



平成 30 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, RI 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)

Annual Report of Department of Research Reactor and Tandem Accelerator, JFY2018
(Operation, Utilization and Technical Development of JRR-3, JRR-4, NSRR,
Tandem Accelerator, RI Production Facility and Tritium Process Laboratory)

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 2021

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。
本レポートの入手並びに著作権利用に関するお問い合わせは、下記あてにお問い合わせ下さい。
なお、本レポートの全文は日本原子力研究開発機構ホームページ (<https://www.jaea.go.jp>)
より発信されています。

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 研究連携成果展開部 研究成果管理課
〒319-1195 茨城県那珂郡東海村大字白方2番地4
電話 029-282-6387, Fax 029-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

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

© Japan Atomic Energy Agency, 2021

平成 30 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, RI 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)

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

(2020 年 12 月 7 日受理)

研究炉加速器技術部は、JRR-3 (Japan Research Reactor No.3)、JRR-4 (Japan Research Reactor No.4)、NSRR (Nuclear Safety Research Reactor) の研究炉、タンデム加速器、RI 製造棟及びトリチウムプロセス研究棟を運転管理し、それらを利用に供するとともに関連する技術開発を行っている。

本年次報告は平成 30 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、安全管理、国際協力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：長 明彦、岩浅 正浩、助川 正典、袴塚 駿、乙川 義憲、坂田 茉美、田村 格良、
山田 正行、中村 剛実、小林 淳子

Annual Report of Department of Research Reactor and Tandem Accelerator, JFY2018
(Operation, Utilization and Technical Development of JRR-3, JRR-4, NSRR,
Tandem Accelerator, RI Production Facility and Tritium Process Laboratory)

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 7, 2020)

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), JRR-4 (Japan Research Reactor No.4), NSRR (Nuclear Safety Research Reactor), Tandem Accelerator, RI Production Facility and TPL (Tritium Process Laboratory).

This annual report describes the activities of our department in fiscal year of 2018. We carried out the operation and maintenance, utilization, upgrading of utilization techniques, safety administration and international cooperation.

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.) Akihiko OSA, Masahiro IWAASA, Masanori SUKEGAWA, Shun HAKAMATSUKA,
Yoshinori OTOKAWA, Mami SAKATA, Itaru TAMURA, Masayuki YAMADA, Takemi
NAKAMURA and Atsuko KOBAYASHI

目次

まえがき	1
1. 概要	3
2. 研究炉の運転再開に向けた取組み	7
2.1 JRR-3 の運転再開に向けた取組み	9
2.1.1 許認可対応について	9
2.1.2 事故を想定した対応について	10
2.2 NSRR の運転再開に向けた取組み	10
2.2.1 許認可対応について	10
2.2.2 事故を想定した対応について	11
3. 研究炉及び加速器等の運転管理	13
3.1 JRR-3 の運転管理	15
3.1.1 運転	15
3.1.2 保守・整備	15
3.1.3 燃料・炉心管理	19
3.1.4 放射線管理	19
3.1.5 水・ガス管理	22
3.1.6 使用済燃料貯蔵施設の管理	24
3.2 JRR-4 の運転管理	25
3.2.1 運転	25
3.2.2 保守・整備	25
3.2.3 燃料・炉心管理	25
3.2.4 放射線管理	26
3.2.5 水・ガス管理	27
3.2.6 使用済燃料貯蔵施設の管理	27
3.3 NSRR の運転管理	27
3.3.1 運転	27
3.3.2 保守・整備	28
3.3.3 燃料・炉心管理	29
3.3.4 放射線管理	29
3.4 タンデム加速器の運転管理	33
3.4.1 運転	33
3.4.2 保守・整備	35

3.4.3	高圧ガス製造施設	36
3.4.4	放射線管理	37
3.5	ラジオアイソトープ製造棟の管理	38
3.5.1	施設の管理	38
3.5.2	放射線管理	38
3.6	トリチウムプロセス研究棟の管理	39
3.6.1	施設の管理	39
3.6.2	放射線管理	40
3.7	その他の施設の管理	41
3.7.1	JRR-1 の管理	41
3.7.2	FEL 研究棟の管理	42
3.8	主な技術的事項	42
3.8.1	低エネルギー用ビームアッテネータの設置	42
4.	研究炉及び加速器の利用	45
4.1	利用状況	47
4.2	実験利用	52
4.2.1	NSRR における実験	52
4.2.2	タンデム加速器における実験	53
4.2.3	実験室の利用状況	56
4.3	保守・整備	56
4.3.1	JRR-3 照射設備等の保守・整備	56
4.3.2	JRR-4 照射設備等の保守・整備	57
4.3.3	NSRR 実験設備等の保守・整備	58
4.4	施設供用	58
4.4.1	中性子ビーム利用専門部会	58
4.4.2	炉内中性子照射等専門部会	58
4.4.3	タンデム加速器専門部会	59
4.5	JRR-3 ユーザーズオフィス	60
4.6	加速器 BNCT プロジェクトへの協力	61
5.	研究炉及び加速器利用技術の高度化	63
5.1	効率のよい計算実施のための中性子輸送シミュレーション用 JRR-3 冷中性子源 の作成	65
6.	施設の廃止措置対応	69
6.1	JRR-4 の廃止措置対応	71

7. 研究炉加速器技術部の安全管理	73
7.1 研究炉加速器技術部の安全管理体制	75
7.2 安全点検状況	77
7.3 訓練	83
8. 国際協力	85
8.1 文部科学省原子力研究交流制度等	87
8.2 外国人招へい制度	87
9. あとがき	89
付録	93
付録 1 研究炉加速器技術部の組織と業務	95
付録 2 JAEA-Research 等一覧	96
付録 3 口頭発表一覧	97
付録 4 外部投稿論文一覧	98
付録 5 官庁許認可一覧	99
付録 6 表彰、特許	105

Contents

Preface	1
1. Overview	3
2. Action for Re-Operation of Research Reactors	7
2.1 Action for Re-Operation of JRR-3	9
2.1.1 Responding to Approvals and Licenses	9
2.1.2 Responding in an Assumption of Nuclear Accident	10
2.2 Action for Re-Operation of NSRR	10
2.2.1 Responding to Approvals and Licenses	10
2.2.2 Responding in an Assumption of Nuclear Accident	11
3. Operation and Maintenance of Research Reactors and Tandem Accelerator	13
3.1 Operation and Maintenance of JRR-3	15
3.1.1 Operation	15
3.1.2 Maintenance	15
3.1.3 Reactor Core Management	19
3.1.4 Radiation Monitoring	19
3.1.5 Water and Gas Managements	22
3.1.6 Management of Spent Fuel Storage Facility	24
3.2 Operation and Maintenance of JRR-4	25
3.2.1 Operation	25
3.2.2 Maintenance	25
3.2.3 Reactor Core Management	25
3.2.4 Radiation Monitoring	26
3.2.5 Water and Gas Managements	27
3.2.6 Management of Spent Fuel Storage Facility	27
3.3 Operation and Maintenance of NSRR	27
3.3.1 Operation	27
3.3.2 Maintenance	28
3.3.3 Reactor Core Management	29
3.3.4 Radiation Monitoring	29
3.4 Operation and Maintenance of Tandem Accelerator Facility	33
3.4.1 Operation	33
3.4.2 Maintenance	35

3.4.3	High-pressure Gas Handling System	36
3.4.4	Radiation Monitoring	37
3.5	Maintenance of RI Production Facility	38
3.5.1	Management of Facility	38
3.5.2	Radiation Monitoring	38
3.6	Management of Tritium Process Laboratory	39
3.6.1	Management of Facility	39
3.6.2	Radiation Monitoring	40
3.7	Management of Other Facilities	41
3.7.1	Management of JRR-1	41
3.7.2	Management of FEL	42
3.8	Major Topics of Technical Development	42
3.8.1	Installation of Beam Attenuator for Low Energy	42
4.	Utilization of Research Reactors and Tandem Accelerator	45
4.1	Status of Utilization	47
4.2	Experiments	52
4.2.1	Experiments in the NSRR	52
4.2.2	Experiments in the Tandem Accelerator Facility	53
4.2.3	Status of Utilization in Laboratory	56
4.3	Maintenance	56
4.3.1	Maintenance of Utilization Apparatuses in JRR-3	56
4.3.2	Maintenance of Utilization Apparatuses in JRR-4	57
4.3.3	Maintenance of Utilization Apparatuses in NSRR	58
4.4	Common Utilization of JAEA's Research Facilities	58
4.4.1	The Specialist Committee for Neutron Beam Utilization	58
4.4.2	The Specialist Committee for Neutron Irradiation	58
4.4.3	The Specialist Committee for Tandem Accelerator	59
4.5	JRR-3 Users Office	60
4.6	Cooperation in Accelerator-based BNCT Project	61
5.	Upgrading of Utilization Techniques of Research Reactors and Tandem Accelerator	63
5.1	Development of JRR-3 Cold Neutron Source for Computationally Efficient Neutron Transport Simulation	65
6.	Decommissioning	69
6.1	Decommissioning Activity for JRR-4	71

7.	Safety Administration for Department of Research Reactor and Tandem Accelerator	73
7.1	Organization of Safety Administration	75
7.2	Present Status of Safety Inspection	77
7.3	Training	83
8.	International Cooperation	85
8.1	MEXT Scientist Exchange Program	87
8.2	Foreign Specialist Invitation	87
9.	Postscript	89
Appendices		93
Appendix 1	Organization of the Department of Research Reactor and Tandem Accelerator	95
Appendix 2	List of JAEA-Research Reports	96
Appendix 3	List of Papers Presented at Meetings	97
Appendix 4	List of Published Papers	98
Appendix 5	List of Granted Permissions on the Laws and Regulations Concerning Atomic Energy	99
Appendix 6	Commendations and Patents	105

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、研究炉加速器管理部として設立され、平成 30 年 4 月 1 日付けの組織改正で研究炉加速器技術部と名称変更された。

当部は、JRR-3、JRR-4、NSRR、タンデム加速器、RI 製造棟及びトリチウムプロセス研究棟等の各施設を運転管理し、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を行い、また、ラジオアイソトープ利用に関する技術開発を実施する部である。

JRR-3 は、低濃縮ウラン軽水減速冷却プール型、定格出力 20,000kW、1 次冷却水炉心出口平均温度 42℃の研究炉である。JRR-4 は、低濃縮ウラン軽水減速冷却スイミングプール型、定格出力 3,500kW、1 次冷却水炉心出口平均温度 47℃の研究炉である。これらの研究炉は、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、シリコン半導体製造や RI 製造に貢献してきた。NSRR は、発電用軽水炉の数倍の出力(23,000MW)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。この炉での実験成果を基に、原子力安全委員会によって、反応度投入事象に関する安全評価指針が策定された。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きた。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。

当部としては、今後も原子力を含め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、平成 30 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平成 30 年度の運転、利用、技術開発を主として 4 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、各施設の運転、保守・整備状況等をまとめた。平成 30 年度は、原子炉施設のうち JRR-3 は、東日本大震災の影響に対する施設の復旧及び健全性確認は完了しており、運転再開に向けて準備を進めている段階であるが、平成 25 年 12 月に原子力規制委員会より新規制基準が示され、設置変更許可申請により適合性を確認することとなった。平成 26 年 9 月に JRR-3 原子炉施設等の変更許可を申請し、原子力規制庁とのヒアリングを重ね、平成 30 年 11 月 7 日に本申請について許可を取得した。平成 30 年度の施設供用運転の実績はなく、施設定期自主検査期間を延長して運転再開に向けて設備・機器の保守・整備を進めた。JRR-4 は、廃止措置の対応として、1 次冷却水生成系の水抜き及び 1 次冷却水生成系樹脂筒内の樹脂抜き作業を実施した。NSRR は、年間運転計画に基づき点検・保守、施設定期自主検査及び自主検査を実施した。タンデム加速器では、3 回の定期整備、3 回の実験利用運転を行った。主な技術的事項においては、タンデム加速器の低エネルギー用ビームアッテネータの設置を行った。

(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、NSRR は、原子力規制委員会より新規制基準が示され、設置変更許可申請による適合性確認のため、運転再開に向けた対応を進めた。

このため、平成 30 年度は JRR-3 の施設供用運転の実績はなかった。NSRR は経過措置期間中の運転としてパルス運転を 6 回実施した。タンデム加速器では、138 日の利用があった。

(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 の中性子輸送コード **McStas** でのシミュレーションを効率化するためシミュレーション用の冷中性子源を新たに作成した。新旧の冷中性子源で発散角度の強度分布が一致し、かつ発生した中性子の多くがビームポート等に輸送されるように調整を行った。新しい冷中性子源での輸送計算により、計算時間の短縮が図られた。

(4) 研究炉及び加速器の安全管理

安全管理では、研究炉加速器技術部内安全審査会の審議状況等をまとめた。

This is a blank page.

2. 研究炉の運転再開に向けた取組み

Action for Re-Operation of Research Reactors

This is a blank page.

2.1 JRR-3 の運転再開に向けた取組み

2.1.1 許認可対応について

(1) JRR-3 原子炉施設等の変更許可申請について

平成 25 年 12 月に原子力規制庁より新規制基準が示され、設置変更許可申請により適合性を確認することとなった。JRR-3 では平成 26 年 9 月に JRR-3 原子炉施設等の変更許可を申請し、原子力規制庁とのヒアリングを重ね、平成 30 年 11 月 7 日に本申請について許可を取得した。

(2) JRR-3 原子炉施設の変更に係わる設計及び工事の方法の認可申請について。

平成 30 年度は新規制基準に係わる設計及び工事の方法の認可申請（以下、「設工認」という。）を行った。平成 30 年度に申請した設工認の一覧を表 2.1.1 に示す。

表 2.1.1 平成 30 年度に申請した設工認の一覧（1/2）

名称	申請年月日	申請内容
JRR-3 原子炉施設の変更に係わる設計及び工事の方法の認可申請（その 1）	平成 30 年 9 月 3 日	廃液貯槽の漏えい検知器の設置、JRR-3 内の通信連絡設備の設置、JRR-3 外の通信連絡設備の設置、モニタリングポスト等の情報伝達設備の付加
JRR-3 原子炉施設の変更に係わる設計及び工事の方法の認可申請（その 2）	平成 30 年 9 月 3 日	原子炉制御棟の耐震改修、使用済燃料貯蔵施設の耐震設計
JRR-3 原子炉施設の変更に係わる設計及び工事の方法の認可申請（その 3）	平成 30 年 10 月 12 日	使用済燃料貯槽室の耐震改修、燃料管理施設の耐震改修、排気塔の耐震改修
JRR-3 原子炉施設の変更に係わる設計及び工事の方法の認可申請（その 4）	平成 30 年 11 月 1 日	原子炉建家屋根の耐震改修
JRR-3 原子炉施設の変更に係わる設計及び工事の方法の認可申請（その 5）	平成 30 年 11 月 1 日	実験利用棟の耐震改修、コンプレッサ棟の耐震改修
JRR-3 原子炉施設の変更に係わる設計及び工事の方法の認可申請（その 6）	平成 30 年 11 月 30 日	冷却塔の耐震改修

表 2.1.1 平成 30 年度に申請した設工認の一覧 (2/2)

名称	申請年月日	申請内容
JRR-3 原子炉施設の変更に係る設計及び工事の方法の認可申請 (その 7)	平成 30 年 11 月 30 日	1 次冷却材補助ポンプの被水対策設備設置、冠水維持機能喪失時用設備の設置、安全避難通路、避難用照明、誘導標識及び誘導灯の設置、JRR-3 原子炉施設の構造 (外部事象影響)
JRR-3 原子炉施設の変更に係る設計及び工事の方法の認可申請 (その 8)	平成 31 年 2 月 5 日	制御棒駆動装置の一部更新
JRR-3 原子炉施設の変更に係る設計及び工事の方法の認可申請 (反応度制御盤の一部更新)	平成 31 年 2 月 5 日	反応度制御盤の一部更新

2.1.2 事故を想定した対応について

発生頻度は低いですが、敷地周辺の一般公衆に対して過度の放射線被ばくを与える恐れがある多量の放射性物質等を放出する事故として、以下を想定した。

- 1) 基準地震動を超える地震によるスクラム失敗事象
- 2) 炉心流路閉塞による炉心冷却機能の喪失事象
- 3) 基準地震動を超える地震による冠水維持機能の喪失事象

これらの想定した事故に対し、スクラム失敗に備えたホウ酸 (ホウ酸には中性子の吸収効果がある) の準備、非常時の原子炉プールへの給水設備の整備、定期的な事故対応訓練を実施した。

2.2 NSRR の運転再開に向けた取組み

2.2.1 許認可対応について

(1) NSRR 原子炉施設の設計及び工事の方法の認可申請について

平成 30 年度は、表 2.2.1 に示す新規制基準に係わる設計及び工事の方法の認可申請 (以下、「設工認」という。) を行った。

表 2.2.1 平成 30 年度に申請した設工認の一覧

名称	申請年月日	申請内容
NSRR 原子炉施設の変更に係る設計及び工事の方法の認可申請書 (その 5) の変更申請について	平成 30 年 11 月 29 日	燃料棟、機械棟及び照射物管理棟の耐震改修

2.2.2 事故を想定した対応について

NSRR では異常事象に対応するべく、以下の事象想定訓練を行った。

- 1) 自主防災訓練
- 2) 消火訓練
- 3) グリーンハウス設置及び除染訓練
- 4) NSRR 事故対応訓練（机上）
- 5) 除灰対策に向けた安全装備の着用訓練
- 6) 招集訓練
- 7) 通報訓練

なお、新規制基準対応の一環として、平成 30 年度より始めた除灰対策に向けた安全装備の着用訓練で、安全装備を速やかに着用できるように確認することを、定期的に NSRR 関係者において実施していく予定である。

This is a blank page.

3. 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.

3.1 JRR-3の運転管理

3.1.1 運転

東日本大震災の影響に対する施設の復旧及び健全性確認は完了しており、運転再開に向けて準備を進めている段階であるが、平成 25 年 12 月に原子力規制委員会より新規制基準が示され、設置変更許可申請により適合性を確認するとされたことから、平成 30 年度の施設供用運転の実績はなかった。

本年度の積算運転時間と出力量累計を表 3.1.1 に示す。

表 3.1.1 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	—	80,907 : 07	—	1,530,146.6	—
—	運転実績なし				—
年度累計	—	—	—	—	—
累計	—	80,907 : 07	—	1,530,146.6	—

3.1.2 保守・整備

(1) 概要

平成 23 年 3 月 11 日の東日本大震災の影響により、施設定期自主検査の期間を延長して運転再開に向けて準備を進め、いつでも運転再開できるような状況を維持した。また、11 月 7、8 日に、原子炉停止中において継続的に機能を維持する必要がある施設について施設定期検査を受検し合格した。その他の主な保守・整備を以下に示す。

(2) 主な保守整備

1) JRR-3 原子炉施設管理区域境界シャッター改修工事

JRR-3 原子炉施設管理区域境界シャッターは、燃料管理施設への物品等の搬出入口に設置されたものである。

当該シャッターは、経年化により塑性変形が生じていること、外部事象（竜巻）に対する影響及び負圧環境下での使用などを考慮した対策として、当該シャッターを扉に改修する工事を実施した。JRR-3 原子炉施設管理区域境界シャッター改修前後の写真を図 3.1.1 に示す。

改修工事に当たっては、建家内部に仮設間仕切りを設置し、管理区域の一時解除手続きを申請し、工事を実施した。なお、設置する仮間仕切りは管理区域境界に設置されるものであると

ともに、核物質防護上の障壁となるため、足場材を壁つなぎで固定し、単管パイプ等を用いた堅牢な骨組み構造とし、その表面には構造用合板を設置した。

工事終了後には、管理区域一時解除終了の手続きを申請し、仮設間仕切り等の解体を行った。

今回の改修工事により、シャッターから堅牢な構造の扉になったことにより、経年化による塑性変形の解消、外部事象、負圧環境下での使用などに対する耐性への強化が図れるものとなったが、今後も計画的かつ継続的に保守を実施し、健全性を維持していく必要がある。



【更新前】



【更新後】

図 3.1.1 JRR-3 原子炉施設管理区域境界シャッター改修前後

2) 1次冷却材主要弁及びサイフォンブレイク弁の分解点検

1次冷却材主要弁は、1次冷却系設備の一部であり、炉心で発生する熱を除去するために必要な設備である。また、サイフォンブレイク弁は、1次冷却系配管に設置され、1次冷却材流事故が発生しても、炉心の冠水を維持するための工学的安全施設である。これらの設備の機能が失われた場合、炉心の冷却機能が失われ炉心の冷却が行えなくなる又は、炉心の冠水維持ができなくなり、安全を確保することができなくなる恐れがある、原子炉運転上、重要な設備である。

1次冷却材主要弁及びサイフォンブレイク弁の分解点検は、JRR-3 原子炉施設保全計画に基づき、設備の健全性確認のため 10 年に 1 回の頻度で実施している。前回の分解点検は、平成 23 年度に実施しており異常がないことを確認している。今回実施した点検の内容について以下に示す。

① 1次冷却材主要弁 (KV21-06、KV21-07、KV21-17、KV21-18)

1次冷却材主要弁の分解点検は、駆動部のコンパートメントカバーを取外し、電動装置内の解線を行い、リミットスイッチ、トルクスイッチの清掃手入れ、グリースの交換を実施した。その後、弁本体を分解し、弁棒、弁体、弁座、シート面の清掃手入れ、摺り合わせを実施し、PT 検査で有害な腐食、傷等がないことを確認した。PT 検査実施後、弁を復旧し作動検査及び漏えい検査を実施した。その結果、異常がなく設備の健全性が維持されていることを確認した。分解点検の様子を図 3.1.2 に示す。



図 3.1.2 1次冷却材主要弁分解点検の様子

② サイフォンブレイク弁 (KV21-28、KV21-29)

サイフォンブレイク弁の分解点検は、ソレノイドコイル装着状態でヨークのフランジから取外した後、弁棒、弁体、パイロット弁体を弁座から取外し、弁棒、弁体、弁座の清掃手入れ、摺り合わせを実施し、PT 検査で有害な腐食、傷等がないことを確認した。PT 検査で異常のないことを確認し、弁の復旧、その後作動検査を実施した。その結果、異常がなく設備の健全性が維持されていることを確認した。分解点検の様子を図 3.1.3 に示す。

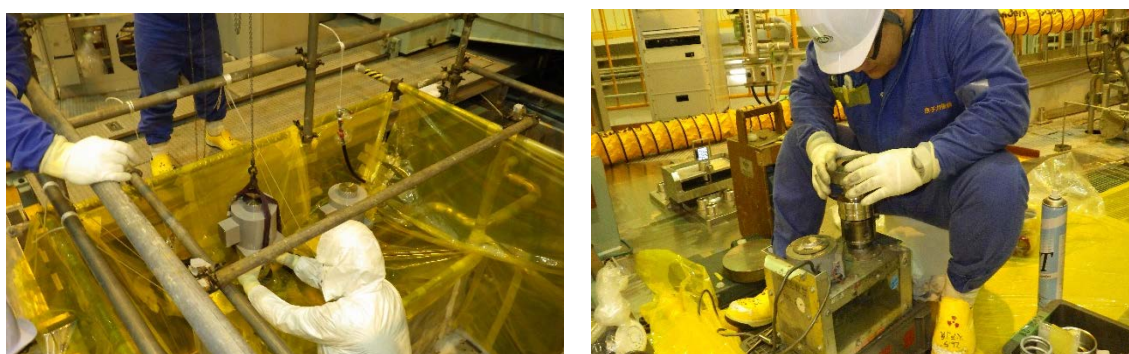


図 3.1.3 サイフォンブレイク弁の分解点検の様子

3) プロセス制御計算機の更新

JRR-3 のプロセス制御計算機システムは、フィールドコントロールステーション（以下、「FCS」という。）、ターミナルボードキュービクル（以下、「TBC」という。）及び操作端末で構成され、操作端末にてプロセス状態の集中監視・制御が可能なシステムである。現在、当該システムの長期間安定運転の継続及び設備機器の高経年化対策のため、設備の更新を段階的に進めている。更新段階のステップ 1 及び 2 として、平成 19 年度までに操作端末及び FCS 制御部の更新を実施し、更新の最終段階であるステップ 3 としては、平成 25 年度から FCS の入出力カード等の更新を継続中である。ステップ 3 の更新対象である計 16 ステーションのうち、すでに 3 ステーションの更新は完了しており、今回は残りの 13 ステーションについて、入出力カード等の更新を実施した。プロセス制御計算機の更新前後を図 3.1.4 に示す。

更新作業の対象は、入出力カード（アナログ入力カード 48 台、デジタル入力カード 116 台、デジタル出力カード 37 台）、コントロールネスト（44 台）及び付属ケーブル等である。

更新作業の内容としては、カード更新に伴う既存のソフトウェア（制御ドロ잉、シーケンステーブル、ロジックチャート及びグラフィックウィンドウ等）の定義に関する記述を変更するための新設プログラムをメーカー工場にて作成した。その後、現地にて既設入出力カード等の撤去、更新用入出力カード等の取付け及び通信ラインの変更を実施後、ソフトウェアの変更データのロード作業を行った。試験検査として、更新した入出力カードの単体・ループ検査を実施し、正常に動作することを確認した。

今回の更新作業によりステップ3の入出力カードの更新は全て完了したが、今後も当該システムの長期間安定運転を継続するため、計画的かつ継続的に保守を実施し、健全性を維持していく必要がある。

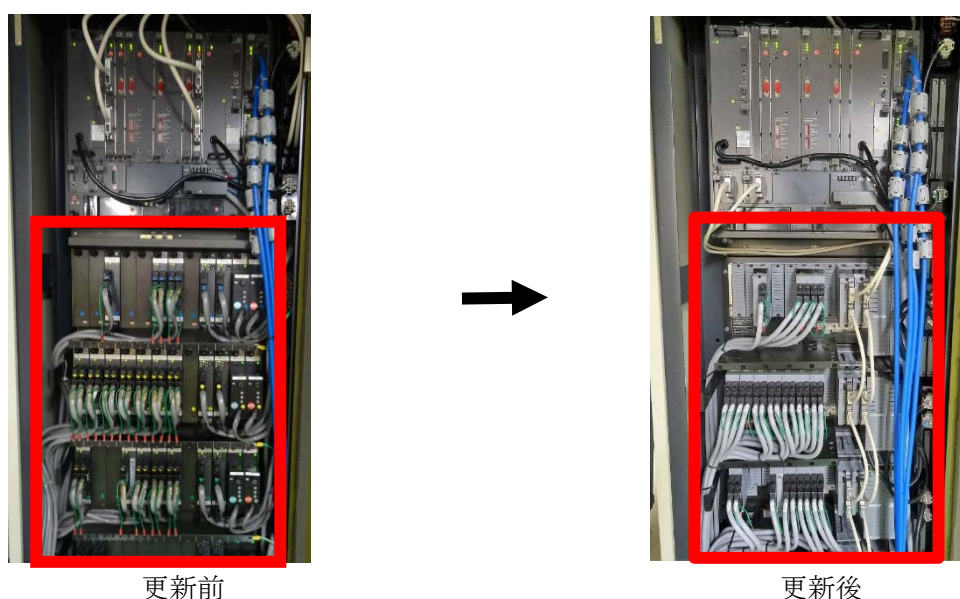


図 3.1.4 プロセス制御計算機の更新前後

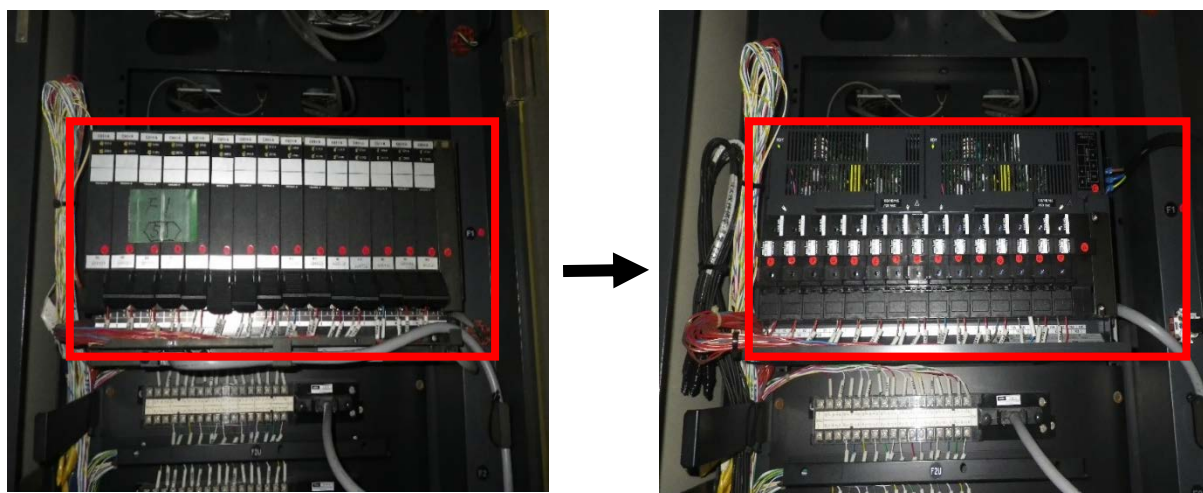
4) プロセス制御計算機シグナルコンディショナカードの更新

JRR-3 のプロセス制御計算機システムの構成部品の一つであるシグナルコンディショナカード（以下、「SC カード」という。）は、現場に設置された計装機器（流量計、温度計、圧力計、水位計等）のアナログ信号（電流、電圧）を受信し、カードの種類によって任意の形式（電流、電圧、抵抗）へ変換し、入出力カードへ信号を出力する機器である。SC カードは使用開始後約 28 年経過しており、上述の入出力カード等の更新時期に併せて、高経年化対策として更新を実施した。プロセス制御計算機シグナルコンディショナカードの更新前後を図 3.1.5 に示す。

更新作業の対象は、各 FCS 及び TBC 内の SC カード（707 台）、ネスト（61 台）及びケーブル類である。更新作業の内容としては、現地にて既設の SC カード等の撤去、更新用の SC カード等の取付けを実施した。試験検査として、各 SC カードのタイプ及びレンジに応じて、単体・ループ検査を行い、正常に動作することを確認した。

SC カードの更新が終了したことにより高経年化対策を進めることができた。プロセス制御

計算機の入出力カード等の更新と同様に、今後も計画的かつ継続的に保守を実施し、健全性を維持していく必要がある。



更新前

更新後

図 3.1.5 プロセス制御計算機シグナルコンディショナカードの更新前後

3.1.3 燃料・炉心管理

(1) 使用済燃料の管理

1) 使用済燃料の収支

平成30年度は、炉心から使用済燃料プール、使用済燃料プールから使用済燃料貯槽No.1、使用済燃料貯槽No.1から使用済燃料貯槽No.2への使用済燃料（板状燃料）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 $4.38 \times 10^{-1} \sim 4.82 \times 10^{-1}$ Bq/mL）

使用済燃料貯槽 No.2 : 検出限界以下（検出限界 $4.27 \times 10^{-1} \sim 4.87 \times 10^{-1}$ Bq/mL）

保管孔 (DSF) : $1.01 \times 10^{-2} \sim 8.35 \times 10^{-3}$ Bq/mL

3.1.4 放射線管理

(1) 概況

平成 30 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

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 3.1.2 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：1.8m³）の放出については、検出下限濃度未満での放出であった。放出気体状放射性物質の ⁴¹Ar、³H の放出はなかった。

(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 3.1.3 に示す。

表 3.1.2 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)	0	0	0	0	6.3×10^7	0	0	
年間平均濃度 (Bq/cm ³)	$<1.1 \times 10^{-3}$	$<6.1 \times 10^{-5}$	$<3.0 \times 10^{-10}$	$<3.2 \times 10^{-9}$	4.8×10^{-1}	$<3.4 \times 10^{-3}$	$<2.9 \times 10^{-3}$	

表 3.1.3 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)	210	205	222	274	368
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)

3.1.5 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。平成 30 年度は、施設供用運転を行わなかったことから、表 3.1.4 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、原子炉停止中における分析頻度として規定されている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) は管理基準値 (5.0 ~ 7.5) に対し 5.45 ~ 6.23 であった。導電率は管理基準値 (5.0 $\mu\text{S}/\text{cm}$ 以下) に対し 0.79 ~ 1.21 $\mu\text{S}/\text{cm}$ であった。pH と導電率ともに年度を通して管理基準値を満足する状態であることを確認した。また、1 次冷却水中のトリチウム濃度は、 $2.64 \times 10^2 \sim 2.79 \times 10^2 \text{ Bq}/\text{cm}^3$ であった。

(2) 2 次冷却材

2 次冷却水浄化系入口の水素イオン濃度指数 (pH) は管理基準値 (6.0 ~ 9.0) に対し 7.71 ~ 7.85 であった。導電率は濃縮倍数の管理基準値 (7.0 以下) に対し 1.11 ~ 1.32 であった。pH と導電率ともに年度を通して管理基準値を満足する状態であることを確認した。

(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) は管理基準値 (5.0 ~ 7.5) に対し 5.45 ~ 6.01 であった。導電率は管理基準値 (10.0 $\mu\text{S}/\text{cm}$ 以下) に対し 0.81 ~ 1.40 $\mu\text{S}/\text{cm}$ であった。pH と導電率ともに年度を通して管理基準値を満足する状態であることを確認した。

(4) ヘリウムガス

ヘリウム系のヘリウムガス濃度の管理基準値 (90 vol%以上) に対し 95.18 vol%であった。年度を通して管理基準値を満足する状態であることを確認した。

(5) 重水

重水系の重水の水素イオン濃度指数 (pH) は管理基準値 (5.0 ~ 8.0) に対し 5.90 ~ 6.58 であった。導電率は管理基準値 (2.0 $\mu\text{S}/\text{cm}$ 以下) に対し 0.01 ~ 0.13 $\mu\text{S}/\text{cm}$ であった。重水系の重水濃度は高濃度に維持するという規定に対し 99.50 ~ 99.54 mol%であった。pH、導電率及び重水濃度ともに年度を通して管理基準値又は規定を満足する状態であることを確認した。トリチウム濃度は $1.15 \times 10^8 \text{ Bq}/\text{cm}^3$ 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 3.1.5 から表 3.1.7 に示す。

1) 装荷重水

平成 30 年度のプロセス計装の点検に伴い 2.11 kg を重水系に補給した。装荷重水量は、平成 29 年度末の 7,355.84 kg から平成 30 年度末の 7,357.95 kg へと変わった。

2) 未使用重水

平成 30 年度は、新たな重水の購入は無かった。プロセス計装の点検に伴い、2.11 kg を重水系に補給した。未使用重水の在庫量は、平成 29 年度末の 210.16 kg から平成 30 年度末 208.05 kg となった。

3) 回収重水

回収重水の在庫量は、重水系からの重水の回収を実施しなかったため、平成 29 年度 16,458.53 kg から変動はなかった。

表 3.1.4 JRR-3 水・ガス測定結果

系 統	項 目		管理基準値	測 定 結 果
1 次冷却材	水素イオン濃度指数 (pH)	浄化系入口	5.0 ~ 7.5	5.45 ~ 6.23
	導電率 (μS/cm)	浄化系入口	5.0 以下	0.79 ~ 1.21
	トリチウム濃度 (Bq/cm ³)		—	2.64×10 ² ~ 2.79×10 ²
2 次冷却材	水素イオン濃度指数 (pH)		6.0 ~ 9.0	7.71 ~ 7.85
	濃縮倍数		7.0 以下	1.11 ~ 1.32
SF プール水	水素イオン濃度指数 (pH)	浄化系入口	5.0 ~ 7.5	5.45 ~ 6.01
	導電率 (μS/cm)	浄化系入口	10.0 以下	0.81 ~ 1.40
ヘリウムガス	ヘリウムガス濃度 (vol%)		90vol%以上	95.18
重水	水素イオン濃度指数 (pH)		5.0 ~ 8.0	5.90 ~ 6.58
	導電率 (μS/cm)		2.0 以下	0.01 ~ 0.13
	濃度 (mol%)		高濃度	99.50 ~ 99.54
	トリチウム濃度 (Bq/cm ³) *1)		—	1.15×10 ⁸

*1) 平成 30 年 11 月 14 日測定

表 3.1.5 JRR-3 の装荷重水量

平成 29 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)	平成 30 年度末 装荷重水量(kg)
7,355.84	2.11	0.00	0.00	7,357.95

表 3.1.6 JRR-3 未使用重水量

平成 29 年度末 未使用重水量(kg)	受入れ(kg)		払出し(kg)		平成 30 年度末 未使用重水量(kg)
	購 入	計量調整	装 荷	計量調整	
210.16	0.00	0.00	2.11	0.00	208.05

表 3.1.7 JRR-3 の回収重水量

平成 29 年度末 回収重水量(kg)	受入れ(kg)			払出し(kg)			平成 30 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

3.1.6 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、施設定期自主検査を実施した。

(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、施設定期自主検査及び自主検査を行い、機能及び性能を維持した。また、使用済燃料貯槽水浄化系設備に設置されている樹脂搭入口・出口導電率計、オーバーフロー水受槽No.1・No.2液面計差圧伝送器、使用済燃料貯槽No.1・No.2超音波レベル計、監視盤記録計について更新を行い、本設備の機能維持を図った。

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。平成30年度における各貯槽の水質及びトリチウム濃度等を表3.1.8 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

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、自主点検及び施設定期自主検査を行い、機能及び性能を維持した。また、循環系内の湿度を監視する露点計 (CD系統) について更新を行い、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3.1.8 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	5.5~5.9	5.5~5.9
導電率 (μ S/cm)	10.0 以下	1.00~1.40	1.00~1.30

トリチウム濃度 (Bq/cm ³)	—	3.08～3.48	1.78～2.69
温度 (°C)	—	17.5～23.5	17.0～23.0

3.2 JRR-4の運転管理

3.2.1 運転

JRR-4は、平成27年12月25日に廃止措置計画認可申請書を申請し、平成29年6月7日に廃止措置計画認可申請書が認可された。また、廃止措置計画認可申請書の認可に伴い改正された原子炉施設保安規定が平成29年12月14日に施行されたため、平成29年12月15日以降の運転実績はなしとする。

3.2.2 保守・整備

(1) 概況

平成30年度年間管理計画に基づき、点検・保守及び施設定期自主検査を実施した。主なものは以下の通りである。

- ① JRR-4 特定施設自動制御機器点検等作業
- ② 通常排気設備除去効率測定
- ③ 冷却計測制御設備点検

(2) 主な保守整備

1) JRR-4 特定施設自動制御機器点検等作業

施設定期自主検査に基づき、JRR-4の原子炉建家（炉室、散乱実験室）、付属建家機械室、排風機室、廃液貯槽室及び屋外共同溝に設置されている自動制御盤、動力制御盤、自動制御機器並びに計器類の点検作業を実施した。

2) 通常排気設備除去効率測定

施設定期自主検査に基づき、JRR-4の原子炉建家及び排風機室に設置された排気フィルタ装置（排気フィルタチャンバ及び排気フィルタユニット）の除去効率の測定を実施し、健全性の確認を行った。

3) 冷却系計測制御設備点検

JRR-4原子炉タンク及びNo.1、No.2プールの水質、水位等を適切に管理するため、JRR-4冷却系計測制御設備の一部であるプロセス監視制御装置の点検、記録計の点検校正及び伝送器関係の点検校正を実施した。

3.2.3 燃料・炉心管理

(1) 新燃料の管理

1) JRR-4の燃料製作

平成30年度における新燃料の製作はない。（平成29年度をもって廃止措置に移行したため。）

2) JRR-4 の未使用燃料貯蔵量及び計量管理

JRR-4 の計量管理においては、平成 30 年 5 月に実在庫検査を行い、原子力規制庁、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。

(2) 燃料交換

使用済燃料要素については、全て搬出しているため、燃料交換は実施していない。

(3) 反応度管理

平成 30 年度における原子炉の運転はない。（平成 29 年度をもって廃止措置に移行したため。）また、炉心内の燃料要素については、全て平成 27 年度に JRR-3 へ搬出済のため、炉心内に燃料要素はない。

(4) 使用済燃料の管理

使用済燃料要素については、全て平成27年度にJRR-3へ搬出済のため、JRR-4における使用済燃料の在庫はない。

3.2.4 放射線管理

(1) 概要

平成 30 年度に実施された主な放射線作業はない。

(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 3.2.1 に示す。平成 30 年度における原子炉の運転はない（平成 29 年度をもって廃止措置に移行したため。）ため、気体状放射性物質の ^{41}Ar の放出はない。

(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 3.2.2 に示す。

表 3.2.1 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	放射性ガス	放射性塵埃		放射性廃液		
	^{41}Ar	^{60}Co	^{131}I	^{60}Co	^{137}Cs	^3H
年間放出量 (Bq/y)	0	0	0	3.9×10^4	—	1.2×10^7
年間平均 濃度 (Bq/cm ³)	$< 1.4 \times 10^{-3}$	$< 1.4 \times 10^{-9}$	$< 1.7 \times 10^{-8}$	$< 2.9 \times 10^{-3}$	$< 2.7 \times 10^{-3}$	1.8×10^{-1}

表 3.2.2 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)	8	8	25	12	29
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)

3.2.5 水・ガス管理

(1) 重水の計量管理

平成 30 年度における装荷重水量は、14.18 kg (100%重水量) であった。

(2) 水・ガス管理

平成 30 年度における原子炉の運転はない。(平成 29 年度をもって廃止措置に移行したため。) そのため、水質分析は行わない。

3.2.6 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 1.21 $\mu\text{S}/\text{cm}$ ~1.69 $\mu\text{S}/\text{cm}$ 、水素イオン濃度指数 (pH) が 5.62~6.02 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。

3.3 NSRR の運転管理

3.3.1 運転

(1) 概況

平成 30 年度 NSRR 施設年間運転計画に基づき施設定期自主検査及び自主検査を実施したが、経過措置期間中の運転として、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 6 回実施した。また、平成 30 年度に原子炉の計画外停止は発生していない。平成 30 年度の運転実績を表 3.3.1 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 3.3.2 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 5.60～6.75 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 5.66～6.55 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 0.21～0.63 $\mu\text{S}/\text{cm}$ であり、管理目標値（1.0 $\mu\text{S}/\text{cm}$ 以下）の範囲であった。

3.3.2 保守・整備

(1) 概況

平成 30 年度 NSRR 施設年間運転計画に基づき平成 26 年 12 月 1 日から期間未定として、第 35 回施設定期自主検査及び自主検査を実施している。

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、Tr-A エアシリンダー部品の消耗品交換作業、核計装ケーブルの保護作業、原子炉プールライニングの調査、プールドレンポンプモータの分解点検、除草シート敷設作業を実施している。

(2) 本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、排液中和装置の検査を実施した。排液中和装置の外観検査、漏えい検査、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。本検査の結果から、設備の性能が維持されていることを確認した。

2) Tr-A エアシリンダー部品の消耗品交換作業

高経年化対策として、消耗品の交換を行うため、Tr-A 制御棒駆動設備のエアシリンダーを取り外し、シリンダーの構成部品である ROD BUSHING 及びピストンの O リング等の交換を行った。シリンダーを復旧後、Tr-A の作動検査を行い、異常がないことを確認した。

3) 核計装ケーブルの保護作業

電磁ノイズ等からの核計装信号への影響を防ぐため、核計装設備の一部系統である線形出力系のケーブルを保護する作業を行った。本作業では、対象のケーブルをプリアンプのコネクタから切り離して原子炉プール上まで引戻し、金属平編みシールドチューブに収納した。さらに、シールドチューブをジッパーチューブへ収納し、元の敷設経路でケーブルの引回しを行いプリアンプのコネクタに接続した。コネクタからの切り離し前及び接続後にケーブルの健全性確認検査を実施し、作業の前後でケーブルに異常がなく、保護作業が適切に実施されたことを確認した。

4) 原子炉プールライニングの調査

NSRR 原子炉施設保全計画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。調査には、以前から使用している超音波探傷装置及び走行装置を用いた。原子炉プール

の底面及び側面のすべての測定位置でライニング肉厚測定を実施し、平成 25 年度の測定結果と比較を行い、大きな数値の変化は見られず、原子炉プールライニングの健全性が維持されていることを確認した。来年度は保全計画に基づき、原子炉プール側面の一部について測定を実施し、データを蓄積していくことを予定している。

5) プールドレンポンプモータの分解点検

液体廃棄物廃棄設備を構成する機器のひとつであるプールドレンポンプのモータについて高経年化対策の一環として分解点検及び消耗品交換を行った。分解点検後の試験・検査として、ポンプ性能試験を実施し、異常がないことを確認した。

6) 除草シート敷設作業

新規規制基準への対応として、NSRR 施設付近の森林及び草木の管理を行うため、管理が必要な範囲内の草木の除去を行い、除草シートの敷設を行った。敷設したシートの上に砕石及び土嚢袋を置き、強風で捲れ上がることが無いよう設置した。除草シート敷設後、NSRR 森林の管理要領に基づき実施した草木の状況確認及び森林の状況確認の結果から、除草シートの敷設が有効であったことを確認した。

3.3.3 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、平成 30 年 10 月に実在庫検査（棚卸し）を行い、原子力規制庁（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。

3.3.4 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 3.3.3 に示す。放出された気体状放射性物質の ^{41}Ar の年間放出量は 1.7×10^9 Bq であり、放出管理目標値 (4.4×10^{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 3.3.4 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。

表 3.3.1 NSRR 運転実績表*

実 験	運 転 日 (月/日)	運 転 時 間 (時間:分)	運 転 時 間 累 計 (時間:分)	出 力 量 (kWH)	出 力 量 累 計 (kWH)	計 画 外 停 止	備 考
ライプシュタット燃料実験 (LS-4)	6/27	2:08	5,938:43	26.0	154,119.3	0	単一パルス
オスカーシヤム燃料実験 (OS-1)	7/20	2:09	5,940:52	31.0	154,150.3	0	単一パルス
バロンデロス燃料実験 (VA-9)	8/2	3:17	5,938:43	29.4	154,179.7	0	単一パルス
燃料溶融進展挙動評価試験 (851-3)	8/30	2:27	5,946:36	24.9	154,204.6	0	台形パルス
シノン燃料実験 (CN-1)	9/7	2:15	5,948:51	26.1	154,230.7	0	単一パルス
VVDT 圧力計性能確認試験 (491-4)	9/26	2:25	5,951:16	8.8	154,239.5	0	単一パルス

* : 平成 31 年 3 月 31 日 現在

表 3.3.2 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	5.60~6.75
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	5.66~6.55
燃料貯留プール水導電率 ($\mu\text{S}/\text{cm}$)	1.0 以下	0.21~0.63

表 3.3.3 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 (原子炉建家)	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)	1.7×10^9	0	0	0	1.6×10^5
年間平均濃度 (Bq/cm ³)	$<3.1 \times 10^{-3}$	$<6.6 \times 10^{-10}$	$<1.0 \times 10^{-8}$	$<8.2 \times 10^{-10}$	3.0×10^{-3}

表 3.3.4 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)	41	36	112	116	143
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)

3.4 タンデム加速器の運転管理

3.4.1 運転

(1) 概況

平成 30 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 回を平成 30 年 4 月 1 日から 4 月 22 日、第 2 回を 6 月 1 日から 7 月 31 日、第 3 回を 10 月 15 日から平成 31 年 2 月 12 日まで行った。

平成 30 年度（平成 30 年 4 月 1 日～平成 31 年 3 月 31 日）のタンデム加速器の運転・保守、中止日数等を表 3.4.1 に示す。

表 3.4.1 平成 30 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	138 日 (37.8%)
定期整備・保守日数	109 日 (29.9%)
調整運転（含コンディショニング）	20 日 (5.5%)
休止日	90 日 (24.7%)
実験中止	8 日 (2.2%)

()内の数字は、全運転・保守別の割合を示す。

(2) タンデム加速器の運転

平成 30 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 3.4.2 に示す。運転割合は、1 日間の実験中に加速電圧の変更を行うこともあるため、その分も含めた値としている。

表 3.4.2 平成 30 年度タンデム加速器の加速電圧分布 (1/2)

加速電圧(MV)	運転割合(%)
19-20	0.0
18-19	0.0
17-18	0.0
16-17	14.6
15-16	30.4
14-15	12.6
13-14	9.3
12-13	3.3
11-12	4.0
10-11	6.6
9-10	2.0
8-9	2.6

表 3.4.2 平成 30 年度タンデム加速器の加速電圧分布 (2/2)

加速電圧(MV)	運転割合(%)
7-8	3.3
6-7	2.0
5-6	0.7
4-5	6.6
3-4	2.0
2-3	0.0
1-2	0.0
0-1	0.0

マシンタ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表 3.4.3 に示す。イオンの供給は負イオン源が全体の 69%、ターミナル ECR イオン源が 31%であった。

表 3.4.3 平成 30 年度加速イオン種

加速イオン種	
^1H	^{18}O
^2H	^{19}F
^3He	^{32}S
^4He	^{58}Ni
^7Li	^{136}Xe
^{11}B	^{184}W
^{12}C	^{197}Au
^{15}N	$^{12}\text{C}_2$ (分子)
^{16}O	$^{15}\text{N}_2$ (分子)

3.4.2 保守・整備

(1) 定期整備

平成 30 年度に行った定期整備は 3 回である。

1 回目の定期整備は、平成 30 年 4 月 23 日にガス回収作業を行い、5 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 ローテータリングシャフトの回転テスト
- ② チャージングチェーンの回転テスト及び整備
- ③ GVM、コロナプローブの点検及び作動テスト
- ④ ショーティングロッド接点、挿入部の整備
- ⑤ LE ビームアッテネータの設置及びテスト
- ⑥ 分割抵抗の点検

2 回目の定期整備は、8 月 16 日にガス回収作業を行い、10 月 2 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 ローテータリングシャフトの回転テスト
RS1 #7A 及び RS2 #11 のマウント交換
- ② ローテータリングシャフトギアボックスの点検及び整備
- ③ チャージングチェーンの交換及び回転テスト
- ④ ショーティングロッド接点部の分解整備
- ⑤ 分割抵抗の点検
- ⑥ インターロックの点検
- ⑦ ベーパライザー 丸サイフォン管交換（蒸気圧力計用）

8 月 20 日から SF₆ 高圧ガス製造施設の定期自主検査を行い、9 月 7 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 9 月 12 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 14 日に受検し指摘事項はなかった。

3 回目の定期整備は、2 月 13 日にガス回収作業を行い、3 月 26 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 チャージングチェーンの回転テスト及び整備
- ② ローテータリングシャフトの回転テスト及び整備
No.2 モーター交換
- ③ ショーティングロッド接点及び抜き差し部の点検、整備
- ④ GVM、コロナプローブの点検及び作動テスト

⑤ 分割抵抗の点検

(2) 故障と修理

5月に定期整備が終了し、ガス充填が完了した後デバイステストを行ったところ、加速器タンク内にある真空ポンプ IP D2-1 及び IP TI-1 について、起動すると真空が悪化し、RUN 状態を維持できない不具合が起きた。このため、タンクを開放して修理することとなった。

IP D2-1 は、本体やケーブルに異常は見られず、電源を交換した。外した電源内のトランジスタに不良が見つかった。IP TI-1 は本体の抵抗値が 2Ω 程度と低い値であった。直流電源を接続し、内部の導通箇所を焼き切る方法で回復を図った。

2月18日、加速器タンク内高電圧端子で使用しているカメラの映像信号伝送用光ファイバーの一部が13段目のカラム付近で断線し細かい破片となっていた。光ファイバーは、地上電位から高電圧端子に渡っている。放電による破壊と推察される。予備品に交換して復旧した。

2月19日のシャフト回転テストで No.2 モーターから異音が確認された。ベアリングの劣化が原因と判断し、予備品と交換作業を行った。回転テストにおいて問題のないことを確認した。

(3) 施設管理

平成30年度の停電は、中央変電所の作業のための停電（7月7日～8日、7月14日～15日、12月22～24日）、所内全域停電に合わせたタンデム建家受変電設備の定期点検のための停電（7月21日、22日）、附属建家受変電設備の定期点検のための停電（9月6日、7日）があり、これに伴い真空機器類、制御系機器類の停止と起動の作業を行った。

建家内で使用している無線機について、新規格に適合した機器への更新が難しいため、更新は行わず、免許不要の Wi-Fi を用いたデジタルワイヤレスインカムを導入することとした。これに使用する LAN 機器の設置と配線を3月に開始した。

その他、以下について実施した。

- 5月 タワー一部8階クレーンの性能検査を0.5tで実施
- 8月 建家耐震性設備診断を実施
- 2月 1階及び2階の廊下用天井照明をLED型へ更新
- 2月 浄水用揚水ポンプの更新

3.4.3 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_6 ）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。本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。

平成 30 年 7～9 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。機器の開放検査はなかった。これらの検査で特異な異常等は無かった。保安検査は平成 30 年 9 月 7 日に行われ合格した。

平成 30 年 9 月

第一種圧力容器（ベーパーライザー）の定期自主検査を実施した。性能検査は平成 30 年 9 月 11 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。本年度の液化窒素総受入量は、14,474L であった。

本施設は、定期自主検査に係る各種検査作業（気密検査、肉厚検査、貯槽の不動沈下測定、圧力計比較検査、安全弁作動検査、真空度測定）を平成 30 年 10 月 1 日に実施し合格した。

3.4.4 放射線管理

(1) 概況

平成 30 年度に実施された主な放射線作業は 4 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月間平均濃度及び放出量を表 3.4.4 に示す。放射性廃液の総排出量は 23m³ 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 3.4.5 に示す。

表 3.4.4 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	
	⁶⁰ Co	¹³⁷ Cs	²³⁷ Np	その他	⁶⁰ Co	²³⁷ Np
年間放出量 (Bq/y)	6.1×10 ⁴	5.6×10 ⁴	6.0×10 ³	0	0	0
年平均濃度 (Bq/cm ³)	2.7×10 ⁻³	2.4×10 ⁻³	2.6×10 ⁻⁴	0	<8.9×10 ⁻¹¹	<5.7×10 ⁻¹¹

表 3.4.5 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)	105	113	125	93	150
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)

3.5 ラジオアイソトープ製造棟の管理

3.5.1 施設の管理

平成 30 年度の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。平成 30 年度は、医療用 RI として 972 個の ^{198}Au (1.1 GBq/個) 及び 417 個の ^{192}Ir (370 GBq/個) の検査を行った。工業用 RI としては、40 個の ^{60}Co (740 MBq/個) の検査を行った。また、医療用 RI (Mo-99、Cu-67) の製造技術開発として、年 4 回の生成・分離実験を行った。これらの作業は、いずれも適切な防護処置が施され、異常な被ばく及び汚染の発生はなく、問題なく実施された。

3.5.2 放射線管理

ラジオアイソトープ製造棟では、平成 30 年度における放射線管理上の問題は特になかった。平成 30 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 3.5.1 及び表 3.5.2 に、放射性廃液の年間放出量及び年間廃液量を表 3.5.3 に示す。また、放射線業務従事者の実効線量を表 3.5.4 に示す。

表 3.5.1 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				
場所	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
核種	^{60}Co	^{60}Co	^{60}Co	^{60}Co
年間平均年度 (Bq/cm ³)	$< 3.5 \times 10^{-10}$	$< 3.5 \times 10^{-10}$	$< 3.5 \times 10^{-10}$	$< 3.5 \times 10^{-10}$
年間放出量 (Bq)	0	0	0	0

表 3.5.2 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

気体状放射性物質 (放射性ガス)			
場所	200 エリア排気口	300 エリア排気口	400 エリア排気口
核種	³ H		
年間平均濃度 (Bq/cm ³)	< 1.7×10 ⁻⁴	< 1.7×10 ⁻⁴	< 1.7×10 ⁻⁴
年間放出量 (Bq)	0	0	0

表 3.5.3 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

放射性廃液			
年間放出量 (Bq)			年間廃液量 (m ³)
³ H	⁶⁰ Co	²¹⁰ Po	
—	—	—	11

「 — 」: 不検出

表 3.5.4 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)	53	185	79	73	267
総線量 (人・mSv)	0.1	0.1	0.0	0.2	0.4
平均線量 (mSv)	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
最大線量 (mSv)	0.1	0.1	0.0	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

3.6 トリチウムプロセス研究棟の管理

3.6.1 施設の管理

トリチウムプロセス研究棟 (以下、「TPL」という。) 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 (以下、「QST」という。) 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実施している。

平成 30 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。

また、核燃料物質使用施設（政令 41 条非該当使用施設）である TPL について廃止措置実施方針を作成し、平成 30 年 12 月に公表された。

(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。

平成 30 年度は、QST の実施する研究開発計画に伴う施設整備として、平成 30 年 3 月に放射線障害防止法に基づく許可を取得し、グローブボックス 1 基及びフード 1 基の移動、撤去作業を実施した。

トリチウム除去設備の高経年化対策として、計測機器（圧力伝送器、電磁弁等）及び ERS 圧縮機部品類を調達し、次年度の更新計画を策定した。

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、TPL 内装設備の安全性を確保した。

(2) 実験用トリチウムの分取・供給

QST の実施する研究開発として ITER トリチウム除去系の性能確認である触媒酸化塔及びスクラバー塔の検証実験を実施している。

平成 30 年度は、実験に使用するトリチウムガス（1 容器当たり約 11.1 GBq：最大 6 本）をトリチウム貯蔵設備（TSS）から分取する作業を 1 回実施した。分取したトリチウムガスは、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 1 回実施した。ケイソンに導入されたトリチウムガスは、ITER 触媒酸化塔の実証実験に用いられ、酸化実験により生成されたトリチウム水の一部を ITER スクラバー塔の実験試料として用いている。

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。

(3) トリチウム貯蔵用ウランベッドの安定化処理技術開発

平成 30 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。特に、トリチウム計量の精度を確保するため専用の標準容器を製作し、TRU 系統の容積測定を実施した。

平成 31 年 2 月の理事長指示（核燃料物質等の取扱い作業の停止に係る指示）により、グローブボックスからフードへのウランベッド移動作業について、異常時対応を含む作業手順の確認を開始した。

3.6.2 放射線管理

TPL では、平成 30 年度放射線管理上において問題はなかった。平成 30 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 3.6.1 に、放射性廃液の年間放出量及び年間廃液量を表 3.6.2 に示す。また、放射線業務従事者の実効線量を表 3.6.3 に示す。

表 3.6.1 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				
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)
0	0	5.4×10 ⁻⁵	1.8×10 ¹⁰	1.9×10 ¹⁰

表 3.6.2 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
³ H	(m ³)
2.2×10 ⁹	162.6

表 3.6.3 トリチウムプロセス研究棟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)	30	21	34	35	57
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

3.7 その他の施設の管理

3.7.1 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、今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、今年度は廃止に向けた作業の進捗はなかった。

3.7.2 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、原子力基礎工学センター1 グループ、核不拡散・核セキュリティ総合支援センター1 グループ、量子科学技術研究開発機構が利用している。

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。平成 30 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。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、平成 30 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、10 月）
- ・ 所内一斉停電に伴う機器の停止及び復電作業（7 月、12 月）
- ・ FEL トイレ小便器の補修工事（12 月）

3.8 主な技術的事項

3.8.1 低エネルギー用ビームアッテネータの設置

これまでビーム量の最終的な調整は、エネルギー分析電磁石のビーム収束位置に設けられた 2 対の可動式のスリットの開口幅を変化させ、そのスリットで形成された開口をビームが通過することで行っていた。スリットはビーム径の細くなる位置に設置されているため、わずかなスリット位置の変更で通過するビーム量が大きく変動する。そのためビーム量の細かな調整には適していない。また、ビームの断面形状を制限することになるので照射位置でのビームサイズの変化をもたらしていた。近年の研究計画の進捗により、高エネルギーの比較的軽いイオンを数 nA まで抑えてビーム輸送を行う必要があり、ビーム量調整の容易なビームアッテネータの設置が望まれてきた。

今回製作したビームアッテネータは幅 10 mm、長さ 50 mm、厚さ 0.5 mm のタンタル板を 2 mm の間隔を開けて 15 枚ほど積層したブラインド状の多段スリット構造とした。動作原理および実際の写真を図 3.8.1 に示す。スリット全体をビーム軌道上に挿入し、ビームとタンタル板とが平行となった状態で減衰率が最も小さくなる。この状態から多段スリット全体を最大で 10 度程度までわずかに傾けることでビームを遮る量を変化させ連続的にビーム量を制御する。

このビームアッテネータを加速器の負イオンビーム入射ラインの 90 度偏向電磁石の直前に設置した。加速器へ入射する負イオンビーム電流を制御することで、無駄なビームを加速することがなくなり高電圧端子の荷電変換用ストリッパフォイルの消耗を抑えることが可能となる。ただし、数 nA 以下のビーム電流においては、スリットコントロールによるタンデム加速器の加速電圧の安定化ができなくなることに注意が必要である。これでは数 nA までビーム量を制限するという当初の目的を満足することができないので、タンデム加速器のエネルギー分析スリットの下流ビームラインに同様のアッテネータを設置する予定である。今回の設置はブラインド状多段スリットの機能確認が主目的である。

図 3.8.2 に設置したビームアッテネータの写真と多段スリットの角度調整の模式図を示す。ビーム径が十分広がっている二重収束型 90 度偏向電磁石の入射部直前に設置した。この位置でのビーム径は約 20 mm であり、タンタル板 10 枚ほどで減衰されることになる。ビームのエミッタンス分布に関しては、この後にストリッパフォイルでエミッタンスが大きく増大するため大きな影響はないと考えている。エミッタンスの測定は行っていない。

多段スリットは単に回転導入端子に接続されたものである。この位置でのビームによる発熱は数 W であるので冷却機能は持たせていない。回転導入端子の駆動には圧空の回転アクチュエータを採用した。多段スリットの回転角度の調整は、挿入時の回転アクチュエータの停止位置を DC モーターで駆動するストッパーで制御することで行う。圧空で導入端子を回転させているので挿入時（回転時）でもストッパー位置の調整が可能で、挿入、抜去を繰り返しても同じ角度で固定され再現性も良く、安価に製作できる。

実際にビームを減衰させたときのビーム電流の変化を図 3.8.3 に示す。減衰率を 30～100% の範囲で連続的に可変することができている。多段スリットの製作の精度から減衰率が 95% 以上では可変量が連続的でなくなる可能性がある。また、実際のビームは平行ビームでなく、ある傾きを持っているので、多段スリットのタンタル板と開口の面積比では最小減衰率は 20% となるはずだが、面積比通りにはならない。今回の測定では、最小減衰率が 30% と大きいのでビームが多段スリット板以外にぶつかっている可能性があるため、今後の改良点として捉えている。

多段スリットがアッテネータとして十分実用的であることが確認されたので、今後、加速器の出射側ビームラインに冷却機能を設けたビームアッテネータを設置する予定である。ビームによる発熱は最大で 50 W 程度と見積もられる。

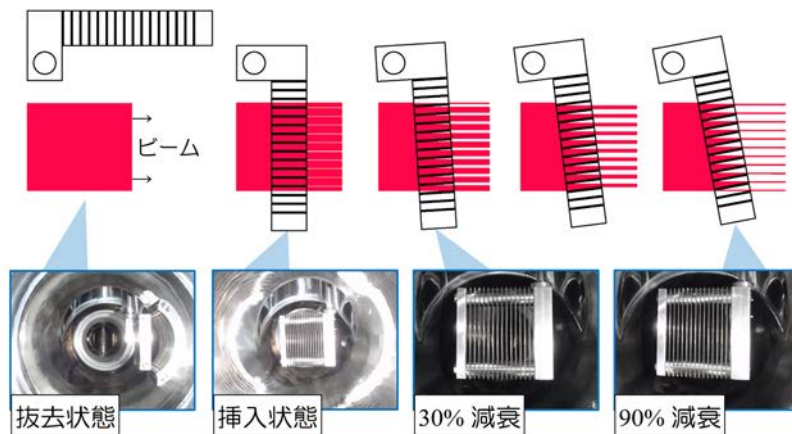


図 3.8.1 ビームアッテネータの動作原理

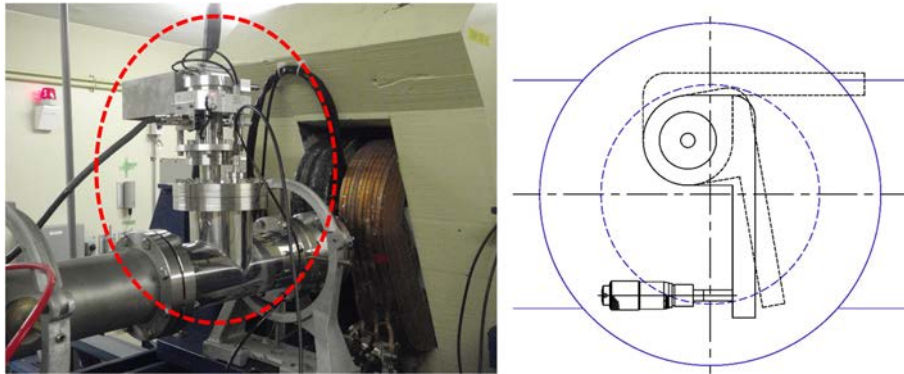


図 3.8.2 ビームアッテネータの設置(赤丸部)写真と角度調整機構の概要



図 3.8.3 実測したビームの減衰率

4. 研究炉及び加速器の利用

Utilization of Research Reactors and Tandem Accelerator

This is a blank page.

4.1 利用状況

JRR-3は、東日本大震災の影響に対する施設の復旧及び健全性確認は完了しており、運転再開に向けて準備を進めている段階であるが、平成25年12月に原子力規制委員会より新規制基準が示され、設置変更許可申請により適合性を確認するとされたことから、施設供用運転が行われなかった。参考として、平成2年度からの研究炉における照射キャプセル数の推移を図4.1.1に、平成2年度からの研究炉における実験利用状況の推移を図4.1.2に、平成2年度からのJRR-3中性子ビーム実験利用者数の推移を図4.1.3に示す。

NSRRは、燃料安全研究グループのNSRR実験計画に基づくパルス照射実験及び試験が合計で6回行われた。内訳は、高燃焼度の照射済酸化ウラン燃料を用いたパルス照射実験が4回、未照射燃料を用いたパルス照射実験が2回であった。

タンデム加速器は、実験利用運転を3回実施した。第1回を平成30年4月1日から4月22日、第2回を6月1日から7月31日、第3回を10月15日から平成31年2月12日まで行った。年間の合計では138日の利用運転を実施することができた。図4.1.4にタンデム加速器の運転状況および利用形態・分野別の日数を示す。

注) 平成23年度～平成30年度は東日本大震災の影響により運転停止。

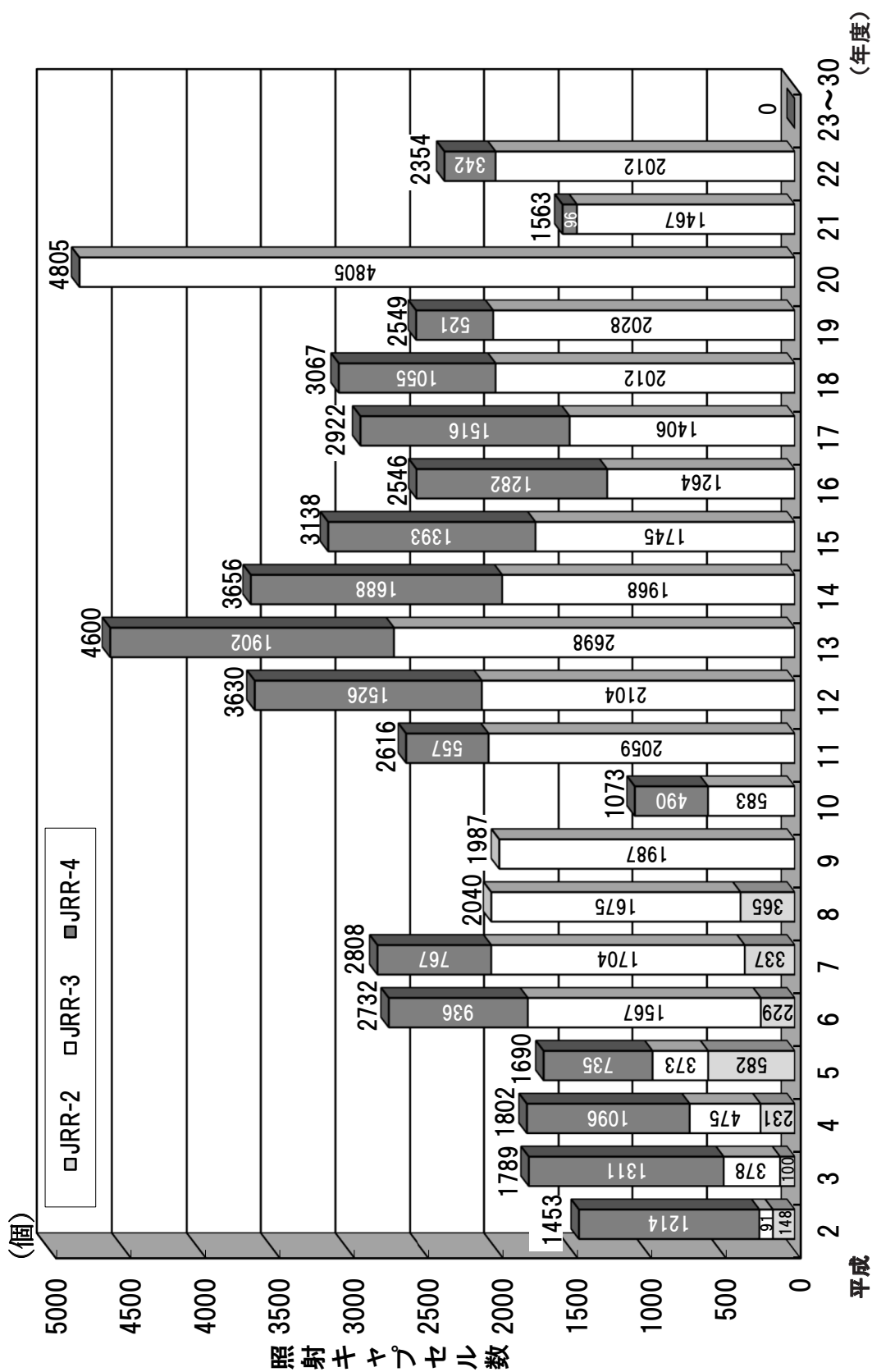


図4.1.1 研究炉における照射キャプセル数の推移

注)平成23年度～平成30年度は東日本大震災の影響により運転停止。

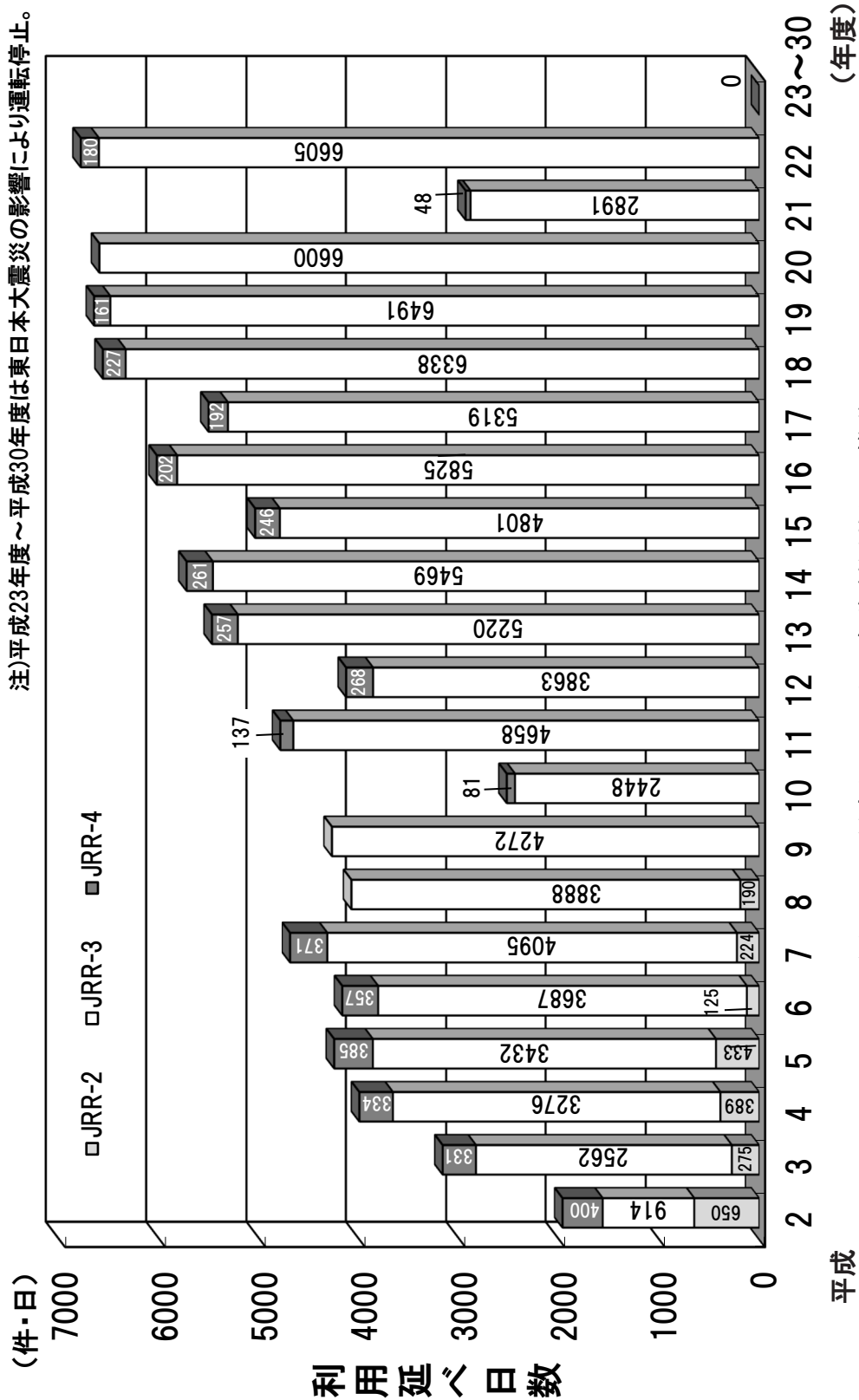


図4.1.2 研究炉における実験利用状況の推移

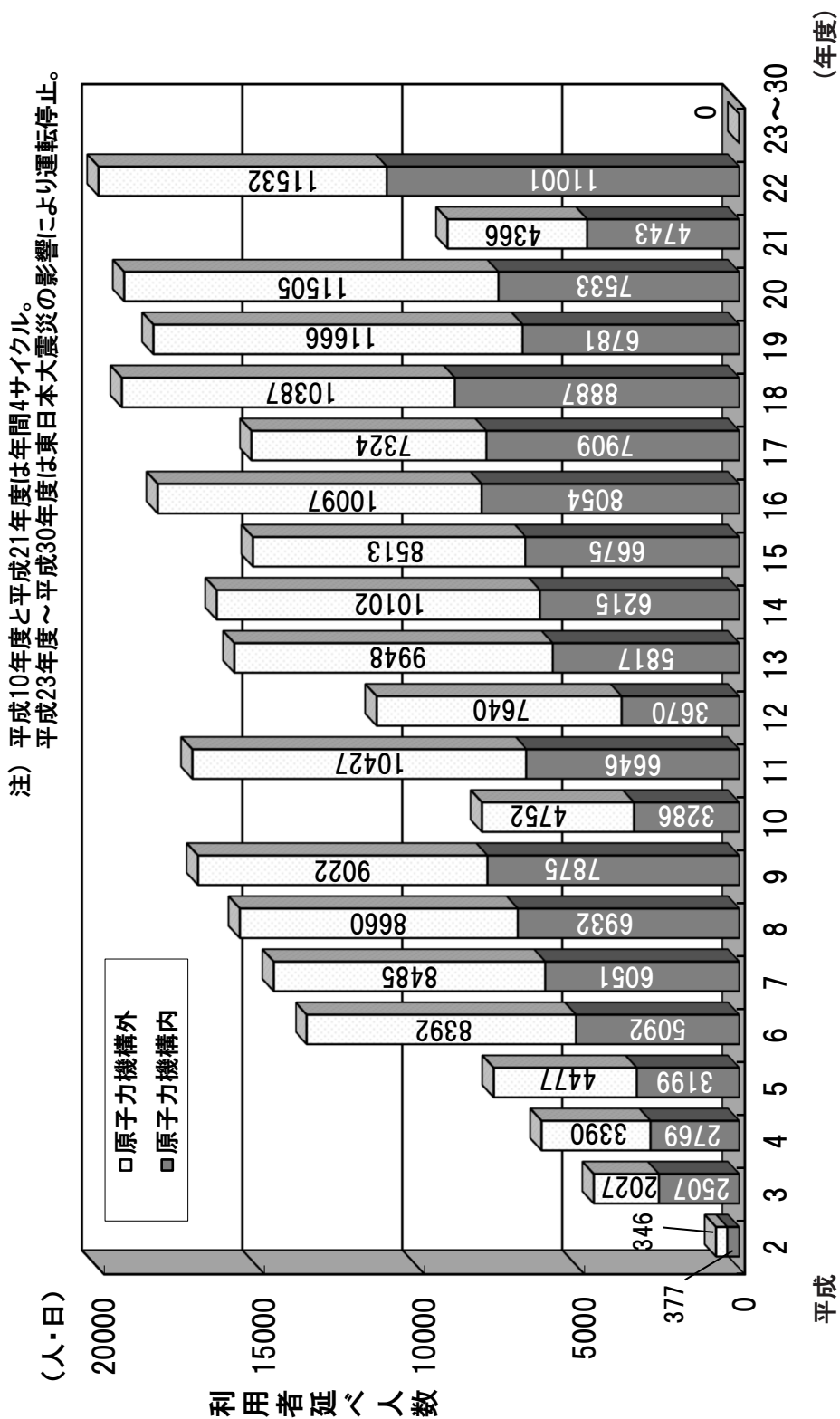


図4.1.3 JRR-3中性子ビーム実験利用者数の推移

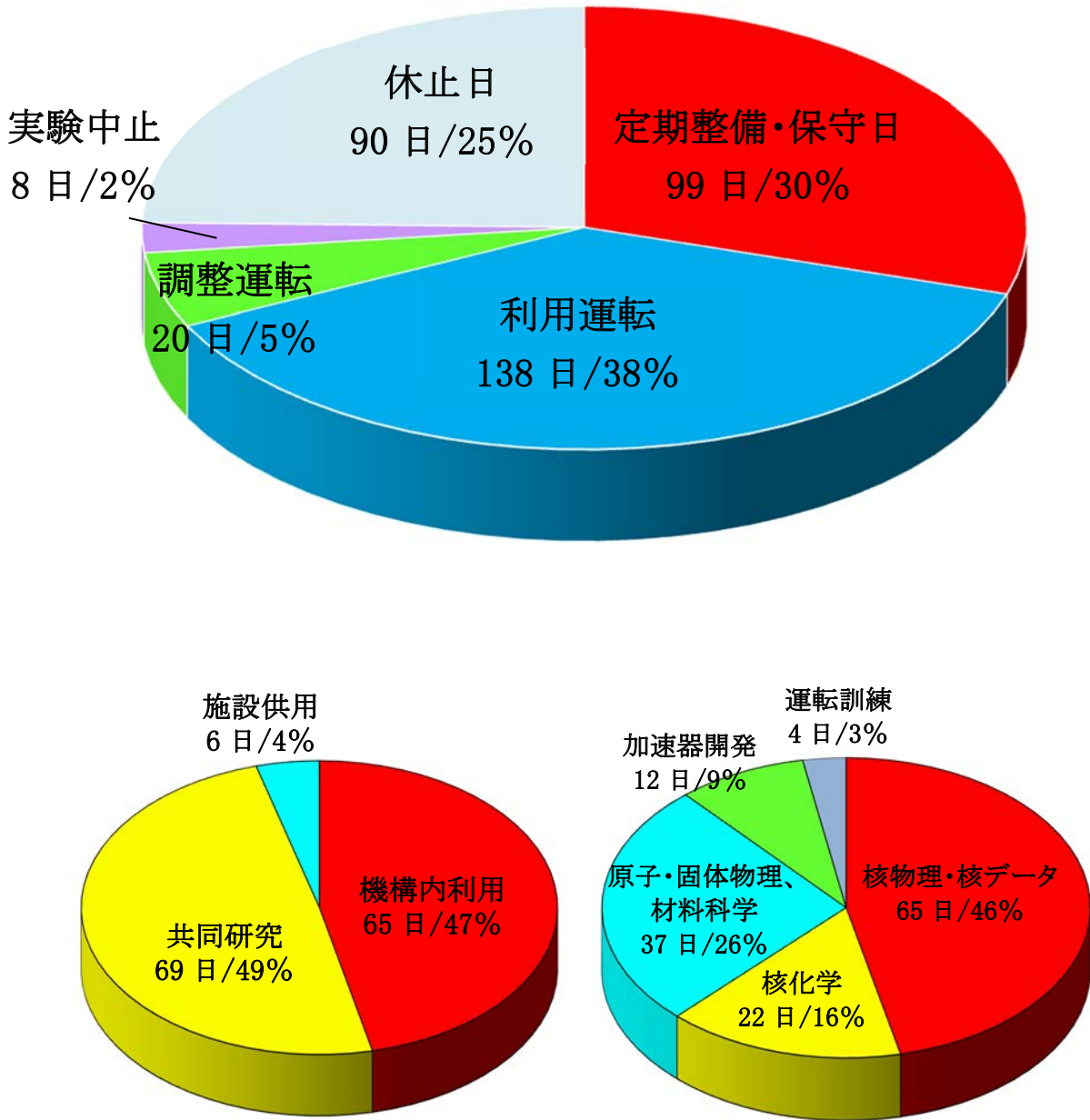


図 4.1.4 タンデム加速器の運転状況

4.2 実験利用

4.2.1 NSRR における実験

(1) 実験利用概況

照射済燃料を用いた実験は、照射済酸化ウラン燃料及びプルトニウム-ウラン混合酸化物燃料（以下、「MOX 燃料」という。）を対象とした安全性研究として燃料安全研究グループによって行われている。本実験は、原子力規制庁からの受託事業の一環として行われており、今年度は、高燃焼度の照射済酸化ウラン燃料及び MOX 燃料のパルス照射実験を大気圧水カプセル及び高圧水カプセルを用いて実施した。

未照射燃料を用いた実験としては、燃料溶融などのシビアアクシデント時の現象を模擬するために、台形パルス運転による高出力、低除熱条件下で燃料に起こる酸化、溶融等損傷の過程を確認するパルス照射実験を実施した。また、LVDT（差動変圧器）を用いた圧力計の指示値に対する NSRR パルスの影響を確認するための LVDT 圧力計性能確認の照射試験を行った。

また、これらの照射済燃料実験に用いた実験用カプセルの組立、未照射燃料実験に用いた実験用カプセルの組立、解体及び照射後試験などを NSRR のセミホットセル・ケープ及びカプセル解体フード等で行った。平成 30 年度におけるセミホットセル・ケープ及びカプセル解体フード等の利用延べ日数は 68 日である。

(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、実験用燃料の加工のための核燃料物質の輸送に伴う核燃料物質の移動票の起票を行った。また、平成 30 年 12 月に実在庫検査（棚卸し）を行い、原子力規制庁（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。

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 3 体及び照射済プルトニウム-ウラン混合酸化物燃料 1 体を燃料試験施設から搬入した。また、パルス照射試験のため燃料試験に供した照射済酸化ウラン燃料 3 体及び照射済プルトニウム-ウラン混合酸化物燃料 1 体を照射後試験のため燃料施設に搬出した。

4.2.2 タンデム加速器における実験

(1) 利用概況

平成 30 年度のタンデム加速器の全体的な利用申込状況は表 4.2.1 のとおりである。研究分野別および利用形態別の利用実施状況を表 4.2.2、表 4.2.3 に示す。

表 4.2.1 平成 30 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	0
共同研究・施設供用	10
実験課題申込件数	34
所外・機構外利用者延べ人数	70
所内・機構内利用者延べ人数	30
利用機関の数	24

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

表 4.2.2 分野別利用実施状況

研究分野	利用日数 [日]	利用率 [%]
核物理	65	46.4
核化学	22	15.7
原子・固体物理・照射効果	37	26.4
加速器開発	12	8.6
運転教育	4	2.9
合計	140	100

表 4.2.3 利用形態毎の利用件数と比率

利用形態	利用日数 [日]	利用率 [%]
施設供用	6	4.3
共同研究	69	49.3
所内・機構内単独利用	65	46.4

(2) 研究分野別発表件数

研究分野別の発表件数を表 4.2.4 に示す。

表 4.2.4 研究分野別発表件数

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	19	0	25
核化学	6	2	18
固体物理・原子物理・材料の照射効果	8	4	24
加速器の運転・開発	0	0	2
合計	33	6	69

(3) 研究分野別主な実験成果

1) 核物理研究

- ・ 米国オークリッジ国立研究所からアインスタイニウム 254 標的試料を入手、これを用いて中性子数の多いフェルミウム（原子番号 100）領域の核分裂を調べた。ISOL を用いた自発核分裂の測定を行い、フェルミウム同位体 ^{256}Fm がウランのような質量非対称核分裂を示すのに対し、 ^{258}Fm ではシャープな対称核分裂になることを観測、過去の報告をより高い精度で確認した。一方、 ^4He を ^{254}Es に照射することで 101 番元素同位体 ^{258}Md の核分裂を調べたところ、励起エネルギーがわずかに異なるだけで対称および非対称核分裂の逆転が起こることを見出した。
- ・ 現在観測されている ^7Li は、ビッグバン標準模型の予想値の約 1/3 しかないことが ^7Li 問題として知られている。本研究は、ビッグバン直後の元素合成過程で ^7Li を生成する $^3\text{He}(\alpha,\gamma)^7\text{Be}(n,p)^7\text{Li}$ において、実験データが乏しい $^7\text{Be}(n,p)^7\text{Li}^*$ 共鳴反応を研究するため、 $^9\text{Be}(^3\text{He},\alpha)^8\text{Be}^*$ で $^8\text{Be}^*$ を励起し、 ^7Li の基底状態と第 1 励起準位状態に陽子崩壊する割合を決めることをめざした。本研究で初めて第 1 励起準位への遷移を見出し、ここへの遷移確率を決定できるデータを取得した。実験は、ENMA 磁気スペクトルグラフを用いて行った。

2) 核化学研究

- ・ タンデム加速器を利用して進めてきた超重元素の化学研究に関して、105 番元素ドブニウムを対象にオキシ塩化物錯体の生成とその揮発性研究を進め、同族元素のニオブ及びタンタルと比較した吸着エンタルピー導出実験を行った。その結果ドブニウムオキシ塩化物のガラスカラムへの吸着をカラム温度の関数として一部ではあるが得ることが出来た。次年度も引き続き実験を実施し、吸着エンタルピーの導出に繋げる予定である。
- ・ 同位体分離器を利用した重アクチノイドの第一イオン化エネルギー (IP_1) 測定に関して、相対論効果を考慮した原子軌道計算をおこない、各元素の IP_1 の理論値を求めた。得られた理論値は、実験研究で得られた実験値と非常によく一致し、その成果は米国化学会 J. Amer. Chem. Soc. 誌 (I.F. =14.7) に発表した。
- ・ 核医学利用で期待されている α 放射性核種 At-211 の溶存化学種を薄層クロマトグラフィーで調べ、3 種類のアスタチン化学形 (At^- , AtO_3^- , AtO_4^-) で存在することを初めて決定した。

3) 固体物理・原子物理・照射損傷研究

- ・ 高速重イオンを非晶質 SiO_2 に照射すると、核／殻状（核:低密度物質、殻:高密度物質）のイオントラック損傷が形成され、メカニズム解明研究が精力的に進められている。現在最も有力なメカニズムは、核部分に超高温の蒸気相が形成されると仮定するモデルである。しかし、実験と計算を組み合わせた詳細な研究の結果、蒸気相の形成なしに核／殻構造が形成可能であることが判明し、従来重要とされてきた蒸気相の形成は、核／殻状のイオントラック損傷の必須条件ではないことが明らかになった。さらに、実験結果を説明できる新しいモデルを提案した。本成果は、*Phys. Rev. Mater.*誌に発表した。

4) 加速器開発

- ・ 垂直実験室の運用を継続し、安定なビーム実験の目途が付いた。
- ・ ビーム量調整を目的に、低エネルギー側入射マグネット前に、ビームアッテネータを設置した。

(4) 参考資料 [実験装置一覧]

表 4.2.5 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 4.2.5 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 1200 度まで試料温度可変)
	L-3	重イオンスペクトロメーター(ENMA)	重イオン核反応生成粒子を高分解能で検出できる角分布測定装置
	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	低温照射チェンバー、照射チェンバー	固体材料への均一照射 (極低温から数 100 度まで試料温度可変)
	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電子分光用 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	照射チェンバー、核分光測定装置	高エネルギーイオン単純照射、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 度方向付近に放出される生成粒子の高性能質量分離装置
	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る多重ガンマ線を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	代理反応研究用測定装置

4.2.3 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 炉室実験室、JRR-3 実験利用棟 1 階の実験室 1 及び実験室 2 の利用はなかった。

4.3 保守・整備

4.3.1 JRR-3 照射設備等の保守・整備

(1) 施設定期自主検査

平成 23 年 3 月 11 日に発生した東日本大震災の影響及び新規規制基準への適合性確認への対応に

より、施設定期自主検査期間を延長しているため、平成 30 年度の JRR-3 利用施設の施設定期自主検査は実施していない。ただし、自主検査として、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、水平実験孔設備及び中性子ビーム実験装置、放射化分析用照射設備について検査（校正検査等を除く）を実施し、設備の性能に異常がないことを確認した。

冷中性子源装置に係る自主検査として、外観検査、絶縁抵抗検査、警報検査、作動検査、耐圧検査及び漏えい検査を実施し、設備の性能に異常がないことを確認した。

(2) 保守・整備

1) JRR-3 利用設備の運転及び保守・整備

JRR-3 利用設備の保守・整備として主に実施した内容は次のとおりである。

①照射利用設備放射線モニタの点検、②実験利用棟及び炉室詰替セル負圧維持装置の点検、③均一照射設備の点検、④放射化分析装置の点検、⑤照射利用設備の計装制御系及び安全保護系計装機器の点検、⑥垂直照射設備の点検、⑦水力照射設備集合弁の点検、⑧気送照射設備電動玉形弁の点検、⑨水力照射設備導電率計の更新作業、⑩耐震工事に伴う JRR-3 液体窒素貯槽入口配管の撤去作業

これら設備について保守・整備を行い、設備の性能に異常がないことを確認した。

2) 冷中性子源装置の運転及び保守・整備

冷中性子源装置の保守・整備として、本体設備について、安全弁の分解点検、ヘリウム冷凍設備について、安全弁及び空気圧調整弁の分解点検、高圧盤・低圧盤の定期点検を実施し、各々の設備点検後、単体での作動検査等を実施し、各機器が正常に作動することを確認した。

また、冷中性子源装置の監視及び機器の操作等を行うプロセス制御装置について、既設のプロセス制御装置である横河電機製 CENTUM-V から後継機種となる CENTUM-VP への更新を行った。更新後、単体での性能検査を行い、機器が正常に作動していることを確認し、その後、装置の試運転を行い、起動工程、運転状態の監視及び停止工程の一連の工程中に異常が無く、装置の状態監視及び機器の操作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

中性子導管設備の保守・整備として、中性子導管真空装置の運転を定期的実施し、真空装置が正常に作動することを確認した。また、真空装置の運転に併せ、各中性子導管の真空状態の確認を行い、真空状態に異常がないことを確認した。

4.3.2 JRR-4 照射設備等の保守・整備

平成 30 年度の JRR-4 利用施設の自主検査として、簡易照射筒、中性子ビーム設備、プール実験設備、気送管照射設備、散乱実験室について外観検査を実施し、異常がないことを確認した。また、制御盤等の絶縁抵抗測定を実施し、異常がないことを確認した。

4.3.3 NSRR 実験設備等の保守・整備

(1) 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。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) セミホットセル内用カメラシステムの一部更新

照射実験カプセルを組立てる際に使用しているカメラシステムの一部更新を行った。本更新は、カメラ本体、回転台座及び操作パネルを更新することにより、カメラの操作性等が向上し、マニプレータによる遠隔操作時の作業性向上が図れた。

4.4 施設供用

4.4.1 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（即発ガンマ線分析装置、中性子ラジオグラフィ装置、中性子光学装置、高分解能粉末中性子回折装置等）である。専門部会の事務局は、物質科学研究センター研究推進室、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。

(1) 平成 30 年度の活動状況

平成 30 年度第 2 回並びに 2019 年度第 1 回の施設供用利用課題公募については、JRR-3 運転計画が未定であったため、供用課題公募の実施を見送ることとした。このため、平成 30 年度の専門部会は開催しなかった。

(2) 2019 年度の計画

2019 年度中の JRR-3 運転再開は予定されていないため、施設供用利用課題の公募は行われないうことから専門部会を開催しない予定である。

4.4.2 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。なお、JMTR については、平成 29 年 4 月 1 日に発表された「施設中長期計画」において廃止施設として位置づけられたため、供用施設から解除された。専門部会の幹事は研究炉加速器技術部利用施設管理課、福島燃料材料試験部燃料技術管理課、福島技術開発試験部実用燃料試験課及び照射試験炉センター計画推進課が務め、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。

(1) 平成 30 年度の活動状況

平成 30 年度第 2 回（5 月）の定期募集においては、運転予定がない JRR-3 の募集を見合わせ、燃料試験施設及び「常陽」の照射後試験に係る施設の募集を行ったが、応募はなかった。

2019 年度第 1 回（11 月）の定期募集においては、運転予定がない JRR-3 の募集は見合わせ、

燃料試験施設及び「常陽」の照射後試験に係る施設の募集を行ったが、応募はなかった。

上記 2 回の定期募集においてホットラボ施設（JMTR）は排気筒の取替えに伴い施設を停止しているため、利用申込みの受付は見合わせた。

また、当専門部会については、平成 30 年度に実施した定期募集において、当部会に係る供用施設への応募がなかったため、開催しなかった。

(2) 2019 年度の計画

現在の再稼働の見通しを勘案して、2019 年度第 2 回及び 2020 年度第 1 回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。

4.4.3 タンデム加速器専門部会

(1) 第 27 回タンデム加速器専門部会

平成 30 年度下期施設供用課題の募集が研究連携成果展開部により実施され、応募はなかった。第 27 回タンデム加速器専門部会は平成 30 年 6 月 18 日に開催され、施設供用以外の課題審査等が行われた。

(2) 第 28 回タンデム加速器専門部会

平成 31 年度施設供用課題の募集が研究連携成果展開部により実施され、1 件の応募があった。内訳は表 4.4.1 の通りである。第 28 回タンデム加速器専門部会は平成 30 年 12 月 26 日に開催された。課題審査では応募のあった施設供用の成果公開型 1 課題について、口頭説明を含めた審査を行い、審議の結果、1 課題が採択された。

(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〕

平成 30 年度下期追加申込み並びに平成 31 年度申込みの共同研究・自己使用枠研究課題について、タンデム加速器専門部会の専門委員に依頼し、書類審査並びに口頭説明を伴う課題審査会を行った。

平成 30 年度下期募集については共同研究：3 課題、機構内単独利用：0 課題の審査を行った。内訳は表 4.4.2 の通りである。審議の結果、3 課題が採択された。

平成 31 年度募集については共同研究：6 課題、機構内単独利用：0 課題の審査を行った。内訳は表 4.4.3 の通りである。審議の結果、6 課題が採択された。

表 4.4.1 平成 31 年度タンデム加速器施設供用課題

No.	研究代表者	所属	課題名	装置
2019A-D01	雨倉 宏	物質・材料研究機構	高速重イオン照射によるナノ粒子の楕円変形	H1 照射チェンパー

表 4.4.2 平成 30 年度下期タンデム加速器共同研究課題

No.	研究代表者	所属	課題名
2018SC05	今井 誠	京都大学	高速重イオンによる荷電変換衝突断面積測定 II
2018SC06	松波 紀明	名古屋大学	高速重イオンによるセラミックス材料の電子励起効果と物性改質
2018SC07	木村 健二	京都大学	高速重イオンの斜入射により生じる熱スパイクの温度測定

表 4.4.3 平成 31 年度タンデム加速器共同研究課題

No.	研究代表者	所属	課題名
2019SC01	安田 和弘	九州大学	高密度電子励起損傷に伴うイオントラック構造と微細構造発達
2019SC02	松波 紀明	名古屋大学	高速重イオンによるセラミックス材料の電子励起効果と物性改質
2019NC01	S. Q. Yan	China Institute of Atomic Energy	The indirect measurement of $^{59}\text{Fe}(n, \gamma)^{60}\text{Fe}$.
2019NC02	浅井 雅人	先端基礎研究センター	Gamma-ray spectroscopy of neutron-deficient americium isotopes (2).
2019NC03	佐藤 哲也	先端基礎研究センター	5 族元素オキシ塩化物のオンライン等温ガスクロマトグラフ挙動
2019NC04	初川 雄一	QST	テクネチウム同位体/コンプトンカメラ (ETCC) による新たな核医学診断法の開発

4.5 JRR-3 ユーザーズオフィス

JRR-3 ユーザーズオフィスは、原子力機構の組織上、物質科学研究センター、研究連携成果展開部、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、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、これら 3 部署の協働の下、平成 22 年 4 月に開設された。ユーザーズオフィスは、利用者からみた窓口を一元化することで利便性の向上を図るとともに、利用相談、利用申込手続き、課題採択、利用支援、新規需要掘り起こし、アウトリーチ活動、成果発信など、JRR-3 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。

ユーザーズオフィスでは、JRR-3 の長期間の停止による利用者の研究炉への関心の低下を防ぐためのアウトリーチを中心とした活動を行った。

【主なアウトリーチ活動】

- ・ JASIS 2018 (旧分析展/科学機器展) の JAEA ブースでの JRR-3 に係る展示と中性子利用のプレゼン実施 (9/5~7)

- ・(株)クレラ・くらし研究センター産業応用セミナーでの JRR-3 を用いた分析研究の紹介 (H30.9/14)
- ・2018 年第 79 回応用物理学会秋季講演会で JRR-3 に係る特別講演 (H30.9/19)
- ・第 13 回原子力機構報告会における JRR-3 に係るブース展示 (H30.11/13)
- ・日本中性子科学会第 18 回年会における JRR-3 に係るブース展示 (H30.12/4~5)
- ・茨城県原子力協議会新年賀詞交換会における JRR-3 に係る展示 (H31.1/10)
- ・日本原子力学会 2019 春の年会展示会における JRR-3 のブース出展 (H31.3/20~22)

4.6 加速器 BNCT プロジェクトへの協力

2011 年、内閣府により、国際競争力のある産業の育成を目的として、つくば市を中心とした「つくば国際戦略総合特区」(以下、「つくば特区」という。)が選定された。つくば特区における 4 研究開発テーマの 1 つが、「次世代がん治療 (BNCT) の開発実用化」である。本研究を実施するため、筑波大学を中心に、原子力機構、高エネルギー加速器研究機構 (KEK)、北海道大学、茨城県との研究開発連携プロジェクトチームが 2012 年に発足した。(ホウ素中性子捕捉療法の研究開発・実用化に関する協力合意書の締結)

がん治療装置は、主に加速器、中性子発生装置及び治療計画システムから構成される。加速器としては、リニアックを用い、大強度陽子加速器施設 (J-PARC) の技術を応用し、主に KEK が発している。中性子発生装置は、中性子を発生するベリリウム標的、発生した中性子を医療用に調整するモデレータ、そして中性子を病巣に集中するためのコリメータ等からなる。原子力機構は、KEK、筑波大学等と協力し、この中性子発生装置の設計・製作を実施した。また、治療計画システムについては、臨床研究に向けて、主に筑波大が検討を行っている。原子力機構は、このシステムにおいて、正確な照射量を測定するため、On-line 中性子検出器の開発を行っている。この中性子検出器の研究開発については、以下の競争的資金を獲得して進めている。

(1) 理事長ファンド「萌芽研究開発制度」

平成 30 年度における原子力機構の主な活動を以下にまとめる。

「On-line 中性子検出器の開発」

加速器 BNCT における中性子束の変動は原子炉による BNCT 時に比べて大きく、患者の照射線量を最適化するために、中性子束をリアルタイム測定することが必要である。しかし、BNCT で要求される中性子束は $10^9(\text{n}/\text{cm}^2/\text{s})$ と高く、リアルタイム測定は実現していない。そこで、光ファイバー一体型の Eu:LiCaF 製中性子検出器^[1]を用いた中性子測定技術開発を京都大学研究用原子炉 (KUR) 及び筑波大学で開発整備中の加速器 BNCT 施設 (iBNCT) において行っている。

iBNCT では基本的な特性及び γ 線と中性子線のディスクリ値に関して測定した。KUR での実験は、出力 1MW 時に約 $10^{12}(\text{n}/\text{cm}^2/\text{s})$ の中性子束となる傾斜照射孔で行った。

KUR における実験結果を図 4.6.1 に示す。20W から 1kW への出力上昇時の追従性に関して、計数率と KUR の出力は良い一致を示した。また、計数率と KUR の出力の間に良い線形性が得られた。

今後、これらの結果を元に、iBNCT 及び KUR におけるさらに高精度の実験を実施する予定である。

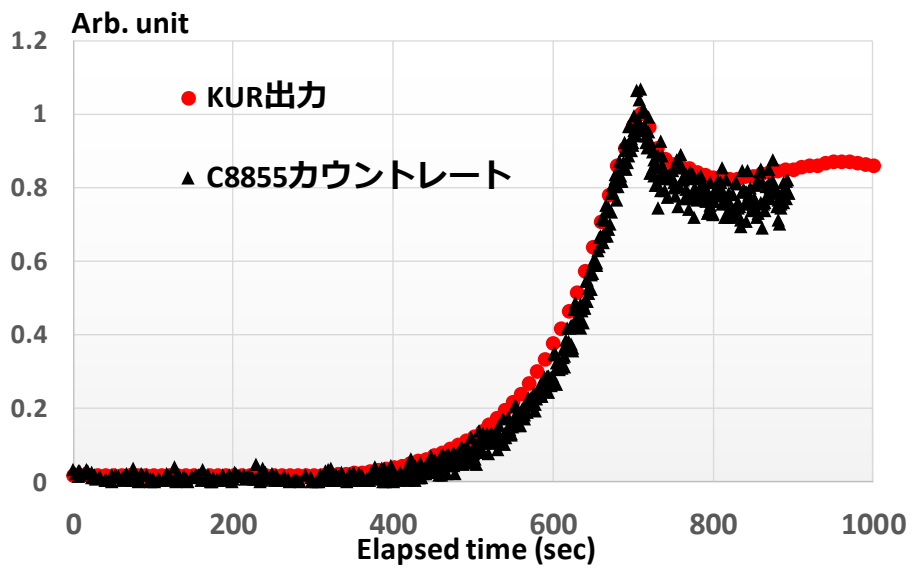


図 4.6.1 20W から 1kW に出力上昇する際に測定した計数率（黒▲）と KUR の出力（赤●）

参考文献

[1] 河口範明, 希土類添加 LiCaAlF_6 の単結晶育成及びシンチレーション特性に関する研究, 東北大学, 2013, 博士論文.

5. 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.

5.1 効率のよい計算実施のための中性子輸送シミュレーション用 JRR-3 冷中性子源の作成

(1) 序論

JRR-3 では発生した熱及び冷中性子を実験装置まで輸送するために中性子導管を使用している。特に冷中性子ビーム実験装置はすべて隣接するビームホールに設置されており、それぞれ約 30～60 m におよぶ中性子導管を使用して冷中性子ビームをビームホールへ輸送し、実験装置に供給している¹⁾。

JRR-3 に設置している実験装置の改良及び開発において、各ビームポートにおける中性子スペクトル及び中性子ビームの発散角度の強度分布、特に波長（エネルギー）に対しての発散角度の強度分布は重要である。そのため、中性子ビームの特性を計算できる「中性子輸送コード」は装置開発等に重要なコードである。中性子輸送計算に使用している計算コードはモンテカルロの計算コードである McStas²⁻⁴⁾である。

JRR-3 中性子導管の輸送計算モデルは、実際の設置にあわせて中性子導管等を記述した計算モデルであるが^{5,6)}、一方で、発生した全ての中性子をビームポート及び実験装置へ輸送するように中性子源を作成していない。そのため、計算において発生した中性子の多くがビームポート等まで輸送されておらず、ビームポート位置等での統計を上げるために中性子源で発生する中性子数を増やすことが必要となるため、様々な中性子輸送モデルの検討において効率的でない計算を実施していた。

そこで効率のよい計算実施のため、シミュレーション用の冷中性子源を新たに作成することとした。

(2) 計算モデルの改良について

発生した中性子は、重水タンク内に設置されている減速材容器内の液体水素により減速して、重水タンクから伸びているビームチューブ接続管を經由して生体遮蔽内に設置されている固定プラグ内を通り、シャッター直前まで輸送される（冷中性子源装置図参照⁷⁾）。固定プラグ前後には水封止板（アルミ製）が設置され、前水封止板と固定プラグの間に中性子ビームサイズ決定のスリットとしての役割を担っているボラル板がある。固定プラグには中性子の通る空間が空けられており、この固定プラグ内に長さ 1779 mm に相当する中性子導管を設置することで輸送効率の向上を図っている⁷⁾。

この実際の構造物の配置⁷⁾に合わせて計算モデルを作成しており、水封止板、ボラル板及び固定プラグ内の中性子導管もモデルに反映している。今までの冷中性子源モデルでは、重水タンク内に 150 mm（高さ）×70 mm（幅）×約 33 mm（厚み）の冷中性子源があるとして、この冷中性子源から中性子を発生させて計算を実施していた。

計算モデルを改良するに当たって注目したのは中性子ビーム実験装置の性能に大きく影響を与える中性子ビームの発散角度の強度分布である。曲導管部における中性子ビーム輸送により中性子ビームの発散角度の強度分布が変わるため、JRR-3 の冷中性子導管の曲導管部末端において、以前の冷中性子源による発散角度の強度分布の計算結果と新しい冷中性子源による発散角度の強度分布の計算結果が一致すれば、同じ特性を有する新しい冷中性子源が作成できたと判断できる。

そこで、冷中性子源のサイズの変更及び冷中性子源から発生した中性子が通過する場所の変更

で、水平及び垂直方向の発散角度分布が同じで、発生した中性子の多くがビームポート等に輸送される冷中性子源を作成した。

冷中性子源の大きさの変更において、以前の冷中性子源は厚みを持たせていたが、新しい冷中性子源は厚みのない平板状とし、併せて発散角度の強度分布が以前の冷中性子源と同じになるように冷中性子源の大きさを調整した。

これまでの中性子ビームが通過する場所については、前水封止板における中性子ビーム通過サイズが固定プラグにおける最大のビームサイズとなっているため、冷中性子源で発生したすべての中性子が前水封止板（高さ 150 mm×幅 50 mm）を通過すると設定していた。なお、その直後に設置しているボラル板の通過サイズは 144 mm（高さ）×44 mm（幅）となっている。

新しい冷中性子源における中性子ビームが通過する場所については、冷中性子源から発生したすべての中性子が固定プラグ内に設置している中性子導管入り口（高さ 124 mm×幅 24 mm）を通過すると設定した。

(3) 計算結果

新しい冷中性子源を用いた計算は JRR-3 の C2 冷中性子導管のモデルで実施した。様々なシミュレーション計算の結果、冷中性子源の大きさとしては高さ 150 mm、幅 65 mm、厚み 0 mm、発生した中性子が固定プラグ内の中性子導管入り口を通過すると設定すると、曲導管終了位置での発散角度が同じようになることが分かった。水平、垂直方向におけるそれぞれの発散角度の強度分布を図 5.1.1、図 5.1.2 に示す。

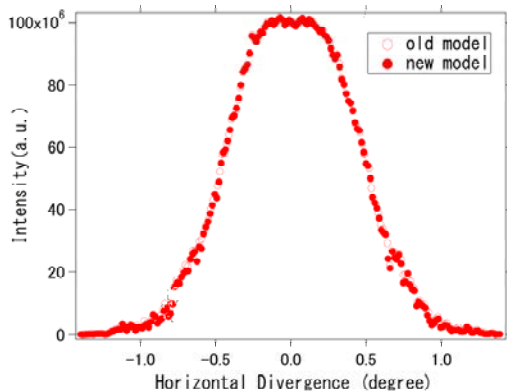


図 5.1.1 水平方向の発散角度の強度分布

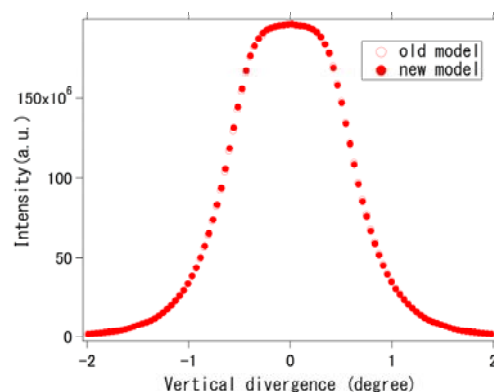


図 5.1.2 垂直方向の発散角度の強度分布

冷中性子源で 10^9 個の中性子を発生した場合、以前の冷中性子源により各ビームポートに輸送される中性子の個数と、新しく作成した冷中性子源によって各ビームポートに輸送される中性子の個数を比較すると、輸送される中性子数は表 5.1.1 のように増加し、新しい中性子源では中性子を 3 倍多く輸送することが出来るようになった。ここで比較に使用している測定位置は各ビームポートにおける入射側の導管末端での値である。なお、検出器の大きさはその導管の中性子ビームの断面積と同じである。

表 5.1.1 各ビームポートにおける中性子数の計算結果

ビームポート	C2-1	C2-2	C2-3-1
計算条件	ビームポート	ビームポート	ビームポート
以前の中性子源	1.98E+08	1.86E+08	5.18E+07
新しく作成した中性子源	6.63E+08	6.22E+08	1.75E+08

問題となる計算精度であるが、各ビームポートの相対誤差（強度と強度の誤差の比率）をとると、表 5.1.2 のような値となる。

表 5.1.2 各ビームポートにおける強度と強度の誤差の比率（相対誤差）

ビームポート	C2-1	C2-2	C2-3-1	比率（平均）
計算条件	ビームポート	ビームポート	ビームポート	
以前の中性子源 発生中性子数 1×10^9	2.64×10^{-4}	4.08×10^{-4}	7.17×10^{-4}	4.63×10^{-4}
新しく作成した 冷中性子源 発生中性子数 1×10^9	1.41×10^{-4}	2.17×10^{-4}	3.80×10^{-4}	2.46×10^{-4}
新しく作成した 冷中性子源 発生中性子数 2.8×10^8	2.66×10^{-4}	4.09×10^{-4}	7.18×10^{-4}	4.65×10^{-4}

表 5.1.2 より、同じ相対誤差を求めるのであれば、中性子の発生数が 3 割程度で済むこととなる。これにより、実測の計算時間で比較すると計算時間が 6 分の 5 に短縮され、計算時間の短縮に成功した。

(4) まとめ

中性子導管を用いて冷中性子を輸送する計算において、新たな冷中性子源を作成した。この新たな冷中性子源を使用することで、効率の良い計算が可能となった。

参考文献

- [1] 鈴木正年 他, JRR-3 中性子導管の設計と設置, JAERI-M 90-079, 1990, 44p.
- [2] Lefmann, K. and Nielsen, K., McStas, a General Software Package for Neutron Ray-tracing Simulations, Neutron News, vol.10, no.3, 1999, pp. 20-23.
- [3] Willendrup, P., Farhi, E. and Lefmann, K., McStas 1.7 a new version of the flexible Monte Carlo neutron scattering package, Physica B, vol. 350, Issues 1-3, Supplement, 2004, pp. E735-737.
- [4] Willendrup, P., Farhi, E., Knudsen, E., Filges, U. and Lefmann, K., McStas: Past, present and future, Journal of Neutron Research, vol. 17, no. 1, 2014, pp. 35-43.

- [5] Tamura, I. et al., Performance of upgraded thermal neutron guides with supermirrors at JRR-3, Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A, vol.529, 2004, pp. 234-237.
- [6] 研究炉加速器管理部, 平成 19 年度研究炉加速器管理部年報 (JRR-3, JRR-4, NSRR 及びタンデム加速器の運転、利用及び技術開発), JAEA-Review 2009-008, 2009, pp. 123-130.
- [7] 日本原子力研究開発機構 研究炉加速器技術部 JRR-3, 4. 冷中性子源装置,
<http://jrr3.jaea.go.jp/1/113.htm>, (参照 : 2019 年 9 月 17 日) .

6. 施設の廃止措置対応

Decommissioning

This is a blank page.

6.1 JRR-4 の廃止措置対応

(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 日に認可された。また、原子炉施設に係る廃止措置計画認可申請書の認可に伴い、平成 29 年 5 月 18 日に原子炉施設保安規定の変更申請を行い、平成 29 年 9 月 14 日及び平成 29 年 10 月 13 日の補正申請後、平成 29 年 11 月 29 日に原子炉施設保安規定の変更が認可された。

平成 30 年度における JRR-4 の廃止措置対応は、1 次冷却水精製系の水抜き及び 1 次冷却水精製系樹脂筒内の樹脂抜き作業を実施した。

1) 1 次冷却水精製系の水抜き及び 1 次冷却水精製系樹脂筒内の樹脂抜き作業

不要な設備である 1 次冷却水精製系の水抜き及び 1 次冷却水精製系樹脂筒内の樹脂抜きを行った。

This is a blank page.

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、平成30年度において35回開催され、116項目について審査を行った。

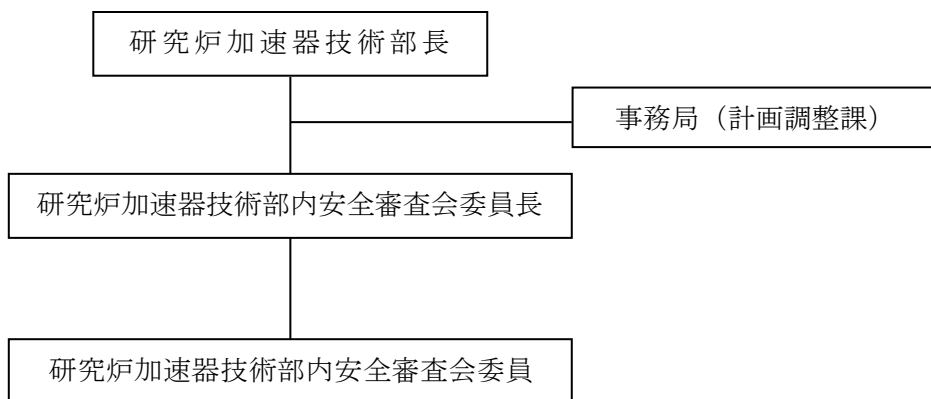
部安全衛生会議では、四半期ごとに実施する部長による部内安全衛生パトロールの結果について周知し、改善等の指示を行うとともに、各担当課長による所掌施設の安全衛生パトロールについて毎月実施した結果を部長に報告する等、部内の安全衛生管理に努めた。また、職員等に対し、保安教育訓練として消火訓練、通報訓練、総合訓練等を実施するとともに、管理区域内で実験・研究を行う利用者及び作業を実施する業者等に対し、管理区域の立入りに係る保安教育訓練を随時実施した。

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。

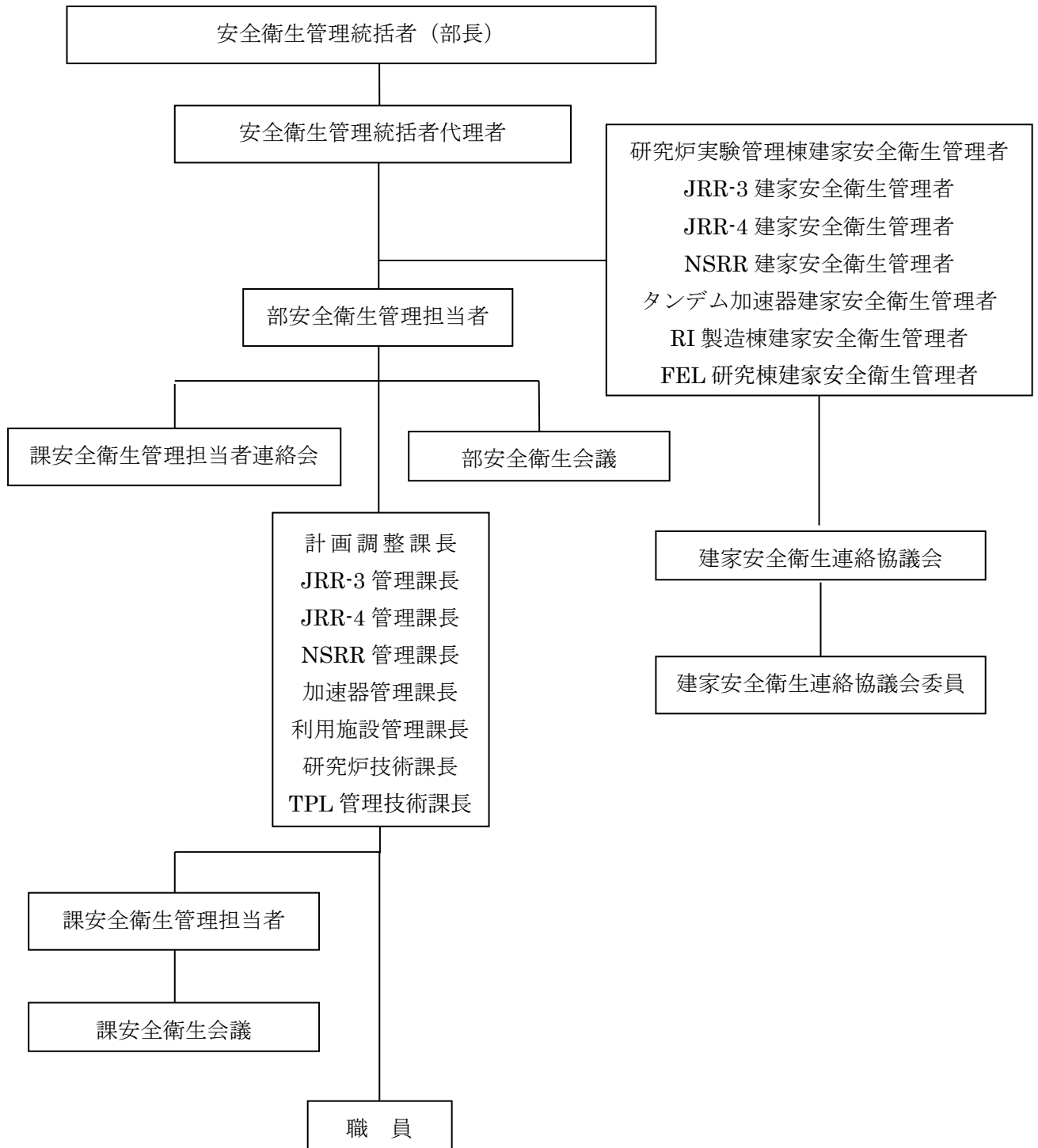
(1) 研究炉加速器技術部内安全審査会

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。以下に組織を示す。



(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。以下に組織を示す。



7.2 安全点検状況

(1) 研究炉加速器技術部内安全審査会

平成 30 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
平成 30 年 4 月 11 日 (第 1 回)	<ol style="list-style-type: none"> 「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 利用施設運転手引」の一部改定について 「核燃料物質の取扱いに関する管理基準」の手引等への反映について（使安審継続審議事項への対応）
平成 30 年 4 月 24 日 (第 2 回)	<ol style="list-style-type: none"> 「NSRR 本体施設運転手引」の一部改定について
平成 30 年 5 月 8 日 (第 3 回)	<ol style="list-style-type: none"> 原子力科学研究所核燃料物質使用施設等保安規定（第 6 編）の一部変更について 原子力科学研究所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 原子力科学研究所核燃料物質使用施設等保安規定（第 11 編）の一部変更について
平成 30 年 5 月 17 日 (第 4 回)	<ol style="list-style-type: none"> 施設定期評価実施計画（NSRR 原子炉施設）について 「JRR-4 使用施設本体施設等使用手引」の一部改定について
平成 30 年 6 月 8 日 (第 5 回)	<ol style="list-style-type: none"> 施設定期評価実施計画（NSRR 原子炉施設）について NSRR 原子炉施設の変更に係る設計及び工事の方法の認可申請書（その 5）の一部補正について
平成 30 年 6 月 13 日 (第 6 回)	<ol style="list-style-type: none"> 「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
平成 30 年 6 月 15 日 (第 7 回)	<ol style="list-style-type: none"> 「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 「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
平成 30 年 6 月 20 日 (第 8 回)	<ol style="list-style-type: none"> JRR-4 廃止措置計画認可申請書の変更について 原子力科学研究所原子炉施設保安規定（第 6 編）の変更申請について

開催日	審査事項
	<ol style="list-style-type: none"> 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 4. 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
<p>平成 30 年 7 月 6 日 (第 9 回)</p>	<ol style="list-style-type: none"> 1. 「NSRR 本体施設運転手引」の一部改定について 2. JRR-4 原子炉施設に係る廃止措置計画変更認可申請書の変更について
<p>平成 30 年 8 月 2 日 (第 10 回)</p>	<ol style="list-style-type: none"> 1. JRR-4 原子炉施設に係る廃止措置計画変更の変更について 2. JRR-3 原子炉施設の変更に係る設計及び工事の認可申請書について（その 1） JRR-3 原子炉施設の変更に係る設計及び工事の認可申請書について（その 2） 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 4. 「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 5. 核燃料物質の使用の変更の許可申請書（JRR-4）の変更について
<p>平成 30 年 8 月 20 日 (第 11 回)</p>	<ol style="list-style-type: none"> 1. タンデム加速器建家における放射性同位元素等の許可使用に係る変更の許可申請について 2. タンデム加速器建家液体窒素貯槽高圧ガス製造施設運転要領の一部改定について
<p>平成 30 年 8 月 23 日 (第 12 回)</p>	<ol style="list-style-type: none"> 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
<p>平成 30 年 9 月 6 日 (第 13 回)</p>	<ol style="list-style-type: none"> 1. RI 製造棟における放射性同位元素等の許可使用に係る変更の許可申請について 2. 「NSRR 本体施設使用手引」の一部改定について 3. NSRR 原子炉施設の変更に係る設計及び工事の認可申請書について 4. JRR-3 原子炉施設の変更に係る設計及び工事の認可申請書について（その 3）

開催日	審査事項
	<ol style="list-style-type: none"> 5. 「研究炉加速器技術部業務監視機器及び測定管理要領」の一部改定について 6. 「研究炉加速器技術部業務監視機器及び測定管理要領（核燃料物質等の事業所外運搬）」の一部改定について 7. 「JRR-3 本体施設運転手引」の一部改定について 8. 原子力科学研究所原子炉施設保安規定第 5 編 JRR-3 の管理の補正申請について
<p>平成 30 年 9 月 11 日 (第 14 回)</p>	<ol style="list-style-type: none"> 1. 「研究炉加速器技術部設計・開発管理要領」の一部改定について 2. 「研究炉加速器技術部設計・開発管理要領（核燃料物質等の事業所外運搬）」の一部改定について
<p>平成 30 年 9 月 21 日 (第 15 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 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 3. 燃料棟、機械棟及び照射物管理棟の耐震改修に係る施設修理・改造実施計画書（NSRR 本体施設）の変更について
<p>平成 30 年 9 月 28 日 (第 16 回)</p>	<ol style="list-style-type: none"> 1. 施設定期評価実施報告書（NSRR 原子炉施設）第 3 回について 2. 耐震改修工事作業における一時的な管理区域指定及び解除要領書について
<p>平成 30 年 10 月 9 日 (第 17 回)</p>	<ol style="list-style-type: none"> 1. JRR-3 原子炉施設の変更に係る設計及び工事の認可申請書について（その 4） 2. JRR-3 原子炉施設の変更に係る設計及び工事の認可申請書について（その 5）
<p>平成 30 年 10 月 16 日 (第 18 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 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 3. 「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

開催日	審査事項
<p>平成 30 年 10 月 19 日 (第 19 回)</p>	<ol style="list-style-type: none"> 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. 「JRR-4 管理手引」の一部改定について 4. 「JRR-4 使用施設本体施設等使用手引」の一部改定について 5. 「NSRR 本体施設運転手引」の一部改定について 6. 「NSRR 本体施設使用手引」の一部改定について 7. 「JRR-3 利用施設運転手引」の一部改定について 8. 「JRR-4 利用施設運転手引」の一部改定について 9. 「JRR-4 利用施設管理手引」の一部改定について
<p>平成 30 年 10 月 30 日 (第 20 回)</p>	<ol style="list-style-type: none"> 1. JRR-3 原子炉施設の変更に係る設計及び工事の認可申請書について (その 6) 2. JRR-3 原子炉施設の変更に係る設計及び工事の認可申請書について (その 7) 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
<p>平成 30 年 11 月 2 日 (第 21 回)</p>	<ol style="list-style-type: none"> 1. NSRR 原子炉施設の変更に係る設計及び工事の方法の認可申請書 (その 5) の変更申請について
<p>平成 30 年 11 月 12 日 (第 22 回)</p>	<ol style="list-style-type: none"> 1. 廃止措置実施方針について (JRR-3 原子炉施設) 2. 廃止措置実施方針について (JRR-3 核燃料物質使用施設) 3. 廃止措置実施方針について (JRR-4 原子炉施設) 4. 廃止措置実施方針について (JRR-4 核燃料物質使用施設) 5. 廃止措置実施方針について (NSRR 原子炉施設) 6. 廃止措置実施方針について (NSRR 核燃料物質使用施設) 7. 廃止措置実施方針について (RI 製造棟核燃料物質使用施設) 8. 廃止措置実施方針について (タンデム加速器建家核燃料物質使用施設) 9. 廃止措置実施方針について (JRR-1 核燃料物質使用施設) 10. 廃止措置実施方針について (TPL 核燃料物質使用施設) 11. 「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 12. 「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

開催日	審査事項
	業所外運搬)」の一部改定について
平成 30 年 11 月 20 日 (第 23 回)	1. 「JRR-4 給排気ダクト更新工事における一時管理区域の指定及び解除に係る要領」の制定について
平成 30 年 11 月 27 日 (第 24 回)	1. 施設定期評価実施計画 (JRR-3 原子炉施設) について 2. 「未使用燃料輸送容器管理手引」の一部改定について
平成 30 年 12 月 7 日 (第 25 回)	1. 無停電電源装置の静止型インバータ装置の更新について
平成 30 年 12 月 11 日 (第 26 回)	1. JRR-3 本体施設修理 (改造) 計画について (反応度制御盤の部品交換) 2. JRR-3 本体施設修理 (改造) 計画について (制御棒駆動装置の部品交換) 3. JRR-3 原子炉施設の変更に係る設計及び工事の認可申請書について (反応度制御盤の部品交換) 4. JRR-3 原子炉施設の変更に係る設計及び工事の認可申請書について (制御棒駆動装置の部品交換)
平成 31 年 1 月 15 日 (第 27 回)	1. JRR-3 原子炉施設の変更に係る設計及び工事の方法の認可申請書 (その 3) の一部補正について 2. JRR-3 原子炉施設の変更に係る設計及び工事の方法の認可申請書 (その 4) の一部補正について 3. JRR-3 原子炉施設の変更に係る設計及び工事の方法の認可申請書 (その 5) の一部補正について
平成 31 年 1 月 18 日 (第 28 回)	1. 「研究炉加速器技術部工事・作業の安全管理要領」の制定について 2. 「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
平成 31 年 2 月 5 日 (第 29 回)	1. 施設定期評価実施報告書 (JRR-3 原子炉施設) について 2. 「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
平成 31 年 2 月 15 日 (第 30 回)	1. 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

開催日	審査事項
	2. JRR-3 原子炉施設の変更に係る設計及び工事の方法の認可申請書 (その 9) 無停電電源装置の一部更新について (報告事項)
平成 31 年 2 月 20 日 (第 31 回)	1. JRR-3 原子炉施設の変更に係る設計及び工事の方法の認可申請書 (その 4) の一部補正について 2. NSRR 原子炉施設保全計画 (2019 年度～2028 年度) について
平成 31 年 3 月 4 日 (第 32 回)	1. NSRR 原子炉施設の変更に係る設計及び工事の方法の認可申請書 (その 5) の変更申請の一部補正について 2. JRR-3 原子炉施設保全計画について
平成 31 年 3 月 5 日 (第 33 回)	1. JRR-3 原子炉施設の変更に係る設計及び工事の方法の認可申請書 (その 2) の一部補正について 2. JRR-3 原子炉施設の変更に係る設計及び工事の方法の認可申請書 (その 6) の一部補正について 3. 「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
平成 31 年 3 月 12 日 (第 34 回)	1. JRR-3 原子炉施設の変更に係る設計及び工事の方法の認可申請書 (その 10) について
平成 31 年 3 月 18 日 (第 35 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. 「JRR-4 管理手引」の一部改定について 4. 「JRR-4 使用施設本体施設等使用手引」の一部改定について 5. 「NSRR 本体施設運転手引」の一部改定について 6. 「NSRR 本体施設使用手引」の一部改定について 7. 「JRR-3 利用施設運転手引」の一部改定について 8. 「JRR-4 冷凍高圧ガス製造施設運転要領」の一部改定について 9. 「JRR-3 一般高圧ガス製造施設点検要領」の一部改定について 10. 「JRR-3 一般高圧ガス製造施設運転要領」の一部改定について 11. 「タンデム加速器高圧ガス製造施設運転要領」の一部改定について 12. 「液化窒素貯槽高圧ガス製造施設 (タンデム加速器建家) 運転要領」 の一部改定について 13. 「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

開催日	審査事項
	<p>一部改定について</p> <p>14. 「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</p> <p>15. 「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</p> <p>16. 「加速器運転に係る安全管理手引」の一部改定について</p> <p>17. 「JRR-3 レーザー機器取扱作業マニュアル（利用施設管理課）」の一部改定について</p> <p>18. 「レーザー機器取扱作業マニュアル（ラジオアイソトープ製造棟）」の一部改定について</p>

(2) 安全衛生パトロール

平成 30 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。

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
平成 30 年 7 月 18 日	消火訓練	消火器・消火栓を使用した消火訓練を	183 名
平成 30 年 7 月 19 日		実施した。	97 名

This is a blank page.

8. 国際協力

International Cooperation

This is a blank page.

8.1 文部科学省原子力研究交流制度等

(1) 文部科学省原子力研究交流制度

平成 30 年度は、文部科学省原子力研究交流制度に基づく受け入れがなかった。

(2) 国際機関研修制度

平成 30 年度は、国際機関研修制度に基づく受け入れがなかった。

8.2 外国人招へい制度

平成 30 年度は、外国人研究者招へい制度に基づく招へいがなかった。

This is a blank page.

9. 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課の関係者が平成30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2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	長	明彦 (加速器管理課)
委員	岩浅	正浩 (JRR-3 管理課)
	助川	正典 (JRR-4 管理課)
	袴塚	駿 (NSRR 管理課)
	乙川	義憲 (加速器管理課)
	坂田	茉美 (利用施設管理課)
	田村	格良 (研究炉技術課)
	山田	正行 (TPL 管理技術課)
事務局	中村	剛実 (計画調整課)
	小林	淳子 (計画調整課)

This is a blank page.

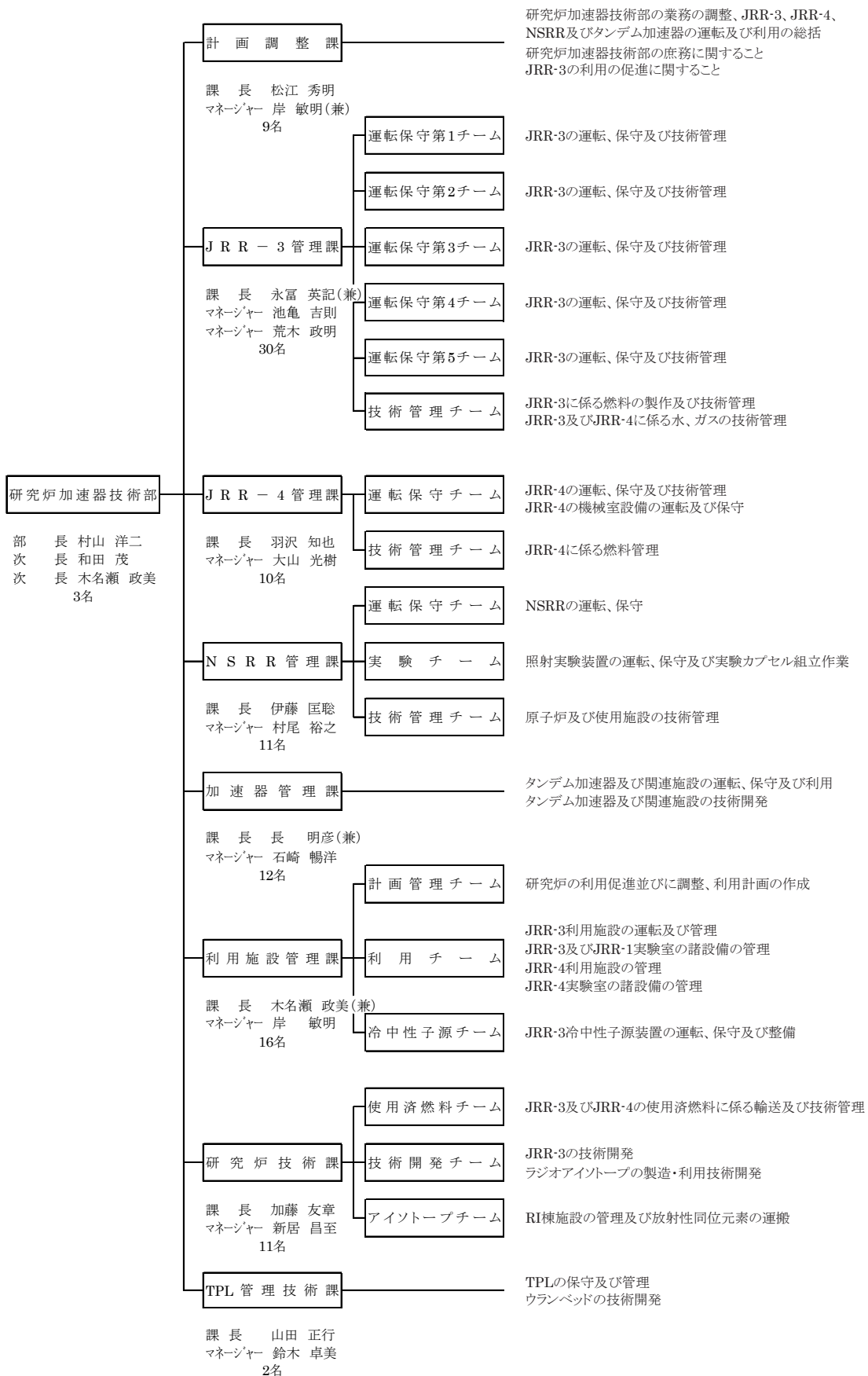
付録

Appendices

This is a blank page.

付録 1 研究炉加速器技術部の組織と業務

平成31年3月31日現在



付録2 JAEA-Research 等一覧

著者	標題	レポート No.
—	—	—

付録3 口頭発表一覧

発表者	標 題	発表会議名
		発表月
鳥居	Application of research reactors JRR-3 including design of silicon doping facility	9th Vietnam/Japan Research/HRD Forum on Nuclear Technology (2018/07)
游津, 長, 石崎, 田山, 松田, 株本, 中村, 杓掛, 乙川, 松井	原子力機構-東海タンデム加速器の現状	第31回タンデム加速器及びその周辺技術の研究会 (2018/07)
仁尾, 他	加速器 BNCT の確立を目的とした中性子測定技術開発	日本原子力学会 2018 年秋の大会 (2018/09)
和田, 川村, 鈴木, 木村, 永富	JRR-3 の新規制基準適合について, 1; 概論	日本原子力学会 2019 年春の年会 (2019/03)
木村, 荒木, 永富, 和田	JRR-3 の新規制基準適合について, 4; BDBA への対応	日本原子力学会 2019 年春の年会 (2019/03)
鈴木, 川村, 小林(哲), 堀口, 和田	JRR-3 の新規制基準適合について, 2; 外部事象への対応	日本原子力学会 2019 年春の年会 (2019/03)
川村, 小林(哲), 和田, 他	JRR-3 の新規制基準適合について, 3; 耐震設計と津波評価	日本原子力学会 2019 年春の年会 (2019/03)

付録4 外部投稿論文一覧

発表者	標 題	発表誌名等
田村(格)	中性子輸送	波紋 28(4), p.204 - 207, 2018/11
松田, 株本, 田山, 仲野 谷, 中村, 沓 掛, 乙川, 遊 津, 松井, 石 崎	原子力機構-東海タンデム加速器の現状	第 15 回日本加速器学会年会 Proceedings of 15th Annual Meeting of Particle Accelerator Society of Japan (インターネッ ト) , p.1271 - 1275, 2018/08
石黒, 根本 (勉), 山田, 大山	JRR-4 の廃止措置計画の概要及び実施状況に ついて	日本保全学会第 15 回学術講演会 要旨集, p.501 - 505, 2018/07
求, 秋山, 村 尾	Evaluation of the radiation effects of residents living around the NSRI under the external hazards	Proceedings of 26th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE-26) (Internet), 8 Pages, 2018/07

付録5 官庁許認可一覧

炉名	件名		設置変更	設工認・RI	使用前検査等	
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			—	
	JRR-3 原子炉施設の 変更に係る設計及び 工事の方法の認可申 請 (制御棒案内管の 製作)	申請	年月日 番号		平成 23 年 8 月 19 日 23 原機 (科研) 020	
		変更	年月日 番号		—	
		認可 合格	年月日 番号		—	
施設定期検査申請書 (JRR-3)	申請	年月日 番号			平成 22 年 10 月 18 日 22 原機 (科研) 019	
	変更	年月日 番号			平成 23 年 6 月 1 日 23 原機 (科研) 010	
					平成 23 年 9 月 27 日 23 原機 (科研) 025	

炉名	件名			設置変更	設工認・RI	使用前検査等
J R R 3	施設定期検査申請書 (JRR-3)	変更	年月日 番号			平成24年10月18日 24原機(科研)006
						平成25年5月31日 25原機(科研)002
						平成25年6月18日 25原機(科研)011
						平成25年10月18日 25原機(科研)017
						平成26年4月22日 26原機(科研)001
						平成26年10月21日 26原機(科研)006
						平成27年4月23日 27原機(科研)003
						平成27年10月6日 27原機(科研)008
						平成28年9月30日 28原機(科研)002
						平成29年9月29日 29原機(科研)006
						平成29年11月6日 29原機(科研)008
						平成29年11月22日 29原機(科研)012
						平成30年10月1日 30原機(科研)005
						平成30年10月24日 30原機(科研)008
		認可 合格	年月日 番号			—
JRR-3原子炉施設の 変更に係る設計及び 工事の方法の認可申 請(その1)	申請	年月日 番号		平成30年9月3日 30原機(科研)002		
	変更	年月日 番号		—		
	認可 合格	年月日 番号		—		

炉名	件名		設置変更	設工認・RI	使用前検査等	
J R R 3	JRR-3 原子炉施設の変更に係る設計及び工事の方法の認可申請（その2）	申請	年月日 番号		平成30年9月3日 30 原機（科研）003	
		変更	年月日 番号		平成31年3月19日 30 原機（科研）026	
		認可 合格	年月日 番号		—	
	JRR-3 原子炉施設の変更に係る設計及び工事の方法の認可申請（その3）	申請	年月日 番号		平成30年10月12日 30 原機（科研）007	
		変更	年月日 番号		平成31年2月5日 30 原機（科研）021	
		認可 合格	年月日 番号		平成31年3月14日 原規規発第1903142号	
	JRR-3 原子炉施設の変更に係る設計及び工事の方法の認可申請（その4）	申請	年月日 番号		平成30年11月1日 30 原機（科研）010	
		変更	年月日 番号		平成31年2月5日 30 原機（科研）022	
					平成31年3月1日 30 原機（科研）024	
		認可 合格	年月日 番号		—	
	JRR-3 原子炉施設の変更に係る設計及び工事の方法の認可申請（その5）	申請	年月日 番号		平成30年11月1日 30 原機（科研）011	
		変更	年月日 番号		平成31年2月5日 30 原機（科研）023	
		認可 合格	年月日 番号		平成31年3月14日 原規規発第1903143号	
	JRR-3 原子炉施設の変更に係る設計及び工事の方法の認可申請（その6）	申請	年月日 番号		平成30年11月30日 30 原機（科研）014	
		変更	年月日 番号		平成31年3月19日 30 原機（科研）027	
		認可 合格	年月日 番号		—	
	JRR-3 原子炉施設の変更に係る設計及び工事の方法の認可申請（その7）	申請	年月日 番号		平成30年11月30日 30 原機（科研）015	
		変更	年月日 番号		—	

炉名	件名		設置変更	設工認・RI	使用前検査等	
JRR-3		認可 合格	年月日 番号		—	
	JRR-3 原子炉施設の 変更に係る設計及び 工事の方法の認可申 請（反応度制御盤）	申請	年月日 番号		平成 31 年 2 月 5 日 30 原機（科研）017	
		変更	年月日 番号		—	
		認可 合格	年月日 番号		—	
		申請	年月日 番号		平成 31 年 2 月 5 日 30 原機（科研）018	
	JRR-3 原子炉施設の 変更に係る設計及び 工事の方法の認可申 請（その 8）	変更	年月日 番号		—	
		認可 合格	年月日 番号		—	
		申請	年月日 番号			平成 22 年 12 月 1 日 22 原機（科研）021
	JRR-4	施設定期検査申請書 （JRR-4）	変更	年月日 番号		平成 23 年 5 月 31 日 23 原機（科研）008
						平成 25 年 5 月 31 日 25 原機（科研）003
					平成 25 年 6 月 18 日 25 原機（科研）010	
					平成 26 年 4 月 22 日 26 原機（科研）002	
					平成 26 年 11 月 6 日 26 原機（科研）008	
					平成 27 年 4 月 23 日 27 原機（科研）004	
					平成 27 年 10 月 23 日 27 原機（科研）009	
					平成 28 年 10 月 25 日 28 原機（科研）003	
認可 合格					年月日 番号	
施設定期検査申請書 （NSRR）		申請	年月日 番号			平成 26 年 11 月 14 日 26 原機（科研）007

炉名	件名		設置変更	設工認・RI	使用前検査等	
NSRR	施設定期検査申請書 (NSRR)	変更	年月日 番号		平成 27 年 4 月 23 日 27 原機 (科研) 005	
					平成 28 年 1 月 8 日 27 原機 (科研) 010	
					平成 29 年 1 月 5 日 28 原機 (科研) 004	
					平成 29 年 12 月 26 日 29 原機 (科研) 017	
					平成 30 年 2 月 22 日 29 原機 (科研) 021	
					平成 30 年 3 月 28 日 29 原機 (科研) 026	
					平成 30 年 11 月 1 日 30 原機 (科研) 009	
		認可 合格	年月日 番号			—
	NSRR 原子炉施設の 変更に係る設計及び 工事の方法の認可申 請 (その 4)	申請	年月日 番号		平成 29 年 10 月 13 日 29 原機 (科研) 007	
		変更	年月日 番号		平成 30 年 1 月 30 日 29 原機 (科研) 018	
		認可 合格	年月日 番号		平成 30 年 4 月 20 日 原規規発第 1804202 号	
	NSRR 原子炉施設の 変更に係る設計及び 工事の方法の認可申 請 (その 5)	申請	年月日 番号		平成 29 年 12 月 13 日 29 原機 (科研) 013	
		変更	年月日 番号		平成 30 年 3 月 8 日 29 原機 (科研) 025	
					平成 30 年 6 月 22 日 30 原機 (科研) 001	
		認可 合格	年月日 番号		平成 30 年 7 月 10 日 原規規発第 1807101 号	
		変更	年月日 番号		平成 30 年 11 月 29 日 30 原機 (科研) 012	
					平成 31 年 3 月 15 日 30 原機 (科研) 025	
		認可 合格	年月日 番号			—

炉名	件名		設置変更	設工認・RI	使用前検査等	
NSRR	NSRR 原子炉施設使用前検査 (避難用照明、誘導標識及び誘導灯並びに仮設照明及び懐中電灯、漏洩検知器、通信連絡設備の設置)	申請	年月日 番号			平成30年3月9日 29 原機 (科研) 022
		変更	年月日 番号			—
		認可 合格	年月日 番号			平成30年4月18日 原規規発第 1804108 号
	NSRR 原子炉施設使用前検査 (安全保護系に係るケーブル)	申請	年月日 番号			平成30年3月9日 29 原機 (科研) 023
		変更	年月日 番号			—
		認可 合格	年月日 番号			平成30年4月16日 原規規発第 1804107 号
	NSRR 原子炉施設使用前検査 (NSRR 外の通信連絡設備の設置)	申請	年月日 番号			平成30年3月9日 29 原機 (科研) 024
		変更	年月日 番号			—
		認可 合格	年月日 番号			平成30年4月18日 原規規発第 1804106 号
	NSRR 原子炉施設使用前検査 (燃料棟、機械棟及び照射物管理棟の耐震改修)	申請	年月日 番号			平成30年9月6日 30 原機 (科研) 004
		変更	年月日 番号			—
		認可 合格	年月日 番号			—

付録6 表彰、特許

[表彰]

・平成30年度理事長表彰

業務品質改善賞

「安全作業ハンドブック解説集の作成・活用による安全管理の改善」

受賞者	利用施設管理課	落合	康明
	加速器管理課	阿部	信市

「JRR-4 廃止措置計画の品質向上及び認可取得業務の遂行」

受賞者	JRR-4 管理課	石黒	裕大
	JRR-4 管理課	大山	光樹
	JRR-4 管理課	根本	勉
	JRR-4 管理課	山田	佑典
	JRR-4 管理課	根本	吉則
	利用施設管理課	中村	剛実

模範賞

「JRF-90Y-950K 型輸送容器の設計変更の完遂」

受賞者	JRR-3 管理課	荒木	正明
	JRR-3 管理課	小林	哲也

安全功労賞

「長年にわたる原子力施設の安全管理及び安全衛生管理の模範的遂行」

受賞者	利用施設管理課	落合	康明
-----	---------	----	----

受賞年月日 平成30年10月1日

[特許]

なし

This is a blank page.

国際単位系 (SI)

表 1. SI 基本単位

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

表 2. 基本単位を用いて表されるSI組立単位の例

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

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

表 3. 固有の名称と記号で表されるSI組立単位

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

(a) SI接頭語は固有の名称と記号を持つ組立単位と組み合わせても使用できる。しかし接頭語を付した単位はもはやコヒーレントではない。
 (b) ラジアンとステラジアンは数字の 1 に対する単位の特別な名称で、量についての情報をつたえるために使われる。実際には、使用する時には記号 rad 及び sr が用いられるが、習慣として組立単位としての記号である数字の 1 は明示されない。
 (c) 測光学ではステラジアンという名称と記号 sr を単位の表し方の中に、そのまま維持している。
 (d) ヘルツは周期現象についてのみ、ベクレルは放射性核種の統計的過程についてのみ使用される。
 (e) セルシウス度はケルビンの特別な名称で、セルシウス温度を表すために使用される。セルシウス度とケルビンの単位の大きさは同一である。したがって、温度差や温度間隔を表す数値はどちらの単位で表しても同じである。
 (f) 放射性核種の放射能 (activity referred to a radionuclide) は、しばしば誤った用語で "radioactivity" と記される。
 (g) 単位シーベルト (PV, 2002, 70, 205) についてはCIPM勧告2 (CI-2002) を参照。

表 4. 単位の中に固有の名称と記号を含むSI組立単位の例

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

表 5. SI 接頭語

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

表 6. SIに属さないが、SIと併用される単位

名称	記号	SI 単位による値
分	min	1 min=60 s
時	h	1 h=60 min=3600 s
日	d	1 d=24 h=86 400 s
度	°	1°=(π/180) rad
分	'	1'=(1/60)°=(π/10 800) rad
秒	"	1"=(1/60)'=(π/648 000) rad
ヘクタール	ha	1 ha=1 hm ² =10 ⁴ m ²
リットル	L, l	1 L=1 l=1 dm ³ =10 ³ cm ³ =10 ⁻³ m ³
トン	t	1 t=10 ³ kg

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

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

表 8. SIに属さないが、SIと併用されるその他の単位

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

表 9. 固有の名称をもつCGS組立単位

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

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

表 10. SIに属さないその他の単位の例

名称	記号	SI 単位で表される数値
キュリー	Ci	1 Ci=3.7×10 ¹⁰ Bq
レントゲン	R	1 R=2.58×10 ⁻⁴ C/kg
ラド	rad	1 rad=1cGy=10 ⁻² Gy
レム	rem	1 rem=1 cSv=10 ⁻² Sv
ガンマ	γ	1 γ=1 nT=10 ⁻⁹ T
フェルミ	f	1 フェルミ=1 fm=10 ⁻¹⁵ m
メートル系カラット		1 メートル系カラット=0.2 g=2×10 ⁻⁴ kg
トル	Torr	1 Torr=(101 325/760) Pa
標準大気圧	atm	1 atm=101 325 Pa
カロリ	cal	1 cal=4.1858 J (「15°C」カロリ), 4.1868 J (「IT」カロリ), 4.184 J (「熱化学」カロリ)
マイクロ	μ	1 μ=1μm=10 ⁻⁶ m

