



平成 24 年度原子力科学研究所年報

Annual Report of Nuclear Science Research Institute, JFY 2012

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 2014

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

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

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

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

平成 24 年度原子力科学研究所年報

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

(2014 年 1 月 9 日受理)

原子力科学研究所（原科研）は、保安全管理部、放射線管理部、工務技術部、研究炉加速器管理部、福島技術開発試験部、バックエンド技術部の 6 部、原科研福島技術開発特別チーム及び、計画管理室で構成され、各部署が中期計画の達成に向けた活動を行っている。本報告書は、平成 24 年度の原科研の活動と原科研を拠点とする安全研究センター、先端基礎研究センター、原子力基礎工学研究部門、量子ビーム応用研究部門、バックエンド推進部門、原子力人材育成センターなどが原科研の諸施設を利用して実施した研究開発及び原子力人材育成活動の実績を記録したものであり、今後の研究開発や事業の推進に役立てられることを期待している。

Annual Report of Nuclear Science Research Institute, JFY 2012

Nuclear Science Research Institute, Tokai Research and Development Center

**Japan Atomic Energy Agency
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken**

(Received January 9, 2014)

Nuclear Science Research Institute (NSRI) is composed of Planning and Coordination Office, Fukushima Project Team and six departments, namely Department of Operational Safety Administration, Department of Radiation Protection, Engineering Services Department, Department of Research Reactor and Tandem Accelerator, Department of Fukushima Technology Development and Department of Decommissioning and Waste Management. This annual report of JFY 2012 summarizes the activities of NSRI, the activities of the R & D Directorates and Human Resources Development at NSRI site, and is expected to be referred and utilized by R & D departments and project promotion sectors at NSRI site for the enhancement of their own research and management activities to attain their goals according to “Middle-term Plan” successfully and effectively.

Keywords: Annual Report, Nuclear Science Research Institute, JAEA, R&D Activities, Research Reactors, Criticality Assemblies, Hot Laboratories, Large-scale Facilities

年報の刊行によせて

原子力科学研究所（以下「原科研」という。）は、平成 17 年 10 月 1 日の日本原子力研究所と核燃料サイクル開発機構の廃止・統合に伴って、旧日本原子力研究所東海研究所を改組して新たに発足した研究開発拠点である。日本原子力研究開発機構（以下「原子力機構」という。）の中で最大規模の拠点である原科研は、研究用原子炉、加速器、核燃料や放射性物質を安全に取り扱える施設など特徴ある多くの研究施設を有し、これらを活用して原子力の安全研究や原子力基礎工学研究、量子ビーム応用研究などを実施している。

研究開発拠点としての原科研の組織は、研究施設の運転や安全管理、インフラの維持、廃棄物処理などを担当する 6 つの部と今年度から新たに設置された原科研福島技術開発特別チームから構成されている。さらに、原科研内では、5 つの研究開発部門が活発に研究開発を進めており、原子力機構全体の事業推進を担う本部組織として、原子力人材育成センター、核物質管理科学技術推進部、産学連携推進部なども駐在している。

本稿は、平成 24 年度における上記組織の活動を、各組織の協力を得てまとめたものである。原科研は、先の震災により甚大な被害を受けた。使用できなくなった建家がいくつかあり、平成 24 年度は復旧に向けた工事等を本格化させ、従前の研究機能を可能な限り早期に回復すべく、一丸となって取り組んだ。

また、東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故に対しては原子力機構を挙げて対応しているところであるが、原科研では原科研福島技術開発特別チームが中心となって、原子力研究開発の中核拠点として蓄積してきた科学技術知識や施設基盤を、原子力発電所の廃止措置に向けた様々な技術的課題等への対応や福島県民の要請に役立てるよう努力している。引き続き、原科研の活動へのご支援とご指導ご鞭撻をお願い致したい。

目 次

第一章 概要	1
第二章 東電福島第一原発事故対応に係る活動	3
1 原子炉施設の廃止措置に係る技術開発	3
1.1 材料の健全性評価に係る技術開発	3
1.2 燃料デブリの臨界管理に係る技術開発	3
1.3 原子炉内の状況把握に係る技術開発	4
1.4 燃料デブリの性状把握に係る技術開発	5
1.5 燃料デブリの計量管理に係る技術開発	5
1.6 汚染水処理に伴う二次廃棄物の安定保管に係る技術開発	6
1.7 事故廃棄物の処理処分に係る技術開発	6
2 福島 の環境安全に係る研究開発	7
2.1 福島 周辺の公衆及び作業者の放射線防護対策に係わる研究	7
2.2 小規模試験装置による高温下における Cs 挙動の解明	8
3 福島 県住民への内部被ばく検査等の支援	8
第三章 研究施設の運転管理と原子力科学研究所の運営に係る活動	10
1 研究施設の運転管理	10
1.1 JRR-3 及び JRR-4 の運転管理	10
1.1.1 運転	10
1.1.2 保守・整備、水・ガス管理	10
1.1.3 燃料、使用済燃料の管理	11
1.1.4 研究炉利用の高度化のための技術開発	13
1.1.5 許認可	15
1.1.6 教育訓練	17
1.1.7 東日本大震災における施設の復旧活動	17
1.2 NSRR の運転管理	20
1.2.1 運転	20
1.2.2 保守・整備及び水の管理	20
1.2.3 燃料・炉心管理	21

1.2.4	許認可	21
1.2.5	教育訓練	21
1.2.6	東日本大震災における施設の復旧活動	22
1.3	STACY 及び TRACY の運転管理	23
1.3.1	運転	23
1.3.2	保守・整備	23
1.3.3	許認可	23
1.3.4	教育訓練	24
1.3.5	東日本大震災における施設の復旧活動	24
1.4	FCA の運転管理	26
1.4.1	運転	26
1.4.2	保守・整備	26
1.4.3	許認可	26
1.4.4	教育訓練	26
1.4.5	東日本大震災における施設の復旧活動	27
1.5	TCA の運転管理	29
1.5.1	運転	29
1.5.2	保守・整備	29
1.5.3	許認可	29
1.5.4	教育訓練	29
1.5.5	東日本大震災における施設の復旧活動	29
1.6	BECKY の運転管理	30
1.6.1	運転、保守・整備	30
1.6.2	許認可	31
1.6.3	教育訓練	31
1.7	燃料試験施設の運転管理	31
1.7.1	運転、保守・整備	31
1.7.2	許認可	33
1.7.3	教育訓練	33
1.7.4	東日本大震災における施設の復旧活動	33
1.8	WASTEF の運転管理	35
1.8.1	運転、保守・整備	35

1.8.2	許認可	36
1.8.3	教育訓練	37
1.8.4	東日本大震災における施設の復旧活動	37
1.9	第4研究棟、プルトニウム研究1棟等の運転管理	39
1.9.1	運転、保守・整備	39
1.9.2	許認可	40
1.9.3	教育訓練	41
1.9.4	東日本大震災における施設の復旧活動	41
1.10	ホットラボ等の運転管理	50
1.10.1	運転、保守・整備	50
1.10.2	許認可	51
1.10.3	教育訓練	51
1.10.4	東日本大震災における施設の復旧活動	51
1.11	タンデム加速器の運転管理	54
1.11.1	運転	54
1.11.2	保守・整備	54
1.11.3	許認可	56
1.11.4	教育訓練	56
1.11.5	タンデム加速器系の開発	56
1.11.6	東日本大震災における施設の復旧活動	57
1.12	放射線標準施設の運転管理	57
1.13	大型再冠水実験棟の運転管理	57
1.13.1	運転	57
1.13.2	保守・整備	57
1.13.3	東日本大震災における施設の復旧活動	58
1.14	大型非定常ループ実験棟の運転管理	60
1.14.1	運転	60
1.14.2	保守・整備	60
1.14.3	東日本大震災における施設の復旧活動	60
1.15	二相流ループ実験棟(TPTF)の運転管理	60
1.15.1	運転	60
1.15.2	保守・整備	60

1. 15. 3	東日本大震災における施設の復旧活動	61
1. 16	安全基礎工学試験棟(SAFER)の運転管理	62
2	保安管理	63
2. 1	安全衛生管理	63
2. 1. 1	安全衛生管理実施計画の策定	63
2. 1. 2	安全衛生管理の実施状況	64
2. 1. 3	法令遵守及び安全文化の醸成活動計画の策定	66
2. 1. 4	法令遵守及び安全文化の醸成活動の実施状況	67
2. 2	諸規定類の整備	68
2. 2. 1	一般安全	68
2. 2. 2	原子炉施設等	68
2. 2. 3	核燃料物質使用施設等	68
2. 2. 4	放射性同位元素使用施設等	69
2. 2. 5	品質保証	69
2. 2. 6	核物質防護、保障措置	69
2. 2. 7	危機管理、警備、消防	69
2. 3	労働安全衛生	69
2. 3. 1	委員会等の活動	69
2. 3. 2	労働災害の発生状況	69
2. 3. 3	保安教育訓練	70
2. 3. 4	安全衛生パトロール等	71
2. 3. 5	快適職場づくりの活動状況	71
2. 4	環境保全及び環境配慮活動	71
2. 4. 1	委員会等の活動	71
2. 4. 2	環境保全	72
2. 4. 3	環境配慮活動	72
2. 5	所内審査	73
2. 5. 1	原子炉施設等の安全審査	73
2. 5. 2	使用施設等の安全審査	74
2. 5. 3	一般施設及び設備機器等の安全審査	74
2. 5. 4	品質保証活動に関する審査	74

2.6	施設の保安管理	74
2.6.1	一般施設の安全管理.....	74
2.6.2	原子炉施設等の保安管理.....	75
2.6.3	核燃料物質使用施設等の保安管理.....	78
2.6.4	放射性同位元素使用施設等の保安管理.....	79
2.6.5	核燃料物質等輸送の保安管理.....	81
2.6.6	品質保証活動.....	82
2.6.7	安全協定に基づく放射性物質移送配管等に係る総点検.....	82
2.7	危機管理対応	83
2.7.1	仮設緊急時対策所の運用と新緊急時対策所.....	83
2.7.2	非常事態対応訓練等.....	83
2.7.3	施設の事故・故障等.....	84
2.8	警備及び消防	88
2.9	核物質防護	88
3	放射線管理業務	89
3.1	環境の放射線管理	89
3.1.1	環境放射線のモニタリング.....	89
3.1.2	環境試料のモニタリング.....	89
3.1.3	放射線管理データ等の取りまとめ.....	89
3.2	施設の放射線管理	90
3.2.1	研究炉地区施設の放射線管理.....	90
3.2.2	海岸地区施設の放射線管理.....	90
3.3	個人線量の管理	92
3.3.1	外部被ばく線量の管理.....	92
3.3.2	内部被ばく線量の管理.....	93
3.3.3	被ばく状況の集計.....	93
3.3.4	個人被ばく線量等の登録管理.....	94
3.3.5	東電福島第一原発事故に関する支援者の個人被ばく状況.....	94
3.4	放射線測定器等の管理	94
3.4.1	放射線モニター、サーベイメーターの管理.....	94
3.4.2	放射線管理試料の計測.....	94
4	放射性廃棄物の処理及び汚染除去	95

4.1	放射性廃棄物の処理	95
4.1.1	廃棄物の搬入.....	95
4.1.2	廃棄物の処理.....	97
4.1.3	保管量.....	100
4.1.4	放射性廃棄物情報管理システムの運用及び開発整備.....	100
4.1.5	埋設施設の維持管理.....	100
4.2	高減容処理施設の運転管理	100
4.3	汚染除去	101
4.3.1	機器汚染の除去.....	101
4.3.2	衣類汚染の除去.....	101
4.4	廃棄物の処分に向けた技術開発	101
4.4.1	クリアランス.....	101
4.4.2	廃棄物、廃棄体の放射能データの収集整備.....	101
4.5	施設の復旧に関する活動	101
4.5.1	保管廃棄施設.....	101
4.5.2	第2廃棄物処理棟.....	102
4.5.3	JRR-2.....	103
5	施設の廃止措置に係る活動	104
5.1	廃止措置施設と年次計画	104
5.2	年次計画に基づく廃止措置	105
5.2.1	再処理特別研究棟.....	105
5.2.2	モックアップ試験室建家.....	106
5.2.3	ホットラボ.....	106
5.2.4	保障措置技術開発試験室施設 (SGL).....	108
5.2.5	ウラン濃縮研究棟.....	108
5.3	廃止措置に係る許認可等	108
6	工務に係る活動	109
6.1	施設の運転等	109
6.1.1	施設の運転・保守.....	109
6.1.2	施設の営繕・保全.....	109
6.1.3	電気保安・省エネルギー.....	111
6.2	工作業務	111

6.2.1	工作業務	111
6.2.2	機械工作	113
6.2.3	電子工作	115
6.2.4	工作技術課所管施設の被災状況及び処置復旧状況	116
第四章	施設供用と研究開発に係る活動	117
1	JRR-3 及び JRR-4 を利用する研究開発	117
2	NSRR を利用する研究開発	118
3	STACY を利用する研究開発	119
4	TRACY を利用する研究開発	119
5	FCA を利用する研究開発	119
6	BECKY を利用する研究開発	120
6.1	超ウラン元素 (TRU) 高温化学に関する研究	120
6.2	再処理プロセスに関する研究	120
6.3	環境試料等の微量分析に関する研究	120
6.4	超ウラン元素 (TRU) 非破壊計測に関する研究	120
6.5	放射性廃棄物地層処分にに関する研究	121
6.6	再処理施設における放射性物質移行挙動に関する研究	121
6.7	レーザー遠隔分光分析技術に関する研究	121
7	燃料試験施設を利用する研究開発	122
7.1	福島第一原発の廃止措置に係る照射後試験	122
7.2	反応度事故及び冷却材喪失事故に関する試験等	122
7.3	出力急昇試験等	122
7.4	J-PARC 関連等	122
8	WASTEF を利用する研究開発	122
8.1	材料の研究	122
8.2	燃料の研究	123
8.3	超ウラン元素 (TRU) 燃料高温化学の研究	124
9	バックエンド技術開発建家を利用する研究開発	124
9.1	放射能測定手法の簡易・迅速化に関する技術開発	124
10	タンデム加速器を利用する研究開発	125
10.1	利用状況	125

10.2	利用研究の成果	125
11	大型非定常ループ実験棟を利用する研究開発	126
12	二相流ループ実験棟を利用する研究開発	126
13	放射線標準施設を利用する研究開発	127
13.1	利用状況	127
13.2	利用研究の成果	127
13.2.1	医療照射用リアルタイム小型中性子モニタの感度特性評価	127
13.2.2	電子式個人線量計の特性評価	128
14	分析機器の共同利用に係る活動	129
14.1	共用分析機器の維持管理	129
14.2	共同分析機器の利用	130
15	研究炉等を利用する人材育成	131
15.1	国内研修	131
15.2	大学との連携協力	131
15.3	国際研修	132
15.4	人材育成のために利用した施設等	132
第五章	原子力科学研究所の活性化に係る活動	133
1	業務レビュー	133
2	人材の育成・活用	133
2.1	人材育成に係る原科研としての取り組み	134
2.2	個人ごとの能力開発に係る取り組み	136
3	知識マネジメント	136
3.1	データ管理プログラムの再構築	137
3.2	今後の予定	137
参考文献		139
付録		140

Contents

Chapter 1	Introduction	1
Chapter 2	Activities for the TEPCO' s Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Accident	3
1	Technical Support for Decommissioning of Fukushima Daiichi NPP	3
1.1	R&D for Integrity Assessment of Reactor / Fuel Assembly Materials	3
1.2	R&D for Criticality Control of Fuel Debris	3
1.3	R&D for Estimation of Current Status inside Reactors	4
1.4	R&D for Fuel Debris Characterization	5
1.5	R&D for Accounting Method of Fuel Debris	5
1.6	R&D for Safe Storage of Secondary Waste from Contaminated Water Processing	6
1.7	R&D for Primary Waste Characterization	6
2	R&D for Environmental Safety of Fukushima Prefecture	7
2.1	Development of Radiation Dosimetry and Protection Method for Public and Worker in Fukushima	7
2.2	Study of Behavior of Cs under High Temperature in Laboratory Scale	8
3	The Support Activity for Examination of Internal Radiation Exposure for Residents of Fukushima	8
Chapter 3	Activities of Nuclear Science Research Institute (NSRI)	10
1	Operation and Maintenance of Research Reactors, Criticality Assemblies, Hot Laboratories and Large-scale Facilities	10
1.1	Operation and Maintenance of JRR-3 and JRR-4	10
1.1.1	Operation	10
1.1.2	Maintenance, Water, Gas Management	10
1.1.3	Nuclear Fuel, Spent Fuel Management	11
1.1.4	Development for Upgrading of Utilization of Reactor	13
1.1.5	Action for Licensing	15
1.1.6	Education and Training	17

1.1.7	Earthquake Disaster Restoration Activities	17
1.2	Operation and Maintenance of NSRR	20
1.2.1	Operation	20
1.2.2	Maintenance and Water Management	20
1.2.3	Nuclear Fuel and Reactor Core Management	21
1.2.4	Action for Licensing	21
1.2.5	Education and Training	21
1.2.6	Earthquake Disaster Restoration Activities	22
1.3	Operation and Maintenance of STACY and TRACY	23
1.3.1	Operation	23
1.3.2	Maintenance	23
1.3.3	Action for Licensing	23
1.3.4	Education and Training	24
1.3.5	Earthquake Disaster Restoration Activities	24
1.4	Operation and Maintenance of FCA	26
1.4.1	Operation	26
1.4.2	Maintenance	26
1.4.3	Action for Licensing	26
1.4.4	Education and Training	26
1.4.5	Earthquake Disaster Restoration Activities	27
1.5	Operation and Maintenance of TCA	29
1.5.1	Operation	29
1.5.2	Maintenance	29
1.5.3	Action for Licensing	29
1.5.4	Education and Training	29
1.5.5	Earthquake Disaster Restoration Activities	29
1.6	Operation and Maintenance of BECKY	30
1.6.1	Operation and Maintenance	30
1.6.2	Action for Licensing	31
1.6.3	Education and Training	31
1.7	Operation and Maintenance of RFEF	31
1.7.1	Operation and Maintenance	31

1.7.2	Action for Licensing and others	33
1.7.3	Education and Training	33
1.7.4	Earthquake Disaster Restoration Activities	33
1.8	Operation and Maintenance of WASTEF	35
1.8.1	Operation and Maintenance	35
1.8.2	Action for Licensing and Others	36
1.8.3	Education and Training	37
1.8.4	Earthquake Disaster Restoration Activities	37
1.9	Operation and Maintenance of No.4 Research Laboratory and No.1 Plutonium Laboratory	39
1.9.1	Operation and Maintenance	39
1.9.2	Action for Licensing and Others	40
1.9.3	Education and Training	41
1.9.4	Earthquake Disaster Restoration Activities	41
1.10	Operation and Maintenance of Research Hot Laboratory	50
1.10.1	Operation and Maintenance	50
1.10.2	Action for Licensing and Others	51
1.10.3	Education and Training	51
1.10.4	Earthquake Disaster Restoration Activities	51
1.11	Operation and Maintenance of Tandem Accelerator	54
1.11.1	Operation	54
1.11.2	Maintenance	54
1.11.3	Action for Licensing	56
1.11.4	Education and Training	56
1.11.5	Accelerator Development	56
1.11.6	Earthquake Disaster Restoration Activities	57
1.12	Operation and Maintenance of FRS	57
1.13	Operation and Maintenance of Large-scale Reflood Test Facility	57
1.13.1	Operations of THYNC Test Facility and Tight-lattice Rod Bundle Test Facility	57
1.13.2	Maintenances of THYNC Test Facility and Tight-lattice Rod Bundle Test Facility	57

1.13.3	Earthquake Disaster Restoration Activities	58
1.14	Operation and Maintenance of LSTF	60
1.14.1	Operation of LSTF	60
1.14.2	Maintenance of LSTF	60
1.14.3	Earthquake Disaster Restoration Activities	60
1.15	Operation and Maintenance of Facilities in TPTF Test Site	60
1.15.1	Operations of Transient Void Behavior Test Facility and Rod-Bundle Flow Test Facility	60
1.15.2	Maintenances of Transient Void Behavior Test Facility and Rod-Bundle Flow Test Facility	60
1.15.3	Earthquake Disaster Restoration Activities	61
1.16	Operation and Maintenance of SAFER	62
2	Safety Management	63
2.1	Safety and Health Management	63
2.1.1	Planning of Safety and Health Management	63
2.1.2	Current Status of Safety and Health Management	64
2.1.3	Planning of Activity for Compliance and Safety Culture	66
2.1.4	Current Status of Activities for Compliance and Safety Culture	67
2.2	Preparation of Various Regulations in NSRI	68
2.2.1	General Safety	68
2.2.2	Nuclear Reactor Facilities	68
2.2.3	Nuclear Fuel Facilities	68
2.2.4	Radioisotope Facilities	69
2.2.5	Quality Assurance	69
2.2.6	Safeguards and Physical Protection of Nuclear Material	69
2.2.7	Crisis Management, Security and Fire Fighting	69
2.3	Industrial Safety and Health	69
2.3.1	Activities of Various Committees	69
2.3.2	Status of Occurrence of Industrial Accidents	69
2.3.3	Safety Education and Training	70
2.3.4	Patrols for Safety and Health Management	71
2.3.5	Activities of Creating Comfortable Workplaces	71

2.4	Activities of Environmental Preservation and Consideration	71
2.4.1	Activities of Various Committees	71
2.4.2	Environmental Preservation	72
2.4.3	Environmental Consideration	72
2.5	Safety Review	73
2.5.1	Safety Review of Nuclear Reactors	73
2.5.2	Safety Review of Nuclear Fuel Facilities	74
2.5.3	Safety Review of Non-nuclear Facilities and Apparatuses	74
2.5.4	Review of Activity of Quality Assurance	74
2.6	Safety Management of Facilities	74
2.6.1	Safety Management of Non-nuclear Facilities	74
2.6.2	Safety Management of Nuclear Reactor Facilities	75
2.6.3	Safety Management of Nuclear Fuel Facilities	78
2.6.4	Safety Management of Radioisotope Facilities	79
2.6.5	Safety Management of Transport of Nuclear Materials	81
2.6.6	Activity of Quality Assurance	82
2.6.7	The Results of Checking for Radioactive Transfer Pipe Based on Safety Agreement of Ibaraki Prefecture	82
2.7	Safety Management of Facilities	83
2.7.1	Operation of Emergency Response Center	83
2.7.2	Training in Preparation for an Emergency	83
2.7.3	Troubles and Failures of Facilities	84
2.8	Security and Fire Fighting	88
2.9	Physical Protection of Nuclear Materials	88
3	Radiation Protection	89
3.1	Environmental Monitoring	89
3.1.1	Monitoring of Environmental Radiation	89
3.1.2	Monitoring of Environmental Samples	89
3.1.3	Compilation of Radiation Protection Data	89
3.2	Activities of Radiation Safety Management Protection in Facilities	90
3.2.1	Activity of Radiation Safety Management Section I	90
3.2.2	Activity of Radiation Safety Management Section II	90

3.3 Individual Monitoring	92
3.3.1 Individual Monitoring for External Exposure.....	92
3.3.2 Individual Monitoring for Internal Exposure.....	93
3.3.3 Statistics of Personnel Exposure.....	93
3.3.4 Registration of Personnel Exposure.....	94
3.3.5 Exposure Situation of Personnel in Charge of Support Works in the Accident of Fukushima-Dai-ichi Nuclear Power Plants.....	94
3.4 Maintenance of Monitors and Survey Meters	94
3.4.1 Maintenance of Radiation Monitors and Survey Meters.....	94
3.4.2 Measurements of Radioactivity in Samples for Radiation Protection.....	94
4 Radioactive Waste Treatment and Decontamination	95
4.1 Radioactive Waste Treatment	95
4.1.1 Transportation and Acceptance of Radioactive Waste.....	95
4.1.2 Radioactive Waste Treatment.....	97
4.1.3 Amount of Storage.....	100
4.1.4 Record Keeping Systems for Radioactive Waste Management.....	100
4.1.5 Control for the Disposal Facilities.....	100
4.2 Operation of Advanced Volume Reduction Facilities	100
4.3 Decontamination	101
4.3.1 Decontamination of Equipments.....	101
4.3.2 Decontamination of Clothes.....	101
4.4 Development of Technologies for Radioactive Waste Disposal	101
4.4.1 Clearance	101
4.4.2 Collection of Radioactive Inventories of Waste Packages.....	101
4.5 Activity about Restoration of Facilities	101
4.5.1 Waste Storage Facility.....	101
4.5.2 Waste Treatment Facility No.2.....	102
4.5.3 JRR-2	103
5 Decommissioning	104
5.1 Outline of Decommissioning Program	104
5.2 Decommissioning Activities	105
5.2.1 Decommissioning Activity for the JRTR.....	105

5.2.2	Decommissioning Activity for Mock-up Building	106
5.2.3	Decommissioning Activity for Research Hot Laboratory	106
5.2.4	Decommissioning Activity for Safeguards Technology Laboratory	108
5.2.5	Decommissioning Activity for Uranium Enrichment Laboratory	108
5.3	Licensing Procedures for Decommissioning	108
6	Activities of Engineering	109
6.1	Operation of Facilities	109
6.1.1	Operation and Maintenance of Facilities	109
6.1.2	Building, Repairing and Maintenance of Facilities	109
6.1.3	Electrical Safety and Energy Conservation Activity	111
6.2	Engineering Work	111
6.2.1	Mechanical and Electronics Works	111
6.2.2	Mechanical Engineering	113
6.2.3	Electronics Engineering	115
6.2.4	Disaster Affected Facilities and Recovery Situation	116
Chapter 4 R&D with Research Reactors, Critical Assemblies and Tandem		
Accelerator		
		117
1	R&D with JRR-3 and JRR-4	117
2	R&D with NSRR	118
3	R&D with STACY	119
4	R&D with TRACY	119
5	R&D with FCA	119
6	R&D in BECKY	120
6.1	Research on TRU(Transuranic Elements) High Temperature Chemistry	120
6.2	Research on Separation Process	120
6.3	Research on Trace-analysis for Environmental Samples	120
6.4	Research on TRU(Transuranic Elements) Nondestructive Measurement	120
6.5	Research on Radioactive Waste Disposal	121
6.6	Research on Release and Transport of Aerial Radioactive Materials in Reprocessing Plant	121

6.7	Research on Laser Remote Spectroscopy for Element and Isotope Analysis of Nuclear Fuel Materials.....	121
7	R&D in RFEF.....	122
7.1	PIE for Decommissioning of Fukushima Daiich Power Plant	122
7.2	Tests Related with Reactivity Initiated Accident and Loss of Coolant Accident	122
7.3	Power Ramp Test	122
7.4	J-PARC	122
8	R&D in WASTEF.....	122
8.1	Research on Materials.....	122
8.2	Research on Nuclear Fuels.....	123
8.3	Research on High-Temperature Chemistry of TRU(Transuranic Elements) Fuels	124
9	R&D in LLW Management Technology Bldg.	124
9.1	R&D for Simple and Rapid Analysis of Radionuclides	124
10	R&D with Tandem Accelerator.....	125
10.1	Status of R&D	125
10.2	Results of R&D	125
11	R&D with LSTF.....	126
12	R&D with Facilities in TPTF Test Site	126
13	R&D with FRS.....	127
13.1	Status of R&D	127
13.2	Results of R&D	127
13.2.1	Sensitivity Characteristics of Real-time Neutron Monitor for Boron..	127
13.2.2	Performance Testing of the ZP-1460 Electronic Personal Dosemeter....	128
14	Activities of Analytical Instrument Sharing	129
14.1	Management of Analytical Instruments.....	129
14.2	Utilization of Analytical Instruments and Requested Analysis	130
15	Human Resources Development Using Research Reactors	131
15.1	Domestic Education Courses.....	131
15.2	Cooperation with Universities.....	131
15.3	International Training Courses.....	132

15.4 Facilities Used for Human Resources Development	132
Chapter 5 Activities which Lead to Activation of NSRI	133
1 Review to Rationalize the Business in NSRI	133
2 Development and Practical Use of Human Resource	133
2.1 Development of Human Resource in NSRI	134
2.2 Personal Development	136
3 Knowledge Management	136
3.1 Upgrade for Data Management Programs	137
3.2 Future Program	137
References	139
Appendix	140

第二章 図表リスト

図 II-1-1	電気化学試験装置 (WASTEF)	3
図 II-1-2	STACY 更新炉のための炉心モックアップ装置	4
図 II-1-3	安全基礎工学試験棟に整備した海水熱伝達試験ループの概要	4
図 II-1-4	海水塩とともに加熱した模擬燃料デブリペレットの外観と断面	5
図 II-1-5	非破壊検査装置の例	5
図 II-1-6	水の放射線分解試験に用いたガンマセル	6
図 II-1-7	採取場所ごとのガレキに付着した Cs-137 濃度	7

第三章 図表リスト

図 III-1-1	ひび割れ部の補修工事	17
図 III-1-2	発泡ウレタン樹脂の充填	18
図 III-1-3	ディープウェルの施工	18
図 III-1-4	機械室床 樹脂モルタル補修	19
図 III-1-5	共同溝 (B) エポキシ注入	19
図 III-1-6	排気風洞 樹脂モルタル補修	20
図 III-1-7	制御棟 制御室壁面の損傷及び復旧状況	22
図 III-1-8	風除室 路盤の損傷及び復旧状況	22
図 III-1-9	NUCEF の主な被災箇所の措置状況	25
図 III-1-10	FCA の主な被災箇所の措置状況	28
図 III-1-11	TCA の主な被災箇所の措置状況	30
図 III-1-12	燃料試験施設の利用状況 (平成 24 年度)	32
図 III-1-13	燃料試験施設の主な被災箇所の措置状況	35
図 III-1-14	WASTEF の利用状況 (平成 24 年度)	36
図 III-1-15	WASTEF の主な被災箇所の措置状況	38
図 III-1-16	プルトニウム研究 1 棟の主な被災箇所の措置状況	42
図 III-1-17	第 4 研究棟の主な被災箇所の措置状況	45
図 III-1-18	JRR-3 実験利用棟 (第 2 棟) の主な被災箇所の措置状況	47
図 III-1-19	ホットラボの主な被災箇所の措置状況	53
図 III-1-20	タンデム加速器のビーム光学機器の配置 (高電圧端子内イオン源からの加速)	56
図 III-1-21	大型再冠水実験棟の被災箇所の措置状況	59

図Ⅲ-1-22	二相流ループ実験棟の被災箇所の措置状況	61
図Ⅲ-1-23	安全基礎工学実験棟の外観	62
図Ⅲ-4-1	保管廃棄施設における放射性廃棄物保管体の荷崩れ、転倒等に係る復旧活動	102
図Ⅲ-4-2	復旧工事全体工程	102
図Ⅲ-4-3	柱頭部補修前後の状況	103
図Ⅲ-4-4	被害と対応状況	104
図Ⅲ-5-1	除染・撤去作業の様子	106
図Ⅲ-5-2	ウランマグノックス用鉛セルの解体状況	107
図Ⅲ-6-1	Mo/Tc 製造実用化技術開発 KUR（京大炉）照射用アルミ容器	114
図Ⅲ-6-2	破壊靱性評価キャプセル照射試料組込作業	114
表Ⅲ-1-1	JRR-3 運転実績	10
表Ⅲ-1-2	JRR-4 運転実績	10
表Ⅲ-1-3	JRR-3 水・ガス測定結果	11
表Ⅲ-1-4	JRR-3 の使用済燃料貯槽の水質測定値	12
表Ⅲ-1-5	官庁許認可申請等一覧	15
表Ⅲ-1-6	研究炉加速器管理部が実施した保安教育訓練	17
表Ⅲ-1-7	NSRR プール水測定結果	21
表Ⅲ-1-8	STACY/TRACY 施設に係る官庁許認可	23
表Ⅲ-1-9	NUCEF の被害及びその措置状況一覧	24
表Ⅲ-1-10	FCA 施設に係る官庁許認可	26
表Ⅲ-1-11	FCA の被害及びその措置状況一覧	27
表Ⅲ-1-12	TCA の被害及びその措置状況一覧	29
表Ⅲ-1-13	燃料試験施設の被害及びその措置状況一覧	33
表Ⅲ-1-14	WASTEF の被害及びその措置状況一覧	37
表Ⅲ-1-15	プルトニウム研究 1 棟の被害及びその措置状況一覧	41
表Ⅲ-1-16	第 4 研究棟の被害及びその措置状況一覧	43
表Ⅲ-1-17	第 2 研究棟の被害及びその措置状況一覧	46
表Ⅲ-1-18	JRR-3 実験利用棟（第 2 棟）の被害及びその措置状況一覧	46
表Ⅲ-1-19	ウラン濃縮研究棟の被害及びその措置状況一覧	47
表Ⅲ-1-20	高度環境分析研究棟（CLEAR）の被害及びその措置状況一覧	48
表Ⅲ-1-21	環境シミュレーション試験棟（STEM）の被害及びその措置状況一覧	50
表Ⅲ-1-22	ホットラボの被害及びその措置状況一覧	51
表Ⅲ-1-23	平成 24 年度タンデム加速器の運転・保守状況	54
表Ⅲ-1-24	大型再冠水実験棟の被害及びその措置状況一覧	58

表Ⅲ-1-25	二相流ループ実験棟の被害及びその措置状況一覧	61
表Ⅲ-2-1	保安教育訓練及び講習会等の開催状況	70
表Ⅲ-2-2	保安教育訓練の受講者の延べ人数	70
表Ⅲ-2-3	設備及び機器等の安全性協議の件数	74
表Ⅲ-2-4	許認可等及び立会検査等の実施件数	74
表Ⅲ-2-5	原子炉施設に係る官庁許認可等	76
表Ⅲ-2-6	核燃料物質使用施設に係る官庁許認可等	78
表Ⅲ-2-7	放射性同位元素使用施設等に係る官庁許可等	79
表Ⅲ-2-8	原子力科学研究所全体を対象とした主な訓練	83
表Ⅲ-2-9	施設の事故・故障などの発生状況	84
表Ⅲ-3-1	施設から放出された放射性塵埃・ガス中の放射能	90
表Ⅲ-3-2	排水溝に放出した廃液の放射能	92
表Ⅲ-3-3	実効線量に係る被ばく状況	93
表Ⅲ-4-1	原子力科学研究所内廃棄物の搬入量	95
表Ⅲ-4-2	原子力科学研究所外廃棄物の搬入量	97
表Ⅲ-4-3	放射性固体廃棄物の処理状況	98
表Ⅲ-4-4	放射性液体廃棄物の処理状況	99
表Ⅲ-4-5	保管廃棄数量	100
表Ⅲ-5-1	原子力科学研究所の廃止措置対象施設と年次計画	105
表Ⅲ-6-1	原子力科学研究所の構内ユーティリティ施設の運転実績	109
表Ⅲ-6-2	機械工事等の処理件数及び金額	110
表Ⅲ-6-3	電気工事等の処理件数及び金額	110
表Ⅲ-6-4	建築工事等の処理件数及び金額	111
表Ⅲ-6-5	機械工作の受付件数	111
表Ⅲ-6-6	電子工作の受付件数	112
表Ⅲ-6-7	工作工場の被害状況と処置復旧状況	116

第四章 図表リスト

図Ⅳ-1-1	研究炉における照射キャプセル数の推移	117
図Ⅳ-1-2	研究炉における実験利用状況の推移	117
図Ⅳ-1-3	JRR-3 中性子ビーム実験利用者数の推移	118
図Ⅳ-1-4	JRR-4 実験利用者数の推移	118
図Ⅳ-13-1	電子式個人線量計のレスポンスの線量率特性	129

表Ⅳ-10-1	平成 24 年度タンデム加速器の利用申込状況	125
表Ⅳ-10-2	研究分野別利用実施状況	125
表Ⅳ-10-3	利用形態別の利用件数と比率	125
表Ⅳ-13-1	原子力機構内外からの施設供用等の件数	127
表Ⅳ-13-2	照射実験における中性子モニタの構成	128
表Ⅳ-13-3	照射実験結果	128
表Ⅳ-14-1	共同利用分析機器	129
表Ⅳ-14-2	平成 24 年度の分析機器の共同利用実績	130

第五章 図表リスト

図 V-3-1	新システムのログイン画面	138
図 V-3-2	新システムのトップ画面	138

第一章 概要

東日本大震災の発生から2年目となる平成24年度では、原子力科学研究所（以下「原科研」という。）内の施設・設備において、主に第3次補正予算による補修工事が概ね終了し、大型の研究施設の運転再開に向けた準備を進めた。また、東京電力福島第一原子力発電所（以下「福島第一原発」という。）の廃炉に向けた研究開発を加速させるため、平成24年4月1日に原科研福島技術開発特別チーム（以下「福島特別チーム」という。）を設置し、さらに、平成24年10月1日には、ホット試験施設管理部、安全試験施設管理部及び工務技術部の一部が統合した福島技術開発試験部を発足させ、福島第一原発事故対応への研究開発体制を整えた。

施設・設備の復旧・運転管理と整備として、電気、水及び蒸気の安定供給、各施設の安定運転を維持した。また、JRR-3では補修及び保全計画に基づく点検を行うとともに、運転再開に向け健全性確認報告書を原子力規制庁に提出した。JRR-4では補修と保守管理を行った。NSRRでは屋根補修を行い運転再開に向け原子力規制庁との施設定期検査日程の調整を続けた。STACY、TRACY、FCA及びTCAでは補修及び施設定期自主検査等を行った。核燃料使用施設では安定した運転維持管理を行い、福島第一原発の廃止措置に向けた研究開発や福島第一原発周囲の環境修復のための研究開発を積極的に支援するとともに、研究開発部門等からのニーズに応えた。タンデム加速器ではユーザーに対応した運転維持管理を行った。

利用ニーズに対応した支援業務と技術開発等として、JRR-3では、高性能減速材容器に係る解析手法最適化の検討等を行った。BNCTの高度化では、乳がん用の専用コリメータの設計を続けるとともに、コリメータ使用時の被ばく評価を行い、無用な被ばくを最小化できることを確認した。FRSでの中性子校正場に関する技術開発では、開発した中性子・光子分離測定手法を用いて単色中性子校正場中に混在する光子のエネルギースペクトルを測定する方法を確立した。STACY更新については、福島特別チームと連携し、模擬デブリ臨界実験や安全審査への準備等を行うとともに国への説明を実施した。LSTF等熱流動試験装置の運転を行い、経済協力開発機構原子力機関（OECD/NEA）ROSA-2プロジェクトのLSTF実験完遂を支援した。また、機械工作（キャプセル42体、工作267件）及び電子機器工作（160件）を行った。共同利用の分析機器を保守管理し機構内各部門・拠点からの依頼分析に対応した。福島第一原発事故関連の活動として、福島周辺の試料測定や公衆及び作業者の放射線防護対策に係わる研究、環境モニタリング、様々な分析依頼等に対応した。また、廃棄物の高温焼却条件でのCs挙動の解明に着手したほか、破損燃料に係る臨界評価を福島特別チームと連携して行った。

原子力施設及び一般施設の安全確保、危機管理及び事故対応措置、環境保全、労働安全衛生管理、警備及び消防の業務とともに、原子力施設の品質保証活動、放射線管理、環境放射線管理、計量管理、核物質防護等の業務を着実に実施した。なお、大破した事務棟を第3次補正予算により安全管理棟として再建した。

廃棄物の処理では、第2廃棄物処理棟の補修工事を行い復旧した。また、荷崩れ等の被災を受けた保管廃棄施設内保管体の再配置を進めた。第1及び第3廃棄物処理棟では施設定期検査を受検するとともに、焼却処理等を行った。高減容処理施設では、施設定期検査を受検するとともに、大型廃棄物の取出し、解体分別、前処理及び高圧圧縮処理並びに金属熔融設備等の維持管理を行

った。地下ピット式保管廃棄施設では保管体の点検等を実施した。モックアップ試験室建家の廃止措置を進めるとともに、ホットラボ及び液体処理場の廃止措置を一部再開した。ウラン濃縮研究棟及び SGL については廃止措置に着手した。また、JRR-2 は、廃止措置計画の変更認可を取得し、気体廃棄物廃棄設備の一部を撤去した。さらに、再処理特別研究棟の廃液タンク解体に着手した。旧 JRR-3 改造時コンクリート廃棄物のクリアランスを進め、国から 394 トンの確認を受けるとともに再資源化済みの 1,281 トンの再利用を行った。

その他、久慈川導水管撤去を継続するとともに平成 25 年度撤去範囲の実施設計を行った。また、平成 19 年の非管理区域汚染のフォローアップとして廃液輸送管の撤去作業を継続するとともに、地下水測定を実施し所内での汚染拡大がないことを確認した。茨城県の要請による放射性物質移送配管及び防火管理の総点検を実施するとともに、これにより確認された Pu 研究 1 棟の廃液配管の漏えいについて対応を行った。

第二章 東電福島第一原発事故対応に係る活動

1 原子炉施設の廃止措置に係る技術開発

福島第一原発の廃止措置活動の進捗管理を政府と東京電力が共同で実施する体制として設置された「政府・東京電力中長期対策会議（平成 25 年 2 月 8 日に東京電力福島第一原子力発電所廃炉対策推進会議に改組）」において、福島第一原発廃止措置完了までの大まかなスケジュールとして「東京電力(株)福島第一原子力発電所 1～4 号機の廃止措置に向けた中長期ロードマップ」が策定された。このロードマップの策定及び遂行にあつては、当初より多数の原子力機構の研究者が専門家として参画し、福島第一原発廃止措置完遂に向けた様々な技術的提言をするとともに、燃料デブリの取出し、炉内の状況把握、廃棄物の処理・処分等に係る技術的課題の解決のため、福島特別チームが中心となり、原子力機構関係部門・拠点、さらには関連企業、大学、研究機関と連携、協力しつつ基盤的な技術開発を実施した。

1.1 材料の健全性評価に係る技術開発

平成 25 年 11 月に計画されている使用済燃料プールからの燃料取り出し開始に向けた基礎試験として、海水にさらされた燃料集合体を長期にわたって健全に保管する場合の燃料集合体部材への腐食影響を評価した。燃料試験施設に保管されていた福島第二原発の使用済燃料被覆管を調製ののち廃棄物安全試験施設（WASTEF）へ移送し、人工海水中における腐食挙動を電気化学試験装置（図 II-1-1）により評価するとともに、福島第一原発 4 号機の使用済燃料プールから取出した未使用燃料集合体の付着物（ガレキ）を分析し、その汚染源の推定を行った。

また、格納容器/原子炉圧力容器用鋼材の長期健全性評価のため、人工海水中に浸漬した鋼材のガンマ線照射下における腐食状況を観察し、海水成分と放射線の複合環境下における各容器鋼材の腐食速度の評価及び健全性予測に係る基礎データ取得を実施した。

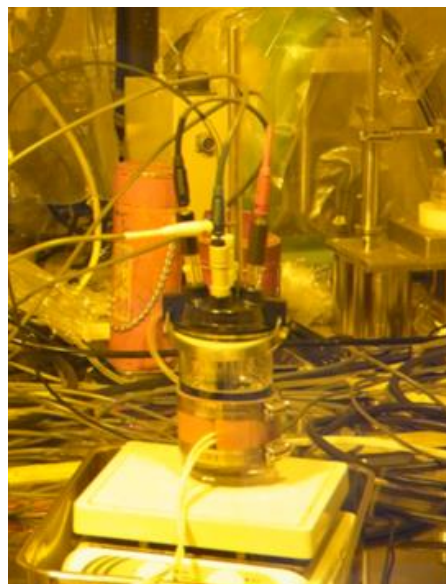


図 II-1-1 電気化学試験装置 (WASTEF)

1.2 燃料デブリの臨界管理に係る技術開発

性状の不確かな燃料デブリ取扱い時の再臨界を確実に防止するため、想定される燃料デブリとその周辺状況ごとの臨界量を評価した。評価時のパラメータとして、燃焼度、構造材の混入割合、水分量などを用い、各条件における臨界特性を系統的に解析するとともに、解析に用いる各計算コードの改良を行った。

これらの燃料デブリ臨界量評価について、その妥当性を確認する臨界実験を STACY 更新炉で行うことを計画している。具体的には、水減速材中に燃料棒とともに燃料デブリを構成すると考えられる鉄やコンクリート等を配置して、臨界量を測定する。また、ウラン酸化物とこれらの構造材を均質に混合した模擬デブリ試料を調製し、試料の反応度値を測定することも計画している。平成 24 年度は、燃料デブリの予想される臨界特性に基づき、実験の炉心構成を計画するとともに、その機械的な成立性をモックアップ装置（図 II-1-2）で確認した。

さらに、燃料デブリ取出し時に未臨界状態であることを確認、あるいは、臨界に近づいていることを検知・警報するための未臨界監視システムの開発においては、STACY 更新炉で実証的な試験を行うことが有効と考えられる。

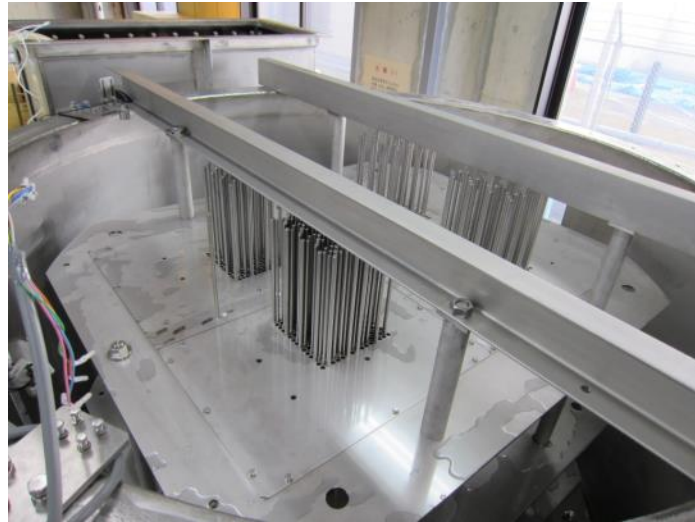


図 II-1-2 STACY 更新炉のための炉心モックアップ装置

1.3 原子炉内の状況把握に係る技術開発

福島第一原発での事故進展と現在の炉内状況を把握するため、熱水力解析手法の整備、燃料損傷・溶融進展に関する知見の取得、シビアアクシデント解析コードの高度化等を実施した。

事故時の熱水力挙動評価に関し、炉内温度分布に対する海水注入の影響を評価するため、安全基礎工学試験棟に図 II-1-3 に示す海水熱伝達試験ループを整備し、熱伝達特性に係る基礎データを取得した。また、冷却材中への溶融物落下挙動を評価するための試験及び解析を行い、BWR に特有な下部プレナム構造の影響に関する知見を取得した。

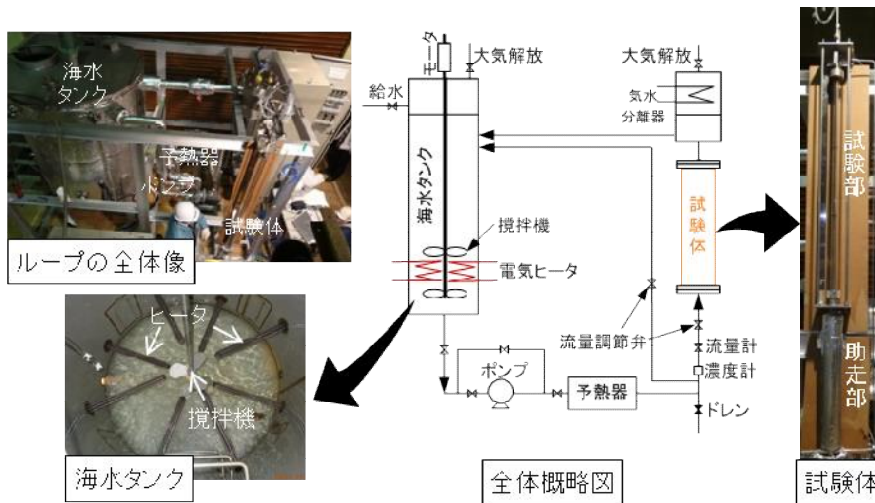


図 II-1-3 安全基礎工学試験棟に整備した海水熱伝達試験ループの概要

事故時の燃料溶融に関しては、制御棒が溶融する条件の解明のため、Fe-B-C を溶解した試料の組織観察及び解析を実施し、Fe-B-C 三元系状態図の再評価や燃料デブリの化学的挙動への酸素影響について解析し、熱力学データベースの整備を進めた。

シビアアクシデント解析コードによる福島第一原発事故解析に関しては、THALES2 及び MELCOR コードを用いた不確かさ解析により、解析モデルの検証及び高度化を進めた。

さらに、福島第一原発事故の解析に関する経済協力開発機構原子力機関 (OECD/NEA) ベンチマークプロジェクト (BSAF: Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station) に加盟し、1~3 号機に対する解析条件の検討や入力データの作成など、ベンチマーク解析に向けた準備を行うとともに、運営機関としてプロジェクトの管理を行った。

1.4 燃料デブリの性状把握に係る技術開発

燃料デブリの取り出しに向けた性状・特性把握として、第 4 研究棟にて様々な組成の (U, Zr)O₂ 模擬デブリを調製し、海水塩や B₄C 制御棒との高温反応生成物の性状を評価した他、熱物性や硬度等の特性データを取得した。一例として、作製した模擬燃料デブリと海水塩との高温反応生成物の走査型電子顕微鏡 (SEM) 観察結果を図 II-1-4 に示す。これらと並行し、水中で生成している可能性のある微細燃料デブリの挙動評価のため、ホウ酸水や過酸化水素水中での UO₂ のコロイド生成に関する基礎試験をプルトニウム研究 1 棟で実施した。

さらに、燃料デブリ取り出し後の処置技術開発として、破壊分析のための燃料デブリ溶解技術開発 (アルカリ融解、オートクレーブ法等) と、乾式前処理における燃料デブリ還元 (Ca 還元) 及び塩素化 (MoCl₅ 塩素化剤) の技術開発をそれぞれ BECKY と第 4 研究棟で実施した。

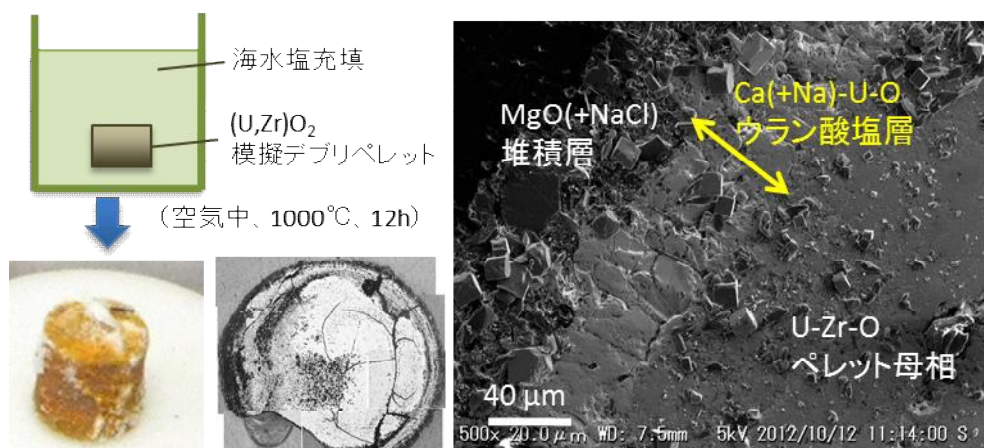


図 II-1-4 海水塩とともに加熱した模擬燃料デブリペレットの外観と断面

1.5 燃料デブリの計量管理に係る技術開発

福島第一原発燃料デブリに適合する合理的な計量管理手法を構築するため、過去のシビアアクシデント時に使用された計量管理手法を整理し、適用性を検討するとともに、福島第一原発の状況により即した核物質測定技術開発を進めた。

これらの技術開発に関しては、国際的な透明性確保が重要であるため、米国エネルギー省 (DOE) との保障措置協力取決めに基づく共同研究契約を締結し、米国国立研究所の協力のもと、チェルノブイリ事故の情報及び TMI-2 の核物質管理に関する情報を入手、整理した。得られた核物質測定技術の一例として、チェルノブイリで開発中の燃料デブリ中の核物質



図 II-1-5 非破壊検査装置の例

を定量する非破壊検査装置の外観を図 II-1-5 に示す。また、DOE と技術会合を開催し、双方で抽出した福島第一原発に適用可能性のある核物質測定技術のリストアップ、技術開発期間・コストや測定精度等の適用性評価項目の検討を実施した。

さらに、核物質測定技術に関しては、随伴 FP ガンマ線スペクトル測定法、中性子共鳴濃度分析法等に関する基礎試験を実施し、燃料デブリ中の核物質測定に係る基礎データを蓄積した。

1.6 汚染水処理に伴う二次廃棄物の安定保管に係る技術開発

汚染水処理に伴う廃棄物の処理処分方策の検討に関しては、セシウム吸着装置から発生する廃ゼオライト保管時の発熱、水素発生、容器腐食に係わる基礎データを取得し、現行保管対策の妥当性を検討した。

実試料の分析が困難な高線量の廃ゼオライトの放射能を推定するため、解析コードを開発するとともに、第 4 研究棟で調製した模擬試験体の Cs 分布値との比較を行い、解析手法の妥当性を検証した。また、第 4 研究棟内の Co-60 ガンマ線源（ガンマセル、図 II-1-6）を用いて水の放射線分解試験を行い、水素発生に対する吸収線量依存性、試料高さの影響（液深効果）等の基礎データを取得し、実規模のゼオライト吸着塔内の水素濃度解析に反映した。

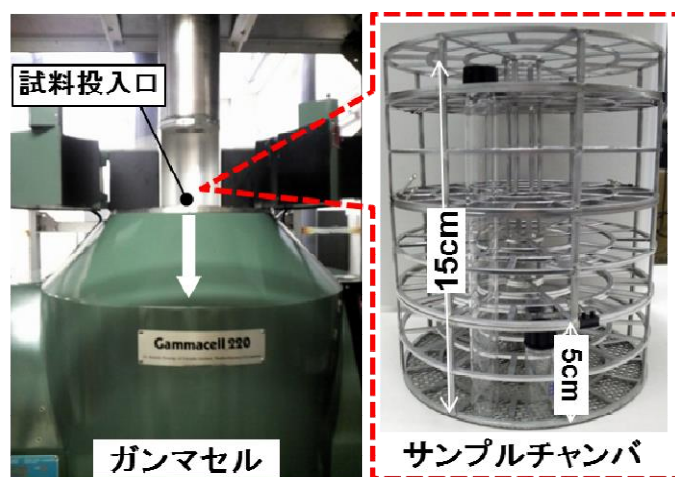


図 II-1-6 水の放射線分解試験に用いたガンマセル

1.7 事故廃棄物の処理処分に係る技術開発

シビアアクシデントにより生じた放射性廃棄物の処理処分に係る技術開発に関して、事故廃棄物の保管、処理、処分方策の検討に必要な性状把握のため、福島第一原発から輸送したガレキ、汚染水等の放射能データを取得した。

ガレキ類の性状把握に関しては、福島第一原発事故で発生したガレキ、伐採木をバックエンド技術開発建家、廃棄物安全試験施設等で受け入れ、放射能濃度測定、核種分析を実施した。ガレキの放射能濃度測定の一例を図 II-1-7 に示す。また、福島第一原発 2、3 号機建家から採取したコアボーリングサンプルを大洗研究開発センターより第 4 研究棟に輸送し、インベントリー評価のための分析を 25 年度に実施する。

さらに、汚染水処理に用いられている廃ゼオライト、廃スラッジの放射能濃度を把握するため、福島第一原発より輸送した汚染水の放射能分析を実施するとともに、多核種除去設備（ALPS）の運用に向け、その性能評価のための核種分析手法を構築、検証した。

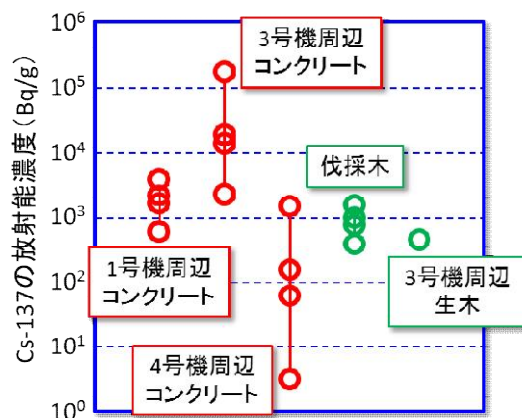


図 II-1-7 採取場所ごとのガレキに付着した Cs-137 濃度

2 福島の実環境安全に係る研究開発

2.1 福島周辺の公衆及び作業員の放射線防護対策に係る研究

福島第一原発事故発生後、国の主導で広域モニタリングが実施され、核種及び放射線量の測定により福島県内全域の汚染状況が明らかにされてきた。放射能汚染状況に基づき避難区域等が再編され、現在では、住民が帰還し始めている。今後は、帰還住民の被ばく低減のための放射線防護対策が重要となる。しかし、汚染地域へ帰還した住民の放射線防護対策を検討・立案するためには、数 km～数十 km 毎の測定データである広域モニタリング結果では不十分である。

このような状況を踏まえ、放射線管理部では、帰還した住民の被ばく評価の精度を向上させ、合理的な放射線防護対策を検討・立案するために、帰還住民の実際の生活環境に着目し、身の回り（生活用水、庭、田畑等）の核種分布や放射線量に関する詳細な測定データを取得することとした。本研究では、内部被ばくの観点から、身の回りに存在する放射性セシウムと難測定核種（放射性ストロンチウム、 α 放出核種等）の分布を把握し、難測定核種が放射性セシウムと比較してどの程度被ばくに寄与するかを定量的に明らかにする。また、外部被ばくの観点から、居住空間の γ 線エネルギー分布（スペクトル）を測定し、直接線及び散乱線の分布状況を明らかにする。これら得られた結果を踏まえ、合理的な放射線防護対策を検討・立案し、住民の安全と安心に資する。

内部被ばくに係る研究開発として、平成 24 年度は、生活用水中の ^{90}Sr データ取得のための分析法の開発に着手した。生活用水等の水試料中の ^{90}Sr は低濃度であり、その濃度を精度よく定量するためには大容量の水試料が必要となる。しかし、大容量の水試料を実験室に運搬し、前処理（蒸発乾固）することは煩雑であり、多数の試料を分析することは困難である。そこで、現地における樹脂を用いた Sr 回収法を検討した。樹脂は淡水系における溶存イオンの回収に使用されている POWDEX 樹脂（Graver Technology 社製）を用いた。電気伝導度を指標とした Sr 回収に必要な樹脂量の現地における推定法、水試料中 Sr の樹脂への吸着法及び樹脂に吸着した Sr の溶離法、陽イオン交換による Sr 分離・精製時に妨害となる大量の Ca を低減するための Ca 選択的除去法を開発した。今後、さらに分析の精度を高めるための手法を検討し、大容量水試料中の ^{90}Sr 分析法を確立するとともに、福島県内の生活用水中の ^{90}Sr 分析を実施する。

外部被ばくに係る研究開発として、平成 24 年度は、可搬型スペクトロメータを用いて γ 線スペクトルを簡便に取得する手法を開発した。外部被ばくの主要因となっている放射性セシウムから

放出された γ 線は、様々な物質で散乱され、エネルギーが低下する。空間線量率や家屋の遮蔽効果は γ 線のエネルギーにより異なるため、合理的な放射線防護対策を立案するには、散乱線を含めた γ 線エネルギー分布（スペクトル）の測定評価が必要である。そこで、直径 2 インチ、長さ 2 インチの NaI(Tl) シンチレータを用いた可搬型スペクトロメータ（BNC 社製 SAM-940）で、 γ 線スペクトルを簡便に測定する手法を開発した。スペクトロメータから得られる測定結果は、検出器から出力される信号の波高分布である。検出器には、 γ 線応答特性があり、波高分布と γ 線スペクトルとは一致しない。そこで、モンテカルロコード MCNP-4C を利用して、線源で実測した応答特性を精度良く再現できる検出器の応答関数を作成した。そして、測定された波高分布とこの応答関数を用いて MAXED コードによるアンフォールディング処理を行い、 γ 線スペクトルを得ることに成功した。これにより、可搬型スペクトロメータを用いたわずか数分の測定で、 γ 線スペクトルを取得することが可能となった。今後、開発した技術を利用して、福島県内の実生活環境において γ 線スペクトルを測定し、家屋内外での散乱線と直接線の割合を調査する。

2.2 小規模試験装置による高温下における Cs 挙動の解明

福島県では環境修復のため、各地で除染作業が行われており、これらの除染作業に伴い発生する放射性 Cs で汚染された植物や土壌等の処理・処分が、新たな課題となっている。焼却処理等の加熱処理は、減容効果が高く、有用な処理方法であるが、高温処理により、Cs 等の低融点元素の揮発等を伴うため、排気系において、これらを効率的に除塵することが、焼却処理等においては、重要な課題となっている。よって、焼却処理等の高温下において、これらの元素が処理設備内でのように挙動するのかを明らかにすることは、一般の焼却炉等で高温処理を検討している自治体等に対して、運転管理等を行う上で重要な知見を提供することとなる。

そこで、バックエンド技術部では、除染等で発生する放射性 Cs で汚染された植物、焼却灰、土壌等を加熱処理した場合の Cs の挙動を明らかにする試験を実施している。平成 24 年度は、加熱中の排ガス及び発生粒子の粒径分布等を測定できる試験装置を整備し、植物残さを 800℃まで加熱した際の飛灰の粒径分布及び飛灰粒子の化学形に関するデータを取得した。

3 福島県住民への内部被ばく検査等の支援

福島県からの要請に基づき福島県民の方々を対象としたホールボディカウンタ(WBC)による内部被ばく検査に関する協力を核燃料サイクル工学研究所と連携して平成 23 年 7 月から行った。平成 25 年 3 月までに東海研究開発センターで検査及び結果の説明を行った人数は約 22,100 名であり、そのうち、原科研では約 6,700 名の検査を実施した。平成 23 年 9 月からは、移動式 WBC 車により福島県内で行う内部被ばく検査について、核燃料サイクル工学研究所及び大洗研究開発センターと分担して検査要員や説明者を派遣し、約 12,200 名への検査及び結果の説明を行った。

また、文部科学省からの依頼により、公益財団法人海洋生物環境研究所がサンプリングした海域モニタリング試料（海底土）及び福島県の環境モニタリングに係る 20km 圏内外のダスト試料の γ 線スペクトル測定を実施した。再測定を含む全測定試料数は 440 件で、測定時間は延べ 2,308 時間であった。

一方、住民相談、汚染測定、一時帰宅プロジェクト、除染業務講習会等を目的として約 2,500 人日（H24/4/1-H25/3/31）の福島方面への派遣を実施するとともに、幼稚園、保育園、小中学校の父兄及び教職員を対象とした「放射線に関するご質問に答える会」にも要員を派遣した。

なお、福島県以外の活動として、茨城県内での NEAT 交代要員、WBC 測定における対話活動等への支援は約 200 人日（同期間）であった。東京への派遣は文部科学省災害対策本部（交代要員、計画検討）、環境省、農林水産省等への派遣を目的とするもので約 500 人日（同期間）であった。

第三章 研究施設の運転管理と原子力科学研究所の運営に係る活動

1 研究施設の運転管理

1.1 JRR-3 及び JRR-4 の運転管理¹⁾

1.1.1 運転

(1) JRR-3

東日本大震災の影響による施設の復旧及び健全性確認は完了しており、運転再開に向けて準備を進めている段階であるため、平成 24 年度の施設供用運転の実績はなかった。JRR-3 の運転実績を表Ⅲ-1-1 にまとめた。

表Ⅲ-1-1 JRR-3 運転実績

サイクル No.	運転期間	運転時間 (hr : min)	出力量 (MWh)	出力量累計 (MWh)	計画外停止
年度当初	—	80,907 : 07	—	1,530,146.6	—
—	運転実績なし				—
年度累計	—	—	—	—	—
累計	—	80,907 : 07	—	1,530,146.6	—

(2) JRR-4

JRR-4 は、原則として週 4 日間、1 日 7 時間の運転を行い、年間約 40 週の施設供用運転を実施している。平成 24 年度については、東日本大震災の影響により、平成 23 年度に引き続き運転を取り止めた。JRR-4 の運転実績を表Ⅲ-1-2 にまとめた。

表Ⅲ-1-2 JRR-4 運転実績

年・月 (year. Month)	運転日数 (day)	運転時間 (hr:min)	出力量 (kWh)	積算出力 (kWh)	計画外停止回数
年度当初	—	38,820:06	—	79,534,282	—
—	運転実績なし				—
年度累計	—	—	—	—	—
累計	—	38,820:06	—	79,534,282	—

1.1.2 保守・整備、水・ガス管理

(1) JRR-3

1) 保守整備

東日本大震災の影響により、施設定期自主検査の期間を延長して運転再開に向けて準備を進め、以下の保守整備を行った。

保全計画に基づく保守整備として、「1 次冷却材ストレナ」の分解点検を実施した。その他、「起動計高圧電源」、「燃料搬送装置・使用済燃料取扱装置シーケンサー」、「2 次冷却塔エリミネータ」及び「2 次冷却塔ルーフファン」の更新を行った。

2) 水・ガス管理

JRR-3 では、平成 24 年度は施設供用運転を行わなかったため停止中における日常的な水・ガス分析を行った。これらの主な分析結果を表Ⅲ-1-3 に示す。分析結果に異常はなく、水・ガスは適切に管理された。

表Ⅲ-1-3 JRR-3 水・ガス測定結果

系 統	項 目		管理基準値	測 定 結 果
1 次冷却水	水素イオン濃度指数 (pH)	浄化系入口	5.0 ~ 7.5	5.74 ~ 6.15
	導電率 ($\mu\text{S}/\text{cm}$)	浄化系入口	5.0 以下	0.69 ~ 1.19
	トリチウム濃度 (Bq/cm^3)		—	$6.34 \times 10^2 \sim 8.21 \times 10^2$
SF プール水	水素イオン濃度指数 (pH)	浄化系入口	5.0 ~ 7.5	5.71 ~ 6.07
	導電率 ($\mu\text{S}/\text{cm}$)	浄化系入口	5.0 以下	0.84 ~ 1.26
反射体重水	トリチウム濃度 (Bq/cm^3) *1)		—	1.54×10^8

*1) 平成 25 年 1 月 9 日現在の値

(2) JRR-4

1) 保守整備

平成 24 年度研究炉運転・管理計画に基づき、点検・保守及び施設定期自主検査を実施した。主なものは、JRR-4 原子炉施設保全計画に基づき実施した中性子計測設備の安全系 2 の交換及び非常用制御設備の分解点検である。

2) 水管理

JRR-4 では、運転がなかったが、運転停止中の水質分析では異常のないことを確認した。

1.1.3 燃料、使用済燃料の管理

(1) JRR-3 燃料・炉心の管理

平成 24 年度は原子炉の運転がなかったため炉心への新燃料の装荷はなく、また、新燃料の受け入れもなかったため、在庫量の変動はなかった。

平成 23 年度に受け入れた第 L21 次取替用燃料体 20 体 (標準型燃料体 14 体、フォロワ型燃料体 6 体) の受入検査を平成 24 年 4 月 17 日に実施し、また、使用前検査を平成 24 年 5 月 17、18 日に受検し、合格となった。また、JRR-3 の運転再開に向けて準備を進めているが、運転再開時期が未定であるため、燃料の調達計画を変更し、第 L22 次及び第 L23 次取替用燃料体については製作を中断している。

(2) JRR-4 燃料・炉心の管理

平成 24 年度に、新燃料の製作はなかった。JRR-4 の計量管理においては、平成 24 年 10 月及び平成 24 年 12 月に実在庫検査を行い、文部科学省及び核物質管理センターの検認を受けた。また、原子炉運転及びそれに伴う燃料交換は実施していない。

反応度管理については、平成 24 年度は原子炉を運転しておらず、過剰反応度は年度当初の $5.64\% \Delta k/k$ のままであった。

(3) JRR-3 使用済燃料の管理

1) 使用済燃料の収支

平成24年度における、炉心から使用済燃料プールへの使用済燃料の受入れはなく、また、JRR-3使用済燃料の対米輸送等による搬出はなかった。したがって、在庫量増減はなかった。なお、貯槽No.1で貯蔵中の旧JRR-3の使用済燃料である二酸化ウラン燃料体、金属天然ウラン燃料体及び同要素並びに使用済燃料貯蔵施設（DSF）で貯蔵中の金属天然ウラン燃料要素の在庫変動はなかった。

2) 放射能濃度の監視

使用済燃料の健全性を確認するため、貯槽水及び保管孔内空気の放射能濃度を定期的に監視して異常のないことを確認した。各貯蔵設備の全βの放射能濃度は、年度を通じて次のとおりであった。

使用済燃料プール : 検出限界以下 (検出限界 $3.24 \times 10^{-1} \sim 3.37 \times 10^{-1}$ Bq/ml)

使用済燃料貯槽No.1 : 検出限界以下 (検出限界 $4.96 \times 10^{-1} \sim 7.22 \times 10^{-1}$ Bq/ml)

使用済燃料貯槽No.2 : 検出限界以下 (検出限界 $4.91 \times 10^{-1} \sim 5.35 \times 10^{-1}$ Bq/ml)

保管孔 (DSF) : $1.01 \times 10^{-2} \sim 1.17 \times 10^{-2}$ Bq/cm³

* 検出限界はバックグラウンドの変動によっても変化するため幅がある。

(4) JRR-4 使用済燃料の管理

1) 使用済燃料の収支

平成24年度における、炉心から使用済燃料プールへの使用済燃料の受入れはなかった。また、JRR-4使用済燃料の対米輸送等による搬出もなかった。したがって、在庫量の増減はなかった。

2) 放射能濃度の監視

使用済燃料の健全性を確認するため、プール水の放射能濃度を定期的に監視して異常のないことを確認した。各プールの放射能濃度は年度を通じて次のとおりであった。

No.1 プール : 検出限界以下 (検出限界 $1.83 \times 10^{-1} \sim 1.90 \times 10^{-1}$ Bq/ml)

No.2 プール : 検出限界以下 (検出限界 $1.83 \times 10^{-1} \sim 1.90 \times 10^{-1}$ Bq/ml)

(5) 使用済燃料貯蔵施設の管理

1) 貯槽の水質管理

JRR-3における貯槽の水質は、適切な水質管理により、年間を通して維持管理基準値以内に保たれた。平成24年度における各貯槽の水質及びトリチウム濃度等を表III-1-4に示す。

表III-1-4 JRR-3の使用済燃料貯槽の水質測定値

	維持管理値	貯槽No. 1	貯槽No. 2
水素イオン濃度指数 (pH)	5.0~7.5	5.4~6.6	5.4~6.7
導電率 (μ S/cm)	10.0 以下	0.10~0.20	0.10~0.20
トリチウム濃度 (Bq/cm ³)	—	4.7~6.1	2.7~3.1
温度 ($^{\circ}$ C)	—	14.5~23.5	16.0~23.0

各貯槽においては、水素イオン濃度指数 (pH)、導電率等に大きな変動はなかった。

JRR-4 の使用済燃料貯蔵施設におけるプールの水質は、導電率が $1.14\sim 1.57\ \mu\text{S}/\text{cm}$ 、水素イオン濃度指数 (pH) が $5.52\sim 5.98$ であり、年間を通して、維持管理基準値 (導電率: $10\ \mu\text{S}/\text{cm}$ 以下、pH: $5.5\sim 7.0$) を満足した。

2) 循環系設備の管理

DSF内に設置されている循環系設備機器類(循環ブロー、空気作動弁、プロセス放射線モニタ等)に対して点検を行い、機能及び性能を維持した。

1.1.4 研究炉利用の高度化のための技術開発

(1) JRR-3 の高度化の技術開発

JRR-3 に設置されている冷中性子源 (以下「CNS」という。) は、原子炉内の熱中性子が減速材である液体水素 (温度約 20K) を通して減速され、波長約 $5\ \text{\AA}$ の冷中性子を生成する。

JRR-3 の高度化の技術開発として、JRR-3 冷中性子ビームの強度を高めるため、液体水素を貯留する減速材容器の高性能化、中性子輸送の高効率化及び耐放射線高性能スーパーミラー中性子導管の開発を進めている。

CNS の減速材容器は熱中性子束の高い重水タンク内に設置されているため、原子炉の運転中は減速材容器の核発熱により、容器内の液体水素は常に沸騰状態にある。沸騰し発生した水素ガスは中性子の減速を妨げるため、容器は水素ガスが溜まらない形状が望ましい。

平成 24 年度は、沸騰解析が可能なソフトウェア「STAR-CCM+」を用いて、容器内の水素ガスの挙動についてシミュレーション解析を実施した。

解析の結果、液体水素が流入する容器上部では水素ガスの発生が抑えられるが、液体水素の流入口から離れた容器下部では、壁面温度が高くなり、水素ガスの発生量が多くなることが分かった。さらに、容器下部で発生した水素ガスは、各々が集合しより大きな気泡となり、容器側面にそって上昇することが分かった。

平成 25 年度は、本年度の解析結果をもとにした容器形状の最適化を図ることとする。また、CNS から発生した冷中性子を実験装置まで無駄なく輸送するためには、直進する中性子ビームだけでなく中性子ミラーによって反射された発散角度をもつ中性子ビームも輸送することが重要である。

従来の中性子導管の形状を改良した「テーパ型小型中性子導管」をビーム取り出し口となるビームポート直前に設置することで、発散角度を持つ冷中性子ビームを効率よく輸送することが可能となる。平成 24 年度は、前年度に製作したテーパ型小型中性子導管試験体の特性評価とし、レイトレース法を用いた中性子モンテカルロ輸送コード McStas により輸送効率を計算した。

(2) JRR-3 における中性子輸送の高効率化

平成 21 年度から平成 24 年度まで研究炉加速器管理部は、量子ビーム応用研究部門及び東京大学物性研究所と共同で、文部科学省の競争的資金「原子力基礎基盤戦略研究イニシアティブ」の「研究炉・ホットラボ等活用研究プログラム」受託研究を実施した。研究テーマは、「研究炉 JRR-3 中性子輸送の高効率化が拓く新しい物質・生命科学—機能場における水・プロトンの輸送現象の解明を目指して—」であり、選択的に観測できる中性子を利用してプロトンの伝導現象の研究を実施するものである。

当該受託研究のなかで研究炉加速器管理部は、JRR-3 実験利用棟に設置されている中性子ビーム実験装置 AGNES 及び SANS-J-II へ供給する冷中性子ビーム輸送効率を向上する研究及び技術開発を担当した。本年度は、当該業務計画書に基づいて、「新規冷中性子導管性能の解析的な評価」

及び「新規冷中性子導管の中性子束測定」を実施する予定であったが、JRR-3 が運転停止中であったため、計画を変更して、「新規冷中性子導管性能の解析的な評価」及び「新規冷中性子導管を導入した際の、2 つの中性子ビーム実験装置の試料位置における中性子強度の解析的な評価」を実施した。なお、本年度をもって当該受託研究は終了した。

(3) 新型シリコン照射ホルダーの開発

プール型研究炉である JRR-3 及び JRR-4 では、照射孔へのシリコン挿入の容易性と照射孔において高い中性子束を有することから、これまでに半導体シリコンの中性子核変換ドーピング (Neutron Transmutation Doping : NTD) と称する生産方式に対しても利用の場を提供し、年間約 4.5 トンの NTD シリコンを生産している。NTD シリコンは、主にパワーデバイスと呼ばれる半導体素子で使用されている。パワーデバイスはエネルギー利用の高効率化に寄与するインバーターに使用されており、近年その需要は高まっていることから、NTD シリコンに対しても期待が高まりつつある。この需要に応えるための生産性向上の方法として、フィルター法の検討を進めている。シリコン照射場において、軸（高さ）方向の中性子束分布は余弦分布となっている。現行の照射方法である反転法では、余弦分布の上半分を利用して照射を行っており、軸方向の照射均一化を図るために 1 回目の照射後に上下反転させて 2 回目の照射を行っている。反転法では 2 回の照射作業を伴うため照射効率の低さが問題となっている。フィルター法は、フィルターを用いることにより、余弦分布を有している中性子束分布の平坦化を図り、1 回の照射で均一な照射を実現するものである。

平成 24 年度、新型シリコン照射ホルダーの開発として取り組んだ内容としては、平成 22 年度に実施された改良前新型ホルダー特性試験を踏まえて、新型ホルダーの設計改良及び製作である。新型ホルダー形状に関する解析を行い、最適なフィルター形状を導いた。解析には MVP コードを用いた。解析により新型ホルダーのシリコン軸方向におけるリン 31 のドーピング分布の差異は、平均値から±3.3%という均一な分布となることが分かった。これは製品保証値である±8.5%を十分にクリアするものである。今回製作した新型ホルダーでは電子ビーム溶接を用いている。新型ホルダーの引張試験の結果、フィルター母材部の破断荷重は約 30 トン、フィルター接合部の破断荷重は約 6 トンという結果を得た。シリコン重量は約 30 kg であることから、新型ホルダーは機械強度に関して約 200 倍の安全余裕を有していることが分かった。

現行ホルダーを用いた照射では、1 週間当たり約 6 バッチの照射が可能であるが、新型ホルダーを用いた場合、シリコンの反転作業が不要なことから、約 10 バッチの照射が見込まれる。このことは、約 1.7 倍の生産量増加が見込まれることになる。

平成 24 年度製作した新型ホルダーの特性試験については、JRR-3 再稼働後に実施予定である。

1.1.5 許認可

JRR-3、JRR-4 及び NSRR における平成 24 年度の官庁許認可申請等を表Ⅲ-1-5 に示す。

表Ⅲ-1-5 官庁許認可申請等一覧(1/2)

炉名	件名		設置変更	設工認	使用前検査	
J R R 3	JRR-3 取替用燃料体 (第 L21 次)の製作	申請	年月日 番 号		—	平成 22 年 6 月 18 日 22 原機 (科研) 006
		変更	年月日 番 号		—	平成 22 年 8 月 31 日 22 原機 (科研) 011
		変更	年月日 番 号		—	平成 23 年 1 月 19 日 22 原機 (科研) 025
		認可 合格	年月日 番 号		—	平成 23 年 4 月 22 日 23 原機 (科研) 002
	JRR-3 取替用燃料体 (第 L22 次)の製作	申請	年月日 番 号		—	平成 24 年 6 月 21 日 24 文科科第 243 号
		変更	年月日 番 号		—	平成 22 年 6 月 18 日 22 原機 (科研) 007
					—	平成 22 年 8 月 31 日 22 原機 (科研) 012
					—	平成 23 年 10 月 31 日 23 原機 (科研) 028
		—	平成 24 年 3 月 6 日 23 原機 (科研) 045			
		—	平成 24 年 9 月 11 日 24 原機 (科研) 005			
		認可 合格	年月日 番 号		—	—
	制御棒案内管の製作	申請	年月日 番 号		平成 23 年 8 月 19 日 23 原機 (科研) 020	—
		変更	年月日 番 号		—	—
		認可 合格	年月日 番 号		—	—
	施設定期検査申請書 (JRR-3)	申請	年月日 番 号		—	平成 22 年 10 月 18 日 22 原機 (科研) 019
変更		年月日 番 号		—	平成 23 年 6 月 1 日 23 原機 (科研) 010	
			—	平成 23 年 9 月 27 日 23 原機 (科研) 025		

表 III -1-5 官庁許認可申請等一覧(2/2)

炉名	件名		設置変更	設工認	使用前検査
J R R 4	施設定期検査申請書 (JRR-4)	認可合格	年月日 番 号	—	平成 24 年 10 月 18 日 24 原機 (科研) 006
		申請	年月日 番 号	—	平成 22 年 12 月 1 日 22 原機 (科研) 021
		変更	年月日 番 号	—	平成 23 年 5 月 31 日 23 原機 (科研) 008
N S R R	原子炉建家屋根の補修	認可合格	年月日 番 号	—	平成 24 年 7 月 9 日 24 受文科科第 1569 号
		申請	年月日 番 号	平成 24 年 3 月 8 日 12 原機 (科研) 045	平成 24 年 5 月 14 日 24 原機 (科研) 002
		変更	年月日 番 号	—	—
	XII - I 型大気圧水カプセルの製作・第 2 回 後期製作分	認可合格	年月日 番 号	—	—
		申請	年月日 番 号	—	平成 24 年 8 月 3 日 24 原機 (科研) 004
		変更	年月日 番 号	—	—
	施設定期検査申請書 (NSRR)	認可合格	年月日 番 号	—	—
		申請	年月日 番 号	—	平成 23 年 7 月 25 日 23 原機 (科研) 016
		変更	年月日 番 号	—	平成 23 年 11 月 25 日 23 原機 (科研) 031 平成 24 年 7 月 10 日 24 原機 (科研) 003
		認可合格	年月日 番 号	—	—

1.1.6 教育訓練

研究炉加速器管理部が実施した保安教育訓練の内容を表Ⅲ-1-6 に示す。また、JRR-3 管理課、研究炉利用課及び研究炉技術課において、①通報訓練（5回）、②再保安教育訓練（13回）、③配属時保安教育訓練（16回）、④規定、手引等改正に伴う教育訓練・勉強会等（36回）、⑤全電源機能喪失時の対応訓練（2回）、⑥安全確保及び核物質防護文化に関する教育（4回）などを、JRR-4 管理課が、①通報訓練（1回）、②再保安教育訓練（3回）、③配属時保安教育訓練（1回）、④規定、手引等改正に伴う教育訓練・勉強会等（32回）、⑤安全確保に関する教育並びに過去に起きたトラブル事例に関する教育（1回）などを実施した。さらに、JRR-3、JRR-4 管理区域内で作業を実施する業者等に対し、管理区域の立入りに係る保安教育訓練を随時実施した。

表Ⅲ-1-6 研究炉加速器管理部が実施した保安教育訓練

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
平成 24 年 10 月 9 日 平成 24 年 10 月 11 日	消火訓練	消火器・消火栓を使用した消火訓練を実施した。	178 名 109 名
平成 25 年 1 月 30 日	研究炉加速器管理部総合訓練	NSRR 原子炉建家において勤務時間内の放射線事故を想定した、研究炉加速器管理部の総合訓練（原子力科学研究所平成 24 年度第 2 回非常事態総合訓練）を実施した。	36 名

1.1.7 東日本大震災における施設の復旧活動

(1) JRR-3

東日本大震災により被害を受けた原子炉建家、原子炉制御棟、実験利用棟及びコンプレッサ棟、使用済燃料貯槽室、燃料管理施設、DSF、冷却塔並びに共同溝について、平成 23 年度に実施した建家補修工事の残工事として、以下の補修を実施した。図Ⅲ-1-1 から図Ⅲ-1-3 に、ひび割れ部の補修の様子、発泡ウレタン樹脂の充填及びディープウェルの施工の様子をそれぞれ示す。

1) ひび割れ部の補修工事

鉄筋コンクリート部に発生したひび割れについて、足場等を設置して調査した。発見したひび割れについては、それらの程度に応じて、ひび割れの幅が 0.2 mm 以上の箇所についてはエポキシ樹脂注入による補修、0.1 mm 以上 0.2 mm 未満の幅については可能な限り樹脂注入を試みた上で樹脂により被覆した。ひび割れ補修後、補修箇所は全面塗装を行った。



図Ⅲ-1-1 ひび割れ部の補修工事

2) 空洞部充填工事

共同溝、実験利用棟及びコンプレッサ棟の基礎に発生した、地盤沈下による空洞に発泡ウレタン樹脂を充填した。なお、地下水によるウレタン樹脂の発泡不良を防止するために、充填個所の周辺にディープウェル（深井戸）を掘り地下水位を下げた。また、発泡ウレタン樹脂の充填は基礎の沈下防止はもとより、ウレタン樹脂の接着性により土間コンクリートのひび割れによる地下水漏えいの予防も期待できる。

なお、廃液貯槽タンク室の空洞も実施する予定ではあったが、水位が下がらなかったため充填を断念した。



図Ⅲ-1-2 発泡ウレタン樹脂の充填



図Ⅲ-1-3 ディープウェルの施工

3) エキスパンションジョイント部の止水工事

地下構造物である共同溝のエキスパンションジョイント部からの漏水は、膨張・収縮を許容する材質で防水又は止水することが必須であり、作業性及び補修効果を考慮してバンデフレキシシ工法を用いた合成樹脂の高圧注入による止水を行った。なお、JRR-3建家では最大のエキスパンションジョイントであることから、地盤沈下による空洞が大きいため、エアモルタルの充填により空洞を補修したのち止水工事を実施した。

4) DSF建家壁面のひび割れ補修

平成23年度中に工期が十分に確保できなかったため、一部分のひび割れに対するエポキシ樹脂注入による補修のみで終わっていた保管棟建家の壁面ひび割れ補修について、3次補正予算にて残りの建家内部の約7m以上の壁面、地階壁面、外壁面のひび割れに対して、エポキシ樹脂注入と部分塗装による補修工事を実施した。

(2) JRR-4

平成24年度は、主に第3次補正予算により前年度に復旧まで及ばなかった付属建家（機械室）、屋外共同溝、排気風洞等の復旧工事を実施した。図Ⅲ-1-4に機械室床の樹脂モルタル補修、図Ⅲ-1-5に共同溝（B）のエポキシ注入、図Ⅲ-1-6に排気風洞の樹脂モルタル補修の様子を示す。

1) 建物等の補修

① 付属建家

付属建家（機械室）の天井及び梁については、クラックが19箇所発生（最大幅：0.4mm）していたため、エポキシ注入及び樹脂モルタルによる補修の後、帯状塗装を施した。

側壁の内壁に発生したクラックについては、壁の部材構成がブロック壁にモルタル仕上げとなっているため、エポキシ注入による補修ができないことから、樹脂モルタルによる補修を施した。なお、側壁の外壁については、構造上直接目視による確認はできなかったが、点検口から地下水の浸入が見られないことから、貫通するような亀裂は発生していないものと推測した。また、床面については、シンダーコンクリート部にクラックが多数あり、樹脂モルタルで補修した後、防塵タイプの塗料を用いて全面塗装を施した。



図Ⅲ-1-4 機械室床 樹脂モルタル補修

② 屋外共同溝

屋外共同溝は、排気第2、3、4系統のダクトや電線等を設置する共同溝Aと、排気第5系統のダクトを設置する共同溝Bの2つがある。共同溝Aについては、天井及び壁面に発生したクラックを樹脂モルタルで補修した。また、共同溝を貫通する配管周辺の圧壊したモルタルを取り除き樹脂モルタルで補修した。上部外面の防水モルタル部については、クラックを樹脂モルタルで補修し、表面コート材により全面塗装を施した。共同溝Bについては、天井及び壁面のクラックをエポキシ注入及び樹脂モルタルで補修した。上部外面の防水モルタル部については、クラックを樹脂モルタルで補修し、表面コート材により全面塗装を施した。



図Ⅲ-1-5 共同溝(B)エポキシ注入

③ 排気風洞

鉄筋爆裂等により露出した鉄筋に錆止め塗装を施した上で、震災により生じたクラックを有する壁、床及び天井全面について、樹脂モルタルで修理を行った。上部外面の防水モルタル部については、表面コート材により全面塗装を施した。



図Ⅲ-1-6 排気風洞 樹脂モルタル補修

④ その他

冷却塔については、送風機インレットコーン基礎コンクリートの補修、ローディングドック B については、不等沈下による応力が掛かっていた電線管類を撤去し、エキスパンション部の電線管類を地震に対応するフレキシブル管に更新、散乱実験室南側外壁等については、不等沈下した擁壁、柵の補修を行った。擁壁との接合部については、ローディングドック B 下部への地下水等の滞留防止を考慮して、透水性シートによる補修を施した。

1.2 NSRR の運転管理¹⁾

1.2.1 運転

平成 24 年度は、年間運転計画に基づき、被災した施設の健全性確認作業を行い、運転は実施しなかった。

1.2.2 保守・整備及び水の管理

1) 保守整備

平成 24 年度年間運転計画に基づき点検・保守を実施した。平成 23 年 9 月 1 日より原子炉施設保安規定に基づき行う第 34 回 NSRR 本体施設定期自主検査及び NSRR 本体施設運転手引に基づき行う NSRR 本体施設自主検査を実施した。また、NSRR には、特定化学設備として廃液中和装置と純水製造装置が設置されており、平成 24 年度は、特定化学物質障害予防規則に基づき年 1 回の実施が義務付けられている廃液中和装置の定期自主検査を実施し、各機器及び系統に異常のないことを確認した。

更に、NSRR 原子炉建家の屋根（鉄骨に鉄板張り（屋根ライニング）した上にアルミ瓦棒葺を施した構造、アルミ瓦棒は昭和 57 年に葺き替えを行っている）は、表面に塩害等による腐食が散見されるようになっており、腐食が進行することにより雨水が屋根ライニングを浸食する恐れがあるため、既設アルミ瓦棒葺の上にステンレス製の保護板を被せて防水処理を施すこととした。平成 23 年 10 月 31 日に作業を開始したが、12 月 20 日、支持金物取り付けのための溶接作業で火災が発生したため、工事を一時中断していた。火災発生時の分析、再発防止対策の検討、施工管理の

強化、防火対策の徹底、所内で共用している要領書及びマニュアルの見直しを行い、火気取扱作業や溶接作業に関する安全確認の方法をより徹底し、平成 24 年 6 月 1 日から平成 24 年 9 月 29 日にかけて、火災に伴う復旧工事、屋根補修工事、防水処理工事を実施した。

2) 水の管理

NSRR のプール水精製系設備を月に一度の頻度で、原子炉プールまたは燃料貯留プールに切替えて運転し、水質を管理している。月例点検の結果を表Ⅲ-1-7 に示す。結果に異常は見られず水の管理は適切であった。

表Ⅲ-1-7 NSRR プール水測定結果

項目	管理目標値	測定結果
原子炉プール水 (pH)	5.5 ~ 7.0	6.22~6.74
原子炉プール水導電率 (μ S/cm)	0.5 以下	0.16~0.27
燃料貯留プール水 (pH)	5.5 ~ 7.5	6.19~6.75
燃料貯留プール水導電率 (μ S/cm)	1.0 以下	0.12~0.36
脱塩塔出口導電率 (μ S/cm)	プール水導電率より低いこと	0.06~0.07

1.2.3 燃料・炉心管理

平成 24 年度は、新燃料の製作及び燃料交換を実施しなかった。NSRR 炉心用燃料の計量管理においては、原子炉プール内ラック及び燃料貯留プールで貯蔵中の使用済燃料要素の在庫変動はなかった。また、平成 24 年 10 月に実在庫検査を行い、文部科学省、核物質管理センター及び IAEA の検認を受けた。

1.2.4 許認可

NSRR における平成 24 年度の官庁許認可申請等を表Ⅲ-1-5 に示す。

1.2.5 教育訓練

NSRR 施設の保安活動に従事する職員等に対し、①通報訓練（1 回）、②原子炉施設に係る再教育訓練（9 回）、③配属時保安教育訓練（4 回）、④規定、手引等改正に伴う教育訓練・勉強会等（12 回）、⑤品質方針に関する教育、安全確保に関する教育並びに過去に起きたトラブル事例に関する教育（3 回）、その他施設定期自主検査に関する教育などを実施した。また、研究炉加速器管理部が職員等に対し表Ⅲ-1-6 に示す保安教育訓練を実施した。

その他、NSRR の管理区域内で作業をする業者等に対し、管理区域の立入りに係る保安教育訓練を随時実施した。

1.2.6 東日本大震災における施設の復旧活動

1) クラック補修

NSRR 施設の原子炉棟、燃料棟、照射物管理棟、機械棟、制御棟、居室棟、排気筒に微少なクラックが生じていたため、仮設足場等の設置を行いクラック箇所の長さ、幅等についてクラックマップを作成し、クラックの程度に応じて補修工法を選定し、主に樹脂注入工法及び被膜工法等で補修を実施した。図Ⅲ-1-7 に制御棟 制御室壁面の損傷及び復旧状況を示す。



図Ⅲ-1-7 制御棟 制御室壁面の損傷及び復旧状況

② 風除室路盤補修工事

NSRR 原子炉建家と隣接する風除室内の路盤に約 10cm の段差が生じ、原子炉棟への機器等の搬出入が不可能となったため、風除室内の路盤補修を実施した。図Ⅲ-1-8 に風除室 路盤の損傷及び復旧状況を示す。



図Ⅲ-1-8 風除室 路盤の損傷及び復旧状況

1.3 STACY 及び TRACY の運転管理

1.3.1 運転

STACY 及び TRACY は、平成 23 年 3 月 11 日に発生した震災以降、原子炉の運転を休止しており、平成 24 年度は、研究のための利用運転並びに施設定期検査及び施設定期自主検査に係る運転は実施しなかった。核燃料調製設備及びアルファ化学実験設備（STACY 附属施設）についても、震災以降、運転を休止している。

分析設備では、STACY、TRACY 及び核燃料調製設備における保安上必要な燃料管理等について、最低限の分析（ウラン濃度、遊離硝酸濃度、不純物濃度等）を実施した。平成 24 年度の分析試料数は、STACY、TRACY 及び核燃料調製設備の運転に係る分析がなかったことから、例年の 3 分の 1 程度の 30 であった。

1.3.2 保守・整備

平成 24 年度は、平成 23 年 11 月 30 日に開始した施設定期検査及び施設定期自主検査を継続実施し、原子炉の長期停止中において継続的に機能を維持する必要がある設備について、第 2 回目の立会検査を受検するとともに、同設備の健全性確認点検を併せて実施した。また、燃料調製設備の運転に必要な設備機器、照明や消火設備等保安上重要な設備についても健全性確認点検を行い、設備が健全であることを確認した。

1.3.3 許認可

平成 24 年度は、組織改正に伴う原子炉施設保安規定の一部変更について、平成 24 年 7 月 26 日付けで申請を行い、平成 24 年 8 月 13 日付けで認可された（平成 24 年 10 月 1 日付け施行）。

また、平成 23 年度に申請した STACY 施設の更新他に係る原子炉設置変更許可申請（表Ⅲ-1-8 参照）について、震災を踏まえた補正方針に関し、規制当局への説明を行うとともに、更新後の STACY において福島第一原発の廃炉に向けた技術開発（破損燃料取出しに係る臨界安全管理）を実施するための設備整備及び申請内容の補正に関する検討を進めた。また、原子力規制委員会で検討が進められている試験研究用原子炉に対する新規制基準に適合させるために、STACY 施設に必要な安全設計に関する検討を行った。

表Ⅲ-1-8 STACY/TRACY 施設に係る官庁許認可

件名		原子炉設置変更許可申請	
STACY(定常臨界実験装置)施設等の変更 棒状燃料及び軽水を用いる熱中性子炉用臨界実験装置への更新他	申請	年月日 番号	H23. 2. 10 22 原機(安)092 (*)
	許可	年月日 番号	—

(*) 平成 21 年・22 年度及び平成 23 年度の年報にて既報

1.3.4 教育訓練

STACY 施設及び TRACY 施設の保安活動に従事する職員等に対して、部保安教育実施計画に基づき種々の保安教育（随時）及び保安訓練（通報訓練 2 回、消火訓練 1 回、避難訓練 1 回、総合訓練 1 回）を実施した。その他、核物質防護に関する教育及び訓練（通報訓練 1 回及び緊急時対応訓練 1 回）を実施した。また、STACY 施設及び TRACY 施設の管理区域内で作業を実施する業者等に対し、管理区域の立入り等に係る保安教育を随時実施した。

1.3.5 東日本大震災における施設の復旧活動

地震発生後の施設点検等で確認された被害箇所の復旧活動については、平成 23 年度に引き続き施設の復旧計画に沿って、地震による地盤陥没並びに炉室等主要部及び外壁の建家壁面のひび割れ等について補修を行い完了した。炉室等主要部及び外壁以外の建家壁面については、平成 25 年度以降に補修を実施する予定である。

また、原子炉施設の建家・構築物及び設備機器の健全性に対する地震の影響をより詳細に調査し、必要に応じて補修等を行い、所定の性能を満足することを確認するため、STACY 施設及び TRACY 施設の健全性確認計画書及び点検要領書に基づき健全性確認のための点検作業を継続して実施した。

NUCEF の被害及びその措置状況一覧を表Ⅲ-1-9 に、さらに被害箇所の措置の一例として地盤陥没に係る措置状況等を図Ⅲ-1-9 に示す。

表Ⅲ-1-9 NUCEF の被害及びその措置状況一覧

設備・機器名	被害状況	措置状況
NUCEF 実験棟周辺 (保全区域)	NUCEF 実験棟周辺で地盤陥没が生じた。	地盤陥没部の埋め戻しによる補修を実施した。 (平成 24 年 8 月 13 日完了)
実験棟 A 排気筒 下部トレンチ (管理区域)	排気筒下部トレンチ（第 1 種管理区域）の床にひび割れが入り、地下水が侵入した。	止水処置を行った。なお、トレンチ床の汚染検査を実施した結果、汚染なし（検出下限値未満）。 (平成 23 年 3 月 12 日完了)
実験棟 A 内 (管理区域)	炉下室 (S) 外側及びトランスミッター室の壁表面にひび割れを確認した。壁の反対側に同様のひび割れは見られないことから、貫通ひび割れではない。	建家の構造躯体について詳細調査を実施するとともに、その結果に基づき、表面ひび割れに対してエポキシ樹脂注入等の補修工事を実施した。 建家主要部については平成 24 年度に完了。その他の箇所については平成 25 年度に実施予定。
実験棟 A 内 (保全区域)	制御室及び階段室の壁表面に塗装はがれを確認した。塗装の下にあるコンクリート面にひび割れは認められなかった。	ひび割れの詳細調査及び補修工事を平成 25 年度に実施予定。



(措置前)



(措置後)

(1) NUCEF 実験棟周辺の地盤陥没



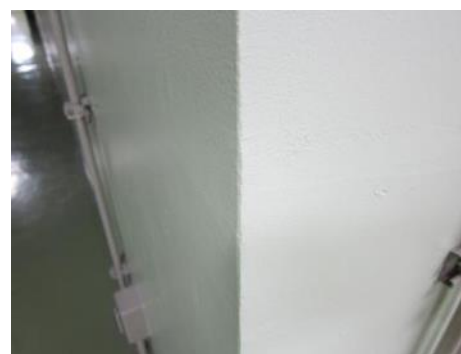
(措置前)

(措置後)

(2) トランスミッター室ひび割れ



(措置前)



(措置後)

(3) 炉下室 (S) 外側壁のひび割れ

図Ⅲ-1-9 NUCEF の被災箇所の措置状況

1.4 FCAの運転管理

1.4.1 運転

FCAは、平成23年3月11日に発生した震災以降、原子炉の運転を休止しており、平成24年度は、研究のための利用運転並びに施設定期検査及び施設定期自主検査に係る運転は実施しなかった。

1.4.2 保守・整備

平成24年度は、平成23年8月1日に開始した施設定期検査及び施設定期自主検査を継続実施し、原子炉の長期停止中において継続的に機能を維持する必要がある施設について、第2回目及び第3回目の立会検査を受検した。また、設備・機器等の健全性確認点検を継続して実施した。

1.4.3 許認可

平成24年度は、組織改正に伴う原子炉施設保安規定及び核燃料物質使用施設等保安規定の一部変更について、平成24年7月26日付けで申請を行い、平成24年8月13日付けで認可された（平成24年10月1日付け施行）。

また、震災により被害を受けた燃料収納キャビネットを更新するための使用前検査を平成24年4月20日に受検し、平成24年4月23日付けで合格した。さらに、保全計画に基づき圧縮空気装置の一部を更新するため、設工認申請を行い、平成25年3月15日付けで認可された。詳細を表Ⅲ-1-10に示す。

表Ⅲ-1-10 FCA施設に係る官庁許認可

設計及び工事の方法の認可及び使用前検査申請

件名		許可・認可	使用前検査
燃料収納キャビネットの更新	申請 年月日 番号	H23.12.2 23原機（科安）006	申請：H23.12.27 23原機（科安）008 変更届：H24.2.24 23原機（科安）009
	認可 合格 年月日 番号	H23.12.8 23水原第494号	H24.4.23 23水原第524号
圧縮空気装置の一部更新	申請 年月日 番号	H25.1.29 24原機（科福開）003	—
	認可 合格 年月日 番号	H25.3.15 原管研収第130129001号	—

1.4.4 教育訓練

FCA施設の保安活動に従事する職員等に対して、部保安教育実施計画に基づき種々の保安教育（随時）及び保安訓練（通報訓練1回、消火訓練1回、避難訓練1回、総合訓練1回）を実施した。その他、核物質防護に関する教育及び訓練（通報訓練1回及び緊急時対応訓練1回）を実施した。また、FCA施設の管理区域内で作業を実施する業者に対し、管理区域の立入り等に係る保安教育を随時実施した。

1.4.5 東日本大震災における施設の復旧活動

地震発生後の施設点検等で確認された被害箇所の復旧活動については、平成 23 年度に引き続き施設の復旧計画に沿って、炉室等のひび割れについて詳細調査を行った。その結果に基づき必要な補修工事を平成 25 年度に実施する予定である。

また、原子炉施設の建家・構築物及び設備機器の健全性に対する地震の影響をより詳細に調査し、必要に応じて補修等を行い、所定の性能を満足することを確認するため、FCA 施設の健全性確認計画書及び点検要領書に基づき健全性確認のための点検作業を継続して実施した。

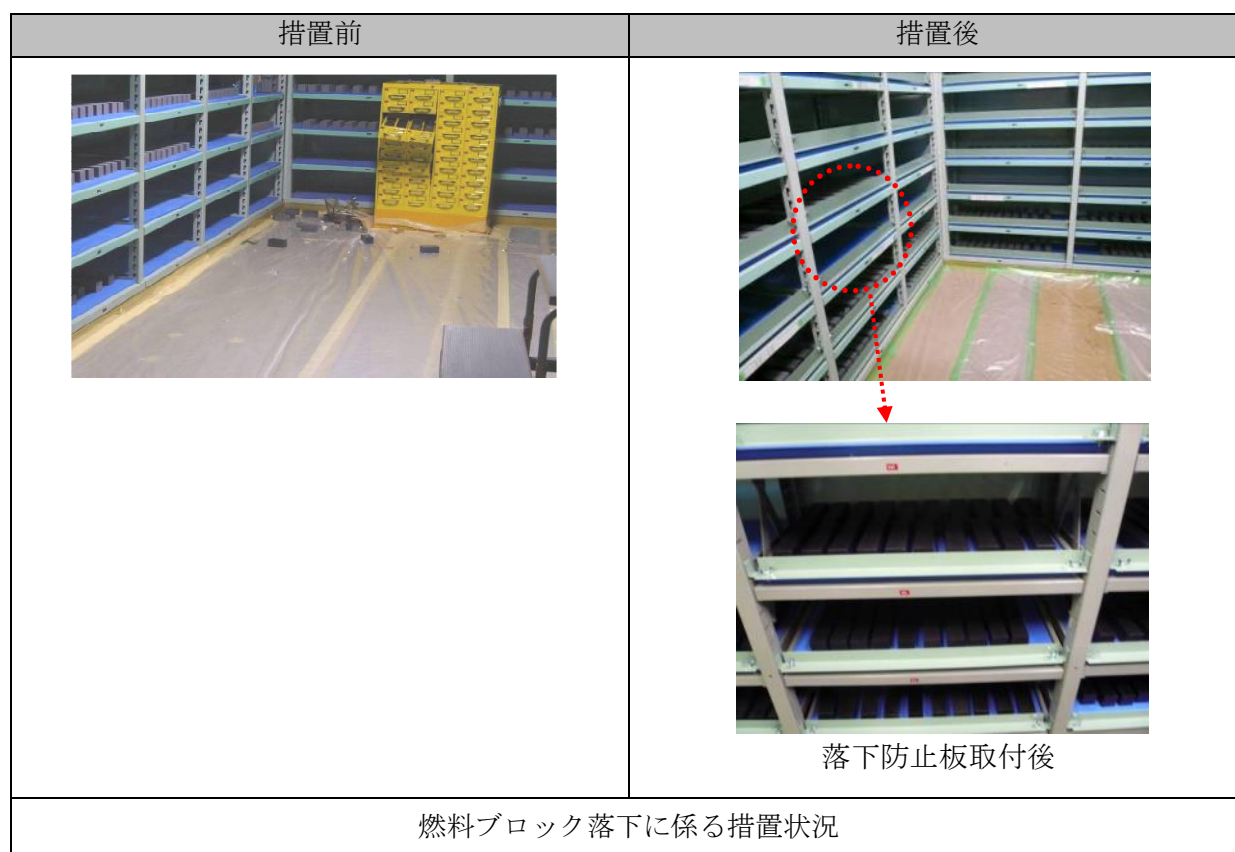
FCA 施設の被害及びその措置状況一覧を表Ⅲ-1-11 に、さらに被害箇所の措置状況の一例として燃料ブロック落下に係る措置状況を図Ⅲ-1-10 に示す。

表Ⅲ-1-11 FCA 施設の被害及びその措置状況一覧 (1/2)

設備・機器名	被害状況	措置状況
核燃料物質貯蔵設備・燃料ブロック	燃料貯蔵庫内の燃料ブロックが棚から床へ落下した。燃料ブロックの損傷はなかった。	落下した燃料ブロックの分別及び汚染検査を 5 月に完了し、震災後中断していた中間査察に対応した。(平成 23 年 5 月 18 日完了) 落下防止処置として、燃料貯蔵棚に落下防止板を設置した。(平成 24 年 4 月 25 日完了)
核燃料物質貯蔵設備・燃料収納キャビネット	燃料貯蔵庫内に設置されていた燃料収納キャビネットの一部のフレームに変形等が生じた。	全 16 基について、設計及び工事の方法の認可を受けて新たに製作した後、使用前検査を受検し、合格した。 (平成 24 年 4 月 23 日完了) 更新した燃料収納キャビネットへの燃料移動作業を完了した。 (平成 24 年 5 月 31 日完了)
実験設備・模擬物質収納キャビネット	燃料取扱室に設置していた模擬物質収納キャビネットの一部が転倒し、収納引き出しの一部が変形した。	9 基について新たに製作した。 (平成 24 年 3 月 7 日完了)
管理区域境界・窓ガラス	制御室、シャワー室及び放管測定室の窓ガラスにひび割れが生じた。	全ての窓ガラスについて貼り替え等の補修を行った。 (平成 23 年 10 月 20 日完了)
天井走行クレーンのフックボルト	燃料取扱室の天井走行クレーンのフックボルトの一部が変形した。	変形したフックボルトを交換した。 (平成 23 年 9 月 1 日完了)

表Ⅲ-1-11 FCA 施設の被害及びその措置状況一覧(2/2)

設備・機器名	被害状況	措置状況
建家周辺の地盤	炉室、附属建家、機械室等の周辺で地盤陥没が生じた。	損傷状況調査及び補修設計のための試掘作業を実施し、異常のないことを確認後に地盤陥没部の埋め戻しによる補修を行った。(平成24年2月28日完了)
建家躯体	建家躯体の壁及び柱等にひび割れが生じた。また、被災度調査において、炉室、附属建家及び機械室が「中破」、変圧器室が「小破」と判断された。	建家の構造躯体について詳細調査を実施した。その結果に基づき、平成25年度にエポキシ樹脂注入等の補修工事を実施する予定である。



図Ⅲ-1-10 FCA の主な被災箇所の措置状況

1.5 TCA の運転管理

1.5.1 運転

TCA は、平成 23 年 3 月 11 日に発生した震災以降、原子炉の運転を休止しており、平成 24 年度は、研究及び教育研修のための利用運転並びに施設定期検査及び施設定期自主検査に係る運転は実施しなかった。

1.5.2 保守・整備

平成 24 年度は、平成 22 年 1 月 11 日に開始した施設定期検査及び施設定期自主検査を継続実施し、原子炉の長期停止中において継続的に機能を維持する必要がある施設について、第 3 回目の立会検査を受検した。また、設備・機器等の健全性確認点検を継続して実施した。

1.5.3 許認可

平成 24 年度は、組織改正に係る原子炉施設保安規定の一部変更について、平成 24 年 7 月 26 日付けで申請を行い、平成 24 年 8 月 13 日付けで認可された（平成 24 年 10 月 1 日付け施行）。

1.5.4 教育訓練

TCA 施設の保安活動に従事する職員等に対して、部保安教育実施計画に基づき種々の保安教育（随時）及び保安訓練（通報訓練 2 回、消火訓練 1 回、避難訓練 1 回、総合訓練 1 回）を実施した。その他、核物質防護に関する教育及び訓練（通報訓練 1 回及び緊急時対応訓練 1 回）を実施した。また、TCA 施設の管理区域内で作業を実施する業者に対し、管理区域の立入り等に係る保安教育を随時実施した。

1.5.5 東日本大震災における施設の復旧活動

地震発生後の施設点検等で確認された被害箇所の復旧活動については、平成 23 年度に引き続き施設の復旧計画に沿って、炉室建家及び附属建家等のひび割れについて詳細調査を行い、その結果に基づきエポキシ樹脂注入等を実施し補修を完了した。

また、原子炉施設の建家・構築物及び設備機器の健全性に対する地震の影響をより詳細に調査し、必要に応じて補修等を行い、所定の性能を満足することを確認するため、TCA 施設の健全性確認計画書及び点検要領書に基づき健全性確認のための点検作業を継続して実施した。

TCA 施設の被害及びその措置状況一覧を表Ⅲ-1-12 に、さらに被害箇所の措置の例として建家躯体ひび割れに係る措置状況を図Ⅲ-1-11 に示す。

表Ⅲ-1-12 TCA 施設の被害及びその措置状況一覧

設備・機器名	被害状況	措置状況
建家周辺の地盤	建家の周辺で地盤陥没が生じた。	損傷状況調査及び補修設計のための試掘作業を実施し異常のないことを確認後に地盤陥没部の埋め戻しによる補修を行った。 (平成 24 年 3 月 23 日完了)
建家躯体	建家躯体の壁及び柱等にひび割れが生じた。また、被災度調査において、附属建家が「中破」と判断された。	建家の構造躯体について詳細調査を実施し、その結果に基づき、エポキシ樹脂注入等の補修工事を実施した。 (平成 24 年 12 月 6 日完了)



図III-1-11 TCA の主な被災箇所の措置状況

1.6 BECKY の運転管理

1.6.1 運転、保守・整備

BECKY においては、再処理プロセスに関する研究開発、放射性廃棄物地層処分に関する研究開発、TRU 高温化学に関する研究開発、TRU 非破壊計測に関する研究開発及び環境試料等の微量分析に関する研究開発を継続して実施した。これらの研究活動を安全に実施するため、 α γ コンクリートセル、鉄セル (TRU 高温化学モジュール)、グローブボックス、フード、実験設備等の運転保守管理を行った。また、平成 24 年度からは、再処理プロセスに関する研究開発の新たな試験として、化学セルにおいて実廃液を用いた再処理施設における放射性物質の移行挙動試験を実施した。

平成 25 年度以降に実施するレーザーを用いた遠隔・分光分析試験装置の整備に係るグローブボックスの改造を実施した。また、福島第一原発の廃止措置に係る研究開発で生じる分析ニーズに資するため、微量元素等の分析に使用する機器の更新及び新規整備を実施した。

東京大学専門職大学院への協力として、実験室 (VI) の模擬グローブボックスを利用して、実習生 14 人に対して核燃料物質取扱実習 (平成 24 年 7 月 5 日～7 月 6 日、平成 24 年 7 月 12 日～13 日) を計画通りに実施した。

施設の運転管理では、本体及び特定施設について設備・機器等の保守点検業務、施設定期自主検査、定期自主点検等を計画通り実施するとともに、核燃料物質及び放射性同位元素に係る管理業務等を行い、施設を安全・安定に運転した。

なお、BECKY を利用する上記の研究開発等を実施するに当たっては、本体施設を福島技術開発試験部 BECKY 技術課、特定施設を工務技術部工務第 1 課、放射線管理施設を放射線管理部放射線管理第 2 課が、それぞれの施設・設備の運転管理を行った。これらの研究開発の成果については第四章に記載する。

1.6.2 許認可

平成 24 年度は、平成 23 年度に申請したレーザー遠隔分光分析技術に関する新たな研究開発の実施及び鉄セルでのトリウム取扱追加に関する核燃料物質の使用の変更許可申請について、平成 24 年 7 月 23 日付けで許可を取得した。また、許可取得及び組織改正に伴う核燃料物質使用施設等保安規定の一部変更について、平成 24 年 7 月 26 日付けで申請を行い、平成 24 年 8 月 13 日付けで認可された（平成 24 年 10 月 1 日付け施行）。

また、RI 使用施設である NUCEF 施設について、密封 RI (Co-60) の使用目的変更等に関する放射性同位元素等の許可使用に係る変更許可申請を平成 25 年 2 月 20 日付けで行い、平成 25 年 3 月 8 日付けで許可を取得した。

1.6.3 教育訓練

BECKY の保安活動に従事する職員等に対して、部保安教育実施計画に基づき種々の保安教育（随時）及び保安訓練（通報訓練 1 回、消火訓練 1 回、避難訓練 1 回、総合訓練 1 回）を実施した。その他、核物質防護に関する教育及び訓練（通報訓練 1 回及び緊急時対応訓練 1 回）を実施した。また、BECKY の管理区域内で作業を行う業者に対し、管理区域の立入り等に係る保安教育を随時実施した。

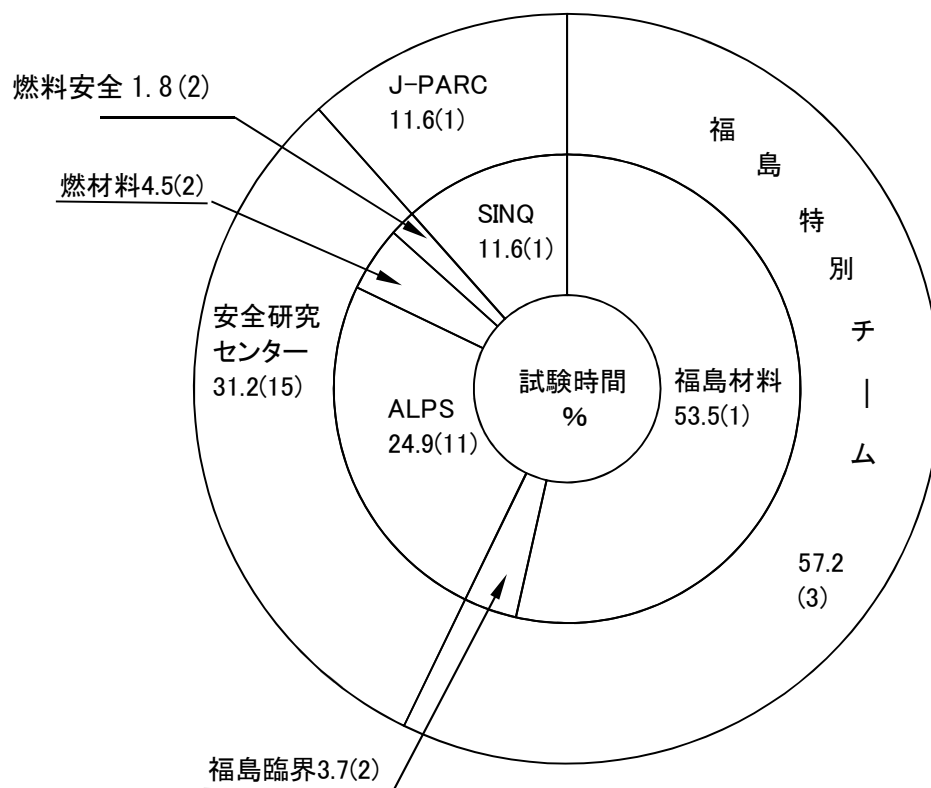
1.7 燃料試験施設の運転管理

1.7.1 運転、保守・整備

燃料試験施設においては、福島特別チームが進める福島第一原発の廃止措置に係る研究開発及び研究開発部門が進める受託事業等に係る研究開発の利用として、それぞれの照射後試験等を実施した。平成 24 年度の燃料試験施設の利用状況を図Ⅲ-1-12 に示す。

施設の運転管理では、本体・特定施設について設備・機器等の保守点検業務、施設定期自主検査、定期自主点検等を計画通り実施するとともに、核燃料物質及び放射性同位元素に係る管理業務等を行い、施設を安全・安定に運転した。

なお、燃料試験施設を利用する上記の研究開発を実施するに当たっては、本体施設を福島技術開発試験部実用燃料試験課、特定施設を工務技術部工務第 1 課、放射線管理施設を放射線管理部放射線管理第 2 課が、それぞれの施設・設備の運転管理を行うとともに、実用燃料試験課において照射後試験を実施した。その研究成果については第四章に記載する。



利用比率
()内は件数を示す

原子力機構内利用 (19 件)	
福島材料	プロパー研究 (1 件・福島特別チーム 材料健全性評価技術開発グループ)
福島臨界	プロパー研究 (1 件・福島特別チーム 臨界管理技術開発グループ) 共同研究 (1 件・福島特別チーム 臨界管理技術開発グループ)
ALPS	燃料等安全高度化対策事業 (11 件・安全研究センター 燃料安全評価研究グループ)
燃材料	軽水炉燃材料詳細健全性調査事業 (2 件・安全研究センター 軽水炉燃材料研究グループ)
燃料安全	プロパー研究 (2 件・同 燃料安全評価研究グループ)
SINQ	プロパー研究 (1 件・J-PARC センター 核変換セクション)

図Ⅲ-1-12 燃料試験施設の利用状況 (平成 24 年度)

1.7.2 許認可

平成 24 年度は、組織改正に伴う核燃料物質使用施設等保安規定の一部変更について、平成 24 年 7 月 26 日付けで申請し、平成 24 年 8 月 13 日付けで認可された（平成 24 年 10 月 1 日施行）。また、年間予定使用量の増加、酸化試験装置の新設及びX線マイクロアナライザーの撤去に係る核燃料物質の使用の変更許可申請を平成 25 年 2 月 7 日付けで行った。

1.7.3 教育訓練

燃料試験施設の保安活動に従事する職員等に対して、部安全衛生管理実施計画に基づき種々の保安教育（随時）及び保安訓練（通報訓練 1 回、避難・召集訓練 1 回、消火訓練 1 回及び総合訓練 1 回）を実施した。その他、核物質防護に関する教育及び訓練（通報訓練 1 回及び緊急時対応訓練 1 回）を実施した。また、燃料試験施設の管理区域内で作業を実施する業者等に対して、管理区域の立入りに係る保安教育を随時実施した。

1.7.4 東日本大震災における施設の復旧活動

地震発生後の施設点検等で確認された被害箇所の復旧活動については、平成 23 年度に引き続き施設の復旧計画に沿って、燃料試験施設試験棟及び管理棟構造躯体のひび割れ補修を実施し完了した。また、管理区域内のセル天井東側壁面コンクリート梁の損傷、コールドエリアの試験棟－管理棟境界部廊下壁のひび割れについて補修工事を実施した。屋外マンホール付近の地盤陥没については平成 25 年度以降に補修工事を実施する予定である。

燃料試験施設の被害及びその措置状況一覧を表Ⅲ-1-13 に、さらに被害箇所の措置の例としてエクспанションの変形に係る措置状況を図Ⅲ-1-13 に示す。

表Ⅲ-1-13 燃料試験施設の被害及びその措置状況一覧（1/2）

設備・機器名	被害状況	措置状況
試験棟 (サービスエリア) 東側窓ガラス	最上部の窓ガラス 3 枚が破損した。	窓ガラス周辺に汚染のないこと（検出下限値未満）を確認。仮補修後、ステンレス板をはめ込み開口部を閉止し処置が完了した。（平成 24 年 4 月 12 日完了）
プール	燃料貯蔵プールのプール水がスロッシングにより周辺に飛散した。	養生シート上側に汚染及び周囲の空气中濃度の測定を実施し、汚染がないことを確認した。紙ウェス、ビニールシートによる応急措置後、平成 23 年 5 月 9 日に汚染除去を完了した。（平成 23 年 5 月 9 日完了）
地下コールド機械室	共同溝内の工業用水配管が破損し、地下ドライエリアに工業用水が流入した。	施設の排水ポンプ、自衛消防隊のポンプ車により排水。共同溝内の工業用水の漏水が停止し、事態は収束した。（平成 23 年 3 月 12 日完了）

表Ⅲ-1-13 燃料試験施設の被害及びその措置状況一覧 (2/2)

設備・機器名	被害状況	措置状況
コールド機械室サービスエリア境界壁	試験棟 2F コールド機械室の管理区域境界壁に隙間が生じた。	ひび割れ部に汚染のないこと（検出下限値未満）を確認。コーキング剤により仮補修後、モルタルにより補修を完了した。（平成 23 年 9 月 2 日完了）
β γ コンクリート No. 1 セル 地階遮蔽	試験棟地階操作室セル遮蔽窓の窓枠とセル遮蔽壁の間に充填されているコーキング材にひび割れが生じた。	汚染のないこと（検出下限値未満）を確認。ひび割れが貫通していないことをスモークテスターで確認後、コーキング材により補修を完了した。（平成 23 年 5 月 10 日完了）
サービスエリア給気口（ノズル型吹出口）	壁面に取り付けられている直径約 50cm のノズル型吹出口（1 個）が脱落した。	脱落した給気口を復旧した。（平成 23 年 5 月 11 日完了）
β γ コンクリート No. 1, 2 セル 間仕切扉	β γ コンクリートセル No. 1-2 セル間 間仕切り扉（B1 扉）の駆動軸がカップリング部より外れ、開閉不能となった。	破損した部品の製作及び取付けを実施した。（平成 24 年 2 月 24 日完了）
プール水位計	圧空配管が破損し、機能しなくなった。	仮復旧までは、目視により確認。仮設配管を敷設し仮復旧を実施後、破損した配管に代わる圧空配管の敷設を完了した。（平成 24 年 1 月 17 日完了）
地盤陥没等	地盤陥没により汚水配管等が破損した。また、屋外マンホール付近の地盤が陥没するとともに、駐車場の L 型側溝が約 11 m にわたりせり上がった。	運転管理上、特に影響なし。汚水配管は、配管の補修を実施した。その他、予算措置ができ次第、破損箇所を修復する。
試験棟	セル天井東側壁面コンクリート梁の損傷、建家壁面にひび割れが生じた。	運転管理上、特に影響なし。セル天井東側壁面コンクリート梁の損傷、建家壁面のひび割れ補修工事を実施し、平成 25 年 3 月 13 日に完了した。
管理棟	建家壁面、試験棟－管理棟境界部廊下壁のひび割れ、エクспанションジョイントカバー変形等が生じた。	運転管理上、特に影響なし。建家壁面のひび割れ、試験棟－管理棟境界部廊下壁のひび割れ補修工事を実施し、平成 25 年 3 月 13 日に完了した。



図Ⅲ-1-13 燃料試験施設の主な被災箇所の措置状況

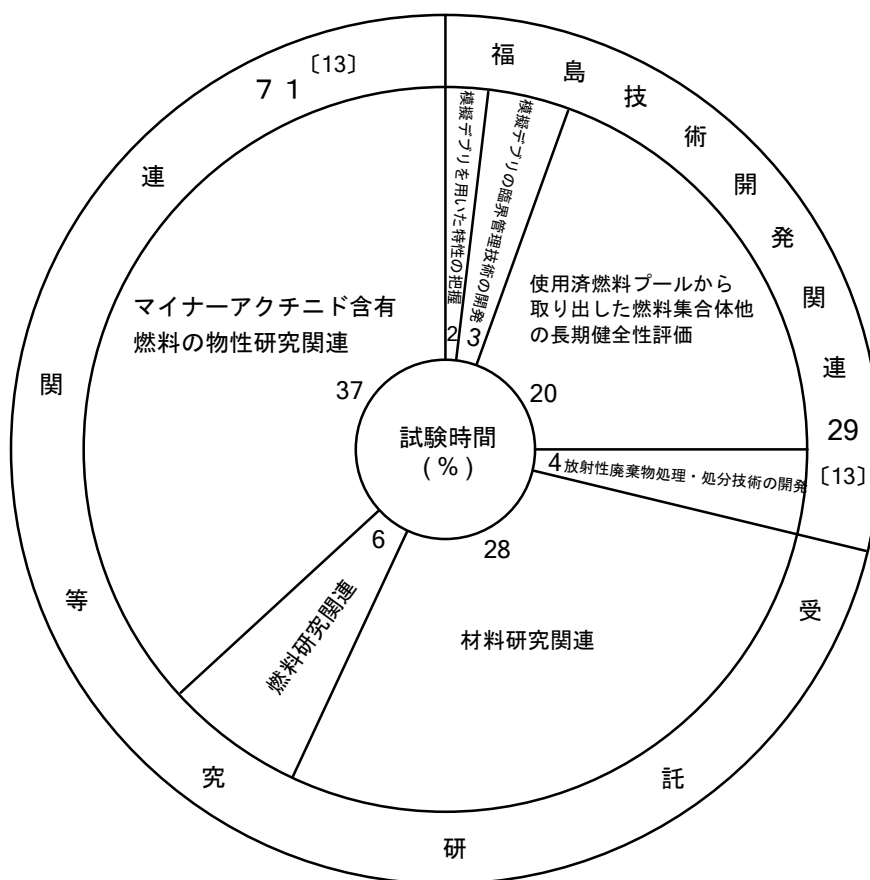
1.8 WASTEF の運転管理

1.8.1 運転、保守・整備

WASTEF においては、研究開発部門が進める受託事業等に係る研究開発及び福島特別チームが進める福島第一原発の廃止措置に係る研究開発において、施設を利用した照射後試験及びホット環境試験に係る支援を計画通り実施した。平成 24 年度の WASTEF の利用状況を図Ⅲ-1-14 に示す。

施設の運転管理では、本体施設及び特定施設について、それぞれの設備等の保守点検業務、施設定期自主検査、定期自主点検等を計画通り実施し、設備等に異常のないことを確認した。また、核燃料物質及び放射性同位元素に係る管理業務等を行い、施設を安全・安定に運転した。

なお、WASTEF を利用した上記の研究開発を実施するに当たっては、本体施設を福島技術開発試験部ホット材料試験課、特定施設を工務技術部工務第 1 課、放射線管理施設を放射線管理部放射線管理第 2 課が、それぞれの設備等の運転管理を行うとともに、ホット材料試験課において照射後試験及びホット環境試験に係る支援を実施した。その研究成果については第四章に記載する。



利用比率
〔 〕内は利用件数を示す

図Ⅲ-1-14 WASTEF の利用状況（平成 24 年度）

1.8.2 許認可

平成 24 年度は、組織改正に伴う核燃料物質使用施設等保安規定の一部変更について、平成 24 年 7 月 26 日付けで申請を行い、平成 24 年 8 月 13 日付けで認可された（平成 24 年 10 月 1 日付け施行）。

ホットラボの廃止措置計画を推進するため、ホットラボの使用済核燃料物質の受入れに係る核燃料物質の使用の変更許可申請を平成 25 年 2 月 7 日付けで行った。

J-PARC センター核変換セクションが進める加速器照射材の照射後試験に対応するため、放射性同位元素等の許可使用に係る変更許可申請を平成 25 年 2 月 20 日付けで行い、平成 25 年 3 月 8 日付けで許可を取得した。

1.8.3 教育訓練

WASTEFの保安活動に従事する職員等に対して、部保安教育実施計画に基づき種々の保安教育(随時)及び保安訓練(通報訓練1回、避難・召集訓練1回、消火訓練1回及び総合訓練1回)を実施した。その他、核物質防護に関する教育及び訓練(通報訓練1回及び緊急時対応訓練1回)を実施した。また、WASTEFの管理区域内で作業を実施する業者等に対して、管理区域の立入りに係る保安教育を随時実施した。

1.8.4 東日本大震災における施設の復旧活動

地震発生後の施設点検等で確認された被害箇所の復旧活動については、平成23年度に引き続き施設の復旧計画に沿って、建家の耐震壁等のひび割れや資材小屋の傾きについて補修工事を実施し、平成25年2月28日に全ての復旧作業が完了した。

WASTEFの被害及びその措置状況一覧を表Ⅲ-1-14に、被害箇所の措置の例として管理区域境界壁面のひび割れに係る措置状況等を図Ⅲ-1-15に示す。

表Ⅲ-1-14 WASTEFの被害及びその措置状況一覧(1/2)

設備・機器名	被害状況	措置状況
建家の耐震壁等	操作室の管理区域境界壁面にある柱と天井梁の接合部及びサービスエリアの管理区域境界壁面にある天井梁との接合部にひび割れが発生した。なお、外壁に異常はなく、貫通はしていない。	管理区域境界壁面のひび割れ箇所にエポキシ樹脂注入及び下地処理後塗装等を実施し、補修を完了した。(平成25年2月28日完了)
	施設の被災度区分判定調査において、耐震壁等の一部にひび割れが確認された。	耐震壁等のひび割れ箇所にエポキシ樹脂注入及び下地処理後塗装等を実施し、補修を完了した。(平成25年2月28日完了)
暖房設備	地階のコールド機械室に設置している暖房設備の蒸気環水配管が破損した。	蒸気環水配管の破損部を切断し、新規品を電気溶接により取り付け、補修を完了した。(平成23年11月2日完了)
資材小屋	建家北西側の資材小屋が手前に傾き、外壁との間に隙間が生じた。	資材小屋と外壁をL型金具により連結固定した。また、外壁との隙間部にSUS製カバーを取り付け、コーキング処理を実施し、補修を完了した。(平成24年12月21日完了)
電線カバー	建家南側ローディングエリア外壁の電線カバーに位置ずれが生じた。	既設電線カバーを取り外し、新規品を取り付け、補修を完了した。(平成24年3月28日完了)
建家周辺の地盤	建家周辺の西側及び南側の地盤が陥没した。	地盤陥没部を掘削して埋め戻し、アスファルト舗装等を実施し、補修を完了した。(平成24年3月28日完了)
ガスボンベ置き場土台	建家南側のガスボンベ置き場土台が陥没した。	ガスボンベ置き場土台の陥没箇所にコンクリートを充填処理し、補修を完了した。(平成23年8月11日完了)

1.9 第4研究棟、プルトニウム研究1棟等の運転管理

1.9.1 運転、保守・整備

(1) プルトニウム研究1棟

本施設は、主にプルトニウム等の TRU 核種を取り扱うグローブボックス及びフードが設置されており、本体施設及び特定施設について、それぞれの設備等の保守点検業務、施設定期自主検査、定期自主点検等を計画通り実施し、設備等に異常のないことを確認した。また、核燃料物質及び放射性同位元素に係る管理業務等を行い、施設を安全・安定に運転した。

茨城県からの要請に基づく「放射性物質移送配管等に係る総点検」に係る外観目視点検の結果、地階ダクト（管理区域内）に敷設されている集水ピット系廃液配管について、腐食孔（2箇所）を確認し、当該腐食箇所を補修するとともに作業室からの廃液配管を使用停止とした。今後は、配管内面が全面にわたり腐食が進行していることから、使用を継続する必要がある系統の放射性物質移送配管について、必要な許認可手続きを実施した上で新しい配管に更新する予定である。

(2) 第4研究棟

本施設は、少量核燃料物質及び放射性同位元素を取り扱う鉛セル、グローブボックス及びフードが設置されており、保安規則及び予防規程に基づき巡視及び点検等を実施し、設備の安全を確保した。また、自主検査及び定期自主点検の結果をとりまとめ、施設・設備に異常のないことを確認した。その他、第4研究棟の建家安全衛生連絡協議会を、本体施設、分任管理者、特定施設及び放射線管理施設に係る関係者の出席のもと四半期に1回開催し、建家の安全衛生の確保に努めた。

(3) 第2研究棟

本施設は、放射性同位元素の使用施設として、中性子及び放射線検出器の較正試験設備が設置されており、予防規程に基づき巡視及び点検等を実施し、設備の安全を確保した。また、定期自主点検の結果をとりまとめ、施設・設備に異常のないことを確認した。少量核燃料物質の使用施設としては、内規上の管理区域が残存するだけであり、平成25年度に管理区域解除を実施する予定である。

(4) JRR-3 実験利用棟（第2棟）

本施設は、少量核燃料物質及び放射性同位元素の使用施設として、化学実験装置、放射能測定装置、質量分析装置、X線分析装置及びレーザー分光装置等が設置されており、保安規則及び予防規程に基づき巡視及び点検等を実施し、設備の安全を確保した。また、自主検査及び定期自主点検の結果をとりまとめ、施設・設備に異常のないことを確認した。

(5) ウラン濃縮研究棟

本施設は、少量核燃料物質の使用施設として、フード及び貯蔵設備が設置されており、保安規則に基づき巡視及び点検等を実施し、設備の安全を確保した。また、自主検査の結果をとりまとめ、施設・設備に異常のないことを確認した。

(6) 高度環境分析研究棟（CLEAR）

本施設は、少量核燃料物質及び放射性同位元素の使用施設として、フード及びクリーンルーム設備等が設置されており、保安規則及び予防規程に基づき巡視及び点検等を実施し、設備等の安

全を確保した。また、保安規則に基づき使用施設に係る自主検査としてフード表面の風速測定を、また、予防規程に基づき使用施設及び貯蔵施設に係る定期自主点検を実施し、設備等に異常のないことを確認した。

(7) 環境シミュレーション試験棟 (STEM)

本施設は、放射性同位元素の使用施設として、フード及びグローブボックス等が設置されており、予防規程に基づき巡視及び点検等を実施し、設備等の安全を確保した。また、使用施設及び貯蔵施設に係る定期自主点検を実施し、設備等に異常のないことを確認した。

(8) 保障措置技術開発試験室施設 (SGL)

本施設には、少量核燃料物質の使用施設として、フード及び貯蔵設備が設置されており、保安規則に基づき巡視及び点検等を実施して施設の安全を確保した。

1.9.2 許認可

(1) プルトニウム研究1棟

平成24年度は、組織改正に伴う核燃料物質使用施設等保安規定の一部変更について、平成24年7月26日付けで申請を行い、平成24年8月13日付けで認可された(平成24年10月1日付け施行)。また、地震により損傷した排気ダクトの補修について、平成24年8月5日に施設検査を受検し、平成24年8月14日付けで合格した。

(2) 第4研究棟

平成24年度は、平成23年度に申請した、表面電離型質量分析装置の新設、及び本装置を設置し試験等を行う実験室(既設)を使用室として新たに追加する核燃料物質の使用の変更許可申請について、平成24年7月23日付けで許可を取得した。

(3) 第2研究棟

平成24年度は、放射性同位元素等の使用計画の終了した118-120号室について、放射性同位元素等の許可使用に関する軽微な変更に係る変更許可申請書から削除するための使用の変更届出を平成24年4月27日付けで行った。

(4) JRR-3 実験利用棟 (第2棟)

平成24年度は、許認可に係る申請案件はなかった。

(5) ウラン濃縮研究棟

平成24年度は、許認可に係る申請案件はなかった。

(6) 高度環境分析研究棟 (CLEAR)

平成24年度は、許認可に係る申請案件はなかった。

(7) 環境シミュレーション試験棟 (STEM)

平成24年度は、許認可に係る申請案件はなかった。

(8) 保障措置技術開発試験室施設 (SGL)

平成 24 年度は、許認可に係る申請案件はなかった。

1.9.3 教育訓練

各施設の保安活動に従事する職員等に対して、部保安教育実施計画に基づき種々の保安教育(随時)及び保安訓練を実施した。保安訓練の実績は以下の通り。

- ・ プルトニウム研究 1 棟：通報訓練 1 回、避難・召集訓練 1 回、消火訓練 1 回及び総合訓練 1 回
- ・ 第 4 研究棟：通報訓練 1 回、避難・召集訓練 1 回、消火訓練 1 回及び総合訓練 1 回
- ・ 第 2 研究棟：通報訓練 1 回、避難・召集訓練 1 回、消火訓練 1 回及び総合訓練 1 回
- ・ JRR-3 実験利用棟 (第 2 棟)：通報訓練 1 回、避難・召集訓練 1 回、消火訓練 1 回及び総合訓練 1 回
- ・ ウラン濃縮研究棟：通報訓練 1 回、避難・召集訓練 1 回、消火訓練 1 回及び総合訓練 1 回
- ・ CLEAR：通報訓練 1 回、避難・召集訓練 1 回、消火訓練 1 回及び総合訓練 1 回
- ・ STEM：通報訓練 1 回、避難・召集訓練 1 回、消火訓練 3 回及び総合訓練 1 回
- ・ SGL：通報訓練 1 回、避難・召集訓練 1 回、消火訓練 1 回及び総合訓練 1 回

その他、核物質防護に関する教育及び訓練 (プルトニウム研究 1 棟：通報訓練 1 回及び緊急時対応訓練 1 回、SGL：通報訓練 1 回及び緊急時対応訓練 1 回) を実施した。

1.9.4 東日本大震災における施設の復旧活動

(1) プルトニウム研究 1 棟

地震発生後の施設点検等で確認された被害箇所の復旧活動については、平成 23 年度に引き続き施設の復旧計画に沿って、構造躯体等のひび割れ及び建家と無停電電源 (CVCF) 室の接続部境界部のひび割れについて復旧作業を実施した。プルトニウム研究 1 棟の被害及びその措置状況一覧を表Ⅲ-1-15 に、被害箇所の措置の例として CVCF 室接合部のひび割れに係る措置状況等を図Ⅲ-1-16 に示す。今後、建家周辺の地盤陥没等の復旧工事を実施し、平成 25 年度内に施設の復旧作業を全て完了させる予定である。

表Ⅲ-1-15 プルトニウム研究 1 棟の被害及びその措置状況一覧 (1/2)

設備・機器名	被害状況	措置状況
気体廃棄設備	108 号室排気第 8 系統、排気第 10 系統ダクト配管ひび割れ	排気系のダクトのひび割れは、黄色テープにて応急処置後溶接を行い補修工事を完了した。(平成 24 年 7 月 27 日完了)
	105 号室排気第 11 系統ダクト配管落下	破損箇所は、接合部に止栓を施した。(平成 23 年 5 月 18 日完了)
	102 号室排気第 4 系統ギャラリ破損	ギャラリのひび割れは、銀テープにて応急処置後溶接を行い補修工事を完了した。(平成 24 年 7 月 27 日完了)
	104 号室排気第 4 系統吸込ギャラリひび割れ	同上

表Ⅲ-1-15 プルトニウム研究1棟の被害及びその措置状況一覧 (2/2)

設備・機器名	被害状況	措置状況
	202号室排気第8系統ダクトひび割れ、排気第9系統防火ダンパのずれ	防火ダンパのずれは、銀テープにて応急処置後ダンパ位置調整及び溶接を行い補修工事を完了した。(平成24年7月27日完了)
エアコン室外機	エアコン室外機の配管を管理区域内部に引き込む貫通口の接続部分にひび割れが生じた。	貫通部にコーキング材を充填し気密性を確保した。(平成23年4月7日完了)
建屋	被災度調査の結果、東棟2階が中破と診断された。	構造躯体ひび割れ等補修工事を実施し震災前の状況まで復旧した。(平成24年11月30日完了)
建屋周辺	建屋周辺の地盤が陥没した。	平成25年度に平成24年度補正予算で実施予定。
建屋とCVCF室の接続部	建家(母屋)とCVCF室の接続部分が破損。最大約10cmの隙間が生じた。	構造躯体ひび割れ等補修工事の一環として補修工事を終了した。(平成24年11月30日完了)



図Ⅲ-1-16 プルトニウム研究1棟の主な被災箇所の措置状況 (1/2)



図Ⅲ-1-16 プルトニウム研究 1 棟の主な被災箇所の措置状況 (2/2)

(2) 第 4 研究棟

地震発生後の施設点検等で確認された被害箇所の復旧活動については、平成 23 年度に引き続き施設の復旧計画に沿って、管理区域内では耐震壁ひび割れ補修後の塗装、東機械棟管理区域境界内壁の破損、玄関の補修、407 号室フード接続ダクト補修を、非管理区域では埋設排水管の破損、コンクリート壁破損や地面の陥没の補修について復旧作業を実施し、平成 25 年 2 月 4 日に全ての復旧作業が完了した。第 4 研究棟の被害及びその措置状況一覧を表Ⅲ-1-16 に、被害箇所の措置の例として管理区域境界壁面の破損に係る措置状況等を図Ⅲ-1-17 に示す。

表Ⅲ-1-16 第 4 研究棟の被害及びその措置状況一覧 (1/2)

設備・機器名	被害状況	措置状況
東機械棟 東側管理区域境界壁面	管理区域境界壁(外壁面及び内壁面)のボードが貫通する給気系ダクト等の揺れにより破損し、貫通部が発生した。	<ul style="list-style-type: none"> ・ 応急措置までの間： 毎日汚染検査 ・ 外壁面：ベニア板による応急措置、その後、フレキボードによる補修を行った。(平成 23 年 4 月 13 日完了) ・ 内壁面：フレキボードによる補修を行った。 (平成 24 年 10 月 29 日完了)
玄関、渡り廊下	地盤陥没及び渡り廊下の揺れにより、玄関のガラスの破損、床の割れ、渡り廊下の支柱の破損等 なお、渡り廊下が被災により立入禁止となったため、玄関正面扉からの出入りが不可能となった。	<ul style="list-style-type: none"> ・ 玄関東側破損窓部を撤去し仮設出入口とし、正面扉を施錠(使用禁止)(平成 23 年 3 月 28 日完了) ・ 渡り廊下の復旧に伴い仮設出入口を閉鎖し、扉からの出入りを可能とした。(平成 23 年 11 月 14 日完了) ・ 玄関の補修を行った。(平成 24 年 12 月 19 日完了)

表Ⅲ-1-16 第4研究棟の被害及びその措置状況一覧 (2/2)

設備・機器名	被害状況	措置状況
機械室、実験室の排気ダクト	排気ダクト及び接続部の破損、吊り金具のズレ・脱落等 排気5系統、排気8系統、排気17系統、409BC等	・西棟 応急措置(平成23年4月12日完了) ・東棟 応急措置(平成23年5月9日完了) ・407号室フード排気ダクト補修を行った。 (平成25年2月4日完了)
実験室 実験機器等	実験機器・ポンペ・器具類の転倒及び精製水・機械オイル等の一部漏洩 101C-103前廊下、207AB、404AB、410等	・実験室内整理、実験装置の補修等を行った。 (平成24年11月30日完了)
実験室の液体廃棄設備(排水管)	フード固定ネジ脱落、流し台の移動による塩ビ排水管の破断等 204B、215-217C、404C、407、410	・応急措置(平成23年6月8日完了) ・排水管の補修を行った。(平成24年2月28日完了)
建家及び排水管	機械棟西棟：シャッタ前スロープ破損、本体接続部貫通の破損 機械棟西棟：地盤陥没による雨水排水管及び一般排水管の破損 機械棟東棟：東棟セミホット廃液貯槽一般排水管の破損	・西棟：破損補修を行った。 (平成24年10月10日完了) ・東棟：一般排水管の補修を行った。 (平成23年9月9日完了)
建屋周辺地盤	地盤陥没により、コンクリート壁の破損、スロープの陥没及びひび割れ、埋設排水配管の破損等。	・地盤陥没に伴う土間他補修を行った。 (平成24年2月10日完了)
建家躯体	建家躯体の壁及び柱のひび割れ 被災度調査結果 本体施設： 西棟 小破 東棟 中破 機械棟： 西棟 小破 東棟 小破	・本体施設東棟：放射性物質の使用禁止等の措置を実施、仮補強(平成23年10月5日完了) ・耐震壁他補修工事を行った。 (平成24年3月30日完了)



図Ⅲ-1-17 第4研究棟の被災箇所の措置状況

(3) 第2研究棟

地震発生後の施設点検等で確認された被害箇所の復旧活動については、平成23年度に引き続き施設の復旧計画に沿って、天井板及び遮蔽体等の補修工事を実施し、平成25年3月28日に全ての復旧作業が完了した。第2研究棟の被害及びその措置状況一覧を表Ⅲ-1-17に示す。

表Ⅲ-1-17 第2研究棟の被害及びその措置状況一覧

設備・機器名	被害状況	措置状況
118-120号室 天井板	天井板のずれに伴い天井板の重石として設置されていた石が落下した。	残りの重石の石を取り除き、天井板のゆがみを修正した。 (平成23年4月22日完了)
346-348号室 遮蔽体	346-348号室に設置の中性子遮蔽体のポリエチレンブロックにずれが発生した。	ずれが発生したポリエチレンブロックを組み直し、遮蔽体を補修した。 (平成23年6月15日完了)
建家	被災度調査の結果、118-120、102号室のある東棟が小破、346-348号室がある西棟は中破と診断された。	346-348号室耐震壁他補修工事(平成24年3月12日完了) 118-120号室西壁耐震補強工事(平成25年3月28日完了)

(4) JRR-3実験利用棟(第2棟)

地震発生後の施設点検等で確認された被害箇所の復旧活動については、平成23年度に引き続き施設の復旧計画に沿って構造躯体等ひび割れ等の補修工事を実施し、平成25年3月19日に全ての復旧作業が完了した。なお、地盤陥没等の補修工事については、平成25年度以降に研究炉加速器管理部が実施する予定である。JRR-3実験利用棟(第2棟)の被害及びその措置状況一覧を表Ⅲ-1-18に、被害箇所の状況を図Ⅲ-1-18に示す。

表Ⅲ-1-18 JRR-3実験利用棟(第2棟)の被害及びその措置状況一覧

設備・機器名	被害状況	措置状況
物品搬出入口スロープ	地盤陥没により建家とスロープ及びスロープと地面の間に段差が生じた。	管理区域出入口の段差をコンクリートで嵩上工事を行った。 (平成23年7月29日完了)
施設周辺の地盤	建家の東側で最大10.5cm、南側で最大4cm、西側で最大8cmの地盤が陥没した。	研究炉加速器管理部が実施予定である。
フード内排水管	103、105号室に設置のフード(H001, H002)が地震で移動したことに伴い、フード内付帯設備の排水管がそれぞれ破損した。	2台のフードを連結して床に固定し、更に破損した排水管の補修を行った。(平成23年6月8日完了)
建家	被災度調査の結果、1階の短辺方向が小破と診断された。	地下機械室、1階実験室南側、1階実験室北側、外壁の4回に分け構造区体のひび割れ等補修工事を行い、震災前の状況まで復旧した。 (平成25年3月19日完了)



西側 105 号室エアコン室外機付近

図Ⅲ-1-18 JRR-3 実験利用棟（第 2 棟）の主な被災箇所の措置状況

(5) ウラン濃縮研究棟

地震発生後の施設点検等で確認された被害箇所の復旧活動については、平成 23 年度に引き続き施設の復旧計画に沿って構造躯体のひび割れ等の補修工事を実施し、平成 24 年 11 月 30 日に復旧作業がほぼ完了した。ただし、天井走行クレーンのレール溶接部の補修については、平成 25 年度以降に実施する予定である。ウラン濃縮研究棟の被害と及びその措置状況一覧を表Ⅲ-1-19 に示す。

表Ⅲ-1-19 ウラン濃縮研究棟の被害及びその措置状況一覧（1/2）

設備・機器名	被害状況	措置状況
天井走行クレーン (10ton)	トロリ線の脱落及び建家と H 鋼を固定するアンカーの浮上り。	専門業者による安全点検を実施し、問題箇所の摘出と補修を実施後（平成 23 年 11 月 25 日）、工務第 2 課による年次点検及び荷重試験を経て復旧を完了。（平成 23 年 12 月 21 日完了）
	走行レール溶接部のひび割れ	今後、走行レールの溶接部のひび割れ補修を実施予定。
建家外灯	建家の北東及び北西側に位置する 2 灯の電球カバーの破損・落下	電球カバーの設置後に、絶縁不良が確認されたため（平成 23 年度 7 月 19 日）、配線設備の点検を実施し、外灯を復旧した。（平成 23 年 9 月 29 日完了）
ファックス&コピー機	送受信機能の喪失	機器を更新した。（平成 24 年 2 月 28 日完了）

表Ⅲ-1-19 ウラン濃縮研究棟の被害及びその措置状況一覧 (2/2)

設備・機器名	被害状況	措置状況
大実験室・天井筋交 (水平ブレード)	水平ブレードの固定ボルトが切断、ブレードが吊下が	水平ブレードの固定ボルトを更新した。 (平成 24 年 11 月 30 日完了)
建家誘導灯	誘導灯の絶縁劣化による、点灯不能	専門業者により点検を実施し、復旧した。 (平成 23 年 6 月 8 日完了)
建家排気筒	排気筒外壁部及び建家内壁にひび割れが確認された。	ひび割れに樹脂注入し、震災前の状況まで復旧した。 (平成 24 年 11 月 30 日完了)
建家耐震壁	耐震壁にひび割れが発生。	ひび割れに樹脂注入し、震災前の状況まで復旧した。 (平成 24 年 11 月 30 日完了)

(6) 高度環境分析研究棟 (CLEAR)

地震発生後の施設点検等で確認された被害箇所の復旧活動については、平成 23 年度に引き続き施設の復旧計画に沿って建家耐震壁のひび割れ等補修工事を実施し、平成 25 年 3 月 15 日に全ての復旧作業が完了した。CLEAR の被害及びその措置状況一覧を表Ⅲ-1-20 に示す。

表Ⅲ-1-20 高度環境分析研究棟 (CLEAR) の被害及びその措置状況一覧 (1/2)

設備・機器名	被害状況	措置状況
建家の耐震壁等	施設の被災度区分判定調査において、耐震壁等の一部にひび割れが確認された。	耐震壁等のひび割れ箇所にエポキシ樹脂注入及び下地処理後塗装等を施し、補修を完了した。(平成 25 年 3 月 15 日完了)
給排気系ダクト	クリーンルームの塩化ビニル製給気ダクトの接合部に隙間並びに塩化ビニル製排気ダクトにひび割れ及び脱落が生じた。また、換気設備の試験運転時に塩化ビニル製排気系ダクトにひび割れが確認された。	給排気系ダクトの補修箇所に塩化ビニル溶接等を施し、補修を完了した。(平成 23 年 4 月 22 日付完了)
冷房設備	ファンコイルユニットのブレ止め金具及び冷却水槽仕切り板が損傷した。また、ドレン配管が脱落した。	ファンコイルユニットのブレ止め金具を補修した。冷却水槽仕切り板の損傷箇所に補修用アクリル板を取り付け、補修を完了した。また、ドレン配管の脱落箇所を新規品に交換し、補修を完了した。(平成 23 年 4 月 18 日完了)
空気清浄化設備	クリーンルームのファンフィルタユニット及び支持金具の一部が損傷した。	ファンフィルタユニット用高性能エアフィルタ及び支持金具を新規品に交換し、補修を完了した。(平成 23 年 8 月 2 日完了)

表Ⅲ-1-20 高度環境分析研究棟（CLEAR）の被害及びその措置状況一覧（2/2）

設備・機器名	被害状況	措置状況
建家周辺の地盤	建家周辺の南西側及び西側の地盤が陥没した。	地盤陥没部を掘削して埋め戻し、アスファルト塗装等を施し、補修を完了した。（平成24年3月28日完了）
防火水槽	建家西側の防火水槽基礎が陥没し、水槽本体が傾いた。	防火水槽基礎と水槽本体との間にH鋼を取り付け、水槽本体の傾きを補正し、補修を完了した。（平成24年3月1日完了）
マンホール	建家西側のマンホール内塩ビ管にゆがみが生じた。	使用上影響を及ぼすものではないため、現状維持とし経過観察とした。
暖房設備	給気機械室に設置している暖房設備の温水エア抜き配管にひび割れが生じた。	温水エア抜き配管のひび割れ箇所を新規品に交換し、補修を完了した。（平成23年4月28日完了）

(7) 環境シミュレーション試験棟 (STEM)

地震発生後の施設点検等で確認された被害箇所の復旧活動については、平成 23 年度に引き続き施設の復旧計画に沿って建家周辺の地盤陥没等補修工事を実施し、平成 25 年 3 月 14 日に全ての復旧作業が完了した。STEM の被害及びその措置状況一覧を表Ⅲ-1-21 に示す。

表Ⅲ-1-21 環境シミュレーション試験棟 (STEM) の被害及びその措置状況一覧

設備・機器名	被害状況	措置状況
建家の耐震壁等	試験ホールの管理区域境界壁（軽量成形セメント板）の内、北側及び南側壁面にひび割れ（4 箇所）が発生した。なお、ひび割れは貫通している。	管理区域境界壁の内側からコーキング剤の充填処理を施し、補修を完了した。（平成 23 年 4 月 19 日完了） 管理区域境界壁の外側からコーキング剤の充填処理及び防水塗装を施し、補修を完了した。（平成 23 年 6 月 21 日完了）
	余震により試験ホールの管理区域境界壁（軽量成形セメント板）の内、北側壁面の繋ぎ目外表面に欠けが発生した。	研究炉加速器管理部が実施予定である。
	施設の被災度区分判定調査において、耐震壁等の一部にひび割れが確認された。	耐震壁等のひび割れ箇所にエポキシ樹脂注入及び下地処理後塗装等を施し、補修を完了した。（平成 25 年 3 月 5 日完了）
建家周辺の地盤	建家周辺の東側、北側及び西側の地盤が陥没した。	地盤陥没部を掘削して埋め戻し、アスファルト舗装等を施し、補修を完了した。（平成 24 年 3 月 14 日完了）

(8) 保障措置技術開発試験室施設 (SGL)

地震発生後の施設点検等で確認された被害箇所の復旧活動については、平成 23 年度に完了している。

1.10 ホットラボ等の運転管理

1.10.1 運転、保守・整備

(1) ホットラボ

ホットラボにおいては、廃止措置に関し、ウランマグノックス用鉛セル(鉛 No. 11 セル及び鉛 No. 12 セル)及び背面扉(No. 1~No. 11:計 11 基)の解体撤去を修理及び改造計画に基づき実施した。

施設の運転管理では、本体・特定施設について設備・機器等の保守点検業務、施設定期自主検査、定期自主点検等を計画通り実施するとともに、核燃料物質に係る管理業務等を行い、施設を安全・安定に運転した。

(2) 核燃料倉庫

核燃料倉庫は、少量核燃料物質の使用施設として核燃料物質の取扱用フード及び保管庫が設置されており、本体施設及び特定施設について保安規則に基づき巡視点検、自主検査等を実施し、これらの結果をとりまとめるとともに、各設備に異常のないことを確認した。

1.10.2 許認可

組織改正に伴う核燃料物質使用施設等保安規定の一部変更について、平成 24 年 7 月 26 日付けで申請を行い、平成 24 年 8 月 13 日付けで認可された（平成 25 年 10 月 1 日付け施行）。

また、保障措置技術開発試験室施設(SGL)の廃止措置計画を推進するため、同施設に貯蔵されている未照射六フッ化ウランを安定化处理したフッ化ウラニル(UO₂F₂)のホットラボ未照射核燃料貯蔵室での受入れに係る核燃料物質の使用の変更許可申請を平成 25 年 2 月 7 日付けで行った。

1.10.3 教育訓練

ホットラボ及び核燃料倉庫の保安活動に従事する職員等に対して、部保安教育実施計画に基づき種々の保安教育（随時）及び保安訓練（通報訓練 1 回、避難・召集訓練 1 回、消火訓練 1 回及び総合訓練 1 回）を実施した。その他、核物質防護に関する教育及び訓練（通報訓練 1 回及び緊急時対応訓練 1 回）を実施した。また、ホットラボの管理区域内で作業を実施する業者等に対して、管理区域の立入りに係る保安教育を随時実施した。

1.10.4 東日本大震災における施設の復旧活動

(1) ホットラボ

地震発生後の施設点検等で確認された被害箇所の復旧活動については、平成 23 年度の復旧工事において新たに被害が確認されたサービスルーム内外の壁及びエキスパンションジョイント部分の壁の追加補修工事を実施し、平成 24 年 9 月末までに終了した。また、天井走行クレーン 2 基（冶金 15 t、化学 5 t）の補修工事を実施し、平成 24 年 11 月末までに終了した。これにより建家及び設備の全ての復旧活動を完了した。

ホットラボの被害及びその措置状況一覧を表Ⅲ-1-22 に、被害箇所の措置の例として天井走行クレーンレール支持部損傷に係る措置状況等を図Ⅲ-1-19 に示す。

表Ⅲ-1-22 ホットラボの被害及びその措置状況一覧（1/2）

設備・機器名	被害状況	措置状況
鉛しゃへい付き保管庫	貯蔵室 A に設置されている鉛遮蔽付き保管庫の床面固定ボルトの破損により、所定の位置から約 20cm 移動した。	保管庫自体には損傷はなく、遮蔽能力にも影響はないため、所定の位置に戻し固定した。（平成 24 年 3 月 16 日完了）
建家つなぎ部一部損壊に係る措置状況	旧館と増築した新館とのつなぎ部（管理区域境界）の一部が損壊した。	恒久的な処置を実施するため、「ホットラボ エキスパンション部及び外壁等補修設計」に基づく補修を終了した。（平成 24 年 9 月 7 日完了）

表Ⅲ-1-22 ホットラボの被害及びその措置状況一覧 (2/2)

設備・機器名	被害状況	措置状況
天井走行クレーンレール支持部損傷に係る措置状況	冶金サービスルーム及び化学サービスルームの天井走行クレーンの走行レール支持部が損傷した。特に旧館と新館のつなぎ部付近等の柱については、柱自体が変形し、内部の鉄筋がたわみ、コンクリートが破損した。	サービスルームの柱は、鉄筋の溶接による補修、コンクリート部のグラウト材注入による補修を行った。 (平成 24 年 3 月 28 日完了)
天井走行冶金 15 t 及び化学 5 t クレーン	クレーン本体については、大きな被害はなかったが、本体を支えるレールのズレ及びフックボルトが破断した。	当該クレーンについては、法定の検査の実施が困難であると判断し休止届を行った。補修はクレーンレールのスパン等の調整、フックボルトの交換、電源リード線の交換を行い、労働基準監督署による使用再開前検査に合格し補修を完了した。 (平成 24 年 11 月 27 日完了)
管理区域境界床	管理区域境界の床の一部にひび割れが生じた。	ひび割れ箇所について、モルタル又は樹脂注入により補修した。 (平成 24 年 3 月 23 日完了)
廃液貯槽室 1	防液堤及び廃液貯槽下部の床面が約 20m に亘ってひび割れが生じた。	床面及び防液堤のひび割れについてコーキング剤等により応急処置を行い、その後ひび割れ部に溝を掘りモルタルによる補修した。(平成 24 年 3 月 23 日完了)
気体廃棄設備・排気ダクト	化学サービスルーム 1 階の排気第 12 系統及び地階排風機室の排気第 15 系統の塩ビ製排気ダクトの一部にひび割れが生じた。	排気ダクトのひび割れ部について溶接による補修工事を実施した。 (平成 23 年 6 月 2 日完了)
気体廃棄設備・フィルタユニット基礎	地下排風機室の排気 15 系統フィルタユニットのコンクリート基礎の一部にひび割れが生じた。	基礎コンクリートのひび割れ部についてコンクリートによる補修工事を実施した。(平成 23 年 9 月 16 日完了)



図Ⅲ-1-19 ホットラボの主な被災箇所の措置状況

(2) 核燃料倉庫

地震発生後の施設点検等で確認された被害箇所の復旧活動は、施設の運転に支障を及ぼさない復旧作業として、平成 23 年度の被災度判定調査結果及び震災建築物の復旧技術指針に基づく建家の補修工事を実施し平成 24 年 9 月 6 日までに終了した。本補修は、建家の柱及び壁のひび割れ箇所にエポキシ樹脂を注入することにより実施した。

1.11 タンデム加速器の運転管理

1.11.1 運転

平成 24 年度のタンデム加速器の実験利用運転期間（以下「マシンタイム」という。）は、第 1 回から第 4 回を、それぞれ平成 24 年 2 月 13 日から 5 月 28 日まで、平成 24 年 6 月 13 日から 6 月 27 日まで、10 月 22 日から 11 月 12 日まで及び平成 25 年 2 月 13 日から 3 月 31 日まで予定通り行われた。第 3 回と第 4 回の間、11 月中旬から平成 25 年 2 月上旬まで建家補修を実施した。また、平成 25 年 2 月上旬に建家受変電設備の工事を実施した。

平成 24 年度のタンデム加速器の運転・保守状況を表Ⅲ-1-23 にまとめた。

表Ⅲ-1-23 平成 24 年度タンデム加速器の運転・保守状況

運転・保守項目	日数
実験利用運転日数	113 日 (31%)
その内 ブースター利用日数	4 日 (4%)
定期整備日数	73 日 (20%)
保守日数	8 日 (2%)
コンディショニング日数	15 日 (4%)
調整運転	4 日 (1%)
建家補修作業日数	66 日 (18%)
建家受変電設備工事	5 日 (1%)
休止日	81 日 (22%)

() 内の数字は、全運転・保守別の割合を示す。

1.11.2 保守・整備

(1) 加速器の保守整備

平成 24 年度は、定期整備を 2 回実施した。1 回目の定期整備は、ゴンドラの性能検査受検（6 月 8 日）のため、第 2 回マシンタイム途中で加速器タンクの SF₆ ガスを回収し整備作業を実施した。この 5 月 29 日～6 月 9 日まで実施した 1 回目の定期整備では、ゴンドラの自主点検及び性能検査受検のほか、タワー 8 階クレーンの性能検査、ローテーティングシャフト及びチャージングチェーンの点検保守を実施した。整備終了後、加速器タンクに六フッ化イオウガス (SF₆) を充填し、マシンタイムを再開した。

2 回目の定期整備は、6 月 29 日から 9 月 24 日まで実施した。この定期整備では、カラムポストの交換作業、D1・D2 発電機及びターミナルギアボックスの整備等を行った。

・定期整備（2 回目）の主な整備項目

- ① ローテーティングシャフト整備

- ② チャージングチェーン整備
- ③ 負イオン源、I S O Lイオン源、ターミナルイオン源の保守
- ④ T I Sガスラックの改造
- ⑤ D S 04-1 リーク修理
- ⑥ 制御系保守・開発

また、マシンタイム中に発生した加速器タンク内の重大な機器故障はなく、加速器タンクを開けることはなかった。

(2) 高圧ガス製造施設の保守整備

1) 六フッ化イオウガス施設

本施設はタンデム加速器の絶縁ガスとして使用している SF₆ ガスの移送に使用されている。原科研は、第一種高圧ガスを製造する者として、高圧ガス保安法の適用を受けるため、年1回の定期自主検査の実施と保安検査の受検が義務付けられている。

平成24年7～8月には定期自主検査に係る各種検査作業（気密検査、肉厚測定、貯槽の不同沈下測定、温度計の校正、圧力比較検査、安全弁作動検査、液面計止め弁作動検査、高圧リミットスイッチの作動試験）を実施した。貯槽及び圧縮機等機器の開放検査を周期的（3基の貯槽について5年毎、その他の機器について3年毎）に実施している。平成24年度については、開放検査の対象機器はなかった。保安検査は平成24年8月27日に行われ合格した。平成24年8月には第一種圧力容器（ベーパラライザー）の定期自主検査を実施した。性能検査は平成24年9月4日に実施され合格した。

2) 液体窒素貯槽

本施設は、タンデム加速器の運転保守や加速器を利用した実験のために液体窒素及び乾燥窒素ガスを供給するための設備である。平成24年度の液体窒素総受入量は、10,789リットルであった。

定期自主検査に係る各種検査作業（気密検査、肉厚測定、貯槽の不同沈下測定、圧力計の校正、安全弁作動検査、真空度測定）を平成24年8月10日に実施し、合格した。

3) ヘリウム冷凍機

本装置は超伝導ブースターの加速空洞を極低温に冷却するための施設であり、同型の冷凍装置2台（前段部、後段部）で全46空洞を冷却するものである。

平成24年度のヘリウム冷凍機の運転は、前年度から引き続きの運転のみであり、前段部、後段部それぞれ4月1日から13日までの301時間であった。

本装置は第一種高圧ガス製造施設として高圧ガス保安法の適用を受けるため、年1回の定期自主検査の実施が義務付けられている。10月に実施した定期自主検査においては、安全弁・圧力計の試験、バッファタンクの不同沈下測定、潤滑油量点検、圧力・温度保護スイッチ作動検査、系内ガス置換及び気密試験、制御盤点検、起動器盤内点検等を行い異常がないことを確認した。11月29日、30日に施設検査を受検し合格した。

1.11.3 許認可

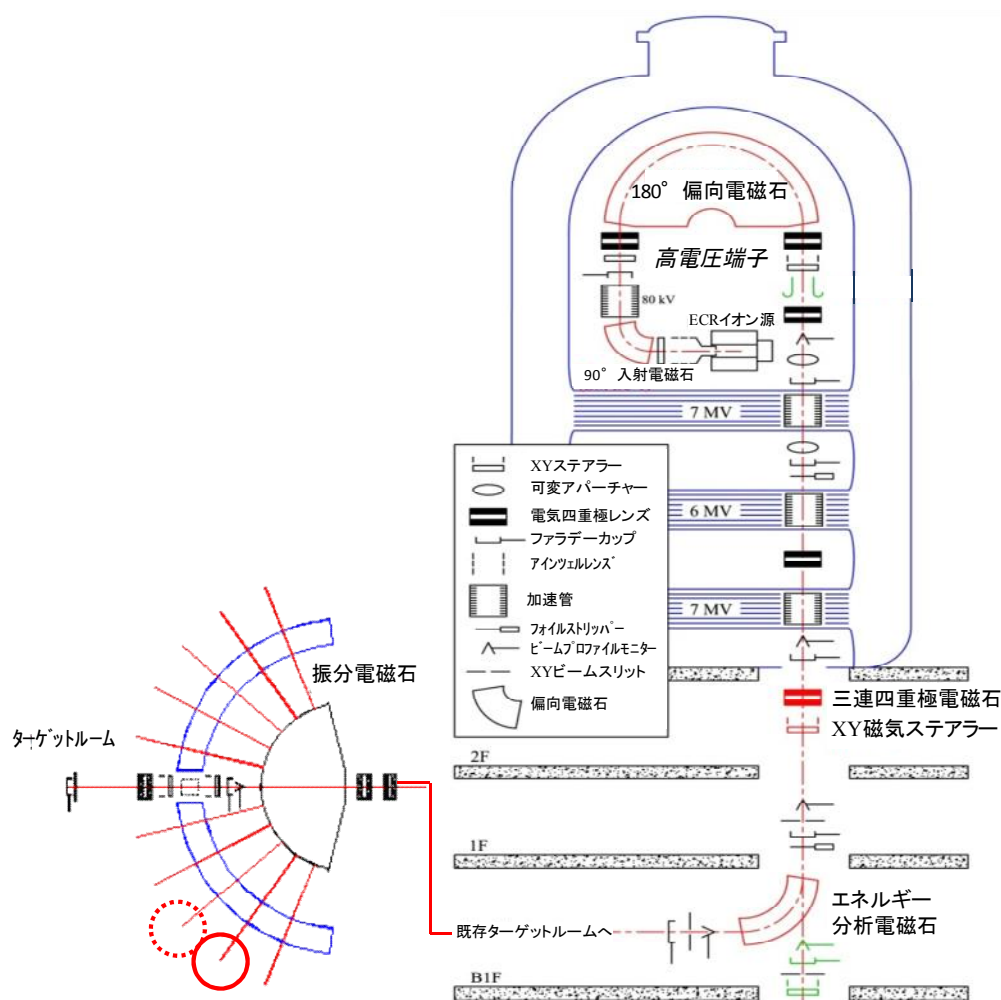
平成 24 年度中の許認可申請は、タンデム加速器建家で使用する放射性同位元素の種類及び数量の変更、第 2 照射室への実験装置の設置、使用室名称の変更等を行うために、放射性同位元素等の使用に係る変更許可申請を 10 月 16 日に行い、平成 25 年 2 月 12 日に許可を取得した。

1.11.4 教育訓練

職員に対して①通報訓練・召集訓練、②再保安教育訓練、③タンデム加速器の運転訓練、④定期整備時における安全衛生訓練（随時）等の保安教育訓練を実施した。また、管理区域内で作業をする業者等に対し、管理区域の立入りに係る保安教育訓練を随時実施した。

1.11.5 タンデム加速器系の開発

図Ⅲ-1-20 にタンデム加速器のビーム光学機器の配置を示す。



図Ⅲ-1-20 タンデム加速器のビーム光学機器の配置（高電圧端子内イオン源からの加速）

1 台の大型静電加速器から異なる 2 種類のイオンビーム（デュアルビーム）を同時に加速し、標的に照射するデュアルビームシステムの開発試験を行っている。その一環として加速試験では

質量電荷比が同じ $^{132}\text{Xe}^{11+}$ イオンと $^{12}\text{C}^+$ イオンを用い、加速電圧 15MV でビーム加速を行った。この時、標的位置で Xe イオンと C イオンが約 2mm 分離していることが確認され、その原因は僅かな質量の違いによるものである。加速器の既存の光学系では、ビーム位置を同一にすることは困難であるため、ビームスキャナーでビームを走査し、両イオンが混ざり合った部分を利用することにした。同時照射の検証実験として、 Al_2O_3 上に薄く Bi を蒸着した標的に、165MeV の $^{132}\text{Xe}^{11+}$ イオンと 15MeV の $^{12}\text{C}^+$ イオンを同時照射し、Xe イオンによる照射の効果について C イオンをプローブとしたラザフォード後方散乱分析 (RBS) 測定を行えることが検証できた。一方、同時照射ではないが、2 種類のイオンを数分程度のビーム切り替え時間で切り替える交互照射の試験を、240MeV の $^{136}\text{Xe}^{15+}$ イオンと 16MeV の $^{12}\text{C}^+$ イオンを用いて行った。交互にイオン種を変更し、加速パラメータを再調整することを 3 回ほど繰り返せば、標的上の同一位置を照射できることが確認できた。この手法においても同時照射と同様の試料を用いて、Xe 照射試料作成後、迅速に C イオンをプローブとした RBS 測定を行うことができた。これらの照射技術の開発により、照射中・照射直後の照射効果観察が可能となった。

1.11.6 東日本大震災における施設の復旧活動

建家設備の復旧作業は、ほぼ終了した。タンデム加速器建家の補修（建家内外壁及び柱の亀裂補修）として、亀裂幅 0.2mm 以上の箇所を中心にエポキシ剤の注入を実施した。

1.12 放射線標準施設の運転管理

放射線防護用測定機器の校正、特性試験、施設供用に用いる放射線標準場を提供するため、放射線標準施設に設置されているファン・デ・グラーフ型加速器、 γ 線照射装置、RI 中性子線照射装置、X線照射装置等の校正設備機器を維持・管理している。

平成 21 年度から継続して新規 β 線校正場の整備を進めており、平成 23 年度に ^{85}Kr β 線源を 1 個購入後、外挿電離箱を用いた吸収線量率の確認測定を継続中である。

平成 24 年度の加速器を含む照射装置及び単体線源の使用時間は、延べ 4,509 時間であり、平成 23 年度と比較して 1,455 時間の大幅な増加となった。昨年度からの増加の理由には、復旧した黒鉛パイルの本格運用による中性子校正場及び主に NaI (Tl) サーベイメータで使用される単体 γ 線源を用いる γ 線校正場の利用増加が挙げられる。

1.13 大型再冠水実験棟の運転管理

1.13.1 運転

主な実験装置である、BWR 核熱結合試験装置 (THYNC)、FBR 直管型蒸気発生器流動定性試験装置 (FBR-SG) 及び Post-BT 熱伝達試験装置については、研究テーマの終了により平成 22 年 8 月より休止している。平成 25 年度より機器の撤去を開始し、安全研究センター熱水力安全研究グループが進める研究開発に用いる実験装置及び電源設備等を設置する予定である。

1.13.2 保守・整備

平成 22 年 8 月より第一種圧力容器等は休止にしたため定期点検作業は実施していないが、電気工作物保安規程に基づく巡視、点検及び受変電設備、空調設備等に係る定期自主点検を実施し、異常はなかった。

1.13.3 東日本大震災における施設の復旧活動

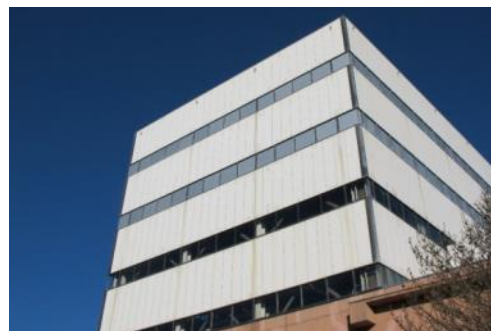
地震発生後の施設点検等で確認された被害箇所の復旧活動は、平成 23 年度に引続き施設の復旧計画に沿って高窓等損傷箇所について工務技術部施設保全課による補修工事を実施し、平成 25 年 1 月 31 日に全ての復旧作業が完了した。また、天井走行クレーン損傷箇所について修理作業を実施し、平成 25 年 2 月 26 日に使用再開検査に合格した。大型再冠水実験棟における被害状況と処置状況一覧を表Ⅲ-1-24 に、被害箇所の措置状況を図Ⅲ-1-21 示す。

表Ⅲ-1-24 大型再冠水実験棟の被害及びその措置状況一覧

設備・機器名	被害状況	措置状況
純水製造装置	純水製造装置の塩ビ管等の破損	純水製造装置用塩ビ配管等の破損部の補修を実施した。(平成 23 年 4 月 13 日完了)
上水給水用埋設配管	上水給水用埋設配管の破損	上水給水用埋設配管破断箇所の復旧工事を実施した。(工務技術部施設保全課対応) (平成 23 年 4 月 14 日完了)
大実験室用高窓	高窓ガラスの破損	高窓ガラス、脱落及び歪んだ窓枠サッシの更新を実施した。(平成 25 年 1 月 31 日完了)
天井走行クレーン (30 トン/5 トン)	レール固定用フックボルトの損傷 走行用レールの一部変形	レール固定用フックボルトの交換及び走行用レールの補修を実施した。(平成 25 年 2 月 26 日完了)



(措置前)



(措置後)

高窓ガラスの破損



(措置前)



(措置後)

レール固定用フックボルトの損傷
走行用レールの一部変形

図Ⅲ-1-21 大型再冠水実験棟の被災箇所の措置状況

1.14 大型非定常ループ実験棟の運転管理

1.14.1 運転

大型非定常ループ実験棟（LSTF）においては、安全研究センター熱水力安全研究グループからの依頼により、OECD/NEA（経済協力開発機構／原子力機関）の国際共同プロジェクトとして、軽水炉の熱水力安全上の課題を解決するため、ROSA プロジェクト第 2 期計画の ROSA-2 プロジェクトに基づくコールドレグ（1 次冷却材循環ラインの低温側配管）中口径破断時の冷却材喪失事故（LOCA）試験を平成 24 年 4 月から 6 月に実施するとともに、産業界からの受託事業を平成 24 年 8 月から平成 25 年 1 月に実施した。また、実験装置用受変電設備の運転管理を実施した。

1.14.2 保守・整備

本体施設の日常点検及び予防規程に基づく定期自主点検を実施し、異常はなかった。また、LSTF を構成する 20 基の第一種圧力容器の性能検査に平成 24 年 7 月 24 日付けで合格した。その他、電気室北側シャッター、屋外変圧器置き場周辺のフェンス、純水製造設備の塩ビ配管及び進相コンデンサ設備等の更新工事を実施した。

また、電気工作物保安規程に基づく巡視、点検及び受変電設備、空調設備等に係る定期自主点検等を実施し、異常はなかった。

1.14.3 東日本大震災における施設の復旧活動

地震発生後の施設点検等で確認された被害箇所の復旧活動については、平成 23 年度に完了している。

1.15 二相流ループ実験棟（TPTF）の運転管理

1.15.1 運転

原子力基礎工学研究部門熱流動研究グループからの依頼により、軽水炉炉内熱流動試験装置を用いて、自然循環軽水炉の開発のため、炉心出力上昇に伴うダウンコマへの蒸気泡巻き込み（キャリーアンダー）を把握するための特性試験を平成 24 年 6 月から平成 24 年 10 月に実施した。また、福島第一原発の廃止措置に係る試験として、海水注入が炉心冷却におよぼす影響を検証するため、熱流動研究グループからの依頼により、平成 24 年 11 月から平成 25 年 3 月に、海水による塩析出試験装置を製作し、得られたデータをもとに、海水熱伝達試験装置を製作した。

1.15.2 保守・整備

本体施設の日常点検及び施設に係る定期自主点検を実施し、異常はなかった。

軽水炉炉内熱流動試験装置では、3 基の電気ボイラーと 1 基の第一種圧力容器について性能検査を受検し、休止していた 1 基の第一種圧力容器については使用再開検査を受検し、それぞれ平成 24 年 12 月 25 日及び平成 25 年 1 月 23 日に合格した。

屋外に仮置きしていたポリ塩化ビフェニル（PCB）含有変圧器は、土台にコンクリート製の防液堤がなく、絶縁油漏れ時に地面に浸透する構造であったため、茨城県から指導があった。そのため、防液堤構造を備えた室内に保管場所を整備し、平成 25 年 3 月 28 日から PCB 含有変圧器を屋内にて保管している。また、電気工作物保安規程に基づく巡視、点検及び受変電設備、空調設備等に係る定期自主点検等を実施し、異常はなかった。

1. 15. 3 東日本大震災における施設の復旧活動

地震発生後の施設点検等で確認された被害箇所の復旧活動は、平成 23 年度に引続き施設の復旧計画に沿って天井走行クレーンの損傷箇所について復旧作業をすすめ、平成 25 年 2 月 26 日に使用再開検査に合格し、全ての復旧作業が完了した。二相流ループ実験棟における被害状況と処置状況一覧を表Ⅲ-1-25 に、被害箇所の措置状況を図Ⅲ-1-22 に示す。

表Ⅲ-1-25 二相流ループ実験棟の被害及びその措置状況一覧

設備・機器名	被害状況	措置状況
天井走行クレーン (5 トン)	走行用レール及びレール固定用フックボルトの損傷	補修工事を実施し、損傷したレール固定用フックボルトの交換及び走行用レール変形部の補修を実施した。(平成 25 年 2 月 26 日完了)



(措置前)



(措置後)

レール固定用フックボルトの損傷
走行用レールの一部変形

図Ⅲ-1-22 二相流ループ実験棟の被災箇所の措置状況

1.16 安全基礎工学試験棟（SAFER）の運転管理

安全基礎工学試験棟は、東日本大震災により、機械化工特研が大破したことを受け、平成24年度に開発試験棟跡地に建設された。本工事は、工務技術部施設保全課が担当した。現地工事は、平成24年7月に造成工事、引続き9月より建家工事が開始され、建家工事は平成25年3月15日竣工した。完成した安全基礎工学試験棟の外観を図Ⅲ-1-23に示す。

その後、建家本体については、3月19日の検収を持って福島技術開発試験部流動試験技術課に供用が開始され実質的な建家利用は平成25年度からとなる。また、平成25年度からの運用については、本建家は、機械化工特研と同様に原子力科学研究所安全衛生管理規則において共同利用建家に位置づけられ、安全研究センターの熱水力安全研究グループとサイクル安全研究グループ及び原子力基礎工学部門の熱流動研究グループと原子力センシング研究グループが、福島第一原発事故の炉内状況解析技術開発のための研究と熱流動に関する基礎試験を進める予定である。



図Ⅲ-1-23 安全基礎工学実験棟の外観

2 保安管理

2.1 安全衛生管理

2.1.1 安全衛生管理実施計画の策定

施設の事故・故障等及び労働災害を未然に防ぎ、教育訓練の充実と安全意識の向上及び安全確保の徹底を図るとともに、職員等の健康の保持増進を図るため、平成 24 年度の原子力科学研究所安全衛生管理実施計画を策定した。その概要は以下のとおりである。

(1) 平成 24 年度原子力科学研究所安全衛生管理実施計画

①「安全の確保を最優先とする。」に係る活動施策

- 職場における一人ひとりの役割確認と安全意識の浸透
 - ・ 工事並びに施設、設備、機器等の運転、保守及び利用にあたっての作業安全確保及び関連法令並びに所内規定等の遵守による事故・故障等の発生防止
 - ・ 火気使用時の可燃物、化学物質、危険物等の管理徹底による火災発生防止
 - ・ 各種講演会、研修会等への参加及び教育訓練等の確実な実施による安全意識の向上
- 安全情報を自らの活動に反映した事故・トラブルの防止
 - ・ 過去の事故・トラブル及び機構内外の事故・トラブル情報から得られた教訓の共有による事故・トラブルの未然防止
- 請負作業における事故・トラブルの防止に係る指導・支援の充実
 - ・ 安全確保上必要な情報の提供、安全対策等への指導・助言、異常時の措置・対応等の妥当性の確認による事故・トラブルの防止

②「法令及びルール（社会との約束を含む。）を守る。」に係る活動施策

- 自らの業務に関連するルールの把握と知識の向上
 - ・ 原子力関係法令、規制行政庁からの通知、茨城県原子力安全協定、その他所内規定類の一層の周知徹底
 - ・ 過去の事故・トラブル事例を通報連絡基準に反映した通報連絡のより迅速かつ適確な対応
- 規則、要領（マニュアル）等の適切性の確保と確実な遵守
 - ・ 規則、要領（マニュアル）等の記載内容の妥当性の定期的な確認、見直しの実施
 - ・ 法令改正時、施設・設備の変更時、作業方法の変更時における見直しの実施

③「リスクを考えた保安活動に努める。」に係る活動施策

- 施設、設備等の習熟とリスクアセスメント（火災発生防止を含む。）の推進
 - ・ 発火の原因となる物質の保管状況等の把握、不要な発火性物質、物品等の整理による防火管理
 - ・ 定常及び非定常作業に係るリスクアセスメントの実施による労働災害の防止
- 設備の重要度や経年に応じた保守管理の充実
 - ・ 重要度や経年に応じたリスク評価による保全計画の立案、保全方法（予防保全又は事後保全）の明確化
- 基本動作（5 Sを含む。）の徹底及びKY・TBMの活用
 - ・ 職場における基本動作（5 S（整理、整頓、清掃、清潔及びしつけ（習慣化））を含む）の徹底、KY（危険予知活動）・TBM（ツールボックスミーティング）の有効活用による作業安全の確保

④「双方向のコミュニケーションを推進する。」に係る活動施策

- 経営層や拠点幹部と現場との対話を通じた相互理解の推進による風通しの良い意欲あふれる職場環境の構築
 - ・ 経営層や拠点幹部(部長クラスを含む)と現場との対話による日常業務への取り組み意欲の向上
- 誤りや問題点を速やかに報告する文化の醸成
 - ・ 常日頃から「報・連・相(報告・連絡・相談)」の励行等による風通しのよい職場づくりの促進

⑤「健康管理の充実と労働衛生活動に積極的に取り組む。」に係る活動施策

- 心身両面にわたる健康管理の推進
 - ・ 定期健康診断等による疾病の予防、早期発見に努め、健康管理に係る措置の徹底及び産業医、保健師等による心身両面にわたる保健指導等による健康の保持増進
 - ・ 「心の健康づくり計画」に基づくメンタルヘルス不調の未然防止、早期発見の対策実施
- 過重労働による健康障害の防止対策の徹底
 - ・ 産業医・衛生管理者及び部課室長等による職場巡視及び適正な労働時間管理の指導・徹底による過重労働による健康障害の防止対策の徹底
- 「快適職場づくり」を目指した活動の推進
 - ・ 喫煙行動基準に基づく分煙の徹底、快適職場づくりを目指した活動の推進

⑥「防火・防災対策を充実強化し、危機管理意識の醸成に努める。」に係る活動施策

- 防火・防災体制の充実強化、危機管理意識の醸成
 - ・ 避難場所及び避難経路の周知徹底及びボンベ、薬品等及び什器類の転倒防止対策の確実な実施による防火・防災対策の充実強化
 - ・ 原子力施設等における通報訓練、消火訓練、総合訓練等の現場応急措置訓練の継続実施による迅速、的確な初動対応、外部への情報発信、事故トラブル対応能力の習得、向上

2.1.2 安全衛生管理の実施状況

平成24年度原子力科学研究所安全衛生管理実施計画に基づき、次のように安全衛生管理業務を遂行した。

①「安全の確保を最優先とする。」に係る活動施策

- 職場における一人ひとりの役割確認と安全意識の浸透
 - ・ 各種講演会に参加し、一人ひとりの役割確認と安全意識の浸透を図った。
 - ・ 役員巡視を7月18日に実施し、震災後の復旧状況確認等を行った。
 - ・ 所長安全衛生パトロールを7月5日、12月20日に、震災後の点検及び復旧作業に係る安全対策状況の確認及び火災予防対策を重点項目に設定し職場巡視を行った。
- 安全情報を自らの活動に反映した事故・トラブルの防止
 - ・ 事故、トラブルの発生時には、速やかに「安全情報」をEメールで所内全部署に配信するとともに、イントラネットに掲示した。また、安全統括部等からの外部情報についてEメールで各部署に配信し、安全情報の共有と再発防止の検討を行った。
 - ・ 「NSRRにおける火災」の再発防止対策として、火気取扱作業に関する具体的な安全確認事項を追加するため「工事・作業安全マニュアル」の改正(4月1日)、火気取扱作業等による

施設・設備への影響についても評価できるようにするため「リスクアセスメントの実施要領」の改正（4月1日）、また、「KY・TBM実施結果」シートに前日の問題点、気付き事項を記入する欄を追加するため「危険予知（KY）活動及びツールボックスミーティング（TBM）実施要領」の改正（4月1日）を行い、事故発生防止に努めた。

- 請負作業における事故・トラブルの防止に係る指導・支援の充実
 - ・ 請負業者安全衛生連絡会 6月15日、9月14日、12月11日、3月12日を開催し、最近のトラブル情報とトラブル防止対策等の情報交換を行った。各職場では作業開始前に安全確保上必要な情報を請負業者に提供した。また、請負業者が作成した作業計画についての妥当性を確認するとともに、安全対策への指導・支援を行い、事故トラブルの防止を図った。

- ② 「法令及びルール（社会との約束を含む。）を守る。」に係る活動施策
 - 自らの業務に関連するルールの把握と知識の向上
 - ・ 国、県等からの通知等は文書及び記録の管理要領に基づき外部文書として管理し必要に応じて業務連絡書、Eメールにて配信を実施した。
 - ・ 規定類、運転手引き等の改正時には業務連絡書、Eメールにて配信するとともに、課安全衛生会議等において保安教育を実施した。
 - 規則、要領（マニュアル）等の適切性の確保と確実な遵守
 - ・ 法令に基づく、許認可申請等の提出の手続きに際しては、各部が定める許認可申請等の確認要領等に基づき許認可申請等のチェックシートにより作成者以外の複数者による確認を行った。

- ③ 「リスクを考えた保安活動に努める。」に係る活動施策
 - 施設、設備等の習熟とリスクアセスメント（火災発生防止を含む。）の推進
 - ・ 労働災害の防止、施設・設備への被害、環境への影響等について、職員等及び業者による定常作業及び非定常作業におけるリスクアセスメントを要領に基づき実施し、不安全箇所及び不安全作業の摘出と是正に努めた。また、リスクアセスメントの活動の推進を図るために、リスクアセスメント研修会を1月9日に開催した。
 - 設備の重要度や経年に応じた保守管理の充実
 - ・ 施設の安定運転に向けた保守管理を行うために、機能不全による影響、重要度分類、予備品状況及び劣化状況等を考慮した優先度の区分を行い、保守計画及び今後の予算計画に反映させる。
 - 基本動作（5Sを含む。）の徹底及びKY・TBMの活用
 - ・ 所長パトロール、部長パトロール、産業医の職場巡視、衛生管理者の職場巡視等を実施することにより、5Sについて指導等を行うとともに、必要な対策を実施した。また、KY・TBMに関して実施要領に基づく活動を進めた。

- ④ 「双方向のコミュニケーションを推進する。」に係る活動施策
 - 経営層や拠点幹部と現場との対話を通じた相互理解の推進による風通しの良い意欲あふれる職場環境の構築
 - ・ 部安全衛生会議（四半期毎に開催）、建家安全衛生会議（四半期毎に開催）、課安全衛生会議（毎月開催）、部安全衛生管理担当者連絡会議（年3回開催）を開催し、コミュニケーションの推進を図った。
 - 誤りや問題点を速やかに報告する文化の醸成

- ・コンプライアンス講演会の参加及び「コンプライアンス通信」等を活用し、誤りを速やかに報告する文化の醸成に努めた。また、放射線再教育訓練（四半期毎）の「非常時の場合に採るべき措置」において、誤りを速やかに報告すること等の周知を行った。

⑤ 「健康管理の充実と労働衛生活動に積極的に取り組む。」に係る活動施策

○ 心身両面にわたる健康管理の推進

- ・職員等の健康管理に資するため、一般健康診断、電離放射線健康診断、有機溶剤等健康診断、特定化学物質健康診断及び生活習慣病検診等を行った。有所見者に対しては、産業医等による受診勧奨及び保健指導を実施した。
- ・心の健康づくり実施計画に基づき、全国労働衛生週間行事として、産業医による「セルフケア ～心の健康を自分自身で守るために～」と題する衛生講演会を10月12日に開催した。管理監督者を対象として、外部機関による積極的傾聴法を受講させるなどの教育を行うとともに、動機付け支援のためのメンタルアンケートを実施した。また、産業医によるメンタルヘルス不全の早期発見と健康相談を実施し、メンタルヘルス講演会を2月14日に開催した。

○ 過重労働による健康障害の防止対策の徹底

- ・サービス管理システムデータをもとに長時間労働者に対して医師の面談希望の有無を確認し、一般職80時間以上の方と希望者に産業医面談を実施した。

○ 「快適職場づくり」を目指した活動の推進

- ・快適な職場環境を保つため、週1回の衛生管理者巡視及び月1回の産業医の職場巡視を行い、職場の作業環境、作業方法及び衛生状況について点検を行い、不具合箇所の改善に努めた。

⑥ 「防火・防災対策を充実強化し、危機管理意識の醸成に努める。」に係る活動施策

○ 防火・防災体制の充実強化、危機管理意識の醸成

- ・各職場では、施設・設備等を、定期的に点検・整備するとともに、計画的に機器の更新を実施し、事故故障等の発生防止に努めた。

○ 緊急時における対応力の向上

- ・火災事故を想定した第1回非常事態総合訓練、防災週間の自主防災訓練として東海村で震度6弱の地震発生、茨城県沿岸に大津波警報が発表されたことを想定した自主防災訓練、原災法15条事象を想定した第2回非常事態総合訓練及び核物質防護総合訓練を実施した。また、防護隊及び自衛消防隊による訓練を毎月実施し、非常時の対応強化を図った。

2.1.3 法令遵守及び安全文化の醸成活動計画の策定

平成24年度原子力施設及び廃棄物埋設施設における法令等の遵守に係る活動計画及び安全文化の醸成に係る活動計画を策定した。その概要は以下のとおりである。

(法令等の遵守に係る活動計画)

1) 法令及びルール（社会との約束を含む。）を守る活動計画

① 自らの業務に関連するルールの把握と知識の向上

- ・原子力関係法令、規制行政庁からの通知及び茨城県原子力安全協定、並びに他所内規定類の一層の周知徹底
- ・過去の事故トラブル事例の通報連絡基準への反映による通報連絡の迅速かつ適確な対応
- ・火災発見時の「119番通報」の迅速な実施の徹底、緊急時における対応の向上を図るための保安教育及び防災訓練の実施

- ②規則、要領（マニュアル）等の適切性の確保と確実な遵守
- ・規則、要領（マニュアル）等の記載内容の妥当性の定期的な確認、見直しの実施
 - ・法令改正時、施設・設備の変更時、作業方法の変更時における見直しの実施
- （安全文化の醸成に係る活動計画）
- 2) 安全の確保を最優先とする活動計画
- ① 職場における一人ひとりの役割確認と安全意識の浸透
- ・原子力施設の工事並びに施設、設備、機器等の運転、保守及び利用における一人ひとりが自らの役割の確認、無理のない工程・計画の立案による作業安全の確保
- ② 安全情報を自らの活動に反映した事故・トラブルの防止
- ・過去の事故・トラブル及び機構内外の事故・トラブル情報から得られた教訓の共有による事故・トラブルの未然防止
- 3) 双方向のコミュニケーションを推進する活動計画
- ① 経営層や拠点幹部と現場との対話を通じた相互理解の推進による風通しの良い意欲あふれる職場環境の構築
- ・経営層や拠点幹部（部長クラスを含む）と現場との対話による日常業務への取り組み意欲の向上
 - ・研究所の部長連絡会及び原子力科学研究所連絡会議等各種会議における安全に係る活動計画、実施状況及び情報の共有

2.1.4 法令遵守及び安全文化の醸成活動の実施状況

原子力施設及び廃棄物埋設施設における法令等の遵守に係る活動計画及び安全文化の醸成に係る活動計画に基づき次のように業務を遂行した。

(1) 自らの業務に関連するルールの把握と知識の向上

- ・国、県からの通知等は、文書及び記録の管理要領に基づき外部文書として管理し、必要に応じ業務連絡書、Eメールにて配信した。
- ・規定類、運転手引等の改正時には業務連絡書、Eメールにて配信するとともに、課安全衛生会議等において保安教育を実施した。
- ・原子力施設等において事故・故障が発生した場合、法令及び規制行政庁からの指導に基づく通報連絡、地方自治体との安全協定に基づく通報連絡を適切かつ迅速に行った。

(2) 規則、手引書等の適切性の確保と確実な遵守

- ・規則、手引書等について定期的にレビューし、規則、手引書等の一部改正時には業務連絡書、Eメールにて配信するとともに、課安全衛生会議等において保安教育を実施した。
- ・法令に基づく許認可申請等の提出の手続きに際しては、各部が定める許認可申請等の確認要領等に基づき許認可申請等のチェックシートにより作成者以外の複数者による確認を行い誤記載の防止を図った。

(3) 職場における一人ひとりの役割確認と安全意識の浸透

- ・作業計画の立案に当たっては、関係課室との調整の上、無理のない工程・計画を立案した。
- ・第4回核燃料物質使用施設等保安規定遵守状況検査において、燃料サイクル安全工学研究施設（NUCEF）における、放射線業務従事者の被ばく管理に関し、妊娠の申し出のあった職員に対す

る法令及び規定に基づく月 1 回の被ばく測定を実施していないことが確認され、原子力規制庁東海・大洗原子力規制事務所から被ばく管理上の不備に係る根本原因分析及び再発防止対策を行うよう指示があった。水平展開を実施し、被ばく管理不備に対する周知・教育（平成 25 年 3 月）及び被ばく管理の変更手続き、被ばく線量測定期間の変更等に係る放射線安全取扱手引の一部改定を実施した。

(4) 安全情報を自らの活動に反映した事故・トラブルの防止

- ・「新入職員等に対する導入訓練」において「非管理区域の汚染に係るトラブル等から得た教訓について」と題する教育を実施した。
- ・放射線安全研修（再教育）において、「原科研における火災、非火災の事例」、「非管理区域における核燃料物質の汚染等の事例」、「JCO 臨界事故」、「JRR-3 における通報遅れ」、「過去に発生した、事故・トラブルの教訓」と題する教育を実施した。
- ・安全統括部からの外部情報は E メールで各部へ配信するとともに、事故・故障等の水平展開については保安管理部で総括し、水平展開要領に基づき機構内水平展開 1 件、原科研内水平展開 2 件を実施した。
- ・原科研内のトラブル事象については、安全情報としてイントラネットへ掲載するとともに、E メールでの配信及び部又は課内会議等において周知した。

(5) 経営層や拠点幹部と現場との対話を通じた相互理解の推進による風通しの良い意欲あふれる職場環境の構築

- ・部長連絡会、部内会議、課内会議を通して、拠点幹部、現場とのコミュニケーションを行い、風通しの良い職場作りに努めた。
- ・役員巡視及び意見交換会において、経営層と高経年化対策等について意見交換を実施した。
- ・若手職員による創意工夫等発表会、中堅職員による業務報告会を開催し、原科研幹部と業務遂行上の課題等について意見交換を実施した。

(6) 法令遵守・安全文化講演会の開催

法令等の遵守、安全文化の醸成活動の一環として、ケイ・イマジン代表 今里健一郎氏による「業務プロセスの見える化“進捗・成果・問題”」と題する講演会を開催した。

2.2 諸規定類の整備

2.2.1 一般安全

安全衛生管理規則（1件）、一般高圧ガス危害予防規程（1件）、特定化学物質の管理要領（1件）、新型インフルエンザ対策に関する行動計画の一部改正を行った。

2.2.2 原子炉施設等

原子炉施設保安規定（1件）の一部改正を行った。廃棄物埋設施設保安規定の改正はなかった。

2.2.3 核燃料物質使用施設等

核燃料物質使用施設等保安規定（1件）、少量核燃料物質使用施設等保安規則（1件）、分任施設管理者の指定（4件）、分任核燃料管理者の指定（4件）、分任区域管理者の指定（4件）の一部改正を行った。

2.2.4 放射性同位元素使用施設等

放射線障害予防規程（3件）、エックス線装置保安規則（5件）、分任区域管理者の指定（2件）の一部改正を行った。

2.2.5 品質保証

「品質保証計画」、「文書及び記録の管理要領」、「品質保証推進委員会規則」、「内部監査要領」及び「水平展開要領」の一部改正を行った。

2.2.6 核物質防護、保障措置

「原子炉施設核物質防護規定」、「核燃料物質使用施設等核物質防護規定」、「施設核物質防護要領」、「核物質防護規定情報管理要領」、「核物質防護緊急時対応計画」、「国際規制物資等計量管理規則」、「国際規制物資計量管理規定」及び「核物質防護の定期的な評価及び改善要領」の一部改正を行った。また、「情報システムセキュリティ計画」を制定した。

2.2.7 危機管理、警備、消防

「事故対策規則」、「地震対応要領」の一部改正を行った。また、「計画外停電対応要領」を制定した。

2.3 労働安全衛生

2.3.1 委員会等の活動

(1) 安全衛生委員会

安全衛生委員会を毎月1回開催し、安全衛生管理の実施計画等について審議した。

(2) 請負業者安全衛生連絡会

四半期に1回開催し、被ばくの状況、労働災害の発生状況などの情報を共有し、安全確保の向上に役立てた。

(3) 部安全衛生管理担当者連絡会議

年に3回開催し、安全確保の向上に役立てた。

(4) 部安全衛生会議等

各部・建家においては、部安全衛生会議を四半期に1回、建家安全衛生連絡協議会を四半期に1回開催した。

2.3.2 労働災害の発生状況

労働災害の発生状況は以下のとおりであった。

- ・職員等の労働災害11件（業務災害：1件、通勤災害10件）
- ・業者の労働災害7件（業務災害：6件、通勤災害1件）

なお、業者の労働災害の増加（平成23年度は0件）については、東日本大震災の復旧工事に関係する災害が3件発生した。いずれも一般的な作業中での発生であり、慣れによる不注意が原因と思われる。対策として、リスクアセスメント、KY・TBMの実施を周知徹底した。

2.3.3 保安教育訓練

(1) 保安教育訓練及び講習会等

原科研として開催した保安教育訓練及び講習会等を表Ⅲ-2-1に示す。

表Ⅲ-2-1 保安教育訓練及び講習会等の開催状況

保安教育訓練等	実施日時
放射線安全研修（再教育を含む）	H24. 4. 20、H24. 7. 26、H24. 10. 10、H25. 1. 24
玉掛け業務従事者安全衛生教育講習会	H24. 7. 17
玉掛け技能講習会	H24. 9. 11～14
床上操作式クレーン講習会	H24. 10. 16～19
衛生講演会	H24. 10. 12
高圧ガス保安技術講習会	H24. 10. 25
品質月間講演会	H24. 11. 13
安全講演会	H24. 7. 13
化学物質管理者等研修会	H24. 12. 12
危機管理講演会	H24. 11. 5
メンタルヘルス講演会	H25. 2. 14
防火・防災管理講演会	H25. 3. 26

(2) 保安教育訓練の受講者数

各部で実施した教育訓練の受講者数(延べ人数)を集計した結果を表Ⅲ-2-2に示す。

表Ⅲ-2-2 保安教育訓練の受講者の延べ人数 (1/2)

訓練内容		受講者数 (延べ人数)		合計人数(人)
		職員	業者	
原子炉等規制 法に基づく保 安教育訓練	原子炉施設の従事者	17,949	12,151	30,100
	核燃料物質使用施設の従事者	20,045	13,112	33,157
	廃棄物埋設施設の従事者	464	217	681
放射線障害防止法に基づく保安教育訓練		19,392	9,015	28,407
高圧ガス保安法に基づく保安教育訓練		1,535	1,822	3,357
消防法に基づく保安教育訓練		5,635	3,176	8,811
電気事業法に基づく保安教育訓練		2,996	1,894	4,890
事故対策規則に基づく防護活動訓練		3,624	1,581	5,205
労働安全衛生法に基づく保安教育訓練		10,945	2,756	13,701
その他の教育訓練(集団教育)*		6,730	2,399	9,129
特別安全教育		133	409	542
外国人に係る教育訓練				30

表Ⅲ-2-2 保安教育訓練の受講者の延べ人数 (2/2)

訓練内容	受講者数 (延べ人数)		合計人数(人)
	職員	業者	
協力業者安全協議会による保安教育訓練			622

*技能講習及び国家試験に係る講習等は、その他の教育訓練(集団教育)に含む。

2.3.4 安全衛生パトロール等

(1) 安全衛生パトロール

部長及び建家安全衛生管理者による安全衛生パトロールを四半期に1回実施し、職場の安全確保の向上に努めた。

(2) 産業医職場巡視

産業医による職場巡視を毎月1回、64施設を対象に実施し、産業保健の観点から改善のための指導を行った。巡視結果は、各施設に通知するとともに、毎月の安全衛生委員会、部長連絡会及び原科研連絡会議で報告し、職場の安全確保の向上に努めた。

(3) 衛生管理者職場巡視

衛生管理者による職場巡視を週1回、79施設を対象に実施し、居室等の環境管理、保健施設等(食堂、休憩所、トイレ等)の管理、作業場の環境管理、地震等の対策について改善のための指導を行った。巡視結果は、各施設に通知するとともに、毎月の安全衛生委員会、部長連絡会及び原科研連絡会議で報告し、職場の安全確保の向上に努めた。

(4) 高圧ガス保安パトロール

高圧ガス保安活動促進週間の活動の一環として、保安統括者(原科研所長)及び保安係員等による高圧ガス保安パトロールを10月26日に実施した。今年度は一般高圧ガス製造施設17施設のうちHENDEL棟、JRR-3、タンデム加速器棟、大型非定常ループ実験棟、減容処理棟の5施設を対象にパトロールを実施し、保安上の問題がないことを確認した。

2.3.5 快適職場づくりの活動状況

平成24年度原科研安全衛生管理の活動施策「快適職場づくりを目指した活動の推進」及び厚生労働省「事業者が講ずべき快適な職場環境の形成のための措置に関する指針」(快適職場指針)に基づき、35件の快適職場づくりの推進を行った。

主な改善としては、ストーブ、扇風機、サーキュレーター、ブラインド等の設置による室内の温度調整、リフターの導入による重量物移動時の重筋作業の軽減、休憩室の確保等を行った。

2.4 環境保全及び環境配慮活動

2.4.1 委員会等の活動

(1) 環境管理委員会

環境管理規則に基づき、環境管理委員会を2回(H24.6.14、H25.3.15)開催し、環境基本方針、環境配慮活動への取組み、部・センター・部門の目標設定及び実施状況等について審議した。また、環境保全に係る規則として「環境管理規則」と「エネルギー管理規則」が制定されているが、業務効率化を図るためこれらを統合し、「環境配慮管理規則」として4月1日に施行した。

2.4.2 環境保全

(1) ばい煙測定

大気汚染防止法第16条に基づき、構内に設置されているボイラー6基についてばい煙量の測定を行い、いずれも基準値を超えていないことを確認した。

- ・ 上期：第2ボイラー1号缶、4号缶、5号缶（H24.7.27）
- ・ 下期：第2ボイラー1号缶、3号缶、4号缶、5号缶（H25.1.24）
熱媒ボイラー（H25.1.25）

(2) 排水の水質測定

第1排水溝、第2排水溝及び第3排水溝の排水について、重金属その他有害物質の測定を実施した。その結果、9月の測定で第1排水溝において大腸菌群数が一時的に基準値3000(個/ml)を超える事象が確認された。本件については、「茨城県生活環境の保全に関する条例」に基づく茨城県の立入調査が11月20日に行われ、11月30日に同条例に基づき、「水質測定結果報告書」を提出した。

(3) 作業環境測定

有機溶剤及び特定化学物質の使用場所における作業環境測定を上期と下期に実施した。いずれの施設においても測定値の評価結果は第1管理区分であり、作業環境が適切であることを確認した。

- ・ 上期（H24.8.27～H23.8.31）：79箇所、167物質（有機溶剤：102、特定化学物質：65）
- ・ 下期（H25.1.30～H25.2.12）：79箇所、163物質（有機溶剤：98、特定化学物質：65）

(4) 廃薬品等の回収

① 廃薬品等

廃薬品等の回収は上期と下期に実施し、処分を業者に委託した。

- ・ 上期（H24.9.19～H24.9.21）
廃酸：210kg、廃アルカリ：120kg
- ・ 下期（H25.2.20～H25.2.22）
廃酸：322kg、廃アルカリ：195kg

② 廃乾電池

廃乾電池の回収は上期と下期に実施し、処分を業者に委託した。

- ・ 上期（H24.9.21）：460kg
- ・ 下期（H25.3.15）：360kg

2.4.3 環境配慮活動

平成24年度の主な環境配慮活動の結果は次のとおりであった。

(1) 廃棄物の削減

一般廃棄物の発生量は、一般廃棄物・産業廃棄物のリサイクル向上のため、ゴミの分別、古紙回収を行った結果、平成24年度の一般廃棄物の発生量は約90トンとなり、平成23年度と比べて約2トン（約2%）減少した。

産業廃棄物の発生量は、平成24年度は約120トンとなり、平成23年度と比べて約128トン（約50%）減少した。大幅減少の理由は、地震により発生したガレキ類、コンクリート、ガラス屑、金属屑が大幅に減少したこと及び産業廃棄物の回収を停止（平成24年9月13日以降）したことによるものであり、平成22年度（約101 t）と概ね同じ発生量であった。

(2) 省資源の推進

① コピー用紙の使用量は、コピー用紙の両面及び裏紙使用、プロジェクター使用及び電子ファイルでの資料配布等を行った結果、A4換算で平成24年度は約1308万枚となり、平成23年度と比べて約10万枚（約1%）減少した。

なお、古紙回収量については、平成24年度は約122トンとなり、平成23年と比べて約3トン（約2%）減少した。

② 上水、工業用水及び希积水のうち環境配慮活動で削減対象としている上水使用量は、原研全体での平成24年度の水使用量は約12万 m^3 となり、平成23年度に比べて約0.53万 m^3 （約5%）増加した。また、排水量は、平成24年度は約257万 m^3 であり、平成23年度に比べて約30万 m^3 （約13%）増加した。上水及び排水量が増加した主な理由は、J-PARCの本格運転により運転サイクルが増加し、加速器本体冷却用の上水使用量及びそれに伴う排水量が増加したものである。

(3) 省エネルギーの推進

電気の使用量については、削減の対象を生活電力としており、節電の周知、居室エアコンの適正な温度管理、会議室、廊下及び居室等照明の不使用时の消灯励行等の生活電力使用量削減に努めた。しかし、猛暑により冷房機器の負荷が増加し、電力消費量が増加したため、平成24年度は原研全体で約586万kWhとなり、平成23年度に比べて約369万kWh（約7%）増加した。

化石燃料の使用量については、平成24年度は原油換算値で約3.3千 $\text{k}\ell$ を使用した。平成23年度に比べて約0.53千 $\text{k}\ell$ （約19%）の増加となる。その主な理由は、平成23年度は第2ボイラ修理に伴う運転停止（平成23年度4月～8月）により、例年に比べ燃料消費量が少なかった。他方、平成24年度は通年運転を実施したうえ、寒冬により燃料消費量が増加したためである。

(4) 温室効果ガス排出量の低減

CO_2 排出量（電気使用量、化石燃料使用量、代替フロン等ガス使用量等を CO_2 排出量に換算した数値）については、平成24年度は約138ktで平成23年度に比べて約52kt（約60%）増加した。主な理由はJ-PARCの本格運転による運転サイクルの増加に伴い、電気使用量の増加に伴って CO_2 排出量が増加したものである。

(5) 低レベル放射性廃棄物発生量の低減

課安全衛生会議や保安教育において低レベル放射性廃棄物の分別の徹底を周知した。また、管理区域内へ物品を持ち込む際には、不要な物品の持込みを制限し、低レベル放射性廃棄物の低減に努めた。

(6) 環境汚染物質の適正管理

毒物劇物、化学物質、ダイオキシン、PCB、フロン等について点検及び巡視等を行い、適正な管理に努めた。

2.5 所内審査

2.5.1 原子炉施設等の安全審査

原子炉施設等安全審査委員会を7回開催し、「原子力科学研究所原子炉施設保安規定の一部改正」、「JRR-3施設の地震影響に対する健全性確認に関する報告」、「原子力科学研究所計画外停電等対応要領の制定」等、計16件の審議と「運転状況報告」等の5件の報告を行った。

2.5.2 使用施設等の安全審査

使用施設等安全審査委員会を11回開催し、「原子力科学研究所核燃料物質の使用の変更許可申請」、「原子力科学研究所核燃料物質使用施設等保安規定の一部改正」、「原子力科学研究所放射線障害予防規程の一部改正」及び他拠点（高崎量子応用研究所等）の変更申請書等、計47件の審議と「運転状況等報告」等の5件の報告を行った。

2.5.3 一般施設及び設備機器等の安全審査

(1) 一般施設等安全審査委員会

平成24年度、一般施設等安全審査委員会の開催はなかった。

(2) 設備・機器等の安全性協議

平成24年度に実施した設備及び機器等の安全性協議は、表Ⅲ-2-3に示すとおりである。

表Ⅲ-2-3 設備及び機器等の安全性協議の件数

区 分	件 数
(1) 吊り具・クレーン関係	0
(2) 高圧ガス・圧力容器関係	2
(3) 構造強度関係	0
(4) 放射線関係	13
(5) 購入試薬等関係	74
(6) その他	21
合 計	110

2.5.4 品質保証活動に関する審査

品質保証推進委員会を2回開催し、「平成24年度マネジメントレビューインプット情報について」、「誤記載防止の改善について」及び「平成25年度内部監査年間計画書について」の3件の審議並びに「平成24年度定期内部監査結果について」、「特別内部監査（職員の被ばく管理の不備）の実施について」及び「誤記載再発防止対策分科会検討結果について」の3件の報告を行った。

2.6 施設の保安管理

2.6.1 一般施設の安全管理

労働安全衛生法に基づくクレーン、ボイラー、圧力容器の落成検査及び性能検査等の受検、並びに高圧ガス保安法に基づく一般高圧ガス製造施設及び冷凍高圧ガス製造施設に関する保安検査、完成検査、施設検査の受検、製造開始届、休止届等を行い、施設の保安管理に係る対官庁対応等の業務を実施した。許認可・届出・報告等の件数及び立会検査等の件数は表Ⅲ-2-4のとおりである。

表Ⅲ-2-4 許認可等及び立会検査等の実施件数（1/2）

区 分	許認可等件数	立会検査等数
(1) 一般高圧ガス関係	13	4
(2) 冷凍高圧ガス関係	7	19

表Ⅲ-2-4 許認可等及び立会検査等の実施件数 (2/2)

区 分	許認可等件数	立会検査等数
(3) ボイラー関係	5	30
(4) 圧力容器関係	30	51
(5) クレーン関係	15	62
(6) ゴンドラ関係	0	2
(7) 毒劇物・火薬関係	0	0
(8) 浄化槽関係	3	—
(9) 水質関係	8	2*
(10) 大気汚染関係	3	1
(11) 廃棄物関係	17	—
(12) 振動・騒音関係	1	—
(13) 機械等設置届	8	—

*印：(9)水質関係の立会検査2件の内1件は、(10)大気汚染関係の立入検査（茨城県、東海村）と同時に実施されたものである。

2.6.2 原子炉施設等の保安管理

原子炉施設における設計及び工事の方法の認可申請は2件、使用前検査申請は2件、保安規定変更認可申請は1件及び原科研において用いた資材等に含まれる放射性物質の放射能濃度の確認申請は2件、それぞれ官庁許認可申請を行った。なお設置変更許可申請については、STACY 施設等の変更申請（H23年2月）が、原子力規制委員会により審査中である。

設計及び工事の方法の認可申請については、JRR-3 制御棒案内管の製作の申請（平成23年8月）のみが、原子力規制委員会により審査中であり、これ以外の申請は認可を受けた。

使用前検査申請については、NSRR 原子炉建家屋根の補修及びFCA 燃料収納キャビネットの更新を受検し、実施中のものを除きすべて合格した。

保安規定変更認可申請については、ホット試験施設管理部と安全試験施設管理部を統合し、福島技術開発試験部への改組に伴う変更について認可を受けた。

JRR-3 の改造工事に伴い発生した廃棄物のクリアランスのための「原科研において用いた資材等に含まれる放射性物質の放射能濃度についての確認」の申請については、7回目の確認申請を実施中である。また JRR-2 原子炉に係る廃止措置計画の変更申請及び一部補正申請を行い、認可を受けた。

施設定期検査については、長期停止中のすべての原子炉施設（放射性廃棄物処理場を除く）において、継続的に機能を維持する必要のある設備について実施した。

原子炉施設に係る官庁許認可等について表Ⅲ-2-5 に示す。

表Ⅲ-2-5 原子炉施設に係る官庁許認可等(1/2)

原子炉設置変更許可申請

件 名			許 可
STACY（定常臨界実験装置）施設等の変更	申請	年月日 番 号	H23. 2. 10 申請 23 原機(安)092
	許可	年月日 番 号	(審査中)

設計及び工事の方法の認可及び使用前検査申請

件 名			認 可	使用前検査
JRR-3 制御棒案内管の製作	申請	年月日 番 号	H23. 8. 19 申請 23 原機(科研)020	—
	認可 合格	年月日 番 号	(審査中)	—
NSRR 原子炉建家屋根の補修	申請	年月日 番 号	H24. 3. 8 申請 23 原機(科研)045	H24. 5. 14 24 原機(科研)002
	認可 合格	年月日 番 号	H24. 5. 1 認可 23 受文科科第 8116 号	H24. 7. 9 24 受文科科第 1569 号
FCA 燃料収納キャビネットの更新	申請	年月日 番 号	—	H24. 2. 24 変更 23 原機(科研)009
	認可 合格	年月日 番 号	—	H24. 4. 23 23 水原第 524 号
FCA 圧縮空気装置の一部更新	申請	年月日 番 号	H25. 1. 29 24 原機(科福開)003	—
	認可 合格	年月日 番 号	H25. 3. 15 原管研収第 130129001 号	—
JRR-3 取替用燃料体の製作（第 13 回申請） （第 L22 次の製作）	申請	年月日 番 号	—	H24. 9. 11 変更 24 原機(科研)005
	認可 合格	年月日 番 号	—	—
NSRR XⅡ-I 型大気圧水カプセルの製作・ 第 2 回後期製作分	申請	年月日 番 号	—	H24. 8. 3 24 原機(科研)004
	認可 合格	年月日 番 号	—	—

表Ⅲ-2-5 原子炉施設に係る官庁許認可等(2/2)

保安規定の認可

件 名			認 可
保安規定の変更 ホット試験施設管理部 と安全試験施設管理部 を統合し、福島技術開 発試験部への改組に伴 う変更	申請	年月日 番 号	H24. 7. 26 24 原機(科保)039
	認可	年月日 番 号	H24. 8. 13 24 受文科科第 3779 号

確認申請

件 名			認 可	確 認
(第6回) 原科研にお いて用いた資材等に含 まれる放射性物質の放 射能濃度について	申請	年月日 番 号	—	H24. 4. 26 24 原機(科バ)001
	確認	年月日 番 号	—	H24. 7. 23 24 受文科科第 997 号
(第7回) 原科研にお いて用いた資材等に含 まれる放射性物質の放 射能濃度について	申請	年月日 番 号	—	H24. 11. 9 24 原機(科バ)005
	確認	年月日 番 号	—	—

廃止措置計画の申請

件 名			認 可
JRR-2 原子炉に係る廃 止措置計画の変更	申請	年月日 番 号	H24. 6. 26 24 原機(科保)026
	補正 申請	年月日 番 号	H24. 9. 5 24 原機(科保)053
	認可 合格	年月日 番 号	H24. 9. 10 24 文科科第 409 号

保安規定遵守状況検査は、原子炉施設については4回(四半期に1回)実施され、特に指摘はなかった。廃棄物埋設施設については、4回(四半期に1回)実施され、特に指摘はなかった。

保障措置業務では、文部科学省及びIAEAによる核燃料物質に関する査察等として、FCAで中間査察11件及び実在庫検認1件、SCFでランダム中間査察3件、実在庫検認1件及びピット検認2件、VHTRCで実在庫検認1件、TCAで実在庫検認1件、JRR-3でランダム中間査察1件、実在庫検認1件及び環境サンプリング1件、JRR-4で実在庫検認1件、NSRRで実在庫検認1件が実施され、特に指摘はなかった。

2.6.3 核燃料物質使用施設等の保安管理

核燃料物質使用施設等における変更許可申請は1件、施設検査申請は4件及び保安規定変更認可申請は1件、それぞれ官庁許認可申請を行った。

変更許可申請については、共通編、ホットラボ、燃料試験施設及び廃棄物安全試験施設の変更の申請を行った。

施設検査については、NSRR 原子炉建家の屋根の下地ライニング補修、NSRR のX II-I型大気圧水カプセルの検査を受検し合格した。地震により被災したプルトニウム研究1棟の気体廃棄設備の排気ダクトの補修については検査日を8月とする変更の届出を行った上で受検し合格した。バックエンド研究施設のグローブボックスA-6の改造について施設検査を申請した。

保安規定変更認可申請については、ホット試験施設管理部と安全試験施設管理部を統合し、福島技術開発試験部への改組に伴う変更について認可を受けた。

なお少量核燃料物質使用施設等保安規則については、ホット試験施設管理部と安全試験施設管理部を統合し、福島技術開発試験部への改組に伴う改正を行った。

核燃料物質使用施設に係る官庁許認可等について表III-2-6に示す。

表 III-2-6 核燃料物質使用施設に係る官庁許認可等 (1/2)

変更許可申請

件 名		許 可	
共通編、ホットラボ、 燃料試験施設及び廃棄物安全試験施設の変更	申請	年月日 番 号	H25. 2. 7 24 原機(科保)095
	許可	年月日 番 号	(審査中)

施設検査申請

件 名		許 可		施設検査	
NSRR 原子炉建家の屋根の下地ライニング補修	申請	年月日 番 号	—	H24. 5. 14 24 原機(科保)020	
	検査合格	年月日 番 号	—	H24. 7. 9 24 受文科科第1568	
プルトニウム研究1棟 気体廃棄設備の排気ダクトの補修	申請	年月日 番 号	—	H24. 3. 28 23 原機(科保)117	
	検査合格	年月日 番 号	—	H24. 8. 14 24 受文科科第338	
NSRR X II-I型大気 圧水カプセル	申請	年月日 番 号	—	H24. 8. 3 24 原機(科保)042	
	検査合格	年月日 番 号	—	—	
バックエンド研究施設 グローブボックスA-6 の改造	申請	年月日 番 号	—	H25. 3. 12 24 原機(科保)106	
	検査合格	年月日 番 号	—	—	

表Ⅲ-2-6 核燃料物質使用施設に係る官庁許認可等 (2/2)

保安規定の認可

件名		認可	
保安規定の変更 ホット試験施設管理部 と安全試験施設管理部 を統合し、福島技術開 発試験部への改組に伴 う変更	申請	年月日 番号	H24. 7. 26 24 原機(科保)040
	認可	年月日 番号	H24. 8. 13 24 受文科科第 3780 号

保安規定遵守状況検査は、政令第 41 条該当核燃料物質使用施設等について 4 回(四半期に 1 回)実施された。第 1 回から第 3 回の検査について、特に指摘はなかった。第 4 回の検査において、放射線業務従事者の一部に対する被ばく管理上の不備について、根本原因分析の調査及び再発防止対策を行うことの指導文書を受理したことから、今後の保安検査時に回答を行う。

保障措置業務では、文部科学省及び IAEA による核燃料物質に関する査察等として、核燃料物質使用施設等で実在庫検認 1 件、設計情報検認 1 件及び補完立入 3 件、RRF で実在庫検認 1 件が実施され、特に指摘はなかった。

2.6.4 放射性同位元素使用施設等の保安管理

放射性同位元素使用施設等における軽微変更の届出は 1 件、変更許可申請は 4 件、施設検査申請は 1 件及び予防規程変更の届出は 3 件、それぞれ官庁許可申請を行った。

軽微変更については、第 2 研究棟における密封 RI の廃止に関する軽微変更の届を提出した。

許可使用に係る変更申請については、①FEL 研究棟、モックアップ建家、ラジオアイソトープ製造棟の変更申請(平成 24 年 7 月)、②タンデム加速器建家の変更申請(平成 24 年 10 月)、③廃棄物安全試験施設、NUCEF 施設の変更(平成 25 年 2 月)をそれぞれ申請し許可を得た。また廃棄の業の許可に係る変更申請については、④放射性廃棄物処理場の許可について廃棄物の引渡しに係る変更(平成 25 年 1 月)を申請し許可を得た。

施設検査については、放射性廃棄物処理場について合格した。また再処理特別研究棟の解体に伴う報告書(解体作業の進捗状況)を提出した。

放射線障害予防規程の変更については、①廃棄物処理場の廃棄物パッケージ等の保管廃棄に係る変更、②組織改正に伴う一部改正、③FEL 研究棟の使用室の廃止等に伴う一部改正について届出を行った。

放射性同位元素使用施設等に係る官庁許可について表Ⅲ-2-7 に示す。

表Ⅲ-2-7 放射性同位元素使用施設等に係る官庁許可等 (1/3)

軽微な変更の届

件名		届出	
第 2 研究棟 118-120 号室における密封された放射性同位元素の使用の許可の廃止に関する軽微な変更	届出	年月日 番号	H24. 4. 27 24 原機(科保)016

表Ⅲ-2-7 放射性同位元素使用施設等に係る官庁許可等 (2/3)

変更許可申請

件 名			許 可
<ul style="list-style-type: none"> ・FEL 研究棟 7-9 号室における密封された放射性同位元素の使用の許可の廃止 ・モックアップ建家における密封された放射性同位元素の使用及び貯蔵の許可の廃止 ・ラジオアイソトープ製造棟における密封された放射性同位元素及び密封されていない放射性同位元素の使用数量及び貯蔵能力の変更 	申請	年月日 番 号	H24. 7. 30 24 原機(科保)041
	許可	年月日 番 号	H24. 9. 4 24 水原第190号
<ul style="list-style-type: none"> ・タンデム加速器建家について密封されていない放射性同位元素の使用数量の変更等 	申請	年月日 番 号	H24. 10. 16 24 原機(科保)065
	許可	年月日 番 号	H25. 2. 12 24 水原第399
<ul style="list-style-type: none"> ・放射性廃棄物処理場（廃棄業）の許可について廃棄物の引渡しに係る変更 	申請	年月日 番 号	H25. 1. 29 24 原機(科保)091
	許可	年月日 番 号	H25. 2. 12 24 水原第499
<ul style="list-style-type: none"> ・廃棄物安全試験施設における密封された放射性同位元素及び密封されていない放射性同位元素の使用数量及び貯蔵能力の変更 ・NUCEF 施設における密封されていない放射性同位元素の使用数量及び貯蔵能力の変更及び放射線発生装置の台数の減少について変更 	申請	年月日 番 号	H25. 2. 20 24 原機(科保)098
	許可	年月日 番 号	H25. 3. 8 24 水原第537

施設検査

件 名			施 設 検 査
放射性廃棄物処理場（廃棄業）について	申請	年月日 番 号	H24. 6. 20 24 原機(科保)025
	合格	年月日 番 号	H24. 7. 2 放検発 24 合第 106 号

表Ⅲ-2-7 放射性同位元素使用施設等に係る官庁許可等 (3/3)

予防規程の届出

件 名			届 出
・放射性廃棄物処理場の保管廃棄施設・N Lの記載の追加及び社団法人日本アイソトープ協会への保管廃棄に係る記載の削除	届出	年月日 番 号	(使用) H24. 8. 9 24 原機(科保)044 (廃棄) H24. 8. 9 24 原機(科保)045
・組織の統合・改組に伴う施設管理統括者、区域管理者、気体廃棄物の管理者に関する記述の変更	届出	年月日 番 号	(使用) H24. 10. 9 24 原機(科保)063 (廃棄) H24. 10. 9 24 原機(科保)064
・FEL 研究棟の密封された放射性同位元素の使用室(7-9号室)の記載の削除	届出	年月日 番 号	(使用) H25. 1. 7 24 原機(科保)079 (廃棄) H25. 1. 7 24 原機(科保)080

その他、特定放射性物質の受入れ及び払出しの登録を放射線源登録管理システム経由で随時登録、並びに所持に係る報告書を提出(放射線源登録管理システム経由で報告)した。また労働安全衛生法に基づくエックス線発生装置の設置に係る機械設置・移転・変更届について4件を水戸労働基準監督署に提出した。

2.6.5 核燃料物質等輸送の保安管理

核燃料物質及び放射性同位元素の所内外における輸送に関して、所内規定に基づき各施設から提出された運搬記録票の確認及び運搬した核燃料物質等のデータ入力作業を行った。また、核燃料物質等輸送計画書及び核燃料輸送物等輸送状況報告書を茨城県及び東海村等に提出した。

2.6.6 品質保証活動

原子炉施設及び核燃料物質使用施設等に係る品質保証活動における内部監査及び所長マネジメントレビューが適切に実施されていることを確認した。

品質保証計画に基づき平成 24 年度原子力安全に係る品質方針を定め、活動を展開した。

品質目標の設定に当たっては平成 23 年度理事長マネジメントレビューアウトプット及び所長マネジメントレビューアウトプットの改善事項を平成 24 年度の各部の品質目標に含める取り組みを実施した。

不適合は、「職員（放射線業務従事者）の被ばく管理の不備」、「廃棄物安全試験施設（WASTEF）における火災について」の 2 件が発生し、「不適合管理及び是正処置並びに予防処置要領」に基づく不適合管理票、是正処置計画及び是正処置記録により適切に処置が実施されていることを確認した。

安全統括部から水平展開として「水平展開要領」に基づき、「再処理施設主排気ダクト貫通孔に係る根本原因分析を踏まえた対応」の 1 件の予防処置を実施した。また、原科研内水平展開として「水平展開要領」に基づき、「職員（放射線業務従事者）の被ばく管理の不備」、「廃棄物安全試験施設（WASTEF）における火災について」の 2 件の予防処置を実施した。

職員（放射線業務従事者）の被ばく管理の不備について、不適合管理、是正処置及び予防処置に関する品質保証活動に係る特別内部監査の第 1 回目を実施し、品質保証計画に従った活動が行われていることを確認した。

2.6.7 安全協定に基づく放射性物質移送配管等に係る総点検

原科研廃棄物安全試験施設における火災の発生、核サ研及び大洗センターにおける配管からの放射性物質の漏えいが頻発したことに対して茨城県は、平成 24 年 11 月 14 日、原子力機構の県内 4 事業所に対して放射性物質移送配管及び火災予防（防火管理体制及び電気設備）の総点検を要請した。茨城県からの「放射性物質移送配管等に係る総点検の実施について（要請）」に基づき、安全統括部からの点検指示を受けて総点検実施計画を作成し、保安管理部、工務技術部及び施設を所管する各部において各施設の対象設備、機器等並びに防火管理体制の総点検を実施し、同年 12 月 21 日に点検結果を茨城県に報告した。

点検結果は、以下のとおりである。

- ① 管理区域外の放射性物質移送配管には異常は認められなかった。
- ② 管理区域内の放射性物質移送配管については、27 施設において異常は認められなかった。プルトニウム研究 1 棟において保温材の変形が認められたため、詳細点検計画書に基づき詳細点検を実施し、配管の保温材変形部の保温材を取り除き目視点検を実施したところ、管内滞留水の漏えい及び腐食孔を確認した。なお、詳細点検の結果については、平成 25 年 3 月 28 日に追加の報告を行った。
- ③ 防火管理体制の点検では、消防計画において研究所で自主的に定めている「防火対象物の自主検査」は適切に実施されていたが、一部の部署において記録を残していなかったことが確認された。
- ④ 電気設備については、電気工作物保安規程に基づき適切に管理されていることを確認した。

2.7 危機管理対応

2.7.1 仮設緊急時対策所の運用と新緊急時対策所

平成 23 年 3 月 11 日に発生した東日本大震災により、緊急時対策所を設置している事務 1 棟が大破²⁾したことにより、以降、平成 24 年度末まで緊急時対策所を仮設プレハブに移設し、必要最小限の通信機材（FAX、外線電話）を配置して緊急時の連絡体制を整え運用した。

一方、被災した緊急時対策所については、新設する安全管理棟に新緊急時対策所を設けることとし、着工は平成 24 年 6 月 12 日、平成 25 年 3 月 29 日に竣工した。現在、新緊急時対策所で危機管理を実施している。

なお、安全管理棟は、大規模地震が発生しても耐えられるよう免震構造の施設とし、万一、施設外に放射性物質が存在しても施設内に取り込まないよう、チャコールフィルター及び高性能フィルターを経由して施設内に空気を供給する給気設備を設置している。また、長時間にわたる外部電源喪失が発生しても緊急時対策機能を維持できるよう、非常用発電機を設置して 7 日間の連続電力供給を可能とするとともに、給排水設備についても 7 日間供給できるような設備を設置している。

2.7.2 非常事態対応訓練等

非常事態総合訓練を 2 回、自主防災訓練を 1 回、核物質防護総合訓練を 1 回、防護隊訓練及び非常用電話「6222」による通報訓練を毎月 1 回実施した。また、各部においては、通報連絡訓練、避難訓練等を 2 回及び総合訓練を 1 回実施した。

緊急時対策所の防災機器、TV 会議システム等の維持管理及び防護資機材の整備・点検保守を実施した。

平成 24 年度に原科研全体を対象とした主な訓練を表Ⅲ-2-8 に示す。

表Ⅲ-2-8 原子力科学研究所全体を対象とした主な訓練

訓練	年月日	訓練内容
第 1 回非常事態総合訓練	H24. 7. 31	バックエンド研究施設 (BECKY) の管理区域内で火災発生、公設消防署の出動要請及び鎮火後の汚染拡大防止作業中の負傷者発生を想定した訓練を実施。
自主防災訓練	H24. 9. 6	東海村で震度 6 弱の地震発生、茨城県沿岸に大津波警報が発表されたことを想定した人員掌握訓練及び避難訓練を実施。
第 2 回非常事態総合訓練	H25. 1. 30	NSRR 原子炉棟 (管理区域) にて、実験用の照射済燃料を封入した輸送キャスクのクレーン作業中に、吊り具が外れて輸送キャスクが横転、衝撃により輸送キャスクのシャッターが開き、照射済燃料からの放射線により、原子炉棟北側の風除け室の非管理区域で、外部放射線が 5mSv/h に到達 (原災法 15 条事象) したことを想定した訓練を実施。

2.7.3 施設の事故・故障等

平成 24 年度の施設の事故・故障等は、廃棄物安全試験施設(WASTEF)における火災、職員(放射線業務従事者)の被ばく管理の不備、降雹による被害等があり、社会的影響のありうる事象及び安全協定に基づく連絡が 2 件、運転管理・施設管理情報が 1 件、119 番通報が 10 件(救急車要請：1 件、消防車要請：9 件)、施設の機器・故障等が 2 件であった。(詳細は表Ⅲ-2-9 参照)

表Ⅲ-2-9 施設の事故・故障などの発生状況(1/5)

事故・故障等	年月日	事象	事象区分
原子力科学研究所の降雹による被害について	H24. 5. 7	<p>汚染除去場、液体処理場の施設点検で、屋外排気ダクト及び建家のスレート屋根部に破損箇所を発見した。破損の状況から前日(5月6日)に東海村で発生した降雹による被害と判断した。直ちに、当該破損箇所周辺の汚染検査を実施し、放射性物質による汚染がないことを確認した。また、一般施設を含め、全施設の点検を実施した結果、第2廃棄物処理棟の屋外コンクリートミキサー室に被害(1施設)が確認された。</p> <p>本件は、運転管理・施設管理情報として、文部科学省、経済産業省等へ、また、原子力安全協定に基づく事故・故障等として茨城県、東海村等の自治体へ通報連絡を行った。</p>	運転管理・施設管理情報
T C A副警報盤内部基盤の焦げ跡について	H24. 5. 31	<p>T C A玄関に設置してある副警報盤にT C A運転「休止中」の表示灯が点灯しないことが確認されたため、5月31日(木)に当該盤内部の点検を行った。同日17時23分、この点検において当該盤の内部基盤に焦げ跡があることを発見し、17時25分に119番通報した。</p> <p>17時43分にひたちなか・東海広域事務組合消防本部により非火災と判断された。</p>	119番通報
タンデム加速器建家における六フッ化硫黄(SF ₆)ガスの漏えいについて	H24. 6. 12	<p>タンデム加速器高圧ガス製造施設の点検時に異音に気づき、貯槽C上部から液面計に接続されている配管(呼び径1/2B)のフランジ式継手部よりSF₆ガスが漏えいしていることを発見した。</p> <p>貯槽CのSF₆ガスを加速器タンク及び貯槽Bに移送し、貯槽Cを大気圧まで下げることにより、15時58分、漏えいが止まったことを確認した。</p> <p>SF₆ガスの漏れは毎分約2リットルであり、漏えい総量は約8kgと推定した。</p> <p>本件は、10時07分に茨城県に通報するとともに、高圧ガス保安法に基づく事故発生報告書をファクシミリで送信した。また、通報連絡の必要な事象として文部科学省、経済産業省、茨城県、東海村等の自治体へ通報連絡を行った。</p>	施設の機器・故障等

表Ⅲ-2-9 施設の事故・故障などの発生状況(2/5)

事故・故障等	年月日	事 象	事象区分
公益財団法人 放射線計測協会建家2階居室の照明器具からの発煙・異臭の発生について	H24. 6. 14	<p>8時40分頃、放射線計測協会建家2階居室の照明が点滅し電源(ブレーカー)が遮断された。照明器具(蛍光灯)から発煙・異臭が発生したため、直ちに119番通報を行った。9時15分、ひたちなか・東海広域事務組合消防本部により非火災と判断された。</p> <p>(財)関東電気保安協会による点検の結果、照明器具内の安定器の不良であることが確認され、不良箇所への通電を遮断するとともに、その他の照明器具等の電源を復旧した。(11時00分完了)</p> <p>不良箇所については、交換を行った。</p>	119番通報
高温構造機器試験棟(HENDEL)での蛍光灯からの発煙事象	H24. 8. 10	<p>9時11分頃、高温構造機器試験棟(HENDEL棟)2階204号室の天井の蛍光灯のスイッチを入れたところ、9時13分頃バンという音とともに発煙が確認された。発煙箇所は、蛍光灯の安定器であった。発煙は、30秒程度であった。直ちに119番通報を行った。</p> <p>9時34分にひたちなか・東海広域事務組合消防本部により非火災と判断された。</p> <p>負傷者及び環境への影響はない。</p>	119番通報
JRR-2附属倉庫内5tクレーン操作ペンダントスイッチ内部のスス状の変色について	H24. 9. 14	<p>9時00分から日本クレーン協会による玉掛技能講習の実技試験(保安管理部主催)を行っていた。昼休み後、13時00分からJRR-2附属倉庫(施設管理者バックエンド技術部)内で実技試験を再開したところ、13時16分頃、操作ペンダントスイッチが熱くなっているのを操作者が感じたため、電源を切った。その後、関係者立会のもと、操作ペンダントスイッチの蓋を外して確認したところ、14時00分頃、内側にスス状の変色があることを発見した。このため、14時03分に119番通報を行った。</p> <p>14時20分にひたちなか・東海広域事務組合消防本部により、非火災と判断された。</p> <p>なお、当該クレーンは、平成8年に全面更新を行ったものである。その後、当該クレーンの定期点検は工務技術部が依頼を受けて実施している。</p>	119番通報
NUCEF管理棟コピー室のコンセント焦げ跡の発見について	H24. 11. 9	<p>12時26分頃、NUCEF管理棟1階のコピー室において、ラミネート機を使おうとしたが、電源が入らなかった。このため、壁コンセントに接続したテーブルタップのケーブルを動かしたところ、コンセントから火花が出たためプラグを抜いた。コンセント及びプラグに焦げ跡が残った。このため、12時27分に119番通報を行った。12時51分にひたちなか・東海広域事務組合消防本部により非火災と判断された。</p>	119番通報

表Ⅲ-2-9 施設の事故・故障などの発生状況(3/5)

事故・故障等	年月日	事 象	事象区分
廃棄物安全試験施設(WASTE F)における火災について	H24. 11. 9	15時00分から廃棄物安全試験施設(WASTE F)建家を停電させ、非常用発電機(EG)の実負荷試験を開始した。EGは正常に起動し、非常系負荷への給電は正常に行われたが、高圧受電の各遮断器の状態を確認したところ、高圧電灯盤の遮断器の表示のみが接続状態であった。確認のため、高圧電灯盤の扉を開けたところ、15時05分、盤内に煙を発見した。ただし、発煙の継続は認められなかった。 ①15時07分、119番通報。 ②15時20分、自衛消防隊が地下機械室内の電気室へ入室し、現場の確認を開始したが、発煙はなかったため消火活動は行わなかった。 ③15時31分、ひたちなか・東海広域事務組合消防本部消防署員が到着後、地下機械室内の電気室へ入室したが、発煙はなかったため消火活動は行わなかった。 ④16時09分、ひたちなか・東海広域事務組合消防本部により火災と判断され、同時に鎮火が確認された。 ⑤18時48分、商用電源からの給電に復旧した。 本件は、社会的に影響のありうる事象として原子力規制委員会、文部科学省等へ、また、原子力安全協定に基づく事故・故障等として茨城県、東海村等の自治体へ通報連絡を行うとともに、プレス発表を行った。	社会的影響のありうる事象及び安全協定に基づく連絡
NUC E F 実験棟 B 実験室Ⅳのゲルマニウム検出器サンプルチェンジャの制御基板の焦げ跡について	H24. 12. 12	NUC E F 実験室Ⅳの作業者が、連続通電中のゲルマニウム検出器サンプルチェンジャの電源が切れていることに気が付き、サンプルチェンジャ電源ボックスの内部を点検した。14時22分頃、電源ボックス内の制御基板の一部に焦げ跡があることを確認し、14時26分に119番通報を行った。15時04分にひたちなか・東海広域事務組合消防本部により非火災と判断された。 本事象による作業者の怪我、身体汚染はなく、部屋の汚染もなかった。	119番通報
燃料安全研究グループ NSRR 管理棟居室における延長コードプラグの変色について	H25. 1. 22	NSRR 管理棟2階にある燃料安全研究グループ居室(L-207号室)において、暖房のためのセラミックヒーターを使用していたところ異臭がした。発生源を探したところ、セラミックヒーターに接続していた延長コードのプラグ側が発熱により、変色しているのを発見した(12時32分)。速やかに、セラミックヒーターの電源を切るとともにプラグを抜き、12時34分に119番通報を行った。13時05分にひたちなか・東海広域事務組合消防本部により非火災と判断された。	119番通報

表Ⅲ-2-9 施設の事故・故障などの発生状況(4/5)

事故・故障等	年月日	事 象	事象区分
T C A 中性子源駆動装置操作ハンドルの動作不具合について	H25. 1. 28	<p>T C A の月 1 回の自主的な保安点検において、起動用中性子源を用いて核計装の健全性を確認するために、中性子源駆動装置のハンドル操作を行おうとしたところ、ハンドルが動かなくなった。</p> <p>内部を確認するため中性子源駆動装置のハンドルボックスのカバーを開けたところ、内部から破損部品が落下し、ハンドルボックス内のギヤとワイヤの接続部品が破損していることが判明した。今後、破損原因の調査及び修理方法について協議した上で修理を行う。なお、当該機器は安全上重要な機器には該当しない。</p> <p>中性子源は安全に格納容器内に収納されており、本事象による環境への影響はない。</p> <p>本件は、通報連絡の必要な事象として、原子力規制庁、文部科学省、茨城県、東海村等の自治体への通報連絡を行った。</p>	施設の機器・故障等
職員(放射線業務従事者)の被ばく管理の不備について	H25. 1. 29	<p>NUCEFにおいて、放射線業務に従事している妊娠の申し出があった女性職員について、原子炉等規制法、放射線障害防止法、労働安全衛生法並びにこれらに基づき定める内部規程に従い、月 1 回の被ばく測定を行う必要があったが、実施されていなかったことが確認された。</p> <p>平成24年10月17日に当該職員から申し出がなされたが、妊娠に伴い必要となる被ばく測定の変更手続き(3月間に1回から1月間に1回への変更)が行われていなかったため、平成24年10月から12月までの期間、従来の3月間に1回の測定は実施されていたが、月 1 回の被ばく測定に変更されていなかった。</p> <p>なお、当該職員の平成24年10月以降の被ばくについて評価した結果、外部被ばくの個人線量計による測定結果は第3四半期及び平成25年1月ともに検出限界(0.1mSv)未満であった。また、当該期間中、NUCEFにおける作業環境の空气中放射性物質濃度及び表面汚染の測定結果は、いずれも放射性物質が検出されていないことから、内部被ばくはないと評価した。</p> <p>本件は、保安規定、予防規程に抵触する事象として、原子力規制庁、文部科学省、茨城県、東海村等の自治体への通報連絡を行った。また、平成25年1月30日にプレス発表を行った。</p>	社会的影響のありうる事象及び安全協定に基づく連絡

表Ⅲ-2-9 施設の事故・故障などの発生状況(5/5)

事故・故障等	年月日	事 象	事象区分
第2廃棄物処理棟クラック補修工事における作業員の負傷	H25. 2. 5	11時24分頃、第2廃棄物処理棟（施設運転停止中）1階で建家のクラック補修工事のために足場を設置する作業を2名で実施していた。怪我をした作業員（請負業者）は、足場から降りる時に高さ約70cmのクランプに足をかけ、床に足をついた際にバランスを崩し転倒した。その際、左手首を負傷した。また、汚染検査室で作業靴を脱いでいる際に、よろけて額左側をぶつけ、擦り傷を負った。	119番通報
J-PARC物質・生命科学実験施設(MLF棟)中性子実験装置テーブルタップスパーク事象	H25. 2. 10	10時20分頃、物質・生命科学実験施設(MLF棟)第1実験ホール4次元空間中性子探査装置(ビームラインNo. 1)の遮へいハッチ(約2m×約2m×厚さ約50cm)を閉めようとしたところ、テーブルタップのコードを誤ってはさみこんでしまい、コード部でスパークが発生し、焦げ跡を確認した。直ちに119通報を行った。 10時46分にひたちなか・東海広域事務組合消防本部により非火災と判断された。 負傷者及び環境への影響はない。	119番通報
燃料安全研究グループ安全工学研究棟2階209号室における白煙様の発生について	H25. 3. 25	18時46分頃、安全工学研究棟2階にある燃料安全研究グループ実験室(209号室)において火災報知器が発報し、現場を確認したところ、冷却材喪失事故模擬実験装置に接続された水蒸気発生器から白煙の様なものが発生していることを発見した。速やかに水蒸気発生器のマントルヒータの電源を切り、マントルヒータのプラグを抜くとともに、18時51分に119番通報を行った。19時11分にひたちなか・東海広域事務組合消防本部により非火災と判断された。	119番通報

2.8 警備及び消防

警備業務では、中央警備室、南門警備室で出入管理（平成24年度は面会者受付約20万人、登録業者入門者受付約18万人及び見学者受付約7千人）を行うとともに、構内、周辺監視区域等の巡察警備を実施した。

消防業務では、消防車、緊急車等の点検・保守を毎日1回、消防訓練を毎月1回実施するとともに、各部が実施する消火訓練に協力して指導した。火災報知器の発報時には消防車を出動（平成24年度は年間19回発報、うち19回出動、うち1件火災、その他非火災）させ、状況確認を行った。消防設備の法定点検、危険物施設及び防火対象設備の消防立入検査に対応するとともに、消防法に基づく許認可申請手続き（平成24年度は47件）を行った。また、防火管理講演会（平成24年度参加者184名）を開催した。防火・防災管理者によるパトロールを年2回行い、防火設備及び消火器の配置状況、可燃物の防火対策、危険物及び薬品等の適正管理について確認した。

2.9 核物質防護

核物質防護対象施設に係る巡視、集中監視業務を行うとともに、核物質防護関係者に対する教育訓練を実施した。また、核物質防護設備の機能を維持するため、集中監視システムの保守点検及び外部委託による核物質防護対象施設の警備等を行った。

テロ対策強化等の国際情勢に鑑み、核物質防護対象施設の出入管理、巡視及び監視の徹底を継続するとともに、核物質防護設備の強化及び設備の更新を進める等の核物質防護の一層の強化を図った。事業者による核物質防護総合訓練の実施状況の確認を含めた核物質防護規定遵守状況の検査を年1回受検し指摘事項はなかった。

核物質防護委員会を5回開催し、「原子炉施設核物質防護規定」、「核燃料物質使用施設等核物質防護規定」、「施設核物質防護要領」、「核物質防護規定情報管理要領」、「核物質防護緊急時対応計画」、「核物質防護の定期的な評価及び改善要領」の一部改正、「情報システムセキュリティ計画」の制定、核物質防護総合訓練シナリオ等、14件の審議を行った。

3. 放射線管理業務

3.1 環境の放射線管理

3.1.1 環境放射線のモニタリング

原科研の周辺監視区域内外において、モニタリングポスト等による空気吸収線量率の連続監視及び蛍光ガラス線量計による空気吸収線量の測定を行った。モニタリング結果には福島第一原発事故により放出された放射性物質の影響が現れたが、原科研の原子力施設に起因する異常は認められなかった。

原科研における気象観測を継続し、施設の影響による周辺住民の被ばく線量評価に必要な気象データを収集した。

原子力災害対策特別措置法第11条に基づき、放射線測定設備の測定値をインターネットによりリアルタイムで公開した。

3.1.2 環境試料のモニタリング

原科研の周辺監視区域内外に設置したモニタリングステーションにおいて、大気中放射性物質濃度の連続測定を行った。また、排水モニタにより、第1及び第2排水溝における排水中放射性物質濃度の連続監視を行った。環境試料（降下塵、排水口近辺土砂及び海底土）に含まれる放射性物質濃度の測定を行った。

各施設から排出された気体放射性廃棄物及び液体放射性廃棄物に含まれる ^{89}Sr 及び ^{90}Sr 並びに環境試料中の ^{90}Sr 及び $^{239+240}\text{Pu}$ の化学分析を行った。

モニタリング結果には福島第一原発事故により放出された放射性物質の影響が現れたが、原科研の原子力施設に起因する異常は認められなかった。

3.1.3 放射線管理データ等の取りまとめ

原科研における、原子力施設からの排気中及び排水中放射性物質濃度の放射線管理データ、並びに放射性同位元素保有量データ等を取りまとめた。これらに基づき、国及び茨城県への報告用資料を作成した。また、原子炉施設から放出された放射性希ガス（今年度は、原子炉運転停止中のため、希ガスの放出はなかった。）及び放射性液体廃棄物の放射線管理データに基づき、原科研の周辺監視区域外における公衆の年間実効線量を推定評価した。評価結果は、法令に定められている線量限度を十分に下回るものであった。

3.2 施設の放射線管理

3.2.1 研究炉地区施設の放射線管理

原子炉施設（JRR-2、JRR-3 及び JRR-4）、核燃料物質使用施設（ホットラボ等）、放射線発生装置使用施設（タンデム加速器、放射線標準施設等）、放射性同位元素使用施設（ラジオアイソトープ製造棟、トリチウムプロセス研究棟等）の放射線管理を行った。平成 24 年度に実施した放射線管理上主要な作業は以下のとおりである。

- (1) JRR-3 一次冷却ストレーナの分解点検作業
- (2) JRR-4 中性子計測設備点検作業
- (3) ホットラボウランマグノックス用鉛セル解体作業
- (4) モックアップ試験室建家の引込溝及び汚染土壌等の撤去作業

これらの作業において、異常な被ばく及び放射線管理上の問題は生じなかった。また、各施設の放射線管理において、作業環境モニタリングの結果に異常は検出されなかった。

各施設から放出された放射性塵埃・ガス及び排水中の放射能をそれぞれ表Ⅲ-3-1 及び表Ⅲ-3-2 に示す。一部で福島第一原発事故の影響が確認されたが、いずれの放射能測定結果も、保安規定等に定める放出管理目標値や放出管理基準値を十分下回った。

3.2.2 海岸地区施設の放射線管理

原子炉施設（NSRR 及び放射性廃棄物処理場）、臨界実験装置（TCA、FCA、STACY 及び TRACY）、核燃料物質使用施設（燃料試験施設、廃棄物安全試験施設、BECKY 等）、放射線発生装置使用施設（FNS 等）、放射性同位元素使用施設（環境シミュレーション試験棟等）の放射線管理を行った。平成 24 年度に実施した放射線管理上主要な作業は以下のとおりである。

- (1) 廃液輸送管の撤去作業
- (2) 旧 JRR-3 の改造に伴って発生したコンクリートのクリアランス作業
- (3) 廃液長期貯蔵施設の設備・機器等の解体作業
- (4) 解体分別保管棟及び第 2 保管廃棄施設の保管体再配置作業
- (5) セラミックフィルター除染作業及びセラミックフィルタエレメント交換作業
- (6) 燃料試験施設におけるセル内除染作業

これらの作業において、異常な被ばく及び放射線管理上の問題は生じなかった。また、各施設の放射線管理において、作業環境モニタリングの結果に異常は検出されなかった。

各施設から放出された放射性塵埃・ガス及び排水中の放射能をそれぞれ表Ⅲ-3-1 及び表Ⅲ-3-2 に示す。一部で福島第一原発事故の影響が確認されたが、いずれの放射能測定結果も、保安規定等に定める放出管理目標値や放出管理基準値を十分下回った。

表Ⅲ-3-1 施設から放出された放射性塵埃・ガス中の放射能 (1/3)

施設名	放射性塵埃*1 (Bq)		放射性ガス (Bq)
第 4 研究棟	東棟	²⁴¹ Am : 0 , ⁶⁰ Co : 0	³ H : 0
		¹³¹ I : 0	
	西棟	²⁴¹ Am : 0 , ⁶⁰ Co : 0	³ H : 0
		¹³¹ I : 0	
タンデム加速器	²³⁷ Np : 0 , ⁶⁰ Co : 0	—	
放射線標準施設棟	東棟	²⁴¹ Am : 0 , ⁶⁰ Co : 0	—
	西棟	—	³ H : 0

表Ⅲ-3-1 施設から放出された放射性塵埃・ガス中の放射能 (2/3)

施設名	放射性塵埃*1 (Bq)	放射性ガス (Bq)
ホットラボ 主排気口 副排気口	^{238}Pu : 0 , ^{137}Cs : 0 ^{137}Cs : 0	^{85}Kr : 0 —
J R R - 1	^{60}Co : 0	—
J R R - 2 *2	^{60}Co : —	^3H : —
R I 製造棟 200番 300番 400番 600番	^{60}Co : 0 ^{210}Po : 0 , ^{60}Co : 0 U_{nat} : 0 , ^{32}P : 0 ^{60}Co : 0	^3H : 0 ^3H : 0 ^3H : 0 —
J R R - 3	^{60}Co : 0 , ^{131}I : 0	^3H : 6.1×10^9 ^{41}Ar : 0
JRR-3 実験利用棟 (第2棟)	^{237}Np : 0 , ^{60}Co : 0	^3H : 0
核燃料倉庫	U_{nat} : 0	—
J R R - 4	^{60}Co : 0 , ^{131}I : 0	^{41}Ar : 0
トリチウムプロセス研究棟	U_{nat} : 0	^3H : 4.5×10^{10}
高度環境分析研究棟	^{239}Pu : 0	—
プルトニウム研究1棟(スタックⅠ) (スタックⅡ・Ⅲ)	^{239}Pu : 0 , ^{106}Ru : 0 ^{239}Pu : 0 , ^{106}Ru : 0	— —
再処理特別研究棟 (スタックⅠ) (スタックⅡ)	^{239}Pu : 0 , ^{137}Cs : 0 ^{239}Pu : 0 , ^{137}Cs : 0	— —
ウラン濃縮研究棟	U_{nat} : 0	—
廃棄物処理場 液体処理建家 解体分別保管棟 第1廃棄物処理棟 第2廃棄物処理棟 第3廃棄物処理棟 減容処理棟	^{241}Am : 0 , ^{137}Cs : 0 ^{241}Am : 0 , ^{137}Cs : 0 ^{241}Am : 0 , ^{75}Se : 1.2×10^4 ^{137}Cs : 0 ^{241}Am : 0 , ^{137}Cs : 0 ^{241}Am : 0 , ^{137}Cs : 0 ^{241}Am : 0 , ^{137}Cs : 0	— — ^3H : 0 — — ^3H : 0
汚染除去場	^{241}Am : 0 , ^{137}Cs : 0	—
廃棄物安全試験施設	^{241}Am : 0 , ^{137}Cs : 0	^{85}Kr : 9.9×10^7
環境シミュレーション試験棟	^{237}Np : 0 , ^{137}Cs : 0	—
F C A ・ S G L	^{239}Pu : 0 , ^{137}Cs : 0 ^{131}I : 0	—
T C A	^{234}U : 0 , ^{60}Co : 0 ^{131}I : 0	—
F N S	—	^3H : 8.4×10^8 ^{13}N : 6.9×10^{10}
バックエンド技術開発建家	^{243}Am : 0 , ^{60}Co : 0	—
燃料試験施設	^{239}Pu : 0 , ^{131}I : 0 ^{137}Cs : 0 , ^{60}Co : 2.5×10^4	^{85}Kr : 3.7×10^{10}

表Ⅲ-3-1 施設から放出された放射性塵埃・ガス中の放射能 (2/3)

施設名	放射性塵埃*1 (Bq)	放射性ガス (Bq)
NSRR (原子炉棟) (燃料棟)	⁶⁰ Co : 0 , ¹³¹ I : 0 ⁶⁰ Co : 0	⁴¹ Ar : 0 —
NUCEF { STACY TRACY BECKY	²³⁹ Pu : 0 , ¹³¹ I : 0 ¹³⁷ Cs : 0	¹³⁸ Xe : 0

・ 「0 : 不検出」 、 「— : 測定対象外」 を示す。

*1 揮発性核種も含む。*2 震災の影響により給排気停止中。

表Ⅲ-3-2 排水溝に放出した廃液の放射能

(単位 : MBq)

区分	第1排水溝	第2排水溝	第3排水溝	合計	
全αβ(γ)	4.2×10^{-1}	1.1×10^2 *	1.7×10^{-2}	1.1×10^2 *	
全αβ(γ)内訳	⁷ Be	—	8.3×10^1	8.3×10^1	
	²² Na	—	5.5	5.5	
	⁵⁴ Mn	—	4.3	4.3	
	⁶⁰ Co	—	7.6	7.6	
	⁹⁰ Sr	6.0×10^{-4}	2.3×10^{-2}	—	2.4×10^{-2}
	¹³⁷ Cs	3.6×10^{-1}	6.9 *	1.7×10^{-2}	7.3 *
	²³² Th	5.8×10^{-2}	—	—	5.8×10^{-2}
³ H	—	2.2×10^5	3.1×10^1	2.2×10^5	
¹⁴ C	—	2.9	—	2.9	

* 東電福島第一原発事故による放射性物質放出の影響を含む。

3.3 個人線量の管理

3.3.1 外部被ばく線量の管理

放射線業務従事者に対して、ガラスバッジ等の個人線量計による外部被ばく線量の測定を実施した。3月間(ただし、妊娠中の女子及び実効線量が1.7 mSv/月を超えるおそれのある女子(以下「1月管理対象の女子」という。))については1月間の1cm線量当量(実効線量)及び70 μm線量当量(皮膚の等価線量)を測定した。眼の水晶体の等価線量については、1cm線量当量又は70 μm線量当量のうち大きい方の測定値を採用した。

外部被ばく線量の測定対象となった実人員数は3,407人(測定評価件数は10,111件)であり、1月管理対象の女子は2人(14件)であった。このうち、体幹部不均等被ばくが予想された40人(133件)については、不均等被ばく測定用ガラス線量計による頭頸部の線量を測定した。また、身体末端部位の線量が最大となるおそれがあった75人(151件)については、リングバッジによ

る手先の線量を測定した。なお、保安規定等に定められた臨時測定基準に該当する事例はなかった。

3.3.2 内部被ばく線量の管理

内部被ばくに係る放射線作業状況を調査した結果、3月あたり2mSvを超える有意な内部被ばく線量を受けた可能性のある者はなく、したがって内部被ばく線量測定の対象者はいなかった。また、1月管理対象の女子は2人(10件)であった。なお、臨時測定を必要とする事例はなかった。

内部被ばく線量の測定対象とならなかった者のうち、内部被ばくがなかったことを確認するために行う検査は、バイオアッセイ法による体内汚染検査を28人(83件)、体外計測法による体内汚染検査を17人(47件)実施した。また、第1種放射線管理区域への入域前後に内部被ばくの有無の確認を必要とした117人(166件)については、体外計測法による入退域検査を実施した。体内汚染検査の結果、内部被ばく線量の測定を必要とする者はいなかった。

3.3.3 被ばく状況の集計

3.3.1及び3.3.2の測定結果に基づき実効線量及び等価線量を算定した。総線量は113.6人・mSv、平均実効線量は0.03mSvであった。年間最大実効線量は5.5mSvで、最大被ばくを受けた者は、燃料試験施設におけるマニプレータ修理作業等に従事した者であった。実効線量に係る被ばく状況(原科研における管理対象の放射線業務従事者の実人員数、線量分布、総線量、平均実効線量、及び最大実効線量)について、作業者区分別(職員等、外来研究員等、請負業者及び研修生に区分)に集計した結果を表Ⅲ-3-3に示す。

表Ⅲ-3-3 実効線量に係る被ばく状況

作業者区分*	放射線業務従事者 実員(人)	線量分布(人)					総線量 (人・mSv)	平均 実効線量 (mSv)	最大 実効線量 (mSv)
		0.1mSv 未満	0.1mSv 以上 1mSv 以下	1mSv を超え 5mSv 以下	5mSv を超え 15mSv 以下	15mSv を超えるもの			
職員等	964	928	33	3	0	0	16.6	0.02	2.8
外来研究員等	359	358	1	0	0	0	0.2	0.00	0.2
請負業者	1,841	1,711	95	34	1	0	96.8	0.05	5.5
研修生	253	253	0	0	0	0	0.0	0.00	0.0
全作業者	3,407	3,240	129	37	1	0	113.6	0.03	5.5

*同一作業者が当該年度中に作業者区分を変更した場合は、作業者区分ごとに1名として集計(但し、全作業者は実人数で集計)。

等価線量に係る被ばくについては、皮膚の最大線量が31.7mSvであり、平均線量が0.10mSvであった。眼の水晶体の最大線量は、14.0mSvであり、平均線量が0.06mSvであった。最大被ばくを受けた者は、燃料試験施設におけるマニプレータ修理作業等に従事した者であった。

3.3.4 個人被ばく線量等の登録管理

原子炉等規制法と放射線障害防止法の適用を受ける事業者が参加して運用されている被ばく線量登録管理制度に基づいて、放射線従事者中央登録センターに被ばく線量等の登録及び法定記録（指定解除者放射線管理記録）の引渡しを実施した。また、保安規定等に基づいて個人線量の測定等を依頼された大洗研究開発センター、那珂核融合研究所、高崎量子応用研究所、関西光科学研究所及び青森研究開発センターについても、同様に実施した。

登録等の件数は、原子炉等規制法関係の放射線業務従事者の指定登録、指定解除登録及び定期線量登録などが 23,605 件、法定記録の引渡しが 6,797 件、放射線障害防止法関係の個人識別登録及び定期線量登録などが 19,627 件であった。

3.3.5 東電福島第一原発事故に関する支援者の個人被ばく状況

一時帰宅プロジェクト等の支援のため原科研より福島県内に派遣された者について、ガラスバッジ等による外部被ばく線量の測定（246 件）及び簡易型全身カウンタによる内部被ばく検査（239 件）を実施した結果、有意な値は検出されず、福島支援活動による被ばくはなかった。

3.4 放射線測定器等の管理

3.4.1 放射線モニタ、サーベイメータの管理

保安規定、予防規程等に基づき原科研内の約 50 施設に設置している放射線管理用モニタ（環境放射線監視システムを含む）の定期点検及び校正は、延べ 629 台実施した。また、サーベイメータ等の点検校正については、延べ 1,094 台、TLD 及び蛍光ガラス線量計の基準照射については、715 個実施した。

3.4.2 放射線管理試料の計測

原科研における施設及び環境の放射線管理に必要な試料並びに福島第一原発事故関連試料について、放射能の測定評価を実施した。また、放射線管理用試料集中計測システム（以下「集中計測システム」という。）を構成する各種測定装置の校正と放射能試料自動測定解析装置の点検保守を実施するとともに、平成 25 年 2 月に福島関連試料の測定要請に応えるため、20 試料の自動試料交換装置付ゲルマニウム半導体検出器（GE-8）を追加整備した。

集中計測システムで実施した平成 24 年度の放射線管理試料等の測定は、測定件数が 18,959 件、測定時間が延べ 21,771 時間であった。

集中計測システムの最も大きなトラブルは、ゲルマニウム半導体検出器用自動試料交換装置（GE-1、2）の不具合（主に試料のキャッチエラー）で合計 60 件発生し、延べ 575 時間停止したことであった。このほか、ネットワーク障害による通信エラーが GE-2 と GE-6 でそれぞれ 1 件発生した。

施設及び環境放射線管理に使用しているゲルマニウム半導体検出器 3 台（GE-1, 3, 8）、 α/β 線測定装置 1 台（GR-2）、液体シンチレーションカウンタ 3 台（LS-1、LS-2、LS-3）について、それぞれ校正試験を実施した。さらに、面状線源校正用多心線型大面積 2π 比例計数管の特性確認試験を実施した。この 2π 比例計数管を用いて、放射能測定装置及び放射線モニタの校正に使用する標準線源の 2π 放出率測定を 15 件（J-PARC センター分 4 件を含む）実施した。

その他、モックアップ建家の廃止措置に係る NR 確認及びプルトニウム研究 1 棟埋設配管内の放射能確認のために γ 線スペクトル測定を実施した。全測定件数は 38 件で、測定時間は延べ 22 時間であった。

4 放射性廃棄物の処理及び汚染除去⁴⁾

4.1 放射性廃棄物の処理

原科研における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（気体廃棄物等施設側放出廃棄物を除く）は、第1廃棄物処理棟、第3廃棄物処理棟、減容処理棟及び解体分別保管棟解体室に搬入し、それぞれの処理設備において安全に処理を行い、処理済み廃棄物は、それぞれの放射能レベルに応じた適切な保管容器に収納し、保管廃棄施設に保管管理した。また、第3廃棄物処理棟では管理区域内で使用した衣料の除染を計画通りに実施した。なお、比較的高いレベルの固体廃棄物及び液体廃棄物は、第2廃棄物処理棟にて処理を行う計画であったが、建家が被災し運転停止中のため処理は行っていない。

廃棄物処理場の施設定期検査は、震災の影響により第2廃棄物処理棟の一部設備の検査が実施できなかったことから、平成23年度から継続されている。平成24年度においても、復旧が完了していない第2廃棄物処理棟の一部設備を除いて、第4回立会検査（平成24年6月8日）、第5回立会検査（平成24年10月19日）及び第6回立会検査（平成24年11月30日）を受検した。検査に合格した施設及び設備については、運転を再開した。

4.1.1 廃棄物の搬入

平成24年度に、原科研内の各施設及び原科研外の機関等から搬入した廃棄物の量をそれぞれ表Ⅲ-4-1及び表Ⅲ-4-2に示す。平成24年度の固体廃棄物の搬入量は、平成23年度と比較して、原科研内からの搬入については約3.4%減少し、原科研外からの搬入については約34%の増加であった。また、液体廃棄物の搬入量は、原科研内からの搬入については約23%増加し、原科研外からの搬入については約5.6%の増加であった。

表Ⅲ-4-1 原子力科学研究所内廃棄物の搬入量（1/2）

（単位：m³）

廃棄物区分				合計	
固体	$\beta \cdot \gamma$	A-1	可燃物		364.621
			不燃物	圧縮	-
				フィルタ	26.974
				非圧縮	114.340
		A-2		0.520	
	B-1・B-2		-		
	α	A-1		-	
		B-2		0.400	

表Ⅲ-4-1 原子力科学研究所内廃棄物の搬入量 (2/2)

廃棄物区分			合計		
液体	$\beta \cdot \gamma$	A 未満	無機	156.800	
		A	無機	57.739	
			有機	-	
			スラッジ	-	
		B-1			1.500
		B-2			-
	α			-	

-は該当なし

表Ⅲ-4-2 原子力科学研究所外廃棄物の搬入量

(単位：m³)

廃棄物区分				事業所名						合計	
				日本アイソトープ協会	核物質管理センター 保障措置分析所	放射線医学総合研究所 那珂湊支所	東京大学工学部 原子力工学研究施設	ニュークリア・デベロップメント(株)	(株)千代田テクノロ		
固体	β・γ	A-1	可燃物	-	2.400	-	-	11.180	0.800	14.380	
			不燃物	圧縮	-	-	-	-	-	-	-
				フィルタ	-	-	-	-	-	-	-
				非圧縮	-	-	-	-	-	-	-
	A-2			-	-	-	-	-	-		
	B-1・B-2			-	-	-	-	-	-		
	α A-1・B-2			-	-	-	-	-	-		
液体	β・γ	A未満	無機	-	-	-	-	0.050	-	0.050	
		A	無機	-	-	-	-	0.350	-	0.350	
			海水	-	-	-	-	-	-	-	
		B-1			-	-	-	-	0.075	-	0.075

-は該当なし

4.1.2 廃棄物の処理

廃棄物処理場の各処理施設に搬入した固体廃棄物については、放射能濃度や性状等に応じて、焼却処理または解体分別処理等の減容処理を施したのち保管廃棄した。また、減容処理が困難な廃棄物は直接、保管廃棄した。液体廃棄物については、放射能濃度や性状等に応じて、希釈処理、または蒸発処理した。蒸発処理で生じた濃縮廃液は、固形化処理して、固体廃棄物として保管廃

棄する予定である。放射性固体廃棄物の処理状況を表Ⅲ-4-3 に、また、放射性液体廃棄物の処理状況を表Ⅲ-4-4 にまとめた。

表Ⅲ-4-3 放射性固体廃棄物の処理状況

(単位：m³)

			処理装置						
			焼却処理	高圧圧縮処理	圧縮処理Ⅱ	解体処理 *3)	固化処理	直接保管	
稼働日数			157 (8)*1)	68	0 (0)*1)	192	-		
施設 区分	レベル 区分	性状区分							
原科研内 (β・γ、 α)	A-1	可燃物	406.570	-	-	-	-	-	
		不燃物	-	-	-	-	-	-	
		フィルタ	-	-	-	48.8	-	-	
		雑固体	-	47.6	-	198.1	-	120.940 0*2)	
	A-2	可燃物	0.360	-	-	-	-	-	
		雑固体	-	-	-	-	-	-	
	B-1, B-2	雑固体	-	-	-	-	-	-	
		雑固体*2)	-	-	-	-	-	0.400	
	小計			406.930	47.6	0	246.9	0	121.340
	原科研外 (β・γ、 α)	A-1	可燃物	14.380	-	-	-	-	-
不燃物			-	-	-	-	-	-	
フィルタ			-	-	-	-	-	-	
雑固体			-	2.4	-	23.4	-	-	
雑固体*2)			-	-	-	-	-	-	
A-2		雑固体	-	-	-	-	-	-	
B-1, B-2		雑固体	-	-	-	-	-	-	
小計			14.380	2.4	0	23.4	0	0	
合計			421.310	50.0	0	270.3	0	121.340	

-は該当なし

*1) 括弧内は原科研外分の稼働日数(内数)

*2) α廃棄物 *3) 前処理を含む

表Ⅲ-4-4 放射性液体廃棄物の処理状況

(単位：m³)

			処理装置		
			希釈処理	蒸発処理・I	蒸発処理・II
稼働日数			46 (0)*1)	10 (1)*1)	0 (0)*1)
施設 区分	レベル 区分	性状区分			
原 科 研 内 (β ・ γ)	A 未満	無機	129.200	47.786	-
	A	無機	37.000	27.223	-
		スラッジ	-	-	-
	B-1, B-2	無機	-	4.141	-
		スラッジ	-	-	-
	小計			166.200	79.150
原 科 研 外 (β ・ γ)	A 未満	海水	-	-	-
		無機	-	-	-
	A	海水	-	-	-
		無機	-	0.450	-
	B-1	無機	-	-	-
	小計			0	0.450
合計			166.200	79.600	0

-は該当なし

*1) 括弧内は原科研外分の稼働日数(内数)

4.1.3 保管量

容器形状別の保管廃棄数量を表Ⅲ-4-5にまとめた。

平成24年度の保管廃棄の総量は、2000ドラム缶に換算して1,533本であった。その結果、後述するクリアランスによる減量及び高減容処理のための搬出・減容分も含め、平成24年度末における累積保管量は131,798本となった。

表Ⅲ-4-5 保管廃棄数量

区分		容器形状		S-I 容器	S-II 容器	異形
		ドラム缶	コンクリートブロック			
β・γ	0.5mSv/h 未満	1336 本 (267.2m ³)	0 個 (0 m ³)	22 個 (22.0m ³)	0 個 (0 m ³)	26 個 (17.140m ³)
	0.5mSv/h 以上 2 mSv/h 未満	0 本 (0 m ³)	0 個 (0 m ³)	0 個 (0 m ³)	0 個 (0 m ³)	0 個 (0 m ³)
	2 mSv/h 以上	0 本 (0 m ³)	0 個 (0 m ³)	0 個 (0 m ³)	0 個 (0 m ³)	0 個 (0 m ³)
α	0.5mSv/h 未満	2 本 (0.4m ³)	0 個 (0 m ³)	0 個 (0 m ³)	0 個 (0 m ³)	0 個 (0 m ³)

4.1.4 放射性廃棄物情報管理システムの運用及び開発整備

原科研に保管廃棄されている放射性廃棄物は、これまで大洗研究開発センターに設置された大型汎用計算機システム（GS21）に、数量、保管容器、内容物、放射エネルギー及び保管状況等を保存していた。平成24年度からは、平成23年度に完成した放射性廃棄物情報管理システムにデータを移行し、原科研内の全施設において、放射性廃棄物の発生時からシステム利用による情報管理を開始した。

さらに、放射性廃棄物の処分の円滑な実施のために、廃棄物情報登録時の承認ルートの追加や登録画面の項目追加・情報検索機能の拡張などの開発整備を継続した。

4.1.5 埋設施設の維持管理

JPDRの廃止措置に伴い発生した極低レベルコンクリート等廃棄物の浅地中トレンチ処分について、保全段階における維持管理を継続した。平成24年度の原子力安全・保安院及び原子力規制庁による保安検査において特記すべき指摘事項はなかった。

4.2 高減容処理施設の運転管理

高減容処理施設では、フィルター等の大型廃棄物の解体分別処理、200Lドラム缶等に封入された廃棄物の前処理及び高圧圧縮処理により、200Lドラム缶換算で約600本の減容を達成した。（平成24年度の処理量は、日本原子力発電株式会社から受託した廃棄物を含め、200Lドラム缶換算で約1,600本であり、処理後は約1,000本となった。）また、金属溶融設備及び焼却・溶融設備については、適切に維持管理した。

4.3 汚染除去

4.3.1 機器汚染の除去

平成 24 年度は、汚染除去場における機器の除染はなかった。

4.3.2 衣類汚染の除去

作業衣、実験着、帽子及び靴下の 4 品目の合計数で、平成 24 年度は 179,741 点の除染を行った。

4.4 廃棄物の処分に向けた技術開発

4.4.1 クリアランス

昭和 60 年度から平成元年度にかけて実施された旧 JRR-3 の改造工事に伴って発生し、現在、第 2 保管廃棄施設内の保管廃棄施設・NL に保管廃棄しているコンクリート（約 4,000 トン）については、平成 21 年度からクリアランス作業を開始し、平成 24 年度には 1 回（平成 24 年 7 月 23 日）の確認証交付を受け、約 400 トンのコンクリートをクリアランスした。平成 21 年度の作業開始以降、クリアランスしたコンクリートは合計で約 2,250 トンとなった。なお、平成 26 年度末までに残り約 1,750 トンをクリアランスする予定である。

クリアランスしたコンクリートは、再利用を行うため、資源化加工及び品質試験を行いコンクリート再生砕石（RC40 材）としての品質を満足していることを確認した。平成 24 年度には、東北地方太平洋沖地震によってできた建物周囲のアスファルトの陥没箇所の埋戻し材、駐車場整備のための路盤材、新設建家の基礎下地として約 1,200 トンを再利用した。

4.4.2 廃棄物、廃棄体の放射能データの収集整備

研究施設等廃棄物の円滑な処分の実施を目的に、スケーリングファクタ法（SF 法）等の合理的放射能評価手法を開発するため、昨年度に引き続いて均一固化体等を対象とした放射化学分析を進めた。今後も、キー核種と難測定核種との相関関係の確からしさを高める確証を得るため、分析データの蓄積と対象核種の拡張を図る。また、福島事故で発生した廃棄物の処理・処分方策の検討に資するため、サイト内で採取された滞留水及びその処理水の分析を実施した。

4.5 施設の復旧に関する活動

4.5.1 保管廃棄施設

保管廃棄施設（解体分別保管棟の保管室、廃棄物保管棟・I 及び廃棄物保管棟・II）の放射性廃棄物の荷崩れ、転倒等に係る復旧活動として、平成 24 年度は、解体分別保管棟の保管室地階部分のコンクリートブロック体及び鋼製容器の復旧に着手した。復旧作業は、重量物を取扱うためクレーン機能付き油圧ショベルを用いて行った。また、廃棄物保管棟・II については、3 階部分の復旧作業を引続き行い、再配置による位置ずれの修正等を終了させた（図 III-4-1）。なお、鋼製容器、コンクリートブロック等の大型重量物については、復旧作業を継続する予定である。

【解体分別保管棟の保管室】



保管体荷崩れの状況



復旧作業後の状況

【廃棄物保管棟・Ⅱの3階部分】



保管体の位置ずれの状況



再配置による復旧状況

図Ⅲ-4-1 保管廃棄施設における放射性廃棄物保管体の荷崩れ、転倒等に係る復旧活動

4.5.2 第2 廃棄物処理棟

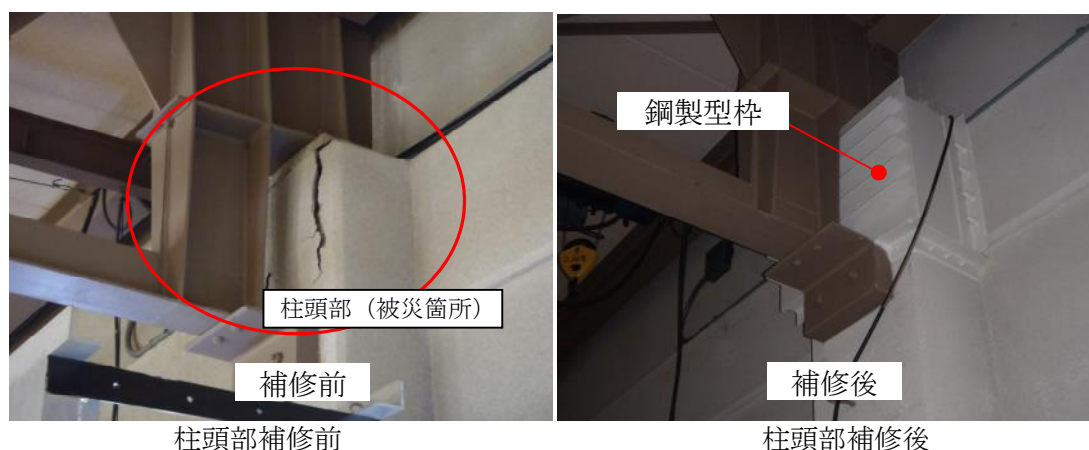
第2 廃棄物処理棟の復旧工事は、柱頭部補修工事とクラック補修工事の 2 つの工事に分けて実施した。全体工程を（図Ⅲ-4-2）に示す。

平成 24 年度											
4 月	5 月	6 月	7 月	8 月	9 月	10 月	11 月	12 月	1 月	2 月	3 月
		クラック確認、 現場調査									
							柱頭部補修工事				
				補修対象クラックの選定						クラック補修工事	

図Ⅲ-4-2 復旧工事全体工程

柱頭部補修工事では、震災により損傷を受けた鉄骨屋根の柱頭部に施工アンカー、グラウト充填等を行った。補修に当たっては、グラウト充填に使用する型枠を鋼製とし、柱頭部と一体化させることにより、建家の耐震性の向上を図った。補修前後の状況を（図Ⅲ-4-3）に示す。なお、鋼製型枠については、被災した柱頭部だけではなく、すべての箇所（26箇所）に設置した。

柱頭部補修工事の完了後に、建家に生じたクラックの補修工事を開始した。補修工事に先立ち、平成23年度に調査した建家全体のクラックの位置、長さ、幅の情報を元に、強度上補修が必要な箇所について専門業者に判定を依頼した。判定の結果、保守が必要なクラックは、壁・柱・梁・床・天井の合計で約300箇所、総延長約450mとなった。補修方法はエポキシ注入法とし、注入完了後に、補修対象となった区画には上塗り塗装を行った。また建家外壁は足場を設置し、全面塗装を実施した。復旧作業は、工程通り、平成25年3月下旬で全て完了した。



図Ⅲ-4-3 柱頭部補修前後の状況

4.5.3 JRR-2

JRR-2では、復旧に伴う解体工事を行うため、平成24年6月に廃止措置計画（一部補正）の変更申請を行い、平成24年9月10日付けで認可され、以下のとおり復旧を進めた。

15 トンクレーン室については、廃止措置計画の認可を受けた解体撤去（気体廃棄物の廃棄設備である排気第2・3系統の排風機及びフィルタ設備等）を平成25年度に実施するため、その準備として、建家の補強措置を施した。

排気筒については、廃止措置計画の認可を受け、「平成24年度 JRR-2 原子炉の廃止措置に係る工事工程明細表」及び「JRR-2 原子炉の廃止措置計画に係る工事方法等の明細書」を東海・大洗原子力規制事務所長に提出後、残存側排気筒高さ約29mのうち損傷を受けている約6mを切断し、排気筒高さを約23mとした。さらに、胴部については地上から約10mまで繊維シートを巻き付けて補修を行った。

それぞれの復旧の状況（図Ⅲ-4-4）を以下に示す。



15ton クレーン室の倒壊(柱の座屈)



15ton クレーン室の建家補強



一部が倒壊した排気筒



一部が倒壊した排気筒の補修後

図Ⅲ-4-4 被害と対応状況

5 施設の廃止措置に係る活動⁴⁾

5.1 廃止措置施設と年次計画

第2期中期計画（平成22年度～26年度）中に計画している原科研における廃止措置計画を表Ⅲ-5-1に示す。平成24年度は、モックアップ試験室建家及び再処理特別研究棟（以下「再処理特研」という。）の廃止措置作業を継続するとともに、ウラン濃縮研究棟及び保障措置技術開発試験室施設の廃止措置に着手した。しかし、モックアップ試験室建家については、建家と引込溝接続部に想定を超える汚染土壌が確認されたことから作業を平成25年度まで延長し、建家解体を平成26年度に実施する。

また、震災により廃止措置を中断したホットラボ、液体処理場の廃止措置を再開した。

JRR-2施設については、維持管理を進めるとともに、震災により被害を受けた施設・設備の解体を実施するために廃止措置計画の変更の認可を取得して、一部が倒壊した排気筒の一部解体・補修を実施した。

次項では、再処理特別研究棟、モックアップ試験室建家及びホットラボの廃止措置について記載する。

表Ⅲ-5-1 原子力科学研究所の廃止措置対象施設と年次計画 (1/2)

対象施設名	H22 年度	H23 年度	H24 年度	H25 年度	H26 年度	備考
ホットラボ						管理区域解除
モックアップ試験室建家						建家解体
液体処理場						同上
保障措置技術開発試験室 (SGL)						管理区域解除
ウラン濃縮研究棟						建家再利用
JRR-2						第4段階の工事開始迄は維持管理を実施
再処理特研						建家解体

5.2 年次計画に基づく廃止措置

5.2.1 再処理特別研究棟

再処理特別研究棟では、核燃料物質使用施設の解体技術の確立に資するため、平成8年度から本格的な設備・機器等の撤去作業に着手した。現在は、附属建家である廃液長期貯蔵施設の解体作業を進めており、平成20年度から同施設内の廃液貯槽 LV-1（以下「LV-1」という。）の解体作業に着手した。LV-1（縦型：直径約3,900mm、高さ約3,900mm）は、JRR-3 使用済燃料の再処理試験において発生した FP 含有廃液の貯留設備として用いられ、コンクリートセル（LV-1 室）内に設置されている。平成22年度までに LV-1 の残留廃液の回収、平成23年度までに LV-1 室内設備及び LV-1 接続配管類の撤去を実施した。

平成24年度は、LV-1 上部に接続されたベント配管を撤去した後、LV-1 内の除染作業及び配管類撤去作業用のアクセスルートを確保するために、LV-1 上部の一部を開口した。LV-1 内の底部中央には、平成20年度に回収した残留廃液の残渣があるので、今後の回収作業時における被ばく評価を行うために残渣の一部をサンプリングした。

これらの作業に要した工数は、約1,200人・日、発生した放射性廃棄物量は約1.5トンであった。これに従事した作業者の外部被ばくの集団線量は、約16人・mSv（PD：ポケット線量計）、個人最大被ばく線量は、約1.5mSv（PD）であった。なお、作業者の内部被ばくは認められなかった。

5.2.2 モックアップ試験室建家

モックアップ試験室建家は、昭和 34 年に使用済燃料の再処理技術の確立に必要な溶媒抽出法の試験を目的として建設された。同施設では昭和 36 年から硝酸ウラニル溶液を用いた溶媒抽出実験試験を開始し、昭和 39 年からは、ウラン濃縮装置を設置し、ウランの化学的同位体の研究を行っていた。また、昭和 44 年からは、原子力及び放射線利用に係る教育研修を目的とした原子炉物理実験及び放射線測定実験の場として使用された。

平成 15 年度に研究テーマの終了に伴い研究活動を終了した。その後、施設を倉庫として利用するため除染作業等を行っていたが、平成 19 年度に非管理区域からの汚染が発見された。同建家については、非管理区域の汚染の除去を含めて廃止措置を行うこととし、核燃料物質の使用の廃止に係る許可を平成 22 年 3 月 29 日付で取得した。平成 22 年度から解体に着手し、平成 26 年度に建家解体を終了する計画である。

平成 24 年度は、引込溝及び汚染土壌の撤去並びに汚染測定作業を 11 月 5 日から開始し、平成 25 年 3 月 31 日に終了する予定であったが、建家と引込溝接続部に想定を超える汚染土壌が確認された。汚染土壌の撤去については、平成 25 年度に実施することとした（図Ⅲ-5-1）。本作業で発生した汚染の可能性のないコンクリートについては、放射性廃棄物でない廃棄物として処理し、放射性廃棄物の低減を図った。平成 24 年度の作業で発生した放射性廃棄物は約 102 トン、放射性廃棄物でない廃棄物は約 17 トンであった。



引込溝撤去前

引込溝撤去後

図Ⅲ-5-1 除染・撤去作業の様子

5.2.3 ホットラボ

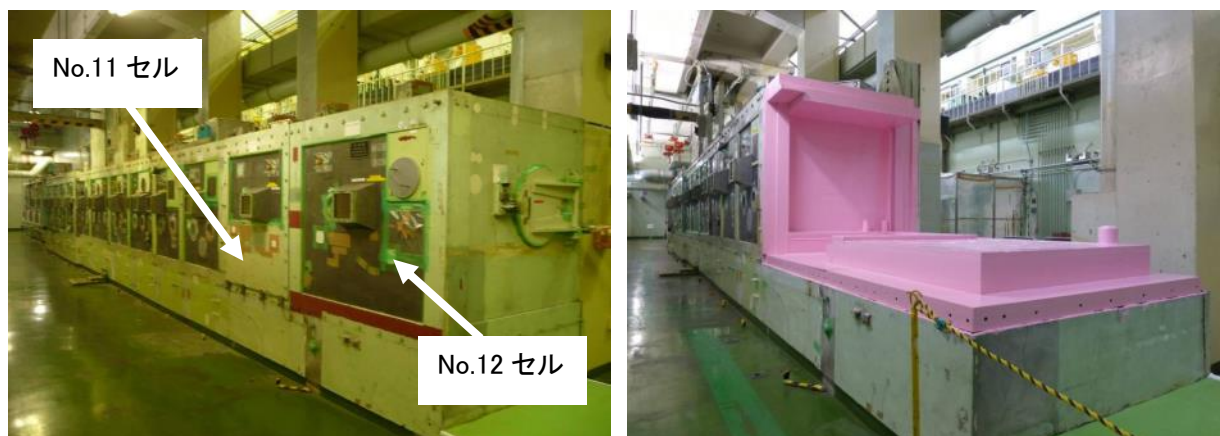
東日本大震災により被災した施設の補修工事及び天井走行クレーン 2 基（冶金 15 トン、化学 5 トン）の復旧作業が平成 24 年 11 月末までに終了した。これに伴い、1 年延期していたウランマダグノックス用鉛セルの解体撤去作業を再開し、No. 11 セル及び No. 12 セルについて基礎部分を除いた本体の解体撤去を実施し、終了した。作業は、先ず鉄製の背面扉 計 11 基を引抜き撤去し、建家地階保管場所へ一時保管した。次にセルの解体では、遮へい重量物を取扱う揚重架台及び汚染拡大防止用グリーンハウスを設置し、作業の安全を確保した上で、鉄製の遮蔽板（天井、側面、背面）及び前面の鉛ブロック等を順次吊り上げ解体し、計画通り作業を完了した。

鉛セル本体の解体手順を以下に示す。

- ① 揚重架台、チェンブロックの設置（背面扉引抜き用）
- ② 背面扉の引抜き撤去
- ③ 揚重架台の解体（①～③の繰返作業：計 11 基の撤去）

- ④ 吊具の溶接（解体準備：鉄板吊り上げ用）
- ⑤ グリーンハウスの設置
（汚染拡散防止：作業用及び解体用グリーンハウスを分けて設置）
- ⑥ 解体セル内及びグリーンハウス内の換気の確保
- ⑦ 揚重架台、チェンブロックの設置（セル解体撤去用）
- ⑧ 鉛セルの解体（No. 11 及び 12 セル）
（天井鉄板、背面鉄板、側面鉄板、前面鉛ブロックの順に解体）

図Ⅲ-5-2 に、ウランマグノックス用鉛セルの解体状況を示す。



解体前のウランマグノックスセル用鉛セル

解体後のウランマグノックスセル用鉛セル



背面扉の引抜き



グリーンハウスの設置



鉛ブロックの解体

図Ⅲ-5-2 ウランマグノックス用鉛セルの解体状況

5.2.4 保障措置技術開発試験室施設 (SGL)

平成 24 年度は、震災復旧作業のために中断していた安定化処理用フードの設置作業等の準備作業を実施した。その後、平成 24 年 10 月より六フッ化ウランの安定化処理作業を開始し、加水分解処理によって生成したフッ化ウラニル溶液の専用容器への収納作業が完了した。引き続き、フッ化ウラニル溶液の減圧乾燥による固体化作業（装置の設置及び試験運転を含む）を開始した。

5.2.5 ウラン濃縮研究棟

平成 24 年度は、前年度に引き続き不用核燃料の処置として安定化処理を行うとともに、核燃料の全量をホットラボへ搬出した。また、核燃料で汚染した大型廃棄物機器等を放射性廃棄物処理場へ搬出して廃止措置に着手した。

5.3 廃止措置に係る許認可等

モックアップ試験室建家の放射性同位元素等の使用許可の廃止に係る変更許可申請を平成 24 年 7 月 30 日付けで行い、平成 24 年 9 月 4 日付けで許可を取得した。

6 工務に係る活動

6.1 施設の運転等

東日本大震災により特定施設及びユーティリティ施設は大きく被災した。このため、特定施設及びユーティリティ施設の補修を行い、各施設の安定運転に努めた。また、老朽施設・設備等についても補修、改修を行った。

6.1.1 施設の運転・保守

(1) 運転

JRR-3 等の 8 原子炉施設及び燃料試験施設等の 9 核燃料物質使用施設で、それぞれの本体施設の年間計画に基づき特定施設を運転した。また、特高受電所、ボイラー、配水場等のユーティリティ施設を運転した。

ユーティリティ施設の運転実績を表Ⅲ-6-1 に示す。

表Ⅲ-6-1 原子力科学研究所の構内ユーティリティ施設の運転実績

施設	種別	平成 24 年度
特高受電所	電力使用量 (MWh)	383,354.6
	最大電力 (kW)	70,980
第 2 ボイラー	LNG 使用量 (kg)	2,318,570
	LNG 最大使用量 (kg/月)	449,230 (1 月)
構内各建家(食堂等)	LPG 使用量 (m ³)	5,276
配水場	上水使用量 (m ³)	127,931
	最大上水使用量 (m ³ /日)	858 (12 月 3 日)
	工業用水使用量 (m ³)	1,352,322
	最大工業用水使用量 (m ³ /日)	5,690 (1 月 16 日)

(2) 保守

第 3 廃棄物処理棟等の 19 施設では、労働安全衛生法に基づく第一種圧力容器等の性能検査に合格した。NSRR 等の 12 施設では高圧ガス保安法に基づく冷凍高圧ガス製造施設の施設検査及び保安検査に合格した。第 2 ボイラーLNG 供給設備は、高圧ガス保安法に基づく一般高圧ガス製造施設の施設検査及び保安検査に合格した。特高受電所等では、所内全域を計画停電し電気工作物保安規程に基づく特別高圧受変電設備等の定期点検を行い、設備の健全性を確認した。第 2 ボイラーのボイラー設備並びに NUCEF 実験棟等の 22 施設に設置されているクレーンについては、労働安全衛生法に基づく性能検査に合格した。

6.1.2 施設の営繕・保全

施設の営繕・保全に関する取扱件数は、837 件でその実績状況を表Ⅲ-6-2～Ⅲ-6-4 に示す。

(1) 営繕

平成 24 年度は平成 23 年度同様に第 3 次補正予算 (約 290 件)、運営費交付金 (約 550 件) により東日本大震災で被災した研究施設、ユーティリティ施設及び機械室設備の復旧に取り組んだ。

震災関連の主な工事として、大きく被災した研究棟の耐震補強工事、JRR-3 原子炉建家補修工事等及び機械化工特研実験棟及び付属棟新築工事を実施した。

また、厚生施設関係では、原科研食堂耐震補強工事、事務1棟・2棟他解体撤去工事及び長堀住宅E5駐車場整備工事を実施した。

(2) 保全

電気工作物保安規程・規則に基づいて、特高受電所他受変電設備点検作業、リニアック変電所受変電設備点検作業を実施するとともに、「非常用発電設備」の精密点検としてJRR-3非常用発電設備点検整備作業を実施した。これらの関連施設における機械室設備及びユーティリティ設備の保全件数は、79件であった。

また、法令等に基づく点検では昇降設備の点検、防災監視システム点検整備作業等を実施した。

(3) 施設整備

茨城県工業用水等の導入計画に基づき、県道常陸那珂港山方線の原科研前から村松交差点までの久慈川導水管撤去を行った。また、平成25年度に実施を計画中の東海駅入口交差点から八軒原入口までの久慈川導水管撤去に係る実施設計を行った。

表Ⅲ-6-2 機械工事等の処理件数及び金額

区 分	工 事		役 務		合 計	
	件数	金額(千円)	件数	金額(千円)	件数	金額(千円)
100万円未満	247	67,259	13	9,440	260	76,699
100万円～250万円未満	32	56,516	4	7,634	36	64,150
250万円～1,000万円未満	4	27,405	8	51,615	12	79,020
1,000万円以上	5	144,769	6	136,051	11	280,820
合 計	288	295,949	31	204,740	319	500,689

表Ⅲ-6-3 電気工事等の処理件数及び金額

区 分	工 事		役 務		合 計	
	件数	金額(千円)	件数	金額(千円)	件数	金額(千円)
100万円未満	157	37,961	28	20,030	185	57,991
100万円～250万円未満	65	124,680	8	12,579	73	137,259
250万円～1,000万円未満	2	18,270	17	97,608	19	115,878
1,000万円以上	7	236,376	2	38,010	9	274,386
合 計	231	417,287	55	168,227	286	585,514

表Ⅲ-6-4 建築工事等の処理件数及び金額

区 分	工 事		役 務		合 計	
	件数	金額(千円)	件数	金額(千円)	件数	金額(千円)
100万円未満	55	28,388	33	29,516	88	57,904
100万円～250万円未満	85	186,109	0	0	85	186,109
250万円～1,000万円未満	9	69,437	3	19,472	12	88,909
1,000万円以上	46	4,237,454	1	32,267	47	4,269,721
合 計	195	4,521,388	37	81,255	232	4,602,643

6.1.3 電気保安・省エネルギー

電気工作物に関する工事設計及び作業等の実施について、原科研構内の配電設備の更新（F67配電設備更新工事）を含む314件の審査を実施した。また、廃棄物安全試験施設（WASTEF）の高圧遮断器引外しコイルの火災、高温構造機器試験棟の照明器具安定器からの発煙事象などに関し是正処置等を指導するとともに、WASTEFの事象においては、電気作業に係る安全確保の観点から要因の調査・分析を実施した。

当該事象に関連し、茨城県からの要請による総点検（2.6.7参照）に係る事項について取り纏めた。そのほか、電気工作物管理担当者会議及び電気保安教育講習会などを通じて電気工作物の維持及び運用に関する保安活動を推進した。

省エネルギーに関しては、原科研環境配慮管理規則に基づき策定されたエネルギー管理実施計画に従って、冷暖房の運転期間及び運転時間の短縮、適正な温度管理、不用照明の消灯励行、電力管理、省エネルギーパトロールの実施及び「省エネルギー」に関する広報等の活動を推進した。

6.2 作業業務

6.2.1 作業業務

研究開発部門、研究開発拠点及び事業推進部門からのモノづくりの依頼に応じて、機械工作及び電子工作を実施するとともに、関連する技術支援と技術開発を進めた。機械工作の受付件数を表Ⅲ-6-5、電子工作の受付件数を表Ⅲ-6-6に示す。

表Ⅲ-6-5 機械工作の受付件数（1/2）

依頼元（拠点・部門）	工作種別	一般工作 件数	キャプセル 件数（体数）	内部工作 件数	拠点・部門 合計件数
J-PARC		—	—	109	109
先端基礎研究センター		6	—	33	39
大洗 照射試験炉センター		1	14（40）	14	29
量子ビーム応用研究部門		1	—	28	29
安全研究センター		3	2（2）	14	19

表Ⅲ-6-5 機械工作の受付件数 (2/2)

依頼元 (拠点・部門) / 工作種別	一般工作 件数	キャプセル 件数 (体数)	内部工作 件数	拠点・部門 合計件数
原子力基礎工学研究部門	1	—	9	10
工務技術部	—	—	10	10
那珂、核融合研究開発部門	1	—	8	9
研究炉加速器管理部	4	1 (2)	3	8
放射線管理部	—	—	6	6
ホット試験施設管理部*1	—	—	4	4
CROSS東海*2	—	—	2	2
福島技術開発試験部*3	—	—	2	2
核融合研究開発部門	—	—	1	1
研究技術情報部	—	—	1	1
原子力人材育成センター	—	—	1	1
産学連携推進部	—	—	1	1
福島技術本部	—	—	1	1
工作種別合計	17	17 (44)	247	281

*1) H24.9 までの組織で、H24.10 から福島技術開発試験部に統合

*2) 一般財団法人総合科学研究機構

特定中性子線施設に係る利用促進業務に関する連携協力協定に基づく支援組織

*3) H24.10 からの新組織

表Ⅲ-6-6 電子工作の受付件数 (1/2)

依頼元 (拠点・部門) / 工作種別	一般工作 件数	修理・調整 件数	拠点・部門 合計件数
J-PARC	31	9	40
量子ビーム応用研究部門	24	3	27
先端基礎研究センター	—	16	16
研究炉加速器管理部	5	9	14
保安管理部	13	—	13
工務技術部	1	11	12
原子力基礎工学研究部門	1	7	8
福島技術開発試験部	7	1	8
原子力人材育成センター	1	6	7
安全試験施設管理部*1	5	—	5

表Ⅲ-6-6 電子工作の受付件数 (2/2)

依頼元 (拠点・部門)	工作種別	一般工作	修理・調整	拠点・部門
バックエンド推進部門		4	1	5
核不拡散・核セキュリティ総合支援センター		2	—	2
原子力エネルギー基盤連携センター		—	—	2
放射線管理部		1	1	2
核融合研究開発部		—	1	1
関西量子ビーム応用研究部門		—	1	1
バックエンド技術部		1	—	1
工作種別合計		96	68	164

*1) H24.9 までの組織で、H24.10 から福島技術開発試験部に統合

6.2.2 機械工作

研究用実験装置・機器及び原子炉照射キャプセルの設計・製作を進めるとともに、関連する技術開発と技術支援を行った。

(1) 製作した主な研究用装置・機器

研究開発部門等からの依頼により、CAD による詳細設計及び詳細設計図面による外注発注を行い、研究者等のニーズに合わせた研究用装置・機器の製作を行った。主な製作品は、高温・高真空環境におけるナノ炭素や金属薄膜の素子試料を製作するために使用する高温真空蒸着治具、照射済み CT 試験片を用いて破壊靱性試験を行うために使用する照射脆化試験治具、J-PARC 中性子非弾性散乱装置の実験に使用する温度差セル及び高レベル廃棄物ガラス固化体を熱源とする熱電発電の予備試験に使用する熱媒体部品等である。

内部工作については、依頼元からの緊急の要求に対応したサービスを進め、実験中の部品の加工や修理等を行った。主な製作品は、センサブラケット、観測井戸採水器回収治具、分光実験用超高真空治具、フィールドスルー用試料ステージ及び鉛コリメータ等である。

(2) 製作した主な照射キャプセル

㈱千代田テクノロ受託 RI 製造用キャプセル、放射化法による Mo/Tc 製造実用化技術開発 KUR (京大炉) 照射用アルミ容器及び経済産業省原子力安全・保安院からの受託事業「軽水炉燃材料詳細健全性調査」に関する JMTR 破壊靱性評価・照射脆化評価キャプセル等の設計・製作及び検査における技術協力を行った。Mo/Tc 製造実用化技術開発 KUR 照射用アルミ容器の外観を図Ⅲ-6-1 に、破壊靱性評価キャプセル照射試料組込作業を図Ⅲ-6-2 に示す。



図Ⅲ-6-1 Mo/Tc 製造実用化技術開発 KUR (京大炉) 照射用アルミ容器



図Ⅲ-6-2 破壊靱性評価キャプセル照射試料組込作業

(3) 技術指導

原子力人材育成センターからの依頼により、国際原子力安全交流対策事業としての海外講師育成研修、原子炉研修一般課程及び東京大学原子力専攻（専門職大学院）において非破壊検査「放射線透過試験」に関する講義及び実習指導を行った。

6.2.3 電子工作

研究用電子機器・装置の設計・製作を継続的に進めるとともに、技術開発においては、J-PARCで利用する中性子回折装置関連装置の検出器周辺の電子回路について開発を進めた。原科研の核物質防護(PP)監視装置の日常点検、故障時の緊急対応及び高経年化対策を継続的に実施するとともに、核物質防護に係る規定改定に伴う防護設備の整備等の対応措置を実施した。

(1) 製作した主な電子機器・装置及び修理業務

研究用原子炉（JRR-3）核計装について、製造メーカーの核計装受注生産からの一部撤退及び製作コストの上昇などにより、研究炉加速器管理部より核計装の製作依頼を受け、起動計の高圧電源の製作を行った。製作に関して、高圧発生部を市販品の高圧電源モジュールを利用することにより、設計時間の短縮、費用節減及び同一機種間の電気的特性のバラツキを低減することができた。

原子力基礎工学研究部門とJ-PARCセンターが開発中の³He代替中性子検出器用電子回路の実用化を昨年度より進めている。今年度は、光電子増倍管（PMT）印加用の高圧電源をヨーロッパ標準規格（VME）モジュールで製作し完成させた。デジタル回路では、デジタル信号処理素子（DSP）搭載ボード構造の改良を進め、ガンマ線検出感度低減処理回路の性能を維持した状態で、小型化に成功した。

修理業務については、放射線計測用標準（NIM）モジュールを中心に修理・点検・調整等を進め、JRR-3核計装の一部についても点検・調整を実施した。また、即応工作では、冷中性子三軸分光器（LTAS）制御盤用延長ケーブルの製作他、多数の特殊ケーブル製作、簡単な回路を組込んだ実験用機器の製作などを進め、工作依頼者に対して迅速なサービスを提供した。

(2) 技術指導

放射線管理部と工務技術部が「放射線センサの特性測定等」に関する技術指導契約を山田技研株式会社と締結し、本契約に係る当該電子回路等について技術指導を行った。この結果、山田技研株式会社が製品化を進めていた放射線メータを搭載した「気象観測一体型放射線センサ」を開発し、福島県南相馬市他にて実証試験を行った。

(3) 技術開発と技術支援

原子力基礎工学研究部門と J-PARC センターが開発を進めている ^3He 代替中性子検出器用電子回路の実用化開発を進めた。アナログ回路では、フォトンカウンティング法による信号読み出しが適するが、5ns 幅程度以下の高速フォトン信号を正確に計測する必要がある。今回、試作した回路を評価試験した結果、2ns 幅までの信号を正確に計測できることを確認できた。デジタル信号処理回路では、その信号読み出しと処理に必要な専用回路である高速アナログデジタル変換(ADC)・信号処理ボードを試作した。アナログ回路を使った高速処理により偽トリガによる不感時間の低減と高速タイミング性能を担保するとともに、トリガがかかったイベントに関しては更にガンマ線や雑音による信号を除去する等のデジタル信号処理を施すことにより、代替中性子検出器として必要十分な性能を確認できた。アナログ回路とデジタル信号処理回路の試作に関して「 ^3He 代替固体シンチレータ型中性子検出器の開発」と題して原子力学会で成果発表を行った。

6.2.4 工作技術課所管施設の被災状況及び処置復旧状況

工作技術課は、機械工作支援を行う工作工場、軽水炉の工学的安全研究を行う大型非定常ループ実験棟(LSTF)、大型再冠水実験棟、二相流ループ実験棟(TPTF)及び機械化工特研の5つの建家を所管している。(工作工場以外は、平成24年9月までの所管)

震災によりこれらすべての建家で設備、備品類の落下、転倒など多くの被害を受けた。工作工場は、建家の主要構造部の被害が著しく応急被災度調査により立入禁止の判定が下された。

平成24年度に実施した処置復旧状況の概要を表Ⅲ-6-7に記す。

表Ⅲ-6-7 工作工場の被害状況と処置復旧状況

建家	被害状況	処置復旧状況
工作工場	主要構造体の柱の損傷	北側一部を残して建家を解体し、新工作工場の新築を完了した。(建家解体工事：平成24年6月1日～平成24年8月31日)、(新工作工場新築工事：平成24年6月1日～平成25年3月18日)

第四章 施設供用と研究開発に係る活動

1 JRR-3 及び JRR-4 を利用する研究開発¹⁾

平成 24 年度の研究炉の施設供用運転について、平成 23 年 3 月 11 日に発生した震災により被災した JRR-3 施設の復旧及び健全性確認は完了しており、運転再開に向けた準備を進めている段階である。また、JRR-4 については健全性確認作業を進めているが、被災したローディングドック B の許認可手続きを伴う復旧対応に期間を要する状況である。これに伴い、平成 24 年度に照射、実験は行われていない。

平成 2 年度からの研究炉における照射キャプセル数の推移を図 IV-1-1 に示す。

平成 2 年度からの研究炉における実験利用状況の推移を図 IV-1-2 に示す。

平成 2 年度からの JRR-3 中性子ビーム実験利用者数の推移を図 IV-1-3 に示す。

平成 10 年度からの JRR-4 実験利用者の推移を図 IV-1-4 に示す。

注) 平成23年度及び24年度は東北地方太平洋沖地震の影響により運転停止。

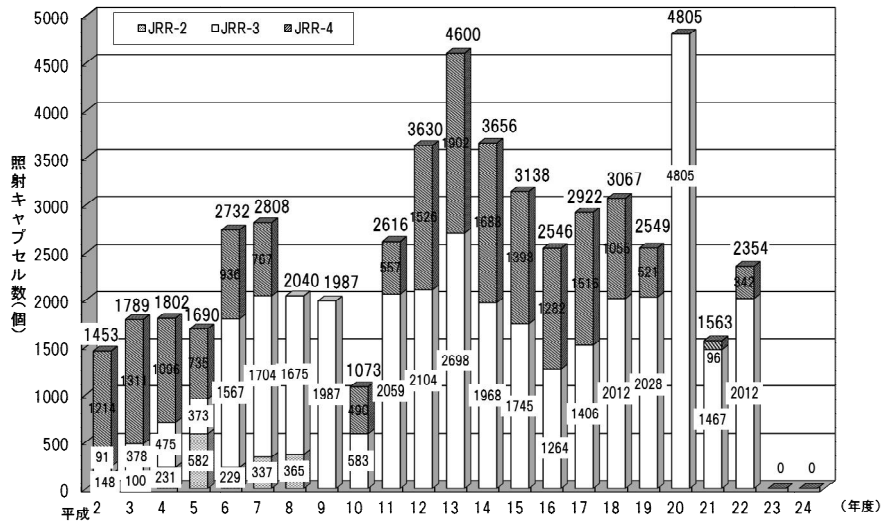


図 IV-1-1 研究炉における照射キャプセル数の推移

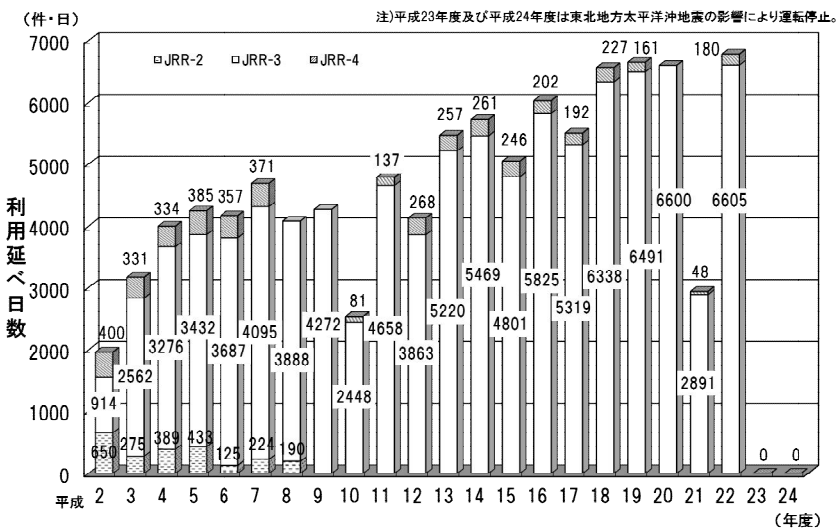
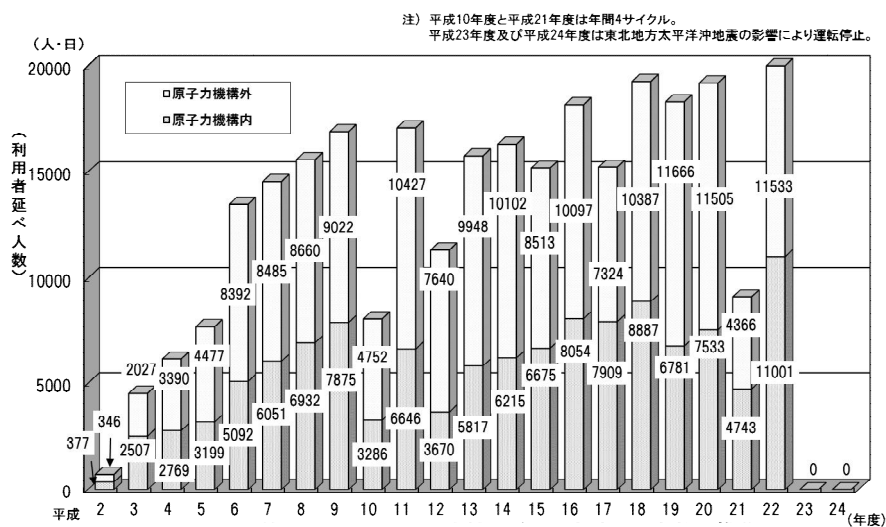
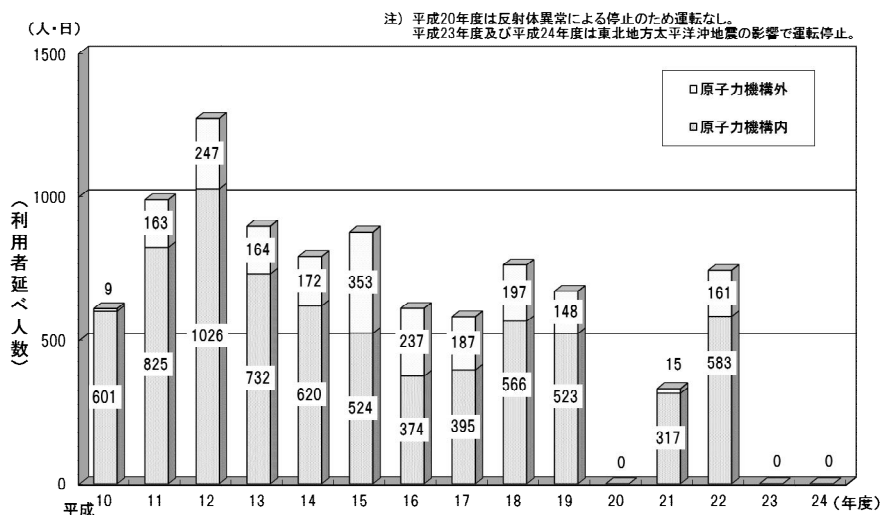


図 IV-1-2 研究炉における実験利用状況の推移



図IV-1-3 JRR-3 中性子ビーム実験利用者数の推移



図IV-1-4 JRR-4 実験利用者数の推移

2 NSRR を利用する研究開発¹⁾

震災により被災した施設・設備の復旧作業のため、照射済燃料及び未照射燃料を用いたパルス照射実験は行わなかった。

3 STACY を利用する研究開発

震災では、福島第一原発 1 号炉から 3 号炉で炉心が大規模に損傷し、大量の燃料デブリが生じているものと考えられる。燃料デブリを、取出し等のため、水中で取扱う際には適切な臨界管理が必要であり、そのための技術開発を進めている。

この技術開発の一環として、燃料デブリの臨界量評価手法を検証する臨界実験も計画しており、STACY 更新炉を用いた実験を検討中である。

(第二章 1.2 「燃料デブリの臨界管理に係る技術開発」を参照のこと。)

4 TRACY を利用する研究開発

安全研究センターサイクル安全研究グループでは、TRACY 実験から得られた知見に基づいて、新しい考え方に基づく臨界事故評価手法を開発しており、その一環として核燃料溶液の臨界事故の第 1 ピーク出力を簡単に精度良く評価できる近似式を提案した³⁾。核燃料施設の臨界事故における作業従事者等の被ばく評価に資することが期待される。また福島第一原発の復旧作業等での臨界事故時の影響を評価する目的で作成されたコードシステム (PORCAS) の主要コードとして、同グループが開発し、TRACY 実験データに基づいて性能評価している AGNES コードが用いられている。

5 FCA を利用する研究開発

原子力基礎工学研究部門炉物理研究グループでは、以前に FCA を利用して得た実験データをもとに、以下に示す研究開発を実施した。

MA 核種等の炉物理実験データベース拡充に向けて、FCA-IX シリーズ炉心の反応率比に関する臨界実験データを、最新の核データライブラリー (JENDL-4.0、ENDF/B-VII.1、JEFF-3.1.2) を用いて解析した。

高性能ジルコニウム反射体評価に関する「常陽」との協力研究として平成22年度に実施したジルコニウム・ステンレス置換反応度試験の結果から、高速炉においてジルコニウム反射体が従来型のステンレス系反射体に比べて有効であることを示すとともに、JENDL-4.0に基づく高速炉の標準的解析手法の妥当性を評価し、その成果を論文として公開した⁴⁾。また、OECD/NEAが主催する核データ評価国際協力ワーキングパーティ (WPEC) のSG35の活動 (高エネルギー領域における散乱角度分布の再評価) に対して、FCA-X炉心等の臨界実験データを活用し、世界の最新核データライブラリーを用いた高速炉心における反射体効果に関する積分テストを実施し、ライブラリー間で比較した。主な結果として、クロム、ニッケル及びナトリウム等の断面積の評価を改善する必要があることを2013核データ国際会議 (ND2013) において報告した。

「水素化物中性子吸収材を用いた革新的高速炉炉心の実用化研究開発 (文部科学省「原子力システム研究開発事業」: 東北大学からの再委託)」では、ハフニウム水素化物制御棒の核的性能評価のための第 1 試験⁵⁾として平成 22 年度に板状模擬物質を用いて FCA において実施した Hf 等の反応度値について総合評価の一環として詳細な実験解析を行った。また、第 2 試験として (株) 東芝の臨界実験装置 (NCA) において実施した HfH 等のピン状試験体の反応度値とともに、解析結果を総合的に評価した。

6 BECKY を利用する研究開発

6.1 超ウラン元素(TRU)高温化学に関する研究

原子力基礎工学研究部門燃料高温科学研究グループでは、平成24年度は、燃料における超ウラン元素(TRU)挙動評価のため、 $\text{Pu}_2\text{Zr}_2\text{O}_{7+x}$ の x と酸素ポテンシャルの関係及び相転移に関するデータを取得したほか、(Pu, Zr)N 窒化物燃料ペレットの焼結試験と密度・微細組織の評価を行った。また、乾式再処理の基礎データ取得のため、 $\text{LiCl-Li}_2\text{O}$ 熔融塩中の AmO_2 の溶解度データ測定試験を行った。

6.2 再処理プロセスに関する研究

原子力基礎工学研究部門湿式分離プロセス化学研究グループでは、モノアミド抽出剤を使用した新しいフローシートに基づく連続抽出試験を実施し、プルトニウムの単離を回避できる核拡散抵抗性に優れた再処理プロセスによって、Uの回収率99.98%、Pu回収率99.99%以上を達成した。また、不純物である模擬FP元素は検出限界以下まで分離されていることを確認した。複数の酸化状態を取るNpについて、その酸化還元挙動に関する基礎的なデータの取得を進め、再処理プロセス等における挙動解析及び再処理プラント材料の腐食挙動解析の基本的データとしての整備を進めている。

6.3 環境試料等の微量分析に関する研究⁶⁾⁻⁹⁾

原子力基礎工学研究部門放射化学研究グループでは、特別会計受託調査研究「保障措置環境分析開発調査」における保障措置ホットセルスワイプ試料の分析技術の開発を継続した。前年度に引き続き、プルトニウム及びMOX粒子の同位体比測定法を開発するためのMOX標準微粒子の作製を進めるとともに、IAEAからの依頼試料の分析を実施した。難分析長寿命核種の分析法開発研究において、Np-237、Zr同位体及びMo同位体を誘導結合プラズマ質量分析計(ICP-MS)により分析するための分離条件を検討し、使用済燃料試料中のこれらの核種を実測した。さらに、DOEとの共同研究として、分析所間の相互検定試料であるU-050のウラン・トリウム同位体比測定のための、分離精製実験を実施した。

6.4 超ウラン元素(TRU)非破壊計測に関する研究¹⁰⁾⁻¹⁶⁾

原子力基礎工学研究部門原子力センシング研究グループでは、文部科学省「核セキュリティ強化等推進事業費補助金」事業により国際的なHe-3ガス供給不足問題を受けて保障措置や核セキュリティ分野で標準的に用いられているHe-3ガス中性子検出器の代替検出器としての固体シンチレータ型中性子検出器及びそれら検出器を用いた核燃料測定装置の開発に平成22年度から継続して取り組んでいる。平成24年度は、固体シンチレータ中性子検出器単体の性能試験やそれら検出器を多用した核燃料測定装置の設計・製作作業を実施した。BECKYにおいて基礎性能を実証するための核燃料測定装置試作機の総合的な基礎試験を実施した。

さらに、BECKYで開発した廃棄物中の微量核物質を迅速に計測できるアクティブ中性子計測システム(高速中性子直接問かけ法)の応用として、平成22年度から原子力機構・人形峠環境技術センターと共同で汚染廃棄物が収められたドラム缶中のウラン量の測定への適用化研究・開発を進めている。平成24年度は、製造コストが従来装置より低く、またIAEA保障措置検認装置としての利用を想定したアクティブ中性子計測システムを人形峠環境技術センターに構築した。平成25年度は、具体的な技術指導を通して人形峠環境技術センターに当該技術を移転し、かつ当該技術の実用化に向けて実廃棄物を用いる実証試験を予定している。

6.5 放射性廃棄物地層処分に関する研究

安全研究センター廃棄物安全研究グループでは、放射性廃棄物処分の長期安全評価に必要なデータ整備の一環として、元素と岩石との相互作用についての分配係数データベースの拡充と分配係数変動要因の検討を行ってきた。平成 24 年度は、分配係数データベースを拡充することに加え、地層処分の安全評価において評価結果に大きく影響を与えるセレンを対象に、岩石中で支配的に収着する鉱物の同定、およびその鉱物に対する収着モデルの構築を行った。また、花崗岩中でセレンを支配的に収着する鉱物である黒雲母を対象としたバッチ式収着試験を実施し、塩水影響下でのセレン分配係数の変動幅を取得した。これらの知見をベースとして、安全評価において現実的に利用可能なセレン分配係数の設定の考え方、手順を整理した。

さらに、堆積岩（砂岩）を対象に、水溶液中の炭酸水素イオン濃度を変化させた条件下でプルトニウムのバッチ式収着試験を低酸素雰囲気下で実施し、地層処分環境下での分配係数を取得した。

6.6 再処理施設における放射性物質移行挙動に関する研究

安全研究センターサイクル安全研究グループでは、再処理施設のリスク評価手法の整備を目的として、頻度は極めて低いが影響の大きいと考えられる事故の影響評価研究を行っている。平成 24 年度は、再処理施設の設計上の想定を超える事象として、冷却機能喪失により高レベル濃縮廃液が沸騰して乾固状態に至る事象を対象としたホット試験を実施し、Ru や Tc、Cs などの移行割合に係るデータを測定した。この移行割合は、廃液中に存在する元素量に対する気相中に放出される量の割合を表しており、事故時に放射性物質が施設外へ放出される量を評価する上で重要なデータである。

6.7 レーザー遠隔分光分析技術に関する研究

原子力基礎工学研究部門遠隔・分光分析研究グループでは、レーザー光を試料に集光照射して生成されるプラズマからの原子発光により元素組成を評価するとともに、波長可変半導体レーザーを入射してその共鳴吸収から同位体組成を評価する、遠隔分析技術の研究開発を推進しており、文部科学省原子力システム研究開発事業により、未照射 MOX 試料を用いて、ウラン、プルトニウムの化学操作に依らない遠隔・非接触、非分離・直接その場分析技術としての実証研究を実施している。次世代 MA 含有 MOX 燃料においては、核燃料物質の含有量及び主たる同位体組成の安全で経済的かつ迅速な分析法の開発や、FP やマイナーアクチノイドからの妨害を受ける従来の中性子計測に依らない、新しい迅速その場分析技術の確立が不可欠となっており、本研究はその技術基盤を確立するものである。また、福島第一原発事故においては、損傷した炉心、格納容器内に存在する熔融核燃料物質や構造物の混合固化体について、元素組成のその場分析技術の開発が求められており、本研究は、光ファイバーを用いたレーザー遠隔検知技術に不可欠な分光データを提供する。平成 24 年度は、本研究を実施するための核燃料物質の使用の変更許可を受け、試験に使用するグローブボックスの既存機器撤去、本試験装置据付、気密パネル更新等の整備を行った。グローブボックスの整備に伴い施設検査を受検するため施設検査申請を行った。施設検査は平成 25 年度に受検する。

7 燃料試験施設を利用する研究開発

7.1 福島第一原発の廃止措置に係る照射後試験

福島特別チーム材料健全性評価技術開発グループでは、福島第一原発の使用済燃料貯蔵プールから取り出した後の燃料集合体の長期健全性評価を実施している。本評価に係る先行試験として、燃料試験施設に保管中の東京電力(株)福島第二原子力発電所（以下「福島第二原発」という。）の燃料被覆管試料を用いた人工海水中での腐食特性試験を実施するために、試料切断、脱燃料等の試料調製を実施し、WASTEFへ搬出した。

臨界管理技術開発グループでは、福島第一原発の燃料デブリの臨界管理技術の開発を実施している。臨界管理手法の整備のため燃焼計算コードの改良を検証する目的で、燃料試験施設に保管中の福島第二原発の燃料試料を組成分析用に厚さ約 1 mm のディスク状に切断し、WASTEFへ搬出した。また、臨界管理技術開発グループと電力中央研究所との共同研究「使用済燃料の放射線計測による燃焼度及び未臨界度測定に関する研究」の一環として、燃料試験施設に保管中の福島第二原発の燃料試料から発生する γ 線及び (n, γ) 反応による γ 線の計測を実施した。

7.2 反応度事故及び冷却材喪失事故に関する試験等

安全研究センター燃料安全研究グループは、原子力規制委員会原子力規制庁から「燃料等安全高度化対策事業」を受託している。本事業の一環として平成 23 年 1 月に受け入れた欧州照射高燃焼度燃料セグメントについて、外観観察、寸法測定、X線透過試験、 γ スキニング等の非破壊試験を実施した。

反応度事故（RIA）試験関係では、震災前に RIA 試験に供した燃料の非破壊及び破壊試験を進めるとともに、次の RIA 試験に用いる燃料棒から化学分析用試料を採取し、WASTEFへ搬出した。

冷却材喪失事故（LOCA）試験関係では、試験用燃料棒を 2 本作製し、LOCA 時の非常炉心冷却装置（ECCS）による水の注入を模擬した急冷試験（クエンチ試験）を実施した。また、リファレンス試料に対する金相試験を実施した。

7.3 出力急昇試験等

安全研究センター高度化軽水炉燃材料研究グループは、大洗研究開発センター材料試験炉 JMTR の燃料異常過渡試験装置を用いた軽水炉の出力急昇（Power Ramp）試験を進めており、平成 23 年 1 月 8 日に燃料試験施設に受け入れた欧州照射高燃焼度燃料セグメントについて、非破壊試験後に出力急昇試験用燃料棒（燃焼棒伸び測定用）を 1 本製作した。

7.4 J-PARC 関連等

J-PARC センター核変換セクションでは、核変換実験施設の開発・整備に係る核破砕中性子源のターゲット容器材料の寿命評価のため、スイス・ポールシェラー研究所の陽子加速器 SINQ で照射された微小試験片及び未照射試験片のうち、WASTEF で引張試験を実施した後の試料（9 試料）について、走査型電子顕微鏡（SEM）を用いた破断面観察を実施した¹⁷⁾。

8 WASTEF を利用する研究開発

8.1 材料の研究

(1) 福島第一原発事故対応に関する研究

福島特別チーム材料健全性評価技術開発グループでは、福島第一原発の使用済燃料貯蔵プールから取り出した後の燃料集合体の長期健全性評価のため、先行試験として、燃料試験施設に保管

されている福島第二原発の高燃焼度燃料被覆管から採取された孔食電位測定用及び浸漬腐食試験用の各試料を搬入後、試料調製を実施し、人工海水中での孔食電位測定及び比較材として未照射被覆管を含めた人工海水中での浸漬腐食試験を実施した。また、孔食電位測定後及び浸漬腐食試験後の各試料の外観観察を行い、燃料試験施設にて走査型電子顕微鏡（SEM）を用いた表面観察等を実施するため、試料を搬出した。さらに、高燃焼度燃料被覆管のリング引張試験に先立ち、比較データを取得するため、未照射被覆管のリング引張試験等を実施した。

(2) 原子力プラント用材料の IASCC に関する研究

原子力基礎工学研究部門照射材料工学研究グループでは、軽水炉内構造材料の応力腐食割れ（IASCC : Irradiation Assisted Stress Corrosion Cracking）進展への中性子照射影響の機構論的研究において、低照射領域のマイクロ組織変化に及ぼす照射速度の影響を調査するため、大洗研究開発センター材料試験炉 JMTR で中性子照射されたオーステナイト系ステンレス鋼試料を電解研磨により薄膜化し、透過型電子顕微鏡（TEM）を用いたマイクロ組織観察を実施した。

(3) 耐食材料に関する研究

原子力基礎工学研究部門防食材料技術開発グループでは、日本原燃（株）からの受託研究「 γ 線照射下 Np 添加高レベル模擬廃液中におけるステンレス鋼の耐食性データ取得」において、再処理機器として用いられている 304 系 ULC ステンレス鋼と代替材料として想定される 310 系 EHP ステンレス鋼について、 γ 線照射下 Np 添加ホット模擬液を用いた腐食試験実施に必要なホット腐食試験装置の整備を行った。

(4) その他の材料研究

J-PARC センター核変換セクションでは、核変換実験施設の開発・整備に係る核破碎中性子源のターゲット容器材料の寿命評価のため、スイス・ポールシェラー研究所の陽子加速器 SINQ で照射された微小試験片及び未照射試験片の引張試験を実施した。また、試験後の各試験片の外観観察を行った¹⁸⁾。

核融合研究開発部門核融合炉構造材料開発グループでは、炉心プラズマ研究開発及び核融合工学研究開発のため、米国オークリッジ国立研究所 HFIR で照射された核融合炉構造材試料の外観観察を実施した。

8.2 燃料の研究

(1) 福島第一原発事故対応に関する研究

福島特別チーム臨界管理技術開発グループでは、福島第一原発の燃料デブリの臨界管理技術の開発のため、平成 25 年度に燃料溶解試験に供する化学分析用試料を燃料試験施設から搬入した。

燃料デブリ評価技術開発グループでは、模擬燃料デブリを用いた特性の把握のため、第 4 研究棟で調製された天然ウラン含有模擬デブリ試料を搬入後、熱拡散率測定を実施した。

廃棄物分析グループでは、経済産業省資源エネルギー庁からの受託事業「平成 24 年度地層処分技術調査等事業」において、福島第一原発の事故で発生した廃棄物の性状調査等のため、発電所内で採取された瓦礫及び汚染水等を搬入後、分取・小分けを行い、バックエンド技術開発建家にて放射能性状把握分析を実施するため、試料を搬出した。

(2) その他の燃料研究

安全研究センター燃料安全研究グループは、原子力規制委員会原子力規制庁から「燃料等安全高度化対策事業」を受託している。本事業における反応度事故時の燃料挙動評価に必要なデータを取得するため、欧州照射高燃焼度燃料セグメントから採取した化学分析用試料を燃料試験施設より搬入し、試料の溶解、希釈・分取を行い、同液を第4研究棟へ搬出した。また、比較データを取得するため、同様の溶解、分取等を国内照射燃料に対して実施した。

安全研究センターサイクル安全研究グループでは、(独)原子力安全基盤機構からの受託事業「平成20～23年度軽水炉燃焼燃料の核分裂生成核種組成測定試験」のフォローアップとして、平成20年度に高燃焼度燃料集合体から採取された化学分析用試料を溶解して得た燃料溶解液について希釈・分取を行い、NUCEFにて同液の同位体組成分析を実施するため、同液を搬出した。

8.3 超ウラン元素(TRU)燃料高温化学の研究

原子力基礎工学研究部門燃料高温科学研究グループでは、文部科学省からの受託研究「照射を目指したMA合金燃料の製造基盤技術の開発」において、超ウラン元素(TRU)合金の調製条件と特性の関連を調査するため、大洗研究開発センター燃料研究棟で調製されたU-Zr合金試料及びU-Pu-Zr合金試料の酸素・窒素分析、比熱容量測定及び熱拡散率測定等を実施した。また、スウェーデン王立工科大学との共同研究「窒化物燃料の調製と分析に関する研究」において、TRU窒化物の調製条件と特性の関連を調査するため、NUCEFで調製された(Pu, Zr)N試料を搬入後、酸素・窒素分析、炭素分析、比熱容量測定及び熱拡散率測定を実施した。さらに先端基礎研究センターとの連携において、Am酸化物の磁気的性質を調査するため、Am(O-17)₂試料の調製及びX線回折試験等を実施するとともに、東北大学金属材料研究所で核磁気共鳴測定を実施するに先立ち、試料の密封処理のためプルトニウム研究1棟へ搬出した。

9 バックエンド技術開発建家を利用する研究開発

9.1 放射能測定手法の簡易・迅速化に関する技術開発

低レベル放射性廃棄物の埋設処分に当たっては、法律で定められる技術基準に従い、廃棄体の放射能濃度を確認する必要がある。そこで、バックエンド推進部門廃棄物確認技術開発グループでは、廃棄体の合理的な放射能濃度確認方法を確立するために、廃棄物試料を効率よく定常的に分析できる簡易・迅速な放射能分析法の開発を行っている。これまでに、処分安全評価上の重要核種(29核種)について、マイクロ波加熱を用いた迅速な試料分解法、多重γ線測定法を用いた高感度非破壊γ線測定法、イオン交換分離に代わって固相抽出剤等を用いるα・β・X線放出核種の簡易・迅速分離法、レーザー共鳴イオン化質量分析法(RIMS)や加速器質量分析法(AMS)による長寿命核種分析法、の各テーマについて要素技術開発を進めるとともに、実廃棄物試料を用いた汎用性検証試験(確証試験)を実施してきた。平成24年度は、これまでに開発した簡易・迅速分析法に関する確証試験として、「新型転換炉ふげん発電所」から採取した金属配管試料を対象として、α線放出核種(²³⁴U、²³⁵U、²³⁸U、²³⁸Pu、²³⁹Pu、²⁴⁰Pu、²⁴¹Am、²⁴⁴Cm)及びβ・X線放出核種(³H、¹⁴C、³⁶Cl、⁵⁹Ni、⁶³Ni、⁹⁰Sr、⁹⁹Tc、¹²⁹I)の分析試験を実施した。

10 タンデム加速器を利用する研究開発¹⁾

10.1 利用状況

平成 24 年度のタンデム加速器の利用申込状況は表IV-10-1 のとおりである。また、研究分野別及び利用形態別の利用実施状況を表IV-10-2、表IV-10-3 に示す。

表IV-10-1 平成 24 年度のタンデム加速器の利用申込状況

課題審査会採択課題数	
所内利用	6
共同研究・施設共用	20
実験課題申込件数	35
所外・機構外利用者延べ人数	108
所内・機構内利用者延べ人数	43
利用機関の数	32

注] 実験課題申込件数とは、マシンタイム毎に実験の実施計画書を採択課題利用者から提出してもらっており、その年度内合計である。

表IV-10-2 研究分野別利用実施状況

研究分野	利用日数 [日]	利用率 [%]
核物理・核データ	29	25.7
核化学	27	23.9
原子・固体物理・照射効果	36	31.9
産業利用	1	0.9
加速器開発	20	17.7
合計	113	100

表IV-10-3 利用形態別利用件数と比率

利用形態	利用日数 [日]	利用率 [%]
施設供用	18	15.9
共同研究	47	41.6
所内・機構内単独利用	39	34.5
JST 課題 (受託研究)	9	8.0

10.2 利用研究の成果

研究分野別の主な実験成果は以下のとおりである。

(1) 核物理研究

- ・ JST 受託研究「高燃焼度原子炉動特性評価のための核分裂片及び遅発中性子収率高精度化に関する研究」(H24-27) の成果の一環として、 $^{180+238}\text{U}$ の代理反応実験により、ウランからプルトニウムに至る 12 核種の核分裂片質量数分布とその複合核励起エネルギー依存性を取得できることを示した。

(2) 核化学研究

- ・ 基礎的な化学量である第一イオン電位を超重元素領域において決定することを目的に実験を進め、ガスジェット結合型表面電離イオン源の改良により、Lr のイオン化電位が同族の Lu に比べ明らかに低いことを確認した。
- ・ 放射性医薬品のための α 放出核種供給法として、 $^{211}\text{Rn}/^{211}\text{At}$ ジェネレータの開発に必要となるアスタチンの化学的挙動を明らかにした。

(3) 固体物理・原子物理・照射損傷研究

- ・ CeO_2 焼結体に高速重イオン照射による高密度電子励起を与えることで、大きく変化する磁性や電気伝導度について、定量的な評価を進めた。現象としての物理的起源を明らかにするとともに、重元素酸化物を用いた新たな磁気デバイスなどへの応用を模索する。
- ・ リチウム二次電池材料内での Li 自己拡散を評価するための手法として、短寿命核 ^6Li ビームを用いたオンライン拡散係数測定手法を改良し、ナノスケールでの拡散係数直接測定法を開発した。

(4) 加速器開発

- ・ 物質への照射効果が大きいことが期待される分子ビームの一種である C_2 カーボンクラスターの二次電子分光測定に成功した。実験ユーザーによる詳細実験へ移行する。
- ・ Xe 照射による試料作製と C ビームによる RBS 測定は、イオンビームの切替に時間を要していたため、Xe 照射直後・照射中の照射効果を観察することが出来なかった。スケーリングビーム加速法を用いて Xe と C の迅速切替による同一試料の交互照射並びに Xe と C の同時照射により、照射試料の RBS 測定を行い、照射効果の照射量依存性を測定する技術を開発した。

11 大型非定常ループ実験棟を利用する研究開発

大型非定常ループ実験棟 (LSTF) は、加圧水型原子炉 (PWR) を模擬した世界最大の熱水力総合試験装置であり、継続して PWR 事故時の冷却材挙動に関する研究試験を行っている。軽水炉の熱水力安全上の課題を解決するために原子力機構が主催する国際共同研究 OECD/NEA ROSA プロジェクト (14 カ国 18 機関参加) は、内外の要請に応じて平成 21 年度より第 2 期計画 (ROSA-2 プロジェクト) を開始した。平成 24 年度は同プロジェクトの最終試験として、中口径配管破断冷却材喪失事故時の熱水力挙動に関する試験を実施し、現象理解と安全評価コードの検証に必要な詳細データを取得した。LSTF はさらに、民間からの試験要請にも応え、小口径配管破断冷却材喪失事故時の蒸気発生器減圧冷却効果に関して、破断サイズと蒸気発生器二次側減圧冷却の組み合わせを変えた模擬試験を 3 回実施し、蒸気発生器を用いた早期減圧冷却の事故収束に対する有効性確認と安全評価コードの検証に必要な詳細データを提供した。

12 二相流ループ実験棟を利用する研究開発

原子力基礎工学研究部門熱流動研究グループは二相流ループ実験棟 (TPTF) を使ってワイヤーメッシュセンサーを用いた気液二相流における気相割合を計測する技術を開発している。平成 24 年度は新たに 9×9 のワイヤーメッシュセンサーを製作した。また、原子力システムで広く使われている沸騰現象の熱伝達メカニズムを解明するため、開発した高密度高速度温度・熱流束計測技術をプール沸騰実験に適用し、単一気泡下における温度・熱流束分布データを取得した。さらに、

福島第一原発事故後の炉内への海水注入による炉内熱流動への影響を調べるため、海水熱伝達試験装置を製作後、装置の試運転を実施した。

13 放射線標準施設を利用する研究開発

13.1 利用状況

放射線標準施設（FRS）は、中性子線、 γ 線、X線及び β 線の国家標準とトレーサビリティが確保された二次標準校正場を有する国内随一の校正施設であり、種々の放射線測定器の校正、特性試験、測定器等の研究開発等に利用されている。平成24年度における原子力機構内外から依頼のあった施設供用及び原子力機構内利用の件数は合計で延べ20件であり、その内訳を表IV-13-1に示す。

原子力機構外からの利用は、測定器メーカー等によるもので、その研究課題のほとんどが、放射線計測器の開発に係る性能確認等であった。原子力機構内からの利用は、主に研究炉加速器管理部及び核燃料サイクル工学研究所放射線管理部によるもので、その研究課題は、医療照射用リアルタイム小型中性子モニタの感度特性評価及び電子式個人線量計の特性試験であった。

表IV-13-1 原子力機構内外からの施設供用等の件数
(平成24年度)

線種 利用区分	加速器 中性子	RI 中性子	γ 線	X線	β 線	合計 (課題数)
原子力機構内	0	1	8	1	0	10(9)
原子力機構外	1	5	3	1	0	10(8)
合計	1	6	11	1	0	20(17)

13.2 利用研究の成果

FRSを利用した研究部門の主な研究成果の概要を以下に示す。

13.2.1 医療照射用リアルタイム小型中性子モニタの感度特性評価

つくば国際戦略総合特区の先導的プロジェクトの1つである「次世代がん治療（BNCT）の開発・実用化」において、原子力機構は、筑波大学、北海道大学、高エネルギー加速器研究機構及び茨城県に対し「ホウ素中性子捕捉療法の研究開発・実用化に関する協力合意書」に合意した。これに基づき、研究炉加速器管理部が、加速器BNCT照射場を対象とした医療用リアルタイム小型中性子モニタの開発を行っている。

開発中のリアルタイム小型中性子モニタは、2系統からなるプローブ（中性子用：LiF粉末添加プラスチックシンチレータ、ガンマ線用：プラスチックシンチレータ）、光ファイバー（30m）及び計測モジュールから構成される。中性子束は、ガンマ線を差分して算出することから、校正場でのガンマ線の感度特性の情報は非常に重要となる。このため、製作中のリアルタイム小型中性子モニタのガンマ線に対する感度特性を明らかにするために、2種類のリアルタイム中性子モニタを表IV-13-2に示す構成で、FRSの ^{60}Co 線源（1.5Sv/h）を用いて照射を行った。なお、照射は、シンチレータ部の鉛遮蔽がありの場合及び鉛遮蔽がなしの場合について実施した。

測定結果を表IV-13-3に示す。シンチレータのガンマ線感度は、中性子モニタ2（プラスチックプローブ）の方が中性子モニタ1（石英プローブ）よりも中性子用で約1.5倍、ガンマ線用で

約2倍大きいことが分かった。一方、光ファイバーのガンマ線感度は、プラスチックプローブの方が石英プローブよりも約2倍大きくなり、石英ファイバーの方がガンマ線に対して低感度であることが分かった。また、シンチレータによる計数率の寄与が、約20%～約30%であったことから、光ファイバーによる計数率の寄与が比較的大きいことが分かった。これらの実験で取得したガンマ線感度特性結果は、今後の中性子照射場実験でのガンマ線感度を評価するために使用する。

表IV-13-2 照射実験における中性子モニタの構成

モニタ名	シンチレータ	プローブの光ファイバー材料	光ファイバー(30m)	計測モジュール
中性子モニタ1	濃縮LiF粉末+プラスチックシンチレータ(ch1)	石英	プラスチックファイバー1	モジュール1
	プラスチックシンチレータ(ch2)			
中性子モニタ2	濃縮LiF粉末+プラスチックシンチレータ(ch1)	プラスチック	プラスチックファイバー2	モジュール2
	プラスチックシンチレータ(ch2)			

表IV-13-3 照射実験結果

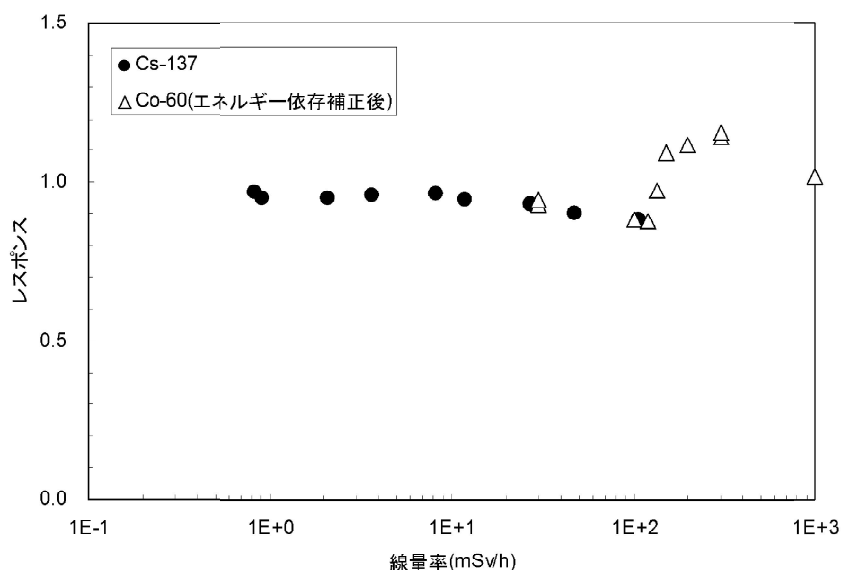
照射条件	計数率(cps)				感度比 (中性子モニタ2 / 中性子モニタ1)	
	中性子モニタ1		中性子モニタ2		中性子用	ガンマ線用
	中性子用 ch1	ガンマ線用 ch2	中性子用 ch1	ガンマ線用 ch2		
シンチレータ部鉛遮蔽あり	2985	2227	6090	4393	2.04	1.97
シンチレータ部鉛遮蔽なし	4020	3172	7628	6340	1.90	2.00
シンチレータ部のみ	1034	946	1538	1947	1.49	2.06
シンチレータ寄与比	0.26	0.30	0.20	0.31		

13.2.2 電子式個人線量計の特性評価

外部放射線による被ばくの防護においては、体表面に取り付けた個人線量計で実測した1cm線量当量 ($H_p(10)$) をもって実効線量の代替とする管理が一般に行われる。しかしながら、線量限度を超える線量域等の場合、そのときの被ばく状況を考慮しつつ個人線量計の特性の追加調査を行うなどして、その線量計の性能を確認しておくことが望ましい。この目的で、福島第一原発事故の際に発電所構内で使用されていたものと同じ型式の電子式個人線量計 (Panasonic ZP-1460) について、線量率特性と人体形状 (RANDO) ファントムでの方向特性を調べた。実験は放射線標準施設棟と計測機器校正施設で行い、前者の施設で ^{60}Co γ 線、後者の施設で ^{137}Cs γ 線および実効エネルギー35～180 keV の X 線を個人線量計に照射した。線量率特性試験ではファントムを使用せず、方向特性試験においてのみファントムの胸部に個人線量計を固定した。

個人線量計位置での積算線量 (線量率×照射時間) に対する個人線量計の指示値の比 (以下「レスポンス」と記す) を線量率の関数として表した結果を図IV-13-1に示す。線量率10 mSv/hを超える辺りから数え落としのためレスポンスが徐々に下がり始めるが、線量率100 mSv/hを超える辺りで数え落とし補正が自動的になされることが図から確認された。

また、方向特性試験の結果、人体形状ファントムの胸部に取り付けた個人線量計の指示値は、 γ 線が正面から垂直に入射する条件だけでなく、さまざまな方位から体軸に対して垂直に一樣入射する条件 (回転入射: 放射性物質が周囲に一樣に堆積し、その環境下で作業者がランダムに動き回るときの曝露条件に相当する) においても、実効線量と同程度又はそれを超える値を示すことが確認できた。このことは、当該個人線量計は、事故当時に作業者の外部被ばくによる実効線量を大きく過小応答することなく適切な指示値を示したことを示唆する。



図IV-13-1 電子式個人線量計のレスポンスの線量率特性

14 分析機器の共同利用に係る活動

14.1 共用分析機器の維持管理

共同利用に供する分析機器の効率的な利用のため、これらの分析機器について、必要な性能を維持するために、標準溶液、密封標準線源等を用いた各分析機器の校正及びメンテナンス（分解洗浄、修理、調整等）を適宜実施した。なお、共同利用に供する分析機器を表IV-14-1に示す。

表IV-14-1 共同利用分析機器 (1/2)

分析機器名	設置場所	性能等
誘導結合プラズマ質量分析装置 (ICP-MS)	第4研究棟 315AB号室	誘導結合プラズマをイオン源とする質量分析装置である。溶液試料を霧状にしてイオン源に導入して元素をイオン化し、電場により質量ごとに分離した後、同位体イオンを測定する。元素の同位体測定が可能であり、一般的に溶液中元素濃度として ppm (= μg/ml) から ppb (=ng/ml) レベルで測定でき、元素の定量も可能である。
誘導結合プラズマ発光分析装置 (ICP-AES)	第4研究棟 315AB号室	元素の発光に誘導結合プラズマを用いる発光分光装置である。試料の導入は、誘導結合プラズマ質量分析装置と同様である。誘導結合プラズマ発光分析装置では、元素の発光スペクトルを測定する。一般的に溶液中元素濃度として ppm レベルの元素の定量が可能である。
イオンクロマトグラフ装置	第4研究棟 313B号室	溶液中の微量無機陰イオン類、アルカリ金属、アンモニウムイオン等の分析ができる。検出下限は、一般的に数十 ppm レベルである。

表IV-14-1 共同利用分析機器 (2/2)

分析機器名	設置場所	性能等
液体シンチレーション計数装置	第4研究棟 311号室	放射性核種（特に低エネルギーのβ核種及びα核種）の測定を高計数効率で実施することが可能である。
γ線測定装置	第4研究棟 311号室	γ線放出核種の測定を実施することが可能な、遮蔽の付いたGe半導体検出器（横型）である。検出器からのパルスを波高分析器により分別し、γ線スペクトルを得ることができる。

14.2 共用分析機器の利用

原子力機構内の研究開発部門及び研究拠点からの分析機器の利用・依頼に応じ、分析機器の共同利用を実施するとともに分析技術相談に応じた。平成24年度の分析機器の共同利用（依頼分析を含む）は52件（このうち福島関連13件）であった。分析機器の共同利用の依頼元は、バックエンド推進部門（17件）、原子力基礎工学研究部門（11件）、放射線管理部（5件）、先端基礎研究センター（1件）であった。分析機器毎の利用件数及び主な依頼元・利用内容を表IV-14-2に示す。

表IV-14-2 平成24年度の分析機器の共同利用実績 (1/2)

分析装置	利用件数	主な依頼元	主な利用内容
誘導結合プラズマ発光分析装置 (ICP-AES)	16	放射線管理部 環境放射線管理課	生体試料中の天然ウラン定量
			環境試料（海水）中のSr-90定量のためのCa, Srの定量
		バックエンド推進部門 廃棄物確認技術開発グループ	滞留水試料中のNi-63（回収率）の定量
			廃棄物確認技術開発のためのふげん金属試料の表面溶解試料中のCr, Mn, Fe, Co, Ni, Sr, Siの定量
液体シンチレーション計数装置 (LSC)	14	バックエンド推進部門 廃棄物確認技術開発グループ	滞留水試料中のNi-63の定量
			廃棄物確認技術開発のためのふげん金属試料の表面溶解試料中のSr, Niの放射能測定
		原子力基礎工学研究部門 湿式分離プロセス化学研究グループ	ジアミド化合物によるマイナーアクチノイド相互分離技術開発のための抽出溶液中のTcの定量
			ジアミド化合物によるマイナーアクチノイド相互分離技術開発のための抽出溶液中のAm, Cm, Npの定量

表IV-14-2 平成24年度の分析機器の共同利用実績 (2/2)

分析装置	利用 件数	主な依頼元	主な利用内容
誘導結合プラズマ質量分析装置 (ICP-MS)	5	バックエンド推進部門 廃棄物確認技術開発グループ	廃棄物確認技術開発のためのふげん金属試料の表面溶解試料中のUの定量
		放射線管理部 環境放射線管理課	尿中U濃度測定

- ・複数の分析機器を利用して実施した場合があるため、利用の件数と共同利用の件数とは合わない。
- ・イオンクロマトグラフ装置及びγ線測定装置は利用がなかった。

15 研究炉等を利用する人材育成

原子力人材育成センターでは、原科研の研究炉等の施設を活用することにより、各種技術研修及び大学との連携による人材育成事業を実施している。研修による人材育成では、原子炉工学、ラジオアイソトープ (RI) ・放射線利用、法定資格の取得に関する研修を実施するとともに、行政ニーズに柔軟に対応した臨時研修を行った。大学との連携協力では、講師派遣や学生の受入等により、連携大学院方式に基づく協力、大学連携ネットワークへの協力を実施した。国際研修では、アジア・太平洋諸国を対象とした指導教官研修等を実施した。

15.1 国内研修

国内研修では、RI・放射線技術者の養成研修に関して、放射線部門の研修として放射線基礎課程を1回、放射線安全管理コースを1回及び放射線防護基礎コースを1回実施するとともに、法定資格取得のための登録講習として第1種放射線取扱主任者講習を7回及び第3種放射線取扱主任者講習を7回開催した。

原子力エネルギー技術者の養成に関する研修として、原子炉研修一般課程 (前期課程) を1回、原子炉工学特別講座を上期2回、下期2回の計4回及び原子力・放射線入門講座を1回開催した。また、原子力安全・保安院からの委託研修として原子力一般研修を1回行った。さらに、リスクコミュニケーション講座を1回開催した。

なお、当初計画した研修のうち、中性子利用実験基礎講座 (1回) については、JRR-3の運転が再開されなかったため、中止とした。

15.2 大学との連携協力

原子力人材育成センターでは、大学等との連携協力として、原子力教育大学連携ネットワークの運営を初めとし、各大学 (筑波大学ほか、合計18大学) との教育研究に係る協定に基づき、職員を連携教員として派遣し、その連携教員の下に学生研究生を受け入る連携大学院方式による協力、学生受入制度の運用及び大学からの依頼に基づく実習を実施している。原子力機構と六つの大学 (東京工業大学、福井大学、金沢大学、岡山大学、茨城大学及び大阪大学) で共同運営する原子力教育大学連携ネットワークでは、連携・協力推進協議会での確認のもと、連携教育カリキュラムを実施し、原科研内では学生受入制度の身分を持つ学生が共通講座を原子炉特別研究棟にて受講した。連携大学院方式に準じた形で、原子力専門家養成を目的とした東京大学大学院工学系研究科原子力専攻 (専門職大学院) では、14名の学生を学生研究生として受け入れ、年間を通

じた講義及び実験・実習の実施に協力した。講義は研修講義棟講義室 C を利用して行い、実習では原子炉特別研究棟、RI 製造棟のほか、NUCEF、NSRR、JRR-4、第 3 研究棟、機械化工特研（非被災エリア）、工作工場（非被災エリア）、高温工学特研、大型非定常ループ実験棟及び燃料試験施設にて各種実習を行った。これらの他、大学等からの依頼に基づく実習について、原子炉特別研究棟、RI 製造棟及び第 2 廃棄物処理棟にて各種実習を行った。

15.3 国際研修

文部科学省からの平成 24 年度受託事業「国際原子力安全交流対策（講師育成）事業」（ITP）に基づき、インドネシア、タイ、ベトナム、バングラデシュ、カザフスタン、マレーシア、フィリピン、モンゴルの 8 カ国に対して国際研修を実施した。この ITP は、現地の講師候補者を我が国に受け入れ、講義、実習、演習等を通じて研修技術を学ばせる講師育成研修(ITC)とともに、ITC 実施後に現地で実施される研修を専門家派遣等によって支援すること(FTC)により、現地講師育成を図るものである。平成 24 年度は上記 8 カ国に対し、「環境放射能モニタリング」（計 6 名）、「原子力・放射線緊急時対応」（計 6 名）、「原子炉工学」（計 18 名）の ITC を人材育成センターにおいて実施した。また、インドネシア、タイ、ベトナム、バングラデシュ、カザフスタン、マレーシア、フィリピンの 7 カ国で実施された FTC へ日本側専門家を派遣し、技術的支援を行った。なお、技術・知識レベルの向上を目的とした原子力技術安全セミナーとして、平成 24 年度に、原子力プラント安全（計 10 名）、原子力行政（計 9 名）放射線基礎教育と被爆医療（計 16 名）及び原子力施設立地（計 7 名）の 4 つのコースについて研修を併せて実施した。

15.4 人材育成のために利用した施設等

上記の国内外研修、大学との連携協力等では、原科研の JRR-1 原子炉シミュレータ、研究炉を利用した炉物理、原子炉シミュレータ運転等に関する実習、原子炉特研建家内の設備を利用した放射線の取扱、放射線の遮蔽、中性子実験、霧箱観察、放射線エネルギー測定、沸騰熱伝達、金属材料強度等に関する実習を実施した。また RI 製造棟研修施設の設備を利用して放射性物質の安全取扱、放射化分析、RI・放射線の利用、除染、水中及び空气中放射能濃度測定等に関する実習を実施した。さらに NUCEF を利用した核燃料物質取扱に関する実習、機械化工特研内の設備を利用した熱流動に関する実習、工作工場内の設備を利用した非破壊検査に関する実習、燃料試験施設内の設備を利用した照射後実験に関する実習、高温工学特研内の設備を利用した破壊力学に関する実習等を実施した。

この他、各種研修や東大との連携協力では、JRR-3、NSRR、NUCEF、大型ホットラボ、高温ガス炉、常陽、J-PARC、廃棄物処理施設、那珂核融合研究所、核燃料サイクル工学研究所などの施設見学をカリキュラムの一部として実施した。

第五章 原子力科学研究所の活性化に係る活動

1 業務レビュー

原科研において、平成 21 年度及び平成 23 年度に、業務改善に関する意識醸成や活動定着を目的とした業務レビューを実施しており、平成 24 年度は抽出された主な課題へのフォローアップを行った。

まず、これまでの業務レビューの実施状況を以下に示す。

平成 21 年度においては、WBS (Work Breakdown Structure) の手法を応用し、業務の見える化を図るとともに、業務の質について指標を定めて分析評価を行った。その評価結果を基に、部課室レビュー及び原科研レベルでの部長による相互レビュー（すなわちピアレビュー）により、業務の効率化、予算執行の合理化、組織の効率化、業務量の縮小等について、業務改善の課題が抽出され、同時に改善に関するフォローアップを実施してきた。

平成 23 年度は、上記ピアレビューから 2 年しか経っておらず、大規模なレビューを再度行っても結果に大きな違いが期待できないことから、定常的な業務改善活動としてレビューの活動を定着させることを目指した。このため、現場の取組みを重視する観点から、業務内容を各課の課員が自らレビュー・検討するとともに、原科研に設置した業務レビューTF により問題点や改善案を課題として以下のように取りまとめた。

- ・安全管理に関する業務の効率化について（7 課題）
- ・施設管理の適正化について（2 課題）
- ・適切な業務委託の利用による業務の効率化等について（2 課題）
- ・契約手続きの効率化について（3 課題）
- ・書類作成や事務手続きの効率化について（3 課題）
- ・人材の活用について（3 課題）
- ・その他（4 課題）

平成 24 年度は、業務レビュー活動で抽出された課題のうち、以下に示す主要案件について改善の進展を把握することとした。年度実施計画に対する業務の進捗状況を年度の上期・下期に所長ヒアリングにより確認しており、改善の進展把握もこれらに併せて実施した。

（平成 23 年度抽出課題）

- ・安全管理に関する業務の効率化について：3 課題
- ・施設管理の適正化について：1 課題
- ・契約手続きの効率化について：3 課題
- ・書類作成や事務手続きの効率化について：1 課題

（平成 21 年度抽出課題：継続課題）

- ・業務体制等見直し：5 課題

（平成 21 年度抽出課題：将来課題）

- ・施設集約化等検討：5 課題

所長ヒアリングでは、各部が担当する各課題の対応策への取組状況を報告しており、取組を通して改善に対する意識醸成や業務の資質向上につながったと言える。

業務レビューは 2 年に 1 回実施することとしており、平成 25 年度は継続して改善の進展を図るとともに、昨今の予算や人員等の削減の影響を考慮したレビューを実施する予定である。

2 人材の育成・活用

原子力機構のミッションを達成し、成果をあげるために最も重要な資源は「人」である。職員

の一人ひとりが自分の役割を理解し、着実な成果をあげるためには、個人の能力を高める必要がある。このため、原科研では人材育成・活用を研究所運営の重要事項と位置づけ、平成 20 年度から副所長を委員長とする人材育成・活用検討タスクフォース（以下「人材育成 TF」という。）を設置し、様々な取り組みを行ってきた。

平成 24 年度の人材育成 TF では、平成 23 年度の活動のうち、既にラインで実施できる定着した事項を除外し、今後、原科研が必要とする人材を育成する上で効果的である事項を新たに追加し、平成 24 年度の活動とした。以下に人材育成 TF における平成 24 年度の主な活動内容を示す。

2.1 人材育成に係る原科研としての取り組み

原科研が人材育成上取り組むべき事項について、①技術者としての意識の向上、②許認可業務対応能力の向上、③資格取得及び技術能力向上の奨励、④技術者としてのキャリアの計画的育成及び幅広い知識・経験習得の奨励の 4 つの観点から、それぞれに必要な方策を検討し、実施した。原科研として実施した人材育成活動については、原科研イントラネットに「人材育成活動の推進」のページ（以下「人材育成 HP」という。）を設け、逐次掲載するなどして情報提供を行った。

(1) 技術者としての意識向上方策

人材育成の目的である個人の能力を向上させるためには、技術者としてのプロ意識を持ち、明確な目標に向けて研鑽を積むことが必要である。その基礎となるのは自分の業務の目的や意義を理解し、意識付けを明確に行うことである。このため、中堅職員による業務報告会、若手職員による創意工夫報告会を実施した。

1) 中堅職員による業務報告会

係長、主査及び総括主査クラスの業務内容の発表能力とコミュニケーション能力の向上や他部署の業務内容の理解促進を目的として、最近実施した業務と成果、業務遂行上の課題と課題解決方策、今後の計画等を題材とする業務報告会を 3 回（1/17、2/14、3/14）開催した。発表者は合計 15 名であった。発表者からの感想として、「本日の発表に伴う資料作成により、自分の業務役割、今後の業務課題・計画など、様々な点で再認識できた」、「各方面からの貴重なコメントを頂戴できたことは、今後の業務のモチベーションにも繋がると感じた」、「所長より発表者個別にコメントいただき、励みになった」等が寄せられた。中堅職員による業務報告会は、発表能力の開発のために有意義であると考えられる。

2) 若手職員による創意工夫等発表会

若手職員が現場にて所長・副所長に対して、業務上の創意工夫点、技術開発成果、技術的課題などについて発表し、質疑応答や意見交換を行う場を昨年度に引き続き設けた。若手職員に自己の役割を再認識させ、コミュニケーション能力、思考・判断能力の向上を図るとともに、所長・副所長と若手職員が直接コミュニケーションすることで、若手職員の志気の向上を図った。

所長・副所長出席のもと 3 回（12/6、1/24、2/21）開催し、4 級の職員 7 名が発表した。各部の会議室もしくは装置のある現場で、担当業務の概要や、業務遂行上の改善や工夫、技術開発の取り組み状況、今後の計画などについての発表があり、所長・副所長との質疑応答が行われた。発表者の感想として、「発表を契機に業務内容を振り返り、見直すことができた」、「仕事の進め方を意識するきっかけとなった」、「所長・副所長から直接貴重な意見や提案を頂くことができた」等が寄せられた。本発表会は、業務を見直し、自己の役割を再認識する良い機会となっており、志気の向上にも繋がった。また部外からの参加者にも、他職場を理解する機会を与えた。このような機会は若手職員の人材育成に高い効果があると考えられる。

(2) 許認可業務対応能力の向上

原科研において許認可業務は特に重要な業務であるが、それに係る人材育成はこれまで各部のOJTに依存してきた。しかし、各部のOJTでは必ずしも十分な対応が図れるとはいえない状況であったため、平成21年度から許認可業務の対応能力を向上させるためのシステムを運用している。このシステムは、許認可に用いる計算コード（核解析、遮蔽計算、ソースタームなど）の原科研に在籍する専門家をコンサルタントに指定し、許認可業務に携わる者が、計算モデルや結果の妥当性などについて気軽に相談し指導を受けることができるようにしたものである。年度当初の人事異動に応じて、コンサルタントの配置を見直して、平成24年度も引き続き運用した。また、原子炉設置変更許可申請の際等に必要になる公衆の被ばく線量評価に対応できる人材の育成に資するため、環境被ばく線量計算のコンサルタントを新たに配置した。

(3) 技術能力及び知識の向上

平成23年度に引き続き、資格の取得や技術能力の向上を奨励し後押しする方策として、受験相談のためのネットワークの運用、テクノサロン等を開催した。

1) 受験相談ネットワーク

業務遂行上の基礎となる知識を習得し、スキルアップを図るため、第1種放射線取扱主任者、核燃料取扱主任者、技術士（原子力・放射線部門）等の資格の取得支援策として、平成21年度に原科研に構築した受験相談ネットワークを引き続き運用した。

具体的には、各部で窓口となる相談員（主担当と副担当）を選出し、イントラネット上に掲載した。一方、資格取得の状況を調べるために、原子炉主任技術者、核燃料取扱主任者、放射線取扱主任者、技術士の合格者数の推移等について調査した。資格取得状況の調査からは、原子炉主任技術者が不足していることが明らかになった。原科研では、7つの原子炉施設にそれぞれ原子炉主任技術者とその代行者が必要である。このため、原子炉を所管する部においては、東大専門職大学院への計画的な進学をはじめ、継続して人材を育成していく必要がある。

2) テクノサロン

平成23年度に引き続き、職員の技術能力を高めるとともに、職員が持つ有用な情報を業務の円滑な遂行に役立てることを目的として、各部の業務に共通的に係わるタイムリーな技術トピックスについて話題提供と意見交換をするため、テクノサロンを開催した。平成24年度の開催回数は前年度と同じ2回であったが、延べ参加者数については前年度よりも若干ではあるが増加した。また、2回とも活発な質疑応答が行われ、参加者からも有意義な意見交換の機会であるとの意見があった。このようにテクノサロンは、気軽に参加して技術情報を交換する機会として、有用である。

3) 各部報告会等への参加の奨励

各部においては、職員等の知識の向上とプレゼンテーション能力の開発のため、業務に関連する技術情報や部内の業務実施状況等を適宜発表し意見交換等を実施している。このような部内報告会等へ他部の職員が聴講又は参加することにより、参加者の知識向上及び業務改善等に資することができるため、部内報告会等への相互参加を奨励した。本活動については、主催する部の担当者に開催に当たり特別な負担をかけることがない一方、他部からの参加者にとっては知識向上等につながる良い機会を提供できることから、積極的に他部からの参加を呼び掛けるように引き

続き各部に対して働きかける必要がある。

4) 原子力機構開催の研修等の活用

職員の視野を広げるとともに、職務と役割を再認識させ、業務遂行能力を向上させるために、他職場研修制度による短期間の他職場研修や所内委員会の傍聴等を奨励している。

原子力機構で実施している研修は、原子力人材研修センターや人事部人材戦略室で周知しているところであるが、職員等の知識向上のため、原子力機構で実施している研修を人材育成 HP にも掲載するとともに、今後の参加促進に資するため平成 23 年度までの実施状況を確認した。その結果、平成 23 年度については、震災による一時的な参加率低下は見られたが、今後は、施設の復旧も進み通常業務に戻りつつあることから、震災以前の活用状況に戻ると考えられる。

原子力機構で実施している研修では職場で必要と思われる技能の習得を計画していることから、各部においては人材育成の手段の一つとして積極的な活用を促進していく。また、危機管理対応能力・対処方法の習得のため、平成 24 年度に 2 回行われた非常事態総合訓練へのモニター（各 4 名）参加があった。

2.2 個人ごとの能力開発に係る取り組み

原科研の各部においては、職員一人ひとりに対する能力開発の取り組みとして、人材育成調査票の作成及び個人ごとの育成計画の作成と運用を行った。

(1) 人材育成調査票の作成

平成 23 年度に引き続き、個人ごとの人材育成調査票を作成し、人材育成と活用の基礎資料とした。また、全ての部の調査票を所長及び副所長が保管し、原科研の人材育成活動方策の立案に活用した。本調査により、研修や資格取得の希望、配置転換や出向の希望、出向や委員会の経験、個人ごとの人材育成計画の自己評価、人材育成 TF の認知度、人材育成に関する要望や意見等について、把握することができた。この調査結果は、各部における個人ごとの育成計画や所の人材育成活動方策を立案する上で有益であった。

(2) 個人ごとの育成計画の作成と運用

平成 23 年度に引き続き、部の人材育成計画書と個人ごとの育成計画書を作成した。部の人材育成計画書には、各部の人材育成の基本方針や重点項目などを記載した。個人ごとの育成計画については、課長が作成することとし、OJT および OFF-JT に分けて、研修会への参加や資格の取得など具体的な項目を設定した。また、OJT が適切に実施できるように、指導者または評価者を明確にした。育成計画の個人ごとの達成状況について、各部でとりまとめて個別に分析評価を実施している。その結果、概ね当初の計画通りに能力開発が実施されていた。一部、当初資格取得を予定していたが業務の都合等で達成できなかった者が見受けられた。個人ごとの人材育成計画の作成と運用は、人材育成の状況を個別に計画し、その結果を具体的な達成度として把握する上で有用であった。

3 知識マネジメント

原科研における保安活動、技術開発等の業務に係わる知識の継承に役立てることを目的に、平成 21 年 3 月に設置された情報・知識マネジメントシステム検討 TF が中心となって原科研業務情報共有システムが設計・開発された。本システムは平成 24 年 2 月に運用が開始されている。以下では、平成 24 年度における原科研業務情報共有システムの保守・整備に係る活動を記す。

3.1 データ管理プログラムの再構築

平成 23 年度に実施したモニター調査²⁾及び TF における検討を踏まえ、本システムの基本コンセプトはそのままにデータ管理プログラムの再構築を実施した。新システムでは、情報セキュリティや利用者 ID 管理が強化されるとともに、収納データの編集機能が拡充されている。新システムのログイン画面及びトップ画面を図 V-3-1 及び図 V-3-2 にそれぞれ示す。

3.1.1 新システムの特徴

①情報セキュリティ強化

- 利用者は機構の組織・人事情報システム (LDAP) に登録されていることを条件とした。部外者からのアクセスを排除できるため、セキュリティが飛躍的に強化された。
- 全ての操作ログを保存・管理しているため、旧システムでは不明確だったログイン日時やコンテンツ更新などの操作履歴を確認することができる。

②利用者 ID 管理の強化

- 機構 LDAP の導入により、閲覧のみの利用者のアカウント管理が不要になり、従来に比べてシステム管理の負担が大幅に軽減できた。
- システム管理画面から、データ編集権限をリアルタイムに追加、変更及び削除ことができ、且つ編集可能なデータ範囲を指定することができる。これにより、情報セキュリティも強化された。

③収納データの編集機能の拡充

- WEB ページ作成に必要な HTML 言語や CSS 言語などに関する専門知識なしで、コンテンツの追加及び編集が行えるようになった。リアルタイムに編集結果が反映されるため、操作性が大幅に向上した。
- アップロードファイル名の命名規則を自動化し、ファイルの上書き保存等の人為的なミスを未然に防ぐことができるようになった。これにより、たとえ同名のファイルをアップロードしても両ファイルが保持される。

3.2 今後の予定

本システムの持続的な活用を促すためには、コンテンツが定期的に追加・更新される仕組みを確立する必要がある。そこで、定期的開催される会議等の資料を本システムに整理・保存し、原科研内の円滑な情報共有を促進し、業務の効率化にも役立てることを目指す。

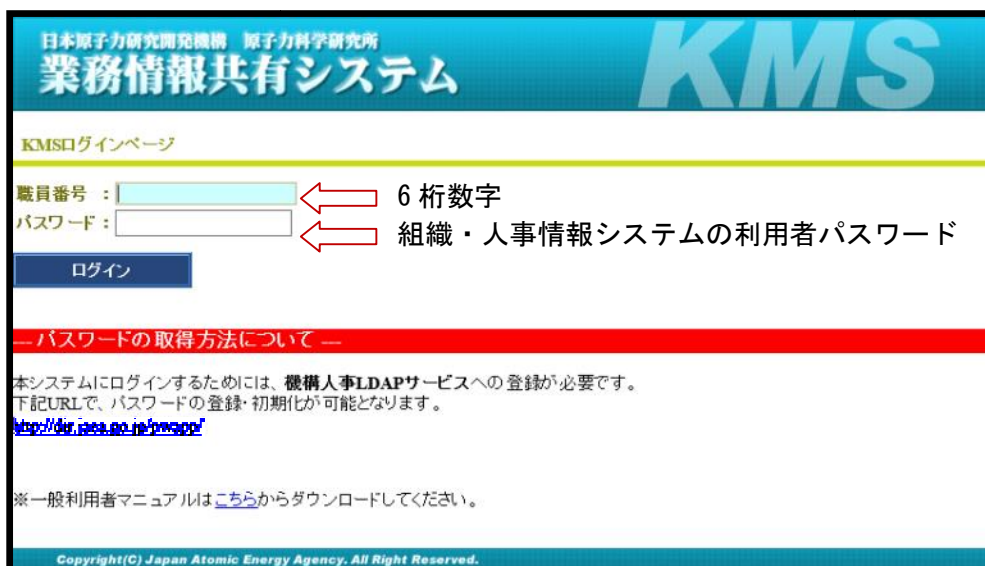
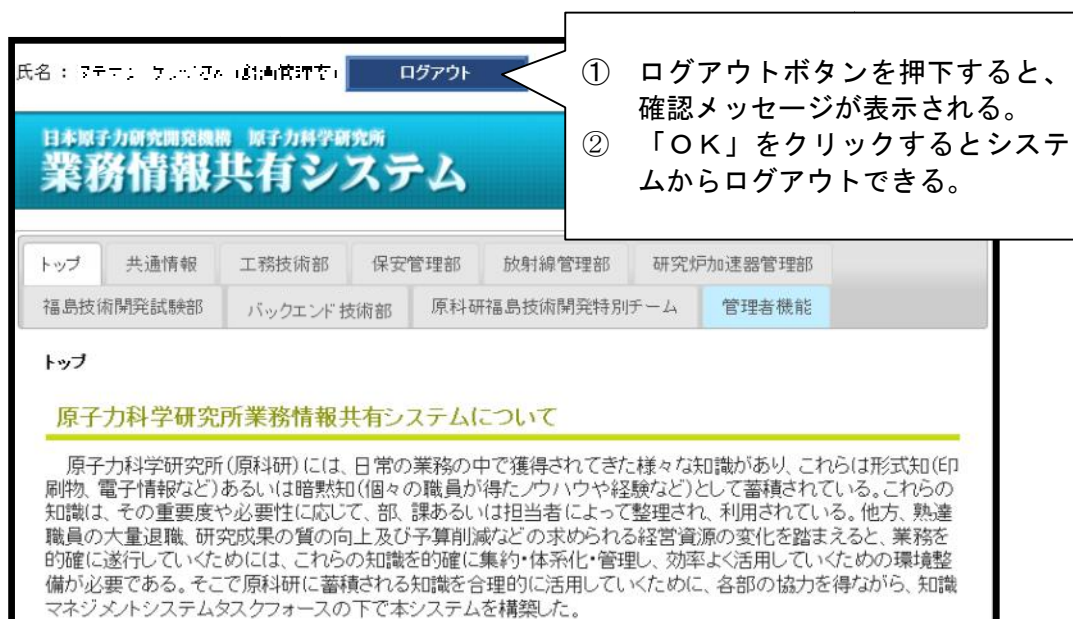


図 V-3-1 新システムのログイン画面



- ① ログアウトボタンを押下すると、確認メッセージが表示される。
- ② 「OK」をクリックするとシステムからログアウトできる。

図 V-3-2 新システムのトップ画面

参考文献

- 1) 研究炉加速器管理部、「平成 23 年度研究炉加速器管理部年報 (JRR-3、JRR-4、NSRR 及びタンデム加速器の運転、利用及び技術開発)」、JAEA-Review 2012-052 (2013) .
- 2) 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、「平成 23 年度 原子力科学研究所年報」、JAEA-Review 2013-012 (2013) .
- 3) 山根、「非線形の温度フィードバック反応度に基づく臨界事故時の第 1 ピーク出力の近似式」、日本原子力学会「2013 年春の年会」予稿集 H23 (2013) .
- 4) M. Fukushima et al., "Measurement and analysis of reflector reactivity worth by replacing stainless steel with zirconium at the fast critical assembly (FCA)", Journal of Nuclear Science and Technology, Vol. 49, pp.961-965 (2012).
- 5) M. Andoh et al., "The 1st Reactivity Experiment on Hafnium Hydride Absorber Using the FCA Facility", The 2nd workshop on Hydride Utilization in Nuclear Reactors, December 19-20, Tokyo, Japan (2011).
- 6) 江坂他、「環境試料中の単一核物質含有微粒子の分析」, 表面科学, vol. 34 (2013), pp. 125-130.
- 7) Y. Miyamoto et al., "Precise Age Determination of a Single Plutonium Particle using Inductively Coupled Plasma Mass Spectrometer", Radiochimica Acta, Vol. 101, pp. 745-748 (2013).
- 8) 宮本他、「保障措置環境試料中の極微量 Am-Pu 分離と Pu 精製時期決定」, 日本放射化学会誌別冊(2012), p. 41.
- 9) 安田他、「Pu 含有単一粒子の α 線測定技術の開発」, 日本放射化学会誌別冊(2012), p. 74.
- 10) 春山他、「ウラン廃棄物ドラム缶の NDA 測定手法改良検討 -アクティブ中性子測定法の性能評価-」、第 33 回核物質管理学会(INMM)日本支部年次大会論文集 #3306
- 11) 在間他、「ウラン廃棄物ドラム缶の NDA 測定の高度化計画 -アクティブ中性子測定の導入-」、第 33 回核物質管理学会(INMM)日本支部年次大会論文集 #3305
- 12) 呉田他、「ZnS セラミックシンチレータを使った Pu-NDA システムの開発計画」、第 33 回核物質管理学会(INMM)日本支部年次大会論文集 #3309
- 13) 中村(仁)他、「ZnS セラミックシンチレータを使った Pu-NDA システムのデモンストレーション計画」、第 33 回核物質管理学会(INMM)日本支部年次大会論文集 #3310
- 14) M. Kureta et al., "Development Plan of Pu NDA System using ZnS Ceramic Scintillator", Proceedings INMM 53rd Annual Meeting, Orland, FL USA, July 2012.
- 15) H. Nakamura et al., "Demonstration Plan of Pu NDA System using ZnS Ceramic Scintillator", Proceedings INMM 53rd Annual Meeting, Orland, FL USA, July 2012.
- 16) 特許出願 大冨他、「核分裂性物質量の測定方法、及び測定装置」出願番号:特願 2013-049697
- 17) S. Saito et al., "Tensile mechanical properties of a stainless steel irradiated up to 19 dpa in the Swiss spallation neutron source", Journal of Nuclear Materials, 431(2012)44-51.

付録

表-A1 平成 24 年度 原子力科学研究所 運営会議議題一覧

	日 時	議 題	担 当
第 1 回	4 月 18 日 10 : 00 ~	(1) 「福島技術開発試験部」の設置に伴う規定類の変更作業について	保安管理部
第 2 回	5 月 23 日 10 : 00 ~	(1) 平成 24 年度安全週間行事の実施について	保安管理部
第 3 回	6 月 20 日 15 : 00 ~	(1) 平成 24 年度コンプライアンス取組計画について	計画管理室
第 4 回	6 月 27 日 10 : 00 ~	(1) 平成 24 年度第 1 回非常事態総合訓練の実施について	保安管理部
第 5 回	8 月 22 日 10 : 00 ~	(1) 平成 24 年度自主防災訓練の実施について	保安管理部
第 6 回	9 月 5 日 10 : 00 ~	(1) 平成 24 年度第 1 回非常事態総合訓練の実施結果について	保安管理部
第 7 回	10 月 10 日 10 : 00 ~	(1) 平成 24 年度自主防災訓練の実施結果について	保安管理部
第 8 回	11 月 21 日 10 : 00 ~	(1) 放射性物質移送配管等に係る総点検の実実施計画について (2) 平成 24 年度年末年始無災害運動の実施について	保安管理部
第 9 回	12 月 18 日 10 : 00 ~	(1) 放射性物質移送配管等に係る総点検の実実施結果について	保安管理部
第 10 回	12 月 26 日 10 : 00 ~	(1) 平成 24 年度第 2 回非常事態総合訓練の実施について	保安管理部
第 11 回	3 月 13 日 10 : 00 ~	(1) 第 9 期防護隊員の募集について (2) 平成 24 年度第 2 回非常事態総合訓練の実施結果について	保安管理部
第 12 回	3 月 19 日 13 : 15 ~	(1) 平成 25 年度原子力科学研究所安全衛生管理実施計画	保安管理部
第 13 回	3 月 28 日 10 : 00 ~	(1) 平成 25 年度原子力安全に係る品質方針について (2) 平成 25 年度原子力施設における法令等の遵守に係る活動計画及び平成 25 年度原子力施設における安全文化醸成に係る活動計画について (3) 平成 25 年度埋設施設における法令等の遵守に係る活動計画及び平成 25 年度埋設施設における安全文化醸成に係る活動計画について	保安管理部

表-A2 原子力科学研究所に設置されている委員会 (1/2)

原子力科学研究所内委員会

委員会名称	担当部	備考
安全衛生委員会	保安管理部	原科研安全衛生管理規則に基づく。 毎月1回開催。
環境管理委員会	保安管理部	原科研環境配慮管理規則に基づく。
使用施設等安全審査委員会	保安管理部	核燃料物質使用施設等保安規定及び放射線障害予防規程に基づく。
原子炉施設等安全審査委員会	保安管理部	原子炉施設保安規定に基づく。
一般施設等安全審査委員会	保安管理部	原科研安全衛生管理規則に基づく。
品質保証推進委員会	保安管理部	原科研品質保証推進委員会規則に基づく。
請負業者安全衛生連絡会	保安管理部	原科研請負業者安全衛生連絡会会則に基づく。四半期に1回開催。
核物質防護委員会	保安管理部	原子炉施設及び核燃料物質使用施設等核物質防護規定に基づく。原科研所長諮問による。
部安全衛生管理担当者連絡会議	保安管理部	原科研安全衛生管理規則に基づく。
建家安全衛生連絡協議会	保安管理部	原科研安全衛生管理規則に基づく。建家ごとに四半期に1回開催。
防火・防災管理委員会	保安管理部	原科研消防計画に基づく。
共同防火・防災管理協議会	保安管理部	原科研消防計画に基づく。
エネルギー管理委員会	工務技術部	平成24年度からは環境管理委員会と合併、よって廃止。
遺伝子組換え実験安全委員会	量子ビーム応用研究部門	原科研所長諮問による。原科研遺伝子組換え実験安全管理規則に基づく。
一括管理対象核燃料物質の引取に関する処理法等評価委員会	福島技術開発試験部	一括管理対象核燃料物質を一括管理施設に受け入れるにあたり、保管に資する安全・安定化処理法等の妥当性について評価・検討を行うために設置 H18. 10. 2～。
焼却・溶融設備火災事故再発防止対策検討委員会	保安管理部、バックエンド技術部	減容処理棟焼却・溶融設備における火災の再発防止対策の策定に資するために設置 H18. 4. 18～。
廃止措置計画検討委員会	バックエンド技術部	原科研の施設の廃止措置について、総合的な実施計画を策定し、その実施を円滑に推進するために設置。H19. 6. 20～

表-A2 原子力科学研究所に設置されている委員会 (2/2)

委 員 会 名 称	担 当 部	備 考
原子力科学研究所表彰委員会	計画管理室	原科研表彰委員会規則に基づく。
原子力科学研究所ホームページ委員会	計画管理室	原科研ホームページ委員会規則に基づく。
スペース課金運営委員会	計画管理室	原科研スペース課金運営委員会規則に基づく。

外部委員も含む委員会

委 員 会 名 称	担 当 部	備 考
NUCEF 利用検討委員会	福島技術開発試験部	NUCEF 利用検討委員会規則に基づく。
放射線標準施設専門部会	放射線管理部	施設利用協議会の専門部会。

表-A3 平成 24 年度に取得した法定資格等一覧(1/2)

資格名称	部	人数	合計
2 級ボイラー技士	工務技術部	1	1
2 級電気工事施工管理技士	工務技術部	1	1
ISO9001/JEAC4111 内部監査員	福島技術開発試験部	3	6
	研究炉加速器管理部	3	
γ線透過写真撮影主任者	放射線管理部	2	2
エックス線作業主任者	放射線管理部	2	4
	福島技術開発試験部	1	
	工務技術部	1	
クレーン・デリック運転士（クレーン限定）	福島技術開発試験部	2	4
	研究炉加速器管理部	2	
クレーン・デリック運転士 （床上操作式クレーン限定）	工務技術部	1	6
	放射線管理部	1	
	福島技術開発試験部	3	
	福島技術開発特別チーム	1	
フォークリフト運転技能	研究炉加速器管理部	1	1
衛生工学衛生管理者	研究炉加速器管理部	1	3
	保安管理部	1	
	工務技術部	1	
鉛作業主任者	バックエンド技術部	1	1
危険物取扱者（乙種 4 類）	保安管理部	1	4
	放射線管理部	2	
	工務技術部	1	
危険物取扱者（乙種 5 類）	工務技術部	1	1
危険物取扱者（甲種）	福島技術開発試験部	1	1
技術士	放射線管理部	2	2
玉掛け	福島技術開発試験部	2	5
	研究炉加速器管理部	3	
工事担当者 DD 三種	工務技術部	1	1
甲種第 1 類消防設備士	工務技術部	1	1
高圧ガス製造保安責任者（第二種冷凍機械）	工務技術部	2	2
石綿作業主任者	バックエンド技術部	1	1
第一種衛生管理者	バックエンド技術部	1	6
	放射線管理部	1	
	保安管理部	2	
	工務技術部	2	
第 1 種作業環境測定士	放射線管理部	1	1

表-A3 平成 24 年度に取得した法定資格等一覧 (2/2)

資格名称	部	人数	合計
第 1 種放射線取扱主任者	研究炉加速器管理部	2	9
	バックエンド技術部	1	
	放射線管理部	5	
	福島技術開発試験部	1	
第二種衛生管理者	工務技術部	1	1
第 3 種放射線取扱主任者	放射線管理部	2	2
第三級陸上特殊無線技士	放射線管理部	1	1
第二種電気工事士	福島技術開発試験部	1	1
低圧電気取扱業務に関わる特別教育	福島技術開発試験部	1	1
特定化学物質及び四アルキル鉛等作業主任者	研究炉加速器管理部	1	2
	福島技術開発試験部	1	
普通救命講習Ⅱ	研究炉加速器管理部	2	2
防火管理者 (甲種)	保安管理部	1	2
	福島技術開発試験部	1	
防災管理者	保安管理部	1	2
	福島技術開発試験部	1	
有機溶剤作業主任者	福島技術開発試験部	1	1

表-A4 平成 24 年度の主な出来事

2012 年 4 月 11 日	ウラン化合物で自発的に回転対称性を破った超伝導を検出
2012 年 4 月 13 日	超伝導体を用いて磁石のマイクロな運動を高精度に測定する原理を発見
2012 年 4 月 17 日	磁石のマイクロな運動が生む電気の高出力化機構を解明
2012 年 5 月 7 日	岩塩 (NaCl) 構造をもつレアアースメタルの水素化物を発見
2012 年 5 月 8 日	包括的核実験禁止条約 (CTBT) の検証に係る放射性希ガスの共同観測を開始
2012 年 5 月 17 日	世界で初めて ^{239}Pu 核磁気共鳴信号の観測に成功
2012 年 5 月 18 日	スピン起電力をリアルタイムで検出
2012 年 5 月 29 日	大強度電子ビームの超伝導加速を実現
2012 年 5 月 29 日	燃料電池反応を高効率化する「助触媒」の役割を実験的に解明
2012 年 6 月 1 日	高分子系材料・機器の耐放射線性データベースを整備
2012 年 6 月 15 日	鉄原子を含む高温超伝導体の仕組みを解くカギ「電子のネマティック液晶状態」を発見
2012 年 8 月 6 日	電子スピンから分化した N 極と S 極のヒッグス転移を磁性体で観測
2012 年 8 月 22 日	J-PARC 中性子線施設における元素戦略プロジェクト利用とトライアルユース利用の重点分野利用制度を新設
2012 年 9 月 12 日	スピン流を用いた高感度磁気センサーの原理を解明ー超伝導量子干渉計の感度をはるかに越えるセンサーの提案ー
2012 年 11 月 5 日-9 日	「国際希ガス実験 (INGE) 2012 ワークショップ」を、包括的核実験禁止条約機関 (CTBTO) と共同開催
2012 年 11 月 16 日	特定エネルギーで生じる新しい DNA 損傷機構を発見
2012 年 11 月 16 日	海底堆積物中の放射性セシウム濃度の変動要因を解明
2012 年 11 月 26 日	世界最高のパルスミュオン強度を達成
2012 年 12 月 21 日	CT 撮影における被ばく線量を評価する Web システムを開発ー医療現場での患者の線量管理に有益なシステム WAZA-ARI-
2013 年 1 月 9 日	直流磁場から交流電圧を生み出す機構を発見ー電子スピンを用いた磁気・電気インバータの開発に道筋ー
2013 年 1 月 16 日	平成 24 年度 安全研究センター成果報告会を開催

平成 24 年 4 月 1 日 現在

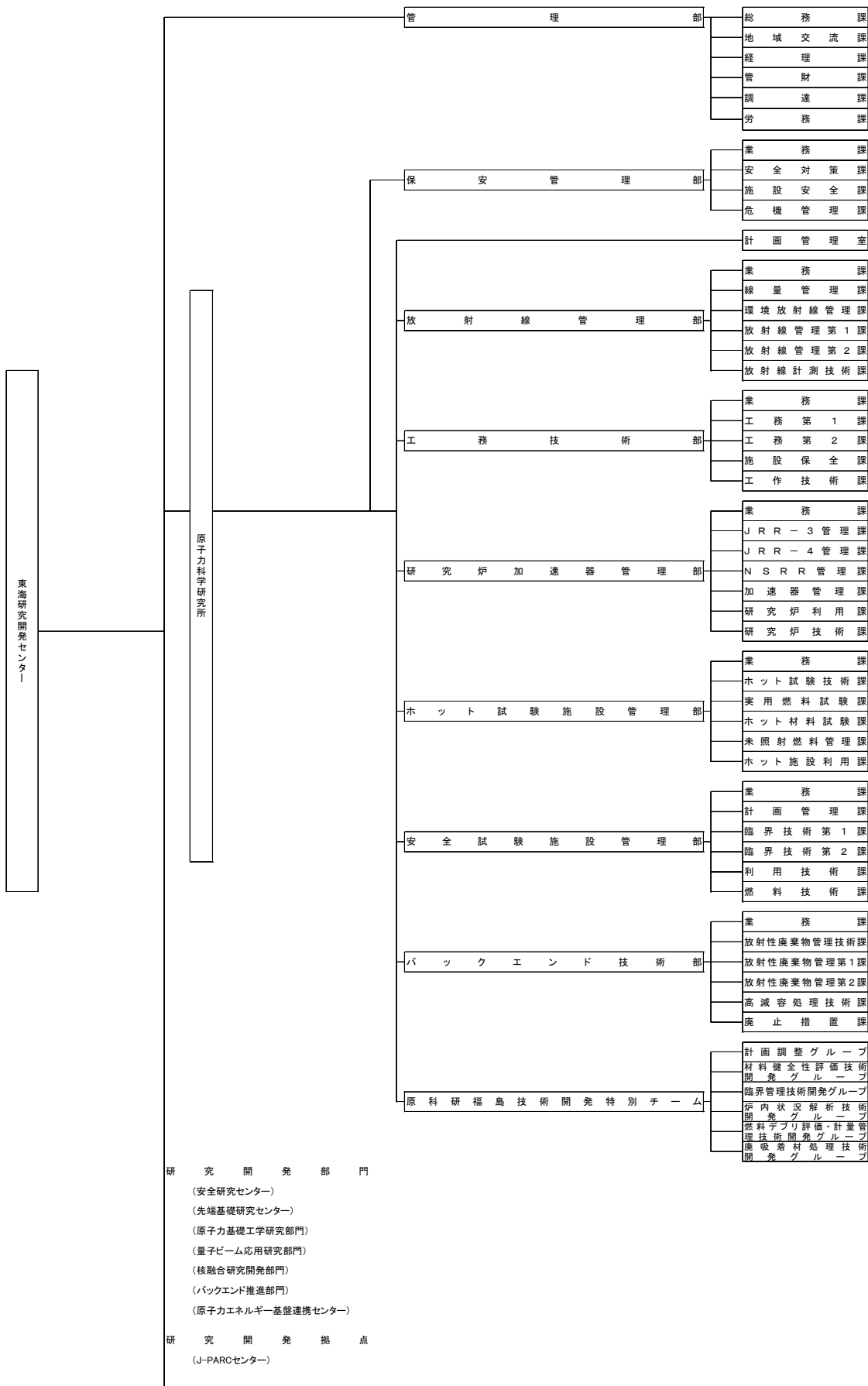


図-A1 原子力科学研究所組織図(1/4)

平成 24 年 8 月 1 日 現在

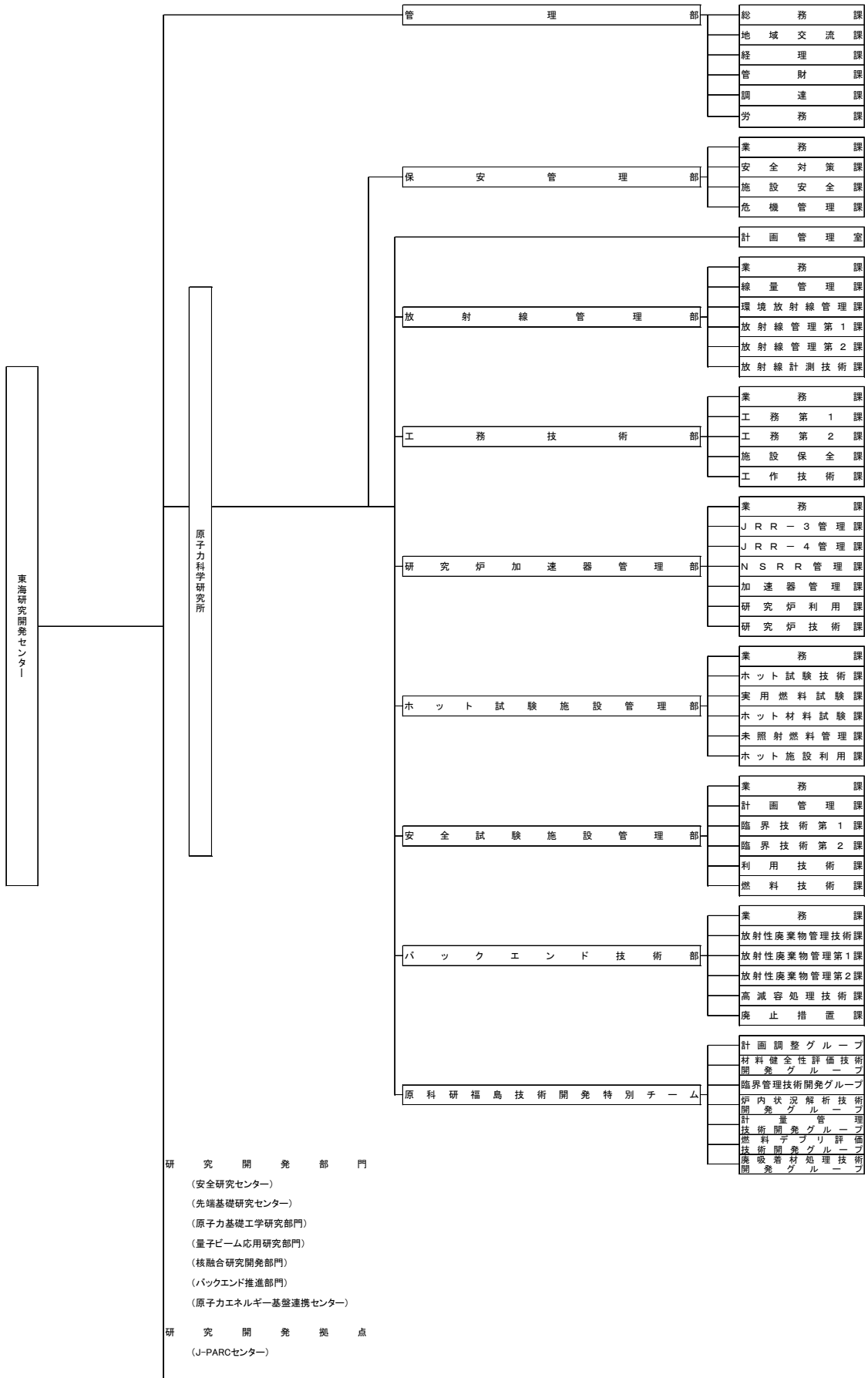


図-A1 原子力科学研究所組織図(2/4)

平成 24 年 9 月 1 日 現在

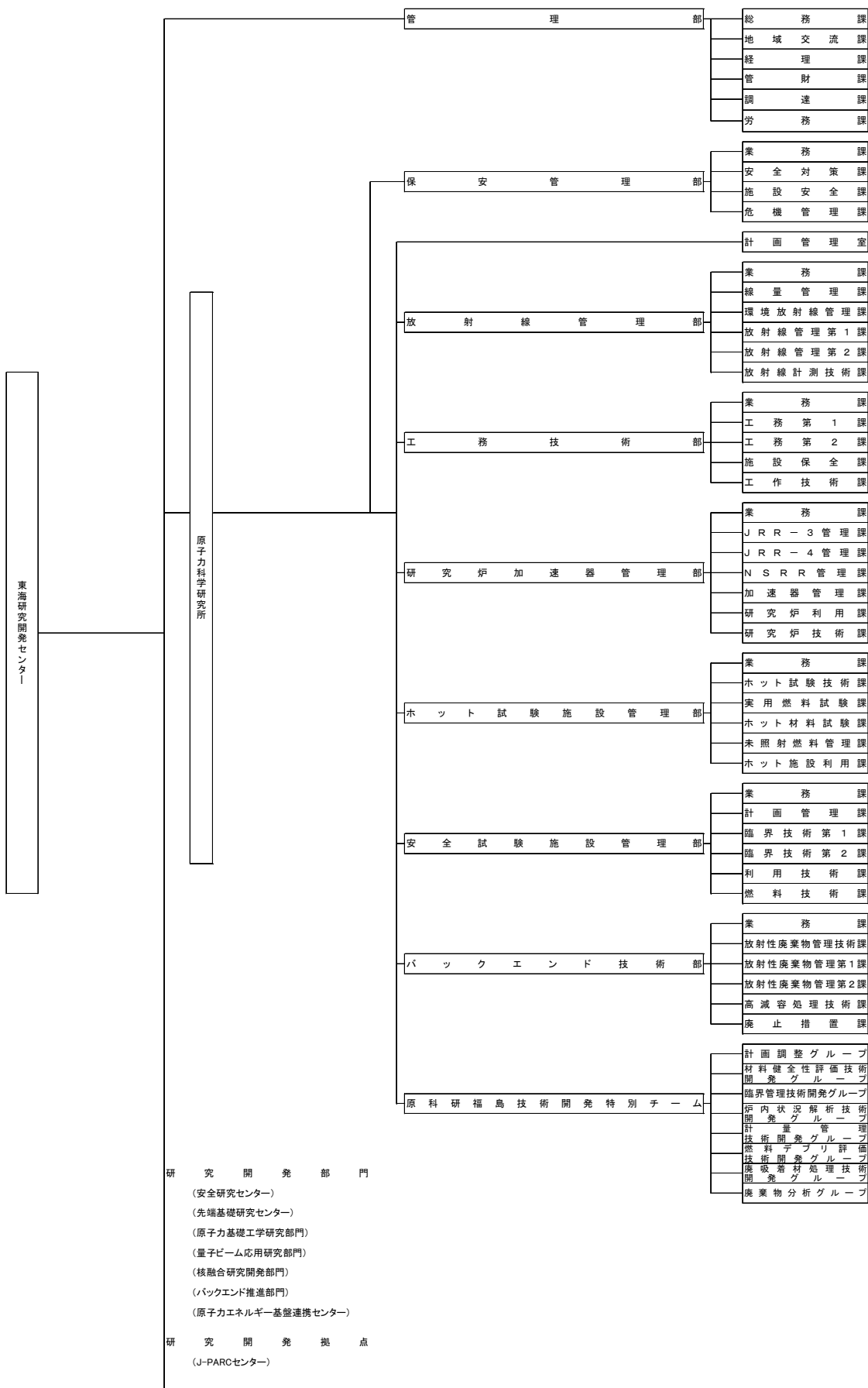


図-A1 原子力科学研究所組織図(3/4)

平成 24 年 10 月 1 日 現在

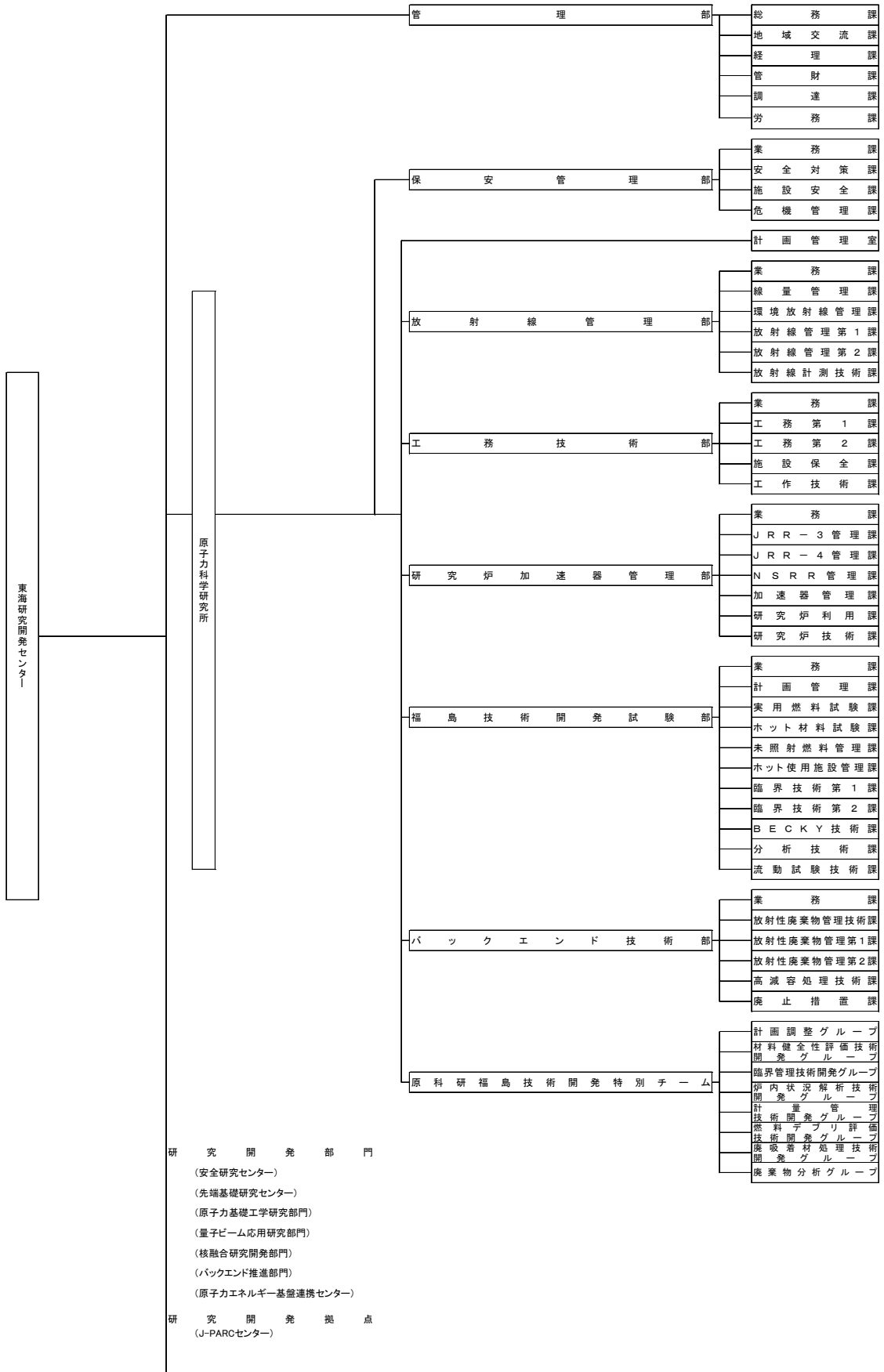


図-A1 原子力科学研究所組織図(4/4)

This is a blank page.

国際単位系 (SI)

表1. SI基本単位

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

表2. 基本単位を用いて表されるSI組立単位の例

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

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

表3. 固有の名称と記号で表されるSI組立単位

組立量	SI組立単位			
	名称	記号	他のSI単位による表し方	SI基本単位による表し方
平面角	ラジアン ^(b)	rad	1 ^(b)	m/m
立体角	ステラジアン ^(b)	sr ^(c)	1 ^(b)	m ² /m ²
周波数	ヘルツ ^(d)	Hz		s ⁻¹
力	ニュートン	N		m kg s ⁻²
圧力, 応力	パスカル	Pa	N/m ²	m ⁻¹ kg s ⁻²
エネルギー, 仕事, 熱量	ジュール	J	N m	m ² kg s ⁻²
仕事率, 工率, 放射束	ワット	W	J/s	m ² kg s ⁻³
電荷, 電気量	クーロン	C		s A
電位差 (電圧), 起電力	ボルト	V	W/A	m ² kg s ⁻³ A ⁻¹
静電容量	ファラド	F	C/V	m ² kg ⁻¹ s ⁴ A ²
電気抵抗	オーム	Ω	V/A	m ² kg s ⁻³ A ⁻²
コンダクタンス	ジーメン	S	A/V	m ² kg ⁻¹ s ³ A ²
磁束	ウェーバ	Wb	Vs	m ² kg s ⁻² A ⁻¹
磁束密度	テスラ	T	Wb/m ²	kg s ⁻² A ⁻¹
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A	m ² kg s ⁻² A ⁻²
セルシウス温度	セルシウス度 ^(e)	°C		K
光照射度	ルーメン	lm	cd sr ^(c)	cd
放射線量	グレイ	Gy	J/kg	m ² s ⁻²
放射性核種の放射能 ^(f)	ベクレル ^(d)	Bq		s ⁻¹
吸収線量, 比エネルギー分与, カーマ	グレイ	Gy	J/kg	m ² s ⁻²
線量当量, 周辺線量当量, 方向性線量当量, 個人線量当量	シーベルト ^(g)	Sv	J/kg	m ² s ⁻²
酸素活性化	カタール	kat		s ⁻¹ mol

(a) SI接頭語は固有の名称と記号を持つ組立単位と組み合わせても使用できる。しかし接頭語を付した単位はもはやコヒーレントではない。
 (b) ラジアンとステラジアンは数字の1に対する単位の特別な名称で、量についての情報をつたえるために使われる。実際には、使用する時には記号rad及びsrが用いられるが、習慣として組立単位としての記号である数字の1は明示されない。
 (c) 測光学ではステラジアンという名称と記号srを単位の表し方の中に、そのまま維持している。
 (d) ヘルツは周期現象についてのみ、ベクレルは放射性核種の統計的過程についてのみ使用される。
 (e) セルシウス度はケルビンの特別な名称で、セルシウス温度を表すために使用される。セルシウス度とケルビンの単位の間には1:1の関係がある。したがって、温度差や温度間隔を表す数値はどちらの単位で表しても同じである。
 (f) 放射性核種の放射能 (activity referred to a radionuclide) は、しばしば誤った用語で"radioactivity"と記される。
 (g) 単位シーベルト (PV.2002.70,205) についてはCIPM勧告2 (CI-2002) を参照。

表4. 単位の中に固有の名称と記号を含むSI組立単位の例

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

表5. SI接頭語

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

表6. SIに属さないが、SIと併用される単位

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

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

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

表8. SIに属さないが、SIと併用されるその他の単位

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

表9. 固有の名称をもつCGS組立単位

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

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

表10. SIに属さないその他の単位の例

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

