



JAEA-Review

2024-051

DOI:10.11484/jaea-review-2024-051

令和 5 年度研究炉加速器技術部年報

(JRR-3、NSRR、タンデム加速器、ラジオアイソトープ製造棟及びトリチウムプロセス研究棟の運転、利用及び技術開発、JRR-4 の廃止措置)

Annual Report of Department of Research Reactor and Tandem Accelerator, JFY2023

(Operation, Utilization and Technical Development of JRR-3, NSRR,

Tandem Accelerator, Radio Isotope Production Facility and Tritium Process Laboratory,

Decommissioning Activity for JRR-4)

研究基盤技術部

Department of Research Infrastructure Technology Development

原子力科学研究所

Nuclear Science Research Institute

March 2025

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

JAEA-Review

本レポートは国立研究開発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。本レポートはクリエイティブ・コモンズ表示 4.0 国際 ライセンスの下に提供されています。本レポートの成果（データを含む）に著作権が発生しない場合でも、同ライセンスと同様の条件で利用してください。（<https://creativecommons.org/licenses/by/4.0/deed.ja>）
なお、本レポートの全文は日本原子力研究開発機構ウェブサイト（<https://www.jaea.go.jp>）より発信されています。本レポートに関しては下記までお問合せください。

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 研究開発推進部 科学技術情報課
〒319-1112 茨城県那珂郡東海村大字村松4番地49
E-mail: ird-support@jaea.go.jp

This report is issued irregularly by Japan Atomic Energy Agency.
This work is licensed under a Creative Commons Attribution 4.0 International License (<https://creativecommons.org/licenses/by/4.0/deed.en>).
Even if the results of this report (including data) are not copyrighted, they must be used under the same terms and conditions as CC-BY.
For inquiries regarding this report, please contact Library, Institutional Repository and INIS Section, Research and Development Promotion Department, Japan Atomic Energy Agency.
4-49 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-1112, Japan
E-mail: ird-support@jaea.go.jp

令和 5 年度研究炉加速器技術部年報
(JRR-3、NSRR、タンデム加速器、ラジオアイソトープ製造棟及び
トリチウムプロセス研究棟の運転、利用及び技術開発、JRR-4 の廃止措置)

日本原子力研究開発機構
原子力科学研究所
研究基盤技術部

(2024 年 11 月 25 日受理)

研究炉加速器技術部は、JRR-3 (Japan Research Reactor No.3)、NSRR (Nuclear Safety Research Reactor) の研究炉、タンデム加速器、ラジオアイソトープ製造棟、トリチウムプロセス研究棟を運転管理し、それらを利用に供するとともに関連する技術開発を行っている。また、JRR-4 (Japan Research Reactor No.4) の廃止措置や、JRR-1 (Japan Research Reactor No.1) 及び FEL (Free Electron Laser) 研究棟の維持管理も行っている。

本年次報告は令和 5 年度における当部の実施した運転管理、利用、利用技術の高度化、JRR-4 の廃止措置、安全管理、国際協力及び人材育成について業務活動をまとめたものである。

さらに、論文、口頭発表一覧、官庁許認可及び業務の実施結果一覧を掲載した。

原子力科学研究所：〒319-1195 茨城県那珂郡東海村大字白方 2 番地 4

編集者：村山 洋二、松田 誠、馬場 亮太、助川 正典、安掛 寿紀、松井 泰、牛島 寛章、
藤野 隼輔、倉田 理江、川島 和人、大原 明日香、仲村 美希

Annual Report of Department of Research Reactor and Tandem Accelerator, JFY2023
(Operation, Utilization and Technical Development of JRR-3, NSRR,
Tandem Accelerator, Radio Isotope Production Facility and Tritium Process Laboratory,
Decommissioning Activity for JRR-4)

Department of Research Infrastructure Technology Development

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

(Received November 25, 2024)

The Department of Research Reactor and Tandem Accelerator is in charge of the operation, utilization and technical development of JRR-3 (Japan Research Reactor No.3), NSRR (Nuclear Safety Research Reactor), Tandem Accelerator, Radio Isotope Production Facility, and TPL (Tritium Process Laboratory). It is also responsible for the decommissioning of JRR-4 (Japan Research Reactor No.4) and the management of JRR-1 (Japan Research Reactor No.1) and FEL (Free Electron Laser).

This annual report describes the activities of our department in fiscal year of 2023. We carried out the operation and maintenance, utilization, upgrading of utilization techniques, decommissioned JRR-4, safety administration, international cooperation and human resources development.

Also contained are lists of publications, meetings, granted permissions on laws and regulations concerning atomic energy, outcomes in service and technical developments and so on.

Keywords: Research Reactor, Annual Report, Reactor Operation, JRR-3, JRR-4, NSRR,
Reactor Utilization, Radioisotopes, Heavy Ion Accelerator, Tandem, TPL, JAEA

(Eds.) Yoji MURAYAMA, Makoto MATSUDA, Ryota BABA, Masanori SUKEGAWA,
Toshiki AGAKE, Yutaka MATSUI, Hiroki USHIJIMA, Shunsuke FUJINO,
Rie KURATA, Kazuhito KAWASHIMA, Asuka OHARA and Miki NAKAMURA

目次

まえがき	1
1. 概要	3
2. 研究炉及び加速器等の運転管理	7
2.1 JRR-3 の運転管理	9
2.1.1 運転	9
2.1.2 保守・整備	9
2.1.3 燃料・炉心管理	11
2.1.4 放射線管理	14
2.1.5 水・ガス管理	16
2.1.6 使用済燃料貯蔵施設の管理	19
2.2 JRR-3 照射設備等の保守・整備	20
2.3 NSRR の運転管理	21
2.3.1 運転	21
2.3.2 保守・整備	22
2.3.3 燃料・炉心管理	22
2.3.4 放射線管理	23
2.3.5 実験設備等の保守・整備	25
2.4 タンデム加速器の運転管理	25
2.4.1 運転	25
2.4.2 保守・整備	27
2.4.3 高圧ガス製造施設	29
2.4.4 放射線管理	30
2.5 ラジオアイソトープ製造棟の管理	31
2.5.1 施設の管理	31
2.5.2 RI の製造及び開発の管理	31
2.5.3 放射線管理	32
2.6 トリチウムプロセス研究棟の管理	34
2.6.1 施設の管理	34
2.6.2 放射線管理	35
2.7 その他の施設の管理	36
2.7.1 JRR-1 の管理	36
2.7.2 FEL 研究棟の管理	37

2.8	主な技術的事項	37
2.8.1	R2 ビームラインのアライメント修正	37
2.8.2	⁹⁹ Mo 製造のための JRR-3 における照射条件の確立に向けた取組み	38
3.	研究炉及び加速器の利用	43
3.1	JRR-3 の施設利用	45
3.1.1	利用対応組織 (JRR-3 ユーザーズオフィス)	45
3.1.2	利用状況	45
3.1.3	中性子ビーム利用専門部会	55
3.1.4	炉内中性子照射等専門部会	55
3.1.5	主な利用の成果	56
3.2	NSRR の施設利用	59
3.2.1	利用状況	59
3.2.2	主な利用の成果	59
3.3	タンデム加速器の利用	60
3.3.1	利用状況	60
3.3.2	タンデム加速器施設利用課題審査委員会	60
3.3.3	主な利用の成果	63
3.4	ラジオアイソトープ製造棟の利用	68
3.5	トリチウムプロセス研究棟の利用	69
3.6	アウトリーチ活動	70
4.	研究炉及び加速器利用技術の高度化	73
4.1	JRR-3 のキャプセル照射のための温度制御装置の更新	75
4.2	JRR-3 冷中性子源装置 減速材容器高度化のための基本設計	77
5.	JRR-4 の廃止措置	81
5.1	概況	83
5.2	経緯及び計画	83
5.3	令和 5 年度の実績	83
5.4	放射線管理	84
5.5	水・ガス管理	85
5.6	使用済燃料貯蔵施設の管理	85
6.	国際協力・人材育成	87
6.1	国際協力	89
6.1.1	SSAC トレーニング	89
6.2	人材育成	89

6.2.1	東京大学大学院工学系研究科原子力専攻（専門職大学院）	89
6.2.2	夏期休暇実習生	89
6.2.3	国際原子力人材育成イニシアティブ事業への協力	90
7.	研究炉加速器技術部の安全管理	91
7.1	研究炉加速器技術部の安全管理体制	93
7.2	安全審査・安全巡視	95
7.3	訓練	98
8.	あとがき	99
付録		103
付録 1	研究炉加速器技術部の組織と業務	105
付録 2	JAEA-Research 等一覧	106
付録 3	口頭発表一覧	107
付録 4	外部投稿論文一覧	109
付録 5	官庁許認可等一覧	110
付録 6	表彰、特許	112

Contents

Preface	1
1. Overview	3
2. Operation and Maintenance of Research Reactors and Tandem Accelerator	7
2.1 Operation and Maintenance of JRR-3	9
2.1.1 Operation	9
2.1.2 Maintenance	9
2.1.3 Reactor Core Management	11
2.1.4 Radiation Monitoring	14
2.1.5 Water and Gas Managements	16
2.1.6 Management of Spent Fuel Storage Facility	19
2.2 Maintenance of Utilization Apparatuses in JRR-3	20
2.3 Operation and Maintenance of NSRR	21
2.3.1 Operation	21
2.3.2 Maintenance	22
2.3.3 Reactor Core Management	22
2.3.4 Radiation Monitoring	23
2.3.5 Maintenance of Utilization Apparatuses in NSRR	25
2.4 Operation and Maintenance of Tandem Accelerator Facility	25
2.4.1 Operation	25
2.4.2 Maintenance	27
2.4.3 High-pressure Gas Handling System	29
2.4.4 Radiation Monitoring	30
2.5 Maintenance of RI Production Facility	31
2.5.1 Management of Facility	31
2.5.2 Production and Development of Radioisotopes	31
2.5.3 Radiation Monitoring	32
2.6 Management of Tritium Process Laboratory	34
2.6.1 Management of Facility	34
2.6.2 Radiation Monitoring	35
2.7 Management of Other Facilities	36
2.7.1 Management of JRR-1	36
2.7.2 Management of FEL	37

2.8	Major Topics of Technical Development	37
2.8.1	Alignment Correction of the R2 Beamline	37
2.8.2	Efforts to Determine the Irradiation Conditions for the Mo-99 Production Using JRR-3	38
3.	Utilization of Research Reactors and Tandem Accelerator	43
3.1	Utilization of JRR-3	45
3.1.1	User Support Organization (JRR-3 Users Office)	45
3.1.2	Status of Utilization	45
3.1.3	The Specialist Committee for Neutron Beam Utilization	55
3.1.4	The Specialist Committee for Neutron Irradiation	55
3.1.5	Research Results	56
3.2	Utilization of NSRR	59
3.2.1	Status of Utilization	59
3.2.2	Research Results	59
3.3	Utilization of Tandem Accelerator Facility	60
3.3.1	Status of Utilization	60
3.3.2	The Specialist Committee for Tandem Accelerator	60
3.3.3	Research Results	63
3.4	Utilization of RI Production Facility	68
3.5	Utilization of Tritium Process Laboratory	69
3.6	Outreach Activities	70
4.	Upgrading of Utilization Techniques of Research Reactors and Tandem Accelerator	73
4.1	Upgrading of the Temperature Control System for Capsule Irradiation of JRR-3	75
4.2	Basic Design of High-Performance Moderator Vessel for JRR-3 Cold Neutron Source	77
5.	Decommissioning Activity for JRR-4	81
5.1	Overview	83
5.2	Decommissioning Plan	83
5.3	Achievements in 2023	83
5.4	Radiation Monitoring	84
5.5	Water and Gas Managements	85
5.6	Management of Spent Fuel Storage Facility	85

6.	International Cooperation and Human Resources Development	87
6.1	International Cooperation	89
6.1.1	SSAC Training	89
6.2	Human Resources Development	89
6.2.1	Nuclear Professional School, The University of Tokyo	89
6.2.2	Summer Intern	89
6.2.3	Cooperation with the International Nuclear Human Resource Development Initiative Project	90
7.	Safety Administration for Department of Research Reactor and Tandem Accelerator	91
7.1	Organization of Safety Administration	93
7.2	Safety Review and Safety Patrols	95
7.3	Training	98
8.	Postscript	99
Appendices		103
Appendix 1	Organization of the Department of Research Reactor and Tandem Accelerator	105
Appendix 2	List of JAEA-Research Reports	106
Appendix 3	List of Papers Presented at Meetings	107
Appendix 4	List of Published Papers	109
Appendix 5	List of Granted Permissions on the Laws and Regulations Concerning Atomic Energy	110
Appendix 6	Commendations and Patents	112

まえがき

研究炉加速器技術部は、平成 17 年 10 月 1 日の日本原子力研究開発機構（以下「原子力機構」という。）発足に伴い設立された。

当部は、JRR-3、NSRR、タンデム加速器、ラジオアイソトープ製造棟及びトリチウムプロセス研究棟を運転管理し、それらを原子力機構内外の利用に供するとともに、運転及び利用に関する技術開発並びにラジオアイソトープ（RI）利用に関する技術開発を実施する組織である。JRR-4 の廃止措置や、JRR-1 及び FEL 研究棟の管理も行っている。

JRR-3 は、低濃縮ウラン軽水減速冷却プール型、定格出力 20,000 kW、1 次冷却水炉心出口平均温度 42℃の研究炉である。この研究炉は、原子力の研究・開発と利用のための大型研究施設として、原子力機構内利用だけでなく、大学、産業界等の外部利用に供し、学術研究、基礎・基盤研究、医療等の科学技術の発展及び人材育成、また、RI 製造に貢献してきている。

NSRR は、発電用軽水炉の数倍の出力（23,000 MW）を瞬時に出し、軽水炉燃料の反応度事故時の挙動を調べる実験を実施する研究炉である。原子力規制庁からの受託事業の一環としてパルス照射実験を行っている。また、ラジオアイソトープ製造棟は大量の RI 製造が可能な国内唯一の施設であり、JRR-3 の運転再開に伴い医療用 RI の国内頒布数の増加等に貢献できる施設である。

タンデム加速器は、世界最大級の静電加速器であり、原子力機構内利用だけでなく、大学、産業界等の外部利用に供し、重イオンによる原子核物理、核化学、物性物理の基礎的研究に貢献している。トリチウムプロセス研究棟は、核融合炉のトリチウムプロセス技術及び安全取扱技術の研究開発を目的とした国内唯一のグラムレベルのトリチウムを取り扱う施設である。

JRR-4 は、シリコン半導体の製造や医療照射（BNCT）等に貢献してきたが、平成 29 年度に廃止措置計画の認可を受け、現在は廃止措置計画に基づき廃止措置を進めている。

当部としては、今後も原子力を中心とした幅広い科学技術分野において、最先端の独創的・先導的な研究開発が国際的な最高水準の研究環境で行えるよう、研究炉及びタンデム加速器の安定・安全運転及び安全確保に努めるとともに、施設の特長を活かした性能向上と利用の高度化を図るための技術開発を進めることを基本方針としている。この基本方針に基づき、令和 5 年度に実施した業務を年報としてまとめる。

This is a blank page.

1. 概要

Overview

This is a blank page.

研究炉加速器技術部において実施した令和 5 年度の運転、利用を主として 6 項目に分類してまとめた。各項目の概要は以下のとおりである。

(1) 研究炉及び加速器等の運転管理

運転管理では、JRR-4 を除く各施設の運転、保守・整備状況や主な技術的事項についてまとめた。令和 5 年度は、JRR-3 は年間運転計画に基づき 7 サイクルで 168 日間の運転（26 日間×5 サイクル+19 日間×2 サイクル）を予定していたが、3 月 16 日に 2 系統ある地震計のうち 1 系統が故障し運転を取り止めたため、6 サイクルで 149 日間の運転となった。NSRR は、年間運転計画に基づき第 3 回定期事業者検査に係る自主検査及び自主点検を実施し、安全研究センター燃料安全研究グループの実験計画に基づくパルス運転を 3 回実施した。タンデム加速器では 110 日の実験利用運転を行った。ラジオアイソトープ製造棟では 306 室パネルシャッター開閉動作不良に係る整備及び医療用 RI 製造に係る試験に伴い発生した廃材を所内廃棄物として搬出した。トリチウムプロセス研究棟では試験終了に伴う装置等の解体撤去の準備及び装置等の解体撤去並びにトリチウム貯蔵用ウランベッドの安定化処理の技術開発を行った。

主な技術的事項として、⁹⁹Mo 製造のための JRR-3 における照射条件の確立に向けた取組みや、タンデム加速器における R2 ビームラインのアライメント修正を行った。

(2) 研究炉及び加速器の利用

施設の利用では、各施設の利用状況、利用設備及び実験室の保守・整備状況、専門部会の開催についてまとめた。JRR-3 の照射利用では照射件数 59 件、キャプセル総数 178 個であり、実験利用では延べ利用日数 4,272 件・日の利用実績となった。NSRR では、計 3 回の照射実験を実施した。タンデム加速器では 30 件の研究課題の利用があった。ラジオアイソトープ製造棟で試験検査し頒布された RI の個数は、1,502 個であった。トリチウムプロセス研究棟では国際熱核融合実験炉（ITER）の安全確保上重要な機能を持つトリチウム除去設備の性能確証試験の完了に伴い、解体撤去作業を実施した。

(3) 研究炉及び加速器利用技術の高度化

利用技術の高度化では、JRR-3 のキャプセル照射のための温度制御装置の更新及び JRR-3 冷中性子源装置 減速材容器高度化のための基本設計についてまとめた。

(4) JRR-4 の廃止措置対応

令和 5 年度における JRR-4 の廃止措置の対応としては、炉心タンク振れ止め用脚、起動用中性子源用保管容器の線量率測定及び分析を行った。

(5) 国際協力・人材育成

令和 5 年度は、国内計量管理制度 SSAC トレーニングについて JRR-4 管理課が IAEA からの依頼を受け、演習を実施した。人材育成については、NSRR 管理課が原子力機構と東京大学との包括的連携協力協定に基づき、令和 5 年度の専門職大学院における実習の一部を実施した。また、NSRR

管理課及び加速器管理課において夏期休暇実習生の受け入れ及び国際原子力人材育成イニシアティブ事業へ協力した。

(6) 研究炉加速器技術部の安全管理

安全管理では、各課で行う課安全衛生会議のほか、部内安全審査会及び部安全衛生会議を行った。共同利用建家では、建家安全衛生連絡協議会により、安全管理に関する協議等を実施した。四半期ごとに部長による部内安全衛生パトロールを実施した。部内安全審査会を14回実施した。

2. 研究炉及び加速器等の運転管理

Operation and Maintenance of Research Reactors and Tandem Accelerator

This is a blank page.

2.1 JRR-3の運転管理

2.1.1 運転

令和5年度の施設供用運転は、令和5年度JRR-3原子炉施設年間運転計画に基づき7サイクルで168日間の運転（26日間×5サイクル+19日間×2サイクル）を予定していたが、以下の運転中止により149日間の運転となった。

(1) 地震計B系の故障に伴う運転中止

令和6年3月16日に発生したJRR-3地震計B系の故障のため、3月18日から予定していたR3-2023-07サイクル施設供用運転を取り止めた。その後、不具合の生じていたCPUの基板を交換し、地震計B系は健全な状態に復旧した。

令和5年度の積算運転時間と出力量累計を表2.1.1に示す。

表 2.1.1 JRR-3 運転実績表

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	—	87 210 : 44	—	1 648 618.0	—
R3-2023-88	8/9～8/10	44 : 11	515.6	1 649 133.6	0
R3-2023-01	8/21～9/15	605 : 30	11 549.0	1 660 682.6	0
R3-2023-02	9/25～10/20	606 : 16	11 606.9	1 672 289.5	0
R3-2023-03	10/30～11/24	606 : 22	11 605.0	1 683 894.5	0
R3-2023-04	12/4～12/22	438 : 09	8 375.7	1 692 270.2	0
R3-2023-05	1/8～2/2	606 : 14	11 620.3	1 703 890.5	0
R3-2023-06	2/12～3/8	606 : 09	11 605.9	1 715 496.4	0
R3-2023-07	3/14	0 : 43	0.0	1 715 496.4	0
年度累計	—	3 513 : 34	—	—	0
累計	—	90 724 : 18	—	1 715 496.4	—

(井口 晋太郎)

2.1.2 保守・整備

(1) 概要

令和5年度JRR-3原子炉施設年間運転計画に基づき点検・保守及び定期事業者検査を実施した。主なものとしてはキャンドモータポンプの分解点検及び炉室天井排気系統隔離弁のシートパッキン交換作業である。

(2) 主な保守整備

- 1) 原子炉プール溢流系及び1次冷却材水モニタのキャンドモータポンプ分解点検

キャンドモータポンプは、JRR-3 の冷却系設備及びプロセス放射能監視設備に使用されており冷却水の循環及び冷却材水のサンプリングに必要な機器である。

今回分解点検を実施した原子炉プール溢流系及び 1 次冷却材水モニタのキャンドモータポンプは、前回の分解点検から約 10 年以上経過しており、当該機器の機能維持のため本点検を実施した。

分解点検前の準備作業として、系統の水抜き及び作業エリアの汚染拡大防止措置として作業エリアを養生した。分解点検としては、ポンプを分解した後、部品の手入れ及び消耗品の交換、外観点検、寸法検査、浸透探傷検査を実施した。その後、ポンプの試運転を行い、当該機器の性能が維持されていることを確認した（写真 2.1.1 及び写真 2.1.2 参照）。



写真 2.1.1 キャンドモータポンプ分解



写真 2.1.2 キャンドモータポンプ組立

(木村 周哉)

2) 炉室天井排気系統隔離弁のシートパッキン交換作業

JRR-3 の換気空調設備は、燃料事故時に原子炉建家と外部を遮断し、放射性物質を閉じ込めるための機能を有した隔離弁が 8 基設置してある。隔離弁は毎年、系統ごとに漏えい検査を実施し健全性を確認しているが、そのうち炉室天井排気系統隔離弁 A・B 系 2 台のシートパッキンが前回交換から約 10 年経過しており、経年劣化の可能性が考えられたため、予防保全として交換を実施した。

交換作業は、隔離弁をダクトから取外し、弁体等の清掃及び手入れを行った後、シートパッキン交換を行い、異物の混入及び弁の開閉動作の異常がないことを確認し隔離弁を復旧した（写真 2.1.3、写真 2.1.4、写真 2.1.5 参照）。

なお、炉室天井排気系統隔離弁 B 系は共同溝（第 2 種管理区域）に設置しており、ダクトを通る気体は原子炉建家内（第 1 種管理区域）の空気のため、グリーンハウス（GH）を設置し作業場所を一時的に第 1 種管理区域に指定し作業を行った（写真 2.1.6 参照）。

復旧後には、作動検査及び加圧漏えい検査を実施し、異常がなく隔離弁の機能が維持されていることを確認した。他系統の隔離弁についてもシートパッキンを順次交換する予定である。



写真 2.1.3 作業状況



写真 2.1.4 交換作業



写真 2.1.5 隔離弁シートパッキン



写真 2.1.6 GH 設置状況

(馬場 亮太)

2.1.3 燃料・炉心管理

(1) 新燃料の管理

1) JRR-3の燃料製作

第L21次～第L23次取替用燃料体各20体（第L21次は標準型燃料体14体、フォロー型燃料体6体、第L22次及び第L23次は各々標準型燃料体16体、フォロー型燃料体4体）については、3次分を一括で契約締結し、平成22年度より製作を開始しており、令和6年度中にJRR-3へ輸送する計画である。

2) JRR-3の未使用燃料貯蔵量及び計量管理

燃料交換に伴い、計量管理として核燃料物質所内移動票等を起票した。令和5年7月に実在庫検査（棚卸し）を行うとともに、IAEA及び核物質管理センターの実在庫検認を受けた。また、令和5年12月及び令和6年3月にはランダム中間査察を受けた。実在庫検認、ランダム中間査察ともに指摘はなかった。

3) その他

新燃料の輸送時に使用する未使用燃料輸送容器（JRF-90Y-950K型）8基の定期自主検査を核燃料輸送物設計承認書及び容器承認書に基づき令和6年1月22日から1月26日に行い、輸送

に使用している輸送容器、固縛装置が全て健全であることを確認した。また同時に、輸送容器を収納するコンテナについても、船舶安全法に基づき点検保守を行い健全であることを確認した。

(2) 燃料交換

R3-2023-02サイクルに2体、R3-2023-03サイクルに4体、R3-2023-04サイクルに2体、R3-2023-05サイクルに2体及びR3-2023-07サイクルに2体の標準型燃料体の交換を実施した。また、R3-2023-06サイクルに2体のフォロワ型燃料体の交換を実施した。燃料交換時には、必要に応じてシャフリングを実施し、最大熱的熱水路係数（ピーキングファクタ）の低減を図った。炉心から取り出した燃料の最大燃焼度は、58.79 %（設置許可上の燃焼度の制限値は60 %）であった。

(3) 反応度管理

燃料交換を行うことで原子炉の安定運転に必要な過剰反応度を確保するとともに、制限値（最大過剰反応度：21 % $\Delta k/k$ 以下、反応度停止余裕：1 % $\Delta k/k$ 以上）を逸脱しないよう反応度管理を実施した。図2.1.1にR3-2023-01サイクルからR3-2023-06サイクルまでの過剰反応度の推移を示す。過剰反応度が最大となったのは、R3-2023-05サイクル初期で、試料無状態換算で、11.40 % $\Delta k/k$ であり、その時の反応度停止余裕は、8.08 % $\Delta k/k$ であった。

（井口 晋太郎）

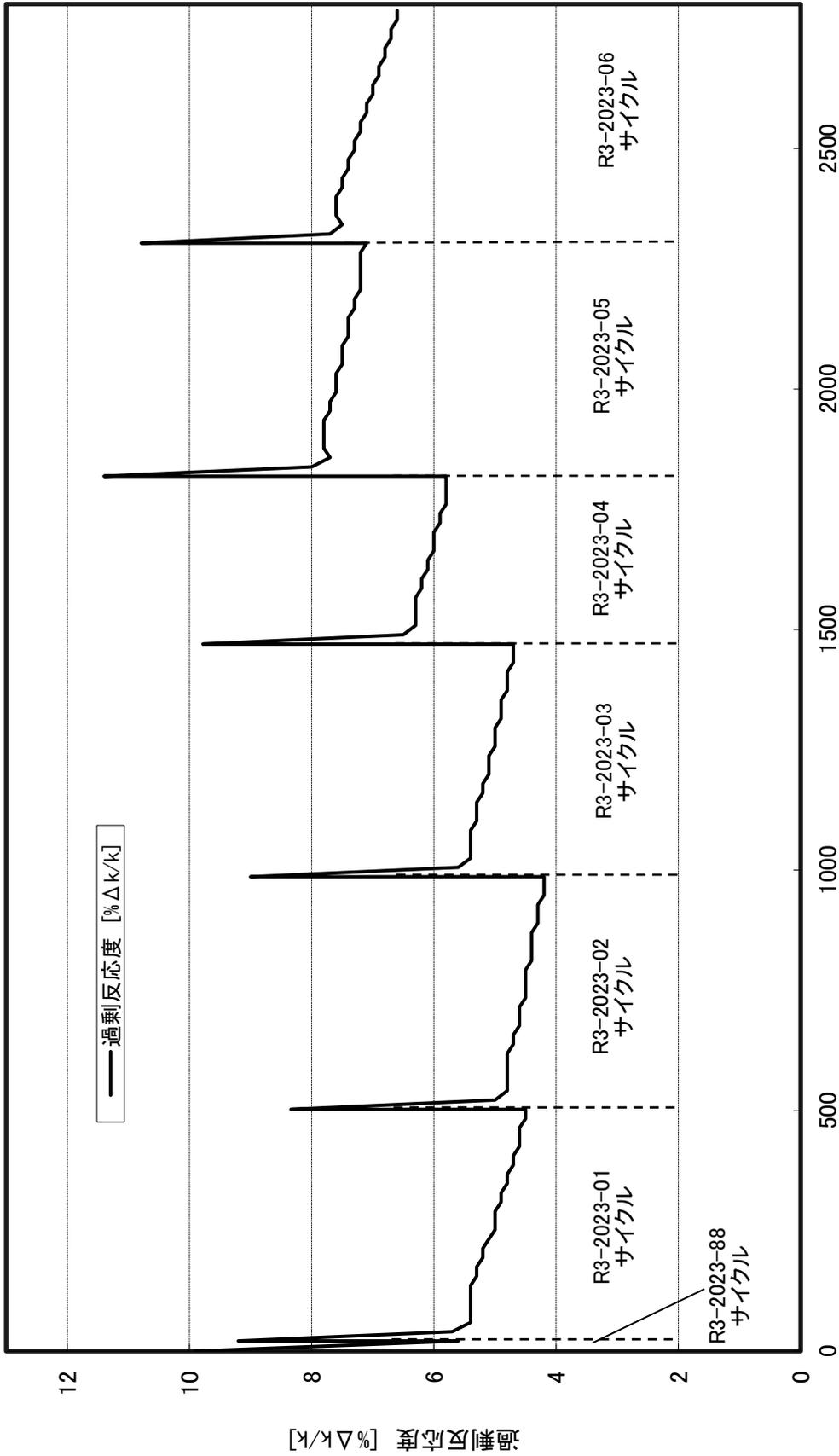


図 2.1.1 JRR-3 の過剰反応度推移

(4) 使用済燃料の管理

1) 使用済燃料の収支

令和5年度は、炉心から使用済燃料プールへ14体の使用済燃料を受け入れた。使用済燃料プールから使用済燃料貯槽No.1への移動はなく、対米輸送のため、使用済燃料貯槽No.1から使用済燃料貯槽No.2へ26体の使用済燃料（板状燃料）を移動した。また、使用済燃料貯槽No.1で貯槽中の旧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、同要素及び使用済燃料貯槽施設（DSF）で貯槽中の金属天然ウラン燃料要素の在庫変動はなかった。

2) 放射能濃度の監視

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

使用済燃料貯槽 No.1 : 検出限界以下（検出限界 $2.64 \times 10^{-1} \sim 4.29 \times 10^{-1} \text{ Bq/cm}^3$ ）

使用済燃料貯槽 No.2 : 検出限界以下（検出限界 $2.66 \times 10^{-1} \sim 4.25 \times 10^{-1} \text{ Bq/cm}^3$ ）

保管孔 (DSF) : $9.85 \times 10^{-3} \sim 1.25 \times 10^{-2} \text{ Bq/cm}^3$

3) 第 11 回研究炉使用済燃料の対米輸送

米国の「外国研究炉の使用済核燃料の引き受け対策」に基づく第 11 回目となる研究炉使用済燃料の対米輸送を実施し、使用済燃料貯槽 No.2 に貯蔵してあった JRR-3 使用済燃料要素（板状燃料/標準型）14 体を米国エネルギー省（DOE）に向け搬出した（令和 5 年 11 月、日本発）。

（本橋 純）

2.1.4 放射線管理

(1) 概況

令和 5 年度に実施された放射線作業において、いずれの作業も適切な放射線管理が行われ、作業者の異常な被ばく及び身体汚染はなかった。

(2) 放出放射性物質

JRR-3 から放出された放射性物質の年間放出量及び年間平均濃度を表 2.1.2 に示す。なお、使用済燃料貯蔵施設における放射性廃液（廃液量：4.4 m³）の放出については、検出下限濃度未満での放出であった。

(3) 実効線量

JRR-3 における放射線業務従事者の実効線量を表 2.1.3 に示す。

（角田 潤一）

表 2.1.2 JRR-3 から放出された放射性物質の年間放出量及び年間平均濃度

	放射性ガス		放射性塵埃			放射性廃液		
	⁴¹ Ar	³ H	⁶⁰ Co	¹³¹ I	³ H	⁶⁰ Co	¹³⁷ Cs	
年間放出量 (Bq/y)	2.8×10 ⁹	5.3×10 ¹⁰	0	0	6.7×10 ⁸	5.0×10 ⁵	<6.2×10 ⁵	
年間平均濃度 (Bq/cm ³)	<1.2×10 ⁻³	<1.7×10 ⁻⁴	<3.8×10 ⁻¹⁰	<2.4×10 ⁻⁹	2.9×10 ⁰	2.2×10 ⁻³	<2.7×10 ⁻³	

表 2.1.3 JRR-3 における放射線業務従事者の実効線量

	第 1 四半期	第 2 四半期	第 3 四半期	第 4 四半期	年 間
放射線業務従事者数 (人)	373	440	650	754	1025
総線量 (人・mSv)	0.0	0.6	1.2	1.6	3.4
平均線量 (mSv)	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
最大線量 (mSv)	0.0	0.2	0.2	0.2	0.6

* : 各四半期内に同一人が複数回の指定登録を行った場合には、1 人として算出

2.1.5 水・ガス管理

JRR-3の冷却系設備では、JRR-3本体施設運転手引に基づき各冷却設備から冷却水等のサンプリング及び分析を行い、水質を確認している。表2.1.4に示す各系統について、JRR-3本体施設運転手引により規定されている分析項目を、原子炉運転中及び原子炉停止中それぞれについて定められた分析頻度で分析を行った。これらの分析の結果に異常は見られず、JRR-3の冷却水等は適切に管理された。

(1) 1次冷却材

1次冷却水浄化系入口の水素イオン濃度指数(pH)測定結果は5.62～6.84、1次冷却水浄化系出口の水素イオン濃度指数(pH)の測定結果は5.46～6.09で、それぞれ管理基準値(5.0～7.5)の範囲であった。1次冷却水浄化系入口の導電率の測定結果は0.22～1.04 $\mu\text{S}/\text{cm}$ 、浄化系出口の導電率は0.07～0.12 $\mu\text{S}/\text{cm}$ であり、それぞれ管理基準値(5.0 $\mu\text{S}/\text{cm}$ 以下)の範囲であった。

(2) 2次冷却材

2次冷却水の水素イオン濃度指数(pH)の測定結果は7.02～8.14で、管理基準値(6.0～9.0)の範囲であった。防食剤を連続注入するとともに、補給水(原水)の水量を調整して、2次冷却水の導電率による管理を、約115～約842 $\mu\text{S}/\text{cm}$ で濃縮倍数が7以上を超えないように管理することにより、2次冷却系の防食の最適化に努めた。また、スライム防止剤を間欠注入してスライムの発生を防止し、熱交換器の熱貫流率の低下を抑制した。

(3) 使用済燃料プール水(SFプール水)

使用済燃料プール水浄化系入口の水素イオン濃度指数(pH)の測定結果は5.42～6.00、使用済燃料プール水浄化系出口の水素イオン濃度指数(pH)の測定結果は5.67～6.17で、それぞれ管理基準値(5.0～7.5)の範囲であった。

(4) ヘリウムガス

反射体重水のカバーガスのヘリウムガス濃度の測定結果は95.72～96.98 vol%で、管理基準値(90 vol%以上)の範囲であった。再結合器入口の重水素ガス濃度は0.64～0.88 vol%で、管理基準値(4.0 vol%以下)の範囲であった。

(5) 反射体重水

反射体重水の重水濃度の測定結果は99.45～99.55 mol%であり、濃度低下は認められなかった。また、水素イオン濃度指数(pH)の測定結果は5.50～6.24で、管理基準値(5.0～8.0)の範囲であった。導電率の測定結果は浄化系入口で0.18～0.34 $\mu\text{S}/\text{cm}$ 、浄化系出口で0.02 $\mu\text{S}/\text{cm}$ であり、それぞれ管理基準値(2.0 $\mu\text{S}/\text{cm}$ 以下)の範囲であった。

JRR-3で使用している重水には、国際規制物資として管理すべき重水が含まれていることから、全ての重水を国際規制物資に準じた計量管理方法で管理している。JRR-3で計量管理を行っている重水には、重水系で使用している「装荷重水」、購入したが使用していない「未使用重水」、JRR-3又は他の研究炉で使用し、現在は重水保管タンク等に保管状態にある「回収重水」が存在

する。重水の管理状況を表 2.1.5 から表 2.1.7 に示す。

1) 装荷重水

令和 4 年度末における JRR-3 の装荷重水量は 7,364.61 kg であった。令和 5 年度のプロセス計装の点検に伴い 2.24 kg を重水系に補給した。回収重水作業に伴い 27.90 kg を重水系から排出した。令和 5 年度末の装荷重水量は 7,338.95 kg となった。

2) 未使用重水

令和 4 年度末における JRR-3 の未使用重水量は 201.39 kg であった。令和 5 年度のプロセス計装の点検に伴い、2.24 kg を重水系に補給した。FNS より新たな重水を 1.73 kg 受け入れた。令和 5 年度末の未使用重水量は 200.88 kg となった。

3) 回収重水

令和 4 年度末における JRR-3 の回収重水量は 16,547.82 kg であった。令和 5 年度の回収重水作業に伴い 27.90 kg を重水系から受け入れた。令和 5 年度末の回収重水量は 16,575.72 kg であった。

(6) 冷中性子源装置 (CNS) 系

CNS のヘリウムガスの不純物分析を、原子炉運転前に行い、酸素濃度は最高濃度で 0.257 ppm、窒素濃度は最高濃度で 1.196 ppm で管理でき、管理基準値(酸素ガス及び窒素ガスの合計 10 ppm) 以下であった。

(井口 晋太郎)

表 2.1.4 JRR-3 水・ガス測定結果

系 統	項 目		管理基準値	測 定 結 果
1 次冷却水	水素イオン濃度指数 (pH)	浄化系入口	5.0 ~ 7.5	5.62 ~ 6.84
		浄化系出口		5.46 ~ 6.09
	導電率 (μS/cm)	浄化系入口	5.0 以下	0.22 ~ 1.04
		浄化系出口		0.07 ~ 0.12
トリチウム濃度 (Bq/cm ³)		—	1.21×10 ² ~ 1.36×10 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	5.42 ~ 6.00
		浄化系出口		5.67 ~ 6.17
ヘリウムガス	ヘリウムガス濃度 (vol%)		90.0 以上	95.72 ~ 96.98
	再結合器入口 重水素ガス濃度 (vol%)		4.0 以下	0.64 ~ 0.88
反射体重水	重水濃度 (mol%)		高濃度に維持	99.45 ~ 99.55
	水素イオン濃度指数 (pH)		5.0 ~ 8.0	5.50 ~ 6.24
	導電率 (μS/cm)	浄化系入口	2.0 以下	0.18 ~ 0.34
		浄化系出口		0.02
2 次冷却水	水素イオン濃度指数 (pH)	補給水	—	6.75 ~ 7.70
		2 次冷却水	6.0 ~ 9.0	7.02 ~ 8.14
	導電率 (μS/cm)	補給水	—	127.74 ~ 192.00
		2 次冷却水	原水の 7 倍以下	290.74 ~ 895.13

表 2.1.5 JRR-3 の装荷重水量

令和 4 年度末 装荷重水量 (kg)	補給重水量 (kg)	回収重水量 (kg)	廃棄重水量 (kg)	令和 5 年度末 装荷重水量 (kg)
7,364.61	2.24	27.90	0.00	7,338.95

表 2.1.6 JRR-3 の未使用重水量

令和 4 年度末 未使用重水量 (kg)	受入れ (kg)			払出し (kg)		令和 5 年度末 未使用重水量 (kg)
	購 入	譲 渡	計量調整	装 荷	計量調整	
201.39	0.00	1.73*	0.00	2.24	0.00	200.88

*核融合炉物理実験棟より譲渡

表 2.1.7 JRR-3 の回収重水量

令和 4 年度末 回収重水量 (kg)	受入れ (kg)			払出し (kg)			令和 5 年度末 回収重水量 (kg)
	重水系	その他	小 計	移 動	その他	小 計	
16,547.82	27.90	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	16,575.72

2.1.6 使用済燃料貯蔵施設の管理

使用済燃料貯蔵施設 (DSF) の運転・保守を行うとともに、定期事業者検査を実施した。

(1) 貯蔵設備の管理

1) 貯蔵設備及び取扱設備の管理

JRR-3原子炉建家、使用済燃料貯槽室及び燃料管理施設に設置されている使用済燃料移送装置、使用済燃料貯蔵ラック、使用済燃料貯槽水浄化系設備について、定期事業者検査及び自主点検を行い、機能及び性能を維持した。

2) 貯槽の水質管理

JRR-3使用済燃料貯槽No.1及びNo.2の水質は、年度を通じて維持管理基準値以内に管理し、適切な管理を行った。令和5年度における各貯槽の水質及びトリチウム濃度等を表2.1.8に示す。各貯槽においては、水素イオン濃度指数 (pH)、導電率、トリチウム濃度等に大きな変動はなかった。

3) 循環系設備の管理

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

(2) JRC-80Y-20T型核燃料輸送容器の定期自主検査

使用済燃料の対米輸送の準備として使用済燃料輸送容器の設計承認申請及び容器承認申請、米国ライセンス取得申請準備を行った。

また、核燃料輸送物設計承認書及び容器承認書に基づき、JRC-80Y-20T型核燃料輸送容器2基の定期自主検査 (外観検査、気密漏えい検査、吊上荷重検査、未臨界検査、伝熱検査、遮蔽検査) を実施し、当該輸送容器の健全性を確認した。

表2.1.8 JRR-3の使用済燃料貯槽の水質測定値

	維持管理値	貯槽No.1	貯槽No.2
水素イオン濃度指数 (pH)	5.0～7.5	5.49～5.84	5.52～5.90
導電率 ($\mu\text{S}/\text{cm}$)	10.0 以下	0.98～1.31	0.98～1.32
トリチウム濃度 (Bq/cm^3)	—	1.58～2.67	0.65～2.38
温度 ($^{\circ}\text{C}$)	—	17.0～26.5	16.0～26.5

(本橋 純)

2.2 JRR-3 照射設備等の保守・整備

(1) 定期事業者検査

定期事業者検査期間中（令和4年12月26日から令和5年8月10日）に、原子炉施設として技術基準に適合していることを確認するため、定期事業者検査（保安記録確認）を受検した。保安記録確認では、JRR-3 利用施設利用計画の照射試料の投入反応度が制限値以内であることの確認を受けた。また、耐震 B クラス以上の機器について、自主点検記録及び巡視記録に基づく保安記録確認（外観検査）を受けた。核燃料物質使用施設の定期事業者検査としては、炉室詰替セル及び実験利用棟詰替セルの外観検査を受検した。

併せて、上記の期間において JRR-3 利用施設の自主点検を実施した。自主点検としては、水力照射設備、気送照射設備、実験利用棟詰替セル設備及び炉室詰替セル設備、均一照射設備、回転照射設備、垂直照射設備、放射化分析用照射設備、水平実験孔設備及び中性子ビーム実験装置について外観点検、絶縁抵抗点検、警報点検、漏えい点検、負圧確認点検、インターロック点検、作動点検を実施した。また、冷中性子源装置に係る自主点検としては、ヘリウム冷凍設備及び本体設備について外観点検、絶縁抵抗点検、警報点検、作動点検、耐圧点検及び漏えい点検を実施した。

(2) 保守・整備

1) JRR-3 利用設備の運転及び保守・整備

JRR-3 利用設備の運転は、原子炉の運転に合わせて 6 サイクル実施した。各サイクルにおいて水力照射設備、気送照射設備及び放射化分析用照射設備の運転及び照射を実施した。水力照射設備では、医療用 RI である ^{198}Au 、 ^{192}Ir 製造のための照射、中性子放射化法による ^{99}Mo 製造技術の確立のための試験照射等が行われた。

定期事業者検査期間中の JRR-3 利用設備の保守としては、JRR-3 液体窒素貯槽定期自主検査、利用設備の放射線モニタ定期点検、実験利用棟詰替セルマニプレータ定期点検、水力照射設備

循環ポンプの定期点検、気送照射設備循環ブロワの定期点検、放射化分析照射設備の分析装置定期点検等を実施した。整備としては、垂直照射設備のうち温度制御装置、保護管圧力監視盤、圧力調整盤及び真空排気装置を整備するとともに、水力照射設備の取出機を更新した。

2) 冷中性子源装置の運転及び保守・整備

冷中性子源装置（CNS）の運転は、原子炉の運転に合わせて 6 サイクル実施した。定期事業者検査期間中の CNS の保守・整備として、本体設備について安全弁及び手動ベロー弁の分解点検を実施した。ヘリウム冷凍設備については安全弁、冷却塔手動弁及びヘリウム圧縮機用電動機の分解点検を実施した。各々の機器点検後、作動検査を実施し各機器が正常に作動することを確認した。

3) 中性子導管設備の運転及び保守・整備

中性子導管設備の運転は、原子炉の運転と合わせて 6 サイクル実施した。中性子導管設備の保守・整備としては、中性子導管設備真空装置のオイル交換及び試運転を実施し、真空装置が健全であることを確認した。

(岡田 祐次、山口 淳史、市村 俊幸)

2.3 NSRR の運転管理

2.3.1 運転

(1) 概況

令和 5 年度 NSRR 原子炉施設年間運転計画に基づき第 3 回定期事業者検査に係る自主検査及び自主点検を実施し、安全研究センター燃料安全研究グループの実験計画に基づくパルス運転を 3 回実施した。なお、令和 5 年度に原子炉の計画外停止は発生していない。令和 5 年度の運転実績を表 2.3.1 に示す。

(2) 水の管理

NSRR では、原子炉プールラインは毎日、燃料貯留プールラインは月例点検時にプール水精製系設備の運転を行い、各プールの水質を管理している。管理項目の測定結果を表 2.3.2 に示す。これらの測定結果に異常は見られず、水の管理は適切であった。

1) 原子炉プール

原子炉プール水について、pH の測定結果は 6.12～6.61 であり、管理目標値（5.5～7.0）の範囲であった。導電率の測定結果は 0.16～0.44 $\mu\text{S}/\text{cm}$ であり、管理目標値（0.5 $\mu\text{S}/\text{cm}$ 以下）の範囲であった。また、脱塩塔出口導電率の測定結果は 0.06～0.07 $\mu\text{S}/\text{cm}$ であった。

2) 燃料貯留プール

燃料貯留プール水について、pH の測定結果は 5.95～6.29 であり、管理目標値（5.5～7.5）の範囲であった。また、導電率の測定結果は 0.24～0.69 $\mu\text{S}/\text{cm}$ であり、管理目標値（1.0 $\mu\text{S}/\text{cm}$ 以下）の範囲であった。

(會澤 和希)

2.3.2 保守・整備

(1) 概況

令和 5 年度 NSRR 原子炉施設年間運転計画に基づき、令和 5 年 2 月 1 日から令和 5 年 8 月 4 日の期間で第 3 回定期事業者検査に係る自主検査及び自主点検を実施した。また、第 4 回定期事業者検査に係る自主検査及び自主点検を令和 6 年 2 月 1 日に開始した。

上記以外の主な保守・整備としては、特定化学設備等の定期自主検査、原子炉プールライニングの調査を実施した。

(2) 令和 5 年度に実施した主な保守・整備

1) 特定化学設備等の定期自主検査

NSRR には、特定化学設備として排液中和装置及び純水製造装置が設置されている。令和 5 年度の定期自主検査においては、排液中和装置及び純水製造装置を対象に外観検査、漏えい検査、絶縁抵抗検査、警報及びインターロック検査、作動検査を実施した。純水製造装置については、配管の漏えい検査も行った。本定期自主検査の結果、設備の性能が維持されていることを確認した。

2) 原子炉プールライニングの調査

長期施設管理方針「NSRR 原子炉施設保全計画（2019 年度～2028 年度）」に基づく作業として、原子炉プールライニングの健全性調査を実施した。令和 5 年度は、5 年間に 1 回の頻度で行う全数調査を実施しており、全ての測定対象箇所について肉厚を測定した。原子炉プールライニングの継続的な測定対象箇所の肉厚測定結果と比較したところ、大きな数値の変化は見られず、健全性が維持されていることを確認した。今後も継続して測定を実施し、データの蓄積を行っていく。

(會澤 和希)

2.3.3 燃料・炉心管理

(1) NSRR の燃料製作

令和 5 年度は、新燃料の製作を行わなかった。

(2) NSRR の燃料の交換

令和 5 年度は、燃料交換を実施しなかった。

(3) NSRR の燃料貯蔵量及び計量管理

NSRR 炉心燃料について、原子炉プール内ラック及び燃料貯留プールで貯蔵中の使用済燃料要素の在庫変動はなかった。また、令和 5 年 10 月に実在庫検査（棚卸し）を行い、IAEA 及び核物質管理センターの実在庫検認を受けた。

(鈴木 紗智子)

2.3.4 放射線管理

(1) 概況

令和5年度に実施した主な放射線作業は、炉心燃料の燃料検査等であった。これらの作業において作業者の有意な被ばく及び汚染はなく、放射線管理上、特に問題はなかった。

(2) 放出放射性物質

NSRR から放出された気体状放射性物質及び放射性廃液の年間放出量と年間平均濃度を表2.3.3に示す。放出された気体状放射性物質の⁴¹Arの年間放出量は 2.4×10^9 Bq/yであり、放出管理目標値(4.4×10^{13} Bq/y)を下回る値であった。また、放射性廃液中の⁶⁰Coの年間放出量については 1.8×10^5 Bq/yであり、放射線管理上、特に問題はなかった。

(3) 実効線量

NSRRにおける放射線業務従事者の実効線量を表2.3.4に示す。個人線量計による従事者の実効線量の平均値は0 mSvであり、放射線管理上、特に問題はなかった。

(鈴木 紗智子)

表 2.3.1 NSRR 運転実績表

実 験	運 転 日 (月/日)	運 転 時 間 (時間:分)	出 力 量 (kW・h)	計 画 外 停 止	備 考
HERA-高燃焼度模擬 試験 (HERA-PreH-2)	9/7	2:06	19.3	0	単一パルス
オスカーシャム燃料 実験(燃料破損に関する 規制高度化研究事業) (OS-4 (FGD-2))	10/26	2:07	30.6	0	単一パルス
ATF100 シリーズ(Cr コーティング被覆燃料 シリーズ) (ATF100-1)	11/1	2:02	22.8	0	単一パルス

表 2.3.2 NSRR プール水測定結果

項目	管理目標値	測定結果
原子炉プール水pH	5.5 ~ 7.0	6.12~6.61
原子炉プール水導電率 ($\mu\text{S}/\text{cm}$)	0.5 以下	0.16~0.44
脱塩塔出口導電率 ($\mu\text{S}/\text{cm}$)	プール水導電率より低いこと	0.06~0.07
燃料貯留プール水pH	5.5 ~ 7.5	5.95~6.29
燃料貯留プール水導電率 ($\mu\text{S}/\text{cm}$)	1.0 以下	0.24~0.69

表 2.3.3 NSRR における気体状放射性物質及び放射性廃液の年間放出量と年間平均濃度

	放射性ガス (原子炉棟)	放射性塵埃			放射性廃液
	^{41}Ar	原子炉棟		燃料棟	^{60}Co
		^{60}Co	^{131}I	^{60}Co	
年間放出量 (Bq/y)	2.4×10^9	0	0	0	1.8×10^5
年間平均濃度 (Bq/cm ³)	$<3.6 \times 10^{-3}$	$<7.0 \times 10^{-10}$	$<1.6 \times 10^{-8}$	$<6.9 \times 10^{-10}$	2.7×10^{-3}

表 2.3.4 NSRR における放射線業務従事者の実効線量

	第 1 四半期	第 2 四半期	第 3 四半期	第 4 四半期	年 間
放射線業務 従事者数* (人)	66	46	49	66	108
総線量 (人・mSv)	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
平均線量 (mSv)	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
最大線量 (mSv)	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0

* : 各四半期内に同一人が複数回の指定登録を行った場合には、1人として算出

2.3.5 実験設備等の保守・整備

(1) 定期事業者検査

核燃料物質使用施設等の第3回定期事業者検査に係る自主検査等を令和5年2月1日から令和5年7月7日の期間で実施し、カプセル装荷装置、フード、セミホットケーブル・セル、貯留タンク等の各機器について検査を行い異常のないことを確認した。また、第4回定期事業者検査に係る自主検査等を令和6年2月1日から開始した。

(2) 保守・整備

1) セミホットセル、セミホットケーブルの除染作業

照射済燃料実験のカプセル組立及び解体作業の回数を重ねることによりセミホットセル及びセミホットケーブル内部の放射能汚染レベルが高くなるため、内部の除染作業を行った。作業により、バックグラウンドのレベルまで除染することができた。除染後の汚染はスミヤ法により確認した。

(村松 靖之)

2.4 タンデム加速器の運転管理

2.4.1 運転

(1) 概況

令和5年度のタンデム加速器の実験利用運転（以下「マシンタイム」という。）は、第1回を令和5年4月10日から令和5年7月6日、第2回を令和5年10月19日から令和5年12月26日及び令和6年2月16日から令和6年3月26日までの期間で行った。

令和5年度のタンデム加速器の運転・保守状況を図2.4.1に示す。定期整備は67日、利用運転の日数は110日であった。

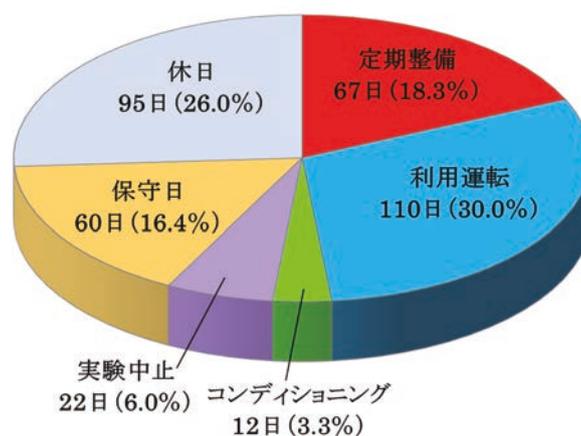


図 2.4.1 令和5年度タンデム加速器の運転・保守状況

() 内の数字は、年間の日数割合を示す。

(2) タンデム加速器の運転

令和5年度におけるタンデム加速器のマシントイム中の加速電圧ごとの利用日数を図2.4.2に示す。1日間に複数の加速電圧を利用している場合は、延べ日数として電圧の値を集計している。11 MV から 15 MV での利用が中心であった。

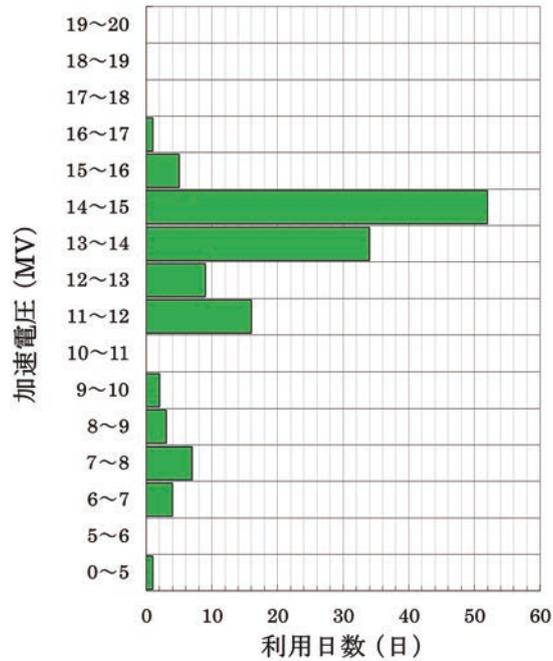


図 2.4.2 令和5年度タンデム加速器の加速電圧ごとの運転割合

マシントイム中に実験及び加速器開発のために使用した加速イオン種を図2.4.3に示す。1日間に複数の加速イオン種を利用している場合は、延べ日数として加速イオン種の値を集計している。タンデム加速器には、地上電位に3台(S3、S4、S5)の負イオン源(NIS)と高電圧端子(ターミナル)内に1台のターミナル ECR 正イオン源(TIS)が設置されており、多様なイオンを加速することが可能である。令和5年度は16元素22種類のイオンを加速し、イオンの供給は負イオン源が全体の54.7%、ターミナル ECR イオン源が45.3%であった。

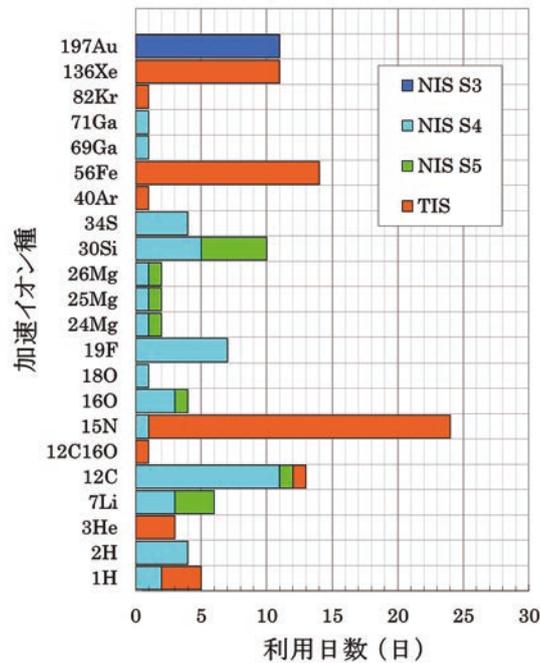


図 2.4.3 令和 5 年度の加速イオン種

(株本 裕史)

2.4.2 保守・整備

令和 5 年度は定期整備を 1 回、定期整備以外でタンク開放を伴う整備を 2 回行った。以下に保守・整備の概況、施設管理及び許認可の状況について述べる。

(1) 定期整備

定期整備は、令和 5 年 7 月 12、13 日にガス回収作業を行い、10 月 17 日にガス充填作業を行った。この間の整備作業では、主に以下の項目について実施した。

- ① ローテーションシャフト No.1 の電動機整備
- ② ローテーションシャフトのマウント整備 (#8, #17)
- ③ チャージングチェーンの隙間・ねじれ測定、回転テスト及び整備
- ④ 発電電圧計 (GVM) の整備、コロナプローブの点検及び作動テスト
- ⑤ 電磁石 (MQ, MS XX) 切り替えスイッチのギア外れ修理
- ⑥ ショーティングロッド接点及び挿入部の整備
- ⑦ 分割抵抗の点検及び抵抗値測定
- ⑧ ビームライン R2 のアライメント
- ⑨ 加速器タンク下の真空ポンプ (HE 側の TMP、IP) 更新
- ⑩ SF₆ 高圧ガス製造施設の定期自主検査及び保安検査
- ⑪ ベーパーライザーの定期自主検査及び性能検査
- ⑫ タンク内ゴンドラの整備及び性能検査

ローターティングシャフト No.1 #8 の軸受けマウントが破損し、ベアリングの金属片が飛散していたため軸受けマウントの交換を行った。使用期間は約 1 年であり、#8 で使用していた「軸受けマウント 2 号機」の通常の使用期間約 7 年よりもかなり短い期間での交換となった。「軸受けマウント 2 号機」はベアリングの嵌め合い寸法が大きく、また回転軸が 3 分割の構造になっている。そのために製作・組立等の精度のばらつきによってはベアリングに過大な負荷が加わる可能性があるため、短期間で破損が発生したと推測している。現在、この原因を改良した「軸受けマウント 3 号機」への更新を順次進めている。その他、ローターティングシャフト No.1 #7B、#17（どちらも 2 号機）の軸受けマウントから異音が発生していたため、軸受けマウントを 3 号機へ更新した。また、ローターティングシャフト No.1 の電動機が整備周期の約 10 年を過ぎたため、電動機の分解整備を実施した。

タンデム加速器のビームライン R2 のアライメントを実施した。設計上のビーム軸に対して、ターゲット位置が約 3 mm ずれていたため、ずれを 0.5 mm 以内となるように調整した。また、アライメント作業中にビームプロファイルモニター (BPM R2-1) のアパーチャーの脱落が判明したため、アパーチャーの固定具を強固なものに更新した。

加速器ターミナル内のフォイルストリップ (FS TL-1) のベルトが劣化し破損していることが判明した。予備品も同様に劣化しており使用に耐えないことから、別型のベルトを使用できるよう FS TL-1 の駆動部に応急的な加工を行い、FS TL-1 を使用している。今後の整備で取り外したベルトと同型のベルトに交換する予定である。

交換推奨時期を超過したチャージングチェーンの健全性を継続して診断するために、チェーンのペレット間の隙間距離 (テフロンスリーブの摩耗による伸び) を測定した。2 本のチェーンの計 1,653 箇所を 2 日掛けて実施した。平均値 5.6 mm に対して有意な隙間のある箇所は測定されず、正常と判断した。

令和 5 年 9 月 4 日から SF₆ 高圧ガス製造施設の定期自主検査を行い、令和 5 年 10 月 3 日に保安検査を受検し指摘事項はなかった。

ベーパライザーの性能検査を令和 5 年 8 月 29 日に受検し指摘事項はなかった。

ゴンドラの性能検査を令和 5 年 9 月 14 日に受検し指摘事項はなかった。

(2) 故障と修理、その他の整備

令和 5 年 5 月 7 日に加速器タンク内のターミナル ECR イオン源の引出電源 (EXT EC-1) が電源投入 (PWR EC-1 ON) と同時に高電圧 (約 26 kV) が出力される不具合が発生した。修理のために加速器タンクを開放し、故障原因を調査したところ制御用の CAMAC モジュール (C06N05、JAERI-OPT) の故障が判明した。モジュールの交換を行い、EXT EC-1 の正常動作を確認し、令和 5 年 5 月 18 日より加速器運転を再開した。

令和 5 年 6 月 14 日に振分電磁石電源 (BM 04-2) において「冷却ファン異常」及び「半導体温度異常」のランプが点灯し、電源自身の持つインターロックにより電源が停止した。原因調査をしたところ、振分電磁石電源の冷却ファンが故障により停止したことで「半導体温度異常」のインターロックが作動したことが判明した。故障した冷却ファン 1 台を交換し、電源の動作試験を実施した結果、冷却ファンの作動が正常であり、振分電磁石電源の動作に問題がないことが確

認でき、また他の冷却ファンに異常のないことが確認できたため、令和5年6月15日に加速器の運転を再開した。

令和5年6月25日に加速器タンク外の高エネルギー側のガスコンテイメントバルブ(BLV 03-1)とファストアクティングバルブ(BLV 03-2)間で真空度が悪化(100 Pa～大気圧程度)するトラブルが発生した。リーク箇所を調査したところ、イオンバンチャー室のグレーチングを跨ぐ単管の下側ガスケットでリークが発生していることが判明した。ガスケットの交換によりリークが収まったため、令和5年7月3日より加速器運転を再開した。

令和5年10月25日にローテーションシャフト No.2のインバータが過電流(定速時過電流)により停止した。一度は電源再投入により復旧したが、再度同様のエラーが発生したため、インバータの予備品との交換、配線及びパラメータ設定を自営で行い、10月27日に実負荷での動作確認を行い異常がないことを確認した後、運転を再開した。

(3) 施設管理

令和5年度のタンデム加速器建家における主な事項を次に示す。

- ・第2照射室給排気設備の補修(7月)
- ・消防設備に係る配管の一部更新(タワー屋上、呼水槽、B2F)(9月)
- ・火災感知器の一部更新(10月)
- ・建家蒸気配管の一部更新(10月)
- ・第1種管理区域外扉の一部補修(ホット機械室、ホット化学実験室、ホット測定室)(1月)
- ・消火栓ポンプ設置(1月)
- ・SF₆ 低圧ラインバルブの一部更新(V1～V4)(1月～2月)
- ・監視室窓ガラス補修(2月)
- ・液化窒素貯槽(タンデム加速器建家)設置(3月)

(4) 許認可

令和5年度は放射性同位元素等の規制に関する法律及び核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律に係る変更許可申請はなかった。

(沓掛 健一)

2.4.3 高圧ガス製造施設

(1) タンデム加速器高圧ガス製造施設

本施設はタンデム加速器の絶縁ガスとして使用している六フッ化硫黄(SF₆)ガスを液化回収して貯蔵するために使用されている。本施設は第一種製造者として高圧ガス保安法の適用を受けるため、年1回の定期自主検査の実施と保安検査の受検が義務付けられている。令和5年度は定期自主検査、保安検査及び施設の運転保守のための各種整備作業を以下のように実施した。

令和 5 年 8～10 月

定期自主検査に係る各種検査作業（気密検査、肉厚測定、貯槽の不同沈下率測定、温度計比較検査、圧力計比較検査、安全弁作動検査、液面計止め弁作動検査、高圧リミットスイッチ作動試験）を実施した。令和 5 年度の開放検査の対象機器は、アフタークーラー（A、B）、プリファイヤー、圧縮機（No.1、No.2）であった。

保安検査は令和 5 年 10 月 3 日に行われ、令和 5 年 10 月 11 日に保安検査証が交付された。

令和 5 年 8 月

第一種圧力容器（ペーパライザー）の定期自主検査を実施した。性能検査は令和 5 年 8 月 29 日に実施され合格した。

(2) 液化窒素貯槽（タンデム加速器建家）

本施設は、タンデム加速器の運転保守や加速器を利用した実験のために液化窒素及び乾燥窒素ガスを供給するための設備である。令和 3 年度に旧設備が不同沈下等の理由で廃止されたことを受け、令和 5 年度は設備の新設を行った。

設備の新設に伴い、液化窒素貯槽の設置についての高圧ガス製造施設等変更許可申請を茨城県に行い、令和 5 年 11 月 15 日付で許可された。その後、設置工事を令和 5 年 11 月から令和 6 年 3 月の期間で行った。設備の完成後、令和 6 年 3 月 15 日に茨城県による完成検査を受検し、令和 6 年 3 月 19 日付で検査証が交付された。

（松井 泰）

2.4.4 放射線管理

(1) 概況

令和 5 年度に実施された主な放射線作業は令和 5 年 7 月～10 月に行われた加速器定期整備である。これらの作業での異常な被ばく及び汚染の発生はなく、放射線管理上特に問題はなかった。

(2) 放出放射性物質

タンデム加速器建家から放出された放射性物質の年間平均濃度及び放出量を表 2.4.1 に示す。放射性廃液の総排出量は 27 m³であった。廃液中の ⁶⁰Co、¹³⁷Cs、²³⁷Np の平均濃度は例年とほぼ同じであった。また上記以外の核種の検出はなかった。放出された放射性塵埃の量はいずれも検出限度未満であった。

(3) 実効線量

タンデム加速器における放射線業務従事者の実効線量を表 2.4.2 に示す。

表 2.4.1 タンデム加速器における放射性塵埃及び放射性廃液の年間放出量と年間平均濃度

核種	放射性廃液				放射性塵埃	
	⁶⁰ Co	¹³⁷ Cs	²³⁷ Np	その他	⁶⁰ Co	²³⁷ Np
年間放出量 (Bq/y)	7.0×10 ⁴	6.8×10 ⁴	5.1×10 ³	0	0	0
年平均濃度 (Bq/cm ³)	2.6×10 ⁻³	2.5×10 ⁻³	1.9×10 ⁻⁴	0	<1.0×10 ⁻¹⁰	<6.0×10 ⁻¹¹

表 2.4.2 タンデム加速器における放射線業務従事者の実効線量

	第 1 四半期	第 2 四半期	第 3 四半期	第 4 四半期	年 間
放射線業務 従事者数 (人)	85	97	100	96	123
総線量 (人・mSv)	0.1	0.0	0.0	0.0	0.1
平均線量 (mSv)	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
最大線量 (mSv)	0.1	0.0	0.0	0.0	0.1

* : 各四半期内に同一人が複数回の指定登録を行った場合には、1人として算出

(遊津 拓洋)

2.5 ラジオアイソトープ製造棟の管理

2.5.1 施設の管理

令和5年度はラジオアイソトープ製造棟306室パネルシャッター開閉動作不良に係る整備を実施するため、開閉器及びチェーンリミットの交換を行い、パネルシャッターの開閉時に異状なく動作することを確認した。また、医療用RI製造に係る試験に伴い発生した照射用アルミニウムキャプセル等の廃材については、所内廃棄物(B-1区分固体廃棄物)として高レベル放射性廃棄物用キャスクに収納して搬出した。

2.5.2 RIの製造及び開発の管理

ラジオアイソトープ製造棟における主な作業は、定常的な医療用線源の製造及び開発である。海外の研究炉で照射し生成したRIをラジオアイソトープ製造棟に搬入し試験検査した後、医療用線源・工業用線源として国内に頒布している。令和5年度は医療用線源として1,067個の¹⁹⁸Au(1.1 GBq/個)及び48個の¹⁹²Ir(IHS-1(740 MBq/個), ISS-1(370 MBq/個))を製造し、377個の¹⁹²Ir(370 GBq/個)の検査を実施し、頒布した。また、RI製造技術開発の一環として

JRR-3 で照射した試料 (MoO_3 及び Lu_2O_3) の照射後試験を行った。

2.5.3 放射線管理

ラジオアイソトープ製造棟では、令和 5 年度における放射線管理上の問題は特になかった。令和 5 年度の排気中の気体状放射性物質の年間平均濃度及び年間放出量を表 2.5.1 及び表 2.5.2 に、放射性廃液の年間放出量を表 2.5.3 に、放射線業務従事者の実効線量を表 2.5.4 に示す。

(千葉 悠介)

表 2.5.1 ラジオアイソトープ製造棟における排気中の気体状放射性物質年間平均濃度（放射性塵埃）と年間放出量

放射 性 塵 埃							
200 エリア排気口		300 エリア排気口		400 エリア排気口		600 エリア排気口	
⁶⁰ Co		⁶⁰ Co		⁶⁰ Co		⁶⁰ Co	
年間平均濃度	放出量	年間平均濃度	放出量	年間平均濃度	放出量	年間平均濃度	放出量
(Bq/cm ³)	(Bq)						
<4.4×10 ⁻¹⁰	0						

表 2.5.2 ラジオアイソトープ製造棟における排気中の気体状放射性物質年間平均濃度（放射性ガス）と年間放出量

放射 性 ガ ス					
200 エリア排気口		300 エリア排気口		400 エリア排気口	
³ H		³ H		³ H	
年間平均濃度	放出量	年間平均濃度	放出量	年間平均濃度	放出量
(Bq/cm ³)	(Bq)	(Bq/cm ³)	(Bq)	(Bq/cm ³)	(Bq)
<2.1×10 ⁻⁴	0	<2.1×10 ⁻⁴	0	<2.1×10 ⁻⁴	0

表 2.5.3 ラジオアイソトープ製造棟における放出放射性廃液の年間放出量

放射性廃液	
放出量 (Bq)	
³ H	²¹⁰ Po
—	—
R5	—

「 — 」：不検出

表 2.5.4 ラジオアイソトープ製造棟における放射線業務従事者の実効線量

	第 1 四半期	第 2 四半期	第 3 四半期	第 4 四半期	年 間
放射線業務 従事者数* (人)	45	93	71	59	166
総線量 (人・mSv)	0.2	0.1	0.4	0.7	1.4
平均線量 (mSv)	0.00	0.00	0.01	0.01	0.01
最大線量 (mSv)	0.1	0.1	0.1	0.2	0.5

*：各四半期内に同一人が複数回の指定登録を行った場合には、1人として算出

(千葉 悠介)

2.6 トリチウムプロセス研究棟の管理

2.6.1 施設の管理

トリチウムプロセス研究棟 (TPL) における業務は、平成 28 年 4 月に締結された原子力機構と国立研究開発法人量子科学技術研究開発機構 (QST) との連携協力に係る包括協定及び TPL の利用等に関する協力についての覚書と、令和 3 年 2 月に取り交わした TPL の廃止措置に関する協力についての覚書に基づき実施している。これらの覚書は QST による ITER トリチウム除去系統合システム性能確認試験の完了に伴い、令和 5 年 4 月に再締結された。

令和 5 年度の TPL 管理技術課の主な業務は、TPL 内装設備の運転・保守管理、QST 試験終了に伴う装置等の解体撤去に向けた準備及び装置等の解体撤去並びにトリチウム貯蔵用ウランベッドの安定化処理技術開発である。

(1) 内装設備の運転・保守管理

TPL 内装設備は、3 重の閉じ込め系 (実験装置・グローブボックス・実験室) ごとに設置しているトリチウム除去設備 (排出ガス処理設備 (ERS)、不活性ガス精製設備 (GPS)、空気浄化設備 (ACS)) を中核としたトリチウムを安全に使用するための各種設備から構成されており、これら設備の昼夜連続運転を実施した。令和 5 年度は QST が実施した ITER トリチウム除去系統合システム性能確認試験装置の除染作業に伴う排ガスについて、ERS 及び ACS による処理運転を行った。ACS 乾燥塔は、モレキュラーシーブ乾燥塔再生設備 (DRS) による再生運転を 1 回実施し、トリチウム水を回収した。また、施設管理として、法令及び所内規定に基づく定期自主検査を計画的に実施し、技術上の基準に適合していることを確認した。

一般高圧ガス製造施設である液化窒素貯槽は、危害予防規程に基づき巡視、点検及び定期自主検査を実施し、設備の安全を確保した。老朽化対策として、液化窒素貯槽の再塗装を実施した。

また、TPL におけるトリチウムの計量管理及びトリチウム貯蔵設備 (TSS) 校正作業を実施し、環境省原子力規制委員会及びトリチウム供給国であるカナダ政府への計量管理報告を行った。

(2) 試験終了に伴う装置等の解体撤去に向けた準備

令和 4 年 9 月に QST による ITER トリチウム除去系統合システム性能確認試験が終了したことに伴い、使用の場所である 021 号室（実験室Ⅲ）のフード 4 基を撤去するため、放射性同位元素等の許可使用に係る変更許可申請について、令和 4 年 9 月 27 日に変更許可申請を行い、令和 5 年 7 月 24 日に変更許可を取得した。

(3) 装置等の解体撤去

令和 5 年 6 月より QST による装置等の解体撤去作業が開始された。解体撤去作業は、原子力機構の作業責任者等認定制度に基づき行われ、TPL の施設管理体制の下で実施した。

解体撤去で発生した放射性固体廃棄物についても、TPL の施設管理の下で管理、保管、引き渡しを行った。

フード 4 基の解体撤去作業は、放射性同位元素等の許可使用に係る変更許可の取得後から開始し、令和 5 年 10 月に完了した。

QST による装置等の解体撤去作業は、令和 5 年 12 月に全ての作業を完了した。

(4) トリチウム貯蔵用ウランベッドの安定化处理技術開発

令和 5 年度は、ウランベッドに残留するトリチウム除去のために実験室 I フードに設置したウランベッド中微量トリチウム計量・排気装置（TRU）の調整作業を行い、令和 5 年 9 月より、ウランベッドの安定化处理作業に向けてウランベッド内に残留するトリチウムの除去作業を開始した。対象となるウランベッドは計 8 基あるが、初めにトリチウム吸蔵量の少ないウランベッド「線源その 2」から作業を開始した。

トリチウム除去作業の手順としては「線源その 2」ウラン充填部を TRU 加熱装置で 400℃及び 450℃に昇温し、高真空排気することにより、残留するトリチウムの除去を行った。加熱温度は 400℃で 11 回、450℃で 6 回行った。その後、常温で「線源その 2」にトリチウムの安定同位体である水素ガスを吸蔵させることでウランベッド中に残留するトリチウムの希釈操作を行い、その後 450℃に昇温して水素ガスを放出させながら高真空排気することにより、残留するトリチウムを除去した。水素ガス吸蔵は 5 回、高真空排気は加熱温度 450℃で 4 回行った。除去されたトリチウム量は、随時、高真空排気するガスを TRU 計量タンクに移送し、そのガスをトリチウム水捕集装置で転換・捕集したトリチウム水濃度を計測することにより評価している。

（倉田 理江、鈴木 卓美）

2.6.2 放射線管理

TPL では、令和 5 年度における放射線管理上の問題は特になかった。令和 5 年度の排気中の気体状放射性物質の年間平均濃度及び年間放出量を表 2.6.1 に、放射性廃液の年間放出量及び年間廃液量を表 2.6.2 に示す。また、放射線業務従事者の実効線量を表 2.6.3 に示す。

表 2.6.1 TPL における排気中の気体状放射性物質の年間平均濃度（放射性ガス）と年間放出量

放射 性 ガ ス				
スタック				
³ H (HT)		³ H (HTO)		³ H (HT+HTO)
年間平均濃度	放出量	年間平均濃度	放出量	放出量
(Bq/cm ³)	(Bq)	(Bq/cm ³)	(Bq)	(Bq)
< 2.4×10 ⁻⁵	6.9×10 ⁸	9.4×10 ⁻⁶	4.2×10 ⁹	4.9×10 ⁹

表 2.6.2 TPL における放出放射性廃液の年間放出量と年間廃液量

放射性廃液	
年間放出量 (Bq)	年間廃液量
³ H	(m ³)
2.0×10 ⁹	164

表 2.6.3 TPL における放射線従事者の実効線量

	第 1 四半期	第 2 四半期	第 3 四半期	第 4 四半期	年 間
放射線業務従事者数* (人)	32	31	35	36	53
総線量 (人・mSv)	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
平均線量 (mSv)	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
最大線量 (mSv)	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0

*：各四半期内に同一人が複数回の指定登録を行った場合には、1人として算出

(倉田 理江)

2.7 その他の施設の管理

2.7.1 JRR-1 の管理

JRR-1 の管理としては JRR-1 残存施設である地階の実験室並びに JRR-1 展示室内にある JRR-1 旧炉体及び地階のサブパイル室の点検及び保守を行っている。実験室は非密封の放射性同位元素使用施設及び政令 41 条非該当の核燃料使用施設で、JRR-1 旧炉体及びサブパイル室は政令 41 条非該当の核燃料使用施設である。現在、JRR-1 は放射性同位元素使用施設及び核燃料使用施設ともに放射性物質の保有はなく、令和 5 年度の使用もなかった。また、JRR-1 は平成 29 年 4 月 1 日に策定された施設中長期計画において廃止施設の対象となったが、令和 5 年度は廃止に向けた作業の進捗はなかった。

(岡田 祐次)

2.7.2 FEL 研究棟の管理

FEL 研究棟は、加速器管理課の他に、先端基礎研究センター2 グループ、原子力基礎工学研究センター1 グループに利用された。

FEL 研究棟は密封された放射性同位元素の使用施設であり、半導体検出器の校正線源 ^{137}Cs 、7.4 MBq を貯蔵箱で貯蔵している。令和 5 年度における放射性同位元素の使用はなかった。

平成 29 年度に行った建家の耐震診断の結果、構造耐震指標の最小値は FEL 研究棟：0.10、2MV V.d.G：0.00 であったため、それぞれ「地震対応マニュアル（原子力科学研究所 FEL 研究棟）」、「地震対応マニュアル（2MV V.d.G）」により、立入禁止エリア、地震時立入禁止建家を設定し、教育訓練を行い地震時における居住者の安全確保を図っている。

その他、令和 5 年度の FEL 研究棟における主な事項を次に示す。

- ・ 建家受変電設備定期点検に伴う機器の停止及び復電作業（6 月）
- ・ 所内一斉停電に伴う機器の停止及び復電作業（7 月）
- ・ 受変電設備定期点検（2MV V.d.G）に伴う機器の停止及び復電作業（9 月）
- ・ 機械室窓ガラス補修（2 月）

（沓掛 健一）

2.8 主な技術的事項

2.8.1 R2 ビームラインのアライメント修正

タンデム加速器のビームラインのうち、近年ビームの調整に時間を要していた R2 ビームラインについてアライメント修正を行い、調整運転の効率化を図った。

アライメントはセオドライト（角度測量器）を用いて行い、振分電磁石の下流からターゲット用アパーチャーまでをビームダクト内を見通して要所の位置確認と修正を行った。R2 ビームラインの終端である被照射側の機器は、平成 20 年に利用者側で作成した基準に合わせてアライメントされており、設置当初に墨付けされた基準に対する変位は、水平方向で最大約 5 mm、垂直方向で最大約 2.5 mm であった。一方、ビーム集束レンズのアライメントは設置当初に墨付けされた基準に対し行われているため、被照射側の機器がビーム集束レンズと同一の基準となるよう設置当初に墨付けされた基準に合わせ直すこととした。修正後の変位は全体で 1 mm 以内に、とりわけターゲット直前のアパーチャーについては 0.5 mm となった（図 2.8.1）。また、同ビームラインのビームプロファイルモニター（BPM）のアパーチャーが脱落していた（図 2.8.2）ため、治具を強固なものに更新し、再固定を行った（図 2.8.3）。アパーチャーが脱落した原因として、本来あるべき箇所から 2 m 程度上流に脱落していたことから、意図しない真空ブレークに伴い発生した風圧によって吹き飛ばされたものと想像される。

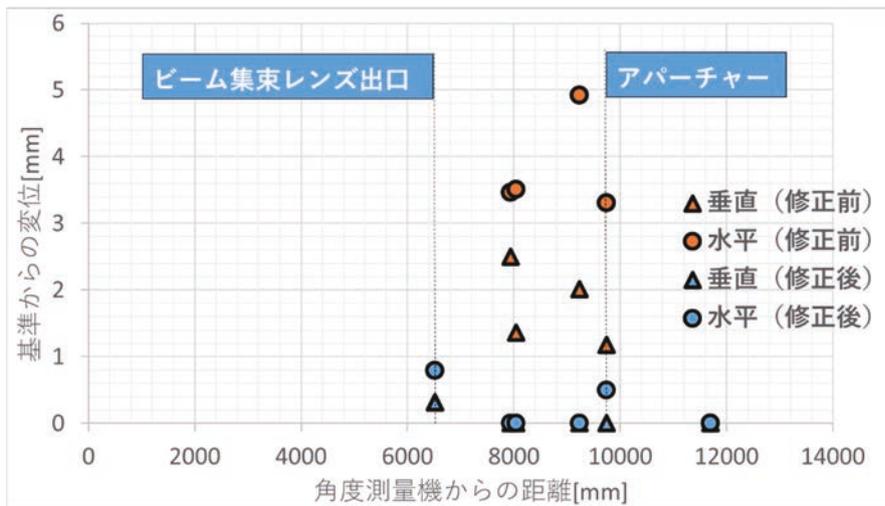


図 2.8.1 アライメント修正前後の変位

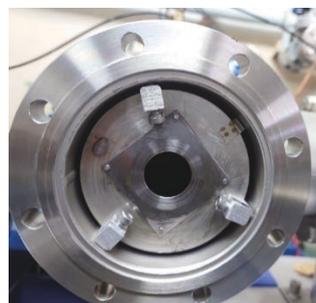


図 2.8.2 脱落していた BPM アパーチャー 図 2.8.3 再固定された BPM アパーチャー

(遊津 拓洋)

2.8.2 ^{99}Mo 製造のための JRR-3 における照射条件の確立に向けた取組み

(1) 背景

ラジオアイソトープ (RI) は医療分野や工業分野等における活用が進められており、特に医療分野においては、RI を用いた診断用や治療用に広く普及している。RI を用いた診断 (核医学画像検査) は、陽電子を検出する PET 検査と γ 線を検出する SPECT 検査に大別され、検査対象等に応じ使い分けられている。我が国では、PET 診断で用いられる RI については、国内 150 の医療機関が加速器を整備して院内製造を行っているほか、国内 2 企業が加速器により製造し供給を行っており、供給不足のリスクが小さい。一方、SPECT 検査で最も多く用いられている $^{99}\text{Mo}/^{99\text{m}}\text{Tc}$ については、1970 年代から 1980 年代にかけて、日本原子力研究所 (当時) において技術開発が進められていたが、国内需要を十分に満たせないことに加え、海外からの供給が確保されたことなどから製造が中止され、現在では $^{99}\text{Mo}/^{99\text{m}}\text{Tc}$ の全量を輸入に依存している。しかし、海外原子炉の計画外停止や自然災害に伴う空輸トラブルによって、 $^{99}\text{Mo}/^{99\text{m}}\text{Tc}$ の供給が不安定となり、幾度も製品欠品につながるなど医療に影響を及ぼしている。

このような状況を含め、国内で流通している RI の多くが海外輸入されていることなどを踏ま

えて、原子力委員会は、医療用をはじめとする RI の製造・利用推進に係る必要な検討を行うため、「医療用等ラジオアイソトープ製造・利用専門部会」を設置し、輸入に依存している医療用 RI 及び重要 RI の国産化等を実現するために、試験研究炉や加速器を用いた研究開発から実用化、普及に至るまでの取組を順次一体的に推進する方策を検討し、令和 4 年に「医療用等ラジオアイソトープ製造・利用推進アクションプラン」（以下「アクションプラン」という。）を取りまとめた[1]。

このアクションプランにおいて、 $^{99}\text{Mo}/^{99\text{m}}\text{Tc}$ は重要な核種に位置づけられており、令和 9 年度までに国内研究炉及び加速器を含め国内需要の約 3 割の国内製造を目指すことを目標として掲げている。そのため、原子力機構では JRR-3 を用いた ^{99}Mo の製造に関わる研究開発に取り組んでいる。

(2) 令和 4 年度までの ^{99}Mo 製造に向けた取り組み及び課題点に関して

JRR-3 が運転再開した令和 3 年度から令和 4 年度にかけて、 ^{99}Mo 製造に係る照射試験として天然比率の三酸化モリブデン (MoO_3) 粉末試料を加圧・焼結加工をして 1g ($\phi 10 \times 10$ mm 相当) の標準ペレットを作成し、水力照射孔 (HR-1、HR-2) 及び垂直照射孔 (VT-1, RG-1 図 2.8.4) を用いて照射を行い、ペレットの外観確認及び ^{99}Mo の生成量評価を実施した。さらに、 ^{99}Mo の供給先となる製薬メーカーに溶液として供給することも想定し、生成された ^{99}Mo を含む照射後ペレットの溶解試験を実施した[2]。

照射後のペレットの外観を確認すると、水力照射で 1 日照射、水力照射で 10 日照射及び垂直照射孔で照射した試料は黒色化した試料が得られた (図 2.8.5)。これらの試料について放射能測定を行った結果、計算により予想された生成量と同程度の ^{99}Mo が生成されることを確認した。

また、各照射試料を NaOH 溶液で溶解したところ、水力照射孔で 1 日照射した試料は加温することなく溶解し、水力照射孔で 10 日照射した試料は加温することで概ね溶解した。一方で、垂直照射孔で照射した試料では、加温しても完全にペレットが溶解せず、黒色の残渣が確認され、 H_2O_2 を少量追加することで溶解することを確認した (図 2.8.6)。これは、照射時にキャプセル内の酸素が欠乏し MoO_3 が不溶性の MoO_2 に還元されてしまったためペレットが黒色化したものと推定される。また、照射時間が長くなるにつれ、還元された MoO_2 の割合が上がるため、照射時間の長い試料 (垂直照射孔で照射した照射試料や水力照射孔で 10 日照射した照射試料) に関しては溶解しにくい状態になったと考えられる。

(3) 令和 5 年度における ^{99}Mo 製造に向けた取り組みに関して

前年度までの実験を踏まえ、Mo の照射後にペレットが黒色化し、溶解しにくい環境下にならないようにするため、キャプセルに酸素を充填して照射を試みた。また、前年度までは照射する Mo の量が 1g 程度であったが、Mo の実供給を考えるとキャプセル内に Mo を大量に充填する必要があることから、ペレットサイズを変更 ($\phi 10 \times 10$ mm から $\phi 20 \sim 23 \times 10$ mm) して照射試験を試みた。令和 5 年度では Mo の照射試験を 5 回 (内 研究炉技術課分 2 回、大洗研究所ホットラボ課 3 回) 実施した。

研究炉技術課分の 2 回の照射のうち 1 回は、10g ($\phi 20 \times 10$ mm 相当) のペレットを 1 つ作成

し、酸素を含んだ混合ガス（N：O=7：3）で充填された状態で6日間照射を実施した。もう1回の照射では、13g（φ23×10mm相当）ペレットを3つ作成し、酸素を含んだ混合ガスで充填された状態で6日間照射を実施した。

照射後の試料を確認すると、ペレットに黒色化は見られなかった。また、後者の照射後試料を確認すると接触面及びペレット全体にも黒色化は見られなかった。また、それらのペレットをMoO₃ 1g当たり4mL相当の水酸化ナトリウム水溶液（6M）を加えて攪拌したところ、加温することなく、5～10分程度で溶解することを確認し、30分で完全に溶解することを確認した。

(4) 総括

令和5年度の試験を通して、水力照射設備を用いた照射に関しては概ね計算値と同程度の⁹⁹Moが生成されることを確認した。また、ペレットの黒色化による溶解時の溶け残りが懸念されたが、キャプセル内に十分な量の酸素を充填することで、ペレットの黒色化が見られず、また溶解時の溶け残りも目視にて確認されなかった。そのため、同様の条件で照射を行うことで、垂直照射設備を用いた照射に関しても溶解時における問題はなくなるものと考えられる。

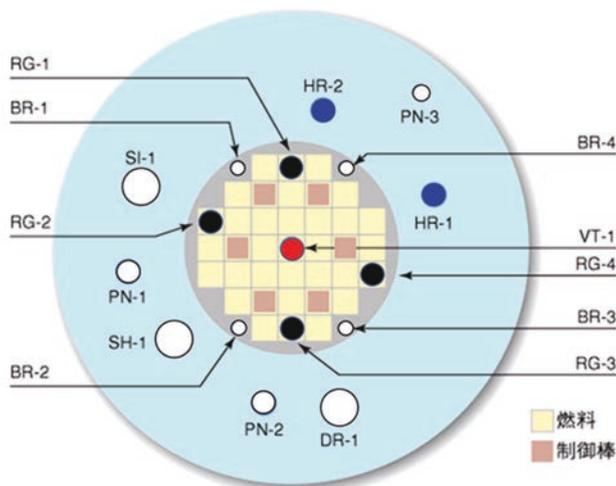


図 2.8.4 JRR-3 における照射設備の配置図

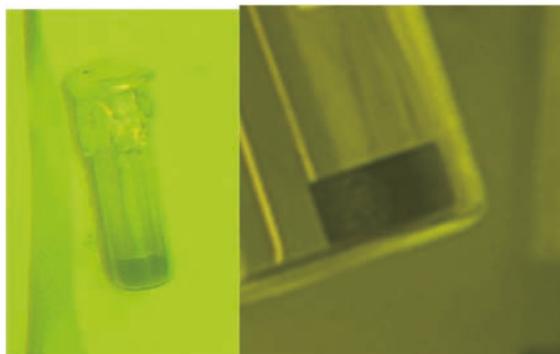


図 2.8.5 照射後の試料の外観



図 2.8.6 溶解試験時の様子

(左図:水力照射孔で照射した試料の溶解の様子、中図:垂直照射孔で照射した試料の溶解の様子、右図:中図に H_2O_2 を添加した時の溶解の様子)

参考文献

- [1] 原子力委員会、“医療用等ラジオアイソトープ製造・利用推進 アクションプラン”、2022.
- [2] 日本原子力研究開発機構、“モリブデン 99/テクネチウム 99m 国内製造に向けた JAEA の進捗報告”、2023.

This is a blank page.

3. 研究炉及び加速器の利用

Utilization of Research Reactors and Tandem Accelerator

This is a blank page.

3.1 JRR-3の施設利用

3.1.1 利用対応組織（JRR-3 ユーザーズオフィス）

JRR-3の施設供用に関わる業務の外部利用者の窓口として、JRR-3 ユーザーズオフィスは、原子力機構の物質科学研究センター、JAEA イノベーションハブ及び原子力科学研究所研究炉加速器技術部の3つの部署にまたがる組織として、部長通達のもと設立し運営されている。

JRR-3 ユーザーズオフィスは施設供用に関係する利用者からの利用相談、利用申し込み手続き、利用支援及び実験後手続きに関して一元化を行うことで、利便性の向上を図るとともに、施設供用利用の課題審査を円滑に進めるため、JRR-3の施設供用利用に関係する専門部会（中性子ビーム利用専門部会及び炉内中性子照射等専門部会）の事務局として、課題審査の対応を行っている。

また、アウトリーチ活動、新規需要の掘り起こし及び成果発信も実施することで、JRR-3による中性子ビーム外部利用に関する業務において、中心的な役割を果たしている。

3.1.2 利用状況

令和5年度のJRR-3施設供用運転について、年間7サイクルの運転を計画していたが、令和6年3月16日に2系統ある地震計のうち1系統が故障しR3-2023-07サイクル（3月18日～4月5日）の運転を取り止めたため、年間6サイクルの運転となった。

JRR-3利用設備の利用可能な能力（設備利用能力）を図3.1.1に示す。照射に係る設備利用能力は46,917（時間・照射孔）であり、短時間照射が0.3%（気送照射設備）、長時間照射が17%（水力照射設備）、垂直照射設備によるサイクル照射が0%の利用率であった。

また、ビーム実験に係る設備利用能力は93,555（時間・実験孔）であり、利用率は全ての設備において100%であった。

(1) 照射利用

令和5年度のJRR-3の照射利用は、利用件数59件、キャプセル個数178個の照射実績であった。JRR-3における照射利用実績を表3.1.1及び表3.1.2に示す。照射における利用件数及び照射キャプセル個数は、原子力機構内利用24件53個、原子力機構外利用35件125個であった。また、水力照射設備（HR-1,2）では36個、気送照射設備（PN-1,2）が39個、放射化分析用照射設備（PN-3）で103個のキャプセルが照射された。

研究炉における照射キャプセル数の推移を図3.1.2に示す。なお、平成23年度から令和2年度は東日本大震災の影響により運転停止していたため利用はない。JRR-3における照射目的別利用状況を図3.1.3に示す。照射目的は放射化分析、RI製造、照射損傷等の分野で利用された。

(2) ビーム実験利用

JRR-3においては、中性子ビーム実験装置を用いた中性子散乱実験、中性子ラジオグラフィ実験、即発γ線分析等が実施された。利用件数及び利用延べ日数は、原子力機構内利用223件（1,464件・日）、原子力機構外利用467件（2,808件・日）で、合計690件（4,272件・日）であった。研究炉における実験利用状況を図3.1.4に示す。

中性子散乱実験では、中性子回折装置や中性子分光器を用いてナノ材料の構造・機能の解明、電池材料等エネルギー関連材料、磁性材料、超伝導材料、高分子材料及びタンパク質等生体物質の機能や構造解明のため実験が行われた。また、民間企業による残留応力測定や工業製品の結晶構造解析なども実施された。中性子散乱実験分野別利用状況（Ⅰ）（Ⅱ）を図 3.1.5 及び図 3.1.6 に示す。この図は、中性子散乱の実験目的を分類し、利用日数、テーマ数、利用者延日数をグラフ化したものである。これを見ると磁性の研究が最も多く、次いで高分子の研究、残留応力、強相関、構造と励起等の順になり磁性の研究が活発であることが分かる。

中性子ラジオグラフィ実験（NRG）では、模擬コンクリート材料評価、イメージング用画像解析手法の開発、根圏構造の可視化を目的とした各種実験が実施された。即発γ線分析（PGA）では、ホウ素濃度定量法の開発、隕石、原始惑星等の分析が実施された。

令和 5 年度の中性子ビーム実験における利用者延べ人数は、原子力機構内 6,641 人・日、原子力機構外（ほとんどが大学関係）13,392 人・日で合計 20,033 人・日の実績であった。JRR-3 中性子ビーム実験利用者数の推移を図 3.1.7 に示す。なお、平成 23 年度から令和 2 年度は東日本大震災の影響により運転停止していたため中性子ビーム実験は行われていない。

(3) 実験室の利用状況

施設供用実験室として開放している JRR-3 炉室 PN-3 実験室、研究炉実験利用棟 1 階の実験室 1 及び 2 では、例年どおり環境試料の放射化分析実験、照射試料の作製や開封作業が実施された。JRR-3 実験室では、気送照射設備で照射した大気浮遊塵、金属チタン、金、植物種子、野生動物の食物等の試料の放射化分析が実施された。令和 5 年度に実施された実験項目は 21 件、実験延べ日数は 27 日であった。

(山口 淳史)

表 3.1.1 JRR-3 における照射利用実績

原子炉		原子力機構内	原子力機構外	合計
JRR-3	件数	24	35	59
	個数	53	125	178

表 3.1.2 2023 年度 JRR-3 における照射実績

照射孔 サイクル	原子力機構内の利用									原子力機構外の利用									サイクル別合計
	V T 1	R G 1~4	B R 1~4	S H 1	D R 1	H R 1,2	P N 1,2	P N 3	S I 1	V T 1	R G 1~4	B R 1~4	D R 1	H R 1,2	P N 1,2	P N 3	S I 1		
1サイクル (8/21~9/15)	件数					3	1	1						1	1			7	
	個数					3	7	5						1	1			17	
	継続																	(0)	
2サイクル (9/25~10/20)	件数													4		3		7	
	個数													4		52		56	
	継続																	(0)	
3サイクル (10/30~11/24)	件数					5	1							3	3	2		14	
	個数					5	7							3	5	18		38	
	継続																	(0)	
4サイクル (12/4~12/22)	件数					5								1				6	
	個数					5								1				6	
	継続																	(0)	
5サイクル (1/8~2/2)	件数					4	1							7	2	2		16	
	個数					4	1							7	2	21		35	
	継続																	(0)	
6サイクル (2/12~3/8)	件数					1	1	1						2	4			9	
	個数					1	8	7						2	8			26	
	継続																	(0)	
7サイクル (3/18~4/5)	件数																	0	
	個数																	0	
	継続																	(0)	
サイクル合計	件数	0	0	0	0	0	18	4	2	0	0	0	0	18	10	7	0	59	
	個数	0	0	0	0	0	18	23	12	0	0	0	0	18	16	91	0	178	
	継続	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	

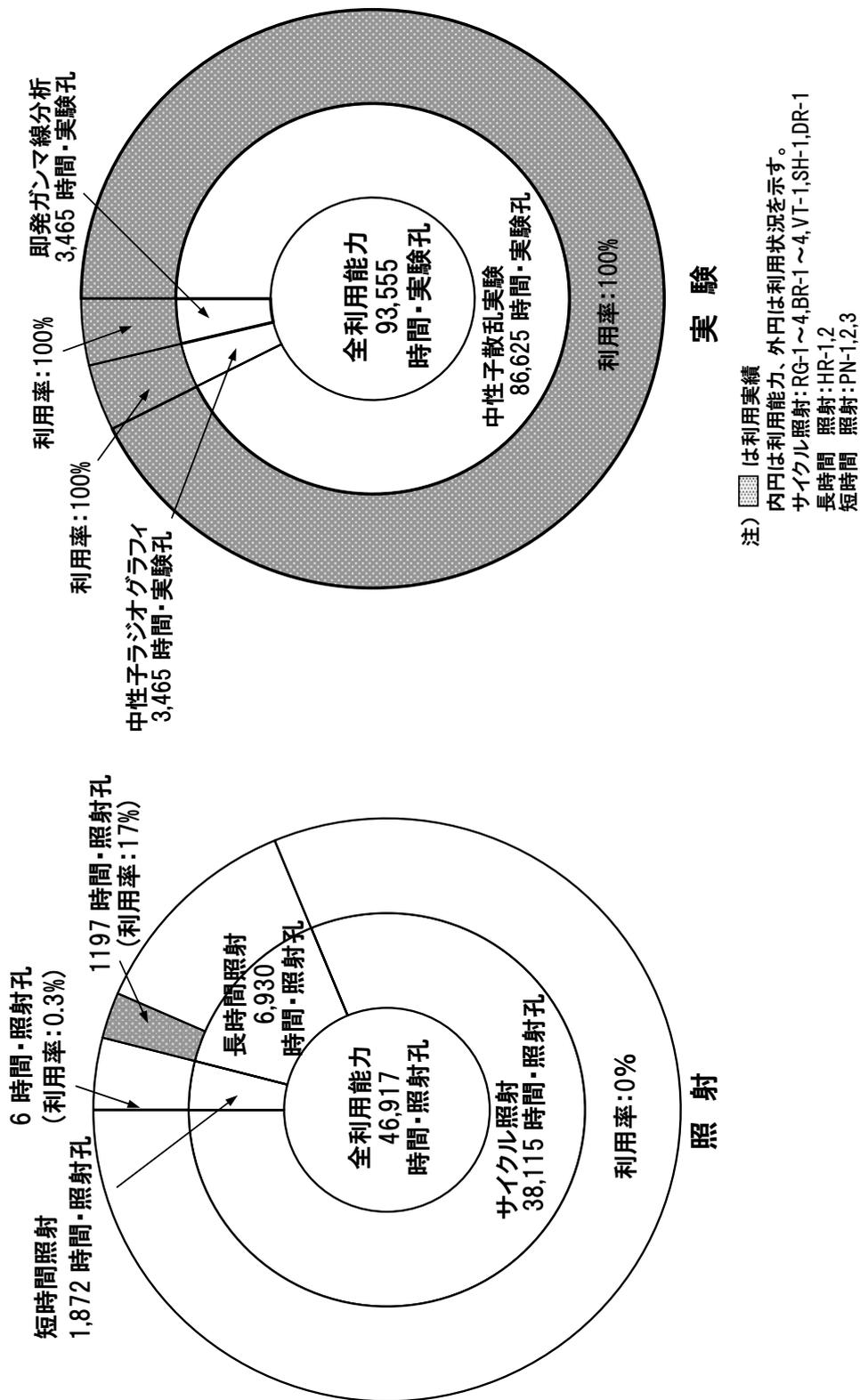


図 3.1.1 JRR-3 利用設備利用能力

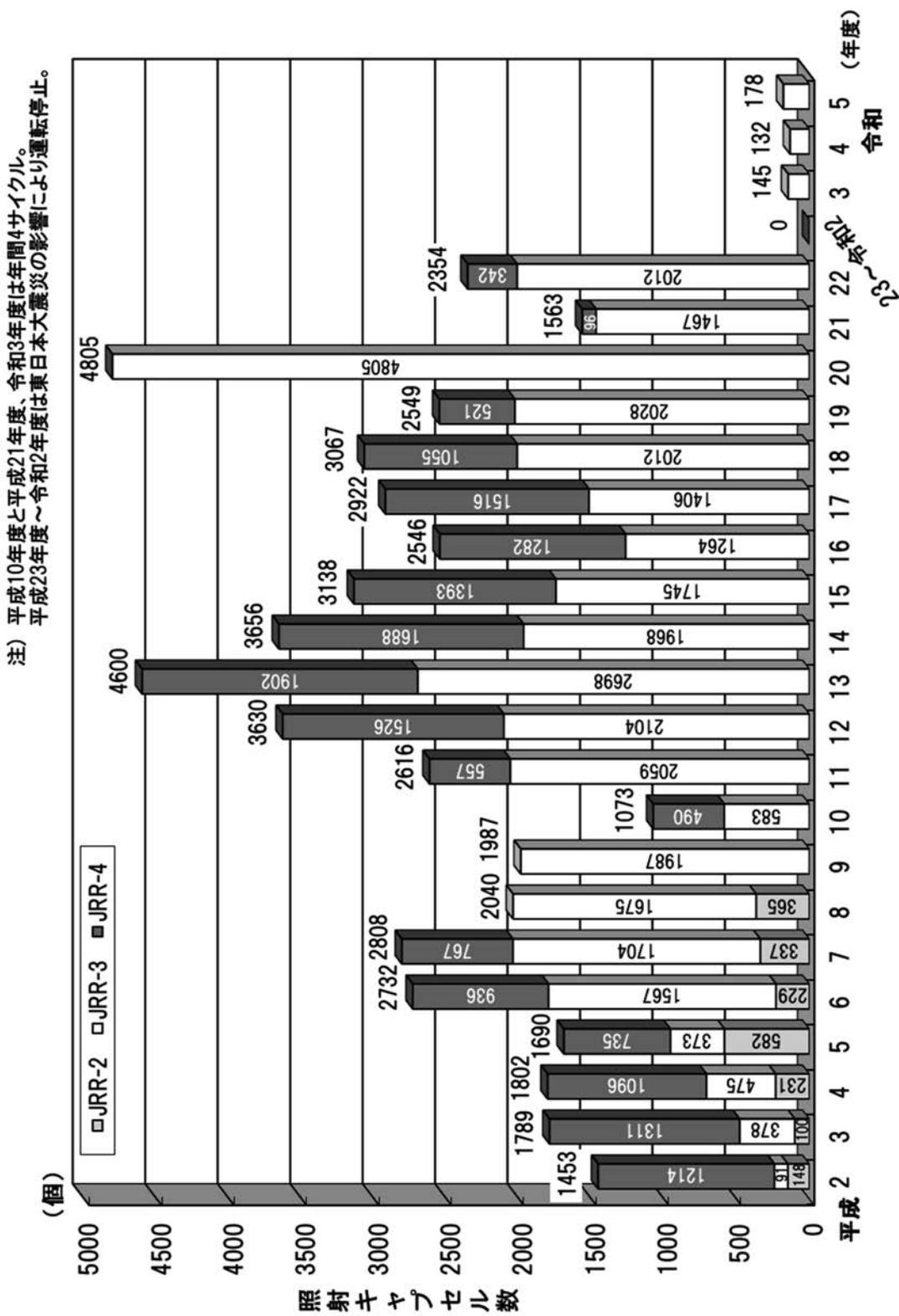


図 3.1.2 研究炉における照射キャプセル数の推移

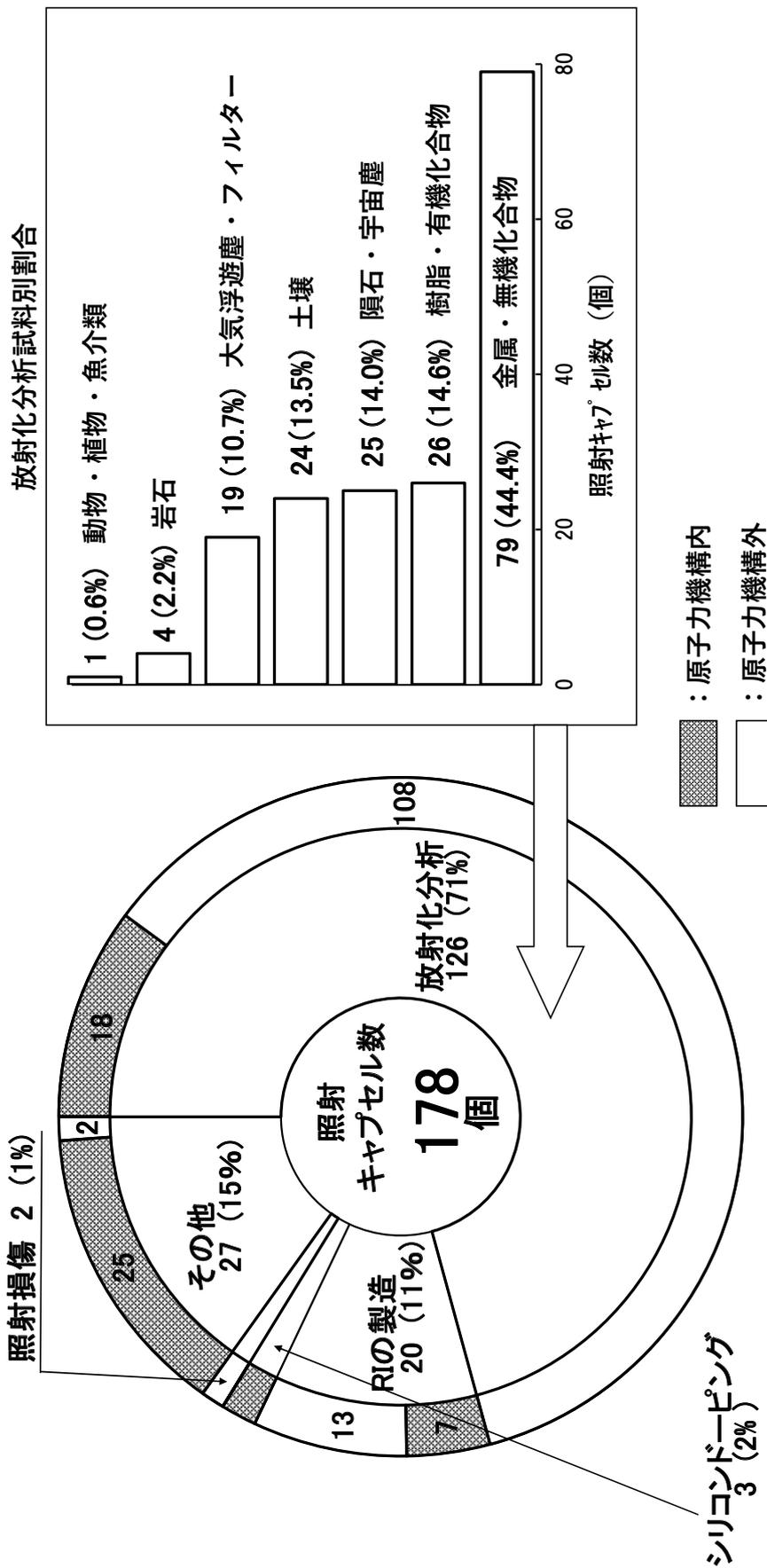


図 3.1.3 JRR-3 における照射状況

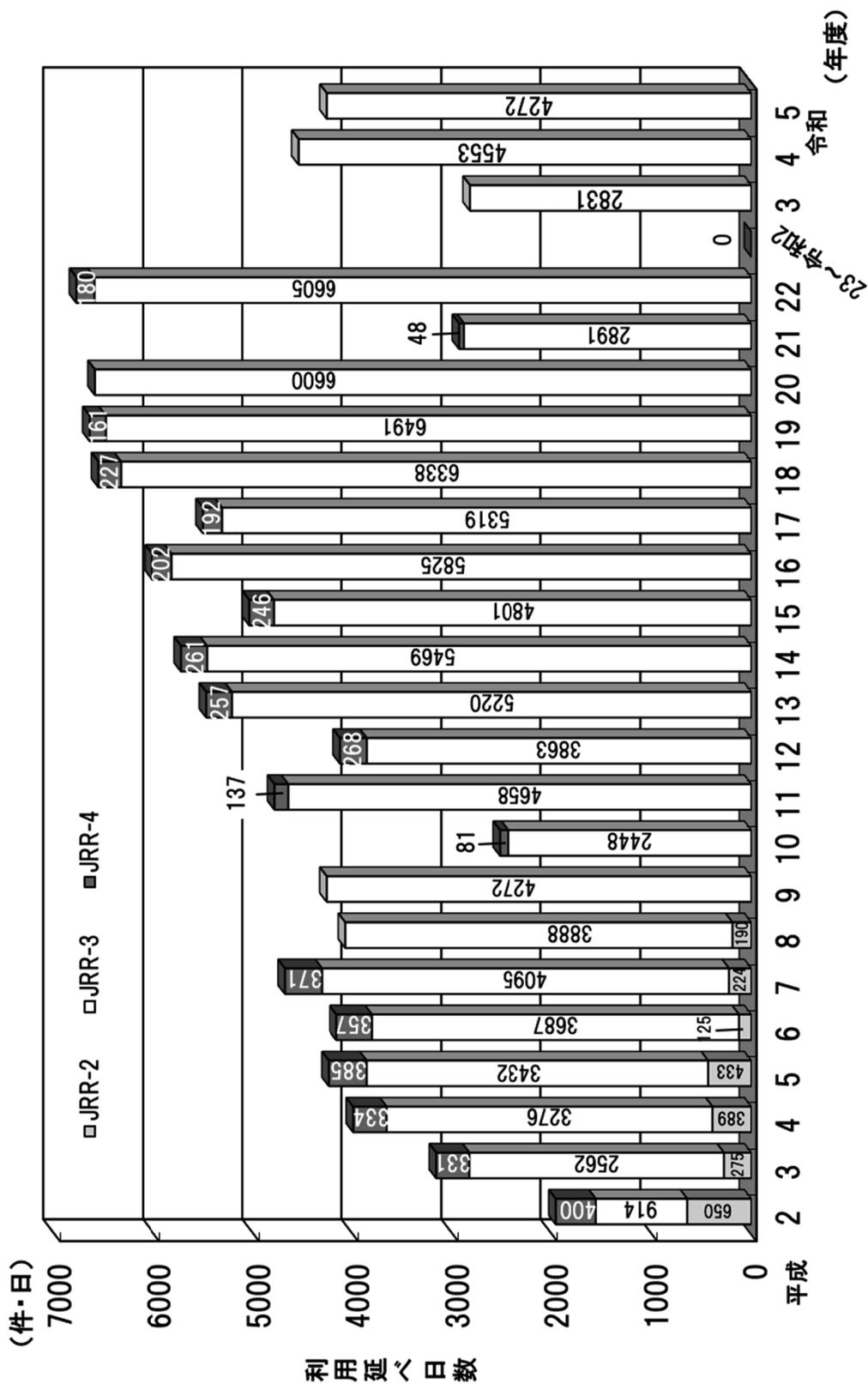


図 3.1.4 研究炉における実験利用状況

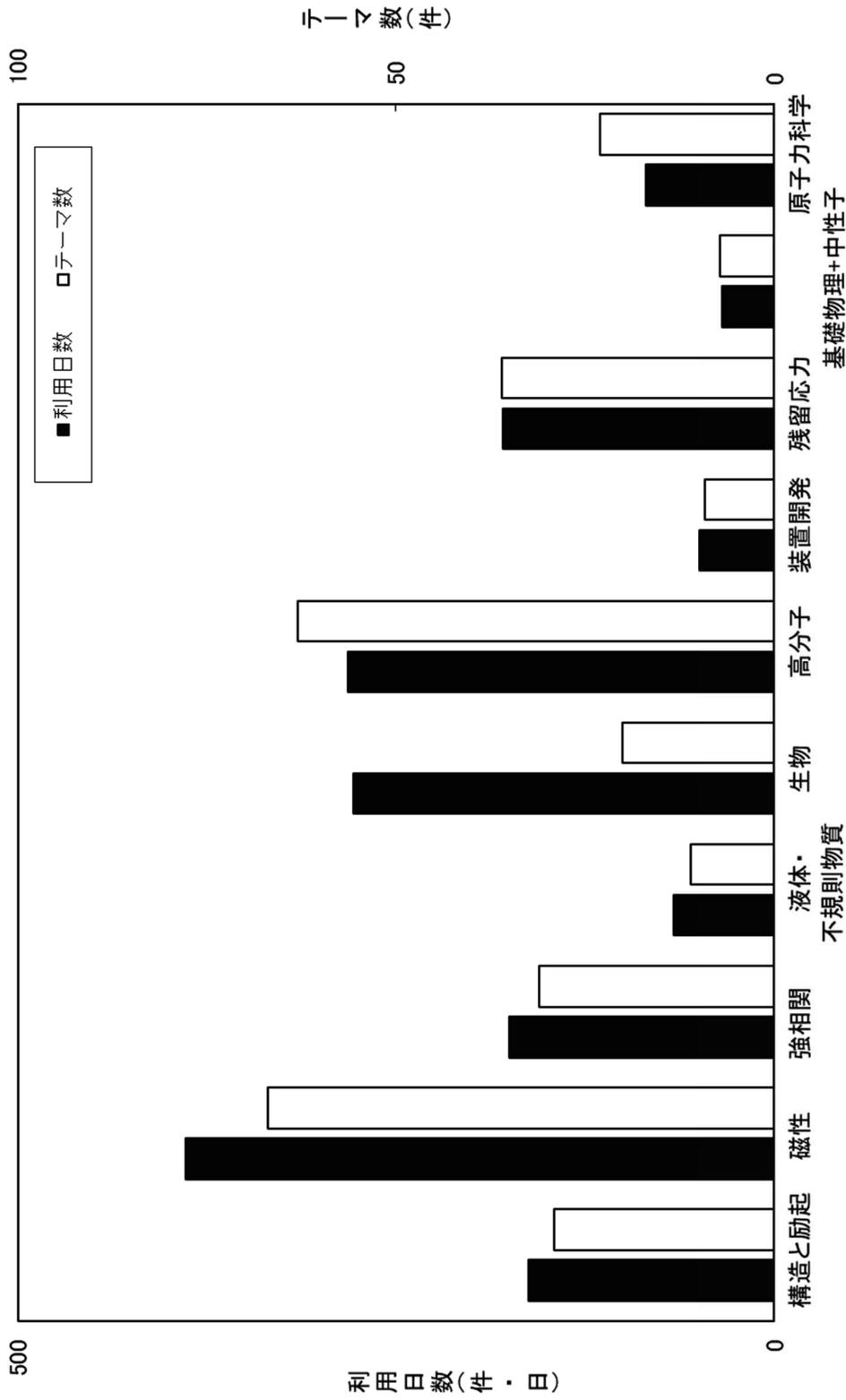


図 3.1.5 中性子散乱実験分野別利用状況 (I)

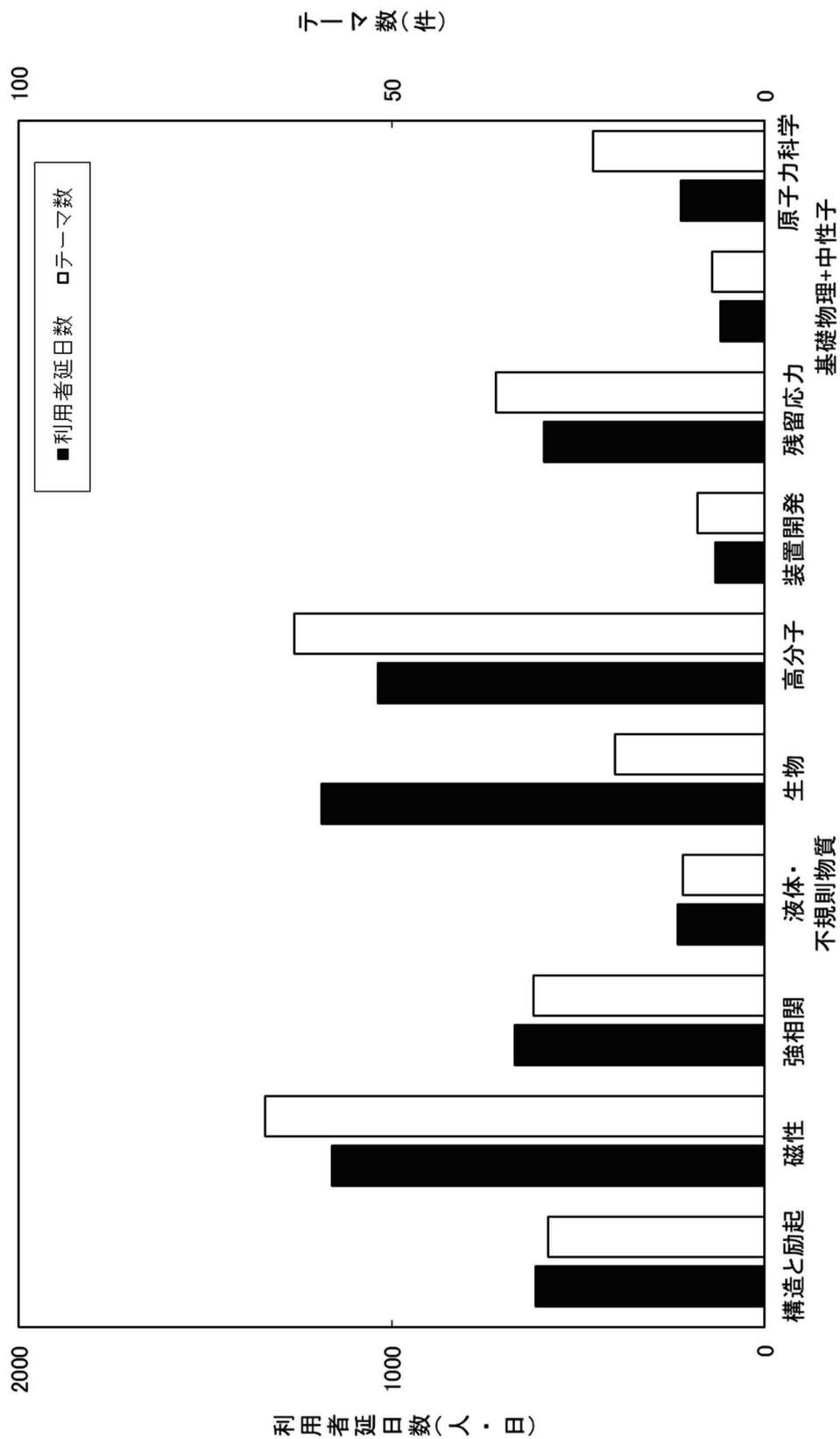


図 3.1.6 中性子散乱実験分野別利用状況 (II)

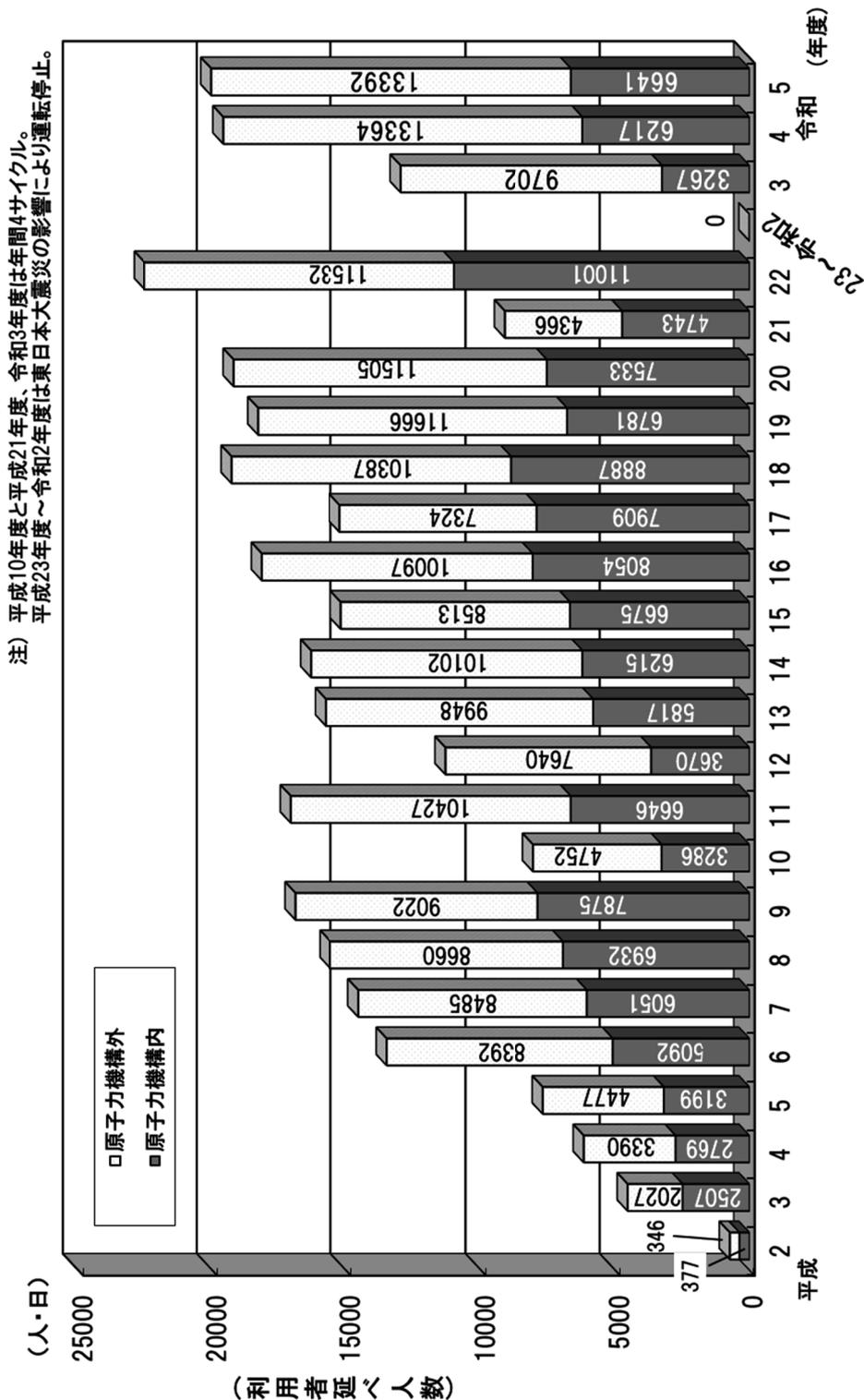


図 3.1.7 JRR-3 中性子ビーム実験利用者数の推移

3.1.3 中性子ビーム利用専門部会

当専門部会が対象とする供用施設は、JRR-3 に設置されている原子力機構保有の中性子ビーム利用実験装置（小角散乱装置、中性子ラジオグラフィ装置、中性子応力測定装置、三軸型中性子分光器等）である。専門部会の幹事は物質科学研究センター研究推進室、専門部会の事務局は物質科学研究センター及び研究炉加速器技術部計画調整課を中心とした JRR-3 ユーザーズオフィスが担当した。

(1) 令和 5 年度の活動状況

令和 5 年度の施設供用課題の課題募集の申し込み件数及び採択件数を表 3.1.3 に示す。令和 6 年度第 1 回（11 月）の定期募集の成果非占有課題に関しては、令和 6 年 2 月 26 日に第 2 回中性子ビーム利用専門部会をオンラインで開催し、課題審査を行った。

表 3.1.3 令和 5 年度の施設供用課題の募集状況

	成果占有 (一般)	成果占有 (利用促進)	成果非占有 (一般)	成果非占有 (優先利用)	トライアル ユース
令和 5 年度通年募集 (11 月)	3 (3)	10 (10)	43 (43)	2 (1)	1 (1)
令和 5 年度追加募集 (5 月)	-	-	-	-	2 (2)
令和 5 年度随時募集	2 (2)	1 (1)	-	-	5 (5)
令和 6 年度通年募集 (11 月)	2 (2)	7 (7)	46 (46)	2 (2)	-

() 内に採択件数を示す。

(2) 令和 6 年度の計画

令和 6 年度の研究課題の実施状況の把握及び令和 6 年度第 2 回定期募集並びに令和 7 年度第 1 回定期募集の施設供用利用課題（成果非占有分）への応募課題の審査等を行うため、年 2 回の専門部会を開催する。また、優先利用課題や随時枠に応募される利用課題については、その都度適切に審査を実施する。

3.1.4 炉内中性子照射等専門部会

当専門部会が対象とする供用施設は、燃料・材料照射や放射化分析等を目的とする照射利用及び照射後試験のための施設であり、原子力科学研究所の JRR-3 及び燃料試験施設の 2 施設である。専門部会の幹事は研究炉加速器技術部利用施設管理課及び臨界ホット試験技術部実用燃料試験課が務め、当該幹事の協力の下で事務局である研究炉加速器技術部が主担当としてその取りまとめを行った。

(1) 令和 5 年度の活動状況

令和 5 年度の施設供用課題の課題募集の申し込み件数及び採択件数を表 3.1.4 に示す。課題公募件数については、令和 4 年度は 2 件、令和 5 年度は 6 件であり、少ない応募状況が続いている。

専門部会は、各施設の現状と計画に関する情報共有及び意見交換の目的で令和 6 年 3 月 4 日にオンラインで開催し、成果占有利用課題 2 件が審査された。

表 3.1.4 令和 5 年度の施設供用課題の募集状況

	成果占有 (一般)	成果占有 (利用促進)	成果非占有 (一般)	成果非占有 (優先利用)	トライアル ユース
令和 5 年度通年募集 (11 月)	-	-	2 (2)	-	-
令和 5 年度追加募集 (5 月)	1 (1)	-	-	-	-
令和 5 年度随時募集	2 (2)	-	1 (1)	-	-
令和 6 年度通年募集 (11 月)	-	2 (2)	-	-	-

() 内に採択件数を示す。

(2) 令和 6 年度の計画

令和 6 年度第 2 回 (5 月) 及び令和 7 年度第 1 回 (11 月) の施設供用利用課題 (成果公開分) として応募される課題の審査を行うために、応募状況に応じて年度内 2 回の専門部会を開催する予定である。また、随時として応募される課題 (成果非公開) については、採否判断の迅速化と効率化を図るために、専門部会の審査要領に基づく電子メールを用いた審査などにより適切に対応する。

JRR-3 は令和 6 年度において 7 サイクルの運転を実施する計画であることから、受け入れ及び実施する実験課題数については増加を期待したい。

(松田 誠)

3.1.5 主な利用の成果

(1) 照射利用

次のような主な成果が得られた。

1) 放射化分析研究

- ① 内標準比を用いた中性子放射化分析法の開発[1]

(産業技術総合研究所、東京大学)

既知量の内標準元素 (Sc) を併用する、JRR-3 PN3 放射化分析装置を用いた ^{20}F (半減期 11 秒) を測定する信頼性の高いふっ素の迅速放射化分析法を開発した。本法を四ふっ化エチレン樹脂、NMIJ CRM 8001-a ファインセラミックス用炭化けい素微粉末 (α 形) 中のふっ素定量に応用した結果、組成値及び参考値とよく一致した値が得られた。固体試料中のふっ素は社会的関心が高く、今後は幅広い試料への応用を進める。

(2) ビーム利用

次のような主な成果が得られた。

1) 基礎物性研究

① ハイパーカゴメ格子磁性体 Mn_3CoSi の量子臨界挙動の解明[2]

(原子力機構、芝浦工業大学、理化学研究所、明治大学、CROSS、東北大学、J-PARC センター、KEK、オークリッジ国立研究所、ラザフォードアップルトン研究所、他)

磁気フラストレーションを示す一連の Mn 系三元化合物 Mn_3TX ($\text{T}=\text{Co, Rh, Ir, X}=\text{Si, Ge}$) の磁性を調べた結果、格子パラメータを調整することによって、この物質系が Mn 系合金としては珍しい磁気量子臨界点特有の現象を研究する舞台となり、特に Mn_3CoSi が磁気量子臨界点近傍に位置することを明らかにした。

② GdCu_2 における反強磁性秩序の非整合性[3]

(原子力機構、琉球大学、理化学研究所)

吸収断面積の非常に大きい Gd を含む化合物 GdCu_2 について、結晶の形状と測定方位を工夫することで、4.6K の低温下で磁気反射の精密観測に成功した。その結果、これまでに報告されてきた格子整合らせん磁気構造ではなく、非整合らせん構造を示すことが明らかになった。近年、Eu や Gd の化合物で発見され始めた磁気スキルミオン格子との関連性が期待される。

2) 材料科学

① 水とテトラヒドロフランの混合液中における疎水性蛍光分子の集合状態解析[4]

(神奈川大学、大阪大学、東京理科大学、KEK、原子力機構、J-PARC センター)

水とテトラヒドロフラン (THF) の混合溶媒中に、独自開発の疎水性蛍光分子が分散した系について、中性子小角散乱法などを用いた分析を行った。水と THF の混合比を変化させると、蛍光分子同士の凝集による集合体のサイズと集合状態が変化し、それが蛍光分子の発光強度と蛍光寿命に影響を与えることを発見した。今回得られた知見は、有機 EL や有機レーザーなどの表示・照明デバイスの効率向上や、薬物輸送システムの効率化による薬効の改善など、広汎な応用が期待される。

(令和 5 年 12 月 15 日プレスリリース)

② アミン系界面活性剤による粘土鉱物の泡沫浮選と環境浄化[5]

(原子力機構、CEA マルクール分離化学研究所)

粘土鉱物の泡沫浮選において、アミン系のイオン性界面活性剤を発泡剤として使用し、

各 pH 条件における粘土粒子の分離メカニズムを電気泳動測定、光散乱測定、ゼータ電位測定、中性子小角散乱測定で調べた。その結果、pH 範囲に応じて異なる 3 通りの泡沫浮選のプロセスで粘土粒子が分離されることを明らかにした。土壌中の粘土鉱物は、浮選プロセスにおいて金属イオンを内部又は表面に収着させる材料として使用される。そのため、今回得られた知見は、重金属や放射性核種による土壌や地下水の汚染浄化に貢献するだけでなく、鉱山におけるウランなどの金属資源の精製技術高度化に波及することが見込まれる。

3) 社会実装

① 画期的な自動減圧ろ過装置「ろかすま」を販売開始

(株式会社藤原製作所、原子力機構)

JRR-3 に設置されている即発γ線分析装置 (PGA) に導入された自動化システム開発のノウハウを応用し、ろ過の作業を劇的に簡素化した“スマート”な自動減圧ろ過装置「ろかすま」を開発した。本製品は物質科学研究センターの大澤崇人研究主幹の特許「減圧ろ過装置 (特許第 7197867 号)」を製品化したものである。また、2 つのサンプルを同時に減圧ろ過できる「ろかすまツイン」も併せて開発し、株式会社藤原製作所より令和 5 年 10 月 23 日に販売開始となった。

(令和 5 年 10 月 23 日プレスリリース)

参考文献

- [1] 三浦勉, “内標準比を用いた中性子放射化分析法の開発”, 2023 年度日本原子力研究開発機構・量子科学技術研究開発機構 施設利用共同利用 一般共同研究 成果報告書 2023104301, (2023).
- [2] H. Yamauchi et al., “Quantum critical behavior of the hyperkagome magnet Mn_3CoSi ”, *Physical Review Research* 6, 013144, (2024).
- [3] K. Kaneko et al., “Incommensurate nature of the antiferromagnetic order in $GdCu_2$ ”, *Journal of the Physical Society of Japan* 92, 085001, (2023).
- [4] H. Tsuji et al., “Water Fraction Dependence of the Aggregation Behavior of Hydrophobic Fluorescent Solutes in Water–Tetrahydrofuran”, *J. Phys. Chem. Lett.*, 14, 11235–11241, (2023).
- [5] C. Micheau et al., “Foam Flotation of Clay Particles Using a Bifunctional Amine Surfactant”, *Langmuir*, 39, 10965–10977, (2023).

(山口 淳史)

3.2 NSRR の施設利用

3.2.1 利用状況

(1) 実験利用概況

NSRR の照射実験は、安全性研究として安全研究センター燃料安全研究グループによって行われている。

令和 5 年度に計 3 回の照射実験を実施した。

RIA 時の PCMI 破損限界へ及ぼす出力パルス幅の影響を評価することを目的として、外周部に水素化物を偏析させた被覆管を用いた未照射試験燃料棒を使用した実験（HERA-PreH-2）を 1 回、原子力規制庁からの受託事業の一環として、高燃焼度改良型燃料の FP ガス放出挙動に関するデータを取得する実験（OS-4（FGD-2））を 1 回、反応度事故時の従来材料及びコーティング被覆燃料の破損限界や被覆管沸騰熱伝達の変化の有無を調査目的とした実験（ATF100-1）を 1 回実施した。#

（村松 靖之）

(2) 実験用燃料の管理

1) 計量管理

NSRR 実験用燃料の計量管理においては、所内輸送、照射試験により、核燃料物質所内移動票の起票を行った。

また、令和 5 年 7 月に実在庫検査（棚卸し）を行い、IAEA 及び核物質管理センターの実在庫検認を受けた。

2) 照射済酸化ウラン燃料の輸送

照射済燃料実験用の照射済酸化ウラン燃料 1 体を燃料試験施設から搬入し、パルス照射試験を実施後、照射後試験のため燃料試験施設に搬出した。

3) 未照射燃料の輸送

令和 5 年度に HERA-PreH-2 実験及び ATF100-1 実験としてパルス照射試験を実施した燃料 2 体並びに令和 4 年度に HERA-PreH-1 実験としてパルス照射試験を実施した燃料 1 体の計 3 体を照射後試験のため、第 4 研究棟に搬出した。

（鈴木 紗智子）

3.2.2 主な利用の成果

高燃焼度改良型燃料の FP ガス放出挙動に関するデータを取得する実験（OS-4（FGD-2））により、次のような成果が得られた。

反応度事故模擬実験中の試験容器内圧力変動をリアルタイムで捉える試験技術を令和 4 年度の添加物燃料に引き続き、高燃焼度ウラン燃料に適用し、ガス放出に伴う過渡的な圧力変動の測定に成功した。一連のデータ解析を通じ、安全評価の信頼性向上に必要な事故時の燃料ふるまいや事故進展に係る知見を拡充することができた。

（求 惟子）

3.3 タンデム加速器の利用

3.3.1 利用状況

タンデム加速器は、実験利用運転を2回実施した。第1回を令和5年4月10日から令和5年7月6日、第2回を令和5年10月19日から令和6年3月13日まで行った。年間の合計では110日の利用運転を実施した。図3.3.1にタンデム加速器の利用形態別及び分野別の日数を示す。

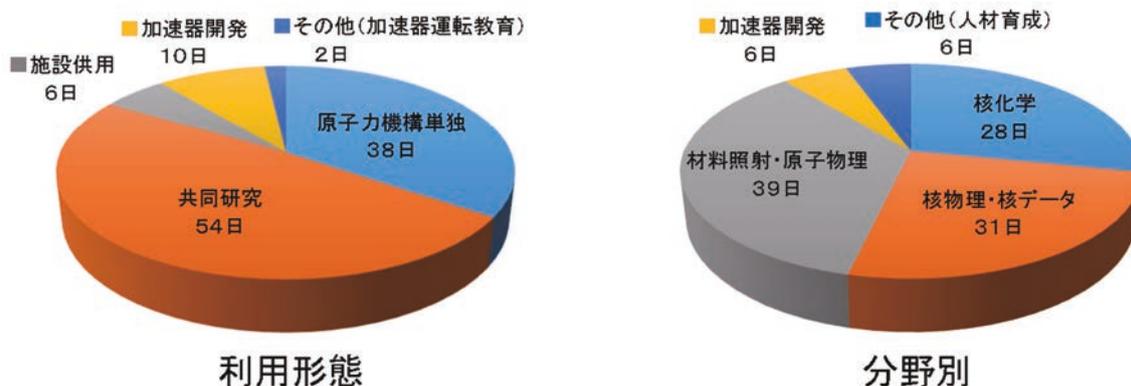


図 3.3.1 タンデム加速器の利用形態別及び分野別の日数
(利用形態、分野別日数は延べ日数)

(池亀 拓麻)

3.3.2 タンデム加速器施設利用課題審査委員会

(1) 令和5年度第2回定期課題審査

令和5年度第2回施設供用利用課題の募集がJAEAイノベーションハブにより実施され、非占有の供用課題1件の応募があった。令和5年7月24日と7月28日の2回に分けてタンデム加速器施設利用課題審査委員会がオンラインで開催され、課題審査が行われた。口頭説明を含めた審査の結果、1課題が採択された。内訳は表3.3.1のとおりである。

(2) 令和6年度第1回定期課題審査

令和6年度第1回施設供用利用課題の募集がJAEAイノベーションハブにより実施され、成果非占有の供用課題1件の応募があった。令和5年12月22日と令和6年1月22日の2回に分けてタンデム加速器施設利用課題審査委員会がオンラインで開催され、課題審査が行われた。口頭説明を含めた審査の結果、1課題が採択された。内訳は表3.3.2のとおりである。

(3) 施設供用以外の課題審査について〔共同研究と機構内単独利用〕

令和5年度第2回及び令和6年度第1回施設供用利用課題の募集に合わせて、共同研究と機構内単独利用の研究課題についても募集し、タンデム加速器専門部会に依頼して課題審査を行った。

令和5年度第2回募集では、共同研究5課題、機構内単独利用1課題の審査を行った。審議の

結果、3 課題が採択された。内訳は表 3.3.3、表 3.3.4 のとおりである。

令和 6 年度第 1 回募集では、共同研究 11 課題、機構内単独利用 4 課題の審査を行った。審議の結果、14 課題が採択された。内訳は表 3.3.5、表 3.3.6 のとおりである。

表 3.3.1 令和 5 年度第 2 回タンデム加速器施設供用利用課題

No.	研究代表者	所属	課題名	装置
2023B-D01	中 竜大	東邦大学	白雲母を用いた Q-ball ダークマター検出に関する研究	H1 ライン 室温照射チェンバー

表 3.3.2 令和 6 年度第 1 回タンデム加速器施設供用利用課題

No.	研究代表者	所属	課題名	装置
2024A-D01	末吉 哲郎	九州産業大学	重イオンビームを用いた高機能高温超伝導材料の設計	H4 照射チェンバー

表 3.3.3 令和 5 年度第 2 回タンデム加速器共同研究課題

No.	研究代表者	所属	課題名
2023NC06	佐藤 哲也	先端基礎研究センター	等温ガスクロマトグラフ法による超重元素ニホニウム及びシーボーギウムモデル実験
2023NC09	Kyungyuk Chae	Sungkyunkwan University	$^{40}\text{Ca}(p,t)^{38}\text{Ca}$ transfer reaction measurements for X-ray bursts

表 3.3.4 令和 5 年度第 2 回タンデム加速器機構内単独利用課題

No.	研究代表者	所属	課題名
2023NP03	正木 信行	原子力人材育成センター	タンデム加速器利用による中性子放射化分析実習準備及び実習用短寿命 γ 線放出核種の生成

表 3.3.5 令和 6 年度第 1 回タンデム加速器共同研究課題

No.	研究代表者	所属	課題名
2024SC01	堀 史説	大阪公立大学	化合物金属の高速重イオン照射による照射誘起ナノ構造変化とそれに伴う特性変化
2024SC02	塩見 雄毅	東京大学	Xe イオンビーム照射によるアモルファス二次元物質の創製と新物性開拓
2024SC03	針井 一哉	量子科学技術 研究開発機構	高速重イオン照射を用いたマグノニクスデバイス作製
2024SC04	富田 成夫	筑波大学	異核二原子分子イオン照射時のコンボイ電子収量における近接効果 III
2024SC05	雨倉 宏	物質・材料研究 機構	高速単原子重イオンと C ₆₀ イオンのイオントラック形成の違い
2024NC01	塚田 和明	先端基礎研究 センター	加速器中性子による核医学用 RI 合成と応用研究
2024NC03	Sunghan Bae	Center for Exotic Nuclear Studies	Commissioning of STARK detector system by revisiting ⁷ Li(d,p) reaction cross-section
2024NC04	Minju Kim	Center for Exotic Nuclear Studies	⁵⁰ Cr(p,t) ⁴⁸ Cr transfer reaction measurements for ⁴⁴ Ti abundance in core-collapse supernovae
2024NC05	Jung Woo Lee	Center for Exotic Nuclear Studies	Extending upper limit of enhancement analysis for proton upscattering on triple alpha process
2023NC06	S. Q. Yan	China Institute of Atomic Energy	The indirect measurement of neutron capture cross sections of short-lived nuclei in s-process

表 3.3.6 令和 6 年度第 1 回タンデム加速器機構内単独利用課題

No.	研究代表者	所属	課題名
2024SP01	石川 法人	原子力基礎工学 研究センター	高速重イオン照射したセラミックスにおける再結晶化と物質移動
2024SP02	直江 崇	J-PARC センター	大強度陽子加速器施設における中性子源標的容器及び診断システムの開発
2024SP03	井岡 郁夫	原子力基礎工学 研究センター	事故耐性燃料 (ATF) 被覆管のコーティング層に及ぼす照射の影響
2024SP04	小河 浩晃	原子力基礎工学 研究センター	NRA 法を利用した材料中の水素分析

(牧井 宏之)

3.3.3 主な利用の成果

(1) 利用概況

令和5年度のタンデム加速器の利用申込状況を表3.3.7に示す。

表 3.3.7 タンデム加速器の利用申込状況

課題審査会採択課題数	
所内利用	5
共同研究・施設供用	14
実験計画書申込件数*	30
利用者数	113
原子力機構内の利用者数	47
外部機関の利用者数	66
外部利用機関の数	26

*] 実験計画書申込件数とは、利用者から提出された実験計画書の件数を年度内で合計したものをいう。

(2) 研究分野別の発表件数

研究分野別の発表件数を表3.3.8に示す。

表 3.3.8 研究分野別の発表件数

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	11	0	32
核化学	8	1	27
固体物理・原子物理・材料の照射効果	10	4	31
加速器の運転・開発	2	0	7
合計	31	5	97

(3) 研究分野別の主な実験成果

1) 核物理研究

- ・ α クラスター凝縮状態は、核子の1粒子準位軌道の概念と並び、原子核の構造を理解するために重要な概念である。また、この現象は、軽い原子核が関与する核反応率を変化させるなど、天体核反応でも注目されている。 α 凝縮状態は、 ${}^8\text{Be}$ (2α) や ${}^{12}\text{C}$ (3α) で確立されているが、理論によれば、より重い元素同位体でも生じることが示唆されている。タンデム加速器を用いた実験では、 ${}^{12}\text{C} + {}^{12}\text{C}$ 反応によって ${}^{24}\text{Mg}$ の励起状態を作り、ここから6つの α 粒子に崩壊する事象を観測することで、 ${}^{24}\text{Mg}$ の 6α 凝縮状態の観測を試み、この状態として解釈できる共鳴構造を発見した。成果は、**Physics Letters B** に発表した。
- ・ 文科省・原子力システム研究開発事業としてタンデム加速器を利用した研究課題「高エネルギー中性子核データ高度化のための複合核崩壊過程の研究」が新規採択された。 ${}^{241}\text{Am}$

など長寿命放射性核種を核変換技術によって減容するのに必要となる中性子入射断面積を、イオンビームを用いた核子移行反応（代理反応）によって取得する技術開発である。本課題では、代理反応として初めて非弾性散乱断面積を導出し、核分裂、捕獲断面積、 $(n,2n)$ 断面積の取得を目指す。令和5年度は、検出器の開発成果を学会で発表した。

- ・ 中性子過剰 Fm 領域核の自発核分裂における特異な核分裂特性と分裂メカニズムの解明のため、 ^{259}Lr の自発核分裂の測定を行った。 ^{248}Cm 標的に ^{15}N ビームを照射して生成した ^{259}Lr をオンライン同位体分離装置 ISOL を用いて同位体分離し、 ^{259}Lr の自発核分裂片の質量分布と全運動エネルギー（TKE）分布を測定した。現在データ解析中であるが、過去のデータと比較して3倍の統計量のデータが得られ、TKE の低い対称核分裂の質量・TKE 分布の形状が明らかになると期待される。令和5年度は中性子過剰 Fm 領域核の自発核分裂の成果について、2件の国際会議招待講演を含む6件の口頭発表を行った。

2) 核化学研究

- ・ 短寿命重アクチノイド核のイオントラップと精密質量測定を目指して、ISOL で同位体分離した短寿命核をヘリウムガス中で減速した後イオントラップへと導き、トラップ内で崩壊する短寿命核の α 線を測定する装置の開発を行った。トラップ内で崩壊する短寿命核を直接測定することで、トラップされた短寿命核の種類、量、トラップ効率、トラップ時間などを非破壊で測定・診断できるようになり、トラップ中に荷電変換を起こしイオンの価数が増える現象の特定にも成功した。本研究成果は学会、研究会等で発表した。
- ・ 106番元素 Sg の溶液化学研究を目指して、 α 線測定用 Si 検出器の表面を化学修飾して、溶液中でイオン交換分離を行いつつ Sg を検出器表面に吸着させ α 線を測定する新型検出器の開発を行った。タンデム加速器で合成した放射性トレーサーを用いて、化学修飾の安定性やイオン交換分離能の評価を行い、化学修飾した検出器表面がイオン交換機能を示すことを明らかにした。本研究成果は学会、研究会等で発表した。
- ・ 113番元素 Nh の化学特性の解明を目指して、Nh と同族の第13族元素 Tl の短寿命同位体をタンデム加速器で合成し、Nh を模擬したガスクロマトグラフィー実験を行った。Tl 同位体のカラム表面への吸着条件は、カラムの表面状態に強く依存することが明らかとなり、また想定よりも高温の条件下で実験する必要があることが明らかとなった。
- ・ QST、金沢大学等との共同研究で、 α 放射性同位体を体内に投与し癌細胞に α 線を直接照射して治療する、いわゆる「 α 標的アイソトープ治療」に適用可能な ^{211}At を加速器施設から遠く離れた病院、研究施設で利用可能にするための $^{211}\text{Rn}/^{211}\text{At}$ ジェネレータの開発を進めた。Rn の液相への溶解度を様々な溶液条件で詳しく調べ、気相回収効率の向上につながる知見を得た。
- ・ 診断用 RI として広く使われているものの安定供給に不安がある $^{99\text{m}}\text{Tc}$ の代替同位体として期待がかかる ^{95}Tc の実用化を目指した共同研究を実施した。 ^{95}Tc の崩壊で放出される γ 線はエネルギーが高く、従来型の SPECT では測定できないため、東海大学が大型の電子飛跡検出型コンプトンカメラを開発している。タンデム加速器で合成した Tc 同位体を化学精製したのち金沢大学へ送付してマウスに投与し、東海大学が開発したコンプトンカメ

ラで生体画像の撮像を行い、実用化に向けた開発試験を実施した。

3) 固体物理・原子物理・照射損傷研究

- ・ 高速重イオンビームを照射した天然ジルコニアにおいて形成されたイオントラックとナノヒロックを透過型電子顕微鏡で詳細に微細観察した。ナノヒロックの寸法が 10 nm 程度であり、一旦熔融した結果としてナノヒロックが形成されたことが分かった。次に、イオントラックを観察すると特殊な長方形の断面形状をしており、かつ結晶構造が大きく熔融前と変化していないことが分かった。したがって、他のセラミックスと異なり、ジルコニアにおいては、局所熔融後に結晶構造を反映した異方的な再結晶化が起きていることが強く示唆された。本成果は、**Materials** 誌において発表した。
- ・ 物質・材料研究機構との共同研究において、MeV 領域の高エネルギー C_{60} フラーレンイオンを照射することによって、ダイヤモンドにおいて初めてイオントラックが観察されたことを報告した。高い電子的阻止能領域の照射条件で形成されるイオントラックは、多くの物質中で形成されていることが知られているが、ダイヤモンドにおいてイオントラックが観察された例は皆無であった。本研究では、高分解能電子顕微鏡による観察により、イオントラックの内部がアモルファス化していることが示唆された。さらに、照射損傷の証拠であるグラファイト由来の π -結合の信号が検知された。 C_{60} の照射は QST の TIARA 加速器施設にて行い、当施設では対照実験としてフラーレンイオンと同じ電子的阻止能をもつ 200 MeV Xe を照射したがイオントラックは観察されなかったため、フラーレンイオンビーム特有の現象であることを確認することができた。本成果は、**Nature Communications** 誌に発表した。

4) 加速器開発

- ・ 実験利用者からの ^{15}N の大電流イオンビームの要望に応えるため、 ^{15}N のイオンビーム生成試験を行った。負イオン源 (NIS)、ターミナル ECR 正イオン源 (TIS) の両方から試験を実施し、それぞれの収量等を測定した。利用実験時の運転条件としては、TIS を使用して大電流のイオンビームを加速することとした。
- ・ 実験利用者からの要望に応えるため、新規イオン種の試験を行った。当施設ではマグネシウムについては実績がなく、ガリウムについては最近のデータがない状況であった。どちらも負イオン源から分子の形態で加速することで要望を満たすイオンビームを得ることに成功し、実験での提供が可能になった。
- ・ 当施設では、主に軽イオンビームを高エネルギーまで加速した時に、加速イオンがファラデーカップ等の電極材料にあると、核反応によって中性子が発生する。これらの中性子が周辺に設置された回路などへ与える影響を調査するため、実験室等での中性子分布の測定を開始した。測定には液体シンチレーション検出器を使用し、測定体系の確認、中性子分布の測定、遮蔽効果の確認などを進めている。
- ・ 加速器の絶縁カラムのユニットごとの電圧を静電気力によって測定する手法を開発している。この手法でカラム電圧の測定が可能であることは既に確認できており、現在は真空

引きやSF₆の圧力による測定値への影響を調べている。また、カラム内の高電圧部への設置を目指し、プラスチックファイバーを用いたLAN通信による制御についても開発中である。

5) 人材育成

- ・ 北海道大学が中心となって進めている、文科省 国際原子力人材育成イニシアティブ事業の「機関連携強化による未来社会に向けた新たな原子力教育拠点の構築」に当加速器施設も参加することで、将来の原子力人材育成への貢献を目指している。令和5年度は学部及び大学院の学生を対象に、「JAEA・タンデム加速器を利用した重イオン核融合反応実験実習」を行った。タンデム加速器に設置されている反跳生成核分離装置を用いて「超重元素の作り方」に関する実験実習を行い、学生7名を指導した。将来、核データ工学分野等を担う研究者・技術者の育成を目指すために重要な試みであると考えている。

(4) 参考資料 [実験装置一覧]

表 3.3.9 はタンデム加速器施設で利用されている実験装置である。

表 3.3.9 タンデム加速器施設の主な実験装置

ターゲット室	ビームライン	実験装置名	装置の概要・利用目的
軽イオンターゲット室 〔第2種管理区域〕	L-1	照射チェンバー	固体材料への均一照射 (大口徑試料照射可能)
	L-2	照射チェンバー	固体材料への均一照射 (室温から約 500℃まで試料温度可変)
	L-3	重イオンスペクトロメーター (ENMA)	重イオン核反応で生成される原子核を高分解能でエネルギー分析する装置であり、角分布の測定が可能である。
	L-4	照射チェンバー	固体材料への均一照射 (極高真空装置)
第2重イオンターゲット室 〔第2種管理区域〕	H-1	照射チェンバー	固体材料への均一照射
	H-2	重イオンビーム荷電変換測定装置	入射イオンビームからの0度電子分光装置で原子物理用
ブースターターゲット室 〔第2種管理区域〕	H-3 BA	核分裂測定散乱槽、核分光測定装置	核分裂や核反応実験に用いる散乱槽、核分光研究用ガンマ線測定装置
	H-3 BB	反跳生成核分離装置 (RMS)	核反応で 0°~40°方向に放出される生成原子核をビームから分離し、質量分析を行う装置
	H-3 BC	多重ガンマ線検出装置	ビームによる核反応で生成された原子核からのガンマ線を多重測定する核分光実験装置
第1重イオンターゲット室 〔第2種管理区域〕	H-4	現在使用していない	
	H-5	レーザー核分光装置	レーザーによる核構造研究装置
垂直実験室 〔第2種管理区域〕	V-1	垂直イオン照射装置	固体-熔融液体金属界面への照射影響評価
照射室 〔第1種管理区域〕	R-1	オンライン同位体分離装置	核反応で生成した短寿命放射性核種をイオン化し高分解能で質量分離する装置
	R-2	照射チェンバー	放射性同位体標的へのビーム照射や放射性同位体製造のための照射装置
第2照射室 〔第1種管理区域〕	R-5	代理反応測定装置	代理反応研究のための測定装置

3.4 ラジオアイソトープ製造棟の利用

ラジオアイソトープ製造棟では、医療用及び工業用 RI の定常的な製造及び医療用 RI に係る技術開発が行われた。また、原子力人材育成の一環として RI 関連実習に利用された。医療用及び工業用 RI の定常的な製造は、株式会社千代田テクノルが主体となり行われており、JRR-3 で照射し生成した RI のほか、海外の研究炉で照射し生成した RI をラジオアイソトープ製造棟に搬入し試験検査した後、国内に頒布されている。なお、令和 5 年度にラジオアイソトープ製造棟で試験検査し頒布された RI の個数は、¹⁹⁸Au (AGS : 金グレイン) が 1,067 個 (うち 461 個は JRR-3 照射により生成)、¹⁹²Ir (RALS : 遠隔操作密封小線源) が 377 個、¹⁹²Ir (IHS-1 : ヘアピン、ISS-1 : シングルピン) が 48 個 (全て JRR-3 照射により生成) であった。また、工業用の ⁶⁰Co 及び ¹⁹²Ir も試験検査し頒布した。参考として、令和元年度から令和 5 年度にかけてのラジオアイソトープ製造棟において試験検査された医療用及び工業用 RI の個数を図 3.4.1 に示す。医療用 RI に係る技術開発は、研究炉技術課による医療用 ⁹⁹Mo 製造技術開発を継続するとともに、がん治療用 ¹⁷⁷Lu の製造開発を開始した。また、RI 関連実習は、原子力人材育成センターが主体となり、大学等の実習や放射線取扱主任者講習等の RI 関連実習が行われた。

(千葉 悠介)

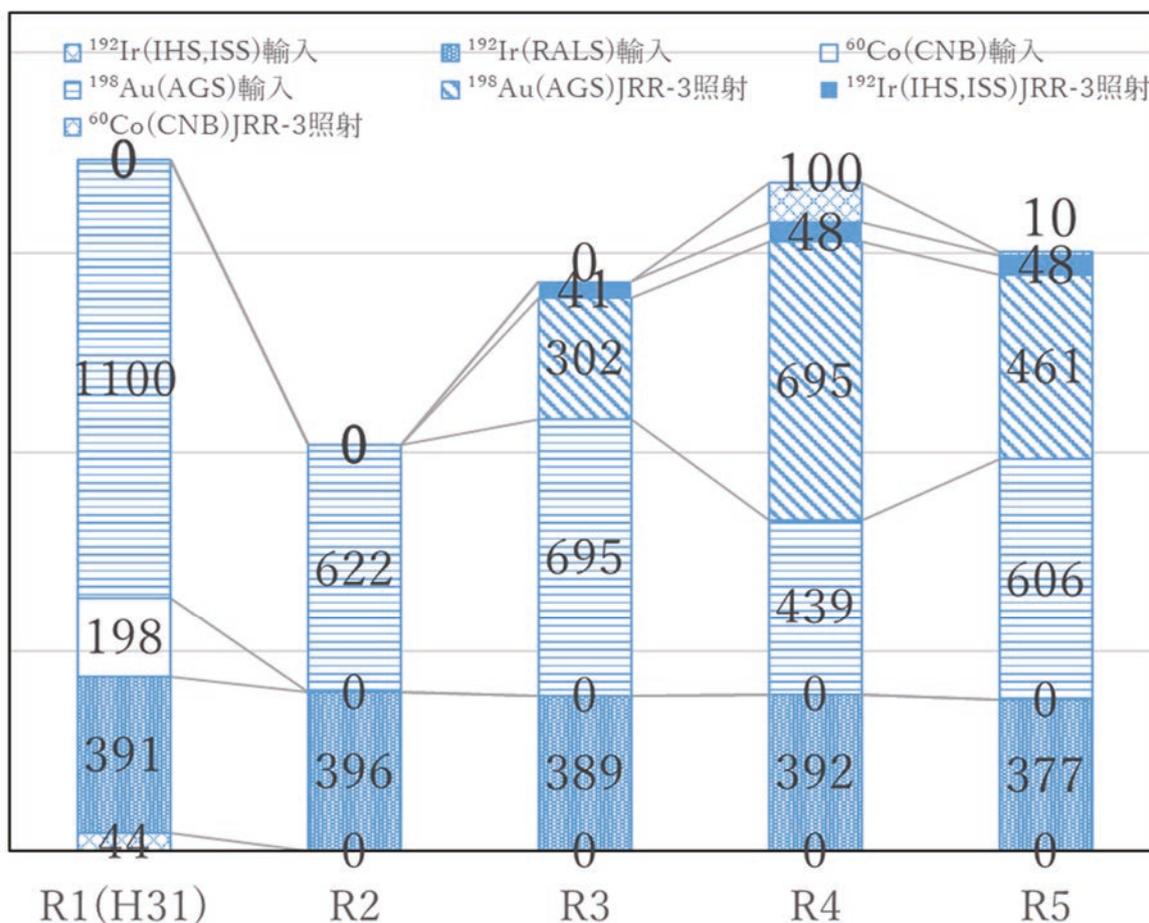


図 3.4.1 ラジオアイソトープ製造棟で試験検査した RI 個数の推移

3.5 トリチウムプロセス研究棟の利用

TPLは、平成28年4月に締結された原子力機構とQSTとの連携協力に係る包括協定及びTPLの利用等に関する協力についての覚書に基づき、QSTによるITERの安全確保上重要な機能を持つトリチウム除去設備の性能確証試験を実施してきた。TPLは国内唯一の大量トリチウム取扱施設としてトリチウム除去設備の運転実績を有しており、トリチウムを使用したITERトリチウム除去設備の性能確証試験が実施できる施設としてITER機構に認められている。

(1) 性能確証試験

TPLではQSTにより令和2年9月から、ITERトリチウム除去設備を模擬したトリチウム除去系統合システム性能確証試験装置の設置工事が開始された。令和3年度は、試験装置の設置、配管工事、電気・計装工事が本格的に行われ、TPL既設設備との接続工事も進められた。その後、試験装置の試運転を行い、ITER機構から要求される試験条件（流量、温度、圧力等）を満足することが確認された。

令和3年12月に、試験装置用のフードについて放射性同位元素等使用施設の変更許可を取得し、TPL既設の排気設備に連結した。その後、令和4年1月より令和4年9月までの期間、トリチウムを使用したITERトリチウム除去系統合システム性能確証試験を8回実施した。試験の結果、ITERの通常運転で想定される条件、また、火災を含む事故の際に想定される条件において必要とされる除去効率（通常運転時：99%、火災時の事故：90%）を満たすことが確認された。

ITERの安全確保上重要な機能を持っているトリチウム除去設備の性能確証試験が成功裏に完了し、必要とされる機能を持つことが確認されたことよって、ITER計画において重要な許認可のためのデータが整備できた。

(2) 装置等の解体撤去

性能確証試験の完了に伴い、QSTによる装置等の解体撤去作業は令和5年6月より開始された。解体撤去作業は、原子力機構の作業責任者等認定制度に基づき行われ、TPLの施設管理体制の下で実施した。

解体撤去対象は、実験室Ⅲに設置したフード、試験機器、配管類及びフード内の試験機器、配管類並びに操作室Ⅱの既設TPL内装設備と接続した配管類であり、放射性固体廃棄物となる。

各機器は作業開始前までにバックグラウンドレベルまで除染したが、解体作業に備えて、系統内のトリチウムモニタリングを実施し、有意なトリチウムが検出された場合には、系統内のトリチウムをTPL内装設備で処理した。また、作業場所の汚染拡大防止措置として事前に作業エリアの養生、濡れウエスを用いた機器の清掃を行い、機器の開口部は発生都度ビニールシートで覆った。作業中は常時トリチウムモニタリングを行い、トリチウムの汚染が予想される機器を解体する際には局所排気することで、作業員の被ばく防止に努めた。作業終了時にはトリチウムサーベイを行い管理区域外への汚染を防止した。

解体撤去作業で発生した放射性固体廃棄物は、可燃物（カーボンボックス緑）0.88 m³、金属（200 Lドラム缶）1.80 m³、複合（200 Lドラム缶）11.00 m³、大型機器5.00 m³であった。これらはTPLの施設管理の下で管理、保管、引き渡しを行った。

QST による装置等の解体撤去作業に要した日数及び人工数はそれぞれ 132 日及び 1,202 人であり、令和 5 年 12 月に全ての作業を完了した。

(倉田 理江)

3.6 アウトリーチ活動

研究炉加速器技術部では、JRR-3 やタンデム加速器の利用促進をはじめとして、その成果や業務を広く国民・社会に発信し、社会からの理解増進と信頼確保に努めるため、各種展示会への出展や視察・見学対応等を行っている。

令和 5 年度は、安定運転を維持し研究利用や対外的な活動を積極的に進め、中性子ビーム利用拡大や一般の方へも研究用原子炉への理解促進を図った。以下に、令和 5 年度に実施した主なアウトリーチ活動と、視察実績を表 3.6.1、施設別見学者数を表 3.6.2 に示す。

【主なアウトリーチ活動】

- ・中性子産業利用報告会 2023 年度（秋葉原コンベンションホール：7/13～7/14）
- ・「JSNS2023」原子力機構ブースでの JRR-3 に係る展示（北海道大学 学術交流会館：9/13～9/14）

表 3.6.1 令和 5 年度視察実績（1/2）

日付	施設	視察者	人数（人）
4/14	JRR-3	文部科学省原子力課課長補佐	2
4/27	JRR-3	茨城県職員	8
5/15	JRR-3、 RI 製造棟	文部科学省原子力課総括係長	2
5/31	NSRR	福島県職員	4
6/22	JRR-4	韓国原子力環境公団（KORAD）	5
6/23	JRR-3、 RI 製造棟	中部電力株式会社	3
7/7	JRR-3	内閣衛星情報センター	4
7/24	JRR-3	タイ王国大使館	7
8/9	JRR-3	QST 小安重夫理事長	3
8/25	JRR-3	美浜町職員	10
8/28	JRR-4	台湾電力（低レベル放射性廃棄物処分 技術調査訪問団）	15

表 3.6.1 令和 5 年度視察実績 (2/2)

日付	施設	視察者	人数 (人)
9/4	JRR-3	資源エネルギー庁原子力政策課原子力基盤室長	4
9/5	JRR-3	参議院第三特別調査室	3
9/7-8	JRR-3	原子力規制委員会	15
9/14	JRR-3	文部科学省原子力課長	6
9/27	JRR-3	福井県原子力平和利用協議会	8
10/19	JRR-3	文部科学省立地地域対策室	2
11/1	JRR-3	外務省軍縮不拡散・科学部審議官	2
11/9	JRR-3	福井県エネルギー環境部長	4
11/10	NSRR	総合資源エネルギー調査会原子力小委員会	1
11/22	NSRR	中部電力株式会社	2
11/27	NSRR	内閣府宇宙政策委員会委員長代理	4
12/14	JRR-3	三菱重工株式会社	15
1/16	JRR-3、 RI 製造棟	本田顕子文部科学大臣政務官	3
1/24	JRR-4	文部科学省原子力課原子力連絡対策官	1
1/30	NSRR	仏 CEA フィリップ・ストーエネルギー局長	6
2/9	JRR-3	三菱重工株式会社・高砂製作所	2
2/15	JRR-3	IAEA 理事国大使	9
3/13	JRR-3	文部科学省会計課	3
3/18	NSRR、 RI 製造棟	内閣府科学技術・イノベーション推進事務局	2
3/27	JRR-3、NSRR	財務省文部科学第五係主査	5

表 3.6.2 令和 5 年度施設別見学者数

施設名	JRR-3	JRR-4	NSRR	タンデム	RI 製造棟	DSF
見学者数	430	14	44	39	26	5

(大原 明日香)

This is a blank page.

4. 研究炉及び加速器利用技術の高度化

Upgrading of Utilization Techniques of Research Reactors and
Tandem Accelerator

This is a blank page.

4.1 JRR-3のキャプセル照射のための温度制御装置の更新

(1) 背景

近年、原子炉の高経年化が課題となっており、原子炉構造材料の照射脆化の研究に注目が集まっている。材料の脆化速度は中性子のエネルギー、強度、照射温度等の様々な条件によって左右されるため、実用環境を模擬する高度な照射技術が求められている。かつては材料照射を行える研究炉が国内に複数存在していたが、現在ではJRR-3が材料照射を行える国内唯一の研究炉となっている。

JRR-3炉心に照射孔を持つ垂直照射設備のうち、燃料領域の4つのRG孔、反射体領域の4つのBR孔に挿入するキャプセルには、照射温度をコントロールするための温度制御装置を取り付けることが可能である。この温度制御装置の高機能化のため、令和4年度に材料照射に特化した原子炉であったJMTRが設計・製作した温度制御装置の一部を移設した。令和5年度は温度制御装置を動かすために必要な周辺設備の更新作業を行い、温度制御装置の動作確認を実施した。

(2) ガス圧力調整盤・保護管圧力監視盤の製作

今回の温度制御装置の高機能化に伴い、装置とキャプセルの接続部分に変更があった。具体的には、以前は温度制御装置から伸びる計測線を炉壁貫通孔から炉プール上まで伸ばし、垂直照射設備の支持クランプ部にて小径のコネクタにより接続していた。新装置ではより多くの熱電対等を利用できるよう、計測線の接続をコネクタ方式から接続箱方式に変更した。接続箱方式ではキャプセルから引き出した計測線を、炉壁貫通孔を通して炉頂まで伸ばし、炉頂に置く接続箱の内外で大径のコネクタを用い計測線の接続を行う。ここで、接続箱からキャプセル保護管（炉心のキャプセル本体から炉プール水面上まで伸びる5mの管）まで一体の圧力環境下になる。キャプセル保護管の一部が水面下にあることから、そこからキャプセルへの浸水を防ぐため、保護管圧力監視盤を用いキャプセル保護管を加圧状態にして圧力を連続監視する。

また、温度制御装置と保護管圧力監視盤にそれぞれヘリウムガスと窒素ガスの供給ライン、真空引きライン、排気ラインが必要なことから、これらを行えるガス圧力調整盤が必要となった。そこで、ガス圧力調整盤・保護管圧力監視盤として一筐体でガスの圧力監視を行う盤として製作した（図4.1.1）。

(3) 真空ポンプの更新

垂直照射設備の真空ポンプは温度制御装置に接続することで、温度制御装置内の微小流量電動調整弁がキャプセル内の圧力を調整し、キャプセルの γ 発熱の除熱量を調整するものである。

真空ポンプは、設置後30年以上経過していること、そのうち10年は使用していなかったことから、内部及び接続部に著しく劣化が見られた。そのため、筐体を再利用し、内部を同等品（排気速度：16 m³/h、到達圧力：7×10⁻¹ Pa）に更新した（図4.1.2）。更新にあたり、現場から離れた位置に設置されていた操作盤を真空ポンプ盤の上に設置した。これにより、真空ポンプの操作及び真空到達度の確認が現場で確認できるようになった。

また、真空ポンプ盤は気密扉構造になっており真空ポンプから発生する熱が籠ることが確認された。真空ポンプ盤の前面にフィルター、背面に排気ファンを取付け、盤内を除熱できるように

改良を行った。

(4) 原子炉制御信号の制御用 PC への取り込み

温度制御装置はイーサネットを通じて制御用 PC 及びサーバに接続される。以前はオペレータステーションとして YEWPACK MARK II (横河電機製) を用いて監視を行っていたが、新しい装置では JMTR が設計・製作を行った Windows の PC 専用のアプリケーションを用いることで、制御用 PC から温度制御装置の操作、温度の監視を行うことが可能になった。

以前のシステムでは原子炉出力のデータが入力されておらず、その影響を知るためには JRR-3 原子炉の運転データを閲覧し、運転データと温度制御装置のデータを記録した時刻を照らし合わせて確認する必要があった。そこで JMTR 製作の温度制御装置を導入する際に、原子炉を制御する CENTUM と利用照射設備の CENTUM、制御用 PC の間に新たにネットワークを構築することで、原子炉運転データの垂直照射設備のサーバへの記録をできるようにした。原子炉の運転データと温度制御装置のデータを同時記録することで、原子炉出力の影響をすぐに知ることが可能となった。

新システムでは、温度制御装置の制御データ及び原子炉の運転データの 2 秒データを最大 3 日遡り、また 3 分データを 1 か月遡り出力することが可能である。

(5) 動作試験

前述 3 件の更新作業により、温度制御装置の運転ができるようになった。ここで動作試験として、模擬キャプセルを用いて温度制御装置のうち「真空温度調節計」の運転状態を確認した。具体的には真空温度調節計を自動運転にして PID による温度制御を行い、マスフローコントローラ (MFC) 及び微小流量電動調整弁が正常に動作し、ガスの消費量が計算値以内であることを確認できた。なお、模擬キャプセルとは温度制御装置のヒータ電流、機械装置圧力、さらに本装置で発生する原子炉模擬出力を入力としてキャプセルの試料温度を熱計算によって求め、試料温度に相当する熱起電力を発生する装置であり、温度制御キャプセルの制御応答を模擬したシーケンサを用いた電気回路である。

以上より、温度制御装置の自動化及び更新が完了した。また、本装置を運用する体制を整えるため、モックアップキャプセルを用いて挿入から接続、取出しまでのモックアップ作業を実施し、作業工程の確認、マニュアルの制定を行った。令和 6 年度は温度制御を伴うキャプセル照射を 2 件予定しており、本システムを用いた高精度な温度制御を実証するとともに、垂直照射孔の γ 発熱率分布等のデータを取得予定である。



図 4.1.1 ガス圧力調整盤・保護管圧力監視盤



図 4.1.2 真空ポンプ

(牛島 寛章、光井 研人、小笠原 礼羅)

4.2 JRR-3 冷中性子源装置 減速材容器高度化のための基本設計

(1) 序論

研究用原子炉 JRR-3 の冷中性子源装置 (Cold Neutron Source: CNS) は、原子炉内で発生した熱中性子を減速材容器内に貯留した温度約 20 K の液体水素により減速し、波長約 0.4 nm のエネルギーの低い冷中性子に変換する装置である。現在、既存の CNS よりも冷中性子束を増加させるため、減速材容器の材料 (ステンレス) の放射線損傷による交換時期に合わせて、減速材容器を高度化することが検討されている。減速材容器の高度化は、材料を中性子吸収断面積の小さいアルミニウム合金に変更し、また、形状を最適化することで実現させることができる。この方法により、減速材容器以外の主要な設備を変更することなく、冷中性子束を増加させるとともに減速材容器の長寿命化を図る。

令和 4 年度の概念設計[1]では容器の容積の上限を 1 L とし、この条件の範囲で船底型容器[2]以上の冷中性子強度を有する核特性上最適な減速材容器形状を検討した。令和 5 年度は本概念設計を継承し、構造強度評価、水素流動評価 (固相-液相の連成解析) 及び耐熱評価を実施して容器形状を最適化し、基本設計[3]を完了した。各解析の詳細は次項に記載する。

(2) 構造強度評価

令和 4 年度に実施した概念設計において、核特性解析より得られた最適形状について ANSYS Mechanical の解析コードを用いて構造解析を行ったところ、設計圧力 (0.45MPa) において塑性域が生じたため、構造強度の改善を図ることを目的として補強方法を検討した。結果として、局

所的な応力が発生している形状部の寸法（曲率）変更を行い応力低減に成功したが、具体的な製作性や詳細な形状決定において課題が残った。

上記の課題を踏まえて令和 5 年度の基本設計では、製作性及び中性子透過部の板厚最小化等の核特性への影響を考慮したうえで、より最適な形状の検討を行った。具体的な形状としては、平板部表面上の肉厚を補強しフィレットを追加することで半球部と円筒部を正接とし、構造の不連続部を最小限に抑えた。また、平板部と内側容器及び外側容器の接続部にテーパを付けることで、低応力部を削除した形状とした。製作性としては、内側容器と外側容器を分割溶接とし、溶接位置については高応力部から離れた位置になるよう設計した。

見直した形状と概念設計時の形状について、設計圧力における発生応力値を比較した結果、約 25%発生応力の低減を図ることができた。また、J-PARC で使用されている減速材容器の設計を参考にして高圧ガス保安法に定める 4 倍耐圧試験に従い、常用圧力（0.413MPa）の 4 倍の圧力において新型減速材容器が破断延性限界を超えないか検討した。使用した解析コードは CREO・Simulate を用いた。評価結果としては、塑性変形が生じている断面においても全断面塑性していないことから破断延性限界を超えないことを確認できた。

(3) 水素流動評価

令和 5 年度は、既存 CNS 設備の設置当初に実施した実規模の炉外作動試験におけるサーモサイフォン現象の再現解析を一次元過渡解析コード RELAP5/MOD3.2（以下「RELAP」という。）を用いて実施した。解析結果から、ある局所的な範囲で炉外作動試験の結果と一致しないところが見られたが、全体的な傾向が一致していることから、当該解析手法はサーモサイフォン現象を十分に再現できると判断した。また、新型減速材容器を導入した CNS 設備におけるサーモサイフォン現象については、本解析手法を用いて計算できることを確認した。今後は、減速材容器部、低温流路管内管、外管の形状及び材質を変更して計算を実施し、サーモサイフオンの特性について詳細に評価する予定である。

また、減速材容器部に限定して、減速材容器部及び内部流体の核発熱等により発生するボイド及び液体水素の流動状態を 3 次元流体解析コード Ansys Fluent 2022 R2（以下「CFD」という。）により評価したところ、減速材容器の内部の対流による渦の発生及び内管への気体水素の逆流が生じるという結果が得られた。これらの現象は、内管の差込や出口接続部を大きくすることにより改善できると考えられるため、令和 6 年度実施する詳細設計において検討する予定である。

本解析の妥当性確認として、設置時にボイド率予測に使われた数士の式[4]を用いた結果と RELAP 及び CFD の解析結果より得られた高さ方向のボイド率分布を比較した。RELAP 及び数士の式は流体領域をそれぞれ 1 次元の単純形状に置き換えて計算を行うため、結果は比較的よく一致した。CFD ではそれらと比較して大きい値であったが、この差は減速材容器の複雑形状に起因するものであり、単純形状に基づく既存の計算手法では精度良く計算することに限界があることが分かった。今後の妥当性確認と計算手法の高精度化のため、要素試験で検証を行うこととし、令和 6 年度では要素試験の詳細な実施計画を立案することとなった。

(4) 耐熱評価

今回、減速材容器に使用を計画しているアルミニウム合金 (A6061) は、100°C以上の温度領域で機械的強度が顕著に低下し、また、クリープも発生しやすくなるため、最高使用温度を 100°C に設定した。このため、異常時においても減速材容器の最高温度が 100°Cを超えないことを確認する必要がある。評価は MCNP コードを用いて減速材容器部の発熱量を計算し、その結果を用いて、原子炉高設定運転時及び低設定運転時のそれぞれの一番厳しい条件において、ステファンボルツマンの輻射伝熱の計算を用いて減速材容器の最高温度を評価した。

高設定運転時の一番厳しい条件は、JRR-3 の 20MW 定格出力時に何らかの理由によりヘリウム冷凍機が停止した場合である。当該異常時は CNS 系内の液体水素が蒸発することで水素圧力が上昇し、スクラム信号「実験利用設備異常」により原子炉はスクラムするが、その後も炉心で発生する崩壊熱により減速材容器の発熱は継続する。そのときの減速材容器部の温度について算出し、100°Cを超えない結果を得られた。また、RELAP を用いた熱過渡解析の結果と比較したところ、最高温度で 1.4 %の差しか発生しなかったため、輻射伝熱式の計算結果は妥当であることを確認した。

低設定運転時の一番厳しい条件は、その最高出力である 200kW 運転時においてヘリウム冷凍機を運転していない場合である。そのときの減速材容器部の温度について、無限時間運転した際の温度を算出し、100°Cを超えない結果を得られた。

以上より、新型減速材容器の材質として A6061 は耐熱評価上問題ないことが明らかになった。

(5) 結論

概念設計を継承し、各解析及び評価を実施することで基本設計を完了させた。その結果、新型減速材容器は運用時の利便性を考慮した形状であり、異常時においても安全性を保証できる設計となった。今後は、より冷中性子源強度を低下させないような形状とするため、詳細な流動解析及び核特性解析を実施し、令和 6 年度に実施される減速材容器の詳細設計に反映させる。

参考文献

- [1] 中村他、“JRR-3 冷中性子源装置における高性能減速材容器の概念設計”、2023 年秋の大会、日本原子力学会。
- [2] 新居他、“JRR-3 冷中性子源装置における高性能減速材容器の開発”、JAEA-Technology 2015-010 (2015)。
- [3] 中村他、“JRR-3 冷中性子源装置における高性能減速材容器の基本設計”、2024 年春の大会、日本原子力学会。
- [4] Yukio SUDO, “Estimation of Average Void Fraction in Vertical Two-Phase Flow Channel under Low Liquid Velocity”, Journal of Nuclear Science and Technology, 17[1], pp.1-15 (1980)。

(中村 剛実、菊地 将宣、徳永 翔)

This is a blank page.

5. JRR-4 の廃止措置

Decommissioning Activity for JRR-4

This is a blank page.

5.1 概況

JRR-4は、平成25年9月26日に策定した「原子力機構改革計画」に基づく事業合理化の一環として、平成27年12月25日に原子炉施設に係る廃止措置計画認可申請を行った。その後、平成29年2月7日に補正申請を行い、平成29年6月7日に認可を受け、廃止措置を進めている。また、平成30年12月25日に未使用燃料搬出期限の変更に伴う廃止措置計画の変更認可を、令和3年6月25日に法令改正に伴う廃止措置計画の変更認可を受けた。

5.2 経緯及び計画

(1) 第1段階（原子炉の機能停止、燃料体搬出及び維持管理の段階）[平成29年度～令和6年度]

本廃止措置計画の認可を得た時点で第1段階とし、第1段階では、原子炉の機能停止措置、燃料体搬出及び維持管理を行う。また、非管理区域である実験準備室の解体を令和元年度に実施した。

原子炉の機能停止措置として、制御材を挿入した状態での固定及び制御設備の駆動部の撤去を実施した。なお、制御棒駆動装置は撤去済み及び全ての燃料体が炉心から取り出し済みである。

未使用燃料は米国エネルギー省（DOE）へ令和3年度に全て搬出済みである。一方、JRR-4の原子炉運転に伴い発生した使用済燃料は、設置許可に基づきJRR-4原子炉施設からJRR-3原子炉施設に平成27年に搬出済みである。

(2) 第2段階（解体撤去段階）[令和7年度～令和18年度]

解体撤去工事では、新燃料貯蔵庫等、原子炉建家、排風機室、排気筒、純水製造装置室、廃液貯槽室及び冷却塔並びにこれらの建家内外に設置されている施設・設備を解体撤去し、管理区域を有する施設は汚染の状況等を確認し管理区域を解除したうえで建家を解体する。付属建家は、管理区域内の全ての施設・設備に加え、管理区域外の非常用電源設備及び給気設備を解体撤去し、管理区域解除を実施するが、建家の解体は実施しない。解体後、残存する付属建家及び土地に汚染のないことを確認する。放射性廃棄物は、放射性廃棄物処理場へ引き渡す。放射性廃棄物の放射性廃棄物処理場への引き渡しりが全て完了することで、JRR-4原子炉施設の共通施設から放射性廃棄物処理場を解除し、放射性廃棄物処理場は、他の原子炉施設の共通施設とする。なお、放射性廃棄物処理場に引き渡した放射性廃棄物は、放射性廃棄物処理場が管理する。廃止措置を終了した後、廃止措置の終了の確認を受ける。

なお、第2段階に入るまでに、解体撤去工事の詳細を定めた本廃止措置計画の変更の認可を受ける。

5.3 令和5年度の実績

JRR-4の廃止措置の対応実績としては、炉心タンク振れ止め用脚、起動用中性子源用保管容器の線量率測定及び分析を行った。

- ・ 炉心タンク振れ止め用脚、起動用中性子源用保管容器の線量率測定及び分析

廃止措置の第2段階である本格解体では、線量の高いことが予想される炉心タンクについても解体する予定である。これらを安全に解体するためには、炉心タンクの解体撤去で発生する廃棄

物を事前に詳細評価する必要がある。特に、炉心タンク四隅にある炉心タンク振れ止め用脚については、SUS製でありながら長物であるため、非均質な高放射化物であることが予想されており、切断等による解体を検討する必要がある。そのため、4脚ある炉心タンク振れ止め用脚のうち、もっとも線量が高いと予想される南西方向に位置する炉心タンク振れ止め用脚を採取するとともに、その線量率測定を詳細に実施した。

炉心タンク振れ止め用脚は炉心中心近傍に近いほど大きくなり、その表面線量率は最大 940 mSv/h となったが、炉心中心部から 1 m も離れるとその線量率は 1 mSv/h 以下となり、線量分布に大きな偏りがあることが分かった。今後、これらの結果を用いて振れ止め用脚の放射化分布を分析していくとともに、分析結果を基に炉心部の解体方法について検討していく。

5.4 放射線管理

(1) 概要

令和 5 年度に実施された放射線作業において、いずれの作業も適切な放射線管理が行われ、作業員の異常な被ばく及び身体汚染はなかった。

(2) 放出放射性物質の管理

JRR-4 から放出された放射性物質の年間放出量及び年間平均濃度を表 5.4.1 に示す。

(3) 実効線量

JRR-4 における放射線業務従事者の実効線量を表 5.4.2 に示す。

表 5.4.1 JRR-4 から放出された放射性物質の年間放出量及び年間平均濃度

核種	放射性塵埃	放射性廃液		
	^{60}Co	^{60}Co	^{137}Cs	^3H
年間放出量 (Bq/y)	0	—	—	—
年間平均 濃度 (Bq/cm ³)	$< 1.9 \times 10^{-9}$	$< 5.1 \times 10^{-3}$	$< 4.9 \times 10^{-3}$	$< 1.8 \times 10^{-1}$

表 5.4.2 JRR-4 における放射線業務従事者の実効線量

	第 1 四半期	第 2 四半期	第 3 四半期	第 4 四半期	年 間
放射線業務 従事者数 (人)	6	6	27	6	27
総線量 (人・mSv)	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
平均線量 (mSv)	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
最大線量 (mSv)	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0

* (個人線量計 : OSL バッジ)

5.5 水・ガス管理

令和 5 年度末における装荷重水量は、14.18 kg (100 % 重水量) であった。

5.6 使用済燃料貯蔵施設の管理

JRR-4 の使用済燃料貯蔵施設におけるプールの水質は、導電率が 1.17 $\mu\text{S}/\text{cm}$ ~ 1.57 $\mu\text{S}/\text{cm}$ 、水素イオン濃度指数 (pH) が 5.87 ~ 6.57 であり、年間を通して、維持管理基準値 (導電率 : 10 $\mu\text{S}/\text{cm}$ 以下、pH : 5.5 ~ 7.0) を満足していた。

(助川 正典)

This is a blank page.

6. 国際協力・人材育成

International Cooperation and Human Resources Development

This is a blank page.

6.1 国際協力

6.1.1 SSAC トレーニング

JRR-4 管理課が IAEA からの依頼を受け、演習を実施した。本演習の目的は、核物質の転用や悪用を防ぐ観点から作成する Design Information Questioner (DIQ) の作成方法を理解することにある。なお、施設の目的、燃料の種類、核物質移動の流れ、核物質の移動方法、冷却システム等を中心に説明を行った。

(助川 正典)

6.2 人材育成

6.2.1 東京大学大学院工学系研究科原子力専攻（専門職大学院）

原子力機構は東京大学と包括的連携協力協定を締結しており、原子力機構として東京大学の原子力人材育成に協力している。このうち専門職大学院における「原子炉管理実習」及び「研究炉炉物理実習」を NSRR において実施している。令和 5 年度は、「原子炉管理実習」を 8 月 29 日、30 日の 2 日間、「研究炉炉物理実習」を 9 月 28 日、29 日の 2 日間実施し、各実習 10 名ずつ受け入れた。

(求 惟子)

6.2.2 夏期休暇実習生

(1) NSRR 管理課

「原子炉安全性研究炉の運転管理及び炉物理実習」のテーマで、8 月 21 日から 8 月 25 日の 5 日間に 4 名の学生を受け入れ、実習を実施した。実習内容は、NSRR を用いて、原子炉の運転を伴った炉物理実習及び原子炉の点検を体験学習するものである。炉物理実習では、臨界近接実験、制御棒の反応度価値の測定、原子炉停止余裕の測定を実施した。点検では、原子炉冷却系統及び原子炉制御系統の点検を体験した。また、学生が実際に制御棒を操作できる環境を整備するための運転手引の改正を行い、令和 5 年度より実際に制御棒などを操作する原子炉運転の体験実習を導入した。そのほか、マニプレータの操作体験や JRR-3 及び JRR-4 といった NSRR 以外の研究炉の施設見学を実施した。

(鈴木 紗智子)

(2) 加速器管理課

「重イオンビーム生成法の開発に係る実習」のテーマで、8 月 21 日から 9 月 4 日の 11 日間で 1 名（福井大学）の学生を受け入れて実習を実施した。実習内容は、イオン源及び加速器を運転し、負イオン及び正イオンの生成試験と分析、加速器入口までのビーム輸送などを通じて加速器に関する基礎的な事柄について体験学習するものである。実習期間中に J-PARC、NSRR や JRR-3 などの施設見学を実施した。

(中村 暢彦)

6.2.3 国際原子力人材育成イニシアティブ事業への協力

令和2年度「国際原子力人材育成イニシアティブ事業」において、北海道大学を代表機関として「機関連携強化による未来社会に向けた新たな原子力教育拠点の構築」の事業が採択された。令和5年度からタンデム加速器に加え、NSRRを用いた実習が加わった。

(1) NSRR 管理課

「NSRRにおける研究炉炉物理実験」のテーマで、令和5年10月16日、10月17日の2日間に8名の学生等を受け入れ、実習を実施した。実習は、NSRRを用いて、臨界近接実験、正ペリオド法及び落下法による制御棒校正の方法を学ぶとともに、実際に制御棒などを操作して原子炉運転を体験することで、原子炉物理の理論を理解することを目的として実施した。

(鈴木 紗智子)

(2) 加速器管理課

「重イオン核融合反応実験-超重元素の合成方法を学ぶ-」のテーマで、タンデム加速器を用いた核データ工学実験を実施した。実習は令和5年11月6日から11月10日の5日間で、東京工業大学、長岡技術科学大学及び九州大学の8名の学生を受け入れて実施した。うち2日はJ-PARCやJRR-3などの施設見学を行った。

(中村 暢彦)

7. 研究炉加速器技術部の安全管理

Safety Administration for Department of Research Reactor and
Tandem Accelerator

This is a blank page.

研究炉加速器技術部の安全管理は、各課で行う課安全衛生会議のほか、部内安全審査会及び部安全衛生会議を組織して行っている。また、共同利用建家では、建家安全衛生連絡協議会により、安全管理の調整を図っている。

部内安全審査会は、部長の諮問機関として、原子炉施設及び使用施設等の設置及び変更並びに工事認可に関すること、保安規定、基準、手引等の制定及び変更等に関すること、核燃料物質等の事業所外運搬に用いる輸送容器の設計・開発、製作、取扱い及び保守に関すること、その他部長が指示した事項に関することについて、令和5年度において14回開催され、78項目について審査を行った。

部安全衛生会議では、四半期ごとに実施する部長による部内安全衛生パトロールの結果について周知し、改善等の指示を行うとともに、各担当課長による所掌施設の安全衛生パトロールについて毎月実施した結果を部長に報告する等、部内の安全衛生管理に努めた。また、職員等に対し、保安教育訓練として消火訓練、通報訓練、総合訓練等を実施するとともに、管理区域内で実験・研究を行う利用者及び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。

7.1 研究炉加速器技術部の安全管理体制

研究炉加速器技術部の安全管理は、各課で行われているほか、部内において以下の管理体制で行われた。

(1) 研究炉加速器技術部内安全審査会組織

部内安全審査会は、原子力科学研究所原子炉施設保安規定に基づく安全審査機関として、また、原子力科学研究所品質保証計画に基づく品質保証審査機関として、原子炉施設及び使用施設等の設置及び変更並びに工事認可に関すること、保安規定、基準、手引等の制定及び変更等に関すること、原子炉施設及び使用施設等の運転に伴う問題に関すること、品質保証活動に関する施設の基本的な事項に関すること、保安活動又は品質保証活動に関する重要事項に関すること、原子炉施設の定期的な評価に関すること、照射キャプセルに関すること、一時管理区域の設定又は解除に伴う作業要領に関すること、核燃料物質等の事業所外運搬に用いる輸送容器の設計・開発、製作、取扱い及び保守に関すること、その他部長が指示した事項に関することについて安全審査を行う組織である。図7.1.1に組織図を示す。

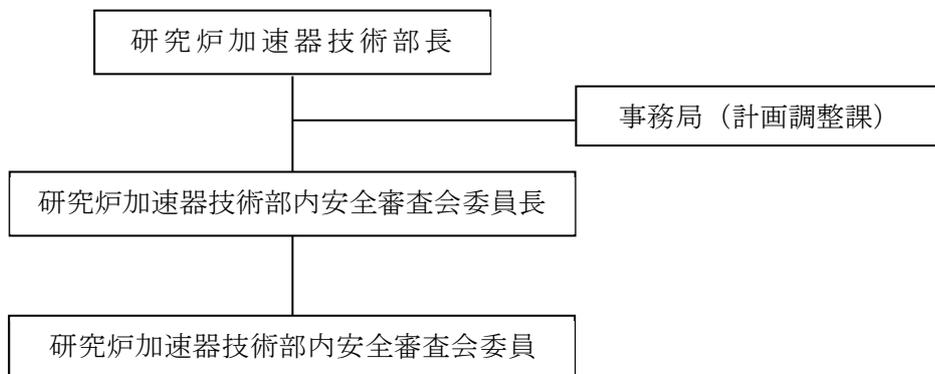


図 7.1.1 研究炉加速器技術部内安全審査会組織

7.2 安全審査・安全巡視

(1) 研究炉加速器技術部内安全審査会

令和5年度における部内安全審査会の開催状況及び安全審査状況は、次のとおりである。

開催日	審査事項
令和5年4月18日 (第1回)	<ol style="list-style-type: none"> 第2種管理区域を一時的に第1種管理区域に指定して行う作業の管理要領（JRR-3 共同溝Ⅲ隔離弁のシートパッキン交換作業）について 核燃料物質使用施設等保安規定（第9編）の一部変更について
令和5年5月25日 (第2回)	<ol style="list-style-type: none"> JRR-3 利用施設運転手引の一部改定について JRR-3 使用施設等本体施設使用手引の一部改定について JRR-3 使用施設等の設備保全整理表等の一部改定について
令和5年6月6日 (第3回)	<ol style="list-style-type: none"> 使用済燃料輸送容器管理手引の一部改定について 核燃料輸送物発送前検査要領の一部改定について 未使用燃料輸送容器管理手引の一部改定について
令和5年7月4日 (第4回)	<ol style="list-style-type: none"> 第2種管理区域を一時的に第1種管理区域に指定して行う作業の管理要領について JRR-3 利用施設修理（改造）計画について NSRR 本体施設運転手引の一部変更について
令和5年7月13日 (第5回)	<ol style="list-style-type: none"> JRR-3 本体施設運転手引の一部改定について JRR-4 未使用燃料要素に係る核燃料輸送物発送前検査要領（JRF-90Y-950K 型）の廃止について 研究炉加速器技術部試験・検査の管理要領（核燃料物質当の事業所外運搬）の一部改定について 研究炉加速器技術部文書及び記録の管理要領（核燃料物質当の事業所外運搬）の改定について 研究炉加速器技術部業務の計画及び実施に関する要領（核燃料物質当の事業所外運搬）の改定について 施設管理の有効性評価について（JRR-4 原子炉施設） 施設管理の有効性評価について（JRR-4 使用施設） 研究炉加速器技術部防火・防災管理要領の一部改定について
令和5年9月8日 (第6回)	<ol style="list-style-type: none"> 研究炉使用済燃料等の事業所外運搬（自動車運搬）に係る放射線防護計画の一部改定について 研究炉加速器技術部教育・訓練管理要領の一部改定について
令和5年10月3日 (第7回)	<ol style="list-style-type: none"> NSRR 本体施設運転手引の一部変更について JRR-3 利用施設運転手引の一部改定について タンデム加速器施設防護活動手引の一部改定について FEL 研究棟防護活動手引の一部改定について JRR-3 本体施設運転手引の一部改定について

開催日	審査事項
	<ol style="list-style-type: none"> 6. JRR-3 使用施設等本体施設使用手引の一部改定について 7. JRR-4 管理手引一部改定について 8. JRR-4 使用施設本体施設等使用手引の一部改定について 9. 研究炉使用済燃料等の事業所外運搬（自動車運搬）に係る放射線防護計画の一部改定について
<p>令和 5 年 11 月 29 日 (第 8 回)</p>	<ol style="list-style-type: none"> 1. NSRR 原子炉施設の検査要否整理表及び設備保全整理表の改定について 2. NSRR 使用施設の検査要否整理表及び設備保全整理表の改定について 3. JRR-3 原子炉施設の検査要否整理表及び設備保全整理表の改定について 4. JRR-3 使用施設の検査要否整理表及び設備保全整理表の改定について
<p>令和 5 年 12 月 12 日 (第 9 回)</p>	<ol style="list-style-type: none"> 1. JRR-4 原子炉施設保全有効性評価について 2. JRR-4 使用施設保全有効性評価について 3. NSRR 原子炉施設の保全有効性評価について 4. NSRR 使用施設の保全有効性評価について 5. JRR-3 利用施設運転手引の一部改定について
<p>令和 5 年 12 月 26 日 (第 10 回)</p>	<ol style="list-style-type: none"> 1. 研究炉加速器技術部文書及び記録の管理要領の一部改定について
<p>令和 6 年 2 月 1 日 (第 11 回)</p>	<ol style="list-style-type: none"> 1. JRR-4 原子炉施設の施設管理の有効性評価について 2. JRR-4 使用施設の施設管理の有効性評価について 3. NSRR 原子炉施設の施設管理の有効性評価について 4. NSRR 使用施設の施設管理の有効性評価について 5. 研究炉加速器技術部防火・防災要領の一部改定について 6. トリチウムプロセス研究棟防護活動手引の一部改定について 7. タンデム加速器施設防護活動手引の一部改定について FEL 研究棟防護活動手引の一部改定について 8. 研究炉加速器技術部停電時・復電時の点検実施要領の一部改定について 9. 研究炉加速器技術部大規模地震発生時の行動要領の一部改定について 10. NSRR 自然現象等対応手引の廃止について 11. NSRR 地震対応手引の制定について 12. NSRR 施設防護活動手引の一部改定について 13. NSRR 本体施設運転手引の一部改定について

開催日	審査事項
	14. NSRR 本体施設使用手引の一部改定について 15. 研究炉加速器技術部文書及び記録の管理要領の一部改定について 16. 研究炉加速器技術部文書及び記録の管理要領（核燃料物質等の事業所外運搬）の一部改定について
令和 6 年 2 月 20 日 （第 12 回）	1. 原子力科学研究所原子炉施設保安規定（第 5 編 JRR-3 の管理）の一部改定について 2. 原子力科学研究所使用施設等保安規定（第 6 編 JRR-3 の管理）の一部改定について 3. 原子力科学研究所原子炉施設保安規定（第 7 編 NSRR の管理）の一部改定について 4. 原子力科学研究所使用施設等保安規定（第 9 編 NSRR の管理）の一部改定について 5. 原子力科学研究所原子炉施設保安規定（第 6 編 JRR-4 の管理）の一部改定について 6. 原子力科学研究所使用施設等保安規定（第 11 編 JRR-4 の管理）の一部改定について 7. 原子力科学研究所原子炉施設保安規定（第 1 編 総則）の一部改定について 8. 原子力科学研究所使用施設等保安規定（第 1 編 総則）の一部改定について 9. 原子力科学研究所原子炉施設保安規定（第 2 編 放射線管理）の一部改定について 10. 原子力科学研究所使用施設等保安規定（第 2 編 放射線管理）の一部改定について
令和 6 年 3 月 8 日 （第 13 回）	1. RI 使用変更許可申請（RI 製造棟）について 2. 施設定期評価実施計画（JRR-3 原子炉施設）について 3. 液化窒素貯槽（タンデム加速器建家）運転要領の制定について 4. 加速器運転に係る安全管理手引の一部改定について 5. JRR-4 原子炉施設の検査要否整理表及び設備保全整理表の一部改定について 6. JRR-4 使用施設の検査要否整理表及び設備保全整理表の一部改定について 7. JRR-1 設備保全整理表の一部改定について 8. ラジオアイソトープ製造棟施設設備保全整理表の一部改定について 9. タンデム加速器建家設備保全整理表の一部改定について 10. トリチウムプロセス研究棟設備保全整理表の一部改定について

開催日	審査事項
	11. 転送機 (KV6406) に係る JRR-3 利用施設修理 (改造) 計画について
令和 6 年 3 月 15 日 (第 14 回)	1. JRR-3 利用施設運転手引の一部改定について

(2) 安全衛生パトロール

令和 5 年度における部内の安全衛生パトロールは、原子力科学研究所安全衛生管理規則に基づき次のとおり実施された。

- 1) 部長による安全衛生パトロール
四半期ごとに実施した。
- 2) 課長による安全衛生パトロール
課ごとに毎月実施した。
- 3) 建家安全衛生管理者による安全衛生パトロール

研究炉実験管理棟建家、JRR-3 建家、JRR-4 建家、NSRR 建家、タンデム加速器建家、RI 製造棟及び FEL 研究棟の建家安全衛生管理者による安全衛生パトロールは、四半期ごとに実施した。

7.3 訓練

(1) 研究炉加速器技術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
令和 5 年 11 月 27 日	消火訓練	消火器・消火栓を使用した消火訓練を実施した。	179 名
令和 5 年 11 月 28 日			128 名

(大原 明日香)

8. あとがき

Postscript

This is a blank page.

あとがき

本報告書は、研究炉加速器技術部各課、放射線管理第1課及び放射線管理第2課の関係者が令和5年度の活動について分担執筆し、研究炉加速器技術部年報編集委員会で編集したものです。関係者の協力を深く感謝します。

令和6年10月 編集委員長

研究炉加速器技術部年報編集委員会メンバー

委員長	村山 洋二	(研究炉加速器技術部)
委員	松田 誠	(研究炉加速器技術部)
	馬場 亮太	(JRR-3 管理課)
	助川 正典	(JRR-4 管理課)
	安掛 寿紀	(NSRR 管理課)
	松井 泰	(加速器管理課)
	牛島 寛章	(利用施設管理課)
	藤野 隼輔	(研究炉技術課)
	倉田 理江	(TPL 管理技術課)
事務局	川島 和人	(計画調整課)
	大原 明日香	(計画調整課)
	仲村 美希	(計画調整課)

This is a blank page.

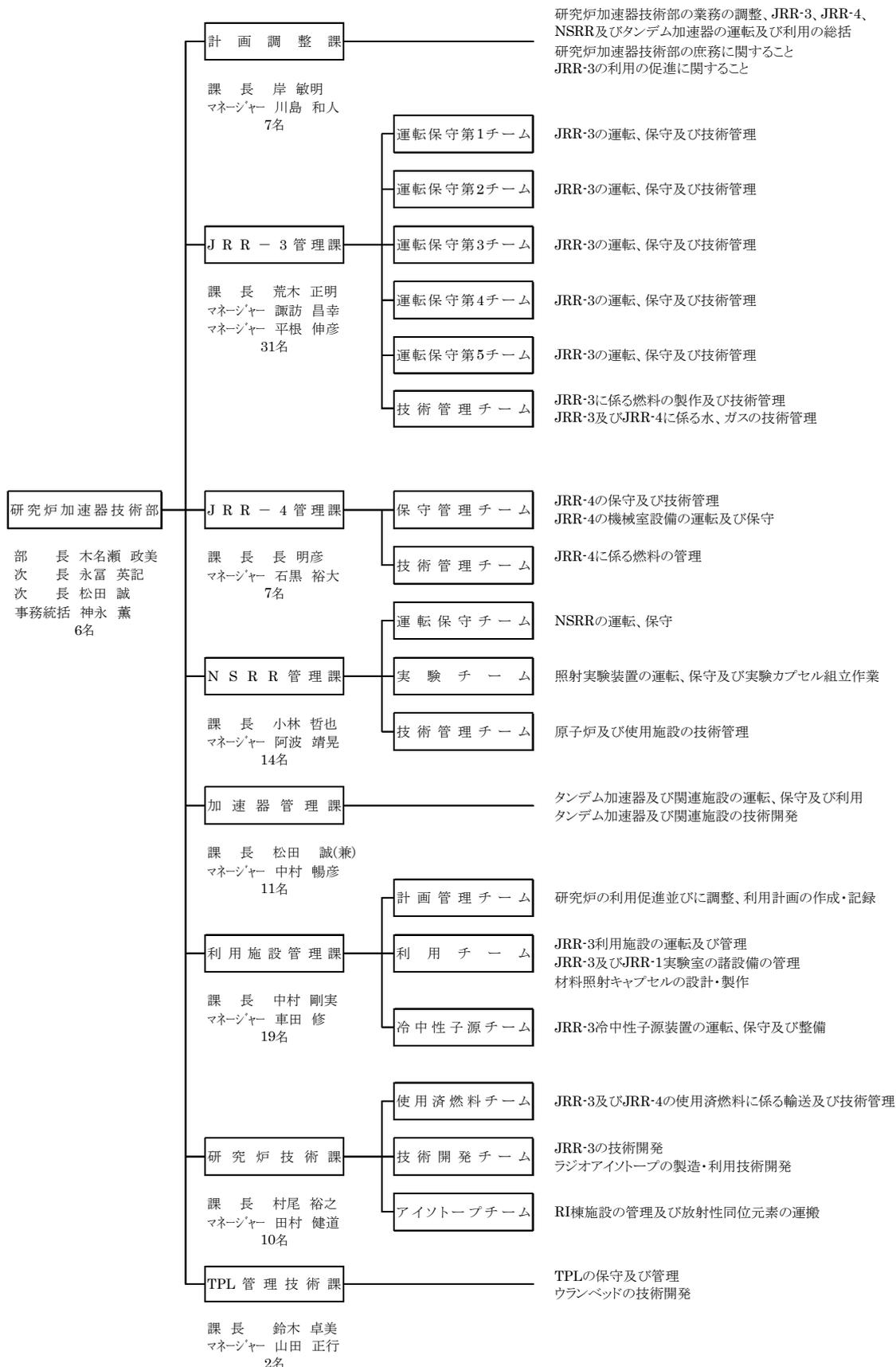
付録

Appendices

This is a blank page.

付録1 研究炉加速器技術部の組織と業務

令和6年3月31日現在



付録2 JAEA-Research 等一覧

	標題 / 著者 / レポート No.
1	<u>JRR-3 冷中性子源装置の新型減速材容器に関わる熱流力設計</u> 徳永 翔, 堀口 洋徳, 中村 剛実 JAEA-Technology 2023-001
2	<u>令和3年度研究炉加速器技術部年報 (JRR-3, JRR-4, NSRR, タンデム加速器, ラジ オアイソトープ製造棟及びトリチウムプロセス研究棟の運転, 利用及び技術開発)</u> 研究炉加速器技術部 JAEA-Review 2023-047

付録3 口頭発表一覧

	標題 / 発表者 / 発表会議名 (発表年月)
1	<u>Automation of Temperature Control System for The Capsule Irradiation of JRR-3</u> 牛島 寛章, 岡田 祐次, 光井 研人, 井上 修一, 中村 剛実 European Research Reactor Conference 2023 (2023/04)
2	<u>Challenge for Mo-99/Tc-99m Production by JRR-3</u> 千葉 悠介 International Symposium on Trends in Radiopharmaceuticals (2023/04)
3	<u>原子力機構-東海タンデム加速器の現状</u> 乙川 義憲, 松田 誠, 中村 暢彦, 石崎 暢洋, 株本 裕史, 杓掛 健一, 遊津 拓洋, 松井 泰, 中川 創平, 阿部 信市 第35回タンデム加速器及びその周辺技術の研究会 (2023/06)
4	<u>原子力機構-東海タンデム加速器の現状</u> 杓掛 健一, 松田 誠, 中村 暢彦, 石崎 暢洋, 株本 裕史, 乙川 義憲, 遊津 拓洋, 松井 泰, 中川 創平, 阿部 信市 第20回日本加速器学会年会 (2023/08)
5	<u>JRR-3 冷中性子源装置における高性能減速材容器の概念設計,1; 核特性解析による最適形状の評価</u> 中村 剛実, 徳永 翔, 菊地 将宣 日本原子力学会 2023 年秋の大会 (2023/09)
6	<u>JRR-3 冷中性子源装置における高性能減速材容器の概念設計,2; 構造解析による最適形状の評価</u> 菊地 将宣, 中村 剛実, 徳永 翔 日本原子力学会 2023 年秋の大会 (2023/09)
7	<u>JRR-3 冷中性子源装置における高性能減速材容器の概念設計,3; 流動解析による最適形状の評価</u> 徳永 翔, 中村 剛実, 菊地 将宣 日本原子力学会 2023 年秋の大会 (2023/09)
8	<u>東海タンデム加速器の運転と開発</u> 中村 暢彦, 松田 誠, 石崎 暢洋, 杓掛 健一, 遊津 拓洋, 池亀 拓麻, 株本 裕史, 乙川 義憲, 松井 泰, 中川 創平, 加藤 佑太 東海・重イオン科学シンポジウム ータンデム加速器成果報告会ー (2024/01)
9	<u>東海タンデム加速器の40年</u> 松田 誠 東海・重イオン科学シンポジウム ータンデム加速器成果報告会ー (2024/01)

	標題 / 発表者 / 発表会議名 (発表年月)
10	<u>タンデム加速器カラム電圧測定器の開発</u> 杓掛 健一, 松井 泰, 中川 創平, 中村 暢彦, 乙川 義憲, 遊津 拓洋, 松田 誠 東海・重イオン科学シンポジウム ータンデム加速器成果報告会ー (2024/01)
11	<u>東海タンデムにおけるイオン源開発及びビーム加速試験</u> 株本 裕史, 遊津 拓洋, 松井 泰, 中川 創平, 池亀 拓麻, 加藤 佑太, 石崎 暢洋, 杓掛 健一, 乙川 義憲, 中村 暢彦, 松田 誠 東海・重イオン科学シンポジウム ータンデム加速器成果報告会ー (2024/01)
12	<u>宇宙用機器の放射線影響試験設備の整備</u> 中川 創平, 松田 誠, 中村 暢彦, 石崎 暢洋, 杓掛 健一, 遊津 拓洋, 池亀 拓麻, 株本 裕史, 乙川 義憲, 松井 泰, 加藤 佑太 東海・重イオン科学シンポジウム ータンデム加速器成果報告会ー (2024/01)
13	<u>JRR-3 冷中性子源装置における高性能減速材容器の基本設計,1; 減速材容器の温度評価</u> 中村 剛実, 徳永 翔, 菊地 将宣 日本原子力学会 2024 年春の大会 (2024/03)
14	<u>JRR-3 冷中性子源装置における高性能減速材容器の基本設計,2; 構造解析による強度評価</u> 菊地 将宣, 中村 剛実, 徳永 翔, 小田 泰嗣 日本原子力学会 2024 年春の大会 (2024/03)
15	<u>JRR-3 冷中性子源装置における高性能減速材容器の基本設計,3; 水素流動解析手法の検討</u> 徳永 翔, 中村 剛実, 菊地 将宣, 野口 浩徳, 小田 泰嗣 日本原子力学会 2024 年春の大会 (2024/03)

付録4 外部投稿論文一覧

	標題 / 著者 / 発表誌名等
1	<p><u>Investigation of niobium surface roughness and hydrogen content with different polishing conditions for performance recovery of superconducting QWRs in JAEA Tokai-Tandem Accelerator</u></p> <p>神谷 潤一郎, 仁井 啓介, 株本 裕史, 近藤 恭弘, 田村 潤, 原田 寛之, 松井 泰, 松田 誠, 守屋 克洋, 井田 義明,</p> <p>e-Journal of Surface Science and Nanotechnology, 21(4), pp.344-349, 2023/05</p>
2	<p><u>原子力機構-東海タンデム加速器の現状</u></p> <p>杓掛 健一, 松田 誠, 中村 暢彦, 石崎 暢洋, 株本 裕史, 乙川 義憲, 遊津 拓洋, 松井 泰, 中川 創平, 阿部 信市</p> <p>Proceedings of the 20th Annual Meeting of Particle Accelerator Society of Japan, pp.1080-1084, 2023/11</p>
3	<p><u>原子力機構-東海タンデム加速器の現状</u></p> <p>乙川 義憲, 松田 誠, 中村 暢彦, 石崎 暢洋, 株本 裕史, 杓掛 健一, 遊津 拓洋, 松井 泰, 中川 創平, 阿部 信市</p> <p>第35回タンデム加速器及びその周辺技術の研究会報告集, pp.71-76, 2024/03</p>

付録 5 官庁許認可等一覧

施設	件名		設置変更	設工認・RI	使用前検査等
	申請	年月日 番 号			
J R R 3	JRR-3 取替用燃料体 (第L22次)の製作	変更	年月日 番 号		平成 22 年 6 月 18 日 22 原機 (科研) 007
					平成 22 年 8 月 31 日 22 原機 (科研) 012
					平成 23 年 10 月 31 日 23 原機 (科研) 028
					平成 24 年 3 月 6 日 23 原機 (科研) 044
					平成 24 年 9 月 11 日 24 原機 (科研) 005
					平成 25 年 5 月 31 日 25 原機 (科研) 001
					平成 25 年 6 月 18 日 25 原機 (科研) 012
					平成 26 年 4 月 22 日 26 原機 (科研) 003
					平成 27 年 4 月 23 日 27 原機 (科研) 006
					平成 30 年 11 月 30 日 30 原機 (科研) 013
					令和 4 年 4 月 20 日 令 04 原機 (科研) 007
					認可 合格
		中性子散乱実験用貯 蔵箱	変更	年月日 番 号	
					令和 3 年 6 月 14 日 令 03 原機 (科研) 004
					令和 4 年 4 月 7 日 令 04 原機 (科研) 003
					令和 4 年 8 月 12 日 令 04 原機 (科研) 011

施設	件名			設置変更	設工認・RI	使用前検査等
						令和4年9月6日 令04原機(科研)012
						令和4年9月29日 令04原機(科研)015
						令和5年2月28日 令04原機(科研)024
						令和5年3月17日 令04原機(科研)025
		認可 合格	年月日 番 号			令和5年4月27日 令05検使第01号
T P L	許可使用に係る変更 許可申請	申請	年月日 番 号		令和4年9月27日 令04原機(科保)084	
		変更	年月日 番 号			
		許可	年月日 番 号		令和5年7月24日 原規放発第23072412号	

付録6 表彰、特許

[表彰]

・令和5年度理事長表彰

模範賞

「長年にわたる使用済燃料の対米輸送完遂等による原子力施設への貢献」

受賞者 研究炉技術課 田村 健道

受賞年月日 令和5年10月16日

[特許]

なし

