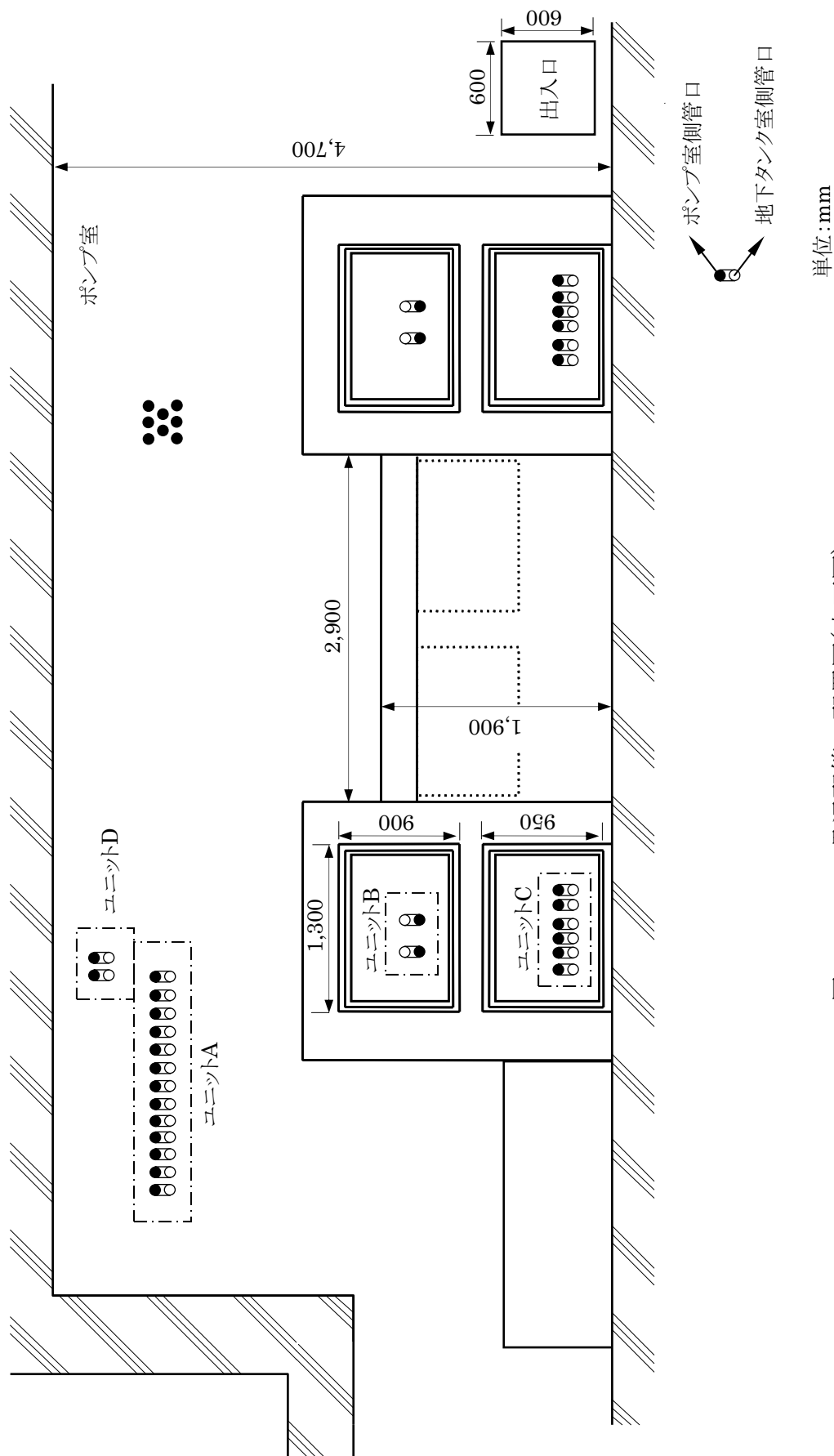
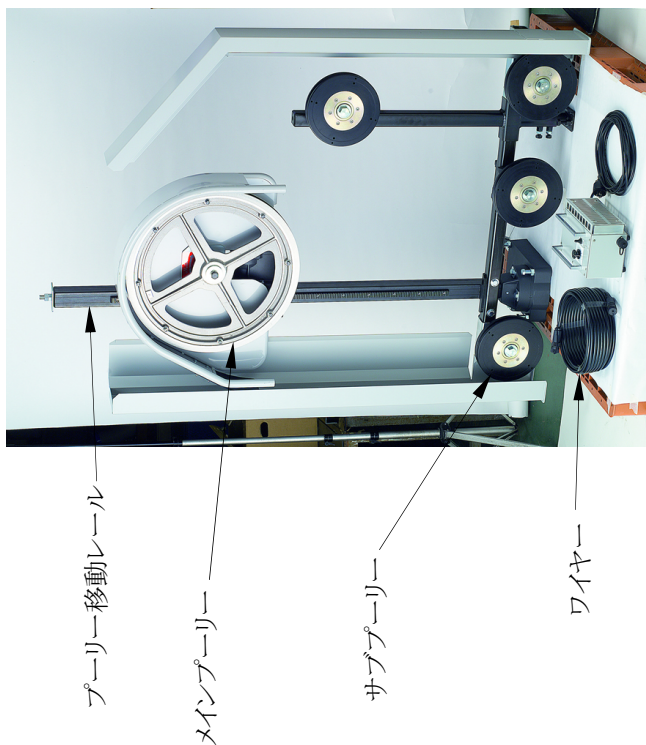
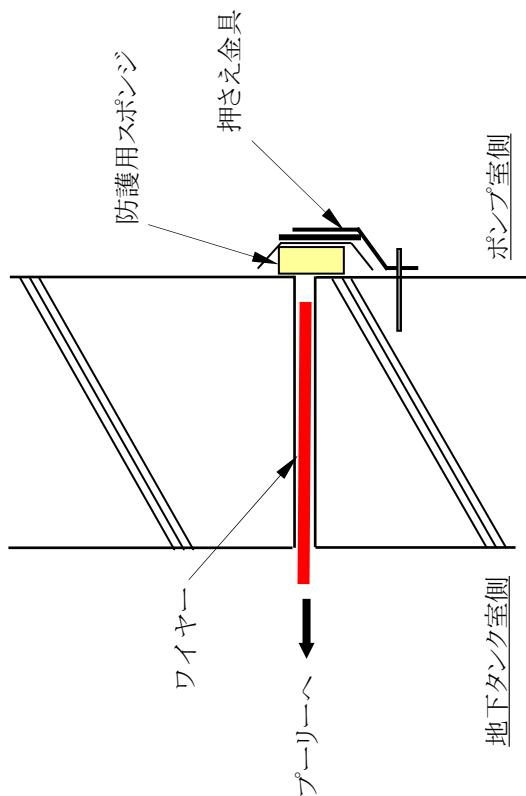


図7.4.1-1 貫通配管の配置図(立面図)



乾式用ワイヤー



ワイヤーソー切断装置の主な仕様

型式	DMS-10A
メインプーリーの外径	600mm
最大引張力	1,568N
最大移動ストローク	1,190mm
動力源	油圧(最大:20.6MPa)
機械寸法	1,370W × 557L × 2,054H(mm)
重量	150kg

図7.4.1-2 ワイヤーソー切断装置の概略及び仕様

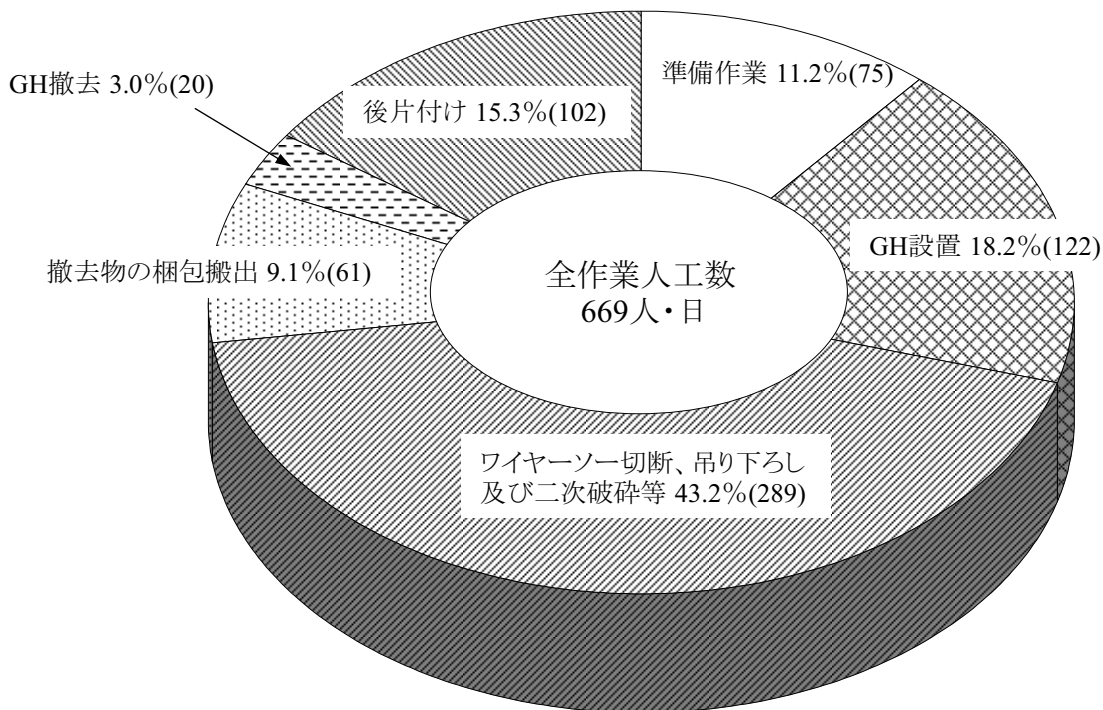


図7.4.2-1 作業項目毎の人工数の割合

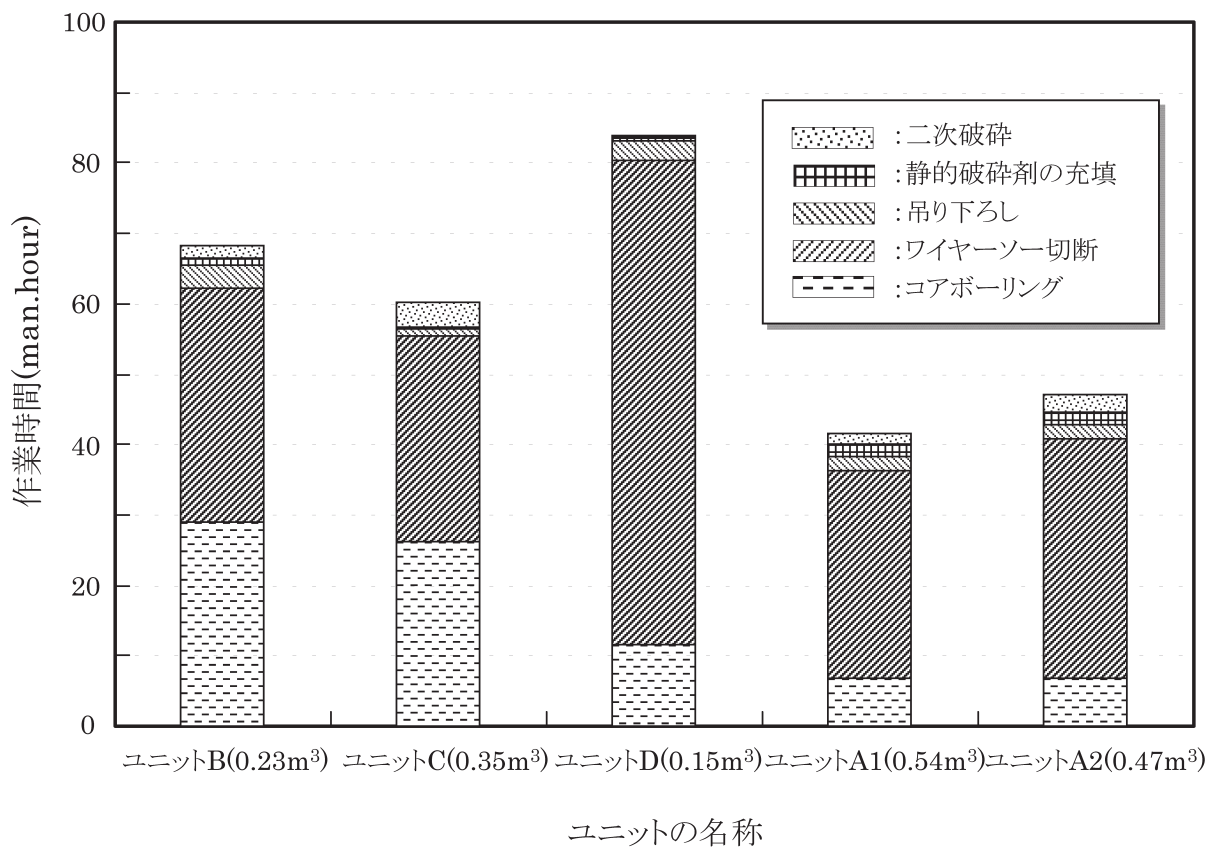


図7.4.2-2 貫通配管の撤去に係る作業時間

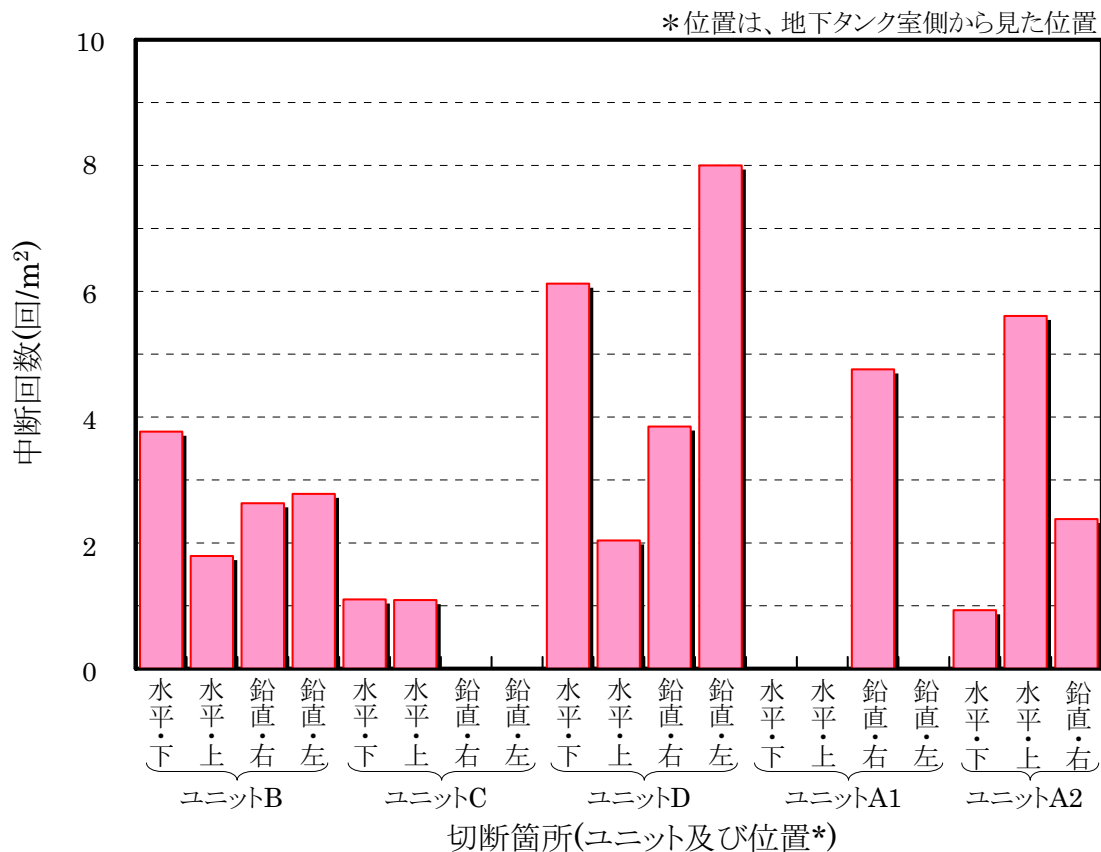


図7.4.2-3 ワイヤの破断による単位面積あたりの中断回数

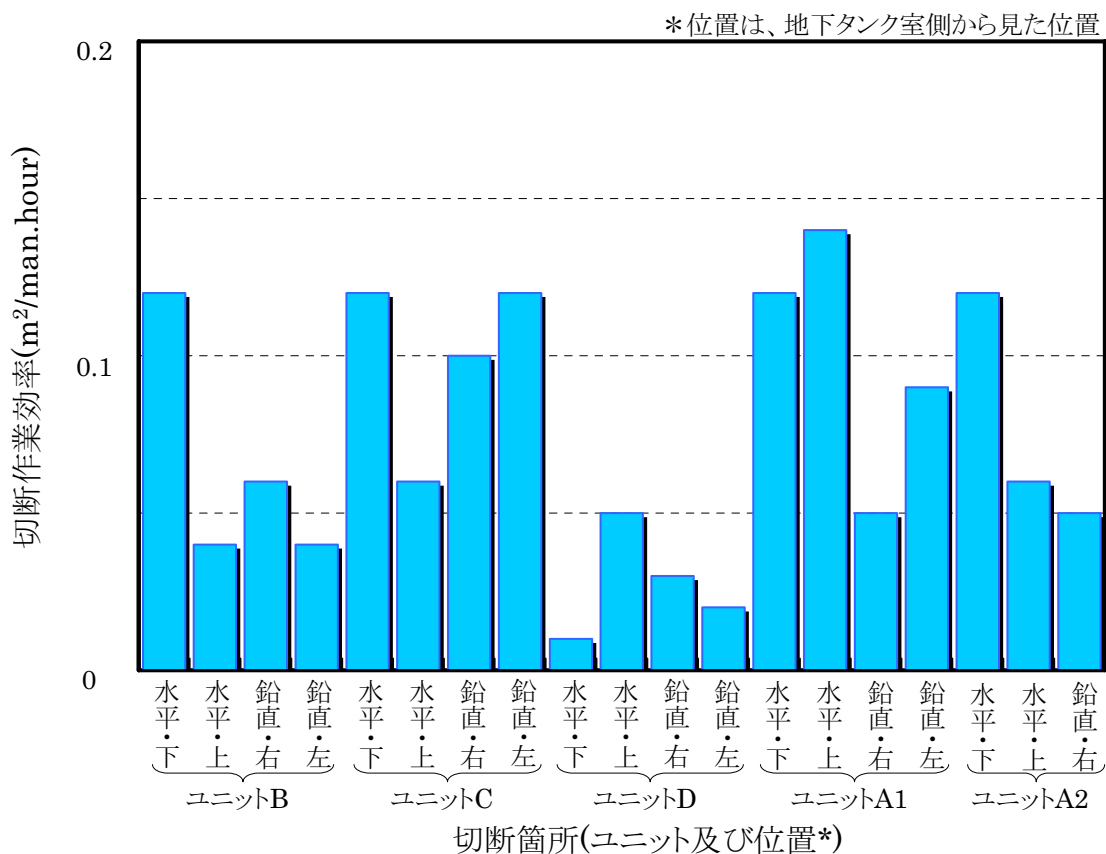


図7.4.2-4 ワイヤソーによる切断作業効率

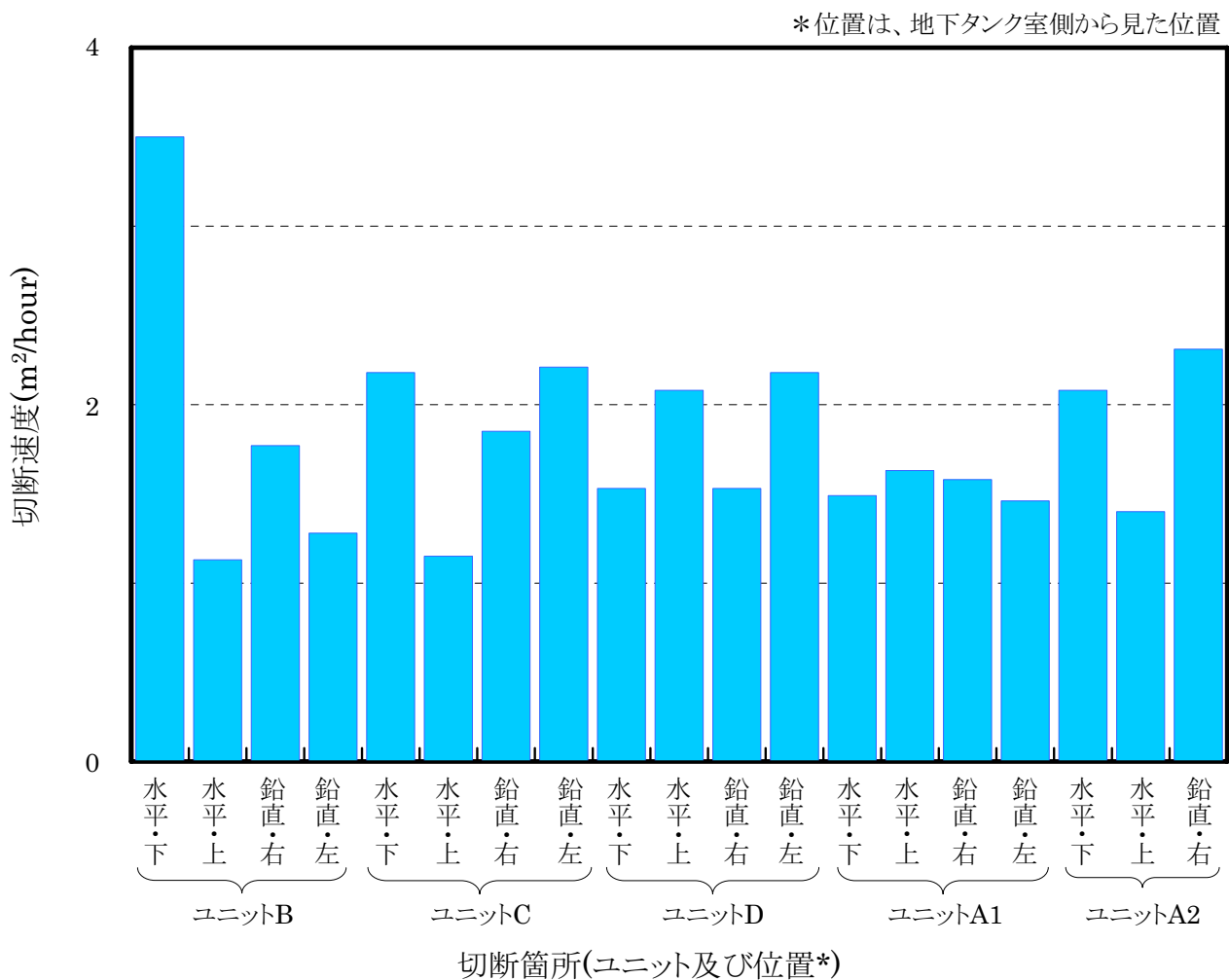


図7.4.2-5 ワイヤソーの切断速度

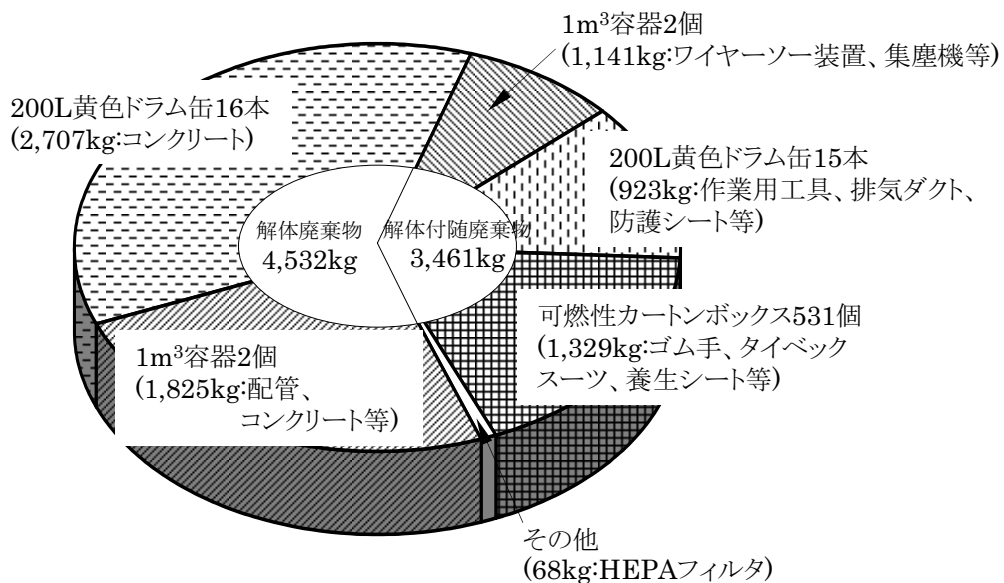


図7.4.2-6 放射性廃棄物の発生量

7.5 核燃料取扱施設の廃止措置計画策定に係る評価手法の調査・検討

7.5.1 概要

現在、原子炉施設の解体評価においては原子炉施設解体評価コード（COSMARD¹⁾（Code Systems for Planning and Management of Reactor Decommissioning）が確立されているが、核燃料取扱施設の解体に適用できる解体評価コードは確立されていない。そのため、今後の核燃料取扱施設の廃止措置計画策定を行い、かつ合理的な解体を実施する上で、その評価コードの開発が求められている。

このため、再処理特研の解体実地試験で得られたデータを用いて COSMARD をベースにした核燃料取扱施設解体評価コードを確立し、将来の核燃料取扱施設の廃止措置計画策定に資するものとした。

7.5.2 実施内容

再処理特研の解体に係る作業分析では、1996 年度より行っている再処理特研の解体実地試験で得られた作業人工数、廃棄物発生量、被ばく線量等の各種データを調査し、分析・整理してデータベース化を図り、将来の核燃料取扱施設の廃止措置計画策定に係る評価手法を構築するため以下の検討を行った。

(1) 解体実地試験データの整理

再処理特研においてこれまでに解体した中の主要 5 設備（Pu セル内機器、ホットケープ内機器、分析セル、グローブボックス・フード及び大型槽（LV-3,4,5,6））を対象とし、解体実地試験データの整理を行った。

データの整理は、年度毎の作業報告書、成果報告書、作業日報、作業管理データシート等の解体実地試験において取得したデータから、①作業項目、②作業内容、③解体対象物量、④作業に要した人工数、⑤被ばく線量、⑥廃棄物発生量、⑦作業に係る写真、⑧解体対象の最大表面密度及び最大線量当量率について抽出を行った。

抽出した作業項目は、COSMARD による計算時に階層構造（WBS）にて入力するため、作業項目を細分化して最下層の作業（単位作業）項目まで抽出し、各作業項目について、作業に要した人工数、解体対象物量、被ばく線量、廃棄物発生量及び解体対象機器の最大表面密度及び最大線量当量率をまとめた。

(2) 解体実地試験データの評価・検討

解体実地試験データの評価・検討では、再処理特研の解体実地試験で取得したデータの評価・検討を行い、COSMARD に用いる作業データベース、作業環境データベース及び物量データベースに入力するデータの抽出及び検証を行った。ここで、作業データベースは、解体作業における種々の管理データを計算するために計算モデルを集めたものである。計算モデルは単位作業毎に記述され、計算する主要な管理データとしては、人工数、被ばく線量、作業時間及び廃棄物発生量等がある。環境データベースは、作業項目毎に線量当量率を記述したものである。物量データベースは、解体対象となる機器に関する重量、機器分類、放射

エネルギー、所在位置等を記述したものである。

また、個別でのデータ分析を踏まえ、設備毎で個別に抽出した単位作業項目において、単位作業名称は異なるが作業内容が同一の項目は、全設備共通の名称とし、全体を考慮した分析を行い、データベース化を図り、汎用性のある $Y=AX+B$ という形の評価式を導出した。

(3) 計算結果と実績値との比較

分析したデータ及び作成したデータベース等の妥当性を検証することを目的に、汎用化を行った評価式を用いた COSMARD による解体作業人工数、作業員の被ばく線量及び廃棄物発生量の計算結果と実績値との比較を行った。結果を表 7.5.2-1 に示す。解体作業人工数の計算結果は実績値とほぼ同等であった。被ばく線量については、解体対象物の設置場所により、計算結果と実績値との誤差にばらつきがあった。解体廃棄物発生量については、梱包材の重量及び想定していなかった廃棄物の重量を計算できなかったことより、計算結果は実績値より低い値となった。二次廃棄物発生量の計算結果は実績値とほぼ同等であった。

7.5.3 まとめ

1996 年度より行っている再処理特研での解体実地試験で得られたデータの整理、評価・検討を行い、COSMARD による計算結果と実績値との比較を行った。被ばく線量及び廃棄物発生量は、解体対象物や設置場所により補正が必要であるが、解体作業人工数では、同等の結果が得られた。このことより、COSMARD による廃止措置計画の策定は、核燃料取扱施設に対しても有用であることを確認した。

参考文献

- 1) 柳原敏、萩原博仁：原子炉デコミッション管理のための計算コードシステムの開発・I - 管理データ計算プログラムの概要と取扱説明 -、JAERI-M 94-005 (1994)。

(金山 文彦)

表 7.5.2-1 計算結果と実績値の比較

	解体作業人工数		作業者被ばく線量		放射性廃棄物			
					解体廃棄物		二次廃棄物	
	実績値 (人・時)	計算値 (人・時)	実績値 (人・ μ Sv)	計算値 (人・ μ Sv)	実績値 (t)	計算値 (t)	実績値 (t)	計算値 (t)
	誤差(%) ^{*1}		誤差(%) ^{*1}		誤差(%) ^{*1}		誤差(%) ^{*1}	
Puセル ^{*2}	15868	16425	0	0	8.30	6.19	9.06	9.80
	3.5		0.0		(25.4) ^{*1}		8.1	
ホットケープ	23087	21662	19181	29908	15.24	14.16	10.76	10.04
	(6.2) ^{*1}		55.9		(7.1) ^{*1}		(6.7) ^{*1}	
分析セル	39357	35885	3901	1287	62.55	58.97	21.88	22.96
	(8.8) ^{*1}		(67.0) ^{*1}		(5.7) ^{*1}		5.0	
グローブボックス ・フード	4893	4907	110	77	4.92	4.08	2.79	2.78
	0.3		(30.0) ^{*1}		(17.1) ^{*1}		(0.2) ^{*1}	
大型槽	15319	16016	1514	1265	20.70	19.38	6.57	6.56
	4.5		(16.4) ^{*1}		(6.4) ^{*1}		(0.1) ^{*1}	
合計	98523	94896	24706	32537	111.7	102.8	51.1	52.1
	(3.7) ^{*1}		31.7		(8.0) [*]		2.1	

*1 ()内は実績値に対して負のパーセンテージ

*2 遮へい体は含まない。

8 保安教育訓練

8.1 総合訓練

(1) 17年度下期

(上期は、平成17年6月16日、再処理特別研究室で実施)

平成17年11月21日、第2廃棄物処理棟について、通報、招集、事故鎮圧、現場指揮、情報伝達等の総合的な訓練を行った。「13時30分、第2廃棄物処理棟の廃棄物保管室内の一時仮置き場で火災が発生した。管理区域内で延焼のおそれがあるため、警戒体制を設定した。消火器を運搬中に負傷者が発生した」との想定に基づく2時間の訓練に部職員、工務第1課職員、放射線管理第2課職員、請負業者等95名が参加した。

訓練後の反省会では、①通話は確認のため復唱する、②ボード記録者と筆記者の双方の内容をチェックする者が必要である、③現場の進展状況が常に分かるようにしておく必要があること等が指摘された。

保安要員及び出張等により当日訓練に参加できなかった職員、請負業者等は、訓練の実施結果等関係資料により教育訓練を行った。

(2) 18年度

平成19年2月20日、減容処理棟について、通報、避難、招集、消火、救護、連絡等の総合的な訓練を行った。「減容処理棟で焼却・溶融設備、金属溶融設備を運転中、13時30分頃火災報知器が発報した。火災発生場所は管理区域内、地下2階の充填固化室で、資材置場より出火し、延焼した。現場確認に行った職員等数名のうち1名が転倒し、右肘を骨折、病院へ搬送される」との想定の下、約2時簡にわたる訓練に部職員、放射線管理第2課職員、請負業者等98名が参加した。

訓練後の反省会では、①ページングの音が聞き難い、②部内全員で防護活動に当たるとしても、実際に事故が起きた場合、特に勤務時間外には人員不足が予想される、③消火器の位置などが記載された図面を指揮所へ配備する、④情報がうまく流れるよう、受信メモのような様式を作成する、⑤指示待ちではなく、自分から動いて防護活動を行う必要があること等が指摘された。

保安要員及び出張等により当日訓練に参加できなかった職員、請負業者等は、訓練の実施結果等関係資料により教育訓練を行った。

(大川 眞一)

8.2 消火器訓練

(1) 18年度

平成18年9月28日、他部・部門の職員及び業者等も含め、200名が訓練に参加した。参加人数が多いため、予め2つのグループに分けて、消火器取扱訓練と空気呼吸器装着訓練を実施した。訓練では、保安管理部危機管理課及びMSAジャパン(株)の協力を得た。

休暇あるいは業務上の都合により当日訓練に参加できなかった職員、請負業者等については、他日、他部の消火器訓練に参加できるようフォローした。

(大川 眞一)

8.3 放射性廃棄物の分別収集

現在、原科研においては、廃棄物保管能力の逼迫に伴い、合理的な減容処理の必要性が増している。減容処理の効率化のためには、廃棄物発生元での分別の徹底が不可欠であるため、分別廃棄の指針とするべく、分別マニュアル（放射性廃棄物の分別収集について）を作成し、所内各所への分別教育を実施した。

- ・ 日 時：平成18年9月13日(水)13:30～15:00
- ・ 場 所：先端基礎交流棟 大会議室
- ・ 対 象 者：廃棄物を取り扱う職員等
- ・ 参加人数：約120名

(加藤 貢)

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 外部投稿

氏名	標 題	誌（書籍）名
中塩 信行 樋口 秀和 門馬 利行 小澤 一茂 藤平 俊夫 須藤 智之 満田 幹之 黒澤 重信 邊見 光 石川 譲二 加藤 貢 佐藤 元昭	Trial Operation of the Advanced Volume Reduction Facilities for LLW at JAEA	Journal of Nuclear Science and Technology, 44, 441-447, (2007)

1.2 機構レポート

氏名	標 題	レポート No.
大越 実 山下 利之	Proceeding of 4 th JAEA-EPA Workshop on Radiation Risk Assessment	JAEA-Conf 2007-002, 197-203 (2007)
中塩 信行 亀尾 裕 星 亜紀子 中島 幹雄	不燃性雑固体廃棄物の溶融処理技術開発－雑固体溶融固化体特性試験－	JAEA-Review 2007-005, (2007)

1.3 口頭発表、ポスター発表、講演

氏名	標 題	学会名等
小林 忠義	再処理特別研究棟の廃止措置実績と経験	第 17 回原子力施設デコミッショニング技術講座 2006 年 2 月 (東京)
大越 実	ステークホルダーインボルブメントに関する考察 －放射性廃棄物処理・処分施設の立地を事例として－	日本保健物理学会 第 40 回研究発表会 2006 年 6 月 (広島)
大越 実 山下 利之	(独) 日本原子力研究開発機構原子力科学研究所における廃止措置と放射性廃棄物管理の現状	The 4 th JAEA-EPA Workshop on Radiation Risk Assessment 2006 年 11 月 (東海村)
立花 光夫 明道 栄人 白石 邦夫 金山 文彦 小林 忠義 石神 努 富居 博行	クリアランス検認測定等のための PL シンチレーションサーベイメータの製作	日本原子力学会 2007 年春の年会 2007 年 3 月 (名古屋)

1.4 資料

(1) 技術報告書

氏名	標 題	受理年月日
加藤 貢	放射性廃棄物の分別収集について	平成 18 年 10 月 20 日
矢野 政昭	現場指示圧力計の指示精度確認手法の確立	平成 19 年 3 月 29 日
入江 博文	フィルタ廃棄物の効果的な減容処理について	平成 19 年 3 月 29 日

2 国際協力

- (1) MEXT 原子力研究交流制度研究員受け入れ (2006.1.17～2006.4.14)
Mr. Susetyo Hario Putero (インドネシア：ガジャマダ大学工学部)
研究テーマ：低レベル放射性廃棄物管理技術

- (2) OECD/NEA デコミッショニング協力協定
TAG 会議 (第 40 回技術諮問グループ会合：ドイツ、カールスルーエ) 出席
山下 利之 (平成 18 年 5 月 8 日～平成 18 年 5 月 12 日)

3 その他

なし

This is a blank page.

国際単位系 (SI)

表1. SI 基本単位

基本量	SI 基本単位	
	名称	記号
長さ	メートル	m
質量	キログラム	kg
時間	秒	s
電流	アンペア	A
熱力学温度	ケルビン	K
物質の量	モル	mol
光度	カンデラ	cd

表2. 基本単位を用いて表されるSI組立単位の例

組立量	SI 基本単位	
	名称	記号
面積	平方メートル	m ²
体積	立方メートル	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
質量体積 (比体積)	立法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
(物質量の) 濃度	モル毎立方メートル	mol/m ³
輝度	カンデラ毎平方メートル	cd/m ²
屈折率	(数の) 1	1

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3. 固有の名称とその独自の記号で表される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 ^(a)	rad		m ² ・m ⁻¹ =1 ^(b)
立体角	ステラジアン ^(a)	sr ^(c)		m ² ・m ⁻² =1 ^(b)
周波数	ヘルツ	Hz		s ⁻¹
力	ニュートン	N		m ² ・kg ² ・s ⁻²
圧力, 応力	パスカル	Pa	N/m ²	m ⁻¹ ・kg ² ・s ⁻²
エネルギー, 仕事, 熱量	ジュール	J	N・m	m ² ・kg ² ・s ⁻²
工率, 放射束	ワット	W	J/s	m ² ・kg ² ・s ⁻³
電荷, 電気量	クーロン	C		s ² ・A
電位差 (電圧), 起電力	ボルト	V	W/A	m ² ・kg ² ・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 ² ・s ⁻³ ・A ⁻²
コンダクタンス	ジーメン	S	A/V	m ⁻² ・kg ⁻¹ ・s ³ ・A ²
磁束密度	ウェーバ	Wb	V・s	m ² ・kg ² ・s ⁻² ・A ⁻¹
磁束	テスラ	T	Wb/m ²	kg ² ・s ⁻² ・A ⁻¹
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A	m ² ・kg ² ・s ⁻² ・A ⁻²
セルシウス温度	セルシウス度 ^(d)	°C		K
光強度	ルーメン	lm	cd・sr ^(c)	m ² ・m ⁻² ・cd=cd
放射能	ベクレル	Bq	lm/m ²	m ² ・m ⁴ ・cd=m ² ・cd
(放射性核種の) 放射能吸収線量, 質量エネルギー分与, カーマ線量当量, 周辺線量当量, 方向性線量当量, 個人線量当量, 組織線量当量	グレイ	Gy	J/kg	m ² ・s ⁻²
	シーベルト	Sv	J/kg	m ² ・s ⁻²

- (a) ラジアン及びステラジアンの使用は、同じ次元であっても異なった性質をもった量を区別するときの組立単位の表し方として利点がある。組立単位を形作る際のいくつかの用例は表4に示されている。
 (b) 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“1”は明示されない。
 (c) 測光学では、ステラジアンの名称と記号srを単位の表し方の中にそのまま維持している。
 (d) この単位は、例としてミリセルシウス度m°CのようにSI接頭語を伴って用いても良い。

表4. 単位の中に固有の名称とその独自の記号を含む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
粘着力のモーメント	パスカル秒	Pa・s	m ⁻¹ ・kg ² ・s ⁻¹
表面張力	ニュートンメートル	N・m	m ² ・kg ² ・s ⁻²
角速度	ニュートン毎メートル	N/m	kg ² ・s ⁻²
角加速度	ラジアン毎秒	rad/s	m ² ・m ⁻¹ ・s ⁻¹ =s ⁻¹
熱流密度, 放射照度	ラジアン毎平方メートル	rad/s ²	m ² ・m ⁻¹ ・s ⁻² =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 ² ・s ⁻³
質量熱容量 (比熱容量), 質量エントロピー	ジュール毎キログラム	J/K	m ² ・kg ² ・s ⁻² ・K ⁻¹
質量エネルギー (比エネルギー)	ジュール毎キログラム	J/(kg・K)	m ² ・s ⁻² ・K ⁻¹
熱伝導率	ジュール毎メートル毎ケルビン	J/(m・K)	m ² ・s ⁻² ・K ⁻¹
体積エネルギー	ワット毎メートル毎ケルビン	W/(m・K)	m ² ・kg ² ・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 ² ・s ⁻²
体積電荷	ボルト毎メートル	V/m	m ² ・kg ² ・s ⁻³ ・A ⁻¹
電気変位	クーロン毎立方メートル	C/m ³	m ⁻³ ・s ² ・A
誘電率	クーロン毎平方メートル	C/m ²	m ⁻² ・s ² ・A
透磁率	ファラド毎メートル	F/m	m ⁻³ ・kg ⁻¹ ・s ⁴ ・A ²
モルエネルギー	ヘンリー毎メートル	H/m	m ² ・kg ² ・s ⁻² ・A ⁻²
モルエントロピー	ジュール毎モル	J/mol	m ² ・kg ² ・s ⁻² ・mol ⁻¹
モル熱容量	ジュール毎モル毎ケルビン	J/(mol・K)	m ² ・kg ² ・s ⁻² ・K ⁻¹ ・mol ⁻¹
照射線量 (X線及びγ線)	クーロン毎キログラム	C/kg	kg ⁻¹ ・s ² ・A
吸収線量	グレイ毎秒	Gy/s	m ² ・s ⁻³
放射強度	ワット毎ステラジアン	W/sr	m ⁴ ・m ⁻² ・kg ² ・s ⁻³ =m ² ・kg ² ・s ⁻³
放射輝度	ワット毎平方メートル毎ステラジアン	W/(m ² ・sr)	m ² ・m ⁻² ・kg ² ・s ⁻³ =kg ² ・s ⁻³

表6. 国際単位系と併用されるが国際単位系に属さない単位

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=86400 s
度	°	1°=(π/180) rad
分	′	1′=(1/60)°=(π/10800) rad
秒	″	1″=(1/60)′=(π/648000) rad
リットル	l, L	1 l=1 dm ³ =10 ⁻³ m ³
トン	t	1 t=10 ³ kg
ネーパ	Np	1 Np=1
ベル	B	1 B=(1/2) ln10 (Np)

表7. 国際単位系と併用されこれに属さない単位で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 単位であらわされる数値
電子ボルト	eV	1 eV=1.60217733(49)×10 ⁻¹⁹ J
統一原子質量単位	u	1 u=1.6605402(10)×10 ⁻²⁷ kg
天文単位	ua	1 ua=1.49597870691(30)×10 ¹¹ m

表8. 国際単位系に属さないが国際単位系と併用されるその他の単位

名称	記号	SI 単位であらわされる数値
海里	海里	1 海里=1852m
ノット	ノット	1 ノット=1 海里毎時=(1852/3600)m/s
アール	a	1 a=1 dam ² =10 ² m ²
ヘクタール	ha	1 ha=1 hm ² =10 ⁴ m ²
バル	bar	1 bar=0.1MPa=100kPa=1000hPa=10 ⁵ Pa
オングストローム	Å	1 Å=0.1nm=10 ⁻¹⁰ m
バール	b	1 b=100fm ² =10 ⁻²⁸ m ²

表9. 固有の名称を含むCGS組立単位

名称	記号	SI 単位であらわされる数値
エル	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 =0.1Pa・s
ストークス	St	1 St=1cm ² /s=10 ⁻⁴ m ² /s
ガウス	G	1 G=10 ⁴ T
エルステッド	Oe	1 Oe=(1000/4π)A/m
マクスウェル	Mx	1 Mx=10 ⁻⁸ Wb
スチル	sb	1 sb=1cd/cm ² =10 ⁴ cd/m ²
ホト	ph	1 ph=10 ⁴ lx
ガリ	Gal	1 Gal=1cm/s ² =10 ⁻² m/s ²

表10. 国際単位に属さないその他の単位の例

名称	記号	SI 単位であらわされる数値
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=1cGy=10 ⁻² Gy
レム	rem	1 rem=1 cSv=10 ⁻² Sv
X線単位	X unit	1 X unit=1.002×10 ⁻⁴ nm
ガンマ	γ	1 γ=1 nT=10 ⁻⁹ T
ジャンスキー	Jy	1 Jy=10 ⁻²⁶ W・m ⁻² ・Hz ⁻¹
フェルミ	fm	1 fermi=1 fm=10 ⁻¹⁵ m
メートル系カラット	carat	1 metric carat=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	
マイクロン	μ	1 μ=1um=10 ⁻⁶ m

