



平成 20 年度原子力科学研究所年報

Annual Report of Nuclear Science Research Institute, JFY2008

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

January 2011

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

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

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

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

© Japan Atomic Energy Agency, 2011

平成 20 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

(2010 年 3 月 30 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、ホット試験施設管理部、安全試験施設管理部、バックエンド技術部、計画管理室の 7 部・1 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 20 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、原子力研修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事を期待している。

Annual Report of Nuclear Science Research Institute, JFY2008

Nuclear Science Research Institute, Tokai Research and Development Center

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

(Received March 30, 2010)

Nuclear Science Research Institute (NSRI) is composed of Planning and Coordination Office and seven departments such as Department of Operational Safety Administration, Department of Radiation Protection, Department of Research Reactor and Tandem Accelerator, Department of Hot Laboratories and Facilities, Department of Criticality and Fuel Cycle Research Facilities, Department of Decommissioning and Waste Management, and Engineering Services Department. This annual report of JFY 2008 summarizes the activities of NSRI, the R & D activities of the Research and Development Directorates and human resources development at site, and is expected to be referred to 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

目 次

第 一 章 概 要	1
第 二 章 原子力科学研究所の活動	2
I 研究炉及び臨界実験装置の運転	2
1 JRR-3 及び JRR-4 の運転管理	2
1.1 運転	2
1.2 保守・整備、水・ガス管理	3
1.3 燃料、使用済燃料の管理	4
1.4 研究炉利用の高度化のための技術開発	5
1.5 許認可	7
1.6 教育訓練	7
2 NSRR（原子炉安全性研究炉）の運転管理	7
2.1 運転	7
2.2 保守・整備	8
2.3 許認可	8
2.4 教育訓練	8
3 STACY 及び TRACY の運転管理	8
3.1 運転	8
3.2 保守・整備	9
3.3 許認可	9
3.4 教育訓練	10
4 FCA の運転管理	10
4.1 運転	10
4.2 保守・整備	10
4.3 許認可	11
4.4 教育訓練	11
5 TCA の運転管理	11
5.1 運転	11
5.2 保守・整備	11
5.3 許認可	11
5.4 教育訓練	11
II 核燃料使用施設等の運転	11
1 BECKY の運転管理	11
1.1 運転、保守・整備	11
1.2 許認可	12
1.3 教育訓練	12

2	燃料試験施設の運転管理	12
2.1	運転、保守・整備	12
2.2	許認可等	12
2.3	教育訓練	13
3	WASTEF の運転管理	13
3.1	運転、保守・整備	13
3.2	許認可等	13
3.3	教育訓練	13
4	第4研究棟、プルトニウム研究1棟等の運転管理	14
4.1	運転、保守・整備	14
4.2	許認可等	15
4.3	教育訓練	16
5	ホットラボ等の運転管理	16
5.1	運転、保守・整備	16
5.2	許認可等	17
5.3	教育訓練	17
III	大型試験研究施設等の運転	17
1	タンデム加速器の運転管理	17
1.1	運転	17
1.2	保守・整備	18
1.3	許認可	19
1.4	教育訓練	19
1.5	タンデム加速器系の開発	19
2	放射線標準施設の運転管理	21
3	大型再冠水実験棟の運転管理	21
3.1	運転	21
3.2	保守・整備	22
4	大型非定常ループ実験棟(LSTF)の運転管理	22
4.1	運転	22
4.2	保守・整備	22
5	二相流ループ実験棟(TPTF)の運転管理	22
5.1	運転	22
5.2	保守・整備	22
IV	保安管理業務	22
1	安全衛生管理	22
1.1	安全衛生管理実施計画の策定	22
1.2	安全衛生管理の実施状況	24
2	諸規定類の整備	25

2.1	一般安全	25
2.2	原子炉施設等	25
2.3	核燃料物質使用施設等	25
2.4	放射性同位元素使用施設等	26
2.5	品質保証	26
2.6	核物質防護	26
2.7	危機管理、警備、消防	26
2.8	その他	26
3	非常事故対策	26
4	労働安全衛生	27
4.1	委員会等の活動	27
4.2	労働災害の発生状況	27
4.3	施設の異常・故障等	27
4.4	保安教育訓練	27
4.5	安全衛生パトロール等	27
4.6	快適職場づくりの活動状況	28
5	環境保全及び環境配慮活動	28
5.1	委員会等の活動	28
5.2	環境保全	28
5.3	環境配慮活動	29
6	安全審査	30
6.1	原子炉等の安全審査	30
6.2	使用施設等の安全審査	30
6.3	一般施設及び設備機器等の安全審査	30
7	施設の保安管理	30
7.1	一般施設の安全管理	30
7.2	原子炉施設の保安管理	30
7.3	核燃料物質使用施設等の保安管理	31
7.4	放射性同位元素使用施設等の保安管理	31
7.5	核燃料物質等輸送の保安管理	32
8	警備及び消防	32
9	核物質防護	32
10	その他	33
V	放射線管理業務	33
1	環境の放射線管理	33
1.1	環境放射線のモニタリング	33
1.2	環境試料のモニタリング	33
1.3	放射線管理データ等の取りまとめ	33
2	施設の放射線管理	34

2.1	研究炉地区施設の放射線管理	34
2.2	海岸地区施設の放射線管理	34
2.3	その他	34
3	個人線量の管理	35
3.1	外部被ばく線量の管理	35
3.2	内部被ばく線量の管理	35
3.3	被ばく状況の集計	35
3.4	個人被ばく線量等の登録管理	36
4	放射線測定器等の管理	36
4.1	放射線モニタ、サーベイメータの管理	36
4.2	放射線管理試料の計測	36
5	放射線管理技術の開発	37
VI	放射性廃棄物の処理及び汚染除去	38
1	放射性廃棄物の処理	38
1.1	廃棄物の搬入	38
1.2	廃棄物の処理	38
1.3	保管廃棄	39
1.4	廃棄物管理システムの運用及び廃棄物情報管理システムの開発整備	39
1.5	埋設施設の維持管理	39
2	高減容処理施設の運転管理	39
3	汚染除去	39
3.1	機器汚染の除去	39
3.2	衣類汚染の除去	39
4	廃棄物の処分に向けた技術開発	39
4.1	クリアランス	39
4.2	廃棄物、廃棄体の放射能データの収集整備	40
VII	施設の廃止措置に係る活動	40
1	廃止措置施設と年次計画	40
2	年次計画に基づく廃止措置	40
2.1	再処理特別研究棟	40
2.2	冶金特別研究棟	41
2.3	再処理試験室	42
2.4	プルトニウム研究2棟	43
2.5	セラミック特別研究棟	43
2.6	同位体分離研究施設	43
2.7	VHTRC	43
2.8	ホットラボ	44
3	廃止措置に係る許認可等	44

VIII 工務に係る活動	44
1 施設の運転等	44
1.1 施設の運転・保守	44
1.2 施設の営繕・保全	45
1.3 電気保安・省エネルギー	45
2 作業業務	45
2.1 機械工作	46
2.2 電子工作	46
2.3 ガラス工作	47
IX 分析機器の共同利用に係る活動	48
1 共用分析機器の利用及び依頼分析	48
2 受託及び技術開発	48
第三章 原子力科学研究所の施設を利用する研究開発活動等	49
I 研究炉及び臨界実験装置を利用する研究開発	49
1 JRR-3 及び JRR-4 を利用する研究開発	49
1.1 照射利用	49
1.2 実験利用	50
2 NSRR を利用する研究開発	51
3 STACY を利用する研究開発	52
4 TRACY を利用する研究開発	52
5 FCA を利用する研究開発	52
II 核燃料使用施設等を利用する研究開発	53
1 BECKY を利用する研究開発	53
1.1 TRU 高温化学に関する研究	53
1.2 再処理プロセスに関する研究	53
1.3 環境試料等の微量分析に関する研究	54
1.4 廃棄物の非破壊測定に関する研究	54
1.5 放射性廃棄物地層処分にに関する研究	54
2 燃料試験施設を利用する研究開発	54
2.1 NSRR 照射後試験等	54
3 WASTEF を利用する研究開発	55
3.1 材料の研究	55
3.2 燃料の研究	56
3.3 超ウラン元素燃料高温化学の研究	56
3.4 放射性廃棄物処分の研究	56

4	バックエンド技術開発建家を利用する研究開発	57
4.1	放射能測定手法の簡易・迅速化に関する技術開発	57
III	大型試験施設を利用する研究開発	57
1	タンデム加速器を利用する研究開発	57
1.1	利用状況	58
1.2	利用研究の成果	58
2	大型再冠水実験棟	59
2.1	BWR 核熱結合試験装置 (THYNC)	59
2.2	FBR 直管型蒸気発生器流動安定性試験装置 (FBR-SG)	59
2.3	Post-BT 熱伝達試験装置	59
3	大型非定常ループ実験棟 (LSTF)	60
4	二相流ループ実験棟 (TPTF)	60
5	放射線標準施設を利用する研究開発	60
5.1	利用状況	60
5.2	利用研究の成果	60
IV	研究炉等を利用する人材育成	61
1	国内研修	62
2	大学との連携協力	62
3	国際研修	62
4	人材育成のために利用した施設等	63
	参考文献	64
	付録	117

Contents

Chapter 1 Introduction	1
Chapter 2 Activities of Nuclear Science Research Institute(NSRI)	2
I Operation and Maintenance of Research Reactors and Criticality Assemblies	2
1 Operation and Maintenance of JRR-3 and JRR-4	2
1.1 Operation	2
1.2 Maintenance, Water, Gas Management	3
1.3 Nuclear Fuel, Spent Fuel Management	4
1.4 Development for Upgrading of Utilization of Reactor	5
1.5 Action for Licensing	7
1.6 Education and Training	7
2 Operation and Maintenance of NSRR	7
2.1 Operation	7
2.2 Maintenance	8
2.3 Action for Licensing	8
2.4 Education and Training	8
3 Operation and Maintenance of STACY and TRACY	8
3.1 Operation	8
3.2 Maintenance	9
3.3 Action for Licensing	9
3.4 Education and Training	10
4 Operation and Maintenance of FCA	10
4.1 Operation	10
4.2 Maintenance	10
4.3 Action for Licensing	11
4.4 Education and Training	11
5 Operation and Maintenance of TCA	11
5.1 Operation	11
5.2 Maintenance	11
5.3 Action for Licensing	11
5.4 Education and Training	11
II Operation and Maintenance of Hot Laboratories	11
1 Operation and Maintenance of BECKY	11
1.1 Operation and Maintenance	11
1.2 Action for Licensing	12
1.3 Education and Training	12

2	Operation and Maintenance of RFEF	12
2.1	Operation and Maintenance	12
2.2	Action for Licensing and others	12
2.3	Education and Training	13
3	Operation and Maintenance of WASTEF	13
3.1	Operation and Maintenance	13
3.2	Action for Licensing and others	13
3.3	Education and Training	13
4	Operation and Maintenance of No.4 Research Laboratory and No.1 Plutonium Laboratory	14
4.1	Operation and Maintenance	14
4.2	Action for Licensing and others	15
4.3	Education and Training	16
5	Operation and Maintenance of Research Hot Laboratory	16
5.1	Operation and Maintenance	16
5.2	Action for Licensing and others	17
5.3	Education and Training	17
III	Operation and Maintenance of Large-scale Facilities	17
1	Operation and Maintenance of Tandem Accelerator	17
1.1	Operation	17
1.2	Maintenance	18
1.3	Action for Licensing	19
1.4	Education and Training	19
1.5	Accelerator Development	19
2	Operation and Maintenance of FRS	21
3	Operation and Maintenance of Large-scale Reflood Test Facility	21
3.1	Operations of THYNC Test Facility and Tight-lattice Rod Bundle Test Facility	21
3.2	Maintenances of THYNC Test Facility and Tight-lattice Rod Bundle Test Facility	22
4	Operation and Maintenance of LSTF	22
4.1	Operation of LSTF	22
4.2	Maintenance of LSTF	22
5	Operation and Maintenance of Facilities in TPTF Test Site	22
5.1	Operations of Transient Void Behavior Test Facility and Rod-Bundle Flow Test Facility	22
5.2	Maintenances of Transient Void Behavior Test Facility and Rod-Bundle Flow Test Facility	22
IV	Safety Management	22
1	Safety and Health Management	22
1.1	Planning of Safety and Health Management	22
1.2	Current Status of Safety and Health Management	24

2	Preparation of Various Regulations in NSRI	25
2.1	General Safety	25
2.2	Nuclear Reactor Facilities	25
2.3	Nuclear Fuel Facilities	25
2.4	Radioisotope Facilities	26
2.5	Quality Assurance	26
2.6	Physical Protection of Nuclear Materials	26
2.7	Crisis Management, Security, Fire Fighting	26
2.8	Others	26
3	Emergency Response Activity	26
4	Industrial Safety and Health	27
4.1	Activities of Various Committees	27
4.2	Status of Occurrence of Industrial Accidents	27
4.3	Troubles and Failures of Facilities	27
4.4	Safety Education and Training	27
4.5	Patrols for Safety and Health Management	27
4.6	Activities of Creating Comfortable Workplaces	28
5	Activities of Environmental Preservation and Consideration	28
5.1	Activities of Various Committees	28
5.2	Environmental Preservation	28
5.3	Environmental Consideration	29
6	Safety Review	30
6.1	Safety Review of Nuclear Reactors	30
6.2	Safety Review of Nuclear Fuel Facilities	30
6.3	Safety Review of non-nuclear Facilities and Apparatuses	30
7	Safety Management of Facilities	30
7.1	Safety Management of non-nuclear Facilities	30
7.2	Safety Management of Nuclear Reactor Facilities	30
7.3	Safety Management of Nuclear Fuel Facilities	31
7.4	Safety Management of Radioisotope Facilities	31
7.5	Safety Management of Transport of Nuclear Materials	32
8	Security and Fire Fighting	32
9	Physical Protection of Nuclear Materials	32
10	Others	33
V	Radiation Control	33
1	Environmental Monitoring	33
1.1	Monitoring of Environmental Radiation	33
1.2	Monitoring of Environmental Samples	33
1.3	Compilation of radiation control data	33

2	Activities of Radiation Control in Facilities	34
2.1	Activity of Radiation Control Section I	34
2.2	Activity of Radiation Control Section II	34
2.3	Others	34
3	Individual Monitoring	35
3.1	Individual Monitoring for External Exposure	35
3.2	Individual Monitoring for Internal Exposure	35
3.3	Statistics of Personnel Exposure	35
3.4	Registration of Personnel Exposure	36
4	Maintenance of Monitors and Survey Meters	36
4.1	Maintenance of Radiation Monitors and Survey Meters	36
4.2	Measurements of Radioactivity in Samples for Radiation Control	36
5	Technological Development of Radiation Control	37
VI	Radioactive Waste Treatment and Decontamination	38
1	Radioactive Waste Treatment	38
1.1	Transportation and Acceptance of Radioactive Waste	38
1.2	Radioactive Waste Treatment	38
1.3	Interim Storage	39
1.4	Record Keeping Systems for Radioactive Waste Management	39
1.5	Control for the Disposal Facilities	39
2	Operation of Advanced Volume Reduction Facilities	39
3	Decontamination	39
3.1	Decontamination of Equipments	39
3.2	Decontamination of Clothes	39
4	Development of Technologies for Radioactive Waste Disposal	39
4.1	Clearance	39
4.2	Collection of Radioactive Inventories of Waste Packages	40
VII	Decommissioning	40
1	Outline of Decommissioning Program	40
2	Decommissioning Activities	40
2.1	Decommissioning Activity for the JRTF	40
2.2	Decommissioning Activity for the metallurgical research building	41
2.3	Decommissioning Activity for the reprocessing test laboratory	42
2.4	Decommissioning Activity for the Plutonium Laboratory No.2	43
2.5	Decommissioning Activity for the Ceramic Fuel Laboratory	43
2.6	Decommissioning Activity for the Isotope Separation Research Facility	43
2.7	Decommissioning Activity for VHTRC	43
2.8	Decommissioning Activity for Research Hot Laboratory	44

3	Licensing Procedures for Decommissioning	44
VIII	Activities of Engineering	44
1	Operation of Facilities	44
1.1	Operation and Maintenance of Facilities	44
1.2	Building, Repairing and Maintenance of Facilities	45
1.3	Electrical Safety and Energy Conservation Activity	45
2	Engineering Work	45
2.1	Mechanical Engineering	46
2.2	Electronics Engineering	46
2.3	Glass Engineering	47
IX	Activities of Analytical Instrument Sharing	48
1	Utilization of Analytical Instruments and Requested Analysis	48
2	Funded Analysis and Technical Research	48
Chapter 3	R&D Activities in NRSI	49
I	R&D with Research Reactors, Critical Assemblies and Tandem Accelerator	49
1	R&D with JRR-3 and JRR-4	49
1.1	Neutron Irradiation	49
1.2	Beam Experiments	50
2	R&D with NSRR	51
3	R&D with STACY	52
4	R&D with TRACY	52
5	R&D with FCA	52
II	R&D in Nuclear Fuel Facilities	53
1	R&D in BECKY	53
1.1	Research on TRU High Temperature Chemistry	53
1.2	Research on Separation Process	53
1.3	Research on Trace-analysis for Environmental Samples	54
1.4	Research on Nondestructive Measurement	54
1.5	Research on Radioactive Waste Disposal	54
2	R&D in RFEF	54
2.1	Post Irradiation Examination for NSRR Irradiation Test	54
3	R&D in WASTE F	55
3.1	Research on Materials	55
3.2	Research on Nuclear Fuels	56
3.3	Research on High-Temperature Chemistry of Transuranium Element Fuels	56

3.4	Research on Disposing of Radioactive wastes	56
4	R&D in LLW Management Technology Bldg.	57
4.1	R&D for Simple and Rapid Analysis of Radionuclides	57
III	R&D with Large-scale Facilities	57
1	R&D with Tandem Accelerator	57
1.1	Status of R&D	58
1.2	Results of R&D	58
2	R&D with Large-scale Reflood Test Facility	59
2.1	THYNC Test Facility	59
2.2	Flow Instability Experiment Test Facility on Steam Generator for FBR	59
2.3	Post BT Heat Transfer Test Facility	59
3	R&D with LSTF	60
4	R&D with Facilities in TPTF Test Site	60
5	R&D with FRS	60
5.1	Status of R&D	60
5.2	Results of R&D	60
IV	Human Resources Development with Facilities, such as Research Reactors	61
1	Domestic Education Courses	62
2	Cooperation with Universities	62
3	International Training Courses	62
4	Facilities used for Human Resources Development	63
Reference		64
Appendix		117

図 表 目 次

図Ⅱ-1	JRR-3、JRR-4 の運転実績	66
図Ⅱ-2	燃料試験施設の利用状況	67
図Ⅱ-3	WASTE F 施設の利用状況	68
図Ⅱ-4	タンデム加速器の運転実績	69
図Ⅱ-5	タンデム加速器の加速電圧ごとの運転日数	69
図Ⅱ-6	タンデム加速器の加速イオン種ごとの運転日数	70
図Ⅱ-7	高電圧端子内 ECR イオン源及び入射装置のビームライン	71
図Ⅱ-8	高電圧端子内 ECR イオン源のビーム強度	72
図Ⅲ-1	JRR-3 の照射目的別利用の実績	73
図Ⅲ-2	JRR-3、JRR-4 における照射利用の推移	74
図Ⅲ-3	高純度金属ジルコニウム中のハフニウム定量結果	75
図Ⅲ-4	Cm 分離試験試料の α 線スペクトル	76
図Ⅲ-5	実験室に設置のトンネル型検出体系	76
図Ⅲ-6	地下深部岩石の分配係数 K_d の例（セレンの K_d の pH 依存性）	77
図Ⅲ-7	開発した高性能次世代放射線モニタ DARWIN-P の外観	78
表Ⅱ-1	JRR-3 運転実績	79
表Ⅱ-2	JRR-4 運転実績	79
表Ⅱ-3	JRR-3 水・ガス管理の結果	80
表Ⅱ-4	JRR-3、JRR-4 における使用済燃料の貯蔵状況（最大貯蔵量に対する占有割合）	81
表Ⅱ-5	JRR-3、JRR-4 に係る 官庁許認可	82
表Ⅱ-6	研究炉加速器管理部が実施した保安教育訓練	83
表Ⅱ-7	NSRR の運転実績	83
表Ⅱ-8	STACY/TRACY 施設に係る官庁許認可	84
表Ⅱ-9	FCA 施設に係る官庁許認可	85
表Ⅱ-10	BECKY 施設に係る官庁許認可	85
表Ⅱ-11	原子力科学研究所全体を対象とした主な訓練	86
表Ⅱ-12	施設の異常・故障等の発生状況	86
表Ⅱ-13	保安教育訓練及び講習会等の開催状況	97
表Ⅱ-14	保安教育訓練の受講者の延べ人数	98
表Ⅱ-15	設備及び機器等の安全性協議の件数	98
表Ⅱ-16	許認可等及び立会検査等の実施件数	99
表Ⅱ-17	原子炉施設に係る 官庁許認可	100
表Ⅱ-18	核燃料物質使用施設に係る 官庁許認可	102
表Ⅱ-19	施設から放出された放射性塵埃・ガス中の放射能	103

表Ⅱ-20	排水溝に放出した廃液の放射能	105
表Ⅱ-21	実効線量に係る被ばく状況	105
表Ⅱ-22	原子力科学研究所内廃棄物の搬入量	106
表Ⅱ-23	原子力科学研究所外廃棄物の搬入量	106
表Ⅱ-24	放射性廃棄物の処理状況 (1) 固体廃棄物、(2) 液体廃棄物	107
表Ⅱ-25	保管廃棄数量	108
表Ⅱ-26	原子力科学研究所の廃止措置対象施設と年次計画	109
表Ⅱ-27	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	110
表Ⅱ-28	原子力科学研究所の営繕・保全の実施状況	110
表Ⅱ-29	共用分析機器	111
表Ⅱ-30	共用分析機器の利用実績	112
表Ⅲ-1	JRR-3 でのキャプセル照射実績	113
表Ⅲ-2	JRR-3 の実験利用実績	114
表Ⅲ-3	タンデム加速器の利用状況	115
表Ⅲ-4	タンデム加速器の分野別利用状況	116
表Ⅲ-5	タンデム加速器の利用形態別利用状況	116
表Ⅲ-6	タンデム加速器を利用した研究成果の公表状況	116
表Ⅲ-7	放射線標準施設(FRS)の施設共用等の件数	116
付録		117
図-A1	原子力科学研究所組織図	117
表-A1	原子力科学研究所運営会議議題一覧	118
表-A2	原子力科学研究所に設置されている委員会	120
表-A3	新規に取得した法定資格等一覧	122
表-A4	主な出来事	124

第 一 章 概 要

非管理区域の汚染問題に係る対応では、平成 20 年 2 月に提出した法令報告に基づき、廃液輸送管の撤去、地下水分析等を計画通り実施した。再発防止については、安全確保・法令遵守の一層の徹底・強化及び汚染問題の風化防止に努めた。

施設・設備の運転管理では、研究開発部門等の様々なニーズに応じて、JRR-3 等、原科研の施設の供用運転を実施した。なお、FCA については、10 月 17 日付けで停止命令が解除された。10 月 24 日の施設定期検査終了後、11 月 11 日から実験運転を開始した。JRR-4 の反射体アルミ溶接部のひび割れについては、原因を究明し、対策を反映した設計をもとに「設計及び工事の方法」の認可を得た。用水関係では、東海村上水導入のための構内受水設備の設置工事並びに久慈川及び阿漕ヶ浦の取水施設の原状回復実施設計を実施した。茨城県条例改正に伴う排水処理対策では、必要な合併浄化槽の設置工事を完了した。

利用ニーズに対応した技術開発と整備では、中性子利用に関して JRR-3 の冷中性子ビームの増強、BNCT 医療照射利用の増加に対応するための技術開発を進めた。放射線標準施設における単色中性子校正場の開発では、27keV 及び 1.2MeV 校正場の開発を完了した。外部資金による技術開発では、NEDO 資金により大口径（12 インチ）シリコン照射技術の開発を継続した。

安全管理では、原子力施設の安全確保、品質保証活動、核物質防護、事故対応措置、環境保全の確保、労働安全衛生管理、警備及び消防業務、原子力施設及び周辺の放射線管理、放射線業務従事者の被ばく管理等を遂行した。茨城県による海岸の災害復旧工事の終了を受け、周辺監視区域フェンスの復旧を行った。

放射性廃棄物の処理・保管では、保管能力逼迫対策の一環として保管スペースの確保のため、既存の保管体の仕分け・補修を行うとともに、解体分別保管棟において大型廃棄物の解体処理による減容に努めた。高減容処理施設の本格運用に向けた準備では、1) 前処理設備の増強工事を実施、2) 高圧圧縮装置のホット運転を開始、3) 溶融設備のコールド試運転を再開した。溶融設備の再開に当たっては、外部有識者を含む「溶融設備火災事故再発防止対策検討委員会」により、トラブルの再発防止対策完了の確認を受け、さらに、所内各部の専門家で構成される「運転手順検討会」による溶融設備の運転手順の検討等を行った。

施設の廃止措置では、セラミック特別研究棟及びプルトニウム研究 2 棟の建家の解体を完了するとともに、再処理試験施設及び同位体分離試験施設の廃止措置に着手した。冶金特別研究棟については、工程を延長して除染作業を実施した。VHTRC については、燃料を NUCEF へ移すための燃料貯蔵設備の整備について原子炉設置変更許可を受け、設備の製作に必要な「設計及び工事の方法」の認可を 3 月 30 日付けで取得した。再処理特別研究棟については、廃液タンク LV-1 の撤去の準備を進めた。

第 二 章 原子力科学研究所の活動

I 研究炉及び臨界実験装置の運転

1 JRR-3 及び JRR-4 の運転管理¹⁾

1.1 運転

1.1.1 JRR-3

本年度の施設共用運転は、平成 20 年度研究炉運転・管理計画に基づき R3-20-88 サイクルから R3-20-07 サイクルまでの合計 7 サイクルで 185 日間の運転（26 日間 × 7 サイクル+3 日間×1 サイクル = 185 日間）を予定していたが、安全系中性子束高 B 系ゲインダイヤル不具合による自動停止のため、R3-20-05 サイクルの運転が 1 日削減された。最終的には、184 日間の運転（26 日間 × 6 サイクル + 25 日間 × 1 サイクル+3 日間×1 サイクル = 184 日間）となった。本年度中における計画外停止は以下のとおりである。

○安全系中性子束高 B 系ゲインダイヤル不具合による自動停止

平成 20 年 12 月 1 日 14 時 48 分、中性子計装設備のうち安全系が熱出力との指示値に差が大きかったため、この差をなくすために安全計ゲイン調整を行ったところ、調整中にスクラム信号が出力され原子炉が緊急停止した。調査の結果ゲイン調整用のポテンションメータの故障で予備器と交換した。使用前の試験で正常に動作をしたことを確認し原子炉を平成 20 年 12 月 2 日 19 時 00 分に再起動した。

JRR-3 の運転実績を図 II-1 及び表 II-1 にまとめる。

1.1.2 JRR-4

JRR-4 は週の火～金曜日の 4 日間運転を 1 サイクルとするデイリー運転を行い、年間約 40 週の施設共用運転を実施している。本年度については、平成 19 年 12 月 28 日に、1 体の反射体要素の吊り手溶接部に割れを発見し、原因調査の結果、取り替え用反射体要素の製作及び交換が必要となったため、運転を取り止めた。

平成 21 年 3 月、管理区域外に設置された排気ダクトに係る腐食状況調査に伴い、排気ダクトの一斉点検を実施した。平成 21 年 3 月 16 日に排気ダクト（第 2 系統）の一部に腐食孔 1 箇所、平成 21 年 3 月 17 日に排気ダクト（第 3 系統）DOP 投入用配管接続部に隙間を発見した。放射能汚染は確認されず、応急処置として養生を行い、換気運転中は点検を行うこととした。排気ダクトは、21 年度に補修及び一部更新の予定である。

JRR-4 の運転実績を図 II-1 及び表 II-2 にまとめる。

1.2 保守・整備、水・ガス管理

1.2.1 JRR-3

(1) 保守整備

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平成 19 年度から引き続き行い、平成 20 年 4 月 1 日から平成 20 年 7 月 6 日まで実施した。主なものとしては中性子吸収体の製作、機側分電盤配線用遮断器及び漏えい遮断機の更新である。

中性子吸収体は、制御棒駆動装置に接続して原子炉の出力制御に使用されるもので、ハフニウム材をボックス状に溶接して製作している。原子炉で長期間使用すると熱中性子により照射脆化が起こるため、熱中性子の照射量を交換目安として設定している。交換目安は、管理目標値 ($6 \times 10^{21} \text{nvt}$) として管理している。中性子吸収体の製作では、平成 15 年に施工認申請を行い 2 体製作した。現在使用している中性子吸収体は平成 23 年度末に管理目標値に到達されるため、昨年度予備品として 6 体を製作した。

機側分電盤内 (PDB 盤) の配線用遮断器 (MCCB)、漏えい遮断器 (ELCB) はプロセス計算機、中性子計装盤、放射線監視盤等に電源を供給しており、JRR-3 原子炉施設の電気設備において重要なものである。既設の MCCB、ELCB は、平成 2 年の竣工以来使用しており、経年劣化の予防保全として更新を行った。更新した MCCB、ELCB の定格は既設のものと同じである。

本更新作業において、更新用 MCCB、ELCB の寸法は既設のものより一回り小さいため PDB 盤内に設置するときは、PDB 盤内のねじ穴を開け直した。MCCB、ELCB の固定用ねじ及び端子ねじはトルクドライバーにより規定トルク値で締め付けた。

更新作業終了後、外観検査、絶縁抵抗測定試験動作確認試験を行い、結果は全て良好であった。

(2) 水・ガス管理

施設共用運転中の水・ガス分析を行った。主な分析項目の結果を表Ⅱ-3 に示す。分析結果から、水・ガスが適切に管理されていることを確認した。

1.2.2 JRR-4

(1) 保守整備

運転・管理計画に基づき、保守・整備及び施設定期自主検査 (H20. 10. 14～H21. 3. 31) を実施した。

主な保守・整備の対象は、保全計画に基づく 1 次冷却系主循環ポンプの分解点検、粗調整棒・微調整棒垂直変換部の分解点検及び安全スイッチの交換である。その他として、廃液貯槽ライニング交換作業、無停電電源装置の一部更新について、許認可申請を行った。

1 次冷却系主循環ポンプの分解点検については、1 次冷却系主循環ポンプ 3 台について、シャフト、ランナ、ケーシング等を点検し、健全性を確認するとともにメカニカルシールやベアリングなどの消耗部品を交換した。分解点検作業終了後、性能検査及び作動検査を実施し、所定の性能が維持されていることを確認した。

粗調整棒・微調整棒垂直変換部の分解点検については、粗調整棒用垂直変換部 5 体及び微調整棒用垂直変換部 1 体の分解点検を行った。分解点検の結果、消耗品を含め各構成部品の磨耗状況

に異常は認められなかった。据付後の作動検査及び性能検査は、来年度実施予定である。

安全スイッチの交換については、炉室及び散乱実験室に合計 7 つ設置されているすべてについて、交換を行うとともに作動検査を行い、正常に機能することを確認した。

廃液貯槽ライニング交換作業については、硬質塩ビライニングから合成樹脂ライニングに変更した。また、平成 21 年 3 月 26 日に施設検査を受検し、合格した。

無停電電源装置の一部更新については、無停電 CVCF、蓄電池盤及び出力直送盤のうち、蓄電池盤の更新及び無停電 CVCF、蓄電池盤、出力直送盤の基礎枠について更新を行うため、設工認申請を平成 21 年 3 月 4 日に行った。

(2) 水管理

3, 500kW 定常運転時の水質分析は、運転が無かったため行わなかった。

1.3 燃料、使用済燃料の管理

1.3.1 JRR-3 燃料・炉心の管理

第 L18 次取替用燃料体 20 体（標準型燃料体 14 体、フォロー型燃料体 6 体）については、仏国 CERCA 社で平成 18 年 7 月から製作を開始し、平成 18 年 12 月にブリスタ検査、平成 19 年 3 月に燃料板検査、平成 19 年 12 月に燃料要素検査及び発送前検査を実施し、平成 20 年 3 月 25 日に JRR-3 へ納入された。その後、平成 20 年 5 月 29 日～30 日に使用前検査を受検し、全数合格した。

第 L19 次取替用燃料体 20 体（標準型燃料体 16 体、フォロー型燃料体 4 体）及び第 L20 次取替用燃料体 20 体（標準型燃料体 16 体、フォロー型燃料体 4 体）については、一括契約で燃料板まで同時に製作することとし、仏国 CERCA 社で平成 20 年 1 月から製作を開始した。平成 20 年 9 月にブリスタ検査、平成 20 年 12 月に燃料板検査を実施した。また、第 L19 次取替用燃料体及び第 L20 次取替用燃料体の輸送までを一括で実施することに変更した。平成 21 年度以降、燃料要素検査及び発送前検査を実施し、JRR-3 へ納入される予定である。

JRR-3 の燃料交換に伴う核燃料物質所内移動票等を起票して、計量管理を行った

炉心の管理については、炉心の過剰反応度および燃焼度の管理を目的として燃料交換を実施した。炉心に装荷した未使用燃料要素は 10 体（標準燃料要素 8 体、フォロア型燃料要素 2 体）であった。

また、炉心から取り出した燃料の最大燃焼度は、58.4%（制限値 60%）であった。過剰反応度が最大となったのは第 4 (R3-20-04) サイクルの初期であり、試料無状態換算で 11.83% $\Delta k/k$ （制限値 21% $\Delta k/k$ 以下）、同時点での反応度停止余裕は 7.22% $\Delta k/k$ （制限値 1% $\Delta k/k$ 以上）であった。

1.3.2 JRR-4 燃料・炉心の管理

本年度中に新燃料の製作はなかった。燃料交換に伴う核燃料物質所内移動票を起票して計量

管理を行った。また、実在庫検査を行い(H20.10 及び H20.12)、文部科学省（核物質管理センター）の検認を受けた。

平成 19 年 12 月 28 日に発見された反射体要素の割れ事象に係る点検及び反射体要素の製作に伴い、本年度においては原子炉の運転を実施していない。炉心燃料は年度当初より炉心外に取り出していたが、平成 20 年 11 月 21 日に 1 次冷却設備の試験のため、燃料要素を再装荷している。その後、制御棒駆動設備の点検のため、平成 21 年 1 月 8 日に炉心燃料全数を No.1 プール内の使用済燃料貯蔵器に移動して以降、燃料取扱の実績はない。本年度は、燃料の取扱のみで、燃料交換の実績はない。使用済燃料貯蔵器に保管中の炉心燃料 20 体（全数）については、炉心へ再装荷するまでの期間保管することとした。

本年度の原子炉運転は実施しておらず、過剰反応度は年度当初の $5.95\% \Delta k/k$ のままであった。本年度末においては、燃料要素の全数を No.1 プール内の使用済燃料貯蔵器にて保管中であり、また、反射体要素の大部分が調査のため炉心から取り出されて炉心が構成されていない状況であった。

1.3.3 使用済燃料の管理

JRR-3、及び JRR-4 使用済燃料の貯蔵状況（最大貯蔵量に対する占有割合）を表Ⅱ-4にまとめる。

本年度の JRR-3 炉心から使用済燃料プールへの使用済燃料（板状燃料）の受入れは標準型 12 体、フォロワ型 2 体であり、炉心への再装荷のため使用済燃料プールで貯蔵していた使用済燃料の引き渡しは無く、在庫量は 14 体の増加となった。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、同要素、及び DSF（使用済燃料乾式貯蔵施設）で貯蔵中の金属天然ウラン燃料要素の在庫量の変動はなかった。JRR-4 炉心から No.1 プールへの使用済燃料（板状燃料）の受入れは無く、在庫量の変動はなかった。なお、これとは別に JRR-4 反射体要素の点検に伴い、使用中の燃料要素 20 体を一時的に No.1 プールへ受け入れ保管した。当該燃料要素は JRR-4 の運転再開に伴い炉心へ再装荷する。

使用済燃料貯槽水の水質管理及び使用済燃料貯蔵施設（JRR-3、JRR-4 及び乾式貯蔵施設）の運転・保守を行い使用済燃料が健全に貯蔵されていることを確認した。また、JRR-3 使用済燃料貯槽水浄化用のイオン交換樹脂塔内筒 2 基を製作した。

使用済燃料輸送容器（JRC-80Y-20T 型）については、次回の使用済燃料対米輸送に備え、定期自主検査を実施し、健全性を確認した。

第 9 回研究炉使用済燃料の対米輸送は、海上輸送の経路となるパナマ運河の通過に関して、パナマ運河庁から新たな要求があり、その解決に時間を要したことから、平成 21 年度に実施することとした。また、米国エネルギー省（DOE）との「使用済燃料の引受け契約」が平成 21 年 5 月で期限を迎えることから、平成 20 年 10 月 15 日に 10 年間の引受け契約を締結した。

1.4 研究炉利用の高度化のための技術開発

1.4.1 JRR-3 の高性能化の検討

前年度に引き続き、冷中性子ビーム強度を利用者のニーズに応えるように増強することを目指して、高性能減速材容器の開発、耐放射線高性能スーパーミラーを用いた中性子導管の開発を進め、中性子輸送効率の向上を図った。

高性能冷中性子減速材容器の開発では、容器内の沸騰流動様式を調べるためにガラス製の試験容器を製作し、液体水素の代わりに作動流体として不活性液体を用いた可視化流動試験を実施した。その結果、サーモサイフォンにより作動流体が循環冷却され、試験容器内に一定量の液体が貯留されることを確認した。また、高性能減速材容器と既存設備とは材質が異なるため、その異材接合手法に関する調査を実施した。その結果、海外の冷中性子施設で実績のある摩擦圧接が有望であることがわかった。

耐放射線高性能スーパーミラーの開発においては、平成 19 年度に照射試験した試料を開封し、中性子照射による影響を観測した。その結果、ソーダガラスの基板に成膜した Ni ミラーについては剥離が観測されなかった。一方、グラスカーボン基板に Ni ミラーを成膜した試料は照射後、成膜面の剥離が観測された。以上のことから、耐放射線性の中性子ミラーの製作においては、グラスカーボン基板を用いるよりもソーダガラスのフロートガラス基板を使用した方が、健全性が保たれることが明らかになった。また、シャッター付近の高線量下における既存の中性子導管交換のためのアルミケーシングにおける製作費低減のための押し出し法による試作を実施し、アルミケーシングにおいては押し出し法で製作可能であることを明らかにした。

1.4.2 医療照射技術の開発

JRR-4 の中性子医学利用の中核化を目指し、ホウ素中性子捕捉療法（Boron Neutron Capture Therapy : BNCT）の確立に資するための技術開発を行っている。JRR-4 を利用した BNCT の臨床研究においては、悪性脳腫瘍、悪性黒色腫だけでなく、頭頸部癌への適応も開始されていることもあり、臨床研究の件数が急激に増加している。この状況を踏まえて、1 日 2 症例以上の BNCT を可能とする照射技術の開発及び肺癌、肝癌、再発乳癌などへの適応拡大に対応するための技術開発を行った。

リアルタイムモニターの開発において、今年度は H19 年度に実施した SOF（Scintillator with Optical Fiber）モニター特性測定結果を BNCT へ適用するためのシステムの開発を行った。また、SOF モニターは照射劣化の問題が顕著化したため、それを補完するために SPND（Self Powered Neutron Detector）を組み合わせたシステムについても検討を行った。

H19 年度に実施した肺ファントム実験により得られた知見から PHITS コードを用いた質量エネルギー吸収係数に基づく光子吸収線量の換算法を用いることで、異なる臓器が存在する体幹部照射においても、高い照射精度が得られることを明らかにした。

各照射部位に対する照射シミュレーションによる線量評価の検討結果から、肝癌については、深部に位置する腫瘍に対してより高い治療効果を得るための熱外中性子割合を増加するための照射技術の開発が必要であることを明らかにした。さらに、再発乳癌については、重要臓器への被ばくを低減するために熱中性子割合の多い中性子ビームモードの開発が必要であることを明らかにした。

1.4.3 大口径シリコン均一照射技術の開発

高品位特性を有するパワーデバイスに中性子核変換ドーピングシリコン（NTD-Si）が使用されており、ハイブリッド車のインバータ用の素子として期待されている。このことから同デバイスの急激な需要増大に対応するため、12 インチ径に対応した大口径化の検討を進めている。シリコン

の直径が大きくなるほど径方向の均一性が悪くなる。これを改善するために熱中性子フィルターの適用性を核計算により評価するとともに、その妥当性について JRR-4 を用いて検証するために、12 インチ NTD-Si 照射実験装置の設計及び製作を行った。

また、JRR-3 における 12 インチ径シリコン照射筒 2 本の最適な照射位置の検討を行い、その照射位置において、照射筒が炉心の核特性及び冷却系の流動特性にも影響を与えないことを明らかにした。12 インチ径シリコン照射筒 2 本を用いることにより、抵抗率 50 Ω cm の NTD シリコンを年間 50 トン程度生産出来ることを明らかにした。

シリコン照射専用炉について様々な炉心形状について NTD シリコン生産量、燃料使用量について解析により求め、各炉心のコスト評価を行った。長方形の形状を有する炉心（出力 20MW）において 12 インチ径シリコン照射筒を 6 本設置した場合、年間 130 トン程度の NTD シリコン（抵抗率 50 Ω cm）を生産出来ることが分かり、燃料費・管理費を差し引くと年間収益は約 3 億円となることが分かった。

1.5 許認可

JRR-3 及び JRR-4 における本年度の官庁許認可申請等を表 II-5 に示す。

1.6 教育訓練

職員に対して保安教育訓練を実施した。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 II-6 に示す。

また、JRR-3 管理課が、①通報訓練（4 回）、②再保安教育訓練（7 回）、③配属時保安教育訓練（3 回）、④放射線障害防止法に基づく教育訓練（3 回）、⑤規定、手引等改正に伴う教育訓練・勉強会等（16 回）を、JRR-4 管理課が①通報訓練（1 回）、②配属時保安教育訓練（2 回）、③核燃料物質の取扱いに関する教育訓練（2 回）、④冷凍高圧ガス製造施設保安教育訓練（4 回）、⑤規定、手引等改正に伴う教育訓練・勉強会等（28 回）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。

2 NSRR（原子炉安全性研究炉）の運転管理¹⁾

2.1 運転

NSRR では、運転計画に基づき、安定に運転を行った。実施した燃料照射実験は、照射済酸化ウラン燃料実験が 3 回、未照射燃料実験が 6 回であった。その他に、燃料を使用しないパルス照射試験を 1 回実施した。運転実績を表 II-7 に示す。本年度のパルス運転回数は 22 回（昭和 50 年初臨界以来の通算パルス運転回数：3109 回）、運転時間は 56 時間 03 分、積算熱出力量は 613.9 kW・h であった。また、原子炉の計画外停止はなかった。

NSRR のセミホットセル・ケープ及びカプセル解体フードでは、照射済燃料実験のカプセル組立、未照射燃料実験のカプセル解体及び照射後試験などを行った。本年度におけるセミホットセル・ケープ及びカプセル解体フード等の利用延べ日数は 74 日である。

2.2 保守・整備

NSRR では、第 31 回原子炉施設定期検査(平成 19 年 12 月 4 日～平成 20 年 4 月 4 日)を実施した。本年度は、全 3 回の官庁立会検査のうち第 3 回(平成 20 年 4 月 3 日～4 日)を実施し、平成 20 年 4 月 4 日付けで合格証を得た。同様に、核燃料使用施設の第 18 回施設定期自主検査(平成 19 年 12 月 4 日～平成 20 年 4 月 4 日)を実施した。

また本年度は、第 32 回原子炉施設定期検査を平成 21 年 7 月 31 日までの計画で平成 21 年 3 月 16 日から開始した。同様に、核燃料使用施設の第 19 回施設定期自主検査を平成 21 年 7 月 31 日までの計画で平成 21 年 3 月 16 日から開始した。

NSRR 原子炉施設保全計画に基づく保全活動として、原子炉プールのアルミニウム合金製内張について超音波探傷装置を用いた健全性調査を実施し、必要な肉厚が確保されていることを確認した。その他の主な保守・整備として、純水移送ポンプⅠ及びⅡの分解点検、プール水精製系及び補給水系脱塩塔イオン交換樹脂の交換、原子炉棟内操作盤の表示灯の更新などを行った。

2.3 許認可

NSRR を用いた原子力研修センターの研修生等の原子炉研修を実施するため、原子炉の設置変更許可のうち原子炉の使用の目的に教育訓練を追加する申請を平成 20 年 7 月に行い、平成 21 年 3 月に許可を取得した。

2.4 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(4 回)、③核燃料使用施設等に係る再教育訓練(4 回)、④規定、手引等改正に伴う教育訓練・勉強会(20 回)等を実施した。また、研究炉加速器管理部が職員等に対し表Ⅱ-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。

3 STACY 及び TRACY の運転管理

3.1 運転

STACY(定常臨界実験装置)では、格子間隔 2.5cm に配置した 5%濃縮二酸化ウラン棒状燃料と 6%濃縮硝酸ウラニル溶液燃料から成る非均質炉心体系について、施設定期検査のための運転を行った。第 12 回施設定期検査合格(平成 20 年 6 月 18 日付け)以降、臨界実験のための運転に着手した。本年度中の運転回数は 36 回(平成 7 年初臨界以来の通算運転回数: 628 回)、運転時間は 123 時間 1 分、積算熱出力量は 130.5W・h であった。

TRACY(過渡臨界実験装置)では、10%濃縮硝酸ウラニル溶液燃料を用いて、施設定期検査のための運転を行った。第 10 回施設定期検査合格(平成 20 年 7 月 29 日付け)以降、臨界実験のための運転に着手した。本年度の運転回数は 26 回(平成 7 年初臨界以来の通算運転回数: 402 回)、運転時間は 70 時間 54 分、積算熱出力量は 56.1kW・h であった。

核燃料調製設備では、STACY で使用する 6%濃縮硝酸ウラニル溶液燃料及び TRACY で使用する 10%濃縮硝酸ウラニル溶液燃料の調製及び供給を実施した。

分析設備では、STACY、TRACY の臨界実験前・後の硝酸ウラニル溶液燃料の実験解析のための分析及び核燃料調製設備の運転に必要な硝酸ウラニル溶液燃料等の工程管理分析（ウラン濃度、遊離硝酸濃度、ウラン同位体組成、核分裂生成物濃度、不純物・模擬核分裂生成物濃度等）を実施した。

3.2 保守・整備

保守に関し、STACY では第 12 回施設定期検査（平成 19 年 12 月 10 日開始）を実施し、当初の計画通り平成 20 年 6 月 18 日に合格証を得た。その後、第 13 回施設定期検査を平成 21 年 8 月 5 日までの計画で平成 20 年 12 月 8 日から開始した。

また、TRACY では第 10 回施設定期検査（平成 18 年 12 月 11 日開始。途中、原科研の安全確認点検調査(平成 19 年度)に伴う対応を行うため、検査期間を延長。)を、平成 19 年度から継続して実施した。この検査期間中の平成 20 年 4 月 23 日に、排気筒放射能濃度のわずかな上昇が認められたため、原因を調査した結果、TRACY の水素ガス濃度計内のダイアフラム弁の破損が確認された。当該箇所を補修した後、平成 21 年 5 月 27 日から定期検査を再開し、平成 20 年 7 月 29 日に合格証を得た。その後、第 11 回施設定期検査を平成 21 年 9 月 18 日までの計画で平成 20 年 12 月 8 日から開始した。

設備に関し、STACY 及び TRACY の核燃料物質貯蔵施設において、原科研の安全確認点検調査で確認されたウラン酸化物燃料の不適切な一時保管に係る文部科学大臣の措置命令（平成 19 年 8 月 31 日付け）に対する恒久的な是正措置として、平成 19 年 9 月より当該施設へのウラン酸化物燃料貯蔵設備の新設に係る許認可手続きを行った。許認可を得た後、当該貯蔵設備を製作し、平成 20 年 4 月 11 日付で使用前検査に合格後、平成 20 年 4 月 14 日より供用を開始し、恒久的な是正措置を完了した。

3.3 許認可

ウラン酸化物燃料の不適切な一時保管に係る文部科学大臣の措置命令として、STACY 及び TRACY のウラン酸化物燃料貯蔵設備の新設に係る許認可手続きを以下のとおり実施した。詳細は、表 II-8 に示す。

原子炉設置変更許可申請	平成 19 年 11 月 5 日
同許可	平成 20 年 2 月 14 日
設計及び工事の方法の認可申請	平成 20 年 2 月 15 日
同認可	平成 20 年 2 月 21 日
使用前検査申請	平成 20 年 2 月 22 日
保安規定変更認可申請	平成 20 年 2 月 22 日
同認可	平成 20 年 3 月 24 日
(以上、平成 19 年度年報にて既報)	
使用前検査合格	平成 20 年 4 月 11 日

また、VHTRC 施設の廃止措置に伴い、同施設で使用していた使用済燃料を STACY 施設において貯蔵するための使用済ウラン黒鉛混合燃料貯蔵設備の新設に係る許認可手続きを以下のとおり進めた。詳細は、表 II-8 に示す。

原子炉設置変更許可申請	平成 20 年 7 月 11 日
同許可	平成 21 年 3 月 11 日
設計及び工事の方法の認可申請	平成 21 年 3 月 18 日
同認可	平成 21 年 3 月 30 日
使用前検査申請	平成 21 年 3 月 31 日

3.4 教育訓練

STACY 及び TRACY の保安活動に従事する種々の保安教育及び 3 回の保安訓練（通報訓練 2 回、避難訓練 1 回）を実施した。また、STACY 及び TRACY の管理区域内で作業を実施する業者等に対し、管理区域の立入りに係る保安教育訓練を随時実施した。

4 FCA の運転管理

4.1 運転

原子力安全基盤機構からの受託研究「軽水炉 MOX 炉心ドップラー反応度測定試験等」に関する FCA 実験の一環として、ウラン燃料炉心（FCA-XXVI-2D）を構築し、実験体系の臨界性に関するデータを取得するために、臨界近接、特性試験及びドップラー効果測定のための運転を行った。本年度の運転回数は 34 回（昭和 42 年初臨界以来の通算運転回数：5039 回）、運転時間は 95 時間 16 分、積算熱出力量は 586.02W・h であった。

原科研の安全確認点検調査（平成 19 年度）において FCA の制御安全棒の構成要素である「制御安全棒引出し」を設計及び工事の方法の認可を得ずに製作し、使用したことが判明した。このため、平成 19 年 8 月 31 日に文部科学大臣から施設の使用を一時停止する措置命令を受け、FCA の運転を停止していた。この不適合事象に対する是正措置として、設計及び工事の方法に関する認可申請の手続きを行い、制御安全棒引出し（20 体）を新たに製作し、平成 20 年 8 月 22 日に使用前検査に合格した。その後、施設定期検査に係る国の検査を受検し、技術上の基準に適合していることの確認を受け、平成 20 年 10 月 17 日に措置命令が解除となった。また、平成 20 年 11 月 6 日付けで施設定期検査に合格し、平成 20 年 11 月 11 日から利用運転を再開した。

4.2 保守・整備

本年度においては、平成 19 年 12 月 21 日から開始した平成 19 年度の施設定期検査及び施設定期自主検査を平成 20 年 10 月 24 日まで実施し、平成 20 年 11 月 6 日付けで第 37 回施設定期検査に合格した。

4.3 許認可

FCA 施設における本年度の官庁許認可申請等を表Ⅱ-9 に示す。

4.4 教育訓練

FCA 施設の保安活動に従事する職員等に対する種々の保安教育及び3回の保安訓練（通報訓練2回、避難訓練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。

5 TCA の運転管理

5.1 運転

本年度は、研究及び教育研修のための利用運転はなく、施設定期検査及び施設定期自主検査に係る運転を行った。本年度の運転回数は6回（昭和37年初臨界以来の通算運転回数：11,817回）、運転時間は9時間51分、積算熱出力量は66.3W・hであった。

5.2 保守・整備

本年度においては、平成21年1月5日から開始した平成20年度の施設定期検査及び施設定期自主検査を平成21年3月19日まで実施し、平成21年3月30日付けで第46回施設定期検査に合格した。

5.3 許認可

本年度は該当なし。

5.4 教育訓練

TCA 施設の保安活動に従事する職員等に対する種々の保安教育及び3回の保安訓練（通報訓練2回、避難訓練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。

Ⅱ 核燃料使用施設等の運転

1 BECKY の運転管理

1.1 運転、保守・整備

当施設では、再処理プロセスに関する研究、TRU 高温化学に関する研究、環境試料等の微量分析に関する研究、廃棄物の非破壊測定に関する研究及び放射性廃棄物の地層処分に関連する研究等のため、 α γ コンクリートセル設備、再処理プロセス試験設備、TRU 高温化学試験設備、TRU 廃棄物関連設備、廃棄設備等を運転するとともに、これらの設備の保守・管理を実施した。また、

東大専門職大学院学生の実習の場として BECKY 施設を提供し、核燃料物質取扱方法の習得及び安全管理等を支援した。

1.2 許認可

BECKY 施設における本年度の官庁許認可申請等を表Ⅱ-10 に示す。

1.3 教育訓練

BECKY 施設の保安活動に従事する職員等に対する種々の保安教育及び5回の保安訓練（通報訓練2回、避難訓練1回、応急措置訓練1回、総合訓練1回）を実施した。また、BECKY 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。

2 燃料試験施設の運転管理²⁾

2.1 運転、保守・整備

燃料試験施設を安全に運転し、機構外からの受託業務及び機構内の研究部門による研究開発等に係る照射後試験を計画どおり実施した。また、JRR-4 の反射体要素の割れの事象における原因調査に協力した。図Ⅱ-2 に本年度の燃料試験施設の利用状況を示す。本体施設については、セル、プール等の定常運転を行うとともに、セル、プール、試験施設及び警報設備の施設定期自主検査を実施し、異常のないことを確認した。特定施設については、セル排風機等の定常運転及び各設備の施設定期自主検査を実施するとともに、温水ボイラー性能検査、第一種圧力容器等の性能検査、冷凍高圧ガス製造施設の施設検査に合格した。また、安全研究センターでは試験燃料を欧州のホットラボ施設より輸送して、この燃料を用いた研究を計画しており、そのため、輸送容器の設計承認申請等が必要となった。着地が燃料試験施設であることや品質保証上の対応から、安全研究センターの協力の下、実用燃料試験課が輸送容器の設計承認申請を行った。

なお、燃料試験施設を利用する上記の受託業務及び研究開発を実施するに当たっては、ホット試験施設管理部実用燃料試験課等が、施設・設備の運転管理とともに照射後試験を実施したが、その成果については第三章に記載する。

2.2 許認可等

欧州のホットラボ施設より試験燃料を輸送するため、JMS-87Y-18.5T 型輸送容器の設計承認申請を平成21年2月3日に行った。

放射性同位元素(RI)の管理に関しては、利用の拡張及びニーズに対応するため、許可使用に係る変更許可申請を行い、許可を得るとともに、施設検査を受検し、合格した。また、放射線障害防止法に基づいて、定期検査及び定期確認を受け、指摘事項はなく、定期検査合格証及び定期確認証の交付を受けた。

文部科学省及びIAEAによる核燃料物質の査察、文部科学省による保安規定の遵守状況の検査が四半期毎に、保安検査官の巡視が毎月実施されたが、指摘事項はなかった。

2.3 教育訓練

職員に対して、部保安教育実施計画に基づき保安教育（規定、手引き等改正に伴う教育・勉強会等）（6回）、配属時保安教育（6回）、放射線障害防止法に基づく教育（6回）及び通報訓練等（5回）を実施した。その他、核物質防護に関する教育（7回）及び通報訓練（1回）を実施した。また、燃料試験施設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実施した。

3 WASTE F の運転管理²⁾

3.1 運転、保守・整備

機構内利用に係わる照射後試験（照射済試料取扱試験、非照射放射性物質取扱試験、実機模擬のホット環境試験）を計画どおり実施した。また、JRR-4 の反射体要素の割れの事象における原因調査に協力した。図Ⅱ-3 に本年度の WASTE F の利用状況を示す。

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、施設定期自主検査等を計画どお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。

また、WASTE F では、平成 21 年度の施設利用停止に向け、現中期計画に沿った実施計画を確実に達成することを目的に、関係する研究部門等との検討を実施した。

なお、WASTE F を利用する研究開発については、ホット試験施設管理部ホット材料試験課等が、施設・設備の運転管理とともに照射後試験等を実施したが、その成果については第三章に記載する。

3.2 許認可等

WASTE F における核燃料物質の使用の変更許可及び原子力科学研究所事故対策規則の一部改正等に伴い、手引き類の一部改正を行った。

核燃料物質の使用に係る許認可手続きでは、固体廃棄施設の廃棄物一時保管容器に係る廃棄物の保管管理の見直しについて、監督官庁への事前説明及び申請を行い、変更申請の許可を取得した（H21.1.8）。また、これに伴う核燃料物質使用施設等保安規定施設編の一部変更の認可申請を行い認可された（H21.3.17）。

文部科学省及び IAEA による核燃料物質の査察、文部科学省による保安規定の遵守状況の検査が四半期毎に、保安検査官の巡視が毎月実施されたが、指摘事項はなかった。

3.3 教育訓練

職員に対して、部保安教育実施計画に基づき保安教育（規定、手引き等改正に伴う教育・勉強会等）（8回）、配属時保安教育（4回）、放射線障害防止法に基づく教育（7回）及び通報訓練等（5回）を実施した。その他、核物質防護に関する教育（5回）及び通報訓練（1回）を実施した。また、WASTE F 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実施した。

4 第4研究棟、プルトニウム研究1棟等の運転管理²⁾

4.1 運転、保守・整備

(1) プルトニウム研究1棟

当施設は、核燃料物質使用施設（政令41条該当施設）及び放射性同位元素使用施設として、固体化学用取扱施設でアクチノイドの酸化物、窒化物等の各種化合物、熔融塩及び合金の構造、物性及び熱力学的性質の関連調査等の研究を、また、溶液化学用取扱施設で使用済核燃料中に含まれるアクチノイド等の長寿命核種や高価値元素の分離プロセス用の新抽出剤の研究を行っている。

本体施設には、主にプルトニウム等のTRU核種を取り扱うグローブボックス及びフードが整備され、施設利用にあたり保安規定及び予防規程に基づき作業開始前及び作業終了後点検、巡視及び点検等を実施し、設備の安全を確保した。また、本体施設の施設定期自主検査及び定期自主点検を実施し、これらの結果をとりまとめ、各設備に異常のないことを確認した。

(2) 第4研究棟

当施設には、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、各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。また、第4研究棟を核物質防護の対象施設から解除し、管理区域への出入管理の簡素化及びツーマンルール等の解除により利用者の負担を軽減化した。

(3) 第2研究棟

当施設には、少量核燃料物質及び放射性同位元素の使用施設及び貯蔵施設として、ヒューマンカウンタ及び核燃料保管設備が設置されており、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、各設備に異常のないことを確認した。

(4) JRR-3 実験利用棟（第2棟）

当施設には、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、各設備に異常のないことを確認した。

(5) ウラン濃縮研究棟

当施設には、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、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、各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)

当施設は、環境中の核物質等の極微量分析に係る研究開発を行うため少量核燃料物質を取扱う施設であり、保安規則に基づき巡視及び点検等を実施するとともに、自主検査としてフード表面の風速測定を実施し、設備の安全を確保した。

(7) 環境シミュレーション試験棟 (STEM)

当施設は、放射性同位元素の使用施設として、 β γ 核種取扱用フード、 α 核種取扱用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を実施するとともに、使用施設及び貯蔵施設に係る定期自主点検を実施し、設備に異常がないことを確認した。

(8) 保障措置技術開発試験室施設 (SGL)

当施設には、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あり、保安規則に基づき巡視及び点検等を実施して設備の安全を確保した。また、中期目標に掲げられた「廃止措置の着手時期、事業計画の検討に着手」への対応として、原子力基礎工学研究部門及び安全試験施設管理部等の関係者からなる作業グループを構成し、保有する核燃料物質の処理に関する技術的課題について調査検討を開始した。

4.2 許認可等

(1) プルトニウム研究 1 棟

プルトニウム研究 1 棟における核燃料物質の使用の変更許可及び原子力科学研究所事故対策規則の一部改正等に伴い、手引き類の一部改正を行った。

プルトニウム研究 1 棟から再処理特別研究棟間に残存するホット排水管の存在とその管理の明確化を目的とした核燃料物質の変更許可申請 (H20. 3. 18) を行い、H20 年度 5 月に認可を得た (H20. 5. 13)。核物質防護規定の適用範囲見直しに伴う変更 (認可 H20. 7. 1) を行った。

(2) 第 4 研究棟

試験の終了した目的の削除、年間予定使用量の変更、グローブボックス等の使用設備の新設等の許認可変更申請 (H20. 5. 28) を行い、H20. 7. 16 に認可を得た。また、213 号室フードの移設及び西側タンクローリー接続口の増設に係る施設検査申請を行い、H20. 12. 4 に検査を受検し、H20. 12. 8 合格確認を得た。

(3) 第 2 研究棟

第 4 研究棟の許認可変更に伴い、第 2 研究棟の許可申請 (H20. 5. 28) を行い、H20. 7. 16 に許可された。

(4) JRR-3 実験利用棟 (第 2 棟)

本年度、許認可変更申請等はなかった。

(5) ウラン濃縮研究棟

残存する廃液輸送配管の管理の明確化 (処理場管理へ) を目的とした核燃料物質の変更許可申請

(H20.3.18)を行い、平成20年5月13日に許可された。

(6) 高度環境分析研究棟(CLEAR)

原子力科学研究所事故対策規則の一部改正に伴い、高度環境分析研究棟(CLEAR)防護活動手引の一部改正を行った。

(7) 環境シミュレーション試験棟(STEM)

原子力科学研究所事故対策規則の一部改正等に伴い、環境シミュレーション試験棟(STEM)防護活動手引の一部改正を行った。

(8) 保障措置技術開発試験室施設(SGL)

本年度、許認可変更申請等はなかった。

4.3 教育訓練

職員に対して、部保安教育実施計画に基づき保安教育(規定、手引き等改正に伴う教育・勉強会等)(プルトニウム研究1棟:12回、第4研究棟:7回、第2研究棟:7回、JRR-3 実験利用棟(第2棟):7回、ウラン濃縮研究棟:8回、高度環境分析研究棟:11回、環境シミュレーション試験棟:12回、保障措置技術開発試験室施設:6回)、配属時保安教育(第4研究棟:2回、高度環境分析研究棟:3回、環境シミュレーション試験棟:1回、保障措置技術開発試験室施設:2回)、放射線障害防止法に基づく教育(プルトニウム研究1棟:5回、第4研究棟:5回、第2研究棟:5回、JRR-3 実験利用棟:5回、ウラン濃縮研究棟:5回、環境シミュレーション試験棟:11回)及び通報訓練等(プルトニウム研究1棟、第4研究棟、第2研究棟、JRR-3 実験利用棟、ウラン濃縮研究棟:各1回、高度環境分析研究棟、環境シミュレーション試験棟、保障措置技術開発試験室施設:各3回)を実施した。

その他、核物質防護に関する教育(プルトニウム研究1棟:6回、保障措置技術開発試験室施設:7回)及び通報訓練(プルトニウム研究1棟、第4研究棟、第2研究棟、JRR-3 実験利用棟、ウラン濃縮研究棟、高度環境分析研究棟、環境シミュレーション試験棟:各1回、保障措置技術開発試験室施設:2回)及び緊急時対応訓練(プルトニウム研究1棟:1回、保障措置技術開発試験室施設:1回)を実施した。

5 ホットラボ等の運転管理²⁾

5.1 運転、保守・整備

(1) ホットラボ

原科研内の研究のための使用を終了した未照射核燃料物質を一括管理する業務として、今期中期計画の廃止措置対象施設である開発試験室(VHTRC、同位体分離研究施設)及び再処理試験室より使用を終えた核燃料物質の受入れを実施した。その他、平成19年度の安全確認点検調査において汚染が確認された廃液輸送管の撤去作業、更にJRR-4の反射体要素の割れの事象における原因調査に協力した。

施設・設備の点検については、本体施設のケーブル・セル及び警報設備、特定施設の非常用電源

設備、気体廃棄設備、液体廃棄設備、空気圧縮設備及び警報設備の施設定期自主検査並びに受変電設備の定期点検等を実施した。

(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、少量核燃料物質使用施設等保安規則に基づき本体施設及び特定施設に関する巡視点検、自主検査等を実施した。

5.2 許認可等

核燃料物質の使用に関する許認可関連として、ホットラボ鉛セル付帯設備及び廃液排水の一部撤去に関する変更許可申請を行い(H20. 10. 10)、許可を取得(H21. 1. 8)するとともに、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を行った(H21. 2. 10 申請、H21. 3. 17 認可)。また、原子力科学研究所施設核物質防護要領(第9編ホットラボ核物質防護要領)の一部改正を行った(H20. 3. 28 申請、H20. 7. 1 認可)。放射性同位元素の許可使用に関しては、廃液排水の一部撤去に関する変更申請を行い(H21. 1. 23)、許可を取得した(H21. 2. 26)。

文部科学省及びIAEAによる核燃料物質の査察、文部科学省による保安規定の遵守状況の検査が四半期毎に、保安検査官の巡視が毎月実施されたが、指摘事項はなかった。

5.3 教育訓練

職員等に対して、部安全衛生管理実施計画に基づき保安教育(規定、手引き等改正に伴う教育・勉強会等)(8回)、品質保証に関する教育(3回)、異動職員等に対する保安教育(1回)、放射線障害防止法に基づく教育(3回)、保安訓練等(5回うち通報訓練2回)を実施した。その他として核物質防護に関する教育(4回)及び通報訓練(1回)を実施した。また、ホットラボ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実施した。

Ⅲ 大型試験研究施設等の運転

1 タンデム加速器の運転管理¹⁾

1.1 運転

実験利用運転では、2回のマシンタイムを実施した。第1回のマシンタイムを7月14日から11月12日、第2回のマシンタイムは、年度をまたがり1月16日から5月6日に実施した。平成20年度の利用運転日数は合計210日で、例年並みである。運転日数のうち17日間は、タンデム加速器と超伝導ブースターを連動した運転を行った。また短寿命核加速実験装置(TRIAC)に、放射性核種を25日間供給した。図Ⅱ-4に運転実績を示す。

1.1.1 タンデム加速器の運転

タンデム加速器は、加速電圧 6～18 MV で安定に運転し、研究開発等に重イオンビームを供した。加速電圧ごとの運転日数を図Ⅱ-5 に示す。本年度は 25 核種のイオンを加速した。そのうち ^{14}N , ^{22}Ne , ^{40}Ar , $^{82,86}\text{Kr}$, $^{124,136}\text{Xe}$ イオンと ^1H , ^{16}O イオンの一部は、高電圧端子内の多価イオン入射器 (ECR イオン源) から加速した。ECR イオン源の利用は、全運転時間の 31%に相当する。その他のイオンは、すべて負イオン源から加速した。加速イオン種ごとの運転日数を図Ⅱ-6 に示す。

1.1.2 超伝導ブースターの運転

静電型タンデム加速器から得られるビームを再加速するための超伝導ブースター (超伝導線形加速器) を用いて 6 核種のビームを加速し、核物理の研究等に提供した。再加速した後のビームのエネルギーは 360 MeV (^{58}Ni) から 560 MeV (^{124}Xe) であった。ビームエネルギーの変更が短時間で実施できるブースターの特徴を活かして、4 日間に 30 回ビームエネルギーを変える実験も実施した。

1.1.3 短寿命核加速実験装置 (TRIAC) の運転

平成 17 年度下期から高エネルギー加速器研究機構 (KEK) との共同研究による短寿命核加速実験装置 (TRIAC) を用いた運転を実施している。本年度は、タンデム加速器の ^1H ビームとウラン標的との核分裂反応で生成した短寿命核 ^{142}Ba ($T_{1/2}=10.6\text{m}$) イオンと、 ^7Li ビームを用いて生成した ^8Li ($T_{1/2}=0.8\text{s}$) イオンを TRIAC に供給し、天体物理の研究や高速イオン拡散の研究などが実施された。

1.2 保守・整備

定期整備を 2 回実施した。上期は絶縁劣化が生じている高エネルギー側加速管の交換を主体として整備した。下期の定期整備では、ターミナルイオン源廻りに磁気シールド板を設置するなどの対策を実施し、負イオンビームの輸送効率を向上した。さらにターミナル内のステアラー電源 (ES TL-1) に、中間電圧制御回路を設置したことにより、ターミナルイオン源からの正イオンビームの輸送効率を向上した。RS ベアリングは、両整備期間および故障時の修理をあわせて、計 12 箇所を交換した。酸素濃度計をターゲット室等に 8 カ所増設した。超伝導ブースターは、8 空洞に対して高圧純水洗浄を施した。

上期 (H20. 5. 16～H20. 7. 13) の主な整備内容：

- ①高エネルギー側加速管絶縁劣化に伴う加速管交換 (1, 2 段目)
- ②高エネルギー側加速管用ターボポンプの設置 (タンク下)
- ③ターミナルイオン源シールド強化 (漏れ磁場対策)
- ④ビームモニタ (BPM CB-2) 動作不良の点検修理
- ⑤加速管の分割抵抗の点検
- ⑥負イオン源、ISOL イオン源、ターミナルイオン源の保守
- ⑦官庁検査 (ゴンドラ)
- ⑧ブースター加速空洞の高圧純水洗浄

下期 (H20. 11. 13～H20. 1. 15) の主な整備内容：

- ①ターミナルイオン源シールド強化 (漏れ磁場対策)

- ②ターミナルフォイルの交換
- ③デッドセクション (D1) CAMAC電源の点検整備
- ④ステアラー電源 (ES TL-1) 中間電圧制御回路の試験・設置
- ⑤SF₆ガス漏れ対策
- ⑥負イオン源、ISOLイオン源、ターミナルイオン源の保守
- ⑦官庁検査 (クレーン、ヘリウム冷凍高圧ガス施設)

マシンタイム中に加速器タンクを開けて修理した時の内容：

- ①ターミナル冷却水ポンプの故障；ベアリング交換により復旧。
- ②ターミナル電圧が上がらない；回転シャフト (RS-1) 10段目に大量に鉄粉、油の飛散が見られたため、10段目のベアリングユニット全体 (旧型) を交換した。また、架台周辺およびチェーンプ本体の清掃を実施した。

1.3 許認可

放射性同位元素等の許可使用については、密封されていない放射性同位元素の使用施設及び貯蔵施設の名称変更のための変更許可申請 (平成 21 年 1 月 23 日) を行い、平成 21 年 2 月 26 日付けで許可を取得した。

核燃料物質の使用の変更については、使用設備の追加と移設及び貯蔵設備の名称変更のための変更の許可申請 (平成 20 年 8 月 6 日) を行い、平成 20 年 9 月 25 日付けで許可を取得した。

1.4 教育訓練

職員に対して①通報訓練 (2 回)、②再保安教育訓練 (6 回)、③タンデム加速器の運転訓練 (1 回)、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。

1.5 タンデム加速器系の開発

加速器施設の安全性や運転効率の向上、あるいは利用者からの要望によるイオン強度の増強などを目的として、継続的な加速器系の技術開発を進めた。本年度は、高電圧端子内の電子サイクロトロン共鳴 (ECR : Electron Cyclotron Resonance) 型イオン源の開発、放射性核種加速用イオン源の開発などを進めた。主な成果は以下の通りである。

1.5.1 高多価・高強度重イオンビームの開発

タンデム加速器から得られるイオンビームのエネルギー、強度を増強するため、14.5GHz の RF で動作する ECR イオン源を高電圧端子内に設置している。高電圧端子のターミナル ECR イオン源のビーム入射系の概要を図 II-7 に示す。イオン源から最大 30kV の引き出し電圧で引き出されたイオンビームはアインツェルレンズで収束され入射 90 度偏向電磁石 (曲率半径 0.2m、最大磁場 0.4T) で上方へ偏向され電荷、質量が大まかに分析される。アインツェルレンズの直後に水平方向の静電ステアラーがあり、ビーム軸の調整を行なう。引き続き 80kV の前段加速を受けて 180 度偏向電磁石に入射され必要な質量、電荷のイオンが選別される。180 度偏向電磁石の質量分解能は $M/\Delta M \leq 140$ でイオンビームの分析に十分であり、また磁場強度については $ME/q^2=55$ である

ので、質量電荷比の大きなイオンビームの分析も可能となる。180 度偏向電磁石の上流、下流の直近に静電四重極レンズが 1 台ずつ配置されている。高電圧端子の高エネルギー側（下向きビーム方向）には、静電ステアラーと静電四重極レンズが主加速管の入射前に 1 台設置されており、タンデム加速器の主加速管への入射条件を最適化することが出来る。

図 II-8 に、これまでにタンデム加速器で加速した各種イオンの電荷とそのビーム強度を示す。ターミナル電圧は 15～16MV、引出電圧は 20～25kV である。100pnA (particle nano ampere)以上の強度が、 Ne^{8+} 、 Ar^{12+} 、 Kr^{17+} 、 Xe^{22+} で得られた。RF アンプの最大出力性能を 200W に回復させたことにより 10～100 倍のビーム強度となった。タンデム方式では、負イオンから正多価イオンへの荷電変換に炭素薄膜を用いるが、その薄膜で得られる多価イオンは、金イオンですらせいぜい 18+であり、20+を超えることは困難である。今回の $^{136}\text{Xe}^{30+}$ 、480MeV の加速は、シングルエンドの静電加速器としては、世界最高のエネルギーである。

ターミナルイオン源ではイオンビームとして希ガスを加速するが、その希ガスの排気のためにターミナル内にターボポンプを設置している。しかしながら数日間の連続運転時には、希ガスによるイオンポンプの排気不安定性が生じることがあった。原因はターミナルターボポンプで排気しきれない希ガスがビームライン内に徐々に蓄積されていくためである。したがって負イオン源側および正イオン源側の主加速管の入口、出口の圧力容器外側に 2 式の新たな排気装置を設置し、希ガス排気を行わせることとした。この排気装置は、超高真空を実現するため 350L/s と 250L/s の 2 台のターボポンプを直列に接続して使用し、オイルフリーの排気系とするためフォアラインはダイアフラムポンプで排気する方式とした。設置後、イオンポンプの不安定性現象はほとんど発生しなくなった。

1.5.2 放射性イオン加速用イオン源の開発

半減期 1 秒以下の放射性核種ビーム強度を増やすために、イオン源の開発ならびに標的の開発を行った。

TRIAC における ^{11}Be 高励起準位研究では、毎秒 5×10^3 個以上の強度の ^9Li ($T_{1/2}=178\text{ms}$) イオンが要望されている。しかし ^8Li ($T_{1/2}=838\text{ms}$) の生成・イオン化に使用していた ^{13}C 濃縮同位体焼結標的を用いた場合、タンデム加速器からの $^7\text{Li}^{3+}$ ビーム (67MeV 100nA) で照射して毎秒 10^2 個しか分離できなかった。標的からの Li の放出時間を重イオン注入法で測定した結果、この焼結標的からは速い成分でも $\tau=3.2\text{s}$ であり、標的内で壊変損失によりビーム強度が低下していることが判明した。 ^9Li 生成に使用できる耐高温性の標的・捕獲材の試験の中で、窒化ホウ素が速い放出時間成分 ($\tau=120\text{ms}$) を持つことが判った。この標的を使用することで、毎秒 10^4 個の ^9Li のビーム強度を達成した。

低圧アーク放電型のイオン源である FEBIAD イオン源は、希ガスや揮発性の高い元素のイオン化に有効である。これまで開発してきたウラン標的装着 FEBIAD-B2 タイプでは、イオン源・標的温度が 1600℃までしか上がらず、In では放出時間 7 秒となり、半減期 1 秒程度の同位体のイオン化が困難であった。イオン源・標的温度を 2200℃まで上げられる表面電離型イオン源では放出時間 2 秒が得られているので、高温型 FEBIAD イオン源 (FEBIAD-E タイプ) にウラン標的を装着するための開発を行った。イオン源の高温化対策として、イオン化室構造材を Ta からグラファイトに、絶

縁材を窒化ホウ素から酸化ベリリウムに変更した。また、標的の加熱方式を表面電離型イオン源と同じ熱輻射+電子衝撃の方式に変更した。これらの変更ならびにイオン源電源の接続方法の適正化により、標的温度 2000℃を達成した。

2 放射線標準施設の運転管理

放射線標準施設に設置してあるファン・デ・グラフ型加速器、 γ 線照射装置、RI 中性子線校正装置、X線照射装置等の校正設備機器の維持管理を行うとともに、二次標準校正場を利用した放射線防護用測定機器の校正、特性試験及び施設共用等に供した。加速器を用いた単色中性子校正場については、27keV 及び 1.2MeV の中性子校正場を新たに整備し、計 9 エネルギー点の利用が可能となった。また、 γ 線校正場については、基準器等による定期的な維持確認の測定を新たに開始した。この測定の目的は、校正場におけるトレーサビリティを確保し基準を維持することで、放射線管理業務の品質保証に資するためである。

装置等の更新作業を 2 件実施した。1 件目は、X線管球の故障により 1 年間使用できなかった中硬 X線照射装置の X線管球の更新作業を、2009 年 1 月に行った。2 件目は、 γ 線照射装置等で利用している密封された放射性同位元素の使用及び保管の管理、並びに帳票作成を自動的に行う線源管理システムの更新作業を、2009 年 3 月に行った。この更新では、ハードウェア構成をこれまでの専用パソコン 2 台によるスタンドアローン方式から、棟内専用ネットワークを利用したデータサーバ 1 台とパソコン 2 台によるクライアントサーバ方式に変更したほか、各種サブプログラムの強化等を行った。これにより、これまでと比べ処理時間が大きく短縮されるなど機能性が大幅に向上するとともに、業務の効率化も図れた。

本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 4,276 時間であった。本年度の使用時間は、前年度よりも 669 時間減少した。この減少の要因としては、加速器のイオン源冷却系の不具合、制御用 PC の故障、信号伝達用光ファイバーの断線等により 4 ヶ月間運転できなかったことがあげられる。また、試験依頼としては、線量管理課（放射線管理用モニタ、サーベイメータの校正）以外からの試験依頼として、電子式個人線量計、TLD 等の基準照射及び性能試験を、合計で 2,771 台（個）実施した。

3 大型再冠水実験棟の運転管理

3.1 運転

BWR 核熱結合試験装置（THYNC）では、BWR 条件（7.2MPa, 300℃）で最大電気出力 1.5MW の並列試験部を用いて試験運転を 1 ヶ月間実施した（H21.1）。熱水力安全評価研究グループと共同。

Post-BT 熱伝達挙動試験装置（設計圧力 9.5MPa、設計温度 308℃、電気出力 800kw）を整備し、Post-BT 時の熱伝達挙動やリウエット挙動に関するデータ取得のための試験運転を延べ 2 ヶ月間実施した（H20.6～H20.11）。熱水力安全評価研究グループと共同。

FBR 直管型蒸気発生器流動安定性試験装置（FBR-SG）では、FBR 蒸気発生条件（18MPa、352℃）で熱流動特性計測のための試験運転を延べ 4 ヶ月間実施した（H20.6～H20.10）。機構論的熱設計手法開発グループと共同。

3.2 保守・整備

BWR 核熱結合試験装置 (THYNC) では、第一種圧力容器定期点検作業 (H20. 7～H20. 8) を実施し、性能検査 (H20. 8. 19) に合格した。

Post-BT 熱伝達挙動試験装置では、第一種圧力容器定期点検作業 (H20. 10～H20. 11) を実施し、性能検査 (H20. 10. 28) に合格した。

FBR 直管型蒸気発生器流動安定性試験装置 (FBR-SG) では、ループ配管組み替え作業を実施した (H20. 4～H20. 5)。

4 大型非定常ループ実験棟 (LSTF) の運転管理

4.1 運転

PWR 条件 (16MPa, 350℃) で最大電気出力 10MW の試験部を用いて過熱蒸気自然循環実験、一次系コールドレグに取り付けられた蒸気凝縮実験用低温側配管模擬ユニットを用いた大破断 LOCA 時蒸気凝縮性能確認実験を合計 7 回実施した (H20. 4～H21. 3)。熱水力安全評価研究グループと共同。

4.2 保守・整備

電力制御設備定期点検作業、高圧ガス製造施設定期点検作業及び第一種圧力容器定期点検作業 (H20. 6～H20. 8) を実施し、性能検査 (H20. 7. 23) に合格した。また、蒸気凝縮実験用低温側配管模擬ユニット据付工事 (H21. 3) を実施した。

5 二相流ループ実験棟 (TPTF) の運転管理

5.1 運転

軽水炉炉内熱流動試験装置では、キャリーオーバー特性試験部を用いて流動試験運転を延べ 4 ヶ月間実施した (H20. 6～H20. 12)。軽水炉熱流動技術開発特別グループと共同。

5.2 保守・整備

軽水炉炉内熱流動試験装置では、キャリーアンダー特性実験用テスト部の製作 (H20. 11～H21. 2)、予熱ヒータ取付及び電源盤改造作業 (H20. 12～H21. 2) 並びに PCB 含有変圧器の廃棄処置作業及び予備変圧器の電源整備作業 (H21. 1～H21. 2) を実施した。また、第一種圧力容器の定期点検作業を実施し、性能検査 (H20. 10. 1)、使用再開検査 (H21. 1. 14) に合格した。

IV 保安管理業務

1 安全衛生管理

1.1 安全衛生管理実施計画の策定

安全衛生管理実施計画を以下の通り策定した。

平成 20 年度原子力科学研究所安全衛生管理実施計画

(1) 安全衛生管理の目標及びポイント

目標：作業安全の確保及び健康管理の充実

ポイント：

- ・規則等の遵守及び適正な作業計画に基づく作業の励行
- ・K Y（危険予知活動）・T B M（ツールボックスミーティング）の実施及び安全情報の共有化の徹底
- ・心身両面にわたる健康管理及び過重労働による健康障害の防止対策の徹底
- ・危機管理意識の充実と異常時における対応の向上
- ・重点取り組み 3 項目の実施（火災発生の防止、請負作業の安全確保、通報連絡の迅速化）

(2) 重点項目

安全衛生管理の一層の推進を図るため、本年度は、下記事項を重点的に実施した。

①自主保安活動の推進による安全確保に係る活動施策

所内の工事並びに施設、設備、機器等の運転、保守及び利用にあたっては、作業安全の確保の観点から保安規定、要領、手引等を的確に定め、作業管理を行い、基本に立ち返って安全の確保を徹底する。また、これら所内規定等及び関連法令の遵守、記録管理の徹底を行い、品質保証活動及び保安規定などの確実な運用による保安活動のより一層の向上を図り、事故・故障等の発生防止に努める。

さらに、職場の実態（非定常作業、新たな作業等）に応じたリスクアセスメントの推進を図る。

施設・設備の経年劣化による故障等を防止するための点検を励行するとともに、耐用年数、設備環境等を勘案し、構成機器の整備・定期交換を行い、災害の発生防止に努める。また、安全関連情報の共有化を徹底し、作業安全の確保を図る。

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

工事・作業安全マニュアル等を活用し、工事・作業の安全確保を行い、特に溶接作業等の火気使用時の火災発生防止に努める。また、事故・トラブルから得られた教訓を水平展開し、事故・トラブルの未然防止を図る。

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

所長、部長等による安全衛生パトロールを実施し、作業安全の徹底を図る。

②一人ひとりの危険に対する感受性及び安全意識の向上に係る活動施策

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

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

原子力災害対策特別措置法、茨城県原子力安全協定、原子力事業者防災業務計画、その他所

内規定類、施設・設備の運転、取扱手引等について、一層の周知徹底を図る。

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

さらに、職場における一人ひとりの役割確認と業務の確実な実施並びに基本動作（5 S を含む：整理、整頓、清掃、清潔、しつけ）、KY（危険予知活動）・TBM（ツールボックスミーティング）を実施する。

③健康管理の充実と労働衛生活動への積極的な取り組みに係る活動施策

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

また、「心の健康づくり計画」に基づく対策を実施する。

職員等の健康障害を防止するため、産業医・衛生管理者及び部課室長等による職場巡視を行い、不衛生箇所の摘出と是正に努め、良好な作業環境の維持を図るとともに、過重労働による健康障害の防止対策の徹底を行う。

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

④防災対策・体制及び危機管理意識の充実強化に係る活動施策

事故・故障等の発生を防止するため、施設・設備等の一層の整備・改善を進める。

発火の原因となる物質の保管状況等の把握を行うとともに、不要な発火性物質、物品等の整理を行い、防火管理に努める。また、出火原因となる電気・ガス設備等及び消防器材等の保安状況を把握し、防火管理の徹底を図る。

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一層の推進を図る。

関係法令等を受け、防災対策等の活動（原子力緊急時支援・研修センター及び原子力事業所安全協力協定、NS ネットに係る活動を含む。）を行うとともに、的確かつ迅速な通報連絡を行うための訓練の継続的実施と危機管理意識の充実を図る。併せて自治体等への積極的情報提供など異常時における対外的対応の向上に努める。

1.2 安全衛生管理の実施状況

本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) 自主保安活動の推進による作業安全の確保

原子力施設の運転、保守等に当たっては、作業管理の徹底及びリスクアセスメントの推進として、部長及び課長等による作業現場の巡視点検を励行し、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活動の適用範囲を非定常作業から定常作業に拡大し、平成 20 年 10 月 1 日付けで施行した。リスクアセスメントの更なる運用を図るため、リスクアセスメント研修会を実施し、労働災害の防止に努めた。

化学物質等の労働安全対策として、原科研内の施設で使用されている吹き付けアスベスト等について、8 施設の 15 箇所に、クリソタイルが 0.1% 以上含有していることを確認した。

また、新たに第 4 研究棟の東側階段裏に、クリソタイル 0.1% 以上含有していることを確認した。

作業マニュアルの活用による安全確保として、所内の共通的な作業及び安全管理について、保安管理部長が定めた要領に基づき、安全作業の励行に努めた。

さらに、巡視点検では、部長パトロールを年 4 回、課室長のパトロールを毎月 1 回実施するとともに、作業環境等の改善に努めた。

非常事態総合訓練を 2 回実施した。また、原子力緊急時支援・研修センターの派遣専門家及び専任者を指名し、支援・研修センター及び各自治体のオフサイトセンターにおける防災対応活動に関する研修・訓練に参加した。防災週間の自主防災訓練として、地震発生時の施設の点検及び人員掌握訓練を実施した。また、核物質防護緊急時対応訓練を実施した。

(2) 教育訓練の確実な実施による安全意識の向上

安全確保意識の醸成、規則等の遵守に重点を置いた教育訓練の充実を目的として、技術者倫理講演会（演題「もんじゅナトリウム漏えい警報発報時の通報遅れに思うこと」）、安全講演会（演題「失敗意識の活用」）、高圧ガス保安技術講習会、電気保安教育講習会及び玉掛け技能講習会、床上操作式クレーン講習会を実施した。また、放射線業務従事者に対する教育訓練については、放射線業務従事者の再教育及び放射線安全研修（再教育を含む）を実施した。

(3) 健康管理の充実と労働衛生活動への積極的な取り組み

疾病の予防、早期発見と産業医等の保健指導として、職員等の健康管理に資するため、一般健康診断、特殊健康診断（放射線業務従事者）及び、生活習慣病検診を行った。有所見者に対しては、産業医等による医療指導及び保健指導を実施した。また、原子力科学研究所心の健康づくり計画の一環としてメンタルヘルス講演会を開催した。

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。

また、健康教育の一環として、衛生講演会（演題「喫煙による健康障害」）を開催した。

2 諸規定類の整備

2.1 一般安全

一般高圧ガス製造施設危害予防規程、安全衛生管理規則、有機溶剤の管理要領及び特定科学物質等の管理要領を一部改正し、平成 20 年 4 月 1 日に施行した。また、作業のリスクアセスメントに関して、リスクレベル記載項目を低減前と低減後に区分し明確化を図ること及び作業分類を削除して様式の簡素化等を行うため平成 20 年 6 月 1 日に「リスクアセスメント実施要領」を一部改正し、施行した。

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。

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（4 件）、少量核燃料物質使用施設等保安規則（2 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。

2.4 放射性同位元素使用施設等

放射線障害予防規程（4件）、エックス線装置保安規則（1件）、分任区域管理者の指定（3件）の一部改正を行った。

2.5 品質保証

4月1日の組織改正に伴い、原子力科学研究所品質保証計画及び原子力科学研究所文書及び記録の管理要領の一部改正を行った。

2.6 核物質防護

原子炉施設核物質防護規定及び核燃料物質使用施設等核物質防護規定の一部改正を行った。また、核物質防護規定の下部要領として核物質防護設備・装置性能試験要領を制定した。さらに、核物質防護委員会規則、施設核物質防護要領、中央警報ステーション(CAS)核物質防護要領、核物質防護警備要領、核物質防護規定情報管理要領、輸送情報管理要領、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。

2.7 危機管理、警備、消防

原子力事業者防災業務計画の一部見直し、事故対策規則、安全警報設備管理規則及び消防計画の一部改正を行った。また、保安管理部長通達のうち事故故障発生時の通報連絡基準の一部改正、安全警報設備管理手引、警備活動手引及び防火管理要領の一部改正を行った。

2.8 その他

核燃料物質輸送管理規定に基づき、原子力科学研究所における核燃料輸送物の事業所外運搬を安全かつ適切に実施するために核燃料輸送物の事業所外運搬に係る輸送管理要領を制定した。

3 非常事故対策

本年度の訓練は、非常事態総合訓練2回、非常用電話「6222」による通報訓練を月に1回発信担当部を決めて実施するとともに、各部においては、通報連絡訓練等を年2回及び総合訓練を年1回実施した。また、茨城県による無予告の通報連絡訓練1回、大規模地震発生時対応訓練1回及び核物質防護緊急時対応訓練1回を実施した。さらに、洞爺湖サミットに係る対応として核物質防護緊急時対応通報連絡訓練を実施した。

原科研第4期防護隊を編成し、月に一度、班別訓練、各種防護器材の取扱訓練等を実施した。

防護活動本部室に配備した総合防災情報システム、TV会議システム等の維持管理及び防護活動用器材の整備・点検保守を継続して実施した。

本年度中に実施した主な訓練を表Ⅱ-11に示す。

4 労働安全衛生

4.1 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、業者等の被ばくの状況を報告した。

(3) 部安全衛生管理担当者連絡会議

本年度中に 3 回開催した。

(4) 部安全衛生会議等

各部・建家においては、部安全衛生会議を各部で延べ 105 回、建家安全衛生連絡協議会を延べ 88 回開催した。

4.2 労働災害の発生状況

職員等の労働災害 9 件、業者の労働災害 5 件（うち管理区域内 3 件）が発生した。

4.3 施設の異常・故障等

核融合中性子源施設（FNS）における火災、JRR-4 排気ダクトにおける腐食による貫通孔の発見及び JRR-4 排気ダクト上の配管接続部変形による隙間の発見ほか運転管理・施設管理情報に該当する故障が 6 件、119 番通報による救急車、消防車要請が 4 件、安全協定に基づく連絡が 9 件など、本年度は施設における異常・故障等が 22 件発生した。（表Ⅱ-12）。

4.4 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Ⅱ-13 に示す。

(2) 保安教育訓練の受講者数

保安管理部及び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Ⅱ-14 に示す。

4.5 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実施した。実施件数は延べ 182 件、指摘事項は 779 件であった。指摘事項等の改善状況については、安全衛生委員会で報告、討論することによって、職場の安全確保の向上に役立てた。

(2) 産業医職場巡視

産業医による職場巡視を、毎月 1 回、70 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。

(3) 衛生管理者職場巡視

衛生管理者による職場巡視を、86 施設を対象に実施した。居室等の環境管理、保健施設等の管理、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。

(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、一般高圧ガス製造施設、6 施設の高圧ガス保安パトロールを実施した。指摘事項等の改善事項については、各施設に通知し、高圧ガス施設の保安確保に努めた。

4.6 快適職場づくりの活動状況

本年度の快適職場づくりは、快適職場指針に沿って、第 3 研究棟、材料試験室、FEL 研究棟及び中央警備室について取り組むこととし、床張り替え、壁塗装、化粧室等の改修、喫煙所の設置を行った。

5 環境保全及び環境配慮活動

5.1 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 回開催し、本年度の環境基本方針、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、機構の「環境報告書」に記載する原科研の環境配慮データ（前年度）について審議し、安全統括部環境配慮促進課に報告した。

5.2 環境保全

(1) ばい煙測定

法令に基づき、第 1 ボイラー、第 2 ボイラー、熱媒ボイラー及び廃棄物焼却炉のばい煙測定を実施した。いずれも基準値を超えることはなかった。また、廃棄物焼却炉についてダイオキシン類の濃度測定を実施し、集塵灰を除く排ガス、焼却灰に含まれるダイオキシン類の濃度が基準値以下であることを確認した。集塵灰については特別管理一般廃棄物として処分することとした。

(2) 排水の水質測定

作業のリスクアセスメントに関して、リスクレベル記載項目を低減前と低減後に区分し明確化を図ること及び作業分類を削除して様式の簡素化等を行うため平成 20 年 6 月 1 日「リスクアセスメント実施要領」を一部改正し、施行した。

(3) 作業環境測定

本年度第1回作業環境測定(H20.7.28～8.5)では、142箇所において256物質の濃度を測定し、また、第2回作業環境測定(H21.2.2～2.10)では、142箇所において、254物質の濃度を測定した。その結果、いずれの作業場所においても当該物質の濃度はそれらの管理濃度以下であることを確認した。

(4) 廃薬品等の回収

本年度第1回廃薬品等の回収作業(H20.9.1～7)、第2回同回収作業(H21.2.16～20)を実施し、その他として廃油等の処理処分を(H20.11.7)行った。合計では写真廃液を1,840ℓ、廃油を3,698ℓ、廃薬品を1,211.054 kg、薬品の空き瓶等を1,050 kg、乾電池を1,370kg、金くず及び廃プラスチックを200kg、紙くず類を350kg回収し廃棄物処理業者に引き渡した。

5.3 環境配慮活動

本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・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、一般廃棄物の発生量は約104トンとなり、前年度と比べて約17トン(約14%)減少した。

また、産業廃棄物の発生量は約280トンとなり、前年度と比べて約10トン(約4%)増加した。

(2) 省資源

①コピー用紙使用量の削減のため、コピー用紙の両面及び裏面使用、プロジェクター使用等を行った結果、A4換算で約1,500万枚の使用量となり、前年度と比べて約300万枚(約16%)減少した。

また、古紙回収量は約106トンとなり、前年度と比べて約43トン(約68%)増加した。

②水の購入先と供給方式の一部切り替え及び使用量の削減のための啓発活動等を行った結果、原科研全体の水使用量は約263万 m^3 となり、前年度に比べて約217万 m^3 (約45%)減少した。

また、原科研全体の排水量は約384万 m^3 であり、前年度に比べて約206万 m^3 (約35%)減少した。

(3) 省エネルギーの推進

電気使用量については、原科研全体では約1.9億kwhの使用量となり、前年度に比べて約0.4億kwh(約26%)増加した。これはJ-PARCの稼動によるものである。

J-PARCを除く原科研の電気使用量は約0.87億kwhであり、前年度と比べて約0.03億kwh(約3%)減少した。

化石燃料の使用量に関して、原科研全体では原油換算値で約3.6千 $\text{k}\ell$ を使用し、前年度に比べて約0.34千 $\text{k}\ell$ (約9%)減少した。

(4) 温室効果ガス排出量の低減

原科研全体の CO_2 排出量は約126ktで、前年度に比べて約37kt(約42%)増加した。

(5) 低レベル放射性廃棄物発生量の低減

部内・課内等での啓蒙活動及び周知教育を実施し、管理区域への梱包材、不要な物品等の持ち込み等を制限した。

(6) 環境汚染物質の適正管理

化学物質、ダイオキシン、P C B、フロン等の削減検討、適切な点検及び巡視等の維持管理に努めた。

6 安全審査

6.1 原子炉等の安全審査

原子炉施設等安全審査委員会を 10 回開催し、「原子炉施設保安規定の改正」、「原子力科学研究所原子炉設置変更許可申請」、「原子力科学研究所放射線安全取扱手引の一部改正」等、計 34 件の審議と「運転状況等報告」等の 8 件の報告を行った。

6.2 使用施設等の安全審査

使用施設等安全審査委員会を 12 回開催し、「核燃料物質使用許可の変更許可申請」、「原子力科学研究所放射線障害予防規程の一部改正について」等、計 57 件の審議と「運転状況等報告」等の 8 件の報告を行った。

6.3 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

本年度、一般施設等安全審査委員会は開催しなかった。

(2) 設備・機器等の安全性協議

本年度に実施した設備及び機器等の安全性協議は、表 II-15 に示すとおりであった。

7 施設の保安管理

7.1 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 II-16 のとおりである。

7.2 原子炉施設の保安管理

許認可申請では、放射性廃棄物処理場、JRR-3、JRR-4、NSRR 及び STACY 施設の設置変更許可申請、JRR-4 における取り替え用反射体要素の製作を始め計 5 件の設計及び工事の方法の認可申請、

JRR-3 の中性子吸収体の制作他の計 5 件の使用前検査申請、JRR-4 他の計 6 件の施設定期検査申請及び保安規定認可変更申請（1 回）を行った。

設置変更許可申請、設計及び工事の方法の認可申請及び保安規定認可変更申請については、それぞれ認可を受け、使用前検査及び施設定期検査についてはすべて合格した。

本年度中における原子炉施設に係る官庁許認可について表Ⅱ-17 に示す。

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

品質保証活動では、全ての原子炉施設の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の実施、また、廃棄物埋設施設の品質保証活動の内部監査を実施し、適切に実施されていることが確認された。

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対する査察として、JRR-3 で実在庫検認 1 件、JRR-4 で実在庫検認 1 件、NSRR で実在庫検認 1 件、FCA で実在庫検認 1 件及び中間査察 11 件、VHTRC で実在庫検認 1 件、TCA で実在庫検認 1 件、SCF (NUCEF) で実在庫検認 1 件及び中間査察 11 件が行われた。

7.3 核燃料物質使用施設等の保安管理

許認可申請では、本年度第 1 回変更許可申請（JRR-4、第 2 及び第 4 研究棟の変更）、第 2 回変更許可申請（バックエンド研究施設及びタンデム加速器建家の変更、再処理試験室の使用許可の廃止）及び第 3 回変更許可申請（ホットラボ及び廃棄物安全試験施設の変更、開発試験室の使用許可の廃止）を行い、許可を取得した。第 2 及び第 4 研究棟、バックエンド研究施設の変更並びに再処理試験室及び開発試験室の使用許可の廃止に係る年間予定使用量の変更届をそれぞれ提出し、受理された。

使用施設保安規定では、使用の変更許可、使用施設等安全審査委員会の審議事項の追加等に伴う変更について、4 回の変更認可申請を行った。

バックエンド研究施設に係る施設検査について申請し、合格した。また、廃棄物処理場の焼却処理施設の更新に係る施設検査について申請し、合格した。

本年度中における核燃料物質使用施設に係る官庁許認可について表Ⅱ-18 に示す。

保安規定遵守状況検査は、政令 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、特に指摘はなかった。

品質保証活動では、政令 41 条該当核燃料物質使用施設等の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を実施し、適切に実施されていることが確認された。

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対する査察として、核燃料使用施設で実在庫検認 1 件及び中間査察 3 件が行われた。また、補完立入 4 件が行われた。

7.4 放射性同位元素使用施設等の保安管理

許可申請では、JRR-1、JRR-4 及び RI 製造棟における使用核種の数量、貯蔵数量の変更等の計 3 件の変更許可申請を行い、許可を取得するとともに、FEL 研究棟の放射線発生装置の使用の廃止に伴う軽微な変更に係る変更届を提出した。

タンデム加速器建家及び第 2 廃棄物処理棟並びに第 4 研究棟及び燃料試験施設に係る施設検査についてそれぞれ申請し、合格した。

定期検査及び定期確認について申請し、特定許可使用者及び許可廃棄業者それぞれについて合格した。また、再処理特別研究棟の解体に伴う報告書を提出した。

放射線障害予防規程では、廃液輸送管の一部撤去による配置図の変更、変更許可による管理区域図面の変更等に伴う一部改正を4回行い、それぞれ変更の届出を行った。

その他、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等設置・移転・変更届について計3件を労働基準監督署に届け出た。

7.5 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、事業所外B型輸送については、原科研から日本アイソトープ協会への放射性同位元素の運搬並びに原科研から核サ研への特定核燃料物質の運搬を実施し、運搬確認申請等の対官庁手続きを行うとともに、輸送状況報告書等を作成した。

次年度における核燃料物質等の輸送の保安管理を円滑に進捗させるため、輸送に係る調査を行い、主な事業所外輸送計画を取りまとめて、核燃料物質等輸送計画書を作成した。

8 警備及び消防

警備業務では、中央警備室、南門警備室及び南地区警備室で出入管理（本年度の面会者受付約18万人及び登録業者入門者約25万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及び核物質防護対象施設の警備を実施した。

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（年間14回発報、うち14回出動、全て非火災）させ、状況確認を行った。FNSのプラグコードの火災（3月11日）では、119番通報により出動した村消防の先導を行った。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を25件行った。また、普通救命講習会（参加者58名）及び防火管理講演会（参加者179名）を開催した。防火管理者によるパトロールを11月に行い、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。

また、救命救急対応のため構内施設10箇所に自動体外式除細動器（AED）を設置した。これにより原科研構内の16箇所に整備された。

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訓練実施状況確認を含めた核物質防護規定遵守状況の検査を平成 21 年 2 月に受検した。その受検の結果、文部科学省等から受けた指導事項を適切に反映するために、核物質防護設備の強化対策の検討と原子炉施設核物質防護規定及び核燃料物質使用施設等核物質防護規定の一部改正の変更認可申請を行った。

核物質防護委員会を 4 回開催し、「原子炉施設核物質防護規定及び核燃料物質使用施設等核物質防護規定の一部改正」、「核物質防護下部要領の制定及び一部改正」等、計 10 件の審議を行った。

10 その他

核燃料サイクル工学研究所と四半期に 1 回定期的に保安全管理連絡会を開催し、東海研究開発センターとしての保安全管理の整合と情報共有を図った。

V 放射線管理業務³⁾

1 環境の放射線管理

1.1 環境放射線のモニタリング

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、蛍光ガラス線量計による周辺監視区域内外の空気吸収線量の測定、モニタリングカーによる定地点における空気吸収線量率の測定及び走行サーベイを行った。

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。

1.2 環境試料のモニタリング

大気中及び排水中の放射能濃度の連続測定並びに環境試料(降下塵、雨水、陸土、陸水、海水、海底土、農産物、海産物、排水口近辺土砂)の放射能濃度の測定を行った。

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

これらの日常のモニタリングの結果に異常は認められなかった。

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一般排水中の放射性物質の濃度等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をとりまとめた。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、放射性希ガス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。

2 施設の放射線管理

2.1 研究炉地区施設の放射線管理

原子炉施設（JRR-2、JRR-3、JRR-4 及び VHTRC）、核燃料物質使用施設（ホットラボ施設等）、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。本年度に実施され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 のヘリウム圧縮機分解点検作業
- (2) JRR-4 の反射体要素割れに係る点検作業
- (3) 開発試験室の東側排水管他撤去作業
- (4) ホットラボ施設の廃液輸送管点検孔内ドレン配管等撤去作業
- (5) 冶金特研の管理区域解除作業

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Ⅱ-19 及び表Ⅱ-20 に示す。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。

2.2 海岸地区施設の放射線管理

原子炉施設（NSRR 及び廃棄物処理場）、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の放射線管理を行った。本年度に実施された放射線管理上主要な作業は以下のとおりである。

- (1) 廃液長期貯蔵施設における貯槽 LV-1 の廃液回収作業
- (2) 燃料試験施設におけるプール水処理設備配管の除染作業
- (3) 廃液輸送管の撤去作業
- (4) プルトニウム研究 2 棟建家床下及び周辺土壌の汚染調査
- (5) NSRR 機械棟ホット排水管撤去作業
- (6) 第一保管廃棄施設 L 型ピット保管体仕分け作業

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Ⅱ-19 及び表Ⅱ-20 に示す。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。

2.3 その他

放射線管理用測定機器の定期点検・校正を行い、正常な動作を維持した。また、年次計画に基づき、放射線モニタ監視装置の更新（W A S T E F）を実施した。

3 個人線量の管理

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）については 1 月間〕の 1cm 線量当量（実効線量）及び $70\mu\text{m}$ 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、1 cm 線量当量又は $70\mu\text{m}$ 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 4,266 人（測定評価件数は（13,474 件））であり、1 月管理対象の女子は 0 人（0 件）であった。このうち、体幹部不均等被ばくが予想された 20 人（58 件）について、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 132 人（264 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。

3.2 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 2 mSv 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、従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 0 人（0 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、バイオアッセイ法による体内汚染検査を 33 人（114 件）、体外計測法による体内汚染検査を 45 人（92 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 149 人（297 件）について、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 被ばく状況の集計

3.1 及び 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 215.2 人・mSv、平均実効線量は 0.05 mSv であった。年間最大実効線量は 10.0mSv で、最大被ばくを受けた者は燃料試験施設等におけるマニプレータ等の点検整備作業に従事した者であった。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、実効線量分布、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）ごとに集計した結果を表Ⅱ-21 に示す。

等価線量に係る被ばくについては、皮膚の最大線量及び平均線量が、それぞれ 58.6mSv 及び 0.23mSv であり、最大被ばくを受けた者は燃料試験施設等におけるマニプレータ等の点検整備作業に従事した者であった。眼の水晶体の最大線量及び平均線量は、それぞれ 18.3mSv 及び 0.09mSv であり、最大被ばくを受けた者は燃料試験施設等におけるマニプレータ等の点検整備作業に従事した者であった。

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（北地区）、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むつ事務所についても、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 18,025 件、法定記録の引渡しが 5,469 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 13,093 件であった。

4 放射線測定器等の管理

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延べ 627 台の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を実施した。また、延べ 995 台のサーベイメータ等の点検校正、678 個の TLD、蛍光ガラス線量計の基準照射を実施した。さらに、老朽化したサーベイメータ 2 台を更新した。

4.2 放射線管理試料の計測

原科研及び J-PARC センターにおける施設及び環境の放射線管理に必要な試料（スタックあるいはローカルのダストサンプラのフィルタ試料や土壌等の試料）について、放射線管理用試料集中計測システムを用いて、放射能を測定した。また、同計測システム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及び整備を実施した。

本年度中に実施した測定件数は 15,825 件、測定時間は延べ 20,123 時間であった。集中計測システムの故障は 11 件発生し、延べ 17.3 時間停止した。この故障の大部分は、液体シンチレーションカウンタの不具合によるものであった。解析システム全体に関する故障は、ネットワーク障害によるデータ転送エラーの 1 件であり、停止時間が 0.5 時間と少なく、集中計測業務に支障は生じなかった。

施設及び環境放射線管理に使用している α/β 線測定装置 1 台（GR-1）、液体シンチレーションカウンタ 1 台（LS-3）について、それぞれ精密校正を実施した。また、Ge 半導体検出器 2 台（GE-1、GE-3）、液体シンチレーションカウンタ 2 台（LS-1、LS-2）の簡易校正を実施した。このほか、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、放射能測定装置等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 4 件含む）実施した。

依頼により、分析ネットワーク及びスーパーサイエンスハイスクール関連試料並びに安全確認点検調査関連試料（土壌及び水試料等）の γ 線スペクトル測定を実施した。測定件数は 160 件で、測定時間は延べ 2,176 時間であった。

5 放射線管理技術の開発

放射線管理部では、放射線管理業務のより正確かつ迅速な遂行、管理技術の向上等を目的として、新技術の導入、調査、評価法等の技術開発並びに、放射線計測技術の高度化を目指した研究・技術開発を実施している。2008 年度に実施した主な技術開発及び研究は以下のとおりである。

- (1) 内部被ばく線量をより精度良く測定評価するため、人体形状を精密に模擬した ICRP 標準人ボクセルファントム及び数値化した全身カウンタを用いてモンテカルロシミュレーション計算手法により、全身カウンタの計数効率を評価した。評価結果は、現在使用している人体を簡易的に模擬した BOMAB ファントムの計数効率と良く一致し、数値シミュレーション計算の信頼性が確認できた。今後、全身カウンタの数学的校正手法を実用化していく。
- (2) 原科研内で使用されている表面汚染検査用サーベイメータの校正用線源を、JIS 規格に準拠して天然ウラン (U_3O_8) から α 線用 ^{241}Am 、 β 線用 ^{36}Cl に変更した場合、サーベイメータの機器効率や表面放出率を用いて表面汚染密度の算出のための換算係数を求める必要がある。ここでは、複数種類のサーベイメータについて様々な RI 線源に対する換算係数を求め、 β 線最大エネルギーによる違いを明らかにした。
- (3) 中性子サーベイメータの熱中性子フルエンス率を得るため、放射線標準施設棟の黒鉛パイル中心部の空洞を用いるパイル内照射場を使用していたが、その際の作業員の被ばくや作業場の安全性の点で問題があった。そのため、黒鉛パイル表面からの漏洩中性子線を利用するパイル外照射場に変更し、両中性子校正場における中性子サーベイメータの熱中性子フルエンス率換算係数を比較測定した。その結果、パイル外照射場でも十分精度良く中性子サーベイメータを校正できることがわかった。
- (4) 環境試料中の放射性ストロンチウム分析においては、分析の妨害となる共存カルシウムを効果的に分離することが重要である。この分離手法として推奨されているイオン交換法を分析業務に導入するに当たって、試料中のカルシウムを吸着するイオン交換樹脂カラムの最適なサイズを検討した。葉菜類、魚等代表的な環境試料に対して、ストロンチウム回収率を損なうことなく、樹脂量及び溶離液量を低減できる最適なカラムサイズを決定するための情報が得られた。
- (5) JRR-3 の放射性廃液等のトリチウム測定において、キシレンを含む液体シンチレータ (Aquasol-2) を使用している。作業環境測定を必要としない液体シンチレータの利用を検討するため、市販されているシンチレータのなかから、第一種及び第二種有機溶剤が含まれていないものを 3 つ選定し、比較測定を実施した。その結果、選定したシンチレータを用いても Aquasol-2 と同程度の計数効率を得られることが確認できた。
- (6) パルス運転を行う NSRR 原子炉施設の運転時の漏洩線量の測定では、中性子サーベイメータ (レムカウンタ) を用いて行っているが、狭い時間範囲に大量のパルス状中性子が発生する場合、計数値の数え落としが起こり、計数値の補正が必要となる。今回、レムカウンタの数え落としについて、シミュレーション計算を行い、数え落としによる影響及び補正係数を検討し、その結果を放射線管理業務へ適用可能とした。
- (7) 高崎量子応用研究所 TIARA を用いた高エネルギー準単色中性子校正場の開発の一環として、

照射フルエンスを正確に求めるためのビーム透過型中性子フルエンスモニタの改良を実施した。試験の結果、改良したモニタは、既存モニタと同程度の感度を有し、ビーム電流に対する直線性が良く、既存のモニタよりもビーム強度との相関がよいことが明らかになった。

- (8) 加速器を用いた単色中性子校正場の開発の一環として、1.2MeV 及び 2.5MeV 単色中性子校正場を開発した。国家標準の供給がないエネルギー点のため、検出効率の高いポリエチレンコンバータ付半導体検出器を絶対測定用に開発し、校正位置の中性子フルエンスを測定評価した。その結果、中性子測定器の校正に十分なフルエンス率が得られることを確認した。
- (9) 放射線標準施設棟で使用している ^{241}Am -Be 線源 (37 GBq) の中性子放出の非等方係数を決定した。容器入りの線源からの中性子放出は等方的ではないため、基準フルエンスの算出には、その補正が必要である。ロングカウンタと計算を用いた詳細な放出角度分布の測定評価を行い、補正係数を評価した。これにより、国際規格に則った線量計の校正が可能となる。

VI 放射性廃棄物の処理及び汚染除去⁴⁾

1 放射性廃棄物の処理

原科研の研究用諸施設等から搬入された放射性廃棄物について、第1廃棄物処理棟、第2廃棄物処理棟、第3廃棄物処理棟、減容処理棟及び解体分別保管棟解体室のそれぞれ専用の処理施設及び処理設備において安全に処理を実施した。処理した廃棄物を、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、保管廃棄施設に搬入して保管管理した。また、管理区域内で使用した衣料の除染を実施した。

本年度の原子炉施設（廃棄物処理場）の性能に係る施設定期検査は、立会検査が2回実施された（第1回検査：平成21年8月28日、第2回検査：平成21年10月1日）。各々の検査で、検査対象の施設・設備が合格の基準に達していることが確認されたため、平成21年10月1日付で合格証が交付された。

1.1 廃棄物の搬入

研究開発活動や施設の廃止措置などで発生した放射性廃棄物を廃棄物処理施設に搬入した。本年度中に、原科研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Ⅱ-22、表Ⅱ-23に示す。同年度中の固体廃棄物の搬入量は、前年度のそれと比較して原科研内については約44%増加し、原科研外については約1/3に減少した。また、液体廃棄物の搬入量は、前年度と比較して約21%減少であった。

1.2 廃棄物の処理

廃棄物処理施設に搬入した固体廃棄物は、焼却処理、圧縮処理または解体処理を施したのち保管廃棄し、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、蒸発処理で生じる濃縮廃液をセメント固化またはアスファルト固化して、固化体として保管廃棄した。放射性廃棄物の処理状況を表Ⅱ-24(1)及び(2)にまとめた。

1.3 保管廃棄

種類別の保管廃棄体数量を表Ⅱ-25にまとめた。本年度中に搬入し処理を施したのちの保管廃棄体及び直接保管廃棄の総量は、2000ドラム缶に換算して1,630本であった。その結果、本年度末における累積保管量は136,971本となった。

1.4 廃棄物管理システムの運用及び廃棄物情報管理システムの開発整備

原科研に保管廃棄されている放射性廃棄物について、その数量、保管容器、内容物、放射能量、保管状況等を大汎用計算機に設置した廃棄物管理システムを用いて管理しており、この管理システムの保守管理を継続した。

放射性廃棄物の処分の円滑な実施のために整備を進めている廃棄物情報管理システムについては、放射性廃棄物管理第1課及び第2課で発生した廃棄物を対象に試験運用を進めながら、実用性を高めるため検索機能を追加するとともに定期集荷等1回で多量に搬入される廃棄物について個体管理を行う電子タグの試験導入を行った。

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放射性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。本年度の原子力安全・保安院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。

2 高減容処理施設の運転管理

高減容処理施設では、タンク等の大型廃棄物、フィルタ類及び2000ドラム缶に封入された雑固体廃棄物（主に金属廃棄物）の材質分別等の前処理を継続するとともに金属廃棄物の高圧圧縮処理を開始した。前処理及び高圧圧縮処理により、2000ドラム缶換算で約400本分の廃棄物を減容した。また、金属溶融設備の試験運転を再開し運転員の習熟を図った。

3 汚染除去

3.1 機器汚染の除去

汚染除去場における機器の除染はなかった。

3.2 衣類汚染の除去

4品目、188,211点の衣服の除染を行った。

4 廃棄物の処分に向けた技術開発

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）をクリアランスするため、本年度は、前年度の平成19年11月8日に行った「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」第61条の2第2項に基づく放射能濃度の測定及び評

価の方法の認可申請に対し、引き続き、文部科学省による認可基準への適合性に関する審査が進められ、5月22日にその審査における意見を踏まえて測定評価単位、評価対象核種及び放射能濃度決定方法等の一部を変更する補正申請を行い、7月25日付けで文部科学大臣の認可を受けた。

その後、平成21年度からクリアランス作業を開始するため、コンクリートの取り出しを行うピットを覆うための上屋、放射能濃度の測定機器等のハード面の整備、原子炉施設保安規定、品質保証文書、作業要領書等のソフト面の整備を進めた。

平成21年度からはクリアランス作業を開始し、平成25年度末までに対象物全量をクリアランスする予定である。

4.2 廃棄物、廃棄体の放射能データの収集整備

RI・研究所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ー法(SF法)等合理的放射能評価手法を開発するため、廃棄物の放射能データ収集整備を進めた。原科研内の施設毎にSF法を適用することにより、廃棄体確認評価作業を格段に合理化することができる。そのため、前年度に引き続いて均一固化体と原子炉金属廃棄物を対象とした放射化学分析と、難測定核種のデータ収集を進めた。今後も、相関関係の確証を得るため、分析データの蓄積と対象核種の拡張を図る。

Ⅶ 施設の廃止措置に係る活動⁴⁾

1 廃止措置施設と年次計画

今中期計画(平成17年度下期～21年度)中に計画している原科研における廃止措置対象の施設と、その年次計画を表Ⅱ-26に示す。本年度は、ホットラボ、JRR-2、VHTRC、再処理特別研究棟(以下、再処理特研)、冶金特別研究棟、プルトニウム研究2棟及びセラミック特別研究棟に加え、再処理試験室及び同位体分離研究施設の9施設について廃止措置作業を実施し、プルトニウム研究2棟とセラミック特別研究棟の解体を終了した。(ホットラボの廃止措置については本章のⅡ.5項に記載)

2 年次計画に基づく廃止措置

2.1 再処理特別研究棟

再処理特研では、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年度から同棟の解体実地試験を進めている。本年度は、廃液長期貯蔵施設のLV-1室内設備・機器等の解体準備を実施した。

LV-1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たもので、直径約3,200mm、高さ約3,900mmの縦型貯槽である。LV-7は地下ダクトの一部であるCダクト内凝縮水の貯留設備として用いられたもので、直径約1,000mm、高さ約1,800mmの縦

型貯槽である。

LV-1 室内設備・機器等の解体準備作業として、LV-1 室壁のコンクリートに設けた開口部を拡張し、LV-1 室への出入口を確保した。LV-1 の解体準備として、ポンプを用いて LV-1 内の残留廃液をタンク室に設置した簡易ハウス内の SUS ドラム缶に回収した。LV-7 の解体準備として、ポンプを用いて LV-7 内の残留廃液を高レベルピットに回収した。また、LV-1 室床面の堆積物を回収した。

これらの作業に要した工数は、1,053 人・日、発生した放射性廃棄物量は約 4.1 トンであった。これに従事した作業員の外部被ばくの集団線量は、6,538 人・ μSv 、個人最大被ばく線量は、650 μSv であった。なお、作業者の内部被ばくは認められなかった。

2.2 冶金特別研究棟

冶金特別研究棟は、各種の燃料の研究開発を行うことを目的に昭和 32 年に建設された。国産 1 号炉燃料（金属）の試験研究、高温ガス炉燃料の研究開発等が行われ、平成 8 年からは消滅処理研究のために長寿命核分裂生成物の核変換のための試験研究が行なわれた。しかし、廃止措置対象施設として「バックエンド研究施設（BECKY）に機能を集約し、平成 19 年度（2007 年度）より解体に着手し平成 20 年度（2008 年度）までに終了する。」ことが中期計画に記載された。このため、平成 19 年 11 月に法手続等を終了し、平成 20 年 3 月から廃止措置作業を開始した。

廃止措置作業は、「設備機器の解体撤去、床塗装材のはく離除染等の作業」から行った。しかし、床塗装材のはく離除染作業中に床コンクリートのかさ上げが発見され、旧床面に残留汚染が確認された。このため、当初の作業計画にない「床かさ上げ部分の撤去・除染作業」行っていたところ、昭和 41 年の施設改造以前に存在したと判断される建家内機器の設置跡やトレンチ跡の凹み部分が露出し、この部分にも残留汚染が確認された（写真-1）。この状況から平成 20 年度中の廃止措置終了は不可能と判断し、平成 21 年度まで除染作業を延長することとし、さらに、「機器設置跡及びトレンチ跡の汚染確認・除染作業」を追加して除染及び管理区域解除のための測定を一部行った。

施設の解体では、汚染拡大防止囲い内で試験装置やフード等を細断し、廃棄物容器に収納した。廃液貯槽及びフィルタチャンバは、汚染拡大防止囲い内にブリキ板及びスパッタシートで防火対策を施し、プラズマ切断機により細断した。床面切削作業では床面切削機に高性能集塵機（バグフィルタと HEPA フィルタの二重フィルタ）を組み合わせることで、粉塵飛散がなく二次汚染を防ぐことができた。

本年度の作業期間中における放射性廃棄物発生量は、1 m^3 容器が 38 基、200 リットルドラム缶が 695 本となった。これらの作業に従事した作業員の外部被ばくは認められなかった。また、作業に要した人工数は約 4,020 人・日であった。



旧床面が露出し、改造前の装置が設置されていた痕跡や、ピットの設置跡が確認されている。

ピットの跡

装置の設置跡

写真－1 床面の状況

2.3 再処理試験室

再処理試験室は、燃料再処理及び放射性廃棄物処理に関する化学工学的な試験・研究を目的として、昭和 34 年に建設された施設である。本施設では、各種の試験装置を用いた未照射及び照射済ウラン並びにトリウム等の溶液による抽出試験、放射性同位元素をトレーサーとして使用した廃棄物処理の試験等が行われた。

所期の目的を達成したことから廃止措置対象施設となり、第 1 期中期計画に従い、平成 20 年 11 月から廃止措置作業を開始し、同中期計画内に建家の解体撤去を含め終了する計画である。

本施設の廃止措置は、2 年度に分割して実施する計画であり、初年度となる今年度は、設備・機器等の解体・撤去、1 階部を対象として床材撤去及び一部床面等の汚染除去並びに排気設備及び排水設備の撤去等を実施した。また、平成 19 年度の安全確認点検調査において汚染閉込区域として設定したドライエリアの汚染除去を実施した。

施設内の設備・機器等の解体・撤去は、フード、保管庫、保管廃棄設備、流し等を対象として、大型機器は汚染拡大防止囲い（以下「グリーンハウス」という。）を設置して同ハウス内で細断し、小型機器類は解体することなく、それぞれ廃棄物容器に収納した。

1 階部を対象とした作業では、床材撤去後、汚染が確認されている床面等について、グリーンハウスを設置して汚染の除去を行うとともに、排気ダクト及び排水管について、一部切り離しや閉塞処置等を含め撤去を実施した。

この他、アスベスト含有材の撤去、床面等汚染除去後の汚染測定などを実施した。

また、汚染閉込区域は、床面の汚染が確認されている部分について、グリーンハウスを設置して除去を実施した。

終了年度となる次年度は、残存している設備・機器等の撤去、地階を主体とした排気設備及び排水設備（一部屋外含む）の撤去並びに床面等の汚染除去を実施するとともに、管理区域全域の汚染測定を実施し、管理区域を解除する予定である。さらに、管理区域解除後、建家（上屋部分）を解体・撤去する計画である。

2.4 プルトニウム研究 2 棟

プルトニウム研究2棟は、フッ化物揮発法による使用済核燃料の乾式再処理技術の確立に係る研究を実施することを目的として、昭和43年に建設された。昭和44年より、ホット試験が開始され、プルトニウム酸化物のフッ素化反応、プルトニウムフッ化物の熱加水分解反応等の研究が行われた施設である。

平成19年度に機器の撤去及び汚染の除去を終了し、平成20年4月1日に管理区域を解除した。本年度は、平成21年2月までに建家解体を実施し、廃止措置を終了した。

2.5 セラミック特別研究棟

セラミック特別研究棟は、セラミック燃料 (UO_2) の特性を研究することを目的に、昭和 36 年に建設された。建設当初から昭和 50 年に至る間、新型原子炉用燃料の研究開発として、ウラン化合物等の諸性質、熱膨張及び比熱等の測定、ウラン化合物の分解・還元及び UO_2 単結晶の製作、試験等が行われた。昭和 51 年からは、核融合炉用の固体トリチウム増殖材料の研究開発として、固体トリチウム増殖材料の物性測定、トリチウム放出挙動等の研究が実施された施設である。

平成19年度に機器の撤去及び汚染の除去を終了し、平成20年4月1日に管理区域を解除した。本年度は、平成20年9月までに建家解体を実施し、廃止措置を終了した。

2.6 同位体分離研究施設

レーザー原子法によるウラン濃縮実験を行うことを目的として、昭和 34 年に建設された。昭和 51 年より原子法レーザーウラン濃縮の基礎研究をウラン濃縮研究棟で始めたが、昭和 62 年度より原子法レーザーウラン濃縮の実用化を目指し、レーザー濃縮技術研究組合と協力して、本施設を使用して平成 10 年度まで研究開発が行なわれた施設である。

本年度は、廃止措置に係る核燃料物質の使用の変更の許可申請を行い、機器の解体に着手した。

2.7 VHTRC

VHTRC は、平成 11 年 6 月に運転を終了し、平成 12 年 3 月に解体届を提出した。この解体届に基づく第 1 段階の解体工事として、原子炉の機能停止に係る措置及び原子炉本体等の解体撤去を平成 13 年 3 月に終了し、その後、燃料を含む残存施設の維持管理を継続している。平成 17 年 5 月の原子炉等規制法の改正に伴い、原子炉施設の廃止措置にあたっての法的な手続きとして、従来の原子炉の解体届に代わって、廃止措置計画を策定し主務大臣の認可を受ける必要が生じたことから、平成 18 年 5 月に VHTRC の廃止措置計画の認可申請を行い、平成 18 年 11 月に文部科学大臣より認可を受けた。

本年度は、VHTRC 施設で貯蔵している原子炉燃料を STACY 施設に移転するため、平成 20 年 7 月 11 日に原子炉設置変更許可申請を行い、平成 21 年 3 月 11 日に同許可を取得した。その後、STACY 施設での燃料貯蔵設備の製作に係る設計及び工事の方法の認可を受け(平成 21 年 3 月 18 日申請、平成 21 年 3 月 30 日認可)、平成 21 年 3 月 31 日付けで使用前検査申請を行った。また、原子炉燃料の運搬に必要な輸送容器の設計・製作を行い、燃料搬出のための準備作業を進めた。一方、VHTRC 施設で保管していた使用許可に係る核燃料物質については、原科研の未照射核燃料物質一括管理の方針に沿ってホットラボへ搬出し、平成 20 年 10 月 10 日に核燃料物質の使用の変更の許

可申請（開発試験室使用廃止）を行い、平成 21 年 1 月 8 日に同許可を取得した。このほか、保安規定に基づく施設定期自主検査、施設の保安活動に従事する職員等に対する種々の保安教育及び 2 回の保安訓練（通報訓練 2 回、避難訓練 1 回）を実施した。

2.8 ホットラボ

原子力科学研究所における廃止措置計画に沿って、前年度に引き続き各鉛セルに付属するマニピュレータ及び付帯設備類の解体撤去を実施した。さらに、鉛セルの解体撤去を実施するための鉛セル周辺の汚染状況調査を実施した。

3 廃止措置に係る許認可等

少量核燃料物質の使用施設である再処理試験室及び同位体分離施設の廃止措置に係る核燃料物質の使用の変更の許可申請を行った。再処理試験室は、使用の変更の許可申請を平成 20 年 8 月 6 日付けで行い、9 月 25 日付けで許可を受けた。また、開発試験室（同位体分離研究施設及び VHTRC 施設）は、使用の変更の許可申請を平成 20 年 10 月 10 日付けで行い、平成 21 年 1 月 8 日付けで許可を受けた。

Ⅷ 工務に係る活動

1 施設の運転等

特定施設等及びユーティリティ施設の運転保守を行い、各施設を安定に運転した。また、老朽施設・設備等の改修、補修を行った。

1.1 施設の運転・保守

(1) 運転

JRR-3等の 9 原子炉施設、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。

変電所、ボイラ、浄水場等のユーティリティ施設を安定に運転した。構内ユーティリティ施設の運転実績を表Ⅱ-27に示す。

なお、本年度は、J-PARCの供用運転開始等により電力使用量が増加した。

(2) 保守

NSRR等の原子炉施設の特定施設では、施設定期自主検査を行い原子炉等規制法に基づく施設定期検査を受検した。また、燃料試験施設等の核燃料物質使用施設の特定施設では、施設定期自主検査を行い設備の機能を維持した。

第 3 廃棄物処理棟等の 26 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 11 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。変電所では、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、健全性を確認した。ボイラ並びに各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。

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、866 件でありその実績状況を表Ⅱ-28 に示す。

(1) 営繕

研究施設及び管理厚生施設の営繕工事を、依頼元の要求に応じて 743 件実施した。主な工事は、第 3 研究棟西側屋上防水改修工事、第 4 研究棟屋上防水他改修工事、第 2 新原住宅解体・撤去工事等である。また、台風被害を受けた海岸沿いの周辺監視区域フェンス復旧工事を実施した。

(2) 保全

原子炉等施設の特設施設及びユーティリティ施設等の法令点検等を依頼元の要求に応じて 123 件実施した。主な点検等は、特高受電所他受変電設備点検作業、NUCEF 非常用電源設備点検作業等である。

また、非管理区域における汚染に係る処置作業として、開発試験室東側排水管他撤去作業及びモックアップ東側共同溝周辺土壌の汚染状況確認作業を実施した。

(3) 施設整備

茨城県工業用水等の導入計画に基づき、東海村水道から上水を受入れるための施設を構内浄水場に設置し給水を開始した。また、久慈川・阿漕ヶ浦取水施設の原状回復工事の実施設計を行った。

茨城県条例改正に基づく排水処理対策では、N S R R 他浄化槽更新工事、図書館他浄化槽更新工事を実施した。

1.3 電気保安・省エネルギー

電気保安では、スーパーコンピュータシステムの更新に伴う情報交流棟受電設備改修工事に係る設計の保安審査等を 327 件実施した。また、各建家の電気室に設置されている配電盤の負荷端子接続部の臨時点検を行い是正処置等の指導を含め、電気工作物の維持及び運用に関する保安の業務を行った。

省エネルギーに関しては、原子力科学研究所エネルギー管理規則に基づき策定された原子力科学研究所エネルギー管理実施計画に従って、省エネルギー活動を推進した。

2 工作業務

研究開発部門、研究開発拠点及び事業推進部門からの依頼に応じて、機械工作、電子工作及びガラス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。

本年度の製作件数は 615 件であり、依頼元内訳は、J-PARC センター (122 件)、原子力基礎工学研究部門 (94 件)、量子ビーム応用研究部門 (77 件)、先端基礎研究センター (65 件)、核融合研究開発部門 (49 件)、研究炉加速器管理部 (36 件)、安全研究センター (32 件)、保安管理部 (15

件)、原子力エネルギー基盤連携センター (15 件)、照射試験炉センター (13 件)、放射線管理部 (13 件)、バックエンド推進部門 (12 件)、原子力研修センター他 (72 件) である。

2.1 機械工作

研究用実験装置・機器の設計・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。本年度の製作件数は 453 件であり、装置・機器の製作件数が 435 件 (内作、外作)、原子炉照射キャプセルの設計・製作が 20 件 (99 体) である。

(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、F82H 鋼溶接部等からのトリチウム透過低減被膜付の水素同位体透過試験体、ITER 用超伝導素線の熱処理ボビン、ミニコンポジット用引張試験治具、遠隔分析用試料導入操作部品、火災事故時の燃焼試験用粒状試料、HIP 処理容器の電子ビーム封入溶接、銅伝熱体加工と微細熱電対の組立及びタンデム加速器ターミナルギヤボックス用シャフト等を製作した。

(2) 製作した主な照射キャプセル

高温ガス炉燃料の研究開発に利用する NSRR 照射試験用燃料キャプセル、RI 製造用の JRR-3 照射キャプセル、東北大学金属材料研究所附属量子エネルギー材料科学国際研究センターから受託した地質年代測定等の放射化学的実験用キャプセルを製作するとともに、安全研究センターからの依頼による「高経年化対策強化基盤整備事業」に係る JRR-3 照射用キャプセル製作に関して、設計及び検査における技術協力を行った。

(3) 技術開発及び技術支援

大洗・照射試験炉センター照射試験開発課からの依頼により、従来は溶接構造のため再利用が不可能でその都度、解体廃棄していた高額な原子炉内計装機器の再使用に関わるメカニカルシール機構の技術開発試験を実施し、再使用への見通しを得た。また、JRR-4 反射体要素の割れに関する放射線透過試験の技術協力として、高放射線量下における X 線撮影方法などの課題に対処し、解決の方策などで得られた知見をまとめ報告した⁵⁾。

(4) 技術指導

原子力研修センターからの依頼により、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に関する講義及び実習指導を行った。

2.2 電子工作

研究用電子機器・装置の設計・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。また、前年度に引き続き、京都大学との「InSb 検出器を用いた自動車燃料油用蛍光 X 線硫黄分析計の開発」に係る共同研究を実施した。原科研の核物質防護 (PP) 監視装置に係る防護設備の技術管理では、PP 規定遵守状況検査に基づく防護設備の強化対策を継続した。本年度の電子機器等の製作件数は 35 件、修理件数は 58 件である。

(1) 製作した主な電子機器・装置

J-PARC の大強度パルス中性子源を用いた中性子散乱実験装置に適用する中性子イメージ検出器用の各種アナログ及びデジタル信号処理回路並びに中性子ビームモニタの高 S/N 化及び高計数率化に向けた実用化開発を進めた。

(2) 核物質防護監視装置の技術管理

原科研の PP 監視設備の点検、保守、新設、更新等の技術管理を行うとともに、文科省による PP 規定遵守状況検査の指摘事項に対する PP 措置として、CCTV 監視装置及び侵入検知装置の増設等防護設備の強化対策を実施した。また、PP 警備の強化と効率化を目的とした CCTV 監視カメラ映像を利用した侵入者自動監視システムの技術開発では、もんじゅにおける長期耐環境性能実証試験を開始した他、一時的に PP 監視の強化が必要な場合に機動力を発揮する可搬型の映像監視システムを試作し、実用化の見通しを得た⁶⁾。

(3) 修理業務

プリアンプ、高圧電源、スケーラ等の放射線計測用 NIM モジュール及びビン電源の修理・点検・調整等を行った。

(4) 技術指導

文科省原子力研究交流制度に基づくベトナムからの研究員 1 名を約 5 ヶ月間受入れ、放射線測定器の開発に関する技術指導を行った。また、田中科学機器製作株式会社及び有限会社テクノエーピーに対し、それぞれ「特性 X 線計測における信号増幅回路への接続最適化」及び「低エネルギー X 線信号増幅回路の信号増幅特性の向上」に関する技術指導を行った。

(5) 技術開発

J-PARC 物質・生命科学実験施設におけるパルス中性子散乱実験用高位置分解能二次元中性子イメージング検出器信号処理回路⁷⁾及び中性子ビームモニタ高 S/N 信号処理回路⁸⁾の性能向上に係る実用化開発を進めた。また、京都大学との共同研究として、低エネルギー X 線検出用超高速低雑音前置増幅器等の試作開発を行った。

2.3 ガラス工作

研究実験用の各種ガラス機器・装置の製作及び修理を行うとともに、ガラス工作全般の技術支援を行った。本年度の製作件数は、69 件である。主な製作品は、試料を高温加熱するためのマイクロセラミックヒーター保持用石英治具、パラジウム金属容器の超音波洗浄用ガラス角槽、放射線ガスモニター校正用ブレーカブルシール付アルゴンガス封入石英アンプル、超重元素分離用石英カラム等である。また、核燃料サイクル工学研究所プルトニウム燃料技術開発センターからの要請により、3 名の技術者を受け入れ、基本的なガラス工作に係る実技講習を実施した。

IX 分析機器の共同利用に係る活動

1. 共用分析機器の利用及び依頼分析

機構内の研究開発部門及び研究拠点からの依頼に応じ、分析機器の共同利用（技術指導及び分析機器管理者による分析作業を含む）を実施すると共に分析技術相談に応じた。共用分析機器（表Ⅱ-29）の利用は71件、依頼分析は12件であった。共用分析機器の利用では、原子力基礎工学研究部門（23件）、放射線管理部（23件）、量子ビーム応用研究部門（8件）、バックエンド推進部門（7件）、核融合研究開発部門（5件）、J-PARC（3件）、安全研究センター（1件）及びサイクル研（1件）である。分析機器毎の利用件数等を表Ⅱ-30に示す。

2. 受託及び技術開発

- （1）安全研究センターを代表者として原子力安全基盤機構（JNES）から受託した「軽水炉燃焼燃料の核分裂生成核種測定試験」では、ホット試験施設管理部、安全試験施設管理部及び計画管理室の分析担当者から成る分析チームを組織し、核種測定の実施担当者としてF P核種の分離方法及び測定方法の検討、燃焼率測定準備等を行った。
- （2）平成20年度連携・融合研究として「使用済燃料マイクロサイズ試料を対象とする系統的分離・分析スキームの確立」の研究テーマの基、計画管理室、原子力基礎工学研究部門と核燃料サイクル工学研究所で連携し、高速液体クロマトグラフ法及びキャピラリー電気泳動法による希土類元素相互分離等の検討を行った。

第三章 原子力科学研究所の施設を利用する研究開発活動等

I 研究炉及び臨界実験装置を利用する研究開発

1 JRR-3 及び JRR-4 を利用する研究開発

平成 20 年度の研究炉の施設共用運転について、JRR-3 は R3-20-5 サイクル(12 月 1 日～12 月 26 日)の 12 月 1 日、定格出力に向けて出力上昇中、安全系中性子束高により原子炉が自動停止した。早急に原因究明、対策がなされ、12 月 2 日に再起動、12 月 3 日には施設共用を開始した。年間 7 サイクルの運転を行った。

JRR-4 は平成 19 年末に発見された、反射体要素異常に伴う原因の究明、対策などから今年度運転をすべて停止した。

1.1 照射利用

JRR-3 におけるキャプセル照射の実績を表Ⅲ-1 に示す。照射キャプセルの総数は 4,805 個となり、JRR-4 が停止していたが、JRR-3 の放射化分析用照射設備での利用率が高く(環境試料中の放射化分析)、平成 19 年度を大きく上回る結果となった。照射目的別の利用実績を図Ⅲ-1 に示す。また、図Ⅲ-2 にこれまでの照射利用の推移を示す。主な利用の内容は以下の通りである。

(1)放射化分析

機構内の研究開発部門や民間、大学などのユーザーにより、大気浮遊塵・フィルタ、動物・植物・魚介類、土壌、岩石等の試料の放射化分析が多数実施された。機構内と機構外の照射キャプセル数はそれぞれ、144 個及び 4661 個であった。

(2)シリコン照射

(財)放射線利用振興協会が JRR-3 を利用し、それぞれ 176 本(約 3.2 トン)のシリコンを照射した。

(3)RI の製造

機構内の研究開発部門や(株)千代田テクノル、大学等が Ir、Au 等の RI 生産を JRR-3 で実施した。機構内と機構外の実績は、32 個及び 87 個であった。

(4)原子炉燃料・材料照射

機構内の研究開発部門のユーザーが、原子力圧力容器鋼における溶接熱影響部の中性子照射脆化に関する研究(健全性評価の妥当性確認手法の確立等)を目的とする照射を行った。

照射利用のうち、放射化分析の分野では次のような成果が得られた。

量子ビーム応用研究部門中性子イメージング・分析研究グループでは、産業技術総合研究所計

量標準総合センター(NMIJ)との間で国家標準物質の認証値の決定に中性子放射化分析を利用するために、分析の不確かさ等の評価の共同研究「原子炉中性子を用いた SI トレーサブルな標準物質分析法及び不確かさ評価方法の開発」を実施しており、双方の協力により、放射化分析法の高精度化に成功している。平成 20 年度においては、国家標準を目指したジルコニウム標準液の原料物質である高純度金属ジルコニウムの純度を評価するために、重要な不純物であるハフニウムの中性子放射化分析⁹⁾ およびドーパント系シリコン基板などの電子材料標準物質の中性子放射化分析を行った¹⁰⁾。図Ⅲ-3 は、高純度金属ジルコニウム中のハフニウムについて放射化分析法(NAA)と高分解能 ICP 質量分析法(HR-ICP-MS)による結果を比較したものである。この結果、NAA の定量結果の定量値の不確かさとともに HR-ICP-MS による結果と遜色ないことが確認できた。ドーパント系シリコン基板については平成 21 年度中の認証を予定しており、確立した照射・γ線測定・解析法を用いて、国家標準物質としての認証標準物質候補品の分析を行う見込みである。

1.2 実験利用

(1) JRR-3

JRR-3 における主な実験利用の内訳は、原子炉建家内と実験利用棟内に設置された中性子ビーム実験装置等を用いる中性子散乱実験、中性子ラジオグラフィ実験、即発 γ 線分析であった。JRR-3 の実験利用実績を表Ⅲ-2 に示す。

原子力機構量子ビーム応用研究部門による研究の主な成果は次の通りである。

(1) 生命科学・先進医療分野

中性子ビームを用いてタンパク質の立体構造・ダイナミクス・機能の相関の解明を目指す中で、エイズウィルスの生存に必須の HIV プロテアーゼについて、中性子による 1.9 Å 分解能の全原子構造解析に成功し、医薬品候補分子との相互作用を解明するとともに(H21 年 3 月プレス発表)¹¹⁾、奈良先端科学技術大学院大学との共同研究により、黄色光受容タンパク質において低障壁水素結合の存在を証明した。また、タンパク質(スタフィロコッカスクレアーゼ)の中性子非弾性散乱実験により、水和水が低温ではタンパク質を硬くし室温ではタンパク質をやわらかくすること、水和水がタンパク質を取り囲むネットワークを形成しなければタンパク質は機能発現に必須な動きを獲得しないことを明らかにした¹²⁾。さらに、従来はシミュレーション計算方法に依存して結果が異なっていた生体高分子の水和構造を、構造アンサンブルのとり方に整合性を持たせることにより、方法によらずに一貫性のある結果が得られることを明らかにした。加えて、生体超分子の立体構造変化を解析し運動ドメインを同定するプログラム(DynDom3D)を開発して、生体超分子であるタンパク質合成分子リボソームのダイナミクスを解析し、その有効性を示した。

(2) ナノテク・材料分野

偏極中性子散乱と電気分極の同時測定によりマルチフェロイック物質 RMn_2O_5 (R: 希土類元素) の整合磁気秩序相におけるカイラリティと電気分極の比例関係を明らかにするとともに、 RMn_2O_5 の電場中における 3 次元偏極解析を実施して、カイラリティ項が直接識別できることを示した。さらに、窒化鉄微粒子の偏極中性子粉末回折を実施して窒化鉄の磁気モーメントの決定、他の磁

性不純物の検証、微粒子サイズによる線幅の検証を行った。

集光型偏極中性子小角散乱法で窒化鉄微粒子の微細構造評価を行い、磁性コアや非磁性防護膜のサイズや厚さの微視的測定を可能にして、製造過程との関連を明らかにした。

高压低温 (0.5 GPa、60 K) 条件下において強誘電性氷の存在を確認するとともに、その成長過程の観察に初めて成功した。また、次世代 Li 電池正極材料候補である $\text{Li}(\text{Co}_{1/3}\text{Mn}_{1/3}\text{Ni}_{1/3})\text{O}_2$ について Li の伝導経路を明らかにした。さらに、高压下におかれた鉛や水素化物 (LaH_2) 試料の粉末中性子回折線プロファイルの「その場」観察に成功した。

(3) 先進的ビーム利用のための技術開発・装置整備

中性子イメージングでは、高コリメータ比と広い撮影領域を確保できるマルチピンホールコリメータシステムの設計・製作を行うとともに、高感度撮像デバイスと高空間分解能シンチレータを組み合わせた微小領域撮像システム並びに中性子用イメージンテンシファイアの開発を並行して進めた。即発γ線分析 (PGA) では、従来のバルク分析法に加え、新たにコンピュータ断層撮影技術 (CT) を導入することによって、試料の内部構造情報と同時に多元素分布情報を 3 次元的に得られる新しい分析技術 (PGA-CT) を開発し、元素毎の CT 画像取得に成功した。

中性子残留応力測定では、大型構造部材として直径 500mm、肉厚 28mm の溶接配管を測定装置 (RESA) に設置し、溶接部や模擬き裂導入部において配管内面から外面に至るまでの三次元残留応力分布が測定可能であることを確認した。試作した縦収束ラジアルコリメータを使用することで、全てのモノクロメータ結晶からの中性子線を効率よく収束できることを確認した。

原子力機構は、文部科学省の委託事業として放射線利用振興協会が進める「中性子利用技術移転推進プログラム」に引き続き協力し、平成 20 年度は 52 件の中性子実験を支援するとともに、茨城県中性子利用促進研究会の運営、技術支援に協力した。量子ビーム応用研究部門が進める施設共用等と合わせ、産業界が代表である中性子実験日数は前年度並みの 10% となった。

2 NSRR を利用する研究開発

安全研究センター燃料安全評価研究グループでは、経済産業省原子力安全・保安院からの受託事業である「燃料等安全高度化対策事業」の一環として、高燃焼度軽水炉燃料を対象とした反応度事故 (RIA) 模擬実験を NSRR パルス照射により実施している。今年度は、高燃焼度酸化ウラン燃料を対象とした計 3 回の実験を、PWR の高温待機温度に相当する約 280°C の冷却水中にて実施し、ペレット・被覆管機械的相互作用 (PCMI) により被覆管が破損に至るときの燃料エンタルピー増分 (破損限界) が高温条件では室温の場合よりも増大することを確認した。また、高燃焼度燃料棒を模擬するため被覆管に水素を吸収させた未照射燃料棒を用いた 2 回の実験により、燃料破損限界に対する支配因子の特定に対して有効なデータを拡充した。これらの成果は、現在進められている安全評価手法の高度化に活用されるものであり、同グループが開発している事故時燃料挙動解析コード RANNS の高精度化に対しても有用である。

さらに、文部科学省から受託した「革新的高温ガス炉燃料・黒鉛に関する技術開発」の一環として、未照射高温ガス炉燃料を対象とした 4 回のパルス照射実験を行い、高温ガス炉燃料の RIA に

対する安全性評価に必要となる被覆燃料粒子の破損限界及び破損メカニズムに関する知見を得た。

3 STACY を利用する研究開発

安全研究センター核燃料サイクル施設安全評価研究グループでは、濃縮度 5%の二酸化ウラン燃料棒と濃縮度 6%の硝酸ウラニル水溶液により再処理施設の溶解工程を模擬した体系を構成し、臨界ベンチマークデータを取得している。平成 20 年度では、平成 19 年度に引き続き、2.5cm 間隔の格子状に燃料棒を配列して実験を行っている。これは、平成 18 年度までに行った 1.5cm 間隔及び 2.1cm 間隔による実験と比較することで、再処理施設の溶解槽で使用済燃料の溶解が進み、溶液体積に比べて固体の体積が小さくなる様子を模擬するものである。

また、平成 18 年度までに実施した格子間隔 1.5cm の実験のうち、添加する FP 元素の種類と濃度をパラメータとした実験についてベンチマーク評価を終え、国際臨界安全ベンチマーク評価プロジェクト（ICSBEP）に提供した¹³⁾。同じく溶液に添加するガドリニウムの濃度をパラメータとした実験について、ベンチマーク評価を進めている。

4 TRACY を利用する研究開発

安全研究センター核燃料サイクル施設安全評価研究グループでは、平成 20 年度では臨界事故時の出力挙動に対する初期温度の効果について、解析コードの検証に必要な実験データの取得を行った。通常は常温の燃料溶液を炉心タンクに給液して臨界事故を模擬するが、本年度では燃料溶液の初期温度を常温から上昇させ、初期温度の変化に伴い炉心へ添加される反応度の評価や出力挙動への影響を調査した。

また、臨界事故時の中性子線量評価手法検討の一貫として、TLD をポリエチレン製のファントム上に取り付け、作業員が TLD を装備した状態を模擬して照射を行った。

核燃料サイクル工学研究所放射線管理部では、東海再処理施設に据付けている中性子検出式臨界警報装置の高経年化対策として、それに代わる新型臨界警報装置を開発中である。炉室の内外に臨界警報装置を設置し、TRACY のパルス運転に伴って発生する放射線に対する検出器の応答特性を調べた。その結果、いずれの運転条件においても装置が適切に応答し警報起動信号を発生することを確認した。

5 FCA を利用する研究開発

原子力基礎工学研究部門核設計技術開発グループでは、原子力安全基盤機構からの受託研究「軽水炉 MOX 炉心ドップラー反応度測定試験等」を実施している。この研究の目的は、軽水炉 MOX 炉心の中性子スペクトルを模擬した実験体系を FCA に構築し、その体系においてドップラー反応度を測定し、その予測精度を評価することである。研究計画では、まず、MOX 燃料炉心での測定結果との比較検討用に、ウラン燃料炉心におけるドップラー反応度実験を行い、データを取得する。そこで、本年度は、平成 19 年度に構築したウラン燃料炉心（FCA-XXVI-1）の制御棒をドップラー

反応度測定に適した組成に変更した FCA-XXVI-2 炉心に変更し、さらに、ドップラー反応度実験装置を FCA に設置した FCA-XXVI-2D 炉心を構成した。当該炉心において、臨界特性試験を行い実験体系の臨界性に関するデータを取得するとともに、ウランサンプルを用いたドップラー反応度測定試験を実施し、解析予測精度を評価するためのデータを取得した。

ドップラー反応度測定試験終了後、FCA-XXVI-2D 炉心の解体作業を実施した。平成 21 年度には、中間エネルギー領域における ^{235}U の中性子捕獲反応断面積の検証に資するため、「 ^{235}U 捕獲断面積積分評価実験」として、ウラン燃料高速炉模擬体系 FCA-XXVII-1 炉心を構築し、ナトリウムボイド反応度の測定を中心に実施する予定である。

また、当グループでは、「高速炉実機未臨界状態で行う反応度フィードバック精密測定技術の開発」（文部科学省「原子力システム研究開発事業」）に関する研究を実施している。平成 21 年度以降に実施を予定している実験の準備として、平成 20 年度には、大容量時系列データ高速処理システムの開発、反応率分布測定装置の製作及びパルス中性子発生装置の一部である中性子発生管の製作を実施した。上記、 ^{235}U 捕獲断面積積分評価実験に引き続き、MOX 燃料高速炉模擬体系を FCA に構築し、平成 22 年度にかけてこれら新たに製作した実験装置を用い実験を実施する予定である。

II 核燃料使用施設等を利用する研究開発

1 BECKY を利用する研究開発

1.1 TRU 高温化学に関する研究

原子力基礎工学研究部門超ウラン元素燃料高温化学研究グループでは、燃料におけるマイナーアクチノイド (MA) 挙動評価のため、MA 化合物の熱物性として、MA 含有酸化物である $(\text{Pu}, \text{Cm})\text{O}_{2-x}$ の酸素ポテンシャル、 $(\text{Pu}, \text{Am})\text{O}_{2-x}$ の熱膨張及び相状態に関するデータを取得したほか、燃料中の He 挙動評価を目的として、 $(\text{Pu}, \text{Cm})\text{O}_2$ ペレットの室温保管時における密度及び格子定数の経時変化測定を継続した。また、Cm-Pu 混合酸化物原料からイオン交換法による Cm 分離回収の予備試験を実施し、溶解条件、分離特性などを明らかにした。図 III-4 に Cm 分離試験試料の α 線スペクトルを示す。乾式再処理の基礎として、溶解度など熔融塩中の Am 酸化物の挙動に関する基礎データを取得した。

1.2 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、モノアミド抽出剤によるミキサセトラを用いた連続抽出試験を U-Pu-模擬 FP 溶液によりグローブボックス内で実施し、硝酸以外の試薬を使用することなく U 及び Pu を核分裂生成物から分離できることを示した。また、III 価のアクチノイドの新規抽出剤 TDdGA (テトラドデシルジグリコールアミド) による連続抽出試験を実施し、Am を希土類元素と共に 99.96% 以上という非常に高い回収率で他の核分裂生成物より分離できることを示した。このほか、アクチノイドの新しい分離手法として、ピロリドン誘導体を

用いる沈殿法による U-Pu 分離について実際の使用済燃料溶解液で試験した。また、抽出クロマトグラフ法による Am、Cm 分離プロセス、Sr、Cs 分離プロセス等に関する試験を実施した。

1.3 環境試料等の微量分析に関する研究

原子力基礎工学研究部門環境・原子力微量分析研究グループでは、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、プルトニウム粒子の同位体比測定法開発のための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。電力共通研究「高レベル放射性廃液中の難分析長寿命核種のインベントリ評価に関する研究(第Ⅰ期)」において、長寿命放射性核種であるSe-79、Cs-135、Tc-99及びSn-126の分離・分析方法を検討するとともに、予備試験を実施して課題を抽出した。

1.4 廃棄物の非破壊測定に関する研究

原子力エネルギー基盤連携センター超高感度U・Pu非破壊検出法開発特別グループでは、大学及び産業界と連携して、平成19年度からスタートした核テロ対策技術としての公募研究「手荷物中隠匿核物質探知技術の研究開発」の第2年度分を実施した。本年度は、手荷物中に隠されて持ち込まれる核物質を秒速で検出できるトンネル型プロトタイプ核物質探知装置の製作・設置を完了させ、基礎的な検出実験を行った。図Ⅲ-5にトンネル型検出体系を示す。最終年度にあたる次年度には、さまざまな隠匿処方を打破する方策を見出すための実証実験を実施する予定である。

1.5 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・廃止措置安全評価研究グループでは、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を調べた。地下深部から大気への暴露を極力抑え還元性を維持して採取した岩石を対象として、酸化還元に敏感な元素であるセレン(Se-75)およびプルトニウム(Pu-238)、さらに重要元素としてスズ(Sn-118)等の分配係数を取得した。また、鉱物へのセレンの収着機構を解明するための実験を行った。図Ⅲ-6に地下深部から採取した岩石に対して取得した分配係数 K_d の例を示す。凝灰質砂岩および砂質泥岩はセレンを特異吸着する鉱物を含んでおり、これを含まない花崗閃緑岩への親和性との差となっていると考察できる。

2 燃料試験施設を利用する研究開発

2.1 NSRR 照射後試験等

安全研究センター燃料安全評価研究グループでは、高燃焼度ウラン燃料及び混合酸化物(MOX)燃料を対象としたNSRRパルス照射実験を実施している。同実験に関連し、高燃焼度燃料の短尺加工及び短尺加工前後の非破壊検査を実施し、NSRRに短尺燃料棒を搬出した。また、パルス照射後の短尺燃料棒を受入れ、照射後試験を実施した。これらの成果は、反応度事故時の燃料挙動及び破損メカニズムの解明に関する知見を与えるものであり、安全評価手法の高度化に活用される¹⁴⁾。

同研究グループによる冷却材喪失事故(LOCA)に関連した研究では、LOCA模擬条件(破裂、高温

酸化、急冷)を経験した高燃焼度燃料被覆管に対してリング圧縮試験および断面マイクロ組織観察を実施した。被覆管試料 6 本から、リング状の圧縮試験片各 2 個、組織観察用試料各 1 個を製作した。リング圧縮試験では、引張試験装置に取り付けた専用ジグに試料を載せ、環状電気炉により約 135℃まで加熱・保持した状態で試験片に圧縮荷重を付与し、破損に至るまでの荷重およびクロスヘッド変位を測定した。この実験により、LOCA 時の安全性に最も重要な高温酸化後の脆化に関して現行型燃料被覆管のデータを取得し、急冷破断試験や断面金相試験などの結果と併せて、改良合金被覆管を備えた燃料の LOCA 時性能評価に役立てる¹⁵⁾。

3 WASTEFL を利用する研究開発

3.1 材料の研究

(1) IASCC 研究に係る照射後試験

原子力基礎工学研究部門腐食損傷機構研究グループでは、原子力プラント用材料の信頼性・安全性研究の一環として、照射誘起応力腐食割れ (Irradiation Assisted Stress Corrosion Cracking, IASCC) の発生及び進展挙動を明確にするため、照射済ステンレス鋼を試料として BWR を模擬した高温高圧水中での応力腐食割れ (Stress Corrosion Cracking, SCC) 試験を行っている。本年度には、(独) 原子力安全基盤機構からの受託研究「平成 20 年度低炭素ステンレス鋼 SCC 進展への中性子照射影響実証のうち SCC 進展への中性子照射影響の機構論的研究」において、JMTR で照射した SUS304 鋼を用いて、き裂先端部近傍の FEM (有限要素法) による応力解析に必要な基本特性 (引張) 試験を実施し、照射材の SCC き裂先端部近傍での変形挙動と組織組成変化挙動を検討した。さらに、IASCC 挙動に及ぼす塑性変形の影響を調べるため、変形させた試験片からマイクロ観察用試験片を作製し、透過電子顕微鏡による観察を実施した¹⁶⁾。また、照射による耐食性劣化の抑制を目的に開発したステンレス鋼のイオン照射後の損傷組織評価を電子顕微鏡により実施した。

(2) 耐食材料に係る照射後試験及びホット環境試験

原子力基礎工学研究部門防食材料技術開発グループでは、日本原子力発電(株)との共同研究「高性能燃料被覆管材質の研究」において JRR-3 で照射した RGM-68H キャプセルの解体、キャプセルから取り出した TEM 観察用試料の調製、及び TEM 観察を実施した。供試材の IASCC への耐性を評価するため、SSRT 試験も実施した。

原子力安全・保安院からの受託「高経年化対策強化基盤整備事業」の一部として、炉内構造材 (シュラウド等) に使用されている材料と同等のステンレス鋼試料について、⁶⁰Co 線源を用いたガンマ線照射下高温水中でのすき間部模擬腐食試験及び 4 点曲げ試験を実施した。

電力共通研究「常圧運転再処理機器用材料の耐食性評価研究 (ウラン濃縮缶)」では、中間ウラン濃縮缶条件の腐食環境下における超高純度 310 系改良ステンレス鋼の適用性を評価するため、NUCEF から劣化ウランを搬入し、調製した Np 添加劣化ウラン硝酸溶液中での候補材の母材及び溶接部の浸漬・伝熱面腐食試験を実施し、表面観察を実施するため試験後試料を燃料試験施設に搬出した。再処理施設機器材料の耐食性については、Np および硝酸の濃度変化が腐食量に与える影響を評価するため、再処理施設機器用ステンレス鋼の 400 時間等温浸漬腐食試験を実施した。

(3) 高経年化機器の健全性評価

安全研究センター機器・構造信頼性評価研究グループでは、原子力安全・保安院からの受託事業である「高経年化対策強化基盤整備事業」の一部として、原子炉压力容器鋼溶接熱影響部の中性子照射脆化調査を実施するため、JRR-3で照射したRGM-89H及びRGM-90Hキャプセルを搬入・解体し、取り出した照射試料の区分けを行った。また、照射試料ホルダの一部を開封してオージェ電子分析試料を取り出すとともに、破壊靱性試験片等の照射試料をJMTRホットラボへ搬出した。

(4) 核破碎ターゲット容器材料開発に係る照射後試験

J-PARC センター核変換セクションでは、核変換実験施設の建設に必要な加速器照射材料データを取得するため、スイス・ポールシェラー研究所 (PSI) の陽子加速器 SINQ で照射した微小試験片の一部について平成 19 年度に引き続き微小曲げ疲労試験を実施した。これにより、鉄鋼材料の寿命に及ぼす照射効果を評価するデータを取得した。また、微小引張試験機については校正済みロードセルによる試験機の荷重校正を実施した。平成 19 年度に試験実施済みである微小引張試験片の一部については、TEM 試料作製と TEM による微細組織観察を行うとともに、破面 SEM 観察、金相試験及び微小硬度試験を実施するため燃料試験施設へ搬出した。

3.2 燃料の研究

安全研究センター燃料安全評価研究グループでは、軽水炉燃料の反応度事故時挙動の解明を目的としたパルス照射実験を NSRR で実施している。この実験における燃料の発熱量を評価するため、高燃焼度 PWR 及び BWR 燃料の同位体組成分析用試料を作製した。

3.3 超ウラン元素燃料高温化学の研究

原子力基礎工学研究部門超ウラン元素燃料高温化学研究グループでは、文部科学省からの受託事業「MA リサイクルのための燃料挙動評価に関する共通基盤技術開発」を実施しており、本年度は、MA 含有酸化物燃料の熱特性解明の一環として、 $(\text{Pu}, \text{Np}, \text{Am}, \text{Cm})\text{O}_{2-x}$ の熱拡散率測定及び比熱容量測定及び $(\text{Pu}, \text{Cm})\text{O}_{2-x}$ の調製試験、熱拡散率測定及び比熱容量測定を実施したほか、同じ文部科学省からの受託事業「窒化チタンを不活性母材とした MA 含有窒化物燃料製造技術に関する研究開発」では、TiN に $(\text{Pu}, \text{Am})\text{N}$ 粒子を分散させた試料の熱拡散率測定及び比熱容量測定を実施した。連携・融合研究の一環として、 PuO_2 の比熱測定及び AmO_2 の熱拡散率測定及び比熱容量測定を実施した¹⁷⁾。また、つくばの高エネルギー加速器研究機構 (KEK) において Am 含有酸化物の X 線吸収微細構造の測定を行うため、 $(\text{U}, \text{Am})\text{O}_2$ の試料調製及び X 線回折、不純物分析等の性状測定を行ったほか、ZrN を含有した高密度な $(\text{Pu}, \text{Am}, \text{Zr})\text{N}$ の調製試験、性状測定、熱拡散率測定及び比熱容量測定を実施した。

3.4 放射性廃棄物処分の研究

安全研究センター廃棄物・廃止措置安全評価研究グループでは、放射性廃棄物処分の安全評価において重要な評価因子である溶解度を評価するため、深地層の低酸素濃度環境を模擬したアルゴン雰囲気グローブボックス内でプルトニウム(Pu)の溶解度試験を実施した。試験では、Pu の溶解度に及ぼす地下水中に賦存するケイ素(Si)の影響を明らかにするため、 $\text{Pu}(\text{OH})_4$ を溶解させた $\text{Na}^+ - \text{HCO}_3^-/\text{CO}_3^{2-} - \text{SiO}(\text{OH})_3$ 溶液を所定期間ごとにサンプリングし、pH/Eh 測定、TTA 抽出分離、

α 放射能測定等を 6 ヶ月に亘って実施して、4 価の Pu の溶解度の評価を行った。

4 バックエンド技術開発建家を利用する研究開発

4.1 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を用いる $\alpha \cdot \beta \cdot X$ 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、原科研から発生した放射性濃縮廃液を用いた適用性検証試験(確証試験)を実施してきた。

平成 20 年度は、これまでに開発した簡易・迅速分析法の多様な廃棄物試料への確証試験として、放射性濃縮廃液の他に原子炉から採取した金属配管試料に含まれる重要核種に対する分析試験を実施した。このうち、多重 γ 線測定法による高感度非破壊 γ 線測定では、研究用原子炉(JRR-3)の改造工事で発生した金属配管試料に本法を適用した結果、共存する ^{60}Co のコンプトン散乱に起因するバックグラウンド計数を大幅に低減し、放射化金属等における微量の γ 線放出核種(^{94}Nb 、 $^{108\text{m}}\text{Ag}$ 、 $^{166\text{m}}\text{Ho}$ 等)の検出に有効であることが確認できた。また、 $\alpha \cdot \beta \cdot X$ 線放出核種に対する固相抽出剤を用いた簡易・迅速分離法の確証試験については、旧原研の動力試験炉(JPDR)や原子炉廃止措置研究開発センターのふげんから採取した金属配管試料を対象として、 α 線放出核種(^{232}Th 、 ^{238}U 、 238 、 239 、 ^{240}Pu 、 ^{241}Am)及び $\beta \cdot X$ 線放出核種(^3H 、 ^{14}C 、 59 、 ^{63}Ni 、 ^{90}Sr)の分析試験を実施した。その結果、種々の金属試料においても良好な回収率が得られ、放射能が十分な精度で定量可能であること等が確認できた。

これまでに実施した要素技術の開発及び確証試験の成果は、研究施設等廃棄物に含まれる放射性核種の簡易・迅速分析法(分析指針)として取り纏めた¹⁸⁾。

III 大型試験施設を利用する研究開発

1 タンデム加速器を利用する研究開発

タンデム加速器施設は、下記のような他の加速器施設では得がたい特色を有している。

- ① 水素からビスマスまでの 40 種以上の元素の加速が可能である。
- ② ビームエネルギーが連続可変で、エネルギー精度が極めて高く、ビーム径が小さい。
- ③ 放射性物質、核燃料物質を標的として利用可能である。
- ④ 照射試料が放射化しない最大エネルギーのイオンが利用できる。

これらの特徴を利用して、タンデム加速器やブースターからの高エネルギー重イオンビームを用いた核物理・核化学、物性材料等の原子力基礎科学の研究が実施された。

タンデム加速器は、施設共用、共同研究、機構内独自研究の 3 形態により利用されている。施

設共用課題について、はタンデム加速器専門部会において課題を審査した。また機構内の研究部門等による利用の課題（共同研究、機構内独自研究）についても、施設共用と同様な審査を行い、利用計画に反映させた。その結果、本年度は、タンデム加速器及びブースターを用いた研究課題 54 件が採択された。超重元素を対象とした核物理・核化学の研究、重粒子による照射効果の解明、短寿命核ビームを利用した核物理・材料開発の研究などが採択された。利用機関の数は 35、利用者数は延べ約 500 人であった。

1.1 利用状況

本年度のタンデム加速器の利用申込状況を表Ⅲ-3 に示す。ほぼ近年の申込状況と同様である。研究分野別の利用実施状況を表Ⅲ-4 に、利用形態ごとの利用日数を表Ⅲ-5 に示す。

1.2 利用研究の成果

タンデム加速器を利用した研究開発の成果の公表状況を表Ⅲ-6 に示す。主な研究成果の概要を以下に示す。

1.2.1 核化学の研究

- (1) $^{248}\text{Cm}(^{12}\text{C}, 5n)^{255}\text{No}$ 反応で合成された 102 番元素ノーベリウムの水溶液中での酸化反応に初めて成功した。
- (2) 105 番元素ドブニウム (Db) のフッ化物形成が、周期表同族元素タンタル (Ta) とは大きく異なり、同じく同族のニオブ (Nb) と似ていることを明かにした。

1.2.2 固体物理・原子物理・照射損傷の研究成果

- (1) TRIAC からの放射性イオン ^8Li ($T_{1/2}=0.84\text{sec}$) のビームを用いた直接測定法により、超イオン電導体 $\beta\text{-LiAl}$ 中の Li イオンの拡散係数を、室温から 300°C までの広い温度範囲で初めて求めた。
- (2) 高電圧ターミナル内の ECR イオン源と 180 度電磁石の配置が変更になったことで可能になった、低電離イオンの原子構造を研究した。He との衝突により N^{q+} ($q = 1-3$) イオンから放出される電子スペクトルを 0 度電子分光法で測定した。その結果 $2s$ 空孔に基づくオージェ遷移エネルギー $1s^2 2p(^2P) nI - 1s^2 2s(^2S) \epsilon I'$ ($n=5-9$)、 $1s^2 2s 2p(^3P) nI - 1s^2 2s^2(^1S) \epsilon I'$ ($n=4-9$)、 $1s^2 2s 2p^2(^4P) nI - 1s^2 2s^2 2p(^2P) \epsilon I'$ ($n=3-8$) を系統的に決定した。
- (3) 軽水炉 UO_2 燃料中で発生する照射欠陥と核分裂生成物の蓄積過程及び組織変化過程を解明するために、高エネルギー Xe イオン照射を行った UO_2 に形成された損傷組織（イオントラック）を観察した。 CeO_2 と比較して、寸法の小さいイオントラックが観察され、 UO_2 の耐照射性が確認できた。
- (4) Fe 系合金への高エネルギー重イオン照射による磁性の変化を、高感度な SQUID 磁束計の他、放射光 (SPring-8) を利用した磁性測定から研究が進められ、照射による強磁性転移が確認された。

1.2.3 核物理の研究成果

- (1) ^{30}Si , $^{40}\text{Ar}+^{238}\text{U}$ 反応の核分裂片質量数分布の測定から、準核分裂チャンネルを発見するとともに融合における標的の変形効果を明らかにした。
- (2) 核子移行反応を利用したインビーム γ 線分光により、 ^{249}Cm において、高角運動量の $k_{17/2}$ 中性子軌道のエネルギー準位を決定した。
- (3) 多重ガンマ線検出装置(GEMINI-II)を用い、 ^{84}Sr 、 ^{124}Xe のクーロン励起実験を行い、粒子の散乱角によるガンマ線の強度分布を測定した。また γ - γ 同時計測で ^{40}Ar 、 ^{189}Pt の高励起状態を調べ、バンド構造や準位を明らかにした。 ^{40}Ar に関しては超変形バンドが現れることがわかった。
- (4) $^{251}\text{Cf}(^{12}\text{C}, 4n)^{259}\text{Rf}$ 反応で合成された ^{259}Rf の α - γ 核分光実験から娘核 ^{255}No の励起準位を、また ^{259}Rf の基底状態の配位を初めて決定した。

2 大型再冠水実験棟

2.1 BWR 核熱結合試験装置 (THYNC)

BWR 炉心不安定現象の解明のため、核熱結合時の熱水力挙動を模擬するボイド反応度フィードバック制御運転を行う BWR 核熱結合炉外試験を実施している。本年度は、BWR の条件 (圧力 7.2 MPa、温度 286 °C) で、チャンネル安定性実験を実施し、安定限界出力及び冷却限界出力に及ぼす燃料棒軸方向出力分布の影響に係わるデータなどを取得した。試験部は並列試験部 1 基と大型擬燃料集合体 1 基で構成した。試験の成果は軽水炉の安全評価のための解析コードの予測性能評価と改良に活用する。

2.2 FBR 直管型蒸気発生器流動安定性試験装置 (FBR-SG)

ナトリウム冷却高速増殖炉 (FBR) の直管型蒸気発生器 (SG) 開発のため、SG 伝熱管内を流れる高圧水-蒸気沸騰二相流の流動安定性試験を実施した。本年度はこれまでに製作した FBR 直管型蒸気発生器流動安定性試験装置 (FBR-SG) を用いて、SG の定格運転条件 (圧力 18MPa、温度 357 °C) で流動特性試験を実施した。本装置は SG 伝熱管構造を簡略模擬した内径 11.6mm、長さ 12m の単一流路と流路加熱用ヒータから構成される。本試験によって SG 運転条件下における圧力損失やボイド率などが明らかになり、試験データは SG 熱設計式の妥当性評価に利用された。

2.3 Post-BT 熱伝達試験装置

BWR の異常過渡時における沸騰遷移後 (Post-BT) の燃料被覆管と冷却材との熱伝達に係わる試験を実施した (経済産業省原子力安全・保安院からの受託事業「燃料等安全高度化対策事業」)。本年度は、前年度に引き続き、高圧単管試験装置を用いて、種々の過渡条件下におけるリウエット時の液膜伝播速度データをより広範な条件下で取得した。さらに、実機炉心における 3 次元流動場やスパーサー効果の影響を把握するために、昨年度までに整備したバンドル試験装置を用いた実験も実施し、2×2 ロッドバンドル形状における沸騰遷移及びその後の熱伝達に係わるデータを BWR 条件下で得た。これらの試験結果は、過渡的な沸騰遷移を経験した BWR 燃料の健全性評価

に係わる被覆管温度予測手法の整備、ならびに最適評価解析コードの検証に活用される予定である。なお、本試験は既設設備を有効利用するため、高圧単管試験については機械化工特研、バンドル試験については大型再冠水実験棟で実施している。

3 大型非定常ループ実験棟 (LSTF)

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る。本年度も継続して、PWR 事故時の冷却材挙動に関する研究試験を行った。特に、PWR の安全性を高めるための国際研究協力 OECD/NEA ROSA プロジェクトの個別効果試験として大破断冷却材喪失事故 (LBLOCA) 時の低温側配管内での非常用炉心冷却系 (ECCS) 注入水への蒸気凝縮試験、シビアアクシデント時の過熱蒸気自然循環試験などを実施し、高精度データを取得した。試験成果は、熱水力最適評価手法や 3 次元解析コードの評価と改良、LBLOCA 時の格納容器圧力評価、シビアアクシデント時の蒸気発生器健全性評価など、軽水炉の安全評価技術の確認、開発・整備に用いられる。

4 二相流ループ実験棟 (TPTF)

自然循環軽水炉の開発のため、自由液面からの液滴キャリーオーバー特性を把握する軽水炉炉内熱流動特性試験を実施した。本年度は前年度に製作したキャリーオーバー特性試験部を用いて自由液面近傍の流動特性、自由液面からのキャリーオーバー特性、自由液面より下側での二相流動特性等々を評価する試験を圧力 2.5MPa、温度 250℃ の条件で実施した。一連の試験の結果、キャリーオーバー予測モデルの妥当性を評価するためのデータを取得でき、得られた成果は自然循環軽水炉上部プレナム熱流動設計技術開発に利用された。次年度は、本年度に製作したキャリーアンダー試験装置を用いて、引き続き軽水炉炉内熱流動特性試験を実施する。

5 放射線標準施設を利用する研究開発

5.1 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。本年度の機構内外を合わせた施設共用等の件数は合計 23 件で、その内訳を表Ⅲ-7 に示す。機構外からの施設共用課題については、放射線標準施設専門部会において審査した。

機構外からの利用は、大学・研究機関、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中性子測定器・モニタの開発であった。機構内からの利用は、主に原子力基礎工学部門及び核燃料サイクル研究所放射線管理部によるもので、その研究課題は、線量評価手法及び測定器・モニタの開発に関するものであった。

5.2 利用研究の成果

FRSを利用した研究部門等の主な研究成果の概要を以下に示す。

5.2.1 事故時等線量評価手法の開発

原子力基礎工学部門放射線防護研究グループでは、放射線事故における重度被ばく者の体内線量分布について、放射線輸送計算を利用し詳細に解析するシステムを開発している。本年度は、中性子被ばくに対する同システムの適用性について、 ^{241}Am -Be線源及びアクリル製の水ファントムを用いて、体表面の線量分布を実験的に検証した。

5.2.2 高性能次世代放射線モニタの開発

原子力基礎工学部門放射線防護研究グループでは、文部科学省からの受託事業として、中性子と光子が混在する場における放射線被ばく線量及びエネルギースペクトルを精度良く測定可能な次世代型放射線モニタDARWIN-P（図Ⅲ-7）の開発を行った。本年度は、FRSの ^{241}Am -Be及び ^{252}Cf 線源を用いて、DARWIN-P用に新しく開発した専用デジタル波形解析統合システムの高計数率環境における性能試験を実施した。その結果、開発したシステムは、既存のデジタル波形解析装置と比較して、約100倍の計数率まで適応可能であることが分かった。

5.2.3 中性子個人線量当量モニタの開発

核燃料サイクル工学研究所放射線管理部では、中性子のエネルギー分布と入射角度分布が未知の作業場において中性子個人線量計のフィールド校正を行う際に、校正の基準となる中性子個人線量当量を決定するための測定器（中性子個人線量当量モニタ）を開発している。本モニタは、 ^3He 比例計数管とポリエチレン減速材等からなり、中性子フルエンス当たりの感度のエネルギー依存性と入射角度依存性がともに中性子個人線量当量の依存性に合致するように設計したものである。本モニタの特性を、FRS の単色中性子場、熱中性子場ならびに重水減速 ^{252}Cf 中性子場で調べた。本実験によって、モンテカルロ計算に基づく設計通りの応答特性を有することを確認することができた¹⁹⁾。

5.2.4 新型臨界警報装置の中性子感度試験

核燃料サイクル工学研究所放射線管理部では、東海再処理施設に据付けている中性子検出式臨界警報装置の高経年化対策として、それに代わる新型臨界警報装置を開発中である。本装置は、中性子とガンマ線を弁別することなく、両放射線による合計の吸収線量率に比例する指示値を示すよう工夫されたプラスチックシンチレータを使用する。本装置の中性子に対する感度を評価するにあたって、ガンマ線の混在割合が極めて小さい中性子場が必要になった。そこで、FRS 第 4 照射室において、公称放射能 2 GBq の ^{252}Cf 中性子線源を厚さ 5 cm の鉛ブロックで遮へいすることによってガンマ線寄与を極力低減させた特殊な中性子場を作成し、新型臨界警報装置の中性子照射試験を行った。その結果、速中性子に対する中性子吸収線量率感度として 0.3 (V/(mGy・h⁻¹)) を得ることができた。

IV 研究炉等を利用する人材育成

原子力研修センターでは、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、法定資格の取得等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。大学との連携では、教官の派遣や学生の受入等により、東京大学大学院原子力専攻や連携大学院制度に基づく協力を拡充した。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。

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、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種作業環境測定士講習を2回、第1種放射線取扱主任者講習を8回、第3種放射線取扱主任者講習の出張講習を含め4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、中性子利用実験入門講座を1回、原子力・放射線部門技術士試験受験対策講座を1回、原子力入門講座を1回開催した。また、文部科学省からの委託研修として原子力専門官研修を1回行い、さらに原子力安全・保安院から初めてとなる委託研修として原子力専門研修を1回行った。

2 大学との連携協力

東京大学原子力専攻（専門職大学院、学生15名）について客員教授・准教授を5名、非常勤講師等を約60名、また実験実習については37課題中34課題を機構で担当し、インターンシップ実習を含めて約60名の職員を実習講師として派遣し、同校での原子力教育へ協力した。一方東京大学原子力国際専攻には客員教授3名、および実習講師10名を派遣して講義および実習に関して協力した。

連携大学院制度に基づく協力では、20年度に同志社大学が加わり合計15大学（大学院）と協定を結び、学部大学および高専各1校を含めた17校と連携協定を結んで協力を実施した。20年度は、客員教員を延べ55名（実数52名）派遣し、連携学生として学生を16名受け入れた。茨城大学とは20年3月に締結した包括協定の下に、新たに理学部と覚書を結んで学部教育に協力した。

また原子力教育大学連携ネットワークは20年3月に茨城大学と岡山大学を加え、合計5大学と機構を結んで遠隔による原子力教育、および機構での実習を実施した。

平成19年に文科省・経産省により開始された原子力人材育成プログラムへの協力では、プログラム採択大学・高専の協力要請に応じて、出張講義9件（講師16名派遣）、実験実習4件（講師17名協力、参加学生約40名）、施設見学等8件を実施した。

3 国際研修

文部科学省からの委託事業「国際原子力安全交流対策（講師育成）事業」により、インドネシア、タイ、ベトナムを対象国として人材養成に係わっている教官または教官候補を我が国に受け入れ、研修技術及び各種機器類の取扱い等を習熟させる講師育成研修を行った。

本年度は、インドネシア/タイ/ベトナム向けに「放射線事故緊急時対応」（6名）、タイ向けに「放射線安全管理者資格取得」（3名）、ベトナム向けに「工業と環境分野への原子力技術応用」（2名）及び「原子炉工学」（3名）の研修を行った。

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、JRR-3、など研究炉を利用した炉物理、中性子利用、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。

参考文献

- 1) 研究炉加速器管理部、「平成 20 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 2009-081 (2010) .
- 2) ホット試験施設管理部、「ホット試験施設管理部 施設の運転管理 (平成 20 年度)」、JAEA-Review 2009-061 (2010) .
- 3) 原子力科学研究所放射線管理部、高崎量子応用研究所管理部保安管理課、関西光科学研究所管理部保安管理課、むつ事務所保安管理課、那珂核融合研究所管理部保安管理課、「原子力科学研究所等の放射線管理 (2008 年度)」、JAEA-Review 2009-040 (2010) .
- 4) バックエンド技術部、「バックエンド技術部年報 (2007 年度)」、JAEA-Review 2009-007 (2009) .
- 5) 前田彰雄ら、「原子炉反射体要素の割れに関する放射線透過試験」、平成 20 年度京都大学総合技術研究会、報告集第 I 分冊 pp. 40-41.
- 6) 蛭田敏仁ら、「可搬型映像監視システム」、平成 20 年度京都大学総合技術研究会、報告集第 I 分冊 pp. 116-117.
- 7) 海老根守澄ら、「大強度パルス中性子用シンチレーション検出器の開発(15)中性子イメージ検出器用 TOF 信号処理・データ収集回路」、日本原子力学会 2008 年秋の大会講演予稿集 (2008)p. 429.
- 8) 美留町厚ら、「大強度パルス中性子用シンチレーション検出器の開発(16)高 S/N 中性子ビームモニタ検出器用信号処理回路」、日本原子力学会 2008 年秋の大会講演予稿集 (2008)p. 430.
- 9) T. Miura, H. Matsue, T. Kuroiwa, “Instrumental neutron activation analysis of hafnium in zirconium metal using internal standardization”, J. Radioanalytical Nucl. Chem., 282 (2009)pp. 49-52.
- 10) T. Takatsuka, K. Hirata, Y. Kobayashi, T. Kuroiwa, T. Miura, H. Matsue, “Quantitative Evaluation of Ion-implanted Arsenic in Silicon by Instrumental Neutron Activation Analysis”, Ion implantation technology 2008, pp.194-197.
- 11) M. Adachi, T. Ohhara, K. Kurihara, T. Tamada, E. Honjo, N. Okazaki, S. Arai, Y. Shoyama, K. Kimura, H. Matsumura, S. Sugiyama, H. Adachi, K. Takano, Y. Mori, K. Hidaka, T. Kimura, Y. Hayashi, Y. Kiso, R. Kuroki, “Structure of HIV-1 protease in complex with potent inhibitor KNI-272 determined by high-resolution X-ray and neutron crystallography” Proc. Natl. Acad. Sci. U S A, 106 (2009)pp. 641-646.
- 12) H. Nakagawa, Y. Joti, A. Kitao, M. Kataoka, “Hydration affects both harmonic and anharmonic nature of protein dynamics” Biophys. J., 95(2008)pp. 2916-2923.
- 13) K. Tonoike, LEU-MISC-THERM-005, “STACY: a 60-cm-Diameter Water-Reflected Tank Containing 5%-Enriched UO_2 Fuel Rods (1.5-cm Square Lattice Pitch) in 6%-Enriched Uranyl Nitrate Solutions Poisoned with Pseudo-Fission-Product Elements”, International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments, NEA/NSC/DOC(95)03 Sep. 2008 Edition, Nuclear Science Committee, NEA, OECD (2008).
- 14) T. Sugiyama, M. Umeda, Y. Udagawa, et al., “Applicability of NSRR Room/High Temperature Test Results to Fuel Safety Evaluation under Power Reactor Conditions,” Proc. OECD/NEA

- Workshop on Nuclear Fuel Behaviour during Reactivity-initiated Accidents, Paris, France, September 9-11, 2009.
- 15) F. Nagase, T. Chuto, T. Fuketa, “Cladding Embrittlement under LOCA Conditions, Examined by Two Test Methodologies” , Proceedings of Top Fuel 2009 Paris, France, September 6-10, 2009, Paper 2084.
 - 16) K. Kondo et al., “Interrelationship between true stress-true strain behavior and deformation microstructure in the plastic deformation of neutron-irradiated or work-hardened austenitic stainless steel” ,Proc. of 24th ASTM Symposium on Effects of Radiation on Nuclear Materials and the Nuclear Fuel Cycle, Denver, Colorado, 2008 (to be published)
 - 17) 西 剛史ら、「PuO₂ 及び AmO₂ の熱物性」、日本原子力学会 2009 年春の年会予稿集 (2009) p100.
 - 18) 亀尾裕, 島田亜佐子, 石森健一郎, 原賀智子, 片山淳, 星亜紀子, 中島幹雄、「研究施設等廃棄物に含まれる放射性核種の簡易・迅速分析法(分析指針)」、JAEA-Technology 2009-051 (2009).
 - 19) N. Tsujimura, Y. Yoshida, T. Nunomiya, et al., “Development and Characterization of a Neutron Personal Dose Equivalent Monitor,” Proc. 12th Int. Congress of Int. Radiat. Prot. Asso. (IRPA12), Oct. 19-24, 2008, Buenos Aires, Argentina, (2008). [CD-ROM]

[illegible]

JRR-4 1サイクル (週) 基準運転表

日	月	火	水	木	金	土
		日中運転、夜間停止	同左	同左	同左	
		又は美祿準備	同左	同左	同左	
		日中運転、夜間停止				

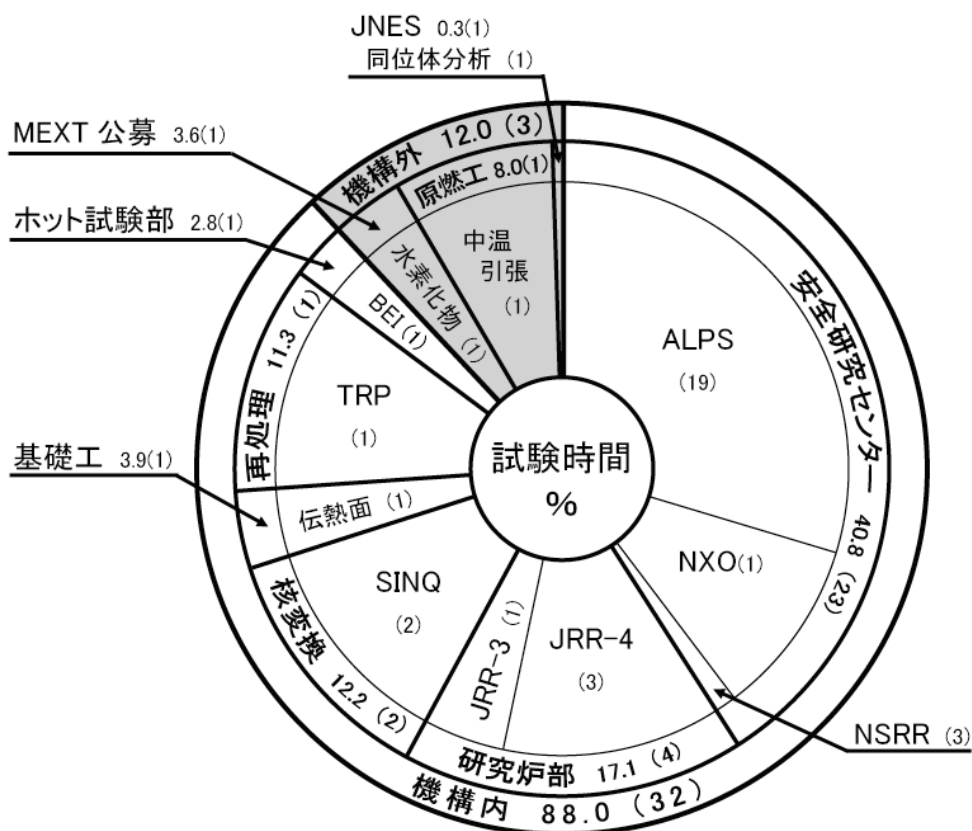
JRR-3 1サイクル 基準運転表

[illegible]

計 算 機 電 子 學

JRR-3	施設共用運転 施設定脚自主検査 年末年始 1週間	37週間
JRR-4	施設共用運転 施設定脚自主検査 点検・保守 年末年始 1週間	24週間 1週間 1週間
NSRR	施設定脚自主検査 年末年始 1週間	48週間 3週間 1週間

図Ⅱ-1 JRR-3、JRR-4の運転実績



利用率

() 内は件数を示す

機構内利用 (32 件)

- ALPS : 燃料等安全高度化対策事業 (19 件・安全研究センター燃料安全評価研究 Gr)
- NXO : 新クロスオーバー研究 (1 件・同 燃料安全評価研究 Gr)
- NSRR : NSRR パルス照射燃料のレファレンス試験 (3 件・同 燃料安全評価研究 Gr)
- JRR-4 : 反射体要素に関する照射後試験 (3 件・研究炉加速器管理部 JRR-4 管理課)
- JRR-3 : 炉心構造物の供用期間中検査 (1 件・同 JRR-3 管理課)
- SINQ : SINQ 照射材の破壊試験 (2 件・J-PARC センター核変換セクション)
- 伝熱面 : 伝熱面腐食試験片の観察試験 (1 件・原子力基礎工学研究部門防食材料技術開発 Gr)
- TRP : TRP 試料の分析試験 (1 件・再処理技術開発センター技術開発部)
- BEI : BEI 水素分析技術のホット試料による検証試験 (1 件・ホット試験施設管理部)

機構外利用 (施設共用 3 件)

- 中温引張 : 55GWd/t 先行照射燃料を用いた中温引張試験 (1 件・原子燃料工業)
- 水素化物 : 水素化物中性子吸収材の評価試験 (1 件・MEXT 公募)
- 同位体分析 : 同位体分析 (1 件・JNES)

図 II-2 燃料試験施設の利用状況

利用申込み総件数:29件

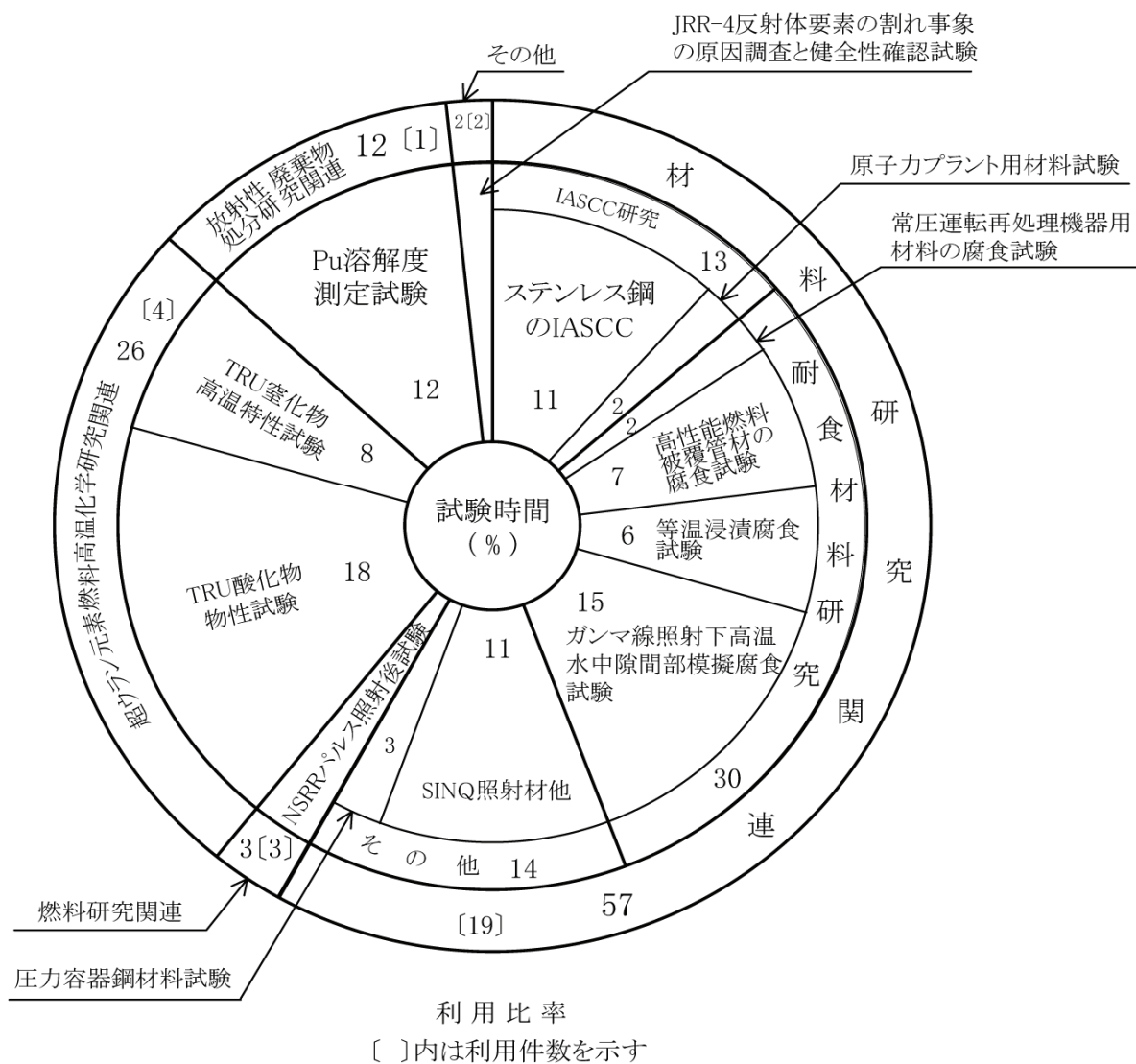
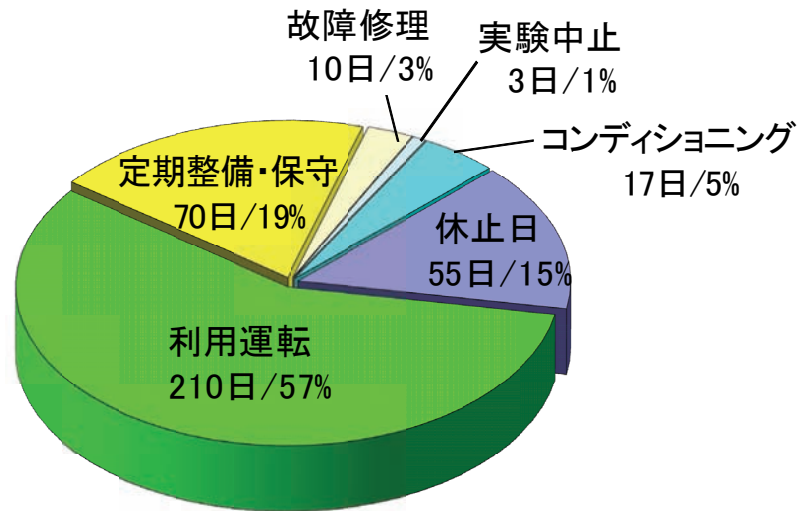
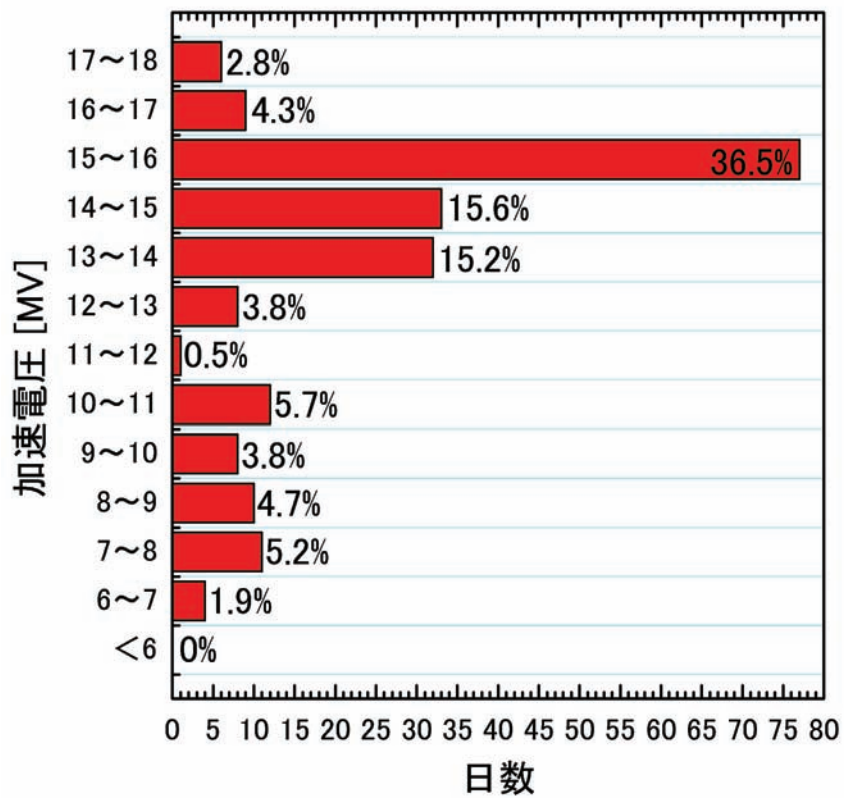


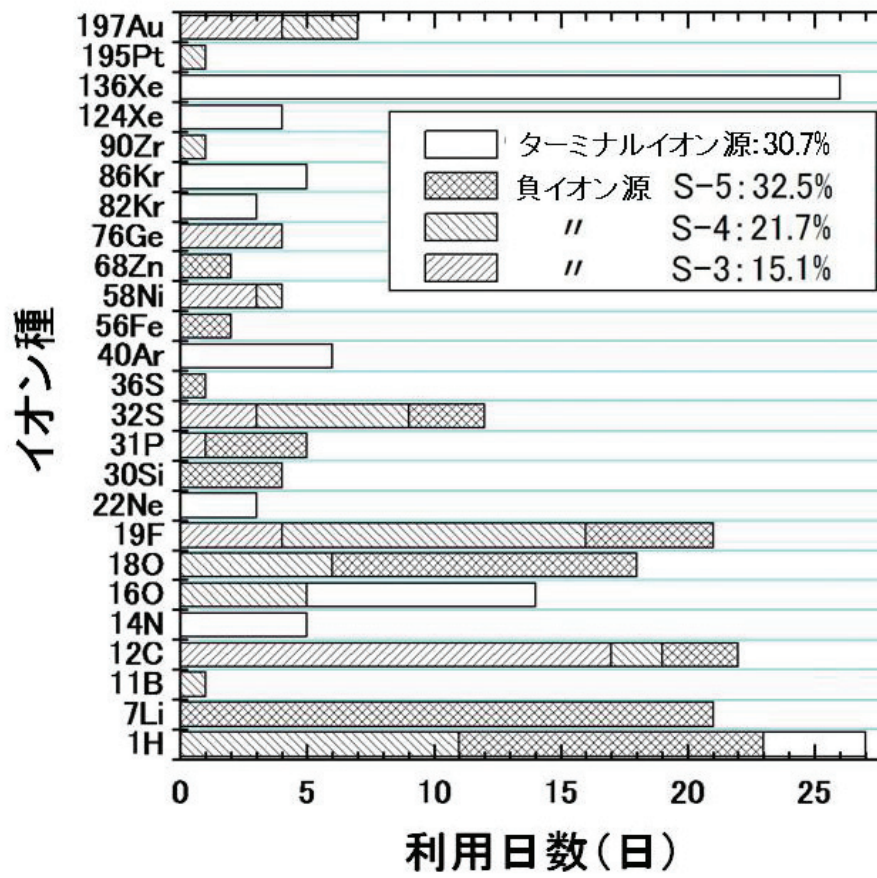
図 II-3 WASTE 施設の利用状況



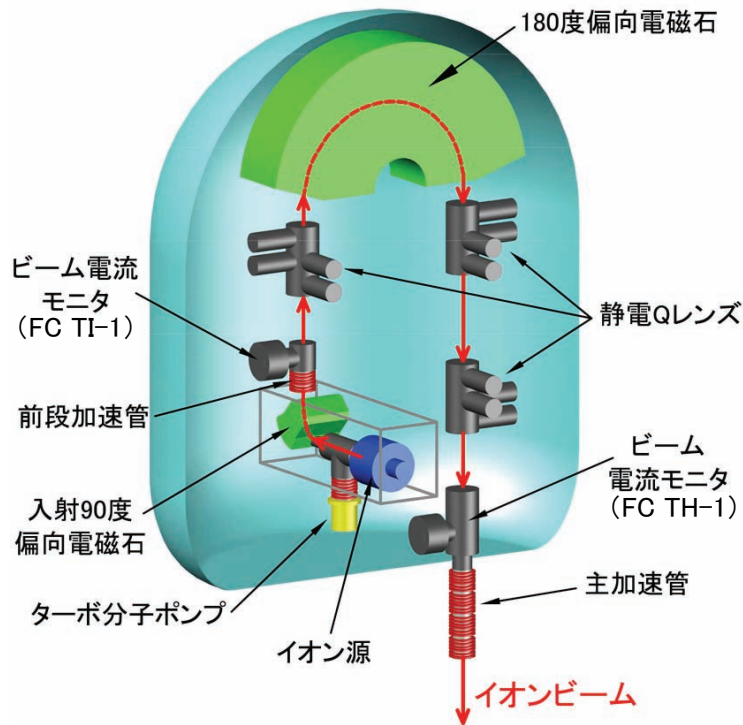
図Ⅱ-4 タンデム加速器の運転実績



図Ⅱ-5 タンデム加速器の加速電圧ごとの運転日数



図Ⅱ-6 タンデム加速器の加速イオン種ごとの運転日数



図Ⅱ-7 高電圧端子内 ECR イオン源及び入射装置のビームライン

14. 5GHz ECR イオン源から生成されたイオンビームは入射 90° 偏向電磁石と 180° 偏向電磁石により折り返して主加速管に導かれ、最大 20MV の加速電圧により接地電位に向けて加速される。負イオン入射側のビームラインは省略してある。

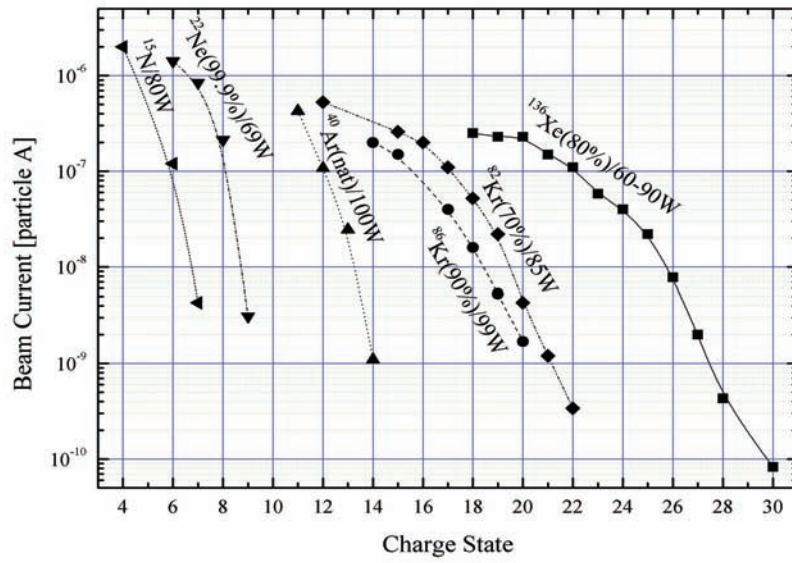
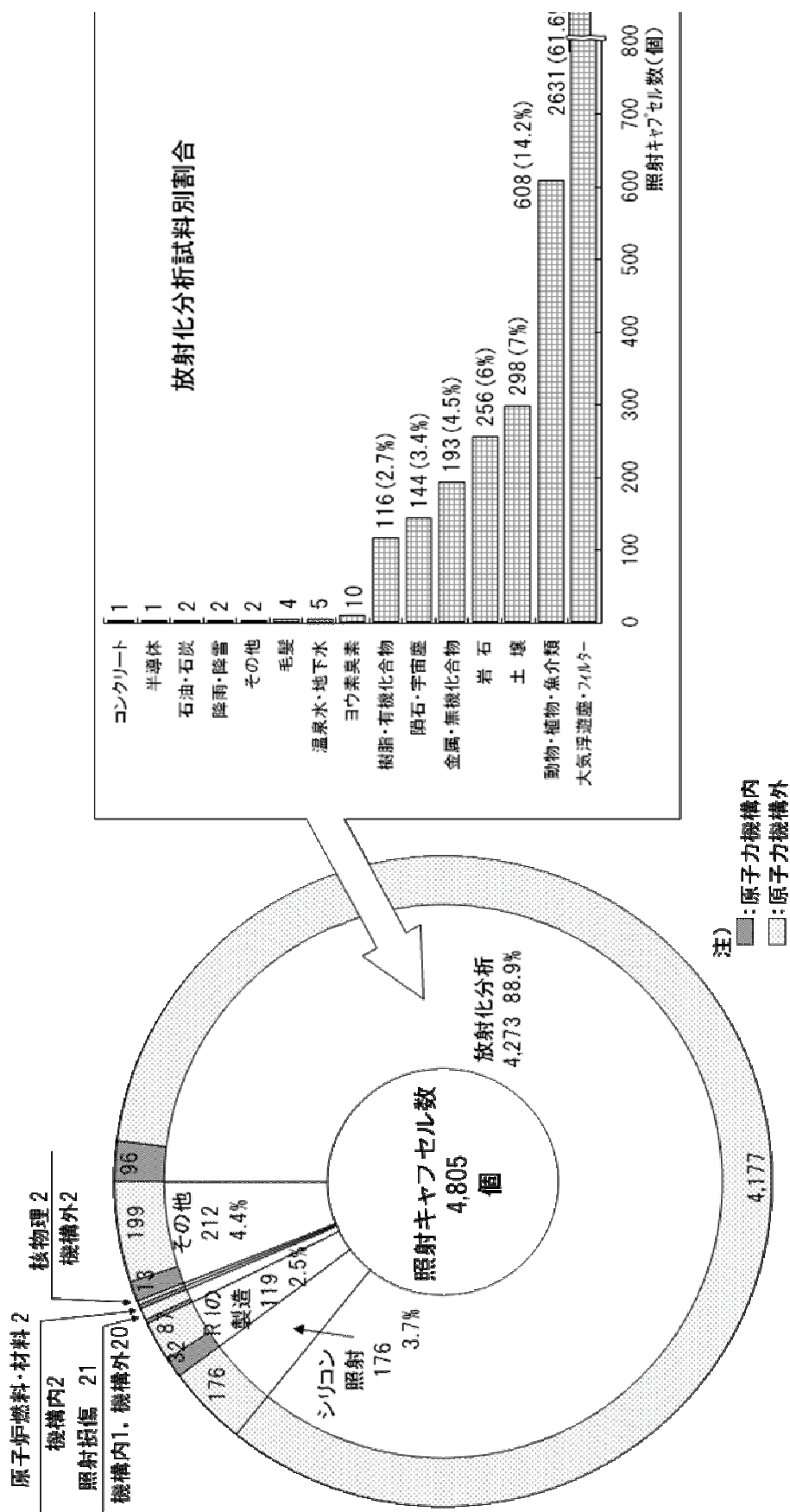
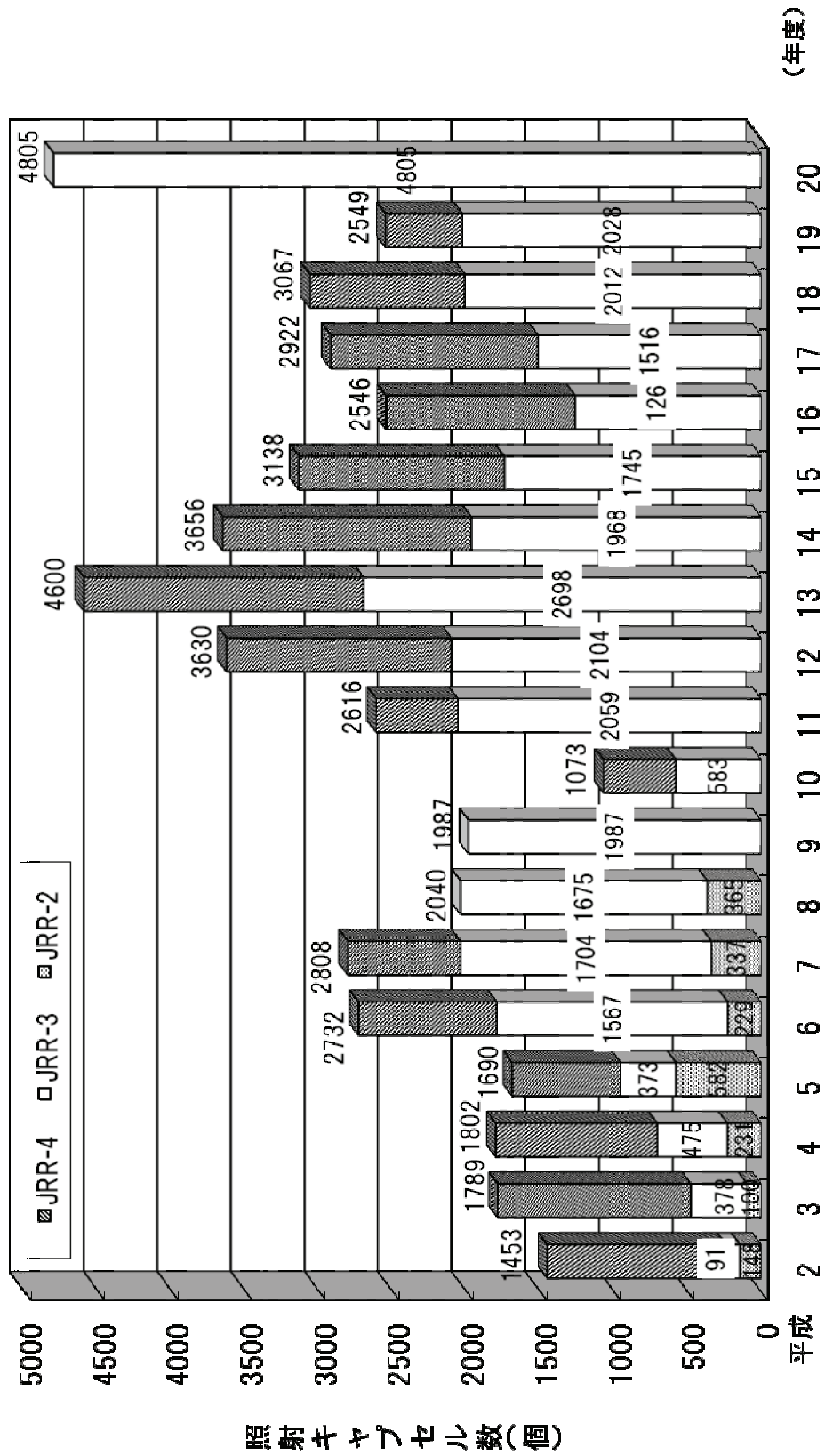


図 II-8 高電圧端子内 ECR イオン源のビーム強度

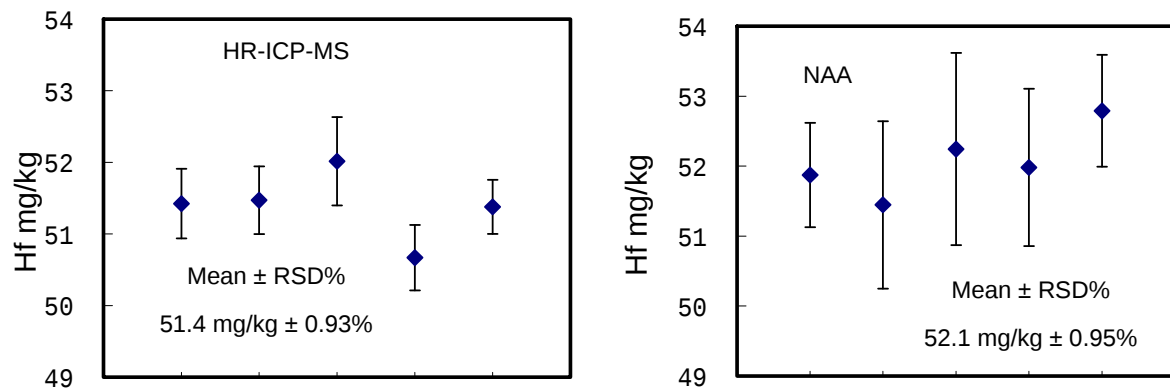
ビーム電流はタンデム加速器出口のファラデーカップ (FC 04-1) での値である。



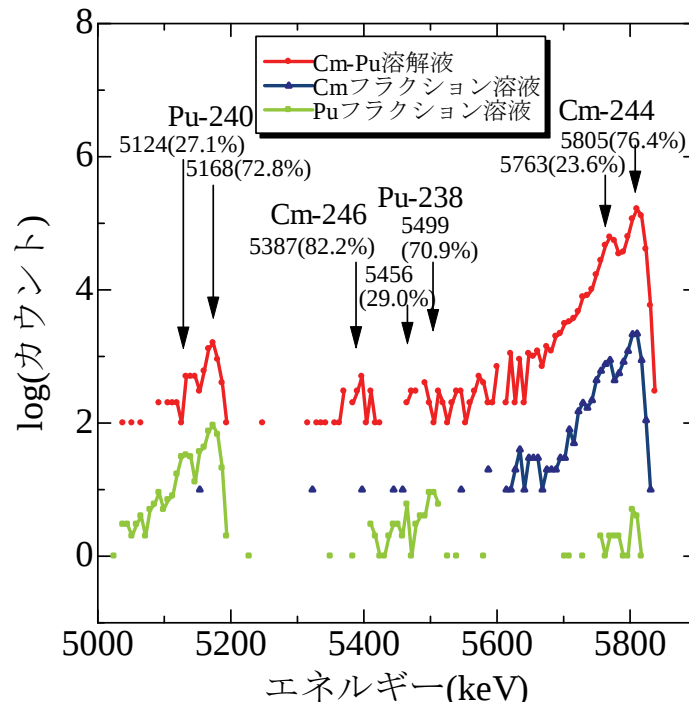
図Ⅲ-1 JRR-3 の照射目的別利用の実績



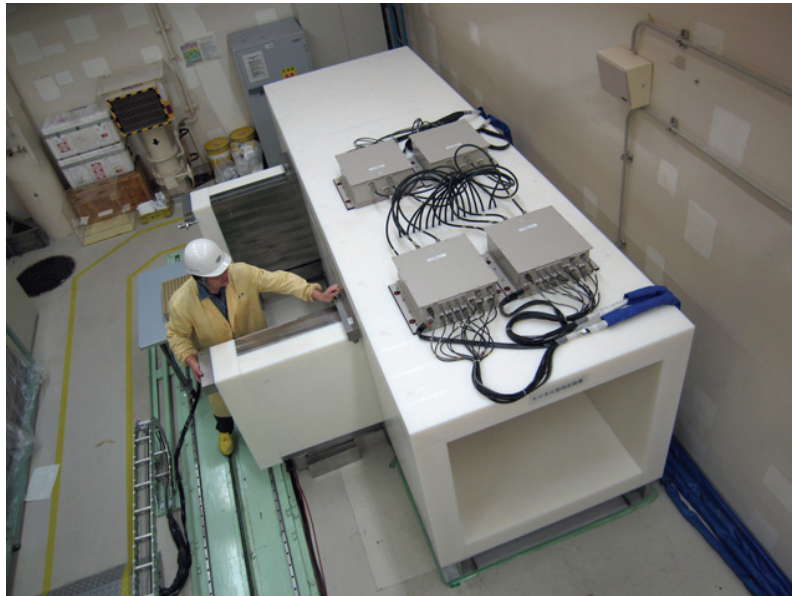
図Ⅲ-2 JRR-3、JRR-4 における照射利用の推移



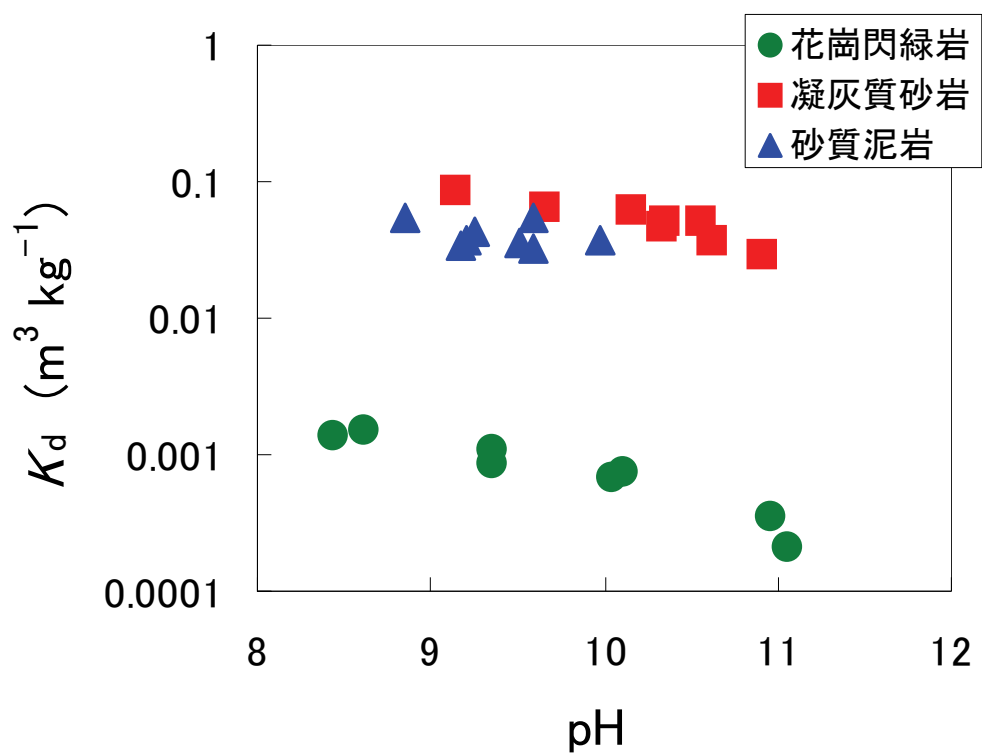
図Ⅲ-3 高純度金属ジルコニウム中のハフニウム定量結果



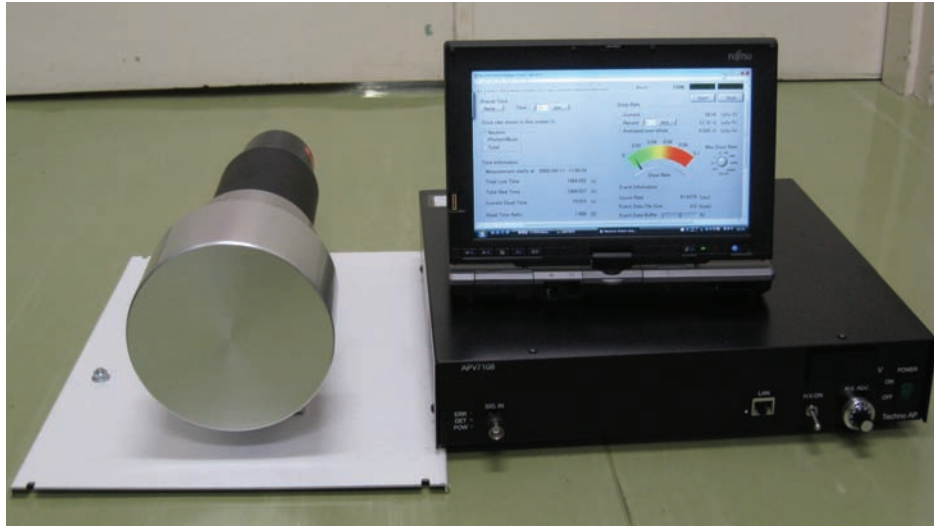
図Ⅲ-4 Cm分離試験試料の α 線スペクトル



図Ⅲ-5 実験室に設置のトンネル型検出体系



図Ⅲ-6 地下深部岩石の分配係数 K_d の例（セレンの K_d の pH 依存性）



図Ⅲ-7 開発した高性能次世代放射線モニタDARWIN-Pの外観

表Ⅱ-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	—	70,432 : 29	—	1,330,917.3	—
20-88	6/23～7/6	73 : 25	981.4	1,331,898.7	0
01	7/7～8/10	606 : 57	11,557.5	1,343,456.2	0
02	8/11～9/14	606 : 47	11,591.8	1,355,048.0	0
03	9/15～10/19	606 : 35	11,561.8	1,366,609.8	0
04	10/20～11/23	606 : 34	11,568.2	1,378,178.0	0
05	11/24～11/28	578 : 29	11,025.7	1,389,203.7	1
点検・ 保守	11/29～1/4	0 : 00	0	1,389,203.7	0
06	1/5～2/8	606 : 51	11,598.4	1,400,802.1	0
07	2/9～3/15	606 : 43	11,625.5	1,412,427.6	0
年度累計	—	4,292 : 21	—	—	1
累計	—	74,724 : 50	—	1,412,427.6	—

平成 21 年 3 月 15 日現在

表Ⅱ-2 JRR-4 運転実績

年・月 (year. Month)	運転日数 (day)	運転時間 (hr:min)	月間積算出力 (kWh)	積算出力 (kWh)	計画外 停止回数
前年度末積算値	—	37963:37	—	77,773,563	—
2008 .4	0	0	0	77,773,563	0
.5	0	0	0	77,773,563	0
.6	0	0	0	77,773,563	0
.7	0	0	0	77,773,563	0
.8	0	0	0	77,773,563	0
.9	0	0	0	77,773,563	0
.10	0	0	0	77,773,563	0
.11	0	0	0	77,773,563	0
.12	0	0	0	77,773,563	0
2009 .1	0	0	0	77,773,563	0
.2	0	0	0	77,773,563	0
.3	0	0	0	77,773,563	0
本年度計	0	0	0	—	0
本年度末積算値	—	37963:37	—	77,773,563	—

平成 21 年 3 月 31 日現在

表Ⅱ－3 JRR-3 水・ガス管理の結果

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	5.67 ～ 6.74
		浄化系出口		5.84 ～ 6.61
	導電率 (μS/cm)	浄化系入口	5.0 以下	0.19 ～ 1.04
		浄化系出口		0.03 ～ 0.10
	全β放射能濃度 *1) (Bq/cm³)	浄化系入口	—	7.90×10 ² ～ 9.42×10 ²
		浄化系出口	—	<1.24
	全γ放射能濃度 *2) (Bq/cm³)	浄化系入口	—	8.03×10 ¹ ～ 9.65×10 ²
		浄化系出口	—	1.26×10 ¹ ～ 4.31×10 ¹
トリチウム濃度 (Bq/cm³)		—	8.00×10 ² ～ 1.23×10 ³	
SF プール水	水素イオン濃度指数 (pH)	浄化系入口	5.0 ～ 7.5	5.60 ～ 6.37
		浄化系出口		6.07 ～ 6.76
ヘリウム ガス	ヘリウムガス濃度 (vol%)		90.0 以上	96.34 ～ 97.93
	再結合器入口 重水素ガス濃度 (vol%)		4.0 以下	0.62 ～ 0.81
反射体重水	濃度 (mol%)		高濃度に維持	99.40 ～ 99.55
	水素イオン濃度指数 (pH)		5.0 ～ 8.0	5.42 ～ 6.66
	トリチウム濃度 (Bq/cm³) *3)		—	1.66×10 ⁸
	導電率 (μS/cm)	浄化系入口	2.0 以下	0.12 ～ 0.38
		浄化系出口		0.03 ～ 0.04
2 次冷却水	水素イオン濃度指数 (pH)	原 水	—	6.30 ～ 7.80
		2 次冷却水	6.0 ～ 9.0	8.00 ～ 8.70
	導電率 (μS/cm)	原 水	—	106.9 ～ 182.9
		2 次冷却水	濃縮倍数が補給 水の 7 倍以下	264.0 ～ 879.4

*1) トリチウムを除く。原子炉定格出力におけるサンプリングから 1 時間後の値

*2) 原子炉定格出力におけるサンプリングから 1 時間後の値

*3) 平成 21 年 3 月 15 日現在の値

表Ⅱ－４ JRR-3、JRR-4 における使用済燃料の貯蔵状況
(最大貯蔵量に対する占有割合)

区 分 項 目	J R R - 3				J R R - 4
	S F プール	貯槽 No. 1	貯槽 No. 2	D S F	No. 1 , 2 プール
板状燃料 ^(*1)	約 5 割	約 1 割	10 割	－	約 4 割 ^(*2)
棒状燃料 (二酸化ウラン燃料)	－	約 9 割	貯蔵 なし	－	－
棒状燃料 (金属天然ウラン燃料)	－	1 割未 満	貯蔵 なし	ほぼ満杯	－

(*1) ウランシリコンアルミニウム分散型合金燃料、ウランアルミニウム分散型合金燃料及びウランアルミニウム合金型燃料

(*2) 反射体の点検に伴う一時受入燃料要素 20 体を含む。

表Ⅱ－５ JRR-3、JRR-4に係る官庁許認可

炉	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L18次)の製作	申請	年月日 番 号		平成 15 年 5 月 21 日 15 原研 19 第 12 号	平成 18 年 7 月 11 日 18 原機 (科研) 011
		変更	年月日 番 号		—	平成 19 年 1 月 23 日 18 原機 (科研) 033
		認可 合格	年月日 番 号		平成 15 年 6 月 2 日 15 諸文科科第 1190 号	
	JRR-3 取替用燃料体 (第L19次)の製作	申請	年月日 番 号		平成 15 年 5 月 21 日 15 原研 19 第 12 号	平成 19 年 12 月 20 日 19 原機 (科研) 032
		変更	年月日 番 号		—	
		認可 合格	年月日 番 号		平成 15 年 6 月 2 日 15 諸文科科第 1190 号	
	JRR-3 取替用燃料体 (第L20次)の製作	申請	年月日 番 号		平成 15 年 5 月 21 日 15 原研 19 第 12 号	平成 19 年 12 月 20 日 19 原機 (科研) 033
		変更	年月日 番 号		—	
		認可 合格	年月日 番 号		平成 15 年 6 月 2 日 15 諸文科科第 1190 号	
J R R 4	許可使用に係る 変更許可申請書	申請	年月日 番 号	平成 20 年 4 月 23 日 20 原機 (科保) 019		平成 21 年 3 月 16 日 20 原機 (科保) 151
		変更	年月日 番 号		—	
		認可 合格	年月日 番 号	平成 20 年 10 月 19 日 20 水原第 261 号		
	取り替え用反射体要 素の製作	申請	年月日 番 号		平成 20 年 10 月 17 日 20 原機 (科研) 020	平成 21 年 2 月 25 日 20 原機 (科研) 034
		変更	年月日 番 号		—	
		認可 合格	年月日 番 号		平成 21 年 2 月 3 日 20 水原第 316 号	
	無停電電源装置の 一部更新	申請	年月日 番 号		平成 21 年 3 月 4 日 20 原機 (科研) 035	
		変更	年月日 番 号		—	
		認可 合格	年月日 番 号			

表Ⅱ－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 20 年 11 月 26 日 平成 20 年 11 月 28 日	消火訓練	消火器を使用した消火訓練を実施した。	213 名 95 名
平成 21 年 2 月 13 日	研究炉加速器管理部総合訓練	R I 施設を対象施設として研究炉加速器管理部の事故対応総合訓練を実施した。	36 名

表Ⅱ－7 NSRR の運転実績

年・月	運転日数 (日)	運転時間 (時：分)	月間積算出力 (kWh)	積算出力 (kWh)	計 画 外 停止回数
年 度 当 初	—	5547:36	—	146,890.9	—
平成 20 年 4 月	3	6:31	126.7	147,017.6	0
平成 20 年 5 月	0	0:00	0.0	147,017.6	0
平成 20 年 6 月	1	1:05	13.3	147,030.9	0
平成 20 年 7 月	6	14:49	211.6	147,242.5	0
平成 20 年 8 月	4	8:30	83.3	147,325.8	0
平成 20 年 9 月	4	9:09	40.1	147,365.9	0
平成 20 年 10 月	1	1:13	25.4	147,391.3	0
平成 20 年 11 月	1	3:09	29.3	147,420.6	0
平成 20 年 12 月	1	2:49	29.4	147,450.0	0
平成 21 年 1 月	1	1:49	20.1	147,470.1	0
平成 21 年 2 月	2	3:46	34.4	147,504.5	0
平成 21 年 3 月	1	3:13	0.3	147,504.8	0
年 度 累 計	25	56:03	613.9	—	0
累 計	—	5603:39	—	147,504.8	—

表 II -8 STACY/TRACY 施設に係る官庁許認可

原子炉設置変更許可申請

件 名			許可
放射性廃棄物処理場、 JRR-3 原子炉施設、 JRR-4 原子炉施設、NSRR 原子炉施設及び STACY(定常臨界実験装 置)施設の変更 使用済ウラン黒鉛混合 燃料貯蔵設備の設置等	申請	年月日 番 号	H20. 7. 11 20 原機(科保)054
	許可	年月日 番 号	H21. 3. 11 20 諸文科科第2058 号

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
STACY(定常臨界実験装 置)施設 ウラン酸化物燃料収納 架台の製作	申請	年月日 番 号	H20. 2. 15 19 原機(科保)192	H20. 2. 22 19 原機(科保)199
	認可 合格	年月日 番 号	H20. 2. 21 19 水原第558 号	H20. 4. 11 19 水原第 569 号
TRACY(過渡臨界実験装 置)施設 ウラン酸化物燃料収納 架台の製作	申請	年月日 番 号	H20. 2. 15 19 原機(科安)010	H20. 2. 22 19 原機(科安)012
	認可 合格	年月日 番 号	H20. 2. 21 19 諸文科科第4447 号	H20. 4. 11 19 諸文科科第 4559 号
STACY(定常臨界実験装 置)施設 コンパクト型ウラン黒 鉛混合燃料収納架台及 びディスク型ウラン黒 鉛混合燃料収納架台の 製作	申請	年月日 番 号	H21. 3. 18 20 原機(科安)021	H21. 3. 31 20 原機(科安)024
	認可 合格	年月日 番 号	H21. 3. 30 20 水原第440 号	—

表 II -9 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			認可	使用前検査
設工認申請 制御安全棒引出しの製作	申請	年月日 番 号	H20. 1. 25 19 原機(科保) 162	H20. 3. 31 19 原機(科安) 014
	認可 合格	年月日 番 号	H20. 3. 17 19 水原第539 号	H20. 8. 22 19 水原第619 号
設工認申請 中性子カウンター駆動 装置の製作	申請	年月日 番 号	H20. 8. 6 20 原機(科安) 010	H20. 10. 22 20 原機(科安) 011
	変更	年月日 番 号	—	H20. 12. 19 20 原機(科安) 016
	認可 合格	年月日 番 号	H20. 9. 9 20 水原第221 号	H21. 3. 13 20 水原第319 号

表 II -10 BECKY 施設に係る官庁許認可

件 名			許可・認可	施設検査申請	施設検査
TRU 廃棄物除染試験及 び研修生の実習の追加 に係る変更（使用許可 の変更）	申請	年月日 番 号	平成16年度	H20. 4. 4 20 原機(科保) 005	H20. 5. 27
	許可	年月日 番 号	平成17年度	—	—
高濃縮ウラン年間予定 使用量増量、TRU 計測試 験に関する試験目的及 び方法の追加変更等 （使用許可の変更）	申請	年月日 番 号	H20. 8. 6 20 原機(科保) 063	—	—
	許可	年月日 番 号	H20. 9. 25 20 諸文科科第2395 号	—	—

表Ⅱ-11 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
茨城県による無予告通報連絡訓練	H20. 7. 7	JRR-3 実験利用棟ホット機械室(管理区域)における火災を想定した訓練を実施。
大規模地震対応訓練	H20. 9. 18	大規模地震が発生し、多くの施設が被害を受けた場合を想定し、施設の点検、人員掌握及び想定被害に係る対応等を実施。
第 1 回非常事態総合訓練	H20. 7. 25	J-PARC 物質・生命科学実験施設の管理区域内において火災が発生したことを想定し、東海村消防署と共同で訓練を実施。
第 2 回非常事態総合訓練	H21. 1. 21	TRACY 原子炉施設において放射性ガスが放出され、事業所境界において $5\mu\text{Sv/h}$ に相当する放射性ガス濃度が 10 分以上継続した原災法 10 条の特定事象を想定した訓練を実施。
核物質防護総合訓練	H21. 2. 9	JRR-3 施設防護区域外周での不審者及び不審物の発見を想定した訓練。茨城県警機動隊及びひたちなか西警察署の出動を要請。

表Ⅱ-12 施設の異常・故障等の発生状況

異常・故障等	年月日	事 象	備 考
NUCEF 実験棟排気筒放射能濃度の上昇	H20. 4. 24	TRACY 施設は、施設定期自主検査中の炉性能確認運転(4月23日、出力 5 kW)を実施したところ、運転停止後の 17 時頃、NUCEF 実験棟排気筒の排気ガスの放射能濃度が上昇し、19 時頃平常範囲に戻った。放出量の測定及び核種分析の結果、TRACY 施設の運転に伴う微量の放射性物質($4.9 \times 10^8 \text{Bq}$、核種 Xe-138)が放出されたことを確認した。 炉室の空間線量率が低下した4月28日から漏えい箇所の調査のための汚染検査を行った結果、漏えいは TRACY 施設の炉下室に自主保安設備として設置した水素ガス濃度計盤	

異常・故障等	年月日	事 象	備 考
		内であることを確認した。今回排気筒における放射能濃度が上昇した原因は、水素ガス濃度計へ取り込んだ放射性物質を含むガスが、水素ガス濃度計のV-4弁及びV-8弁から漏えいし、炉下室(T)排気施設により排気筒へ排気されたためであることが判明した。	
J-PARC 物質・生命科学実験施設の管理区域内の漏水	H20. 6. 4	6月4日午前1時40分にJ-PARCの物質生命科学実験棟内のDPタンクの満水警報を確認した。原因を調査したところ、3NBT ホット冷却水機械室1階でM1、M2 トンネルに設置された空冷装置に冷却水を供給するためのポンプの吐出部冷却水ゴムフレキ(配管部ラバージョイント)が破裂し、同室内(第1種管理区域内)に水が大量に漏水したことがわかった(午前2時00分)。漏水量は、約32m ³ である。漏洩した水は、DPタンクへ回収された。同区域内における加速器は試運転初期段階であり冷却水の放射化はない。回収した水の汚染検査の結果、汚染のないことを確認した。	
解体分別保管棟解体室での作業員の小指の裂傷	H20. 6. 17	JRR-3の金属廃棄物を解体するために、請負業者3名により、解体分別保管棟解体室作業場グリーンハウス内で、プラズマ切断機を使用した溶断作業を開始した。切断物を移動するために、請負作業員Aが大型切断物の一端を持ち上げ、請負作業員Bが大型切断物の下の小さな切断物を移動した。この後、一端を持ち上げていた請負作業員Aが、大型切断物を床に降ろす際に、床に指を挟	

異常・故障等	年月日	事 象	備 考
		まれないように、右手を素早く引き抜いた。この時、右手小指を裂傷した。なお、着用していた革手、ゴム手、布手にはいずれも破れは無く、負傷者の身体汚染はなかった。	
情報交流棟北ウイング 3 階女子トイレ電気温水器からの発煙	H20. 6. 19	情報交流棟3階女子トイレにおいて発煙を確認し、9 時 23 分に東海村消防署に 119 番通報をした。その後、女子トイレ手洗い部分を確認したところ、電気温水器の上部が黒く焦げていた。9 時 45 分、東海村消防署により非火災と判断された。	
作業員の体調不良	H20. 8. 7	ホットラボ建家裏屋外で廃液輸送管撤去作業を行っており、廃液輸送管の一部撤去が終了したため、その箇所に設置してあった仮設上屋（管理区域一時設定のための作業小屋）の解体中に作業員 1 名が体調不良を訴えた。近くにいた作業員が東海村消防署へ 119 番通報し、救急車を要請した。病院での診察の結果、熱中症と診断され、点滴等の治療を受けた。	
RI 製造棟における放射性物質の微量放出	H20. 7. 28 H20. 8. 8	7 月 28 日 10 時 15 分頃、排気筒の排気ガスモニタの指示値が上昇していることを確認した。10 時 23 分頃、指示値は平常範囲に戻った。放出核種は ^{41}Ar と推定し、放出量は、 $9.2 \times 10^6 \text{Bq}$ であると評価した。尚、排気ガスモニタの警報設定値は $2.2 \times 10^{-1} \text{Bq/cm}^3$ であるが、警報は発報していない。3 月間の平均放射能濃度を評価すると $4.3 \times 10^{-7} \text{Bq/cm}^3$ となり、 ^{41}Ar の排気中の濃度限度 $5 \times 10^{-4} \text{Bq/cm}^3$ を下回っていた。 8 月 8 日 JRR-3 で照射した医療用	今回放出した ^{41}Ar は放射化物であり、RI 製造棟における使用目的である放射性同位元素の製造過程に放出したものである

異常・故障等	年月日	事 象	備 考
		RI キャプセルをラジオアイソトープ製造棟のRIセルに送ったところ、14 時 11 分頃排気筒の排気ガスモニタの警報が発報し(警報設定値： $2.2 \times 10^{-1} \text{Bq/cm}^3$)、14 時 35 分頃平常範囲に戻った。放出核種は ^{41}Ar と推定し、放出量は、 $8.9 \times 10^7 \text{Bq}$ であると評価した。7 月 28 日の放出を含めた3月間の平均放射能濃度を評価すると $4.8 \times 10^{-6} \text{Bq/cm}^3$ となり、 ^{41}Ar の排気中の濃度限度 $5 \times 10^{-4} \text{Bq/cm}^3$ を下回っていた。	ないため、使用許可と比較する必要のないものであり、使用許可量の逸脱には当たらないと判断された。
NSRR 地震計のバッテリーの劣化	H20. 9. 1	原子炉停止中の NSRR において、地震計の月例点検を実施していたところ、4 台の地震計の内の 1 台(鉛直方向の測定用)が正常に動作しないことを確認した。地震計は、原子炉の緊急時停止系に接続されており、動作しない地震計は、2 台ある鉛直方向の地震計のうちの 1 台であった。故障の原因を調査したところ、バッテリーの劣化によるものと判明したため、予備のバッテリーと交換し、11 時 57 分に正常に復帰したことを確認した。	
図書館新館における発煙事象	H20. 9. 2	17 時 20 分頃、第 1 研究棟機械室居室の警報盤に図書館の冷凍機一括故障の警報が発報した。直ちに現場を確認したところ、図書館新館地階機械室において、発煙を確認し、東海村消防署に 119 番通報した。現場を確認したところ、配電盤(三相変圧器盤)の端子と被覆が黒く変色していた。17 時 58 分、東海村消防署により非火災と判断された。	

異常・故障等	年月日	事 象	備 考
		その後の調査の結果、ケーブル端子と端子台の接触不良により、ケーブル端子部が発熱を起こし、端子台カバー及びケーブル保護キャップが溶融したことが判明した。	
環境シミュレーション試験棟における発煙事象	H20. 9. 10	環境シミュレーション試験棟の物理化学測定室（非管理区域）で異臭がしたため、恒温槽の扉を開いたところ、恒温槽から煙が出て火災報知器が発報した。直ちに東海村消防署に 119 番通報をした。恒温槽内を確認したところ、500cc 用ポリプロピレン容器が溶け変形していた。18 時 10 分、東海村消防署により非火災と判断された。	
JRR-3 排気筒の放射線モニタに係る連続監視の欠測	H20. 9. 15	原子炉停止時におけるブレーカ更新作業において、誤って放射線監視盤の電源を遮断した。その結果、連続監視すべき排気筒ガスモニタ、排気筒ダストモニタ及びエリアモニタ（炉室以外）による測定が 9 時 40 分から 12 時 8 分の間、欠測した。 なお、欠測時間中において、排気筒ダストモニタの集塵フィルタの放射能測定等によって排気筒からの放射性物質の異常な放出はないことを確認した。さらに、モニタリングポストの指示値は通常値であり、環境への影響のないことを確認した。	
(社)日本アイソトープ協会関東貯蔵所(原科研構内)の汚染発見	H20. 9. 29	日本アイソトープ協会では、原科研構内の関東貯蔵所の廃止のため同貯蔵所の建家内外の汚染除去及び建家(一部)の撤去作業を行い、放射線障害防止法上の廃止届けを本年 8 月 29 日に提出した。	日本アイソトープ協会の行う廃止措置の中で発見され

異常・故障等	年月日	事 象	備 考
		この施設を原科研が引き渡しを受けるため、建家内外の汚染検査を実施したところ、非管理区域において、屋外で6箇所、屋内で4箇所汚染が発見された。汚染は最大185Bq/cm²、核種は¹³⁷Csであった。これらの汚染箇所をビニール養生し、汚染拡大防止措置及び立ち入り禁止措置を行い、日本アイソトープ協会による汚染検査及び除染作業を行った。なお、同貯蔵所区域以外に汚染はなく、周辺環境への影響もないことを確認した	たもので、原科研は、敷地内で発生した異常として通報連絡を行った。
廃液輸送管撤去作業中における微量な汚染の確認	H20. 10. 6	廃液輸送管の撤去作業において、ホットラボ施設の脇に仮設上屋を設置し、作業場所を管理区域に指定して廃液輸送管を撤去する作業を行っていた。廃液輸送管を撤去する前に点検孔および配管周囲の汚染検査を実施したところ、点検孔 No. 2 の土壌に 0.49Bq/cm² の汚染を確認した。点検孔 No. 2 の汚染した土壌は、点検孔内を貫通している廃液輸送管の直下の土壌で、詳細に汚染検査を行った結果、判明したものである。なお、汚染していた場所は、入り組んだ配管の裏側、かつ壁際に位置していたため、平成 19 年度の安全確認点検調査で確認出来なかったものである。汚染した土壌の撤去は、配管を撤去した後、汚染が確認されなくなるまで、土壌の撤去と汚染検査を繰り返した。撤去した汚染土壌は、ドラム缶 1 本分であり、放射性廃棄物として放射性廃棄物処理場で保管廃棄した。	

異常・故障等	年月日	事 象	備 考
JRR-1 排風機室(管理区域)への雨漏り	H20. 10. 24	JRR-1 排風機室(第1種管理区域)の終業点検を開始したところ、室内の床が水で濡れていることを発見した。点検の結果、排気第2系統ダクト接続部から漏水していることを確認した。直ちに水の回収作業を行うとともに、汚染検査を実施し、汚染がないことを確認した。	
JRR-3 出力上昇運転中の安全系中性子束高信号による自動停止	H20. 12. 1	JRR-3 は、第 20-5 サイクル運転を開始するため、原子炉を起動し出力上昇していたところ、18MW から 20MW に出力上昇中に、安全系中性子束高(高設定)の信号が発生し、原子炉が自動停止した(異常事象等の状況通報書にて通報)。 原因は、安全保護系のうちの一つである安全系 B 系を構成する線形増幅器のゲインダイヤルの不良にともなう誤信号によるものであることを確認した。 当該線形増幅器を予備の増幅器に交換した後、安全系 B 系の機能確認を行い、正常に機能していることを確認し、12 月 2 日に原子炉の運転を再開した。	
RI 製造棟における排気筒ダストモニタの欠測	H21. 1. 22	9 時 06 分、排気筒ダストモニタのダストサンプリング用の空気吸引ポンプ(ルーツ式ブロワ)が故障し停止していることが確認された。9 時 25 分に予備のポンプを稼働し、空気サンプリングを再開した。建家の排風機は連続運転中であったが、21 日 22 時 25 分から 22 日 9 時 25 分までの間、排気ダストモニタによる測定が実施されなかった。排気ダストモニタの停止中においては放	

異常・故障等	年月日	事 象	備 考
		放射性物質取扱作業は実施していないこと、一昨日の昼夜の排気中に放射性物質は検出されておらず、かつ放射性物質取扱作業及び排風機の運転状況は一昨日と昨日とで変わりがないこと及びモニタリングポストの指示値にも異常がないことから、昨日の夜間の排気による放射性物質の放出はなく環境への影響はないと判断される。なお、施設内のスミヤによる汚染検査を実施したところ異常のないことを確認した。	
冶金特別研究棟(廃止措置作業中)の核燃料物質の発見	H21. 1. 30	廃止措置における管理区域内の除染・測定作業において、給気ダクトの汚染測定及び除染を行っていたところ、1月23日の測定で汚染が確認され、1月26日に汚染物を撤去した。その後、汚染物の核種及び化学形等を詳細に分析したところ、1月30日に約4gの金属ウラン(表面は酸化)の核燃料物質であることを確認した。さらに詳細な核種分析を行った結果汚染物は天然ウランであることを確認した。	
冶金特別研究棟(廃止措置作業中)排水枡(一時管理区域)スラッジからの汚染の確認	H21. 2. 19	廃止措置中の冶金特別研究室建家(少量核燃料使用施設)の外側で配管撤去のため一時管理区域に設定して作業を行っていたところ、排水枡内部のスラッジから汚染が確認された(2/19)。汚染の核種はウラン、表面密度は0.55Bq/cm ² であり、汚染が確認された排水枡の使用履歴について調査を実施する。	
第2研究棟から搬出した物品内におけるウランが	H21. 2. 23	第2研究棟地下047号室(非管理区域)から、実験設備の撤去作業に	

異常・故障等	年月日	事 象	備 考
含まれた試料の確認		伴い隣接した階段下に持ち出し、一時保管された物品内にプラスチック容器表面に UO_2 と記載された容器が確認された。容器内の内容物（一辺約 3mm の三角形、厚さ約 1 mm）について、放射線測定及び核種の確認を行ったところ、微量のウランが含まれた試料であることが確認された（12 時 07 分）。容器表面の線量率は自然放射線レベルであった。 047 号室は、平成 16 年 1 月までは核燃料物質使用施設等の使用許可を得て、管理区域として使用されていたものであることから、一時保管されている他の物品について、同様の試料がないか調査し、ないことを確認した。また、047 号室と階段下の床等の汚染検査を行い、汚染のないこと及び周辺環境への影響はないを確認した。	
冶金特研南側屋外からの漏水	H21. 3. 1	6 時 27 分頃、警備員の巡察において冶金特研南側屋外の一時管理区域設定箇所からの水漏れを発見し、担当者に連絡をし、バルブの閉止作業を行い、漏水を停止させた（9 時 13 分）。漏水の原因は、上水及びろ過水の埋設配管の接続部（塩ビ管と鋼製配管）の破損であり、破損の原因は、老朽化した配管接合部の負荷に対して強度の低い塩ビ管が破損したものと推定される。 漏洩箇所を確認した結果、一時管理区域を設定したトラロープ内の土壌部分であった。周辺の土壌の汚染検査及び漏えいした水の放射能測定を行った結果、異常がないことを	

異常・故障等	年月日	事 象	備 考
		確認した。漏えいした水による環境への影響はない。	
核融合中性子源施設(FNS)における火災	H21. 3. 11	16 時 55 分頃、FNS 制御測定室内の放射線計測用実験機器の信号処理システムへ電源を供給するケーブルのプラグ部からの発煙を職員が発見し、直ちにプラグを引き抜いたところ発煙はおさまった。 16 時 56 分に東海村消防本部へ 119 番通報し現場確認の結果、本件は火災と判定された(17 時 11 分に鎮火が確認)。本件による負傷者はなく、被ばくもない。また、放射性物質の放出はなく環境への影響はない。 本件は、社会的影響のあり得る事象として関係機関に通報連絡を行うとともに、プレス発表を行った。	
JRR-4 排気ダクトにおける腐食による貫通孔の発見	H21. 3. 16	原子力科学研究所において、排気ダクトの健全性の一斉点検を実施していたところ、15 時 15 分頃、JRR-4 の排気第 2 系統の排気ダクトの一部に腐食による貫通孔(長さ約 5cm、幅約 1.5cm)1 ヲ所があることを発見した(非管理区域、屋外の共同溝内)。当該排気ダクトの貫通孔は、排気ファンの上流側であって吸い込み側である。また、汚染は検出されなかった。応急措置として、アルミテープにより貫通孔を塞ぐ措置をしたが、接着力が弱いためビニールシートによりダクトの養生を実施した。	
JRR-4 排気ダクト上の配管接続部変形による隙間の発見	H21. 3. 17	原子力科学研究所において、排気ダクトの健全性の一斉点検を実施していたところ、15 時 45 分頃、JRR-4 の排気第 3 系統排気ダクトの	

異常・故障等	年月日	事 象	備 考
		DOP(排気フィルターの性能試験用微粒子)の投入用配管接続部の変形による隙間(約 10cm×1cm) 1 ヲ所があることを発見した(非管理区域、屋外の共同溝内)。当該排気ダクトの隙間は、排気ファンの上流側であって吸い込み側である。また、汚染は検出されなかった。 当日、アルミテープによる隙間を塞ぐ応急措置を実施。	

表Ⅱ-13 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）	H20. 4. 24、H20. 7. 24、H20. 10. 17、 H21. 1. 20
床上操作式クレーン講習会	H20. 10. 15～17
衛生講演会	H20. 10. 22
高圧ガス保安技術講習会	H20. 10. 28
品質保証講演会	H20. 11. 12
電気保安教育講習会	H20. 8. 5
交通安全講演会	H20. 12. 17
安全講演会	H20. 7. 23
技術者倫理講演会	H21. 1. 30
化学物質管理者教育研修会	H21. 1. 15
危機管理講演会	H20. 12. 10
メンタルヘルス講演会	H21. 1. 27、H21. 2. 12
防火管理講演会	H21. 3. 16

表Ⅱ-14 保安教育訓練の受講者の延べ人数

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	16,561	6,665	23,226
	核燃料物質使用施設の従事者	29,056	8,318	37,374
	廃棄物埋設施設の従事者	479	28	507
放射線障害防止法に基づく保安教育訓練		15,090	5,769	20,859
高圧ガス保安法に基づく保安教育訓練		2,272	1,048	3,320
消防法に基づく保安教育訓練		4,869	2,087	6,956
電気事業法に基づく保安教育訓練		643	249	892
事故対策規則に基づく防護活動訓練		3,640	1,374	5,014
労働安全衛生法に基づく保安教育訓練		6,484	1,548	8,032
その他の教育訓練(集団教育)*		9,077	3,464	12,541
特別安全教育		226	203	429
外国人に係る教育訓練				38
協力業者安全協議会による保安教育訓練				832

*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。

表Ⅱ-15 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	10
(2) 高圧ガス・圧力容器関係	6
(3) 構造強度関係	1
(4) 放射線関係	29
(5) 購入試薬等関係	400
(6) その他	238
合 計	684

表Ⅱ-16 許認可等及び立会検査等の実施件数

区 分	許認可等件数	立会検査等数
(1) 一般高圧ガス関係	5	3
(2) 冷凍高圧ガス関係	11	18
(3) ボイラー関係	10	26
(4) 圧力容器関係	17	73
(5) クレーン関係	6	69
(6) ゴンドラ関係	0	2
(7) 毒劇物・火薬関係	0	—
(8) 浄化槽関係	19	—
(9) 水質関係	29	1*
(10) 大気汚染関係	0	1*
(11) 廃棄物関係	0	1*
(12) 振動・騒音関係	12	—
(13) 機械等設置届	3	—
合 計	112	194

*印：立入検査（茨城県、東海村）（同一の立入検査による）

表Ⅱ-17 原子炉施設に係る官庁許認可

原子炉設置変更許可申請

件 名			許 可
放射性廃棄物処理場, JRR-4 原子炉施設, NSRR 原 子 炉 施 設 及 び STACY(定常臨界実験装 置)施設の変更	申請	年月日 番 号	H20. 7. 11 20 原機(科保)054
	許可	年月日 番 号	H21. 3. 11 20 諸文科科第2058 号

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 における中性子 吸収体の製作	申請	年月日 番 号	—	H20. 6. 13 20 原機(科研)005
	認可 合格	年月日 番 号	—	H21. 6. 22 20 諸文科科第 1546 号
JRR-4 における取り替 え用反射体要素の製作	申請	年月日 番 号	H20. 10. 17 20 原機(科研)020	H21. 2. 25 20 原機(科研)034
	認可 合格	年月日 番 号	H21. 2. 3 20 水原第 316 号	H21. 8. 28 21 水原第421 号
JRR-4 における無停電 電源装置の一部更新	申請	年月日 番 号	H21. 3. 4 20 原機(科研)035	H21. 4. 24 21 原機(科研)007
	認可 合格	年月日 番 号	H21. 4. 15 20 水原第 427 号	H21. 9. 1 21 水原第70 号
STACY におけるコンパ クト型ウラン黒鉛混合 燃料収納架台の製作	申請	年月日 番 号	H21. 3. 18 20 原機(科安)021	H21. 3. 31 20 原機(科安)024
	認可 合格	年月日 番 号	H21. 3. 30 20 水原第 440 号	H21. 5. 29 20 水原第 457 号
放射性廃棄物処理場 における焼却処理設備の 一部更新	申請	年月日 番 号	H20. 7. 3 20 原機(科バ)007	H20. 7. 31 20 原機(科バ)008
	認可 合格	年月日 番 号	H20. 7. 18 20 諸文科科第 1915 号	H21. 3. 12 20 諸文科科第 2367 号
放射性廃棄物処理場 におけるアスファルト固 化装置機器の一部更新	申請	年月日 番 号	H20. 11. 7 20 原機(科バ)012	H21. 1. 15 20 原機(科バ)014
	認可 合格	年月日 番 号	H20. 12. 22 20 諸文科科第 3795 号	H21. 7. 30 20 諸文科科第 4741 号

JAEA-Review 2010-024

件 名			認 可	使用前検査
制御安全棒引出しの製作	申請	年月日 番 号	H20. 1. 25 19 原機(科保)162	H20. 3. 31 19 原機(科安)014
	認可 合格	年月日 番 号	H20. 3. 17 19 水原第539 号	H20. 8. 22 19 水原第619 号
FCA 施設における中性 子カウンター駆動装置 の製作	申請	年月日 番 号	H20. 8. 6 20 原機(科安)010	H20. 10. 22 20 原機(科安)011 (変更) H20. 12. 19 20 原機(科安)016
	認可 合格	年月日 番 号	H20. 9. 9 20 水原第 221 号	H21. 3. 13 20 水原第 319 号

表 II -18 核燃料物質使用施設に係る官庁許認可

件 名			許可・認可	施設検査
施設検査申請 バックエンド研究施設の既設 GB2 台の取扱量増加	申請	年月日 番 号	—	H20. 4. 4 20 原機(科保)005
	許可 合格	年月日 番 号	—	H20. 6. 17 20 諸文科科第80号
変更許可申請 共通編 JRR-4 第2及び第4研究棟	申請	年月日 番 号	H20. 5. 28 20 原機(科保)034	—
	許可 合格	年月日 番 号	H20. 7. 16 20 諸文科科第1334号	—
施設検査申請 廃棄物処理場焼却処理設備の排 気洗浄塔及び配管の更新	申請	年月日 番 号	—	H20. 7. 31 20 原機(科保)060
	許可 合格	年月日 番 号	—	H21. 3. 12 20 諸文科科第2368号
変更許可申請 共通編、バックエンド研究施設 タンデム加速器建家 再処理試験室（廃止）	申請	年月日 番 号	H20. 8. 6 20 原機(科保)063	—
	許可 合格	年月日 番 号	H20. 9. 25 20 諸文科科第2395号	—
変更許可申請 共通編、ホットラボ 廃棄物安全試験施設 開発試験室（廃止）	申請	年月日 番 号	H20. 10. 10 20 原機(科保)096	—
	許可 合格	年月日 番 号	H21. 1. 8 20 諸文科科第3410号	—
施設検査申請 廃棄物処理場アスファルト固化 装置の濃縮廃液供給槽及びフラ ンジ付接続管の更新	申請	年月日 番 号	—	H21. 1. 15 20 原機(科保)122
	許可 合格	年月日 番 号	—	H21. 7. 30 20 諸文科科第4741号
保安規定変更認可申請 Pu-1 棟の変更許可に伴う変更 NSRR の別表 11 の許可書との整合	申請	年月日 番 号	H20. 6. 19 20 原機(科保)046	—
	認可	年月日 番 号	H20. 7. 18 20 機文科科第18号	—
保安規定変更認可申請 バックエンド研究施設最大取扱 量の変更 JRR-4 の変更許可に伴う変更	申請	年月日 番 号	H20. 8. 8 20 原機(科保)067	—
	認可	年月日 番 号	H20. 9. 25 20 機文科科第29号	—
保安規定変更認可申請 使安審の審議事項の追加 バックエンド研究施設の年間予 定使用量変更	申請	年月日 番 号	H20. 10. 30 20 原機(科保)104	—
	認可	年月日 番 号	H21. 1. 13 20 機文科科第37号	—
保安規定変更認可申請 ホットラボの別表第5, 第6 変更 廃棄物安全試験施設の別図変更	申請	年月日 番 号	H20. 8. 8 20 原機(科保)067	—
	認可	年月日 番 号	H20. 9. 25 20 機文科科第29号	—

表Ⅱ-19 施設から放出された放射性塵埃・ガス中の放射能

施設名	放射性塵埃 (Bq)	放射性ガス (Bq)
第4研究棟 東棟	^{241}Am : 0 , ^{60}Co : 0 ^{131}I : 0	^3H : 0
西棟	^{241}Am : 0 , ^{60}Co : 0 ^{131}I : 0	^3H : 0
冶金特研	^{234}U : 0 , ^{60}Co : 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	—	^3H : 0
ホットラボ 主排気口	^{238}Pu : 0 , ^{137}Cs : 0	^{85}Kr : 0
副排気口	^{137}Cs : 0	—
JRR-1	^{60}Co : 0	—
JRR-2	^{60}Co : 0	^3H : 0
RI製造棟 200番	^{210}Po : 0 , ^{60}Co : 0	^3H : 0
300番	^{122}Sb : 1.2×10^4 , ^{60}Co : 0	^3H : 0
400番	U_{nat} : 0 , ^{60}Co : 0	^3H : 0
600番	^{60}Co : 0	^{41}Ar : 9.8×10^7
開発試験室(VHTRC)	^{60}Co : 0 , ^{131}I : 0	—
(同位体分離研究室)	U_{nat} : 0	—
JRR-3	^{60}Co : 0 , ^{131}I : 0	^3H : 8.0×10^{10} ^{41}Ar : 2.9×10^8
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	—
JRR-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 : 5.8×10^{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)	^{239}Pu : 0 , ^{106}Ru : 0	—
(スタックⅡ・Ⅲ)	^{239}Pu : 0 , ^{106}Ru : 0	—
再処理特研 (スタックⅠ)	^{239}Pu : 0 , ^{137}Cs : 0	—
(スタックⅡ)	^{239}Pu : 0 , ^{137}Cs : 0	—
再処理試験室	U_{nat} : 0	—
ウラン濃縮研究棟	U_{nat} : 0	—

施設名	放射性塵埃 (Bq)	放射性ガス (Bq)
廃棄物処理場		
液体処理場	^{241}Am : 0 , ^{137}Cs : 0	—
解体分別保管棟	^{241}Am : 0 , ^{137}Cs : 0	—
第1廃棄物処理棟	^{241}Am : 0 , ^{137}Cs : 0	^3H : 0
第2廃棄物処理棟	^{241}Am : 0 , ^{137}Cs : 0	—
第3廃棄物処理棟	^{241}Am : 0 , ^{137}Cs : 0	—
減容処理棟	^{241}Am : 0 , ^{137}Cs : 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 : 8.8×10^7
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 : 1.3×10^4	—
T C A	^{234}U : 0 , ^{60}Co : 0 ^{131}I : 0	—
F N S	$\beta(\gamma)$: 0	^3H : 7.4×10^9 ^{13}N : 1.5×10^{11}
バックエンド技術開発建家	^{60}Co : 0 , ^{243}Am : 0	—
燃料試験施設	^{239}Pu : 0 , ^{137}Cs : 0 ^{60}Co : 3.8×10^4 , ^{131}I : 0	^{85}Kr : 2.4×10^{10}
NSRR (原子炉棟)	^{60}Co : 0 , ^{131}I : 0	^{41}Ar : 1.6×10^9
(燃料棟)	^{60}Co : 0	—
NUCEF STACY TRACY BECKY	^{239}Pu : 0 , ^{137}Cs : 0 ^{131}I : 4.8×10^4 ^{82}Br : 2.9×10^5	^{138}Xe : 3.4×10^{11}

0 : 不検出、 — : 測定対象外

表Ⅱ-20 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 α β (γ)		3.9×10^{-1}	2.3	—	2.7
全 α β (γ) 内 訳	^{35}S	2.5×10^{-2}	—	—	2.5×10^{-2}
	^{60}Co	5.4×10^{-2}	1.9	—	2.0
	^{90}Sr	3.3×10^{-3}	1.5×10^{-1}	—	1.5×10^{-1}
	$^{110\text{m}}\text{Ag}$	—	2.9×10^{-2}	—	2.9×10^{-2}
	^{137}Cs	2.7×10^{-1}	2.5×10^{-1}	—	5.2×10^{-1}
	^{232}Th	2.9×10^{-2}	—	—	2.9×10^{-2}
	^{234}U	8.7×10^{-3}	—	—	8.7×10^{-3}
^3H		7.4×10^{-1}	1.2×10^5	5.7×10^1	1.2×10^5
^{14}C		—	—	—	—

表Ⅱ-21 実効線量に係る被ばく状況

作業区分*	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	1,051	1,002	46	3	0	0	19.4	0.02	4.1
外来研究員等	1,439	1,382	57	0	0	0	10.7	0.01	0.9
請負業者	1,530	1,314	171	41	4	0	185.1	0.12	10.0
研 修 生	279	279	0	0	0	0	0.0	0.00	0.0
全作業者	4,266	3,946	272	44	4	0	215.2	0.05	10.0

* 同一作業者が、当該年度中に作業区分を変更した場合、作業区分ごとに1名として実人員で全作業者を集計した。

表Ⅱ-22 原子力科学研究所内廃棄物の搬入量

(単位：m³)

廃棄物区分	固体								液体						
	$\beta \cdot \gamma$						α		$\beta \cdot \gamma$						α
	A-1				A-2	B-1 ・ B-2	A-1	B-2	A未満	A			B-1	B-2	
	可燃物	不燃物							無機	無機	有機	スラ ッジ			
		圧縮	フィル タ	非圧縮											
合計	430.341	-	-	324.556	2.480	3.330	0.005	0.800	127.666	192.235	-	-	29.909	-	-

-は該当なし

表Ⅱ-23 原子力科学研究所外廃棄物の搬入量

(単位：m³)

事業所名 廃棄物区分	固体							液体			
	$\beta \cdot \gamma$						α	$\beta \cdot \gamma$			
	A-1				A-2	B-1 ・ B-2	A-1 ・ B-2	A 未満	A		B-1
	可燃物	不燃物						無機	無機	海水	
		圧縮	フィルタ	非圧縮							
日本アイソトープ協会	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
核物質管理センター保障措置 分析所	1.720	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
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)千代田テクノル	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
合計	1.720	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-

-は該当なし

表 II-24 放射性廃棄物の処理状況

(1) 固体廃棄物

(単位：m³)

施設 区分	処理装置		焼却処理	高圧圧縮処理	圧縮処理Ⅱ	解体処理	固形化处理	直接保管
	レベル 区分	稼働日数 性状区分	109 (1)*1)	8	35 (0)*1)	144 (13)*1)	-	-
原 科 研 内 (β ・ γ 、 α)	A-1	可燃物	380.471	-	-	-	-	-
		不燃物	-	-	-	-	-	-
		フィルタ	-	-	-	37.16	-	-
		雑固体	-	6.0	-	150.85	-	314.556 0.005*2)
	A-2	可燃物	1.620	-	-	-	-	-
		雑固体	-	-	0.660	-	-	0.200
	B-1,	雑固体	-	-	2.730	-	-	0.510
	B-2	雑固体*2)	-	-	-	-	-	0.800
	小計		382.091	6.0	3.390	188.01		316.071
	原 科 研 外 (β ・ γ 、 α)	A-1	可燃物	1.720	-	-	-	-
不燃物			-	-	-	-	-	-
フィルタ			-	-	-	-	-	-
雑固体			-	-	-	10.00	-	10.000
雑固体*2)			-	-	-	-	-	-
A-2		雑固体	-	-	-	-	-	-
B-1, B-2		雑固体	-	-	-	-	-	-
小計		1.720	0	0		0	10.000	
合計			383.811	6.0	3.390	198.01	0	

-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

(2) 液体廃棄物

(単位：m³)

施設 区分	処理装置		希釈処理	蒸発処理・Ⅰ	蒸発処理・Ⅱ
	レベル 区分	稼働日数 性状区分	48 (0)* ¹⁾	11 (0)* ¹⁾	10 (0)* ¹⁾
原料研内 (β・γ)	A 未満	無機	66.4	42.866	－
	A	無機	109.5	75.565	7.300
		スラッジ	－	－	－
	B-1,	無機	－	－	12.300
	B-2	スラッジ	－	－	－
	小計		175.900	118.431	19.600
原料研外 (β・γ)	A 未満	海水	－	－	－
		無機	－	－	－
	A	海水	－	－	－
		無機	－	－	－
	B-1	無機	－	－	－
	小計		0	－	0
合計			175.900	118.431	19.600

－は該当なし

*1) 括弧内は原科研外分の稼働日数(内数)

表Ⅱ-25 保管廃棄数量

容器形状区分		ドラム缶	コンクリートブロック	S-Ⅰ容器	S-Ⅱ容器	異形
β ・ γ	0.5mSv/h 未満	1753 本 (350.9m ³)	7 個 (7.0m ³)	53 個 (53.0m ³)	0 個 (0 m ³)	408 個 (57.990m ³)
	0.5mSv/h 以上 2mSv/h 未満	7 本 (1.4 m ³)	7 個 (7.0 m ³)	1 個 (1.0 m ³)	0 個 (0 m ³)	1 個 (0.154m ³)
	2mSv/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 (0m ³)
α	0.5mSv/h 未満	4 本 (0.8 m ³)	0 個 (0 m ³)	0 個 (0 m ³)	0 個 (0 m ³)	1 個 (0.005m ³)

表Ⅱ-26 原子力科学研究所の廃止措置対象施設と年次計画

対象施設名	H17 年度	H18 年度	H19 年度	H20 年度	H21 年度	備考
ホットラボ						核燃保管庫として再利用
セラミック特研			←→			建家解体
Pu 研究 2 棟			←→			同上
冶金特研 ^{*1)}			←→			同上
再処理試験室				←→		同上
VHTRC				←→		同上
同位体分離研究室				←→		同上
JRR-2						第 4 段階の工事開始 は維持管理を実施
再処理特研						

*1) 冶金特研について、中期計画では「平成 20 年度までに終了する」となっていたが、計画外の汚染除去及び測定作業を追加したため計画を変更した。

表Ⅱ-27 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 20 年度
特高受電所	電力使用量(MWh)	226,442
	最大電力(kW)	63,000 (1 月)
第 1 ボイラ	重油使用量(kl)	451
	最大重油使用量(kl)	119 (1 月)
第 2 ボイラ	重油使用量(kl)	2,944
	最大重油使用量(kl)	505(2 月)
構内各建家	ガス使用量(m ³)	18,881
浄 水 場	上水使用量(m ³)	153,497
	最大上水使用量(m ³ /日)	642(9 月)
	工業用水使用量(m ³)	862,424
	最大工業用水使用量(m ³ /日)	5,348(1 月)
	雑水使用量(m ³)	58,794

表Ⅱ-28 原子力科学研究所の営繕・保全の実施状況

区 分		平成 21 年度
50 万円未満	件 数	566
50 万円～100 万円未満	件 数	147
100 万円～1,000 未満	件 数	132
1,000 万円以上	件 数	21
合 計	件 数	866

表Ⅱ-29 共用分析機器

分析機器名	設置場所	性 能 等
ICP-質量分析装置 (ICP-MS)	第4研究棟 315号室	誘導結合プラズマ (ICP)をイオン源とする質量分析装置 (MS) 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、質量分離後、同位体イオンを測定する。溶液中 ppb から ppt レベルの元素測定ができる。元素の同位体比の測定も可能。
ICP-発光分析装置 (ICP-AES)	第4研究棟 315号室	元素の発光に ICP を用いる発光分光装置 (AES) である。試料の導入は、ICP - MS と同様である。ICP-AES では、元素の発光スペクトルを測定する。元素によるが、溶液中 ppm レベルの元素測定ができる。
イオンクロマトグラフ装置	第4研究棟 313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、測定対象イオンによるが数十 ppb レベルである。
水銀測定専用原子吸光装置	第1研究棟 336号室	水銀定量専用の原子吸光分析装置である。固体 (土壌等)、液体及び気体試料の測定が可能である。水銀量 ng レベル以下の測定が可能である。
液体シンチレーションカウンタ	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 核種の測定が計数効率良く行える。
γ 線測定装置	第4研究棟 311号室	γ 線放出核種の測定が行える遮蔽の付いた 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スペクトルを得ることができる。

表 II-30 共用分析機器の利用実績

分析装置	件数	主な利用グループ	主な利用内容
ICP-発光分析装置	36	環境放射線管理課	・環境試料中の Sr、Ca 及び Ba の定量 ・イオン交換溶離液中の元素分析
		ポジトロンイメージング動態解析研究 Gr	・溶融固化体浸出液中の元素分析 ・新規製造 Cu-64 中の不純物分析 ・Ag (p, n) 反応により生成した Cd-107 中の Ag の定量
		ITER 超伝導磁石開発 Gr	・超伝導磁石に関する研究
		加速器第 2 セクション (J-Parc)	・パルス電源冷却用シリコンオイルの分析 ・建家内壁面試料の成分分析
		放射性廃棄物資源化研究 Gr	・錯体の構造研究—試験液中の Au の定量 ・ユーロピウム化合物中の Eu の定量
		処理技術課(サイクル研)	・スラグ溶解試料の成分分析
液体シンチレーションカウンタ	11	湿式分離プロセス化学研究 Gr	・重元素の抽出・分離に関する基礎研究 (α 核種測定) ・溶媒抽出挙動の検討—溶液中の Tc の分析
ICP-質量分析装置	19	廃棄物確認技術開発 Gr	・UTEVA 樹脂による分離試験—試験液中の元素分析
		廃棄物処理技術開発 Gr	・模擬固化体浸出液中の Cs、Eu、I の定量
		ポジトロンイメージング動態解析研究 Gr	・キレート交換樹脂溶離液中の微量元素の定量 ・Lu-177 製造法の開発—不純物の分析 ・医学用 Br-76 分離液中の不純物元素定量
		超ウラン元素燃料高温化学研究 Gr	・密封容器浸出試験液中の La の定量
		処理技術課(サイクル研)	・スラグ溶解試料の微量元素分析
γ 線測定装置	2	環境動態研究 Gr	・未知試料中の γ 線核種測定
		がん診断治療用 RI-DDS 開発 Gr	・安定濃縮同位体 (W-186 酸化物) 中の不純物の分析
水銀測定専用原子吸光装置	1	中性子施設開発 Gr	・J-PARC 物質・生命科学実験施設の周辺の水銀測定

分析装置	件数	主な利用グループ	主な利用内容
熱分析装置	1	加熱工学研究 Gr	・ 絶縁管塗料(エポキシ)の特性分析
表面電離型質量分析装置	1	燃料安全評価研究 Gr	・ U 及び Pu の同位体組成分析

原子力基礎工学研究部門で保守・管理している装置。

表Ⅲ-1 JRR-3 でのキャプセル照射実績

原 子 炉		原子力機構内	原子力機構外	合 計
J R R - 3	件 数	79	483	562
	個 数	144	4,661	4,805

表Ⅲ-2 JRR-3 の実験利用実績

研究テーマ	実験グループ	実験装置	実験孔
多重環境下における中性子散乱実験法の研究	新エネルギー材料研究 Gr	高分解能粉末中性子回折装置	1 G
機能性生体物質の水和構造の研究	生体分子構造機能研究 Gr	生体高分子用中性子回折装置	1 G-A
機能性生体物質の水和構造の研究	生体分子構造機能研究 Gr	生体高分子用中性子回折装置	1 G-B
先端偏極中性子散乱によるスピン格子物性の研究	中性子偏極解析磁性研究 Gr	三軸型中性子分光器	2 G
多重環境下における中性子散乱実験法の研究	強相関超分子研究研究 Gr	中性子トポグラフィ及び精密工学実験装置	3 G
中性子散乱による物性研究	東京大学物性研究所	汎用三軸型中性子分光器	4 G
偏極中性子による物性の研究	東京大学物性研究所	偏極中性子散乱装置	5 G
中性子散乱による固体物理の研究	東北大学	東北大学中性子散乱分光器	6 G
中性子ラジオグラフィにおける開発研究	中性子イメージング・分析研究 Gr	中性子ラジオグラフィ装置	7 R
中性子散乱による物性の研究	東京大学物性研究所	中性子偏極回折散乱装置	T1-1
単結晶中性子回折による物質構造の研究	東北大学	単結晶中性子回折装置	T1-2
粉末中性子回折による物質構造及び相転移の研究	東北大学	粉末中性子回折装置	T1-3
熱中性子による即発ガンマ線分析法の研究	中性子イメージング・分析研究 Gr	即発ガンマ線分析装置	T1-4-1
中性子のベータ崩壊による基礎実験	中性子利用セクション	中性子ベータ崩壊基礎測定装置	T1-4-5
単色熱中性子ビームを利用して、物性研究、検出器デバイス研究開発	アクチノイド化合物磁性・超伝導研究 Gr	多目的単色熱中性子ビームポート(高角)	T1-4-6
多重環境下における中性子散乱実験法の研究	中性子残留応力解析研究グループ	残留応力測定中性子回折装置	T2-1
4軸回折装置 FONDER を使用した構造物性の研究	東京大学物性研究所	中性子4軸回折装置	T2-2
単色熱中性子ビームを利用して、物性研究、検出器デバイス研究開発	アクチノイド化合物磁性・超伝導研究 Gr	多目的単色熱中性子ビームポート(低角)	T2-3-1
多重環境下における中性子散乱実験法の研究	中性子残留応力解析研究グループ	中性子応力測定装置	T2-3-2
先端偏極中性子散乱によるスピン格子物性の研究	中性子偏極解析磁性研究 Gr	高分解能三軸型中性子分光器	T2-4
高エネルギー分解能中性子散乱による固体物質の研究	東京大学物性研究所	高エネルギー分解能三軸型中性子分光器	C1-1

中性子小角散乱によるソフトマター・生物関連試料の構造研究	東京大学物性研究所	二次元位置測定小角散乱装置	C1-2
超分解能後方散乱中性子による固体、高分子などの分光及び2結晶法による高分解能結晶完全評価	東京大学物性研究所	超高分解能後方散乱装置	C1-3
多重環境下における中性子散乱実験法の研究	アクチノイド化合物磁性・超伝導研究 Gr	冷中性子散乱実験デバイス開発装置	C2-1
中性子による薄膜等の反射率測定	中性子基盤セクション	高 Q 領域対応中性子反射率計	C2-2
中性子スピンエコーによる物質のダイナミクスの研究	東京大学物性研究所	中性子スピンエコー分光器	C2-3-1
冷中性子による即発ガンマ線分析法の研究	核変換用核データ測定研究 Gr	多重即発ガンマ線分析装置	C2-3-2-1
特性測定試験	中性子イメージング・分析研究 Gr	冷中性子ラジオグラフィ装置	C2-3-3-1
パルス中性子分光器開発	中性子利用セクション	パルス中性子機器開発装置	C2-3-3-2
中性子イメージングプレートを用いた構造研究	生体分子構造機能研究 Gr	中性子ラウエ回折装置	C2-3-3-4
冷中性子分光器 AGNES を用いた液体及び固体の中性子分光	東京大学物性研究所	高分解能パルス冷中性子分光器	C3-1-1
中性子光学システム性能評価に関する研究	中性子利用セクション	中性子光学システム性能評価装置	C3-1-2-1
多層膜中性子干渉計／反射率計	東京大学物性研究所	多層膜中性子干渉計／反射率計	C3-1-2-2
先端偏極中性子散乱によるスピン格子物性の研究	強相関超分子研究研究 Gr	中性子小角散乱装置	C3-2

表Ⅲ-3 タンデム加速器の利用状況

課題審査会採択課題数

所内利用	10
共同研究・施設共用	44
実験課題申込件数	54
所外・機構外利用者延べ人数	251
所内・機構内利用者延べ人数	258
利用機関の数	35

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。

表Ⅲ-4 タンデム加速器の分野別利用状況

研究分野	利用日数 日	利用率 %
核物理	96	45.7
核化学	22	10.5
原子・固体物理・照射効果	66	31.4
産業利用	7	3.3
加速器開発	19	9.0
合計	210	100

表Ⅲ-5 タンデム加速器の利用形態別利用状況

利用形態	利用日数 日	利用率 %
施設共用	41	19.5
共同研究	102	48.6
共同研究 (TRIAC)	23	11.0
所内・機構内単独利用	44	21.0

表Ⅲ-6 タンデム加速器を利用した研究成果の公表状況

研究分野	論文掲載件数	関連刊行物等	学会・研究会口頭発表
核物理	6	9	21
核化学	4	0	16
固体物理・原子物理・材料の照射効果	10	0	29
加速器の運転・開発	2	0	8
合計	22	9	74

表Ⅲ-7 放射線標準施設 (FRS) の施設共用等の件数

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)
機構内	0	6	2	0	0	8(7)
機構外	11	3	1	0	0	15(8)
合 計	11	9	3	0	0	23(15)

付 録

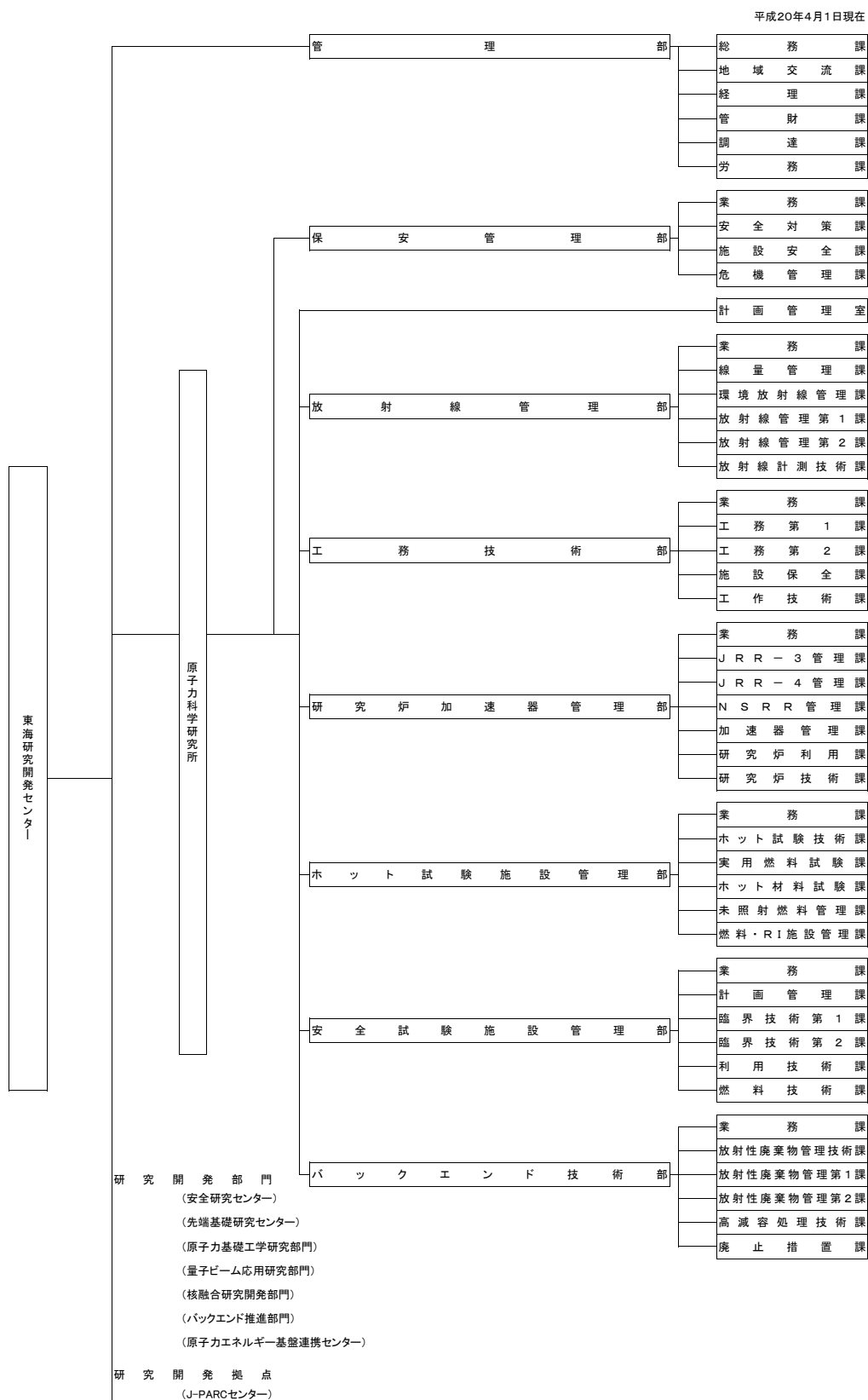


図-A1 原子力科学研究所組織図

表-A1 原子力科学研究所 運営会議議題一覧

回	月日	議題	担当部署
第1回	4月3日	(1) 原子力科学研究所における時差出勤の取り扱いについて(審議)	管理部
第2回	4月16日	(1) 平成19年度品質目標達成状況及び平成20年度品質目標について(報告)	保安管理部
第3回	4月30日	(1) 平成20年度エネルギー管理実施計画について(審議) (2) 「東海研究開発センター施設見学会」の実施結果について(報告)	工務技術部 管理部
第4回	5月28日	(1) 平成19年度、東海研究開発センター会計実地検査(第2回)日程について(報告) (2) 平成20年度安全週間行事の実施について(報告) (3) 原子力科学研究所における時差勤務の導入について(審議)	管理部
第5回	6月11日	(1) 平成20年度原子力科学研究所における夏季特別休暇について(報告)	管理部
第6回	7月1日	(1) 平成20年度第1回非常事態総合訓練の実施について(審議)	保安管理部
第7回	7月9日	(1) 原子力科学研究所省エネパトロール実施要領について(審議)	工務技術部
第8回	7月30日	(1) JRR-3 コンクリート廃棄物のクリアランスに係る放射能濃度の測定及び評価の方法の認可について(報告)	バックエンド技術部
第9回	8月6日	(1) 平成20年度第1回非常事態総合訓練の実施結果について(報告)	保安管理部
第10回	8月20日	(1) 平成20年度防災週間における自主防災訓練の実施について(審議)	保安管理部
第11回	10月1日	(1) 平成20年度防災週間における自主防災訓練の実施結果について(審議)	保安管理部
第12回	11月5日	(1) 平成20年度 品質方針の変更について(報告) (2) 平成20年度原子力科学研究所長表彰について(報告)	保安管理 計画管理室
第13回	11月13日	(1) 高圧ガス保安パトロールの実施について(審議)	保安管理部
第14回	11月19日	(1) 平成20年度年末年始無災害運動行事の実施について(審議)	保安管理部
第15回	12月11日	(1) 平成20年度高圧ガス保安パトロールについて(報告)	保安管理部
第16回	12月17日	(1) 平成20年度第2回非常事態総合訓練の実施について(審議) (2) 原子力科学研究所構内車輛通行規則の制定について(審議)	保安管理部 管理部
第17回	1月7日	(1) 平成20事業年度 本部、東海研究開発センター会計実地検査(第1回)日程について(報告)	管理部

JAEA-Review 2010-024

回	月日	議題	担当部署
第 18 回	1 月 14 日	(1) 運転計画について (審議) (2) 平成 20 年度 核物質防護緊急時対応訓練の実施について (審議) (3) 安全確認点検調査抽出事例の処置及び対策等に係るフォローアップ実施結果について (報告)	研究炉加速器管理部 保安管理部
第 19 回	1 月 28 日	(1) 平成 20 年度第 2 回非常事態総合訓練の実施結果について (報告)	保安管理部
第 20 回	2 月 12 日	(1) 第 5 期 防護隊員の募集について (審議)	保安管理部
第 21 回	2 月 25 日	(1) 原子力科学研究所喫煙行動基準の制定について (審議) (2) 平成 20 年度核物質防護緊急時対応訓練の実施結果について (報告)	保安管理部
第 22 回	3 月 4 日	(1) 平成 20 年度原子力科学研究所表彰の決定について (報告)	計画管理室
第 23 回	3 月 12 日	(1) 平成 21 年度原子力科学研究所安全衛生管理実施計画について (審議)	保安管理部
第 24 回	3 月 26 日	(1) 平成 21 年度原子力安全に係る品質方針について (審議) (2) 平成 21 年度原子力施設における安全文化の醸成および法令順守の活動計画について (審議)	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

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。
安全衛生委員会喫煙対策専門部 会	保安管理部	原科研安全衛生管理規則に基づく。 平成 20 年 10 月から平成 21 年 2 月にか けて実施。
環境管理委員会	保安管理部	原科研環境管理規則に基づく。
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。
共同防火管理協議会	保安管理部	原科研消防計画に基づく。
安全確認点検調査委員会	保安管理部	安全確認点検調査委員会規則に基づく。
エネルギー管理委員会	工務技術部	原科研エネルギー管理規則に基づく。
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	ホット試験施設 管理部	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 ～。

委員会名称	担当部	備 考
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～
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。
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	安全試験施設管理部	NUCEF 利用検討委員会規則に基づく。
研究炉医療照射委員会	研究炉加速器管理部	研究炉医療照射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 新規に取得した法定資格等一覧

資 格	部	人数 (名)	合計
原子炉主任技術者	研究炉加速器管理部	1	1
技術士第2次試験	放射線管理部	2	4
	ホット試験施設管理部	1	
	安全試験施設管理部	1	
核燃料取扱主任者	研究炉加速器管理部	2	3
	安全試験施設管理部	1	
第1種放射線取扱主任者	放射線管理部	2	11
	研究炉加速器管理部	6	
	ホット試験施設管理部	1	
	バックエンド技術部	2	
第2種放射線取扱主任者	ホット試験施設管理部	1	1
第3種放射線取扱主任者	放射線管理部	1	6
	工務技術部	3	
	研究炉加速器管理部	1	
	ホット試験施設管理部	1	
X線作業主任者	工務技術部	2	3
	安全試験施設管理部	1	
第1種作業環境測定士	放射線管理部	2	2
第2種作業環境測定士	放射線管理部	1	1
第1種衛生管理者	放射線管理部	1	5
	工務技術部	3	
	ホット試験施設管理部	1	
ISO9001 内部監査員	保安管理部	1	8
	工務技術部	3	
	ホット試験施設管理部	2	
	安全試験施設管理部	2	
甲種防火管理者	保安管理部	2	5
	放射線管理部	1	
	工務技術部	2	
危険物取扱 (甲種)	ホット試験施設管理部	1	1
危険物取扱者免状 (乙種1類)	放射線管理部	1	1
危険物取扱者 (乙種2類)	バックエンド技術部	1	1
危険物取扱者 (乙種4類)	工務技術部	1	1

資 格	部	人数 (名)	合計
危険物取扱者 (乙種 5 類)	バックエンド技術部	1	1
高圧ガス製造保安責任者 (第 2 種冷凍機械)	工務技術部	1	1
高圧ガス製造保安責任者 (第 3 種冷凍機械)	工務技術部	1	1
第 3 級陸上特殊無線技士	放射線管理部	1	1
エネルギー管理士	工務技術部	1	1
第 1 種消防設備点検資格者	保安管理部	1	1
第 2 種消防設備点検資格者	保安管理部	1	1
1 級ボイラー技師	バックエンド技術部	1	1
玉掛技能	研究炉加速器管理部	4	7
	バックエンド技術部	3	
特定化学物質及び四アルキル鉛等作業主任者	放射線管理部	2	2
床上操作式クレーン	放射線管理部	1	6
	研究炉加速器管理部	3	
	バックエンド技術部	2	
有機溶剤作業主任者	放射線管理部	1	2
	バックエンド技術部	1	
電気取扱業務特別教育 (高圧・特別高圧)	工務技術部	4	4
第 1 種公害防止管理者 (大気)	保安管理部	1	2
	バックエンド技術部	1	
水質関係第 1 種公害防止管理者	ホット試験施設管理部	1	1
S T I O	放射線管理部	2	2
環境測量士 (濃度関係)	放射線管理部	1	1
初級システムアドミニスト	放射線管理部	1	1
普通救命講習	放射線管理部	5	5
ガンマ線透過写真撮影作業主任者	安全試験施設管理部	1	1
合 計			96

表-A4 主な出来事

[平成 20 年]

4 月 1 日	構内ろ過水（実験用水等）の茨城県工業用水受水開始
4 月 10 日	平野博文衆議院議員 北地区第 2 保管廃棄施設、高減溶処理施設視察
4 月 14 日	文部科学省研究開発局長 北地区第 2 保管廃棄施設、高減溶処理施設視察
4 月 14 日	研究炉 JRR-3、ランドマーク賞受賞記念講演会（リコッティ）
4 月 18 日	台湾原子力委員会秘書長他：高減溶処理施設、第 2 廃棄物処理棟
4 月 20 日	東海研究開発センター施設見学会
4 月 21 日	関係自治体への平成 20 年度事業計画説明会
5 月 9 日	原子力安全委員会 久住委員 JRR-4 視察
5 月 22 日	JRR-3 クリアランスに係わる認可補正申請
5 月 30 日	JRR-4 反射体要素の割れに関するプレス発表
6 月 11 日	非管理区域の汚染問題に関する独法評価部会の現地視察
6 月 12 日	第 1 回東海研究開発センター地域住民懇談会を開催
6 月 26 日	「安全確認点検調査抽出事例の再発防止を図る保安教育講習会」を開催
6 月 26 日	文科省古谷審議官 JRR-3 視察
6 月 27 日	山東昭子参議院副議長 JRR-3 視察
7 月 1 日	通勤時間帯の交通渋滞の緩和を目的とした時差勤務制度を導入。
7 月 3 日	尾見幸次衆議院議員 JRR-3 視察
7 月 7 日	茨城県無予告通報連絡訓練：JRR-3 実験利用棟ホット機械室火災
7 月 16 日	衆議院事務局委員部 解体分別保管棟視察
7 月 18 日	渡海紀三朗文部科学大臣 高減容処理施設視察
7 月 22 日	東海村議会原子力問題調査特別委員会 JRR-3、高減容処理施設、北地区第 2 保管廃棄施設他視察
7 月 25 日	平成 20 年度第 1 回非常事態総合訓練
7 月 25 日	旧 JRR-3 の改造に伴うコンクリート保管物（クリアランス対象物）に係る放射能濃度の測定及び評価の方法について、文部科学大臣より認可。
8 月 13 日～15 日	一斉夏季特別休暇取得奨励期間の実施
8 月 27 日	第 59 回全国官公庁野球大会において、原科研野球部が 26 年ぶり 3 回目の全国制覇を達成。
9 月 16 日	セラミック特研の建家解体工事終了（竣工）
9 月 11 日	第 1 回拡大金曜セミナー（研究交流会）：「JAEA における材料研究」
9 月 18 日	防災週間における自主防災訓練：大規模地震（震度 6 強）発生時の危機管理

9 月 30 日	茨城県条例の改正に伴う排水対策として平成 18 年度から順次実施してきた浄化槽整備工事が完了
10 月 15 日	高減容処理施設の金属溶融設備の溶融試運転を再開
10 月 17 日	FCA に係る使用停止命令が解除
10 月 17 日	JRR-4 黒鉛反射体要素の製作に必要な認可を申請
11 月 7 日	大橋信芳 保安管理部施設安全課長・技術主席が H20 年度 原子力・放射線安全管理功労賞を受賞
12 月 1 日	JRR-3 の計画外停止
12 月 18 日	第 2 回拡大金曜セミナー「JAEA におけるアクチノイド科学研究」
[平成 21 年]	
1 月 1 日	構内車両通行規則の施行
1 月 6 日～7 日	「タンデム研究会 ―10 万運転時間達成記念―」の開催
1 月 21 日	平成 20 年度第 2 回非常事態総合訓練 (NUCEF)
2 月 5 日	プルトニウム研究 2 棟の建家解体工事終了 (竣工)
2 月 9 日	平成 20 年度核物質防護緊急時対応訓練：対象施設 JRR-3
2 月 20 日	第 3 回拡大金曜セミナー「JAEA における低レベル廃棄物に係るバックエンド技術開発」
2 月 24 日	第 4 回東海フォーラム (東海研究開発センター主催、リコッティ)
2 月 26 日	浄水場の運転終了
2 月 28 日	構内上水の東海村水道受水開始
3 月 13 日	第 4 回拡大金曜セミナー「JAEA における放射線工学研究―線量測定評価研究を中心に―」
3 月 26 日	第 1 回茨城大学・原子力機構連携協議会を茨城大学 (水戸キャンパス) において開催

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
物質モル	モル	mol
光度	カンデラ	cd

表 2. 基本単位を用いて表されるSI組立単位の例

組立量	SI 基本単位	
	名称	記号
面積	平方メートル	m ²
体積	立方メートル	m ³
速さ, 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	ジーメンズ	S	A/V	m ⁻² kg ⁻¹ s ³ A ²
磁束	ウェーバ	Wb	Vs	m ² kg s ⁻² A ⁻¹
磁束密度	テスラ	T	Wb/m ²	kg s ⁻² A ⁻¹
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A	m ² kg s ⁻² A ⁻²
セルシウス度 ^(e)	セルシウス度 ^(e)	°C		K
光強度	ルーメン	lm		cd sr ^(c)
放射線量の放射能 ^(f)	ルクス	lx	lm/m ²	m ⁻² cd
吸収線量, ビエネルギー当分, カーマ	ベクレル ^(d)	Bq		s ⁻¹
	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	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付たえるために使われる。実際には、使用する時には記号rad及びsrが用いられるが、習慣として組立単位としての記号である数字の 1 は明示されない。

(c) 測光学ではステラジアンという名称と記号srを単位の表し方の中に、そのまま維持している。

(d) ヘルツは周期現象についてのみ、ベクレルは放射性核種の統計的過程についてのみ使用される。

(e) セルシウス度はケルビンの特別な名称で、セルシウス温度を表すために使用される。セルシウス度とケルビンの単位の大きさは同一である。したがって、温度差や温度間隔を表す数値はどちらの単位で表しても同じである。

(f) 放射性核種の放射能 (activity referred to a radionuclide) は、しばしば誤った用語で"radioactivity"と記される。

(g) 単位シーベルト (PV,2002,70,205) についてはCIPM勧告2 (CI-2002) を参照。

表 4. 単位の中に固有の名称と記号を含むSI組立単位の例

組立量	SI 組立単位		
	名称	記号	SI 基本単位による表し方
粘度	パスカル秒	Pa s	m ⁻¹ kg s ⁻¹
力のモーメント	ニュートンメートル	N m	m ² kg s ⁻²
表面張力	ニュートン毎メートル	N/m	kg s ⁻²
角速度	ラジアン毎秒	rad/s	m m ⁻¹ s ⁻¹ =s ⁻¹
角加速度	ラジアン毎秒毎秒	rad/s ²	m m ⁻¹ s ⁻² =s ⁻²
熱流密度, 放射照度	ワット毎平方メートル	W/m ²	kg s ⁻³
熱容量, エントロピー	ジュール毎ケルビン	J/K	m ² kg s ⁻² K ⁻¹
比熱容量, ビエントロピー	ジュール毎キログラム毎ケルビン	J/(kg K)	m ² s ⁻² K ⁻¹
比エネルギー	ジュール毎キログラム	J/kg	m ² s ⁻²
熱伝導率	ワット毎メートル毎ケルビン	W/(m K)	m kg s ⁻³ K ⁻¹
体積エネルギー	ジュール毎立方メートル	J/m ³	m ⁻¹ kg s ⁻²
電界の強さ	ボルト毎メートル	V/m	m kg s ⁻³ A ⁻¹
電荷密度	クーロン毎立方メートル	C/m ³	m ⁻³ sA
表面電荷	クーロン毎平方メートル	C/m ²	m ⁻² sA
電束密度, 電気変位	クーロン毎平方メートル	C/m ²	m ⁻² sA
誘電率	ファラド毎メートル	F/m	m ³ kg ⁻¹ s ⁴ A ²
透磁率	ヘンリー毎メートル	H/m	m kg s ⁻² A ⁻²
モルエネルギー	ジュール毎モル	J/mol	m ² kg s ⁻² mol ⁻¹
モルエントロピー, モル熱容量	ジュール毎モル毎ケルビン	J/(mol K)	m ² kg s ⁻² K ⁻¹ mol ⁻¹
照射線量 (X線及びγ線)	クーロン毎キログラム	C/kg	kg ⁻¹ sA
吸収線量率	グレイ毎秒	Gy/s	m ² s ⁻³
放射強度	ワット毎ステラジアン	W/sr	m ² m ⁻² kg s ⁻³ =m ² kg s ⁻³
放射輝度	ワット毎平方メートル毎ステラジアン	W/(m ² sr)	m ² m ⁻² kg s ⁻³ =kg s ⁻³
酵素活性濃度	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=60 s
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 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単位との数値的な関係は、対数量の定義に依存。
ベベル	B	
デジベル	dB	

表 9. 固有の名称をもつCGS組立単位

名称	記号	SI 単位で表される数値
エルグ	erg	1 erg=10 ⁻⁷ J
ダイン	dyn	1 dyn=10 ⁻⁵ N
ボアズ	P	1 P=1 dyn s cm ⁻² =0.1 Pa s
ストークス	St	1 St=1 cm ² s ⁻¹ =10 ⁻⁴ m ² s ⁻¹
スチルブ	sb	1 sb=1 cd cm ⁻² =10 ⁻⁴ cd m ⁻²
フォトル	ph	1 ph=1 cd sr cm ⁻² 10 ⁴ lx
ガール	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)
ミクロン	μ	1 μ = 1 μm=10 ⁻⁶ m

