

平成20年度研究炉加速器管理部年報

(JRR-3, JRR-4, NSRR 及びタンデム加速器の運転、利用及び技術開発)

Annual Report of Department of Research Reactor
and Tandem Accelerator, JFY2008
(Operation, Utilization and Technical Development
of JRR-3, JRR-4, NSRR and Tandem Accelerator)

研究炉加速器管理部

Department of Research Reactor and Tandem Accelerator

東海研究開発センター

原子力科学研究所

Nuclear Science Research Institute
Tokai Research and Development Center

March 2010

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

JAEA-Review

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

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

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

© Japan Atomic Energy Agency, 2010

平成 20 年度研究炉加速器管理部年報
(JRR-3, JRR-4, NSRR 及びタンデム加速器の運転、利用及び技術開発)

日本原子力研究開発機構
東海研究開発センター原子力科学研究所
研究炉加速器管理部

(2009 年 12 月 24 日受理)

研究炉加速器管理部は、JRR-3(Japan Research Reactor-3), JRR-4(Japan Research Reactor-4), NSRR(Nuclear Safety Research Reactor)の研究炉並びにタンデム加速器を運転管理し、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 2008 年 4 月 1 日から 2009 年 3 月 31 日までの研究炉加速器管理部において実施した業務活動をまとめたものである。

業務内容について以下の 5 項目に分類した。

- (1) 研究炉及び加速器の運転管理
- (2) 研究炉及び加速器の利用
- (3) 研究炉及び加速器利用技術の高度化
- (4) 研究炉及び加速器の安全管理
- (5) 国際協力

さらに、論文、口頭発表一覧、官庁許認可、表彰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白方白根 2-4

編集者：鈴木 真裕、米田 正雄、正治 章、沓掛 健一、阿波 靖晃、坂田 茉美、大内 諭、
小山 芳己、寺門 雄一、楠 剛

Annual Report of Department of Research Reactor and Tandem Accelerator, JFY2008
(Operation, Utilization and Technical Development
of JRR-3, JRR-4, NSRR and Tandem Accelerator)

Department of Research Reactor and Tandem Accelerator

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

(Received December 24, 2009)

The Department of Research Reactors and Tandem Accelerator is in charge of the operation, utilization and technical development of JRR-3(Japan Research Reactor-3), JRR-4(Japan Research Reactor-4), NSRR(Nuclear Safety Research Reactor) and Tandem Accelerator.

This annual report describes a summary of activities of services and technical developments carried out in the period between April 1, 2008 and March 31, 2009. The activities were categorized into five service/development fields:

- (1) Operation and maintenance of research reactors and tandem accelerator
- (2) Utilization of research reactors and tandem accelerator
- (3) Upgrading of utilization techniques of research reactors and tandem accelerator
- (4) Safety administration for research reactors and tandem accelerator
- (5) International cooperation.

Also contained are lists of publications, meetings, granted permissions on laws and regulations concerning atomic energy, commendation, 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, JAEA

(Eds.)Mayu SUZUKI, Masao KOMEDA, Akira SHOUJI, Kenichi KUTSUKAKE,
Yasuaki AWA, Mami SAKATA, Satoshi OUCHI, Yoshimi KOYAMA, Yuichi TERAKADO,
Tsuyoshi KUSUNOKI

目次

まえがき	1
1. 概要	3
2. 研究炉及び加速器の運転管理	7
2.1 JRR-3の運転管理	9
2.1.1 運転	9
2.1.2 保守・整備	12
2.1.3 燃料・炉心管理	14
2.1.4 放射線管理	17
2.1.5 水・ガス管理	19
2.1.6 使用済燃料貯蔵施設の管理	22
2.2 JRR-4の運転管理	24
2.2.1 運転	24
2.2.2 保守・整備	25
2.2.3 燃料・炉心管理	26
2.2.4 放射線管理	27
2.2.5 水・ガス管理	27
2.2.6 使用済燃料貯蔵施設の管理	27
2.3 NSRRの運転管理	29
2.3.1 運転	29
2.3.2 保守・整備	29
2.3.3 燃料・炉心管理	34
2.3.4 放射線管理	34
2.4 タンデム加速器の運転管理	36
2.4.1 運転	36
2.4.2 保守・整備	37
2.4.3 高圧ガス製造施設	39
2.4.4 放射線管理	41
2.5 主な技術的事項	42
2.5.1 安全系B系安全計線形増幅器のゲインダイヤルの不良調査	42
2.5.2 JRR-4 反射体要素割れの原因調査	47
2.5.3 NSRR 原子炉プールライニングの調査	56
2.5.4 高電圧端子内 180 度偏向電磁石の基本設計	60
2.5.5 タンデム加速器制御システムコンピュータの更新	62
2.5.6 高圧純水洗浄による超伝導ブースターの性能回復	63
3. 研究炉及び加速器の利用	65
3.1 利用の状況	67

3.2	照射利用	69
3.2.1	JRR-3 における照射	69
3.2.2	JRR-4 における照射	69
3.3	実験利用	77
3.3.1	JRR-3 における実験	77
3.3.2	JRR-4 における実験	77
3.3.3	NSRR における実験	82
3.3.4	タンデム加速器における実験	82
3.3.5	実験室の利用状況	85
3.3.6	医療照射	86
3.3.7	動物実験	86
3.3.8	人材育成	86
3.4	保守・整備	87
3.4.1	JRR-3 照射設備等の保守・整備	87
3.4.2	JRR-4 照射設備等の保守・整備	88
3.4.3	NSRR 照射設備等の保守・整備	90
3.5	施設共用	92
3.5.1	炉内中性子照射等専門部会	92
3.5.2	中性子ビーム利用専門部会	92
3.5.3	タンデム加速器専門部会	92
3.5.4	研究炉医療照射委員会	94
4.	研究炉及び加速器利用技術の高度化	95
4.1	JRR-3 の高度化の技術開発	97
4.1.1	耐放射線ミラーの開発	97
4.1.2	アルミケーシングの開発	102
4.2	医療照射技術の開発	105
4.2.1	医療照射技術の高度化	105
4.2.2	適用拡大のための技術開発	107
4.3	シリコン照射技術の開発	125
4.3.1	JRR-4 における 12 インチ NTD-Si 照射実験装置に関する詳細設計	125
4.3.2	大型シリコン照射が可能な研究炉の概念設計	129
4.4	タンデム加速器系の開発	135
4.4.1	高電圧端子内 14.5GHz ECR イオン源からのビーム加速	135
4.4.2	ISOL イオン源の開発	138
5.	研究炉及び加速器の安全管理	139
5.1	研究炉加速器管理部の安全管理体制	141
5.2	安全点検状況	143
5.3	訓練	146

6. 国際協力	161
6.1 文部科学省原子力研究交流制度等	163
6.2 外国人招へい制度	163
7. むすび	165
あとがき	169
付 録	171
付録 1 研究炉加速器管理部の組織と業務	173
付録 2 JAEA-Research 等一覧	174
付録 3 口頭発表一覧	175
付録 4 外部投稿論文一覧	181
付録 5 官庁許認可一覧	185
付録 6 平成 20 年度招へい・受入れ者一覧	186
付録 7 表彰、特許	187
付録 8 平成 20 年度実施計画とその実施結果	188
付録 9 平成 20 年度実施結果のまとめ	189

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	12
2.1.3 Reactor Core Management	14
2.1.4 Radiation Monitoring	17
2.1.5 Water and Gas Managements	19
2.1.6 Management of Spent Fuel Storage Facility	22
2.2 Operation and Maintenance of JRR-4	24
2.2.1 Operation	24
2.2.2 Maintenance	25
2.2.3 Reactor Core Management	26
2.2.4 Radiation Monitoring	27
2.2.5 Water and Gas Management	27
2.2.6 Management of Spent Fuel Storage Facility	27
2.3 Operation and Maintenance of NSRR	29
2.3.1 Operation	29
2.3.2 Maintenance	29
2.3.3 Reactor Core Management	34
2.3.4 Radiation Monitoring	34
2.4 Operation and Maintenance of Tandem Accelerator	36
2.4.1 Operation	36
2.4.2 Maintenance	37
2.4.3 High-pressure Gas Handling System	39
2.4.4 Control of Radiation	41
2.5 Major Technical Topics	42
2.5.1 Cause Investigation of Malfunction on Gain Adjustment Dial of Linear Amplifier of a Safety Protection System	42
2.5.2 Investigation of a Crack in Reflector Element of JRR-4	47
2.5.3 Measured Results of Lining Thickness in NSRR	56
2.5.4 Basic Design of Power Supply for 180° Bending Magnet in the High Voltage Terminal	60
2.5.5 Replacement of Computers in the Control System for the JAEA-Tokai Tandem Accelerator	62
2.5.6 Improvement of Acceleration Electric Field of Superconducting Booster using High Pressure Water Jet Rinse	63
3. Utilization of Research Reactors and Tandem Accelerator	65
3.1 Status of Utilization	67
3.2 Irradiation	69
3.2.1 Irradiation in JRR-3	69

3.2.2	Irradiation in JRR-4	69
3.3	Experiments	77
3.3.1	Experiments in JRR-3	77
3.3.2	Experiments in JRR-4	77
3.3.3	Experiments in NSRR	82
3.3.4	Experiments in the Tandem Accelerator Facility	82
3.3.5	Utilization in Laboratories	85
3.3.6	Medical Irradiation	86
3.3.7	Experiments with Mouse	86
3.3.8	Personnel Training	86
3.4	Maintenance	87
3.4.1	Maintenance of Utilization Apparatuses in JRR-3	87
3.4.2	Maintenance of Utilization Apparatuses in JRR-4	88
3.4.3	Maintenance of Utilization Apparatuses in NSRR	90
3.5	Specialist Committee for Common Utilization of JAEA's Research Facilities ..	92
3.5.1	The Specialist Committee for Neutron Irradiation	92
3.5.2	The Specialist Committee for Neutron Beam Utilization	92
3.5.3	The Specialist Committee for Tandem Accelerator	92
3.5.4	The Specialist Committee for Medical Irradiations at Research Reactor ..	94
4.	Upgrading of Utilization Techniques of Research Reactors and Tandem Accelerator	95
4.1	Development for Upgrading of JRR-3 Cold Neutron Beam Utility	97
4.1.1	Development of a Radiation Resistant Mirror	97
4.1.2	Development of Aluminum Casing Cover	102
4.2	Development of BNCT Technology	105
4.2.1	Improvement for Medical Irradiation Technology	105
4.2.2	Expansion of application	107
4.3	Development of Irradiation Technology for Semi-conducting Silicon Production	125
4.3.1	Detail Design of the 12 inch Silicon Irradiation Device in JRR-4	125
4.3.2	Conceptual Design of a Research Reactor for Irradiating Large Diameter Silicon Ingot	129
4.4	Accelerator Development	135
4.4.1	Beam Acceleration Test of the in-terminal 14.5GHz ECR Ion Source	135
4.4.2	Development of Ion-source for JAEA-ISOL	138
5.	Safety Administration for Research Reactors and Tandem Accelerator	139
5.1	Organization of Safety Administration	141
5.2	Present Status of Safety Inspection	143
5.3	Training	146
6.	International Cooperation	161
6.1	MEXT Scientist Exchange Program	163
6.2	Foreign Specialist Invitation	163

7. Conclusions	165
Postscript	169
Appendices	171
Appendix 1 Organization of the Department of Research Reactor and Tandem Accelerator	173
Appendix 2 List of JAEA-Research Reports	174
Appendix 3 List of Papers Presented at Meetings	175
Appendix 4 List of Published Papers	181
Appendix 5 List of Granted Permissions on the Laws and Regulations Concerning Atomic Energy	185
Appendix 6 List of International Cooperation Concerning Operation and Utilization of Research reactors and Tandem Accelerator	186
Appendix 7 Commendation, Applied Patents	187
Appendix 8 Plans and Outcomes in Services and Technical Developments	188
Appendix 9 Summary of Outcomes in Services and Technical Developments	189

まえがき

研究炉加速器管理部は、平成 17 年 10 月 1 日に日本原子力研究開発機構発足に伴い設立された。JRR-3、JRR-4、NSRR 及びタンデム加速器の各施設を運転管理し、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、機構内利用だけでなく、大学、産業界等の共同利用に供し、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、原子炉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、機構内利用だけでなく、大学、産業界等の共同利用に供し、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。

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 20 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.

研究炉加速器管理部において実施した平成 20 年度の運転、利用、技術開発を 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-3、JRR-4、NSRR、タンデム加速器の各施設の運転、保守・整備状況等をまとめた。平成 20 年度は、JRR-3 では、7 サイクルで 184 日間の運転を、NSRR では 4 回のパルス照射実験運転と 9 回の未照射燃料実験を、タンデム加速器では 204 日の実験利用運転を行った。JRR-4 は、反射体要素割れの原因調査及び対策のため、運転を行わなかった。主な技術的事項としては、各施設で行ったトラブル対応、設備の改善についてまとめた。

(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 にて、照射件数 562 件、キャプセル総数 4,805 個、実験利用では延べ利用日数 6,600 件・日の利用実績があった。JRR-4 は、運転を行わなかったため、平成 20 年度の利用はなかった。NSRR では、13 回の実験利用と、延べ日数 74 日のセミホットセル・ケープ及びカプセル解体フード等の利用があった。タンデム加速器では、210 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 では、耐放射線ミラーの開発とアルミケーシングの開発についてまとめた。医療照射技術については、照射技術の高度化と適用拡大のための開発の進捗を記した。シリコン照射技術の開発では、JRR-4 に設置する照射実験装置の詳細設計及び製作、JRR-3 の 12 インチ径シリコン照射設備及び炉心の概念設計、シリコン照射専用の概念についてまとめた。

(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、各建家で行う建家安全衛生連絡協議会のほか、部内安全審査会及び部安全衛生会議の実績をまとめた。

(5) 国際協力

国際機関研修（(独)国際協力機構：JICA）からの依頼による研修及び文部科学省（MEXT）の平成 20 年度原子力研究交流制度に基づく研修の結果をまとめた。

This is a blank page.

2. 研究炉及び加速器の運転管理

Operation and Maintenance of Research Reactors and Tandem Accelerator

This is a blank page.

2.1 JRR-3の運転管理

平成20年度の運転・管理実績の総括を第2.1.1図に示す。

2.1.1 運転

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

(1) 安全系中性子束高B系ゲインダイヤル不具合による自動停止

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

本年度の運転実績を第2.1.1表に、計画外停止を第2.1.2表に示す。

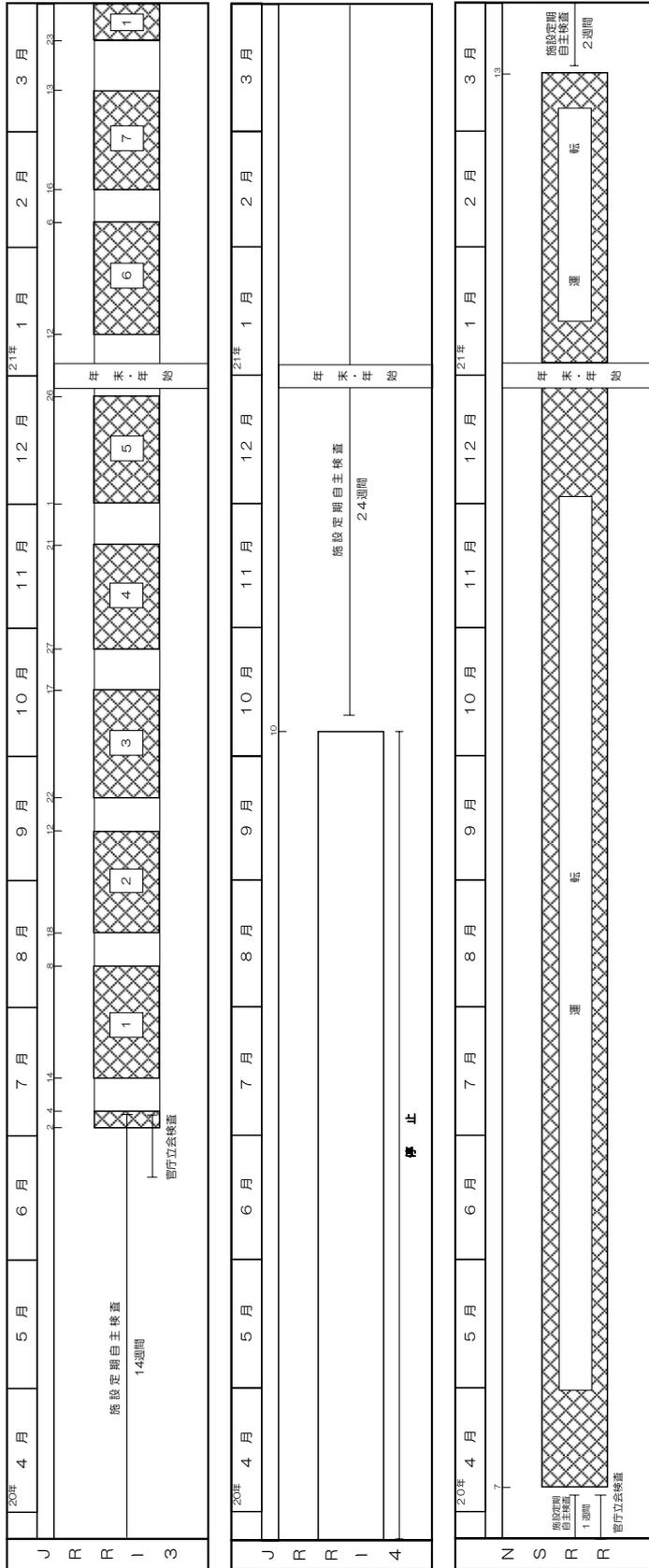
第2.1.1表 JRR-3運転実績表

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	—	70,432 : 29	—	1,330,917.3	—
20-88	6/23~7/6	73 : 25	981.4	1,331,898.7	0
01	7/7~8/10	606 : 57	11,557.5	1,343,456.2	0
02	8/11~9/14	606 : 47	11,591.8	1,355,048.0	0
03	9/15~10/19	606 : 35	11,561.8	1,366,609.8	0
04	10/20~11/23	606 : 34	11,568.2	1,378,178.0	0
05	11/24~12/28	578 : 29	11,025.7	1,389,203.7	1
点検・保守	12/29~1/4	0 : 00	0	1,389,203.7	0
06	1/5~2/8	606 : 51	11,598.4	1,400,802.1	0
07	2/9~3/15	606 : 43	11,625.5	1,412,427.6	0
年度累計	—	4,292 : 21	—	—	1
累計	—	74,724 : 50	—	1,412,427.6	—

第 2.1.2 表 JRR-3 計画外停止

日 付	計画外停止の原因
12/1	安全系中性子束高 B 系ゲインダイヤル不具合

平成20年度 研究炉運転・管理計画



年間週間割

JRR-3	施設共用運転 施設定期自主検査 年末年始	37週間 14週間 1週間
JRR-4	施設共用運転 点検・保守 年末年始	0週間 24週間 1週間 1週間
NSRR	施設定期自主検査 年末年始	48週間 3週間 1週間

JRR-3 1サイクル 基準運転表

第1週	第2週	第3週	第4週	第5週
月以外休金土日 施設設備点検・保守、整備 運転開始後出し：導入	月以外休金土日 26日間・20MW運転運転 監視員配置	月以外休金土日 26日間・20MW運転運転 監視員配置	月以外休金土日 26日間・20MW運転運転 監視員配置	月以外休金土日 26日間・20MW運転運転 監視員配置

JRR-4 1サイクル(週) 基準運転表

日	月	火	水	木	金	土
	日	日	日	日	日	日
	日	日	日	日	日	日

第2.1.1 図 平成20年度 研究炉運転・管理実績

2.1.2 保守・整備

(1) 概況

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

(2) 主な保守整備

1) 中性子吸収体の製作

中性子吸収体は、制御棒駆動装置に接続して原子炉の出力制御に使用されるもので、ハフニウム材をボックス状に溶接して製作している。原子炉で長期間使用すると熱中性子により照射脆化が起るため、熱中性子の照射量を交換目安として設定している。交換目安は、管理目標値 ($6 \times 10^{21} \text{nvt}$) として管理している。中性子吸収体の製作では、平成15年に施工認申請を行い2体製作した。現在使用している中性子吸収体は、平成23年度末に管理目標値に到達されるため、昨年度予備品として6体を製作した。中性子吸収体概要を第2.1.2図に示す。



第 2.1.2 図 中性子吸収体概要

2) 機側分電盤(PDB 盤)配線用遮断器、漏えい遮断器の更新作業

機側分電盤内の配線用遮断器(MCCB)、漏えい遮断器(ELCB)はプロセス計算機、中性子計装盤、放射線監視盤等に電源を供給しており、JRR-3 原子炉施設の電気設備において重要なものである。既設の MCCB、ELCB は、平成2年の竣工以来使用しており、経年劣化の予防保全として更新を行った。更新した MCCB、ELCB は既設のものと同じ定格である。第2.1.3表に MCCB、第2.1.4表に ELCB の仕様を示す。

本更新作業において、更新用 MCCB、ELCB は既設のものより一回り小さいため PDB 盤内に設置するときは、PDB 盤内のねじ穴を開け直した。MCCB、ELCB の固定用ねじ及び端子ねじはトルクドライバーにより規定トルク値で締め付けた。第2.1.5表に固定用ねじと端子ねじの締め付トルク値を示す。

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

第 2.1.3 表 更新用 MCCB 仕様

形式	F-50HB			F-100FB
定格電流(A) (基準周囲温度 40℃)	15	30	50	75
定格電圧(V)	600			600
定格遮断 電流(KA)	AC 220 V	35		50
	AC 460 V	10		25
	AC 600 V	2.5		10
個数	116	60	3	5
寸法	W H D 52×130×84			W H D 65×150×97.5

第 2.1.4 表 更新用 ELCB 仕様

形式	EX-50B		EX-100
定格電流(A) (基準周囲温度 40℃)	30	50	100
定格電圧(AC V)	100 - 200 両用		100 - 200 両用
定格感度電流(mA)	30		30
定格遮断 電流(KA)	AC100V	10	10
	AC200V	10	10
個数	2	2	1
寸法	W H D 75×130×84		W H D 75×130×84

第 2.1.5 表 固定用ねじと端子ねじの締付トルク値*

遮断器	固定用ねじ(N・m)	端子ねじ(N・m)
F-50HB、EX-50B	2.0	2.5
F-100FB、EX-100	4.0	5.5

*日立ヒューズフリー遮断器・漏電遮断器取扱説明書より

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

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

2) JRR-3の未使用燃料貯蔵量及び計量管理

燃料交換に伴い、計量管理として、核燃料物質所内移動票等を起票した。平成20年9月に実在庫検査（棚卸し）を行うとともに、文部科学省（核物質管理センター）及びIAEAの実在庫検認を受けた。

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平成20年6月に行い、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

R3-20-03、R3-20-04 及びR3-20-05 サイクルにおいて、燃焼度管理方式により、標準型燃料要素 8 体、フォロー型燃料要素 2 体、計 10 体の燃料交換を実施した。また、燃料交換時、必要に応じてシャフリングを実施し、最大核的熱水路係数（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、58.4%（設置許可書上の燃焼度の制限値 60%）であった。

(3) 反応度管理

燃料交換を実施することで過剰反応度を確保できる。第2.1.3図にR3-20-01サイクルからR3-20-07サイクルまでの過剰反応度の推移を示す。

過剰反応度が最大となったのは、R3-20-04サイクル初期で、試料無状態換算で、11.83% $\Delta k/k$ （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、7.22% $\Delta k/k$ （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。

試料反応度を考慮した過剰反応度の推移において、毒物飽和時の過剰反応度は、年間を通して3～9% $\Delta k/k$ の間で推移した。

(4) 使用済燃料の管理

1) 使用済燃料の収支

平成20年度における、炉心から使用済燃料プールへの使用済燃料（板状燃料）の受入れは標準型12体、フォロワ型2体であり、在庫量は14体の増加である。また、使用済燃料プールで1年間以上冷却を終えた使用済燃料要素30体を使用済燃料貯槽No.1へ移動した。なお、貯槽No.1で貯蔵中の旧JRR-3の使用済燃料である二酸化ウラン燃料体、金属天然ウラン燃料体、同要素及びDSF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。

使用済燃料プール : 検出限界以下（検出限界 $1.74 \times 10^{-1} \sim 1.82 \times 10^{-1}$ Bq/ml）

使用済燃料貯槽 No1 : 検出限界以下（検出限界 $4.88 \times 10^{-1} \sim 5.36 \times 10^{-1}$ Bq/ml）

使用済燃料貯槽 No2 : 検出限界以下（検出限界 $4.89 \times 10^{-1} \sim 5.31 \times 10^{-1}$ Bq/ml）

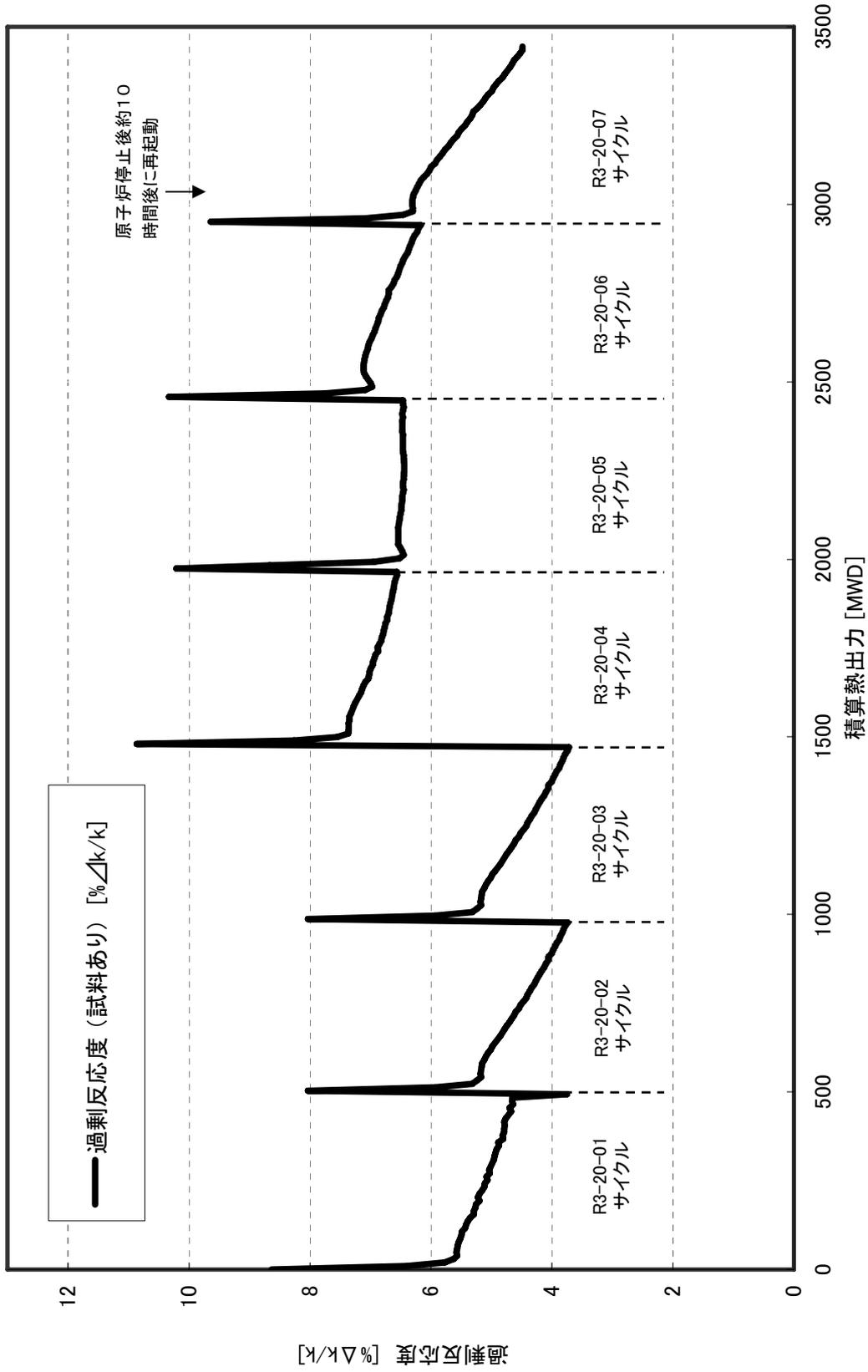
保管孔(DSF) : $8.35 \times 10^{-3} \sim 1.09 \times 10^{-2}$ Bq/ml

3) 第9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引き受け政策」に基づく第9回目となる研究炉使用済燃料の対米輸送は、海上輸送の経路となるパナマ運河の通過に関して、パナマ運河庁から新たな要求があり、その解決に時間を要したことから、試験・研究炉用核燃料対策委員会、予算執行促進委員会等の承認を得て、平成21年度に実施することとした。

今年度は第9回目輸送の準備として、JRR-3 使用済燃料貯槽 No.1 で貯蔵していた輸送対象燃料40体を使用済燃料貯槽 No.2 へ移動するとともに、使用済燃料要素の重量測定を実施した。また、米国エネルギー省(DOE)との「使用済燃料の引受け契約」が平成21年5月で期限を迎えることから、引き続き10年間の引受け契約を締結するため、その内容についてDOEとの協議を行うとともに、試験・研究炉用核燃料対策委員会の承認を得て平成20年10月15日に締結した。主な内容は以下のとおりとする。

- 対象は平成28年5月12日までに原子炉から取り出された燃料
- 引受けの期限は平成31年5月12日まで
- JMTRCの高濃縮燃料は平成25年12月31日までに返還
- 高濃縮燃料が期限までにDOEへ返還されない場合、以降の低濃縮燃料は受け入れない
- 特殊燃料（JRR-4計装燃料等）は引受け期限内に返還



第 2.1.3 図 JRR-3 の過剰反応度推移

2.1.4 放射線管理

(1) 概況

本年度に実施された主な放射線作業は、キャンドモータポンプ分解点検作業、ヘリウム圧縮機分解点検作業、水力照射設備イオン交換樹脂交換作業及びヘリウム系ガス置換作業等であった。これらの作業はいずれも適切な放射線防護処置を行ったため、作業者の異常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

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第 2.1.6 表に示す。なお、使用済燃料貯蔵施設における放射性廃液（廃液量：4.4m³）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 及び ³H の年間放出量はそれぞれ $2.9 \times 10^8 \text{Bq}$ 及び $8.0 \times 10^{10} \text{Bq}$ であり、それぞれの放出管理目標値の 0.0005% 及び 1.1% 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第 2.1.7 表に示す。

第 2.1.6 表 JRR-3 から放出された放射性物質の年間放出量と年間平均濃度

	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	^{110m} Ag
年間放出量 (Bq/y)	2.9×10^8	8.0×10^{10}	0	0	5.4×10^8	1.9×10^6	2.9×10^4
年間平均濃度 (Bq/cm ³)	$<1.0 \times 10^{-3}$	6.7×10^{-5}	$<3.6 \times 10^{-10}$	$<9.6 \times 10^{-10}$	4.9×10^0	1.7×10^{-2}	2.6×10^{-4}

第 2.1.7 表 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
従事者数 (人)	811	1003	1131	1109	1462
総線量 (人・mSv)	0.0	4.6	2.6	5.9	13.1
平均線量 (mSv)	0.00	0.00	0.00	0.01	0.01
最大線量 (mSv)	0.0	0.5	0.2	0.3	0.9

(個人線量計：ガラスバッジ)

2.1.5 水・ガス管理

(1) 重水の計量管理

今年度の装荷重水量は、JRR-3で10kg炉心から回収した。JRR-4は変動がなかった。年度末の装荷重水量はそれぞれ7,279kg及び368kgであった。また、未使用重水量は、重水の棚卸しに伴い計量調整として4kg、また、その他として1kgを計量調整として受入した。未使用重水の在庫量は309kgとなった。今年度の回収重水は10kgを炉心回収とした。年度末で16,048kgであった。

重水の管理状況を第2.1.8表から第2.1.11表に示す。

(2) 水・ガス管理

7サイクルの施設共用運転に伴う水・ガス分析を行った。これらの主な分析結果を第2.1.9表に示す。分析結果に異常は見られず、水・ガスは適切に管理されている。

1) 1次冷却水

1次冷却水浄化系入口の水素イオン濃度指数(pH)の測定結果は5.67~6.74で、管理基準値(5.0~7.5)の範囲内であった。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5.84~6.61で、管理基準値(5.0~7.5)の範囲内であった。1次冷却水浄化系入口の導電率の測定結果は0.19~1.04 μ S/cm、浄化系出口の導電率は0.03~0.10 μ S/cmであり、それぞれ管理基準値(5.0 μ S/cm以下)の範囲であった。

2) 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pHの測定結果は5.60~6.37で、管理基準値(5.0~7.5)の範囲内であった。使用済燃料プール水浄化系出口のpHの測定結果は6.07~6.76で管理基準値(5.0~7.5)の範囲内であった。

3) 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は、管理基準値(90vol%以上)に対し、96.34~97.93vol%の濃度であった。また、ヘリウム系に酸素ガスを2回、合計40 ℓ を補給し、重水素ガスを重水に再結合させたことにより、重水素ガス濃度は0.62~0.81vol%で管理基準値(4.0vol%以下)の範囲内であった。

4) 反射体重水

反射体重水の重水濃度の測定結果は99.40~99.55mol%であり、濃度低下は認められなかった。また、pHの測定結果は5.42~6.66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0.12~0.38 μ S/cm、浄化系出口で0.03~0.04 μ S/cmであり、それぞれ管理基準値(2.0 μ S/cm以下)の範囲内であった。

5) 2次冷却水

2次冷却水のpHの測定結果は8.00~8.70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800~850 μ S/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。

なお、1次冷却系熱交換器の材料腐食による漏えいが無いことを確認するため、サイクル当たり1回の頻度で2次冷却水中のトリチウム濃度を測定した。測定の結果、トリチウム濃度は検出限界濃度 ($2.0 \times 10^{-1} \text{Bq/cm}^3$) 未満であり、熱交換器のバウンダリーが健全であることを確認した。

6) 原子炉プールイオン交換樹脂

No.1イオン交換樹脂塔 (KR2601) は、R3-19-08サイクルからR3-20-03サイクルまで4サイクル使用し、導電率の上昇傾向が見られたのでNo.2イオン交換樹脂塔 (KR2602) への切り替えをした。積算精製量は60,943m³であった。

R3-20-04サイクルから使用しているNo.1イオン交換樹脂塔は正常に機能している。

7) 重水イオン交換樹脂

今年度の浄化系の樹脂塔の交換はなかった。原子炉運転終了時の積算精製量は19,295m³であった。

8) 冷中性子源装置 (CNS) 系

CNS のヘリウムガスの不純物分析を、原子炉運転前及び運転中毎週1回の頻度で行い、酸素濃度は0.5ppm以下、窒素濃度は最高濃度で1.03ppmで管理でき、管理基準値 (酸素ガス及び窒素ガスの合計10ppm) 以下であった。

第 2.1.8 表 JRR-3 および JRR-4 の装荷重水量

	平成 19 年度末	補給重水量 (kg)	回収重水量 (kg)	廃棄重水量 (kg)	平成 20 年度末
	装荷重水量(kg)				装荷重水量(kg)
JRR-3	7,289	0	10	0	7,279
JRR-4	368	0	0	0	368
合計(kg)	7,657	0	10	0	7,647

第 2.1.9 表 JRR-3 未使用重水保管量

平成 19 年度末	受入れ(kg)		払出し(kg)		平成 20 年度末
未使用重水量(kg)	購 入	計量調整	補 給	計量調整	未使用重水量(kg)
304	0	5	0	0	309

第 2.1.10 表 JRR-3 の回収重水量

平成 19 年度末	受入れ(kg)			払出し(kg)			平成 20 年度末
	回収重水量(kg)	炉心回収	その他	小 計	移 動	その他	
16,038	10	0	0	0	0	0	16,048

第 2.1.11 表 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	5.67 ~ 6.74
		浄化系出口		5.84 ~ 6.61
	導電率 (μ S/cm)	浄化系入口	5.0 以下	0.19 ~ 1.04
		浄化系出口		0.03 ~ 0.10
	全 β 放射能濃度 *1) (Bq/cm ³)	浄化系入口	—	$7.90 \times 10^2 \sim 9.42 \times 10^2$
		浄化系出口	—	<1.24
	全 γ 放射能濃度 *2) (Bq/cm ³)	浄化系入口	—	$8.03 \times 10^1 \sim 9.65 \times 10^2$
浄化系出口		—	$1.26 \times 10^1 \sim 4.31 \times 10^1$	
トリチウム濃度 (Bq/cm ³)		—	$8.00 \times 10^2 \sim 1.23 \times 10^3$	
SF プール水	水素イオン濃度指数 (pH)	浄化系入口	5.0 ~ 7.5	5.60 ~ 6.37
		浄化系出口		6.07 ~ 6.76
ヘリウム ガス	ヘリウムガス濃度 (vol%)		90.0 以上	96.34 ~ 97.93
	再結合器入口 重水素ガス濃度 (vol%)		4.0 以下	0.62 ~ 0.81
反射体重水	濃度 (mol%)		高濃度に維持	99.40 ~ 99.55
	水素イオン濃度指数 (pH)		5.0 ~ 8.0	5.42 ~ 6.66
	トリチウム濃度 (Bq/cm ³) *3)		—	1.66×10^8
	導電率 (μ S/cm)	浄化系入口	2.0 以下	0.12 ~ 0.38
浄化系出口		0.03 ~ 0.04		
2 次冷却水	水素イオン濃度指数 (pH)	原 水	—	6.30 ~ 7.80
		2 次冷却水	6.0 ~ 9.0	8.00 ~ 8.70
	導電率 (μ S/cm)	原 水	—	106.9 ~ 182.9
		2 次冷却水	濃縮倍数が補給 水の 7 倍以下	264.0 ~ 879.4

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

*2) 原子炉定格出力におけるサンプリングから 1 時間後の値

*3) 平成 21 年 3 月 15 日現在の値

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、施設定期自主検査を実施した。

(1) 貯蔵設備の管理

1) 貯槽の水質管理

JRR-3における貯槽の水質は、年度を通じて維持管理基準値以内に管理した。平成20年度における各貯槽の水質及びトリチウム濃度等を第2.1.12表に示す。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く、適切な水質管理がなされた。

2) 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、プロセス放射線モニタ等）に対して、空気作動弁及び除湿機の分解点検を週1回行い、機能及び性能を維持した。

3) イオン交換樹脂筒の製作

JRR-3使用済燃料貯槽（No.1及びNo.2）水の浄化設備である純水精製装置の一部であるイオン交換樹脂筒を、交換部品として2基製作した。なお、イオン交換樹脂筒は、通常の使用状態（各貯槽週1回の精製運転）において、その寿命は約2年半である。

(2) 無停電電源設備の故障・修理

使用済燃料貯蔵施設（北地区）の建家計画停電の復電に伴い、無停電電源設備を復旧しようとしたところ、インバーター盤内のインバーター出力（NF1/100A）及び直流入力（NF2/60A）NFBがトリップし再起動できなかった。インバーター盤内の基盤故障の可能性が高いことから基盤を交換し、無停電電源設備を正常に復旧した。なお、当該設備は設置後約27年が経過し、耐用年数（15～20年）を過ぎていることから、平成21年度に更新（蓄電池を除く）することとした。

(3) 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、遮へい検査）を実施し、当該輸送容器の健全性を確認した。

第2.1.12表 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	5.2~5.8	5.2~6.3
導電率 (μ S/cm)	10.0 以下	0.71~1.75	0.62~1.51
トリチウム濃度 (Bq/cm ³)	—	1.2~2.2	0.7~1.6
温度 (°C)	—	15.5~23.0	14.0~24.0

2.2 JRR-4の運転管理

平成20年度の運転・管理実績の総括を第2.2.1表に示す。

2.2.1 運転

JRR-4は、原則として週4日間、1日7時間の運転を行い、年間約40週の施設共用運転を実施している。平成20年度については、平成19年12月28日に、1体の反射体要素の吊り手溶接部に割れを発見し、原因調査の結果、取り替え用反射体要素の製作及び交換が必要となったため、運転を取り止めた。

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

第2.2.1表 JRR-4運転実績表

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

平成21年3月31日現在

2.2.2 保守・整備

(1) 概況

平成 20 年度研究炉運転・管理計画に基づき、点検・保守及び施設定期自主検査を実施した。主なものは、JRR-4 原子炉施設保全計画に基づき実施した、1 次冷却系主循環ポンプの分解点検、粗調整棒・微調整棒垂直変換部の分解点検及び安全スイッチの交換である。その他として、廃液貯槽ライニング交換作業、無停電電源装置の一部更新について、許認可申請を行った。

(2) 主な保守整備

1) 1 次冷却系主循環ポンプの分解点検

JRR-4 原子炉施設保全計画に基づき、1 次冷却系主循環ポンプ 3 台について分解点検を実施した。シャフト、ランナ、ケーシング等を点検し、健全性を確認するとともにメカニカルシールやベアリングなどの消耗部品を交換した。

分解点検作業終了後、性能検査及び作動検査を実施し、所定の性能が維持されていることを確認した。

2) 粗調整棒及び微調整棒垂直変換部の分解点検

JRR-4 原子炉施設保全計画に基づき、制御設備である粗調整棒用垂直変換部 5 体及び微調整棒用垂直変換部 1 体の分解点検を行った。分解点検の結果、消耗品を含め各構成部品の摩耗状況に異常は認められなかった。据付後の作動検査及び性能検査は、来年度実施予定である。

3) 安全スイッチの交換

JRR-4 原子炉施設保全計画に基づき、安全保護回路の一つである安全スイッチの交換を行った。安全スイッチは、炉室及び散乱実験室に合計 7 つ設置されており、そのすべてについて交換を行うとともに、作動検査を行い、正常に機能することを確認した。

4) 廃液貯槽ライニング交換作業

JRR-4 廃液貯槽ライニング交換作業は、平成 19 年度に行った廃液貯槽ライニングの健全性確認試験において劣化が見られたため、実施したものである。ライニングの材質については、硬質塩ビライニングから現在広く使われ、同等の性能を有している合成樹脂ライニングに変更した。

変更にあたっては、RI の許可申請書本文に「合成樹脂ライニング」、添付書類の図面に「硬質塩ビライニング」の記載があるため、添付書類の記載を本文と合わせる形で「合成樹脂ライニング」として変更許可申請を行った。

また、平成 21 年 3 月 26 日に施設検査を受検し、合格した。

5) 無停電電源装置の一部更新

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

6) 排気第 2 系統 Pre フィルタ交換作業

通常排気設備の排気第 2 系統は、Pre フィルタが 3 枚、HEPA フィルタが 3 枚の排気フィルタチャンバが設けられている。このうち Pre フィルタの差圧が管理値 (300Pa) に近づい

たため、Pre フィルタの交換作業を実施した。交換作業後、フィルタ差圧が回復したことを確認した。

2.2.3 燃料・炉心管理

(1) 新燃料の管理

1) JRR-4 の燃料製作

本年度、新燃料の製作はなかった。

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、燃料交換に伴う核燃料物質所内移動票の起票を行った。平成 20 年 10 月及び平成 20 年 12 月に実在庫検査を行い、文部科学省（核物質管理センター）の検認を受けた。

(2) 燃料交換

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

使用済燃料貯蔵器に保管中の炉心燃料 20 体（全数）については、炉心へ再装荷するまでの期間保管することとした。

(3) 反応度管理

平成 19 年 12 月 28 日に発見された反射体要素の割れ事象に係る点検及び反射体要素の製作に伴い、本年度の原子炉運転は実施しておらず、過剰反応度は年度当初の $5.95\% \Delta k/k$ のままであった。年度末においては、燃料要素の全数を No.1 プール内の使用済燃料貯蔵器にて保管中であり、また、反射体要素の大部分が調査のため炉心から取り出されて炉心が構成されていない状況であった。

(4) 使用済燃料の管理

1) 使用済燃料の収支

平成20年度において、使用済燃料の在庫量は増加していない。

2) 放射能濃度の監視

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

No.1 プール : 検出限界以下（検出限界 $1.69 \times 10^{-1} \sim 1.78 \times 10^{-1}$ Bq/ml）

No.2 プール : 検出限界以下（検出限界 $1.70 \times 10^{-1} \sim 1.78 \times 10^{-1}$ Bq/ml）

2.2.4 放射線管理

(1) 概要

本年度に実施された主な放射線作業は、平成 19 年 12 月に発生した反射体要素の溶接部割れに係る原因調査による作業、12 インチ径 NTD-Si 照射実験装置の据付けに伴う作業及び施設定期自主検査に伴う作業であった。反射体要素の溶接部割れに係る原因調査による主な作業は、反射体要素表面汚染測定、反射体要素の発泡漏れ試験、 ^{14}C 測定用黒鉛試料の作成及び反射体要素 X 線透過試験であった。12 インチ径 NTD-Si 照射実験装置の据付けに伴う主な作業は、炉心タンク寸法測定及び実験装置制御盤据付作業であった。施設定期自主検査に伴う主な作業は、1 次冷却系主循環ポンプ分解点検及び廃液貯槽ライニング交換作業であった。これらの作業はいずれも適切な放射線防護処置を行ったため、作業者の異常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第 2.2.2 表に示す。本年度は、原子炉の運転がなかったため、 ^{41}Ar の放出はなかった。

(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第 2.2.3 表に示す。

2.2.5 水・ガス管理

(1) 重水の計量管理

平成 20 年度の JRR-4 における重水の移動等はなかった。また、年度末における装荷重水量は、368kg であった。

(2) 水・ガス管理

3,500kW 定常運転時の水質分析は、運転が無かったため行わなかった。

2.2.6 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、年間を通して維持管理基準値（導電率： $10\ \mu\text{S/cm}$ 以下、pH：5.5～7.0）を満足していた。

第 2.2.2 表 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	⁶⁰ Co	¹³¹ I	⁶⁰ Co	¹³⁷ Cs	³ H
年間放出量 (Bq/y)	0	0	0	0	—	—	1.4×10 ⁷
年間平均濃度 (Bq/cm ³)	< 1.3×10 ⁻³	< 1.2×10 ⁻⁹	< 5.6×10 ⁻⁹	< 5.6×10 ⁻⁹	< 3.1×10 ⁻³	< 2.5×10 ⁻³	4.2×10 ⁻¹

第 2.2.3 表 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 半期	年 間
従事者数 (人)	91	50	97	70	166
総線量 (人・mSv)	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
平均線量 (mSv)	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
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)

2.3 NSRRの運転管理

2.3.1 運転

(1) 概況

平成20年度は、燃料安全評価研究グループの実験計画に基づく単一パルス運転を10回実施した。また、平成20年度に原子炉の計画外停止は発生していない。平成20年度の運転実績を第2.3.1表に示す。

(2) 水の管理

NSRRのプール水精製系設備は、適宜、原子炉プールまたは燃料貯留プールに切替えて運転し、水質を管理している。月例点検の結果を第2.3.2表に示す。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5.95～6.30の範囲であり、管理目標値(5.5～7.0)内であった。導電率の測定結果は0.18～0.35 $\mu\text{S}/\text{cm}$ 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0.08～0.14 $\mu\text{S}/\text{cm}$ 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5.78～6.20の範囲であり、管理目標値(5.5～7.5)内であった。また、導電率の測定結果は0.23～0.58 $\mu\text{S}/\text{cm}$ であり、管理目標値(1.0 $\mu\text{S}/\text{cm}$ 以下)の範囲であった。

2.3.2 保守・整備

(1) 概況

平成20年度年間運転計画に基づき点検・保守を実施した。また、平成21年3月16日～7月31日の期間で実施する第32回NSRR本体施設施設定期自主検査及びNSRR本体施設自主検査の一部を実施している。主なものとして原子炉プールライニングの肉厚調査、純水移送ポンプⅠ及びⅡの分解点検、プール水精製系及び補給水系脱塩塔イオン交換樹脂の交換、原子炉棟内操作盤の表示灯の更新を行った。

(2) 主な保守整備

1) 原子炉プールライニングの肉厚調査

超音波探傷装置を用いて原子炉プールの内張であるアルミニウム合金製のライニングについて肉厚調査を実施し、必要な肉厚が確保されていることを確認した。詳細は「2.5.3 NSRR 原子炉プールライニングの調査」を参照のこと。

2) 純水移送ポンプⅠ及びⅡの分解点検

補給水系設備には、原子炉プール及び燃料貯留プールに純水を供給するための純水移送ポンプⅠと実験設備等に純水を供給するための純水移送ポンプⅡが設けられている。これらのポンプについて、分解点検を実施し消耗部品を交換した。分解点検後には、作動検査を実施して所要の性能を満足していることを確認した。

3) プール水精製系及び補給水系脱塩塔イオン交換樹脂の交換

原子炉プール及び燃料貯留プールの水質を維持するためにプール水精製系設備を設置している。このうち脱塩塔に使用しているイオン交換樹脂は、脱塩塔出口導電率が $0.14\mu\text{S}/\text{cm}$ まで上昇し、精製能力の低下が見られたため予防保全として交換を行った。交換後の脱塩塔出口導電率は $0.08\mu\text{S}/\text{cm}$ である。

NSRR 施設において使用する純水を製造するための補給水系設備では、再生混床イオン交換方式の脱塩塔を 2 基使用している。この 2 基の脱塩塔について再生後の採水量が 50m^3 以下となったため交換を行った。

4) 原子炉棟内操作盤の表示灯の更新

原子炉棟地下 1 階に設置されている RWB 盤、サブパイル室操作盤及びドレンタンク室操作盤について、機器の運転状態並びに主要弁の開閉状態を表示している表示灯を電球式から LED 式に更新した。

第2.3.1表 NSRR 運転実績表

(1/2)

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
特性試験	4/2	1:13	5548:49	29.2	146,920.1	0	単一パルス運転
特性試験	4/3	2:28	5552:58	83.1	147,003.2	0	台形パルス運転
特性試験		0:58					単一パルス運転
特性試験		0:43					合成パルス運転
特性試験	4/18	1:09	5554:07	14.4	147,017.6	0	単一パルス運転
特性試験	6/20	1:05	5555:12	13.3	147,030.9	0	単一パルス運転
VA-3	7/8	4:14	5559:26	29.6	147,060.5	0	単一パルス運転
特性試験	7/16	1:14	5560:40	25.6	147,086.1	0	単一パルス運転
特性試験	7/23	2:43	5563:23	0.0	147,086.1	0	定出力運転
特性試験	7/24	2:45	5566:08	0.0	147,086.1	0	定出力運転
特性試験	7/29	2:16	5568:24	0.0	147,086.1	0	定出力運転
特性試験	7/31	1:37	5570:01	156.4	147,242.5	0	定出力運転
522-9	8/7	1:33	5571:34	14.3	147,256.8	0	単一パルス運転
522-10	8/8	1:47	5573:21	17.8	147,274.6	0	単一パルス運転
特性試験	8/21	1:12	5576:27	32.4	147,307.0	0	単一パルス運転
特性試験		0:58					単一パルス運転
特性試験		0:56					単一パルス運転
特性試験	8/27	2:04	5578:31	18.8	147,325.8	0	単一パルス運転
特性試験	9/2	2:31	5581:02	0.0	147,325.8	0	定出力運転
特性試験	9/3	2:46	5583:48	0.0	147,325.8	0	定出力運転
522-11	9/11	1:53	5585:41	19.4	147,345.2	0	単一パルス運転
522-12	9/12	1:59	5587:40	20.7	147,365.9	0	単一パルス運転

第2.3.1表 NSRR 運転実績表

(2/2)

実 験	運 転 日 (月/日)	運 転 時 間 (時間:分)	運 轉 時 間 累 計 (時間:分)	出 力 量 (kWH)	出 力 量 累 計 (kWH)	計 画 外 停 止	備 考
特性試験	10/2	1:13	5588:53	25.4	147,391.3	0	単一パルス運転
LS-2	11/12	3:09	5592:02	29.3	147,420.6	0	単一パルス運転
VA-4	12/12	2:49	5594:51	29.4	147,450.0	0	単一パルス運転
491-2	1/23	1:49	5596:40	20.1	147,470.1	0	単一パルス運転
358-5	2/5	2:03	5598:43	17.2	147,487.3	0	単一パルス運転
358-6	2/6	1:43	5600:26	17.2	147,504.5	0	単一パルス運転
特性試験	3/4	3:13	5603:39	0.3	147,504.8	0	定出力運転

* : 平成21年3月31日 現在

第 2.3.2 表 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	5.95~6.30
原子炉プール水導電率 ($\mu\text{S}/\text{cm}$)	0.5 以下	0.18~0.35
燃料貯留プール水pH	5.5 ~ 7.5	5.78~6.20
燃料貯留プール水導電率 ($\mu\text{S}/\text{cm}$)	1.0 以下	0.23~0.58
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	0.08~0.14

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、施設定期自主検査に併せて実施した燃料要素の外観検査において問題がなかったため、燃料交換を実施しなかった。NSRR は、原子炉燃料の安全性を研究するためにパルス照射を行う原子炉であり、原子炉設置変更許可書上も燃焼による燃料交換を行わない旨の記載がある。

(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においては、原子炉プール内ラック及び燃料貯留プールで貯蔵中の使用済燃料要素の在庫変動はなく、核燃料物質所内移動票を起票する計量管理はなかった。また、平成 20 年 10 月に実在庫検査（棚卸し）を行い、文部科学省（核物質管理センター）及び IAEA の検認を受けた。

(4) その他

新燃料の輸送時に使用する未使用燃料輸送容器（NSC-81Y-365K 型）の定期自主検査を核燃料輸送物設計承認書に基づき平成 20 年 5 月末に行い、輸送容器及び附属部品が全て健全であることを確認した。

2.3.4 放射線管理

(1) 概況

本年度に実施された主な放射線作業は、照射済燃料実験カプセルの組立作業、未照射燃料実験カプセルの解体作業及び未照射燃料実験に伴う照射後試験等であった。これらの作業はいずれも適切な放射線防護処置を行ったため、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 から放出された放射性物質の放出量及び平均濃度を第 2.3.3 表に示す。放出された気体状放射性物質の ^{41}Ar の年間放出量は $1.6 \times 10^9 \text{Bq}$ であり、放出管理目標値($4.4 \times 10^{13} \text{Bq}$)の 0.01% 以下であった。

(3) 実効線量

NSRR における放射線業務従事者の実効線量を第 2.3.4 表に示す。

第 2.3.3 表 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}Ar	原子炉棟		燃料棟	^{60}Co
		^{60}Co	^{131}I	^{60}Co	
年間放出量 (Bq/y)	1.6×10^9	0	0	0	1.2×10^5
年間平均濃度 (Bq/cm ³)	$<9.8 \times 10^{-3}$	$<7.5 \times 10^{-10}$	$<9.1 \times 10^{-9}$	$<6.5 \times 10^{-10}$	2.7×10^{-3}

第 2.3.4 表 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
従事者数 (人)	45	43	57	68	88
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)

2.4 タンデム加速器の運転管理

2.4.1 運転

(1) 概況

平成 20 年度のタンデム加速器の実験利用運転は、第 1 回を 7 月 14 日から 11 月 12 日の 103 日、第 2 回を平成 21 年 1 月 16 日から 5 月 6 日の 101 日で合計すると 204 日であった。マシンタイム期間内の内訳日数を第 2.4.1 表に示す。

第 1 回目の途中、高電圧ターミナル内の電磁石を冷却するための水ポンプの故障により加速器タンクを開けることになった。この修理により実験を行えなかったグループから強い要望があったため運転期間を延長することで対応した。

第 2 回目の途中、チャージング系の不具合（ターミナル電圧が一定以上あがらない）により高電圧ターミナルで発生する電圧が不安定になり故障中止日が多くなった。

第 2.4.1 表 平成 20 年度タンデム加速器マシンタイム期間内の内訳日数

区 分	第 1 回マシンタイム	第 2 回マシンタイム	年間合計
実験利用運転日数	103	101	204
その内ブースター利用日数	26	15	41
保守日日数	3	2	5
故障中止日数	6	12	18
実験中止日数	1	4	5
運転休止日	5	2	7
加速器開発運転日数	2	6	8

(2) タンデム加速器の運転

平成 20 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第 2.4.2 表に示す。運転日数は、1 日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 1 日として積算している。

絶縁劣化した加速管を交換したことによって、加速電圧は 16MV 以上でも安定した運転ができている。9 月頃から加速管#12 が絶縁劣化してきたため、当面の間絶縁劣化している加速管#12 を使用しない（ショート）運転となったが、安定にマシンタイムをこなすことができた。

マシンタイム中に実験で使用した加速イオン種を第 2.4.3 表に示す。

第 2.4.2 表 平成 20 年度タンデム加速器の
加速電圧分布

加速電圧 (MV)	運転日数
17-18	0
16-17	9
15-16	77
14-15	42
13-14	23
12-13	10
11-12	2
10-11	16
9-10	9
8-9	12
7-8	6
6-7	9
5-6	0

第 2.4.3 表 平成 20 年度加速イオン種

加速イオン種		
^1H	^{22}Ne	^{76}Ge
^3He	$^{28,30}\text{Si}$	$^{82,86}\text{Kr}$
^7Li	^{31}P	$^{124,136}\text{Xe}$
^{11}B	^{32}S	^{184}W
^{12}C	^{40}Ar	^{195}Pt
$^{14,15}\text{N}$	^{56}Fe	^{197}Au
$^{16,18}\text{O}$	$^{58,64}\text{Ni}$	
^{19}F	^{68}Zn	

2.4.2 保守・整備

・定期整備

平成 20 年度の定期整備は 2 回実施した。上期は絶縁劣化が生じている高エネルギー側加速管の交換を主体として整備を実施した。下期の定期整備では、負イオンビームがターミナルを通過するときにターミナルイオン源からの漏れ磁場の影響を受けている可能性があったため、ターミナルイオン源廻りの磁場測定や磁気シールド板を設置するなどの対策を実施した。これにより負イオンビームの通過が問題なく行うことができた。

加速管用の電圧分割抵抗が破断しないような弾力性のある抵抗取付金具の改良型を前回の定期整備中に設置したが、その具合について抵抗本体や取付金具に問題ないことを確認した。

上期：主な整備内容（H20.5.16～H20.7.13）

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

下期：主な整備内容（H20.11.13～H21.1.15）

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

・故障と修理

マシンタイム中に発生した加速器タンク内の機器故障により、加速器タンクを開けたときの修理内容を以下に示す。

（上期）

- ①ターミナル冷却水ポンプの故障→ベアリングの摩耗が原因→ベアリング交換により復旧

（下期）

- ①ターミナル電圧が一定以上あがらない→ターミナルチェーン架台及びチェーン本体の汚れが原因→架台周辺及びチェーン本体の清掃により復旧
- ②ターミナル電圧が上がらない症状があつて加速器タンクを開けた際、回転シャフト（RS-1）10段目に大量に鉄粉、油の飛散が見られた。→10段目のベアリングユニット全体（旧型）の交換により復旧

(1) RS ベアリング交換作業

本作業は、タンデム加速器本体の動力伝達装置の一部である回転シャフトを安定に駆動させるために行う保守作業であり、マシンタイム終了毎に点検し不良箇所についてベアリングや関連する不良部品を交換している。

今回の整備では、11 箇所及びマシンタイム中のトラブルで加速器タンクを開けた際に不具合が発見された 10 段目の 1 箇所の交換を含め 12 箇所を交換した。交換箇所としては多くなっている。これは、新型マウント機構の使用具合を確認するために 4 箇所を旧型と交換したためである。交換した新型マウント機構自体に問題はないことを確認した。

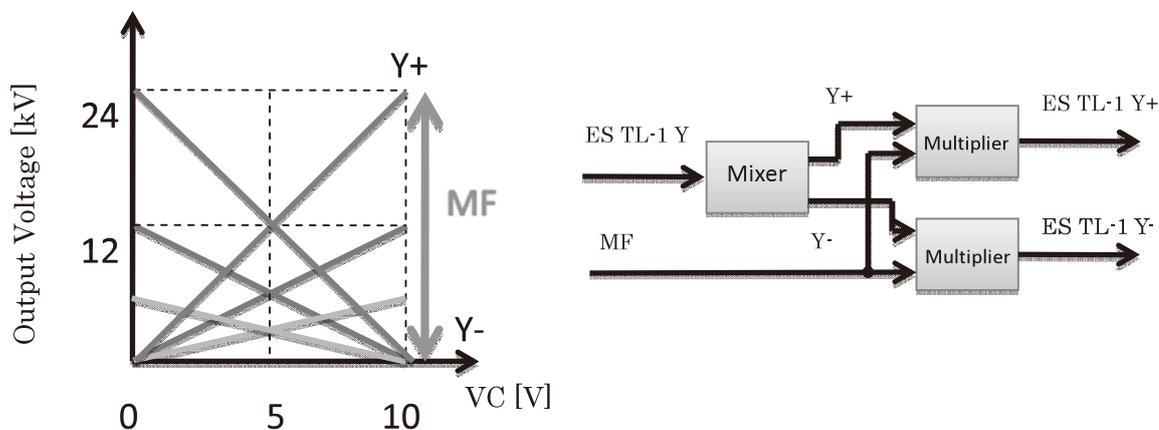
(2) 酸素濃度計の新設

現場における酸素濃度をモニタするためにターゲット室 4 箇所、制御室、地下 1 階機械室、タワー 3 階、6 階及び建家玄関に酸素濃度計を新たに設置した。

酸素欠乏により警報が発生した場合は、ほかの警報音との区別を図るため音声を用いている。

(3) ステアラー電源(ES TL-1)中間電圧制御回路の試験・設置

ビームオプティクス計算結果から、静電型ステアラーでのレンズ効果がビームトランスミッション向上を妨げていることが考えられた。イオンビーム偏向なしに静電型ステアラー電極を通過させるとき、ステアラー電極には高電圧電源定格出力電圧の半分の電圧が印加される。この高電圧印加によるレンズ効果を低減するために、静電型ステアラー電源への電圧コントロール信号(MF)を追加した。MF 信号を付加したときの高電圧ステアラー電源出力特性を第 2.4.1 図に示す。静電型ステアラーの電圧コントロール信号と MF 信号を新たに付加した電子回路で除算することで、ビーム偏向なしの状態での高電圧出力調整を可能とし、静電型ステアラー電極でのレンズ効果低減を試みた。本改造により、ビームトランスミッションが向上した。



第 2.4.1 図 MF 信号を付加した静電型ステアラー電源の出力特性

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ガス (SF₆) のガス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 20 年 7～8 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、温度計の校正、圧力比較検査、安全弁作動検査、液面計止め弁作動検査、高圧リミットスイッチの作動試験）を実施した。開放検査は、コンプレッサー2基、アフタークーラー2基、プリファイヤー1基、フレキシブルホース、配管について実施した。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 20 年 8 月 29 日に行われ合格した。

平成 20 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 20 年 9 月 9 日に実施され合格した。

(2) 液体窒素貯槽

本施設は、タンデム加速器の運転保守や加速器を利用した実験のために液体窒素及び乾燥窒素ガスを供給するための設備である。本年度の液体窒素総受入量は、17,480 であった。本施設は、毎年度 2 回の定期自主検査を実施している。

定期自主検査実施日

第 1 回 平成 20 年 8 月 11 日

第 2 回 平成 21 年 2 月 17 日

第 2 回の定期自主検査において、送液配管の 1 箇所から微量な漏れを発見した。当面の対策として貯槽の窒素をすべて排出し、窒素の供給を停止している。漏れ箇所については、平成 21 年度に補修作業を行う予定である。

(3) ヘリウム冷凍機

1) 概況

平成 20 年度のタンデム加速器ブースター用ヘリウム冷凍機は、タンデム加速器のマシントイムに合わせ、前段部 3,644 時間、後段部 3,627 時間の運転を行った。

制御系プログラムの改良及びパラメータ調整を実施し、より安定かつ安全な運転を確保した。

第 2.4.4 表 平成 20 年度ヘリウム冷凍機運転時間

	第 1 回マシンタイム	第 2 回マシンタイム	年度合計
前段部	2,081	1,563	3,644
後段部	2,065	1,562	3,627

2) 定期自主検査

高圧ガス保安法により義務づけられている年1回の定期自主検査を11月の加速器整備期間中に実施した。通常の整備として安全弁・圧力計・温度計の試験、バッファタンクの不同沈下測定、潤滑油性状・油量点検、圧力・温度保護スイッチ作動検査、系内ガス置換及び気密試験、油分離度測定、起動器盤内点検、試験運転等を行った。その他、電動機の解放点検、制御盤内点検、オイルフィルタ開放点検、サクシヨンストレーナ開放点検を行った。

電動機の解放点検では、固定子コイルの洗浄、乾燥、ワニス処理の整備前後に絶縁診断を行った。整備後においても交流電流試験により第1電流急増点の下降及び部分放電試験によりコロナ発生量の増加があり経年劣化の傾向が見られた。

11月に高圧ガス保安協会の施設検査を受審し合格した。

2.4.4 放射線管理

(1) 概況

平成20年度に実施された主な放射線作業は5～7月及び11～1月にかけて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無く、放射線管理上特に問題は無かった。また、当課管轄の放射線エリアモニタは例年どおり年1回の点検を9月に実施した。

(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放出量及び平均濃度を第2.4.5表に示す。放射性廃液の総排出量44 m³であった。廃液中の⁶⁰Co、¹³⁷Cs、²³⁷Npの放出率、平均濃度ともに例年とほぼ同じで通常の範囲内であった。また上記以外の核種の検出は無かった。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。

第2.4.5表 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
年間放出率 (Bq/y)	1.2×10 ⁵	1.1×10 ⁵	1.1×10 ⁴	0	0	0
年間平均濃度 (Bq/cm ³)	2.7×10 ⁻³	2.5×10 ⁻³	2.5×10 ⁻⁴	0	< 1.2×10 ⁻¹⁰	< 9.1×10 ⁻¹¹

2.5 主な技術的事項

2.5.1 安全系 B 系安全計線形増幅器のゲインダイヤルの不良調査

(1) 概要

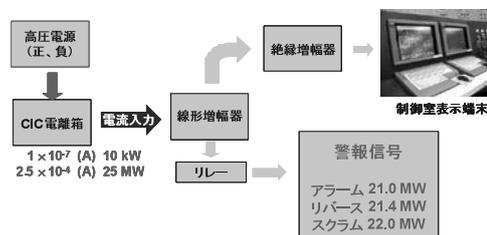
研究炉 JRR-3 において平成 20 年 12 月 1 日に原子炉の自動停止（スクラム）が発生した。その原因は安全計（中性子束を監視している系統）を構成している線形増幅器のポテンシオメーターであると同定し、今後の対策を含め検討した。

(2) ポテンシオメーターの不良による原子炉自動停止

平成 20 年 12 月 1 日、JRR-3 平成 20 年度第 5 サイクルの原子炉起動日の 15 時頃、熱出力と安全計の指示値の差が大きかったため、この差を無くすために安全計ゲイン調整を行ったところ、調整中にスクラム信号が出力され原子炉が自動停止した。直ちに原因調査を開始し、同日 20 時頃ゲイン調整用ポテンシオメーターが特定の位置を通過あるいは、その位置にて軸をがたつかせる等した時のみにスクラム信号が出力されることが確認された。この結果からポテンシオメーターの故障と判断し、該当する安全計を予備器へと交換し、ポテンシオメーターを動かした時異常なスクラム信号が出力されないことを確認した。予備器のポテンシオメーターが正常に動作していることが確認されたので、使用前の試験を行った後、原子炉を平成 20 年 12 月 2 日 19 時に再起動した。

(3) 安全計について

安全計は原子炉出力の急激な上昇（炉周期が短い）や原子炉出力が閾値を超えた場合に原子炉を自動停止させる安全保護系に含まれている。第 2.5.1 図に安全計のブロック図を示す。CIC 電離箱からの電流は線形増幅器にて電圧に変換及び電圧増幅される。この電圧が閾値を超えた際にはアラームを発したり、自動停止をさせる。ゲイン調整回路について第 2.5.2 図に示す。全体としては、OP アンプによる反転増幅器であり、ポテンシオメーターはそのゲイン調整に使用していた。入力抵抗は $2\text{k}\Omega$ であり、帰還抵抗に $7.5\text{k}\Omega$ +ポテンシオメーター抵抗値($\text{k}\Omega$)として、そのゲインは帰還抵抗と並列に入った、 1000pF のコンデンサーを無視すれば、良く知られた式を元に、増幅率 A_v は

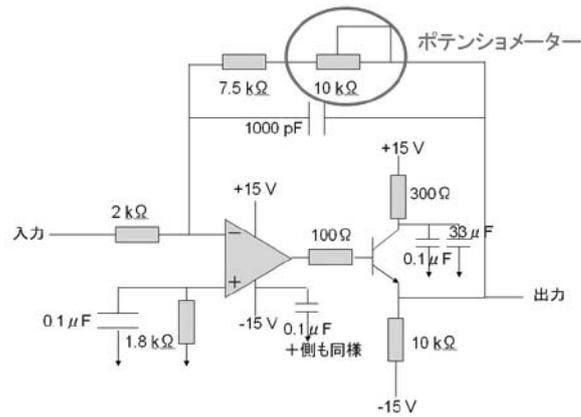


第 2.5.1 図 安全計ブロック図

と表される。マイナスは位相が反転することを示している。この様にポテンシオメーターの抵抗値が変化し、安全計のゲインが変化する。

$$A_v = -\frac{7.5 + R_{\text{potentiometer}} (\text{k}\Omega)}{2}$$

と表される。マイナスは位相が反転することを示している。この様にポテンシオメーターの抵抗値が変化し、安全計のゲインが変化する。



第 2.5.2 図 使用状況と周辺回路図

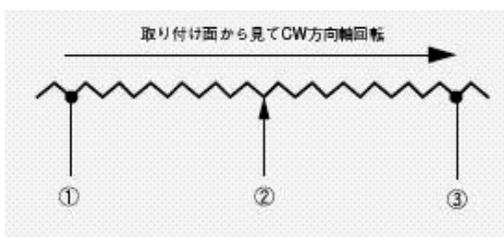
(4) ポテンシオメーターの使用状況

ポテンシオメーターとは、第 2.5.3 図に示す外観をしており、軸にダイヤルを取り付けて、回転させることにより設定値の変更及び確認を行うことができる。

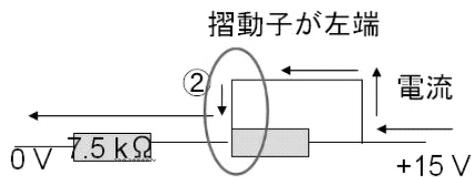
使用していたポテンシオメーターは特に巻線型ポテンシオメーターと呼ばれるものであり、樹脂ケース内に抵抗体と呼ばれる巻線が入っており、この巻線をケースに沿って巻いた構造をしている。ポテンシオメーターの等価回路図は第 2.5.4 図に示す通り、1、2、3 番の 3 つのピンがあり、1 及び 3 は固定であるが、2 ピンが可動であり、2 ピンが動くことによって、1-2 及び 2-3 間の抵抗値が変化する。第 2.5.4 図から分かるように、1-3 間の抵抗値は 2 ピンの位置によって変化せず、この値を標準抵抗値（単に抵抗値とも）と呼ぶ。また、2 ピンの事を、摺動子、スライダあるいはワイパーと呼ぶが、本文章内では、摺動子と呼ぶ。



第 2.5.3 図



第 2.5.4 図 ポテンシオメーター等価回路



第 2.5.5 図 摺動子に流れる最大電流

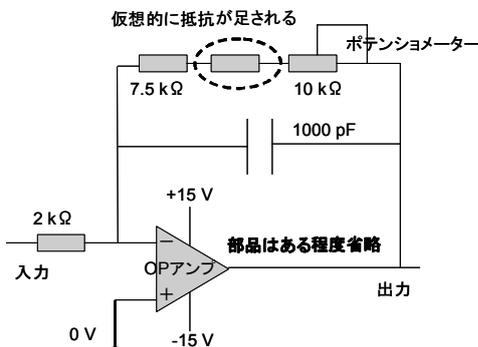
今回の使用状況が定格仕様を超えていないかの検討を行った。定格電力は全抵抗体で許容できる電力であり、部分的に抵抗体を使用する今回の使用方法（レオスタットモード）においては、使用している抵抗値に応じて定格電力が減少する。例えば、標準抵抗 10kΩ のポテンシオメーターをレオスタットモードで 5kΩ にして使用する場合は、定格電力を半分と考えねばならない。

今回の使用状況がこれらに逸脱していないかの検討を行った。摺動子には、入力電圧が機器

の構成上、普段は、 -0.8 V 程度であることと、OPアンプの-(マイナス)端子が仮想設置で 0 V であることから、 $0.8/2000=0.4\text{ mA}$ 程度の電流が常時流れていると考えられる。また、最も厳しい状況として、第 2.5.5 図を考える。出力が電源電圧(本回路に置いては 15 V)に上昇し、かつ摺動子が回路図の左端に位置していた時に摺動子に流れる電流は、 $15/7500=2\text{ mA}$ となる。以上の検討から、摺動子に数十 mA 以上の過剰な電流が流れる可能性は予期し難いスパークや外来性のサージを除けば、無いと考えられる。電力であるが、常時流れている電流が 0.4 mA 程度であるので、ポテンシオメーターを $R(\Omega)$ にて使用しているとすると、 $P(\text{電力})=0.16 \cdot 10^{-6} \cdot R(\text{W})$ となる。定格電力は周囲空気 40°C 以内で 1.5 W である。 R は通常の使用状況では約 $7\text{ k}\Omega$ であり、この時の定格電力は $1.5 \cdot (7/10)=1.05\text{ W}$ 、消費電力は 1.12 mW であり、問題とならない。

(5) 不具合原因検討

不具合が発生した当日の検査から、原因がポテンシオメーターにあると考えて、ポテンシオメーターにどのような不具合があったかをここでは検討する。スクラム信号が出力されている事から、反転増幅器のゲインが上昇したことは明白である。ゲインが上昇するには、第 2.5.6 図に示すように、1ピンと抵抗体間の抵抗が上昇する、あるいは第 2.5.7 図に示すように、2ピンと抵抗体間の抵抗が上昇したケースが考えられる。



第 2.5.6 図 1ピンと抵抗体間の異常

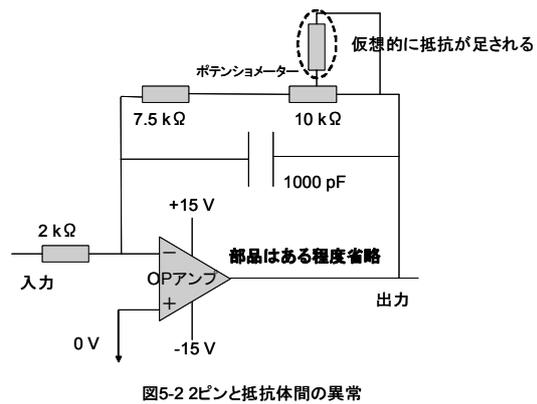
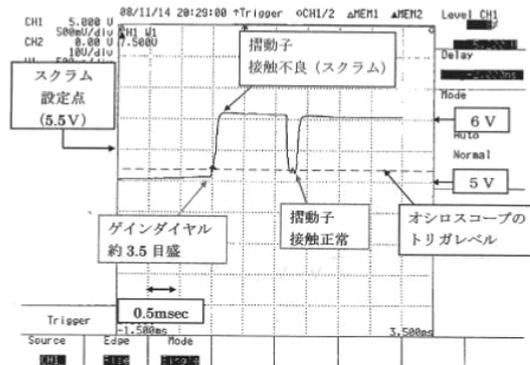


図5-2 2ピンと抵抗体間の異常

第 2.5.7 図 2ピンと抵抗体間の異常

第 2.5.8 図に検査で得られた、スクラム信号出力時の波形を示す。異常な上昇を示した後、 6 V 強まで上昇していることが分かる。前述の反転増幅器の出力は、 6 V 以上まで上昇することが分かっているため、ポテンシオメーターに異常が生じた時、反転増幅器のゲインはある有限の値に留まっていると考えられるため、1ピンと抵抗体間が完全にオープンになったケースは除去され、2ピンと抵抗体間の抵抗が増大した事例が最も考えられる。第 2.5.8 図における信号の立ち上がり時間に着目すれば、時間軸の設定から、立ち上がり時間は約 $100\mu\text{ sec}$ と思われる。この立ち上がり時間から、 $(\pi \cdot 100\mu\text{ sec})^{-1} = 3.2\text{ kHz}$ の周波数の信号だと大雑把に予測できる。摺動子が動いた時(摺動した時)に出るノイズを摺動ノイズと呼ぶが、このノイズの周波数は通常 1 kHz 以上になる。以上から、今回の不具合が2ピンと抵抗体間に関わる摺動ノイズによるものであったと予測できる。

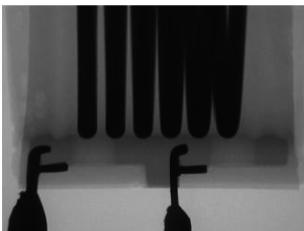


第 2.5.8 図 検査の中で得られた出力波形

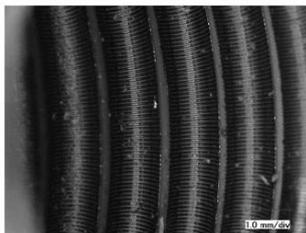
(6) ポテンシオメーター分析及び考察

1) 内部観察

これまでの原因予測から、内部に何らかの異常（特に 2 ピンと抵抗体間で）が発生していると考えた為、電子部品の検査機関に依頼して、ポテンシオメーターを分解後、内部の観察を行うこととした。疑わしい部分は多数に渡るが、列挙すれば、抵抗体、摺動子、摺動子と円盤状接点間の配線、円盤接点及び固定接点がある。以上が 2 ピンと抵抗体間の接触抵抗増大に関するもので、1 ピンと抵抗体間の抵抗増大については、1 ピンの設置状況で判断できると思われる。まず、1 ピンの設置状況について、第 2.5.9 図に示す。写真の通り、1 ピンの固定が緩んでいる様子は伺えない。2 ピンに関する異常が疑われるので、前に列挙した部分について観察を行った。抵抗体についての観察写真を第 2.5.10 図に載せる。分解時のケース破片が見うけられるが、抵抗体に傷や先に述べた陽極酸化の痕跡は無かった。摺動子を光学顕微鏡にて観察した写真を第 2.5.11 図に示す、磨耗によって面が平らになっている部分があるが、大きな損傷は無く、導通に問題があったとは考えにくい。



第 2.5.9 図
1 ピン透過写真
真ん中が 1 ピン



第 2.5.10 図 抵抗体



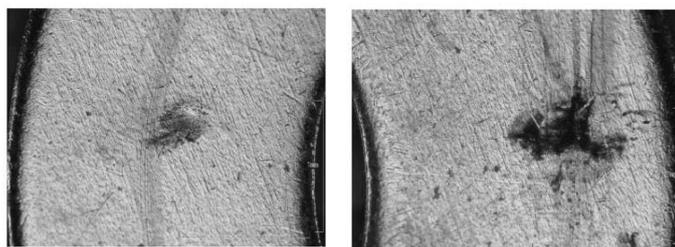
第 2.5.11 図 摺動子

摺動子と円盤状接点を繋ぐ配線をマイクロスコップによる観察写真を第 2.5.12 図に示す。樹脂部に割れが見られるが、配線に損傷がないことが分る。

円盤状接点を光学顕微鏡にて観察した写真を第 2.5.13 図に示す、黒色付着物が 2 箇所ある。



第 2.5.12 図 配線



第 2.5.13 図 円盤状接点

この黒色の付着物に関して、電子線マイクロアナライザを用いた分析を行った結果、主成分は炭素であり、その他にシリコン及びカルシウムから成っていることが判明した。固定接点に関する光学顕微鏡写真を第 2.5.14 図に示す。黒色の付着物が濃いものと、薄いものの両方が見られる。固定接点の付着物も円盤状接点と同じく、炭素が主成分である。この付着物の生成原因としては、使用中の予期し難いスパークが考えられる。



第 2.5.14 図 固定接点（右は左を拡大した写真）

2) 今後の対策検討

今回の不具合の原因が使用中の予期し難いスパークにあると考えられ、これを未然に防ぐことは難しいと思われる。そこで考えられる対策としては、購入した部品に対して様々な試験を行う方法を 2 つ紹介する。1 つ目は、運転前の準備週にポテンシオメーターを実際に操作して、異常なスクラム信号が発生しないかどうか実機にて確認することであり、現在実施中である。2 つ目は摺動ノイズ測定が有効であると考えられる。この試験において急激なノイズ変化があるかどうかで、問題のあるポテンシオメーターかどうかははっきりする。この試験で問題があれば使用を中止する。

(7) まとめ

平成 20 年 12 月 1 日、安全計のゲイン調整中にスクラム信号が出力され JRR-3 は自動停止した。当日の検査でポテンシオメーターの故障が原因だと判明し、いくつかの故障原因を考えた後、内部観察による評価を行った。円盤状接点上の黒色付着物か、摺動子と抵抗体間の異物が現時点では原因だと考えられる。JRR-3 では同様の事象を、自主的な検査によって防げるのではないかと考えている。

2.5.2 JRR-4 反射体要素割れの原因調査

(1) 背景

平成 19 年 12 月 28 日に、1 体の反射体要素の溶接部に割れが確認された。このため、JRR-4 では、平成 20 年 1 月 8 日から予定していた運転を延期して、割れの原因調査を行うとともに、使用していた他の反射体要素についても点検を実施し、取り替え用反射体要素の製作に反映することとした。

(2) 反射体要素の概要

JRR-4 では、36 体の反射体要素を使用している。反射体要素は、黒鉛を内蔵する普通反射体要素、特殊反射体要素 I 型、特殊反射体要素 II 型、特殊反射体要素 III 型（中性子源）、大型反射体要素 I 型、及び大型反射体要素 II 型とアルミニウム反射体要素に分けられる。各反射体要素の仕様を第 2.5.1 表に示す。

割れが生じた反射体要素は、普通反射体要素であり、第 2.5.15 図に示す炉心平面の概略図 G-4 位置に挿入されていた。

(3) 調査内容と調査結果

反射体要素の溶接部割れの原因調査に先立ち、起因事象の検討を行った。起因事象の検討項目を第 2.5.16 図に示す。

1) 割れが生じた反射体要素

割れが生じた反射体要素について、以下の調査を実施した。

① 破壊前検査

割れが生じた反射体要素について、外観観察及び寸法測定を行った。その結果、炉心タンク内から取り出す時に付いた傷の他には、被覆材ケース、吊手部及びプラグ部に傷、変形等の異常箇所は観察されなかった。また、寸法測定においても、角筒幅、プラグ長及びプラグ径についての測定結果は、設計寸法基準値を満足する値であった。

② 破断部の調査

破断部の調査として、被覆材ケースを切断し、破断面の腐食、損傷等の状況を目視観察した。また、被覆材ケースを 13 分割して破断部マイクロ観察用の試験片を作製し、13 個の試験片について走査型電子顕微鏡を用いた破断部のマイクロ観察を行った。さらに、光学顕微鏡を用いて破断面金属組織観察を行った。その結果、破断の主原因は、過大な応力による延性破断と判断した。

③ 黒鉛反射材の調査

黒鉛反射材の調査として、黒鉛反射材の全長（691mm）及び幅（72mm）について寸法測定を行った。また、割れが生じた反射体要素の内部には、水が入っていたことから、割れの発生に対する水の影響を調べるために、比較用反射体要素として外観上健全な特殊反射体要素 I 型を切断し、内部の黒鉛反射材の寸法測定を行った。

割れが生じた反射体要素の黒鉛反射材に対する寸法測定の結果、黒鉛反射材は、軸方向に約 7mm、径方向に最大 2.1mm 伸びていることが明らかとなった。高速中性子（>

0.183MeV) 照射量と寸法変化の関係を調べたところ、高速中性子照射量の増加とともに黒鉛反射材の寸法変化率が大きくなっており、黒鉛反射材の成長は高速中性子の照射による影響と判断した。比較用に解体した特殊反射体要素 I 型の黒鉛反射材の寸法測定からも同様の結果が得られた。なお、特殊反射体要素 I 型は平成 19 年に使用を終了して取出し保管していた反射体要素である。第 2.5.17 図に高速中性子照射量による黒鉛の寸法変化率を示す。

2) 他の反射体要素

使用中の反射体要素に割れが生じたことから、他の反射体要素においても同様の割れが無いか、また割れが無い場合であっても今後割れに進展するおそれのある傷、変形等が無いか確認するため以下の調査を実施した。

① 外観検査

割れが生じた反射体要素を除く炉心内に挿入されていたすべての反射体要素 35 体、及び No.2 プールに保管されていた予備の反射体要素 3 体について吊手からプラグまで水中カメラによる外観目視点検を行った。38 体中 14 体については、より詳細な点検が必要と判断した。また、14 体のうち予備の反射体要素の 1 体を除く 13 体について、より詳細な映像をもとに健全性の判定を行うため、ファイバースコープを用いて外観の再点検を行った。再点検の結果、13 体中 11 体の反射体要素について窪み等が認められた。

② 発泡漏れ試験

外観検査において窪み等が確認された反射体要素 11 体について、漏えい検査として、真空法による発泡漏れ試験（試験圧：-0.3MPa）を実施した。検査を行った反射体要素全 11 体について、試験箇所からの出水及び発泡は確認されず、被覆材ケースに貫通部は無いと判断した。

③ 放射線透過試験

反射体要素溶接部の割れは、黒鉛反射材の照射成長によるものと推定されたことから、保管品を含め継続使用を予定していた黒鉛反射材を内蔵する反射体要素 33 体について放射線透過試験を実施し、黒鉛反射材上面と被覆材ケース上面のギャップを測定することにより、中性子照射量と黒鉛反射材の成長量の関係を調査した。

その結果、33 体の黒鉛反射材はすべて照射成長が認められた。このうち 15 体の黒鉛反射材については、照射成長により反射体要素内の軸方向に設けられた初期ギャップがなくなっていた。調査により照射量が概ね $1.5 \times 10^{24} [\text{n/m}^2]$ を超えると上部ギャップがなくなることが分かった。ギャップのない反射体要素に関しては、ギャップ量を超えて黒鉛が成長し、溶接部には応力がかかっていると推測できる。第 2.5.18 図に反射体要素の高速中性子照射量及び放射線透過試験で得られた黒鉛反射材上面と被覆材ケースとのギャップ測定値の関係の調査結果を示す。なお、高速中性子照射量の計算には汎用核計算コードシステム (SRAC) を使用し、高速中性子のエネルギー範囲を 0.183MeV~10MeV として計算をした。

3) 黒鉛の照射特性

反射体要素の黒鉛の照射特性について調査したところ、割れが生じた反射体要素の設計時には運転時の黒鉛反射材温度は、未照射時において約 240℃、照射が進んだ時期で約 300℃と評価されていた。黒鉛反射材の照射成長については、原子炉級黒鉛の約 350℃以上での照射成長データに基づき照射初期に約 0.05%であり、その後、 10^{21}n/cm^2 までの領域では収縮すると評価された。今回の調査において、JRR-4 の反射体要素に使用している黒鉛 IG-110 は 600℃以上の照射では、照射量の増加とともに収縮することを確認した。また、200℃の照射では約 0.14%の膨張を示すことが 1992 年に丸山氏らにより報告されている¹⁾。しかし、今回の黒鉛反射材測定で観察されたほどの顕著な寸法変化を観察した測定データは見つからなかった。現実に近い仮定で計算した黒鉛反射材温度は約 170℃であった。これらのことから、200℃を下回る低温での照射において黒鉛反射材はより顕著な成長を示すと判断した。

黒鉛反射材の寸法変化率（幅の平均値）と高速中性子照射量（断面平均値）の関係を評価した結果、高速中性子照射量 $2.5 \times 10^{24}[\text{n/m}^2]$ 以下において、照射成長係数（単位高速中性子照射量あたりの寸法変化率）は最大 $7.13 \times 10^{-25}\% \text{m}^2/\text{n}$ 、最低 $4.21 \times 10^{-25}\% \text{m}^2/\text{n}$ 、平均 $5.71 \times 10^{-25}\% \text{m}^2/\text{n}$ であった。高速中性子照射による黒鉛反射材の寸法変化率を第 2.5.19 図に示す。

(4) 今後の保守

割れが生じた反射体要素の原因調査の結果²⁾、黒鉛反射材の高速中性子照射による照射成長により、被覆材ケースに応力がかかり、溶接部において延性破断が発生した。設計段階では考えていなかった黒鉛の照射成長³⁾が原因であるため、設計を変更するとともに、今までの管理手法を変更する必要性が生じた。

今後の保全としては、黒鉛反射材の照射成長という、新たな技術的知見を反映した取り替え用反射体要素を製作し、黒鉛の照射成長の健全性を確認するため、適切な頻度で放射線透過試験を行っていくこととする。

参考文献

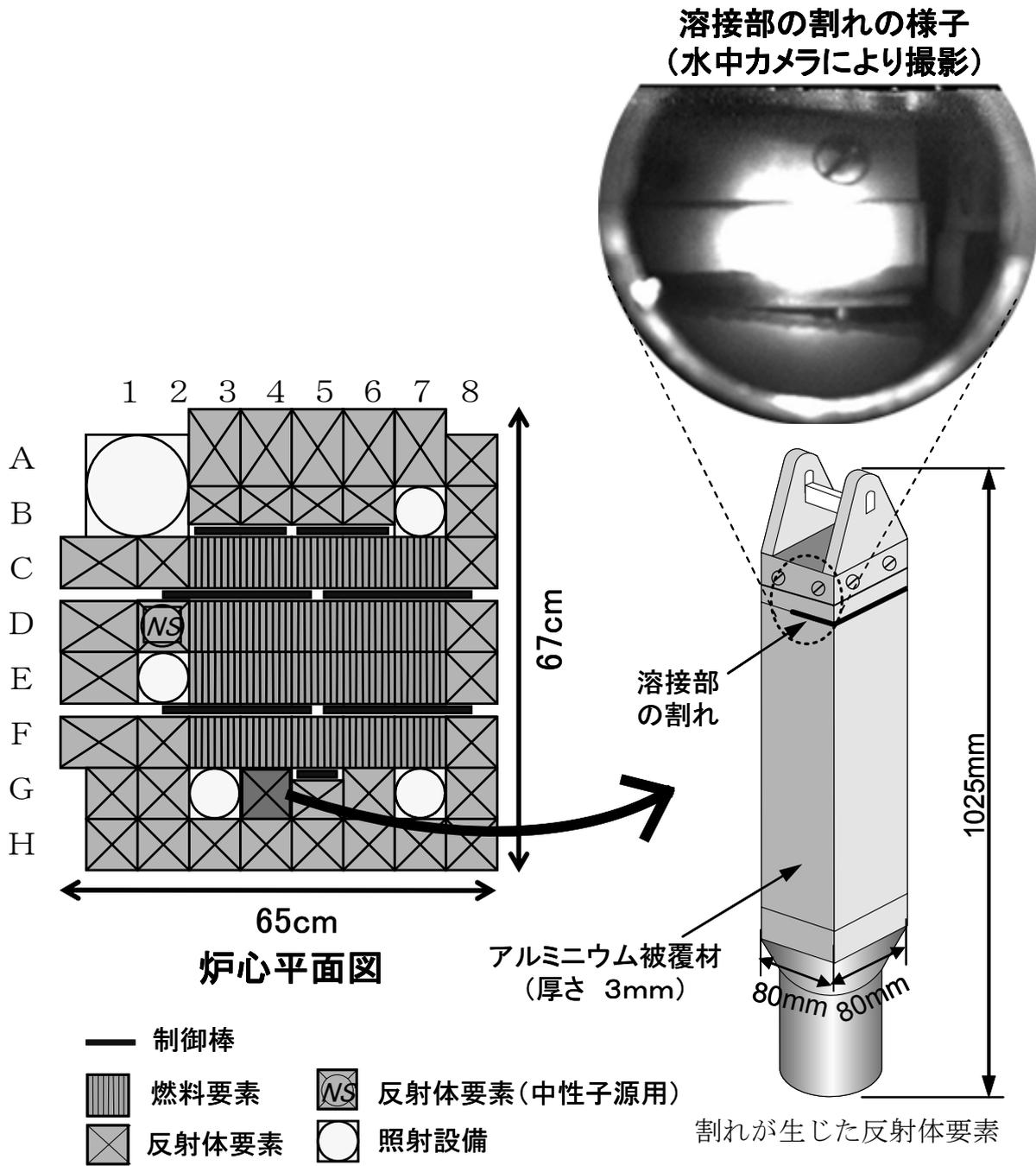
- 1) T.Maruyama and M.Harayama: "Neutron irradiation effect on the thermal conductivity and dimensional change of graphite materials", J.Nucl.Mater. 195,p.44(1992)
- 2) JRR-4 反射体要素割れの原因調査報告書アドホック検討会: "JRR-4 反射体要素割れの原因調査アドホック検討会報告書", JAEA-Technology 2008-070(2008)
- 3) 八木、堀口、横尾、大山、楠: "JRR-4 反射体要素黒鉛反射材の照射成長に関する調査", JAEA-Technology 2008-072(2008)

第 2.5.1 表 反射体要素の仕様 (1/2)

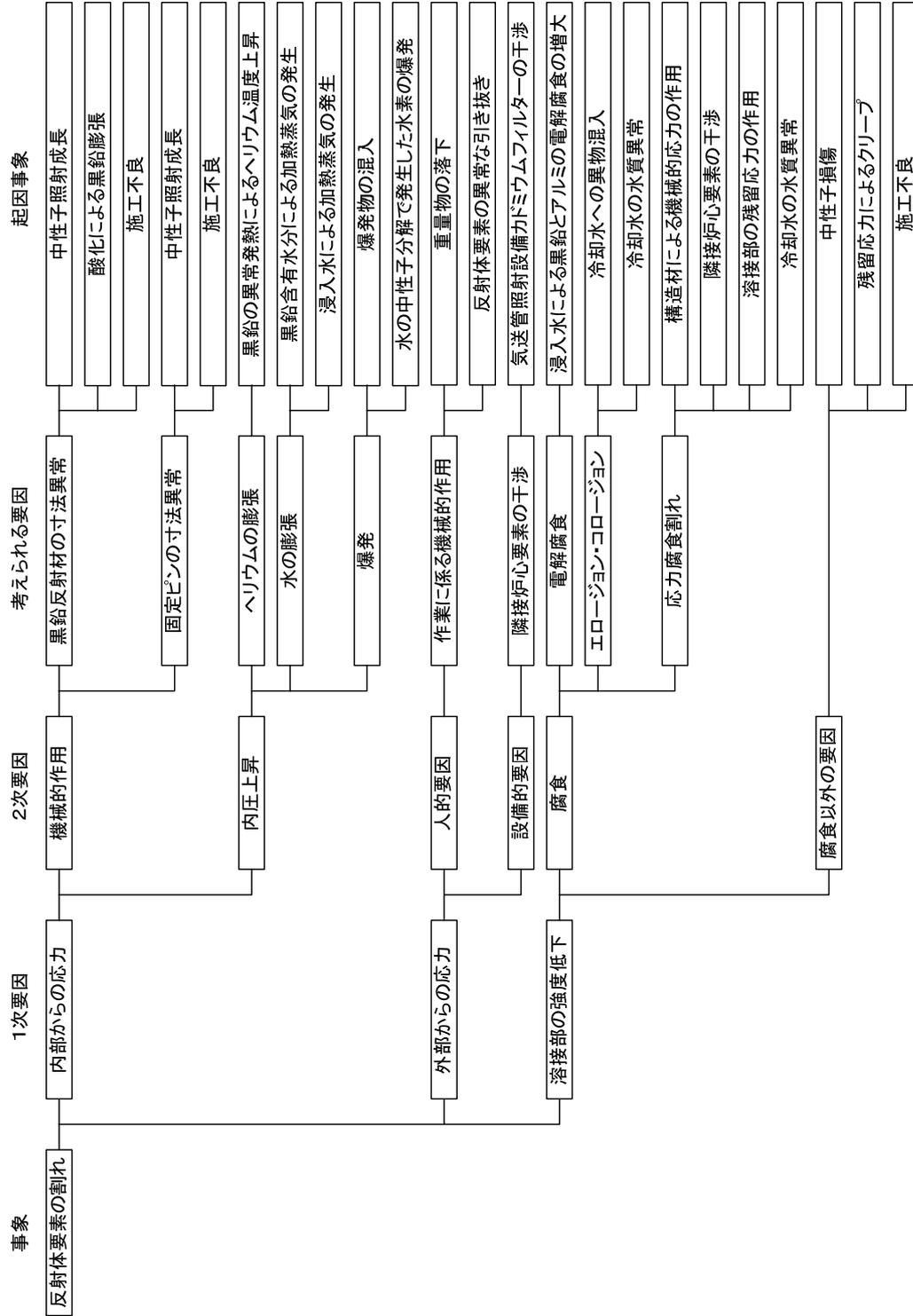
要素名称	普通反射体要素			特殊反射体要素 I 型	
	1965 年製	1985 年製	1986, 1997 年製	RR-85	RR-06
寸法	組立寸法 (高さ×幅×奥行)	1025×80×80 mm	1025×80×80 mm	1025×80×80 mm	1025×80×80 mm
	黒鉛寸法 (高さ×幅×奥行)	693×74×74mm	691×71×71mm	691×72×72mm	616×71×49 mm (凸部を除く)
	被覆材ケース内側寸法 (高さ×幅×奥行)	695×77×77mm	695×74×74mm	695×74×74mm	620×74×52 mm (凸部を除く)
	被覆材ケース肉厚	1.5 mm	3 mm	3 mm	3 mm
	黒鉛上面と被覆材ケース天井のギャップ	2 mm	4 mm	4 mm	4 mm
	黒鉛側面と被覆材ケース内側側面ギャップ	1.5 mm	1.5 mm	1 mm	1.5 mm
	黒鉛反射材	原子炉級黒鉛	IG-110	IG-110	IG-110
	被覆材ケース	A1T3	A6063S-T5	A6063S-T5	A6063S-T5
	吊手・継手部	A2P1, A2B1	A6061B-T6	A5052	A6061B-T6
	溶接金属 (溶加棒)	A4043	A4043	A4043	A4043-BY

第 2.5.1 表 反射体要素の仕様 (2/2)

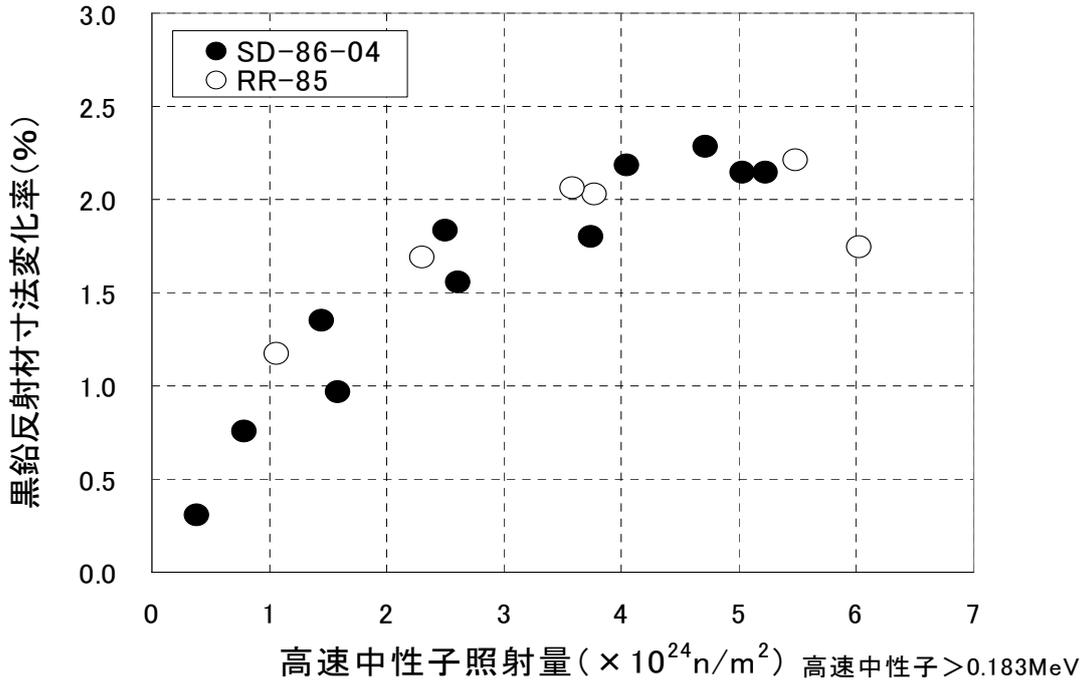
要素名称	特殊反射体要素 II 型	大型反射体要素 I 型		大型反射体要素 II 型	中性子源要素 (特殊反射体要素 III 型)	
		1973 年製	1986 年製			
寸法	組立寸法 (高さ×幅×奥行)	1025×80×74mm (ガイド: 6mm)	1025×150×80mm	1025×119×80mm	1025×80×80 mm	
	黒鉛寸法 (高さ×幅×奥行)	631×72×66mm	690×138×70mm	690×109×70mm	688×74×74mm	
	被覆材ケース内側寸法 (高さ×幅×奥行)	635×74×68mm	695×143×73mm	695×112×73mm	688×77×77mm	
	被覆材ケース肉厚	3 mm	3.5 mm	3.5 mm	1.5 mm	
	黒鉛上面と被覆材ケース天井のギャップ	4 mm	5 mm	5 mm	2 mm	
	黒鉛側面と被覆材ケース内側側面ギャップ	1 mm	2.5 mm (幅方向) 1.5 mm (奥行方向)	1.5 mm	1.5 mm	
	材質	黒鉛反射材	IG-110	原子炉級黒鉛	IG-110	原子炉級黒鉛
		被覆材ケース	A6063S-T5	A6063S	A6063S-T5	A1T3
		吊手・継手部	A5052	A5052P, A5052BE	A5052	A2P1, A2P4, A2B1
		溶接金属 (溶加棒)	A4043	A4043	A4043	A4043



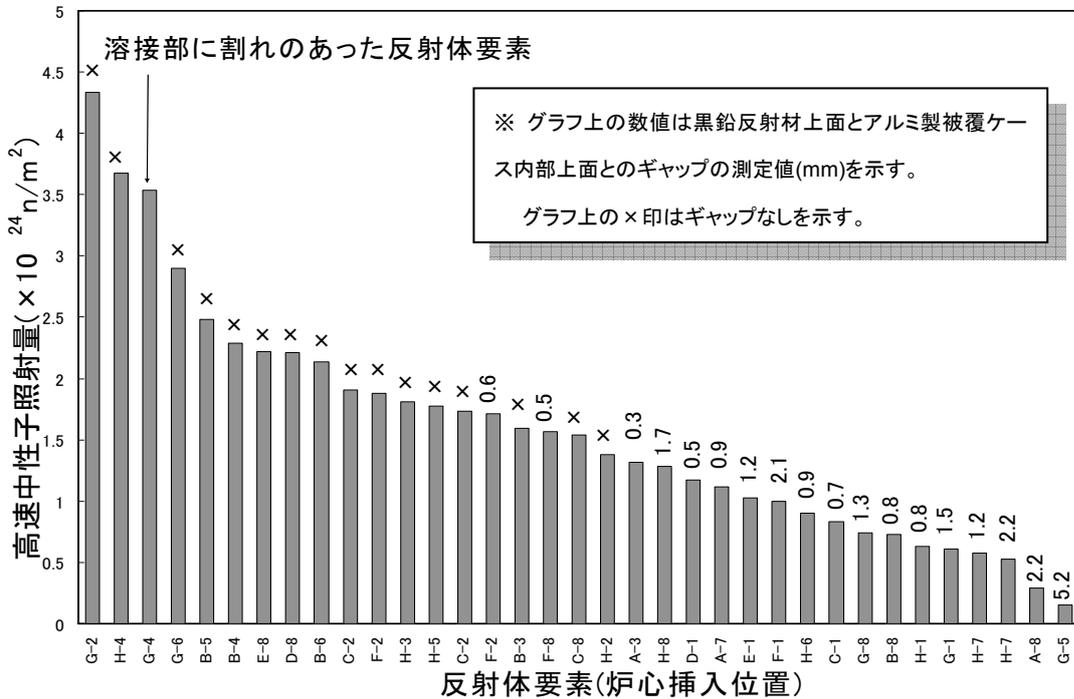
第 2.5.15 図 炉心平面の概略図



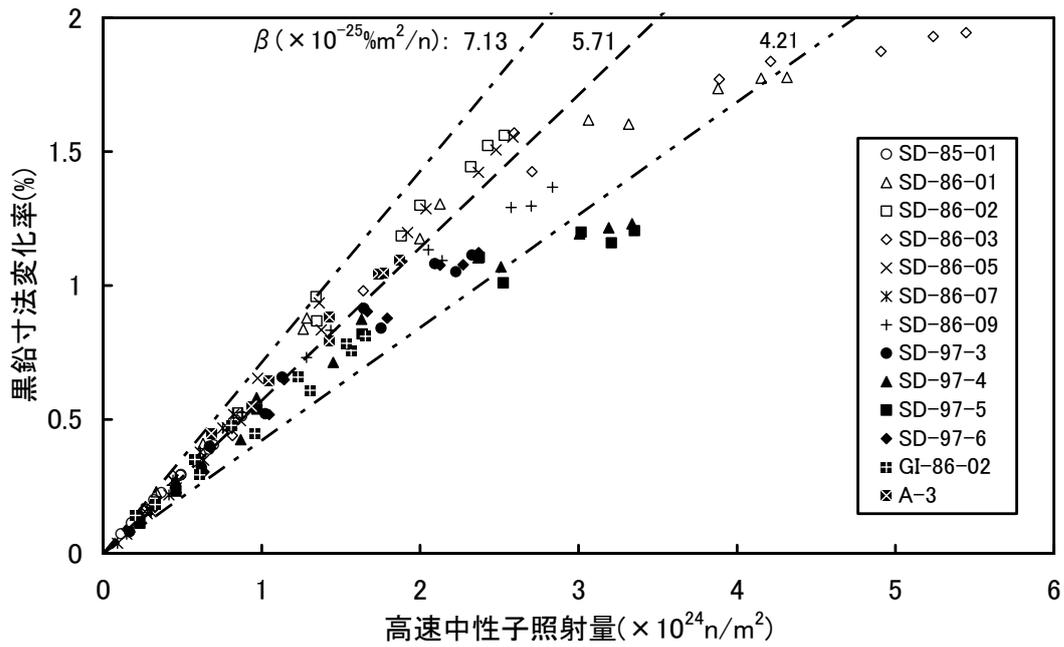
第2.5.16 図 反射体要素の割れに係る起因事象の検討



第 2.5.17 図 高速中性子照射量による黒鉛の寸法変化率



第 2.5.18 図 反射体要素の高速中性子量とギャップ寸法



(β : 照射成長係数)

第 2.5.19 図 高速中性子照射による黒鉛反射材の寸法変化率

2.5.3 NSRR 原子炉プールライニングの調査

(1) 目的・概要

NSRR は、スイミングプール型（縦約 3.6m、横約 4.5m、高さ約 12m、水深約 9m）の原子炉である。原子炉プールは、鉄筋普通コンクリートの母材とアルミニウム合金（A5052）のライニングで構成されている。これらは設置後 30 年以上が経過しており、平成 17 年に策定された保全計画の中でプールライニングの必要肉厚（7mm）が確保されていることを定期的に調査し、そのアルミニウム材の経年変化に対する安全性の確認を行うことが重要な項目として位置づけられている。これまでは、平成 3 年にプール水を全排水し底面及び底面から 2.5m までの壁面の平面部及び溶接部について超音波厚さ計を用いた直接接触法によるライニングの肉厚調査を実施している。この作業期間としては、準備から復旧まで約 2 ヶ月の期間を必要とした。このため、平成 17 年度よりプール水を排水せずにプールライニングを調査できる装置の開発に着手し、平成 19 年度までに装置の動作試験及び原子炉プールでの試験測定を終了した。平成 20 年度はプールライニングの調査を約 2 週間の期間で行った。

(2) 調査方法

今回の測定範囲は、底面についてはできるだけ広範囲を行いその中で平成 3 年に調査を実施した箇所との比較を含めて測定を行った。側面については、測定時に障害となる機器や配管を避け底面から上面（約 8m）までが測定できる箇所を選択して行った。測定は、底面及び側面のアルミニウム材（肉厚約 15mm）の肉厚、溶接線部については内部の欠陥及び溶接線近傍の状態の確認を目的とした。底面は平面部及び溶接部を含めた 16 ライン、側面についても同様に 9 ラインの測定を行った。側面及び底面の測定箇所を第 2.5.20 図に示す。

測定に使用した探触子は、肉厚の測定及び測定信号の減衰等を考慮し周波数 5MHz、素子数が 128 個のものを使用した。また、探傷幅は約 100mm あるため溶接線部（幅約 20mm）については全体的に測定することができる。

測定にあたっては肉厚及び欠陥の基準として、最初にテストピースにより肉厚を 15mm、欠陥を $\phi 2.0\text{mm}$ の横穴を基準感度として設定した。その後実測定を行い、その測定データを解析し肉厚及び欠陥の有無の判断を行った。

(3) 測定結果

平面部及び溶接線部の肉厚測定においては、ライニングとしての必要肉厚である 7mm は十分に確保されており、今回の測定箇所については施工時の肉厚である 15mm であることが確認できた。平面部の肉厚測定結果の例を第 2.5.22 図に示す。

溶接線部の溶接線内部及び近傍の状態については、いずれについても重大な欠陥は見られなかった。また、経年変化等による異常等についても今回の測定では確認されなかった。裏面の状態については、減肉、亀裂等、ライニングの性能に影響を及ぼすような異常と判断される部分は確認されなかった。溶接線部の測定結果の例を第 2.5.23 図に示す。

その他、今回の測定結果のなかで異常と判断しなかった微細な凹凸やキズ等の箇所については継続的に調査を実施していく。

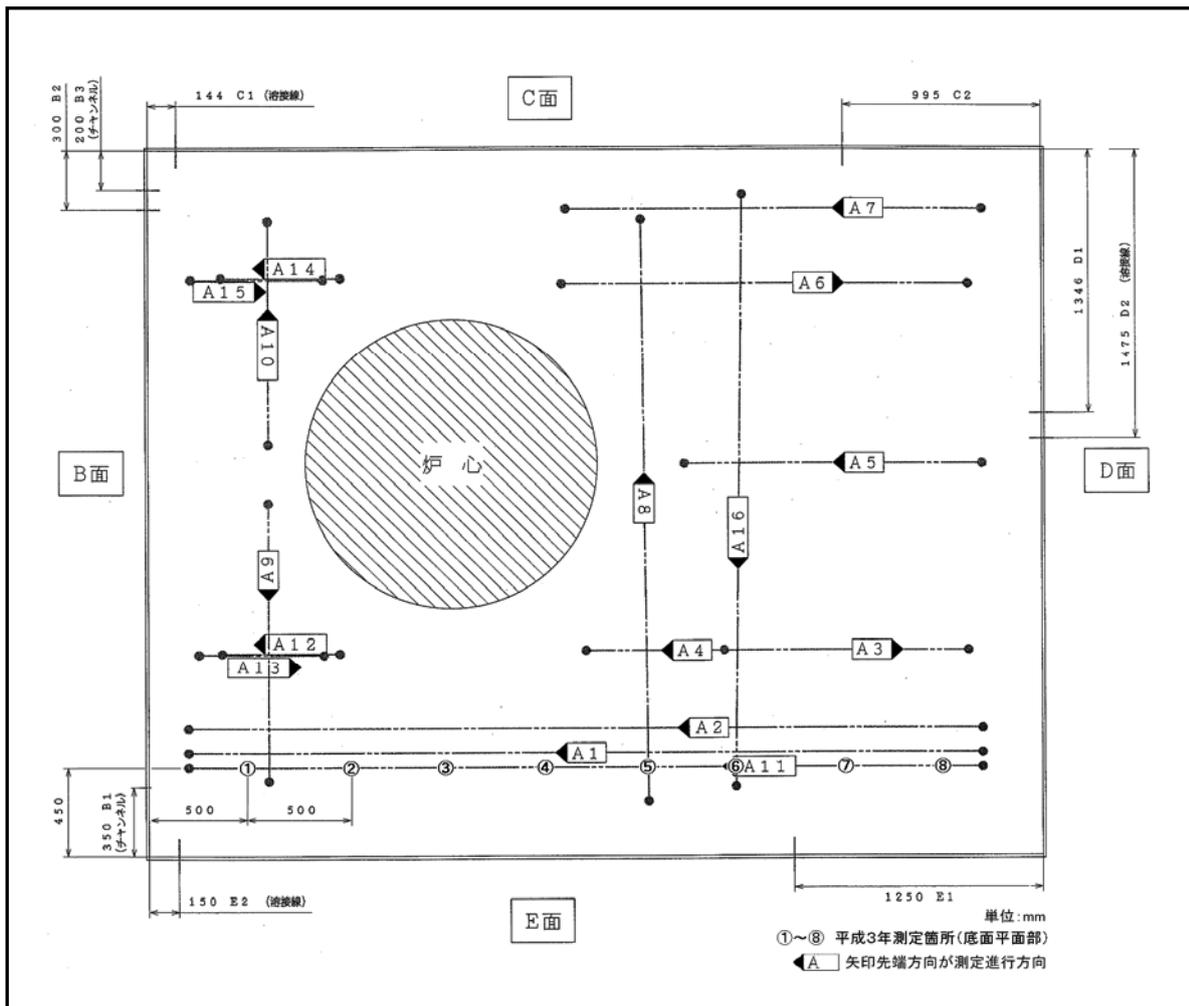
また、平成 3 年に実施した測定結果と今回の測定結果を比較したポイントについては、肉厚

の減肉と判断できる箇所はなかった。平成3年測定時と今回の測定結果との比較を第2.5.2表に示す。

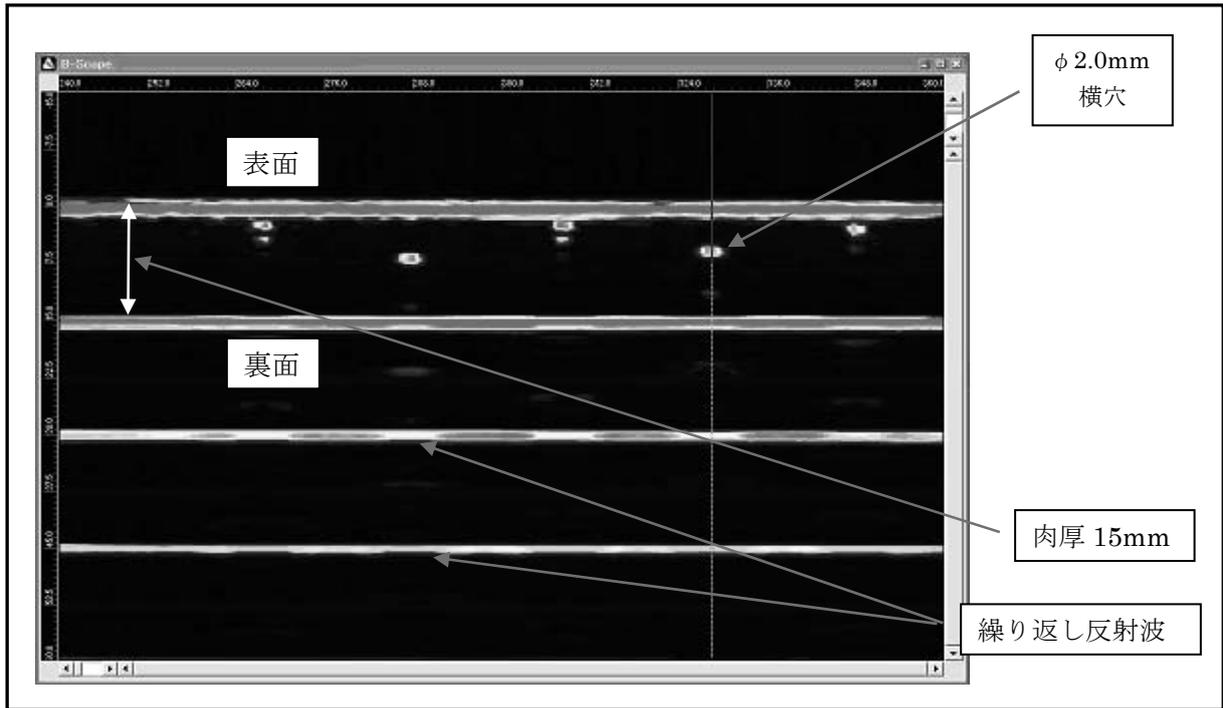
第2.5.2表 ライニング底面肉厚測定の結果比較

測定箇所	平成3年測定	今回の測定	備考
①	15.4	15.38	平面部
②	15.6	15.47	〃
③	15.4	15.39	〃
④	15.4	15.38	〃
⑤	15.4	15.49	〃
⑥	15.4	15.38	〃
⑦	15.4	15.32	〃
⑧	15.4	15.41	〃

単位：mm

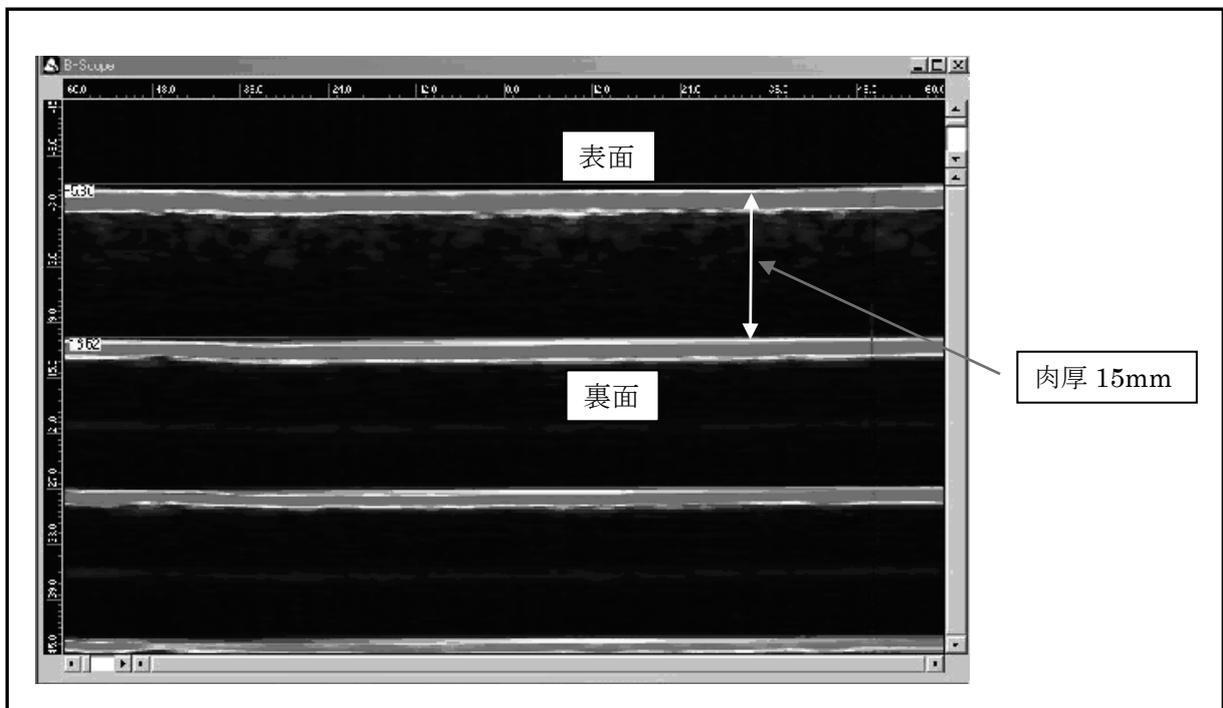


第2.5.20図 底面及び側面測定箇所の概要図



第 2.5.21 図 テストピースの測定概要図

* 表面波（表面）から最初の反射波（裏面）までの距離が材料の厚さを示す。また、それ以降の波形は繰り返し反射波で、計測上の特性であり測定に影響のないものである。



第 2.5.22 図 平面部肉厚の測定結果の代表例



第 2.5.23 図 溶接線部の測定結果の代表例

(4) まとめ

今回の測定範囲では、プールライニングの健全性は確保されている。今後は、今回の測定結果をふまえ、配管や構造物等の障害により測定のできなかつた箇所及び継続して観察を必要とした箇所について定期的に調査を実施し、経年変化に対する健全性等の評価を行っていく予定である。また、超音波探傷装置については、より詳細な調査を行える装置の改良及び測定精度の向上を検討していく。

2.5.4 高電圧端子内 180 度偏向電磁石の基本設計

原子力科学研究所タンデム加速器では、高電圧端子内に 180 度偏向電磁石を持っている。この電源は、加速器建設当初からのもので、各部の老朽化が懸念されている。これまで、冷却水配管の漏水、DAC の特性劣化、電力トランジスタの破損、誤差増幅器の故障などが起き、その都度修理してきた。この偏向電磁石は、シリーズパストランジスタによるドロップパー型電源で、電力効率も悪い。この電源をスイッチング方式で作り直し、老朽化に対する対処と電力効率の改善を同時に実現することを目標に、新しい電源の基本設計を行った。

基本仕様と各部の概略は以下の通りである。

<基本仕様>

本装置は、タンデム加速器の高電圧端子内という特殊な環境で動作しなければならない。すなわち、①5 ないし 6 気圧の絶縁ガス (SF₆) 中で動作すること、②1 次電源が 400Hz 3 相 4 線式交流(200V) であること、③加速器の放電時に生じる電磁衝撃に耐えることが要求される。

偏向電磁石は当初、最大定格公称 250A*40V の仕様であったが、2008 年度にコイルの交換が行われ、最大電流が 200A となっている。

電力制御方式：

4 つの電力制御モジュールを並列に動作させ、必要な電力を得る。

各電力モジュールの入力は

1 次入力：400Hz 3 相交流(200V)、3 相交流用 力率改善整流回路(150kHz)を持つ

最終電力制御：フェイズシフト ZVS フルブリッジ PWM(150kHz)

コントロール：

CAMAC より光ファイバーにて絶縁制御

目標効率：

約 90%

安定度：

1.0×10^{-5} full scale

<3 相力率制御整流回路>

大電力機器の力率改善は、電力の有効利用と電力ラインの品質保持のために有用である。タンデム加速器の高電圧端子内では、各機器の最大電力のうち最も大きいものがこの電磁石電源であり、その効率の改善は効果が大きい。力率の改善も同様である。3 相入力の力率改善回路については、適当な制御用の専用 IC を見つけることが出来なかったため、Microchip 社のスイッチモード電源コントローラ用のデジタルコントローラ (SMPS 用 dsPIC) を使用することにした。3 相入力を 3 つの単相 115V 入力に見立て、ブーストコンバーターで正および負の 200V DC 中間出力を作る。ブーストのための PWM 制御は、ワンサイクルコントロール方式^{注1)}を採用して負帰還演算を簡単にする。この電源は入力電力が 400Hz で、通常の 8 倍の周波数であるため、出力電圧の帰還制御と簡単な演算だけで力率を制御できるワンサイクルコントロールはメリットが大きい。デジタルコントローラの採用は、プログラミングが煩雑、また制御回路の消費電力が大きめになるという不利があるが、一方、複雑な条件判断、インターロック機能、起動時のシーケンス制御機能などを容易に組み込めるという利点がある。制御部の消費電力は、この例のような

大電力機器では、全体の中に占める割合が小さく、あまり問題にならない。

PWM の分解能について、dsPIC は約 1nS の分解能を持たせることが可能だが、中間電圧出力の安定度と力率の制御には十分すぎる。むしろ、使用する分解能を下げ、消費電力を小さくする。

<DC-DC 変換部>

ゼロ電圧スイッチング方式 (ZVS)^{注2)} のフルブリッジコンバータとする。制御はアナログの専用 IC でおこなう。スイッチングは力率改善整流部と同期を取り、ビートノイズの発生をなくす。最終出力の整流は、FET によるカレントダブル型の同期整流として、効率の改善とリップルの減少を図る。

<コントロール>

別に加速器管理課で開発されている POF コントローラを使用する。これは CAMAC からプラスチック光ファイバー (POF) 経由で制御されるため、信号路の対ノイズ性が高い。最終電流出力値は、CAMAC からのデジタルデータをこのコントローラが持つ 20bit DAC 経由で出力され、アナログ制御部におくられる。

<電源の冷却>

ガス冷却方式を採用する。電源の効率が向上されるため、水冷にする必要がなくなる。しかし、加圧ガス中で動作するため、配慮が必要である。SF6 は分子量が約 146 で、空気の約 5 倍である。さらに加圧されているため、単位体あたりの質量は約 30 倍になる。専用の冷却ファンが望まれるが、汎用の DC ブラシレスファンの使用電圧を下げても十分な風量を得られることがテストにより確認できている。電力モジュールごとに DC ブラシレスモーターのファンを置く。ファンは通常の空気中用、24V 定格のものを約 15V の電圧で動作させる。

注 1) ワンサイクルコントロール方式 :

PWM 変調の電力制御回路において PWM の 1 サイクルごとにある電流・電圧関係が成り立つように制御する方式。力率改善制御整流回路では、整流出力の電圧と時々刻々の入力電流・電圧の比例関係を制御しなければならない。その場合、入力電流の制御ループと整流出力の電圧を制御するループの 2 つの負帰還制御ループを同時に動作させる方法がしばしば行われていた。ワンサイクルコントロールの力率改善制御整流回路では、電圧制御の負帰還制御は行わぬが、電流と電圧の比例関係については、単純な演算または回路によって負帰還制御なしに制御する。負帰還制御は、系の安定条件や負帰還の性能などを考察しなければならないが、これが 2 重のループを持つと設計が難しくなる。特に 2 つのループの動作周波数領域が近いときに難しくなる。ワンサイクルコントロールは、この負帰還制御ループがひとつ減り、設計が簡略化される。単相入力用には、このワンサイクルコントロール方式の専用制御 IC が市販されている。

注 2) ゼロ電圧スイッチング方式 (ZVS) :

スイッチング電源内での電力ロスのうち、スイッチング素子での電力ロスを少なくする 1 手法。素子の電力損失は、時々刻々の電流と電圧の積の累積である。従って、電圧あるいは電流どちらかがゼロの時に ON-OFF を切り替えれば切り替えロスはなくなくなる。ZVS は回路の共振を利用してスイッチ素子の電圧がほぼゼロの期間を作りそこで ON-OFF を切り替える手法。

2.5.5 タンデム加速器制御システムコンピュータの更新

タンデム加速器制御システムでは、旧 INMOS 社の Transputer と呼ぶマイクロプロセッサと Windows コンピュータが相互に通信しながら加速器の制御を行う。Accell と呼ぶこのシステムは、1992 年より稼動しており、現在の構成で通常の運転時には、Windows コンピュータ 4 台と Transputer 17 基が、INMOS link (Transputer link) というシリアル通信でつながれ動作している。Windows コンピュータは市販の PC を使用していた。2007 年度に使われていた PC 類は、1995 年から 2000 年までに入手したものであり、2007 年度には Disk の故障がおきている。PC 類の使用寿命を 5 年から 10 年と考えると、新しい PC に置き換えることが望ましかった。通常の事務処理用 PC の置き換えならば問題は少ないが、制御用 PC では単純に新しいものを購入して終わらせることは出来ない。制御システムのほかの部分との整合性を維持する必要がある。一方、Transputer 及びその開発システムは製造元でサポートを終了して久しくなっている。従って、今日的な PC や OS 上での動作を保障したソフトウェアは供給されていない。置き換え用のコンピュータは、その制約の中で、Transputer プログラムの開発ツールが動作するコンピュータや、トランスピュータと通信できるコンピュータでなければならない。

Accell 上で更新が難しい PC は、システムソフトウェアの面で 2 種類ある。ひとつは Transputer 開発システムを動かす Windows 95 のシステム、もうひとつは加速器制御コンソールの Windows システムとして動作する Windows/NT のシステムであった。ともに、Transputer との通信に、ISA バスインターフェイスを使っている。現在市販されているほとんどの PC は、ISA バスを持たず、OS も世代が変わっている。新しい OS の上に、ハードウェア・ソフトウェア共に Transputer と整合性のあるものを新規に作る手間は大きいと予想されたので、既存ドライバーやサポート打ち切りになっているツールでも動作する構成を探して、更新を進めた。

PC の周辺機器との接続や日常のソフトウェア変更作業を考えると、ある程度新しい OS を使用することが望ましい。そこで、まず 2 種のそれぞれについて候補の OS をテストし、その結果、開発ツール用には Windows98/SE、コンソール用 PC には Windows/XP professional を使うことにした。

PC のハードウェアは、ISA バスを持ち、Windows98/SE と Windows/XP が動作するものを探した。制御用コンピュータの分野で、ISA バスと PCI バスを備えた PICMG 1.0 規格があり、そのコンピュータを使用することにした。Advantech 社のシングルボードコンピュータ PCA-6186E2 と 2U ハイト用の Passive Backplane を選択、予備系も含めて 7 台分の部品を購入し、組み立てた。主な仕様は CPU : Pentium4 2.8GHz、主記憶 : ECC 1GB、HDD : ATA 160G byte である。

Windows/XP を使うコンソール用 PC への OS 及び必要なソフトウェアの設置は簡単に行われた。一方 Tool set 用のコンピュータは、主メモリの大きさ、Disk の大きさが、Windows98/SE の時代よりも大きいため、OS のインストールにおいて、仮想記憶 Cache サイズの制限、及び Disk のパーティションを 32G byte 以下にするという特殊な設定が必要だった。Disk パーティションの編成は CDROM ブートの Linux 系 OS のツールを使って行った。

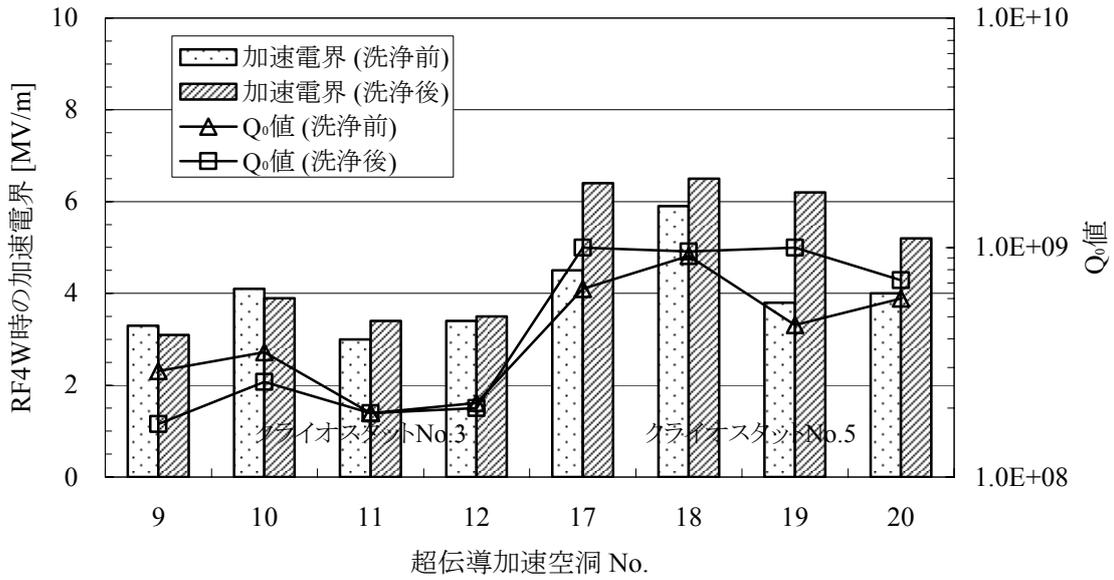
最終的な置き換えは 2008 年末に行われ、今日まで問題なく動作している。

2.5.6 高圧純水洗浄による超伝導ブースターの性能回復

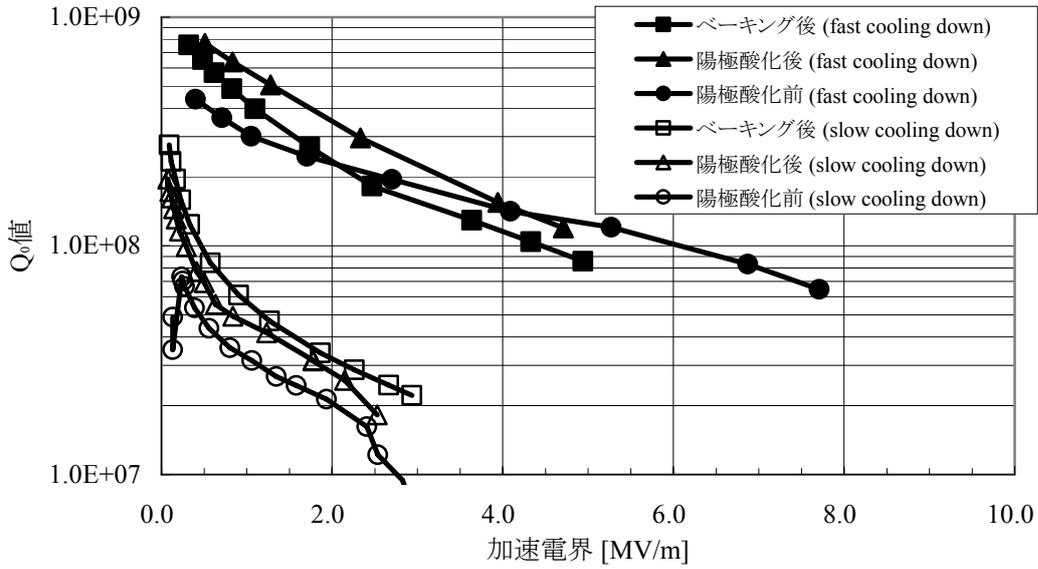
超伝導ブースターでは平成 18 年度より高圧純水洗浄による性能の回復を進めており、平成 19 年度までに 3 つのクライオスタットに納められている 12 個の超伝導加速空洞について洗浄処理を終了した。高圧純水洗浄はニオブ表面に蓄積している金属粉やゴミなどを取り除き、電子の電界放出現象（フィールドエミッション）を抑えることで加速電界を回復させる技術である。平成 20 年度にはクライオスタット No.3 及び No.5 の 8 空洞に対して洗浄処理を施した。第 2.5.24 図に高圧純水洗浄の前後における加速電界（RF4W 入力時）と空洞の Q_0 値を示す。クライオスタット No.5 の超伝導加速空洞（L17～20）においては加速電界が 4 空洞平均で 4.6MV/m から 6.1MV/m まで回復し、約 32%の性能向上を果たした。しかしクライオスタット No.3（L9～12）の場合には洗浄の前後で加速電界が約 3.5MV/m とあまり変化がなく、性能の改善がみられなかった。

我々はこの原因が水素病にあると考えた。クライオスタット No.1～4 の 20 空洞は超伝導ブースターの建設初期に製作されており、当時はニオブの表面処理技術がまだ確立されていなかったため電解研磨中にニオブが水素ガスを吸蔵してしまった。ニオブが水素を吸蔵すると 80～120K の温度領域においてニオブ水素化物が形成され、それが低質の超伝導体であるため空洞の Q_0 値が著しく低下する。クライオスタット No.3 の 4 空洞は水素病のために表面抵抗が大きく Q_0 値が約 2×10^8 であり、クライオスタット No.5 の 4 空洞の Q_0 値が約 1×10^9 と比べて性能が低いことが分かる（第 2.5.24 図）。

我々はニオブに陽極酸化を施して水素病の影響を軽減できないか試験を行った。第 2.5.25 図に陽極酸化の前後における空洞の性能を示す。酸化処理の前には空洞の Q_0 値は 4.4×10^8 であった（fast cooling down）。水素病による悪影響が十分に発生するように 100K の温度で 20 時間保持した後に 4.2K まで冷却した場合（slow cooling down）には Q_0 値が 4.9×10^7 まで低下し、この空洞が水素吸蔵を起こしていることが分かった。2%のアンモニア溶液を使用して 40V の電圧で陽極酸化を施すと空洞の Q_0 値は 7.7×10^8 （fast cooling down）まで改善した。100K の温度に 20 時間保持した場合にも 1.6×10^8 （slow cooling down）まで改善がみられた。酸化処理によりニオブ表面へ酸素を供給することで水素病の影響を軽減できる可能性があることが分かった。しかし、加速電界を上げたときの Q_0 値の落ち込みが大きく、性能を回復させるためには陽極酸化の方法にさらなる改善が必要である。



第 2.5.24 図 高圧純水洗浄の前後における加速電界(RF4W 入力時)と Q_0 値



第 2.5.25 図 陽極酸化の前後における空洞の性能

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 利用の状況

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

年間 7 サイクルの運転を行った。

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

ここでは、利用設備の利用可能な能力（設備利用能力）に対する利用実績（利用率）の状況について述べる。

JRR-3 における照射及び実験それぞれの利用率を第 3.1.1 図に示す。照射に係る設備利用能力は 60,380（時間・照射孔）であった。このうち、気送照射設備による短時間照射は、ほぼ 100%、水力照射設備による長時間照射 41%、垂直照射設備によるサイクル照射 18%、均一照射装置によるシリコン照射利用は 100%であった。

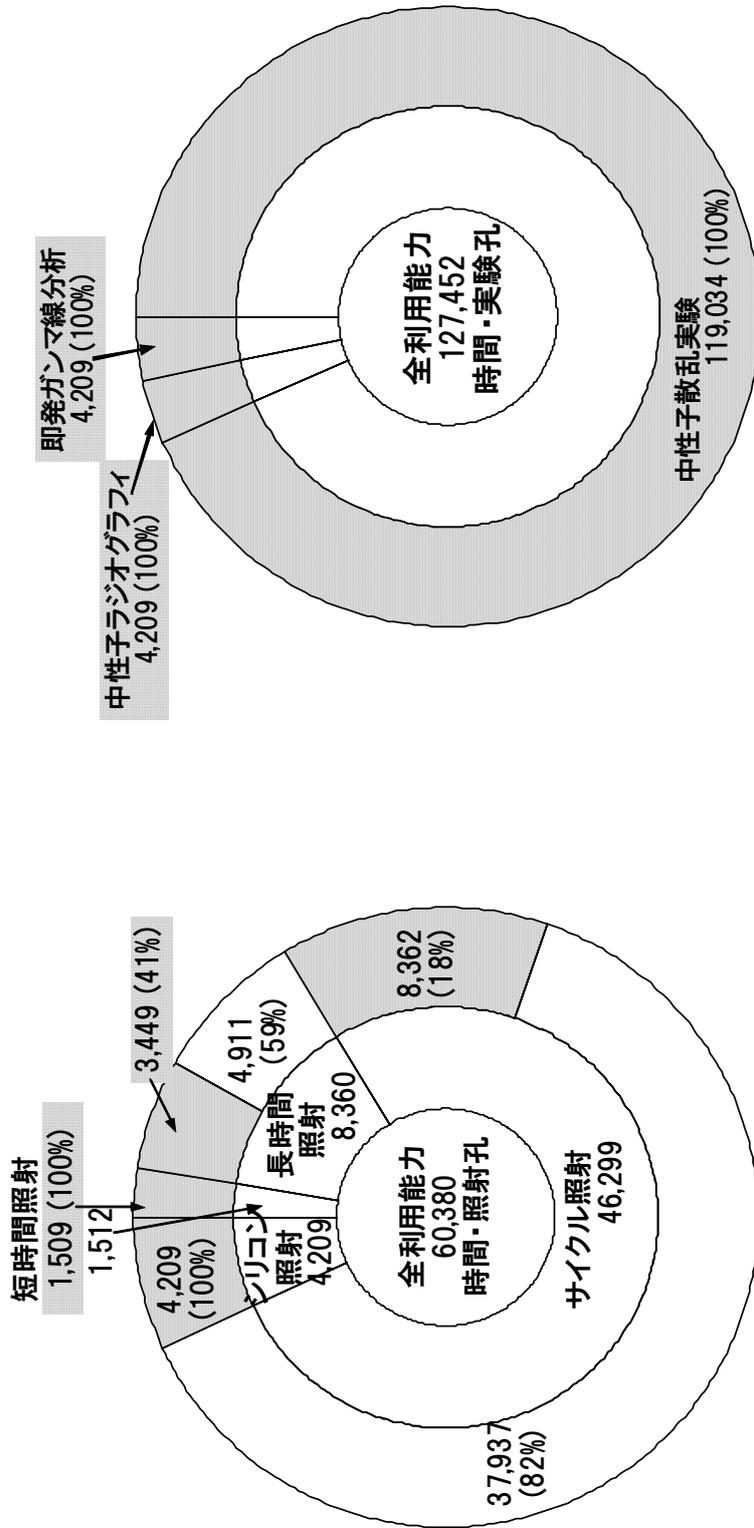
また、実験に係る設備利用能力は 127,452（時間・実験孔）で、利用率は全ての設備において 100%であった。

NSRR における実験（試験）回数を第 3.1.1 表に示す。燃料安全評価研究グループの NSRR 実験計画に基づくパルス照射実験及び試験が合計で 10 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 3 回、未照射燃料を用いたパルス照射実験及び試験が 7 回であった。

タンデム加速器の全体的な利用申込状況は第 3.3.1 表の通りで、ほぼ近年の状況と同じである。研究分野別および利用形態別の利用実施状況を第 3.3.2 表、第 3.3.3 表に示す。

第 3.1.1 表 NSRR における実験（試験）回数

	回 数
照射済酸化ウラン燃料実験	3 回
水素偏在管実験	2 回
高温ガス炉用粒子燃料実験	4 回
圧力計性能確認試験	1 回
合 計	10 回



注) □ は利用実績
 内円は利用能力、外円は利用状況を示す。
 サイクル照射:RG-1~4,BR-1~4,VT-1,SH-1,DR-1
 長時間照射:HR-1,2
 短時間照射:PN-1,2,3
 シリコン照射:SI-1

第 3.1.1.1 図 JRR-3 利用設備利用能力

3.2 照射利用

今年度の照射利用は、JRR-3 の利用件数 562 件、キャプセル個数 4,805 個（シリコン照射を含む）の照射実績であった。

第 3.2.1 表に平成 20 年度の照射利用実績を示す。JRR-3 の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 79 件 144 個、原子力機構外利用 483 件 4,661 個で合計 562 件 4,805 個の実績であった。

平成 2 年度からの研究炉における照射利用（照射キャプセル数）の推移を第 3.2.1 図に示す。平成 20 年度の実績は、放射化分析用照射設備での利用率が高く（環境試料中の放射化分析）、平成 19 年度を大きく上回る結果となった。

第 3.2.2 図は平成 20 年度の照射利用状況を目的別に示したものである。例年どおり放射化分析の占める割合が大きく（89%）なっている。

3.2.1 JRR-3 における照射

JRR-3 では 7 サイクルの施設共用運転が行われた。第 3.2.2 表に各サイクルの照射実績を示す。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）では継続を含め合計 19 本が照射された。第 3.2.3 表及び第 3.2.4 表にサイクル照射を行う垂直・回転照射設備における照射利用状況を示す。

また、水力照射設備（HR-1, 2）では 203 個、気送照射設備（PN-1, 2）が 448 個、放射化分析用照射設備（PN-3）で 3,958 個のキャプセルが照射された。

照射目的別利用実績の分類は第 3.2.3 図に示すとおり放射化分析、シリコン照射、RI 製造、照射損傷等の分野で利用された。なお、平成 20 年度に実施されたシリコン照射の本数（重量）は 176 本（3,274.2kg）となった。第 3.2.5 表にシリコン照射の利用状況を示す。

3.2.2 JRR-4 における照射

本年度の利用はなかった。

第 3.2.1 表 研究炉における照射利用実績（平成 20 年度）

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

第 3.2.2 表 JRR-3 における照射実績 (平成 20 年度)

照射孔 サイクル	原子力機構内の利用										原子力機構外の利用							サイクル別合計	
	V T 1	R G 1~4	B R 1~4	S H 1	D R 1	H R 1,2	P N 1,2	P N 3	S I 1	V T 1	R G 1~4	B R 1~4	D R 1	H R 1,2	P N 1,2	P N 3	S I 1		
1サイクル (3/26~4/20)	件数		1				8	10		1	1				32	38	18	1	110
	個数		1				8	15		1	2				37	82	612	24	782
	継続																		(0)
2サイクル (5/7~6/1)	件数	1					6	4	1				1	17	25	19	1	75	
	個数	1					6	5	8				1	19	74	557	24	695	
	継続																	(0)	
3サイクル (6/11~7/6)	件数		1				3	2	1		1			23	22	14	1	68	
	個数		1				3	7	9		2			25	36	518	30	631	
	継続																	(0)	
4サイクル (8/20~9/14)	件数	1					3	2	1		1			15	28	16	1	68	
	個数	1					4	6	7		1			15	40	538	27	639	
	継続																	(0)	
5サイクル (9/24~10/19)	件数		3				5	2			1			15	26	18	1	71	
	個数		3				7	2			2			16	59	674	24	787	
	継続																	(0)	
6サイクル (10/29~11/23)	件数		1				4	4	3		1			26	32	18	1	90	
	個数		1				5	9	18		2			27	59	448	23	592	
	継続																	(0)	
7サイクル (12/3~12/26)	件数	1					2	8						29	22	17	1	80	
	個数	1					2	13						29	41	569	24	679	
	継続																	(0)	
サイクル合計	件数	3	6	0	0	0	31	32	6	1	5	0	0	1	157	193	120	7	562
	個数	3	6	0	0	0	35	57	42	1	9	0	0	1	168	391	3916	176	4805
	継続	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)

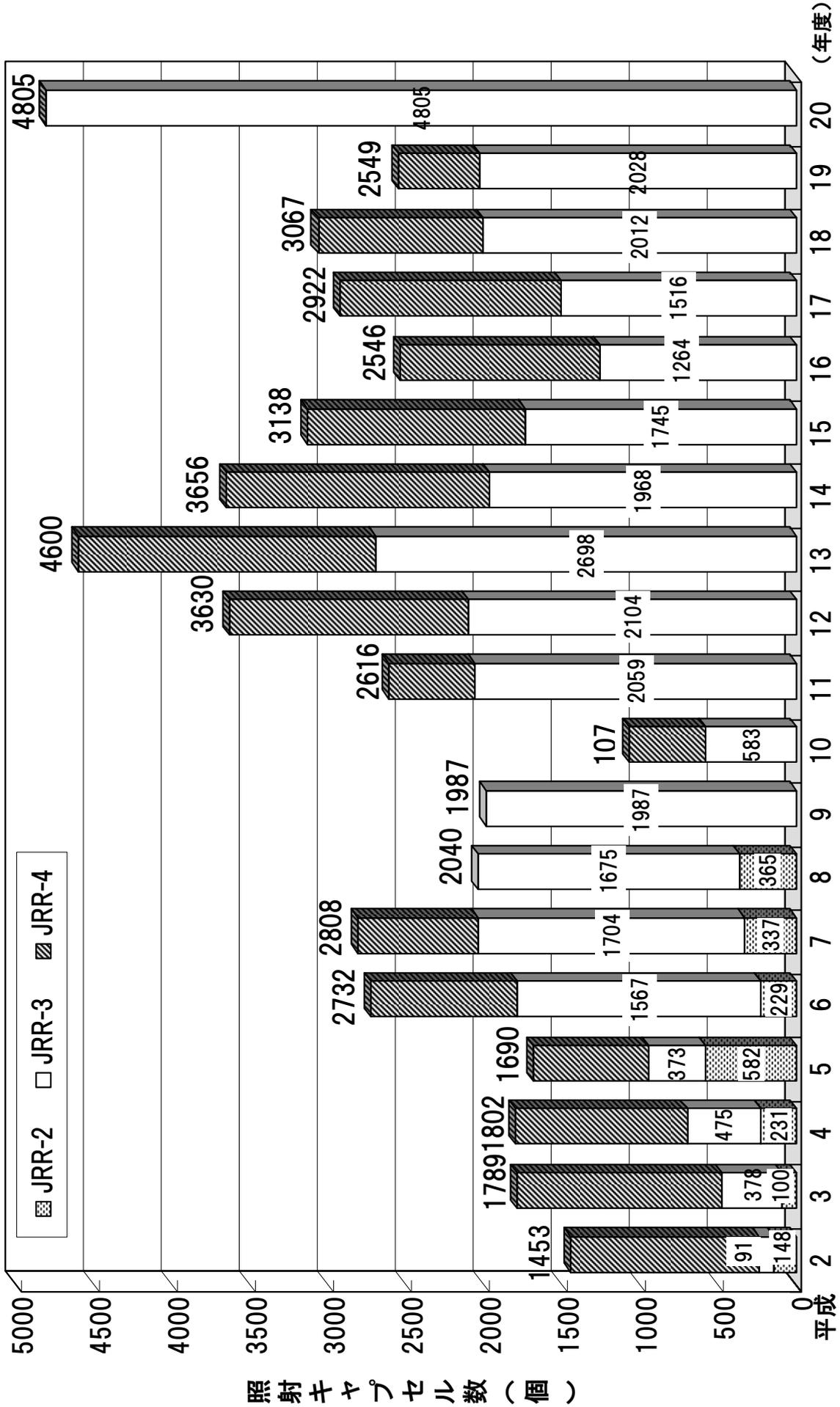
第 3.2.3 表 平成 20 年度 JRR-3 炉心領域キャプセル照射概要

サイクルNo. (R3-20-**) 日付 (定格出力運転時間)	0 1	0 2	0 3	0 4	0 5	0 6	0 7
RG-1	7/14~8/8 (601.5h) 量子生命プロテotyp研究 RGR-92 W03 ※	8/18~9/12 (601.5h)	9/22~10/17 (601.5h) 量子生命プロテotyp研究 RGR-95 W03 ※	10/27~11/21 (601.5h)	12/2~12/26 (569.5h) 量子生命プロテotyp研究 RGR-96 W03 ※	1/12~2/6 (601.5h) 量子生命プロテotyp研究 RGR-97 W03 ※	2/16~3/13 (601.5h)
RG-2					機器・構造信頼性評価研究Gr RGM-89H A533B-1 (G) (H)		
RG-3					機器・構造信頼性評価研究Gr RGM-90H A533B-1 (G) (H)		
RG-4							
BR-1							
BR-2							
BR-3							
BR-4							
VT-1	梶千代田テクノ VTR-145 Ir VTR-146 Ir	量子生命プロテotyp研究 VTR-156 W03 ※	梶千代田テクノ VTR-148 Ir VTR-149 Ir	量子生命プロテotyp研究 VTR-150 W03 ※ 梶千代田テクノ VTR-151 Ir VTR-152 Ir	梶千代田テクノ VTR-151 Ir VTR-152 Ir	梶千代田テクノ VTR-153 Ir VTR-154 Ir	量子生命プロテotyp研究 VTR-155 W03 ※
SH-1		大学共同利用開放研 DRM-04 Mn+Al					
DR-1							
備考	-0.32	-0.05	-0.27	+0.03	-1.01	-0.28	
備考	-0.32	-0.05	-0.27	+0.03	-1.01	-0.28	+0.04
備考							

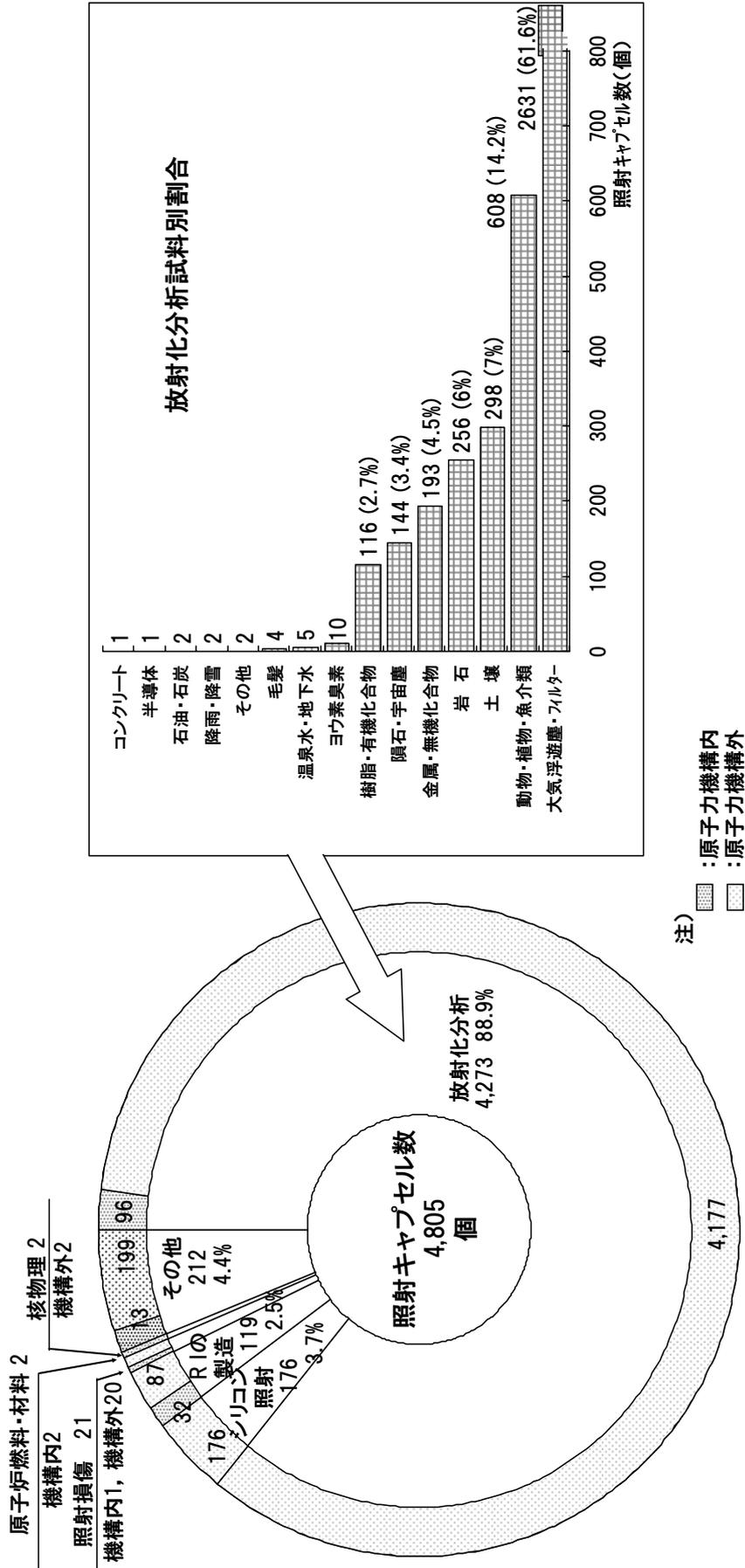
第3.2.4表 平成20年度 JRR-3炉心領域キャプセル照射一覧

キャプセル名称	照射依頼元	照射試料	キャプセル構造	計装	温度制御	照射孔	照射量※ (μcm^2)	照射サイクル (照射期間)	照射温度 ($^{\circ}\text{C}$)	キャプセル反応度 ($\% \Delta k/k$)
RGR-92	量子生命フロンティア 研究炉特定ユニット	WO3	1重気密	—	—	RG-1	4.33×10 ²⁰ 2.17×10 ²⁰	20-01 (1サイクル)	—	—
VTR-145	㈱千代田テクノル	I r	1重気密	—	—	VT-1	6.50×10 ²⁰ 4.33×10 ²⁰	20-01 (1サイクル)	—	-0.32
VTR-146	㈱千代田テクノル	I r	1重気密	—	—	VT-1	6.50×10 ²⁰ 4.33×10 ²⁰	20-01 (1サイクル)	—	—
VTR-156	量子生命フロンティア 研究炉特定ユニット	WO3	1重気密	—	—	VT-1	6.50×10 ²⁰ 4.33×10 ²⁰	20-02 (1サイクル)	—	—
DRM-04	大学共同利用 開放研究室	Mn+Al	1重気密	—	—	DR-1	6.50×10 ¹⁹	20-02 (1サイクル)	—	-0.05
RGR-95	量子生命フロンティア 研究炉特定ユニット	WO3	1重気密	—	—	RG-1	4.33×10 ²⁰ 2.17×10 ²⁰	20-03 (1サイクル)	—	—
VTR-148	㈱千代田テクノル	I r	1重気密	—	—	VT-1	6.50×10 ²⁰ 4.33×10 ²⁰	20-03 (1サイクル)	—	-0.27
VTR-149	㈱千代田テクノル	I r	1重気密	—	—	VT-1	6.50×10 ²⁰ 4.33×10 ²⁰	20-03 (1サイクル)	—	—
VTR-150	量子生命フロンティア 研究炉特定ユニット	WO3	1重気密	—	—	VT-1	6.50×10 ²⁰ 4.33×10 ²⁰	20-04 (1サイクル)	—	+0.13
VTR-157	㈱千代田テクノル	Yb2O3	1重気密	—	—	VT-1	6.50×10 ²⁰ 4.33×10 ²⁰	20-04 (1サイクル)	—	—
RGR-96	量子生命フロンティア 研究炉特定ユニット	WO3	1重気密	—	—	RG-1	4.10×10 ²⁰ 2.05×10 ²⁰	20-05 (1サイクル)	—	—
RGM-89H	機器・構造信頼性 評価研究グループ	A533B-1	1重気密	K T/C 8本	混合ガス制御 ヒータ制御	RG-2	4.10×10 ²⁰ 2.05×10 ²⁰	20-05 (1サイクル)	300	—
RGM-90H	機器・構造信頼性 評価研究グループ	A533B-1	1重気密	K T/C 8本	混合ガス制御 ヒータ制御	RG-3	4.10×10 ²⁰ 2.05×10 ²⁰	20-05 (1サイクル)	300	-1.01
VTR-151	㈱千代田テクノル	I r	1重気密	—	—	VT-1	6.17×10 ²⁰ 4.11×10 ²⁰	20-05 (1サイクル)	—	—
VTR-152	㈱千代田テクノル	I r	1重気密	—	—	VT-1	6.17×10 ²⁰ 4.11×10 ²⁰	20-05 (1サイクル)	—	—
RGR-97	量子生命フロンティア 研究炉特定ユニット	WO3	1重気密	—	—	RG-1	4.33×10 ²⁰ 2.17×10 ²⁰	20-06 (1サイクル)	—	—
VTR-153	㈱千代田テクノル	I r	1重気密	—	—	VT-1	6.50×10 ²⁰ 4.33×10 ²⁰	20-06 (1サイクル)	—	-0.28
VTR-154	㈱千代田テクノル	I r	1重気密	—	—	VT-1	6.50×10 ²⁰ 4.33×10 ²⁰	20-06 (1サイクル)	—	—
VTR-155	量子生命フロンティア 研究炉特定ユニット	WO3	1重気密	—	—	VT-1	6.50×10 ²⁰ 4.33×10 ²⁰	20-07 (1サイクル)	—	+0.04

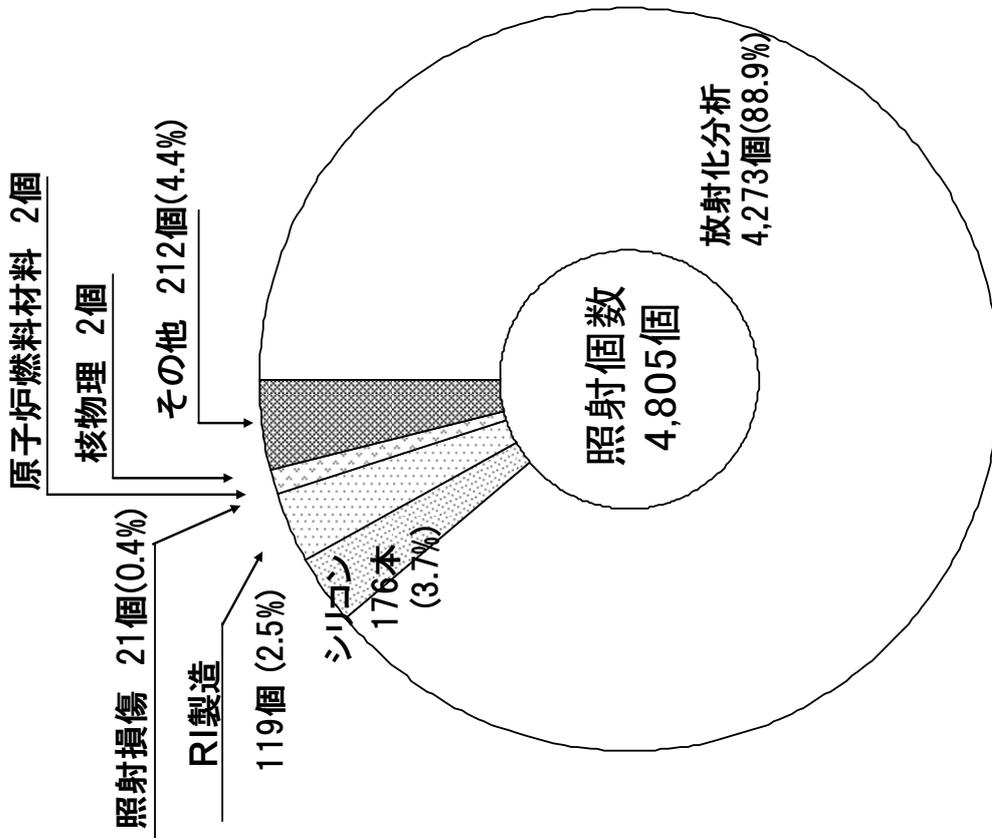
※上段：熱中性子照射量
下段：高速中性子 (>1MeV) 照射量



第3.2.1 図 研究炉における照射キャプセル数の推移



第 3.2.2 図 研究炉における照射利用状況



JRR-3

第 3.2.3 図 平成 20 年度 照射目的別利用実績

3.3 実験利用

JRR-3 においては、中性子ビーム実験装置を用いた中性子散乱実験、中性子ラジオグラフィ実験、即発 γ 線分析等が実施された。利用件数及び利用延べ日数は、原子力機構内利用 505 件(2,711 件・日)、原子力機構外利用 838 件(3,889 件・日)で合計 1,343 件(6,600 件・日)であった。

第 3.3.1 図に研究炉における実験利用（延べ日数）の推移を示す。

3.3.1 JRR-3 における実験

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。

第 3.3.2 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。これを見ると構造研究が最も多く、次いで磁性の研究、超伝導研究、装置開発、高分子の研究等の順になり相変わらず構造、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。

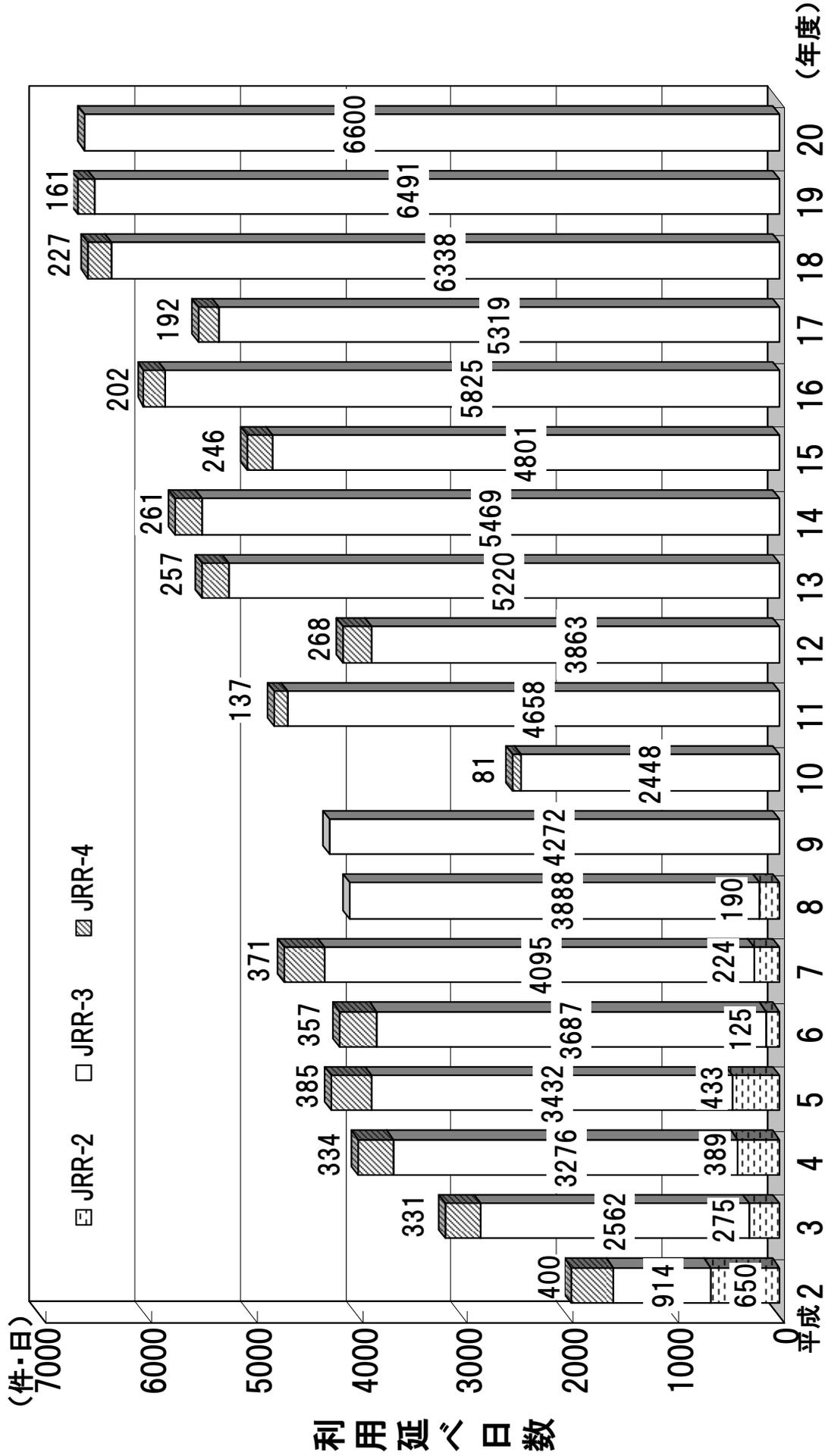
中性子ラジオグラフィ実験（NRG）では、高速ビデオカメラ、冷却型 CCD 及び SIT 管カメラを用いて固気二層流の定量評価、非破壊試験法の開発、燃料電池開発のための可視化技術開発及び中性子産業利用技術の開発を目的とした各種実験が実施された。また、フィルム法では植物や生体組織の画像解析が実施された。

即発 γ 線分析（PGA）では、火山岩、隕石、重金属汚染試料、大気浮遊塵等の分析が実施された。

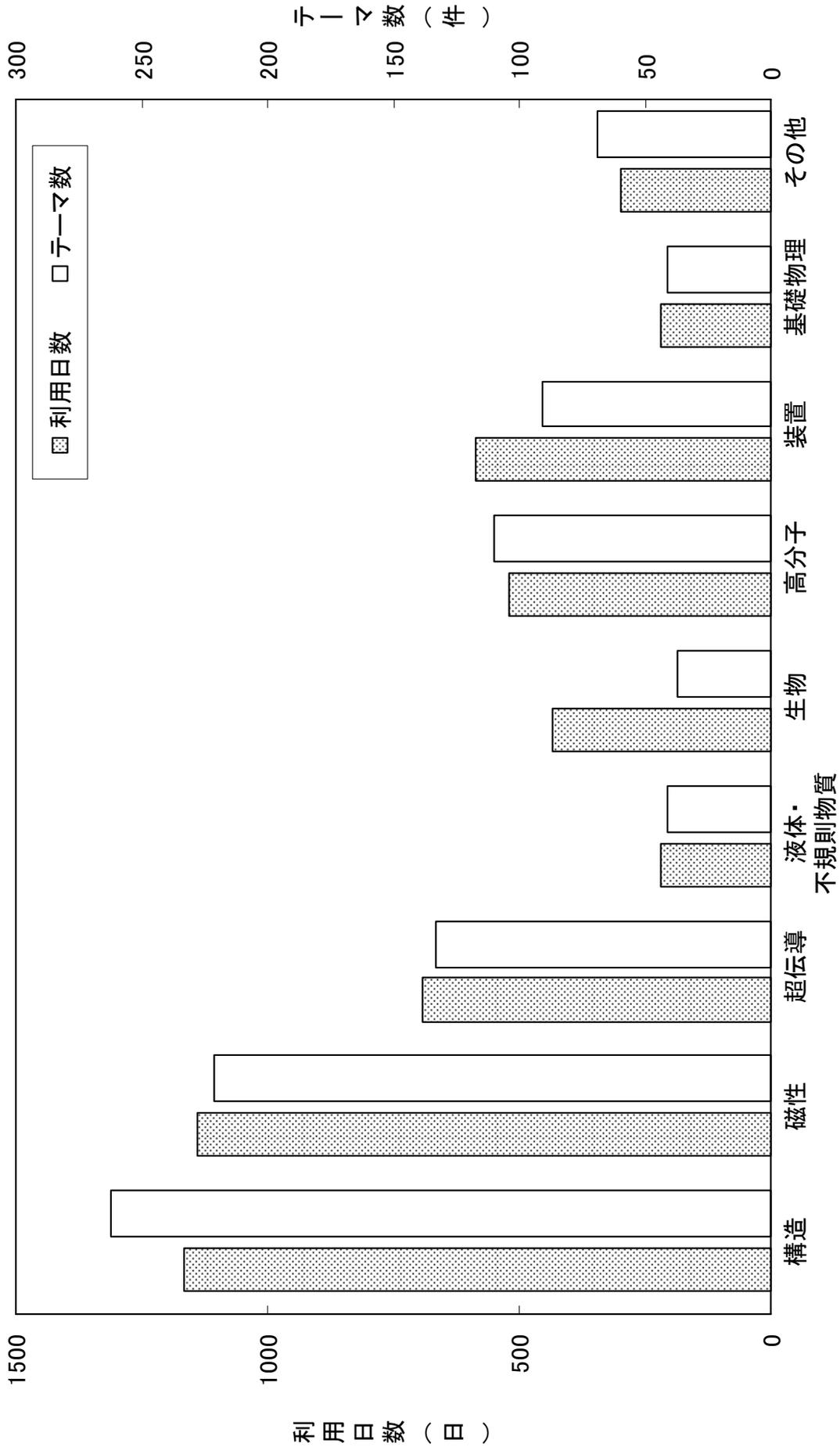
平成 20 年度の中性子ビーム実験における利用者延べ人数は、原子力機構内 7,533 人・日、原子力機構外（ほとんどが大学関係）11,666 人・日で合計 19,199 人・日の実績であった。第 3.3.3 図に中性子ビーム実験利用者数の推移を示す。

3.3.2 JRR-4 における実験

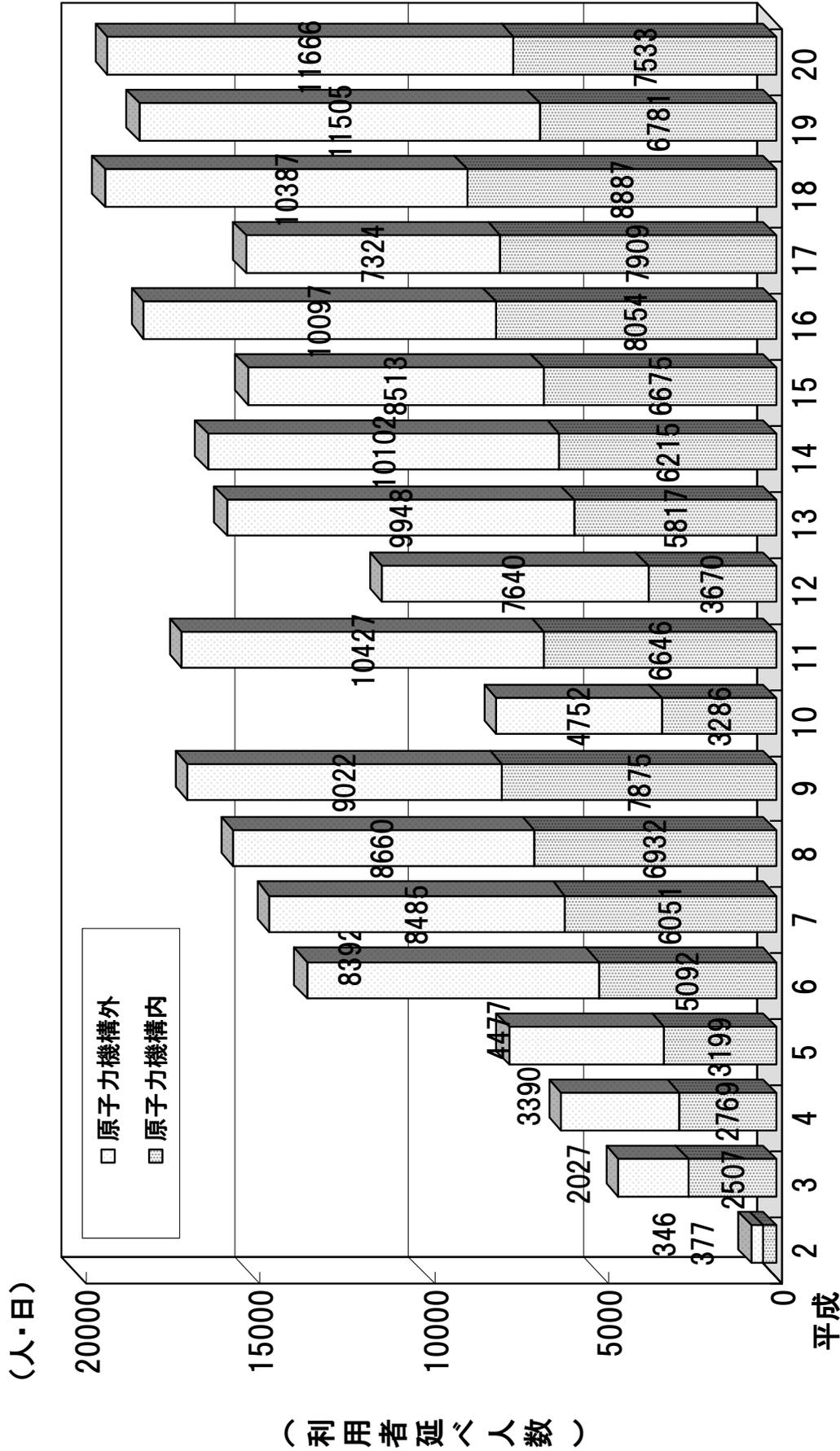
本年度の利用はなかった。第 3.3.4 図に実験利用者数の推移を示す。



第3.3.1図 研究炉における実験利用状況

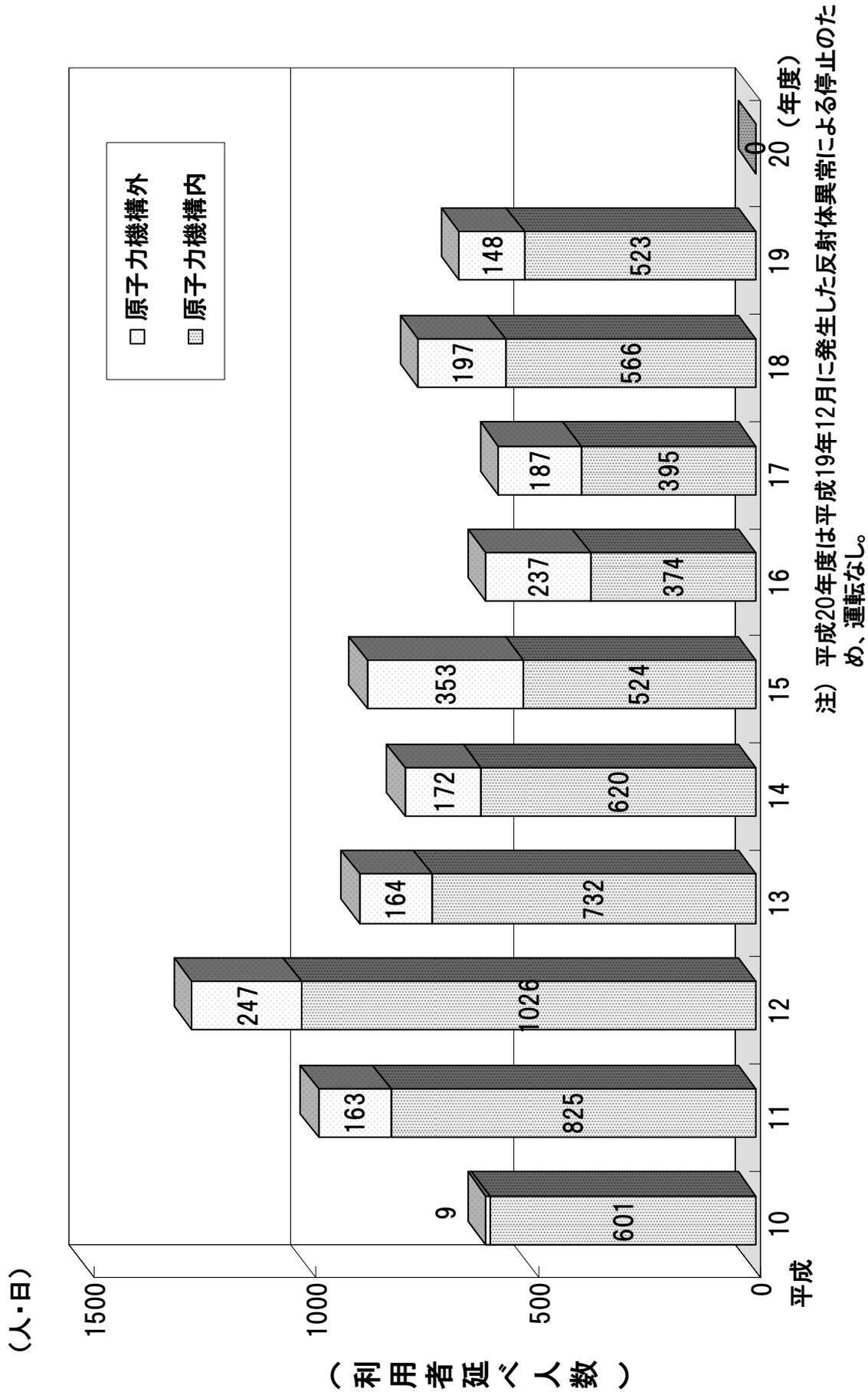


第 3.3.2 図 平成 20 年度 中性子散乱実験分野別利用状況



注) 平成10年度は年間4サイクル、平成12年度は年間5サイクルの運転であったため、利用者延べ人数が少ない。

第 3.3.3 図 JRR-3 中性子ビーム実験利用者数の推移



第 3.3.4 図 JRR-4 実験利用者数の推移

3.3.3 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、照射済プルトニウム-ウラン混合酸化物燃料（以下「MOX 燃料」という。）及び照射済酸化ウラン燃料を対象とした安全性研究実験として燃料安全評価研究グループによって行われている。本実験は、経済産業省原子力安全・保安院からの受託事業である「燃料等安全高度化対策事業」の一環として行われており、今年度は、高燃焼度の照射済酸化ウラン燃料のパルス照射実験を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、高温ガス炉の反応度事故時における燃料の安全性に対する判断基準策定のためのパルス照射実験、軽水炉燃料被覆管の水素吸収量（水素化物の厚さ）及び発熱条件が PCMI 破損しきい値に与える影響を調べるパルス照射実験を実施した。

その他に燃料を使用しないパルス照射試験として、LVDT(差動変圧器)圧力計に対するパルス照射の影響を確認するため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・ケーブル及びカプセル解体フード等で行った。平成 20 年度におけるセミホットセル・ケーブル及びカプセル解体フード等の利用延べ日数は 74 日である。

(2) 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、試料の作成、パルス照射試験、照射後試験及び所内輸送に伴う核燃料物質所内移動票の起票を行った。また、平成 20 年 12 月に実在庫検査（棚卸し）を行い、文部科学省（核物質管理センター）及び IAEA の検認を受けた。

2) 高燃焼度燃料の輸送

照射済燃料実験用の高燃焼度酸化ウラン燃料 4 体を燃料試験施設から搬入した。また、パルス照射試験に供した高燃焼度酸化ウラン燃料 3 体を照射後試験のため燃料試験施設に搬出した。

3.3.4 タンデム加速器における実験

(1) 利用概況

平成 20 年度のタンデム加速器の全体的な利用申込状況は第 3.3.1 表の通りで、ほぼ近年の状況と同じである。研究分野別および利用形態別の利用実施状況を第 3.3.2 表、第 3.3.3 表に示す。

第 3.3.1 表 平成 19 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	10
共同研究・施設共用	44
実験課題申込件数	54
所外・機構外利用者延べ人数	251
所内・機構内利用者延べ人数	258
利用機関の数	35

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

第 3.3.2 表 分野別利用実施状況

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

第 3.3.3 表 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 [%]
施設共用	41	19.5
共同研究	102	48.6
共同研究 (TRIAC)	23	11.0
所内・機構内単独利用	44	21.0

(2) 研究分野別発表件数

研究分野別の発表件数を第 3.3.4 表に示す。

第 3.3.4 表 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	6	9	21
核化学	4	0	16
固体物理・原子物理・材料の照射効果	10	0	29
加速器の運転・開発	2	0	8
合計	22	9	74

(3) 研究分野別主な実験成果

1) 核物理研究

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

2) 核化学研究

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

3) 固体物理・原子物理・照射損傷研究

- TRIACからの放射性イオン $^8\text{Li}(T_{1/2}=0.84\text{sec})$ のビームを用いた直接測定法により、超イオン電導体 $\beta\text{-LiAl}$ 中のLiイオンの拡散係数を、室温から 300°C までの広い温度範囲で初めて求めた。
- 高電圧ターミナル内のECRイオン源と180度電磁石の配置が変更になったことで可能になった、低電離イオンの原子構造を研究した。Heとの衝突により $\text{N}^{q+}(q=1-3)$ イオンから放出される電子スペクトルを0度電子分光法で測定した。その結果 $2s$ 空孔に基づくオージェ遷移エネルギー $1s^22p(^2P)nl-1s^22s(^2S)\epsilon l$ ($n=5-9$)、 $1s^22s2p(^3P)nl-1s^22s(^1S)\epsilon l$ ($n=4-9$)、 $1s^22s2p(^4P)nl-1s^22s2p(^2P)\epsilon l$ ($n=3-8$)を系統的に決定した。
- 軽水炉 UO_2 燃料中で発生する照射欠陥と核分裂生成物の蓄積過程及び組織変化過程を解明するために、高エネルギーXeイオン照射を行った UO_2 に形成された損傷組織(イオントラック)を観察した。 CeO_2 と比較して、寸法の小さいイオントラックが観察され、 UO_2 の耐照射性が確認できた。
- Fe系合金への高エネルギー重イオン照射による磁性の変化を、高感度なSQUID磁束計の他、放射光(SPring-8)を利用した磁性測定から研究が進められ、照射による強磁性転移が確認された。

4) 加速器開発

加速器開発の実験成果については4.6.3及び4.6.4で述べる。

(4) 参考資料 [実験装置一覧]

第 3.3.5 表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。

第 3.3.5 表 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 1200 度℃まで試料温度まで可変）
	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
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、TRIAC の放射性核種イオンビーム源としても利用している。
	R-2	照射チェンバー	主に核化学研究で使用
RNB 加速実験室 〔第 1 種管理区域〕	TRIAC	放射性イオン加速実験装置	放射性核種のイオンを加速する KEK の加速器及び実験装置

3.3.5 実験室の利用状況

施設共用実験室として開放している JRR-1 地階の実験室 1～3、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、JRR-4 のホット実験室の各実験室では、例年どおり環境試料の放射化分析実験、化学実験、照射試料の作製や開封作業、放射線取扱いに係る教育訓練等が実施された。

(1) JRR-1 実験室

JRR-1 実験室では主に原子力機構外利用者によって、JRR-3 及び JRR-4 で照射した土壌、大気浮遊塵、岩石等の環境試料や半導体材料中微量元素の放射化分析、放射化分析試料の作製や開封・化学処理等が実施された。また、実験室 1 では保安全管理部業務課主催による出入業者を対象とした放射線作業の基礎教育実習、(財)放射線計測協会主催による原子力関係の職場で働く方々を対象とした放射線管理入門講座・放射線管理計測講座の教育実習の場としても活用された。

平成 20 年度に実施された実験項目は 6 件、実験延べ日数は 236 日であった。

(2) JRR-3 実験室

JRR-3 実験室では、気送管照射設備で照射した土壌、大気浮遊塵、海産物、植物等の環境試料、宇宙・火山起源物質、半導体材料、カワウにおける有機態ハロゲン分布蓄積特性等、幅広い分野における試料の放射化分析が実施された。放射化分析以外では、鉍物のフィッション・トラック年代測定用試料の作製が行われた。その他としては RFID の保証措置への適用性評価及び耐放射線試験が実施された。

平成 20 年度に実施された実験項目は 30 件、実験延べ日数は 328 日であった。

(3) JRR-4 実験室

JRR-4 実験室では、JRR-3 で照射した、大気浮遊塵の微量元素分析が実施された。また、JRR-4 黒鉛反射材の分析試料の作成、黒鉛の核種分析が実施された。

平成 20 年度に実施された実験項目は 2 件、実験延べ日数は 99 日であった。

3.3.6 医療照射

本年度の利用はなかった。

3.3.7 動物実験

本年度の利用はなかった。

3.3.8 人材育成

本年度の利用はなかった。

3.4 保守・整備

3.4.1 JRR-3 照射設備等の保守・整備

(1) 施設定期自主検査

JRR-3 利用施設の施設定期自主検査は、平成 19 年度は年度越しの平成 20 年 1 月 4 日から平成 20 年 7 月 4 日まで実施された。平成 20 年度年報では、平成 20 年 4 月からの施設定期自主検査を対象とする。

平成 19 年度の JRR-3 利用施設の施設定期自主検査で、保全計画に定められた点検については平成 20 年 3 月までに実施済みで、平成 20 年 4 月からは水力・気送照射設備等の照射設備及び詰替セルに係る定常的な 4 項目について点検を実施し、異常の無いことを確認した。点検項目は次の通りである。

- ①照射利用設備放射線モニタ点検
- ②逃がし弁及び安全弁の点検
- ③マニプレータの点検
- ④実験利用棟詰替セル負圧維持装置点検

(2) 保守・整備

平成 20 年度の JRR-3 照射設備においては、以下の保守・整備を実施した。放射化分析装置関係の高経年化に起因する修理件数の増加が特徴的である。

1) 垂直照射設備キャプセル切断機保守点検

本装置は、原子炉で照射した計装付垂直照射キャプセルの計装管を切断する装置で、切断の際に作業者が被ばくしないよう厳重な遮蔽が施され、切断後は直接垂直照射キャスクにローディングできる仕組みとなっている。

本装置は、長年の使用による不具合が発生したため、正常な切断機能の回復を目的として圧力ユニットの圧力計及び耐圧ホースの交換を含む点検・整備を実施した。

2) 均一照射設備中性子フィルター機能付きホルダーの製作

均一照射設備はシリコン照射に利用され、照射試料のシリコン・インゴットの上下反転操作により軸方向の中性子束分布の均一化を行っている。本ホルダーは金属ボロン等を適宜分布させることによって同等の均一化効果を得るフィルター方式とし、上下反転操作の省略により量産化の要望に応えることを目的とするものである。中性子核変換ドーピング・シリコン半導体(NTD-Si)は、ハイブリッド車等への利用の増加が期待されている。

3) バルブ制御盤 CPU メモリ異常の調査・解析

平成 19 年 12 月 11 日、水力・気送照射設備の炉室内バルブ制御盤 No3 で使用しているシーケンサ CPU のアンサー異常が発生し、シーケンサの停止により水力・気送照射設備の全バルブが操作不能となった。このシーケンサ CPU のメモリ異常に係る調査・解析を実施した。

調査・解析の結果、メモリ異常の発生要因 4 項目のうち、再現試験データの検討によりソフトウェアの可能性が高いと判断された。対策として CPU の 2 重化が最善と考えられるが、当面はリチウム板により同制御盤 CPU の保護を行うこととした。

4) 放射化分析装置の保守

実験利用棟の JRR-3 実験室に設置されている 2 台の放射化分析装置は、利用頻度も高く順調に稼働してきたが、長年の使用により電源部等の故障が多数発生したため、修理を行い装置が正常に作動することを確認した。処置内容は次の通り。

①Ge 検出器安定化電源 ②オートサンプルチェンジャー ③Ge 測定装置電源(ACD)

5) 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 7 サイクルを実施した。各サイクルにおける運転は安定したものであった。

CNS の保守・整備は、平成 19 年度の自主検査から継続して平成 20 年度の自主検査を実施した。本体設備については可燃性ガス検知装置及び真空断熱層真空計の更新を実施した。ヘリウム冷凍設備については、冷却水ポンプ電動機の更新、膨張タービンプロワ圧調整弁の改良及びコールドボックス真空計を更新した。また、圧縮機 2 台のうちの 1 台について工場に持ち込んで分解点検を実施した。残りの 1 台については次年度に実施する予定である。各々の設備点検終了後総合機能試験を実施し、各機器が正常に作動することを確認した。

6) その他

その他に実施した保守・整備項目は次の通りである。また、キャプセル等の通常準備品を購入し照射設備及び実験設備利用者への対応を図った。

①水力照射設備のイオン交換樹脂交換 ②気送照射設備照射系緩衝タンクフィルター交換 ③JRR-3 液体窒素貯槽定期点検(前・後期)

- ・ JRR-3 均一照射設備中性子分布測定用ノンドープ FZ シリコンの製作
- ・ 圧接ネジ型水力キャプセル 　　・ PN-3 標準キャプセル

3.4.2 JRR-4 照射設備等の保守・整備

平成 19 年 12 月 28 日に原子炉本体の反射体要素の外筒部に割れを発見された。平成 20 年 1 月以降、運転を見合わせて全ての反射体要素の点検を行った結果、他の反射体要素にも多数の使用不可能なものが見つかったため、全数の反射体要素製作・交換を行うこととなった。このため、平成 21 年 3 月までの運転が全て中止となった。

本年度の施設定期自主検査及び自主検査は、平成 20 年 10 月 14 日から平成 21 年 10 月 23 日までの予定で実施される。平成 20 年度に実施した照射設備等の主な保守・整備は以下の内容である。

(1) 照射設備等の施設定期自主検査及び自主検査

1) 簡易照射筒照射設備 T パイプ (水力照射設備)

T パイプ及び制御盤の外観検査の一部、作動検査、制御盤の絶縁抵抗測定、T パイプ用の線量計 (3 台) の点検を行い正常であることを確認した。外観検査で一部の検査が終了していないが、平成 21 年度中に実施する予定である。

2) 簡易照射筒照射設備 S,D,N パイプ

S,D,N パイプ及び制御盤の外観検査の一部、作動検査、制御盤の絶縁抵抗測定、S,D,N パ

イプ用ホルダーの点検を行い正常であることを確認した。外観検査で一部の検査が終了していないが、平成 21 年度中に実施する予定である。

3) 気送管照射設備

気送管及び制御盤の外観検査の一部、作動検査の一部、制御盤の絶縁抵抗測定、気送管用の線量計の点検を行い正常であることを確認した。外観検査で一部の検査が終了していないが、平成 21 年度中に実施する予定である。

4) プール（実験設備） 簡易照射筒

照射筒の外観検査を行い正常であることを確認した。

5) プール（実験設備） 即発 γ 線分析装置

中性子導管及び制御盤の外観検査、作動検査、制御盤の絶縁抵抗測定を行い正常であることを確認した。

6) 中性子ビーム設備

簡易遮へい体及び制御盤の外観検査、簡易遮へい体制御盤の絶縁抵抗測定を行い正常であることを確認した。一部の外観検査、作動検査、絶縁抵抗測定について検査が終了していないが、平成 21 年度中に実施する予定である。

7) 散乱実験設備

遮へいシャッター、遮へいドアの外観検査を行い正常であることを確認した。

(2) 照射設備等の保守・整備

1) 簡易照射筒照射設備 T パイプ（水力照射設備）及び S,D,N パイプ

T パイプ（水力照射設備）及び S,D,N パイプの共通バックアップ制御用計算機として整備するため、同計算機を購入してソフトウェア及びプログラムのセットアップを行った。セットアップ後、同計算機を使用して T パイプ及び S,D,N パイプについて同照射設備の作動検査を行い、現行と同様な使用が可能であることを確認した。

S,D,N パイプの昇降回転装置目盛板が、変形して表示を読み取るのに支障をきたしているため、目盛板を製作して交換を行った。同昇降回転装置目盛板の外観検査、据付検査、機能検査を行い、異常のないことを確認した。

2) プール（実験設備） 即発 γ 線分析装置

医療照射を行う際、血液中のホウ素濃度測定に使用する即発 γ 線分析装置測定器のデータ処理部と測定モジュールの一部が故障しているため、同測定器のデータ処理部の PC を購入し、PC の測定用ソフトウェアのアップデート、測定モジュール AIM556A 及び AIM 用イーサネットトランシーバ(MAU)の更新を行った。総合機能試験で、標準線源を用いての測定を行い、正常に機能することを確認した。

3) 医療照射設備

医療照射を行う際に使用する照射室用照射台の油圧が低下して各動作（水平、スライド、横転）を行う検知センサーの検知できる範囲から外れて、昇降以外の動作が出来ない動作異常が発生した。同照射台の点検を行い、チェック弁の破損が原因であることが分かった。照射室用照射台のチェック弁の交換を行ったが、治療室用照射台に

についても同時期に製作したものであることから、予防保全のためチェック弁の交換を行った。交換後、両照射台の動作検査を行い、正常に動作することを確認した。

(3) 実験室の保守整備

1) 放射化分析装置の点検

実験室に設置されている放射化分析装置の4台の定期自主点検を実施した。主な点検内容は、高圧電源、アンプ、アナログデジタルコンバータ（ADC）、多重波高分析器（MCA）等測定系の点検調整及び各検出器の分解能・相対効率測定等である。

直接測定用の Ge 検出器について、規定の高圧電源である 3,500V をかけて測定したところ、波形が出なかったため、1,500V まで下げて測定したところ、波形が観察された。原因として、検出器の真空が劣化しているか、検出器自体の結晶が損傷している可能性が考えられる。

2) 電子天秤の点検

JRR-4 で放射化分析を行う際に分析する環境試料などの重量を予め測定するために使用している電子天秤の点検を行った際に、UMT-2 電子天秤の校正用モータの不良が確認され、同モータの交換を行い、正常に作動することを確認した。

3.4.3 NSRR 照射設備等の保守・整備

(1) 施設定期自主検査

平成 20 年度においては、平成 21 年 3 月 16 日～平成 21 年 7 月 31 日の期間で実施する第 19 回 NSRR 本体施設定期自主検査及び NSRR 本体施設自主検査の一部を以下のとおり実施している。

1) セミホットケーブル

ケーブル内の除染作業を行った後、しゃへい体、装置及び貯蔵ピットについて外観検査を行った。また、電気設備について絶縁抵抗測定検査を行い、それぞれに異常のないことを確認した。

2) セミホットセル

セル内の除染作業を行った後、しゃへい体、装置及び貯蔵ピットについて外観検査を行った。また、電気設備について絶縁抵抗測定検査を行い、それぞれに異常のないことを確認した。

3) 貯留タンク設備

貯留タンク設備について、ポンプの外観検査及び作動検査、警報装置の作動検査、液面計の校正検査、制御盤の絶縁抵抗測定検査を行い、それぞれに異常のないことを確認した。

(2) 整備、改造

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、除染作業を行った。除染後に測定した結果から、

バックグラウンドのレベルであることを確認した。

2) カプセル解体フードの除染作業

大気圧水カプセルの解体作業によりフード内部の放射能汚染レベルが高くなるため、除染作業を行った。除染後に測定した結果から、バックグラウンドのレベルであることを確認した。

3.5 施設共用

3.5.1 炉内中性子照射等専門部会

当専門部会が対象とする共用施設は、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、JRR-3、JRR-4、常陽、燃料試験施設である。当専門部会の事務局は研究炉加速器管理部、技術開発部利用調整課（大洗研究開発センター）及びホット試験施設管理部ホット試験技術課で担当し、その取り纏めは研究炉加速器管理部が実施した。平成20年度の活動は、平成20年度（下期）及び平成21年度に係る専門部会を東京事務所でそれぞれ7月9日（水）、平成21年2月5日（木）に開催した。主な議題は、①「施設共用」制度、②共用施設における利用状況と計画、③平成20年度（下期）及び随時分並びに平成21年度施設共用利用課題（成果公開）の審査、④その他についてであった。

利用課題の審査においては、応募件数が平成20年度（下期）分1件（JRR-3）、随時受付分1件（JRR-3）、平成21年度分2件（JRR-3: 1件、JRR-4: 1件）に対して、すべて採択することとした。なお、成果非公開による応募は0件であった。

なお、JRR-3での照射キャプセル数が平成20年度12月時点において3531個となり、大きな伸びとなっている。これは民間企業の大気浮遊塵の放射化分析を目的とした、約2000キャプセルの照射利用があったからであるとの報告がなされた。

3.5.2 中性子ビーム利用専門部会

当専門部会が対象とする共用施設は、中性子散乱実験及び医療照射等を目的とする中性子ビーム利用に係わる施設及び設備で、JRR-3、JRR-4である。平成20年度の活動は、平成20年度（下期）に係る専門部会を東京事務所で7月15日（火）に開催した。主な議題は、①平成20年度研究炉運転計画等、②「施設共用」について、③平成20年度（下期）の施設共用利用課題（成果公開）の審査、④JRR-3装置利用計画、⑤その他重要な事項、⑥その他についてであった。

利用課題の審査においては、応募件数が平成20年度（下期）分13件（JRR-3）に対して、すべて採択することとした。なお、成果非公開による応募は17件であった。

また、本部会の事務局を平成21年度の課題審査より量子ビーム応用研究部門の研究推進室が担当することとなった。変更となる理由は、実験装置の全てが研究開発部門のものであるため、装置を管理する部署が事務局となることで、適切なマンタイム配分を考慮した審査を、迅速に行えるようになるからである。

その他重要事項として、将来の利用課題申請審査をJRR-3及びJ-PARC合同の課題審査検討委員会により、一元採択審査ができるようにすることを検討していること、及び、次回からそれに向けた審査を段階的に導入していく旨の報告が、量子ビーム応用研究部門よりなされた。

3.5.3 タンデム加速器専門部会

(1) 第6回タンデム加速器専門部会

20年度施設共用課題の下期追加募集が産学連携推進部により実施され、2件の応募があった。内訳は第3.5.1表の通りである。第6回タンデム加速器専門部会は平成20年6月13日に開催された。

課題審査では応募のあった施設共用の成果公開型*課題について審査を行い、審議の結果 2 課題(1 課題は条件付)が採択された。

(2) 第 7 回タンデム加速器専門部会

21 年度施設共用課題の公募が産学連携推進部により実施され、8 件の応募があった。内訳は第 3.5.2 表の通りである。第 7 回タンデム加速器専門部会は平成 20 年 12 月 12 日に開催された。

課題審査では応募のあった施設共用の成果公開型 8 課題、[第 3.5.2 表参照] について口頭説明を含めた審査を行い、審議の結果 8 課題が採択された。

(3) 施設共用以外の課題審査について〔共同研究と機構内単独利用〕

20 年度下期追加申し込みならびに 21 年度新規申し込みの共同研究・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、書類審査ならびに口頭説明を伴う課題審査会を行った。

自己使用枠課題で申込のあった 14 課題 [第 3.5.3 表参照] の審査を行った。

第 3.5.1 表 タンデム加速器施設 施設共用課題募集状況と採択結果

No.	成果公開・非公開の別	ビームライン	装置
2008B-D01	公開	L-1	照射チェンバ
2008B-D02	公開	H-1	照射チェンバ

第 3.5.2 表 タンデム加速器施設 施設共用課題募集状況と採択結果

No.	成果公開・非公開の別	ビームライン	装置
2009A-D01	公開	H-1	照射チェンバ
2009A-D02	公開	H-1	照射チェンバ
2009A-D03	公開	L-2	照射チェンバ
2009A-D04	公開	R-1	オンライン同位体分離器
2009A-D05	公開	R-2	一種照射チェンバ
2009A-D06	公開	H-2	重イオンビーム荷電変換測定装置
2009A-D07	公開	H-1-BA	インビームガンマ線分光チェンバ
2009A-D08	公開	L-3	重イオンスペクトロメータ

第 3.5.3 表 平成 21 年度タンデム加速器共同研究・自己使用枠課題

固体物理			
2009SC01	石川法人	先端基礎研究センター	UO ₂ 中の核分裂生成物照射による微細粒化プロセスの解明
2009SC02	岡安悟	先端基礎研究センター	高エネルギー重イオン照射によるFeSi ₂ 半導体-金属転移制御
2009SC03	岡安悟	先端基礎研究センター	粒子線照射によるゼオライトのナノ加工
2009SC04	石川法人	先端基礎研究センター	高速重元素イオンの原子炉被覆管材料への照射効果
2009SC05	左高正雄	研究炉加速器管理部	高速重元素イオンによる物質改質・物性制御
2009SC06	石川法人	先端基礎研究センター	異種元素添加CeO ₂ の高エネルギー重イオン照射効果の研究
2009SC07	須貝宏行	先端基礎研究センター	高速重イオンの固体材料通過による電荷変化過程
2009SP01	石川法人	先端基礎研究センター	高エネルギー領域での周期的微細組織形成メカニズムの解明
2009SP02	熊田高之	先端基礎研究センター	動的核スピン偏極と中性子小角散乱法を用いたスパー・ブロブ・ショートトラックの構造研究
原子核物理			
2009NC01	西尾勝久	先端基礎研究センター	中性子魔法数 126 を有するアクチノイド原子核の合成
2009NC02	西尾勝久	先端基礎研究センター	ターゲットクーロン励起によるSr同位体のQモーメント測定
2009NP01	西中一朗	先端基礎研究センター	インビーム γ 線核分光による ^{232,234} Pu の 8 重極振動状態の測定
2009NP02	反保元伸	光医療連携センター	アクチノイド偶偶核の第 1 励起準位エネルギー精密測定
2009NP03	佐藤哲也	先端基礎研究センター	インビーム γ 線核分光による超重核の単一粒子軌道の測定

3.5.4 研究炉医療照射委員会

当委員会は、平成 20 年度において、2 回の委員会を開催した。第 1 回委員会を東京事務所第 1 会議室にて 7 月 29 日に開催した。主な議題は、①平成 19 年度下期の第 111 回～第 112 回医療照射の実施について、②JRR-4 の長期運転停止について、③その他についてであった。第 2 回委員会を東京事務所第 3 会議室にて平成 21 年 1 月 30 日に開催した。主な議題は、①平成 21 年度の研究課題の審査について、②医療・生物照射専門部会（仮称）の設置について、③その他についてであった。平成 21 年度研究課題の審査においては、JRR-4 における医療照射 6 件に対して、すべて採択することとした。

平成 20 年度の医療照射は、JRR-4 が反射体に関するトラブルにより停止していたため、実施されなかった。

4. 研究炉及び加速器利用技術の高度化

Upgrading of Utilization Techniques of Research Reactors and
Tandem Accelerator

This is a blank page.

4.1 JRR-3の高度化の技術開発

4.1.1 耐放射線ミラーの開発

液体水素によって減速された冷中性子を高効率で輸送する事により、冷中性子ビームを利用した実験装置に従来と比較して多くの中性子ビームを提供することが出来る。昨年度の計算結果から、固定プラグ及び可動プラグに設置する中性子鏡管ユニットに高性能の中性子ミラーを使用することで、冷中性子ビームの輸送効率が高くなることが判明している。これは、冷中性子源よりあまり離れていない位置に中性子導管を設置することで、大きな立体角に放出されている冷中性子を高性能ミラーによって実験装置まで輸送することが出来るからである。また、高性能ミラーによって輸送できる中性子のエネルギー範囲も広がるため、以前より多くの冷中性子を実験装置まで輸送できる。

現在、冷中性子ビーム供給における中性子鏡管ユニットは生体遮へい内に約 1.8m にわたり設置されており、シャッター部分には 0.7m の中性子鏡管ユニットを設置することでシャッター部分での中性子ビーム強度の減少を防いでいる。生体遮へい内に設置している中性子導管はソーダガラスのフロートガラス基板に Ni 単層膜を成膜した導管であり、生体遮へい体外に設置している中性子導管はホウ珪酸ガラス製の基板に Ni 単層膜を成膜した導管である。これらの中性子鏡管ユニットは放射線に対する耐久性について懸念されており、中性子導管にはより高い耐放射線性が求められている。

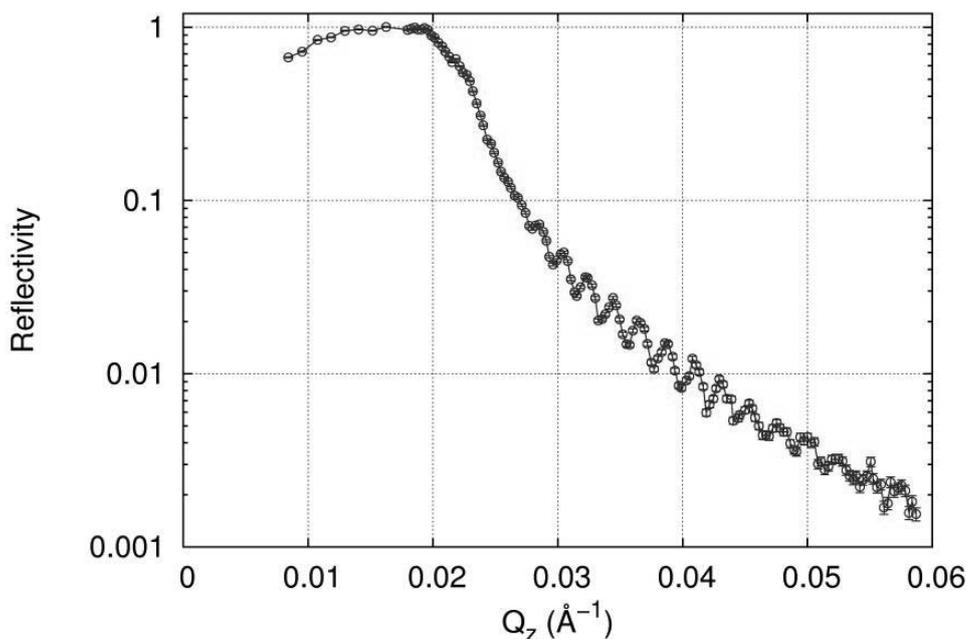
本研究の目的は耐放射線性に有効かつ、Ni/Ti 多層膜が成膜できる表面粗さ(rms,Ra<10Å)が得られる材料と加工法を探索し、実際に使用できる中性子導管を製作することである。

本年度は(1)昨年度製作した耐放射線性に有望な材料としてガラス状カーボン基板及びソーダガラスのフロートガラス基板に Ni 単層膜を成膜した試料の中性子反射率を測定した。そして(2)JRR-3 垂直実験孔での照射試験を終えたキャプセルを開封し、照射試験を終了した試料を観察した。

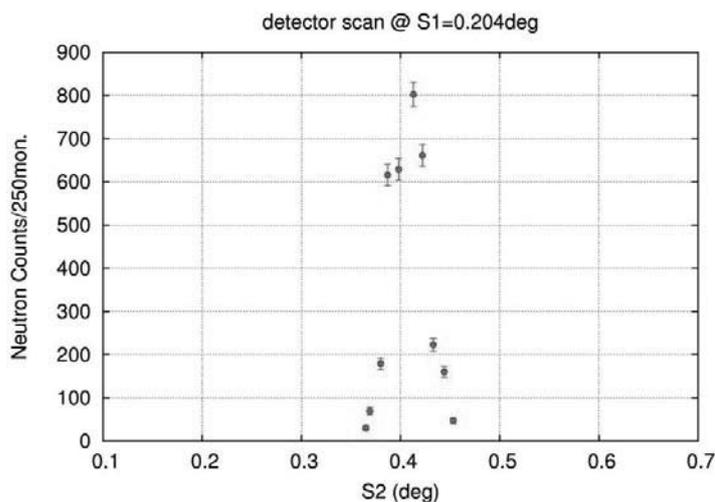
(1) 成膜した Ni ミラーの反射率測定

平成 19 年度に成膜を終了した Ni ミラー試料の反射率測定を実施した。測定には JRR-3 の C2 中性子導管に設置している中性子反射率計(SUIREN)を使用し、中性子反射率の測定を行った。試料はガラス状カーボンについては直径φ105mm×厚さ 1.5mm、ソーダガラスを用いたフロートガラス基板については直径φ100mm×厚さ 1.8mm の中性子反射率用の試料を使用した。測定結果を図に示す。

測定の結果、ソーダガラスのフロートガラスに成膜した Ni ミラーは第 4.1.1 図に示すように 1 Qc の Ni ミラーとなっていることが分かった。また、この時の検出器のスキャンによって、中性子ミラーによって反射される中性子ビームの角度分布を測定した結果、第 4.1.2 図となり、入射ビームとほぼ同等の空間分布を示していることが明らかになった。また、Q の大きい領域のフリンジから、膜厚は 2500~3000Å であることが明らかになった。

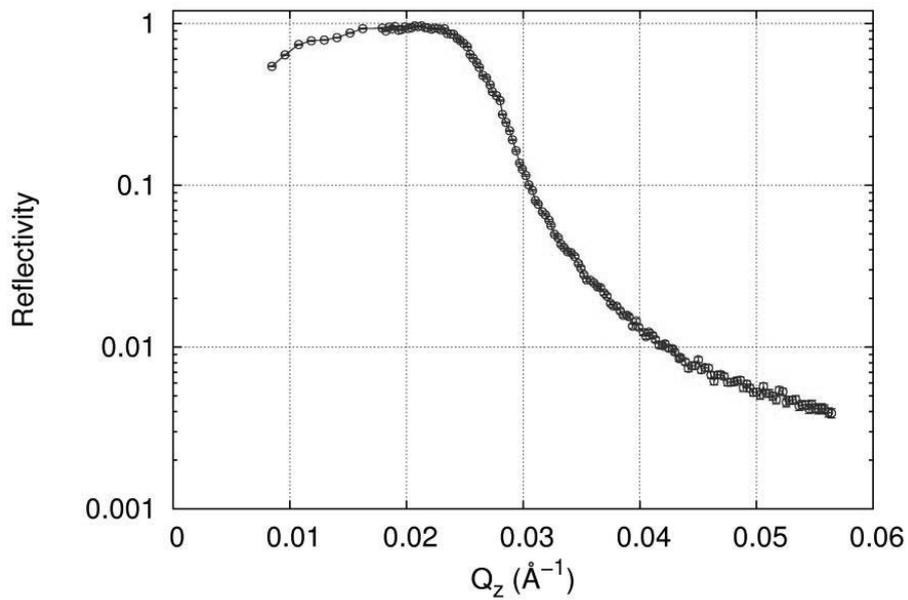


第 4.1.1 図 ソーダガラスのフロートガラス基板上に成膜した Ni ミラーの反射率の測定結果

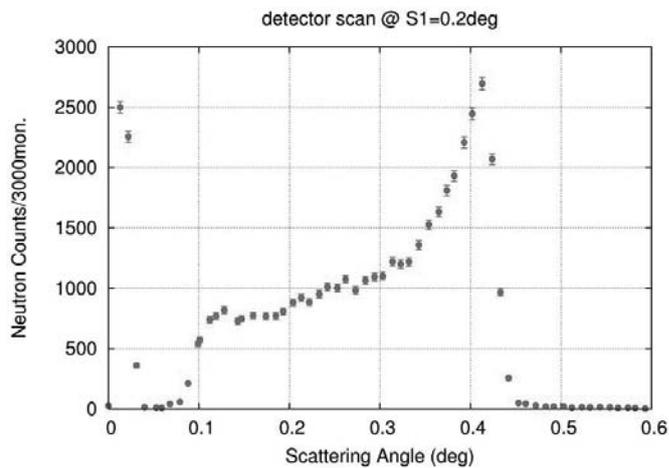


第 4.1.2 図 ソーダガラスのフロートガラス基板上に成膜した Ni ミラーによって反射された中性子ビームの角度分布

一方、ガラス状カーボンに成膜した Ni ミラーは第 4.1.3 図に示すような反射率を持ち、こちらでも $1Qc$ の Ni ミラーとなっていることが分かった。しかし、Ni の全反射領域 ($\sim 0.022 \text{\AA}^{-1}$) を過ぎてからの反射率の減少が鋭くないこと並びに、Ni 膜厚からくるフリッジが観測されないことが明らかになった。これらの観測結果の原因を調査するために検出器のスキャンによって、中性子ミラーによって反射される中性子ビームの角度分布を測定した。その結果、第 4.1.4 図に示す角度分布となり、入射ビームに対して、非常に大きく広がっていることが明らかになった。しかしながら、この角度範囲の広がり、反射率測定時における検出器のスリットサイズ及び検出器の位置から計算される角度の広がりとはほぼ同じたため、大きな強度減少には至らないことも明らかになった。



第 4.1.3 図 グラスカーボン基板上に成膜した Ni ミラーの反射率の測定結果



第 4.1.4 図 グラスカーボン基板上に成膜した Ni ミラーによって反射された中性子ビームの角度分布

結果として、ソーダガラスのフロートガラスに成膜した Ni ミラーの方が、良い性能を持つことがわかった。また、ガラス状カーボン基板に成膜した Ni ミラーによって反射された中性子ビームが大きな角度分布を持つことが明らかになった。

(2) 照射終了試料の観察結果

平成 19 年度に実施した JRR-3 の垂直実験孔で照射試験を終了した試料を開封し、中性子照射による影響を観測した。照射量が低く早期に照射試験を実施している RG1 孔で照射試験をしたキャプセルを開封し、その照射試料を目視にて観測した。

RI棟にて開封作業を行うこととし、研究炉利用課のキャスクを用いて、照射試料の入ったキャプセルの輸送を平成21年1月15日に実施した。

キャプセルの開封は平成21年1月16日に実施した。キャプセルの開封は602号室の鉛セルを使用した。キャプセルの開封に当たって、ORIGENによる計算結果から、ソーダガラスのフロートガラス基板のミラーからAr並びにトリチウムが出る可能性があったため、開封時のガスの観測には神経質となったが、結局問題は無かった。開封した試料はまずはマニピュレーターで取り出し、輸送容器につめて鉛セルから取り出した。輸送容器からホットセルで個々の照射試料を、ポリエチレンの小袋に入れながら、照射後試料の状態を確認した。

照射実験は、ソーダガラスのフロートガラス基板にNi/Tiスーパーミラー(3Qc)を成膜した試料を3個、同じくソーダガラスのフロートガラス基板にNiミラー(1Qc)を製膜した試料を3個、同じくソーダガラスのフロートガラス基板そのままを3個準備し、1つのキャプセルに納めて照射試験を行っている。また、研磨したグラスカーボン基板にNi/Tiスーパーミラー(3Qc)を成膜した試料を3個、同じく研磨したグラスカーボン基板にNiミラー(1Qc)を成膜した試料を3個、同じく研磨したグラスカーボン基板をそのまま3個準備し、1つのキャプセルに納めて照射試験を実施している。この2つのキャプセルを同時に垂直孔に入れて照射している。

基板に関して、ソーダガラスのフロートガラス基板の色は無色透明から薄茶色もしくは黒色へと変化した。一方、グラスカーボン基板は黒色のままであり、照射前と照射後とでは変化が見られなかった。

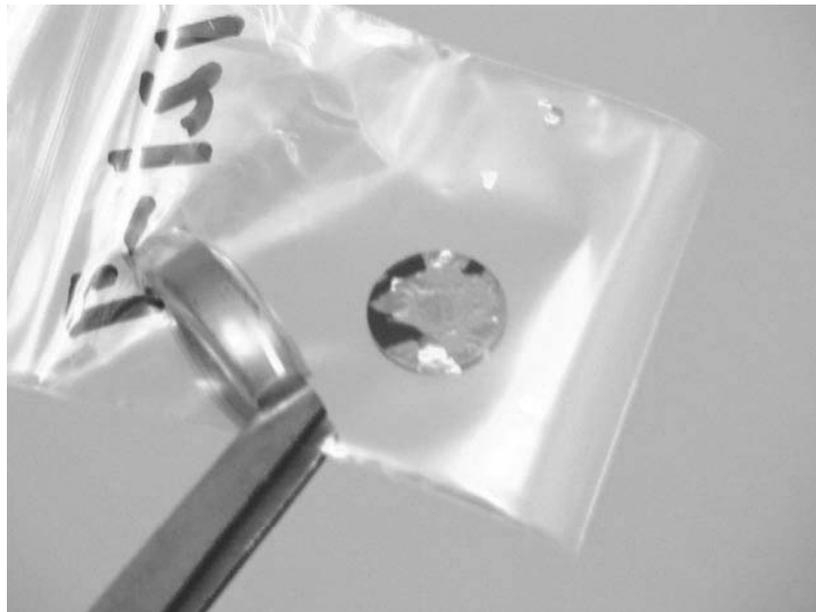
成膜された面を観察すると、研磨したグラスカーボン基板及びソーダガラスのフロートガラス基板にNi/Tiスーパーミラーを成膜した全ての試料において、成膜面の剥離は目視では観測できなかった。一方、研磨したグラスカーボン基板及びソーダガラスのフロートガラス基板にNiミラーを成膜した試料では第4.1.5図に示すように、研磨したグラスカーボン基板の成膜面に剥離が3つの試料とも目視で観測できた。それに対して、ソーダガラスのフロートガラス基板の成膜面の剥離は第4.1.6図に示すように、3つの試料とも目視では確認できなかった。(第4.1.1表)

研磨したグラスカーボン基板及びソーダガラスのフロートガラス基板にNiミラーを成膜した試料はいずれも、Niミラーとなっていることが中性子反射率計による測定で確認できた。しかし、中性子ミラーとしての性能はソーダガラスのフロートガラス基板のほうが中性子ビームの発散も少なく、良いミラーとなっている。また、グラスカーボン基板にNiミラーを成膜した試料は照射後、成膜面の剥離が観測されたため、耐放射線性の中性子ミラーの製作においては、グラスカーボン基板を用いるよりもソーダガラスのフロートガラス基板を使用した方が、健全性が保たれることが明らかになった。

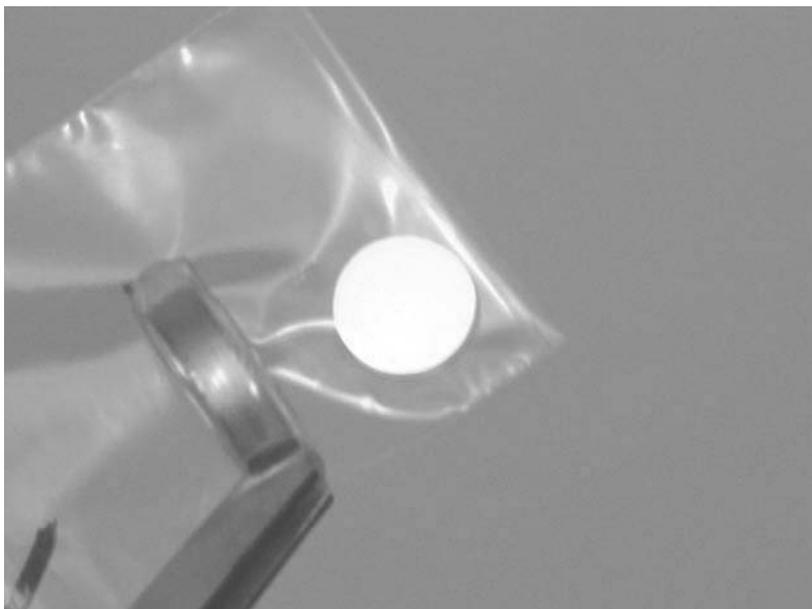
今後は、照射後試料の成膜面の密着性を測定するために、簡単な剥離試験を実施する予定である。また、光学測定及び非密封RIを扱える中性子反射率計にて反射率の測定を実施したいと考えている。

第 4.1.1 表 照射後キャプセルから取り出した試料の成膜面の状態

	成膜の種類	ソーダガラス	ガラス状カーボン
試料 1	Ni/Ti	剥離なし	剥離なし
試料 2	Ni/Ti	剥離なし	剥離なし
試料 3	Ni/Ti	剥離なし	剥離なし
試料 4	Ni	剥離なし	剥離
試料 5	Ni	剥離なし	剥離
試料 6	Ni	剥離なし	剥離



第 4.1.5 図 照射後キャプセルから取り出した Ni を成膜したガラスカーボン基板の試料。Ni の成膜面が剥離しているのが観測された。



第 4.1.6 図 照射後キャプセルから取り出した Ni を成膜したソーダガラスのフロートガラス基板の試料

4.1.2 アルミケーシングの開発

現在、冷中性子源から発生した冷中性子ビームを下流の中性子ビーム実験装置に供給するために、水平実験孔 9C の生体遮へい内に設置している固定プラグ内及びシャッター部に設置される可動プラグ内に、中性子鏡管ユニットが設置されている。この固定プラグ内には中性子鏡管ユニットが 3 体設置されており、可動プラグ内には中性子鏡管ユニットが 1 体設置されている。これらの中性子鏡管ユニットは高線量率下に配置されている。これらの中性子鏡管ユニットの中性子ビーム輸送性能への寄与は大きいため、冷中性子の輸送効率を上げるためには、固定プラグ内及び可動プラグ内に設置されている既存の鏡管ユニットを高性能中性子ミラーの鏡管ユニットに交換する必要がある。

この固定プラグ内及び可動プラグ内に設置されている既存の鏡管ユニットを高性能中性子ミラーの鏡管ユニットに交換する際に、交換作業者は高線量率下の作業となる。さらに、水平実験孔 9C 内の固定プラグ内に設置する鏡管ユニットは 3 体あるため、鏡管ユニットを 1 つずつ固定プラグ内に精度良く設置すると仮定すると、作業は長い時間がかかることとなり、作業員の被ばく管理が大変になるだけでなく、作業に従事する人件費も膨大になる。そのため、中性子鏡管ユニットを可能な限りの短時間で交換を行う必要がある。

これらの諸問題に対処するため、アルミケーシングを使用した、中性子鏡管ユニットの設置を実施してきた。初めに中性子鏡管ユニットをアルミケーシング内に設置し、次にアルミケーシングを水平実験孔 9C の固定プラグ内及び可動プラグ内に設置することで、高線量率下での作業時間を大幅に減少させてきた。

この設置方法で使用される約 1.8m の長尺となるアルミケーシングは、今まで切削加工法によ

り製作してきた。しかし、このように細長い管の加工においては、壁を薄肉にする際の加工履歴による管のねじれの発生が加工の工程を飛躍的に増大していた。

そこで、製作方法を切削加工ではなく、押出加工によるアルミケーシングの試作を計画実行した。押出加工で製作出来れば、コストの面でもかなり有利となる。押出加工を施したアルミ管に機械加工を実施することで、アルミケーシングを製作することとした。このアルミケーシングを用いて、アルミケーシング内での中性子鏡管ユニットの精度の良い設置方法、及び中性子鏡管ユニットの交換手順を検討することとした。

アルミケーシングの設計においては以下の3点を考慮する必要があった。

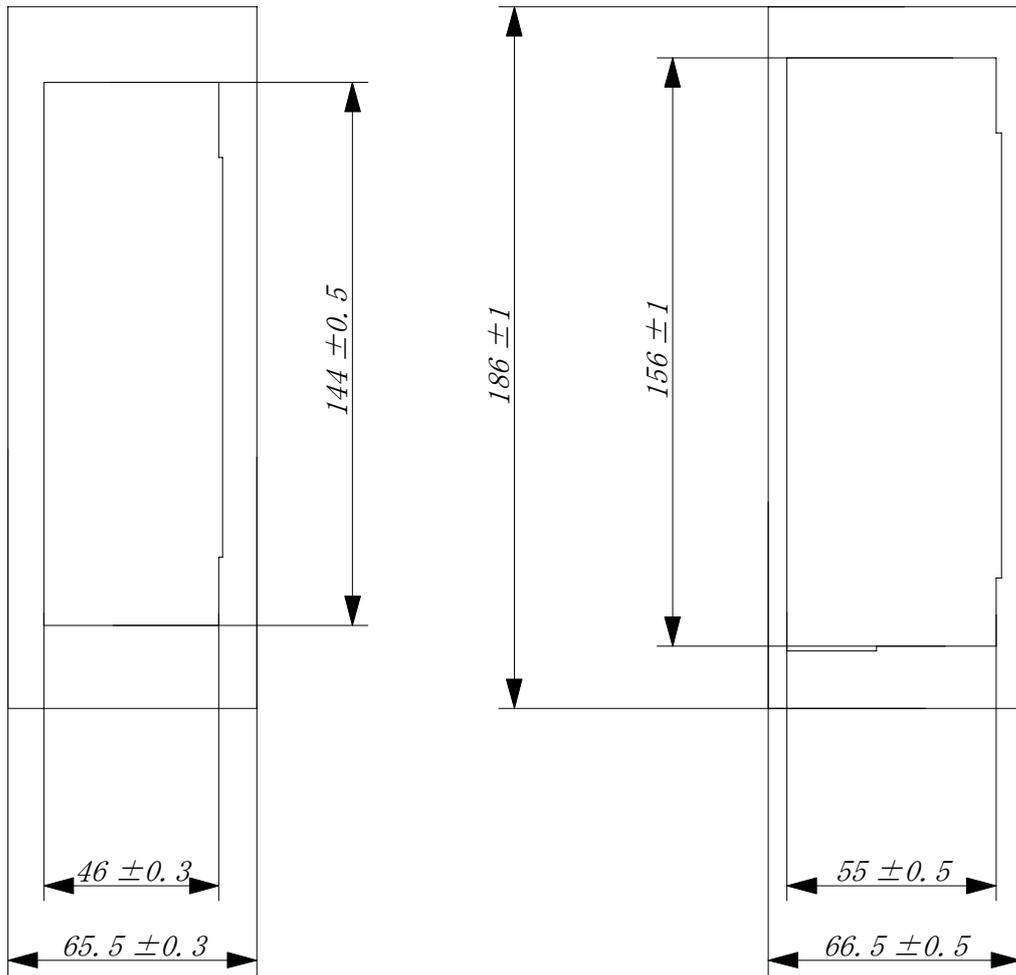
- (a)空間的な余裕の少ないアルミケーシング内に中性子鏡管ユニットを高精度で設置するため、アルミケーシング内で、中性子鏡管ユニットの微調整が出来る機構を持つこと。
- (b)空間的な余裕の少ない水平実験孔 9C 内にアルミケーシングを高精度で設置するために、水平実験孔 9C でアルミケーシングの微調整が出来る機構を持つこと。
- (c)アルミケーシングを水平実験孔 9C 内に設置する際、高線量下での設置作業となるので、被ばくを押さえるための詳しい手順を考え、実行する必要があること。

そのため、断面図を第 4.1.7 図に載せるが、調整機構を残しつつ全体的にアルミケーシングの肉厚を削ることで、冷中性子ビーム断面積を増加することとした。そのため、断面積で言うと長辺の厚みが 10mm から 5mm と減らすことになった。

また、計画している中性子鏡管ユニットの構造を考慮すると、冷中性子ビームの断面積が 22mm×122mm から 24mm×124mm へ増大することが可能となった。

ケーシング材料であるが、ケーシングの設置位置が高線量下であることを考慮すると、放射化が少ない、もしくは短期間で線量が下がる材料にする必要がある。そのため、アルミ合金を使用することとした。

また、押し出しによる製作ということで、押し出し法における JIS 特級の公差を用いて製作とし、アルミケーシングの外寸は $66.5 \pm 0.5\text{mm}$ (幅)× $186 \pm 1\text{mm}$ (高さ)× $1785 \pm 0\text{mm}$ (長さ)、内寸は $55 \pm 0.5\text{mm}$ (幅)× $156 \pm 1\text{mm}$ (高さ)× $1785 \pm 0\text{mm}$ (長さ)となった。しかし、製作されたアルミケーシングの外寸は 66.52mm (幅)× 185.73mm (高さ)× 1787mm (長さ)、内寸は 55.05mm (幅)× 155.97mm (高さ)× 1787mm (長さ)、となっており、非常によい精度で製作できた。この製作の成功の結果、アルミケーシングにおいては押し出し法で製作可能であることが明らかになった。



第 4.1.7 図 既存のアルミケーシング(左)と試作したアルミケーシング(右)。押し出し法で製作するだけでなく、中性子鏡管ユニットの入る断面積を広げた。単位は mm。

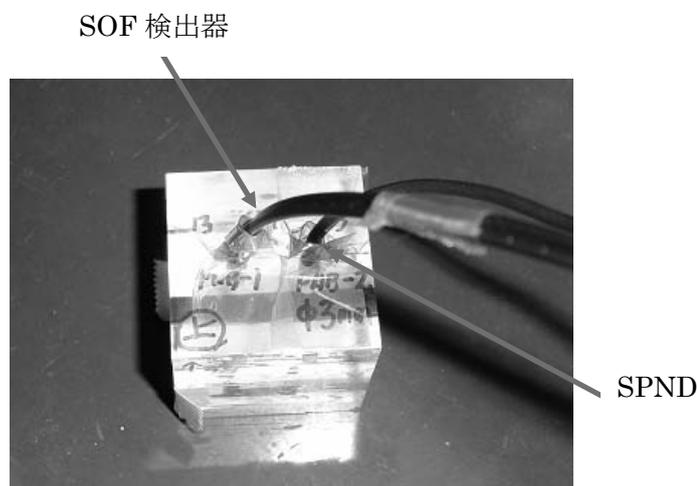
4.2 医療照射技術の開発

JRR-4 の中性子医学利用の中核化を目指し、ホウ素中性子捕捉療法 (Boron Neutron Capture Therapy, BNCT) の確立に資するための技術開発を行っている。JRR-4 で実施されている BNCT の臨床研究においては、脳腫瘍だけでなく、頭頸部、肺、各部位の皮膚癌への適用も開始されていることもあり、近年臨床研究の件数が急増している。これを踏まえ、1 日 3 回以上の照射を可能とする照射技術の開発、及び肺癌、乳癌等への適用拡大に対応するための技術開発を行った。

4.2.1 医療照射技術の高度化

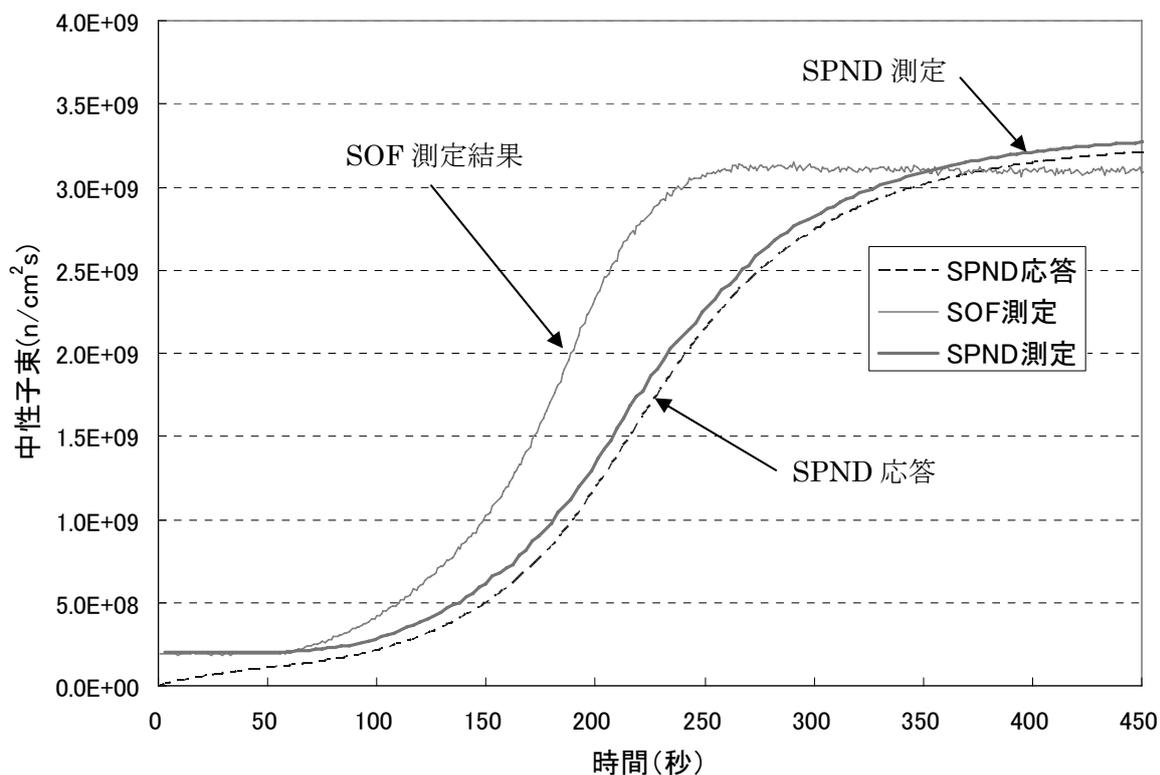
照射技術開発では、現在、中性子ビームモニターとして使用している金線モニター法に代わって、SOF (Scintillator with Optical Fiver detector) 及び SPND (Self Powered Neutron Detector) を用いたビームモニターの開発を進めている。これらビームモニターでは、金線モニター法で 1 日 3 回照射を行った際に問題となる設置時の被ばくを防ぐことが出来、リアルタイム測定が可能となる特徴を持つ。これまでの開発から SOF は照射劣化の問題があることが分かっており、そこで本年では SPND を用いたモニターについて検討を行った。

SPND ではエミッタ材として ^{103}Rh を用いている。この ^{103}Rh は中性子を吸収すると、半減期 4.4 分の ^{104m}Rh 及び半減期 42 秒の ^{104}Rh が生成される。この ^{104}Rh が β^- 壊変する際に生じる電子を計測することにより中性子束の測定を行うが、半減期が長いことにより SPND では応答速度が遅いという欠点を持つ。そこで、本年度は平成 19 年度に実施された SOF と SPND の特性実験の結果を用いて、SPND と早い応答速度を持つ SOF の比較を行い、SPND の基礎特性について調べた。第 4.2.1 図に SOF 検出器及び SPND をアクリルボックスに固定した写真を示す。



第 4.2.1 図 SOF 検出器と SPND

原子炉(JRR-4)起動時の SPND 及び SOF の測定結果を第 4.2.2 図に示す。また、この図では、SOF の信号を用いて SPND の応答を計算した結果についても示している(図中の『SPND 応答』)。この結果より、SOF は SPND に比べて早い応答速度を持っていることが分かる。しかし、SOF の信号を用いて SPND の応答を求めた結果と、SPND の測定結果には違いがあることが分かる。特に、原子炉起動時の立ち上がりにおいて、SPND 測定の方が SPND 応答より早く立ち上がっていることが分かる。SPND 応答の結果が遅くなった原因としては、入力データとして SOF の結果を用いており、その SOF の応答速度及び処理速度に多少時間遅れが生じたためと考えられる。現在、SPND の応答速度を補う方法として次の 2 点の検討を進めている。(a)SOF と SPND をカップリングさせた検出器、(b)SPND の測定結果を用いて時間遅れを補正するためのデジタルフィルターの適用。このうち、(a)については、SPND の時間遅れを SOF の測定結果を用いて補正を行うものであるが、今回の結果から SOF にも応答速度に少し遅れが見られたことから、今後注意が必要であると考えられる。



第 4.2.2 図 SPND 及び SOF 検出器の測定結果及び SPND 応答計算結果

4.2.2 適用拡大のための技術開発

(1) 肺ファントム実験の光子線量の再評価

－ PHITS コードで計算した質量エネルギー吸収係数に基づく線量換算手法の開発 －

平成 18 年に、JRR-4 照射場での肺癌に対する BNCT の基礎データの充実を図るため、腫瘍を考慮した肺ファントムを用いた計算解析及び実験との比較が実施されたが、光子線量の実験値は計算値より約 15% 高く（熱中性子束分布が高くなる付近）なり、原因の特定に関する考察が行われていなかった。このため、 γ 線用 TLD の任意の吸収線量へ換算するための係数と、計算解析で使用する任意の換算係数について根本的に見直しを行った。

最初に、国家標準とのトレーサビリティを確保した ^{60}Co γ 線源の較正施設で TLD を値付けした後の任意物質の吸収線量への換算方法の見直しを行った。TLD で使用している素子は BeO のため、BeO の吸収線量から任意物質の吸収線量へ換算する必要がある。このため、①較正施設で照射した TLD 素子である BeO の質量エネルギー吸収係数、②肺ファントムの任意物質に対する質量エネルギー吸収係数について、PHITS コードを用いて計算解析を行った。使用した PHITS コードの利点は、イベントジェネレーターモードを使用できることであり、ひとつの核反応ごとにエネルギーと運動量を保存したモンテカルロ手法で核反応を計算しているため観測量の分散は物理的な分散に対応する。つまり、PHITS コードで計算を行った質量エネルギー吸収係数に基づく線量換算手法は、較正場での TLD (BeO) を照射した体系を考慮して質量エネルギー吸収係数を計算していることから、種々の物質に対する質量エネルギー吸収係数を同条件で直接比較することが可能となる。このことから、本手法を用いて、肺ファントムの構成物質に対する換算係数を計算することにより、同じ物質同士の吸収線量を実験値と計算解析値で比較することができ、これまでの評価で行っていた任意物質に対する実験値と計算値から空気カーマの値を用いて空気等価の吸収線量を評価しているものよりも、より実際の物質へのエネルギー付与を模擬して精度良く任意物質の吸収線量を評価することができる。

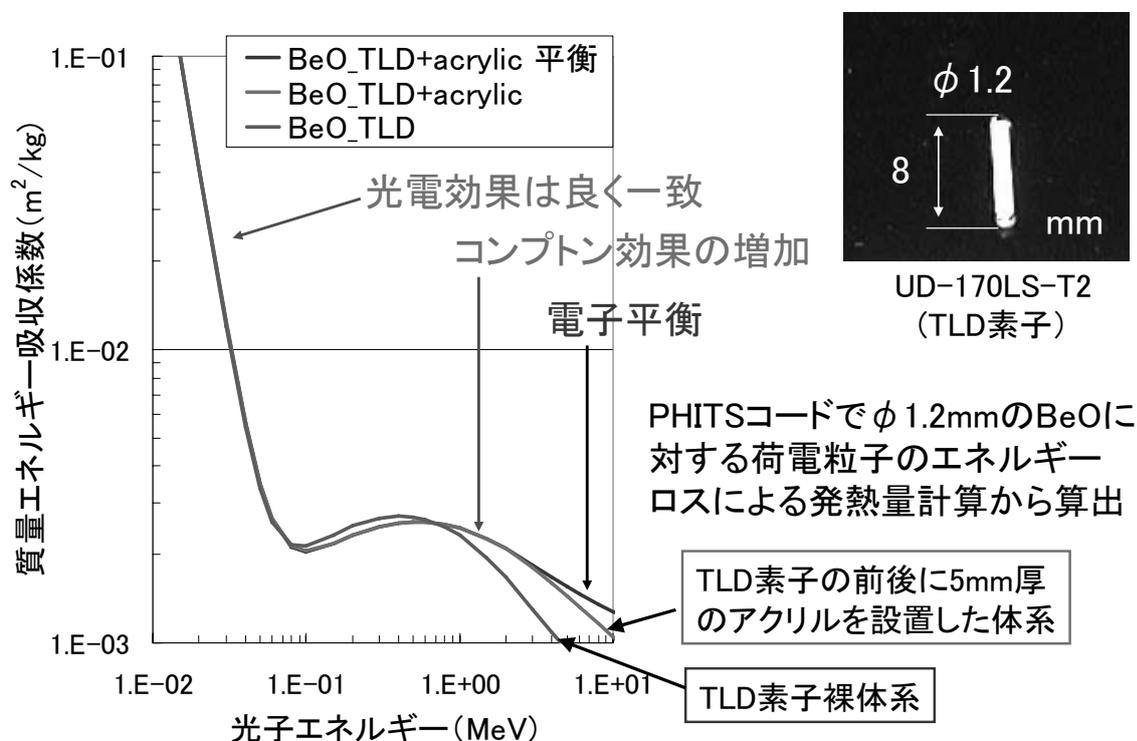
TLD 素子の較正は、TLD 素子に対して電子平衡になるように厚さ 5mm のアクリルを TLD の前後に挟んだ条件にして較正場で照射が行われていた。PHITS コードで計算した TLD 素子の BeO の質量エネルギー吸収係数を第 4.2.3 図に示す。第 4.2.3 図より、TLD 素子を裸で設置した場合、 ^{60}Co のエネルギー領域では、電子平衡が成立していないことが分かる。一方、TLD 素子の前後に厚さ 5mm のアクリルに挟んで設置した体系では、 ^{60}Co のエネルギー領域では、電子平衡が成立していることが分かる。しかしながら、約 3MeV 以上のエネルギー範囲に対しては、電子平衡は成立していないが、BNCT 照射では、人体の水素と中性子による核反応から放出される即発 γ 線（約 2.2MeV）が支配的であることから、これまで行ってきたアクリル板を TLD の前後に挟んだ較正方法はある程度適切なものだったと判断できる。

PHITS コードによる質量エネルギー吸収係数の計算結果の妥当性については、任意物質に対する PHITS コードの計算結果と文献値 γ を比較したところ良く一致したため、十分に精度良く計算可能であることを確認した。

TLD の任意物質における較正定数を求めるために、較正場でアクリル前後に TLD (BeO) を挟んで照射した体系を考慮した質量エネルギー吸収係数を基準とした種々の物質に対する質量エネルギー吸収係数の比を第 4.2.4 図に示す。また、水筒ファントム内での光子スペクトルを第

4.2.5 図に示す。第 4.2.5 図からも、水素と中性子の核反応によって放出される即発 γ 線（約 2.2MeV）の寄与が大きいことが確認できるため、TLD の較正エネルギーを 2MeV に設定した。第 4.2.4 図から 2MeV での係数比を数値化したものを第 4.2.1 表に示す。

本手法から算出した換算係数を用いて、肺ファントム（第 4.2.6 図参照）のビーム軸に対する線量のプロファイルについて評価を行ったところ、TLD 実験値と計算値は約 3%以内で一致（第 4.2.7 図参照）した。今後、本手法を BNCT 線量評価に適用することにより、光子線量の評価精度が向上できることが期待できるため、早期に臨床研究への適応を目指す。

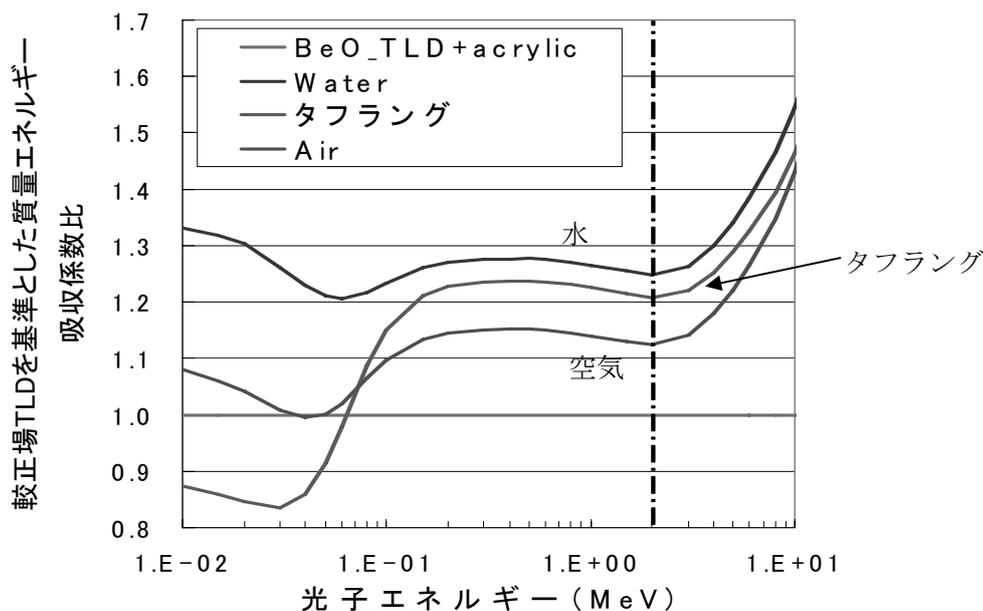


第 4.2.3 図 PHITS コードで計算を行った BeO の質量エネルギー吸収係数

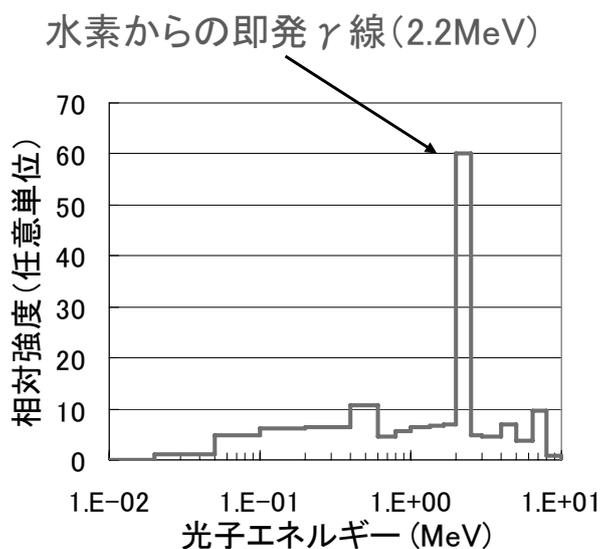
1)引用文献 Int. J. Appl. Radiat. Isot. Vol.33, pp.1269 to 1290, 1982

第 4.2.1 表 γ 線用 TLD に対する任意物質の吸収線量に換算するための係数

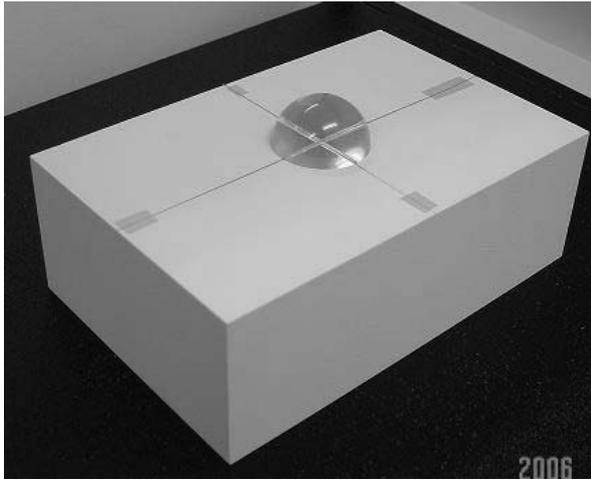
2MeVの光子における換算係数比	
BeO_TLD+acrylic	1.00
Water	1.25
タフラング	1.21
Air	1.12



第 4.2.4 図 較正場で TLD (BeO) 前後をアクリルで挟んで照射した体系を考慮した質量エネルギー吸収係数を基準とした種々の物質に対する質量エネルギー吸収係数の比 (PHITS 計算値)



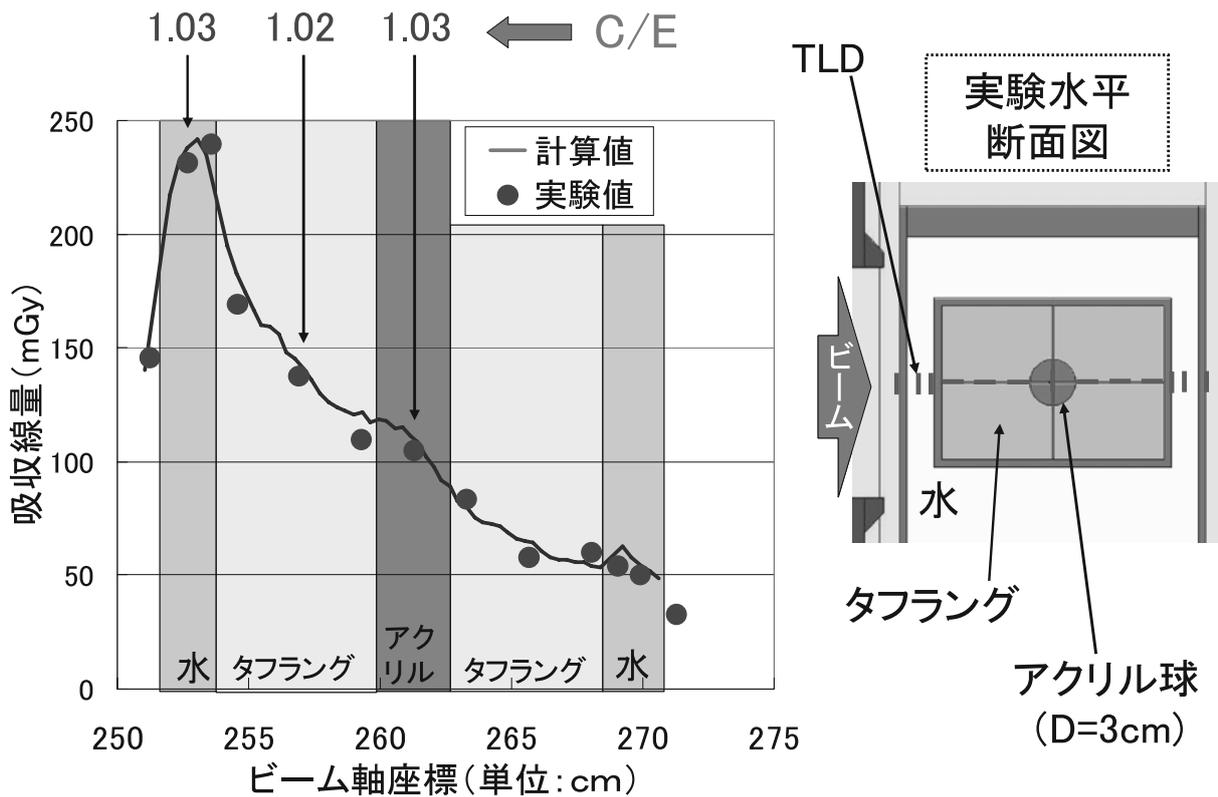
第 4.2.5 図 水円筒ファントム中における光子スペクトル計算結果



(1) タフリングと腫瘍を模擬したアクリル球

(2) 肺ファントム配置 (背面)

第 4.2.6 図 肺ファントム実験体系図



第 4.2.7 図 肺ファントム実験に対するビーム軸上の光子線量プロファイル結果

(2-1) 原発性肝臓癌の単発病巣に対する単門照射シミュレーションによる線量評価

肝臓癌に対する BNCT の適応を検討するため、京都大学との共同研究に基づき原発性肝臓癌の単発病巣に対する CT 画像データを取得し、この画像を基に JCDS による線量評価シミュレーションを実施した。照射条件としては脳腫瘍、頭頸部癌への照射に用いられている熱外中性子ビームモード (ENB-8) を適用し、ビーム孔は $\phi 12\text{cm}$ の延長コリメータを用いた。さらに正常部位への線量付与を低減させるために、 $\phi 10\text{cm}$ ノーマルコリメータを用い、病巣の大きさに合わせてビーム孔部を濃縮フッ化リチウム入り熱可塑性プラスチックでビーム孔径を絞った条件で線量分布および照射時間等について検討を行った。ホウ素濃度については、DDS (Drug Delivery System) である WOW エマルジョン²⁾で投与した場合の値 (急激にはホウ素濃度は低下しない) を使用し、肝臓の CBE は京都大学で実施された肝臓 BNCT 時の情報を取得 (共同研究の締結のもと) して線量評価に適用した。照射時間については、正常肝に対して最大 10Gy-Eq で規定する条件で決定を行った。評価条件を以下に示す。

- Condition1 $\phi 12\text{cm}$ 延長コリメータ
- Condition2 LiF で $\phi 10\text{cm}$ に絞る (厚さ 2.5cm) $\phi 10\text{cm}$ ノーマルコリメータ
- Condition3 LiF で $\phi 8\text{cm}$ に絞る (厚さ 2.5cm) $\phi 10\text{cm}$ ノーマルコリメータ
- Condition4 LiF で $\phi 6\text{cm}$ に絞る (厚さ 2.5cm) $\phi 10\text{cm}$ ノーマルコリメータ
- ホウ素濃度 : 肝腫瘍 = 61.7ppm、正常肝 = 4.3ppm
- CBE : 肝腫瘍 = 2.5、正常肝 = 0.94

JCDS 評価モデルを第 4.2.8 図に示す。また、評価結果を第 4.2.2 表に示す。また、ビーム孔側から見た照射野を第 4.2.9 図、JCDS 線量評価結果に基づく Condition1 の 2次元線量分布を第 4.2.10 図に示す。Condition1 の $\phi 12\text{cm}$ 延長コリメータに対して、Condition2 の $\phi 10\text{cm}$ ノーマルコリメータでは壁からの距離が約 10cm 短くなるため熱中性子束が高くなり照射時間が短くなる。Condition3、Condition4 は、ビーム孔径を絞っているため、熱中性子束が低下し Condition2 と比べて照射時間が長くなっている。ビーム孔径を小さくするに従って、当然ながら、腫瘍、正常肝、肺への線量も低下している。ただし、中性子照射のためビーム孔径を $\phi 12$ から $\phi 6\text{cm}$ に絞っても劇的に正常組織に付与される線量が低下することはなく、照射時間が長くかかってしまうことと、腫瘍への線量も低下する。また、腫瘍が深部に形成しているため、GTV の最小線量が小さいため、実際の臨床を行う場合には、深部線量の増強に関する技術開発が必要だと考えられる。

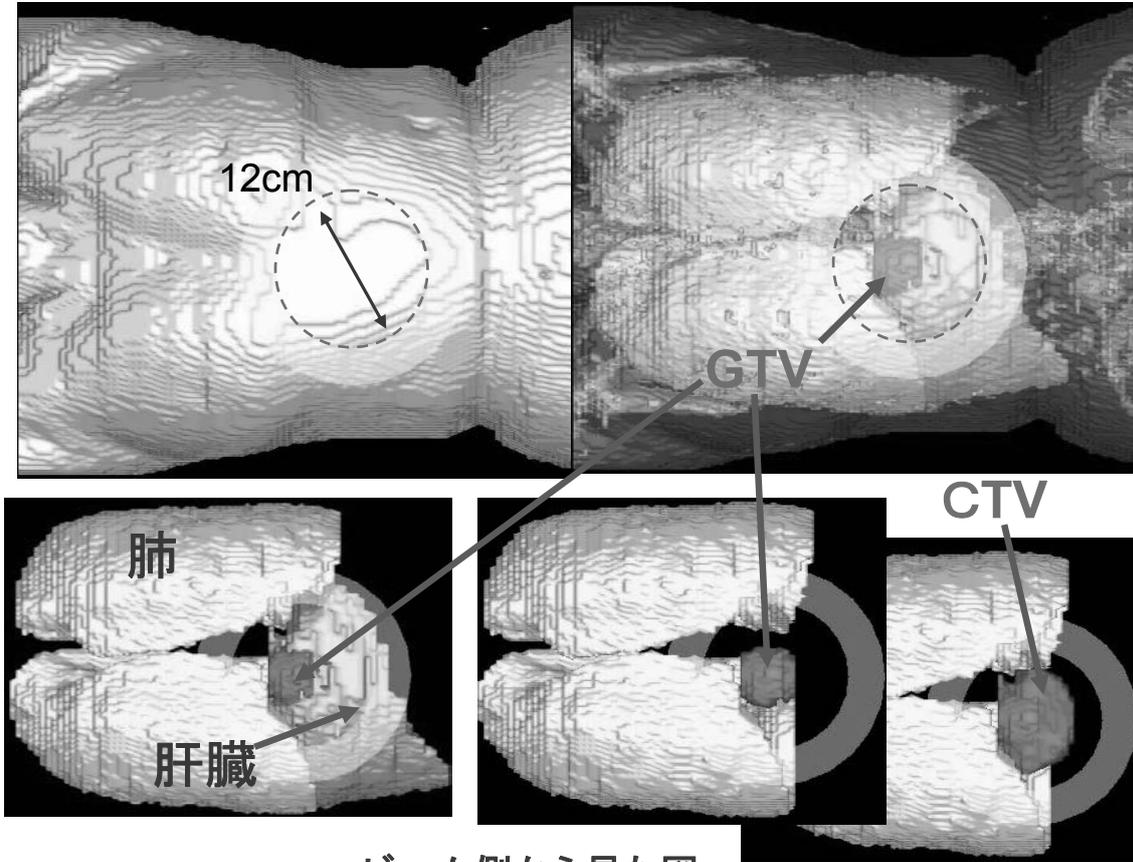
第 4.2.2 表 肝臓癌の単発病巣に対する JCDS 線量評価結果

	Condition1	Condition2	Condition3	Condition4
照射時間	81分	64分	73分	96分
GTV (最小)	14.9	13.6	12.7	12
GTV (平均)	44.4	42.8	41.4	39.6
Left Lung (最大)	4.7	3.9	3.3	3.1
Right Lung (最大)	5.9	5.5	5.2	4.9
Liver (最大)	10	10	10	10

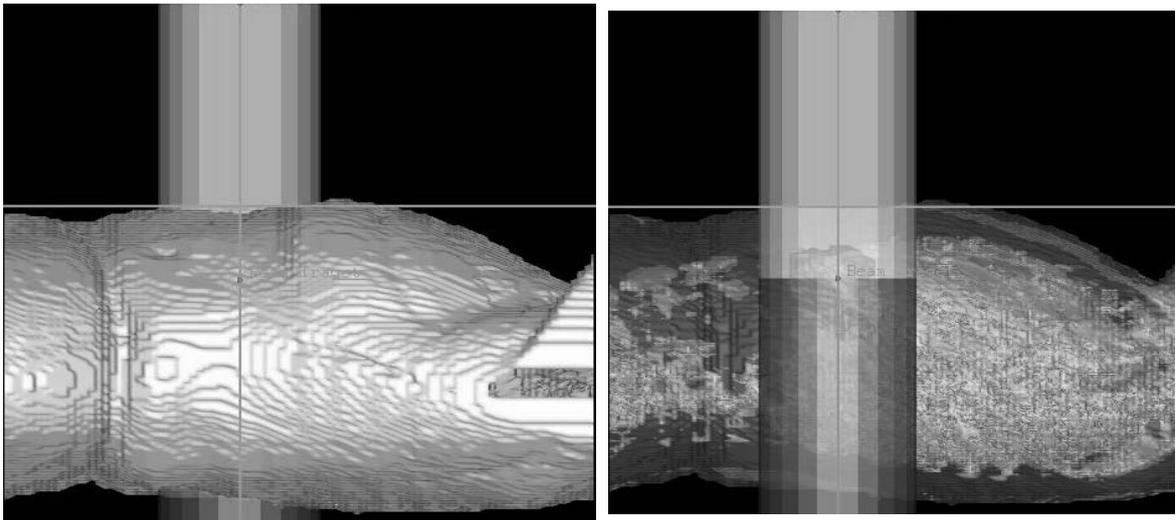
単位: Gy-Eq

2) Yanagie H, et al., "Application of drug delivery system to boron neutron capture therapy for cancer," EXPERT OPINION ON DRUG DELIVERY, Vol.5, Issue: 4, pp427-443, 2008

Condition1



ビーム側から見た図

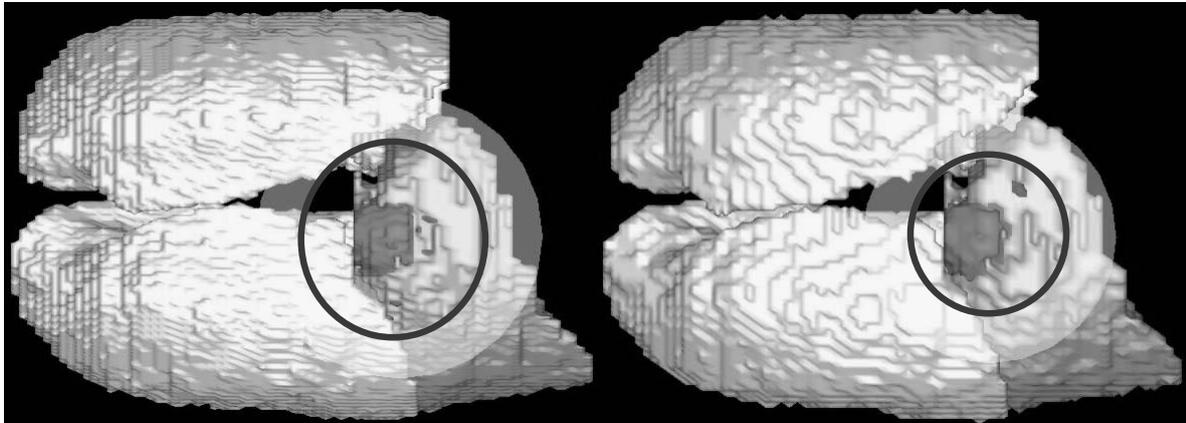


患者を真上から見た図

第 4.2.8 図 原発性肝臓癌の単発病巣に対する JCDS 線量評価モデル (単門照射)

Condition1

Condition2

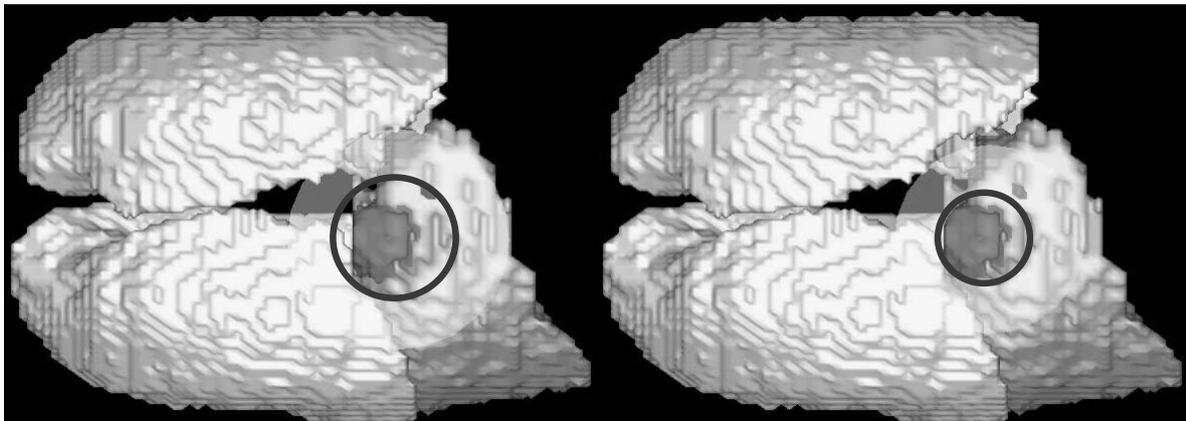


ビーム孔 ϕ 12cm

ビーム孔 ϕ 10cm

Condition3

Condition4



ビーム孔 ϕ 8cm

ビーム孔 ϕ 6cm

第 4.2.9 図 ビーム孔径を変化させた場合の照射範囲

腫瘍組織線量分布 : Condition1

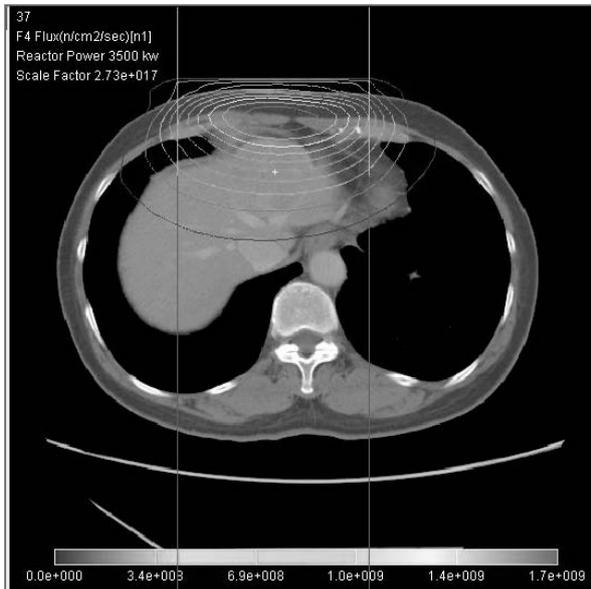


(a) Axial



(b) Sagittal

熱中性子束分布 : Condition1



(c) Axial



(d) Sagittal

第 4.2.10 図 JCDS 線量評価結果に基づく 2 次元線量分布
Condition1 (単門照射)

(2-2) 原発性肝臓癌の単発病巣に対する多門照射シミュレーションによる線量評価

先ほどの単門照射条件を使用して、多門照射について JCDS による線量評価シミュレーションを実施した。照射条件は、Condition1 で使用した $\phi 12\text{cm}$ 延長コリメータを使用して、このときのビーム入射角度を基準とし、1 門目：右側 60° 方向からビームを入射、2 門目：左側 40° 方向からビームを入射した場合のシミュレーションを実施し、それぞれの条件の線量と、1 門目と 2 門目とを足し合わせた線量（2 門照射）の評価を行った。

ビーム孔： $\phi 12\text{cm}$ 延長コリメータ

- ・ 1 門目 : ビームを右 60° から入射
- ・ 2 門目 : ビームを左 40° から入射

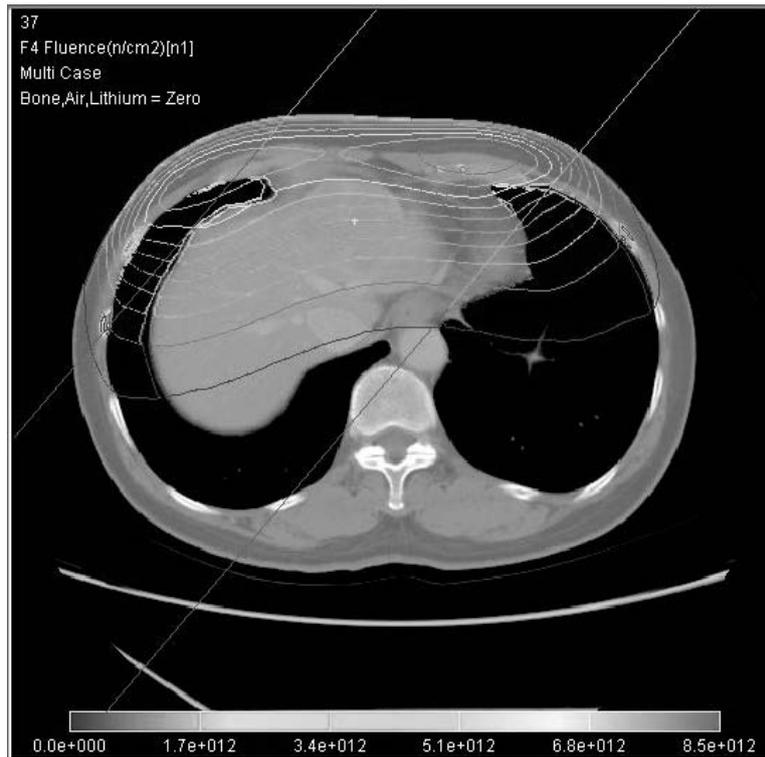
- ・ ホウ素濃度 : 肝腫瘍 = 61.7ppm、 正常肝 = 4.3ppm
- ・ CBE : 肝腫瘍 = 2.5、 正常肝 = 0.94

1 門目、2 門目はそれぞれ正常肝に対して最大 10Gy-Eq まで照射するものと仮定、1+2 の 2 門照射では、これをそのまま足し合わせた。従って、正常肝への最大線量は 10Gy-Eq を超えることになる。それぞれの評価結果、及びこの 2 つを足し合わせた 2 門照射の結果を第 4.2.3 表、2 次元熱中性子束分布を第 4.2.11 図に示す。2 門照射にすることで腫瘍への最低線量、平均線量ともに増強することができている。正常組織に対しては、1 門目と 2 門目で約 100° のビーム角度で照射しているため、最大線量はそれほど増加せず、分割照射のメリットは出ている。先に議論した腫瘍正面から入射させる Condition1 の 1 門照射に対して腫瘍への最低線量は約 40% 増加することができ、平均腫瘍線量も増加している。ただし、正常組織への線量は、右側から入射させる 1 門目では右肺が、左側から入射させる 2 門目では左肺の最大線量がそれぞれ、7 から 8Gy-Eq と高く、先の Condition1 の 1 門照射よりもかなり高い値となっている。このことから、分割多門照射する場合は、これらの周辺部位への線量なども考慮しながら照射計画を立てる必要があるため、次年度では京都大学との共同研究に基づいて、放射線腫瘍学を専門とする医師と医学物理士との連携のもと重要臓器に対する生物学的効果比等の評価を進めて行く必要がある。

第 4.2.3 表 単発病巣に対する多門照射に対する JCDS 線量評価結果

	1門	2門	1門+2門
照射時間	105分	114分	(105分+114分)
GTV (最小)	8.1	10.3	20.2
GTV (平均)	19.4	28.5	47.7
Left Lung (最大)	1.5	7.4	8.4
Right Lung (最大)	7.8	4.4	9.2
Liver (最大)	10	10	11.7

単位: Gy-Eq



(a) Axial



(b) Sagittal

第 4.2.11 図 原発性肝臓癌の単発病巣に対する JCDS 線量評価の 2 門照射
によって足し合わせた熱中性子フルエンス分布

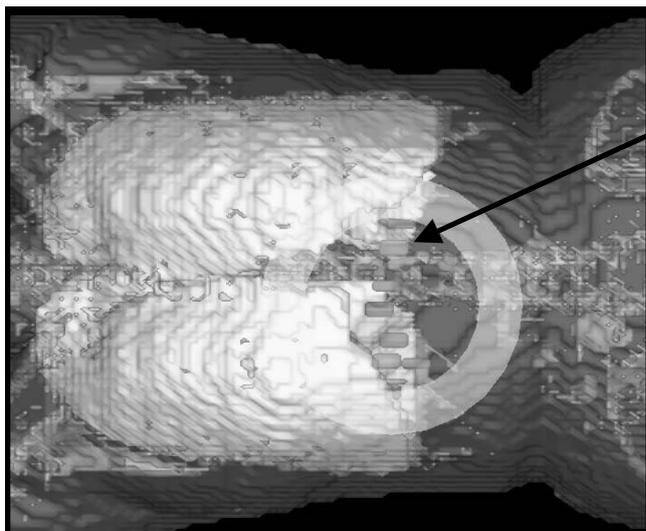
(2-3) 多発性肝癌に対する照射シミュレーションによる線量評価

原理上 BNCT は癌細胞だけにホウ素化合物が取り込まれた場合、ホウ素と中性子との核反応から発生する荷電粒子が正常細胞にダメージを与えないことから細胞レベルで選択的に治療が行える（非ホウ素線量の寄与を除いた場合）。この原理から、肝臓に多発した癌に対する治療法として非常に効果的に行えることができ、BNCT での適用拡大に大きく期待されている。このため、JRR-4 で多発性肝癌に対して照射を行うため、京都大学との共同研究に基づき、多発性肝癌に対する照射シミュレーション線量評価を実施した。症例については、先ほどの単発性の肝癌で使用した CT 画像を用いて、第 4.2.12 図に示すように肝臓内に任意の腫瘍を 10 個作成した。このモデルに対して、①単門照射の評価と②3 門照射の評価をそれぞれ行った。なお、3 門照射の照射条件は、先ほどの 2 門照射の照射角度と Condition1 の照射角度を追加したものであり、各線量分布を足し合わせて多発性肝癌の線量評価を行った。シミュレーションで使用したパラメータについて、①の単門照射では Condition1 の条件を適用し、②の 3 門照射では、3 つの条件の単独の照射時間を 0.45 倍し、正常肝への最大線量が 10Gy-Eq 程度になるように制御した。①の多発性肝腫瘍の単門照射の結果、②の多発性肝腫瘍の 3 門照射の結果を第 4.2.4 表に示す。また、基準の位置 (IM36) と基準から -15mm(IM33)の場所における 2 次元腫瘍組織線量分布と熱中性子束分布の JCDS による解析結果を第 4.2.13 図から第 4.2.16 図に示す。この結果から、単門照射では周囲に散らばっている腫瘍に対して熱中性子束が低く、腫瘍 10 番の最低線量が 6.6Gy-Eq と低いのにに対し、3 門照射では、それぞれの腫瘍に線量を付与でき、最低線量でも腫瘍 5 番の 27.4Gy-Eq と単門照射に対して高い線量を付与できている。今回のシミュレーションでは、腫瘍の位置を作為的に表面に近いところに作っているため、実際の多発性肝癌に対する評価に対して適切ではないかもしれないが、少なくとも線量分布を広げることができていることは今回のシミュレーションで示せると考えられる。課題としては、1 回の BNCT で複数回の多門照射を行うために、患者を短時間でセッティング可能な技術を今後開発する必要がある。

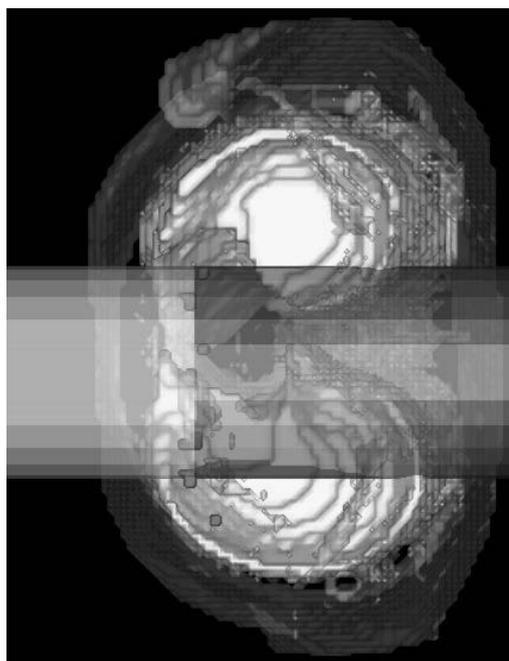
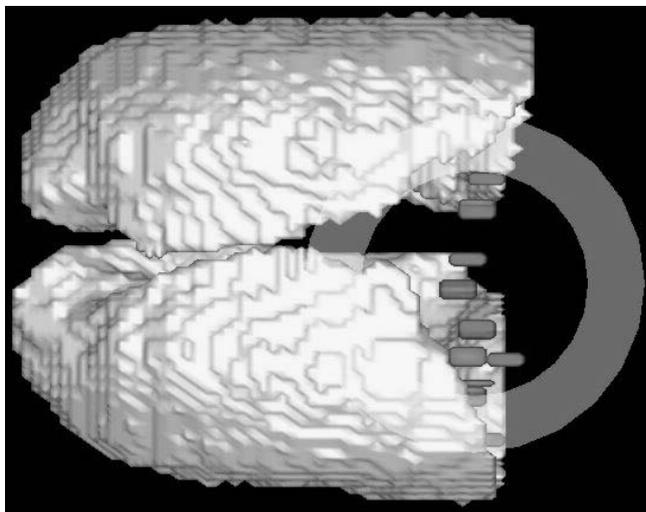
第 4.2.4 表 多発性肝癌に対する JCDS 線量評価結果

	単門	3門		
	Condition1 平均 (最小)	1門目	2門目 平均 (最小)	3門目 (Con.1)
照射時間	77分	47.3分	51.3分	34.7分
GTV1	44.3 (37.6)		42.1 (37.1)	
GTV2	32.5 (27.4)		40.4 (35.7)	
GTV3	37.0 (31.1)		40.9 (36.1)	
GTV4	25.5 (21.5)		45.9 (40.7)	
GTV5	27.5 (24.0)		30.6 (27.4)	
GTV6	19.5 (16.2)		33.2 (29.6)	
GTV7	34.3 (29.5)		33.4 (29.3)	
GTV8	36.3 (30.0)		45.5 (40.3)	
GTV9	22.7 (19.4)		31.1 (27.6)	
GTV10	8.9 (6.6)		34.2 (30.1)	
Liver(最大)	10		9.4	

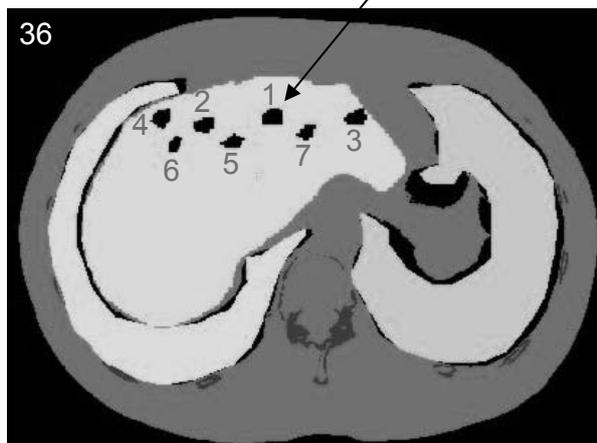
単位: Gy-Eq



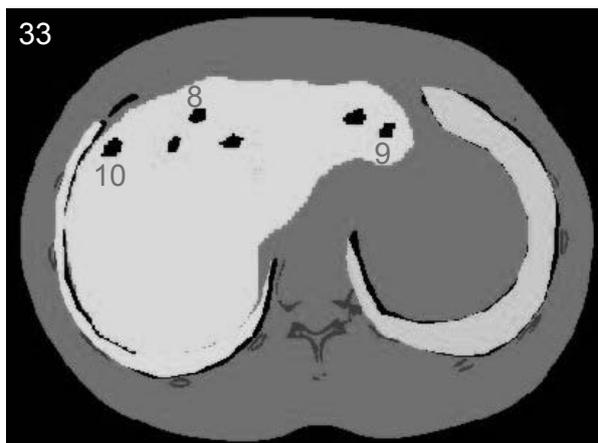
10箇所 of GTVを設定



任意に設定した GTV の ROI (合計 10 箇所)



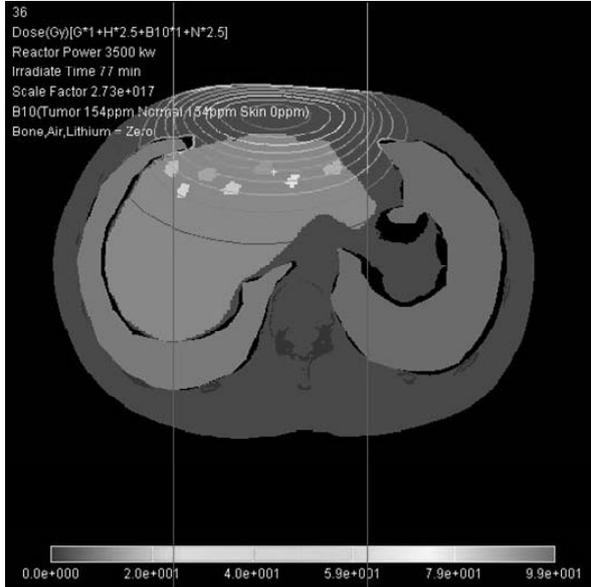
基準



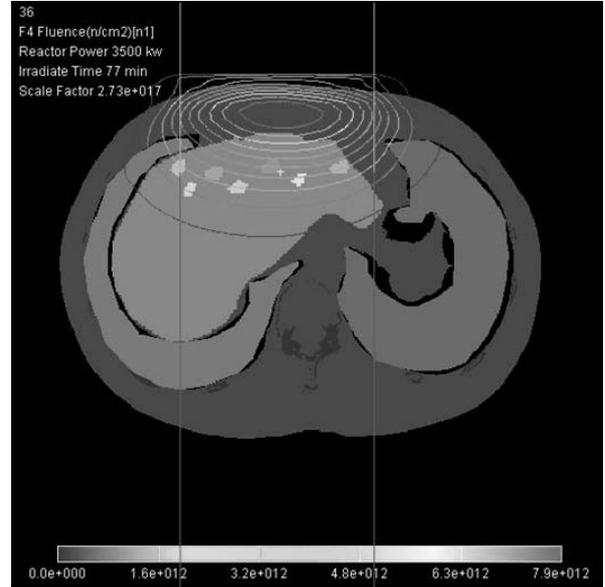
15mm下

第 4.2.12 図 多発性肝癌に対する照射シミュレーションによる JCDS 線量評価モデル

IM36 腫瘍組織線量分布



単門 熱中性子フルエンス分布

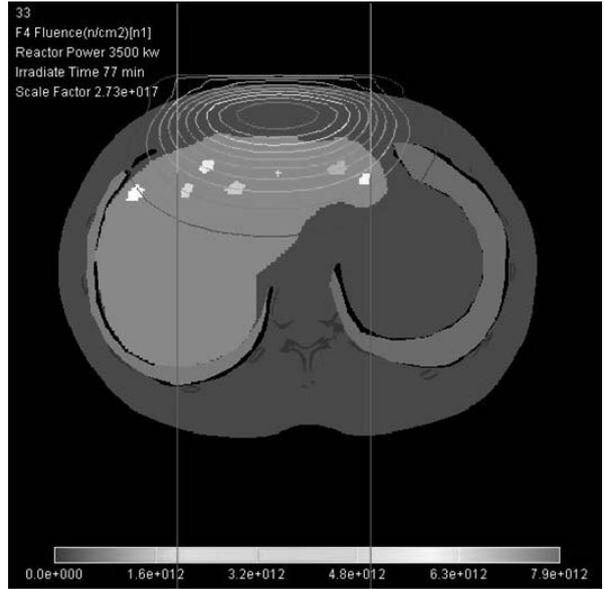


第 4.2.13 図 多発性肝癌に対する JCDS 照射シミュレーションによる IM36 の線量評価結果 (単門照射)

IM33 腫瘍組織線量分布

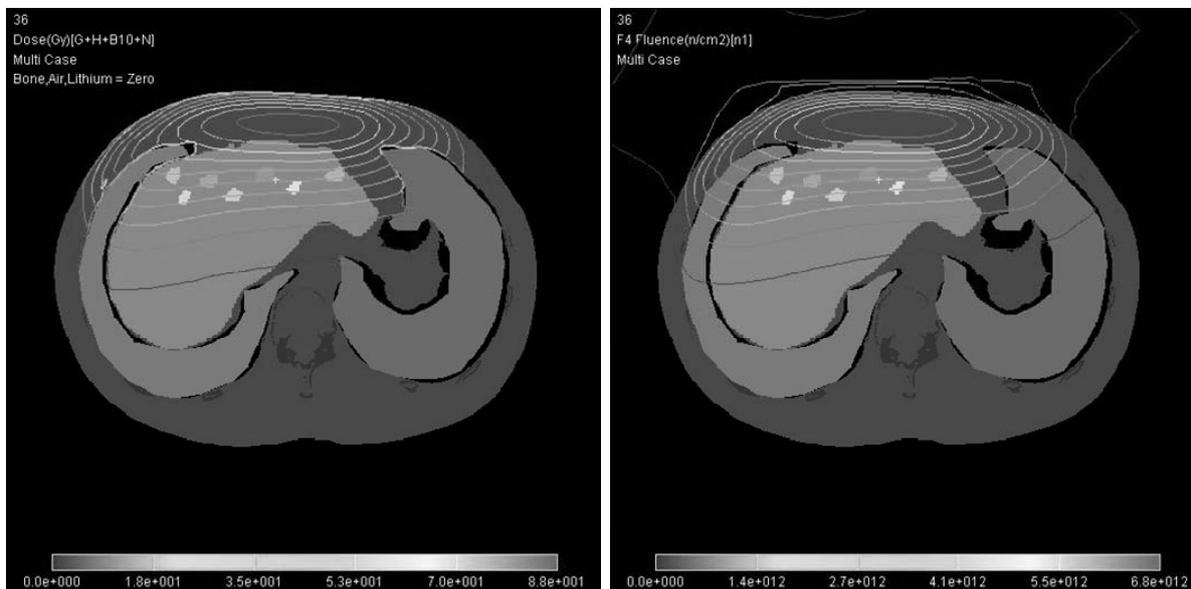


単門 熱中性子フルエンス分布



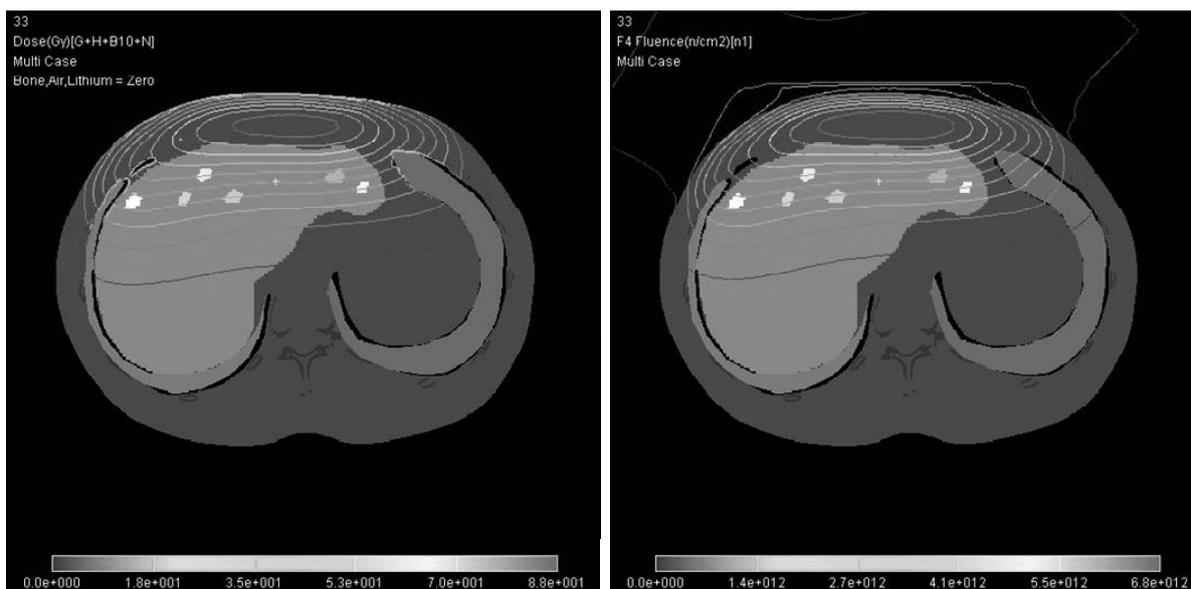
第 4.2.14 図 多発性肝癌に対する JCDS 照射シミュレーションによる IM33 の線量評価結果 (単門照射)

IM36 3門
腫瘍組織線量分布 熱中性子フルエンス分布



第 4.2.15 図 多発性肝癌に対する JCDS 照射シミュレーションによる IM36 の線量評価結果 (3 門照射)

IM33 3門
腫瘍組織線量分布 熱中性子フルエンス分布



第 4.2.16 図 多発性肝癌に対する JCDS 照射シミュレーションによる IM33 の線量評価結果 (3 門照射)

(3) 再発乳癌に対する照射シミュレーションによる線量評価

再発乳癌に対する BNCT の適応を検討するため、京都大学との共同研究に基づき再発乳癌の CT 画像データを取得し、この画像を基に JCDS による線量評価シミュレーションを実施した。照射条件として、熱外中性子ビームモード (ENB-8) を適用し、ビーム孔はφ12cm の延長コリメータを用いた。ビーム入射条件については、腫瘍線量分布が最適になるような方向から入射した条件の Condition1 (第 4.2.17 図参照)、体幹部の重要な内臓組織に線量付与を低減させるための接線方向から入射した条件の Condition2 と Condition3 (第 4.2.18 図参照) とした。Condition1 については単門照射、Condition2 と Condition3 は 2 門照射として線量評価を行った。照射時間は、皮膚線量を 10Gy-Eq で規定した。2 門照射の評価については、個々の照射条件において、皮膚線量を 9Gy-Eq で規定して足し合わせを行った。評価結果を第 4.2.5 表に示す。また、2 次元熱中性子フルエンス分布を第 4.2.19 図に示す。

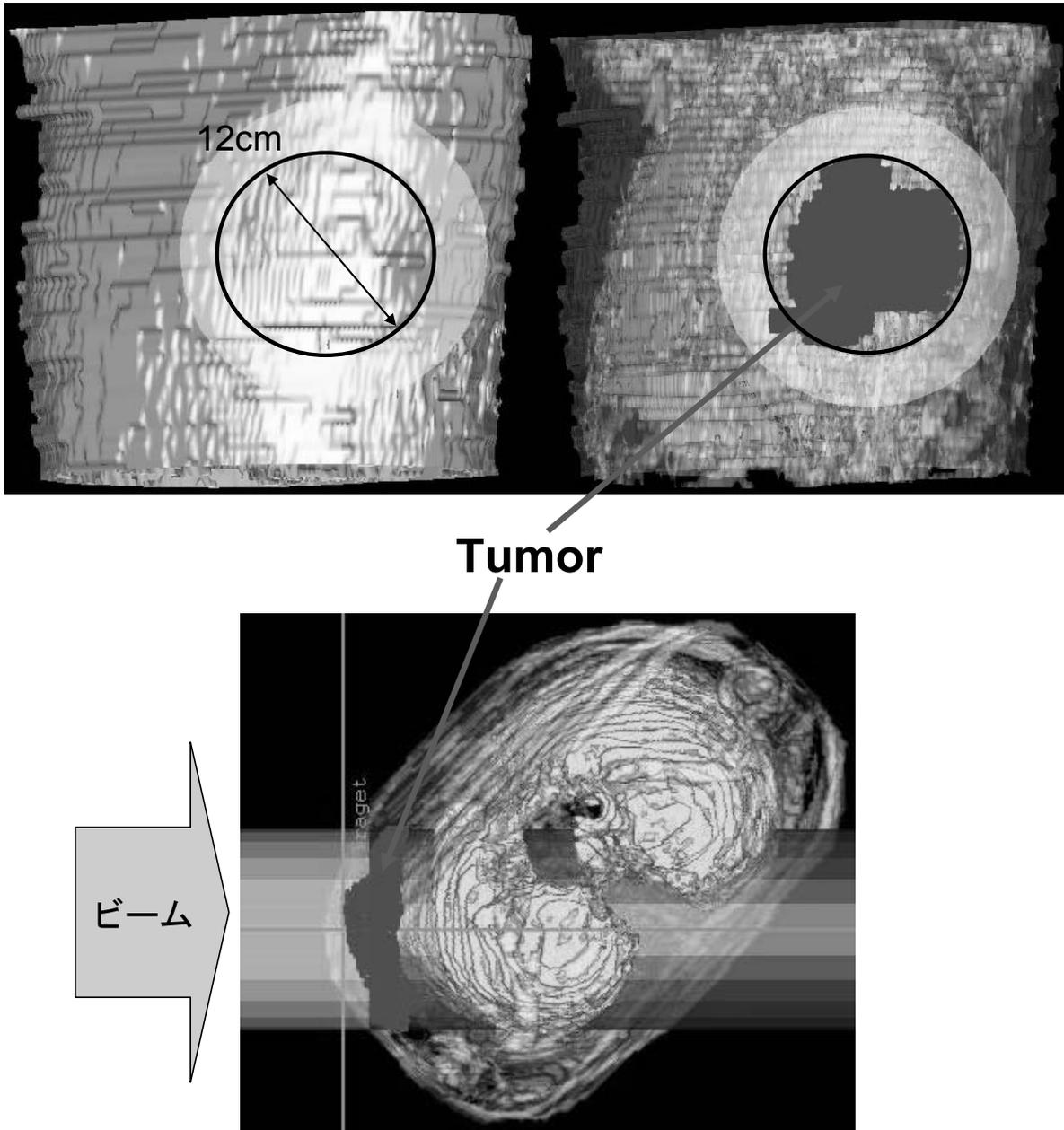
Condition1 の単門照射では、照射時間が約 28 分で腫瘍の最低線量が 16.6Gy-Eq、腫瘍平均線量が 46.3Gy-Eq に対し、Condition2+3 の 2 門照射では、照射時間が約 75 分で腫瘍の最低線量が 16.7Gy-Eq、腫瘍平均線量が 43.7Gy-Eq となり、腫瘍線量の比較では 2 門照射の飛躍的な効果が見られなかった。これらのシミュレーション結果から、再発乳癌に対する照射方法は、患者にとって楽な姿勢でのポジショニングと照射時間の短縮、並びに照射範囲内の重要臓器に対して線量付与を低減させることが望ましいと考えられる。このことから、Condition1 の単門照射に対して、従来 JRR-4 で使用している熱外中性子ビームモード (ENB-8) を適用して重要臓器に付与される熱中性子フルエンスの割合を評価した (第 4.2.6 表参照)。熱中性子フルエンスでの評価理由として、肺、肝臓以外の CBE 値に対する知見がないためである。今後、人体に対する各臓器の CBE 値が決定されれば、この熱中性子フルエンスを利用してホウ素線量を算出することが可能である。腫瘍組織の熱中性子フルエンスを 100%とすれば、今回のシミュレーション体系では左肺の最大値は約 61%、肝臓の最大値は約 13%、心臓と動脈の最大値は約 40%となった。外科手術により乳房を切除した再発乳癌に対して、現在の熱外中性子ビームモード (ENB-8) でも再発乳癌に対して照射可能であるが、照射時間の短縮と重要臓器への線量付与を更に低減させるためには、腫瘍組織の形成場所と乳房の有無等の条件によって、適切な中性子ビームモードを検討する必要があると考えられる。次年度は、乳癌用ファントム実験を行い、臨床への適用に向け多くのデータを取得する予定である。

第 4.2.5 表 再発乳がんに対する JCDS 線量評価結果

	1回照射	2門照射個別		2門照射
	単門(C1)	1門目(C2)	2門目(C3)	1門目(C2)+2門目(C3)
照射時間	28.1分	32.7分	42.7分	-
GTV(最小)	16.6	2.3	2.2	16.7
GTV(平均)	46.5	22.3	21.3	43.7
Normal Tissue(最大)	9.1	7.2	8.9	9.3
Skin(最大)	10	9	9	9.8

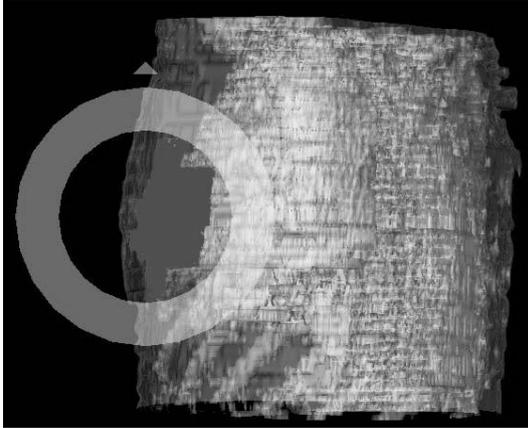
単位: Gy-Eq

Condition1

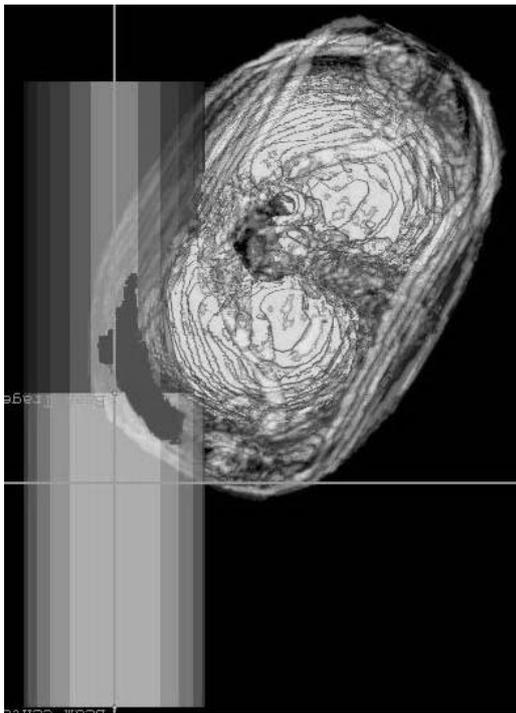
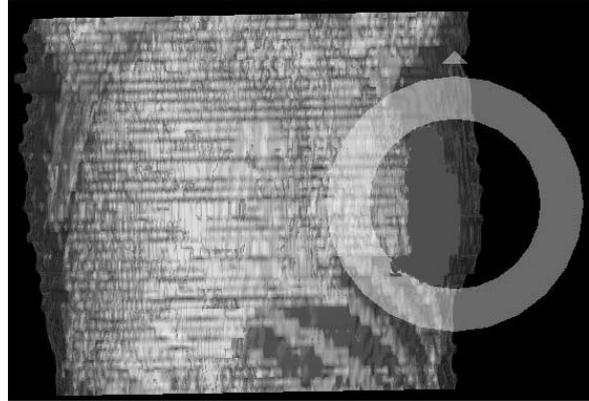


第 4.2.17 図 再発乳癌に対する照射シミュレーションによる線量評価体系（1 門照射）

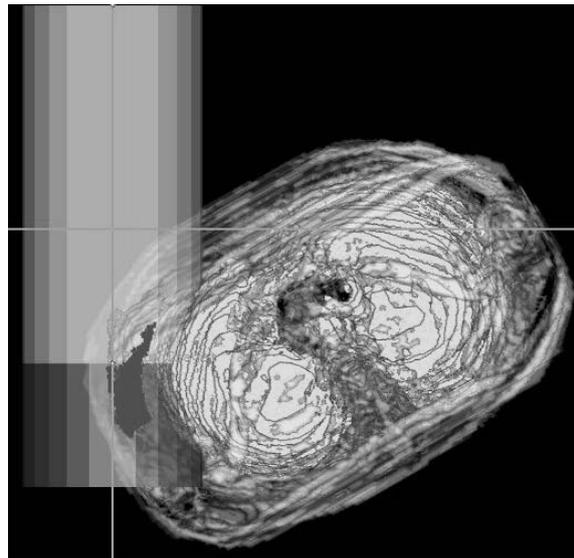
Condition2



Condition3



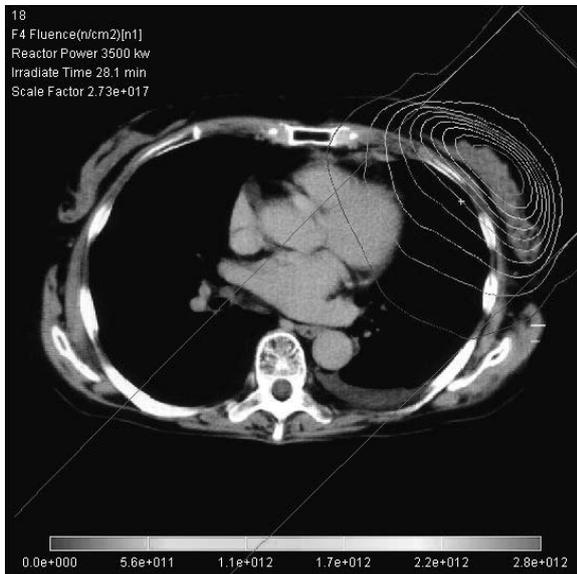
ビーム



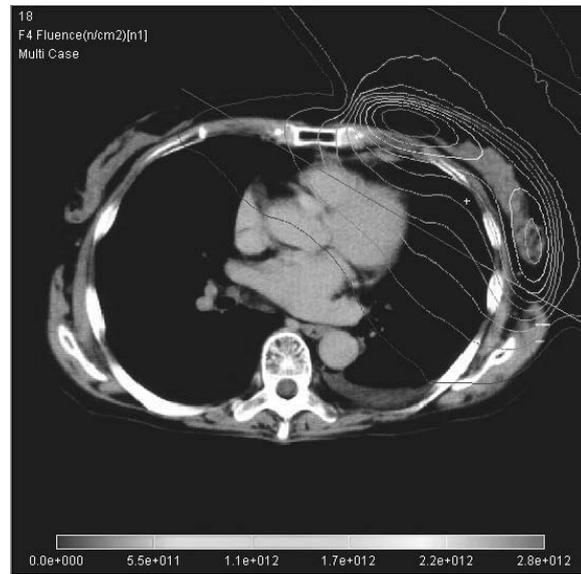
ビーム

第 4.2.18 図 再発乳癌に対する照射シミュレーションによる線量評価体系 (2 門照射)

熱中性子フルエンス分布



(a) 1 門照射



(b) 2 門照射

第 4.2.19 図 再発乳癌に対する照射シミュレーションによる線量評価結果

第 4.2.6 表 重要臓器における熱中性子フルエンスの寄与割合

	Thermal Neutron Fluence(n/cm ²)			Fluence Ratio (%)		
	Average	Minimum	Maximum	Average	Minimum	Maximum
Soft Tissue	1.487E+11	6.943E+08	2.630E+12	7.8	0.1	98.4
Left Lung	2.962E+11	3.289E+10	1.641E+12	15.5	5.0	61.4
Right Lung	1.561E+10	2.330E+09	1.709E+11	0.8	0.4	6.4
Tumor	1.915E+12	6.629E+11	2.674E+12	100	100	100
Skin	-	-	1.536E+12	-	-	57.4
Liver	2.032E+10	9.595E+08	3.509E+11	1.1	0.1	13.1
Heart+B.Vessel	1.654E+11	1.380E+10	1.077E+12	8.6	2.1	40.3

使用したパラメータ

原子炉出力(kW)	3500
ビームモード	熱外中性子
コリメータ	延長φ12cm
照射時間(min)	28.1
Tumor T/N 比	3.5
Skin T/N 比	1.2
Normal T/N 比	1.0
ホウ素濃度(ppm)	24

RBE,CBE

		BPA
Boron	Tumor	3.8
	Normal	1.35
	Skin	2.5
Hydrogen (Fast)		2.5
Nitrogen (Thermal)		2.5
Gamma		1

4.3 シリコン照射技術の開発

4.3.1 JRR-4における12インチNTD-Si照射実験装置に関する詳細設計

本研究課題では12インチ径NTD-Siの均一照射条件を解析的に見出し、その照射装置の設計手法の妥当性を確認するため、JRR-4原子炉施設に照射実験装置を設置して照射実験を行い、12インチ径NTD-Siの熱中性子束分布の測定を実施する。また、照射実験で得られたNTD-Siをウェハに加工し、面抵抗率分布測定を実施する。

(1) 12インチNTD-Si照射実験装置の概要

照射実験装置は、照射筒、シリコンホルダー、シリコンインゴット、熱中性子フィルター、照射筒移動機構、シリコン昇降回転機構、制御装置等で構成され、JRR-4炉心タンク外壁脇に設置される。

照射筒は、中性子束の増大を目的とした黒鉛反射材で構成される。また、照射筒には熱中性子検出器SPNDが内蔵され、シリコンの照射量管理及び中性子束分布測定を行うことのできる構造としている。シリコンホルダーは、シリコンインゴット及び熱中性子フィルターを保護し、照射筒内で宙吊りにするためのホルダーである。上下にはヘリウム層が設置され、水中におけるシリコンインゴットの重量を約35kgに低減させている。シリコン昇降回転機構は、チェーンを介してシリコンホルダーを回転させながら上下移動させるものであり、回転及び上下駆動は、シーケンス回路にて制御する。照射筒移動機構は、既設実験装置との干渉を避けるため、照射筒を炉心タンクから移動させるものであり、実験を行わない場合、照射筒は炉心タンクから約2m離れた位置まで移動できる構造である。

(2) 詳細設計における主な変更点

前年度の概念設計においては、照射筒内で、全周囲を熱中性子フィルター（天然ボロン含有率1.5wt%アルミニウム、厚さ2mm）で覆った12インチ径シリコンインゴットを、回転させながら上下移動させるスルー方式により、 ^{31}P ドーパ率（ ^{30}Si 中性子吸収反応率）のO/C比（シリコン中心に対する外周の比）を1.085とすることができ、目標値の1.1以下を満足する結果を得た。本年度は、前年度に実施した概念設計に基づき、照射実験装置の詳細設計を行った。

詳細設計では、照射筒及びシリコンホルダーの耐熱強度、耐圧強度、荷重強度及び耐震強度を解析し、実験装置構成機器の材質、寸法及び形状を決定した。概念設計からの主な変更点は、耐圧性確保のためのシリコンホルダー及び照射筒黒鉛被覆材の板厚の増加、加工公差の確保による水ギャップの増加、黒鉛反射材の体積減少である。第4.3.1図に12インチ径NTD-Si照射実験装置の概略図を示す。また、第4.3.1表に概念設計からの主な変更点を示す。

(3) 均一照射条件の再評価

詳細設計に伴う設計変更を考慮して均一照射条件を再評価するため、確定した形状及び材料のデータ、前年度購入したシリコンインゴットの仕様、炉心の反射体要素の更新等を反映させた詳細な解析モデルを作成した。解析の結果、概念設計時に設定した天然ボロン含有率1.5wt%の熱中性子フィルターでは、熱中性子束のO/C比は1.1以下を満足するが、 ^{31}P ドーパ率のO/C比は1.1以下を達成できないことが判明した。これは、水ギャップの増加及び黒鉛反射材の減少により、Siインゴット上下面から流入する中性子照射量が減少することが原因である。上下面からの中性子流入割

合を増加させるため、天然ボロン含有率 2.0wt%の熱中性子フィルターに変更し、Si インゴット側面からの流入を減少させた結果、 ^{31}P ドープ率の O/C 比は 1.097 となり、目標値の 1.1 以下を満足することができた。第 4.3.2 図に原子炉出力 3500kW 時に照射実験で得られる NTD-Si インゴットの回転軸中心及び外周における ^{31}P ドープ率の鉛直方向分布を示す。

(4) 照射実験装置の製作

以上の強度解析、均一照射条件の再評価及び照射実験により詳細設計が完了し、照射実験装置及び熱中性子フィルターを製作した。第 4.3.3 図に製作した 12 インチ NTD-Si 照射実験装置を示す。また、平成 21 年 4 月から照射実験装置の据付作業を予定しており、そのための据付準備作業として、照射実験装置の一部を機構所内に運搬し、据付の際に必要な架台及び治具の製作を行った。

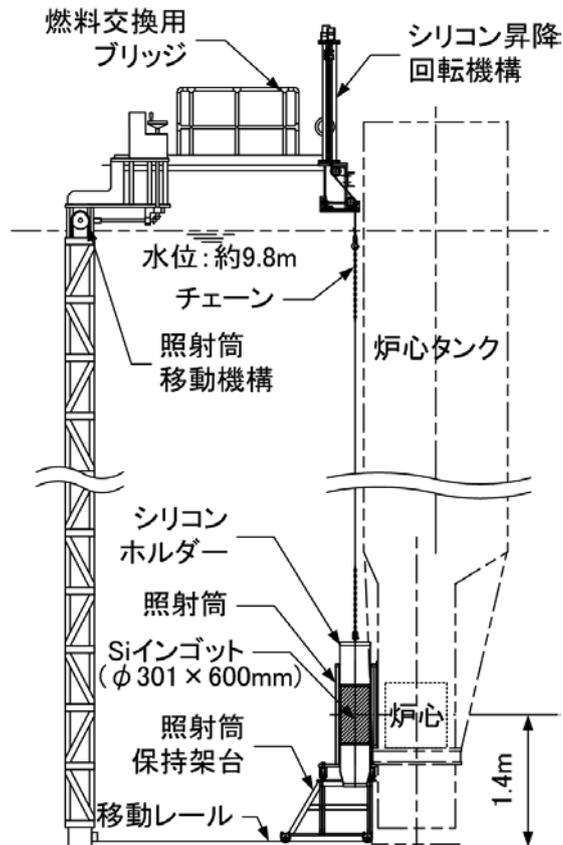
(5) 今後の予定

照射実験装置は、平成 21 年 4 月から 6 月にかけて設置する予定であり、平成 21 年 10 月以降、Si インゴット内部の熱中性子束分布測定、目標比抵抗 $200\Omega\cdot\text{cm}$ とした Si インゴットの照射、ウェハ加工、面抵抗率分布測定を順次実施する計画である。

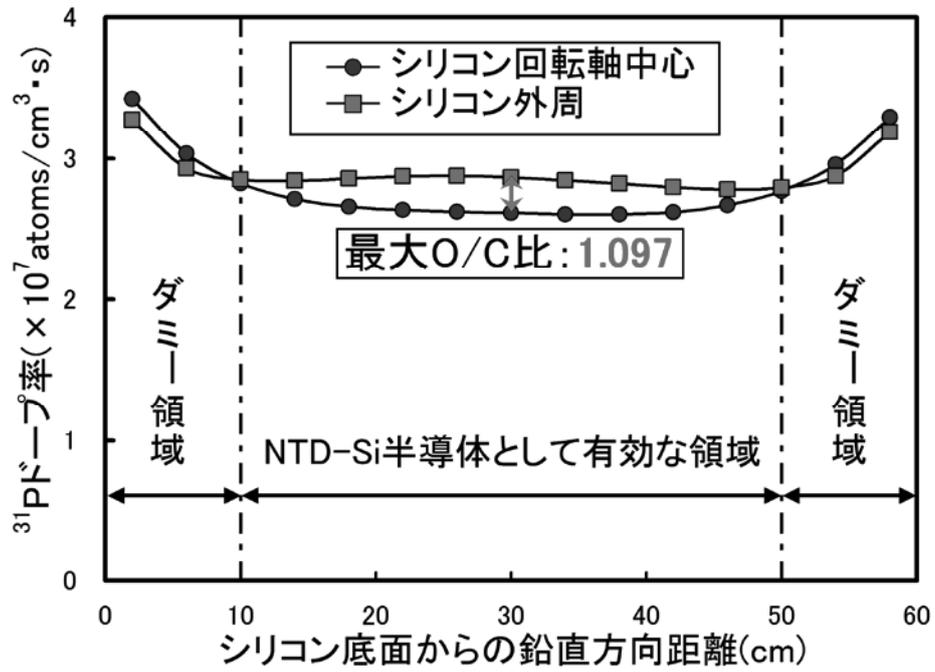
本研究は、新エネルギー・産業技術総合開発機構（NEDO）の委託研究「エネルギー使用合理化技術戦略的開発」の一環として平成 19 年度から 3 年間受託したものである。

第 4.3.1 表 概念設計からの主な変更点

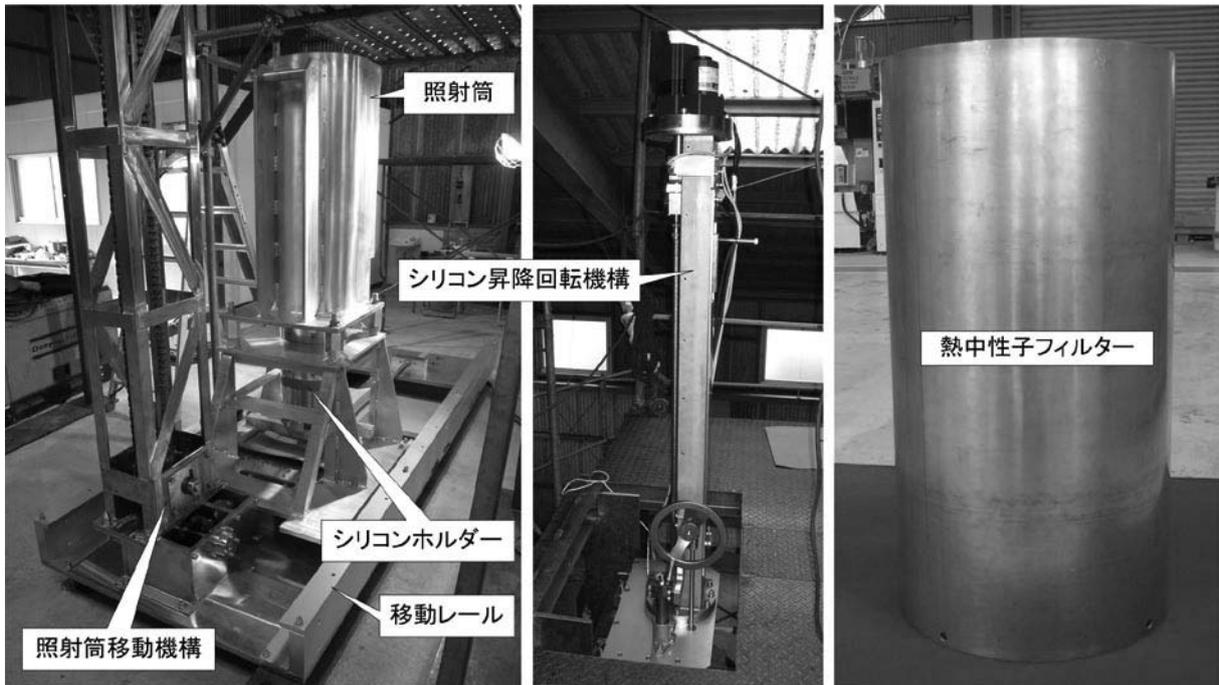
変更点		概念設計時	詳細設計時	備考
水ギャップの増加	照射筒～シリコンホルダー	1.0mm	2.5mm	加工公差確保のため
	シリコンホルダー～熱中性子フィルター	0.5mm	1.5mm	
	熱中性子フィルター～シリコンインゴット	1.0mm	1.5mm	
反射材カバー板厚の増加		5mm	最大 40mm	耐圧性確保のため
黒鉛反射材の体積減少		55,097cm ²	33,158cm ²	上記寸法変化のため
炉心		旧反射体要素	更新反射体要素 (H21.1 認可)	
熱中性子フィルター天然ボロン含有率		1.5wt%	2.0wt%	再評価による変更



第 4.3.1 図 12 インチ NTD-Si 照射実験装置の概略図



第 4.3.2 図 シリコンインゴット内の ^{31}P ドープ率の鉛直方向分布



第 4.3.3 図 12 インチ NTD-Si 照射実験装置 (仮組み時撮影)

4.3.2 大型シリコン照射が可能な研究炉の概念設計

大型シリコン照射が可能な研究炉の概念設計について下記に記す(1) JRR-3における12インチ径シリコン照射設備及び炉心の概念設計、(2) シリコン照射専用炉の核的評価、について検討を行った。本研究は、新エネルギー・産業技術総合開発機構(NEDO)の委託研究「エネルギー使用合理化技術戦略的開発」の一環として平成19年度に受託したものである。

(1) JRR-3における12インチ径シリコン照射設備及び炉心の概念設計

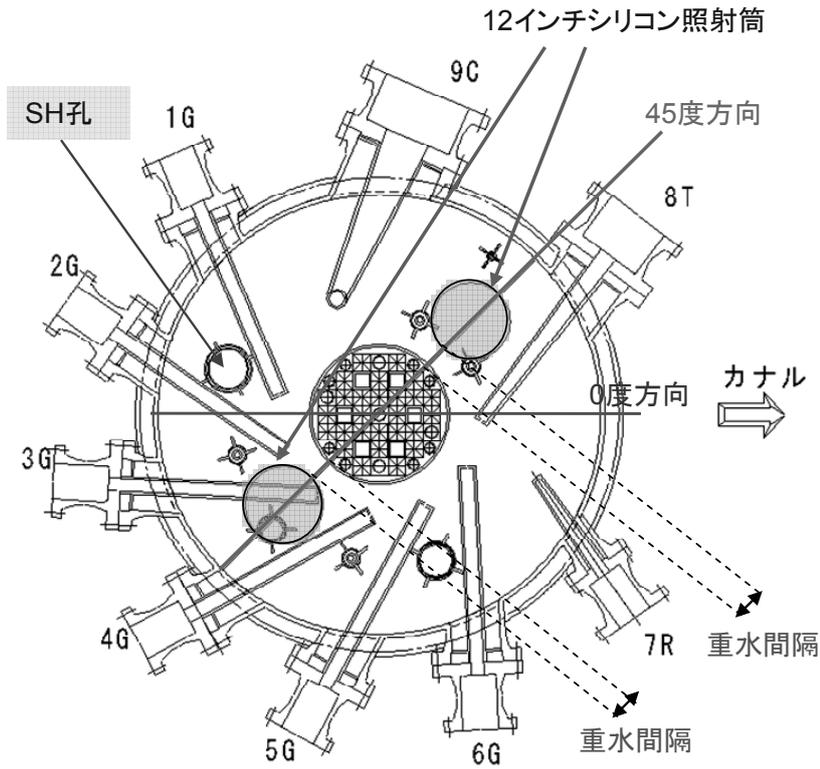
今年度は、JRR-3における12インチシリコン照射設備及び概念設計について、第4.3.4図のように重水タンクに12インチシリコン照射筒を2本設置した場合(以下、「重水タンク改造」という。)の照射筒の配置決定、炉心核特性解析、伝熱流動特性解析及び熱水力特性解析を行い安全性を確認した。また、重水タンクの改造方法を検討し、重水タンク改造の設計方針を決定した。

重水タンク改造後のシリコン照射筒における中性子束分布の評価では、モンテカルロ法計算コードによる解析により、シリコン照射筒の平均中性子束が現状の6インチ径シリコン照射筒と同等の値($2 \times 10^{13} \text{n/cm}^2 \cdot \text{s}$)を得られるような配置を検討した。検討の結果、シリコン周りにホウ素とアルミニウムから成る熱中性子フィルター(天然ホウ素1.5%含有するフィルター)を用い、照射筒と炉心の最短距離(以下、「重水間隔」という。)を10cmとすることにより、目標とする平均中性子束を得られることが分かった。重水タンクを変えた場合の、シリコンの熱中性子束の変化を第4.3.5図に示す。また、この照射位置における高速中性子に対する熱中性子の比率は30となり、IAEA Technical Report No.455で示している熱中性子/高速中性子の目安値である7以上を満たしていることが分かった。

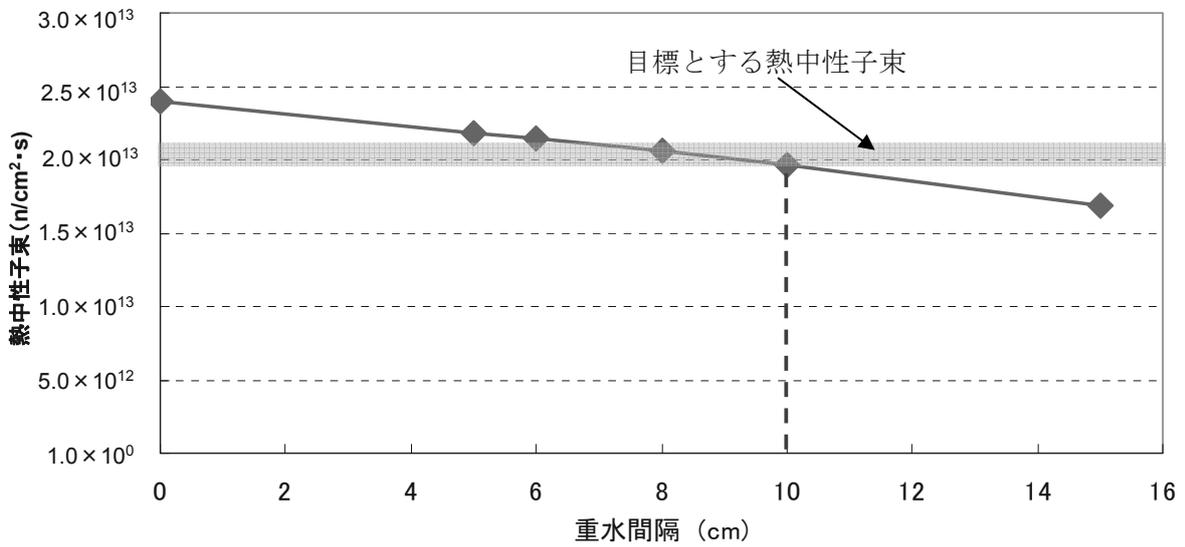
炉心核特性解析では、重水タンク改造後の重水ダンプによる反応度制御能力を算出した結果、 $7.5\% \Delta k/k$ となり、目標値である $6.0\% \Delta k/k$ を満足することを確認した。また、重水タンク改造後の炉停止余裕を算出した結果、現行炉心よりも大きな値となり問題ないことを確認した。伝熱流動特性解析では、重水タンク改造による炉心熱流動への影響を確認するために炉心下部プレナム内流動解析を実施し、重水タンク改造後においても1次冷却材流量は現行炉心の定格流量 $2400 \text{m}^3/\text{h}$ と同等の流量を確保でき、炉心下部プレナム内の冷却材の流れにも影響のないことを確認した。重水タンク改造後の炉心下部プレナム内の流速分布を第4.3.6図示す。熱水力特性解析では、重水タンク改造後について、運転時の異常な過渡変化時における最小DNBRを算出した結果、1.97となり、基準値1.5以上を満足することを確認した。以上により、重水タンク改造後の主要な炉心核特性、伝熱流動特性及び熱水力特性についての安全性を確認できた。

重水タンク改造の概念設計では、既存の重水タンクを撤去した後、新たに重水タンクを設置する場合の検討を行った。過去に行った炉内作業での放射線量($1.7 \mu \text{Sv/h}$)をもとに評価したところ、最大被ばく線量は $150 \mu \text{Sv/h}$ (許容値 $300 \mu \text{Sv/h}$ の1/2)と算出した。主な放射線源はSUS製フランジ等の放射化によるものであり、この部分に仮設の鉛遮へい体(厚さ80mm)を取り付けることにより作業時間の延長が可能となる。

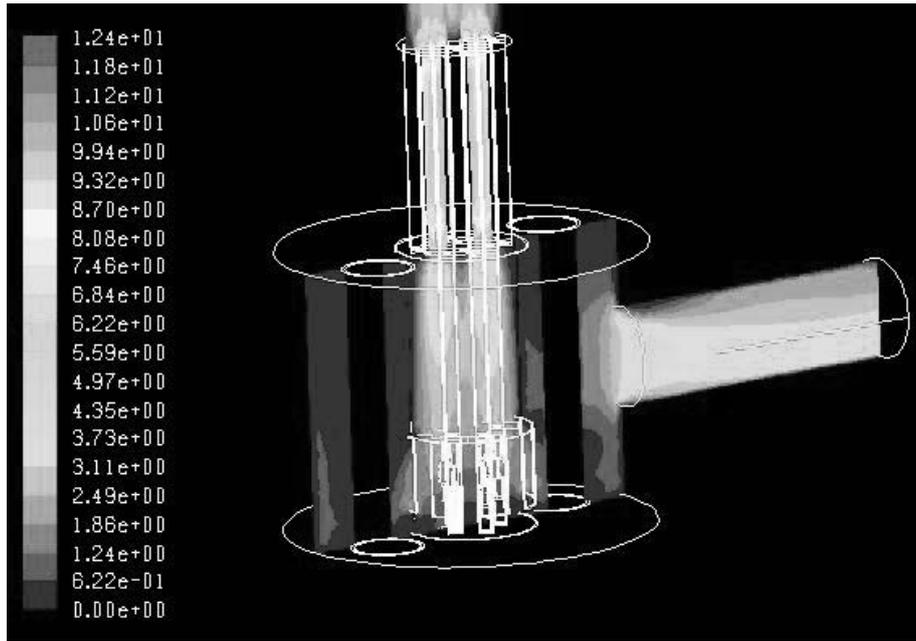
これらをもとに、作業員(2人/班で4班)、補助作業員、監督者及び放射線管理者等合計15名で作業した場合の工事期間は、解体工事に約13ヶ月、復旧組立工事に約25ヶ月要する結果となった。また、作業員の被ばく評価や解体手順、廃棄物量発生量及び改造に係る工事概算費用を積算し重水タンク改造に係る設計方針を決定することができた。



第 4.3.4 図 12 インチシリコン照射筒設置位置



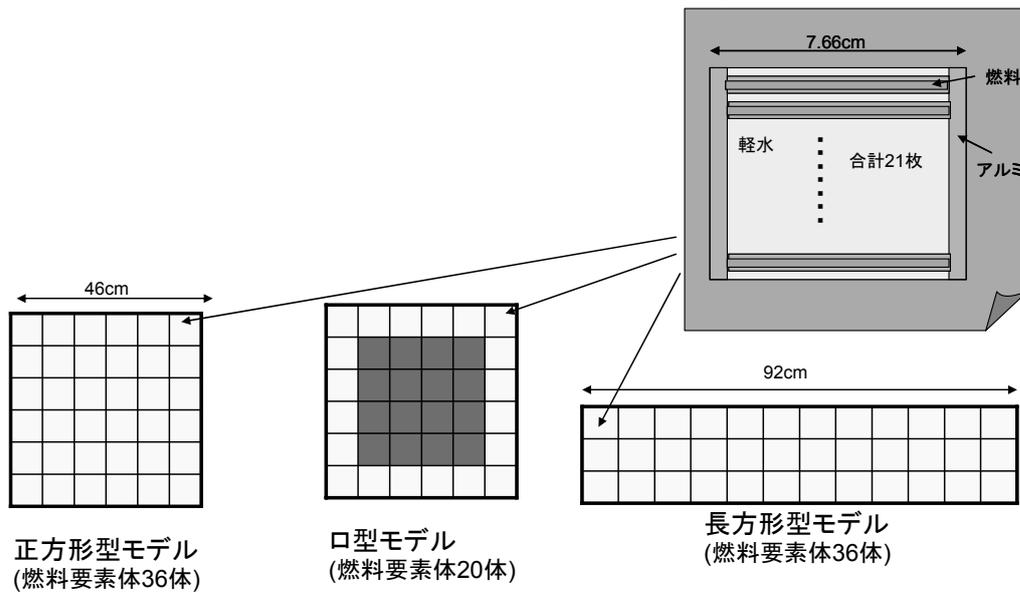
第 4.3.5 図 重水間隔を変更した場合の「熱中性子／高速中性子」の計算結果



第 4.3.6 図 炉心下部プレナム内の流速分布

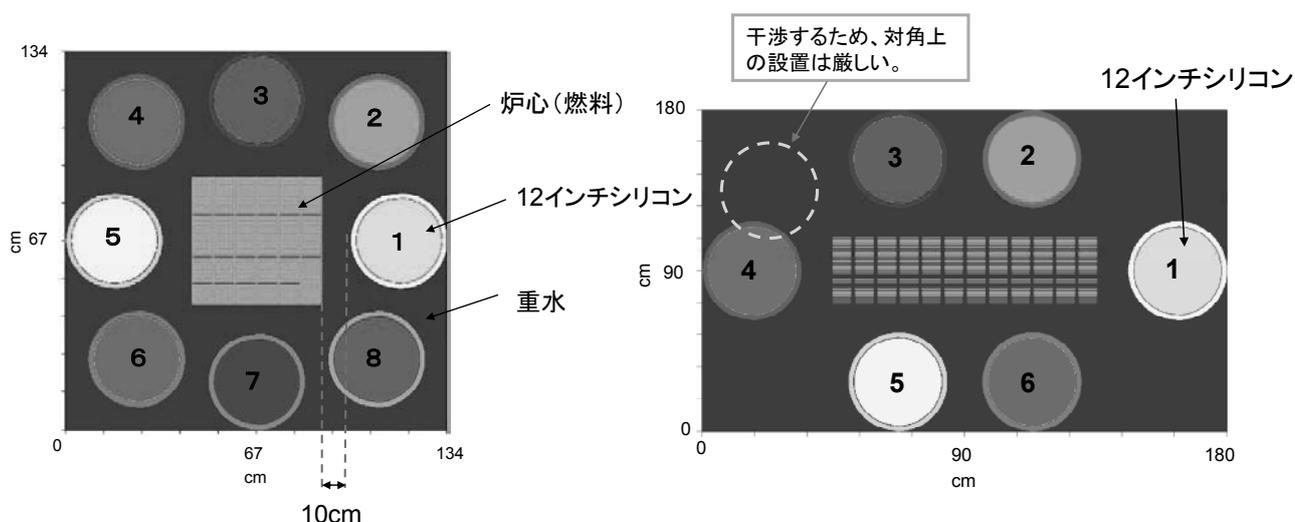
(2) シリコン照射専用炉の検討

今年度は JRR-3 と同等の 12 インチ径シリコン照射能力を有する照射設備を 6 基以上装備したシリコン照射専用炉のコンセプトの取りまとめを行った。具体的には、炉心のコンセプトを取りまとめ、照射量と維持費を求めコスト評価を行った。炉心のコンセプトとしては、炉心燃料としては板状燃料を用い、炉心形状は燃料要素体を 6×6 で配置した正方形型モデル、6×6 かつ中央部の 4×4 を取り外した口型モデル、3×12 の長方形型モデルの合計計 3 つのコンセプトモデルを考え、それぞれコスト評価を実施した。炉心及び燃料要素体イメージを第 4.3.7 図に示す。



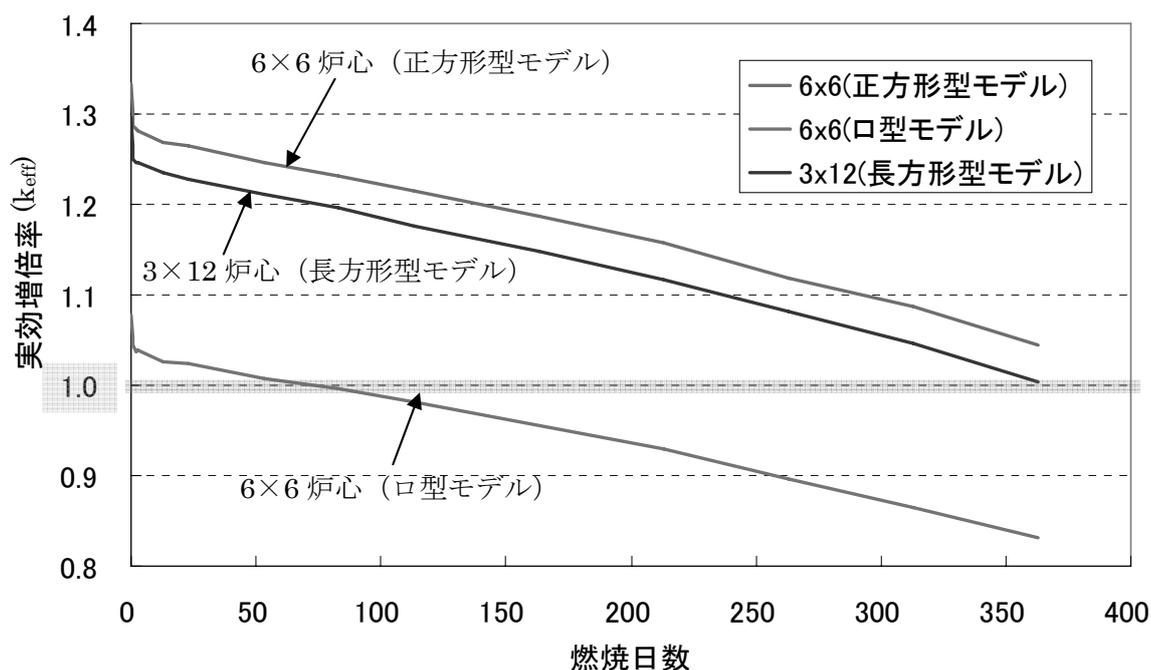
第 4.3.7 図 炉心及び燃料要素体イメージ

炉出力は正方形型モデル、長方形型モデルが 20MW であり、ロ型モデルが 11MW としている。ロ型モデルの出力が小さいのは、燃料集合体当たりの出力を同じにしているためである。正方形型モデル及び長方形型モデルに 12 インチシリコン照射筒を設置したイメージ図を第 4.3.8 図に示す。図において数字で示したのは 12 インチシリコン照射筒を示し、正方形型モデルでは 8 本の照射筒が設置可能であることが分かる。また、同様に長方形型モデルを検討した場合、6 本の 12 インチシリコン照射筒が設置可能であることが分かった。長方形型モデルの設置本数が少ないのは、炉心の対角上に設置が干渉の影響で出来ないためである。なお、照射筒の設置位置は、JRR-3 の解析を参考に炉心から 10cm 離れた位置に設置している。



第 4.3.8 図 12 インチシリコン照射筒設置イメージ

コスト評価の支出項目として、燃料費と維持費(管理費、電気代、人件費)が考えられる。なお、建設費及び燃料処分費用についてはここでは考慮していない。維持費については、JRR-3 を参考に年間 10 億円と算出した。また、燃料費については、炉心によって燃料寿命が異なるため、燃焼計算により算出を行った。各炉心の燃焼計算の結果を第 4.3.9 図に示す。この結果より、 k_{eff} が 1.0 になるのを燃料寿命と呼ぶことにすると、正方形型モデルでは 2.0 年、ロ型モデルでは 0.3 年、長方形型モデルでは 1.8 年の寿命となることが分かった。ここで、1 年を年間運転日数である 208 日と置いている。この燃焼計算の結果から、ロ型モデルでは炉心の維持に多くの燃料費が必要であることが分かる。



第 4.3.9 図 各炉心モデルの燃焼計算結果

一方、収入については、各照射筒におけるドーピング反応率を求め、それからシリコン生産量及び収入を算出した。各炉の平均ドーピング反応率は、正方形型モデルが $1.8 \times 10^9(\text{n/cm}^3\text{s})$ 、口型モデルが $2.0 \times 10^9(\text{n/cm}^3\text{s})$ 、長方形型モデルが $2.5 \times 10^9(\text{n/cm}^3\text{s})$ となった。長方形型モデルの反応率は JRR-3 と同等であるが、正方形型モデル及び口型モデルは若干 JRR-3 よりも小さくなった。しかし、両者は照射筒が 8 本あることから、それを考慮すると JRR-3 と同等であると考えられる。この反応率を基に年間シリコン生産量を求めると正方形型モデルが 126 トン、口型モデルが 145 トン、長方形型モデルが 134 トンとなった。なお、ここでのシリコンの目標抵抗率は $50\Omega\text{cm}$ とした。このシリコン生産量に対して 13 円/g の照射料金を収入とした。

第 4.3.2 表に上記の支出及び収入から年間収益を示す。ここから、長方形型モデルが最も収益が高いことが分かる。長方形型モデルは照射筒の数が他よりも 2 本少ないにもかかわらず、長い燃料寿命及び高い平均ドーピング反応率を持つことから、高い収益につながったと考えられる。長方形型モデルでは年間約 3 億円の収益が得られたが、この収益では、数百億と言われる原子炉の建設費を捻出することは不可能である。しかし、ここでの計算条件は $50\Omega\text{cm}$ であるが、実際にはより高抵抗率のシリコン需要が多いと考えられるため、仮に $170\Omega\text{cm}$ であれば、より多くの生産量を得ることが出来ると考えられる。前述の通り、長方形型モデルでは $50\Omega\text{cm}$ までドーピングするのに必要な照射時間は 11 時間であるが、 $170\Omega\text{cm}$ では 3 時間程度となることから、 $170\Omega\text{cm}$ で生産を行うと約 3.7 倍の生産量となることが分かる。このことから、得られる照射料金についても約 3.7 倍得られることが分かる。

今後は、上記のコスト評価をより詳細に実施するとともに、燃料として UO_2 ペレット燃料を用いた炉心についても詳細なコスト評価を実施し、シリコン照射専用炉の事業性のより詳細な評価を実施する予定である。

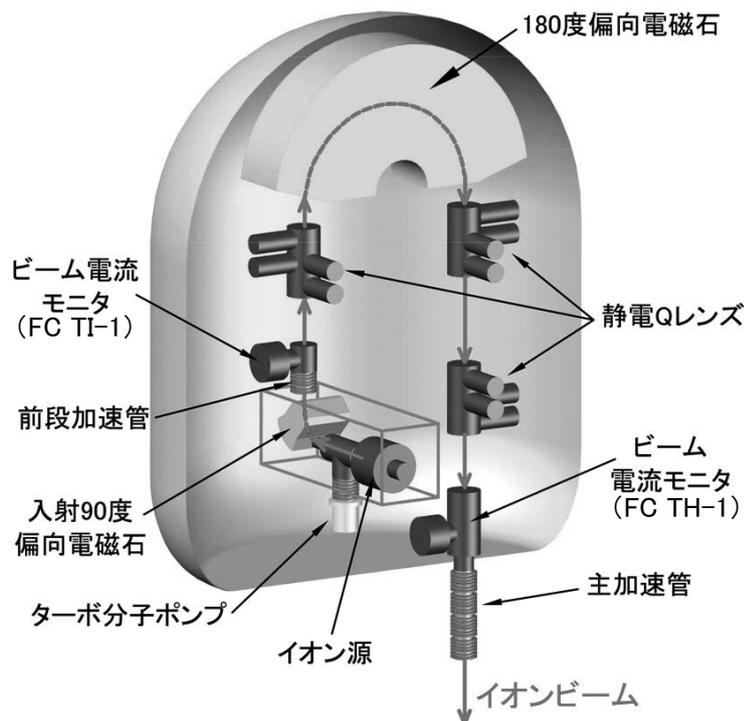
第 4.3.2 表 各炉心モデルの 12 インチシリコン生産量及び収益

	正方形型モデル	口型モデル	長方形型モデル
原子炉出力(MW)	20	11	20
12インチシリコン照射筒数(本)	8	8	6
原子炉運転可能年数(年分)	2.0	0.3	1.8
年間シリコン生産量(トン)	126	145	134
年間収益(億円)	2.7	-2.8	3.3

4.4 タンデム加速器系の開発

4.4.1 高電圧端子内 14.5GHz ECR イオン源からのビーム加速

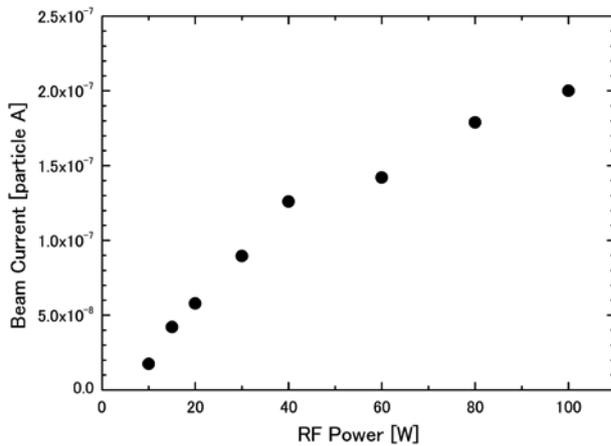
タンデム加速器から得られるイオンビームのエネルギー、強度を増強するため、14.5GHz の RF で動作する ECR イオン源を高電圧端子内に設置している。高電圧端子のターミナル ECR イオン源のビーム入射系の概要を第 4.4.1 図に示す。イオン源から最大 30kV の引き出し電圧で引き出されたイオンビームはアインツェルレンズで収束され入射 90 度偏向電磁石(曲率半径 0.2m、最大磁場 0.4T) で上方へ偏向され電荷、質量が大まかに分析される。アインツェルレンズの直後に水平方向の静電ステアラーがあり、ビーム軸の調整を行う。引き続き 80kV の前段加速を受けて 180 度偏向電磁石に入射され必要な質量、電荷のイオンが選別される。180 度偏向電磁石の質量分解能は $M/\Delta M \leq 140$ でイオンビームの分析に十分であり、また磁場強度については $ME/q^2=55$ であるので、質量電荷比の大きなイオンビームの分析も可能となる。180 度偏向電磁石の上、下流の直近に静電四重極レンズが 1 台ずつ配置されている。高電圧端子の高エネルギー側(下向きビーム方向)には、静電ステアラーと静電四重極レンズが主加速管の入射前に 1 台設置されており、タンデム加速器の主加速管への入射条件を最適化することが出来る。



第 4.4.1 図 高電圧端子内 14.5GHz ECR イオン源および入射装置のビームライン

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

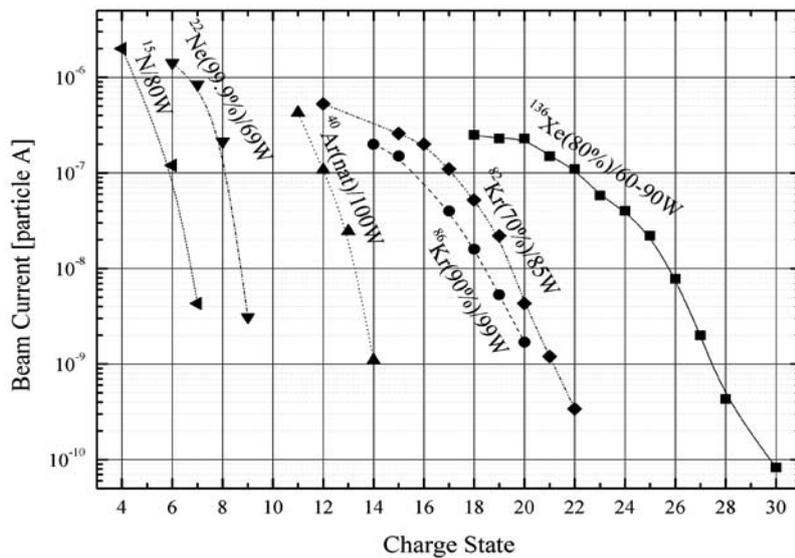
イオン源の設置当初は故障していたサーキュレータのために RF アンプの最大出力は 16W 以下に抑えられていたが、サーキュレータを交換することにより RF 出力を最大 200W までに増強できた。その結果、高多価のイオンビームを高強度で得られるようになった。第 4.4.2 図に RF 出力と $^{136}\text{Xe}^{19+}$ イオンのビーム電流の関係を示す。RF 出力の増強は高多価イオンの生成に重要であることがわかる。



第 4.4.2 図 RF 出力と $^{136}\text{Xe}^{19+}$ イオンの
のビーム収量の関係

ビーム電流は図 4.4.1 中のビーム電
流モニタ (FC TH-1) での値である。

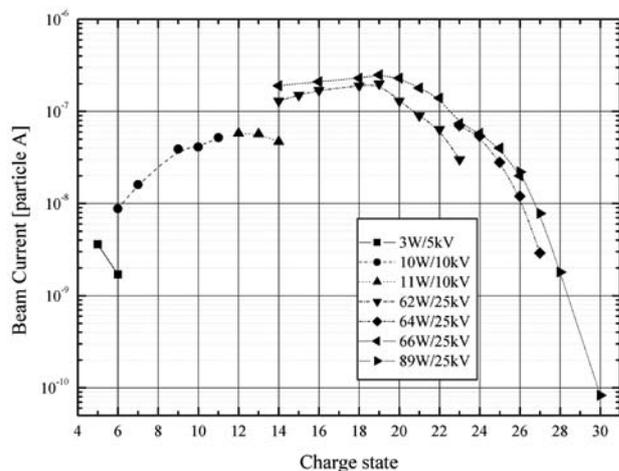
第 4.4.3 図にこれまでにタンデム加速器で加速した各種イオンの電荷とそのビーム強度を示す。ターミナル電圧は 15~16MV、引出電圧は 20~25kV である。100pnA (particle nano ampere) 以上の強度が、 Ne^{8+} 、 Ar^{12+} 、 Kr^{17+} 、 Xe^{22+} で得られ、RF アンプの性能回復により 10~100 倍のビーム強度となった。タンデム方式では、負イオンから正多価イオンへの荷電変換に炭素薄膜を用いるが、その薄膜で得られる多価イオンは、金イオンですらせいぜい 18+ であり、20+ を超えることは困難である。今回の $^{136}\text{Xe}^{30+}$ 、480MeV の加速は、シングルエンドの静電加速器としては、世界最高のエネルギーである。



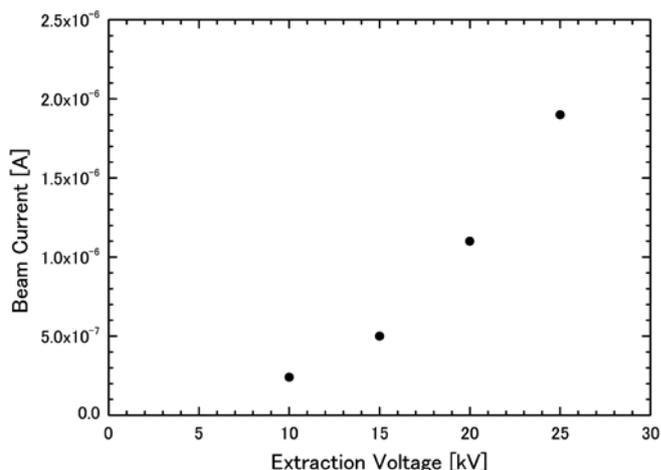
第 4.4.3 図 14.5GHz ECR イオン源から加速された希ガスおよび窒素イオンの電荷分布
ビーム電流はタンデム加速器出口のファラデーカップ (FC 04-1) での値である。
曲線上のそれぞれのテキストはイオン種、濃縮度、RF 出力を示す。

第 4.4.4 図は 5+ から 30+ までのキセノンビームを 16MV の加速電圧で加速したものであり、80~480MeV の広範なエネルギー領域のビームを安定に加速することができた。引き出し電圧は

14+以上が 25kV である。それ以下の電荷のイオンについては、入射 90° 偏向電磁石の磁場強度が不足するために引き出し電圧を 10kV または 5kV と下げて加速を行った。引き出し電圧とビーム収量の関係を第 4.4.5 図に示す。質量電荷比 (A/q) の大きなイオンでは引き出し電圧を下げざるを得ずビーム収量を犠牲にしていることがわかる。



第 4.4.4 図 16MV の端子電圧で加速された 5+ から 30+ のキセノンイオンのビーム強度



第 4.4.5 図 引き出し電圧を変化させたときに得られるイオンビーム電流の変化

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

4.4.2 ISOL イオン源の開発

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

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

低圧アーク放電型のイオン源である FEBIAD イオン源は希ガスや揮発性の高い元素のイオン化に有効である。これまで開発してきたウラン標的装着 FEBIAD-B2 タイプでは、イオン源・標的温度が 1600°C までしか上がらず、 In では放出時間 $\tau=7\text{s}$ となり、半減期 1 秒程度の同位体のイオン化が困難であった。イオン源・標的温度を 2200°C まで上げられる表面電離型イオン源では放出時間 $\tau=2\text{s}$ が得られているので、高温型 FEBIAD イオン源(FEBIAD-E タイプ)にウラン標的を装着するための開発を行った。イオン源の高温化対策として、イオン化室構造材を Ta からグラフィイトに、絶縁材を窒化ホウ素から酸化ベリリウムに変更した。また、標的の加熱方式を表面電離型イオン源と同じ熱輻射+電子衝撃の方式に変更した。これらの変更ならびにイオン源電源の接続方法の適正化により、標的温度 2000°C を達成した。

5. 研究炉及び加速器の安全管理

Safety Administration for Research Reactors and Tandem Accelerator

This is a blank page.

研究炉加速器管理部の安全管理は、各課で行う課安全衛生会議、各建家で行う建家安全衛生連絡協議会のほか、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。

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の設置及び変更並びに工事認可に関する事、保安規定、基準、手引等の制定及び変更に関する事、原子炉施設及び使用施設の運転に伴う問題に関する事、品質保証活動に関する施設の基本的な事項に関する事、保安活動又は品質保証活動に関する重要事項に関する事、原子炉施設の定期的な評価に関する事、照射キャプセルに関する事、一時管理区域の設定又は解除に伴う作業要領に関する事、その他部長が指示した事項に関する事等について、平成20年度において22回開催され、53項目について審査を行った。

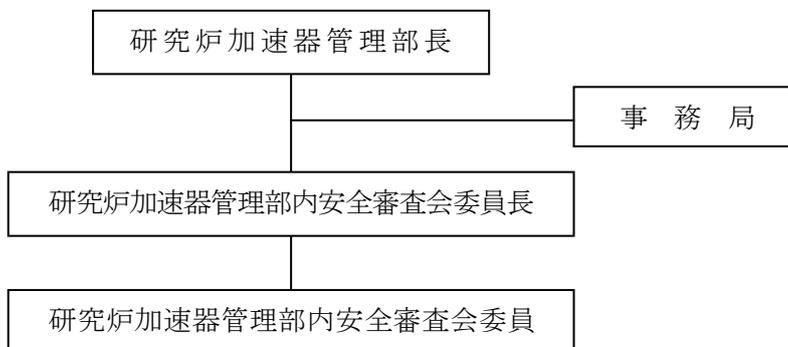
部安全衛生会議では、部長による部内安全衛生パトロールを四半期ごとに実施するとともに、各担当課長による所掌施設の安全衛生パトロールについて毎月実施した結果を部長に報告する等、部内の安全衛生管理に努めた。また、職員等に対し、保安教育訓練として消火訓練、通報訓練、総合訓練等を実施するとともに、管理区域内で実験・研究を行う利用者及び作業を実施する業者等に対し、管理区域の立入りに係る保安教育訓練を随時実施した。

5.1 研究炉加速器管理部の安全管理体制

研究炉加速器管理部の安全管理は、各課室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。

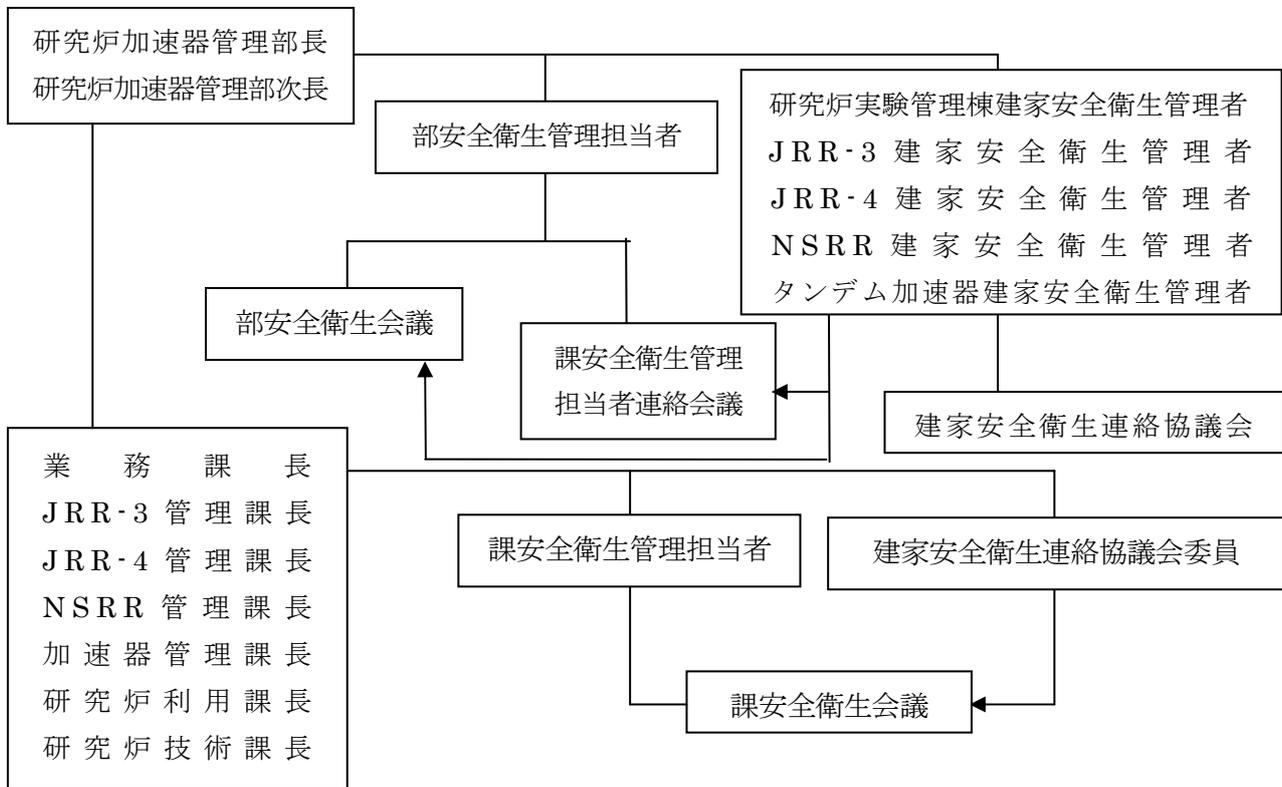
(1) 研究炉加速器管理部内安全審査会

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の設置及び変更並びに工事認可に関する事、保安規定、基準、手引等の制定及び変更に関する事、原子炉施設及び使用施設の運転に伴う問題に関する事、品質保証活動に関する施設の基本的な事項に関する事、保安活動又は品質保証活動に関する重要事項に関する事、原子炉施設の定期的な評価に関する事、照射キャプセルに関する事、一時管理区域の設定又は解除に伴う作業要領に関する事、その他部長が指示した事項に関する事等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) 研究炉加速器管理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。



5.2 安全点検状況

(1) 研究炉加速器管理部内安全審査会

平成20年度における研究炉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20年4月11日 (第1回)	<ol style="list-style-type: none"> 1. 保全計画に基づく保全活動の実施状況報告書について (NSRR) 2. 設計及び工事の方法の認可申請書 (XII-I型大気圧水カプセルの製作) について
平成20年4月21日 (第2回)	<ol style="list-style-type: none"> 1. 核燃料物質使用施設等保安規定の変更について (JRR-4) 2. 核燃料物質の使用の変更許可申請について (タンデム加速器建家) 3. 許可使用に係る変更許可申請について (タンデム加速器建家)
平成20年5月1日 (第3回)	<ol style="list-style-type: none"> 1. 隔離弁点検作業要領について (JRR-3)
平成20年6月16日 (第4回)	<ol style="list-style-type: none"> 1. 許可使用に係る変更許可申請について (タンデム) 2. 核燃料物質の使用の変更許可申請について (タンデム) 3. 2MV バンデグラーフ建家ターゲット室等の一時管理区域解除作業要領書の制定について 4. JRR-3 本体施設運転手引の一部改正について 5. 部内安全審査会運営要領の一部改正について
平成20年7月4日 (第5回)	<ol style="list-style-type: none"> 1. JRR-3 非標準照射キャプセルの設計・製作について (VTR-145 及び VTR-146 キャプセル)
平成20年7月14日 (第6回)	<ol style="list-style-type: none"> 1. 中性子ラジオグラフィ装置における水素ガス使用に係わる実験 2. JRR-3 非標準照射キャプセルの設計・製作について (DRM-04 キャプセル) 3. 文書及び記録の管理要領の一部改正について
平成20年7月24日 (第7回)	<ol style="list-style-type: none"> 1. JRR-3 試験研究用原子炉施設の高経年化対策に関する報告について
平成20年8月19日 (第8回)	<ol style="list-style-type: none"> 1. JRR-4 利用施設運転手引の一部改正について 2. NSRR 本体施設運転手引の一部改正について 3. NSRR 本体施設使用手引の一部改正について 4. JRR-4 使用施設本体施設等使用手引の一部改正について
平成20年9月5日 (第9回)	<ol style="list-style-type: none"> 1. JRR-4 取り替え用反射体要素の製作について

開催日	審査事項
平成20年9月26日 (第10回)	<ol style="list-style-type: none"> 1. 部内安全審査会運営要領の一部改正について 2. 業務の計画及び実施に関する要領の一部改正について
平成20年9月30日 (第11回)	<ol style="list-style-type: none"> 1. JRR-3 放射線モニタの連続監視の欠測について
平成20年10月23日 (第12回)	<ol style="list-style-type: none"> 1. JRR-4 における一時管理区域を指定して行う作業要領書について
平成20年11月6日 (第13回)	<ol style="list-style-type: none"> 1. JRR-3 本体施設運転手引の一部改正について 2. JRR-4 本体施設運転手引の一部改正について 3. NSRR 本体施設運転手引の一部改正について 4. JRR-3 利用施設運転手引の一部改正について
平成20年11月17日 (第14回)	<ol style="list-style-type: none"> 1. JRR-3 使用施設等本体施設使用手引の一部改正について 2. JRR-4 使用施設等本体施設等使用手引の一部改正について 3. NSRR 本体施設使用手引の一部改正について 4. JRR-3 非標準照射キャプセルの設計・製作について (RGM-89H、RGM-90H)
平成20年11月27日 (第15回)	<ol style="list-style-type: none"> 1. 原子炉施設保安規定の変更について (JRR-3)
平成20年12月11日 (第16回)	<ol style="list-style-type: none"> 1. JRR-3 利用施設運転手引の一部改正について 2. JRR-4 利用施設運転手引の一部改正について 3. タンデム加速器建家における許可使用に係る変更許可申請について
平成20年12月24日 (第17回)	<ol style="list-style-type: none"> 1. 閉鎖式循環環境における燃料電池発電時挙動解析に係る実験の安全性について
平成21年1月13日 (第18回)	<ol style="list-style-type: none"> 1. 原子炉施設保安規定 (第7編) の一部改正について 2. 業務の計画及び実施に関する要領の一部改正について 3. 無停電電源装置の一部更新について
平成21年1月26日 (第19回)	<ol style="list-style-type: none"> 1. 原子炉施設保安規定 (第6編) の変更について (JRR-4) 2. 原子炉施設保安規定 (第7編) の変更について (NSRR) 3. JRR-3 施設防護活動手引の一部改正について 4. 品質目標管理要領の一部改正について
平成21年2月13日 (第20回)	<ol style="list-style-type: none"> 1. JRR-3 原子炉施設における核燃料物質の使用の変更許可申請 (中性子ラジオグラフィ装置、単結晶中性子回析装置及び粉末中性子回析装置の使用施設からの削除)

開催日	審査事項
平成 21 年 3 月 5 日 (第 21 回)	1. JRR-3 非標準照射キャプセルの設計・製作について (VTR-158, 160 キャプセル) 2. 原子炉施設保安規定の変更について (JRR-3) 3. 無停電電源装置の一部更新に係る修理 (改造) 計画について 4. 文書及び記録の管理要領の一部改正について
平成 21 年 3 月 23 日 (第 22 回)	1. JRR-3 取替用燃料体の製作 (第 12 回申請) の設計及び工事の方法の変更について 2. 施設定期検査のレビュー結果の報告について 3. JRR-3 本体施設運転手引の一部改正について

(2) 安全衛生パトロール

平成 20 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

各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、JRR-3、JRR-4、NSRR、タンデム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。

5.3 訓練

(1) 研究炉加速器管理部が実施した保安教育訓練

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
平成 20 年 11 月 26 日	消火訓練	消火器を使用した消火訓練を実施した。	213 名
平成 20 年 11 月 28 日			95 名

(2) 業務課が実施した保安教育訓練

当部職員等に対し、次のとおり保安教育訓練を実施した。

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
平成 20 年 5 月 23 日	通報訓練	研究炉実験管理棟建家関係者を対象に、勤務時間外通報訓練系統図により通報訓練を実施した。	35 名
平成 21 年 1 月 15 日	再保安教育訓練	関係法令及び保安規定、品質保証、施設の構造、放射線管理、核燃料物質及び核燃料物質等により汚染された物の取扱い、非常時の場合に採るべき措置に関することについて教育訓練を実施した。 <テキスト> 放射線業務従事者再教育訓練用テキスト他	17 名
上記以外に研究炉加速器管理部及び各原子炉施設で実施した保安教育訓練にも参加した。			

(3) JRR-3 管理課が実施した保安教育訓練

管理区域内で作業を実施する業者等に対し、管理区域の立入りに係る保安教育訓練を随時実施するとともに、当部職員等に対し、次のとおり保安教育訓練を実施した。

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
平成 20 年 4 月 24 日	通報訓練	課員及び JRR-3 建家関係者を対象に通報訓練を実施した。	51 名
平成 20 年 4 月 10 日 平成 20 年 4 月 21 日 平成 20 年 6 月 2 日～ 6 月 10 日 平成 20 年 10 月 1 日～ 10 月 14 日	配属時保安教育訓練	新人・異動職員等を対象に、教育訓練を実施した。 ＜テキスト＞ 平成 20 年度異動職員等研修資料（テキスト集）	1 名 7 名 1 名 1 名
平成 20 年 10 月 24 日	部異状事態訓練	課員を対象に異状事態訓練を実施した。	45 名
平成 20 年 4 月 24 日 平成 21 年 2 月 6 日	再保安教育訓練	課員及び JRR-3 建家関係者を対象に放射線業務従事者に対する保安教育訓練（再教育訓練）を実施した。 ＜テキスト＞ 放射線安全取扱手引他	18 名 2 名
平成 20 年 11 月 11 日	平成 20 年度 原子力安全に係る品質方針 ・安全衛生管理 基本方針・環境 基本方針	平成 20 年度 原子力安全に係る品質方針について教育訓練を実施した。 ＜テキスト＞ 平成 20 年度 原子力安全に係る品質方針他	41 名
平成 20 年 11 月 17 日	JRR-3 放射線モニタの連続監視の欠測について	JRR-3 放射線モニタの連続監視の欠測について、教育訓練を実施した。 ＜テキスト＞ 運転手引他	13 名

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
平成 20 年 8 月 26 日	JRR-3 取替用燃料体 (第 L19 次及び第 L 20 次) の製作に係る教育訓練	JRR-3 取替用燃料体 (第 L18 次) の製作に係る工場立会検査に携わる者に対し、教育訓練を行った。 <テキスト> 原子力規制関係法令集他	2 名
平成 20 年 7 月 7 日 平成 20 年 10 月 20 日 平成 20 年 11 月 4 日 平成 20 年 11 月 6 日	放射線障害予防規程及び RI 取扱いについて	放射線障害予防規程及び RI 取扱いについて教育訓練を実施した。 <テキスト> 放射線障害予防規程及び RI 取扱について	40 名 37 名 3 名 1 名
平成 20 年 4 月 21 日 平成 20 年 4 月 22 日 平成 21 年 3 月 23 日 平成 21 年 3 月 18 日 平成 21 年 3 月 24 日	規定、手引等改正に伴う教育訓練・勉強会等	原子炉施設、使用施設等保安規定の改正に伴う教育訓練を実施した。 <テキスト> 原子炉施設保安規定 核燃料物質使用施設等保安規定	38 名 1 名 3 名 34 名 2 名
平成 20 年 8 月 11 日 平成 20 年 8 月 12 日		事故対策規則の改正に伴う教育訓練を実施した。 <テキスト> 事故対策規則	39 名 1 名
平成 20 年 4 月 21 日 平成 20 年 4 月 22 日 平成 20 年 9 月 29 日 平成 21 年 2 月 10 日 平成 21 年 2 月 16 日		放射線安全取扱手引の一部改正に伴い、教育訓練を実施した。 <テキスト> 放射線安全取扱手引	38 名 1 名 2 名 39 名 1 名
平成 20 年 11 月 26 日		JRR-3 本体施設運転手引等の改正に伴い、教育訓練を実施した。 <テキスト> JRR-3 本体施設運転手引他	41 名
上記以外に研究炉加速器管理部及び各原子炉施設で実施した保安教育訓練にも参加した。			

(4) JRR-4 管理課が実施した保安教育訓練

管理区域内で作業を実施する業者等に対し、管理区域の立入りに係る保安教育訓練を随時実施するとともに、職員等に次のとおり保安教育訓練を実施した。

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
平成 20 年 4 月 30 日	通報訓練	課員及び JRR-4 建家関係者を対象に通報訓練を実施した。	34 名
平成 20 年 4 月 10 日～ 4 月 17 日 平成 20 年 11 月 26 日～ 11 月 27 日	配属時保安教育訓練	新人・異動職員等を対象に、教育訓練を実施した。 ＜テキスト＞ 新人・異動職員等研修資料	3 名 6 名
平成 20 年 4 月 10 日	反射体点検作業に係る教育訓練	反射体点検作業開始に伴い、ホットラボ施設についての保安教育訓練を実施した。 ＜テキスト＞ エドロキヤスク搬入搬出作業	9 名
平成 20 年 4 月 30 日 平成 20 年 7 月 22 日	通報連絡基準について	通報連絡基準の改正に伴い教育訓練を行った。 ＜テキスト＞ 通報連絡基準	18 名 16 名
平成 20 年 5 月 28 日 平成 20 年 10 月 6 日	放射線障害予防規程及び RI 取扱いについて	放射線障害予防規程及び RI 取扱いについて教育訓練を実施した。 ＜テキスト＞ 放射線障害予防規程及び RI 取扱いについて	17 名 16 名
平成 21 年 1 月 6 日	安全衛生研修 (課安全衛生管理担当者)	課安全衛生管理担当者に対する安全衛生研修を実施した。 ＜テキスト＞ 安全衛生管理規則に基づく手続きについて他	1 名
平成 20 年 6 月 4 日 平成 20 年 10 月 6 日	リスクアセスメント	リスクアセスメントについて、教育訓練を実施した。 ＜テキスト＞ リスクアセスメント研修会サブテキスト	16 名 15 名

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
平成 20 年 4 月 14 日 平成 20 年 4 月 24 日～ 6 月 3 日	規定、手引等改正に伴う教育訓練・勉強会等	品質保証計画の改正に伴う教育訓練を実施した。 ＜テキスト＞ 品質保証基本計画	16 名 12 名
平成 20 年 4 月 30 日 平成 20 年 10 月 6 日 平成 21 年 1 月 22 日 平成 21 年 3 月 31 日		原子炉施設保安規定等の改正に伴う教育訓練を実施した。 ＜テキスト＞ 原子炉施設保安規定等	18 名 15 名 17 名 17 名
平成 20 年 10 月 31 日		安全衛生管理規則の改正に伴う教育訓練を実施した。 ＜テキスト＞ 安全衛生管理規則	16 名
平成 20 年 7 月 8 日		事故対策規則の改正に伴う教育訓練を実施した。 ＜テキスト＞ 事故対策規則	16 名
平成 20 年 4 月 30 日 平成 20 年 7 月 11 日 平成 20 年 12 月 26 日		放射線安全取扱手引の一部改正に伴い、教育訓練を実施した。 ＜テキスト＞ 放射線安全取扱手引	18 名 16 名 16 名
平成 20 年 4 月 14 日		一般高圧ガス製造施設危害予防規程の一部改正に伴い、教育訓練を実施した。 ＜テキスト＞ 一般高圧ガス製造施設危害予防規程	16 名
平成 20 年 7 月 15 日		防火管理要領の改正に伴い、教育訓練を実施した。 ＜テキスト＞ 防火管理要領	16 名

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
平成 20 年 7 月 11 日	規定、手引等改正に伴う教育訓練・勉強会等	部の品質保証関係要領の改正に伴い、教育訓練を実施した。	16 名
平成 20 年 7 月 15 日			16 名
平成 20 年 10 月 20 日			16 名
平成 20 年 10 月 6 日		<テキスト> 部内安全審査会運営要領他	15 名
平成 20 年 11 月 19 日		JRR-4 運転手引他の改正に伴い教育訓練を実施した。	16 名
平成 20 年 12 月 15 日		<テキスト> JRR-4 運転手引他	16 名
上記以外に研究炉加速器管理部及び各原子炉施設で実施した保安教育訓練にも参加した。			

(5) NSRR 管理課が実施した保安教育訓練

管理区域内で作業を実施する業者等に対し、管理区域の立入りに係る保安教育訓練を随時実施するとともに、当部職員等に対し、次のとおり保安教育訓練を実施した。

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
平成 20 年 4 月 25 日 平成 20 年 6 月 12 日	通報訓練	課員及び NSRR 建家関係者を対象に通 報訓練を実施した。	36 名 4 名
平成 20 年 4 月 7 日～ 4 月 15 日 平成 20 年 6 月 2 日～ 6 月 5 日 平成 20 年 7 月 2 日～ 7 月 8 日 平成 20 年 10 月 6 日～ 10 月 9 日	配属時保安教育 訓練	新人・異動職員を対象に、教育訓練を実 施した。 ＜テキスト＞ 原子炉等規制法他	6 名 1 名 4 名 1 名
平成 20 年 11 月 14 日 平成 20 年 11 月 18 日 平成 20 年 11 月 25 日 平成 20 年 11 月 28 日 平成 20 年 12 月 16 日 平成 20 年 12 月 19 日 平成 20 年 12 月 24 日～ 12 月 26 日 平成 21 年 1 月 7 日 平成 21 年 1 月 13 日	再保安教育訓練	課員及び NSRR 建家関係者を対象に放 射線業務従事者に対する保安教育訓練 （再教育訓練）を実施した。 ＜テキスト＞ 放射線安全取扱手引他	26 名 4 名 26 名 4 名 1 名 22 名 25 名 24 名 3 名
平成 20 年 5 月 29 日 平成 20 年 7 月 2 日	放射線障害予防 規程及び RI 取扱 いについて	放射線障害予防規程及び RI 取扱いにつ いて教育訓練を実施した。 ＜テキスト＞ 放射線障害予防規程及び RI 取扱につい て	16 名 21 名
平成 20 年 5 月 23 日 平成 20 年 6 月 20 日	通報連絡基準に ついて	通報連絡基準の改正に伴い教育訓練を 行った。 ＜テキスト＞ 通報連絡基準他	18 名 18 名

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
平成 20 年 8 月 21 日	安全確認点検調査抽出事例の再発防止について	安全確認点検調査抽出事例の再発防止について教育訓練を実施した。 <テキスト> 一周年記念 安全確認点検調査抽出事例の再発防止を図る保安教育講習会資料	8 名
平成 20 年 11 月 14 日	関係法令及び保安規定について	関係法令及び保安規定について、教育訓練を実施した。 <テキスト> 関係法令及び保安規定について他	20 名
平成 21 年 3 月 13 日	施設定期自主検査について	施設定期自主検査について教育訓練を実施した。 <テキスト> 施設定期自主検査要領書他	12 名
平成 20 年 5 月 29 日 平成 20 年 6 月 2 日	「もんじゅ」1 次メンテナンス冷却系ナトリウム漏えい警報発報時の通報漏れの原因と対策について	「もんじゅ」1 次メンテナンス冷却系ナトリウム漏えい警報発報時の通報漏れの原因と対策について、教育訓練を実施した。 <テキスト> 水平展開指示書 (No.20-1)	16 名 1 名
平成 20 年 7 月 29 日 平成 21 年 1 月 26 日 平成 21 年 1 月 29 日 平成 21 年 3 月 27 日 平成 21 年 3 月 30 日	規定、手引等改正に伴う教育訓練・勉強会等	原子炉施設保安規定等の改正に伴う教育訓練を実施した。 <テキスト> 原子炉施設保安規定他	22 名 22 名 14 名 22 名 22 名
平成 20 年 4 月 22 日 平成 20 年 5 月 1 日		品質保証計画の制定に伴い教育訓練を実施した。 <テキスト> 品質保証基本計画他	15 名 3 名

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
平成 20 年 7 月 28 日	規定、手引等改正に伴う教育訓練・勉強会等	放射線安全取扱手引の改正に伴い、教育訓練を実施した。 ＜テキスト＞ 放射線安全取扱手引	22 名
平成 20 年 10 月 14 日		安全衛生管理規則の改正に伴い、教育訓練を実施した。 ＜テキスト＞ 安全衛生管理規則	22 名
平成 20 年 8 月 6 日		防火管理要領の改正に伴い、教育訓練を実施した。 ＜テキスト＞ 防火管理要領	22 名
平成 20 年 10 月 1 日 平成 21 年 2 月 12 日		部の品質保証関係要領の改正に伴い、教育訓練を実施した。 ＜テキスト＞ 部内安全審査会運営要領他	21 名 22 名
平成 20 年 8 月 28 日～ 8 月 29 日		NSRR 本体施設運転手引等の改正に伴い、教育訓練を実施した。	22 名
平成 20 年 11 月 17 日 平成 20 年 11 月 28 日		＜テキスト＞ NSRR 本体施設運転手引他	2 名 20 名
上記以外に研究炉加速器管理部及び各原子炉施設で実施した保安教育訓練にも参加した。			

(6) 加速器管理課が実施した保安教育訓練

管理区域内で作業を実施する業者等に対し、管理区域の立入りに係る保安教育訓練を随時実施するとともに、当部職員等に対し、次のとおり保安教育訓練を実施した。

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
平成 20 年 5 月 22 日 平成 20 年 11 月 26 日	通報訓練	課員及びタンデム加速器棟関係者を対象に通報訓練を実施した。	41 名 43 名
平成 21 年 3 月 13 日 平成 21 年 3 月 19 日	核燃料物質使用施設の保安教育訓練	核燃料物質使用施設について、教育訓練を実施した。 <テキスト> 講師作成資料	13 名 8 名
平成 20 年 10 月 1 日～ 10 月 2 日	配属時保安教育訓練	新人・異動職員を対象に、教育訓練を実施した。 <テキスト> 放射線防護について他	1 名
平成 21 年 2 月 23 日～ 2 月 24 日	再保安教育訓練	課員及びタンデム加速器建家関係者を対象に放射線業務従事者に対する保安教育訓練（再教育訓練）を実施した。 <テキスト> 再教育訓練テキスト	1 名
平成 20 年 4 月 9 日	安全確認点検調査抽出事例の再発防止について	安全確認点検調査抽出事例の再発防止について教育訓練を実施した。 <テキスト> 非管理区域の汚染に係る最終報告に対する実施状況及び計画	19 名
平成 20 年 4 月 22 日	タンデム酸欠事故訓練	酸欠事故時の処置について、教育訓練を実施した。 <テキスト> タンデム酸欠事故訓練（実験者用）	23 名
上記以外に研究炉加速器管理部及び各原子炉施設で実施した保安教育訓練にも参加した。			

(7) 研究炉利用課が実施した保安教育訓練

管理区域内で作業を実施する業者等に対し、管理区域の立入りに係る保安教育訓練を随時実施するとともに、当部職員等に対し、次のとおり保安教育訓練を実施した。

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
平成 20 年 4 月 24 日	通報訓練	課員及び JRR-1 建家関係者を対象に通報訓練を実施した。	32 名
平成 20 年 4 月 8 日～ 4 月 11 日	配属時保安教育訓練	新人・異動職員を対象に、教育訓練を実施した。 <テキスト> 保安規定、放射線安全取扱手引他	2 名
平成 20 年 4 月 25 日 平成 20 年 7 月 28 日 平成 20 年 8 月 25 日 平成 20 年 9 月 8 日 平成 20 年 9 月 17 日 平成 20 年 9 月 26 日 平成 20 年 9 月 29 日 平成 20 年 10 月 23 日	関係法令及び保安規定について	関係法令及び保安規定について、教育訓練を実施した。 <テキスト> 原子炉施設保安規定他	31 名 27 名 25 名 4 名 4 名 27 名 1 名 4 名
平成 20 年 7 月 30 日 平成 20 年 8 月 11 日 平成 20 年 8 月 14 日 平成 21 年 1 月 28 日 平成 21 年 2 月 2 日 平成 21 年 2 月 10 日 平成 21 年 2 月 13 日	核燃料物質によって汚染された物の取扱いについて	核燃料物質によって汚染された物の取扱いについて、教育訓練を実施した。 <テキスト> RI 安全取扱いの基礎他	2 名 2 名 2 名 26 名 3 名 2 名 2 名
平成 20 年 6 月 30 日 平成 20 年 7 月 2 日 平成 20 年 10 月 28 日 平成 20 年 10 月 29 日 平成 20 年 11 月 26 日	非常の場合に採るべき措置に関すること	非常の場合に採るべき措置に関することについて、教育訓練を実施した。 <テキスト> 非常時の措置他	31 名 2 名 26 名 1 名 4 名

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
平成 20 年 5 月 27 日	放射線管理に関する こと	放射線管理に関することについて、教育 訓練を実施した。 <テキスト> 放射線安全取扱手引	32 名
平成 20 年 5 月 28 日			1 名
平成 20 年 12 月 25 日			27 名
平成 21 年 1 月 6 日			2 名
平成 21 年 1 月 7 日			4 名
上記以外に研究炉加速器管理部及び各原子炉施設で実施した保安教育訓練にも参加した。			

(8) 研究炉技術課が実施した保安教育訓練

管理区域内で作業を実施する業者等に対し、管理区域の立入りに係る保安教育訓練を随時実施するとともに、当部職員等に対し、次のとおり保安教育訓練を実施した。

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
平成 20 年 4 月 16 日	通報訓練	課員及び DSF 建家関係者を対象に通報訓練を実施した。	31 名
平成 20 年 4 月 16 日		課員及び RI 製造棟関係者を対象に通報訓練を実施した。	35 名
平成 20 年 4 月 2 日 平成 20 年 4 月 4 日～ 4 月 11 日 平成 20 年 4 月 21 日～ 4 月 30 日 平成 21 年 1 月 6 日	配属時保安教育訓練	異動職員を対象に、教育訓練を実施した。	1 名
		<テキスト>	1 名
		配属時保安教育訓練テキスト他	1 名
			1 名
平成 20 年 5 月 28 日 平成 20 年 6 月 10 日 平成 20 年 9 月 29 日 平成 20 年 10 月 2 日 平成 20 年 10 月 17 日	再保安教育訓練	課員の放射線業務従事者に対する再教育訓練を実施した。	28 名
		<テキスト>	1 名
		放射線業務従事者訓練テキスト他	11 名
			1 名
			5 名
平成 20 年 4 月 25 日 平成 20 年 5 月 28 日 平成 20 年 6 月 25 日 平成 20 年 6 月 26 日 平成 20 年 7 月 3 日 平成 20 年 7 月 30 日 平成 20 年 8 月 1 日 平成 20 年 10 月 6 日	安全確認点検調査抽出事例の再発防止について	安全確認点検調査抽出事例の再発防止について教育訓練を実施した。	21 名
		<テキスト>	21 名
		非管理区域の汚染に係る最終報告に対する実施状況及び計画	19 名
			1 名
			1 名
			20 名
			1 名
			1 名
平成 21 年 2 月 13 日	総合訓練	課員を対象に総合訓練を実施した。	36 名
平成 20 年 12 月 25 日	規定、手引等改正に伴う教育訓練・勉強会等	放射線安全取扱手引の改正に伴う教育訓練を実施した。 <テキスト> 放射線安全取扱手引	13 名

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
平成 20 年 4 月 25 日	規定、手引等改正に伴う教育訓練・勉強会等	品質保証計画の改正に伴い教育訓練を実施した。 ＜テキスト＞ 品質保証基本計画他	21 名
平成 20 年 10 月 30 日 平成 20 年 11 月 4 日		放射線障害予防規程の改正に伴い、教育訓練を実施した。 ＜テキスト＞ 放射線障害予防規程	10 名 2 名
平成 21 年 3 月 27 日 平成 21 年 3 月 31 日		少量核燃料使用施設保安規則の改正に伴い、教育訓練を実施した。 ＜テキスト＞ 少量核燃料使用施設保安規則	10 名 3 名
平成 20 年 7 月 30 日 平成 20 年 7 月 31 日 平成 20 年 8 月 1 日 平成 20 年 11 月 4 日 平成 21 年 2 月 26 日 平成 21 年 3 月 2 日		部の品質保証関係要領の改正に伴い、教育訓練を実施した。 ＜テキスト＞ 部内安全審査会運営要領他	9 名 1 名 1 名 1 名 9 名 2 名
上記以外に研究炉加速器管理部及び各原子炉施設で実施した保安教育訓練にも参加した。			

This is a blank page.

6. 国際協力

International Cooperation

This is a blank page.

6.1 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

JRR-3 管理課では、文部科学省（MEXT）の平成 20 年度原子力研究交流制度に基づき、平成 20 年 7 月 24 日から平成 20 年 10 月 3 日までの約 3 ヶ月間、「研究炉の運転管理」という研究テーマでマレーシア（マレーシア原子力庁）から研究員 1 名を受け入れた。期間中は、JRR-3 原子炉施設に関して、炉心構造物、制御系統施設、冷却系統施設等について、その機能・構造等を学習した。研修期間中、JRR-3 の原子炉起動・停止の機会があり、それらの操作についても、学習を行った。また、燃料管理、水質管理、利用施設等について、概要を学習した。研修者が自国で運転管理を実施している研究炉は改造する計画があり、参考となる設備・機器が JRR-3 には多数あったことで、今後の改造に役立つ幅広い知識・情報を得ることができ、有意義な研修であった。研修者が、本研究交流制度によって習得した技術と知見を活用し、自国での研究炉の発展にさらなる貢献をすることを期待する。

JRR-4 管理課では、文部科学省（MEXT）の平成 20 年度原子力研究交流制度に基づき、平成 20 年 7 月 24 日から平成 20 年 10 月 3 日までの約 3 ヶ月間、「実験照射施設の安全評価」という研究テーマでマレーシア原子力庁から研究員 1 名を受け入れた。今回の研究目的は、近年中に計画されているマレーシア原子力庁の研究用原子炉(PUSPATI)の出力変更に伴う改造にあたり、照射設備及び実験設備の放射線しゃへい評価を見直すための連続エネルギー輸送計算コード (MCNP) の技術習得であった。受入研究員は、まず東海研究開発センターの JRR-3、JRR-4、NSRR、タンデム加速器、J-PARC、大洗研究開発センターの HTTR、JMTR の本体設備及び照射・実験設備を見学することで、施設全体の運転管理や、そこで行われる照射・実験について理解を深めた。次に、MCNP について、遮へい計算を行うための炉心及び設備モデルの作成から計算方法までの一連の作業について指導を受け、評価した結果を Final Research Report として取りまとめ報告した。本研究交流制度によって習得した技術と知見を活用し、近年中に計画されている研究用原子炉(PUSPATI)の改造に貢献することを期待する。

(2) 国際機関研修制度

NSRR 管理課では、平成 20 年度国際機関研修（(独)国際協力機構：JICA）からの依頼に基づき平成 20 年 9 月 5 日から 18 日までの約 2 週間、ベトナムのダラット原子力研究所の研究員 1 名を NSRR 管理課において受け入れた。研修テーマは「研究炉の水ガス管理及び廃棄物の処理」で、目的は研究炉の水ガス管理及び放射性廃棄物の処理について理解を深めることである。本研修では、研究炉の構造、運転及び管理等の講義及び NSRR で実施している燃料破損実験の見学を行った。その他、水ガスの管理については JRR-3 管理課で研修を行った。また、放射性廃棄物の処理については、バックエンド技術部に依頼して処理施設の見学を含む研修を行った。

6.2 外国人招へい制度

研究炉加速器管理部では、外国人研究者招へい制度に基づき、金曜セミナーにおける講演「米国における原子力の現状と展望」のために米国原子力学会より Dr.Donald C. HINTZ を招へいした。

This is a blank page.

7. むすび

Conclusions

This is a blank page.

平成 20 年度の主な業務及び成果をまとめると以下のとおりである。

JRR-3 では、7 サイクルで 185 日間の運転を予定していたが、12 月 1 日に発生した安全系中性子束高 B 系ゲインダイヤル不具合による自動停止のため、R3-20-05 サイクルの運転が 1 日削減され、184 日間の運転を行った。計画外停止はこの 1 件だけであった。主な保守整備として、機側分電盤配線用遮断器及び漏えい遮断機の更新、中性子吸収体の製作等を行った。冷却材等の水・ガス管理及び重水計量管理、使用済燃料の貯蔵に係る管理を適切に実施した。燃料製作では、JRR-3 第 L18 次燃料の使用前検査を受検し、全数合格した。JRR-3 第 L19、L20 次燃料は製作を進めており、平成 21 年度に一括して JRR-3 に納入される。

JRR-4 は、平成 19 年 12 月 28 日に、1 体の反射体要素の吊り手溶接部に割れを発見し、原因調査の結果、取り替え用反射体要素の製作及び交換が必要となった。このため、平成 20 年度は運転を取り止め、反射体要素割れの原因となった黒鉛反射材の照射成長調査及びその結果を反映した反射体要素の設計を行い、平成 20 年 2 月 3 日に設公認の認可を得て製作に着手した。主な保守整備として、1 次冷却系主循環ポンプの分解点検、粗調整棒・微調整棒垂直変換部の分解点検及び安全スイッチの交換、廃液貯槽ライニング交換を行った。冷却材等の水・ガス管理では、重水の異動はなく、運転が無かったため、3,500kW 定常運転時の水質分析は行わなかった。

NSRR は、高燃焼度のプルトニウム-ウラン混合酸化物燃料(MOX 燃料)を対象としたパルス照射実験を 4 回と、未照射燃料実験を 9 回実施し、燃料の安全性研究に貢献した。平成 20 年度に原子炉の計画外停止は発生しなかった。主な保守整備として、原子炉プールライニングの肉厚調査、純水移送ポンプ I 及び II の分解点検、プール水精製系及び補給水系脱塩塔イオン交換樹脂の交換、原子炉棟内操作盤の表示灯の更新を行った。

タンデム加速器は、平成 20 年 7 月 14 日から 11 月 12 日の 103 日及び平成 21 年 1 月 16 日から 5 月 6 日の 101 日で合計 204 日の実験利用運転を行った。主な保守整備として、絶縁劣化が生じている高エネルギー側加速管の交換、ターミナルイオン源廻りの磁場測定や磁気シールド板の設置等を行った。

主な技術的事項として、JRR-3 では、安全系 B 系安全計線形増幅器のゲインダイヤルの不良調査を行ない、対策を定めた。JRR-4 では反射体要素割れの原因調査を実施した。NSRR では前年度まで開発した検査装置を用いて原子炉プールライニングの調査を実施した。タンデム加速器では、高電圧端子内にある電源の老朽化に対する対処と電力効率の改善を目標として、新しい電源の基本設計を行った。また、タンデム加速器制御システムコンピュータの更新、高圧純水洗浄による超伝導ブースターの性能回復を行った。

研究炉及び加速器の利用では、JRR-3 にて、照射件数 562 件、キャプセル総数 4,805 個、実験利用では延べ利用日数 6,600 件・日の利用実績があった。JRR-4 は、運転を行わなかったため、平成 20 年度の利用はなかった。NSRR では、13 回の実験利用と、延べ日数 74 日のセミホットセル・ケーブル及びカプセル解体フード等の利用があった。

研究炉及び加速器の利用技術の高度化では以下の成果があった。

JRR-3 高度化の技術開発では、冷中性子ビーム強度 10 倍化を目標として、昨年度製作した耐放射線性に有望な材料としてガラス状カーボン基板及びソーダガラスのフロートガラス基板に Ni 単層膜を成膜した試料の中性子反射率を測定した。シリコン照射技術の高度化では、**JRR-3** における 12 インチシリコン照射設備及び概念設計として、12 インチシリコン照射筒を重水タンクに 2 本設置した場合の照射筒の配置決定、炉心核特性解析、伝熱流動特性解析及び熱水力特性解析及び重水タンク改造方法を行った。また、12 インチ径シリコン照射設備を 6 基以上装備したシリコン照射専用炉のコンセプトを取りまとめた。12 インチシリコン照射装置の設計手法の妥当性を確認するために **JRR-4** に設置する実験装置の詳細設計を完了し、実験装置及び熱中性子フィルターを製作した。**JRR-4** を用いる BNCT に関する照射技術の開発では、リアルタイム測定を可能とする PND を用いたモニターの検討及び再発乳癌に対する BNCT の適応を検討するための JCDS による線量評価シミュレーションを実施した。タンデム加速器の高度化では、高電圧端子内 14.5GHz ECR イオン源からのビーム加速、BN 焼結体標的の開発や標的加熱方式の変更による ISOL イオン源の開発を達成した。

研究炉及びタンデム加速器の安全管理では、部内安全審査会を 22 回開催し、四半期毎の部長による安全衛生パトロール、部安全衛生会議等を行い、保安教育訓練として消火訓練、通報訓練、総合訓練を行う等、安全衛生管理の徹底に努めた。

国際協力としては、文部科学省原子力研究交流制度に基づくマレーシアからの 2 名の研究員の受入、及び IAEA の要請で国際協力機構(JICA)が受け入れたベトナムからの研修生 1 名の受入を実施した。さらに、研究炉基盤技術プロジェクトである「研究炉の RIA (反応度事故) 安全解析及び LOFA (流量喪失事故) 安全解析技術の共有化を成功裡に終了させ、FNCA 参加国の安全解析技術の向上に貢献した。今後 2 年間の実施計画を合意した。

今後とも、研究炉及びタンデム加速器の安定かつ安全運転の継続に努めるとともに、性能向上及び利用の高度化を進め、科学技術の総合的発展に貢献する最先端の独創的・先導的な研究開発が可能となる国際的な最高水準の大型研究施設として原子力機構内外の利用拡大に努める。

あ と が き

本報告書は、研究炉加速器管理部各課、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20年度の活動について分担執筆し、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。

平成21年11月 編集委員長

編集委員会メンバー

委員長	楠 剛	(研究炉加速器管理部次長)
副委員長	寺門 雄一	(研究炉加速器管理部業務課長)
副委員長	小山 芳己	(研究炉技術課)

委 員	大内 諭	(JRR-3 管理課)
	坂田 茉美	(JRR-4 管理課)
	阿波 靖晃	(NSRR 管理課)
	沓掛 健一	(加速器管理課)
	正治 章	(研究炉利用課)
	米田 政夫	(研究炉技術課)

事務局	鈴木 真裕	(研究炉加速器管理部業務課)
-----	-------	----------------

This is a blank page.

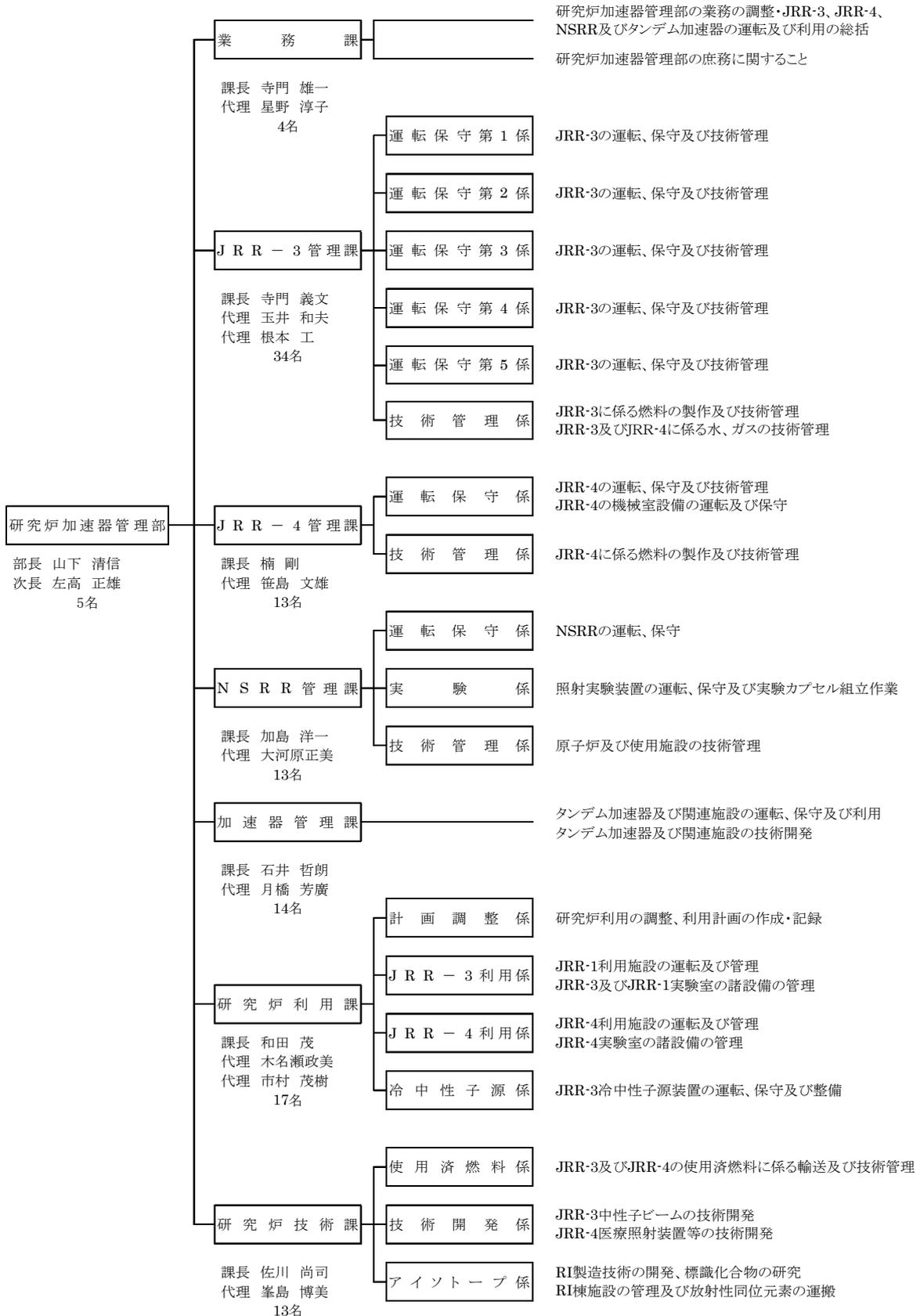
付 録

Appendices

This is a blank page.

付録1 研究炉加速器管理部の組織と業務

平成21年3月31日現在



付録2 JAEA—Research 等一覧

著 者	標 題	レポート No.
中村、松田、仲野 谷、株本、沓掛、 乙川、遊津、石井、 ほか	静電気捕集法による天然ラドン (^{222}Rn) の核種同定	JAEA-Technology 2008-052
岸、本橋、山本、 熊田、ほか	JRR-4 利用設備(照射設備、中性子ビーム設備、プール 設備)の特性測定	JAEA-Technology 2008-054
石崎、松田、花島、 中村、沓掛、乙川、 遊津	タンデム加速器高電圧端子内におけるビーム通過率の 改善のための再アライメント及び電荷分析電磁石コイ ルの更新	JAEA-Technology 2008-055
JRR-4 反射体要 素割れの原因調 査アドホック検 討会	JRR-4 反射体要素割れの原因調査報告書	JAEA-Technology 2008-070
八木、堀口、横尾、 大山、楠	JRR-4 反射体要素黒鉛反射材の照射成長に関する調査	JAEA-Technology 2008-072
研究炉加速器管 理部	JAEA-Tokai Tandem Annual Report 2007 (原子力機構東海タンデム加速器 2007 年度年次報告)	JAEA-Review 2008-054
(編)研究炉利用課	研究炉 (JRR-3 及び JRR-4) 利用における研究成果集 (平成 18 年度)	JAEA-Review 2008-067
羽沢、田村、高澤	JRR-3 冷中性子導管の交換工法に関する検討	JAEA-Technology 2008-079

付録3 口頭発表一覧

発表者	標 題	発表会議名
		発表月
熊田、中村、ほか	ホウ素中性子捕捉療法における皮膚線量低減と線量分布を改善する中性子照射技術の検討	第95回日本医学物理学学会学術大会 (H20.4)
楠、馬籠、竹内、山下、ほか	Present Status of Production of Neutron-Transmutation-Doped-Silicon in JRR-3 and JRR-4 (原子力機構の研究炉 JRR-3, JRR-4 を用いた NTD シリコン生産の現状)	6 th International Conference on Isotopes (H20.5)
八木、渡邊、大山、山本、米田、加島、山下	Conceptual Design of Experimental Equipment for Large-diameter NTD-Si (大口径 NTD-Si 照射実験装置の概念設計)	6 th International Conference on Isotopes (H20.5)
中村、熊田、和田	線量評価システム(JCDS)の皮膚吸収線量評価の高精度化	第5回日本中性子捕捉療法学会学術大会 (H20.7)
和田	JRR-4 の現状と今後の運転計画	第5回日本中性子捕捉療法学会学術大会 (H20.7)
熊田	中性子捕捉療法の治療計画	第5回日本中性子捕捉療法学会学術大会 (H20.7)
川島、鈴木、村松、田口	原子炉プールライニング検査装置の開発	日本保全学会第5回学術講演会 (H20.7)
小林、市村、佐藤	JRR-3 における保守点検の実績評価	日本保全学会第5回学術講演会 (H20.7)
仁尾、太田、石崎	研究用原子炉 JRR-3 における状態監視に基づく保全活動	日本保全学会第5回学術講演会 (H20.7)
熊田	ホウ素中性子捕捉療法の現状	平成20年度ラドネット第1回研究会 (H20.7)

発表者	標 題	発表会議名
		発表月
松田、左高、月橋、 花島、阿部、長、 石崎、仲野谷、株 本、中村、沓掛、 乙川、遊津	原子力機構－東海タンデム加速器の現状	第 21 回「タンデム加速 器及びその周辺技術の 研究会」 (H20.7)
乙川、長、左高、 石井、月橋、花島、 阿部、石崎、松田、 仲野谷、株本、中 村、沓掛、遊津、 竹内、ほか	JAEA-ISOL と放射性核種ビーム加速の現状	第 21 回「タンデム加速 器及びその周辺技術の 研究会」 (H20.7)
遊津、松田、乙川	ターミナル光学機器のアライメントと BPM の設 置計画	第 21 回「タンデム加速 器及びその周辺技術の 研究会」 (H20.7)
花島	偏向電磁石のインピーダンス測定 2 (電源設計へ の応用と FFT アナライザーによる測定)	第 21 回「タンデム加速 器及びその周辺技術の 研究会」 (H20.7)
松田、遊津、 仲野谷、沓掛、 花島、竹内	Highly Charged Ion Injector in the Terminal of Tandem Accelerator (タンデム加速器の高電圧端子内高多価イオン入 射器)	14th International Conference on the Physics of Highly Charged Ions (HCI2008) (H20.9)
川面、左高、ほか	Coster-Kronig Electrons from $N^{q+}(q=1-3)$ Rydberg States Produced in High-Energy Collisions with He (ヘリウムとの高エネルギー衝突において生成さ れた多価窒素イオン($q=1-3$)から放出されたコス タークロニッヒ電子)	14th International Conference on the Physics of Highly Charged Ions (HCI2008) (H20.9)
川面、左高、ほか	Coster-Kronig Electrons from $O^{q+}(q=1-4)$ Rydberg States Produced in High-Energy Collisions with He (ヘリウムとの高エネルギー衝突において生成さ れた多価窒素イオン($q=1-4$)から放出されたコス タークロニッヒ電子)	14th International Conference on the Physics of Highly Charged Ions (HCI2008) (H20.9)

発表者	標 題	発表会議名
		発表月
松波、左高、ほか	Cu ₃ N 薄膜のイオン照射効果と相分離	日本物理学会 2008 年 秋季大会 (H20.9)
松波、左高、ほか	Electronic and atomic structure modifications of copper-nitride films by ion impact and phase separation (イオン照射による窒化銅薄膜の電子構造と原子構造の改質と相分離)	23rd International Conference on Atomic Collisions in Solids (ICACS 2008) (H20.9)
米田、山本、楠	Full Core Burn-up Calculation at JRR-3 with MVP-BURN (MVP-BURN を用いた JRR-3 全炉心燃焼計算)	PYHSOR 2008 (H20.9)
大場、ほか	Status of reduced enrichment program for research reactors in Japan (日本の研究炉における濃縮度低減化計画の状況)	RERTR 2008 (H20.10)
山本、一色、米田、佐川、山下	パワー半導体用中性子照射シリコン:世界の照射炉の現状と日本原子力研究開発機構の取組み状況	電気学会 電子デバイス・半導体電力変換合同研究会 (H20.10)
石井	Recent Activities in Tandem, Booster and TRIAC at Tokai (原子力科学研究所タンデム加速器施設における最近の活動)	The 6 th Japan-Italy symposium on Heavy Ion Physics (H20.11)
熊田、中村、ほか	Neutron irradiation techniques to enhance therapeutic dose by using a thermal neutron filter (熱中性子フィルタを用いて治療線量を増強する中性子照射技術)	ICNCT-13 (H20.11)
熊田、中村、米田、ほか	Development of a multi-modal radiotherapy planning system by introducing Monte-Carlo code PHITS (モンテカルロコード PHITS を適用した汎用放射線治療計画システムの開発)	ICNCT-13 (H20.11)

発表者	標 題	発表会議名
		発表月
米田、熊田、中村、 山本、ほか	Performance measurement of the SOF detector for boron neutron capture therapy (ホウ素中性子捕捉療法で用いる SOF 検出器の性能測定)	ICNCT-13 (H20.11)
岸、市村、木名瀬、 和田	CURRENT STATUS OF IRRADIATION FACILITIES IN JRR-3,JRR-4 AND NSRR (JRR-3,JRR-4 及び NSRR の照射設備の現状)	2008 KAERI/JAEA Joint Seminar on Advanced Irradiation and PIE Technologies (H20.11)
吉永、田村、米田、 山本、佐川	JRR-3 の冷中性子源発生装置の減速材容器の高性能化	日本中性子科学会第 8 回年会 (H20.12)
田村、山本、羽沢、 吉永、米田、佐川	中性子ビーム輸送計算による JRR-3 冷中性子導管の最適配置の検討	日本中性子科学会第 8 回年会 (H20.12)
佐川、米田、山本、 一色	日本原子力研究開発機構における中性子照射シリコンの取組状況	パワーデバイス用シリコンおよび関連半導体材料に関する研究会 (H20.12)
山本、米田、佐川、 一色、山下	中性子入射トランスミューテーションについて	第3回中性子制御・産業利用及び第2回レーザー中性子発生合同分科会 (H21.1)
佐川、米田、山本、 一色	中性子転換ドーピング(NTD)技術の現状と展望	独立行政法人 日本学術振興会結晶加工と評価技術第 145 回委員会 (H21.2)
木名瀬	JRR-4 の現状について	H20 年度京都大学原子炉実験所専門研究会 (H21.2)
中村、米田、堀口、 熊田、和田	肺ファントム実験の光子線量の再評価-PHITS コードで計算した質量エネルギー吸収係数に基づく線量換算法-	H20 年度京都大学原子炉実験所専門研究会 (H21.2)
熊田、中村	JRR-4 炉心の黒鉛反射体交換の影響とコリメータ内黒鉛ブロックの撤去の効果	H20 年度京都大学原子炉実験所専門研究会 (H21.2)

発表者	標 題	発表会議名
		発表月
吉永、田村、米田、 山本、佐川	JRR-3 の冷中性子源発生装置用新型減速材容器 の開発 (1)耐圧試験	日本原子力学会 2009 年春の年会 (H21.3)
山本、米田、一色、 佐川、山下	シリコン照射専用炉による高品質シリコンの生産 性	日本原子力学会 2009 年春の年会 (H21.3)
米田、山本、馬籠、 一色、佐川	JRR-3 における 12 インチ径シリコン照射に対す る均一照射条件の解析的評価	日本原子力学会 2009 年春の年会 (H21.3)
渡邊、八木、山本、 楠	JRR-4 における 12 インチ NTD-Si 照射実験装置 に関する詳細設計	日本原子力学会 2009 年春の年会 (H21.3)
坂田、大山、八木、 笹島	JRR-4 反射体要素における黒鉛反射材の照射成 長(1)容器溶接部損傷に関する原因調査	日本原子力学会 2009 年春の年会 (H21.3)
横尾、八木、堀口、 大山、楠	JRR-4 反射体要素における黒鉛反射材の照射成 長(2)黒鉛の照射成長に関する調査	日本原子力学会 2009 年春の年会 (H21.3)
中村、熊田、山本、 岸、和田	JRR-4 での中性子捕捉療法の治療線量を増強するた めの中性子照射技術、(1)医療用中性子ビーム設備内の黒鉛撤去による 熱外中性子ビームの改善	日本原子力学会 2009 年春の年会 (H21.3)
熊田、中村、ほか	JRR-4 での中性子捕捉療法の中性子照射技術(2) 熱中性子フィルタの開発と中性子強度を増加させ る新しいビームモードの適用	日本原子力学会 2009 年春の年会 (H21.3)
熊田、中村、ほか	線量計算に PHITS を適用した汎用モンテカルロ 粒子線治療計画システムの開発	2009 春季第56回応用物理 学会関係連合講演会 (H21.3)
諏訪、井坂、大内、 照沼	JRR-3 プロセス制御計算機の更新	弥生研究会「研究炉等 の運転・管理及び改良 に関する研究会」 (H21.3)

発表者	標 題	発表会議名
		発表月
仁尾、池亀、車田	安全計ゲイン調整用ポテンシメーター故障について	弥生研究会「研究炉等の運転・管理及び改良に関する研究会」 (H21.3)
木村、大山	JRR-4 制御棒駆動機構モータドライバ故障の原因調査	弥生研究会「研究炉等の運転・管理及び改良に関する研究会」 (H21.3)
佐々木、八木、大山	JRR-4 反射体要素の容器溶接部損傷に関する原因調査	弥生研究会「研究炉等の運転・管理及び改良に関する研究会」 (H21.3)
阿波、村尾、大河原、和田	NSRR の指針改定に伴う耐震安全性評価に係る予備的検討	弥生研究会「研究炉等の運転・管理及び改良に関する研究会」 (H21.3)
堀口、八木、横尾、大山、楠、ほか	Irradiation Growth of Graphite in Reflector Elements of JRR-4 (JRR-4 反射体要素黒鉛反射材の照射成長)	13 th RRFM (H21.3)

付録4 外部投稿論文一覧

発表者	標 題	発表誌名
佐川	米国における原子力産業の現状と展望	日本原子力学会誌 50(2008)11
熊田	BNCTの現状と線量評価技術の進展	RIST NEWS No.46(2008)
熊田、中村、ほか	ホウ素中性子捕捉療法における皮膚線量低減と線量分布を改善する中性子照射技術の検討	第95回日本医学物理学会報告集 (H20.4)
楠、山下、馬籠、竹内、ほか	Present Status of Production of Neutron-Transmutation-Doped-Silicon in JRR-3 and JRR-4 (原子力機構の研究炉 JRR-3,JRR-4 を用いた NTD シリコン生産の現状)	Proceedings of 6 th International Conference on Isotopes
八木、渡邊、大山、山本、米田、加島、山下	Conceptual Design of Experimental Equipment for Large-diameter NTD-Si (大口径 NTD-Si 照射実験装置の概念設計)	Proceedings of 6 th International Conference on Isotopes
松田、左高、月橋、花島、阿部、長、石崎、仲野谷、株本、中村、沓掛、乙川、遊津	原子力機構－東海タンデム加速器の現状	第21回「タンデム加速器及びその周辺技術の研究会」報告集 JAEA-Conf 2008-012, (2008) 39
乙川、長、左高、石井、月橋、花島、阿部、石崎、松田、仲野谷、株本、中村、沓掛、遊津、竹内、ほか	JAEA-ISOL と放射性核種ビーム加速の現状	第21回「タンデム加速器及びその周辺技術の研究会」報告集 JAEA-Conf 2008-012, (2008) 51
遊津、松田、乙川	ターミナル光学機器のアライメントと BPM の設置計画	第21回「タンデム加速器及びその周辺技術の研究会」報告集 JAEA-Conf 2008-012, (2008) 91
花島	偏向電磁石のインピーダンス測定 2 (電源設計への応用と FFT アナライザによる測定)	第21回「タンデム加速器及びその周辺技術の研究会」報告集 JAEA-Conf 2008-012, (2008) 98

発表者	標 題	発表誌名
米田、山本、楠	<p>Full Core Burn-up Calculation at JRR-3 with MVP-BURN (MVP-BURN を用いた JRR-3 全炉心燃焼計算)</p>	<p>Proceeding of PYHSOR 2008</p>
松田、遊津、仲野 谷、杳掛、花島、 竹内	<p>Highly Charged Ion Injector in the Terminal of Tandem Accelerator (タンデム加速器の高電圧端子内高多価イオン入射器)</p>	<p>Journal of Physics ; Conference Series</p>
川面、左高、ほか	<p>Coster-Kronig Electrons from $N^{q+}(q=1-3)$ Rydberg States Produced in High-Energy Collisions with He (ヘリウムとの高エネルギー衝突において生成された多価窒素イオン($q=1-3$)から放出されたコスタークロニッヒ電子)</p>	<p>Journal of Physics ; Conference Series</p>
川面、左高、ほか	<p>Coster-Kronig Electrons from $O^{q+}(q=1-4)$ Rydberg States Produced in High-Energy Collisions with He (ヘリウムとの高エネルギー衝突において生成された多価窒素イオン($q=1-4$)から放出されたコスタークロニッヒ電子)</p>	<p>Journal of Physics ; Conference Series</p>
左高、ほか	<p>Electronic and atomic structure modifications of copper-nitride films by ion impact and phase separation (イオン照射による窒化銅薄膜の電子構造と原子構造の改質と相分離)</p>	<p>Nuclear Instruments and Methods in Physics Research B</p>
松波、左高、ほか	<p>Ion beam characterization of rf-sputter deposited AlN films on Si(111) (Si(111)面に RF スパッター法により作成した AlN フィルムのイオンビームによる評価)</p>	<p>Nucl. Instr. and Meth. B266 (2008) 1522</p>
大場、ほか	<p>Status of reduced enrichment program for research reactors in Japan (日本の研究炉における濃縮度低減化計画の状況)</p>	<p>Proceedings of RERTR 2008</p>

発表者	標 題	発表誌名
松波、左高、ほか	<p>High-energy ion irradiation effects on atomic structures and optical properties of copper oxide and electronic sputtering</p> <p>(原子構造と光学特性に関する酸化銅の高エネルギーイオン照射効果と電子的スパッタリング)</p>	Nucl. Instr. and Meth. B266 (2008) 2986
石井	<p>Recent Activities in Tandem,Booster and TRIAC at Tokai</p> <p>(原子力科学研究所タンデム加速器施設における最近の活動)</p>	American Institute of Physics(AIP)Conference Proceedings
熊田、中村、ほか	<p>Neutron irradiation techniques to enhance therapeutic dose by using a thermal neutron filter</p> <p>(熱中性子フィルタを用いて治療線量を増強する中性子照射技術)</p>	Proceedings of ICNCT-13
熊田、中村、米田、ほか	<p>Development of a multi-modal radiotherapy planning system by introducing Monte-Carlo code PHITS</p> <p>(モンテカルロコード PHITS を適用した汎用放射線治療計画システムの開発)</p>	Proceedings of ICNCT-13
米田、熊田、中村、山本、ほか	<p>Performance measurement of the SOF detector for boron neutron capture therapy</p> <p>(ホウ素中性子捕捉療法で用いる SOF 検出器の性能測定)</p>	Proceedings of ICNCT-13
松波、左高、ほか	<p>Composition and optical properties of silicon nitride films grown on SiO₂-glass and R-Al₂O₃ substrates by reactive RF magnetron sputtering</p> <p>(RF マグネトロンにより SiO₂ ガラスと Al₂O₃ の R 面上に成長させた窒化シリコンの組成と光学特性)</p>	Vacuum 82(2008)1482

発表者	標 題	発表誌名
岸、市村、木名瀬、 和田	CURRENT STATUS OF IRRADIATION FACILITIES IN JRR-3,JRR-4 AND NSRR (JRR-3,JRR-4 及び NSRR の照射設備の現状)	Proceedings of 2008 KAERI/JAEA Joint Seminar on Advanced Irradiation and PIE Technologies
佐川、米田、山本、 一色	日本原子力研究開発機構における中性子照射シリコンの取組状況	パワーデバイス用シリコンおよび関連半導体材料に関する研究会予稿集
諏訪、井坂、大内、 照沼	JRR-3 プロセス制御計算機の更新	弥生研究会「研究炉等の運転・管理及び改良に関する研究会」報告書
仁尾、池亀、車田	安全計ゲイン調整用ポテンシオメーター故障について	弥生研究会「研究炉等の運転・管理及び改良に関する研究会」報告書
木村、大山	JRR-4 制御棒駆動機構モータドライバ故障の原因調査	弥生研究会「研究炉等の運転・管理及び改良に関する研究会」報告書
佐々木、八木、大山	JRR-4 反射体要素の容器溶接部損傷に関する原因調査	弥生研究会「研究炉等の運転・管理及び改良に関する研究会」報告書
阿波、村尾、大河原、 和田	NSRR の指針改定に伴う耐震安全性評価に係る予備的検討	弥生研究会「研究炉等の運転・管理及び改良に関する研究会」報告書
川面、左高、ほか	Autoionization of $N^{q+}(q=1-3)$ Rydberg states produced in high-energy collisions with He (He との衝突により生成した $N^{q+}(q=1-3)$ リドベルグ状態の自動電離)	Nucl. Instr. and Meth. B267 (2009) 901

付録5 官庁許認可一覧

炉名	件名			設置変更	設工認	使用前検査
J R R 3	JRR-3 取替用燃料体 (第L18次)の製作	申請	年月日 番号		平成15年5月21日 15原研19第12号	平成18年7月11日 18原機(科研)011
		変更	年月日 番号		—	平成19年1月23日 18原機(科研)033
		認可 合格	年月日 番号		平成15年6月2日 15諸文科科第1190号	平成20年6月10日 18諸文科科1974号
	JRR-3 取替用燃料体 (第L19次)の製作	申請	年月日 番号		平成15年5月21日 15原研19第12号	平成19年12月20日 19原機(科研)032
		変更	年月日 番号		—	平成20年7月18日 20原機(科研)011
		認可 合格	年月日 番号		平成15年6月2日 15諸文科科第1190号	
	JRR-3 取替用燃料体 (第L20次)の製作	申請	年月日 番号		平成15年5月21日 15原研19第12号	平成19年12月20日 19原機(科研)033
		変更	年月日 番号		—	平成20年7月18日 20原機(科研)012
		認可 合格	年月日 番号		平成15年6月2日 15諸文科科第1190号	
	中性子吸収体の製作 (第2回製作 6体)	申請	年月日 番号			平成20年6月13日 20原機(科研)005
		変更	年月日 番号			
		認可 合格	年月日 番号			
J R R 4	取り替え用反射体要素 の製作	申請	年月日 番号		平成20年10月17日 20原機(科研)020	平成21年2月25日 20原機(科研)034
		変更	年月日 番号			
		認可 合格	年月日 番号		平成21年2月3日 20水原第316号	
	無停電電源装置の一部 更新	申請	年月日 番号		平成21年3月4日 20原機(科研)035	
		変更	年月日 番号			
		認可 合格	年月日 番号			

付録6 平成20年度 招へい・受入れ者一覧

氏名(国籍)	性別	年齢	派遣元	期間	研修テーマ	受け入れ課室	協定
Mr. ZAKARIA Mohd Fazli (マレーシア)	男	26才	マレーシア原子力庁	平成20年7月24日から 平成20年10月3日まで (3月間)	研究炉の運転管理	JRR-3 管理課	MEXT
Mr. ABDUL JALIL KHAN Zareen Khan (マレーシア)	男	30才	マレーシア原子力庁	平成20年7月24日から 平成20年10月3日まで (3月間)	研究炉の利用管理	研究炉利用課	MEXT
Dr. Donald C. HINTZ (アメリカ合衆国)	男	65才	米国原子力学会	平成20年4月14日から 平成20年4月14日まで (1日間)	金曜セミナー講演「米国に おける原子力の現状と展 望」	研究炉加速器 管理部	*1
Ms. NGUYEN THI Phuong nam (ベトナム)	女	26才	ダラット原子力研究所	平成20年9月5日から 平成20年9月19日まで (15日間)	燃料破損時の早期検出技 術及び原子炉冷却水の技 術管理	NSRR 管理課	IAEA /JICA

*1 外国人研究者招へい制度

付録7 表彰、特許

[表 彰]

- 平成 20 年度理事長表彰

創意工夫功労賞

「冷中性子ビーム利用を飛躍的に向上させる小型高性能分岐装置の考案」

受賞者 研究炉技術課 田村 格良

受賞年月日 平成 20 年 10 月 20 日

- 平成 20 年度原子力科学研究所長表彰

創意工夫功労賞

「高電圧端子内中イオン入射装置の開発による高エネルギー・ビームの加速」

受賞者 加速器管理課 松田 誠

加速器管理課 遊津 拓洋

加速器管理課 沓掛 健一

加速器管理課 花島 進

加速器管理課 乙川 義憲

加速器管理課 石崎 暢洋

受賞年月日 平成 21 年 3 月 26 日

- 平成 20 年度原子力科学研究所長表彰

業務品質改善賞

「原子炉プールライニング遠隔水中超音波探傷装置の開発」

受賞者 NSRR 管理課 川島 和人

NSRR 管理課 村松 靖之

NSRR 管理課 阿波 靖晃

JRR-4 管理課 坂田 茉美

NSRR 管理課 田口 祐司

受賞年月日 平成 21 年 3 月 26 日

- 平成 20 年度原子力科学研究所長表彰

模範賞

「タンデム加速器 10 万運転時間の達成」

受賞者 研究炉加速器管理部加速器管理課

受賞年月日 平成 21 年 3 月 26 日

[特 許]

なし

付録8 平成20年度実施計画とその実施結果

重要課題	実施項目	当該年度の達成目標	中期期間を通じた進め方、目標	達成度	実施結果	備考	担当課室
(1)施設・設備の安定な運転・保守	JRR-3 ①安定運転の実施	・運転日数164日(計画運転日数の90%)を達成(以下、「JRR-3の利用運転計画の遂行」は、これを含む)	安定運転の継続	達成	・目標運転日数164日に対し、181日の運転を実施した。CNS等の利用施設を順調に運転した。		JRR-3課(主)利用課技術課
	JRR-4 ①安定運転の実施	・運転日数139日(計画運転日数の95%)を達成	安定運転の継続	未達成	・JRR-4は反射体割れの原因調査及び新たな反射体の製作のため、運転計画を変更(20年5月)、年度内の運転を取り止めた。研究部門を含む機構内有識者によるアドホック調査会を立ち上げ原因調査を行った結果、低温領域における速中性子による黒鉛の照射成長という新たな知見を見出した。	2009年2月に新たな反射体製作に着手した。	JRR-4課(主)利用課
	NSRR ①安定運転の実施	・燃料安全評価グループの実験計画に基づく運転を達成	利用者の実験計画に基づく運転の実施	達成	・燃料安全評価グループの実験計画どおり運転を行った。		NSRR課
	タンデム加速器 ①安定運転の実施	・運転日数180日(計画運転日数の90%)を達成	安定運転の継続	達成	・目標日数180日に対し、210日の運転を実施した。		加速器課
(2)利用ニーズに対応した技術開発と整備	JRR-3 ①冷中性子ビームの高度化	・高性能減速材容器の異常事象解析及び可視化熱流動試験を行う。 ・既設CNS設備との接続に関する技術検討を行う。 ・平成19年度に照射したミラー試料を用いて耐放射線性の評価を行う。	H24年度にビーム強度10倍を達成	達成	・異常事象解析を実施した。ガラス製減速材容器による可視化熱流動試験を進めた。 ・既設CNS設備とアルミニウム合金製減速材容器の接続に関する技術検討を実施した。 ・キャプセルを閉封し、照射したミラー試料の耐放射線性を評価した。		技術課 技術課
	JRR-4 ①原子力研修センター及び大学との連携による人材育成	・国際総合原子力技術センター及び東京大学大学院原子力専攻に協力して、研修計画の遂行と講師の派遣を行う。 ・中性子束測りリアルタイムに取り込めるモニタの実用化を図る。	国際総合原子力技術センター及び東京大学専門職大学院の研修の一環として実施	達成	・JRR-4における講義及び実習を10日間実施した。 東大大学院の実習に協力した。(10/23、24)	JRR-4での運転研修が計画されなかった。	JRR-4課(主)利用課
	②融腫瘍以外への医療照射への適用も含めたリアルタイム線量評価技術の確立	・乳癌への対応のため胸部ファントムを用いた特性測定を行う。	乳癌に対応したBINGTのための照射技術の開発を進めるとともに、利用増加に対応した線量評価、線量測定等の効率化及び高精度化を図る。	達成	・中性子束計測信号を取り込み患者に付与される線量を秒単位で評価できるソフトウェアを開発した。 ・JRR-4の長期運転停止により特性測定が実施できないため、実際の乳癌症例の医療画像データを取得し、乳癌照射に対するシミュレーションを実施した。	JRR-4が運転停止だったため、H20年度とH21年度に行う技術開発内容を入れ替えて実施した。年度計画には影響ない、また、中期目標は達成見込みである。	技術課 技術課
	NSRR	・研究部門からの要請を受け、高燃焼度燃料用カプセルの製作を行い、行政庁の使用前検査を受検する。	燃料安全評価研究グループの計画する高燃焼度燃料、MOX燃料実験を実現	-	・高燃焼度燃料用カプセルの製作については、研究部門の計画変更により次年度に実施する。	実験装置、機器類の整備	NSRR課

付録9 平成20年度実施結果のまとめ

研究炉加速器管理部
平成21年3月31日結果

重要課題	実施項目	実施結果	特筆すべき事項	備考	担当課室	
(1)施設・設備の安定な運転・保守	JRR-3 ①安定運転の実施 ・技術管理 ・運転保守 ②保安規定を遵守した安全確保 ・施設定期自主検査の実施 ・施設定期検査の受検 ・保安規定の遵守状況の検査を受検 ③新燃料の製作 ・18次燃料 ・19次燃料 ・20次燃料 ・新燃料輸送容器等の維持 ④研究炉使用済燃料の輸送 JRR-4 ①安定運転の実施 ・運転保守 ②保安規定を遵守した安全確保 ・施設定期自主検査の実施 ・施設定期検査の受検 ・保安規定の遵守状況の検査を受検	・計算コードによる解析結果等を活用した炉心管理を行い、JRR-3運転上の制限値が保安規定に定める制限値を逸脱しないような管理を実現した。 ・運転手引に従い適切に研究炉の水ガス管理を行い、問題は生じていない。 ・184日の施設共用運転を実施した。CNS等の利用施設を順調に運転した。 ・平成20年12月1日に安全系中性子束高日系ゲインダイヤル不具合により自動停止した。再起動は12月2日。 ・第1四半期は施設定期自主検査を行った。 ・中性子吸取体を6体製作した。			JRR-3課(主)利用課技術課	
		・平成20年7月6日まで施設定期自主検査を実施した。 ・平成20年6月18～20日、及び7月4日に国の立会検査を受検し合格した。 ・原子炉及び核燃料使用施設に係る保安規定の遵守状況検査を受けた。指摘事項はなかった。		JRR-3管理課(主)利用課技術課		
		・平成20年5月29～30日に、使用前検査を受検し、全数合格した。 ・平成20年9月にプリスタ検査、平成20年12月に燃料板検査を実施した。 ・平成20年9月にプリスタ検査、平成20年12月に燃料板検査を実施した。 ・平成20年6月に新燃料輸送容器(8基)及びコンテナ(2基)の定期自主検査を行い健全に維持されていることを確認した。		JRR-3課		
		・海上輸送の経路となるパナマ運河の通過に関して、パナマ運河庁から新たな要求があり、その解決に時間を要したことから、試験・研究炉用核燃料対策委員会、予算執行促進委員会等の承認を得て、平成21年度に実施することとした。		技術課		
		・JRR-4は反射体割れの原因調査及び新たな反射体の製作のために運転計画を変更(20年5月)、年度内の運転を取り止めた。 ・平成21年3月16日に排気ダクト(第2系統)の一部に腐食孔1箇所、平成21年3月17日に排気ダクト(第3系統)DOP投入用配管接続部に隙間を発見した。平成21年度に補修及び一部更新を行うこととした。	2009年2月に新たな反射体製作に着手した。	JRR-4課(主)利用課		
		・10月16日に施設定期自主検査として、保守、点検及び整備を開始し、継続している。 ・平成21年10月に施設定期検査の受検を予定している。				研究部門を含む機構内有識者によるアドホック調査会を立ち上げ原因調査を行った結果、低温領域における選中性子による黒鉛の照射成長という新たな知見を見出した。
		原子炉及び核燃料使用施設に係る保安規定の遵守状況検査を受けた。指摘事項は無かった。				

付録9 平成20年度実施結果のまとめ

研究炉加速器管理部
平成21年3月31日結果

重要課題	実施項目	実施結果	特筆すべき事項	備考	担当課室	
(1)施設・設備の安定な運転・保守	NSRR ①安定運転の実施 ・技術管理 ・運転保守 ②保安規定を遵守した安全確保 ・施設定期自主検査の実施 ・施設定期検査の受検 ・保安規定の遵守状況の検査受検 タンデム加速器 ①安定運転の実施 ・運転保守 ②安全確保 ・定期保守整備の実施 ・高圧ガス設備定期検査受検	・実験計画に基づき10体のカプセルを組立て、パルス照射に貢献した。 ・本年度は燃料安全評価研究グループの実験計画に基づく単一パルス運転を10回実施した。 ・プール水精製系及び補給水系脱塩塔イオン交換樹脂の交換等を行った。			NSRR課	
		・平成19年12月4日から20年4月4日まで施設定期自主検査を実施した。 ・平成21年3月16日に施設定期自主検査として、保守、点検及び整備を開始し、継続している。				
		・平成20年4月3～4日に国の立会検査を受検し合格した。 ・平成21年7月に施設定期検査の受検を予定している。				
		原子炉及び核燃料使用施設に係る保安規定の遵守状況検査を受けた。指摘事項はなかった。				
		タンデム加速器 ①安定運転の実施 ・運転保守 ②安全確保	・合計210日の実験利用運転を行った。 ・高圧純水洗浄による超伝導ブースター性能回復を図った。			
			・平成20年5月16日から7月1日まで第1回目の定期整備を行った。ここでは、絶縁劣化が生じている高エネルギーギ一側加速管の交換を主体として整備を実施した。 ・平成20年11月13日から平成21年1月15日まで第2回目の定期整備を行った。ここでは、ターミナルイオン源廻りの磁場測定や磁気シールド板を設置等を行った。			
		JRR-3 ①冷中性子ビームの高度化 ③12インチシリコン照射技術開発	・平成20年8月29日に保安検査を受検し、合格した。 ・平成20年9月9日に第一種圧力容器(ペーパーライザー)の性能検査を受検し、合格した。 ・平成20年8月11日および平成21年2月17日に、液体廃棄物貯蔵定期自主検査を実施した。 ・平成21年1月にヘリウム冷凍機について高圧ガス保安協会の施設検査を受検し合格した。			
			・耐放射線導管開発のための耐放射線スパーミラー開発として、照射試験を終えたキャプセルを開封し、照射試験を終了した試料の反射率測定、目視観察を行った。 ・JRR-3における12インチシリコン照射設備及び炉心の概念検討として、照射筒の配置決定、炉心核特性解析、伝熱流動特性解析及び熱水力特性解析を行い安全性を確認し、重水タンク改造の設計方針を定めた。 ・シリコン照射専用炉の概念検討として、照射設備を6基以上装備したシリコン照射専用炉の炉心概念について核的評価を行った。			技術課 JRR-3課

付録9 平成20年度実施結果のまとめ

研究炉加速器管理部
平成21年3月31日結果

重要課題	実施項目	実施結果	特筆すべき事項	備考	担当課室	
(2)利用ニーズに対応した技術開発と整備	JRR-4				JRR-4課 利用課 JRR-4課 利用課 技術課	
	①原子炉運転研修	<ul style="list-style-type: none"> ・JRR-4が運転停止中のため、平成20年度のJRR-4による運転研修は計画されなかった。 ・JRR-4における講義及び実習を10日間実施した。 ・東大大学院の実習に協力した。(10/23、24) 				
	②大学との連携による人材育成	<ul style="list-style-type: none"> ・中性子束計測信号を取り込み患者に付与される線量を秒単位で評価できるソフトウェアを開発した。 ・JRR-4の長期運転停止により特性測定が実施できないため、実際の乳癌症例の医療画像データを取得し、乳癌照射に対するシミュレーションを実施した。 				
	③脳腫瘍以外への医療照射への適用も含めたリアルタイム線量評価技術の確立	<ul style="list-style-type: none"> ・12インチ径NTD-S照射装置の設計手法の妥当性を確認するために、JRR-4原子炉施設に設置する照射実験装置の詳細設計及び製作を行った。実験装置は、平成21年6月に設置される予定である。 			本項目は、NEDO委託事業「大口径NTD-S半導体の均一照射技術に関する研究」による。	JRR-4課 利用課
	④12インチ径NTD-S照射装置の開発					
	NSRR					NSRR課
	実験装置、機器類の整備	燃料安全評価研究グループの計画した高燃焼度燃料、MOX燃料実験を全て満足させた。				
	タンデム加速器					加速器課
	①ビーム強度の増強・高電圧ターミナル多価イオン源の増力	RFアンプの性能回復により、加速イオンビームを10-100倍にした。 シングルエンド静電加速器として世界最高エネルギーである480MeV (¹³⁶ Xe ³⁰⁺) を実現した。				
	②ISOLイオン源の開発	BN焼結体標的を開発し毎秒10 ⁴ 個の分離強度の ¹¹ Liを得ることに成功した。 イオン化室の小型化ならびに標的加熱方式の変更により、標的温度2000°Cを達成した。				
③タンデム加速器ブースター						
・高質量数イオンビームの加速効率向上	加速電界を4フットの高周波入力で6.1MV/mを達成した。					
④施設共用化の実施	施設共用のための実験利用の20%行った。					
(3)安全管理、教育	共通				利用課 利用課 技術課	
	JRR-3、JRR-4情報の発信	継続研究炉利用ホームページを継続的に更新した。また携帯サイトを迅速に更新した。				
	産業利用の推進	定期的(約半年毎)に専門部会の開催し、課題の審査等を実施した。				
	RI取扱研修及び大学との連携による人材育成	国際総合原子力技術センター主催の研修にRI製造施設を提供した。 第1種放射線取扱主任者の実務講習の講師として参加し、8回の講習を行った。				
	①当部内総合訓練の実施(保活)	JRR-3施設を対象とした訓練を1回実施			業務課主導 全課	
	②部長安全ハットロールの実施(保活)	4回実施した			業務課主導 全課	
	③部内安全審査の実施(保活)	全案件に対して実施した。(合計22回)			業務課主導 全課	
	④保安規定に基づく保安教育の実施(保活)	漏れなく実施した			業務課主導 全課	
	⑤安全衛生会議	毎月1回実施した			業務課主導 全課	

付録9 平成20年度実施結果のまとめ

研究炉加速器管理部
平成21年3月31日結果

重要課題	実施項目	実施結果	特筆すべき事項	備考	担当課室
(4)廃棄物の処理・保管施設等の廃止管理及び高経年化対策	⑥施設利用者への安全教育の実施(保活)	漏れなく実施した			全課
	⑦放射線従事者作業管理の徹底	放射線作業内容を記録した			全課
	⑧資格取得				全課
	・原子炉主任技術者	1名合格			JRR-3課
	・核燃料取扱主任者	2名合格			加速器課
	・第1種放射線取扱主任者	2名合格			
	・原子力技術士 1次	資格取得者なし			
	・原子力技術士 2次	資格取得者なし			
	・第2種電気主任技術者	資格取得者なし			
	・第3種電気主任技術者	資格取得者なし			
その他	・その他(第1種圧力容器取扱作業主任者/職業安全衛生主任者/高圧ガス製造保安責任者等)	3名合格			研究炉加速器管理部 全課
	⑨ 成果・報告				全課の合計
	・JAEA研究開発報告書	10編の報告書を作成した。			全課の合計
	・特許、実用新案	特許等なし			全課の合計
	・国内会議発表	国内会議で36件の発表を行った。			全課の合計
	・国際会議発表	国際学会で14件の発表を行った。			全課の合計
	・外部投稿論文	国内外で30件の外部発表が掲載された。			全課の合計
	①JRR-3の高経年化対策(保活)	・機側分電盤(PDB盤)配線用遮断器、漏えい遮断器を更新した。			JRR-3課
	②JRR-4の高経年化対策(保活)	・一次冷却系種循環ポンプの分解点検、廢液貯槽ライニング交換、安全スイッチの交換等を行った。			JRR-4課
	③NSRRの高経年化対策(保活)	・原子炉プールライニングの肉厚調査、柳水移送ポンプI及びIIの分解点検、原子炉棟内操作盤の表示灯の更新等を行った。			加速器課
④タンデム加速器高経年化対策(保活)	・高電圧端子内180度偏向電磁石の基本設計を行った。 ・タンデム加速器制御システムコンピュータを更新した。				
①アジア国際協力					
・インドネシアとの二国間協定の実施					技術課
該当なし					

付録9 平成20年度実施結果のまとめ

研究炉加速器管理部
平成21年3月31日結果

重要課題	実施項目	実施結果	特筆すべき事項	備考	担当課室
	<ul style="list-style-type: none"> ・文部科学省原子力交流制度対応 ・IAEAへの協力 	<ul style="list-style-type: none"> ・マレーシア(マレーシア原子力庁)からの研修生を1名7月24日から10月3日まで受け入れた。(JRR-3管理課) ・マレーシア(マレーシア原子力庁)からの研修生を1名7月24日から10月3日まで受け入れた。(研究炉利用課) ・ベトナム(ダラット原子力研)からの研修生を1名9月5日から9月19日まで受け入れた。(NSRR管理課) 			全課
	<ul style="list-style-type: none"> ・アジア原子力協カフォーラム(FNCA)研究炉基礎技術プロジェクトの推進し、参加各国の研究炉の安全安定運転及び利用技術の向上を図る 原子力歴史構築賞の受賞 	<ul style="list-style-type: none"> 研究炉基礎技術プロジェクトである「研究炉のRIA(反応度事故)安全解析及びLOFA(流量喪失事故)安全解析技術の共有化を成功裡に終了させ、FNCA参加国の安全解析技術の向上に貢献した。今後2年間の実施計画を合意した。 			全課
特記、トピックス事項					

This is a blank page.

国際単位系 (SI)

表1. SI基本単位

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

表2. 基本単位を用いて表されるSI組立単位の例

組立量	SI基本単位	
	名称	記号
面積	平方メートル	m ²
	立法メートル	m ³
速度	メートル毎秒	m/s
	メートル毎秒毎秒	m/s ²
波数	毎メートル	m ⁻¹
	キログラム毎立法メートル	kg/m ³
面積密度	キログラム毎平方メートル	kg/m ²
	立法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
	アンペア毎メートル	A/m
濃度 ^(a)	モル毎立法メートル	mol/m ³
	キログラム毎立法メートル	kg/m ³
輝度	カンデラ毎平方メートル	cd/m ²
	屈折率 ^(b)	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	ラジアン ^(b)	rad	1 ^(b)	m/m
	ステラジアン ^(b)	sr ^(c)	1 ^(b)	m ² /m ²
周波数	ヘルツ ^(d)	Hz		s ⁻¹
	ニュートン	N		m kg s ⁻²
圧力, 応力	パスカル	Pa	N/m ²	m ⁻¹ kg s ⁻²
	ジュール	J	N m	m ² kg s ⁻²
仕事率, 工率, 放射束	ワット	W	J/s	m ² kg s ⁻³
	クーロン	C		s A
電位差 (電圧), 起電力	ボルト	V	W/A	m ² kg s ⁻³ A ⁻¹
	ファラド	F	C/V	m ² kg ⁻¹ s ⁴ A ²
電気抵抗	オーム	Ω	V/A	m ² kg s ⁻³ A ⁻²
	ジーメンズ	S	A/V	m ² kg ⁻¹ s ³ A ²
磁束	ウエーバ	Wb	Vs	m ² kg s ⁻² A ⁻¹
	テスラ	T	Wb/m ²	kg s ⁻² A ⁻¹
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A	m ² kg s ⁻² A ⁻²
	セルシウス度 ^(e)	°C		K
光照射度	ルーメン	lm	cd sr ^(c)	cd
	ルクス	lx	lm/m ²	m ⁻² cd
放射線種の放射能 ^(f)	ベクレル ^(d)	Bq		s ⁻¹
	グレイ	Gy	J/kg	m ² s ⁻²
線量当量, 周辺線量当量, 方向性線量当量, 個人線量当量	シーベルト ^(g)	Sv	J/kg	m ² s ⁻²
	カタール	kat		s ⁻¹ mol

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

表4. 単位の中に固有の名称と記号を含むSI組立単位の例

組立量	SI組立単位		
	名称	記号	SI基本単位による表し方
粘力のモーメント	パスカル秒	Pa s	m ¹ kg s ⁻¹
	ニュートンメートル	N m	m ² kg s ⁻²
表面張力	ニュートン毎メートル	N/m	kg s ⁻²
	ラジアン毎秒	rad/s	m m ⁻¹ s ⁻¹ =s ⁻¹
角加速度	ラジアン毎秒毎秒	rad/s ²	m m ⁻¹ s ⁻² =s ⁻²
	ワット毎平方メートル	W/m ²	kg s ⁻³
熱容量, エントロピー	ジュール毎ケルビン	J/K	m ² kg s ⁻² K ⁻¹
	ジュール毎キログラム毎ケルビン	J/(kg K)	m ² s ⁻² K ⁻¹
比熱容量, 比エントロピー	ジュール毎キログラム	J/kg	m ² s ⁻²
	ワット毎メートル毎ケルビン	W/(m K)	m kg s ⁻³ K ⁻¹
熱伝導率	ジュール毎立法メートル	J/m ³	m ¹ kg s ⁻²
	ボルト毎メートル	V/m	m kg s ⁻³ A ⁻¹
電界の強さ	クーロン毎立法メートル	C/m ³	m ³ s A
	クーロン毎平方メートル	C/m ²	m ² s A
電荷密度, 電気変位	クーロン毎平方メートル	C/m ²	m ² s A
	ファラド毎メートル	F/m	m ³ kg ⁻¹ s ⁴ A ²
誘電率	ヘンリー毎メートル	H/m	m kg s ⁻² A ⁻²
	ジュール毎モル	J/mol	m ² kg s ⁻² mol ⁻¹
モルエントロピー, モル熱容量	ジュール毎モル毎ケルビン	J/(mol K)	m ² kg s ⁻² K ⁻¹ mol ⁻¹
	クーロン毎キログラム	C/kg	kg ⁻¹ s A
照射線量 (X線及びγ線)	グレイ	Gy/s	m ² s ⁻²
	ワット毎ステラジアン	W/sr	m ¹ m ² kg s ⁻³ =m ² kg s ⁻³
放射線輝度	ワット毎平方メートル毎ステラジアン	W/(m ² sr)	m ² m ² kg s ⁻³ =kg s ⁻³
	カタール毎立法メートル	kat/m ³	m ³ s ⁻¹ mol

表5. SI接頭語

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

表6. SIに属さないが、SIと併用される単位

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

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

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

表8. SIに属さないが、SIと併用されるその他の単位

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

表9. 固有の名称をもつCGS組立単位

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

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

表10. SIに属さないその他の単位の例

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

