



JAEA-Review

2023-047

DOI:10.11484/jaea-review-2023-047

令和3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, JFY2021  
(Operation, Utilization and Technical Development of JRR-3, NSRR,  
Tandem Accelerator, RI Production Facility and Tritium Process Laboratory,  
Decommissioning Activity for JRR-4)

研究炉加速器技術部

Department of Research Reactor and Tandem Accelerator

原子力科学研究部門

原子力科学研究所

Nuclear Science Research Institute

Sector of Nuclear Science Research

March 2024

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 JAEA イノベーションハブ 研究成果利活用課  
〒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](mailto: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 Institutional Repository and Utilization Section, JAEA Innovation Hub, Japan Atomic Energy Agency.

4-49 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-1112, Japan

E-mail: [ird-support@jaea.go.jp](mailto:ird-support@jaea.go.jp)

令和 3 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  
原子力科学研究部門 原子力科学研究所  
研究炉加速器技術部

(2023 年 12 月 4 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 3 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：松田 誠、菊地 将宣、助川 正典、袴塚 駿、遊津 拓洋、坂田 茉美、中田 陸斗、  
山田 正行、田村 格良、大原 明日香

Annual Report of Department of Research Reactor and Tandem Accelerator, JFY2021  
(Operation, Utilization and Technical Development of JRR-3, NSRR,  
Tandem Accelerator, RI Production Facility and Tritium Process Laboratory,  
Decommissioning Activity for JRR-4)

Department of Research Reactor and Tandem Accelerator

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

(Received December 4, 2023)

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, RI Production Facility, and TPL (Tritium Process Laboratory). Also decommissioned JRR-4 (Japan Research Reactor No.4) and maintains JRR-1 (Japan Research Reactor No.1) and the FEL (Free Electron Laser).

This annual report describes the activities of our department in fiscal year of 2021. 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.) Makoto MATSUDA, Masanobu KIKUCHI, Masanori SUKEGAWA,  
Shun HAKAMATSUKA, Takuhiro ASOZU, Mami SAKATA, Rikuto NAKATA,  
Masayuki YAMADA, Itaru TAMURA and Asuka OHARA

## 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	15
2.1.4 放射線管理	18
2.1.5 水・ガス管理	20
2.1.6 使用済燃料貯蔵施設の管理	23
2.2 JRR-3 照射設備等の保守・整備	24
2.3 NSRR の運転管理	26
2.3.1 運転	26
2.3.2 保守・整備	26
2.3.3 燃料・炉心管理	27
2.3.4 放射線管理	27
2.3.5 NSRR 実験設備等の保守・整備	29
2.4 タンデム加速器の運転管理	30
2.4.1 運転	30
2.4.2 保守・整備	32
2.4.3 高圧ガス製造施設	34
2.4.4 放射線管理	34
2.5 ラジオアイソトープ製造棟の管理	35
2.5.1 施設の管理	35
2.5.2 RI の製造及び開発の管理	36
2.5.3 放射線管理	36
2.6 トリチウムプロセス研究棟の管理	37
2.6.1 施設の管理	37
2.6.2 放射線管理	38
2.7 その他の施設の管理	39
2.7.1 JRR-1 の管理	39
2.7.2 FEL 研究棟の管理	39

2.8	主な技術的事項	40
2.8.1	JRR-3 を用いた $^{99}\text{Mo}$ の国内製造実現に向けた検証	40
2.8.2	超伝導加速空洞の開発	43
2.8.3	半導体ナノ粒子を用いた中性子シンチレータの開発	44
3.	研究炉及び加速器の利用	47
3.1	JRR-3 の施設利用	49
3.1.1	利用対応組織 (JRR-3 ユーザーズオフィス)	49
3.1.2	利用状況	49
3.1.3	中性子ビーム利用専門部会	59
3.1.4	炉内中性子照射等専門部会	60
3.1.5	主な利用の成果	61
3.2	NSRR の施設利用	62
3.2.1	利用状況	62
3.3	タンデム加速器の利用	63
3.3.1	利用状況	63
3.3.2	タンデム加速器専門部会	63
3.3.3	主な利用の成果	65
3.4	ラジオアイソトープ製造棟の利用	69
3.5	トリチウムプロセス研究棟の利用	70
3.6	アウトリーチ活動	71
4.	研究炉及び加速器利用技術の高度化	73
4.1	I-T 型大気圧水カプセルの製作	75
5.	JRR-4 の廃止措置対応	79
5.1	概況	81
5.2	計画	81
5.3	令和 3 年度の実績	82
5.4	放射線管理	82
5.5	水・ガス管理	83
5.6	使用済燃料貯蔵施設の管理	83
6.	国際協力・人材育成	85
6.1	国際協力	87
6.1.1	SSAC トレーニング	87
6.2	人材育成	87
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)	87

6.2.2	夏期休暇実習生	87
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	87
7.	研究炉加速器技術部の安全管理	89
7.1	研究炉加速器技術部の安全管理体制	91
7.2	安全審査・安全巡視	93
7.3	訓練	96
8.	あとがき	97
	付録	101
付録 1	研究炉加速器技術部の組織と業務	103
付録 2	JAEA-Research 等一覧	104
付録 3	口頭発表一覧	105
付録 4	外部投稿論文一覧	107
付録 5	官庁許認可等一覧	108
付録 6	表彰、特許	110

# 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 .....	15
2.1.4 Radiation Monitoring .....	18
2.1.5 Water and Gas Managements .....	20
2.1.6 Management of Spent Fuel Storage Facility .....	23
2.2 Maintenance of Utilization Apparatuses in JRR-3 .....	24
2.3 Operation and Maintenance of NSRR .....	26
2.3.1 Operation .....	26
2.3.2 Maintenance .....	26
2.3.3 Reactor Core Management .....	27
2.3.4 Radiation Monitoring .....	27
2.3.5 Maintenance of Utilization Apparatuses in NSRR .....	29
2.4 Operation and Maintenance of Tandem Accelerator Facility .....	30
2.4.1 Operation .....	30
2.4.2 Maintenance .....	32
2.4.3 High-pressure Gas Handling System .....	34
2.4.4 Radiation Monitoring .....	34
2.5 Maintenance of RI Production Facility .....	35
2.5.1 Management of Facility .....	35
2.5.2 Production and Development of Radioisotopes .....	36
2.5.3 Radiation Monitoring .....	36
2.6 Management of Tritium Process Laboratory .....	37
2.6.1 Management of Facility .....	37
2.6.2 Radiation Monitoring .....	38
2.7 Management of Other Facilities .....	39
2.7.1 Management of JRR-1 .....	39
2.7.2 Management of FEL .....	39
2.8 Major Topics of Technical Development .....	40
2.8.1 Verification for Domestic Production of Mo-99 by JRR-3 .....	40



2.8.2	Development of Superconducting Cavity	43
2.8.3	Development of New Scintillators Based on a Composite of ${}^6\text{LiF}$ and Semiconductor Nanocrystals	44
3.	Utilization of Research Reactors and Tandem Accelerator	47
3.1	Utilization of JRR-3	49
3.1.1	User Support Organization (JRR-3 Users Office)	49
3.1.2	Status of Utilization	49
3.1.3	The Specialist Committee for Neutron Beam Utilization	59
3.1.4	The Specialist Committee for Neutron Irradiation	60
3.1.5	Research Results	61
3.2	Utilization of NSRR	62
3.2.1	Status of Utilization	62
3.3	Utilization of Tandem Accelerator Facility	63
3.3.1	Status of Utilization	63
3.3.2	The Specialist Committee for Tandem Accelerator	63
3.3.3	Research Results	65
3.4	Utilization of RI Production Facility	69
3.5	Utilization of Tritium Process Laboratory	70
3.6	Outreach Activities	71
4.	Upgrading of Utilization Techniques of Research Reactors and Tandem Accelerator	73
4.1	Development of Type I-T Atmospheric Pressure Capsule	75
5.	Decommissioning Activity for JRR-4	79
5.1	Overview	81
5.2	Decommissioning Plan	81
5.3	Achievements in JFY2021	82
5.4	Radiation Monitoring	82
5.5	Water and Gas Managements	83
5.6	Management of Spent Fuel Storage Facility	83
6.	International Cooperation and Human Resources Development	85
6.1	International Cooperation	87
6.1.1	SSAC Training	87
6.2	Human Resources Development	87
6.2.1	Nuclear Professional School, The University of Tokyo	87
6.2.2	Summer Intern	87

6.2.3 Cooperation with the International Nuclear Human Resource Development Initiative Project .....	87
7. Safety Administration for Department of Research Reactor and Tandem Accelerator .....	89
7.1 Organization of Safety Administration .....	91
7.2 Safety Review and Safety Patrols .....	93
7.3 Training .....	96
8. Postscript .....	97
Appendices .....	101
Appendix 1 Organization of the Department of Research Reactor and Tandem Accelerator .....	103
Appendix 2 List of JAEA-Research Reports .....	104
Appendix 3 List of Papers Presented at Meetings .....	105
Appendix 4 List of Published Papers .....	107
Appendix 5 List of Granted Permissions on the Laws and Regulations Concerning Atomic Energy .....	108
Appendix 6 Commendations and Patents .....	110

## 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。

これらの研究炉は、平成 23 年 3 月 11 日に発生した東日本大震災の影響により運転を停止していたが、新規制基準への対応を進め、JRR-3 については令和 3 年 2 月 26 日に運転を再開した。NSRR は令和 2 年 3 月に運転を再開し、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 3 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 3 年度の運転、利用を主として 5 項目に分類してまとめた。各項目の概要は以下の通りである。

#### (1) 研究炉及び加速器の運転管理

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 3 年度は、JRR-3 では 6 サイクルで 114 日間の運転を、NSRR は、年間運転計画に基づき点検・保守、定期事業者検査及び自主点検を実施した。タンデム加速器では 141 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 JRR-3 の運転再開を受け、照射試料の受け入れ準備を進めた。トリチウムプロセス研究棟では実験装置の設置に伴う施設整備及び研究開発実験のためのトリチウム分取・供給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を行った。主な技術的事項としては、JRR-3 を用いた  $^{99}\text{Mo}$  の国内製造実現に向けた検証や理事長裁量経費による超伝導加速空洞の開発、萌芽研究による半導体ナノ粒子を用いた中性子シンチレータの開発を行った。

#### (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 41 件、キャプセル総数 145 個であり、実験利用では延べ利用日数 2,831 件・日の利用実績となった。NSRR では、未照射済燃料を用いたパルス照射実験を 3 回実施した。タンデム加速器では 31 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、1427 個であった。トリチウムプロセス研究棟 (TPL) では核融合実験炉 (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認試験を実施した。

#### (3) JRR-4 の廃止措置対応

令和 3 年度における JRR-4 の廃止措置の対応としては、未使用燃料搬出及び解体撤去に向け、コンクリートの試料採取及び分析を行った。

#### (4) 研究炉及び加速器の安全管理

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 18 回実施した。

#### (5) 国際協力・人材育成

令和 3 年度は、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。また人材育成については、NSRR 管理課が東京大学大学院工学系研究科原子力専攻における実習、及び夏季休暇実習生の受入れを実施した。加速器管理課が、「国際原子力人材育成イニシアティブ事業」の参画機関としてタンデム加速器を用いた核データ工学実験の実施準備を行った。

This is a blank page.



## 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3年度の施設供用運転は、令和3年度研究炉運転・管理計画に基づき6サイクルで114日間の運転（1サイクル26日間×3+調整運転（4日間×1+15日間×1+17日間×1））を予定し、計画どおり運転した。

令和3年度に計画外停止は発生しなかった。

令和3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	—	80 962 : 21	—	1 530 626.6	—
R3-2021-01	3/29～4/30	39 : 45	592.4	1 530 626.6	0
R3-2021-02	5/31～7/4	288 : 04	5 154.4	1 531 219.0	0
R3-2021-03	7/5～8/1	390 : 26	7 362.5	1 543 735.9	0
R3-2021-04	8/2～9/12	606 : 32	11 520.2	1 555 256.1	0
R3-2021-05	9/13～10/17	606 : 13	11 556.9	1 566 813.0	0
R3-2021-06	10/18～11/21	606 : 16	11 581.6	1 578 394.6	0
年度累計	—	2 537 : 16	—	—	0
累計	—	83 499 : 37	—	1 578 394.6	—

(平根 伸彦)

### 2.1.2 保守・整備

#### (1) 概要

令和3年度研究炉運転・管理計画に基づき点検・保守及び施設定期自主検査を実施した。主なものとしては反応度制御盤の更新、スクラム特性試験回路盤の更新、制御棒駆動装置の分解点検、使用済燃料プール水熱交換器及び重水熱交換器の開放点検、キャンドモータポンプの分解点検、使用済燃料取扱装置の点検、ヘリウム圧縮機分解点検、1次冷却材熱交換器出入口弁体の製作、冷却塔ポンド供給配管の更新作業である。

#### (2) 主な保守整備

##### 1) 反応度制御盤の更新

反応度制御盤は、原子炉出力を目標炉出力値に追従させるべく制御棒駆動モータの駆動速度を制御し、原子炉出力を一定に維持する定値制御機能、目標炉出力値を一定炉周期で変化させ定値制御機能同様の制御方式により原子炉出力を上昇、下降させる追値制御機能及び全ての制御棒に対しての手動引抜き、挿入操作機能及び制御棒の操作に関する各種インターロック機能を果たす目的で中央制御室に設置しているものである。

反応度制御盤は、設置から 30 年以上が経過し、盤実装部品の経年劣化及び部品供給が非常に厳しい状況であったため、主要部品である自動制御ユニット、リレーユニット及び電源装置を新規に製作し、既設品と取替えた。取替完了後、盤内ケーブルを結線し、機能検査を行い、所定の機能が維持されていることを確認した。なお、反応度制御盤筐体は既設のものを流用した。(写真 2.1.1 及び写真 2.1.2 参照)



写真 2.1.1 自動制御ユニット更新前



写真 2.1.2 自動制御ユニット更新後

(川又 諭)

## 2) スクラム特性試験回路盤の更新

スクラム特性試験回路盤は、スクラム及び制御棒試験時に安全保護系から出力されるスクラム信号と、制御棒駆動装置から出力される各種の制御棒位置信号を入力し、各制御棒のスクラム動作及びストローク時間を測定し、制御棒のスクラム特性データを出力することを主な機能とする装置である。

スクラム特性試験回路盤は、設置から 30 年以上が経過し、盤実装部品の経年劣化及び部品供給が非常に厳しい状況であったため、既設のスクラム特性試験回路盤（盤内ユニット含む）の撤去を行い、新規に製作したスクラム特性試験回路盤を据付けた。据付け完了後、盤内ケーブルを結線し、機能検査を行い、所定の機能が維持されていることを確認した（写真 2.1.3 及び写真 2.1.4 参照）。



写真 2.1.3 スクラム特性試験回路盤更新前



写真 2.1.4 スクラム特性試験回路盤更新後

(川又 諭)

### 3) 制御棒駆動装置の分解点検

JRR-3 の原子炉出力制御は、駆動部（管外及び管内）及びプランジャ案内管で構成された制御棒駆動装置により、炉心に挿入されている制御棒の挿入量を可変することで行っている。

制御棒駆動装置の分解点検は、原子炉プール内の炉心構造物より制御棒と管内駆動部（写真 2.1.5 参照）を取り出して分離した後、管内駆動部と管外駆動部（写真 2.1.6 参照）を分解点検（構成部品の整備及び検査）し、再び組み立てて制御棒駆動装置の性能が維持されていることを機能検査により確認した。

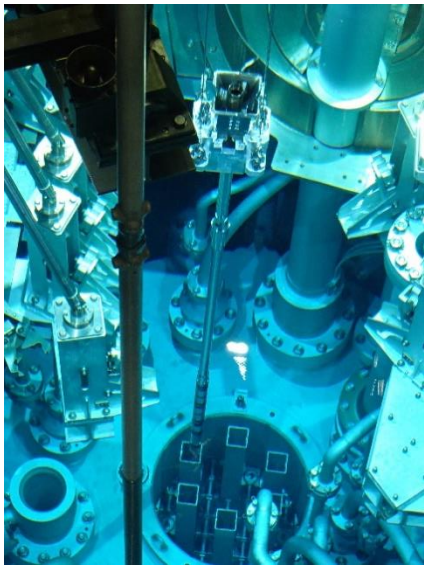


写真 2.1.5 管内駆動部（プランジャ）取出し



写真 2.1.6 管外駆動部（可動コイル）

(川又 諭)

4) 使用済燃料プール水熱交換器及び重水熱交換器の開放点検

使用済燃料プール水熱交換器（写真 2.1.7 参照）は使用済燃料プール水浄化冷却系設備の一部であり、主にカナルプール及び使用済燃料プール水に保管されている使用済燃料等から発生する熱を除去するために必要な機器である。

重水熱交換器（写真 2.1.8 参照）は重水冷却設備の一部であり、重水タンク内で発生する熱を除去するために必要な設備である。

本設備は、JRR-3 原子炉施設保全計画に基づき、適時、分解点検を実施し、設備の健全性を確認することとなっている。今年度については前回分解点検時から約 10 年が経過しており、以下の通り開放点検を実施した。

開放前に水抜き及び汚染拡大防止措置として作業エリアの養生を実施し、配管や熱交換器の接続部について、復旧の目安となる寸法を測定した後、水室と胴体を開放した。開放後は伝熱管及び水室の清掃、渦流探傷検査及び浸透探傷検査を実施し、異常の無いことを確認した（写真 2.1.9 参照）。一部、水室内の溶接箇所において補修を必要とする部分があったため、肉盛溶接による補修を実施している（写真 2.1.10 参照）。熱交換器の復旧後、水入れを実施し、漏えい検査及び機能検査において使用済燃料プール水熱交換器及び重水熱交換器の性能が維持されていることを確認した。



写真 2.1.7 使用済燃料プール水熱交換器



写真 2.1.8 重水熱交換器



写真 2.1.9 伝熱管の過流探傷試験



写真 2.1.10 水室の溶接補修

（宇野 裕基、山田 佑典）

#### 5) キャンドモータポンプの分解点検

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、冷却水の循環に必要な機器である。

本設備は前回の分解点検から 10 年以上経過しており、機器の性能及び機能等が維持されていることを確認するため点検を実施した。

本分解点検は、CRDM 冷却水ポンプ、炉プール水モニタポンプ及び 2 次冷却水モニタポンプの 3 基の点検を実施した。機器の分解を行う前に、水抜き及び汚染拡大防止措置として作業エリアの養生を行い、作業を実施した。分解点検の作業内容としてはポンプの分解、部品の手入れ、外観点検、寸法検査、浸透探傷試験、消耗品の交換及び交換後の試運転を行い、機器が健全であることを確認した（写真 2.1.11 及び写真 2.1.12 参照）。



写真 2.1.11 ポンプの分解作業



写真 2.1.12 部品の手入れ作業

(木村 周哉)

#### 6) 使用済燃料取扱装置の点検

使用済燃料取扱装置は、JRR-3 原子炉施設の供用運転等により発生した使用済燃料要素を原子炉建家に設置された使用済燃料プールから使用済燃料貯槽室に設置された使用済燃料貯槽 No.1 へ移送するための設備であり、原子炉の運転、保守上必須の設備である。前回点検時より長期間経過し、劣化等が考えられることから使用済燃料取扱装置の健全性が維持されている事を確認するための点検作業を実施した。

使用済燃料取扱装置は、使用済燃料プール及び使用済燃料貯槽 No.1 にまたがる設備であり、使用済燃料プールの管理は JRR-3 管理課が、使用済燃料貯槽 No.1 の管理は研究炉技術課が所掌している。作業前準備として使用済燃料貯槽 No.1 の水位を変更する必要があったため、研究炉技術課と連携し作業を進めた。

点検作業の流れとしては、燃料要素を移送するためのウインチのワイヤー及びギアボックス内のオイル等消耗部品の交換、リミットスイッチ等電装品点検、装置全体の外観点検後に、作動試験を実施し、問題なく作動し装置の健全性が維持されている事を確認した（写真 2.1.13 及び写真 2.1.14 参照）。



写真 2.1.13 使用済燃料プール側作業状況

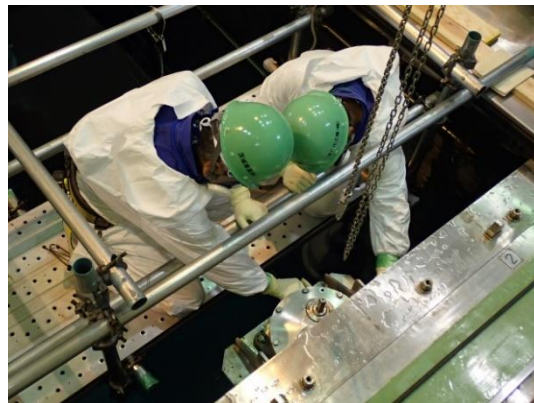


写真 2.1.14 使用済燃料貯槽 No.1 側作業状況  
(田口 祐司)

#### 7) ヘリウム圧縮機分解点検

ヘリウム圧縮機は重水冷却設備の一部であり、重水タンク内の気層部を満たしているヘリウムガスを循環させる設備である。ヘリウムガスを循環させることによって、重水タンク内で発生した重水が放射線分解し発生した重水素と酸素を再結合器によって重水に戻し、雰囲気中の重水素、酸素濃度を爆発限界に達することを防止する重要な設備である。

本設備の分解点検は、JRR-3 の運転再開後初めてであり、運転後の機器の健全性を確認するため点検を実施した。

本分解点検は機器の分解を行う前に汚染拡大防止措置としてグリーンハウスを組み立て、ハウス内で作業を実施した。分解点検作業の内容としてはディスタンスピース部までの部品の外観点検、寸法測定、消耗部品の交換及び組立後の試運転試験を実施し、機器が健全であることを確認した (写真 2.1.15 参照)。

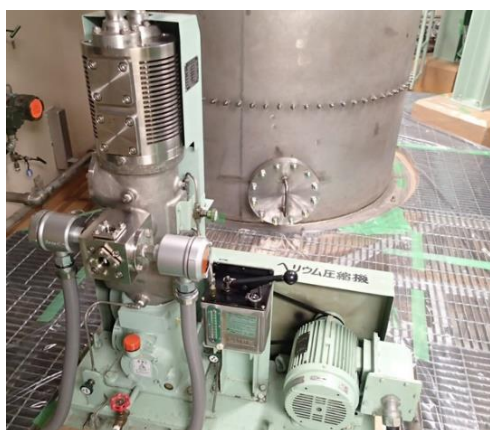


写真 2.1.15 ヘリウム圧縮機分解点検の様子

(井口 晋太郎)



8) 1次冷却材熱交換器出入口弁体の製作

1次冷却材熱交換器出入口弁は1次冷却材熱交換器の2次冷却系側に設置されたもので、系統の流量調整等に使用されているものである。

1次冷却材熱交換器出入口弁の機能維持及び予防保全の観点から交換用部品として弁体(4基)の製作を行った(写真2.1.16及び写真2.1.17参照)。

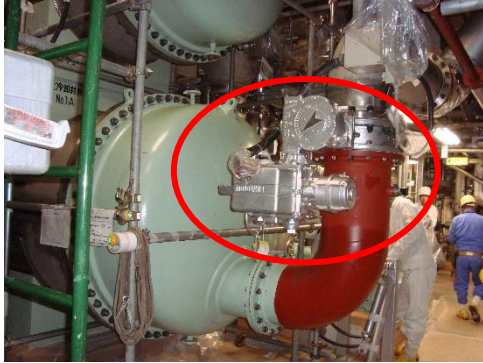


写真 2.1.16 1次冷却材熱交換器出入口弁外観



写真 2.1.17 製作した弁体外観

(山田 佑典)

9) 冷却塔ポンド供給配管の更新作業

冷却塔ポンド供給配管は2次冷却設備の一部であり、冷却塔ポンドへ工業用水を供給するための配管である。

本配管は設置以降更新されておらず約20年が経過していたため、高経年化対策の一環として配管の更新を行った(写真2.1.18参照)。

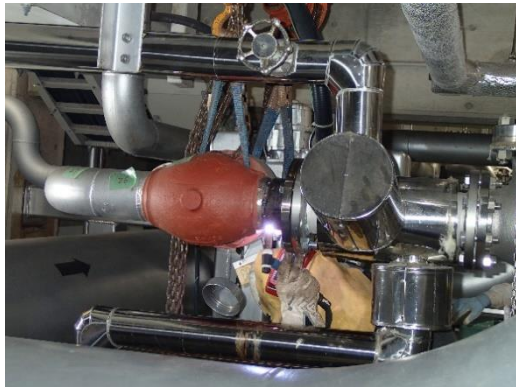


写真 2.1.18 冷却塔ポンド供給配管更新状況

(山田 佑典)

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ており、平成22年度より製作を開始している。

令和3年度は、第L22次分の燃料板の製作を進め、令和3年11月15日～26日に新型コロナウイルスの流行により遠隔での燃料板検査を実施し、全数合格であることを確認した。令和4年度中に第L23次分の燃料要素検査を実施し、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算した。令和3年6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3年9月にはランダム中間査察を受けた。

## 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に基づき令和3年9月27日～10月1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

R3-2021-01サイクルに2体、R3-2021-02サイクルに2体、R3-2021-03サイクルに2体及びR3-2021-05サイクルに2体の標準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、58.75 %（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R3-2021-03サイクルからR3-2021-06サイクルまでの過剰反応度の推移を示す（R3-2021-01サイクル、R3-2021-02サイクルは調整運転）。過剰反応度が最大となったのは、R3-21-88サイクル初期で、試料無状態換算で、11.79 %  $\Delta k/k$ （設置許可書上の最大過剰反応度の制限値21 %  $\Delta k/k$ 以下）であり、その時の反応度停止余裕は、7.36 %  $\Delta k/k$ （設置許可上の反応度停止余裕の制限値1 %  $\Delta k/k$ 以上）であった。

過剰反応度の推移について、通常であれば連続運転中に運転により生成される可燃性毒物が飽和し、運転に伴い燃料の燃焼により過剰反応度は低下していくが、R3-2021-04サイクルまではサイクル初期から末期にかけて過剰反応度が増加する現象が見られた。これは、震災後の長期運転停止期間中にベリリウム反射体中のH-3が崩壊し、He-3が蓄積したため、その影響により過剰反応度が増加したものと考えられる。

（上石 瑛伍）

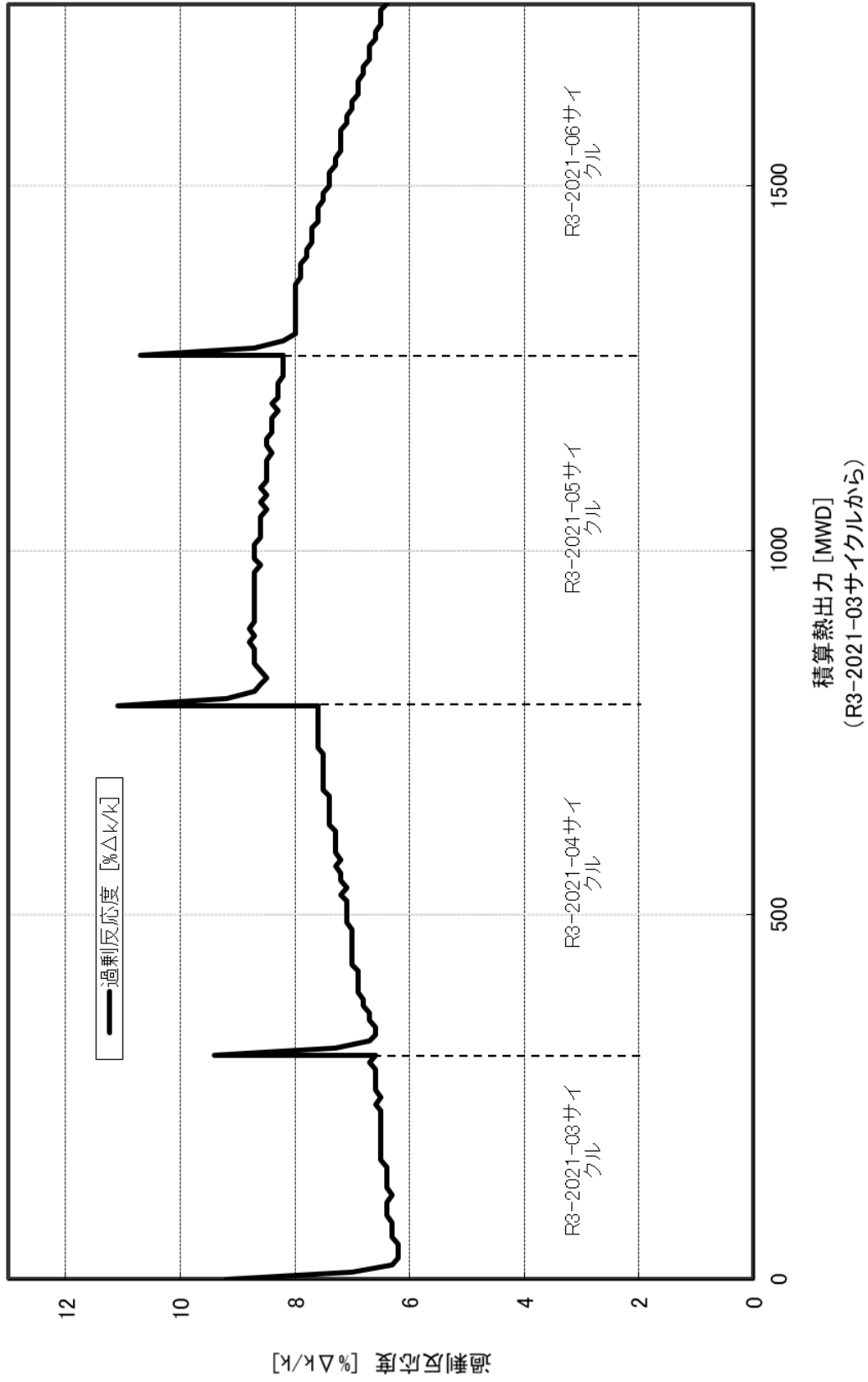


図 2.1.1 JRR-3 の過剰反応度推移

## (4) 使用済燃料の管理

## 1) 使用済燃料の収支

令和3年度は、炉心から使用済燃料プールへ4体の使用済燃料の受け入れ、使用済燃料貯槽No.1から使用済燃料貯槽No.2へ5体の使用済燃料（板状燃料）を移動した。なお、使用済燃料プールから使用済燃料貯槽No.1への移動は無かった。また、使用済燃料貯槽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、同要素及び使用済燃料貯蔵施設（DSF）で貯蔵中の金属天然ウラン燃料要素の在庫変動はなかった。

## 2) 放射能濃度の監視

使用済燃料の健全性を確認するため、貯槽水及び保管孔内空気の放射能濃度を定期的に監視して異常の無いことを確認した。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  $2.38 \times 10^{-1} \sim 3.09 \times 10^{-1} \text{ Bq/cm}^3$ ）

使用済燃料貯槽 No.2 : 検出限界以下（検出限界  $1.94 \times 10^{-1} \sim 2.36 \times 10^{-1} \text{ Bq/cm}^3$ ）

保管孔（DSF） :  $1.00 \times 10^{-2} \text{ Bq/cm}^3$

## 3) 第10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政策」に基づく第10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 に貯蔵してある JRR-3 使用済燃料要素（板状燃料／標準型）45 体、JRR-4 使用済燃料要素（板状燃料／標準型）34 体、（板状燃料／高濃縮）1 体、計 80 体を米国エネルギー省（DOE）に向け搬出した（令和3年12月、日本発）。

（中田 陸斗）

## 2.1.4 放射線管理

## (1) 概況

令和3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 m<sup>3</sup>）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。

（大貫 孝哉）

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		
	<sup>41</sup> Ar	<sup>3</sup> H	<sup>60</sup> Co	<sup>131</sup> I	<sup>3</sup> H	<sup>60</sup> Co	<sup>137</sup> Cs	
年間放出量 (Bq/y)	1.4 × 10 <sup>9</sup>	0	0	0	8.8 × 10 <sup>8</sup>	1.1 × 10 <sup>5</sup>	—	
年間平均濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )	<1.2 × 10 <sup>-3</sup>	<5.7 × 10 <sup>-5</sup>	<3.9 × 10 <sup>-10</sup>	<2.1 × 10 <sup>-9</sup>	4.0 × 10 <sup>0</sup>	5.0 × 10 <sup>-4</sup>	<2.7 × 10 <sup>-3</sup>	

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)	199	404	627	358	751
総線量 (人・mSv)	0.2	2.5	2.7	0.0	5.4
平均線量 (mSv)	0.00	0.01	0.00	0.00	0.01
最大線量 (mSv)	0.2	0.3	0.3	0.0	0.5

(個人線量計：OSL バッジ)

### 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 5.63~6.79、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 5.86~6.29 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 0.16~0.93  $\mu\text{S}/\text{cm}$ 、浄化系出口の導電率は 0.05~0.70  $\mu\text{S}/\text{cm}$  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 7.62~8.50 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 5.60~6.25、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 5.96~6.58 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 93.41~97.32 vol%で、管理基準値 (90.0 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 0.58~0.78 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 99.47~99.56 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 5.58~6.71 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 0.10~0.29  $\mu\text{S}/\text{cm}$ 、浄化系出口で 0.02~0.08  $\mu\text{S}/\text{cm}$  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」、JR

R-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 2 年度末における JRR-3 の装荷重水量は 7,362.35 kg であった。補給重水量として 2.26 kg の変動があり、令和 3 年度末の装荷重水量は 7,364.61 kg であった。

2) 未使用重水

令和 2 年度末における JRR-3 の未使用重水量は 203.65 kg であった。重水系のレベル計校正に伴い重水タンクへ 2.26 kg 補給したため、令和 3 年度末の未使用重水の在庫量は 201.39 kg となった。

3) 回収重水

令和 2 年度末における JRR-3 の回収重水量は 16,458.53 kg であった。令和 3 年度は、変動がなかったため、令和 3 年度末の回収重水量は 16,458.53 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 0.146 ppm、窒素濃度は最高濃度で 0.897 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。

(上石 瑛伍)

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	5.63 ~ 6.79
		浄化系出口		5.86 ~ 6.29
	導電率 (μS/cm)	浄化系入口	5.0 以下	0.16 ~ 0.93
		浄化系出口		0.05 ~ 0.70
トリチウム濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )		—	3.26×10 <sup>2</sup> ~ 8.87×10 <sup>2</sup>	
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 ~ 6.25
		浄化系出口		5.96 ~ 6.58
ヘリウム ガス	ヘリウムガス濃度 (vol%)		90.0 以上	93.41 ~ 97.32
	再結合器入口 重水素ガス濃度 (vol%)		4.0 以下	0.58 ~ 0.78
反射体重水	重水濃度 (mol%)		高濃度に維持	99.47 ~ 99.56
	水素イオン濃度指数 (pH)		5.0 ~ 8.0	5.58 ~ 6.71
	トリチウム濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> ) *1)		—	1.10×10 <sup>8</sup>
	導電率 (μS/cm)	浄化系入口	2.0 以下	0.10 ~ 0.29
浄化系出口		0.02 ~ 0.08		
2 次冷却水	水素イオン濃度指数 (pH)	補給水	—	7.21 ~ 7.82
		2 次冷却水	6.0 ~ 9.0	7.62 ~ 8.50
	導電率 (μS/cm)	補給水	—	115.78 ~ 181.27
		2 次冷却水	原水の 7 倍以下	444.16 ~ 842.13

\*1) 令和 3 年 11 月 18 日測定

表 2.1.5 JRR-3 の装荷重水量

令和 2 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 3 年度末 装荷重水量 (kg)
7362.35	2.26	0.00	0.00	7,364.61



表 2.1.6 JRR-3 の未使用重水量

令和 2 年度末 未使用重水量 (kg)	受入れ (kg)		払出し (kg)		令和 3 年度末 未使用重水量 (kg)
	購 入	計量調整	装 荷	計量調整	
203.65	0.00	0.00	2.26	0.00	201.39

表 2.1.7 JRR-3 の回収重水量

令和 2 年度末 回収重水量 (kg)	受入れ (kg)			払出し (kg)			令和 3 年度末 回収重水量 (kg)
	重水系	その他	小 計	移 動	その他	小 計	
16,458.53	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	16,458.53

## 2.1.6 使用済燃料貯蔵施設の管理

使用済燃料貯蔵施設の運転・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3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) 使用済燃料貯槽水中照明灯の整備

使用済燃料貯槽No.1及びNo.2に設置してある水中照明灯14個のうち3個の電球が切れた為、電球の交換を行うとともに、照明灯内部の点検・清掃を実施した。

#### 4) 循環系設備の管理

使用済燃料貯蔵施設 (DSF) 内に設置されている循環系設備機器類 (循環ブロア、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。また、循環系設備の测温抵抗体変換器等の更新を行い、本設備の機能維持を図った。

### (2) JRC-80Y-20T型核燃料輸送容器の定期自主検査

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	5.6～5.9	5.6～6.0
導電率 ( $\mu\text{S}/\text{cm}$ )	10.0 以下	0.99～1.12	0.96～1.20
トリチウム濃度 ( $\text{Bq}/\text{cm}^3$ )	—	2.38～3.09	1.94～2.36
温度 ( $^{\circ}\text{C}$ )	—	17.0～24.0	16.0～23.0

(中田 陸斗)

## 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3年11月22日から令和4年4月22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。供用運転としては、4 サイクルが行われ、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  $^{198}\text{Au}$ 、 $^{192}\text{Ir}$  製造のための照射、中性子放射化法による  $^{99}\text{Mo}$  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・整備としては、JRR-3 液体窒素貯槽定期自主検査及び酸素濃度計の更新を行った。また、RI 棟の水力照射設備の取出機では、水漏れが発生したため不適合管理の是正処置対応として当該機器の消耗品交換を伴う分解点検を実施し、正常な状態に

復旧した。

## 2) 冷中性子源装置の運転及び保守・整備

冷中性子源装置（以下「CNS」という。）の運転は、原子炉の運転に合わせて6サイクルを実施した。定期事業者検査期間中のCNSの保守・整備として、本体設備の安全弁の分解点検及び残留ガス分析装置の更新を実施した。ヘリウム冷凍設備については、安全弁及び空気圧作動調整弁の分解点検、コールドボックス真空装置の一部更新及び水分計の更新を実施した。コールドボックス真空装置については、ターボ分子ポンプを更新した。各々の設備点検後、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、定期的に中性子導管真空装置の運転を実施し、真空装置が正常に作動することを確認した。

中性子導管の高性能化に伴う影響を評価するため、原子炉調整運転期間中にビームホール内の空間線量率の確認を行った。その結果、C1冷中性子導管周辺の線量率の増加が確認された。冷中性子導管に関しては、平成23年度以降、冷中性子ビームの高強度化を目指して高性能化（NiミラーからNi/Ti多層膜スーパーミラーへの更新）を実施しており、C1中性子導管においては耐久性を改善するため、ガラス基盤にホウ素を含まない中性子導管が採用された。この変更により、ガラス基盤中でホウ素に吸収される中性子が減少し、ガラス基盤中のナトリウムと中性子の反応で生じる即発ガンマ線が増加したことが空間線量率の増加の要因であった。空間線量率を従来の水準に戻すための方策として中性子導管交換前のNiミラーへの復旧を実施した。

さらに、中性子導管の高性能化による中性子ビーム強度の増強により、ビームホール内の中性子バックグラウンドの増加が確認された。これにより、高精度測定を行う装置においてS/N比の低下が生じたため、次のバックグラウンド低減対策を実施した。

高分解能パルス冷中性子分光器（AGNES）のピストル型導管を含む下流側の中性子導管（外側側面及び天井面）、AGNESの遮蔽体内側（側面及び天井面）にB<sub>4</sub>Cゴムを設置した。さらに、中性子光学システム評価装置（NOP）、多層膜中性子干渉計／反射率計（MINE）方向の中性子導管の遮蔽体開口部に中性子を遮蔽するためにポリエチレンブロック及びB<sub>4</sub>Cゴムを設置した。また、冷中性子散乱実験デバイス開発装置（LTAS）のモノクロメータの下流側の中性子導管（外側側面及び天井面）及び中性子導管用遮蔽体内側（側面及び天井面）、並びにLTAS装置内で中性子が散乱等によって照射される金属部にB<sub>4</sub>Cゴムを設置した。特にLTASのビームストッパーにおける中性子散乱による影響が大きかったためB<sub>4</sub>Cゴムを追加で設置した。

周辺管理区域境界及び装置周りについてもバックグラウンド上昇に伴う遮蔽対策を実施した。周辺管理区域境界については、ビームホール導管室内の北側壁面に鉛遮蔽体、南側壁面に鉛、パラフィン及びLiF含有ポリエチレンに加えT1導管付近にアクリル板、B<sub>4</sub>Cゴムの遮蔽体を設置した。装置周りについては、AGNESの上流側の中性子導管用遮蔽体内側にガンマ線

対策として鉛厚 1 cm の遮蔽体を設置した。また、C2 ラインの中間部（LTAS 下流側）の中性子導管用遮蔽体（薄い箇所）の外側に鉛板を追加で設置した。

（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 3 年度 NSRR 施設年間運転計画に基づき第 1 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。また、令和 3 年度に原子炉の計画外停止は発生していない。令和 3 年度の運転実績を表 2.3.1 に示す。

#### (2) 水の管理

NSRR のプール水精製系設備を月に一度の頻度で、原子炉プール又は燃料貯留プールに切替えて運転し、水質を管理している。プール水測定結果を表 2.3.2 に示す。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

原子炉プール水の pH 測定値は 5.63～6.63 の範囲であり、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 0.10～0.37  $\mu\text{S}/\text{cm}$  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、脱塩塔出口の導電率は 0.07  $\mu\text{S}/\text{cm}$  であった。

##### 2) 燃料貯留プール

燃料貯留プール水の pH 測定値は 5.89～6.31 の範囲であり、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 0.17～0.45  $\mu\text{S}/\text{cm}$  であり、管理目標値（1.0  $\mu\text{S}/\text{cm}$  以下）の範囲であった。

（吉田 颯馬）

### 2.3.2 保守・整備

#### (1) 概況

令和 3 年度 NSRR 施設年間運転計画に基づき令和 3 年 2 月から令和 3 年 8 月の期間で、第 1 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。

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 2 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と純水製造装置が設置されており、本定期自主検査においては、配管、弁の外観検査及び漏えい検査、ポンプ、制御回路の絶縁抵抗検査、作動検査、警報検査及びインターロック検査を実施した。本検査の結果、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調査作業を実施した。原子炉プールライニングの継続的な測定対象箇所肉厚測定を実施した結果、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。

(秋山 佳也)

**2.3.3 燃料・炉心管理**

(1) NSRR の燃料製作

本年度は、新燃料の製作を行わなかった。

(2) NSRR の燃料の交換

本年度は、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 炉心用燃料の計量管理上、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 3 年 10 月に実在庫検査（棚卸し）を行い、核物質管理センターの検認を受けた。

(求 惟子)

**2.3.4 放射線管理**

(1) 概況

本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  $^{41}\text{Ar}$  の年間放出量は  $1.9 \times 10^9$  Bq であり、放出管理目標値 ( $4.4 \times 10^{13}$  Bq/年) を下回る値であった。

(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。

(求 惟子)

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 (kWH)	計 画 外 停 止	備 考
ひずみゲージ特性 試験 (970-6)	9/7	3:47	23.5	0	単一パルス
低濃縮度発熱量評 価実験	9/17	1:49	20.6	0	単一パルス
水素化物再配向管 実験 (358-7)	10/14	2:16	18.6	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	5.63 ~ 6.63
原子炉プール水導電率 ( $\mu\text{S}/\text{cm}$ )	0.5 以下	0.10 ~ 0.37
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	0.07
燃料貯留プール水pH	5.5 ~ 7.5	5.89 ~ 6.31
燃料貯留プール水導電率 ( $\mu\text{S}/\text{cm}$ )	1.0 以下	0.17 ~ 0.45

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

	放出性ガス (原子炉棟)	放射性塵埃			放射性廃液
	$^{41}\text{Ar}$	原子炉棟		燃料棟	$^{60}\text{Co}$
		$^{60}\text{Co}$	$^{131}\text{I}$	$^{60}\text{Co}$	
年間放出量 (Bq/y)	$1.9 \times 10^9$	0	0	0	$1.7 \times 10^5$
年間平均濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )	$<3.6 \times 10^{-3}$	$<7.7 \times 10^{-10}$	$<1.3 \times 10^{-8}$	$<7.5 \times 10^{-10}$	$2.8 \times 10^{-3}$

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	37	41	75	109
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)

### 2.3.5 NSRR 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の定期事業者検査に係る自主検査等を令和 3 年 2 月から令和 3 年 7 月の期間で実施し、カプセル装荷装置、フード、セミホットケープ・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。

#### (2) 保守・整備

##### 1) セミホットセル、セミホットケープの除染作業

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プ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。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。

##### 2) カプセル組立解体装置の更新

カプセル組立解体装置は、NSRR 原子炉建家地下 2 階に設置されており、制御盤、操作卓及びセミホットケープ内に設置されているボルト着脱器で構成されている。本装置は、高放射線量の照射済燃料実験カプセルをセミホットケープ内で遠隔操作にて組立解体するための装置である。カプセル解体組立装置は設置後 30 年以上経過し経年劣化の兆候が散見され、カプセル組立解体装置の部品調達は既に困難となっており、今後補修ができない状況であった。当該装置が故障した場合、照射カプセルの組立解体に支障をきたし、原子力規制庁からの受託事業「燃料破損に関する規制高度化研究」において行われる照射済燃料実験に影響を及ぼすため更新を実施した。

##### 3) カプセル装荷装置 A 型及び B 型制御系の更新

NSRR 原子炉建家（管理区域内）に設置されているカプセル装荷装置は、使用済燃料を封入した照射カプセルをセミホットケープから実験孔間の移送及び実験孔への装荷に使用している。カプセル装荷装置 A 型は設置後 30 年以上、B 型は 15 年以上経過し経年劣化の兆候が散見されており、当該装置が故障した場合、照射カプセルの照射実験に支障をきたし、原子力規制庁からの受託事業「燃料破損に関する規制高度化研究」において行われる照射済燃料実験に

影響を及ぼすため経年劣化が顕著な制御系部品について更新作業を実施した。

(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3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3年4月1日から令和3年7月29日、第2回を令和3年12月16日から令和4年3月31日まで行った。

令和3年度のタンデム加速器の運転・保守状況を表2.4.1に示す。加速管交換に伴う電圧コンディショニングを令和3年12月に、放電等によって低下した電圧を回復するための電圧コンディショニングを令和4年3月に複数日行ったため、コンディショニング運転の日数が例年より多くなった。

表 2.4.1 令和3年度タンデム加速器の運転・保守状況

運転・保守項目	日数
実験利用運転日数	141日 (39%)
定期整備・保守日数	92日 (25%)
調整運転(含コンディショニング)	42日 (12%)
休止日	78日 (21%)
実験中止	12日 (3%)

( ) 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3年度におけるタンデム加速器のマシンタイム中の加速電圧の分布を表2.4.2に示す。1日に複数の加速電圧で運転することもあるため、運転割合はその分も含めた値としている。

令和3年度に加速使用したイオン種を表2.4.3に示す。イオンの供給は負イオン源が全体の62%、ターミナル ECR イオン源が38%であった。



表 2.4.2 令和 3 年度タンデム加速器の加速電圧分布

加速電圧 (MV)	運転割合 (%)
19-20	0
18-19	0
17-18	0
16-17	0
15-16	9
14-15	24
13-14	16
12-13	5
11-12	6
10-11	6
9-10	8
8-9	9
7-8	7
6-7	2
5-6	0
0-5	8

表 2.4.3 令和 3 年度の加速イオン種

加速イオン種	
$^1\text{H}$	$^{28}\text{Si}$
$^2\text{D}$	$^{30}\text{Si}$
$^3\text{He}$	$^{40}\text{Ar}$
$^4\text{He}$	$^{56}\text{Fe}$
$^7\text{Li}$	$^{58}\text{Ni}$
$^{12}\text{C}$	$^{81}\text{Br}$
$^{12}\text{CH}$	$^{82}\text{Kr}$
$^{12}\text{C}_2$	$^{127}\text{I}$
$^{16}\text{O}$	$^{136}\text{Xe}$
$^{16}\text{O}_2$	$^{184}\text{W}$
$^{18}\text{O}$	$^{197}\text{Au}$
$^{19}\text{F}$	—

(石崎 暢洋)

## 2.4.2 保守・整備

### (1) 定期整備

令和3年度の定期整備は8月3日から11月25日の1回の実施であった。

定期整備は、令和3年8月3～5日にガス回収作業を行い、11月25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 低エネルギー側加速管の一部交換
- ② ローテータィングシャフト発電機の分解整備・マウント交換・回転テスト
- ③ チャージングチェーンの回転テスト及び整備
- ④ GVMの分解整備、コロナプローブの点検及び作動テスト
- ⑤ ターミナルイオン源の引き出し電極のクリーニング
- ⑥ 高電圧端子内イオンポンプの分解・素子交換
- ⑦ チャージングチェーンの隙間・ねじれ測定
- ⑧ ショーティングロッド接点、挿入部の整備
- ⑨ 分割抵抗の点検、抵抗値測定
- ⑩ 高圧ガス製造施設の定期自主検査及び保安検査
- ⑪ ベーパラ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

絶縁性能の劣化した低エネルギー側の3～6段目の加速管7本(3.5MV相当)を交換した。交換した加速管は、新品と再生品で、超音波洗浄及び高圧純水洗浄後にベーキングし、窒素充填して保管していたものを用いた。交換作業は、分割抵抗の取外しやHEPAフィルタの設置、作業場所の清掃等の準備に5日、加速管交換及びリークチェックに5日を要した。加速管交換後には、ベーキング(最高110℃)を7日間実施した。交換後、調整運転を行い、最高電圧16.8MVを確認したが、低エネルギー側加速管における真空悪化に伴う電圧低下が発生するなどしたため、加速電圧は15.5MVを上限として運転を継続した。

高電圧端子内イオンポンプ(IP TL-1)において短時間の突発的な真空悪化が断続的に発生しており、イオンポンプ素子の寿命と判断し取外して分解し素子交換を行った。取外しに準備を含めて3日、分解・清掃・素子交換・組立に5日、ベーキングに5日、取付・真空引き・動作テストに4日を要した。その後、マシンタイムを継続するにつれ、真空悪化の症状は改善している。

チャージングチェーンの健全性を継続して診断し、チェーンの使用期間を延伸するための試みとして、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。100箇所度20分程度の所要時間でチェーン2本、計827箇所の隙間測定を行った。標準値5.5mmに対して有意な隙間のある箇所は測定されなかった。来年度以降も継続して測定を行う予定である。

8月16日からSF<sub>6</sub>高圧ガス製造施設の定期自主検査を行い、9月28日に保安検査を受検し指摘事項はなかった。

ベーパラライザーの性能検査を8月19日に受検し指摘事項はなかった。

ゴンドラの性能検査を9月16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3年4月に加速器出口のエネルギー分析電磁石通過後のファラデーカップにビームが来なくなる事象が生じた。ビーム調整時に真空が悪化するため、ビームラインに障害物が存在していると考え、ビームラインを開放し確認したところ、ファラデーカップ直前のビームプロファイルモニター用アパチャが脱落していた。脱落しないよう台座付きの支持金具を製作し、アパチャを取付けて復旧した。

令和4年3月に加速器への入射ビームに周期的な変動が生じた。入射用質量分析電磁石の磁場が周期的に変動していることが原因であった。電磁石の磁場はNMRとホール素子の2種類のプローブを抱き合わせで設置して測定している。調査の結果、NMRの測定回路の故障が原因でノイズが発生して両方の測定系に悪影響を与えていることが判明した。NMRの回路をメーカー修理し磁場の変動は生じなくなった。

CAMACクレート電源の故障がマシンタイム中に2件発生した。2件とも負イオン源(2ndデッキ)のクレート電源であり、1件目は5月10日にクレート電源の冷却ファンが故障していたためファンを交換して復旧させた。2件目は11月8日にCAMACシリアルハイウエーのエラーが発生し、クレート電源が故障しトリップしていたため、クレート電源を予備品(新品)と交換し復旧させた。

加速器タンクの直下に設置してある加速管用ターボ分子ポンプにおいて、フォアラインの真空引きに使用しているダイヤフラムポンプ2台が故障した。低エネルギー側は10月、高エネルギー側は3月に故障が発生し、いずれも原因は長期間使用による経年劣化である。現在は代替のドライポンプを設置して真空引きを行っており、令和4年度にダイヤフラムポンプを更新する予定である。

## (3) 施設管理

4月に管理区域境界監視カメラモニターの取付を行った。

5月に全ターゲット室クレーン(3t及び5t)6台の性能検査を実施した。

6月に第2照射室照明をLED照明へ更新した。

7月に機械室南側シャッターの補修工事を行った。

8月に第2照射室の床補修工事を行った。

8月から9月にかけて、第2照射室系排風機の更新作業を行った。

12月に第2照射室遮蔽扉の全開閉リミットスイッチの修理を行った。

## (4) 許認可

タンデム加速器建家の第2ホット機械室に位置する排風機の更新に伴い、排風機の性能にかかる記載の一部変更及び排風機の種類にかかる記載の適正化のために、放射性同位元素等の使用に係る変更許可申請を前年度の令和2年12月2日付けで行い、令和3年4月28日(原規放発第2112157号)に許可された。

(中村 暢彦)

### 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（SF<sub>6</sub>）ガスの移送に使用されているものである。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3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3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3年度の開放検査の対象機器はなかった。保安検査は令和3年9月28日に行われた。令和3年10月1日に保安検査証が交付された。圧力計（PI-20、PI-21）を接続する配管の一部を令和3年9月10日に更新した。配管の一部更新に係る高圧ガス製造施設軽微変更届書を茨城県に提出し、令和3年10月8日に受理された。

令和3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3年8月19日に実施され合格した。

#### (2) 液化窒素貯槽高圧ガス製造施設（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年度の液化窒素総受入量は、7,736リットルであった。

本施設の定期自主検査に係る各種検査作業（気密検査、肉厚検査、貯槽の不同沈下率測定、圧力計比較検査、安全弁作動検査、真空度測定）を令和3年10月25日に実施した。貯槽の不同沈下率測定の結果、最大沈下率が0.44%に増加していることを確認した。貯槽の不同沈下率の判定基準は0.5%以下であるため検査は合格であるが、前年度（令和2年度）の最大沈下率0.06%から大きく増加していること及び貯槽脚部に腐食が確認されたことを考慮し、施設の運転を停止した。貯槽脚部の補修の検討を進めたが、設置から43年経過し老朽化しているとの理由で複数のメーカーから補修不可との回答がなされた。そのため、令和4年2月に貯槽を撤去し液化窒素貯槽高圧ガス製造施設を廃止した。高圧ガス製造施設廃止に係る高圧ガス製造施設軽微変更届書を茨城県に提出し、令和4年3月14日に受理された。なお、令和5年度以降に新しい液化窒素貯槽に更新する予定である。

（乙川 義憲）

### 2.4.4 放射線管理

#### (1) 概況

令和3年度に実施された主な放射線作業は令和3年8月～11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2.4.4に示す。放射性廃液の総排出量は22 m<sup>3</sup>であった。廃液中の<sup>60</sup>Co、<sup>137</sup>Cs、<sup>237</sup>Np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 2.4.5 に示す。

表 2.4.4 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	
	<sup>60</sup> Co	<sup>137</sup> Cs	<sup>237</sup> Np	その他	<sup>60</sup> Co	<sup>237</sup> Np
年間放出量 (Bq/y)	5.9×10 <sup>4</sup>	5.6×10 <sup>4</sup>	4.4×10 <sup>3</sup>	0	0	0
年平均濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )	2.7×10 <sup>-3</sup>	2.5×10 <sup>-3</sup>	2.0×10 <sup>-4</sup>	0	<1.0×10 <sup>-10</sup>	<5.6×10 <sup>-11</sup>

表 2.4.5 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)	122	139	119	133	173
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)

(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 3 年度は同年 7 月の JRR-3 供用運転再開に伴う照射試料受け入れのための準備として、602 室の詰替セル操作制御盤及び同セル照射試料搬出入架台の更新並びにマニプレータの分解点検を行った。これにより JRR-3 で照射した試料入りキャプセルを 602 室詰替セルで受け入れ、開封、並びに放射能強度等を測定するために 602 室詰替セルより別セルへ試料を移動することが可能となった。

また、ラジオアイソトープ製造棟で発生する放射性固体廃棄物を処理場に運搬するための所内運搬容器の分解点検を行った。本運搬容器は容器本体、ケーブル巻上駆動装置、シャッター開閉装置、容器本体吊具及び操作盤等で構成され、これら構成機器について作動確認及び O リング等

消耗品を交換した。

### 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 RI 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 RI・工業用 RI として国内に頒布している。令和 3 年度は医療用 RI として 879 個の  $^{198}\text{Au}$  (1.5 GBq/個) 及び 395 個の  $^{192}\text{Ir}$  (371 GBq/個) の検査を実施した。また、RI 製造技術開発の一環として JRR-3 で照射した試料 ( $\text{MoO}_3$ ) 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3年度における放射線管理上の問題は特になかった。令和3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に示す。また、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

放射線管理							
放射線管理							
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	
$^{60}\text{Co}$		$^{60}\text{Co}$		$^{60}\text{Co}$		$^{60}\text{Co}$	
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 <sup>3</sup> )	(Bq)	(Bq/cm <sup>3</sup> )	(Bq)	(Bq/cm <sup>3</sup> )	(Bq)	(Bq/cm <sup>3</sup> )	(Bq)
<4.2×10 <sup>-10</sup>	0	<4.2×10 <sup>-10</sup>	0	<4.2×10 <sup>-10</sup>	0	<4.2×10 <sup>-10</sup>	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

放射線管理					
放射線管理					
200 エリア排気口		300 エリア排気口		400 エリア排気口	
$^3\text{H}$		$^3\text{H}$		$^3\text{H}$	
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 <sup>3</sup> )	(Bq)	(Bq/cm <sup>3</sup> )	(Bq)	(Bq/cm <sup>3</sup> )	(Bq)
<1.9×10 <sup>-4</sup>	0	<2.0×10 <sup>-4</sup>	0	<2.0×10 <sup>-4</sup>	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と年間廃液量

年度	放射性廃液		
	放出量 (Bq)		
	<sup>3</sup> H	<sup>60</sup> Co	<sup>210</sup> Po
R3	—	—	—

「 — 」：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)	54	49	76	74	146
総線量 (人・mSv)	0.1	0.2	0.1	0.1	0.5
平均線量 (mSv)	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
最大線量 (mSv)	0.1	0.1	0.1	0.1	0.3

\*：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

## 2.6 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「国立研究開発法人日本原子力研究開発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書」及び「トリチウムプロセス研究棟の利用等に関する国立研究開発法人日本原子力研究開発機構と国立研究開発法人量子科学技術研究開発機構との協力についての覚書」に基づき実施している。

令和 3 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 実験装置の設置に伴う施設整備及び QST の実施する研究開発実験のためのトリチウム分取・供給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 重の閉じ込め系毎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 12 の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 3 年度はモレキュラーシーブ乾燥塔再生設備 (DRS) により、GPS 乾燥塔を 1 回、ACS の乾燥塔を 4 回再生し、トリチウム水を回収した。また、トリチウム除去設備の高経年化対策として、冷水設備用冷水循環ポンプ及び冷却水循環ポンプの分解保守作業を実施した。

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及び定期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。

(2) QST 実験装置の設置に向けた施設整備

QST は令和 2 年度より TPL 地階実験室等において、ITER トリチウム除去系統合システム性能確認試験装置及び試験装置用フード（3 基）の設置工事を実施しており、令和 3 年度のホット実験開始に向けて準備を進めてきた。

TPL におけるフードの設置及びフードでのトリチウム使用のための放射性同位元素使用施設の変更許可申請は、令和 3 年 6 月 29 日に行い、同年 12 月 15 日（原規放発第 2112157 号）に許可を取得した。フードは、既設の排気設備に連結し、トリチウム使用前の試験検査により技術上の基準に適合していることを確認し、令和 4 年 1 月より共用を開始した。

(3) 実験用トリチウムの分取・供給

令和 3 年度は、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に使用するトリチウムガス（1 容器当たり約 10 GBq、約 37 GBq）をトリチウム貯蔵設備（TSS）にて分取し、実験スタンドであるケイソン（ステンレス板内張りのグローブボックス）への計画的な導入を 3 回（合計約 95 GBq）実施した。

また、TPL におけるトリチウムの計量管理及び TSS 校正作業を実施し、我が国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。

(4) トリチウム貯蔵用ウランベッドの安定化処理技術開発

令和 3 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）の調整作業を実施した。

（山田 正行）

2.6.2 放射線管理

TPL では、令和 3 年度における放射線管理上の問題は特になかった。令和 3 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 トリチウムプロセス研究棟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

放射線ガス				
スタック				
<sup>3</sup> H (HT)		<sup>3</sup> H (HTO)		<sup>3</sup> 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 <sup>3</sup> )	(Bq)	(Bq/cm <sup>3</sup> )	(Bq)	(Bq)
0	0	4.2×10 <sup>-5</sup>	5.9×10 <sup>9</sup>	5.9×10 <sup>9</sup>



表 2.6.2 トリチウムプロセス研究棟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
<sup>3</sup> H	(m <sup>3</sup> )
1.0×10 <sup>9</sup>	81.6

表 2.6.3 トリチウムプロセス研究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)	76	79	47	133	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

(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 3 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 3 年度は廃止に向けた作業の進捗はなかった。

(伊藤 剛人)

### 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 グループ及び QST の原科研常駐者に利用された。

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 <sup>137</sup>Cs、7.4 MBq を貯蔵箱で貯蔵している。令和 3 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 0.10 であったため、地震対応マニュアル（原子力科学研究所 FEL 研究棟）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3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）

（中村 暢彦）

## 2.8 主な技術的事項

### 2.8.1 JRR-3を用いた<sup>99</sup>Moの国内製造実現に向けた検証

#### (1) 序論

世界の核医学検査の80%は、モリブデン99 (<sup>99</sup>Mo) とその娘核種であるテクネチウム99m (<sup>99m</sup>Tc) の入手に依存しており、これらは海外の研究炉でのみ生産されている。国内においては、加速器により製造されるRIを使用したPET検査の件数が増加しているものの、未だ<sup>99m</sup>Tcを使用したSPECT検査が半数以上を占め、その全量を海外からの輸入に依存している。しかし、製造を担う海外の研究炉の老朽化によるトラブルに、最近ではコロナ禍での輸入遅延も加わり、供給が不安定な問題が生じている。このことから、<sup>99</sup>Mo/<sup>99m</sup>Tcは、早期国産化を望む声が多いRIの一つである。

研究炉を利用して<sup>99</sup>Moを製造するには、濃縮ウランをターゲットとし<sup>235</sup>Uの核分裂生成物として<sup>99</sup>Moを得る「核分裂法」もしくは、<sup>98</sup>Moをターゲットとして(n,γ)反応を利用し<sup>99</sup>Moを得る「中性子放射化法」がある。前者は、比放射能が高く、無担体の<sup>99</sup>Moが製造できることから、海外の研究炉では本方法が採用されている。ただし、核分裂法は多量に発生する高レベル放射性廃棄物の処理処分の課題を有し、さらに核不拡散の観点からターゲットとなる濃縮ウランの入手が困難であることから、我が国で本方法を採用するには現実性に欠ける。そのため国内では、中性子放射化法による<sup>99</sup>Moの照射製造技術の確立を目指している。

原子力機構においては、JMTRやJRR-3を用いた中性子放射化法による製造技術の開発<sup>1,2)</sup>が進められている。これらの知見を活用し、国内で唯一<sup>99</sup>Moを製造可能な研究炉であるJRR-3の垂直照射孔及び水力照射孔を使用した照射条件によるケーススタディを実施し、現在のJRR-3における<sup>99</sup>Mo製造能力を確認する。令和3年度は、照射試料の作製と水力照射設備を用いた照射試験を計4回実施した。

#### (2) 照射試料

照射試料には一般に市販されている三酸化モリブデン(MoO<sub>3</sub>)を使用した。MoO<sub>3</sub>は、照射中の中性子自己遮へいの影響が少なく、金属モリブデンに比べ2倍近い比放射能が得られることと、水酸化ナトリウム溶液(NaOH)で簡単に溶解することができる。また、天然存在比24.14%の<sup>98</sup>Moを同位体濃縮したモリブデンを用いることで、天然モリブデンを用いた場合と比較し約4倍の比放射能の<sup>99</sup>Moを生成することができるが、高濃縮<sup>98</sup>Moは非常に高価であるため、照射試験は天然存在比のモリブデンを使用した。

MoO<sub>3</sub>は、粉末状態の試料取扱時の飛散、充填密度の不均一を考慮し、MoO<sub>3</sub>ペレットにして取り扱った。ペレットは、一般的な焼結法と溶解法の二通りで製作した(写真2.8.1)。焼結法は15

kN で加圧したものを 750 °C で焼結した。理論密度は 65 % で変色、変質等は確認されなかったが、脆いので取り扱いには注意を要した。熔融法は 800 °C に加熱し一度熔融したものを冷却しペレット状に成型した。理論密度は 80 % と加圧成形に比べ高いものが得られたが、変色や針状結晶が確認された。

ペレットを用いてコールドの溶解試験を実施した結果、加圧成形したものは数分で NaOH 水溶液に全溶解したが、熔融法で作成したペレットは溶解するまで 1 時間程度を要し、不溶解残渣も確認された。このため、照射試験には加圧成型したものを使用することとした。



(a) 焼結法



(b) 熔融法

写真 2.8.1 照射試験用に製作した MoO<sub>3</sub> ペレット

### (3) 照射試験

令和 3 年度は、照射時間及び照射位置による <sup>99</sup>Mo 生成量への影響についての検討として、水力照射設備を用いた照射試験を計 4 回実施した。照射条件を表 2.8.1 に示す。照射時間による生成量の違いを確認するため、HR-1 孔で 1 時間、1 日、10 日の異なる期間の照射を実施した。また、照射孔の位置の違いを確認するため、HR-2 孔による 1 日照射も実施した。水力照射孔は上下に照射キャプセルを 3 段設置することができるが、垂直方向の中性子束分布の影響を除くため、全て下段で照射した。

照射したキャプセルを RI 製造棟 602 号室の詰替セルで開封し、照射済ペレットを取り出したのち、310 号室ホットセルで放射能を測定した。

表 2.8.1 水力照射孔における照射条件

	照射位置	照射開始日時	照射終了日時
1 回目	HR-1 下段	6/24 13:36	6/24 14:36
2 回目	HR-1 下段	8/30 15:00	8/31 14:59
3 回目	HR-1 下段	10/1 11:00	10/11 11:00
4 回目	HR-2 下段	11/18 10:00	11/19 10:00

### (4) 試験結果

放射能測定の結果から逆算した照射直後の比放射能（モリブデン 1 g あたりの放射能強度）を

表 2.8.2 にまとめた。また、JRR-3 の熱中性子束から算出した比放射能と照射試験から得られた実測値を比較した結果を図 2.8.1 に示す。

$^{99}\text{Mo}$  の生成量は照射時間とともに増加し、7 日間の照射で比放射能  $0.5 \text{ Ci/g.Mo}$  の  $^{99}\text{Mo}$  が得られることが確認できた。7 日以降はその増加は緩やかになり、その後ほぼ一定となる。照射時間と  $^{99}\text{Mo}$  生成量の相関は予想どおりの結果であると言える。なお、実測値が計算値に比べ 2 割程度大きくなったのは、計算では見積りが難しい熱外中性子の共鳴吸収の効果が考えられる。また、HR-1 と HR-2 の照射孔位置の違いによる影響は見られなかった。

令和 3 年度の照射試験は概ね良好な結果が得られた。しかしながら、HR-1 で 10 日間照射したペレットには黒色化の傾向が確認できた。さらに、NaOH 溶液に溶解した際に、微量の黒色物が不溶解残渣として検出されたが、溶液を  $60\sim 70^\circ\text{C}$  に加熱し溶解することができた。黒色化は 1 時間、1 日照射では確認されなかったことから照射時間による影響と推測されるが、黒色物の化学形態やその生成要因については今後調査する。また、水力照射孔の垂直方向の位置の違いや垂直照射設備を使用した照射試験など、令和 4 年度以降も引き続き実証データの収集を進める。

(千葉 悠介)

表 2.8.2 放射能測定結果のまとめ

		1 回目	2 回目	3 回目	4 回目
ペレット重量		1.253 g	1.228 g	1.237 g	1.250 g
放射能測定日		6/25 14:25	9/1 10:59	10/20 13:43	12/1 11:30
放射能	測定日	3.35 mCi (0.124 GBq)	85.7 mCi (3.17 GBq)	45.4 mCi (1.68 GBq)	4.95 mCi (0.183 GBq)
	照射直後	4.27 mCi (0.158 GBq)	106 mCi (3.91 GBq)	451 mCi (16.7 GBq)	103 mCi (3.84 GBq)
比放射能 (照射直後)		0.005 Ci/g.Mo	0.129 Ci/g.Mo	0.549 Ci/g.Mo	0.125 Ci/g.Mo

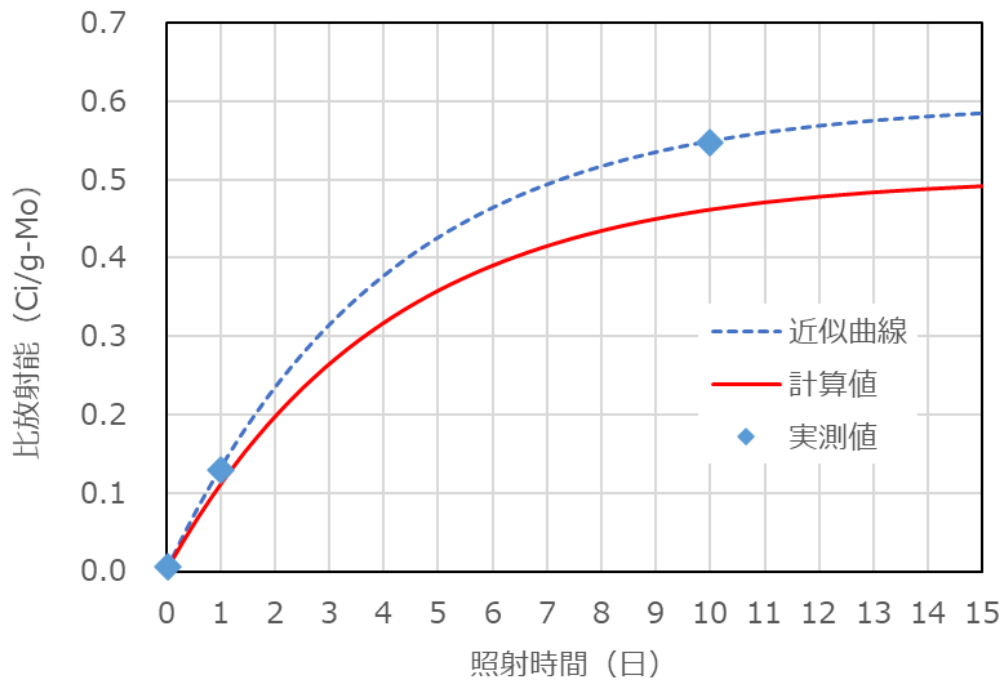


図 2.8.1  $^{99}\text{Mo}$  比放射能の計算結果と試験結果の比較

#### 参考文献

- 1) 飯村光一 他 7 名：「JMTR を用いた  $^{99}\text{Mo}$  製造設備の概念検討」JAEA-Technology 2008-035, (2008), 47p.
- 2) 広瀬彰 他 4 名：「JRR-3 を用いた  $^{99}\text{Mo}$  製造に関する概念検討」JAEA-Technology 2010-007, (2010), 68p.

### 2.8.2 超伝導加速空洞の開発

令和 3 年度の理事長裁量経費による研究開発として、テーマ名：【超伝導加速空洞が拓く「元素合成・核分裂」の解明】が採択された。本テーマは、令和 2 年度に引き続いて「超伝導加速空洞」の技術開発を進めるためのものであり、タンデム加速器の後継機となる加速器施設の概念設計等を加速器管理課と J-PARC センターの共同で実施した。

タンデム加速器の後継機では、イオン源、RFQ (高周波四重極) 線形加速器、超伝導加速器を、既存の超伝導ブースターの前段に設置することで、大電流・高エネルギーの加速器施設の建設を目指すものである。そのため、現在、運転を休止している超伝導ブースターは再稼働させる。この計画に必要なものとして、次に述べる項目の開発・検討を行った。

#### (1) 超伝導ブースターの再稼働の検討

超伝導ブースターの加速空洞について、休止中に低下したおそれのある電界性能を回復させるための方法として、「電解研磨による表面処理の試験」、「水素吸蔵による性能低下 (水素病) の改善の試験」を行った。電解研磨試験においては、電極面積の増加、電圧増加、空洞揺動などの試

験を行い、最適パラメータを取得した。試験の途中で空洞のドリフトチューブに穴があいたことから、電解研磨の電極を最適化する必要があることが分かった。水素吸蔵試験においては、ニオブの電解研磨の条件を変えて、表面粗さ、水素吸蔵量などの測定を行った。

また、加速空洞を試験するための機器・設備等として、液体ヘリウム用温度計・液面計、大電力アンプなどの整備を進めた。

## (2) ヘリウム冷凍機関係の再稼働の検討

超伝導ブースターを運転するために必要となる「ヘリウム冷凍機」について、既設の機器の動作試験等を行った。圧縮機自動弁、コールドボックス自動調整弁、液体ヘリウム分配弁、コールドボックス測温抵抗体変換器の点検を行い、修繕・更新が必要な機器の確認を行った。

## (3) 建屋改造の検討

タンデム加速器の後継機においては、イオンビームの大電流・高エネルギー化を進め、核物理・核化学・材料照射などの研究分野において実験領域を拡大することを目指している。高出力のイオンビームに対応するため、建屋を改造する必要があるとあり、管理区域の変更（第2種→第1種）、実験室・付帯設備の増設等についてレイアウトの作成や概算費用の見積もりを行った。

## (4) 前段の超伝導加速空洞の開発

超伝導加速空洞を純ニオブ材で製作するための概念設計を行った。各種の製作工程（強度計算・構造解析、成形技術、電子ビーム溶接工程、洗浄工程）について解析を実施し、空洞部品の設計、高圧ガス保安法で必要となる強度計算、高圧水洗浄の施工範囲の確認を行い、概念設計を完了した。

(株本 裕史)

### 2.8.3 半導体ナノ粒子を用いた中性子シンチレータの開発

近年中性子測定的重要性が高まっており様々な検出器の開発が行われている。当部においてもJRR-4におけるホウ素中性子捕捉療法（BNCT）に関する実績から当該分野における中性子検出器に関する研究を行ってきたが、それらは特性やコスト面などで課題が残るのが現状である。本研究では新たな中性子検出器として半導体ナノ粒子を使用した中性子シンチレータを検討し、高性能な中性子検出器の作製を目指して開発を行っている。本研究は令和3年度の萌芽研究開発制度で採択され、令和3年度から2年間の期間で研究を行っている。本年度は1年目に当たり、主に作製手法の検討を行った。

本研究で開発する中性子シンチレータは、半導体ナノ粒子とフッ化リチウム粉末（LiF、 $^6\text{Li}$ 濃縮）をバイндаで組み合わせる構造とした。半導体ナノ粒子は次世代の発光材料として研究が進んでおり、いくつかの種類は市販で入手可能である（図2.8.2）。材料を混ぜ合わせて固化する手法とすることで、容易に作製可能な検出器を目指した。



図 2.8.2 半導体ナノ粒子  
(紫外線照射)

今年度の研究では、シンチレータ材料の組み合わせなどについて検討を行った。まず LiF 粉末と組み合わせるバインダについて、市販品からいくつかの種類を選定し LiF 粉末と混合した試料の作製を行った(図 2.8.3)。この結果紫外線硬化樹脂と LiF 粉末の組み合わせにおいて透明度の高い試料を得ることができた。シンチレータは発光を効率よく検出するために自身は透明であることが望ましいため、この紫外線硬化樹脂を使用してシンチレータの作製を試みることにした。

続いて LiF 粉末と上記の紫外線硬化樹脂、ナノ粒子を混ぜ合わせたシンチレータ模擬試料を作製した(図 2.8.4)。しかし、この試料はほぼ不透明となり、紫外線を照射しても発光しなかった。ナノ粒子の蛍光体としての特性が失われており、この試料はシンチレータとして使用できない。原因を調査したところ、使用した紫外線硬化樹脂とナノ粒子との組み合わせにおいて発光が消失することが分かった。

次年度は作製手法の検討を引き続き行い、ナノ粒子への化学処理による発光消失の防止を試みることを検討している。また、他の樹脂を使用しシンチレータを作製することも検討する。作製手法の確立後、特性の測定を行う予定である。

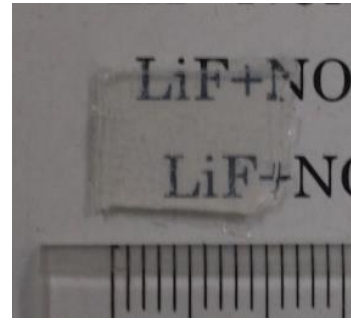


図 2.8.3 LiF 粉末と紫外線硬化樹脂の混合試料



図 2.8.4 シンチレータ模擬試料 (UV 光照射)

(松井 泰)

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（令和3年10月から組織改正により研究連携成果展開部からJAEA イノベーションハブへ名称変更）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

JRR-3では、令和3年4月から6月の調整運転を経て、4サイクルの施設供用運転を行った。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8,730（時間・照射孔）であり、短時間照射が6%（気送照射設備）、長時間照射が8%（水力照射設備）となり利用率は低かった。垂直照射設備によるサイクル照射は来年度（令和4年度）からの受付となるため、今年度の利用能力には含めていない。

また、実験に係る設備利用能力は115,452（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3年度のJRR-3の照射利用は、利用件数41件、キャプセル個数145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18件34個、原子力機構外利用23件111個で合計41件145個であった。炉心領域の垂直照射設備（VT-1, RG-1～4, BR-1～4）及び重水タンク領域の垂直・回転照射設備（SH-1, DR-1）は来年度（令和4年度）からの受付となるため、今年度の照射は無かった。また、水力照射設備（HR-1, 2）では23個、気送照射設備（PN-1, 2）が29個、放射化分析用照射設備（PN-3）で93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における照射利用状況を図3.1.3に示す。照射目的別利用実績は図3.1.4に示すとおり放射化分析、RI製造、照射損傷等の分野で利用された。

##### (2) 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、即発ガンマ線分析（PGA）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 135 件(1,044 件・日)、原子力機構外利用 282 件(1,787 件・日)で合計 417 件(2,831 件・日)であった。研究炉における実験利用状況を図 3.1.5 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 3.1.6 及び図 3.1.7 に示す。これらの図は、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、装置開発、物質の構造研究、超伝導研究等の順になり磁性の研究が活発である。グラフ中のその他は機器調整や実験準備である。中性子ラジオグラフィ実験（NRG）では、着霜・除霜のメカニズムの解明、混相流ダイナミックスの革新的計測法の開発、超臨界水熱合成場の解析を目的とした各種実験が実施された。PGA では、火山岩、隕石、原始惑星等の分析が実施された。

令和 3 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 3,267 人・日、原子力機構外（ほとんどが大学関係）9,702 人・日で合計 12,969 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 3.1.8 に示す。なお、平成 23 年度～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、気送管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 3 年度に実施された実験項目は 20 件、実験延べ日数は 42 日であった。

(加藤 朝香)

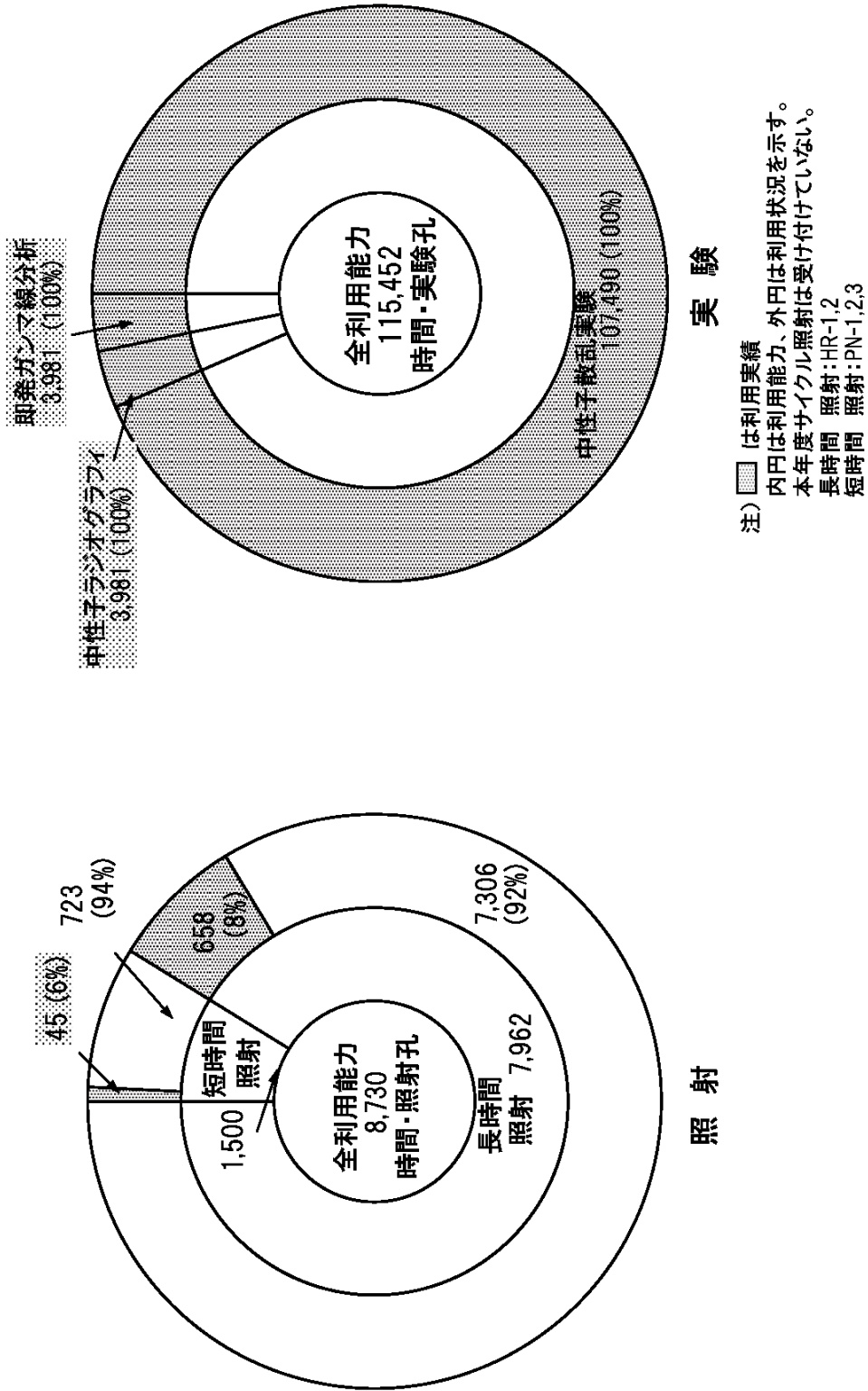


図 3.1.1 JRR-3 利用設備利用能力

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	18	23	41
	個 数	34	111	145

表 3.1.2 令和 3 年度の JRR-3 における照射実験

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	
3サイクル (7/12~7/28)	件数						2	1						2				5
	個数						2	1						2				5
	継続																	(0)
4サイクル (8/16~9/10)	件数						1							1		2		4
	個数						1							1		39		41
	継続																	(0)
5サイクル (9/20~10/15)	件数						7	3						4	2	1		17
	個数						7	12						4	2	28		53
	継続																	(0)
6サイクル (10/25~11/19)	件数						1	2	1					5	4	2		15
	個数						1	9	1					5	5	25		46
	継続																	(0)
サイクル合計	件数	0	0	0	0	0	11	6	1	0	0	0	0	12	6	5	0	41
	個数	0	0	0	0	0	11	22	1	0	0	0	0	12	7	92	0	145
	継続	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)

注) 平成10年度と平成21年度、令和3年度は年間4サイクル。  
 平成23年度～令和3年度は東日本大震災の影響により運転停止。

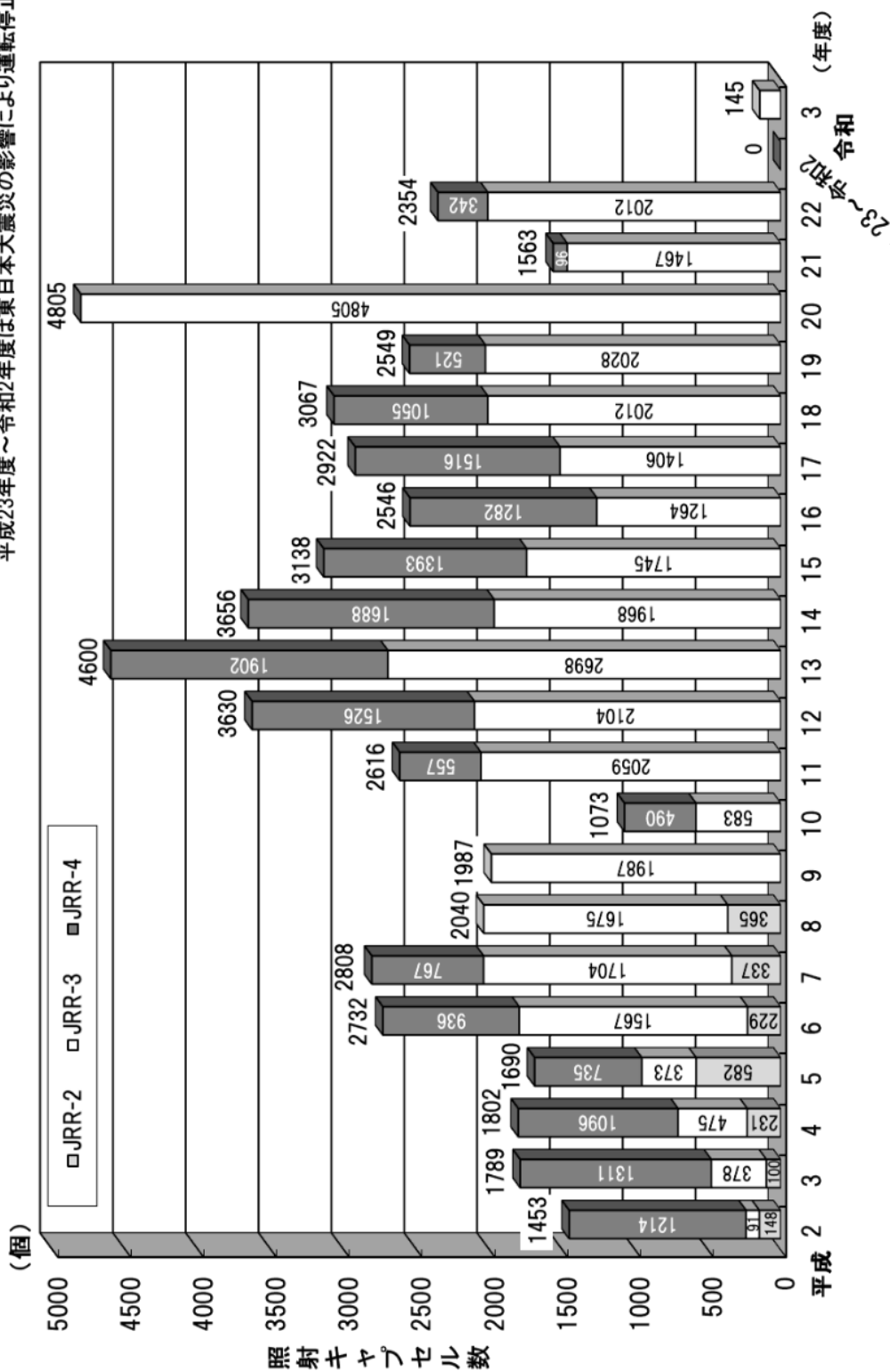


図 3.1.2 研究炉における照射キャプセル数の推移

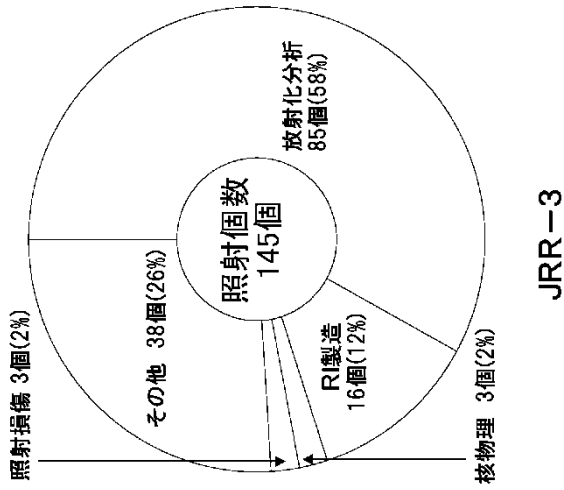


図 3.1.4 照射目的別利用実績

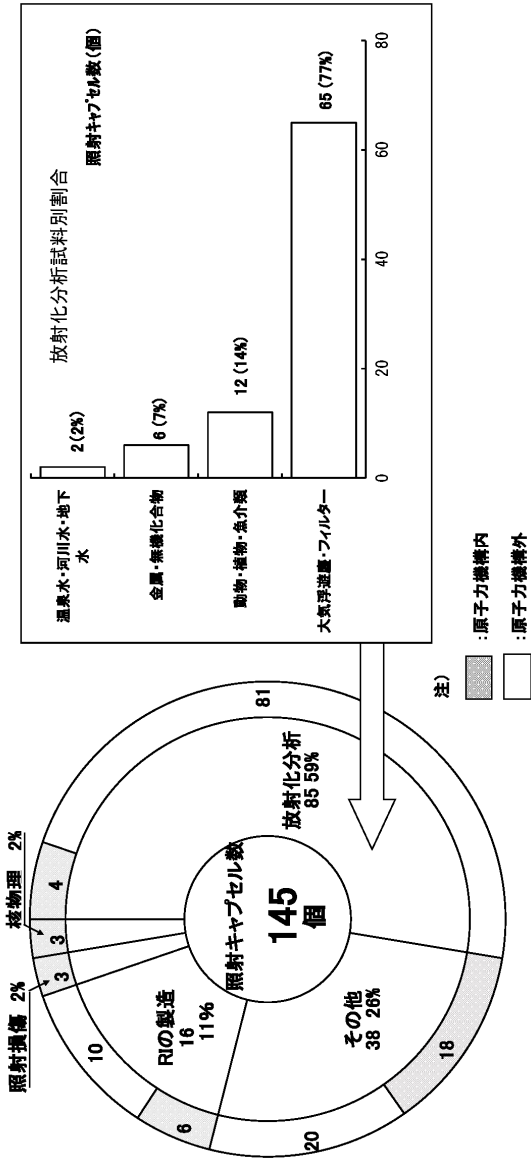


図 3.1.3 JRR-3 における照射利用状況



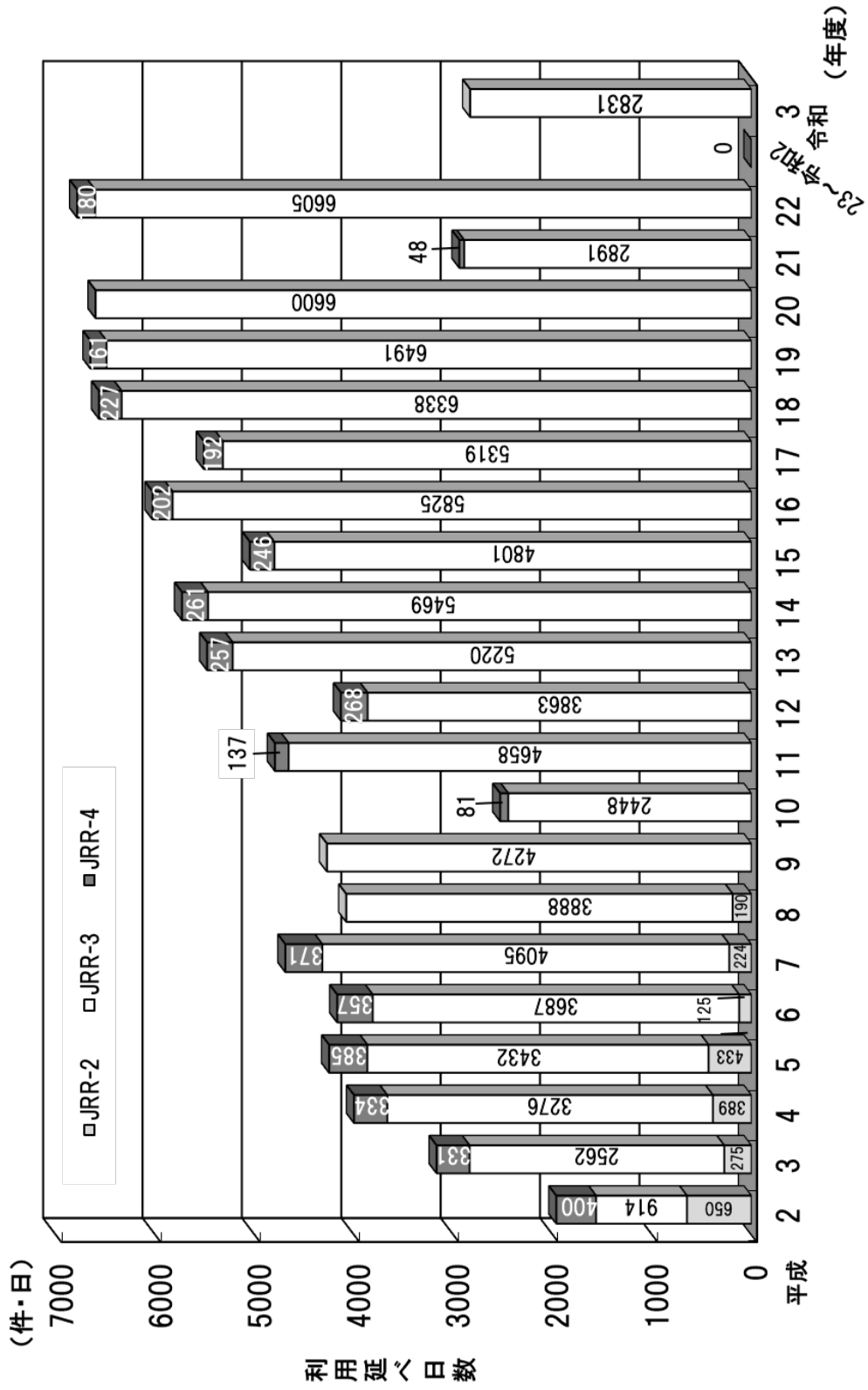


図 3.1.5 研究炉における実験利用状況

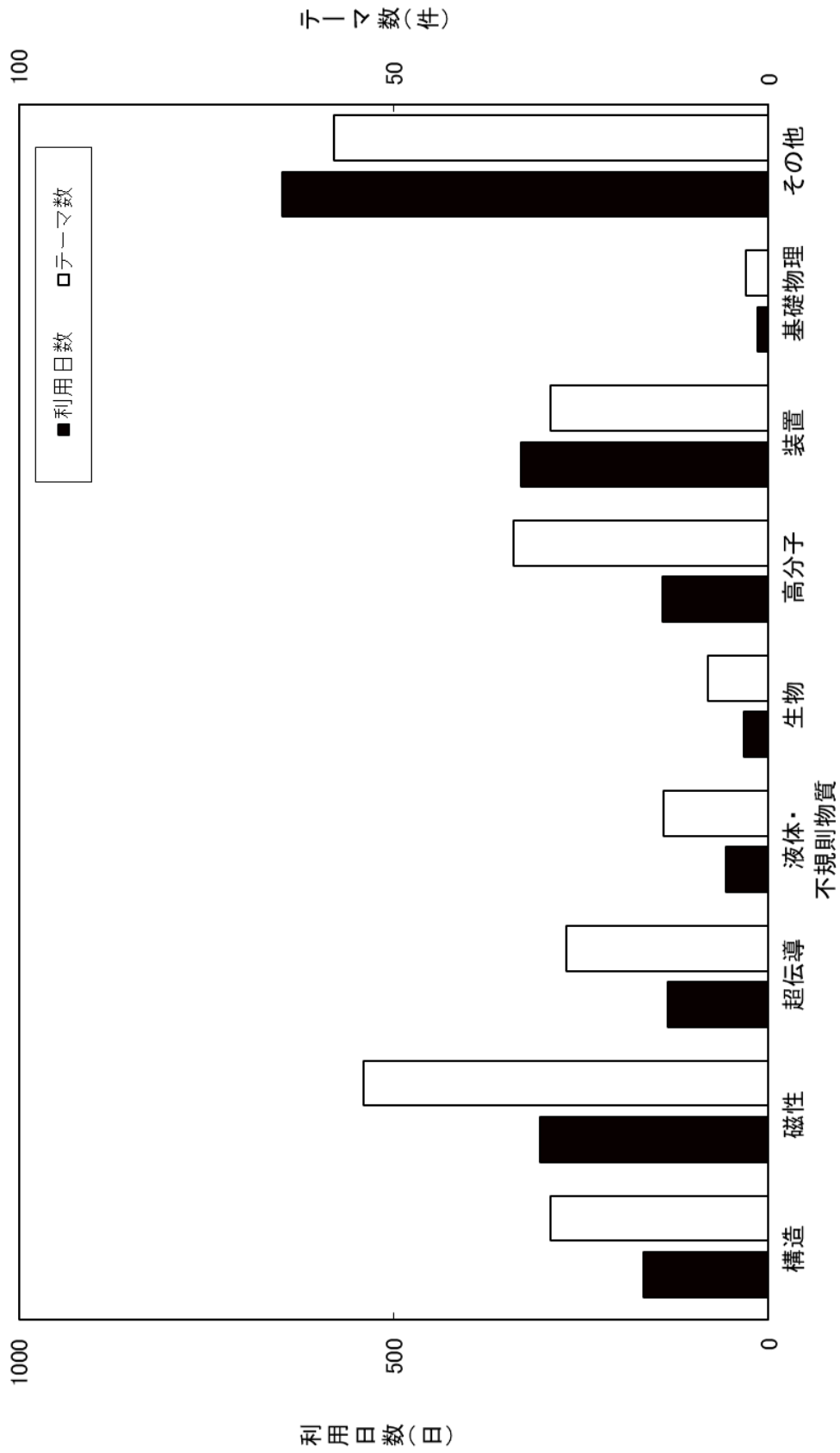


図 3.1.6 中性子散乱実験分野別利用状況 (I)

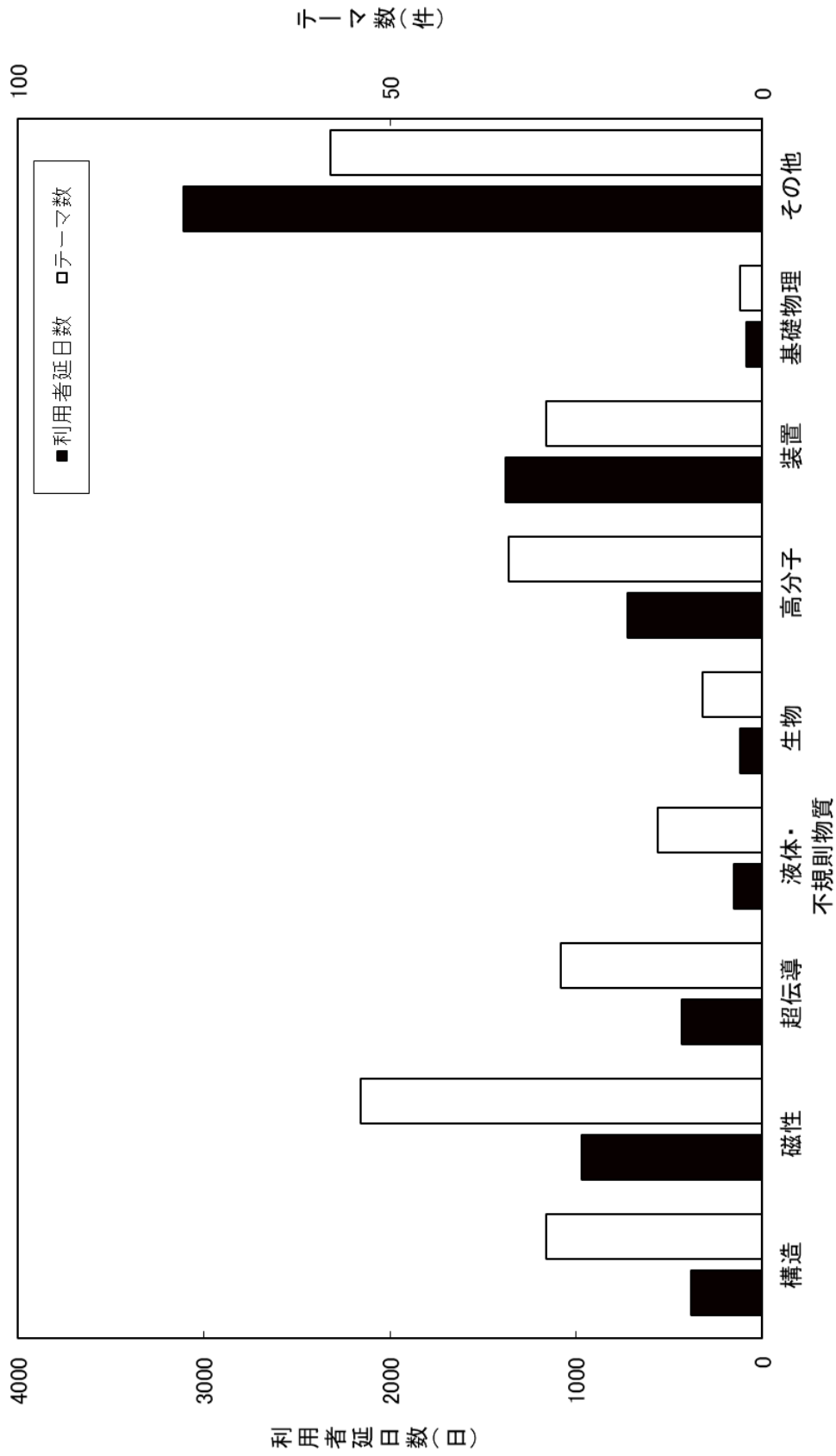


図 3.1.7 中性子散乱実験分野別利用状況 (II)

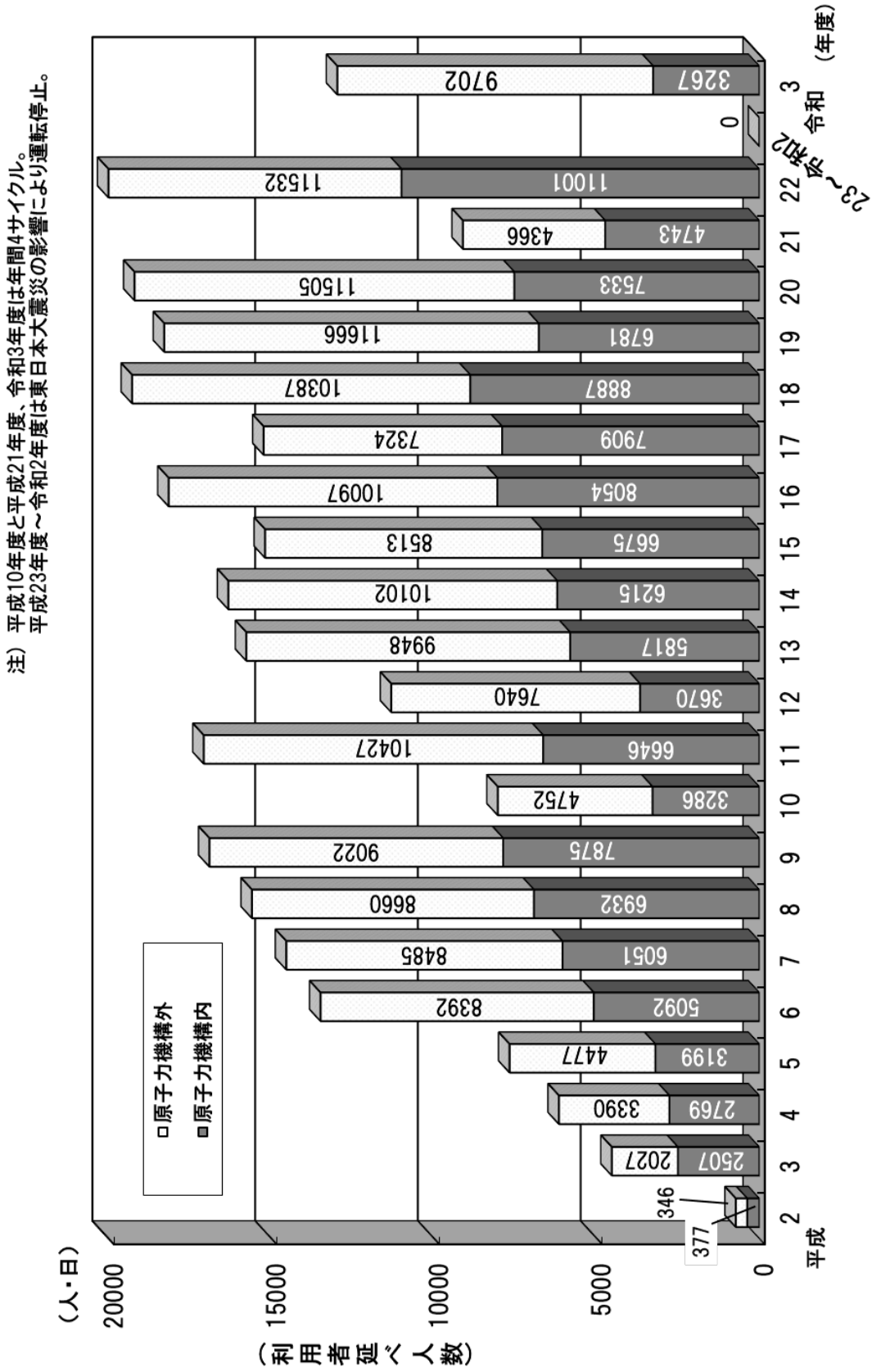


図 3.1.8 JRR-3 中性子ビーム実験利用者数の推移

### 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、研究連携成果展開部産学連携戦略室、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。

なお、JRR-3 は令和 3 年 2 月 26 日に運転を再開し、調整運転や利用設備の調整等を行った。その後、7 月 12 日から供用運転を開始し、11 月 19 日まで 4 サイクル運転を実施した。JRR-3 の運転再開のための新規制基準対応等の 10 年間にわたる活動に対し、研究炉加速器技術部宛てに日本中性子科学会から感謝状をいただいた。

#### (1) 令和 3 年度の活動状況

令和 3 年度第 2 回（5 月）の定期募集では、成果非占有課題に 5 件、成果占有課題に 2 件の応募があった。成果非占有課題に関しては、課題審査要領に基づき評価協議会委員による事前評価を行った上で、令和 3 年 7 月 28 日に第 1 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。審査の結果、5 件全ての課題が採択された。なお随時課題の申し込み（トライアルユース含む成果占有課題）は 4 件あった。

令和 4 年度募集から、新たに優先利用課題についての公募を開始した。優先利用課題とは、JRR-3 を利用した研究で研究費の獲得等により科学技術的な価値が認められた課題について二重審査を行わず、研究手段としての JRR-3 の必要性、技術審査、安全審査（以下、技術・安全審査）だけで優先的に利用できる、成果公開を前提とした成果非占有利用枠である。なお、優先利用課題では、一般課題に先だつての応募が可能なこと、利用に際して優先利用料金が適用されることが一般利用課題との違いである。

なお、令和 4 年度の優先利用課題（9 月）においては 4 件の応募があり、技術・安全審査のみを行い 2 件の課題が採択された。

令和 3 年度の JRR-3 供用運転を 11 月まで実施したが、採択課題のうち未実施課題が生じ、これに対応するための繰越課題制度を JRR-3 にも導入した。繰越課題制度とは、前年度に中性子ビーム実験装置側の事情（装置の不具合など）により実験の実施ができなかった採択課題に対して、利用者が希望すれば未実施日数分を次年度に繰り越すことを可能とする制度である（改めて課題審査は行わない）。

令和 4 年度第 1 回（11 月）の定期募集においては、繰越課題 2 件を含み、成果非占有課題に 40 件、成果占有課題（トライアルユース含む）に 18 件の応募があった。成果非占有課題に関しては、課題審査要領に基づき評価協議会委員による事前評価を行った上で、令和 4 年 2 月 24 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。審査の結果、40 件の課題が採択された。なお、採択された課題には、令和 3 年度から令和 4 年度への繰越課題が 2 件含まれる。

## (2) 令和 4 年度の計画

令和 4 年度の研究課題の実施状況の把握及び令和 4 年度第 2 回定期募集並びに令和 5 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、JRR-3、「常陽」、燃料試験施設及びホットラボ施設（大洗）の 4 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、高速炉サイクル研究開発センター燃料材料開発部燃料技術開発課、臨界ホット試験技術部実用燃料試験課及び環境技術開発センター材料試験炉部計画管理課が務め、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纏めを行った。

JRR-3 は令和 3 年 2 月 26 日に運転を再開し、調整運転や利用設備の調整等を行った。その後、7 月 12 日から供用運転を開始し、11 月 19 日まで 4 サイクル運転を実施した。JRR-3 の運転再開のための新規制基準対応等の 10 年間にわたる活動に対し、研究炉加速器技術部宛てに日本中性子科学会から感謝状をいただいた。

## (1) 令和 3 年度の活動状況

令和 3 年度第 2 回（5 月）の定期募集においては、施設供用運転を実施する JRR-3、燃料試験施設、ホットラボ施設及び「常陽」の照射後試験施設に係る施設利用の募集を行い、JRR-3 を利用する成果非占有利用課題に 1 件の応募があった。令和 4 年度第 1 回（11 月）の定期募集においては、同様に施設供用運転予定のある JRR-3、燃料試験施設、ホットラボ施設及び「常陽」の照射後試験施設に係る施設利用の募集を行い、JRR-3 の成果非占有利用課題に 1 件、JRR-3 の成果占有課題に 1 件の応募があった。

専門部会は、課題審査並びに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 3 年 7 月 27 日及び令和 4 年 2 月 14 日にオンラインで開催し、審査の結果、それぞれの専門部会で成果非占有利用課題 1 件が採択された。また、成果占有利用課題 1 件が報告された。

## (2) 令和 4 年度の計画

令和 4 年度第 2 回（5 月）及び令和 5 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 4 年度において 7 サイクルの供用運転を実施する計画であるため、受け入れることのできる実験課題の増加を期待したい。

(田村 格良)

### 3.1.5 主な利用の成果

#### (1) 照射利用

放射化分析の分野で次のような成果が得られた。

##### 1) 赤城大沼湖水（凍結乾燥試料）中のセシウムの分析

（東京都市大学理工学部原子力研究所）

2011年東京電力(株)福島第一原子力発電所の事故で閉鎖性の極めて高い群馬県赤城大沼湖水の放射性セシウムの動態調査を行い、安定Csの循環を調査し、放射性Csの漸減傾向の解明を行った。

#### (2) 実験利用研究

基礎物性分野及び原子力科学分野で主に次のような成果が得られた。

基礎物性分野：

##### 1) 特異な構造を持つ銅酸化物高温超伝導体の超伝導と酸素元素位置の関係を解明

（東北大学、高エネルギー加速器研究機構、J-PARC センター、上智大学）

ドーパなしで超伝導を示すT構造の2-1-4型銅酸化物超伝導体について、その超伝導機構の由来を探るべく、酸素処理の違いによる酸素原子位置の変化を、J-PARC センターの装置で全体像を、JRR-3の装置でさらに詳細部分を調べて解明した。

##### 2) 超高密度な磁気渦を示すシンプルな2元合金物質を発見

（東京大学、原子力機構、J-PARC センター、総合科学研究機構、理化学研究所、科学技術振興機構ほか）

令和4年3月30日プレスリリース

スカーミオンと呼ばれるマイクロな原子磁石（スピン）の渦構造を持つ新たな物質を、J-PARC センターの装置で全体像を、JRR-3の装置でそのスピンの並び方を、調べて見いだした。

原子力科学分野：

##### 1) 放射性廃棄物封じ込め用ガラスの安定化が実現される微視的機構を解明

（原子力機構、京都大学、オークリッジ国立研究所）

JRR-3の装置でナノスケール構造を、J-PARC センターの装置で添加元素の分布を調べ、ガラスの構造の様々なスケールでの乱れとガラスに使われる添加剤の関係を調べ、Li酸化物が構造の乱れを抑える様子を確認した。

（加藤 朝香）

## 3.2 NSRR の施設利用

### 3.2.1 利用状況

NSRR は、令和 3 年度に計 3 回の照射実験を実施した。原子力規制庁からの受託事業の一環として、低濃縮度発熱量評価実験及び水素化物再配向管実験の合計 2 回行った。さらに、水素化物再配向管実験における被覆管のひずみ信号のノイズを除去するために、事前にひずみゲージ特性試験を実施した。

#### (1) 実験利用概況

未照射燃料を用いた実験は、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。今年度は、ひずみゲージ特性試験（970-6）、PCMI 破損限界へ及ぼす水素化物析出状態の影響を評価するための照射試験（358-7）、低濃縮度発熱量評価のためのパルス照射試験（224-2）を行った。

（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、リバッチング、所内輸送、照射試験により核燃料物質の移動票の起票を行った。

また、令和 3 年 7 月に実在庫検査（棚卸し）を行い、核物質管理センター及び国際原子力機関（IAEA）の検認を受けた。

（三田地 勇人）



### 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3年4月1日から令和3年7月29日、第2回を令和3年12月16日から令和4年3月31日まで行った。年間の合計では141日の利用運転を実施することができた。図3.3.1にタンデム加速器の利用形態及び分野別の日数を示す。

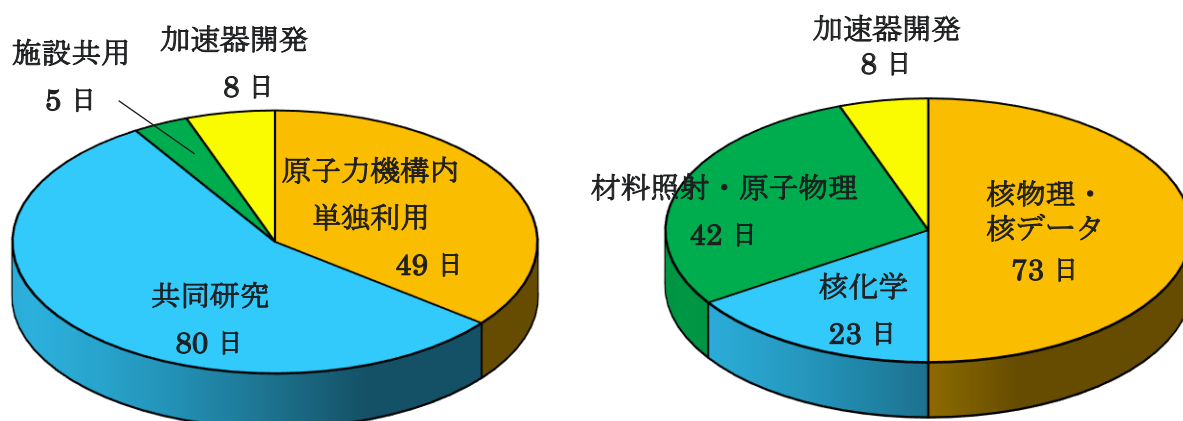


図 3.3.1 タンデム加速器の利用形態及び分野別の日数  
(利用形態、分野別日数は延べ日数)

#### 3.3.2 タンデム加速器専門部会

##### (1) 第33回タンデム加速器専門部会

令和3年度第2回施設供用利用課題の募集が研究連携成果展開部により実施され、令和3年7月8日と7月16日の2回に分けて第33回タンデム加速器専門部会がオンラインで開催された。この回は成果非占有の供用課題の応募はなく、専門部会では加速器運転状況の説明とタンデム加速器将来計画の説明が行われた。

##### (2) 第34回タンデム加速器専門部会

令和4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3件の応募があった。令和3年12月13日に第34回タンデム加速器専門部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、3課題が採択された。内訳は表3.3.1の通りである。

##### (3) 施設供用以外の課題審査について〔共同研究と原子力機構内単独利用〕

令和3年度第2回及び令和4年度第1回施設供用利用課題の募集に合わせて、共同研究と原子力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3年度第2回募集では、共同研究4課題、原子力機構内単独利用2課題の審査を行った。内訳は表3.3.2、表3.3.3の通りである。審議の結果、6課題が採択された。

令和4年度第1回募集では、共同研究3課題、原子力機構内単独利用6課題の審査を行った。内訳は表3.3.4、表3.3.5の通りである。審議の結果、9課題が採択された。

表 3.3.1 令和4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
2022A-D01	雨倉 宏	物質・材料研究機構	同程度の電子的阻止能をもつ高速重イオンと C <sub>60</sub> イオンのトラック形成の比較	H1 照射チェンバー
2022A-D02	末吉 哲郎	九州産業大学	重イオンビームによる高温超伝導薄膜の臨界電流密度制御	L4 照射チェンバー
2022A-D03	春口 佳子	東芝エネルギーシステムズ	エアロゾルを用いた At-211 乾式分離技術の開発	R2 照射チェンバー

表 3.3.2 令和3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
2021SC04	今井 誠	京都大学	高速重イオンによる電荷変換衝突断面積およびイオン電荷分布測定 III
2021NC03	渡辺 裕	高エネルギー加速器研究機構	太陽電池検出器の重イオン照射による性能試験
2021NC04	浅井 雅人	先端基礎研究センター	<sup>254</sup> Es 標的を用いた中性子過剰 Fm 領域核の対称核分裂の研究 (II)
2021NC05	佐藤 哲也	先端基礎研究センター	106 番元素シーボーギウムを模擬した 6 族元素オキシ塩化物の気相化学分離

表 3.3.3 令和3年度第2回タンデム加速器機原子力機構内単独利用課題

No.	研究代表者	所属	課題名
2021NP03	佐藤 哲也	先端基礎研究センター	超重元素イオンビーム生成に向けた ISOL 用イオン源の開発
2021NP04	伊藤 由太	先端基礎研究センター	窒化シリコン膜のガスセル真空窓への適用: 106 番元素 Sg の合成に向けて

表 3.3.4 令和4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
2022SC01	針井 一哉	量子科学技術研究開発機構	高速重イオン照射によるマグノニクスデバイス作製法の開発 II
2022SC02	土屋 文	名城大学	高エネルギーイオンビームを用いたリチウム酸化物セラミックス中のリチウムイオンの動的挙動に対する照射効果
2022SC03	堀 史説	大阪府立大学	化合物金属の高速重イオン照射によるナノ構造と形状変化とそれに伴う特性変化

表 3.3.5 令和 4 年度第 1 回タンデム加速器原子力機構内単独利用課題

No.	研究代表者	所属	課題名
2022SP01	明午 伸一郎	J-PARC センター	大強度陽子加速器施設におけるビームモニタおよびビーム窓の開発
2022SP02	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
2022SP03	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用標準試料の開発
2022SP04	石川 法人	原子力基礎工学研究センター	薄膜状セラミックスにおける高速重イオン照射によるナノ構造形成
2022NP01	本多 真紀	安全研究センター	重陽子による $^{90}\text{Sr}$ 分離実験用の $^{85}\text{Sr}$ 及び $^{88}\text{Zr}$ の合成
2022NP02	西尾 勝久	先端基礎研究センター	多核子移行反応による $^{258}\text{Md}$ 核分裂の励起エネルギー依存性の測定

(浅井 雅人)

### 3.3.3 主な利用の成果

#### (1) 利用概況

令和 3 年度のタンデム加速器の全体的な利用申込状況は表 3.3.6 のとおりである。

表 3.3.6 令和 3 年度のタンデム加速器の利用申込状況

課題審査会採択課題数	
所内利用	6
共同研究・施設供用	12
実験課題実施件数	31
所外・原子力機構外利用者人数	105
所内・原子力機構内利用者人数	42
利用機関の数	30

注] 実験課題実施件数とは、採択課題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 3.3.7 に示す。

表 3.3.7 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	4	1	24
核化学	3	1	17
固体物理・原子物理・材料の照射効果	15	7	34
加速器の運転・開発	2	0	4
合計	24	9	79

## (3) 研究分野別の主な実験成果

## 1) 核物理研究

- ・ 東北大学との協力により、宇宙におけるリチウム問題に関する実験研究を行った。現在の宇宙における  ${}^7\text{Li}$  の存在量に比べて、ビッグバンモデルはおよそ 3 倍の値を予測している。これはビッグバン理論の問題か、核反応ネットワークを計算する上での核データに不備があるためか、など異分野を巻き込む大問題となっている。本研究は、核反応データにおける問題を追及するもので、 ${}^7\text{Li}$  を生成する親核としての  ${}^8\text{Be}$  が、核反応ネットワークのどこかで壊れている、との視点に立ち、原因の一つと考えられる励起状態の  ${}^8\text{Be}$  から  ${}^7\text{Li}$  の励起状態に陽子崩壊遷移する確率を求めた。成果を **Physical Review C** に出版した。
- ・  $\gamma$ 線分光法を用いて、 ${}^{18}\text{O}+{}^{249}\text{Cf}$  多核子移行反応によって生成された  ${}^{248}\text{Cf}$  の核構造を調べた。 $\gamma$ 線スペクトルの分析により、低励起エネルギーで長寿命（異性体）励起状態が複数存在することが明らかになった。異性体のエネルギーと半減期は、重元素領域の中性子・陽子の軌道や、原子核の変形に関する情報を含み、「安定の島」の構造を理論予測する上での重要なデータとなる。実験結果は **Physical Review C** に受理された。
- ・ 米国オークリッジ国立研究所（ORNL）との共同研究により、極微量放射性同位体  ${}^{254}\text{Es}$ （半減期 276 日）を ORNL より輸入し、 ${}^{254}\text{Es}+{}^{18}\text{O}$  反応で生成する  ${}^{259}\text{Md}$  の自発核分裂の測定を開始した。 ${}^{254}\text{Es}$  の入手は平成 30 年度以降、今回が 3 度目で  ${}^{254}\text{Es}$  標的との核反応でしか合成できない中性子過剰 Fm, Md 同位体の特異な核分裂特性の研究を行ってきた。 ${}^{259}\text{Md}$  は対称核分裂と非対称核分裂の競合が観測されると予想され、対称・非対称核分裂の発生メカニズムを明らかにする上で重要な情報が得られると期待される。実験は  ${}^{254}\text{Es}$  が減衰する前に実施する必要があるため、次年度にかけて集中的に実験を行い、データを取得する計画である。

## 2) 核化学研究

- ・ 原子力機構を主体としたスイス ポールシェラー研究所との国際共同研究のもと、超重元素のひとつである 105 番元素ドブニウム揮発性錯体を対象として、気相化学分離法による揮発性研究を行った。その結果、揮発性ドブニウムオキシ塩化物をはじめ純粋に合成するとともに、石英表面に対する吸着エンタルピーを求めることができた。さらに、同族元素のニオブ、タンタルオキシ塩化物との相互比較により、ドブニウムオキシ塩化物分子の揮発性が周期表からの予想よりも高いことを明らかにした。このことから、ドブニウムオキシ塩化物分子を形成する原子間結合が、強い相対論効果の影響を受けて変化していることが示唆された。

得られた成果はドイツ化学会誌 *Angewandte Chemie* (国際版) に掲載され、裏表紙を飾った。また、令和 3 年 7 月 7 日付でプレス発表を行った。

- QST との共同研究において、 $\alpha$  放射性同位体を体内に投与し、癌細胞に  $\alpha$  線を直接照射して治療する、いわゆる「 $\alpha$  標的アイソトープ治療」に適用可能な  $^{211}\text{At}$  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  $^{211}\text{Rn}/^{211}\text{At}$  ジェネレーターの開発を進めた。 $^{211}\text{At}$  小型乾式分離装置とイオン液体を用いた溶媒抽出技術を開発した。
- 核医学診断で最も汎用されている  $^{99\text{m}}\text{Tc}$  の代替としてタンデム加速器を用いて合成した  $^{95,96}\text{Tc}$  を用いる新しい核医学診断法の開発研究を、QST 等と共同で行ってきた。新たに電子追跡型コンプトンカメラ (ETCC) を、 $^{95,96}\text{Tc}$  の検出に採用し、 $^{96}\text{Tc}$  標識化合物をマウス、ラットへ投与し ETCC による撮像実験に初めて成功した。

### 3) 固体物理・原子物理・照射損傷研究

- 耐照射性の高い  $\text{SrTiO}_3$  について高速重イオン照射を行い、表面付近に形成されたイオントラック損傷を原子間力顕微鏡、走査型電子顕微鏡、透過型電子顕微鏡を用いて観察した。その結果、原子間力顕微鏡では観察されない損傷形態が走査型電子顕微鏡で観察されたこと、さらに、透過型電子顕微鏡の結果から、表面に近いほど損傷の度合いが顕著になることが判明した。本成果は、*Nanotechnology* 誌において発表した。
- 高速重イオン (200 MeV の Au イオンビーム) 照射した亜共晶合金  $\text{Zr}_{45}\text{Cu}_{45}\text{Al}_{10}$  について、X 線回折測定、X 線広域微細構造法による動径分布関数解、マイクロビッカース硬さ測定、陽電子消滅法測定を行った。その結果、照射によって硬さが増加するとともに、照射損傷の増加による結晶の非晶質化が起きていることが分かった。本成果は、*Nucl. Instr. Meth. B* 誌に発表した。

### 4) 加速器開発

- タンデム加速器は、1 MV ユニットが 20 段重なることで 20 MV の高電圧を発生する。この 1 MV ユニット毎の電圧を測定する手法を開発している。ユニットごとの電圧を測定することで、絶縁劣化等による不具合ユニットの診断や、ビーム負荷により変動する電圧分布の変化を知ることができる。絶縁カラムの地上電位部分に、ロードセルを用いたプロトタイプの電圧計を設置し、測定が可能であることを確認した。

(4) 実験装置一覧

表 3.3.8 にタンデム加速器施設のビームラインに設置された実験装置を示す。

表 3.3.8 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(大口径試料照射可能)
	L-2	照射チェンバー	固体材料への均一照射 (室温から約 1000℃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、 低温照射チェンバー	固体材料への均一照射 (極低温から数 1200℃まで試料温度可変)
	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	オンライン質量分析装置	核反応で生成した放射性核種をイオン化し高分解能で質量分析する装置
	R-2	照射チェンバー	主に核化学研究で使用
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

(石崎 暢洋)

### 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 3 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、 $^{198}\text{Au}$  (AGS) が 997 個（うち 302 個は JRR-3 照射により生成）、 $^{192}\text{Ir}$  (RALS) が 389 個、 $^{192}\text{Ir}$  (IHS-1,ISS-1) が 41 個（全て JRR-3 照射により生成）であった。参考として、平成 29 年度から令和 3 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  $^{99}\text{Mo}$  製造技術開発及び加速器施設での照射 RI 分離試験が行われた。照射 RI 分離試験は、東北大及びタンデム加速器施設で生成した放射化金属亜鉛の熱分離回収を目的としたもので、QST との連携協力に基づき行われた。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)

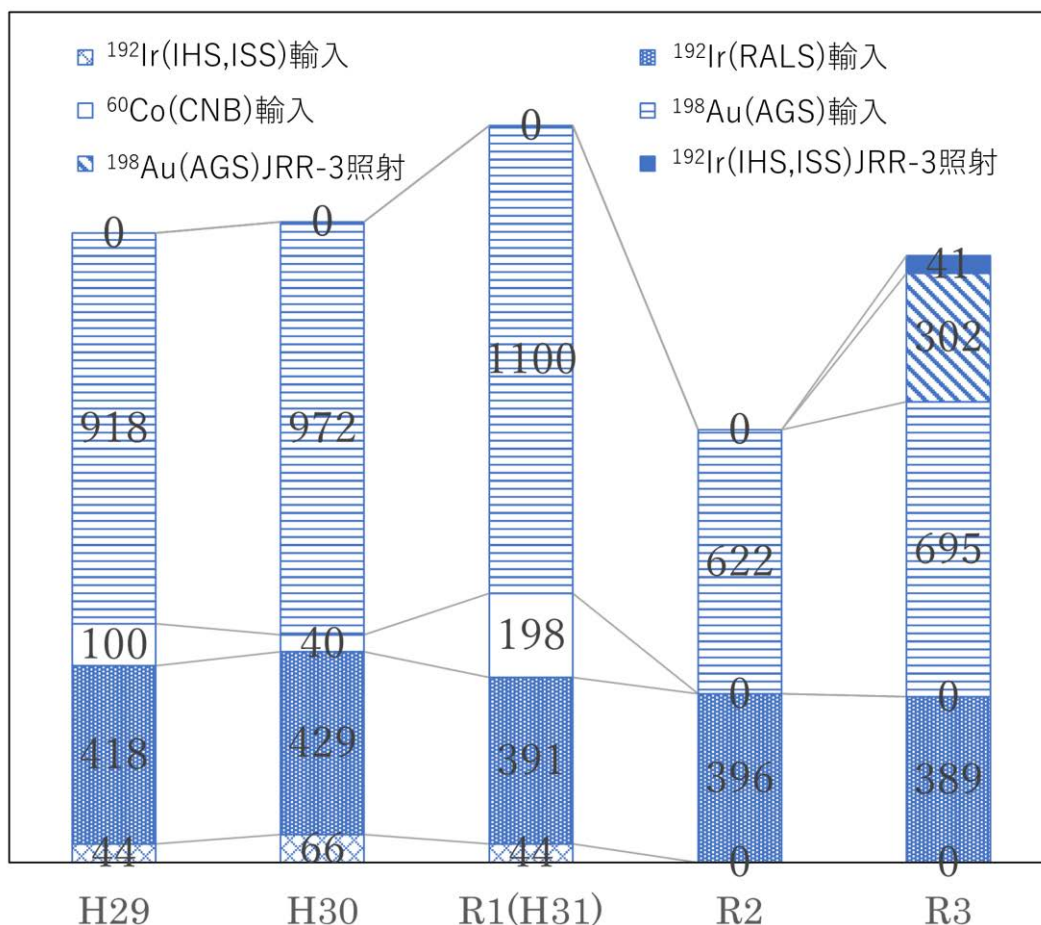


図 3.4.1 ラジオアイソトープ製造棟で試験実施した RI 個数推移

### 3.5 トリチウムプロセス研究棟の利用

トリチウムプロセス研究棟 (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認試験を実施している。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て ITER トリチウム除去設備のための性能確認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) ITER トリチウム除去設備

ITER は、燃料として水素の放射性同位元素であるトリチウムを使用して運転する。

ITER のトリチウム除去設備は、ITER でトリチウムを取り扱う機器、設備等から排出される気体 (廃棄物) からトリチウムを除去する機能を有する。また、事故が発生した場合も、区画の負圧を維持し、他の区画への汚染拡大防止を図り、その区画から排出される気体 (空気、不活性ガス、燃焼ガス等) からトリチウムを除去する機能を担っている。

ITER のトリチウム除去設備の原理図を図 3.5.1 に、従来施設のトリチウム除去設備の構成を図 3.5.2 に示す。

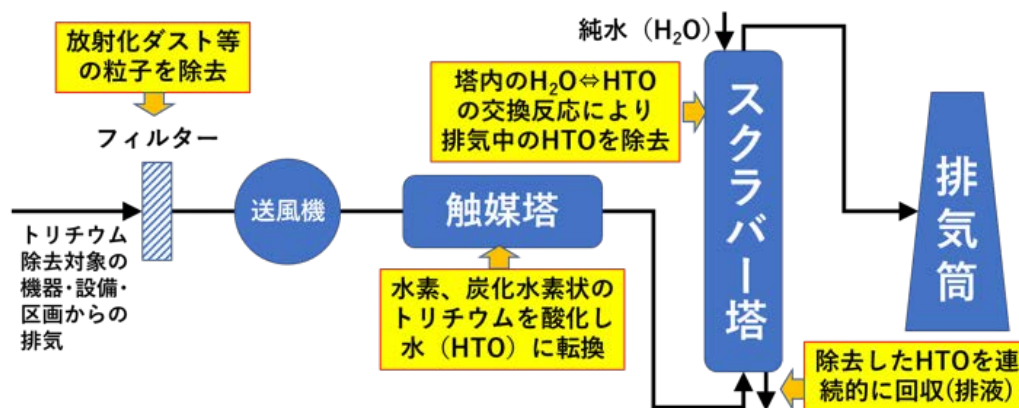


図 3.5.1 ITER トリチウム除去設備の原理

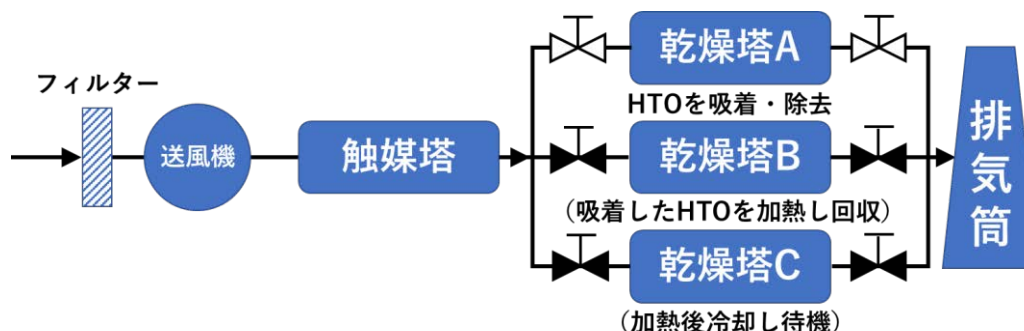


図 3.5.2 従来施設のトリチウム除去設備の構成



従来の乾燥塔方式では水分除去機能は優れているが、水分の吸着容量に上限があるため、長期に使用する場合は必ず再生操作（乾燥塔に吸着した水の脱離回収）が必要であり、万一、再生の際のバルブ切り替えて誤操作や故障が発生するとトリチウム除去設備全体の機能に影響してしまう。ITER トリチウム除去設備ではスクラバー塔方式を採用することにより、これらの影響がなく設備の信頼性を向上させている。

スクラバー塔は、有害物質を扱う施設でガス洗浄設備として排気に含まれる有害物質を連続的に取り除くために用いられてきた実績を有するが、トリチウムを排気から除去するためにスクラバーの原理を応用することは初めてとなる。このため、ITER で予定する重水素とトリチウムを使った実験の許可に必須な条件として、スクラバー塔を採用したトリチウム除去設備の機能を確証する必要がある。

## (2) 性能確証試験

QST により TPL に設置したパイロット規模のスクラバー塔単体でのトリチウム除去性能確認試験は、平成 23 年から実施しており、ITER 工学設計活動において日本が担当したトリチウム除去設備の信頼性評価とスクラバー塔採用の提案が基となっている。

試験に用いるスクラバー塔の規模や試験条件は、ITER 機構と共同で今後の ITER 施設の許認可申請に必要なデータを収集できるよう決められた。

TPL では QST により令和 2 年 9 月から、実際の 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。試験装置でのトリチウム使用のために必要な技術基準の確認として、耐圧検査、ヘリウムリーク検査等により設計値を満足することが確認された。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、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 2 回（令和 4 年 1 月、3 月）実施した。

（山田 正行）

## 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 3 年度は、令和 3 年 2 月 26 日に約 10 年ぶりに運転を再開した JRR-3 が 7 月 12 日に供用運転を開始し、7 月 13 日に報道関係者を対象とした勉強会及び施設見学会を開催した。テレビ局、新聞社等の報道機関 8 社が参加され、メディアを通じて JRR-3 の安全性や期待される成果について広く国民に紹介することで、施設供用利用の促進を図った。また、JRR-3 の建家内を 360° パノラマ VR により見学できるバーチャルツアーを制作した（図 3.6.1 参照）。JRR-3 の原子炉室内の見学やビームホールに設置された中性子ビーム実験装置の紹介も閲覧することができ、利用

者だけでなく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3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に示す。

【主なアウトリーチ活動】

- ・中性子産業利用推進協議会 2021年度 第1回運営委員会・第1回研究開発委員会幹事会合同会議にて、協議会の幹事企業に対して運転再開、供用開始の準備状況等を紹介（オンライン開催：5/27）
- ・茨城県内中性子利用連絡協議会・令和3年度総会にて、協議会会員の茨城県内企業に対して運転再開、供用開始の準備状況等を紹介（オンライン開催：6/22）
- ・「JASIS2021」JAEAブースでのJRR-3に係る展示と中性子利用に係るプレゼン（幕張メッセ：11/8～11/10）
- ・JRR-3バーチャルツアーを公開（11/19）



JRR-3 HP  
<https://jrr3.jaea.go.jp/>  
 下部バナーより



図 3.6.1 JRR-3 バーチャルツアー

表 3.6.1 令和3年度視察実績

日付	施設	視察者	人数
4/21	JRR-3	東海村 山田 修 村長 他	5
7/9	JRR-3	公明党参議院 三浦 信祐 議員、 秋野 公造 議員 他	6
11/18	JRR-3	原子力研究開発推進自治体協議会	10
12/8	JRR-3	福井県 戸嶋 秀樹 美浜町長 他	3
12/21	JRR-3	広報企画委員会	3
1/6	JRR-3、 タンデム加速器	資源エネルギー庁 原子力政策課 原子力基盤室 室長補佐 他	2

(大原 明日香)

## **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 I-T型大気圧水カプセルの製作

NSRR では、これまで未照射酸化ウラン燃料を用いた実験をするために、I-S型大気圧水カプセル等を製作してきたが、溶接構造ではなく一体削り出し構造を採用するなど、設計を合理化した新たなカプセルとしてI-T型大気圧水カプセルの製作を行った。

##### (1) 使用目的

実験カプセルは大別すると大気圧水カプセルと高圧水カプセルの2種類がある。大気圧水カプセルはカプセル内の初期条件を大気圧、常温にして使用する。一方、高圧水カプセルは初期条件をBWR相当の圧力、温度条件にして使用する。大気圧水カプセルには他に18種類のカプセルが存在する。これは、照射実験に使用する実験燃料の種類により用いるカプセルが異なるためである。今回製作したI-T型大気圧水カプセルは其中で、濃縮度20%未満の未照射酸化ウラン燃料を照射実験するためのものである。その構造は、一重構造であり、容器が試験燃料の破損に伴い発生する圧力に耐え、かつ、密封性を有する設計としている。

##### (2) 製作スケジュール

今回製作したI-T型大気圧水カプセルについては令和2年度に設計及び工事の方法の認可申請を行い、令和3年度に認可を受け、同年に製作を行った。製作数量は1体となっている。

##### (3) 設計条件

I-S型大気圧水カプセルとの設計条件等の比較を表4.1.1へ示す。

I-T型大気圧水カプセルは、未照射酸化ウラン燃料を対象とし、大気圧条件下で100℃以下の冷却条件で行う反応度事故試験に用いるものであり、胴体等により構成されるステンレス鋼製一重容器（図4.1.1参照）である。カプセルは、収納した未照射酸化ウラン燃料の破損に伴って発生する破壊力に耐え、実験燃料片及び核分裂生成物等を内部に閉じ込める円筒型の耐圧・密閉容器である。

本カプセルは、日本機械学会 発電用原子力設備規格 設計・建設規格（JSME S NC1-2012）に定めるクラス1容器に準じて製作を行った。また、カプセルの主な構造材として胴体、蓋にはSUS304を使用し、ボルト材には入手しやすいSNB23-1を使用している。

##### (4) 検査

検査は、胴体、蓋、キャップ及びフランジボルトについて、材料検査、外観検査、寸法検査、耐圧試験、ヘリウム漏えい試験を行っている。材料検査は材料検査成績証明書（ミルシート）の確認及び超音波探傷試験、浸透探傷試験をそれぞれ加工前に実施し欠陥のないことを確認している。外観検査については、部品加工後の外観について傷、変形、割れの有害な欠陥がないことを確認している。寸法検査は、各部品について測定し基準値内であることを確認している。耐圧検査は、各部品を組立後、規定の圧力を加えて試験圧力に耐え、変形のないことを確認している。ヘリウム漏えい試験については、各部品を組立後、規定の方法で漏えい試験を行い漏えい量が基準値以下であることを確認している。その他に品質マネジメントシステム検査及び

適合性確認検査を実施し、最終的に使用前事業者検査の各検査項目に合格している。

(5) まとめ

I-T型大気圧水カプセルは、I-S型大気圧水カプセルで採用していた溶接構造ではなく一体削り出し構造を採用することにより、溶接に伴う検査等へ対応が不要となったことから、工数の短縮及び予算削減を図った。

また、フランジボルトについて、形状の単純化、材料の変更により入手性の改善を図った。以上から、設計を合理化した新たなカプセルとして製作することができた。

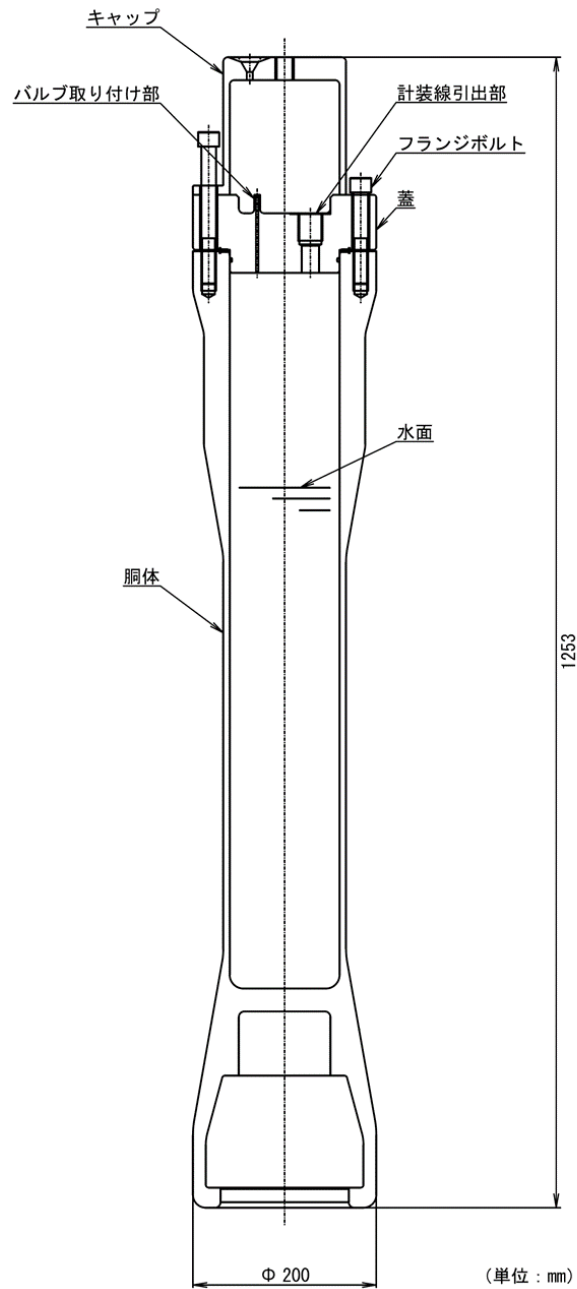


図 4.1.1 I-T型大気圧水カプセル外観

表 4.1.1 I-T 型大気圧水カプセルと I-S 型大気圧水カプセルの設計条件等の比較

項目		大気圧水カプセルの設計条件等	
		I-T 型	I-S 型
実験物による最大の負の反応度		0.0365 Δk	0.0256 Δk (実測値は 0.016 Δk)
最大実験条件	発熱量	健全燃料 90 g・UO <sub>2</sub> に対して 1,591 J/g・UO <sub>2</sub> 浸水燃料 90 g・UO <sub>2</sub> に対して 963 J/g・UO <sub>2</sub>	健全燃料 90 g・UO <sub>2</sub> に対して 550 cal/g (2,302 J/g)・UO <sub>2</sub> 浸水燃料 90 g・UO <sub>2</sub> に対して 400 cal/g (1,674 J/g)・UO <sub>2</sub>
	有効破壊エネルギー	健全燃料 : 344 J (82.2 cal) 浸水燃料 312 J (74.6 cal)	536 cal
	総発熱量	1.3×10 <sup>6</sup> J (3.1×10 <sup>5</sup> cal)	3.1×10 <sup>5</sup> cal

(袴塚 駿)

This is a blank page.



## 5. JRR-4 の廃止措置対応

---

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日に認可を受けた。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ため、今後廃止措置を進めていく。

## 5.2 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）[本廃止措置計画認可後～令和6年度まで]

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、管理区域の無い実験準備室を解体する。なお、管理区域の無い実験準備室は解体済みである。

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する。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、米国のエネルギー省へ譲り渡す。現在、未使用燃料は新燃料貯蔵庫の燃料貯蔵棚に貯蔵しており、令和6年度までに搬出し、米国のエネルギー省へ譲り渡す。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。

令和3年度JRR-4の廃止措置の対応予定としては、未使用燃料搬出、コンクリートの試料採取及び分析を行う。

(2) 第2段階（解体撤去段階）[令和7年度～令和18年度まで]

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無いことを確認する。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が出来たことで、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3年度の実績

JRR-4 の廃止措置の対応実績としては、計画の第 1 段階の未使用燃料搬出及び解体撤去に向け、コンクリートの試料採取及び分析を行った。

#### (1) 未使用燃料搬出

JRR-4 の新燃料貯蔵庫に保管していた未使用燃料（燃料体 13 体）を専用の輸送容器に収納し、輸送船により米国へ搬出した。

#### (2) コンクリートの試料採取及び分析

解体撤去で発生する廃棄物を事前に評価する必要があることから、物量が比較的多いプール壁の普通コンクリートの試料採取及び蛍光 X 線による分析を行った。

### 5.4 放射線管理

#### (1) 概要

令和 3 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		
	$^{60}\text{Co}$	$^{60}\text{Co}$	$^{137}\text{Cs}$	$^3\text{H}$
年間放出量 (Bq/y)	0	—	—	$2.2 \times 10^6$
年間平均 濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )	$< 1.5 \times 10^{-9}$	$< 2.7 \times 10^{-3}$	$< 2.7 \times 10^{-3}$	$< 4.2 \times 10^{-2}$

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)	7	15	19	13	32
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：ガラスバッジ及び OSL バッジ)

## 5.5 水・ガス管理

### 重水の計量管理

令和 3 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 1.05  $\mu\text{S}/\text{cm}$ ～1.31  $\mu\text{S}/\text{cm}$ 、水素イオン濃度指数 (pH) が 5.62～6.17 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。

This is a blank page.

## 6. 国際協力・人材育成

---

International Cooperation

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。

## 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「研究炉物理実習」を NSRR において実施している。令和 3 年度は、「原子炉管理実習」を 8 月 31 日、9 月 1 日の 2 日間、「研究炉物理実習」を 9 月 9 日、10 日の 2 日間実施し、各実習 13 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及び管理」のテーマで、9 月 13 日から 9 月 17 日の 5 日間、4 名（茨城大学、福井大学、東京都市大学及び福島工業高等専門学校）の学生を受け入れて実習を実施した。実習は、原子炉の運転を伴う実験（臨界近接実験及び制御棒校正実験）を通じて、原子炉物理に関する基礎的な事柄について体験学習するとともに、原子炉冷却系統及び原子炉制御系統の点検を通じて、研究炉の保守管理業務への理解を深めた。実習期間中に JRR-3 の施設見学を実施した。

(安掛 寿紀)

### 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。この実験実習として、「重イオン核融合反応実験 一超重元素の合成方法を学ぶ」と題した重イオン加速器を用いた核データ工学実験を実施するものである。本実習は加速器管理課と先端基礎研究センター極限重元素核科学研究グループとが共同で実施するもので、実習目的は、重イオン核融合反応に関する基礎と実験方法を学ぶことである。

最初に加速器の原理とビーム輸送について、次に核データ工学についての座学・実験を行う。実験では、タンデム加速器からの重イオンビームを標的に照射し、自然界にない原子核を実際に生成する。生成した原子核をビームから分離する方法及び生成した原子核の核種の同定方法について実習を行う。実習を通じて「原子核の基礎」、「検出器の動作と放射線計測技術」、「データの解析方法」等を学ぶことにより、原子力研究者・技術者の育成はもとより、将来の科学技術の研

究・開発を主導するような人材の育成を目指している。

実習は令和2年10月25日から4日間に亘り実施する予定であったが、新型コロナウイルス感染症の感染拡大のため、日程を一度延期したものの開催はできなかった。そのため、令和3年度の実習生の受け入れに向けて、実習用教材・機材などの準備を進めた。模擬実習の実験を行い、予定通りの測定データを取得できることを確認した。

(松田 誠)

## **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3年度において18回開催され、68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。

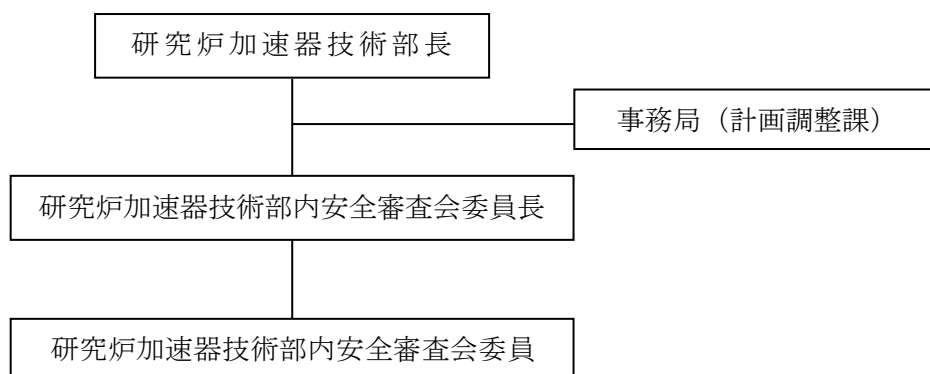


図 7.1.1 研究炉加速器技術部内安全審査会組織

(2) 研究炉加速器技術部内安全衛生管理組織

部内安全衛生管理組織は、原子力科学研究所安全衛生管理規則に基づき、部内及び建家の安全衛生管理の実施、職場の巡視点検、安全衛生、教育訓練等に関する計画及び実施を行う。図 7.1.2 に組織図を示す。

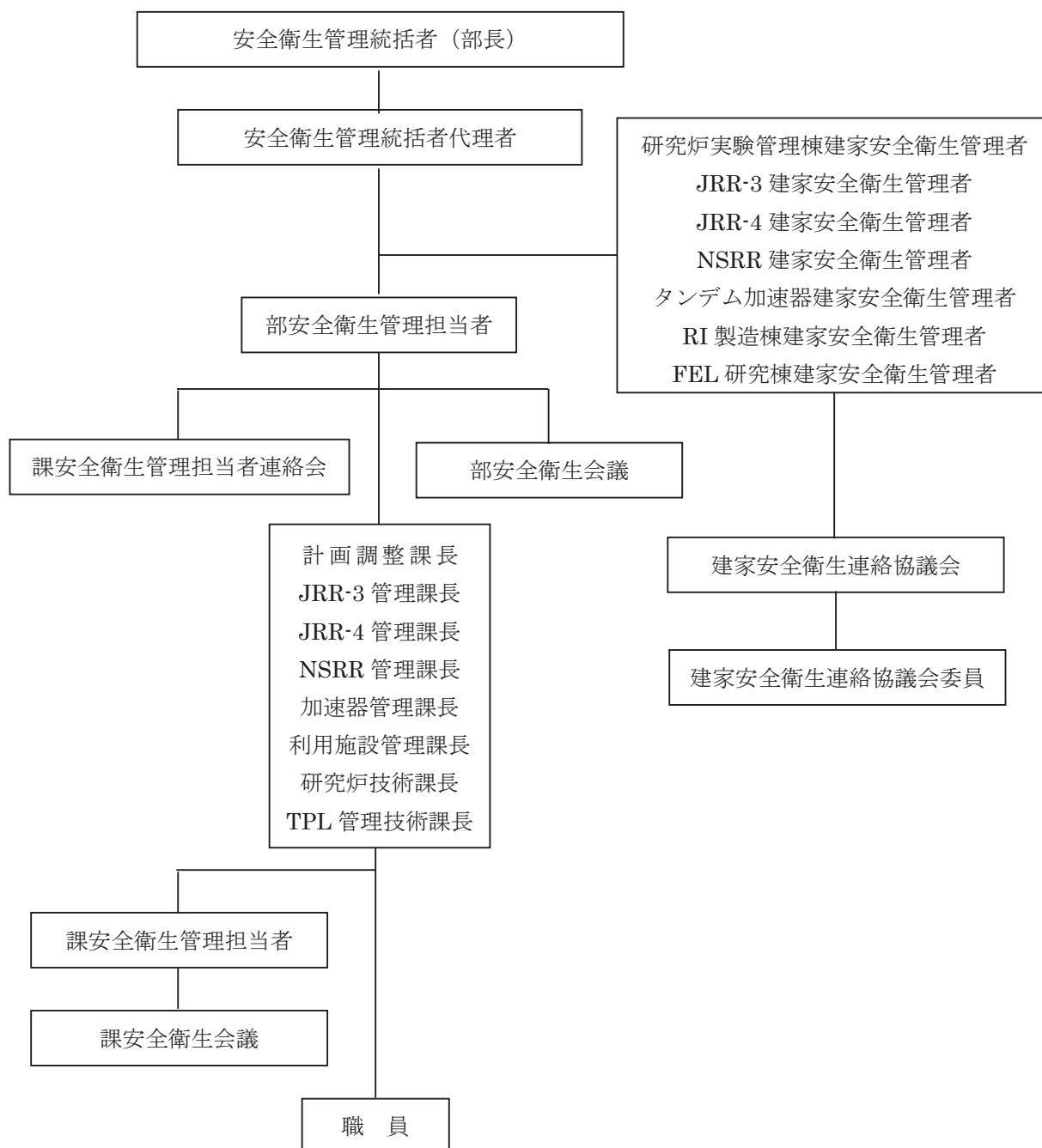


図 7.1.2 研究炉加速器技術部内安全衛生管理組織

## 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3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3年6月3日 (第1回)	<ol style="list-style-type: none"> <li>1. JRR-3 原子炉施設における基準地震動の変更が不要であることを説明する文書の提出について</li> <li>2. JRR-3 原子炉施設の変更に係る設計及び工事の計画の認可申請書 (JRR-3 取替用燃料体の製作 (第14回申請))</li> <li>3. JRR-4 原子炉施設及び使用施設の施設管理の有効性評価について</li> <li>4. 「研究炉加速器技術部部内安全審査会運営要領」の一部改定について</li> <li>5. 「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</li> </ol>
令和3年6月29日 (第2回)	<ol style="list-style-type: none"> <li>1. 修理改造計画 (ベリリウム反射体の製作) について</li> <li>2. JRR-3 の変更に係る設計及び工事の計画の認可申請書 (ベリリウム反射体の製作) について</li> <li>3. JRR-1 施設管理実施計画(設備保全整理表、検査要否整理表含む)の策定について 他3件</li> <li>4. 使用済燃料の上下アダプタ切断作業について</li> <li>5. 「JRR-4 冷凍高圧ガス製造施設運転要領」の一部改正について</li> <li>6. 「JRR-3 一般高圧ガス製造施設運転要領」の一部改正について</li> <li>7. 「タンデム加速器一般高圧ガス製造施設運転要領」の一部改正について</li> <li>8. 「液化窒素高圧ガス製造施設 (タンデム加速器建家) 運転要領の一部改正について</li> <li>9. 「トリチウムプロセス研究施設一般高圧ガス製造施設運転要領」の一部改正について</li> <li>10. JRR-4 原子炉施設の設備保全整理表及び検査要否整理表の変更について</li> <li>11. JRR-4 使用施設の設備保全整理表及び検査要否整理表の変更について</li> </ol>
令和3年8月20日 (第3回)	<ol style="list-style-type: none"> <li>1. 核燃料物質使用変更許可申請 (JRR-3) について</li> <li>2. 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見直しについて</li> <li>3. 「研究炉加速器技術部業務の計画及び実施に関する要領」の一部改定について</li> </ol>
令和3年9月16日 (第4回)	<ol style="list-style-type: none"> <li>1. JRR-3 原子炉施設保全有効性評価について</li> </ol>

開催日	審査事項
令和3年10月14日（第5回）	<ol style="list-style-type: none"> <li>1. 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</li> <li>2. 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</li> <li>3. 研究炉加速器技術部業務の計画及び実施に関する要領（核燃料物質等の事業所外運搬）の一部改定について</li> <li>4. 研究炉加速器技術部試験・検査の管理要領（核燃料物質等の事業所外運搬）の改定について</li> <li>5. 未使用済燃料輸送容器管理手引の一部改定について</li> <li>6. 使用済燃料輸送容器管理手引の一部改定について</li> <li>7. 核燃料輸送物発送前検査要領（JRC-80Y-20T型）の制定について</li> <li>8. 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）の制定について</li> </ol>
令和3年10月26日（第6回）	<ol style="list-style-type: none"> <li>1. 「JRR-3利用施設運転手引」の一部改定について</li> <li>2. 「JRR-3使用施設等本体施設使用手引」の一部改定について</li> <li>3. JRR-3使用施設等の施設管理実施計画等の一部改定について</li> <li>4. 「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</li> </ol>
令和3年11月10日（第7回）	<ol style="list-style-type: none"> <li>1. 「JRR-3利用施設運転手引」の一部改定について</li> </ol>
令和3年11月15日（第8回）	<ol style="list-style-type: none"> <li>1. JRR-3本体施設運転手引の一部改正について</li> <li>2. NSRR原子炉施設保全有効性評価について</li> <li>3. NSRR使用施設保全有効性評価について</li> <li>4. 「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</li> <li>5. 「研究炉加速器技術部停電時・復元時の点検実施要領」の一部改定について</li> </ol>
令和3年11月18日（第9回）	<ol style="list-style-type: none"> <li>1. NSRR原子炉施設の検査要否整理表及び整備保全整理表の改定について</li> <li>2. NSRR使用施設の検査要否整理表及び整備保全整理表の改定について</li> </ol>
令和3年12月2日（第10回）	<ol style="list-style-type: none"> <li>1. 「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」の制定について</li> <li>2. 「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</li> </ol>
令和3年12月9日（第11回）	<ol style="list-style-type: none"> <li>1. JRR-3使用施設保全有効性評価について</li> <li>2. JRR-3原子炉施設保全有効性評価について</li> </ol>



開催日	審査事項
令和4年1月13日 (第12回)	1. 核燃料物質使用変更許可申請 (JRR-3) について
令和4年1月21日 (第13回)	1. NSRR 原子炉施設保全有効性評価について 2. NSRR 使用施設保全有効性評価について 3. 原子炉施設保安規定の一部変更について (第5編 JRR-3) 4. 原子炉施設保安規定の一部変更について (第6編 JRR-4) 5. 原子炉施設保安規定の一部変更について (第7編 NSRR) 6. 核燃料物質使用施設等の一部変更について (第6編 JRR-3) 7. 核燃料物質使用施設等の一部変更について (第9編 NSRR) 8. 核燃料物質使用施設等の一部変更について (第11編 JRR-4)
令和4年2月7日 (第14回)	1. JRF-90Y-950K 型核燃料輸送物設計承認申請書について
令和4年2月17日 (第15回)	1. 施設管理の有効性評価について (JRR-3 原子炉施設) 2. 施設管理の有効性評価について (JRR-3 使用施設) 3. 施設管理の有効性評価について (NSRR 原子炉施設) 4. 施設管理の有効性評価について (NSRR 使用施設)
令和4年2月21日 (第16回)	1. 「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4年2月24日 (第17回)	1. 原子力科学研究所 (JRR-3) の標準応答スペクトルの規制への取り入れに伴う基準地震動への影響について
令和4年3月22日 (第18回)	1. 「JRR-3 本体施設運転手引」の一部改定について 2. 「JRR-3 使用施設等本体施設使用手引」の一部改定について 3. 「NSRR 本体施設運転手引」及び「NSRR 本体施設使用手引」の一部改定について 4. 「NSRR 自然現象等対応手引」の一部改定について 5. 「JRR-3 利用施設運転手引」及び「JRR-4 利用施設管理手引」の一部改定について 6. 「研究炉加速器技術部試験・検査の管理要領」の一部改定について 7. 「研究炉加速器技術部業務の計画及び実施に関する要領」の一部改定について 8. 「研究炉加速器技術部業務の計画及び実施に関する要領 (事業所外運搬)」の一部改定について

## (2) 安全衛生パトロール

令和3年度における部内の安全衛生パトロールは、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。

(大原 明日香)

## 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3年11月25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。	201名
令和3年11月26日			160名

### (2) 東海村屋内退避・避難誘導訓練へ協力

令和4年3月21日にJRR-3を発災元とした、令和3年度東海村屋内退避・避難誘導訓練が実施された。

JRR-3では、訓練に先立ち東海村関係者と協議を行い、炉心流路閉塞事故による燃料破損を発端とした放出事故のシナリオを作成した。具体的な事故シナリオは、流路閉塞により燃料が破損し核分裂生成物の放出が発生、その後非常用排気設備の起動失敗、1次冷却系配管破断による漏えい、商用電源喪失及び非常用発電機の故障が重畳し、炉心燃料からの核分裂生成物の放出が長時間継続するというものである。

上記シナリオについて東海村に提示、説明するとともに、訓練当日についても説明者2名を東海村の災害対策本部に派遣し、事故の対応状況、事故収束のための対策について説明と質疑対応を行った。また、住民の避難先での模擬除染要員と住民向け説明要員の派遣も行った。

(平根 伸彦)

## 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3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5年12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	松田 誠	(加速器管理課)
委員	菊地 将宣	(JRR-3 管理課)
	助川 正典	(JRR-4 管理課)
	袴塚 駿	(NSRR 管理課)
	遊津 拓洋	(加速器管理課)
	坂田 茉美	(利用施設管理課)
	中田 陸斗	(研究炉技術課)
	山田 正行	(TPL 管理技術課)
事務局	田村 格良	(計画調整課)
	大原 明日香	(計画調整課)

This is a blank page.

## 付録

---

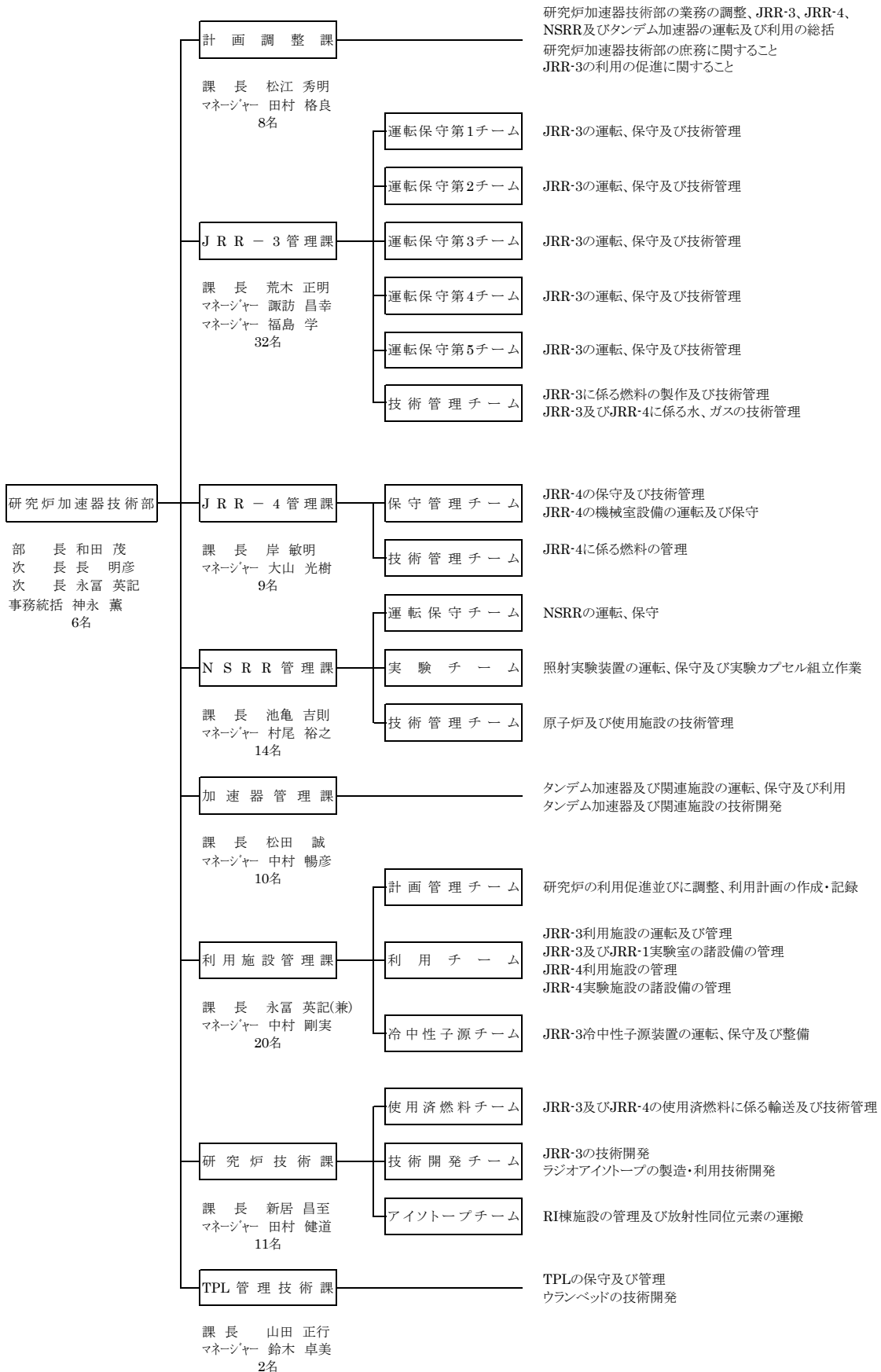
### Appendices

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4年3月31日現在



付録2 JAEA-Research 等一覧

	<p style="text-align: center;">標題 / 著者 / レポート No.</p>
—	該当なし

## 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>タンパク質用中性子回折装置 BIX-3,4 の高性能化</u> 栗原 和男, 平野 優, 廣本 武史, 田村 格良, 玉田 太郎 第 21 回日本蛋白質科学会年会 (2021/6)
2	<u>JRR-3 冷中性子ビームラインでのタンパク質結晶構造解析用中性子回折装置の評価について</u> 栗原 和男, 田村 格良, 平野 優, 廣本 武史, 河野 史明, 玉田 太郎 MLZ Conference 2021; Neutrons for Life Sciences (2021/6)
3	<u>加速電圧向上のためのカラム電圧測定器及びコンディショニング機構の開発</u> 沓掛 健一, 松井 泰, 中村 暢彦, 乙川 義憲, 遊津 拓洋, 松田 誠 第 33 回タンデム加速器及びその周辺技術の研究会 (2021/6)
4	<u>原子力機構-東海タンデム加速器の現状</u> 乙川 義憲, 松井 泰, 遊津 拓洋, 沓掛 健一, 中村 暢彦, 株本 裕史, 石崎 暢洋, 田山 豪一, 松田 誠, 阿部 信市 第 33 回タンデム加速器及びその周辺技術の研究会 (2021/6)
5	<u>原子力機構-東海タンデム加速器の現状</u> 松田 誠, 田山 豪一, 石崎 暢洋, 株本 裕史, 中村 暢彦, 沓掛 健一, 乙川 義憲, 遊津 拓洋, 松井 泰, 阿部 信市 第 18 回日本加速器学会年会 (2021/08)
6	<u>1/4 波長型超伝導空洞の内面電解研磨の実施報告</u> 仁井 啓介, 井田 義明, 上田 英貴, 山口 隆宣, 株本 裕史, 神谷 潤一郎, 近藤 恭 弘, 田村 潤, 原田 寛之, 松井 泰, 松田 誠 第 18 回日本加速器学会年会 (2021/08)
7	<u>高燃焼度 BWR 燃料及び PWR-MOX 燃料の反応度事故模擬実験; 最近観察された破 損限界低下及び破損モード変化の原因特定に向けた検討</u> 三原 武, 谷口 良徳, 秋山 佳也, 村松 靖之, 宇佐美 浩二, 吉田 拓矢, 宇田川 豊 日本原子力学会 2021 年秋の大会 (2021/9)
8	<u>JRR-3 における事故時において原子炉を停止させるためのホウ酸投入の検討</u> 岩浅 正浩, 細谷 俊明, 荒木 正明 日本原子力学会 2021 年秋の大会 (2021/9)
9	<u>JRR-3 即発ガンマ線分装置(PGA)の現状</u> 大澤 崇人, 佐々木 未来, 松江 秀明 日本放射化学会第 65 回討論会(2021) (2021/9)
10	<u>試験研究炉による医療用 RI 製造の現状と課題</u> 新居 昌至 令和 3 年度第 1 回もんじゅサイトの新試験研究炉セミナー (2021/10)

11	<p><u>タンパク質単結晶用中性子回折装置 BIX-3, BIX-4 の高度化</u>  栗原 和男, 平野 優, 廣本 武史, 河野 史明, 田村 格良, 玉田 太郎  第 21 回日本中性子科学会年会(JSNS 2021) (2021/12)</p>
12	<p><u>JRR-3 の制御棒系における耐震性評価について</u>  菊地 将宣, 川村 奨, 荒木 正明  日本原子力学会 2022 年春の年会 (2022/3)</p>
13	<p><u>JRR-3 原子炉施設の事故評価</u>  井口 晋太郎, 堀口 洋徳, 荒木 正明  日本原子力学会 2022 年春の年会 (2022/3)</p>
14	<p><u>JRR-3 供用運転再開と JRR-3 ユーザーズオフィスの活動</u>  田村 格良, 樹神 克明, 井川 直樹, 阿部 一英, 松江 秀明  2021 年度量子ビームサイエンスフェスタ; 第 13 回 MLF シンポジウム/第 39 回 PF  シンポジウム (2022/3)</p>

付録4 外部投稿論文一覧

	標題 / 著者 / 発表誌名等
1	<p><u>オンライントレーニング保障措置エクササイズのためのバーチャルツアーの適用</u>            関根 恵, 助川 秀敏, 石黒 裕大, 大山 光樹, 小畑 敬, 林 和彦, 井上 尚子            Proceedings of INMM &amp; ESARDA Joint Virtual Annual Meeting (Internet), 10p.,            (2021/8).</p>
2	<p><u>原子力機構-東海タンデム加速器の現状</u>            松田 誠, 田山 豪一, 石崎 暢洋, 株本 裕史, 中村 暢彦, 沓掛 健一, 乙川 義憲,            遊津 拓洋, 松井 泰, 阿部 信市            Proceedings of 18th Annual Meeting of Particle Accelerator Society of Japan            (Internet), pp.394-398, (2021).</p>
3	<p><u>1/4 波長型超伝導空洞の内面電解研磨の実施報告</u>            仁井 啓介, 井田 義明, 上田 英貴, 山口 隆宣, 株本 裕史, 神谷 潤一郎, 近藤 恭弘,            田村 潤, 原田 寛之, 松井 泰, 松田 誠            Proceedings of 18th Annual Meeting of Particle Accelerator Society of Japan            (Internet), pp.334-337, (2021).</p>
4	<p><u>Radiological estimation and validation for the Accelerator-Based Boron Neutron            Capture Therapy Facility at the Ibaraki Neutron Medical Research Center</u>            中島 宏, 中村 剛実, 小林 仁, 田中 進, 熊田 博明            NEA/NSC/R(2021)2 (Internet), pp.142-151, (2021).</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	申請	年月日 番 号			平成 22 年 6 月 18 日 22 原機 (科研) 007
		変更	年月日 番 号			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
	認可 合格	年月日 番 号			—	
	反応度制御盤の一部 更新	申請	年月日 番 号		平成 31 年 2 月 5 日 30 原機 (科研) 017	令和元年 10 月 15 日 令 01 原機(科研)012
		変更	年月日 番 号		平成 31 年 4 月 22 日 31 原機 (科研) 005	令和 4 年 2 月 4 日 令 03 原機 (科研) 025
					令和 4 年 3 月 30 日 令 03 原機 (科研) 027	
認可 合格	年月日 番 号		令和元年 6 月 3 日 原規規発第 1906034 号			
JRR-3 制御棒案内管 の製作	申請	年月日 番 号		平成 23 年 8 月 19 日 23 原機 (科研) 020	令和 3 年 5 月 27 日 令 03 原機 (科研) 003	
	変更	年月日 番 号		令和 2 年 2 月 6 日 令 01 原機 (科研) 032		

施設	件名			設置変更	設工認・RI	使用前検査等
					令和3年2月26日 令02原機(科研)025	
		認可 合格	年月日 番 号		令和3年4月22日 原規規発第2104225号	令和4年2月8日 原規規発第2202081号
	中性子散乱実験用貯蔵箱	申請	年月日 番 号			令和3年4月28日 令03原機(科研)002
		変更	年月日 番 号			令和3年6月14日 令03原機(科研)004
		認可 合格	年月日 番 号			
N S R R	I-T型大気圧水カップセルの製作	申請	年月日 番 号		令和3年3月10日 令02原機(科研)026	令和3年9月6日 令03原機(科研)006
		認可 合格	年月日 番 号		令和3年7月13日 原規規発第2107131号	
タ ン デ ム 加 速 器	許可使用に係る変更 許可申請	申請	年月日 番 号		令和2年12月2日 令02原機(科保)102	
		許可	年月日 番 号		令和3年4月28日 原規放発第2104285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3年6月29日 令03原機(科保)032	
		許可	年月日 番 号		令和3年12月5日 原規放発第2112157号	

## 付録6 表彰、特許

[表彰]

・令和3年度理事長表彰

研究開発功績賞

「JRR-3 原子炉施設の運転再開」

受賞者	研究炉加速器技術部	永富 英記
	研究炉加速器技術部	池亀 吉則
	JRR-3 管理課	荒木 正明
	JRR-3 管理課	諏訪 昌幸
	JRR-3 管理課	福島 学
	JRR-3 管理課	車田 修
	JRR-3 管理課	川又 諭
	JRR-3 管理課	菊地 将宣
	JRR-3 管理課	小林 健一
	JRR-3 管理課	宇野 裕基
	JRR-3 管理課	岩浅 正浩
	JRR-3 管理課	馬場 亮太
	JRR-3 管理課	平根 伸彦
	JRR-3 管理課	今橋 正樹
	JRR-3 管理課	田口 祐司
	JRR-3 管理課	木村 周哉
	JRR-3 管理課	石崎 勝彦
	JRR-3 管理課	木村 和也
	JRR-3 管理課	鈴木 真琴
	JRR-3 管理課	川島 和人
	安全・核セキュリティ推進室	大内 諭
	JRR-3 管理課	吉田 大樹
	JRR-3 管理課	井口 晋太郎
	JRR-3 管理課	細谷 俊明
	利用施設管理課	堀口 洋徳
	JRR-3 管理課	川村 奨
	施設安全課	大内 靖弘
	JRR-3 管理課	井坂 浩二
	経営企画部	小林 哲也
	JRR-3 管理課	上石 瑛伍
	核物質管理課	照沼 憲明
	利用施設管理課	市村 俊幸
	研究炉加速器技術部	和田 茂



研究炉加速器技術部	鳥居 義也
保安管理部	根本 工
計画管理部	木名瀬 政美
燃料特別対応室	国府田 信之
研究炉技術課	田村 健道
研究炉技術課	本橋 純
研究炉技術課	津村 貴史
<b>JRR-4</b> 管理課	加藤 友章
利用施設管理課	永堀 和久
原子力安全監査課	竹内 真樹
利用施設管理課	山口 淳史
研究炉加速器技術部	松江 秀明
計画調整課	小林 淳子
法務・文書課	横須賀 絵里
計画調整課	吉田 慎太郎

※所属は表彰当時

創意工夫功労賞

「効果的なオンライントレーニング手法の考案」

受賞者      **JRR-4** 管理課 石黒 裕大  
                 **JRR-4** 管理課 大山 光樹

模範章

「長年にわたる原子力施設の運転保守管理への貢献」

受賞者      **JRR-4** 管理課 大山 光樹

受賞年月日    令和 3 年 10 月 1 日

[特許]

な し

This is a blank page.



