



## 平成19年度研究炉加速器管理部年報

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

Annual Report of Department of Research Reactor  
and Tandem Accelerator, JFY2007  
(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

June 2009

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

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

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

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

© Japan Atomic Energy Agency, 2009

平成 19 年度研究炉加速器管理部年報  
(JRR-3, JRR-4, NSRR 及びタンデム加速器の運転、利用及び技術開発)

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 3 月 31 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 2007 年 4 月 1 日から 2008 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、表彰の一覧及び業務の実施計画とその結果を掲載した。

---

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：宮崎 修、阿波 靖晃、井坂 浩二、沓掛 健一、米田 政夫、柴田 光、  
檜山 和久、鈴木 真裕、曾根 卓也、大内 知秋、寺門 雄一、左高 正雄

Annual Report of Department of Research Reactor and Tandem Accelerator, JFY2007  
(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 March 31, 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, 2007 and March 31, 2008. 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, plans and 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.) Osamu MIYAZAKI, Yasuaki AWA, Koji ISAKA, Kenichi KUTSUKAKE,  
Masao KOMEDA, Ko SHIBATA, Kazuhisa HIYAMA, Mayu SUZUKI,  
Takuya SONE, Tomoaki OHUCHI, Yuichi TERAOKA, Masao SATAKA

## 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	16
2.1.4 放射線管理	19
2.1.5 水・ガス管理	21
2.1.6 使用済燃料貯蔵施設の管理	24
2.2 JRR-4の運転管理	26
2.2.1 運転	26
2.2.2 保守・整備	28
2.2.3 燃料・炉心管理	30
2.2.4 放射線管理	32
2.2.5 水・ガス管理	32
2.2.6 使用済燃料貯蔵施設の管理	33
2.3 NSRRの運転管理	36
2.3.1 運転	36
2.3.2 保守・整備	36
2.3.3 燃料・炉心管理	40
2.3.4 放射線管理	41
2.4 タンデム加速器の運転管理	42
2.4.1 運転	42
2.4.2 保守・整備	44
2.4.3 高圧ガス製造施設	51
2.4.4 放射線管理	53
2.5 主な技術開発	54
2.5.1 JRR-3プロセス計算機システムの更新	54
2.5.2 データ処理計算機の構築	59
2.5.3 モータドライバ故障原因調査	66
2.5.4 NSRR 原子炉プールライニング検査装置の試験測定	72
2.5.5 高圧六フッ化硫黄 (SF <sub>6</sub> ) ガス中で使用するリレーのための スクリーニング試験	74
3. 研究炉及び加速器の利用	79
3.1 利用状況	81

3.2	照射利用	86
3.2.1	JRR-3 における照射	89
3.2.2	JRR-4 における照射	95
3.3	実験利用	97
3.3.1	JRR-3 における実験	99
3.3.2	JRR-4 における実験	103
3.3.3	NSRR における実験	105
3.3.4	タンデム加速器における実験	106
3.3.5	実験室の利用状況	109
3.3.6	医療照射	110
3.3.7	動物実験	111
3.3.8	人材育成	111
3.4	保守・整備	112
3.4.1	JRR-3 照射設備等の保守・整備	112
3.4.2	JRR-4 照射設備等の保守・整備	113
3.4.3	NSRR 照射設備等の保守・整備	115
3.5	施設共用	117
3.5.1	炉内中性子照射等専門部会	117
3.5.2	中性子ビーム利用専門部会	117
3.5.3	タンデム加速器専門部会	117
3.5.4	研究炉医療照射委員会	120
4.	研究炉及び加速器利用技術の高度化	121
4.1	JRR-3 の高度化の技術開発	123
4.1.1	中性子導管の高効率化	123
4.1.2	耐放射線ミラーの開発	131
4.1.3	中性子ビーム分岐技術の開発	132
4.2	医療照射技術の開発	137
4.2.1	照射技術の高度化	137
4.2.2	線量評価技術の高度化	144
4.2.3	適用拡大のための技術開発	153
4.3	シリコン照射技術の開発	157
4.3.1	JRR-4 における 12 インチ NTD-Si 照射装置に関する概念設計	157
4.3.2	大型シリコン照射が可能な研究炉の概念設計	160
4.4	アルミナ製 $^{188}\text{W}/^{188}\text{Re}$ ジェネレータから溶出する $^{188}\text{Re}$ の濃縮技術開発	166
4.5	タンデム加速器系の開発	170
4.5.1	高多価・高強度重イオンビームの開発	170
4.5.2	ISOL イオン源の開発	172
4.5.3	低速度重イオン加速用超伝導空洞の性能試験	173

5. 研究炉及び加速器の安全管理	175
5.1 研究炉加速器管理部の安全管理体制	177
5.2 安全点検状況	179
5.3 訓練	182
6. 国際協力	199
6.1 文部科学省原子力研究交流制度等	201
6.2 二国間協力	203
6.2.1 日本原子力研究開発機構とタイ原子力技術研究所 (JAEA-TINT) の研究協力	203
7. むすび	205
あとがき	209
付 録	211
付録 1 研究炉加速器管理部の組織と業務	213
付録 2 JAEA-Research 等一覧	214
付録 3 口頭発表一覧	215
付録 4 外部投稿論文一覧	218
付録 5 官庁許認可一覧	222
付録 6 研究炉の運転・利用に関する国際協力の実績	223
付録 7 表彰、特許	225
付録 8 平成 19 年度実施計画及びその実施結果	227

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 .....	16
2.1.4 Radiation Monitoring .....	19
2.1.5 Water and Gas Managements .....	21
2.1.6 Management of Spent Fuel Storage Facility .....	24
2.2 Operation and Maintenance of JRR-4 .....	26
2.2.1 Operation .....	26
2.2.2 Maintenance .....	28
2.2.3 Reactor Core Management .....	30
2.2.4 Radiation Monitoring .....	32
2.2.5 Water and Gas Management .....	32
2.2.6 Management of Spent Fuel Storage Facility .....	33
2.3 Operation and Maintenance of NSRR .....	36
2.3.1 Operation .....	36
2.3.2 Maintenance .....	36
2.3.3 Reactor Core Management .....	40
2.3.4 Radiation Monitoring .....	41
2.4 Operation and Maintenance of Tandem Accelerator .....	42
2.4.1 Operation .....	42
2.4.2 Maintenance .....	44
2.4.3 High-pressure Gas Handling System .....	51
2.4.4 Control of Radiation .....	53
2.5 Major topics of Technical Development .....	54
2.5.1 Renewal Planning of JRR-3 Process Computer System .....	54
2.5.2 Production of Data Process Computer .....	59
2.5.3 Investigation of the Trouble of Motor Driver in Control Rod Drive Mechanism of JRR-4 .....	66
2.5.4 Development of NSRR Reactor Pool Lining Measurement System .....	72
2.5.5 Screening Test of Relays used under Pressurized Sulfur Hexafluoride (SF <sub>6</sub> ) .....	74
3. Utilization of Research Reactors and Tandem Accelerator .....	79
3.1 Status of Utilization .....	81
3.2 Irradiation .....	86
3.2.1 Irradiation in JRR-3 .....	89
3.2.2 Irradiation in JRR-4 .....	95
3.3 Experiments .....	97
3.3.1 Experiments in JRR-3 .....	99

3.3.2	Experiments in JRR-4	103
3.3.3	Experiments in NSRR	105
3.3.4	Experiments in the Tandem Accelerator Facility	106
3.3.5	Status of Utilization in Laboratories	109
3.3.6	Medical Irradiation	110
3.3.7	Experiments with Mouse	111
3.3.8	Human Resource Development	111
3.4	Maintenance	112
3.4.1	Maintenance of Utilization Apparatuses in JRR-3	112
3.4.2	Maintenance of Utilization Apparatuses in JRR-4	113
3.4.3	Maintenance of Utilization Apparatuses in NSRR	115
3.5	Specialist Committee for Common utilization of JAEA's Research Facilities	117
3.5.1	The Specialist Committee for Neutron Irradiation	117
3.5.2	The Specialist Committee for Neutron Beam Utilization	117
3.5.3	The Specialist Committee for Tandem Accelerator	117
3.5.4	The Specialist Committee for Medical Irradiations at Research Reactor	120
4.	Upgrading of Utilization Techniques of Research Reactors and Tandem Accelerator	121
4.1	Development for Upgrading of JRR-3 Cold Neutron Beam Utility	123
4.1.1	Arrangements of Neutron Guide Tubes for Effective Transportation of Cold Neutron Beam	123
4.1.2	Development of a Radiation Resistant Mirror	131
4.1.3	Development of Neutron Beam Splitting Devices	132
4.2	Development of BNCT Technology	137
4.2.1	Improvement for Medical Irradiation Technology	137
4.2.2	Improvement of Dosimetry Technology for BNCT	144
4.2.3	Expansion of application	153
4.3	Development of Irradiation Technology for Semi-conducting Silicon Production	157
4.3.1	Conceptual Design of the 12 inch Silicon Irradiation Device in JRR-4	157
4.3.2	Conceptual Design of a Research Reactor for Irradiating Large Diameter silicon	160
4.4	Development for concentration of $^{188}\text{Re}$ Solutions from Alumina-based $^{188}\text{W}/^{188}\text{Re}$ Generator	166
4.5	Accelerator Development	170
4.5.1	Development of Highly Charged Intense Heavy Ion Beam	170
4.5.2	Development of Ion-source for JAEA-ISOL	172
4.5.3	Performance Test of Superconducting Cavity for Acceleration of Low Velocity Heavy Ions	173
5.	Safety Administration for Research Reactors and Tandem Accelerator	175
5.1	Organization of Safety Administration	177
5.2	Present Status of Safety Inspection	179
5.3	Training	182

6. International Cooperation .....	199
6.1 MEXT Scientist Exchange Program .....	201
6.2 Bilateral Cooperation .....	203
6.2.1 JAEA-TINT Cooperation .....	203
7. Conclusions .....	205
Postscript .....	209
Appendices .....	211
Appendix 1 Organization of the Department of Research Reactor and Tandem Accelerator .....	213
Appendix 2 List of JAEA-Research Reports .....	214
Appendix 3 List of Papers Presented at Meetings .....	215
Appendix 4 List of Published Papers .....	218
Appendix 5 List of Granted Permissions on the Laws and Regulations Concerning Atomic Energy .....	222
Appendix 6 List of International Cooperation Concerning Operation and Utilization of Research reactors and Tandem Accelerator .....	223
Appendix 7 Commendation, Applied Patents .....	225
Appendix 8 Plans and Outcomes in Services and Technical Developments .....	227

## まえがき

研究炉加速器管理部は、2005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。

11月13日、米国ワシントンDCで開催された米国原子力学会冬季会議において、これらの努力が認められ、JRR-3が米国ランドマーク賞を受賞した。授賞式には横溝理事と竹内次長が出席し賞状を頂いた。同賞は原子力の平和利用のために重要な貢献をするとともに新しい成果を上げ、20年以上の実績がある施設が授与されるものである。

This is a blank page.

# 1. 概 要

---

## Overview

This is a blank page.

平成 19 年度の運転・利用・技術開発状況を振り返ると、JRR-3 では、7 サイクルで 180 日間の共同利用運転を計画どおり達成した。JRR-4 では、25 サイクル（92 日、1 週／サイクル日中運転）の共同利用運転を達成した。研究炉の利用では、JRR-3 及び JRR-4 を合わせて、照射件数 476 件、キャプセル総数 2,549 個、実験利用では延べ利用日数 6,652 件・日の利用実績があった。

研究炉の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、液体水素が喪失した場合の高性能減速材容器の応力解析を実施しその健全性を確認した。耐放射線中性子導管として有力なガラス状カーボン基板は、光学測定により従来のガラス基板のものと同等の性能を確保できることを確認するとともに、その照射試験準備を完了した。JRR-4 を用いる BNCT に関する照射技術の開発では、様々な部位への適用を可能にするための技術開発の一環として、頭頸部ガンへの照射を可能にする延長コリメータを実用化した。

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。また、高経年化安全対策としてプールライニング材の健全性確認用肉厚測定装置を製作した。

タンデム加速器は 105 日の運転を行い、計画した全ての実験項目を遂行し、機構内外の重イオンを用いた研究開発に貢献した。また、高電圧ターミナルの多価イオン源の交換を実施し、高強度の安定な多価イオン加速に成功した。

これら前年度の良好な運転実績を継続するとともに、研究炉の高度化の技術開発を更に進めることとし、研究炉加速器管理部としては、平成 19 年度の主要な業務を以下のとおり定めた。

- (1) JRR-3 については、7 サイクルの施設共用運転を行う。第 L18 次の燃料の製作を完了するとともに第 L19 次及び第 L20 次燃料の製作を開始する。使用済燃料 40 体の対米輸送を実施する。JRR-4 については、40 サイクルの施設共用運転を行う。
- (2) 研究炉の利用については、JRR-3 及び JRR-4 並びに実験室の施設共用、JRR-3 冷中性子源装置の安全・安定運転を図る。
- (3) JRR-3 の利用の高度化として、冷中性子ビーム強度の 10 倍化の技術開発を進める。
- (4) JRR-4 を用いたホウ素中性子捕捉療法（BNCT）の臨床研究の発展のための医療照射技術の向上を進める。
- (5) 中性子核変換ドーピング（NTD）による Si 半導体の製造用高性能照射装置の開発を推進する。
- (6) NSRR については、燃料安全評価研究グループの実験計画に基づく運転を行う。
- (7) タンデム加速器については、利用者の実験計画に基づく運転を実施する。技術開発としてイオンビーム増強計画、高経年化対策などの整備計画を進める。

その結果、平成 19 年度末の時点で上記の業務はほぼ計画どおり達成し、主な成果は以下のとおりであった。

- (1) JRR-3 では 7 サイクルで 180 日間の、JRR-4 では 25 サイクルで 92 日の施設共用運転を行い機構内外の中性子を利用した研究開発に貢献した。第 L18 次燃料の製作を完了し、また使用済燃料 40 体の対米輸送を成し遂げた。

- (2) JRR-3 及び JRR-4 の施設共用について計画的な調整を行い、シリコン照射等の照射件数 476 件、放射化分析等のキャプセル総数 2,549 個、中性子ビーム実験利用では延べ利用日数 6,652 件・日の利用に供した。
- (3) JRR-3 の冷中性子ビーム強度 10 倍化計画については、冷中性子源強度を 2 倍にする高性能減速材容器の耐圧試験用容器の製作を行った。また、冷中性子導管のスーパーミラー化に向けてビーム特性の解析、高性能スーパーミラーの耐久試験、ビーム分岐技術の開発などを行った。
- (4) JRR-4 を用いる BNCT は、順調に 25 回実施された。
- (5) シリコン照射技術開発では、JRR-3 均一照射設備の NTD-Si 生産量増量化のための概念設計、12 インチシリコン均一照射装置の開発と照射試験装置の検討などを行った。
- (6) 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 1 回と、未照射燃料実験及び試験を 14 回実施し、燃料の安全性研究に貢献した。また、原子炉プールライニングの高経年化安全対策として製作した肉厚測定装置の動作確認及び試験測定を実施した。
- (7) タンデム加速器は 105 日の運転を行い、機構内外の重イオンを利用した物質科学研究に貢献した。開発では高電圧端子内イオン源の交換、加速管のビーム軸調整によりイオンビームを増強した。高電圧端子内 180 度電磁石の更新などの高経年化対策としての整備を進めた。

## 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19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19年度の施設共用運転は、平成19年度研究炉運転・管理計画に基づきR3-19-01サイクルからR3-19-07サイクルまでの合計7サイクルで182日間の運転(26日間×7サイクル=182日間)を予定していたが、非管理区域汚染調査のために、R3-19-04サイクルを運転休止とした。このため、当該サイクルの代替としてR3-19-08サイクル(24日間の運転)を追加し、最終的には、180日間の運転(26日間×6サイクル+24日間×1サイクル=180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) 照射利用設備で発生した故障復旧のため原子炉停止

平成19年12月13日、照射利用設備のうち水力照射設備のバルブ制御盤のプログラムコントローラ(制御装置)においてエラーが発生し、水力照射設備で照射中の試料の取り出しができないことを確認した。本事象は原子炉の運転には影響がないが、制御装置にエラーが発生している状態では、新たな照射を行うことができないため、制御装置を予備品と交換するために原子炉を一時的に停止した。

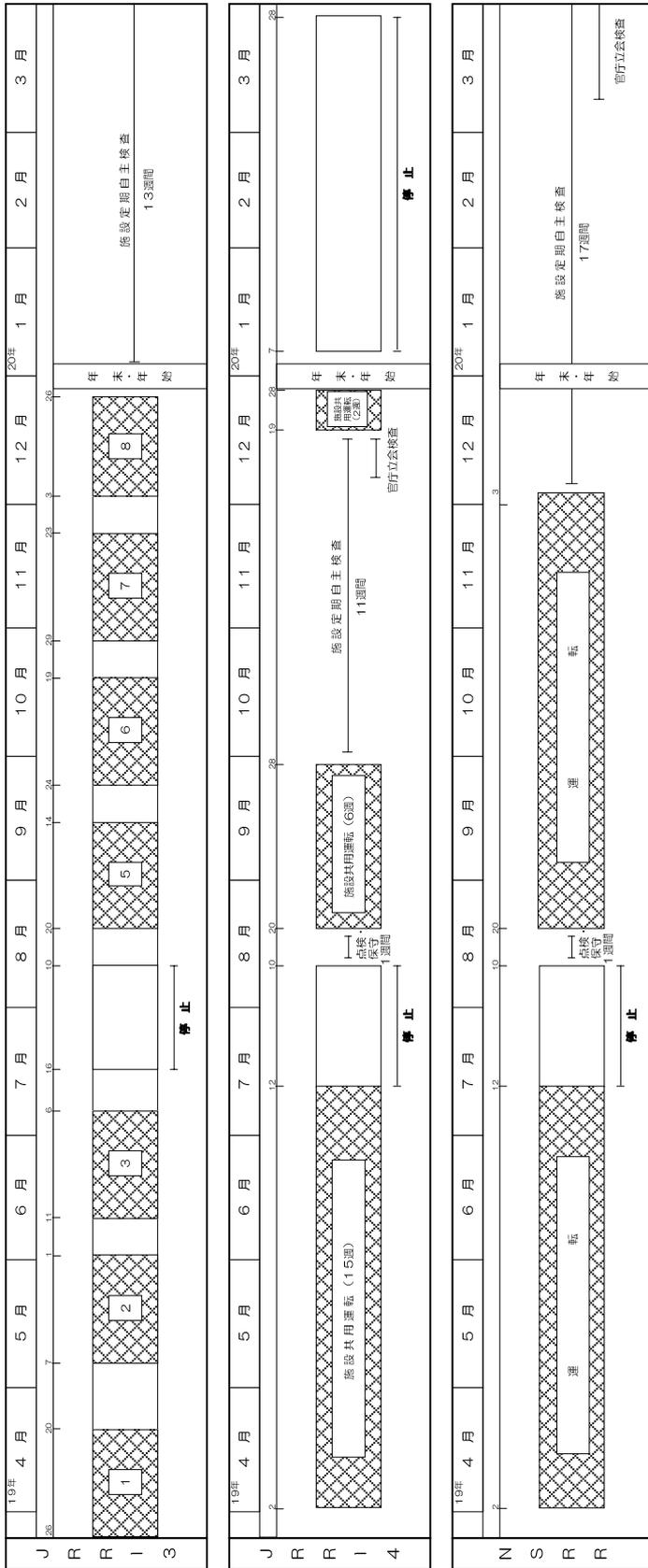
本年度の運転実績を第2.1.1表及び第2.1.2表に示す。

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	—	66,228 : 55	—	1,250,883.3	—
19-01	3/19~4/22	622 : 35	11,636.2	1,262,519.5	0
02	4/23~6/3	607 : 34	11,576.1	1,274,095.6	0
03	6/4~7/8	607 : 26	11,574.8	1,285,670.4	0
04	7/9~8/12	0 : 00	0.0	1,285,670.4	0
05	8/13~9/16	607 : 15	11,619.7	1,297,290.1	0
06	9/17~10/21	607 : 47	11,635.1	1,308,925.2	0
07	10/22~11/25	606 : 49	11,542.6	1,320,467.8	0
08	11/26~12/30	549 : 13	10,449.5	1,330,917.3	1
施設定期 自主検査	1/4~3/31 (7/4 まで)	0 : 00	0.0	1,330,917.3	0
年度累計	—	4208:39	—	—	1
累計	—	70,437:34	—	1,330,917.3	—

第 2.1.2 表 JRR-3 計画外停止

日 付	計画外停止の原因
12/13	照射利用設備の故障



JRR-4 1サイクル(週)基準運転表

日	月	火	水	金	土
	日	中	回	回	
	月	又	回	回	
	日	中	回	回	
	月	又	回	回	
	日	中	回	回	
	月	又	回	回	

JRR-3 1サイクル(週)基準運転表

第 1 週	第 2 週	第 5 週
月 1 日	月 1 日	月 1 日
火 2 日	火 2 日	火 2 日
水 3 日	水 3 日	水 3 日
木 4 日	木 4 日	木 4 日
金 5 日	金 5 日	金 5 日
土 6 日	土 6 日	土 6 日
日 7 日	日 7 日	日 7 日
月 8 日	月 8 日	月 8 日
火 9 日	火 9 日	火 9 日
水 10 日	水 10 日	水 10 日
木 11 日	木 11 日	木 11 日
金 12 日	金 12 日	金 12 日
土 13 日	土 13 日	土 13 日
日 14 日	日 14 日	日 14 日
月 15 日	月 15 日	月 15 日
火 16 日	火 16 日	火 16 日
水 17 日	水 17 日	水 17 日
木 18 日	木 18 日	木 18 日
金 19 日	金 19 日	金 19 日
土 20 日	土 20 日	土 20 日
日 21 日	日 21 日	日 21 日
月 22 日	月 22 日	月 22 日
火 23 日	火 23 日	火 23 日
水 24 日	水 24 日	水 24 日
木 25 日	木 25 日	木 25 日
金 26 日	金 26 日	金 26 日
土 27 日	土 27 日	土 27 日
日 28 日	日 28 日	日 28 日
月 29 日	月 29 日	月 29 日
火 30 日	火 30 日	火 30 日
水 31 日	水 31 日	水 31 日
木 1 日	木 1 日	木 1 日
金 2 日	金 2 日	金 2 日
土 3 日	土 3 日	土 3 日
日 4 日	日 4 日	日 4 日
月 5 日	月 5 日	月 5 日
火 6 日	火 6 日	火 6 日
水 7 日	水 7 日	水 7 日
木 8 日	木 8 日	木 8 日
金 9 日	金 9 日	金 9 日
土 10 日	土 10 日	土 10 日
日 11 日	日 11 日	日 11 日
月 12 日	月 12 日	月 12 日
火 13 日	火 13 日	火 13 日
水 14 日	水 14 日	水 14 日
木 15 日	木 15 日	木 15 日
金 16 日	金 16 日	金 16 日
土 17 日	土 17 日	土 17 日
日 18 日	日 18 日	日 18 日
月 19 日	月 19 日	月 19 日
火 20 日	火 20 日	火 20 日
水 21 日	水 21 日	水 21 日
木 22 日	木 22 日	木 22 日
金 23 日	金 23 日	金 23 日
土 24 日	土 24 日	土 24 日
日 25 日	日 25 日	日 25 日
月 26 日	月 26 日	月 26 日
火 27 日	火 27 日	火 27 日
水 28 日	水 28 日	水 28 日
木 29 日	木 29 日	木 29 日
金 30 日	金 30 日	金 30 日
土 31 日	土 31 日	土 31 日

年 間 週 間 割

JRR-3	施設共用運転 施設定期自主検査	34週間 13週間
JRR-4	施設共用運転 施設定期自主検査 点検・保守	23週間 11週間 1週間
NSRR	運転施設定期自主検査 点検・保守	29週間 17週間 1週間

第 2.1.1 図 平成 19 年度 研究炉運転・管理実績

## 2.1.2 保守・整備

### (1) 概況

平成19年度研究炉運転・管理計画に基づき点検・保守及び施設定期自主検査を実施した。主なものとしては起動系中性子検出器の交換、1次冷却材主ポンプ電動機の更新等である。

### (2) 主な保守整備

#### 1) 起動系中性子検出器の交換

起動系は、低出力時の中性子束を監視するものであり、中性子検出器（BF<sub>3</sub> 比例計数管）、中性子検出器駆動装置、前置増幅器、増幅器ディスクリミネータ、計数率計等から構成されている。系統は多重化された A 系、B 系の独立した 2 チャンネルから成り立っている。

中性子検出器の交換計画に基づき、起動系 A 系の中性子検出器（BF<sub>3</sub>）、それに接続されている同軸ケーブル及び乾燥空気供給用エアホースの交換作業を行った。中性子検出器、同軸ケーブル及びエアホースは、中性子検出器駆動装置により引抜き及び挿入される。作業者は交換作業を行った経験が無いことから、交換部品の規格や図面による構造及び原理の理解並びに中性子検出器交換作業要領書及び中性子検出器駆動装置試験検査要領書を作成した。本作業で最も重要である検出器、コネクタ及び同軸ケーブルの接続において、事前に練習して作業者の習熟度を高め、交換作業を実施した。

交換後、ストローク確認検査、手動トルク確認検査、昇降台原点確認検査、駆動速度確認検査、駆動電流確認検査、検出器設定位置確認検査を実施し、正常に機能することを確認した。また、検出器、コネクタ及び同軸ケーブルの接続が十分であることを確認するために、検出器交換前後においてオシロスコープによるノイズ及びパルス波形測定並びに中性子計装盤における計数率測定を行い、更に今回新たに静電容量測定を追加し、接続が良好であることを確認した。

技術が継承できるように工程毎に写真及び映像に記録し、作業報告書や試験検査記録にまとめた。これらのことにより確実な保守が可能となり、保守における品質向上が図られた。

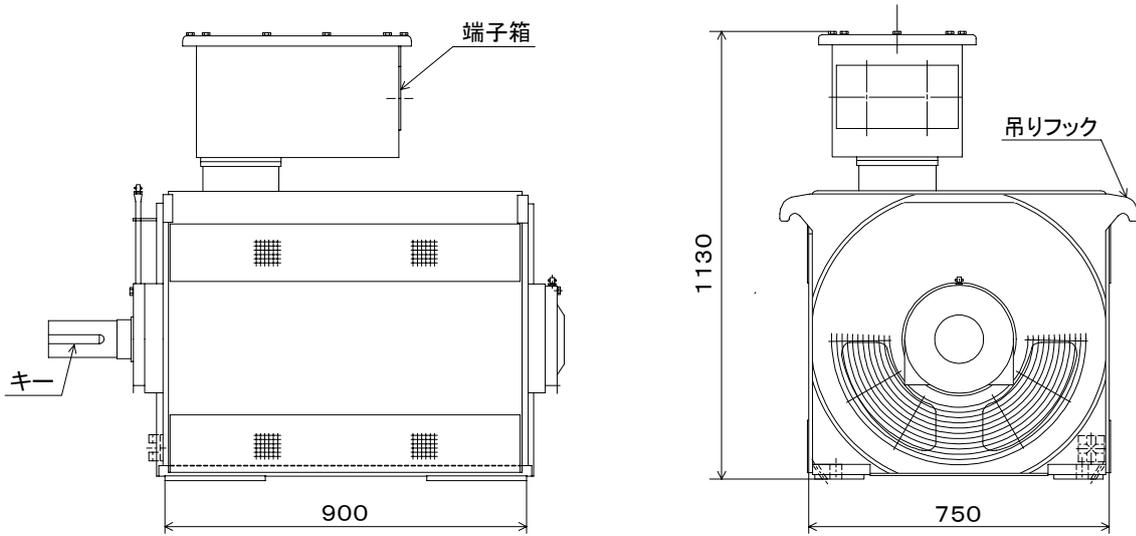
#### 2) 1次冷却材主ポンプ電動機の更新

1 次冷却材主ポンプは、炉心で発生した熱を除去する 1 次冷却設備の主要機器であり 2 基設置されている。この 1 次冷却材主ポンプの電動機は、定期的にグリスアップ、絶縁抵抗測定、軸受け温度及び振動測定など保守点検を実施しているが、設置以来約 20 年経過することから軸受けの摩耗及び絶縁劣化が懸念されていた。このため、2 台とも新規の電動機に更新し、1 次冷却材主ポンプの性能維持を図った。更新した電動機は、既設の電動機と規格、形状とも同一仕様のものである。電動機の概略図と仕様を第 2.1.2 図に示す。

電動機の更新作業は、電動機が 1 次冷却設備の機器や配管に囲まれて設置されており、それらは取り外しや移動を行うことが困難なため、電動機を上部に吊り上げ、チェンブロックを複数用いて徐々に横移動させる合い吊り方法を用いて搬出・搬入作業を行うこととした。しかし、電動機の上部には換気空調用のダクトや他の設備の配管が設置されておりスペースが十分でないことや、電動機に付属の吊り上げ用フックが小さく合い吊りに適さないことから、専用の吊り治具を製作した。吊り治具を用いることで搬出・搬入作業においてチェンブロックと

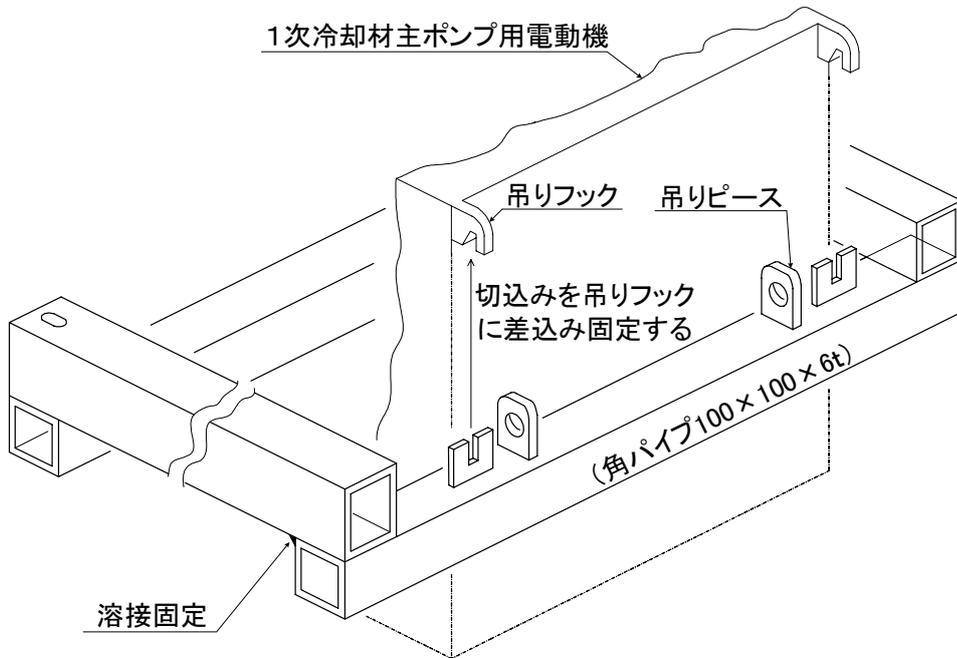
の接続を確実に行うことができ、スペースがない場所でも安定な移動ができるなど、作業を円滑に進めることができた。吊り治具の概略図を第 2.1.3 図に示す。また、作業に伴い搬出・搬入経路の天井 4 箇所チェーンブロックを取り付けるためのアンカープレートを打設した。電動機更新作業の写真を第 2.1.4 図に示す。

電動機の更新後、外観検査、据付検査、センターリング測定、絶縁抵抗検査及び連続運転試験の各試験検査を行い、結果は全て良好であった。さらに、1次冷却材主ポンプの揚程が基準値である46mを満足し、ポンプの性能が維持されていることを確認した。



定格出力 kW	定格回転数 min <sup>-1</sup>	定格電圧 V	定格電流 A	極数	耐熱クラス
250	1470	400	433	4	F

第 2.1.2 図 1 次冷却材主ポンプ用電動機の概略図及び仕様



第2.1.3図 電動機用吊り治具の概略図



電動機搬出作業



新規電動機据付後

第2.1.4図 電動機更新作業

### 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。

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年度以降、ブリスタ検査、燃料板検査、燃料要素検査及び発送前検査を実施し、第L19次取替用燃料体については平成21年9月に、第L20次取替用燃料体については平成22年3月に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19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19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

R3-19-01、R3-19-03、R3-19-04、R3-19-06、R3-19-07 及びR3-19-08 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 14 体、フォロー型燃料要素 4 体、計 18 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、58.5%（設置許可書上の燃焼度の制限値 60%）であった。これまでのシリサイド燃料炉心運転により燃焼度実績値データの蓄積が得られ、燃焼度 55%を越えた燃料要素でも、さらにもう 1 サイクル燃焼できるものが存在することを確認した。（以前は、燃焼度 55%を越えた燃料要素は使用済燃料として炉心から取り出していた。）

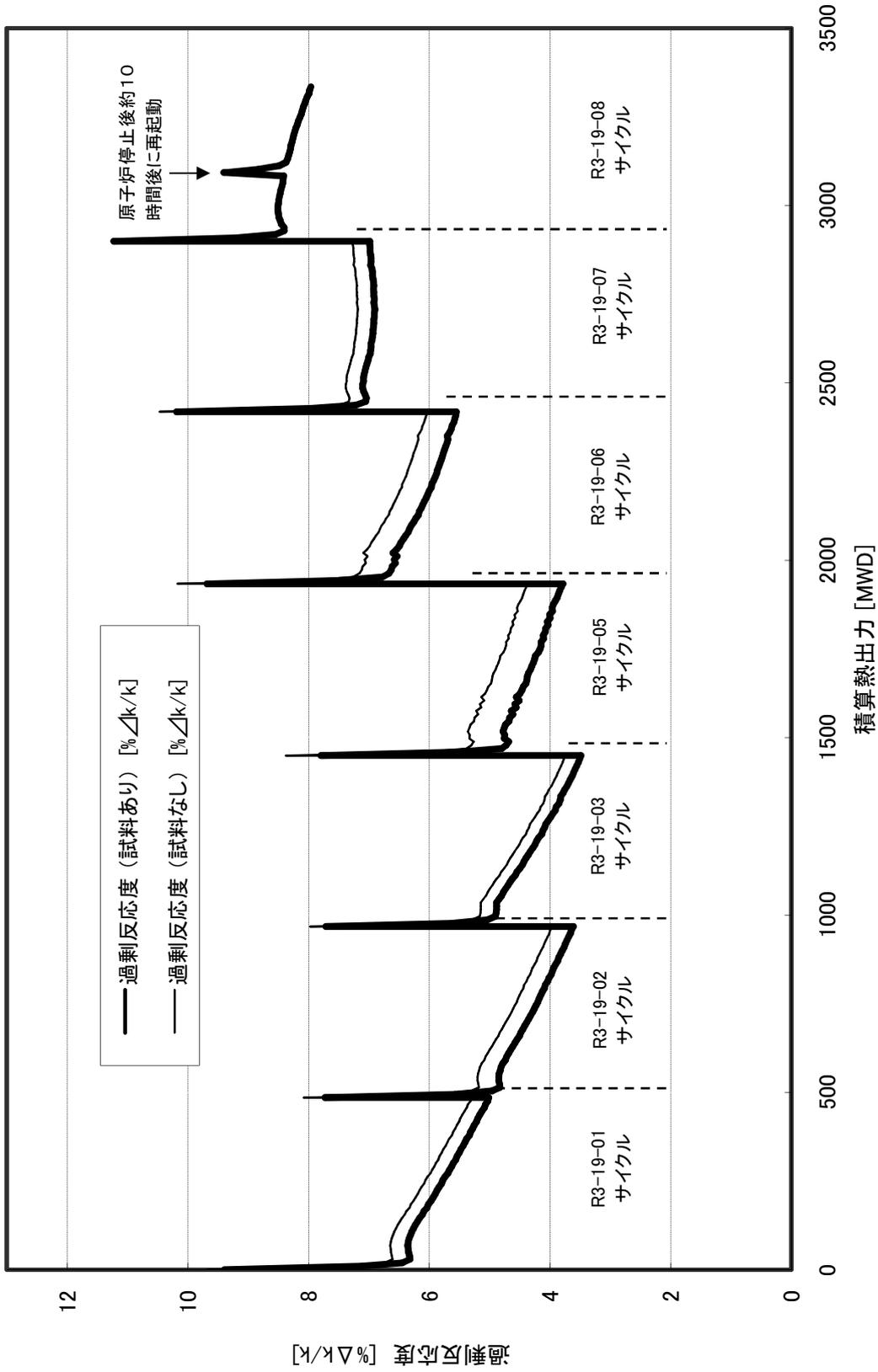
#### (3) 反応度管理

燃料交換を実施することで過剰反応度を確保できる。第2.1.6図にR3-19-01サイクルからR3-19-08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、R3-19-08サイクル初期で、試料無状態換算で、11.26% $\Delta k/k$ （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、

8.43% $\Delta k/k$ （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% $\Delta k/k$ ～9% $\Delta k/k$ の間で推移した。



第2.1.6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、1次冷却材主ポンプ電動機更新作業、ヘリウム系圧力計の点検校正、中性子検出器交換作業及び第L18次取替用燃料体搬入作業等であった。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2.1.3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：6.5m<sup>3</sup>）の放出については、検出下限濃度未満での放出であった。放出された気体状放射性物質の<sup>41</sup>Ar及び<sup>3</sup>Hの年間放出量は $3.3 \times 10^8 \text{Bq}$ 及び $1.4 \times 10^{10} \text{Bq}$ であり、それぞれの放出管理目標値の0.0005%及び0.2%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2.1.4表に示す。

第2.1.3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	
	$^{41}\text{Ar}$	$^3\text{H}$	$^{60}\text{Co}$	$^{131}\text{I}$	$^3\text{H}$	$^{60}\text{Co}$	
年間放出量 (Bq/y)	$3.3 \times 10^8$	$1.4 \times 10^{10}$	0	0	$3.9 \times 10^8$	$1.3 \times 10^6$	
年間平均濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )	$<1.2 \times 10^{-3}$	$<4.4 \times 10^{-5}$	$<3.7 \times 10^{-10}$	$<9.3 \times 10^{-10}$	$4.6 \times 10^0$	$1.5 \times 10^{-2}$	

第2.1.4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)	951	1,014	1,157	896	1,365
総線量 (人・mSv)	7.4	3.1	7.1	0.2	17.8
平均線量 (mSv)	0.01	0.00	0.01	0.00	0.01
最大線量 (mSv)	0.4	0.5	0.3	0.2	1.1

(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4kg炉心へ補給した。JRR-4は変動がなく、年度末の重水装荷量はそれぞれ7,289kg及び368kgであった。また、未使用重水量は、炉心補給で4kg、重水の棚卸しに伴い台秤を更新したことにより、台秤による重量の誤差分が生じた。その分を計量調整として1kg払出した。未使用重水の在庫量は304kgとなった。今年度の回収重水は移動がなく、年度末で16,038kgであった。

重水の管理状況を第2.1.5表から第2.1.7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2.1.8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次冷却水精製系入口の水素イオン濃度指数(pH)の測定結果は5.90~6.72で、管理基準値(5.0~7.5)の範囲であった。1次冷却水精製系出口の水素イオン濃度指数(pH)の測定結果は6.08~6.63で、管理基準値(5.0~7.5)の範囲であった。1次冷却水精製系入口の導電率の測定結果は0.18~0.67 $\mu$ S/cm、精製系出口の導電率は0.06~0.09 $\mu$ S/cmであり、それぞれ管理基準値(5.0 $\mu$ 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精製系入口のpHの測定結果は5.67~6.05で、管理基準値(5.0~7.5)の範囲であった。使用済燃料プール水精製系出口のpHの測定結果は6.18~6.62で管理基準値(5.0~7.5)の範囲であった。

#### 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、97.20~97.66vol%の濃度であった。また、ヘリウム系に酸素ガスを1回、合計20 $l$ 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0.64~0.83vol%で管理基準値(4.0vol%以下)の範囲であった。

#### 4) 反射体重水

反射体重水の重水濃度の測定結果は99.40~99.47mol%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5.60~6.23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精製系入口で0.21~0.35 $\mu$ S/cm、精製系出口で0.02~0.03 $\mu$ S/cmであり、それぞれ管理基準値(2.0 $\mu$ S/cm以下)の範囲であった。

#### 5) 2次冷却水

2次冷却水のpHの測定結果は7.3~8.8で、管理基準値(6~9)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、二次水の導電率による管理を、約800~約850 $\mu$ 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洩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、R3-18-04サイクルからR3-19-02サイクルまで6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91,184m<sup>3</sup>であった。No.2イオン交換樹脂塔は、R3-19-03サイクルからR3-19-07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.1イオン交換樹脂塔への切り替えをした。積算精製量は59,684m<sup>3</sup>であった。(R3-19-04サイクルは、原科研総点検の為運転停止で使用していない。)

R3-19-08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

今年度の精製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 12,973m<sup>3</sup>であった。

8) 冷中性子源装置 (CNS) 系

照射利用系の 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 1.30ppm で管理でき、管理基準値 (酸素ガス及び窒素ガスの合計 10ppm) の範囲であった。

第 2.1.5 表 JRR-3 および JRR-4 の装荷重水量

	平成 18 年度末	補給重水量 (kg)	回収重水量 (kg)	廃棄重水量 (kg)	平成 19 年度末
	装荷重水量(kg)				装荷重水量(kg)
JRR-3	7,285	4	0	0	7,289
JRR-4	368	0	0	0	368
合計(kg)	7,653	4	0	0	7,657

第 2.1.6 表 JRR-3 未使用重水保管量

平成 18 年度末	受入れ(kg)		払出し(kg)		平成 19 年度末
未使用重水量(kg)	購入	その他	補給	計量調整	未使用重水量(kg)
309	0	0	4	1	304

第 2.1.7 表 JRR-3 の回収重水量

平成 18 年度末	受入れ(kg)			払出し(kg)			平成 19 年度末
回収重水量(kg)	炉心回収	その他	小計	移動	その他	小計	回収重水量(kg)
16,038	0	0	0	0	0	0	16,038

第 2.1.8 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)	精製系入口	5.0~7.5	5.90~6.72
		精製系出口		6.08~6.63
	導電率 ( $\mu\text{S}/\text{cm}$ )	精製系入口	5.0 以下	0.18~0.67
		精製系出口		0.06~0.09
	全 $\beta$ 放射能濃度 *1) ( $\text{Bq}/\text{cm}^3$ )	精製系入口	—	$5.21 \times 10^2 \sim 8.97 \times 10^2$
		精製系出口	—	< 1.31
	全 $\gamma$ 放射能濃度 *2) ( $\text{Bq}/\text{cm}^3$ )	精製系入口	—	$7.20 \times 10^2 \sim 9.17 \times 10^2$
		精製系出口	—	$2.36 \times 10^1 \sim 3.81 \times 10^1$
トリチウム濃度 ( $\text{Bq}/\text{cm}^3$ )		—	$6.10 \times 10^2 \sim 1.18 \times 10^3$	
SF プール水	水素イオン濃度指数 (pH)	精製系入口	5.0~7.5	5.67~6.05
		精製系出口		6.18~6.62
ヘリウム ガス	ヘリウムガス濃度 (Vol%)		90.0 以上	97.20~97.66
	再結合器入口 重水素ガス濃度 (Vol%)		4.0 以下	0.64~0.83
反射体重水	濃度 (mol%)		高濃度に維持	99.40~99.47
	水素イオン濃度指数 (pH)		5.0~8.0	5.60~6.23
	トリチウム濃度 ( $\text{Bq}/\text{cm}^3$ ) *3)		—	$1.56 \times 10^8$
	導電率 ( $\mu\text{S}/\text{cm}$ )	精製系入口	2.0 以下	0.21~0.35
精製系出口		0.02~0.03		
2 次冷却水	水素イオン濃度指数 (pH)	原 水	—	6.60~7.30
		2 次冷却水	6.0~9.0	7.30~8.80
	導電率 ( $\mu\text{S}/\text{cm}$ )	原 水	—	112.0~162.0
		2 次冷却水	濃縮倍数が補給 水の 7 倍以下	283.0~861.0

\*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 19 年 12 月 20 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、施設定期自主検査の一部を実施した。

### (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19年度における各貯槽の水質及びトリチウム濃度等を第2.1.9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、点検を週1回、JRR-3原子炉施設の施設定期検査に伴う定期点検を年1回、空気作動弁の分解点検、監視盤プロセス指示計（6台）の更新を行い、機能及び性能を維持した。

#### 3) 使用済燃料貯槽水中照明灯の整備

使用済燃料貯槽No.1及びNo.2に設置してある水中照明灯14個のうち8個の電球が切れたため、電球の交換を行うとともに、照明灯内部の点検・清掃等を行った。

### (2) 使用済燃料アダプタの保管廃棄作業

使用済燃料の対米輸送費を低減する上で輸送燃料の重量軽減のため、使用済燃料のアダプタ部を切断し、使用済燃料貯槽No.2に放射エネルギーの低減を目的に貯蔵している。

本年度は、そのアダプタを放射性固体廃棄物として廃棄するため、輸送容器（エドロ型）に収納してホットラボへ運搬し、ケーブル内で廃棄物容器に詰め替え、廃棄物処理場に搬出した。今年度の作業により252個のアダプタを搬出したため、年度末における使用済燃料貯槽No.2に保管中のアダプタは14個となった。今回廃棄物処理場に搬出した使用済燃料アダプタの概要は以下のとおりである。

廃棄物レベル区分：B-1

容 器 個 数：18個（30ℓカートリッジ）

線 量 当 量 率：6.42～18.4 mSv/h（容器表面）

放 射 能 量： $1.17 \times 10^{10} \sim 3.35 \times 10^{10}$  Bq（容器あたり）

### (3) JRC-80Y-20T型核燃料輸送物の設計承認等の更新、米国ライセンスの取得等

平成20年度の研究炉使用済燃料対米輸送を確実に実施するため、文部科学省あてJRC-80Y-20T型核燃料輸送物設計承認有効期間の更新申請及び承認容器使用期間の更新申請を行い、新たな核燃料輸送物設計承認書及び容器承認書の交付を受けた。更に、文部科学省より核燃料輸送物設計承認英文証明の交付を受け、米国DOTへライセンスの申請を行い新たなライセンスを取得した。いずれも有効期限は平成24年10月9日である。

JRC-80Y-20T型核燃料輸送容器については、核燃料輸送物設計承認書及び容器承認書に基づき、定期自主検査（外観検査、気密漏洩検査、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2.1.9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	5.3~6.0	5.3~6.0
導電率 ( $\mu$ S/cm)	10 以下	0.86~1.73	0.82~1.75
トリチウム濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )	—	1.7~2.2	1.2~1.6
温度 ( $^{\circ}$ C)	—	15.0~23.0	15.0~24.0

## 2.2 JRR-4の運転管理

平成19年度の運転・管理実績の総括を第2.1.1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19年度については、研究炉運転・管理計画に基づき25サイクルの施設共用運転を実施した。

平成19年6月に原子力科学研究所の非管理区域で汚染が発見されたことに伴う安全確認点検のため、7月12日より約1ヶ月間、原則としてJRR-4の運転を停止した。なお、既に受け付けていた医療照射利用のための運転は実施された。

原子炉の計画外停止は1件発生した。平成19年6月13日の運転中、11時17分に制御棒駆動用回路（モータドライバ）に異常が発生したため、微調整棒が動作不能であると判断し、11時29分に原子炉を手動停止した。当日中に原因となった制御棒駆動用回路（モータドライバ）の交換を実施し、微調整棒が所定の性能を満足することを確認して翌日から計画通り施設共用運転を行った。

また、下記の事象が発生し、以下のとおりに対応した。

・平成19年12月13日、原子炉を起動し、200kW到達後、施設定期自主検査の熱出力校正を実施したが、安全系1中性子検出器の指示不良により、11時41分に原子炉を未臨界にした。その後、調査を行ったが原因の特定に至らず、速やかな復旧は困難と判断し、同日の運転及び施設定期自主検査に係る測定を中止した。12月13日から12月15日に原因調査及び復旧作業を行い、12月17日、安全系1点検のための確認運転を行い異常のないことを確認し、翌日から施設定期自主検査を再開した。

・平成19年12月28日、反射体吊り手溶接部に割れがあることが確認され、当該反射体要素の取り出し及び他の反射体要素の点検を行うため、平成20年1月8日から予定していた運転を延期することにした。

平成19年度におけるJRR-4運転実績を第2.2.1表に、JRR-4計画外停止を第2.2.2表に示す。

平成19年度の運転日数は101日であったが、そのうち施設共用運転は93日であり、施設定期自主検査等の点検のために8日運転を行った。

医療照射の実施状況については、平成19年度は計25回実施している。そのうち、頭頸部腫瘍が12回、脳腫瘍が12回、悪性黒色腫が1回であった。ビームモードについては、熱外中性子モードが24回、熱中性子モードが1回であった。

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	—	37392:04	—	76,803,424	—
2007 .4	19	102:40	214,152	77,017,576	0
.5	18	95:20	187,660	77,205,236	0
.6	18	96:10	162,522	77,367,758	1
.7	8	52:13	106,616	77,474,374	0
.8	9	56:05	83,626	77,558,000	0
.9	16	102:23	128,321	77,686,321	0
.10	0	0	0	77,686,321	0
.11	0	0	0	77,686,321	0
.12	13	66:42	87,242	77,773,563	0
2008 .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	101	571:33	970,139	—	1
本年度末積算値	—	37963:37	—	77,773,563	—

平成 20 年 3 月 31 日現在

第 2.2.2 表 JRR-4 計画外停止

日 付	計画外停止の原因
2007.6.13	制御棒駆動用回路（モータドライバ）の故障に伴う微調整棒の動作不能

## 2.2.2 保守・整備

### (1) 概況

平成 19 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、安全系 1 中性子検出器の交換作業及び制御棒駆動用回路（モータドライバ）の交換作業である。

### (2) 主な保守整備

#### 1) 安全系 1 中性子検出器の交換作業

原子炉の安定運転を維持するため、JRR-4 で使用している検出器は、通常 7～10 年の範囲で定期的な交換を実施している。中性子検出器（安全系 1）の保全計画に基づき、施設定期自主検査期間に検出器の交換作業を行った。交換した検出器は、平成 10 年 7 月から使用開始しており、使用実績は 9 年 4 ヶ月であった。

検出器を収納している保護管及びガイドパイプを炉心タンクから取り外し、保護管から検出器本体を取り出した。取り出した検出器は、コネクタ部の腐食が進んでおり、ケーブル部も放射線損傷により劣化していた。なお、取り出した検出器は表示及び遮へいを施し、RI 保管庫（線源置場）に仮置きした。線量等を考慮し、適切な時期に廃棄等の処分を行う予定である。

その後、保護管の外筒及び内筒の目視点検を行ったが、今後 10 年間の使用に耐えられるものではないと判断し、保護管の補修を行った。補修した保護管は、外観検査、寸法検査、PT 検査及び気密検査を行い、健全性を確認した。健全性確認後、保護管に新品の検出器を封入し、炉心タンクに設置した。

平成 19 年 12 月 13 日、施設定期自主検査のため原子炉を起動したが、安全系 1 中性子検出器の指示不良により、同日の運転及び施設定期自主検査に係る測定を中止した。また、同日から 12 月 15 日まで原因調査及び復旧作業を行った。

調査した結果、検出器交換作業マニュアルの信号線接続図の記載内容に疑義を持ちながら、疑義を解消せず作業を行ったため、信号線が正しく接続処理されていなかったことが、安全系 1 中性子検出器の指示不良を発生させた原因であった。その後、正しい接続処理をした信号線に取り替え、安全系 1 中性子検出器が正常に作動するよう復旧した。

平成 19 年 12 月 17 日、安全系 1 中性子検出器の指示を確認するための運転を行い、異常のないことを確認し、翌日から施設定期自主検査を再開した。

当該作業マニュアルについては、信号線接続図の記載内容を訂正し、今後同様な事象が発生しないように周知する。

#### 2) 制御棒駆動用回路（モータドライバ）の交換作業

平成 19 年 6 月 13 日、原子炉出力 3,500kW で運転中、集合表示灯のうち微調整棒の制御棒駆動用回路（以下「モータドライバ」という。）が正常であることを示す表示が消灯したため、コンタクタ盤内に設置してあるモータドライバを確認したところ、エラー表示が点灯していた。このため、微調整棒が動作不能であると判断し、原子炉を手動停止した。

原因調査の結果、他の箇所にも異常が認められないことから、動作不良の原因はモータドライバであると判断し、予備品への交換作業を実施した。交換後、微調整棒駆動装置の性能確認検

査を行った。

交換作業終了後、起動前点検の自動制御点検において、微調整棒の自動制御が正常に動作することを確認した。また、微調整棒駆動装置の性能確認検査の結果、C5 制御棒の引抜及び挿入時間は、基準値を満足しており、微調整棒が正常に動作することを確認した。

故障したモータドライバの原因調査結果及び今後の対応については、2.5.3 項参照のこと。

### 3) 位置受信器の交換作業

制御棒の位置を検出し、デジタル信号に変換して位置データを出力する位置受信器は、設置より約 10 年経過しており交換時期であるため、予防保全の一環として全ての制御棒の位置受信器交換作業を行った。

交換作業終了後、全ての制御棒の動作確認及び位置受信器の位置調整を行い、異常のないことを確認した。

### 4) 廃液貯槽の健全性確認点検

廃液貯槽は、JRR-4 原子炉施設で発生した放射性液体廃棄物を一時的に貯留するための設備であり、貯槽内面の硬質塩化ビニールライニングにより廃液による貯槽の腐食を防ぐ構造となっている。本点検は、施設定期評価実施報告書の JRR-4 原子炉施設保全計画に基づく点検であり、廃液貯槽の清掃及び洗浄を実施し、ピンホール探知試験を行うことにより、ライニングに亀裂、剥離等の劣化が生じていないことを確認するものである。

点検の結果、廃液貯槽 No.1 及び No.2 のライニングには、部分的な剥離が生じていた。また、廃液貯槽 No.1 に 2 箇所のピンホール、廃液貯槽 No.2 に 2 箇所の亀裂及び 1 箇所のピンホールが発見された。

発見された亀裂及びピンホールは、塩化ビニール溶接により補修し、該当箇所周辺の貯槽外表面から超音波肉厚測定により、貯槽母材が腐食により減肉していないことを確認した。

なお、平成 20 年度の点検・保守期間に全面的なライニングの更新を実施する予定である。

### 5) 薬液タンク液面計交換作業

純水製造装置及び中和槽で使用する塩酸貯槽用液面計に、経年劣化による変色及び閉止弁の動作不良が生じ、目視による計量が困難になっていたため、交換作業を実施した。また、苛性ソーダ貯槽用液面計についても、同時期に設置されたものであり、若干変色していたため、予防的観点から併せて交換した。

交換作業終了後、塩酸及び苛性ソーダ貯槽用の液面計液位の視認性が改善され、目視による計量が容易にできることを確認した。

### 6) 排気第 5 系統 HEPA フィルタ交換作業

通常排気設備の排気第 5 系統は、Pre フィルタが 1 枚、HEPA フィルタが 1 枚の排気フィルタチャンバが設けられている。このうち HEPA フィルタの差圧が上昇し、管理値 (500Pa) に近づいたため、フィルタ交換及び除去効率測定を実施した。

交換作業終了後、フィルタ差圧は正常値に復帰した。また、フィルタ除去効率が判定基準 (99.0%以上) を満足していることを確認した。

## 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19年10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7日、炉心内で使用中の燃料要素3体（燃焼度約21.2%、約20.6%、約18.0%：各1体）と、一時保管中の燃料要素3体との燃料交換を実施した。

この燃料交換は炉心の過剰反応度及び燃焼度の調整を目的としたものである。取り出した燃料要素のうち、燃焼度の低い燃料要素については、以降の燃料交換時に再使用する予定である。

また、平成19年12月28日に発見された反射体割れ事象に係る点検に伴い、平成20年1月7日、炉心内の燃料要素20体（全数）をNo.1プール内の使用済燃料貯蔵器に移動し、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

本年度の原子炉積算出力は約40MWDで、過剰反応度は年度当初が5.79% $\Delta k/k$ 、平成19年12月7日の燃料交換前後の反応度は、交換前5.26% $\Delta k/k$ 及び交換後5.95% $\Delta k/k$ であった。年度末には炉心内に燃料要素は装荷されていない状況であった。また、1MWD当たりの年間平均反応度減少率は約-0.017% $\Delta k/k$ であった。

JRR-4 炉心過剰反応度推移を第2.2.1図に示す。

### (4) 使用済燃料の管理

#### 1) 使用済燃料の収支

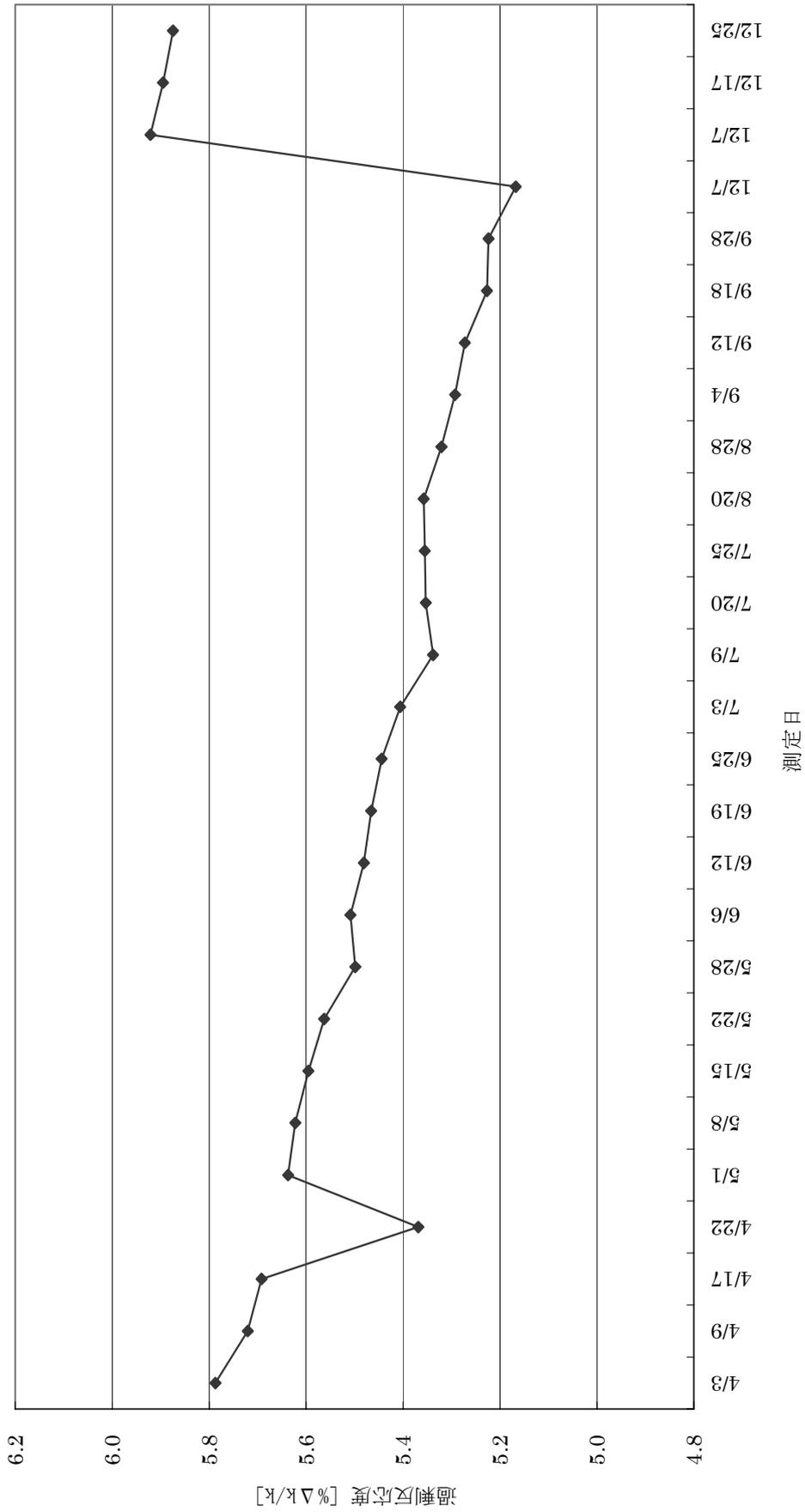
平成19年度における、炉心からNo.1プールへの使用済燃料の受入れは3体であり、炉心への再装荷のため使用済燃料3体を引き渡した。従って、在庫量に変動はない。なお、平成19年12月28日に発見された反射体割れ事象に係る点検のため、使用中の燃料要素20体を一時的に受け入れた。これらの燃料要素は運転再開時に炉心に再装荷される予定である。

#### 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無いことを確認した。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）



第 2.2.1 図 JRR-4 炉心過剰反応度推移 (測定値)

## 2.2.4 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、炉心タンク水中照明灯交換作業、熱交換器乾燥洗浄作業、中性子検出器「安全系 1」の交換作業、廃液貯槽健全性確認作業、ウランコンバータの点検、主要弁分解点検作業、散乱実験室侵入防止対策工事、廃液貯槽ライニング補修工事、中性子検出器保護管補修作業、燃料交換作業、安全系 1 指示不良に関する原因調査及び復旧作業であった。平成 19 年 12 月に発生した反射体の溶接部割れに伴う復旧作業における作業は、保管反射体の確認作業、反射体要素線量当量率の測定作業、反射体要素被覆内水の回収作業、反射体要素のエドロ型キャスク収納作業であった。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 2.2.3 表に示す。放出された気体状放射性物質の  $^{41}\text{Ar}$  の年間放出量は  $7.8 \times 10^8 \text{Bq}$  であり、放出管理目標値 ( $9.6 \times 10^{11} \text{Bq}$ ) の 0.08% であった。

### (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 2.2.4 表に示す。

## 2.2.5 水・ガス管理

### (1) 重水の計量管理

平成 19 年度の JRR-4 における重水の移動等は無かった。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

JRR-4 の 3,500kW 定常運転時に水分析を行った。分析結果を第 2.2.5 表に示す。

#### 1) 1 次冷却水系

1 次冷却水精製系入口の pH の測定値は 5.54~6.28、1 次冷却水精製系出口の pH の測定値は 5.78~6.80 の範囲であり、管理基準値 (5.5~7.0) 内で管理した。1 次冷却水精製系入口の導電率の測定結果は  $0.44 \sim 0.56 \mu \text{S/cm}$ 、1 次冷却水精製系出口の導電率は  $0.07 \sim 0.11 \mu \text{S/cm}$  であり、管理基準値 ( $10 \mu \text{S/cm}$  以下) の範囲であった。全  $\beta$  放射能濃度結果は、 $3.59 \times 10^1 \sim 5.32 \times 10^1 \text{Bq/cm}^3$  範囲であり、全  $\gamma$  放射能濃度は、 $8.69 \times 10^1 \sim 1.39 \times 10^2 \text{Bq/cm}^3$  範囲であり、トリチウム濃度は、 $1.00 \sim 1.35 \text{Bq/cm}^3$  範囲であった。

#### 2) 2 次冷却水

2 次冷却水は、補給水 (原水) の水量を調整して、冷却水の導電率が補給水 (原水) の導電率の 3 倍を超えないよう管理した。また、pH の測定値は 7.34~7.79 で、管理基準値 (6.0~9.0) の範囲であった。

### 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 2.2.3 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			
	<sup>41</sup> Ar	<sup>60</sup> Co	<sup>131</sup> I	<sup>51</sup> Cr	<sup>60</sup> Co	<sup>137</sup> Cs	<sup>3</sup> H	
年間放出量 (Bq/y)	7.8×10 <sup>8</sup>	0	0	3.8×10 <sup>5</sup>	1.2×10 <sup>5</sup>	—	3.6×10 <sup>7</sup>	
年間平均濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )	<1.2×10 <sup>-3</sup>	<5.5×10 <sup>-10</sup>	<2.9×10 <sup>-9</sup>	4.1×10 <sup>-3</sup>	1.3×10 <sup>-3</sup>	<2.7×10 <sup>-3</sup>	3.9×10 <sup>-1</sup>	

第 2.2.4 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 四半期	年 間
従事者数 (人)	126	121	174	119	210
総線量 (人・mSv)	0.3	0.0	0.0	0.0	0.3
平均線量 (mSv)	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
最大線量 (mSv)	0.2	0.0	0.0	0.0	0.2

(個人線量計：ガラスバッジ)

第 2.2.5 表 JRR-4 冷却水測定結果

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) *1)	精製系入口	5.54~6.28
		精製系出口	5.78~6.80
	導電率 ( $\mu$ S/cm)	精製系入口	0.44~0.56
		精製系出口	0.07~0.11
	全 $\beta$ 放射能濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> ) *2)	—	$3.59 \times 10^1 \sim 5.32 \times 10^1$
	全 $\gamma$ 放射能濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> ) *3)	—	$8.69 \times 10^1 \sim 1.39 \times 10^2$
	トリチウム濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )	—	1.00~1.35
2 次冷却水	水素イオン濃度指数 (pH) *1)	原水	6.42~7.05
		2 次冷却水	7.34~7.79
	導電率 ( $\mu$ S/cm)	原水	86.3~154.1
		2 次冷却水	濃縮倍数が原水の 3 倍以下

\*1) トリチウムを除く。原子炉出力 3.5MW サンプルング後 1 時間後の値

\*2) 原子炉出力 3.5MW サンプルング後 1 時間後の値

\*3) 試料サンプルング後卓上型 pH 計での測定

## 2.3 NSRR の運転管理

### 2.3.1 運転

#### (1) 概況

平成 19 年度は、燃料安全評価研究グループの依頼に基づき、実験のための単一パルス運転を 15 回実施した。また、平成 19 年度に原子炉の計画外停止は発生していない。平成 19 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 5.98～6.27 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 0.16～0.25 $\mu$ S/cm であり、管理目標値 (0.5 $\mu$ S/cm 以下) の範囲であった。また、脱塩塔出口の導電率は 0.06～0.10 $\mu$ S/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 5.80～6.26 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 0.17～0.57 $\mu$ S/cm であり、管理目標値 (1.0 $\mu$ S/cm 以下) の範囲であった。

### 2.3.2 保守・整備

#### (1) 概況

平成 19 年度年間運転計画に基づき点検・保守及び施設定期自主検査を実施した。通常の点検・保守以外の主なものとしてインターロックリレーの交換、プール精製系ポンプモーター更新、上水配管の一部更新、塩酸貯槽レベル計交換、旧式ブレーカー交換を行った。

#### (2) 主な保守整備

##### 1) インターロックリレーの交換

安全保護回路及び原子炉制御設備に使用しているリレーのうち 20% について、例年どおり予防保全のために交換を行うとともに、使用中のリレーについて、経年変化を調査するために特定しているリレーの接点抵抗を測定し、異常のないことを確認した。また、接点抵抗測定の結果から、交換頻度が妥当であることを確認した。なお、交換用のリレーについては、事前に接点抵抗を測定し異常のないことを確認後交換した。

##### 2) プール水精製系ポンプモーター更新

NSRR プール水精製系は、プール水中の不純物を除去し、水質管理を行うためのものであり、このプール水精製系のポンプのモーターが使用開始から 30 年以上経過していた。

高経年化対策としてモーターを交換した。

3) 上水配管の一部更新

NSRR 施設の上水配管は施工から 30 年以上経過しており、経年変化による劣化、腐食が見られたため環境整備として配管の一部更新を行った。

4) 塩酸貯槽レベル計交換

平成 19 年 7 月 18 日に NSRR 施設において、排液中和槽エリアの塩酸貯槽に使用していたレベル計が破損し、塩酸の漏洩が発生した。このため耐久性を考慮したテフロンチューブ式のレベル計と交換した。

5) 旧式ブレーカー交換

平成 19 年度に行ったブレーカー端子部の点検において、NSRR 機械棟 MWP 盤の補助冷却二次ポンプブレーカーが旧式であるため、ブレーカーの交換を行った。

また、事故防止のため電気工作物定期点検と同時に老朽化しているブレーカーについても交換を実施した。

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
210-1	4/20	1:37	5474:31	16.6	145,437.4	0	単一パルス運転
210-2		1:05		8.5		0	単一パルス運転
210-3	5/24	2:18	5476:49	17.1	145,454.5	0	単一パルス運転
210-4	5/25	2:13	5479:02	23.1	145,477.6	0	単一パルス運転
特性試験	6/1	0:55	5480:41	0.2	145,478.2	0	単一パルス運転
		0:44		0.4		0	単一パルス運転
210-5	6/27	2:05	5482:46	30.3	145,508.5	0	単一パルス運転
358-1	8/30	2:14	5485:00	30.4	145,538.9	0	単一パルス運転
358-2	8/31	1:56	5486:56	27.2	145,566.1	0	単一パルス運転
491-1	9/13	2:08	5489:04	20.6	145,586.7	0	単一パルス運転
522-5	10/2	1:56	5491:00	22.9	145,609.6	0	単一パルス運転
522-6	10/3	1:50	5492:50	25.1	145,634.7	0	単一パルス運転
358-3	10/11	1:52	5494:42	31.0	145,665.7	0	単一パルス運転
358-4	10/12	1:56	5496:38	30.3	145,696.0	0	単一パルス運転
522-7	10/25	1:56	5498:34	17.4	145,713.4	0	単一パルス運転
522-8	10/26	1:42	5500:16	19.9	145,733.3	0	単一パルス運転
BZ-3	11/22	2:56	5503:12	29.2	145,762.5	0	単一パルス運転
特性試験	11/28	4:47	5507:59	0.3	145,762.8	0	定出力運転
特性試験	3/3	2:27	5510:26	0.1	145,762.9	0	定出力運転
特性試験	3/4	3:29	5513:55	0.2	145,763.1	0	定出力運転
特性試験	3/5	3:46	5517:41	0.1	145,763.2	0	定出力運転
特性試験	3/6	5:46	5523:27	0.1	145,763.3	0	定出力運転
特性試験	3/7	1:11	5524:38	0.0	145,763.3	0	定出力運転
特性試験	3/10	2:28	5527:06	0.0	145,763.3	0	定出力運転
特性試験	3/11	1:02	5528:08	0.0	145,763.3	0	定出力運転

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 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	3/12	0:58	5529:06	0.1	145,763.4	0	定出力運転
特性試験	3/13	0:52	5529:58	0.0	145,763.4	0	定出力運転
特性試験	3/14	3:44	5533:42	0.1	145,763.5	0	定出力運転
特性試験	3/17	1:00	5534:42	27.5	145,791.0	0	定出力運転
特性試験	3/18	3:57	5538:39	914.2	146,705.2	0	定出力運転
特性試験	3/24	1:06	5540:48	13.2	146,739.8	0	単一パルス運転
特性試験		1:03		21.4		0	単一パルス運転
特性試験	3/25	0:56	5542:35	13.8	146,772.9	0	台形パルス運転
特性試験		0:51		19.3		0	台形パルス運転
特性試験	3/26	1:03	5544:38	15.3	146,808.3	0	合成パルス運転
特性試験		1:00		20.1		0	合成パルス運転
特性試験	3/27	1:12	5545:50	29.7	146,838.0	0	単一パルス運転
特性試験	3/28	0:45	5546:35	26.1	146,864.1	0	台形パルス運転
特性試験	3/31	1:01	5547:36	26.8	146,890.9	0	合成パルス運転

\* : 平成20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	5.98～6.27
原子炉プール水導電率 ( $\mu\text{S}/\text{cm}$ )	0.5 以下	0.16～0.25
燃料貯留プール水pH	5.5 ～ 7.5	5.80～6.26
燃料貯留プール水導電率 ( $\mu\text{S}/\text{cm}$ )	1.0 以下	0.17～0.57
脱塩塔出口導電率 ( $\mu\text{S}/\text{cm}$ )	プール水導電率より低いこと	0.06～0.10

### 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 19 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 19 年 6 月に行い、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 2.3.4 表に示す。放出された気体状放射性物質の  $^{41}\text{Ar}$  の年間放出量は  $3.8 \times 10^9 \text{Bq}$  であり、放出管理目標値 ( $4.4 \times 10^{13} \text{Bq}$ ) の 0.01% 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 2.3.5 表に示す。

第 2.3.4 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
	$^{41}\text{Ar}$	原子炉棟		燃料棟	$^{60}\text{Co}$
		$^{60}\text{Co}$	$^{131}\text{I}$	$^{60}\text{Co}$	
年間放出量 (Bq/y)	$3.8 \times 10^9$	0	0	0	$<1.5 \times 10^5$
年間平均濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )	$<9.8 \times 10^{-3}$	$<7.5 \times 10^{-10}$	$<8.9 \times 10^{-9}$	$<7.5 \times 10^{-10}$	$<2.5 \times 10^{-3}$

第 2.3.5 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)	42	41	56	85	103
総線量 (人・mSv)	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)	—	—	—	—	—

(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19年度のタンデム加速器の実験利用運転は、第1回目が5月21日から7月10日までの45日、第2回目が1月28日から3月31日までの47日の合計92日行った。平成19年度は、イオンビームの増強及び高経年化対策のために大整備を計画し実施したために運転日数が少ないことや原子力科学研究所の安全確認点検に約1ヶ月費やしたことにより定期整備の開始が遅れたこと及び運転期間中に修理を要したことにより、運転日数が例年のほぼ半数となった。しかし、平成19年度の実験利用については平成20年5月15日まで運転期間を延長することで利用申込みに対応することとした。なお、第2回目の運転を一時中断して修理した内訳は、ターミナルイオン源での真空リーク、同時期に発生したローテイングシャフトのギヤボックスからの油漏れとブースタービームライン分析電磁石電源用冷却水漏れ及びナイロンショーテングロッド破損である。第2.4.1表にマシンタイム期間内の内訳日数を示す。

第2.4.1表 平成19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	45	47	92
内ブースター利用日数	9	13	22
保守日日数	2	2	4
故障中止日数	1	15	16
実験中止日数	3	0	3
加速器調整日数	2	0	2

#### (2) タンデム加速器の運転

平成19年度は実験利用運転中の6月に高エネルギー側の2段目加速管で頻繁に放電が起き定常の電圧をかけられなくなったため、加速ユニットの2段目をショートして運転することとしたため、それ以後の運転においてターミナル最高電圧が16MVに制約された。また、後期の定期整備ではこの高エネルギー側加速管の絶縁劣化部分をショートして対処したが電圧が上がらなかった。このため次回整備時には絶縁劣化が起きている加速管の交換を予定している。第2.4.2表に平成19年度のタンデム加速器の加速電圧分布を示す。

加速イオン種は、前年度とほぼ同様であるが、後期の定期整備で実施したターミナルビームラインの再アライメント、ターミナルイオン源SuperNanoganの設置等により加速イオンビーム強度を約5倍に上げることが可能となり、しかも安定に運転することができた。第2.4.3表に平成19年度タンデム加速器の利用で加速したイオン種とそれぞれの運転日数を示す。

第2.4.2表 平成19年度タンデム加速器の加速電圧分布

加速電圧 [MV]	日数 [日]
16-17	3
15-16	26
14-15	32
13-14	5
12-13	7
11-12	1
10-11	2
9-10	3
8- 9	2
7- 8	6
6- 7	3
5- 6	2

第2.4.3表 平成19年度タンデム加速器の加速イオン種と運転日数

加速イオン種	運転日数	加速イオン種	運転日数
$^1\text{H}$	18(3)	$^{32}\text{S}$	3
$^6\text{Li}$	1	$^{34}\text{S}$	1
$^7\text{Li}$	4	$^{36}\text{S}$	4
$^{11}\text{B}$	2	$^{40}\text{Ar}$	2(2)
$^{12}\text{C}$	5	$^{58}\text{Ni}$	5
$^{14}\text{N}$	8(8)	$^{64}\text{Zn}$	3
$^{15}\text{N}$	1(1)	$^{82}\text{Kr}$	4(4)
$^{16}\text{O}$	6(4)	$^{86}\text{Kr}$	4(4)
$^{18}\text{O}$	3	$^{98}\text{Ru}$	3
$^{19}\text{F}$	7	$^{136}\text{Xe}$	14(14)
$^{28}\text{Si}$	2	$^{197}\text{Au}$	2
$^{31}\text{P}$	3		

注: ( )内の数値はターミナルイオン源から加速した運転日数

## 2.4.2 保守・整備

### ・定期整備

平成19年度の定期整備は、上期は平成18年12月に発生したイオン源の真空トラブルによる低エネルギー側加速管の絶縁劣化による加速管交換を主体として1ヶ月半の整備、下期は大整備計画と銘打ってビーム強度増強による利用効率の向上と高経年化対策を目的として約5ヶ月をかけて大々的な整備を行った。下期の整備で特徴的なことはターミナル電荷分析電磁石コイルの更新、及びこのために電磁石本体をターミナルから取外すことによる作業空間が確保出来ることからターミナルビームラインの再アライメントの実施、更にターミナルECRイオン源をビーム強度の高いものに置き換えたことである。その他に安定運転のために機械部品の更新や電源類の校正を行った。なお、高エネルギー側加速管の2段目に付けられている電圧分割抵抗1本の破断を発見し、またその付近の加速管の絶縁劣化を確認した。このことが運転中に放電が頻発した理由と考えられたため、抵抗体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製作し高エネルギー側抵抗の全数約850本について交換し、また加速管の絶縁劣化部分はショートする対策をとった。

定常的点検整備としては、ローテイングシャフト、チャージングチェーン、ターミナル電圧安定化システムの点検整備及び負イオン源分解整備等を行った。一方、ブースター加速器では加速空洞の一部に性能低下がみられるため、分解し高圧純水洗浄により加速空洞表面を浄化し性能を回復させた。定常的以外の主な整備改造等の内訳を以下に示す。

上期：主な整備内容（H19.3.30～H19.5.14）

- ①低エネルギー側加速管絶縁劣化に伴い加速管5本交換（1,2段目及び8段目下側）
- ②加速管絶縁劣化に伴い電圧分割抵抗の入念点検
- ③カラムポスト16段目（内側）一部破損のため交換
- ④加速器タンク下の低エネルギー側ターボモレキュラーポンプ増強
- ⑤バリアブルアパチャー（VA D2-2）動作不良修理
- ⑥ブースターHeガスリーク修理

下期：主な整備内容（H19.8.20～H20.1.27）

- ①ターミナル電荷分析電磁石コイルの更新
- ②ターミナルビームラインの再アライメント
- ③ターミナルイオン源10GHz ECRイオン源を14.5GHz ECRイオン源（SuperNanogan）に置換え及び磁気シールド
- ④ローテイングシャフトNo.2連結部を新機構に更新
- ⑤加速器タンク内ビーム光学制御電源類の校正
- ⑥高エネルギー側電圧分割抵抗の取付金具を改良型に交換
- ⑦電圧分割抵抗の低インピーダンス化に向けたチャージングチェーンの増設準備
- ⑧ブースター・クライオスタットNo.7&No.9を分解し加速空洞の高圧純水洗浄
- ⑨ブースター・バンチャーを分解し周波数調整
- ⑩ISOLイオン源整備

①法定自主検査及び官庁検査 (SF<sub>6</sub>一般高圧ガス、He冷凍高圧ガス、ゴンドラ)

## ・故障と修理

マシンタイム中に発生した故障とその修理の内訳を以下に示す。

- ①ターミナルイオン源真空リーク→真空シール用Oリング交換とシール面清掃
- ②ローテイングシャフトNo.1用ギヤボックス潤滑油漏れ→油シール部品の交換
- ③ブースタービームライン分析電磁石電源冷却水漏れ→継手と特殊ナイロンチューブの交換
- ④ナイロンショーテングロッドの破損→ロッド交換と駆動機構の分解整備

H19年度に行われた定期整備の主なものについて、その概要を以下に記す。

## (1) 高電圧端子内ビームラインアライメントによるビーム通過率の改善

## 1) 概況

タンデム加速器大整備計画のなかで高経年化対策の一環として、高電圧端子上の頂点に設置された180度偏向電荷分析電磁石の中のコイルを更新する際、重さ7tの電磁石を高電圧端子上より一旦取り外した。これにより、高電圧端子内に多数設置されているイオンビーム光学系機器の位置を上部から直接測定することが可能となり、加速器設置以後初めてこれらの機器の精密なアライメントを実施した。

## 2) ビームライン機器アライメント

高電圧端子において、アライメント基準を低エネルギー側、高エネルギー側にそれぞれ設定しこれらの基準位置からの鉛直線をアライメント基準軸とした。基準軸を基に各イオンビーム光学系機器の位置を測定したところ最大5mmほどのずれが確認できた。これらの機器及び電荷分析電磁石の位置を調整し基準軸へ合わせた。

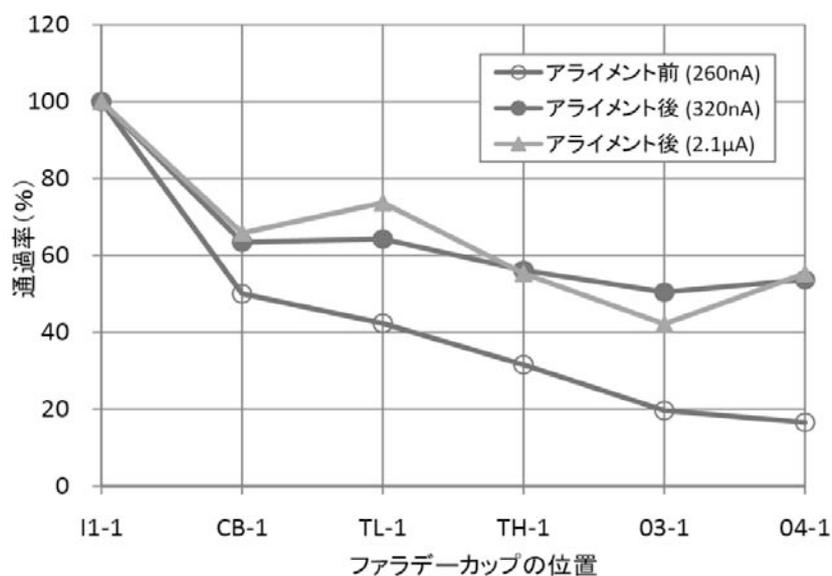
測定に当たっては、ターミナル自体の揺れ止めや標的を機器に合わせて制作するなど、精密に測定する方法を考案した。

## 3) ビーム通過率試験

水素イオンビームの加速試験データを第2.4.1図に示す。このときのターミナル電圧は15MVでファラデーカップI1-1を100%としたときの通過率を表している。アライメント後の通過率が改善していることが分かる。

高電圧端子内の静電偏向器 (ES TL-1) の電極電圧の可変範囲を超えていたため、ビーム軌道の修正が完全でなく前後の光学機器によって補正しないとビームが通過しなかったが、アライメント後は改善された。また、アライメント前はエネルギー分析直後のファラデーカップ (FC 04-1) において0.2  $\mu$ A以上の加速は非常に困難なものであったが、3.0  $\mu$ Aのビームを確認した。

イオウ、フッ素、ニッケル、金のイオンビームについても加速試験をした。いずれもアライメント後は通過率が大幅に改善された。また、ターミナルにおいてのビームハンドリングが格段に向上しており調整が行い易くなった。



[括弧内はFC04-1の電流]

第2.4.1図 水素イオンビーム通過率

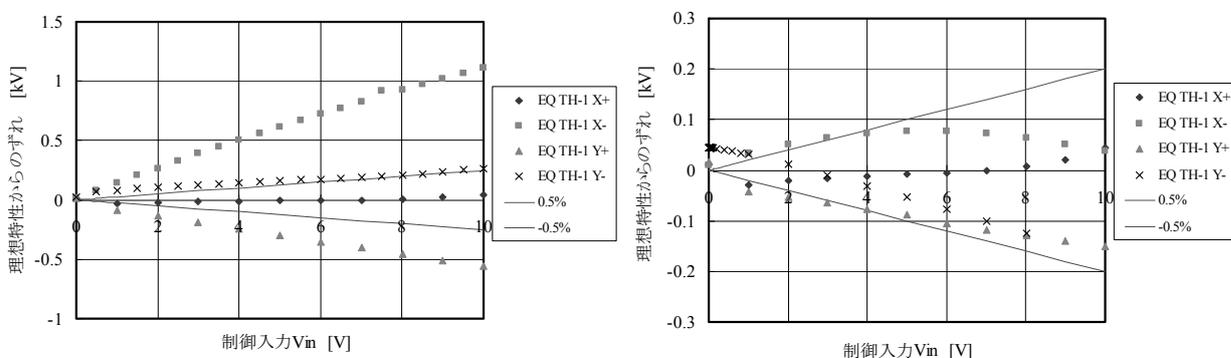
(2) RSベアリング交換作業

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、RS-2側10箇所 of ベアリング機構を新型に変更した。

(3) 加速器タンク内ビーム光学制御電源類の校正

加速器安定運転のために加速器タンク内ビームラインデバイスの校正を行った。第2.4.2図に+50kV高圧電源の校正結果を示す。制御電源類の校正により、電源毎の特性のばらつきが小さくなり加速器の運転が行い易くなった。



(a) 校正前

(b) 校正後

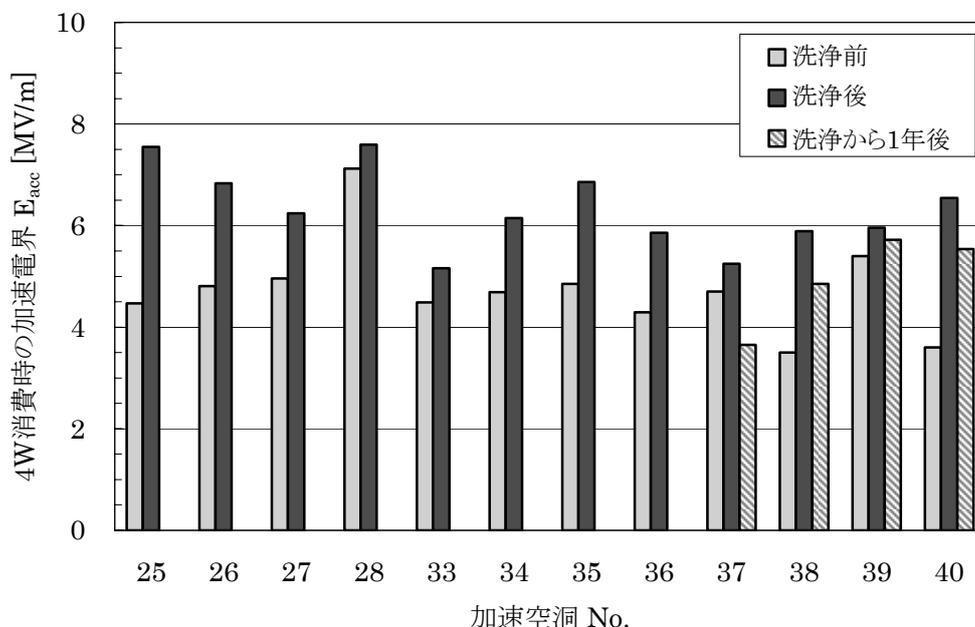
第2.4.2図 高圧電源の出力精度 (EQ TH-1+50kV電源)

(4) 高圧純水洗浄による超伝導ブースターの電界性能改善

超伝導ブースターは1994年に設立され、加速電界の平均は約5 MV/mであった。しかし、超伝導加速空洞の性能は徐々に低下してきており、現在では約4 MV/mとなっている。性能が低下した要因のひとつとして、ニオブ表面へゴミが蓄積して電子が電界放出される現象（フィールドエミッション）が起こっていることが挙げられる。超伝導空洞ではニオブ表面の清浄度が非常に重要であり、近年、表面洗浄法として高圧純水洗浄の技術が開発された。加速器管理課では2006年度に高圧純水洗浄の試験をクライオスタットNo.10の4空洞（L37～L40）に対して行い、性能が改善されることを確認した。2007年度にはクライオスタットNo.7及びNo.9の8空洞（L25～L28、L33～L36）に対して高圧純水洗浄を行った。

高圧純水洗浄の手順は以下の通りである。まずメタノールで超伝導空洞内のインジウム片やオイルなどを洗い流す。次に、毎分6リットルの水をコンプレッサーで6～8 MPaまで加圧してニオブ表面に吹き付け、ゴミや化学物質などを2時間かけて除去する。比抵抗の大きい超純水を高圧で吹き付けると静電気が発生してニオブ表面が酸化されるため、高圧純水洗浄にはCO<sub>2</sub>を溶解して電気伝導度を30 μS/cmとした炭酸水を使用している。洗浄後には空洞の乾燥を速めるためにメタノールで水を洗い流し、最後に120℃、2日間のベーキングを行っている。

第2.4.3図は高圧純水洗浄の前後における空洞の加速電界である（RF4W消費時）。L25～L28及びL33～L36の8空洞全てにおいて性能の改善がみられ、加速電界は8空洞平均で4.96 MV/mから6.5 MV/mまで改善された。また、2006年度に高圧純水洗浄を行ってから1年経過した空洞（L37～L40）の性能を測定したところ、洗浄直後では5.91 MV/mであった加速電界が4.94 MV/mまで低下していることが分かった。今後は性能低下の原因について検討が必要である。



第2.4.3図 高圧純水洗浄の前後における加速電界（RF4W消費時）

## (5) 高電圧端子内180度偏向電磁石のインピーダンス測定

(電源設計への応用とFFTアナライザーによる測定)

## 1) インピーダンス測定の意味

タンデムでは、タンデム加速器高電圧端子上の偏向電磁石 (BM TL-1) 電源の設計を新しく進めている。電磁石電源は、可変出力の定電流電源で、最大200A×40Vの出力のものである。エネルギー効率の良いスイッチング電源 (SMPS) 方式で、なおかつタンデム加速器に要求される高い安定度の電源を合理的な労力で作るため、電磁石コイルのインピーダンス測定を行った。

ほとんどの場合、SMPSの出力部にはスイッチングリップルを平滑するフィルターが必要であり、その特性は、負荷条件に依存する。高性能を要求されない電源では負荷依存性を軽視することが容易だが、高い性能を求められる電源においては、負荷の特性の概要を把握することによって、はじめて合理的な回路設計を行うことができる。そこで、実際に電磁石コイルのインピーダンスを測定した。また、実際に検討中の出力回路のモデルとコイルインピーダンスの測定結果を組み合わせた電力部のモデルを作って特性計算を行う手法を確立した。

## 2) インピーダンスの測定

加速器管理課では、2007年度に、老朽化対策として同電磁石のコイルの交換を行った。インピーダンス測定はコイル交換の前後で行った。新しいコイルでの測定はFFTアナライザーを使って行った。新しいコイルでの測定はFFTアナライザーを使って行った。この手法では、擬似ランダムノイズ信号を増幅器と電流制限抵抗を経由してコイルに加え、そのときのコイルの電圧信号をFFTアナライザーのチャンネル1に、電流プローブで検出した電流信号をチャンネル2に入れる。ランダムノイズはいろいろな周波数成分を一樣に持っている。FFTアナライザーは2つの入力信号を同時にAD変換して取り込み、それぞれのフーリエ変換を行い、周波数成分ごとの振幅と位相の比較をすることで伝達関数を得る。これは、線形系の分析にしばしば使われる強力な手法である。この手法により、広い周波数範囲を、より細かく短時間に測定することができた。伝達関数は、コイルのインピーダンスの逆数、アドミッタンスに相当する。

第2.4.4図にFFTアナライザによる新コイルの測定結果を示す。図は、FFTアナライザによる測定を3つの帯域に分けて行い、それをつなげ、データ点数の削減や大きなノイズの除去などの処理を行った後のものである。22kHzに共振がみられる。従来、電磁石コイルの特性を直流抵抗とそれに直列なインダクタンスの単純なモデルで示すものが良く見られるが、測定されたデータはそれとは異なっている。そのずれの主な原因は、電磁石ヨークの渦電流損によるものと思われる。

第2.4.4図からは、周波数毎の電圧変化対電流変化の比がわかるので、電流リップルの制約を与えられたとき、それに対応する電圧リップルの上限がすぐにわかり、電源設計の指標に使える。

## 3) 電源電力部のモデルと組み合わせた測定結果の利用

インピーダンスの測定結果は、電力部のモデルと組み合わせると、動作モデルを作ることができる。第2.4.5図は検討中の電力部の設計とそのモデルを示したものである。この出力に、測定したコイルのモデルを接続して、合わせたモデルを作ることができる。測定したデータは表データで、第2.4.5図の各要素は、計算式で与え、併せて表計算ソフトで処理すると、第2.4.6図に示すような総合特性を見ることができる。

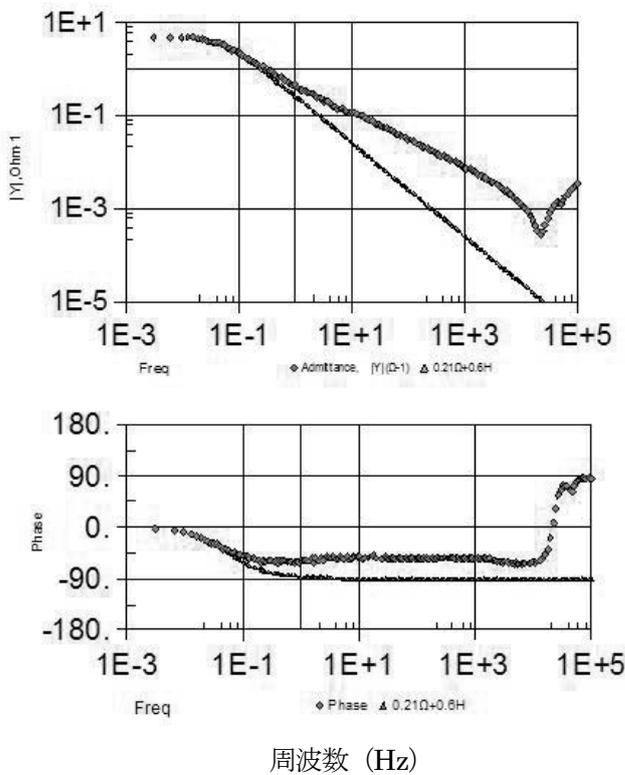
システムに必要な性能から設定される電源の負帰還のループの一巡特性を決め、それから第2.4.6図の伝達関数を引いたものが誤差増幅器とループフィルターの特性になるようにすれば、負帰還ループの基本的な設計は完了する。

実際には、簡単な電子回路で実現できるフィルター特性はいろいろな制約があるので、総合特性の設定とフィルターの特性の選について試行錯誤が必要であろう。

また、電流値の負帰還だけでなく、AC領域で電圧負帰還も行うことによる特性の改善も検討する価値がある。

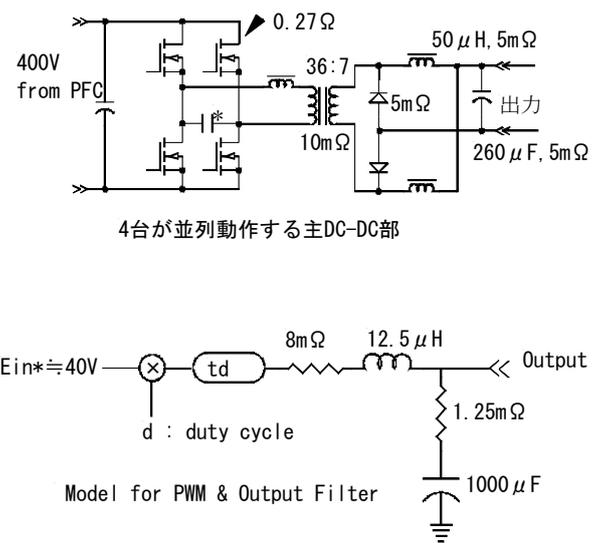
4) まとめ

偏向電磁石の電源を作る場合、電磁石コイルのインピーダンス特性がわかれば、電源設計が楽になることを示した。



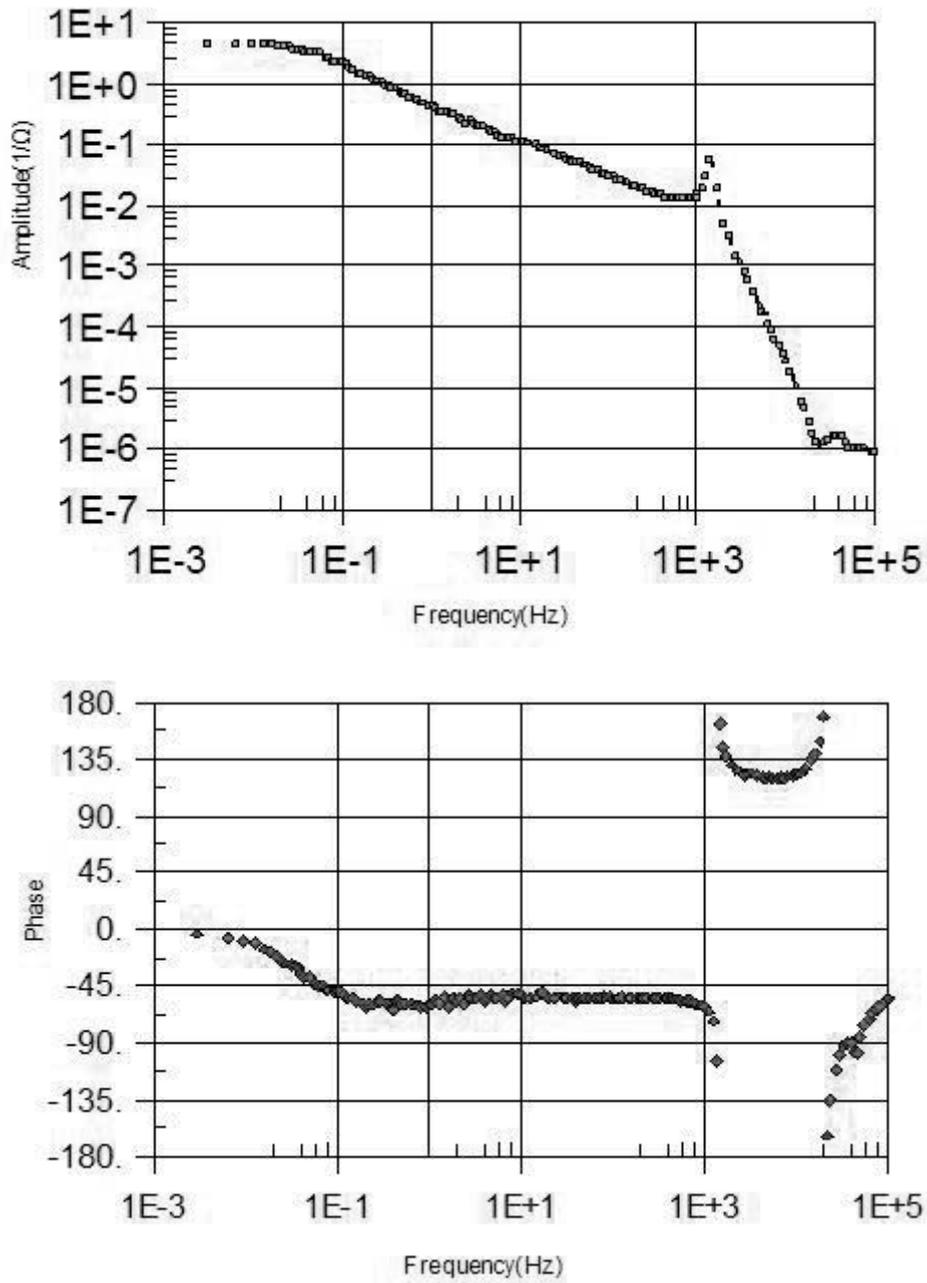
第 2.4.4 図 BM TL-1 コイルのアドミッタンス特性

測定結果から、電源設計に利用する形に整理されている。細かい凸凹は測定誤差。抵抗  $0.2\Omega$  とインダクタ  $0.6H$  の直列回路の特性と比較している。



第 2.4.5 図 電源電力部の回路例とシミュレーションモデル

スイッチ素子の抵抗ロス変化や、スイッチ ON と OFF の時のモデルの変化は簡略化してある。



第 2.4.6 図 電源電力部と負荷コイルの総合伝達関数

180°は-180°につながることに注意。1.2kHz 付近の急激な位相変化は出力フィルターが作る 2 次のポールによる。22kHz 付近の位相変化は電磁石コイルの共振である。

### 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 (SF<sub>6</sub>) 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19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。開放検査は1stインタークーラー2基、2ndインタークーラー2基、デイトンク1基について実施した。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19年8月31日に行われ合格した。

平成19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。性能検査は9月11日に実施され合格した。

平成19年12月

ガスドライヤーバルブV-56、V-57を老朽化のため交換を実施した。  
コンプレッサーNo1、No2の冷却水配管の更新を行った。

#### (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。本年度の総受入量は約14,380リットルであった。本施設は年2回の定期自主検査を行っている。

定期自主検査

1回目 平成19年8月14日

2回目 平成20年1月18日

#### (3) ヘリウム冷凍機

##### 1) 概況

平成19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3,876時間、後段部3,876時間の運転を行った。

制御装置を更新し、より安定かつ安全な運転を確保した。（第2.4.4表）

第2.4.4表 平成19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	1,423	2,351	3,876
後段部	1,424	2,351	3,876

## 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行うため、11月に冷凍機の定期整備を実施した。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・温度保護スイッチ点検、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、冷却水ポンプ及び電動機の解放点検、制御盤内点検・内部機器更新、オイルポンプ解放点検・電動機更新、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い問題なく完了した。

11月に高圧ガス保安協会の施設検査を受け合格し定期自主検査が完了した。

## 2.4.4 放射線管理

### (1) 概況

19年度に実施された主な放射線作業は8～12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は39m<sup>3</sup>であった。廃液中の<sup>60</sup>Co、<sup>137</sup>Cs、<sup>237</sup>Np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	
	<sup>60</sup> Co	<sup>137</sup> Cs	<sup>237</sup> Np	その他	<sup>60</sup> Co	<sup>237</sup> Np
年間放出率 (Bq/y)	1.0×10 <sup>5</sup>	8.5×10 <sup>4</sup>	1.1×10 <sup>4</sup>	0	0	0
年平均濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )	2.6×10 <sup>-3</sup>	2.2×10 <sup>-3</sup>	2.8×10 <sup>-4</sup>	0	< 1.5×10 <sup>-10</sup>	< 9.9×10 <sup>-11</sup>

### (3) 天然由来の放射性ガス

平成19年7月、タンデム加速器建家地下一階通路（非管理区域）において0.06Bq/cm<sup>2</sup>の有意なアルファ線を検出した。この値は放射線障害防止法上の表面密度限度0.4Bq/cm<sup>2</sup>（アルファ線を放出する放射性同位元素）を超えるものではないが、原子力科学研究所放射線障害予防規程に則り、速やかに当該区域を一時的に管理区域に設定するとともに立ち入り禁止措置等の対策を施した。

調査の結果、この現象は通路床の亀裂から天然由来の<sup>222</sup>Rnが地中より漏れ出していることが原因であった。詳細については「静電気捕集法による天然ラドン（<sup>222</sup>Rn）の核種同定，JAEA-Technology 2008-052」にて報告している。

## 2.5 主な技術開発

### 2.5.1 JRR-3 プロセス計算機システムの更新

#### (1) 概要

JRR-3 プロセス計算機システム（以下「センタム」と示す。）は、原子炉本体設備、照射利用設備及び冷中性子源装置の3系統を有しているが、その中で、原子炉本体設備のシステムについて更新作業を実施した。

原子炉本体設備センタムは、原子炉施設全般のプロセス量（流量、温度、圧力等）の監視、制御を行う装置で、膨大な量の信号（アナログ入出力点数：713点、デジタル入出力点数：4,135点 合計 4,848点）を制御室において集中監視している非常に重要なシステムである。

しかし設置以来 17 年以上が経過し、主要構成部品や消耗品等の入手が困難な状況になっており、原子炉の安全安定運転を確保するために、最新のセンタム（センタム CS3000）に昨年 2 年かけて順次更新を行っている。今回はステップ 1 として、操作端末（以下「HIS」と示す。プロセス量等の指示値の表示及び機器の操作等を行う部分）の更新を行い、今回はステップ 2 として、フィールドコントロールステーション（FCS、現地において計測及び制御を行う部分）制御部の更新、それに伴うソフトウェアの修正及びバスライン（HF バスから V ネットに変更。どちらも、横河電機株独自の通信方式）の敷設作業を実施した。さらに、対数トレンドの表示、SI 単位化への完全移行、実機を使用しての機能試験、起動前点検、使用済燃料プール自動運転方法の変更及び運転記録等の帳票出力の設定などの作業を実施した。

#### (2) ステップ 2 更新作業の特徴

センタムは、炉室、制御棟、2 次冷却塔、事務管理棟及び実験利用棟の各現場に、合計 17 台の FCS が設置されている。これらは各々二重化してある制御部（CPU）を有しており、8 台の HIS を加えた、25 台の計算機を V ネットで接続する。さらに FCS に隣接して設置してあるターミナルボードキュービクル（TBC）に専用ケーブルで接続して、現地機器及び検出器等のプロセスデータの取得又は現地機器への信号の入出力を行っている。今回の更新作業内容は、17 台の FCS 制御部の更新作業のため、設置作業時のケーブルの接続がコネクタによる接続なので、現地検出器又は機器からの大量の入出力ケーブルの取り外し作業が無い場合、比較的短時間のシステム停止で作業を完了することができた。

また、FCS 制御部本体機器を更新するため、OS（オペレーティングシステム）も変更になり、OS に合ったソフトウェアに修正が必要になった。修正したソフトウェア部分が正常に動作することを確認するために、約 2 週間、機構側とメーカー共同で更新する FCS 制御部のテスト機能を使用して、データ処理、シーケンス動作及び画面表示状態の確認作業を行った。

#### (3) FCS 制御部の更新について

更新する FCS 制御部は、既設のものより高さ方向の寸法が大きいため、更新部分でない入出力カード等機器の設置位置を調整する必要がある。位置調整は、更新部分を撤去後、盤内機器全体を数 cm 下げて設置し、更新する FCS 制御部を設置した。FCS 内部機器すべての位置調整作業を行うため、長時間の作業になってしまう可能性があったが、懸念したよりスムーズ

に作業が行われた。(第 2.5.1 図 FCS 制御部更新作業概略図参照)

#### (4) バスラインの敷設

FCS 制御部 OS の変更 (横河電機株独自 OS から Windows XP に変更) により、バスラインケーブルの敷設を行った。バスラインは 2 種類あり、FCS (17 台) と HIS (8 台) を繋ぐ V ネットと、HIS のみを繋ぐイーサネットを敷設した。V ネットは、現地からのプロセスデータ及び機器の起動・停止の信号の通信を行い、2 重化されている。イーサネットは、HIS 間のダウンロード等のデータの授受及び時刻信号等の通信に使用されていて、2 重化はされていない。

ケーブルの敷設作業は、ケーブルの本設前に正確にケーブル長を割り出すことは、非常に難しいため、通常ケーブルのみを敷設し、現地でコネクタの施行作業を実施するものと考えていたが、今回の作業においては、ケーブルの両端にコネクタが接続してあるものを敷設する方法のため、余長が発生してしまった箇所があった。そのため、本来、現地でのコネクタの施行は行わないとの事だったが、余長ケーブルをそのまま保管した場合、ノイズの侵入のリスクと、現地でのコネクタ施行作業のリスクを考慮した結果、現地でコネクタの施行作業を実施した。施行箇所は、V ネットケーブルで 6 箇所 (12 本)、イーサネットケーブルで 2 箇所 (2 本) のケーブルであり、切断してコネクタの付け直し作業を実施した。

#### (5) FCS ソフトの変更

FCS 制御部 OS の変更のため、ソフトの内部構造が変わりそれに則したソフトの変更を実施する必要がある。変更内容は、システム化されておりそのルールに沿った変更を行えばよいので容易に実施できる。しかし、作業の実施にあたりソフトが可視化されている必要がある。現在残っている SLD (ソフトロジック図) 図書は、更新されていない可能性が懸念された。SLD が、最新のものでないと今後の作業に支障をきたすため、ソフトの変更作業の基になる現状のソフトをセンタムからセーブし、その内容と SLD 図書との相違点の抽出作業を行った。結果、かなりの箇所において、現状ソフトと SLD 図書との相違点を確認された。原因は、ソフト修正作業実施当時の予算状況などから、SLD 図書の修正を行っていない場合や竣工当時の現地でのソフト修正作業が反映されていない等の理由が考えられる。抽出したソフトは、差分リストとして以降の変更作業に使用した。

また、作業の精度を上げるため、メーカーの旧システムのセンタムを設置し現状のソフトを稼動して比較しながら作業を行った。

#### (6) 共同デバックの実施

ソフトの変更作業がほぼ終了したことを受けて、機構側とメーカー共同でデータ演算処理、シーケンス制御及び画面表示状態等の確認作業を行った。作業は、メーカーの工場内で、竣工当時の試験検査要領を基にして現状に合致した要領書に修正し、データ演算処理、シーケンス制御及び画面表示状態等が現状のセンタムと同等であることを確認した。作業には、新しい FCS 制御部のテスト機能を使用した。テスト機能は、現地からの入出力信号等をソフトにおいて模擬することができる。以前のシステムなら、模擬入力用の端子台等の機器を使用するとこ

ろ、まったく使用しないでソフトの動作確認が可能になった。

#### (7) 対数トレンドの表示及び長期保管

かねてからの念願であった、センタムにおいての対数トレンドの表示が可能になった。今までは、対数トレンドの表示は、上位計算機が行っており、センタムのトレンドはリニア表示にしか対応していないため、ケタ変わりの激しい対数の表示は不可能であった。今回、既設のトレンド画面を利用して実現したため、上位計算機ほどの自由度は無いが、既設のトレンドとの使い勝手が同じなので、容易に操作が可能である。さらに、トレンド共通の処理として長期保管パッケージソフトをインストールしたことにより、約 60 日分の過去トレンドを閲覧・保管することができるようになった。これは、上位計算機と同等量である。

#### (8) SI 単位化への完全移行

SI 単位化への移行は、以前から必要最小限のタグについて実施してきたが、今回の更新作業を機会に圧力単位 (kg/cm<sup>2</sup>) 等の非 SI 単位については、センタムから削除し、すべて SI 単位とすることができた。

#### (9) 機能試験の実施

変更したソフトについての試験は、共同デバック作業及び工場立会検査において機能の確認を実施してきたが、JRR-3 において設置後、実機を用いての機能試験を実施した。検査は最初に、表示画面と現地機器の状態が一致していることを確認し、弁等の単独で動作が可能な機器の動作点検、さらに冷却系の系統運転を、画面表示のモディファイ及び入出力信号の動作を確認しながら実施した。実施に当たっては、万一の誤動作に対応するため、機器の電源盤に人員を配置し、緊急停止等の処置を行えるよう万全の体制を整えて実施した。結果、不動又は制御不能等の現象は発生せず異常なく完了した。

#### (10) 起動前点検・使用済燃料プール自動運転操作方法の変更

上位計算機が使用できなくなることから、原子炉起動前点検時に放射線監視設備及びプロセスモニタ設備の自動点検結果判定が動作しなくなった。これらは、センタムの更新前は、点検結果を一旦上位計算機に送り、上位計算機が点検結果の判定をしていた。今回から点検結果が表示されるセンタム画面を、運転員が判定し点検ロジックを進める形に変更した。

また、使用済燃料プール自動運転については、今までの使用法が新しいセンタムでは、使用できないことが確認されたため、操作方法を変更した。この現象は、上記の機能試験のときに判明し、今までのソフトをメーカー工場の旧システムに再度、インストールして現象の確認を行ったうえでの、操作方法の変更である。

#### (11) 運転記録等の帳票出力の設定

上位計算機の役割のひとつに、帳票の出力があった。今回の更新作業によって上位計算機が使用できなくなるために、その機能をセンタムで実現することにした。しかし、放射線監視設

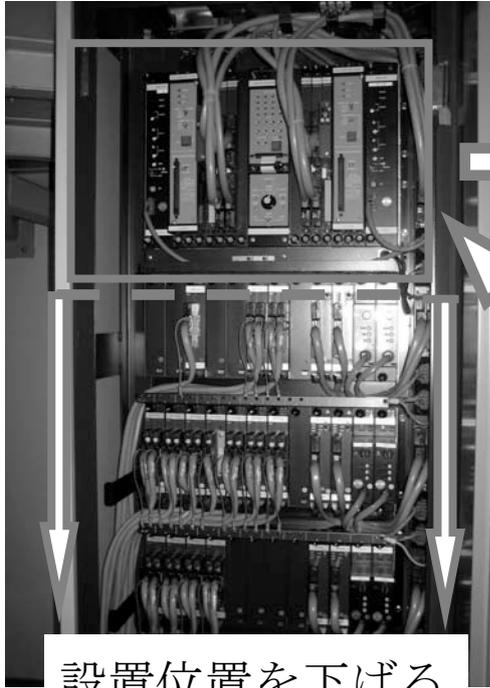
備の帳票処理等センタムで実現できないものについては、別途データ処理計算機を設置し対応した。センタムでの帳票出力の設定は、JRR-3 運転員が外部研修に参加し、ノウハウを習得したうえでの作業で実現した。

(12) まとめ

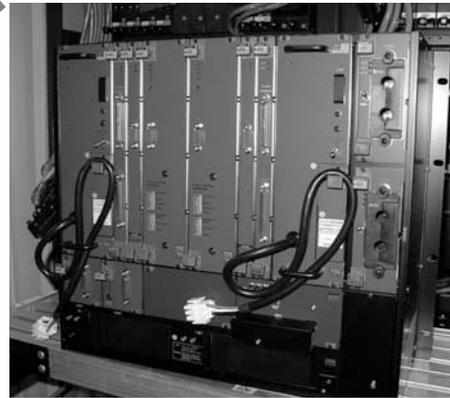
前回及び今回の更新作業によって、センタムの HIS 及び FCS 主要構成部品の更新がほぼ完了したことにより、センタムの安定運転が確保された。さらに、FCS の入出力カード部を更新するステップ 3 を実施し、より確実なものにしたいと思う。

また、今回の更新作業によって、センタムソフトの処理、帳票出力要領及び表示画面の構造等多くのことを学習した。計算機が汎用性のあるものに変更になったことから、表示画面の作成等 JRR-3 で改良できる幅も広がり、さらに使い勝手の良い、操作性の良いセンタムにしていきたい。

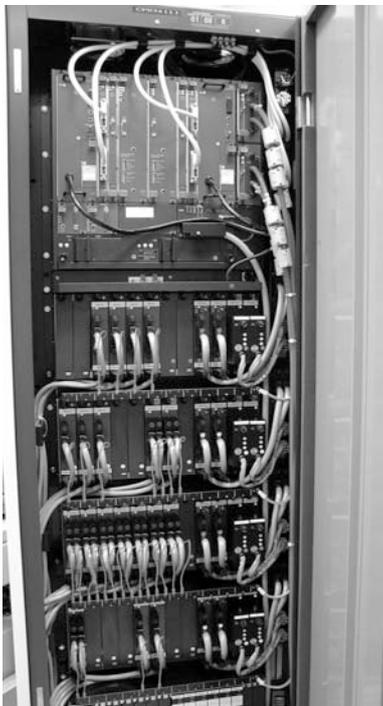
更新前の FCS



旧制御部の撤去



新制御部の設置



更新後の FCS 内

第 2.5.1 図 FCS 制御部更新作業概略図

## 2.5.2 データ処理計算機の構築

### (1) 概要

平成 19 年度に本体設備プロセス制御計算機の更新を実施し、それに伴い、プロセス制御計算機は、通信方式が更新前のプロセス制御計算機フィールド・コントロール・ステーション（以下、「FCS」と示す。）制御部との専用通信方式である HF バスケーブル方式から更新後の FCS 制御部との通信に適合した専用の通信方式である V ネットケーブル方式（いずれも横河電機株式会社独自方式）に変更になり、従来の JRR-3 上位計算機との通信を行うことができなくなるため、JRR-3 上位計算機を代行するシステムの開発が必要になった。

そのため、原子炉運転に係る運転記録等の帳票作成、運転実績の計算、余剰反応度及び熱貫流率算出のための技術計算の機能（以下、「運転記録機能」と示す。）及び放射線管理に係る放射線管理記録の集計、帳票作成の機能（以下、「放射線管理処理機能」と示す。）を有するシステムを製作することとなった。

### (2) システムの製作

データ処理計算機システム開発には、汎用パソコンにて以下に示す運転記録機能と放射線管理処理機能についての専用プログラムを構築し、FCS とのデータ通信を行うヒューマン・インターフェース・ステーション（HIS）ネットワークにデータ処理計算機をイーサネットケーブルで接続し、同一ネットワークの構成とし、データの授受を行うものとした。プロセス制御計算機システム及びデータ処理計算機システム構成図を第 2.5.2 図に示す。

なお、HIS との通信には、Windows 環境における標準的なアプリケーション間通信の手段である OPC インターフェース機能を利用した。

この機能を利用することで、HIS や FCS の各種データを提供する HIS を OPC サーバ、各種データを要求するデータ処理計算機が OPC クライアントというネットワーク構成になり、OPC クライアントから OPC サーバを介し、各種データの授受が可能となる。

プロセス制御計算機－データ処理計算機間通信構成図を第 2.5.3 図に示す。

### (3) 機能内容

データ処理計算機システムは、停電時以外は通常運用しており、原子炉の運転時以外でも、原子炉設備及び放射線監視設備等のデータを常時収集し、データ処理及び記録の出力を行うものとした。

#### 1) 運転記録機能

##### ① 帳票作成

原子炉施設の運転データの加工、補正、演算処理を行い、原子炉運転に関する運転記録及び運転実績記録を作成し、帳票として出力させる機能とする。また、帳票等については、修正可能なものとした。

##### ② 運転実績計算

運転記録を基に JRR-3 運転サイクルの原子炉運転時間、積算運転時間、出力量の集計及び累計（JRR-3 運転当初からのもの）計算処理を行い、運転実績記録を作成する機能とした。

③ 技術計算

- ・余剰反応度の計算処理

制御棒校正データを基に制御棒位置による余剰反応度計算を行い、運転記録へ記録するための余剰反応度を算出する機能とした。

なお、この計算処理を行うための基となるデータについては、任意に更新が可能なものとした。

- ・熱貫流率の計算処理

JRR-3 に設置されている各熱交換器における熱交換の効果を熱貫流率計算により算出し、計算結果をグラフ表示させる機能とした。

2) 放射線管理処理機能

① 放射線管理記録の集計

放射線管理に関するデータの収集、加工、補正、演算処理を行い、放射線管理に関するデータの計算処理を行う機能とした。

② 帳票作成

放射線管理記録の集計により算出したデータ等を使用した帳票を作成する機能とした。

(4) 機能確認

データ処理計算機における機能を確認するため、試験を実施し、運転記録機能及び放射線管理処理機能を満足するデータの収集、データ処理及び記録の出力を行う帳票等の作成・出力を確認した。作成した帳票を第 2.5.1 表～第 2.5.5 表に示す。

(5) 上位計算機とデータ処理計算機の比較

- ・処理速度の高速化

上位計算機は、FCS からのデータ授受をデータ・ベース・サーバを介していたため、データ処理に約 1 分程度の時間を要した。

一方、データ処理計算機は、HIS ネットワークに存在するため、FCS データを瞬時に取得することが可能であり、データ処理速度が格段に向上した。

- ・余剰反応度の算出精度向上

上位計算機では、制御棒校正データを独自の計算式に入力し、余剰反応度を算出していた。

一方、データ処理計算機による余剰反応度の算出は、制御棒校正データをそのまま利用するため、より正確な値を算出でき、余剰反応度の算出精度を向上させる結果となった。

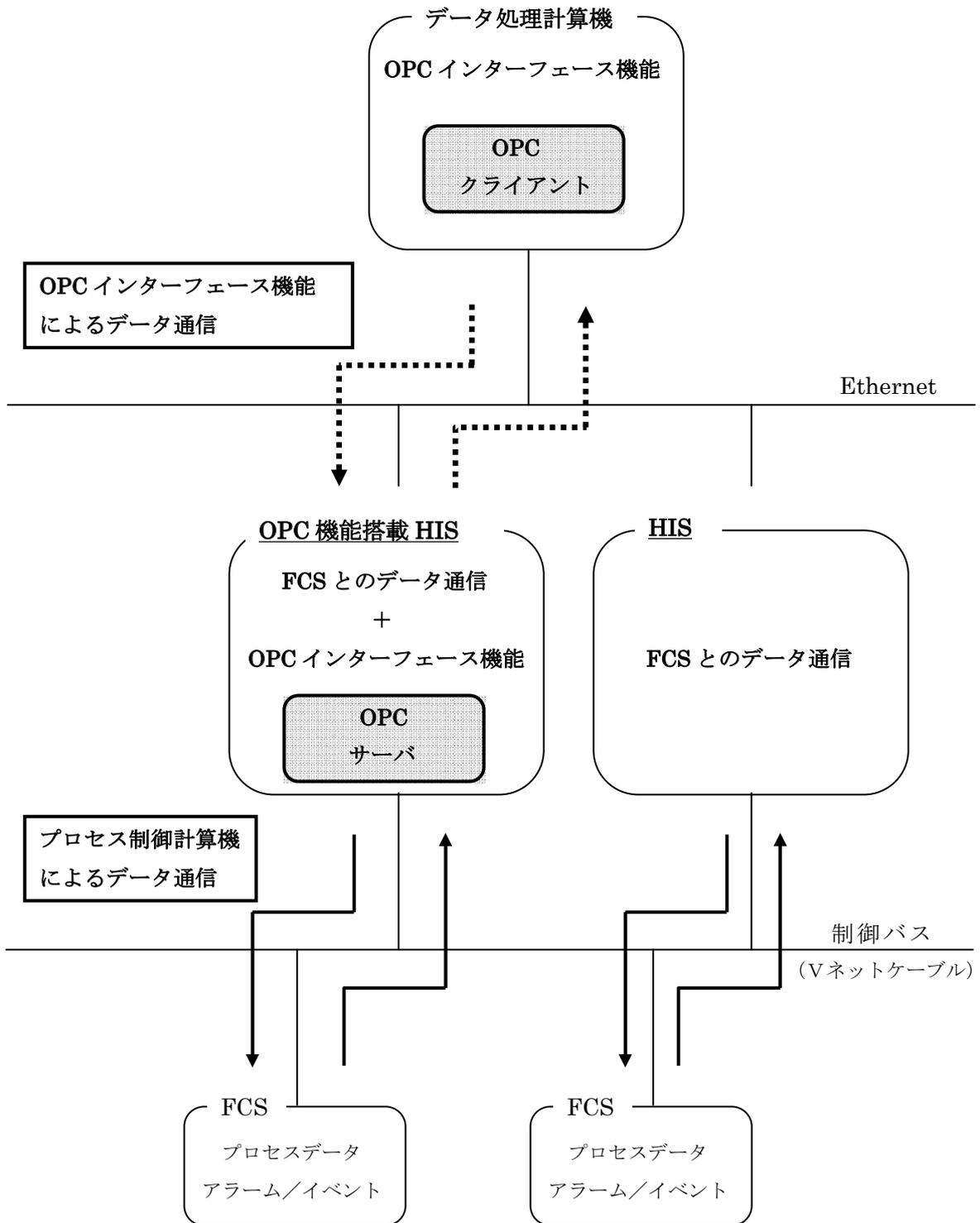
- ・帳票作成の簡易化

データ処理計算機による帳票作成は、基本的に Excel により作成しているため、帳票の作成等がより一般的な方法で実施できるようになった。

(6) まとめ

今回のデータ処理計算機については、原子炉運転上、必要不可欠なものみのプログラムを構築したものであり、今後、必要に応じ、機能を拡張する予定である。





第 2.5.3 図 プロセス制御計算機－データ処理計算機間通信構成図

第 2.5.1 表 JRR-3 運転記録 (II)

**JRR-3 運転記録 (II)**

原子炉主任技師署名		課長	係長	班長	平成 年 月 日	
-----------	--	----	----	----	----------	--

時刻	制御棒位置						原子炉出力							1次冷却系							2次冷却系		再結晶器出口温度						
	Sa-1	Sa-2	S-1	S-2	R-1	R-2	超熱系 (A)	超熱系 (B)	線形系 (A)	線形系 (B)	炉心系 (A)	炉心系 (B)	安全系 (A)	安全系 (B)	熱出力 (A)	熱出力 (B)	流量 (A)	流量 (B)	入口温度 (A)	入口温度 (B)	出口温度 (A)	出口温度 (B)		ΔT (A)	ΔT (B)	炉内圧力	入口温度	出口温度	
	mm	mm	mm	mm	mm	mm	%Δk/k	S <sup>-1</sup>	S <sup>-1</sup>	W	W	W	W	W	W	m <sup>3</sup> /h	m <sup>3</sup> /h	℃	℃	℃	℃	℃		℃	℃	℃	kPa	℃	℃

操作表示記号	▼ スクラム	/ 定時記録	S 起動	M 手動スクラム
▽ リバース	↺ 制御棒挿入	RT 制御棒駆動試験	○ 自動運転投入	M 手動リバース
◎ 臨界点	↑ 出力上昇	○ 自動運転投入	○ 自動運転投入	
M 手動	↓ 出力下降	▽ 目標出力到達		

第 2.5.2 表 JRR-3 運転実績表

**JRR-3 運転実績表**

サイクルNo. <input type="text"/>		原子炉主任技師署名	班長	係長	班長	○ 運転開始・停止	— 1MW以上
日付 <input type="text"/>						◎ 臨界点チェック	— 1MW未満
						△ 出力変更	∧ 出力上昇・下降

時	0	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24	特記事項
日 ( )																										
0時間 00分																										
0.0 MWh																										
運転時間合計	0時間 00分		サイクル運転時間合計										0時間 00分		運転時間累計		0時間 00分		出力量累計		0.0 MWh					

・表への出力記入は1MW未満は公称出力 (kW)、1MW以上は熱出力を算出し記入する。(MW小数点以下1桁まで)

・積算出力計算は(運転時間も)1日単位としてMWh単位で小数点以下1桁までを記入する。

第 2.5.3 表 室内ガス測定記録 (<sup>3</sup>H)

**室内ガス測定記録 (<sup>3</sup>H) (JRR-3)**

平成00年00月

		課長		確認者	

測定日 日 (曜日)	並水区分		伊頂面		並水タンク室		大型廃棄物保管庫		予備		備考
	最大濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )	平均濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )									
1											
2											
3											
4											
5											
6											
7											
8											
9											
10											
11											
12											
13											
14											
15											
16											
17											
18											
19											
20											
21											
22											
23											
24											
25											
26											
27											
28											
29											
30											
31											
月間											

第 2.5.4 表 室内ガス測定記録 (<sup>41</sup>Ar)

**室内ガス測定記録 (<sup>41</sup>Ar等) (JRR-3)**

平成00年00月

		課長		確認者	

測定日 日 (曜日)	1次系区分		減圧タンク室		カナル地下室		伊豆0時		0区画		備考
	最大濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )	平均濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )									
1											
2											
3											
4											
5											
6											
7											
8											
9											
10											
11											
12											
13											
14											
15											
16											
17											
18											
19											
20											
21											
22											
23											
24											
25											
26											
27											
28											
29											
30											
31											
月間											

第 2.5.5 表 放出ガス測定記録

放出ガス測定記録 (JRR-3)										
平成00年00月										
測定日 (曜日)	濃度(Bq/cm <sup>3</sup> )		放出量(Bq)		放出時間(h)		排出空気量 (cm <sup>3</sup> )	原子炉 運転*	備 考	
	一日平均濃度	検出下限濃度	検出下限以上	検出下限未満	検出下限以上	検出下限未満				
1										
2										
3										
4										
5										
6										
7										
8										
9										
10										
11										
12										
13										
14										
15										
16										
17										
18										
19										
20										
21										
22										
23										
24										
25										
26										
27										
28										
29										
30										
31										
合計										

濃 度 (Bq/cm <sup>3</sup> )		放 出 量 (Bq)			検出下限濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )	3ヶ月累計(※)・四半期(※)・月(※)		課長	班長
一日平均濃度	月間平均値	一日最大値	月間総放出量			平均濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )	総放出量(Bq)		
			検出下限以上	検出下限未満		検出下限以上	検出下限未満		

### 2.5.3 モータドライバ故障原因調査

#### (1) 背景

平成 19 年 6 月 13 日、制御棒駆動回路のモータドライバが故障（モータドライバに「CPU 異常」が発生）した。JRR-4 では、前年度にもモータドライバに同様の故障が発生しており、再発の防止に資するため、モータドライバの故障の原因調査を行い、今後の対策を検討した。

#### (2) モータドライバの概要

当該モータドライバは、制御棒駆動機構の制御回路の一部であり、微調整棒の操作回路からの入力信号を基に、微調整棒を動作させるサーボモータの速度制御を行う目的で使用している。制御棒駆動機構の制御回路を第 2.5.4 図、モータドライバを第 2.5.5 図に示す。

#### (3) 調査結果

原因調査にあたっては、フォールト・トゥリー解析を実施し、原因となりうる項目の選定を行い、各々の項目について調査及び検討を行った。フォールト・トゥリーを第 2.5.6 図に示す。

##### 1) モータドライバの不良

当該モータドライバについて、モータドライバの製作メーカーに以下の調査を実施させた。

##### ① 設定パラメータの確認

モータドライバは汎用品であり、使用環境にあったパラメータを入力し、使用するものである。設定パラメータが適切でない場合、正常に動作しない又は「CPU 異常」エラーが発生することが考えられたため、当該モータドライバに入力されていたパラメータが適切であるか確認した。その結果、パラメータは、設定すべき値であったことを確認した。

##### ② 再現試験

「CPU 異常」エラーの再現性を確認するために、再現試験を実施した。再現試験では、通常の使用環境では「CPU 異常」エラーの再現は確認されず、加冷熱環境で劣化を促進させた環境で、CPU 制御電源（DC5V）の電圧降下（約 1V）により同事象が一度だけ再現した。

##### ③ 分解点検

当該モータドライバの分解点検を実施したところ、コネクタ部にフレットィング（微振動）による酸化膜の形成を確認した。酸化膜の影響により、コネクタ部の抵抗が増大し、モータドライバ内部の CPU 制御電源の電圧が降下し、「CPU 異常」エラーが発生した可能性がある。当該モータドライバに発生したフレットィングによる酸化膜の形成状態を第 2.5.7 図に示す。

##### ④ 電解コンデンサ劣化調査

モータドライバの交換頻度（寿命）を電解コンデンサの寿命より決定しているため、電解コンデンサの劣化状況を確認した。その結果、やや劣化が見られるものの性能上問題になる程度の劣化は確認されなかった。

##### 2) 使用環境調査

CPU 異常を起こす外部要因として、指令電圧へのノイズ、AC 電源波形の歪みが考えられるとのモータドライバ製作メーカーの回答より、これらに影響を与える可能性のある以下の調査を実施した。

① 結線調査

モータドライバを含む制御棒駆動回路が盤内で設計図面どおり正しく結線されているかについて調査した結果、断線、接続部の緩み等はなく、アース線についても図面どおりであることを確認した。また、外観により劣化の進んだ箇所、埃の堆積等は確認されなかった。

② ノイズの調査

運転時の環境での指令電圧へのノイズ発生状況を確認するため、本体及び利用設備の電源投入による影響を調査した結果、指令電圧（DC+10～-10V）に対し±1V程度の変動が確認されたが、モータドライバ製作メーカより有害なノイズではないとの回答を得た。

③ 電源波形の調査

モータドライバは、無停電電源装置により整形した AC100V 電源を使用しているため、その電源波形を測定して製作メーカによる確認作業を行ったところ、有害な歪みはないと判断された。

④ 盤内の環境調査

モータドライバ設置盤内の温度調査を行った結果、メーカの推奨する使用環境内であることを確認した。また、制御室内は空調の効いた環境であり、適切な使用環境にあることを確認した。

⑤ 電源の入切の頻度

JRR-4 は、デイリー運転であり、設備の電源の入切の頻度が高いため、これによる影響についてモータドライバ製作メーカに問い合わせたところ、問題となる頻度ではないとの回答を得た。

3) 制御棒駆動回路の調査

モータドライバを含む制御棒駆動回路について、設計メーカによる回路設計の妥当性について調査を実施した。

① 制御棒駆動回路の設計の妥当性

制御棒駆動回路の設計の妥当性について、制御棒駆動回路の製作メーカに再検証を依頼したところ、制御棒駆動回路上での同製品の用途、使用方法も適切であり、設計も妥当であるとの回答を得た。

4) 保安活動上の問題点の調査

① 交換の頻度

モータドライバの交換頻度は、製作メーカが電解コンデンサの寿命より決定し推奨する 4～5 年とし管理をしている。

② 点検の頻度、方法

JRR-4 はデイリー運転であることから、ほぼ毎日、起動前点検において、盤を開放しモータドライバにエラーの発生していないことを確認している。また、施設定期自主検査においては、制御棒駆動回路の点検と併せて盤内の点検を実施し、緩み等のないことを確認している。

平成 15 年度に、制御棒駆動回路の製作メーカにより、制御棒駆動回路について盤内の詳細な点検を実施しており、異常のないことを確認している。（製作後、約 5 年）このため、点検の頻度、方法は妥当であると考え、今後も、同様の頻度での点検を実施する。

③ 制御室の管理

モータドライバの設置してある制御室は、原子炉プールのある炉室より隔離され、空調により常時温度、湿度等を管理している。このため、制御室の管理は妥当である。

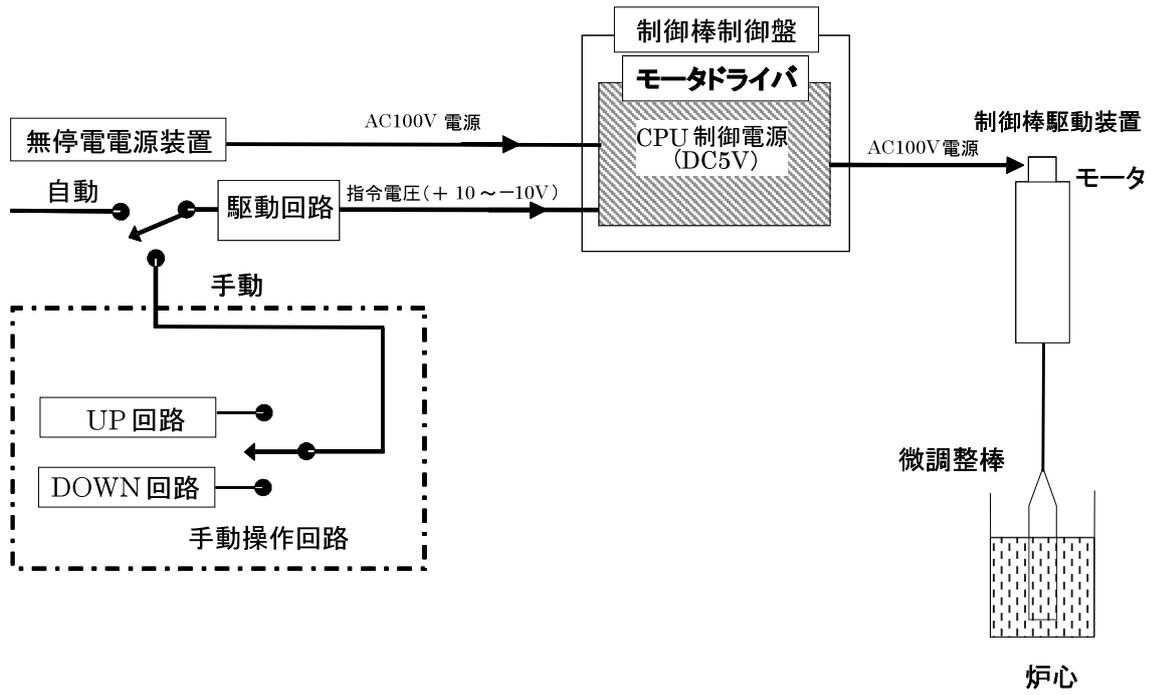
5) まとめ

フォールト・トゥリー解析による原因の推定及びその原因の発生の可能性調査を実施した。さらに、故障したモータドライバについては、分解点検、再現試験等を行った。その結果、フレット腐食によりコネクタ部に酸化膜が形成し、コネクタ部の電気抵抗の増大によりCPU制御電圧が低下したことが、モータドライバに「CPU異常」を発生させた原因と結論づけられる。

(4) 今後の対策

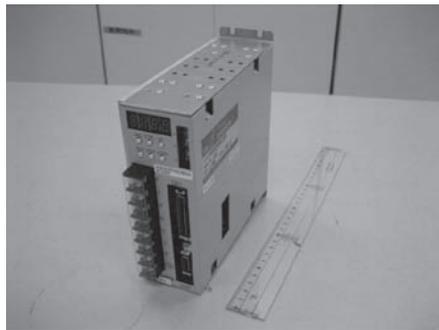
故障の原因となったコネクタ部については、既にモータドライバ製作メーカーが対策を実施し、錫メッキから金メッキに設計を変更している。今後の対策としては、同型の対策済みの製品を使用することとする。なお、現在使用中のモータドライバは対策済みの製品である。

また、今回実施した分解点検で確認した電解コンデンサの劣化の状況より、モータドライバの交換頻度については3年とした。

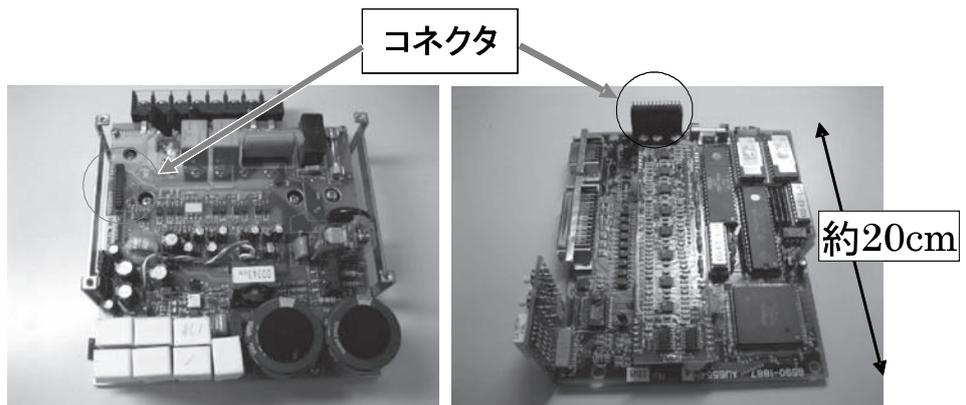


第2.5.4図 制御棒駆動機構の制御回路

外観



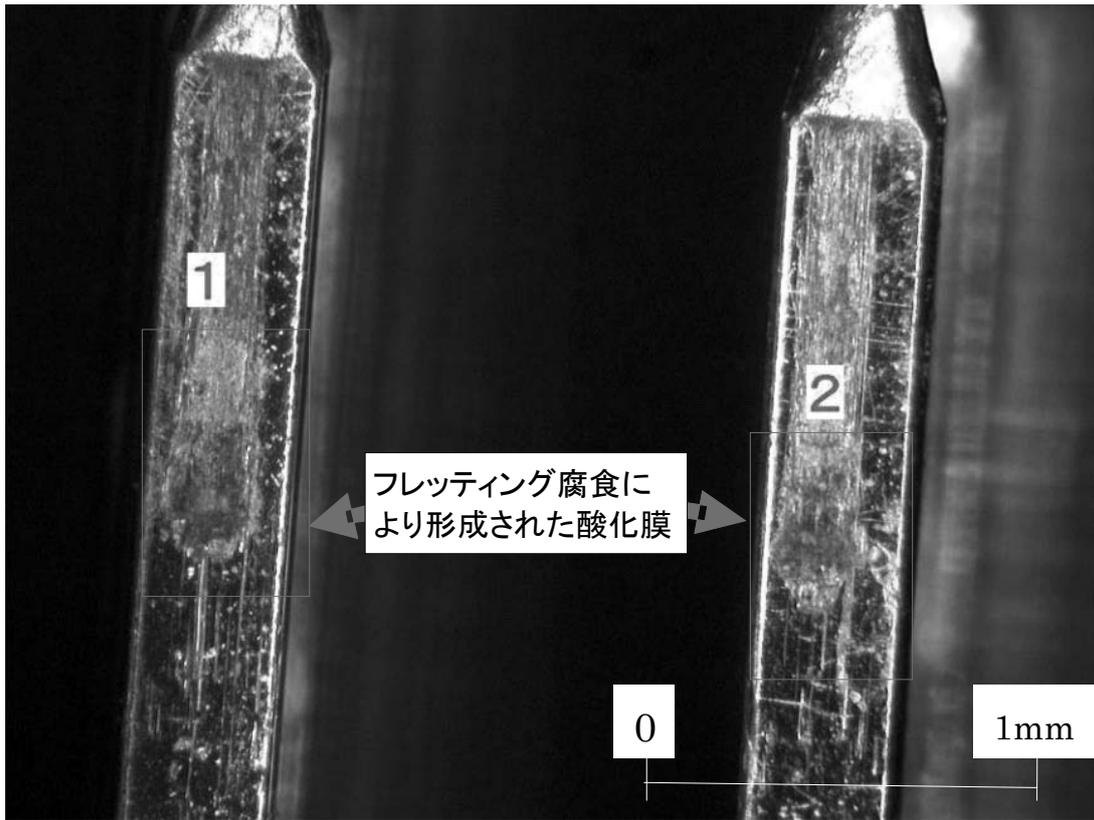
内部ボード



第2.5.5図 モータドライバ



第 2.5.6 図 フォールト・トゥリー



第 2.5.7 図 フレッシングによる酸化膜の形成状態

## 2.5.4 NSRR 原子炉プールライニング検査装置の試験測定

### (1) 目的・概要

NSRR では、高経年化による原子炉プールライニングの長期的な安全性について、保全計画の中でライニングの必要肉厚を定期的に調査することが重要な項目として位置づけられている。このため平成 17 年度よりプールライニング（肉厚：約 15mm）に使用されているアルミニウム材の経年変化に対する健全性の確認を行うため装置を開発してきており、平成 19 年度はモックアップ及び原子炉プールにおいて装置の動作確認及び試験測定を実施した。

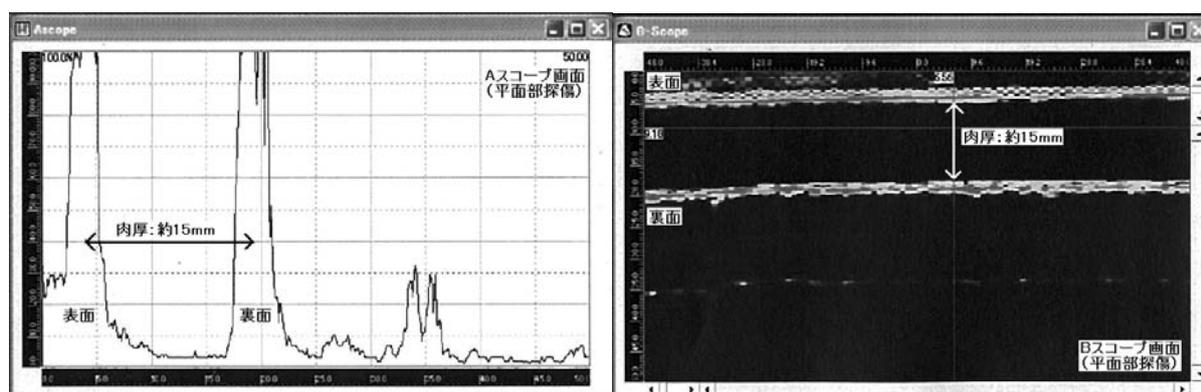
### (2) 内容

平成 18 年度までに側面及び底面走行装置の製作を終了し、平成 19 年度はモックアップでの試験を随時行い、原子炉プール内での動作確認及び超音波探傷装置と組み合わせた試験測定を、平成 19 年 11 月に約 1 週間及び平成 20 年 1 月に 3 日間のスケジュールで行った。

モックアップ試験は、各走行装置についての駆動速度や動作状態等の確認及び底面走行装置に関する座標化精度の向上に向けた方法の改善等を繰り返し行い、最終的に仮設プール水中において動作することを確認した。

その後原子炉プール内での動作確認のため、原子炉プールに装置を持ち込み、側面及び底面走行装置の動作確認及び試験測定を実施した。側面走行装置の動作確認については、関連機器の設置及び駆動状態に問題の無いことを確認した。また、底面走行装置の動作確認においては、概ね良好な結果であったが、設定した測定範囲に対し実際に走行装置を動作させたとき、底面画像の座標誤差（最大約 100mm）により測定範囲の一部分で走行装置の制御が出来なくなる事象が確認された。

試験測定においては、平面部及び溶接線部を探傷し、データについて評価・検討を行った。平面部の探傷においては肉厚が約 15mm の測定値が得られ、また表面及び裏面の状態について情報が得られることが分かった。平面部探傷の試験測定結果を第 2.5.8 図に示す。

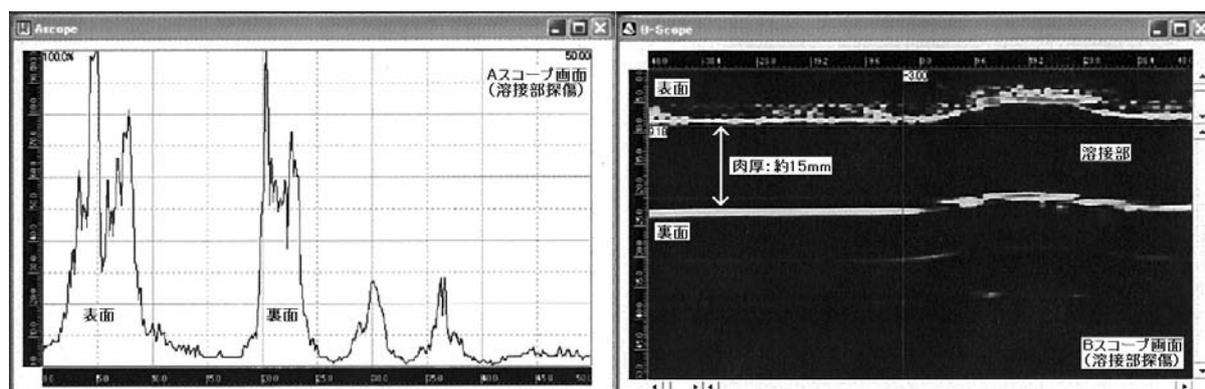


\*縦軸に探傷波高値、横軸に距離(mm)を示す。

\*縦軸に深さ距離(mm)、横軸に探傷幅を示す。

第 2.5.8 図 平面部の試験測定結果

溶接線部については、表面から内部までの状態を探傷することができ、溶接線部の状態について情報が得られることが分かった。溶接線部探傷の試験測定結果を第 2.5.9 図に示す。これより、プールライニングの肉厚、減肉及び溶接線近傍の状態を判断できることが分かった。



\*縦軸に探傷波高値、横軸に距離(mm)を示す。

\*縦軸に距離(mm)、横軸に探傷幅(mm)を示す。

第 2.5.9 図 溶接線部の試験測定結果

平成 19 年度の試験測定結果をふまえ、測定に関する精度及び作業効率の向上に向けた改良点を次に示す。

- ① 測定時の作業手順や、測定ポイントにおける各走行装置及び関連機器の設置方法及び操作性の向上。
- ② 底面画像の座標化について、方法の改善及び作業手順の見直しによる精度の向上。
- ③ 探傷データ及び位置データの処理及び表示方法の改良。

(3) その他

今後は、上記の改良を行い、保全計画に従って平成 20 年度以降定期的に原子炉プールでの調査を行い、経年変化に対する健全性の確認、評価を実施していく予定である。

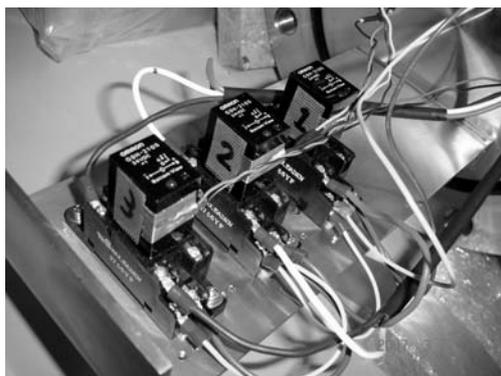
## 2.5.5 高圧六フッ化硫黄 (SF<sub>6</sub>) ガス中で使用するリレーのためのスクリーニング試験

### (1) 目的

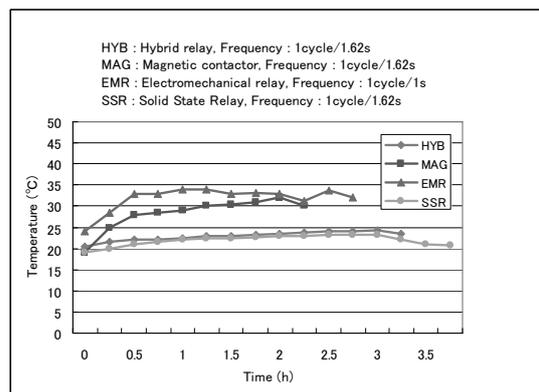
タンデム加速器の高電圧端子内には種々の計測・制御装置が設置されており、これらの装置は 0.5MPa の六フッ化硫黄ガス (SF<sub>6</sub>) 中で運転される。本スクリーニング試験は、これら装置に電源を投入・遮断するためのリレーとして、ハーメチックシールリレーではない大気仕様のリレーの中から高圧 SF<sub>6</sub> 中でも使用可能なリレーを選ぶことを目的に実施された。

### (2) 試験方法

市販されている 4 種類のリレー (機械式リレー (EMR)、マグネットコンタクター (MAG)、半導体リレー (SSR)、ハイブリッドリレー (HYB)) を試験した。0.5MPa の SF<sub>6</sub> 雰囲気チャンパーに設置したリレーに三相 200V、3A の抵抗負荷を接続し、一定の接点開閉頻度にて負荷を繰返し投入・遮断した。測定項目はリレーの温度、電圧・電流、試験前後の外観変化および EDS (Energy Dispersive X-ray Spectroscopy) によるリレー接点の表面観察と元素分析である。第 2.5.10 図に試験した HYB を示す。極数が 1 であるため相毎に 1 台ずつ取り付けてある。



第 2.5.10 図 試験されたハイブリッドリレー (HYB)



第 2.5.11 図 繰返し開閉時のリレー本体の温度変化

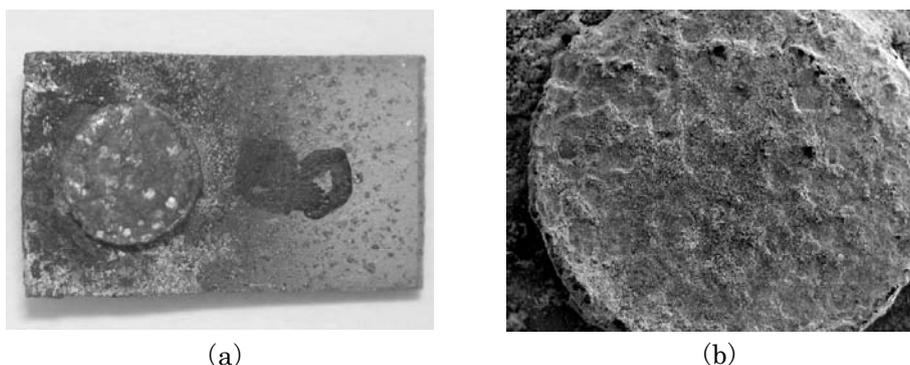
### (3) 試験結果

第 2.5.11 図にそれぞれのリレーを 0.5MPa の SF<sub>6</sub> ガス雰囲気中で試験したときの温度の時間変化を示す。開閉頻度は EMR が 1 サイクル/秒、その他のリレーは 1 サイクル/1.62 秒である。また、SSR については本体温度で示している (ヒートシンク部は約 40°C である)。第 2.5.11 図から、SSR と HYB は共に温度変化が安定していて接点の開閉障害もなく同雰囲気での使用は可能と判断される。特に、HYB は開閉時の温度上昇が小さく動作が安定している。他方、有接点リレーである EMR と MAG では、操作コイルへの入力電圧・電流が正常であるにも関わらず、試験開始数分後にすべての接点の開閉が不規則になり、電流指示値も 3A を下回るようになった。

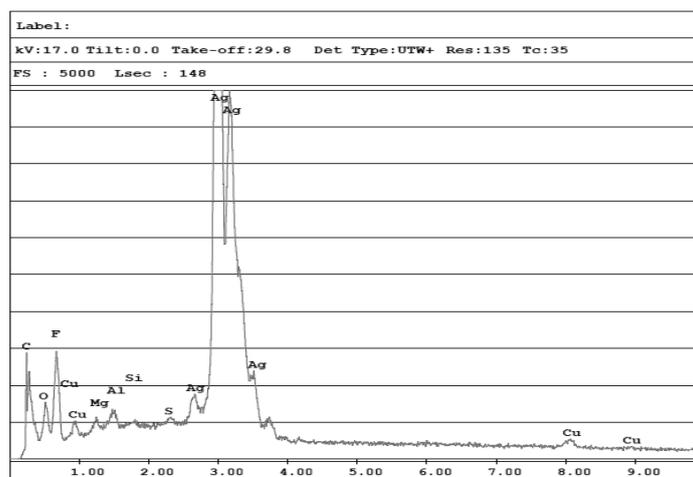
以下に、SF<sub>6</sub> ガス雰囲気中で開閉障害が見られた EMR と MAG の試験後の観察結果について述べる。

小型汎用リレー (EMR)

試験後のリレーには黒色のダストが飛散、付着していた。また、接点近傍のカバーには黒化が観察された。外観所見としては、繰返し開閉された接点近傍にアーク放電の影響による何らかの変化が生じていることがうかがえる。第 2.5.12 図 (a) は EMR の駆動側 b 接点の拡大図である。接点周囲には試験によって接点表面から飛散したとみられる堆積物が付着している。第 2.5.12 図 (b) は b 接点表面を約 20 倍に拡大した SEM 写真である。表面全体がほぼ一様に荒れている様子がわかる。また、EDS の特性 X 線スペクトル測定によって検出された b 接点全表面の銀 (Ag) と硫黄 (S) の面分析結果から、接点の構成元素である銀と SF<sub>6</sub> ガスの分解により生成したと考えられる硫黄が表面に一様に分布していることがわかった。第 2.5.13 図は接点のほぼ中央を横切る形でプローブを走査したときの元素分析結果である。Ag、Cu、Al、Mg などが検出されている他、F もわずかながら検出されている。分析手法上、化合物としての硫化銀 (Ag<sub>2</sub>S) は分析できないが、硫黄が検出されていることと変色した接点の色から硫化銀が生成されていると考えられる。



第 2.5.12 図 試験後 EMR の表面観察結果 (a) 全体外観 (b) SEM による表面拡大



第 2.5.13 図 EDS による EMR 表面元素分析結果

#### 高感度コンタクター (MAG)

通電された接点は、通電前の銀白色から黒灰色に変色し、表面はかなり荒れて中心に窪みが形成されている。この窪みと接触していた駆動側の接点には突起ができていて、固定側接点から移着したものと推測される。本事象は **EMR** には見られなかった。**EDS** による接点の面分析結果から、接点の構成元素である銀および  $\text{SF}_6$  ガスの分解により生成したと考えられる硫黄が接点上に一様に分布していた。線分析結果では、検出元素は **EMR** と同じであり、**EMR** と同様に硫黄が検出されていることと接点の変色から、**EMR** と同様に接点表面には硫化銀が生成されていると考えられる。

#### (4) 考察

##### 小型汎用リレー (EMR)

リレーの基本的な開閉挙動はリレーの本体温度をモニターすることで把握できることがわかった。大気雰囲気では正常な開閉動作を示す **EMR** も  $\text{SF}_6$  ガス雰囲気では動作開始数分後には開閉障害を起こした。原因として、接点开閉時のアーク放電による  $\text{SF}_6$  ガスからの  $\text{S}_2\text{F}_2$  や  $\text{SF}_4$  などの分解生成物と雰囲気中に残留する空気や水分、アーク近傍の構造材料が反応し、低フッ化硫黄や金属フッ化物、硫化物などの二次反応生成物を生成、これらの生成物が接点やその近傍に付着し、結果として、接点の開閉障害を誘発したと考えられる。また、ケース内部には黒色の粉体が飛散、付着していた。開閉時にアーク放電を発生するリレーでは、有機ガスからの炭素、炭化銀等の粉体の生成が知られているが、これに先の反応生成物が混入しているものと思われる。前述した  $\text{SF}_6$  ガスの分解は電氣的アークによるエネルギーを  $\text{SF}_6$  ガスが吸収することによって起こり、分解したフラグメントのほとんどは再結合し元に戻ると考えられる。従って、放電の継続時間、すなわち開閉頻度を低く設定することはフラグメントの再結合を促し、 $\text{SF}_6$  ガス中での開閉障害を回避するためには有効である。したがって、開閉頻度が少ない場合には、**0.5MPa** の  $\text{SF}_6$  ガス中でも使用できると考えられる。

#### 高感度コンタクター (MAG)

開閉頻度 1 サイクル/1.62 秒の場合、大気雰囲気での開閉障害は起こらないが、 $\text{SF}_6$  ガス雰囲気では動作開始数分から数十分後には開閉障害が起こった。一方、開閉頻度を 1 サイクル/64 秒に設定した場合には開閉障害は生じなかった。開閉頻度を低くしたことで  $\text{SF}_6$  ガスの分解によって生じたフラグメントの再結合が促進されたと考えられる。開閉障害の状態は **EMR** では接点の粘着があったが、**MAG** では駆動側と固定側接点が接触しているにも関わらず負荷電流が減少し、試験後の接点抵抗値は **150k $\Omega$** ～無限大を示した。電気絶縁性の  $\text{Ag}_2\text{S}$  の生成・付着、突起と窪みが接点抵抗を高め負荷電流を減少させたと推測される。これらは **MAG** に特有な事象であり、その原因としては、接点外径が **EMR** の 4mm に対し **MAG** では 3mm と小さいことと、接点材料が **EMR** と必ずしも同一でないことが原因と考えられる。

## ソリッドステートリレー (SSR)

SF<sub>6</sub> ガス雰囲気でのリレー本体温度はヒートシンクの効果により 20℃程度と低く、開閉障害もなく安定した動作を示した。一方で、半導体を使用しているため、製品間の特性のバラツキがあることを念頭に、実使用に際しては負荷条件や使用環境を考慮した確認試験が必要である。

## ハイブリッド・パワーリレー (HYB)

HYB の平衡時の温度は、大気、SF<sub>6</sub> ガスいずれの雰囲気においても先に試験した EMR や MAG に比べ 5℃～10℃低く SSR の本体温度よりは 2、3℃高い。しかし、SSR の場合は本体とは別にヒートシンクからの発熱が 30℃～40℃ある。SF<sub>6</sub> ガス中では SF<sub>6</sub> ガスの冷却効果により大気雰囲気時の試験に比べ総じて数℃低く、安定した動作を示した。試験終了後、本体カバーを取り外した外観観察では腐食やダストの飛散は見られなかった。

## (5) まとめ

## 小型汎用リレー (EMR)

SF<sub>6</sub> ガス雰囲気中では動作開始数分後に接点の開閉障害を起こすが、大気雰囲気に戻すと開閉動作、電氣的導通共に正常に戻る。接点开閉時に発生したアーク放電による SF<sub>6</sub> ガスからの分解生成物と雰囲気中に残留する空気、水分、アーク近傍の構造材料との反応によって生成した低フッ化硫黄や金属フッ化物、硫化物などの接点表面への付着や荒れが原因と考えられる。

## 高感度コンタクター (MAG)

SF<sub>6</sub> ガス雰囲気中では電流の指示値が次第に小さくなりやがてゼロとなるが、駆動側接点は操作コイルへの入力電圧/電流に追従し規則的に上下に動作している。試験後の接点には転移現象が生じていて、電気絶縁性を持つ Ag<sub>2</sub>S の付着が認められることから、結果として、接点表面の抵抗が高くなり負荷電流の減少を引き起こしたと推測される。

## ソリッドステートリレー (SSR)

本体温度上昇に比べヒートシンクの温度は 10℃～15℃程度高く、半導体素子の“出力オン電圧降下”による発熱と考えられる。SF<sub>6</sub> ガス雰囲気中での開閉障害はなく、EMR や MAG に比べ安定した動作を示す。

## ハイブリッド・パワーリレー (HYB)

平衡時の温度は、大気、SF<sub>6</sub> ガスいずれの雰囲気においても EMR や MAG に比べ 5℃～10℃低く SSR の本体温度よりは 2、3℃高い。6 体の HYB を試験したが、結果に再現性があり製品間の特性上のバラツキが小さいことが確認できた。

This is a blank page.

### 3. 研究炉及び加速器の利用

---

Utilization of Research Reactors and Tandem Accelerator

This is a blank page.

### 3.1 利用状況

平成 19 年度の研究炉の施設共用運転は、非管理区域における汚染が発見されたことに伴う、再発防止のための原子力科学研究所の安全確認点検調査で 7 月 12 日から 8 月 10 日まで原子炉を停止した。

JRR-3 は R3-19-4 サイクル(7 月 16 日～8 月 10 日)を安全確認調査で停止したが、R3-19-8 サイクル(12 月 3 日～12 月 26 日)を追加し、年間 7 サイクルの運転を行った。

JRR-4 は年間運転予定サイクルが 37 サイクルであったが、安全確認調査、反射体要素異常に伴う停止により年間 25 サイクルの運転を行った。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。

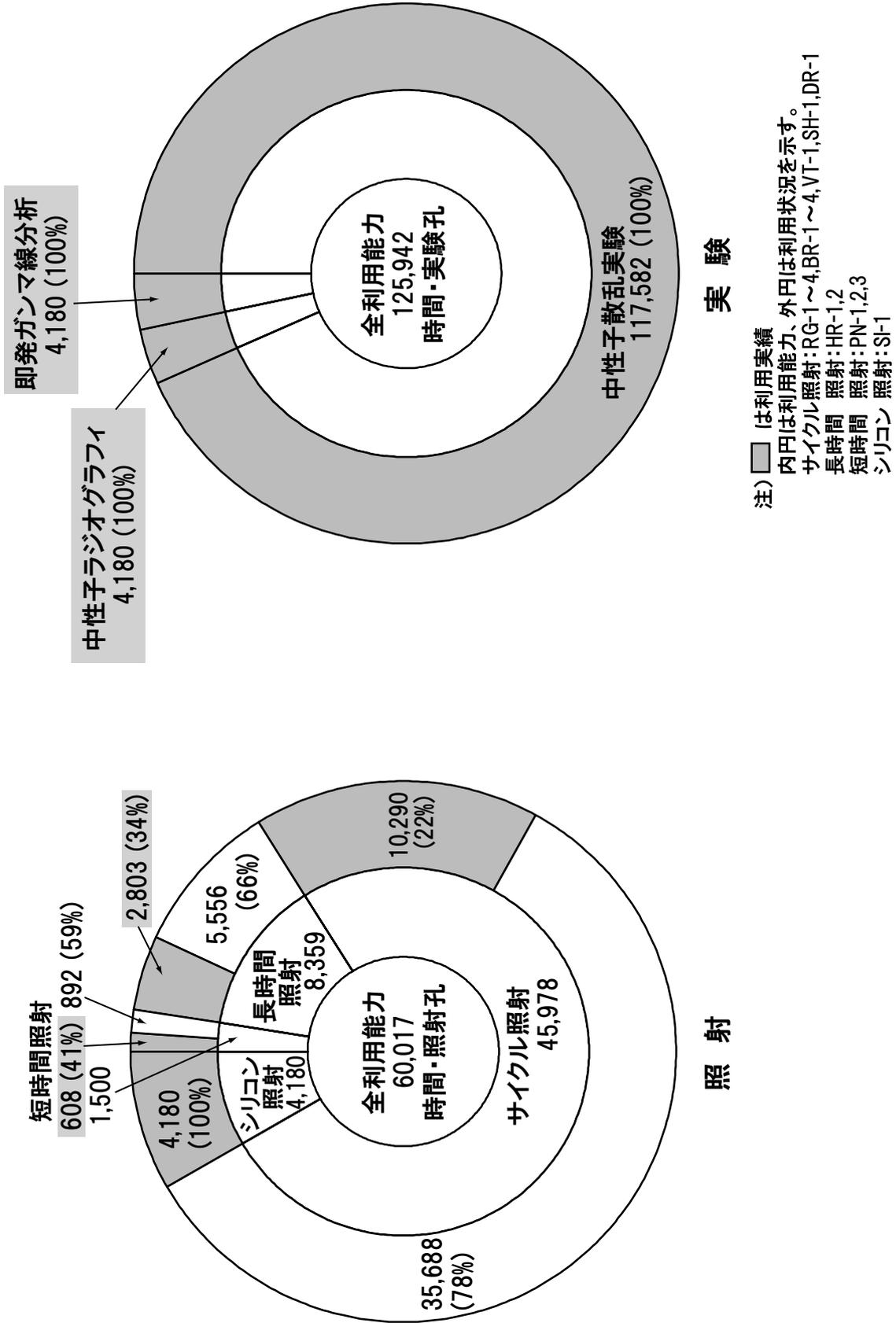
第 3.1.1 図に JRR-3 における照射及び実験それぞれの利用率を示す。照射に係る設備利用能力は 60,017 (時間・照射孔)であった。このうち、気送照射設備による短時間照射 41%、水力照射設備による長時間照射 34%、垂直照射設備によるサイクル照射 22%、均一照射装置によるシリコン照射利用は 100%であった。

また、実験に係る設備利用能力は 125,942 (時間・実験孔)で、利用率は全ての設備において 100%であった。

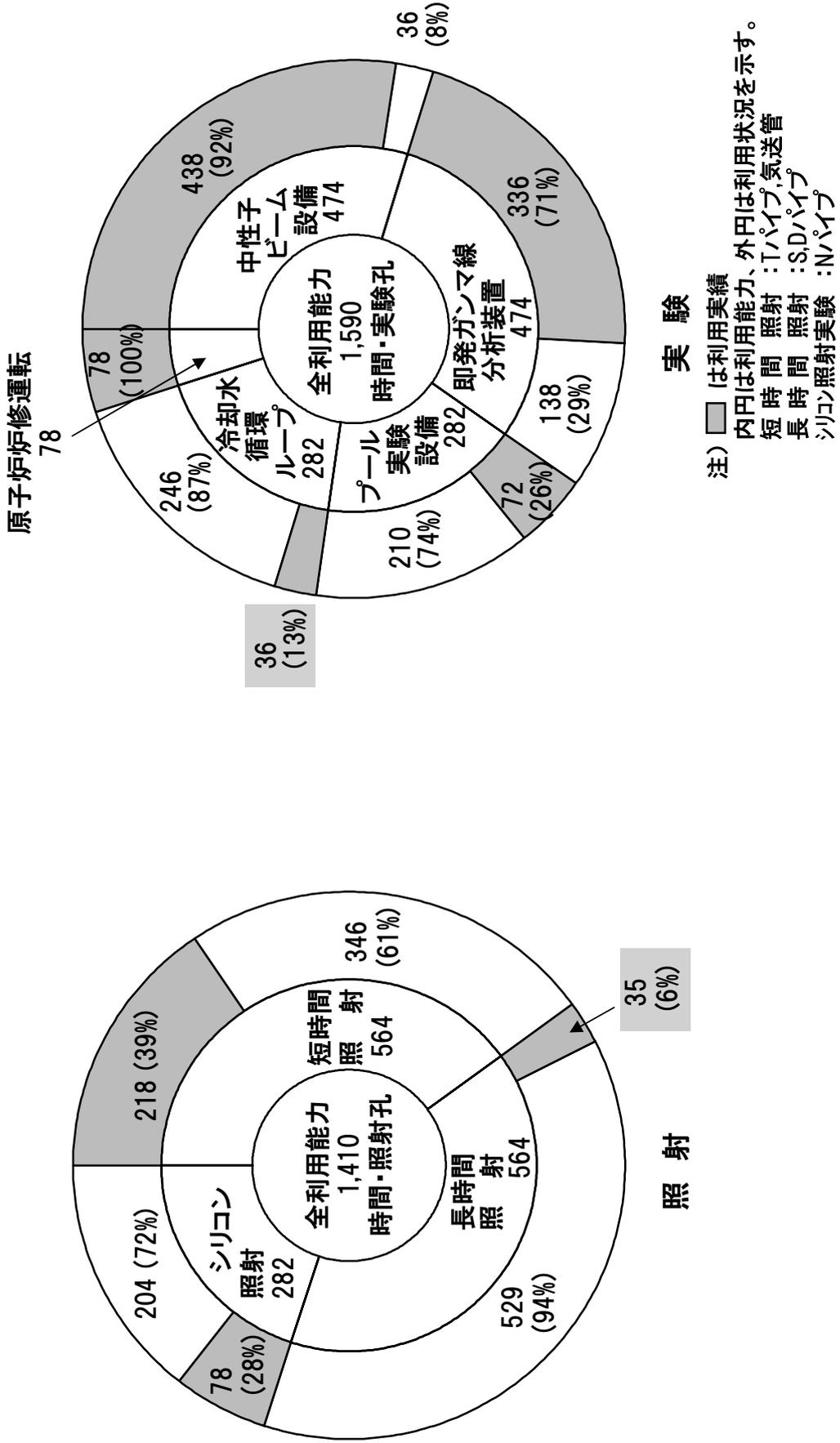
第 3.1.2 図に JRR-4 における照射及び実験それぞれの利用率を示す。照射に係る設備利用能力は 1,410 (時間・照射孔)であった。このうち気送管、T パイプによる短時間照射 39%、S、D パイプによる長時間照射 6%、N パイプによるシリコン照射が 28%であった。実験に係る設備利用能力は 1,590 (時間・実験孔)で、中性子ビーム設備や即発ガンマ線分析装置の利用率が 70%以上と高かった。

第 3.1.1 表に NSRR における実験(試験)回数を示す。NSRR を用いたパルス照射実験及び試験は合計で 15 回行われた。このうち、照射済 MOX 燃料を用いたパルス照射実験が 1 回、未照射燃料を用いたパルス照射実験及び試験が 14 回であった。なお、これらの実験及び試験は、燃料安全評価研究グループからの依頼により行った。

第 3.1.3 図にタンデム加速器の運転状況および利用分野別の日数を示す。平成 19 年度のタンデム加速器の実験利用運転では 2 回のマシンタイムが実施された。第 1 回の実験利用は 5 月 21 日から 7 月 10 日、第 2 回の実験利用は、年度をまたがり、1 月 28 日から 5 月 15 日に実施された。平成 19 年度の実験利用は、合計 105 日である。平成 19 年度は、高電圧端子上に設置されている電磁石コイルの交換等を実施するために整備期間を長くとした。そのため、マシンタイムは例年の約半分の日数である。



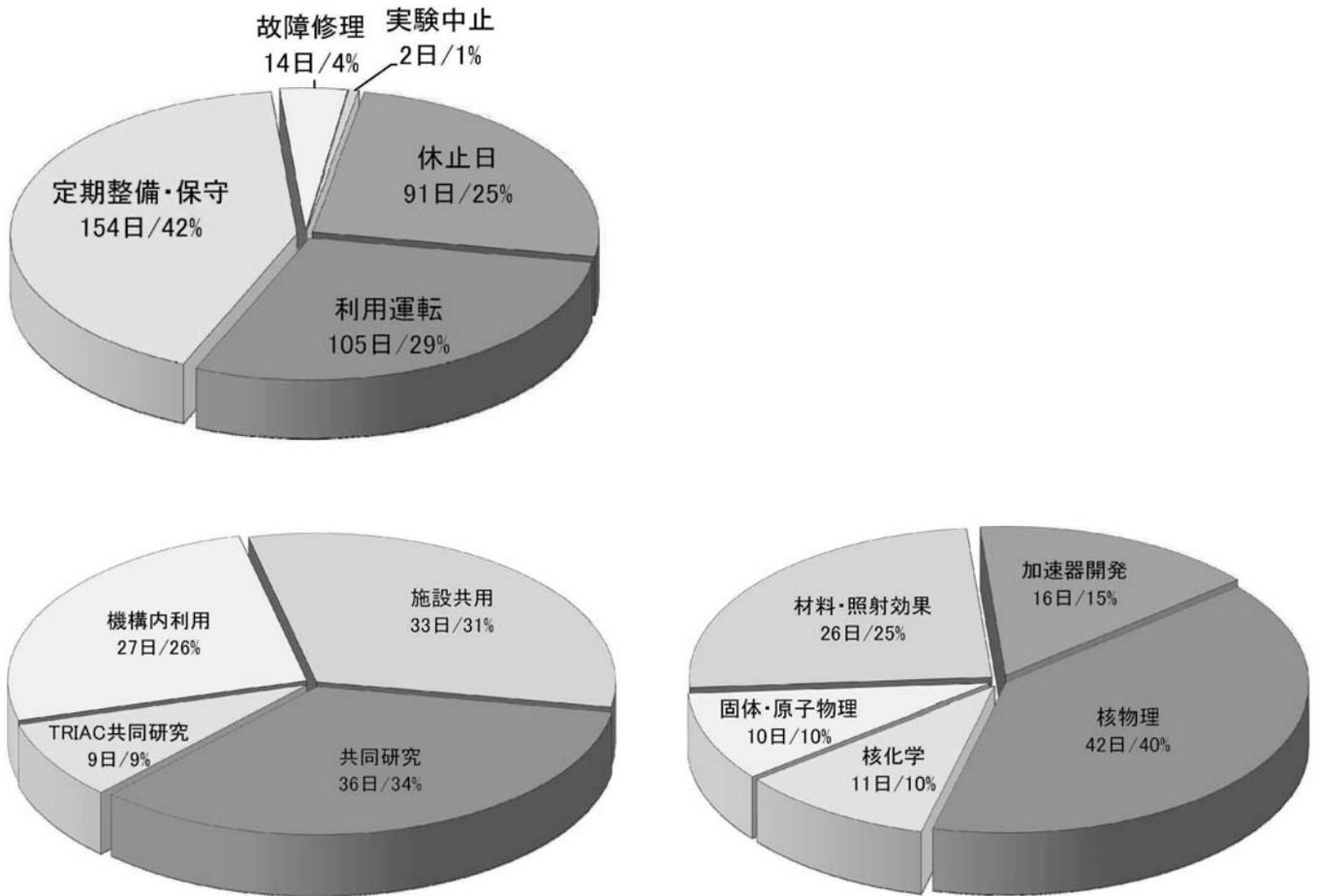
第3.1.1図 JRR-3利用設備利用能力



第3.1.2図 JRR-4利用設備利用能力

第 3.1.1 表 NSRR における実験（試験）回数

	回 数
照射済 MOX 燃料実験	1 回
水素偏在管実験	4 回
高温ガス炉用粒子燃料実験	4 回
ハフニウム試験	5 回
圧力計性能確認試験	1 回
合 計	15 回



ブースター運転日数 : 19 日 (21%)      TRIAC 運転日数 : 9 日 (10%)

第 3.1.3 図 タンデム加速器の運転状況

### 3.2 照射利用

今年度の照射利用は、JRR-3 及び JRR-4 を合わせると利用件数 476 件、キャプセル個数 2,549 個（シリコン照射を含む）の照射実績であった。

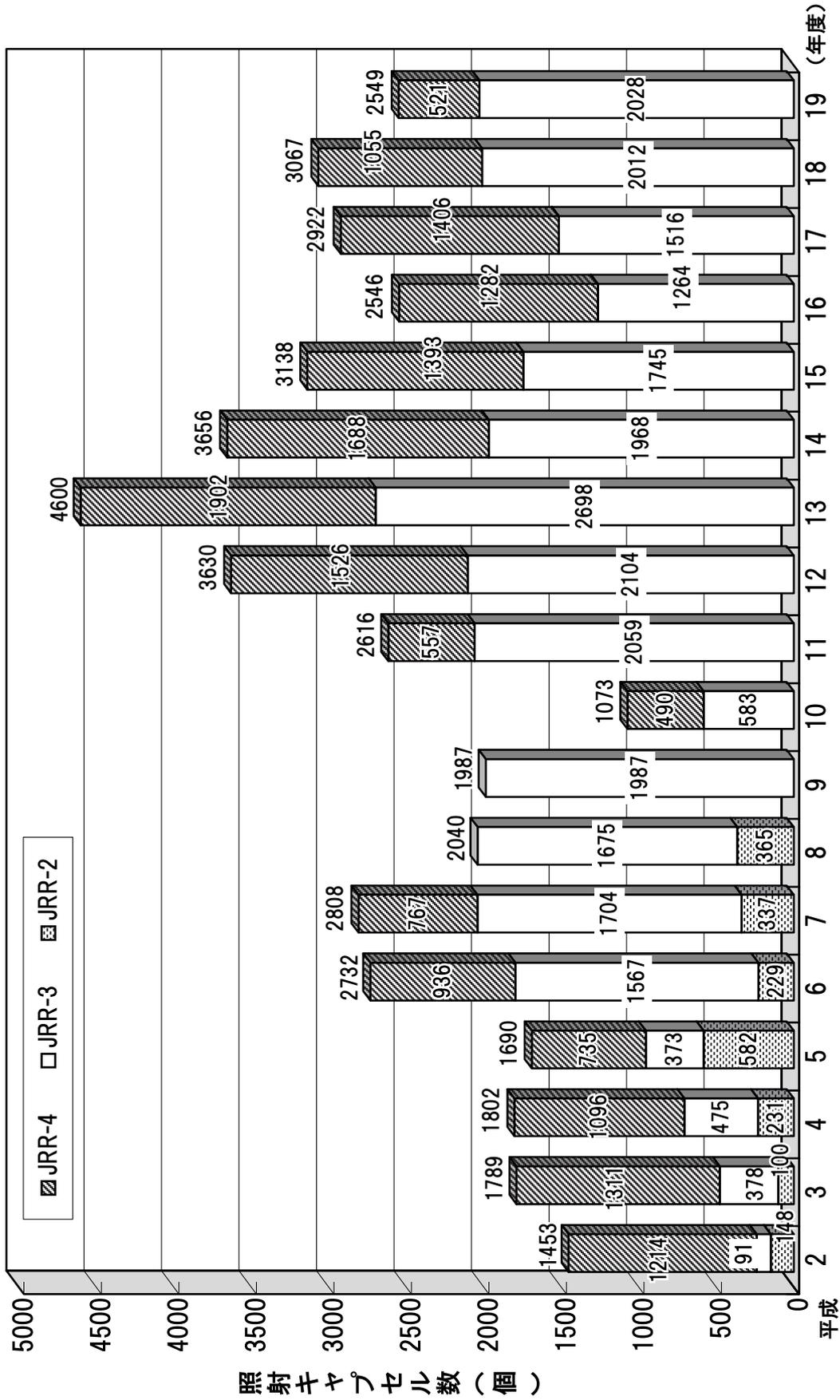
第 3.2.1 表に平成 19 年度の照射利用実績を示す。JRR-3 の照射における利用件数及び照射キャプセル個数は、原子力機構内利用 73 件 119 個、原子力機構外利用 268 件 1,909 個で合計 341 件 2,028 個の実績であった。JRR-4 においては、原子力機構内利用 19 件 45 個、原子力機構外利用 116 件 476 個で合計 135 件 521 個の照射が行われた。

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 19 年度の実績は JRR-4 反射体要素異常による停止の影響などから、平成 18 年度を下回る結果となった。

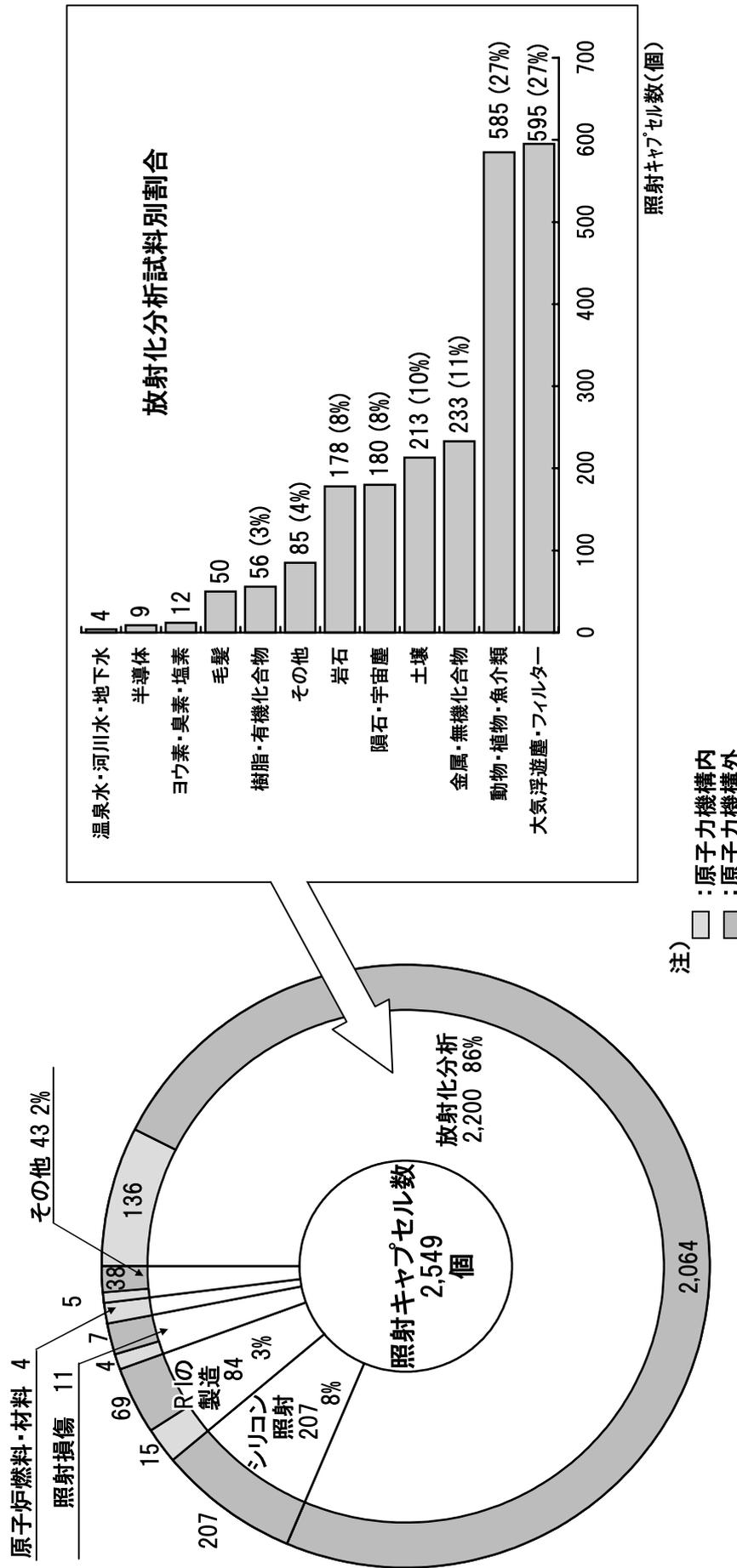
第 3.2.2 図は平成 19 年度の照射利用状況を目的別に示したものである。例年どおり放射化分析の占める割合が大きく（86%）なっている。

第 3.2.1 表 研究炉における照射利用実績（平成 19 年度）

原 子 炉		原子力機構内	原子力機構外	合 計
JRR-3	件 数	73	268	341
	個 数	119	1,909	2,028
JRR-4	件 数	19	116	135
	個 数	45	476	521
合 計	件 数	92	384	476
	個 数	164	2,385	2,549



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

### 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23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173個、気送照射設備（PN-1, 2）が205個、放射化分析用照射設備（PN-3）で1,455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19年度に実施されたシリコン照射の本数（重量）は171本（3,446.6 kg）となった。第3.2.5表にシリコン照射の利用状況を示す。

第 3.2.2 表 JRR-3 における照射実績

照射孔 サイクル		原子力機構内の利用									原子力機構外の利用									サイクル別合計
		V T   1	R G   1~4	B R   1~4	S H   1	D R   1	H R   1,2	P N   1,2	P N   3	S I   1	V T   1	R G   1~4	B R   1~4	D R   1	H R   1,2	P N   1,2	P N   3	S I   1		
1サイクル (3/26~4/20)	件数		1				1		1	1				11	5	2	2	24		
	個数		1				1		1	2				12	8	113	24	162		
	継続																	(0)		
2サイクル (5/7~6/1)	件数		1				4	1		1				11	6	2	1	27		
	個数		1				4	1		2				11	48	60	24	151		
	継続																	(0)		
3サイクル (6/11~7/6)	件数	1	1				7	3						11	4	6	1	34		
	個数	1	1				8	3						12	14	180	21	240		
	継続																	(0)		
5サイクル (8/20~9/14)	件数		3				4	3	1	1				31	3	4	1	51		
	個数		3				4	6	7	2				31	12	185	27	277		
	継続		(1)															(1)		
6サイクル (9/24~10/19)	件数		2				5	7	3	1				17	20	7	1	63		
	個数		2				5	23	15	2				18	22	285	27	399		
	継続																	(0)		
7サイクル (10/29~11/23)	件数	2	1				7	1						32	26	10	1	80		
	個数	2	1				7	1						32	35	287	27	392		
	継続		(1)															(1)		
8サイクル (12/3~12/26)	件数	1					9	2	1					16	19	13	1	62		
	個数	1					11	6	1					17	26	322	21	405		
	継続																	(0)		
サイクル合計	件数	4	9	0	0	0	37	17	5	1	4	0	0	0	129	83	44	8	341	
	個数	4	9	0	0	0	40	40	23	1	8	0	0	0	133	165	1432	171	2026	
	継続	(0)	(2)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0)	(2)	

第 3.2.3 表 平成 19 年度 JRR-3 炉心領域キヤプセル照射概要

サイクルNo. (R3-19-**) 日付 (定格出力運転時間)	01 3/26~4/20 (601.5h)	02 5/7~6/1 (601.5h)	03 6/11~7/6 (601.5h)	04 中止	05 8/20~9/14 (601.5h)	06 9/24~10/19 (601.5h)	07 10/29~11/23 (601.5h)	08 12/ 3~12/26 (540.0h)
RG-1					研究炉技術課 RGM-91 黒鉛 RGM-94 ガラス ◎			
RG-2	研究炉技術課 RGR-82 W03 ※ ◎	研究炉技術課 RGR-83 W03 ※ ◎			研究炉技術課 RGR-85 W03 ※ ◎	研究炉技術課 RGR-86 W03 ※ ◎	研究炉技術課 RGR-87 W03 ※ ◎	
RG-3			照射技術課 RGM-80 SUS -0.28% (2サイクル 1203.0hr)			照射技術課 RGM-81 SUS -0.23% (2サイクル 1203.0hr)		
RG-4								
BR-1								
BR-2								
BR-3								
BR-4								
VT-1	網千代田テクノロ VTR-136 Ir VTR-137 Ir ◎	網千代田テクノロ VTR-138 Ir VTR-139 Ir ◎	研究炉技術課 VTR-144 W03 ※ +0.02%		網千代田テクノロ VTR-140 Ir VTR-141 Ir ◎	網千代田テクノロ VTR-142 Ir VTR-143 Ir ◎	研究炉技術課 VTM-122 黒鉛 VTM-125 ガラス ◎	研究炉技術課 VTR-147 W03 ※ -0.03%
SH-1								
DR-1								
備考	◎:同時挿入反応度評価(%Δk/k) キヤプセル反応度合計(%Δk/k)	-0.29 -0.29	-0.35 -0.35	-0.26	-0.30 -0.58	-0.26 -0.49	-0.05 -0.28	-0.03
備考	← → : 無計装照射キヤプセル (※標準キヤプセル) 平成19年度は、計装付キヤプセルの照射実績無し							

照射孔の配置は第4.2.2表「JRR-3 照射設備配置図」参照

第3.2.4表 平成19年度JRR-3炉心領域キヤプセル照射一覧

キヤプセル名称	照射依頼元	照射試料	キヤプセル構造	計装	温度制御	照射孔	照射量※ ( $\mu\text{cm}^2$ )	照射サイクル (照射期間)	照射温度 ( $^{\circ}\text{C}$ )	キヤプセル反応度 ( $\% \Delta k/k$ )
RGR-82	研究炉技術課	WO3	1重気密	—	—	RG-2	4.33×10 <sup>20</sup> 2.17×10 <sup>20</sup>	19-01 (1サイクル)	—	—
VTR-136	㈩千代田テクノル	I r	1重気密	—	—	VT-1	6.50×10 <sup>20</sup> 4.33×10 <sup>20</sup>	19-01 (1サイクル)	—	-0.29
VTR-137	㈩千代田テクノル	I r	1重気密	—	—	VT-1	6.50×10 <sup>20</sup> 4.33×10 <sup>20</sup>	19-01 (1サイクル)	—	—
RGR-83	研究炉技術課	WO3	1重気密	—	—	RG-2	4.33×10 <sup>20</sup> 2.17×10 <sup>20</sup>	19-02 (1サイクル)	—	-0.35
VTR-138	㈩千代田テクノル	I r	1重気密	—	—	VT-1	6.50×10 <sup>20</sup> 4.33×10 <sup>20</sup>	19-02 (1サイクル)	—	—
VTR-139	㈩千代田テクノル	I r	1重気密	—	—	VT-1	6.50×10 <sup>20</sup> 4.33×10 <sup>20</sup>	19-02 (1サイクル)	—	—
VTR-144	研究炉技術課	WO3	1重気密	—	—	VT-1	6.50×10 <sup>20</sup> 4.33×10 <sup>20</sup>	19-03 (1サイクル)	—	+0.02
RGM-80	照射技術課	SUS	2重気密	—	—	RG-3	8.66×10 <sup>20</sup> 4.33×10 <sup>20</sup>	19-03~19-05 (2サイクル)	550	-0.28
RGR-85	研究炉技術課	WO3	1重気密	—	—	RG-2	4.33×10 <sup>20</sup> 2.17×10 <sup>20</sup>	19-05 (1サイクル)	—	—
RGM-91	研究炉技術課	黒鉛	1重気密	—	—	RG-1	4.33×10 <sup>20</sup> 2.17×10 <sup>20</sup>	19-05 (1サイクル)	—	—
RGM-94	研究炉技術課	ガラス	1重気密	—	—	RG-1	4.33×10 <sup>20</sup> 2.17×10 <sup>20</sup>	19-05 (1サイクル)	—	-0.30
VTR-140	㈩千代田テクノル	I r	1重気密	—	—	VT-1	6.50×10 <sup>20</sup> 4.33×10 <sup>20</sup>	19-05 (1サイクル)	—	—
VTR-141	㈩千代田テクノル	I r	1重気密	—	—	VT-1	6.50×10 <sup>20</sup> 4.33×10 <sup>20</sup>	19-05 (1サイクル)	—	—
RGR-86	研究炉技術課	WO3	1重気密	—	—	RG-2	4.33×10 <sup>20</sup> 2.17×10 <sup>20</sup>	19-06 (1サイクル)	—	—
VTR-142	㈩千代田テクノル	I r	1重気密	—	—	VT-1	6.50×10 <sup>20</sup> 4.33×10 <sup>20</sup>	19-06 (1サイクル)	—	-0.26
VTR-143	㈩千代田テクノル	I r	1重気密	—	—	VT-1	6.50×10 <sup>20</sup> 4.33×10 <sup>20</sup>	19-06 (1サイクル)	—	—
RGM-81	照射技術課	SUS	2重気密	—	—	RG-3	8.66×10 <sup>20</sup> 4.33×10 <sup>20</sup>	19-06~19-07 (2サイクル)	550	-0.23
RGR-87	研究炉技術課	WO3	1重気密	—	—	RG-2	4.33×10 <sup>20</sup> 2.17×10 <sup>20</sup>	19-07 (1サイクル)	—	—
VTM-122	研究炉技術課	黒鉛	1重気密	—	—	VT-1	6.50×10 <sup>20</sup> 4.33×10 <sup>20</sup>	19-07 (1サイクル)	—	-0.05
VTM-125	研究炉技術課	ガラス	1重気密	—	—	VT-1	6.50×10 <sup>20</sup> 4.33×10 <sup>20</sup>	19-07 (1サイクル)	—	—
VTR-147	研究炉技術課	WO3	1重気密	—	—	VT-1	5.83×10 <sup>20</sup> 3.89×10 <sup>20</sup>	19-08 (1サイクル)	—	-0.03

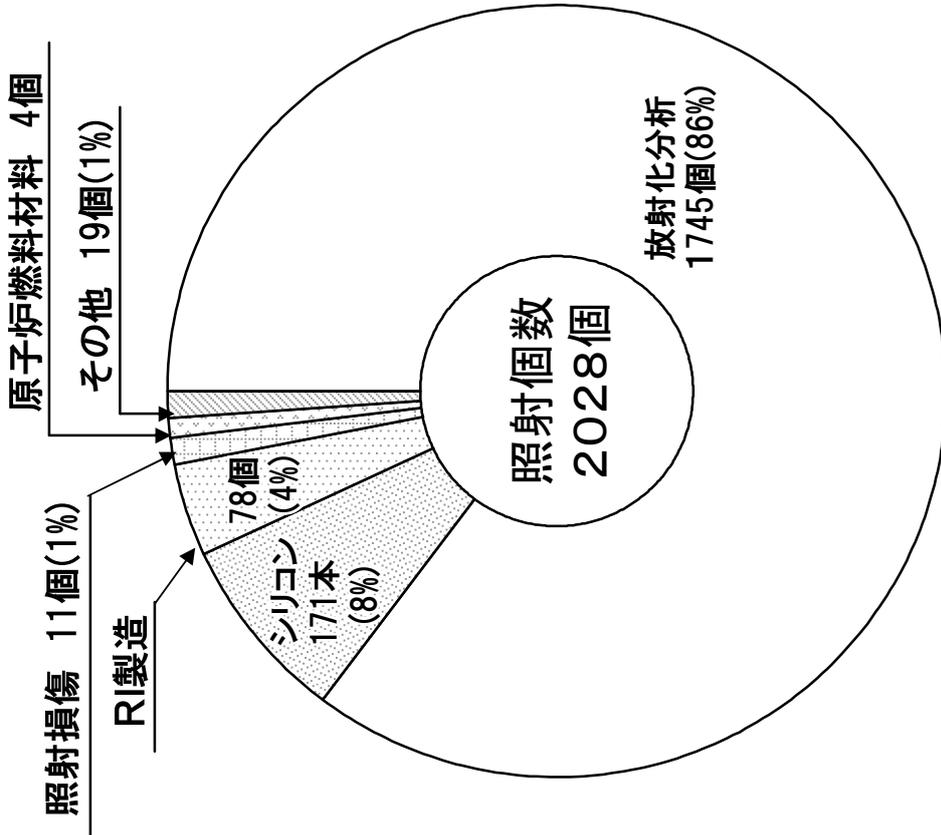
※上段：熱中性子照射量  
下段：高速中性子 (>1MeV) 照射量

第 3.2.5 表 シリコン照射実績 (平成 19 年度)

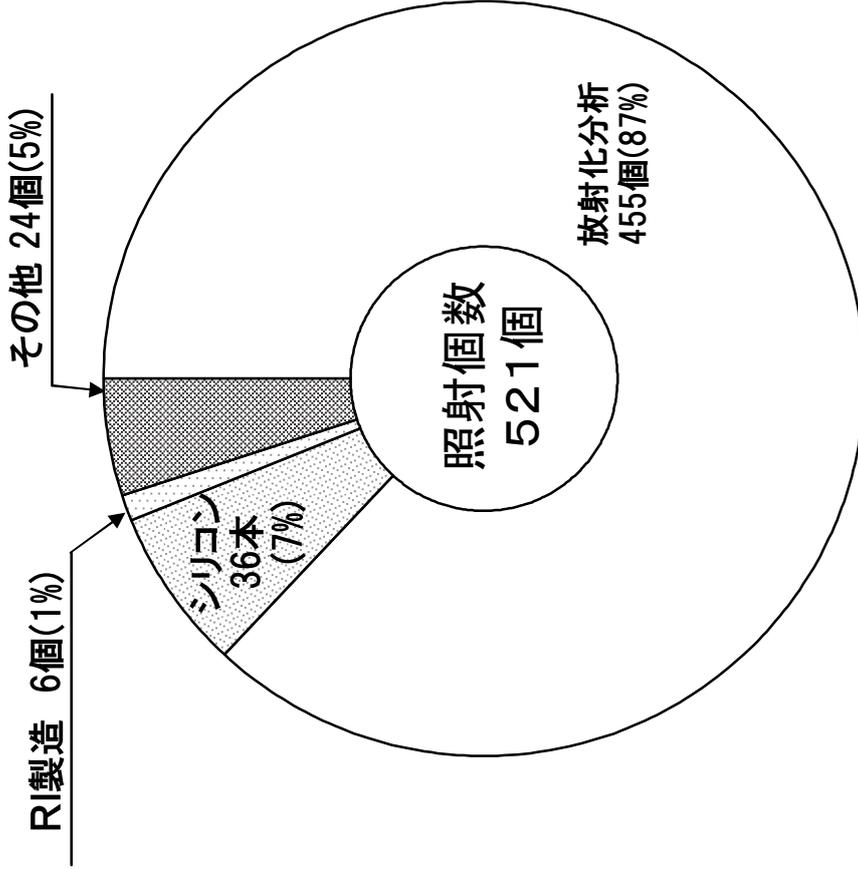
サイクル	JRR-3(SI-1)	
	本数	重量(kg)
1	24	450.998
2	24	477.52
3	21	409.317
5	27	554.768
6	27	577.663
7	27	538.006
8	21	438.361
小計	171	3,446.6

月	JRR-4(Nパイプ)	
	本数	重量(kg)
4	8	72.110
5	8	65.761
6	8	79.255
7	3	23.494
8	6	48.895
9	3	33.950
小計	36	323.5

JRR-3,4合計            207 本  
                                  3,770.1 kg



JRR-3



JRR-4

第3.2.3図 照射目的別利用実績

### 3.2.2 JRR-4における照射

JRR-4では25サイクルの施設共用運転が行われた。第3.2.6表に照射実績を示す。主に短時間照射を目的とする水力照射設備(Tパイプ)での照射キャプセル数が93個、気送管照射設備(PN)が382個であった。

長時間照射用設備の利用では、Sパイプ8個、Dパイプ1個、Nパイプ1個、Nパイプにおけるシリコンの照射は36本(323.5 kg)であった。

照射目的別利用実績の分類を第3.2.3図に示す。放射化分析の占める割合が約9割と最も多く、続いてシリコン照射、RI製造の順となっている。

第 3.2.6 表 JRR-4 における照射実績 (平成 19 年度)

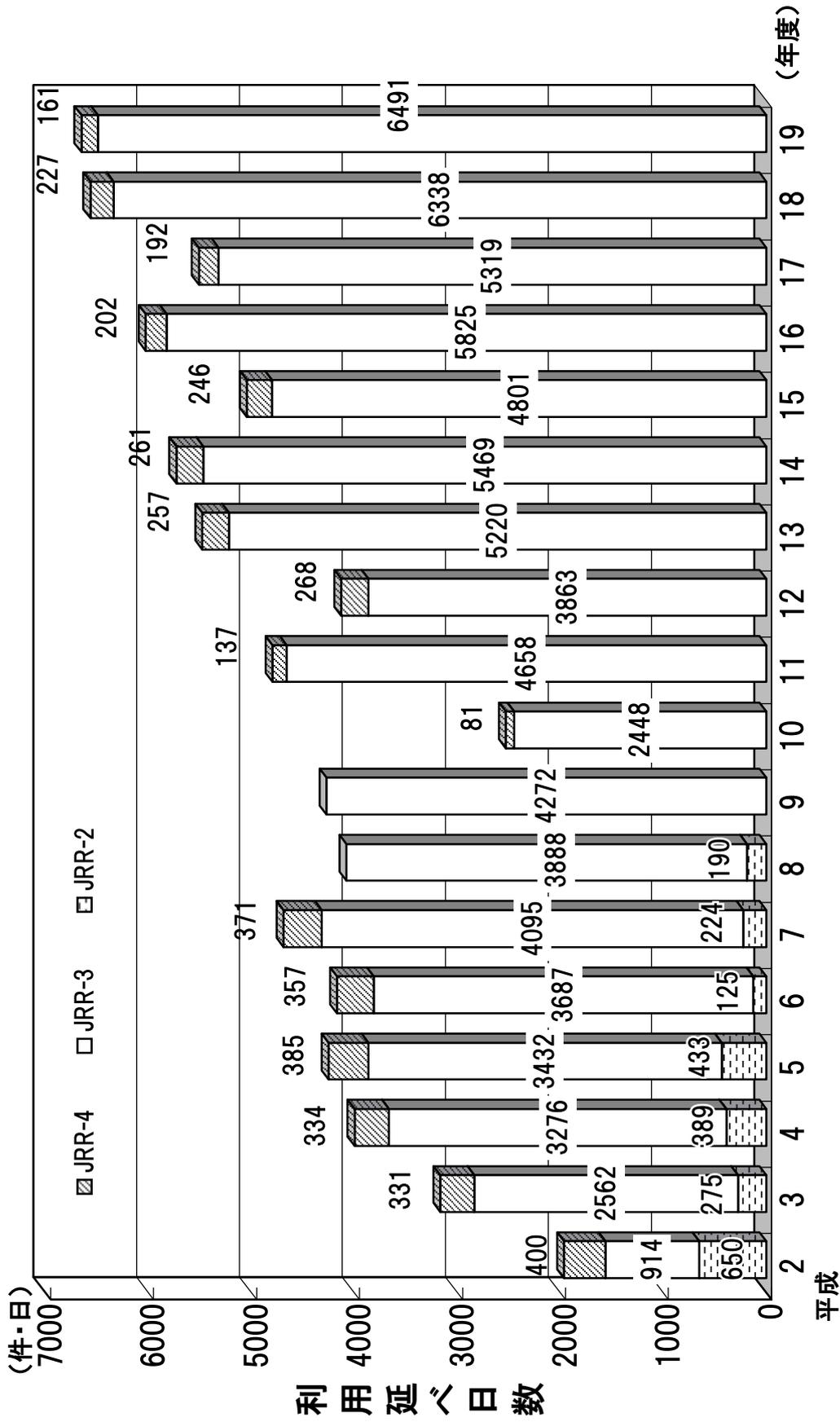
月	照射孔	原子力機構内の利用					原子力機構外の利用					月別 合計
		Tパイプ	Sパイプ	Dパイプ	Nパイプ	気送管	Tパイプ	Sパイプ	Dパイプ	Nパイプ	気送管	
4	件数					2	7	1		4		14
	個数					15	11	1		8		35
	継続											(0)
5	件数	1				2	10			4	6	23
	個数	4				3	12			8	76	103
	継続											(0)
6	件数	4	1			3	17	2		3	9	39
	個数	9	1			5	23	2		8	72	120
	継続											(0)
7	件数						2			2	2	6
	個数						4			3	32	39
	継続											(0)
8	件数					1	5	1		2	8	17
	個数					3	7	1		6	60	77
	継続											(0)
9	件数		1	1		2	12	2		3	7	28
	個数		1	1		2	19	2		3	48	76
	継続											(0)
12	件数				1		2				5	8
	個数				1		4				66	71
	継続											(0)
全 月 合 計	件数	5	2	1	1	10	55	6	0	18	37	135
	個数	13	2	1	1	28	80	6	0	36	354	521
	継続	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	(0)

### 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 $\gamma$ 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 507 件(2,560 件・日)、原子力機構外利用 886 件(3,931 件・日)で合計 1,393 件(6,491 件・日)であった。

JRR-4においては、プール実験設備、中性子ビーム設備及び冷却水循環ループを利用して、様々な実験が行われた。利用件数及び利用延べ日数は、原子力機構内利用 84 件(121 件・日)、原子力機構外利用 38 件(40 件・日)で合計 122 件(161 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。JRR-3 と JRR-4 を合わせた利用延べ日数は 6,652 件・日であった。



第 3.3.1 図 研究炉における実験利用状況

### 3.3.1 JRR-3における実験

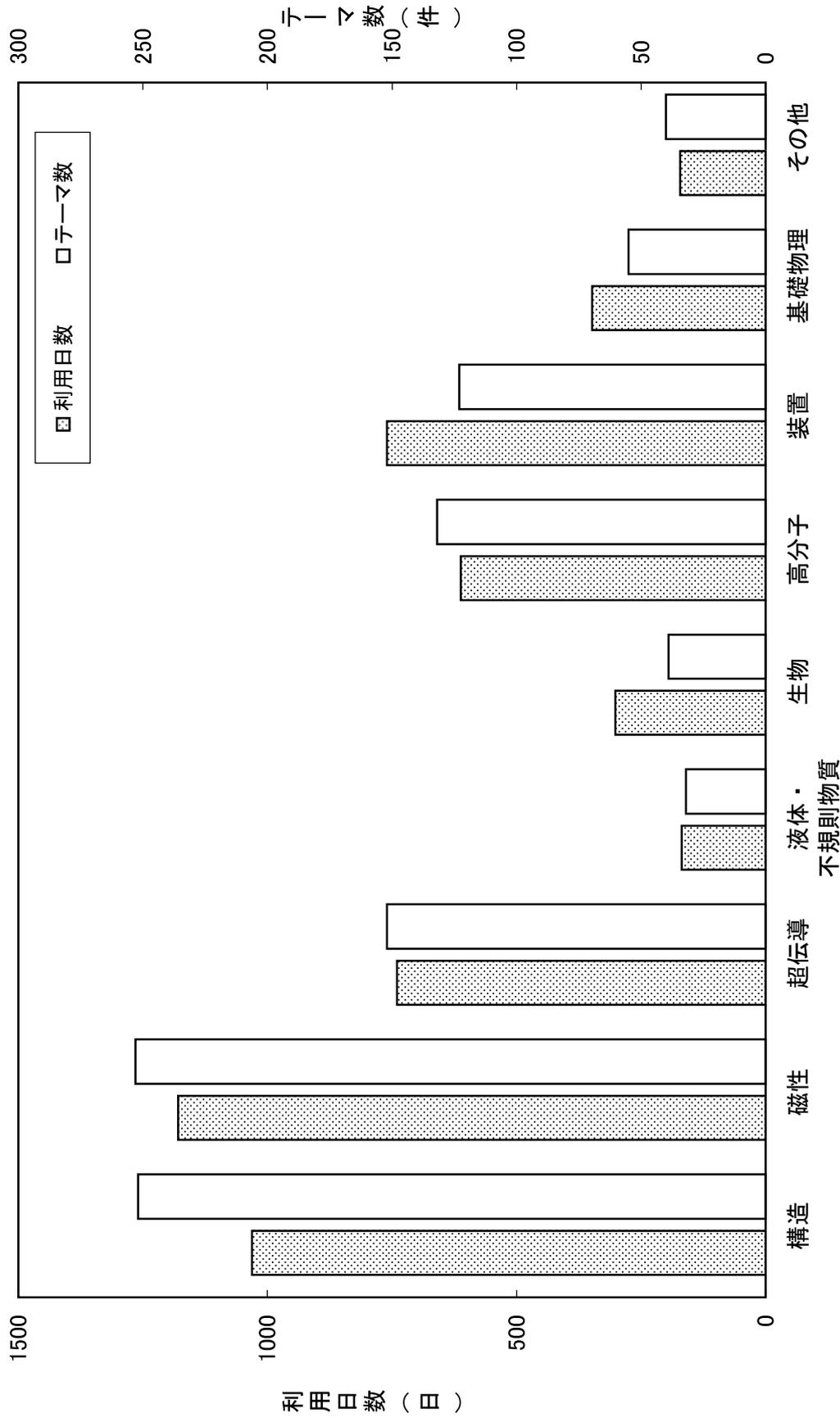
中性子散乱実験では、中性子回折装置や中性子分光器を用いてナノ材料の構造・機能の解明、電池材料等エネルギー関連材料、磁性材料、超伝導材料、高分子材料及びタンパク質等生体物質の機能や構造解明のため実験が行われた。また、民間企業による残留応力測定や工業製品の結晶構造解析なども実施された。

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。これを見ると磁性の研究が最も多く、次いで物質の構造研究、装置開発、超伝導研究、高分子の研究等の順になり、相変わらず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。

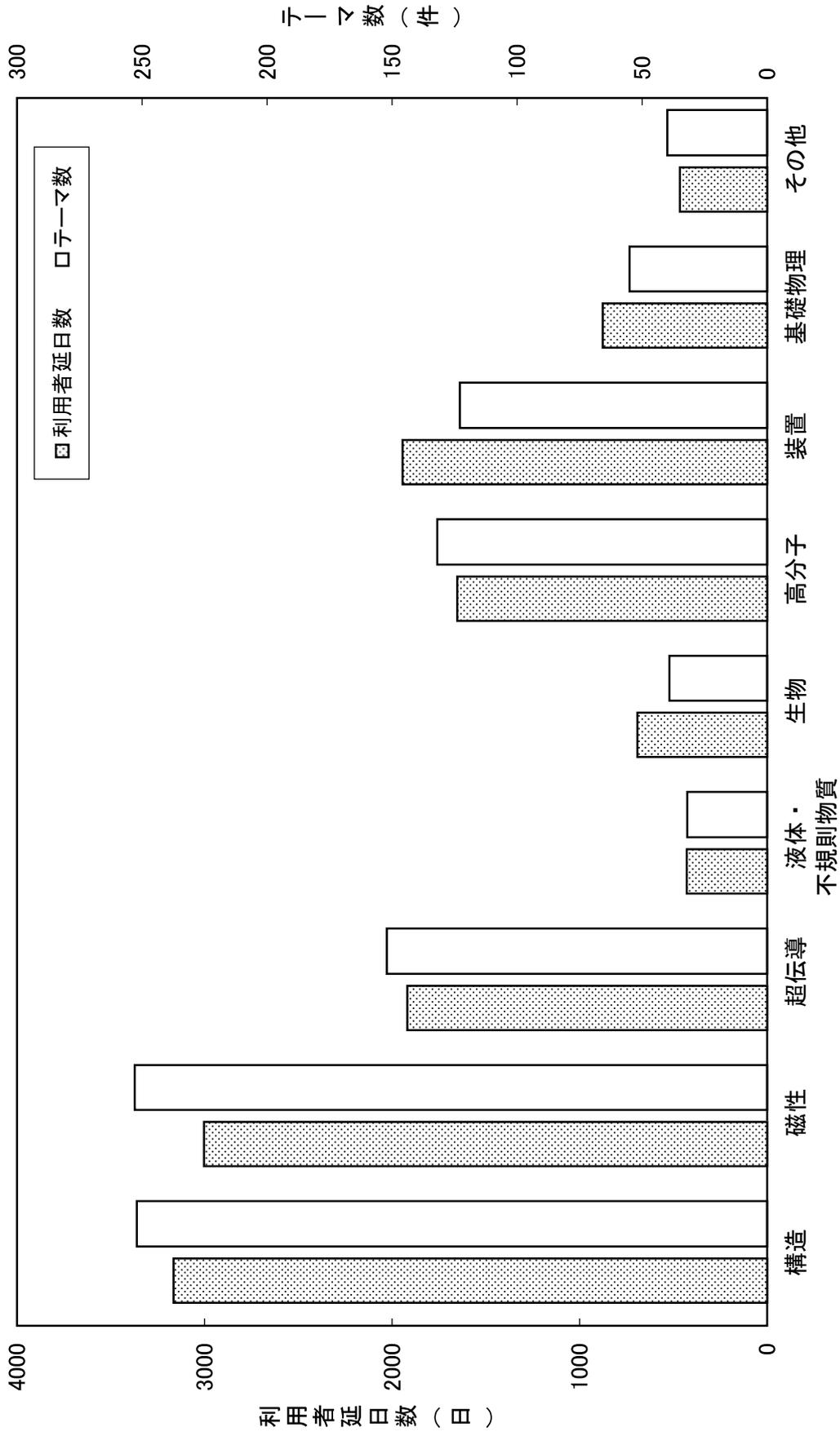
中性子ラジオグラフィ実験（NRG）では、高速ビデオカメラ、冷却型 CCD 及び SIT 管カメラを用いて固気二層流の定量評価、非破壊試験法の開発、燃料電池開発のための可視化技術開発及び中性子産業利用技術の開発を目的とした各種実験が実施された。また、フィルム法では植物や生体組織の画像解析が実施された。

即発 $\gamma$ 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。

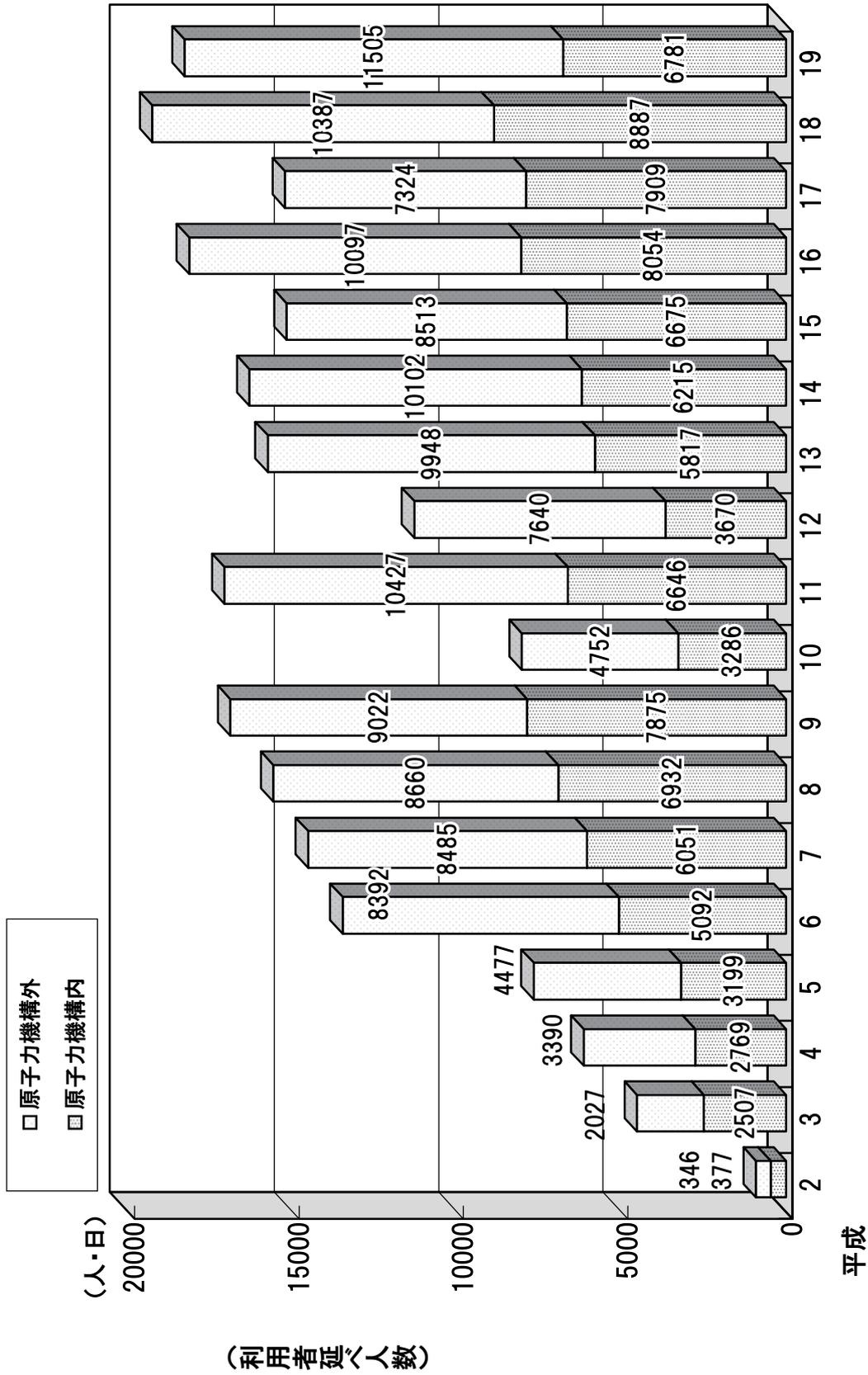
平成 19 年度の中性子ビーム実験における利用者延べ人数は、原子力機構内 6,781 人・日、原子力機構外（ほとんどが大学関係）11,505 人・日で合計 18,286 人・日の実績であった。第 3.3.3 図に中性子ビーム実験利用者数の推移を示す。



第 3.3.2 図 中性子散乱実験分野別利用状況 ( I )



第 3.3.2 図 中性子散乱実験分野別利用状況 (II)



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為、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

### 3.3.2 JRR-4における実験

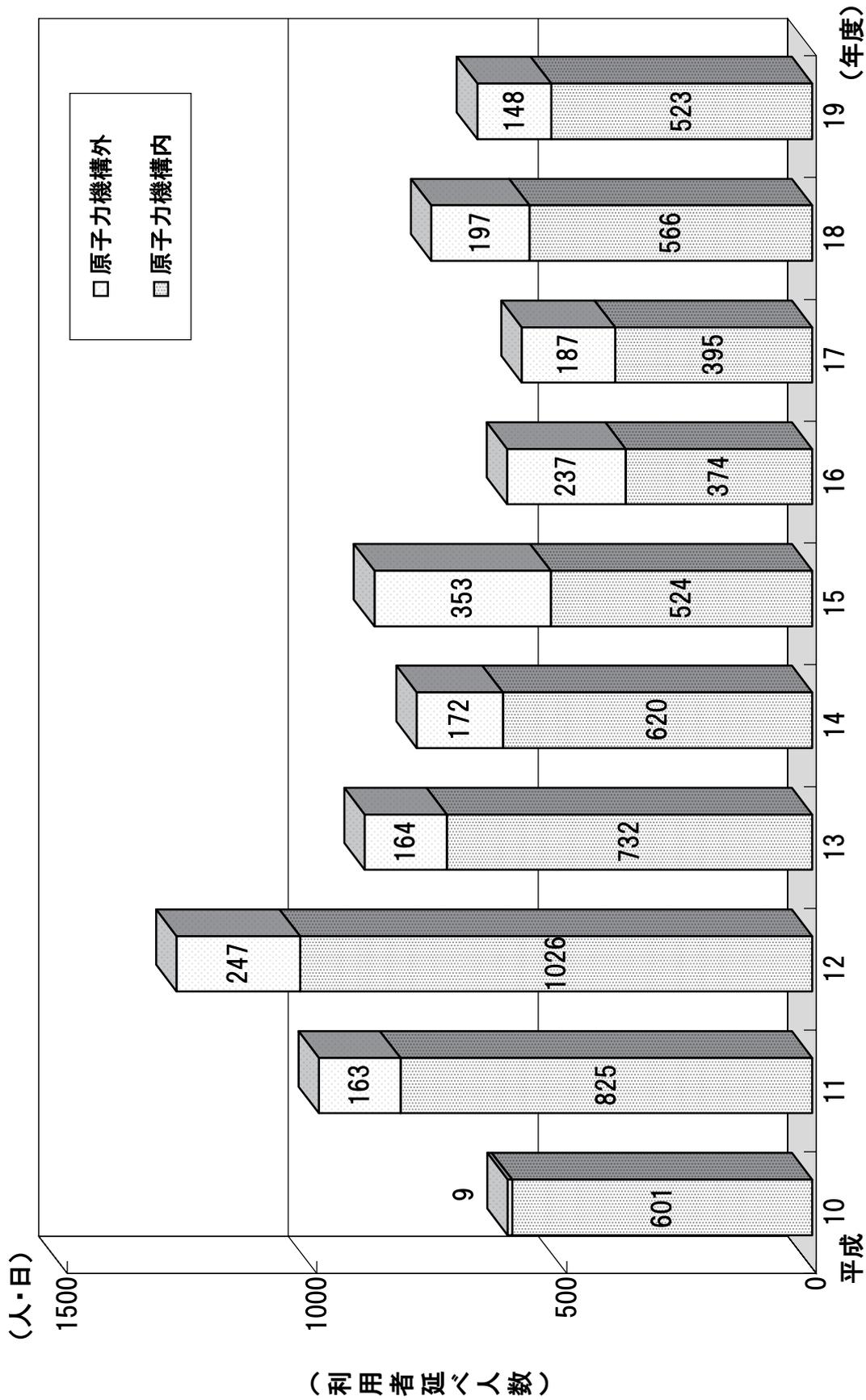
プール実験設備では、簡易照射筒を利用して原子力発電所で使用する中性子検出器の感度試験、電離箱の中性子照射試験、フィッション・トラック年代測定のための照射が実施された。即発 $\gamma$ 線分析装置を用いた実験としては、血液中のボロン濃度測定、排水中のホウ素濃度測定が実施された。

中性子ビーム設備においては、 $\alpha$ 線トラックによる各種鉄鋼材料中微量ボロンの観察、中性子イメージング検出法の開発実験、中性子捕捉療法（医療照射）、ラット及びマウスを用いた中性子捕捉療法のための基礎的・臨床的研究、医療照射時の線量評価システムの開発を目的とした実験等が行われた。

冷却水循環ループでは、 $^{16}\text{N}$   $\gamma$ 線による放射線測定器の高エネルギー特性試験が実施された。

また、その他として原子力研修センターの研修生による原子炉の運転実習や制御棒校正実験（原子炉研修一般課程）が実施された。

JRR-4の実験における利用者延べ人数は、原子力機構内 523 人・日、原子力機構外 148 人・日で合計 671 人・日の実績であった。第 3.3.4 図に実験利用者の推移を示す。



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、燃料安全評価研究グループにより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行われている。本実験は、平成 18 年度から開始された経済産業省 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いる。今年度は、昨年度に引き続き、MOX 燃料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、並びに軽水炉の被覆管の水素吸収量（水素化物の厚さ）及び被覆管温度が 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。

その他の未照射燃料を用いた試験として、ハフニウムディスクによる実験燃料棒のエンドピーク抑制効果の評価の高精度化及び SRAC コードの検証のためのパルス照射試験、並びに NSRR 実験での使用を予定している LVDT（差動変圧器）圧力計の性能を調べるパルス照射試験を行った。

また、これらの照射済燃料を用いたパルス照射実験の組立、未照射燃料を用いたパルス照射実験の解体及び照射後試験などを NSRR のセミホットセル・ケープ及びカプセル解体フード等で行った。平成 19 年度におけるセミホットセル・ケープ及びカプセル解体フード等の利用延べ日数は 76 日である。

#### (2) 実験用燃料の管理

##### 1) 燃料の収支

平成19年度における、所内施設からNSRRへの実験用燃料の搬入は2回であり、照射後試験等のため実験用燃料の所内施設への搬出は4回であった。また、照射試験及び照射後試験等により核燃料物質の損耗等が発生した。なお、DSFで貯蔵中の照射済実験用燃料の在庫変動はなかった。

##### 2) 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 19 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。

##### 3) 高燃焼度燃料の輸送

高燃焼度燃料・MOX 燃料実験に伴う NSRR と燃料試験施設間の所内輸送を実施し、パルス照射試験に供した高燃焼度 MOX 燃料 1 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19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。研究分野別の利用実施状況を、第3.3.2表と第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	6
共同研究・施設共用	33
実験課題申込件数	
所外・機構外利用者延べ人数	239
所内・機構内利用者延べ人数	269
利用機関の数	36

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	42	40.0
核化学	11	10.5
原子・固体物理・照射効果	36	34.2
加速器開発	16	15.2
合計	105	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	利用比率 [%]
施設共用	33	31.4
共同研究	36	34.3
共同研究 (TRIAC)	9	8.6
所内・機構内単独利用	27	25.7

#### (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	13	4	33
核化学	5	1	15
固体物理・原子物理・材料の照射効果	6	0	12
加速器の運転・開発	1	4	6
合計	25	9	66

## (3) 研究分野別主な実験成果

## 1) 核物理研究

- ・  $Z=112,113$  の超重元素の合成に関する参考データとなる  $^{70}\text{Zn}+^{208}\text{Pb}$  及び  $+^{209}\text{Bi}$  の反応における核融合障壁の分布を測定した。
- ・  $^{36}\text{S}+^{238}\text{U}$  反応の核分裂片質量数分布を測定し、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。
- ・ ウラン元素領域の中性子過剰核  $^{236}\text{Th}, ^{242}\text{U}, ^{250}\text{Pu}$  の励起準位を初めて測定し、中性子数 152 の変形閉殻が中性子過剰側で消滅することを明らかにした。
- ・ 多重ガンマ線検出装置 (GEMINI-2) を利用して、TRIAC を用いた放射性 Xe に関する入射粒子クーロン励起の予備実験を行った。

## 2) 核化学研究

超アクチノイド元素ラザホージウム (Rf) を  $^{248}\text{Cm} (^{18}\text{O}, 5n) ^{261}\text{Rf}$  反応で合成し、シングルアトムレベルでは初めて、Rf の水溶液中での化学種を決定した。

## 3) 固体物理・原子物理・照射損傷研究

- ・ 反跳生成核分離装置 (RMS) 及び TRIAC からの放射性イオン  $^8\text{Li}$  ( $T_{1/2}=0.84\text{sec}$ ) のビームを用いて、超イオン電導体  $\beta\text{-LiGa}$  中の Li イオンの拡散挙動を崩壊  $\alpha$  線の測定により直接測定することに成功した。拡散係数には急激な変化が  $-30^\circ\text{C}$  付近で観測され、秩序-無秩序転移を示すものとして研究している。
- ・ 物質中の高速イオンの挙動を調べる目的で、重イオンスペクトロメーター (ENMA) を用いて、入射エネルギー  $2.0\text{MeV/u}$  のイオンビーム S が電荷分布の非平衡領域である極薄い炭素薄膜 ( $0.9\text{-}10.0\ \mu\text{g/cm}^2$ ) を通過した後の多価 S イオンの電荷分布変化を系統的に測定した。
- ・ 軽水炉  $\text{UO}_2$  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、 $\text{UO}_2$  模擬物質である  $\text{CeO}_2$  への Xe イオン照射を行った。イオントラックの照射温度効果、照射量依存した表面の微細組織変化などについて情報が得られている。
- ・ 絶縁体と金属といった異種元素間のミキシングが高エネルギー重イオン照射でどのように起こるか、磁性の変化などの測定から研究が進められている。

## 4) 加速器開発

加速器開発の実験成果については 4.5.1~4.5.3 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°C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°C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	現在使用していない	レーザー核分光用装置設置中
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、放射線取扱いに係わ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、海産物、植物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 19 年度に実施された実験項目は 6 件、実験延べ日数は 107 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、サンゴ骨格中のハロゲン元素分析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。その他としては実験や照射設備特性測定の際に用いたフラックスモニターの開封・測定が実施された。

平成 19 年度に実施された実験項目は 21 件、実験延べ日数は 97 日であった。

#### (3) JRR-4 実験室

JRR-4 実験室では、気送管や水力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、マウスやラット臓器などの生体試料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、ボロンナノベルトの伝導機構と電子構造に及ぼす中性子照射の影響に関する研究が実施された。その他としては実験や照射設備特性測定の際に用いたフラックスモニター等の開封・測定が実施された。

平成 19 年度に実施された実験項目は 21 件、実験延べ日数は 58 日であった。

### 3.3.6 医療照射

平成 19 年度の医療照射は、JRR-4 において 25 回実施された。脳腫瘍治療、頭頸部腫瘍等への照射であった。これらの照射はいずれも順調に終了した。なお、第 3.3.6 表に平成 19 年度に実施した医療照射実績を示す。

第 3.3.6 表 JRR-4 医療照射実績

実施		患者	病名	実施		患者	病名
回	年月日			回	年月日		
1	19.4.4	女・日本	頭頸部腫瘍	14	19.7.4	男・日本	頭頸部腫瘍
2	19.4.4	男・日本	脳腫瘍	15	19.7.4	男・日本	頭頸部腫瘍
3	19.4.11	男・日本	悪性髄膜腫	16	19.7.20	女・日本	脳腫瘍
4	19.4.11	女・日本	悪性黒色腫	17	19.7.25	男・日本	頭頸部腫瘍
5	19.4.18	女・日本	頭頸部腫瘍	18	19.7.25	男・日本	頭頸部腫瘍
6	19.4.18	男・日本	脳腫瘍	19	19.8.30	女・日本	頭頸部腫瘍
7	19.5.16	男・日本	頭頸部腫瘍	20	19.8.30	男・日本	頭頸部腫瘍
8	19.5.16	女・日本	頭頸部腫瘍	21	19.9.6	男・日本	頭頸部腫瘍
9	19.5.23	女・日本	脳腫瘍	22	19.9.6	女・日本	悪性髄膜腫
10	19.5.30	男・日本	頭頸部腫瘍	23	19.9.13	男・日本	脳腫瘍
11	19.6.6	女・日本	悪性髄膜腫	24	19.12.20	男・日本	脳腫瘍
12	19.6.6	男・日本	脳腫瘍	25	19.12.20	女・日本	悪性髄膜腫
13	19.6.27	男・日本	悪性髄膜腫				

### 3.3.7 動物実験

平成 19 年度の動物実験は、JRR-4 において 6 日間、8 ユーザーにより 8 回の実験が実施された。内訳は、マウス実験が 7 回、ラット実験が 1 回であった。

### 3.3.8 人材育成

文部科学省及び経済産業省は、平成 19 年度より連携して「原子力人材育成プログラム」を開始した。これは、原子力産業や研究現場の実態と魅力を知る機会の充実を図るため、大学などの教育研究炉を活用した実践的な実習教育や、研究機関、学会、海外機関のプログラム等を活用したインターンシップ等への旅費を含めた参加費の支援を基本的考え方とした「チャレンジ原子力体感プログラム（経済産業省）」を始めとした 7 つのプログラムから構成されている。

平成 19 年度は、武蔵工業大学及び東海大学がチャレンジ原子力体感プログラム（経済産業省）により、JRR-4 で臨界近接実験、制御棒校正実験、中性子束分布測定実験を行った。

また、原子力人材育成プログラムに伴う JRR-4 専用運転に該当する施設利用料金の積算を行った。

### 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

平成 19 年度の JRR-3 照射利用施設の施設定期自主検査は、平成 20 年 1 月 4 日から実施し、平成 20 年 7 月 4 日までの予定となっている。今年度分（平成 20 年 3 月まで）の分解点検としては、水力照射設備の HR-1,2 循環ポンプと HR-2 の転送機を実施した。詳細は以下の通りである。

##### 1) 水力照射設備の HR-1 及び HR-2 の循環ポンプ分解点検

水力照射設備の循環ポンプ 2 台の分解点検を実施した。この循環ポンプは、保全計画により 5 年間隔で分解点検を実施しており、今年度はその時期に当たることから実施した。今回の分解点検では、メカニカルシール、ベアリング等の消耗品の交換の他に予防保全の観点からポンプのモーターも交換した。ケーシング、インペラ、シャフトについては、浸透探傷試験により傷の有無を確認したが有害な傷は見受けられず良好であった。試運転では、ポンプの異音、漏えいがなく、吐出量、振動及び軸受温度の指示が基準値を満たし、循環ポンプが正常に作動することを確認した。

##### 2) 水力照射設備の HR-2 転送機の分解点検

水力照射設備の転送機は、HR-1 及び HR-2 にそれぞれ設置されている。HR-1 の分解点検は平成 12 年 4 月に一度実施しているが、HR-2 の分解点検は設置以来初めてである。転送機（メタルタッチボール弁）は、転送機内のバルブの切換えにより流路の切換え及び試料の受渡し（試料をコールド系→ホット系に転送）を行う重要な機器である。分解点検では、ボール弁のジクス、シートリング、ベアリング及びパッキン類等の交換、外観点検、漏えい検査及び作動検査等を実施した。その後、試運転を行い、ダミーラビット（無試料キャプセル）による挿入及び取出がスムーズに作動することを確認し、系統として所定の性能を満足することも確認した。

##### (2) 保守・整備

平成 19 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。

##### 1) 均一照射設備の保守

R3-19-03 サイクルの 6 月 28 日に均一照射設備の異常警報が発報し、点検したところ照射が完了したシリコンが通常照射位置（6,993mm）より低い位置（7,284mm）で停止していた。点検の結果、均一キャスク昇降駆動部のデファレンシャルユニット内のベアリングが破損し、そのため回転が出来ない状態になり、巻上げ不良を起こしたのが原因であった。デファレンシャルユニット内のベアリング交換した後、正常に作動することを確認してその後のシリコン照射を実施した。定期点検では、装荷用キャスク、制御盤・操作盤の点検の他にデファレンシャルユニット内のオイル及びオイルシールの交換を行った。点検終了後の試運転では、ダミーシリコンを使用して各駆動部が正常に作動することを確認した。

##### 2) 冷中性子源装置の運転及び保守・整備

冷中性子源装置（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、本体設備については安全弁、遠隔操作弁の点検、真空断熱槽真空計の更新を実施した。本体設備のうち、水素ガスを格納する部分はほとんど二重管構造となっているが、水素緩衝タンク及びコンデンサーと水素緩衝タンクを連結する水素連絡管の一部については一重壁構造である。このため一重壁部の溶接線の健全性を確認するため、10年毎に放射線透過検査(以下、RTと言う。)を実施することとしており、今年度第2回目のRTを実施した。

RTは、水素緩衝タンクが設置されているサブプール内に足場を設置し、X線発生装置を固定した。また、無用な被ばくを避けるためパーソナルドア入口に標識、ロープ、回転灯を設置し、関係者以外の炉室への立入を制限して撮影を行った。撮影の結果JIS等級の2種1級の判定であり、溶接線の健全性が確認された。

ヘリウム冷凍設備については、手動弁、空気圧調整弁、オイルポンプ等の点検を実施した。また、圧縮機についてNo.2の分解点検を実施し内部消耗品等の交換を実施した。

各々の設備点検終了後平成20年度に入ってから、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する予定である。

### 3.4.2 JRR-4 照射設備等の保守・整備

平成19年度のJRR-4運転計画は、39サイクルを計画していたが、モックアップ建家東側共同溝の汚染に係る調査による原子炉施設等の運転停止及びJRR-4反射体要素異常に係る運転停止により25サイクルの運転となった。

本年度の施設定期自主検査は、平成19年10月1日から平成19年12月19日までの期間に実施した。この期間に実施した照射設備等の主な保守・整備は以下のとおりである。

#### (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 Tパイプ (水力照射設備)

Tパイプ及び制御盤の外観検査、作動試験、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。

##### 2) 簡易照射筒 S,D,Nパイプ

S,D,Nパイプ及び制御盤の外観検査、作動試験、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。

##### 3) 気送管照射設備

気送管及び制御盤の外観検査、作動試験、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。

##### 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 $\gamma$ 線分析装置

中性子導管及び制御盤の外観検査、作動試験、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

重水管理系統、ビーム実験要素、簡易遮へい体及び制御盤について外観検査、作動試験、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。

7) 冷却水循環ループ

配管、ポンプ及び操作盤の外観検査、ポンプの作動試験、ポンプ及び操作盤の絶縁抵抗測定、配管、ポンプの漏洩検査を行い正常であることを確認した。

8) 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。

9) 医療照射設備

照射台、ガス供給装置、BNCT 用生物監視装置について点検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 T パイプ（水力照射設備）水中ポンプの交換

T パイプ（水力照射設備）の水中ポンプが、絶縁劣化していることから交換を行った。合わせてフィルタエレメントを交換し、水中ポンプの絶縁抵抗測定、作動試験を行い異常のないことを確認した。

2) 気送管照射設備のキャプセル通過検知器の交換

近年、本設備ではキャプセル通過検知器の誤認による動作異常アラームがしばしば発報していた。調査の結果、キャプセル通過検出器のフォトセンサ発光素子（LED）の長期間使用による発光強度の低下が推測された。このため、本設備に設置されている 5 箇所のキャプセル通過検知器の交換を行った。交換後、発光強度の調整を行い設備が正常に作動することを確認した。

3) ICP 発光分光分析装置の修理

ICP 発光分光分析装置は、医療照射を行う際に血液中のホウ素濃度測定に使用する装置である。今回の点検時に、既知試料による測定を行っていたところ、測定データが判定基準を満足できなかった。調査の結果、増幅器（ヘッドアンプユニット）の高電圧不足によるものと確認されたため、増幅器の交換を行った。交換後、測定データが判定基準を満足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。この点検において、PGA 装置のゲルマニウム検出器の分解能低下が確認されたため、平成 20 年度に修理を行う予定である。他の測定器については正常であることを確認した。

また、放射化分析装置用オートサンプルチェンジャー（多関節ロボット）の更新を行った。制御装置に専用ソフトをインストールし、サンプルチェンジャーの駆動及びティーチングを行い、試料保管棚の全段について試料の交換・測定が正常に連動することを確認した。

## 2) 小動物飼育用クリーンハウスの更新

医学・生物学研究の研究者による実験用小動物（マウス、ラット）の照射実験件数が増加しているため、既設飼育ゲージ数では不足の状態となっている。このため、飼育ゲージの新設（東京大学大学開放研究室設置）と同時にホット実験室のクリーンハウスを更新し、今後の照射実験数増大に対応できるようにした。

### 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 19 年度の NSRR の施設定期自主検査は、平成 19 年度年間使用計画どおり実施し、各機器について異常のないことを確認した。

##### 1) カプセル装荷装置 A 型

懸吊室及び胴部のしゃへい体について目視により外観検査を行い、昇降装置、ロードセル等については作動検査、校正検査、動作検査及び絶縁抵抗検査を行い、それぞれ異常のないことを確認した。

##### 2) カプセル装荷装置 B 型

胴部のしゃへい体（高圧、大気圧共通）について目視により外観検査を行い、異常のないことを確認した。

##### ① 大気圧水カプセル用

懸吊室について目視により外観検査を行い、昇降装置、ロードセル等については作動検査、校正検査及び絶縁抵抗検査を行い、それぞれ異常のないことを確認した。

##### ② 高圧水カプセル用

懸吊室について目視により外観検査を行い、昇降装置、ロードセル等については作動検査、校正検査及び絶縁抵抗検査を行い、それぞれ異常のないことを確認した。

##### 3) セミホットケープ上部台座

γ ゲート用鉛シャッターについて外観検査、作動検査、インターロック作動確認及び絶縁抵抗検査を行い、異常のないことを確認した。

##### 4) セミホットケープ

ケープ内の除染作業を行った後、内、外壁面のしゃへい体について目視により外観検査、排水設備については作動検査を行い、負圧計、インセルモニターについては校正検査及びインターロック作動確認を、制御盤については絶縁抵抗検査を行い、それぞれ異常のないことを確認した。

##### 5) セミホットセル

セル内の除染作業を行った後、内、外壁面のしゃへい体について目視により外観検査を行い、負圧計、インセルモニターについては校正検査及びインターロック作動確認を、制御盤については絶縁抵抗検査を行い、それぞれ異常のないことを確認した。

##### 6) 貯留タンク設備

貯留タンク本体についてろ過水の水頭圧による漏えい検査を行い、系統全体についてはポンプの循環運転による漏えい検査及び目視による外観検査を、液面指示計(1)、(2)については校正検査を、制御盤については絶縁抵抗検査を行い、それぞれ異常のないことを確認した。

7) グローブボックス

グローブボックス本体及びグローブについて目視により外観検査を、機器、装置については作動検査を、制御盤については絶縁抵抗検査を行い、それぞれ異常のないことを確認した。

8) フード

H-1（原子炉棟地下1階）、H-2（制御棟分析室）について目視による外観検査を行い異常のないことを確認した。

H-3（カプセル解体用フード；原子炉棟地下1階）の本体及びグローブについて目視による外観検査を、負圧計については校正検査を、操作盤については絶縁抵抗検査を行い、それぞれ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・ケーブルの除染作業

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

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の回数を重ねることによりフード内部の放射能汚染レベルが高くなるため、内部の除染作業を行った。除染後の汚染結果はスミヤ法によりバックグラウンドのレベルまで除染することができた。

### 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、JMTR、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19年度の活動は、平成19年度（下期）及び平成20年度に係る専門部会を東京事務所でそれぞれ7月17日（火）、2月4日（月）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19年度（下期）及び平成20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19年度（下期）分5件（JRR-3: 4: 3件、JRR-4: 1件、常陽: 1件）、平成20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それぞれ0件であった。

今後の課題は特になかったが、委員から利用拡大について継続的に努力するよう要望があった。

#### 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19年度の活動は、平成19年度（下期）及び平成20年度に係る専門部会を東京事務所でそれぞれ7月11日（水）、2月14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19年度（下期）及び平成20年度施設共用利用課題（成果公開）の審査、④施設共用に係る必要事項、⑤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19年度（下期）分41件（JRR-3: 36件、JRR-4: 5件）、平成20年度分83件（JRR-3: 80件、JRR-4: 3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それぞれ16件、24件であった。

今後の課題として、新たな研究を始めるための中性子ビーム利用装置の提案、装置の高性能化、装置の再配置などについて計画的な整備を進める必要があるとの提言があった。また、近年非公開公募の件数が増加しており、守秘義務、公募の取扱方法等について機構としてその取扱方法を検討する時期に来ているとの提言があった。

研究設備に関する報告においては、小型冷中性子ビーム分岐装置及び中性子残留応力測定装置（RESA-II）がJRR-3ビームホールに新たに設置され運用を開始した。

#### 3.5.3 タンデム加速器専門部会

##### (1) 第4回タンデム加速器専門部会

19年度下期施設共用課題の公募が産学連携推進部により実施され、10件の応募があった。内訳は第3.5.1表の通りである。第4回タンデム加速器専門部会は平成18年7月14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9課題、成果非公開型1課題について口頭説明を含めた審査を行い、審議の結果全10課題が採択された。

## (2) 第5回タンデム加速器専門部会

20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、13件の応募があった。内訳は第3.5.2表の通りである。第5回タンデム加速器専門部会は平成19年12月22日に材料物性・照射効果分野、12月25日に核物理・核化学分野について開催された。課題審査では応募のあった施設共用の成果公開型12課題、成果非公開型1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、審議の結果全13課題が採択された。

## (3) 施設共用以外の課題審査会について〔共同研究と機構内単独利用〕

20年度共同研究・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出席を依頼し、課題審査会を行った。

自己使用枠課題の審査会では申込のあった19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
07B-D01	公開	H-2	重イオンビーム荷電変換測定装置
07B-D02	公開	R-2	一種照射チェンバ
07B-D03	公開	H-3-BC	多重ガンマ線検出装置
07B-D04	公開	H-1	照射チェンバ
07B-D05	公開	H-1	照射チェンバ
07B-D06	公開	R-1	オンライン同位体分離器
07B-D07	非公開		
07B-D08	公開	H-3-BB	反跳核実験装置
07B-D09	公開	R-2	一種照射チェンバ
07B-D10	公開	L-4	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
2008A-D01	公開	L-1	照射チェンバ
2008A-D02	公開	L-2	照射チェンバ
2008A-D03	公開	H-1	照射チェンバ
2008A-D04	公開	R-2	一種照射チェンバ
2008A-D05	公開	R-2	一種照射チェンバ
2008A-D06	公開	H-2	重イオンビーム荷電変換測定装置
2008A-D07	公開	H-3-BA	インビームガンマ線分光チェンバ
2008A-D08	公開	H-3-BC	多重ガンマ線検出器
2008A-D09	公開	R-1	オンライン同位体分離器
2008A-D10	公開	H-3-BB	反跳分離器
2008A-D11	公開	L-2	照射チェンバ
2008A-D12	非公開		
2008A-D13	公開	L-4	照射チェンバ

第 3.5.3 表 平成 20 年度タンデム加速器共同研究・自己使用枠課題

固体物理			
2008SC01	石川法人	原子力基礎工学部門	軽水炉燃料体での核分裂生成物照射効果による組織変化プロセスの解明
2008SC02	知見康弘	安全研究センター	Fe基合金を用いた原子炉構造材料における照射損傷過程の研究
2008SC03	左高正雄	原子力基礎工学部門	重粒子線の材料中の動的過程
2008SP01	岡安 悟	先端基礎研究センター	照射欠陥に捕らえられた高温超伝導体中磁束量子の直接観察
2008SP02	石川法人	原子力基礎工学部門	溶融飛跡形成による照射損傷の損傷評価法の研究
2008SP03	大久保成彰	原子力基礎工学部門	高密度電子的エネルギー付与によるセラミックス材料の照射挙動
原子核物理			
2008NC01	大島真澄	原子力基礎工学部門	質量数40領域核の巨大変形状態と高スピン殻構造の研究
2008NC02	藤 暢輔	原子力基礎工学部門	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
2008NC03	飯村秀紀	原子力基礎工学部門	タングステン領域の中性子欠損同位体のレーザー核分光
2008NC04	塚田和明	先端基礎研究センター	超重元素Dbの溶液化学挙動の研究
2008NC05	浅井雅人	先端基礎研究センター	インビーム $\gamma$ 線核分光による $^{232,234}\text{Pu}$ の 8 重極振動状態の測定
2008NC06	浅井雅人	先端基礎研究センター	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
2008NC07	石井哲朗	先端基礎研究センター	インビーム $\gamma$ 線核分光による超重核の単一粒子軌道の測定
2008NC08	光岡真一	先端基礎研究センター	超重元素合成における重イオン融合障壁分布の実験的導出
2008NC09	西尾勝久	先端基礎研究センター	アクチノイド原子核を標的とする重元素の合成と崩壊特性の測定
2008NC10	佐藤哲也	先端基礎研究センター	$^{265}\text{Sg}$ 崩壊研究のための気相化学分離装置の開発
2008NP01	西中一朗	先端基礎研究センター	サブバリアエネルギー領域での重イオン核融合阻害現象の研究
2008NP02	豊嶋厚史	先端基礎研究センター	超重元素ラザホージウムの錯形成反応の理解に向けた基礎実験
2008NP03	長江大輔	先端基礎研究センター	RIイオントラップからのビーム引き出し測定

### 3.5.4 研究炉医療照射委員会

当委員会は、平成 19 年度において、4 回の委員会を開催した。第 1 回委員会を原子力科学研究所先端基礎交流棟大会議室にて 6 月 1 日（金）に開催した。主な議題は、①JRR-4 で BNCT を行う主治医に関する申し合わせ、②BNCT 高度化に関する報告について、③平成 18 年度下期の第 65 回～第 85 回医療照射の実施について、④その他についてであり、②の一部及び③の議題では、JRR-4 を用いたホウ素中性子捕捉療法の研究の発展、特に関東近県の臨床研究グループへの普及を図ることを目的に、BNCT 臨床研究に興味のある医療関係者、行政関係者等の出席を認めた。第 2 回委員会を東京事務所第 3 会議室にて 7 月 6 日（金）に開催した。主な議題は、①平成 19 年度徳島大学グループ下期研究課題の審査について、②その他についてであった。第 3 回委員会を東京事務所第 1 会議室にて 12 月 12 日（水）に開催した。主な議題は、①平成 19 年度上期の第 86 回～第 110 回医療照射の実施について、②BNCT 治療責任医師について、③その他についてであった。第 4 回委員会を東京事務所第 1 会議室にて平成 20 年 1 月 25 日（金）に開催した。主な議題は、①平成 20 年度の研究課題の審査について、②JRR-4 で BNCT を行う BNCT 治療責任医師に関する申し合わせ、③その他についてであった。平成 20 年度研究課題の審査においては、JRR-4 における医療照射 5 件及び医療照射基礎実験 1 件に対して、すべて採択することとした。

平成 19 年度の医療照射は、25 件実施された。当委員会で、25 件の医療照射について、医療照射実施計画書について、審査、確認を行った。

## 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 中性子導管の高効率化

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ことにより、冷中性子ビームを使用する実験装置に、従来より多くの中性子ビームを提供することができる。冷中性子ビーム 10 倍化計画においては、中性子導管の高効率化に関して現在の輸送効率の 5 倍を目指している。

JRR-3 冷中性子ビーム強度増強のため、輸送効率の大幅な改善が望める中性子導管の配置における性能評価を行っている。特に、各ビームポートの中性子スペクトルがどのように変化するかを把握することは実験装置の改良、開発を行うためには重要であり、その際、モンテカルロ計算コード McStas[1]を使用することで、性能評価を行っている。

今年度は、(1)川端らによる実験値[2]を再現する冷中性子源のスペクトルを表現する関数を決定すると共に、(2)冷中性子ビームラインに設置している Ni 中性子導管から Ni/Ti 多層膜スーパーミラーへの改良により得られる中性子ビームの特性の変化について、設置する Ni/Ti 多層膜スーパーミラー中性子導管の配置パターンに対する強度変化及び発散について、冷中性子ビームを使用した代表的な中性子ビーム実験装置である小角散乱実験装置 (SANSJ-II) のビーム取り出し口である C3-2 位置での評価を行った。その結果、小角散乱装置ビーム取り出し位置における中性子ビーム強度は、実験に使用する $\pm 0.5$ 度の範囲の発散をもつビーム強度を考慮すると、増強することが明らかになった。さらに、(3)設置公差が与える強度減少並びにスペクトルの変化を C2 冷中性子ビームラインについて計算し、設置公差が大きくなると強度が減少するがスペクトルはほとんど変わらないことが明らかになった。以上 3 点を報告する。

#### (1) 冷中性子源のスペクトルを表現する関数とパラメーターの決定

中性子ビーム輸送計算において重要な点は、(イ)中性子導管を利用した輸送により、中性子ビームポートではどのような冷中性子スペクトルが得られるか、(ロ)中性子ビームポートで取り出すことの出来る中性子ビーム発散は、波長によってどの程度になるかを明らかにすることである。これらのデータが中性子ビーム実験者にとって非常に重要な情報となる。

冷中性子ビームポートにおけるスペクトルは、中性子源のスペクトルが明らかでないと計算出来ない。本計算で使用したスペクトルは、JRR-3 の炉心体系、及び減速材容器によって減速されることを考慮した核計算により求めたものではなく、小型分岐装置を C2 冷中性子ビームラインに設置する前に測定した実験値に一致する計算結果を与えるスペクトル分布である。

冷中性子ビーム輸送計算には McStas[1]を使用した。McStas はモンテカルロ法による中性子発生をおこない、レイトレースにより中性子を追っていく。この計算コードでは、中性子源、様々な中性子光学素子を「コンポーネント」という記述でまとめ、実際の設置と同じように、コンポーネントを中性子源から検出器まで並べるように記述し、計算をおこなう。中性子源としては McStas の Source\_gen コンポーネントを使用している。これは 3 つの Maxwell 関数の和により、中性子源のスペクトルを記述するコンポーネントで、フランス ILL の HFR やスイス PSI の SINQ 等の線源スペクトルの記述に使用されているコンポーネントである。このコンポーネントでは maxwell 温度と強度を入力することで中性子スペクトルを表現する。

川端らの実験結果[2]に報告されているスペクトルを再現するように、Source\_gen のスペクトルの記述をおこなった。計算体系であるが、C2 冷中性子導管について、改良前の中性子導管の設置を正確に表現したモデルを作成した。実際の中性子導管と同じように断面が 120mm × 20mm であり、長さ方向が 850mm の中性子鏡管ユニットを並べることとし、鏡管ユニット間には割れ防止のためのゴム板を挟ませているが、その隙間 (0.5mm) も再現したモデルで計算をおこなっている。

小型分岐装置の設置前の C2 冷中性子導管は、冷中性子ビーム用のシャッターより下流に曲率半径 834.3m の曲導管を 17.02m (鏡管ユニット 20 本分) 設置した後、直導管 (31.57m、鏡管ユニット 37 本) を設置しており、非常に単純な中性子鏡管ユニットの配列となっている。この末端でチョッパー分光器を使用した飛行時間方法により、スペクトルは測定された[2]。計算体系ではこのチョッパー分光器のスリットサイズ等までも正確に表現している。

計算結果と測定結果の比較した図を第 4.1.1 図に載せる。測定結果のスペクトルは、Al のブラッグ反射により、鋭いディップが観測されている。計算結果では Al のブラッグによる鋭いディップは再現できないが、広い波長領域でスペクトルの一致が見られた。

今後の中性子輸送計算をおこなう際には、計算で一致するこのスペクトルを用いることとした。

## (2) C3-2 ビームポートにおける、C3 冷中性子ビームラインに設置する中性子導管の配置パターンに対する強度及び分散について

C3 冷中性子ビームラインに設置している Ni ミラー中性子導管を、Ni/Ti 多層膜スーパーミラーに変更した際に、C3-2 ビームポートにおける中性子ビームの強度変化及び分散について計算を行った。計算はモンテカルロシミュレーションコードである McStas[1]を用いて行った。また、(1)と同様に、中性子導管の大きさ及び配列方法を詳細に再現したモデルを用いて計算を行っている。評価場所は SANS-JII のビームポートである C3-2 ビームポートで行っている。

C3 冷中性子ビームラインは、固定プラグ内 3 本、稼動プラグ内 (シャッター内) 1 本、曲導管部に 18 本、直導管部には 15 本使用されている。それぞれが Ni 鏡管ユニットの組み合わせとなっているが、本計算では、この鏡管ユニットを Ni/Ti スーパーミラー中性子鏡管ユニット ( $m=3$ 、80%) にさまざまな配置パターンで置換していったとき、輸送効率がどのように変化するかを(1)で決定した中性子源を使用して計算を行った。最後の計算は、先端 (生体遮蔽内) の中性子導管を交換せずに、Ni ミラー中性子導管としたときの計算結果である。

結果を第 4.1.2 図に示す。C3 冷中性子ビームラインに設置している Ni ミラー中性子導管を C3-2 まですべて  $m=3$ 、反射率 80% の Ni/Ti 多層膜スーパーミラーに置換すると、輸送する中性子ビーム強度は 5.8 倍になることがわかった。ただし、この値は全波長領域を積分した値であり、生体遮蔽体内に設置している固定プラグ、可動プラグ内の中性子鏡管ユニットも同様な性能を持つ中性子鏡管ユニットに交換した場合である。(図には  $m=2$  の条件でのスペクトルも載せている。)

また、先端から順番に、Ni/Ti 多層膜スーパーミラーに置換する作業を行ったとき、第 4.1.3 図に示す強度に変化する。この結果から、すべての中性子導管を置換しないと強度増強には至らない事が明らかになった。先端の固定プラグ内の中性子導管を交換しない場合では、強度の

増加は 2.1 倍程度となり、大幅な強度増強は望めないことが明らかになった。

固定プラグ及び可動プラグ内の鏡管ユニット交換には高線量下で交換をするため非常にコストが高くなる。また、工期としても長くなる。一方で、曲管部のみを交換する場合、工期は短くなり、費用も安価になるため、曲管部のみを交換を考慮しておく必要があり、計算をおこなった。

第 4.1.4 図は、改良工事のパターン、140：現状、141：すべて  $m=3$ 、反射率 80% の中性子導管に置き換えたとき、147：固定プラグ、可動プラグ内の中性子導管の置換をおこなわず、他のすべての中性子導管を  $m=3$ 、反射率 80% の中性子導管に置き換えたとき、149：曲管部のみを  $m=3$ 、反射率 80% の中性子導管に置き換えたとき、それぞれのスペクトルである。

すべての中性子ビームが曲管部に反射して輸送されることから曲管部の交換が重要であるのは間違いないが、それだけでなく、曲管部より下流となる直管部でも、 $m=3$ 、反射率 80% の中性子導管に置き換えたときの影響は大きい。また先端部分の置き換えは、単体ではゲインが得られないが、すべてを置換したときには非常に影響が大きい。

散乱実験に重要となる発散であるが、小角散乱実験に必要な半値幅が 0.5 度以下の中性子ビーム強度は増強しており、中性子導管の改良によって、中性子ビーム実験に寄与する中性子が増加するという計算結果が得られた。(第 4.1.5 図及び第 4.1.6 図)

### (3) C2 冷中性子導管に設置する中性子導管の設置精度と輸送する中性子ビームとの関係について

C2 冷中性子導管は、固定プラグ内 3 本、稼動プラグ内（シャッター内）1 本、曲導管部に 20 本、現在の直導管部には 16 本の中性子鏡管ユニットが使用されている。これら鏡管ユニットを非常に高い精度で設置を行っている。中性子鏡管ユニットの設置においては、次の値以下で設置するように、作業を行っている。以下の値は、仕様書からの値である。

第 4.1.1 表 中性子鏡管ユニットの設置精度

	仕様書	McStas で対応する座標
水平度公差(degree)	0.01389	Rot x
垂直度公差(degree)	0.01389	Rot y
接合角度公差(degree)	0.00417	Rot z
接合部間隔(mm)	0.1	Z
接合部縦ズレ(mm)	0.05	X
接合部横ズレ(mm)	0.05	Y

ここで、水平度の公差は中性子鏡管ユニットの一番短い辺を軸とする回転であり、McStas では x 軸の回転に相当する。垂直度公差はビーム進行方向を軸とする回転であり、McStas では z 軸の回転に相当する。これらの回転の公差は、0.01389 度以下となっている。また、接合角度公差は鉛直下方を軸とする回転であり、ビーム進行方向に対してどの程度ずれるかを示す公差である。McStas では y 軸の回転に相当する。接合角度公差は 0.00417 度以下となってい

る。これらが鏡管ユニットの回転の公差である。一方で接続公差という、鏡管ユニットの3方向のズレについても公差を考えなければならない。1つはビーム進行方向のズレである。これはMcStasではz軸方向の公差に相当する。今までの中性子鏡管ユニットを並べる際の公差は0.1mmとなっている。2つめは接合部の縦のズレである。これはMcStasではy軸方向の公差に相当し、3つめは接合部横のズレであり、McStasではx軸方向の公差に相当する。接合部の縦ズレ、横ズレの公差は0.05mmとなっている。

そこで、この公差の最大の値で中性子鏡管ユニットがずれている場合、中性子ビームのスペクトル及び強度がどのように変化するかを調べる事とした。実際の中性子導管の設置の際にどの程度まで設置公差が許されるかを、見積もる必要があるからである。

計算はモンテカルロシミュレーションコードであるMcStas[1]を用いて行った。評価した計算体系では、中性子鏡管ユニットの内寸は既存の中性子鏡管ユニットと同じとしており、中性子鏡管ユニットの配列方法を詳細に再現したモデルを用いて計算を行っている。強度の評価ポイントはC2-1ビームポートとした。

中性子鏡管ユニット間のズレであるが、同じ方向にずらしていくだけでは、大きな曲率半径を持つ中性子導管の設置をしているのと同義になるので、中性子鏡管ユニットのズレは+方向にずらしたら、次の中性子鏡管ユニットでは-方向にずらす工夫をしている。すべての鏡管ユニットに設置公差がない場合と、すべての鏡管に仕様書で指定している値で公差が生じている時、その公差が指定の2倍、3倍、5倍及び10倍の場合において計算をおこなった。

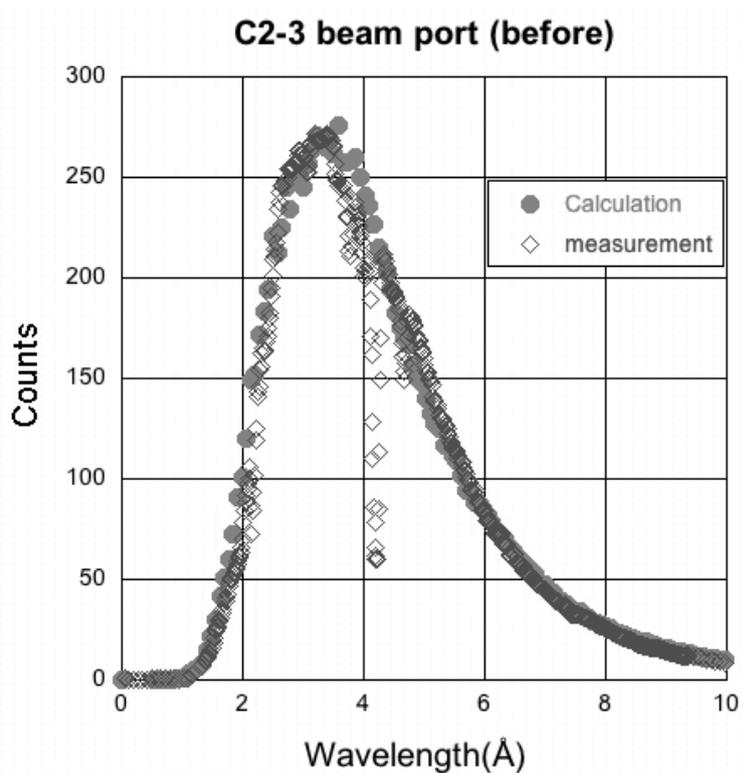
公差に対する強度比の変化を  $m=1$  と  $m=3$  の場合に付いてそれぞれ整理した表を載せる。

第 4.1.2 表 中性子鏡管ユニットの設置精度と強度比

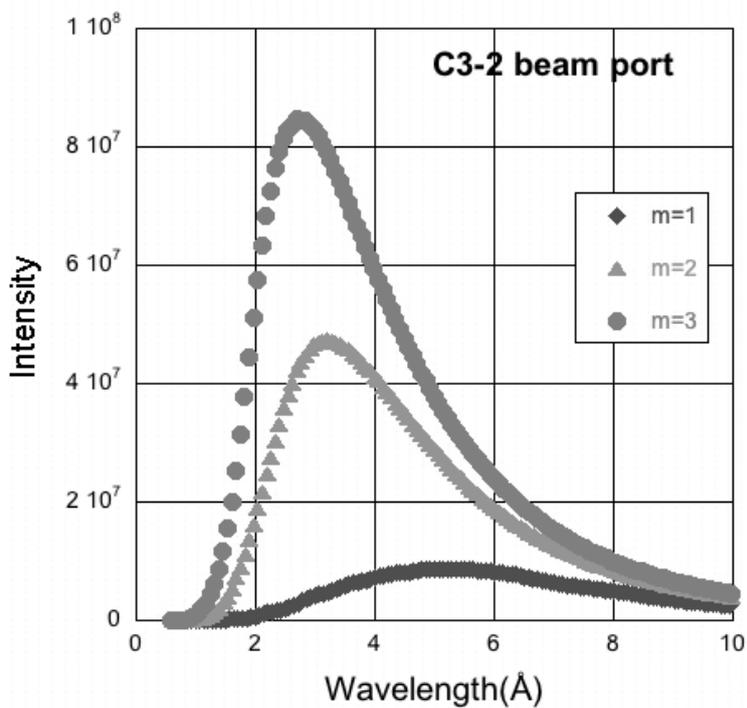
比率	公差なし	公差×1	公差×2	公差×3	公差×5	公差×10
m=1 (強度)	1.0	0.92	0.85	0.77	0.65	0.33
m=3 (強度)	1.0	0.93	0.85	0.78	0.66	0.34

表から、公差による強度比は  $m=3$ 、 $m=1$  でも同じようになった。また、 $m=1$ 、 $m=3$  にけるスペクトルの変化を図 4.1-7 及び図 4.1-8 に示す。公差が大きくなってもスペクトル形状は余り変化しない。図では観やすいように、公差なし、指定した公差、指定した公差×3、指定した公差×5 及び指定した公差×10のみプロットしている。

この計算結果から、10倍化計画を進めるにあたり、設置精度が重要であることが明らかになった。



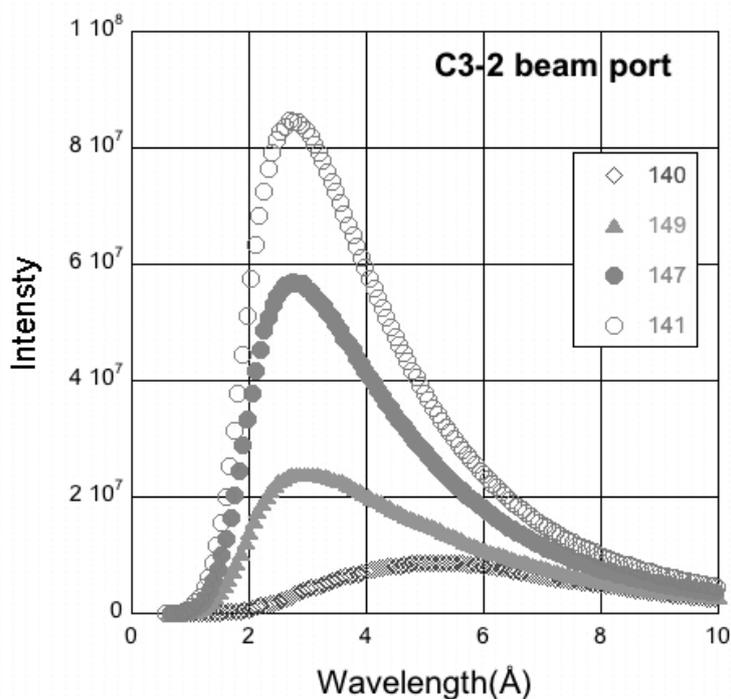
第 4.1.1 図 中性子スペクトルの実験値と計算値の比較。ほぼ一致している。



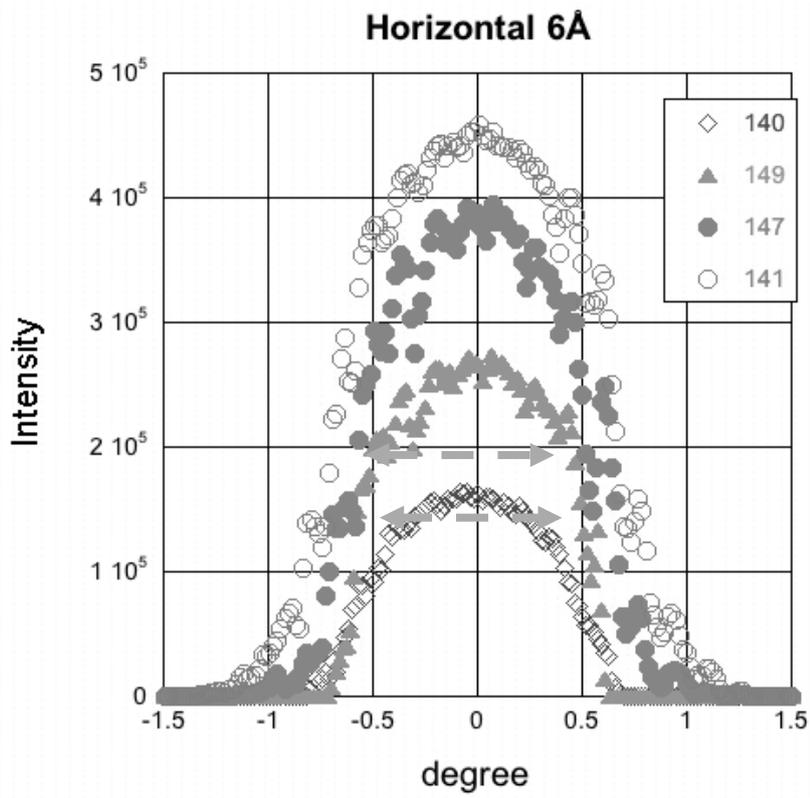
第 4.1.2 図 C3-2 ビームポートでの中性子ビーム強度。m=3 で 5.8 倍の積分強度の輸送を示す。

	(C3-2) 80%, 3Qc	輸送効率	計算結果
140	現在の場合 [Bar chart]	1	7.212(1) $\times 10^8$
141	すべて3Qc,80%に交換した場合 [Bar chart]	5.799	4.1821(5) $\times 10^9$
142	先端(生体遮蔽内の中性子導管4体)のみを交換した場合 4体 [Bar chart]	1.008	7.272(1) $\times 10^8$
143	先端(4体)+炉室上流側(6体)のみを交換した場合 4体 6体 [Bar chart]	1.144	8.251(2) $\times 10^8$
144	先端(4体)+炉室導管室(13体)のみを交換した場合 4体 6体 7体 [Bar chart]	1.618	1.1672(2) $\times 10^9$
145	先端(4体)+曲導管部(18体)のみを交換した場合 4体 6体 7体 5体 [Bar chart]	2.526	1.8214(4) $\times 10^9$
146	先端(12体)+曲導管部(18体)+SANS-JIIまでの直導管を交換した場合 4体 6体 7体 5体 16体 [Bar chart]	5.799	4.1817(5) $\times 10^9$
147	曲導管部(18体)+ SANS-JIIまでの直導管を交換した場合 6体 7体 5体 16体 [Bar chart]	4.100	2.9567(5) $\times 10^9$
148	すべて2Qc,90%に交換した場合 [Bar chart]	3.684	2.6504(5) $\times 10^9$
149	曲導管部(18体)のみを交換した場合 6体 7体 5体 [Bar chart]	2.135	1.5396(3) $\times 10^9$

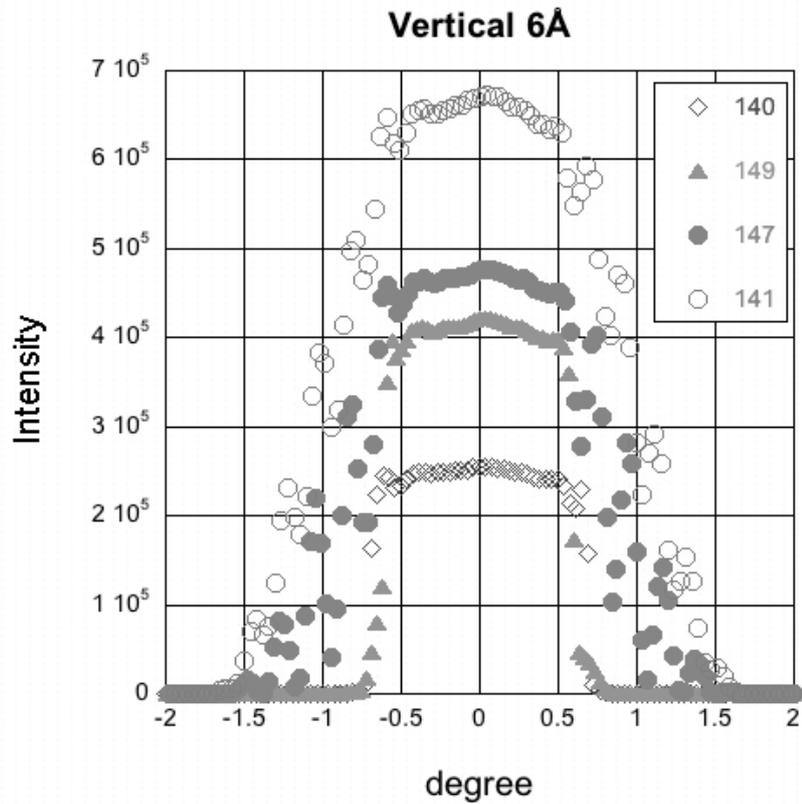
第 4.1.3 図 中性子導管の配置パターンと C3-2 ビームポートでの中性子ビーム強度



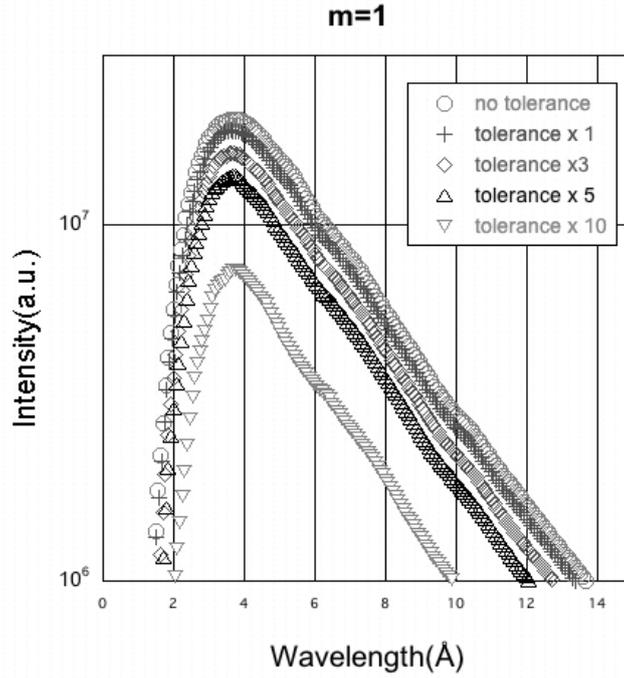
第 4.1.4 図 中性子導管の配置パターンと C3-2 ビームポートでの中性子スペクトル。曲管部の改良で特性波長が短波長にシフトする。



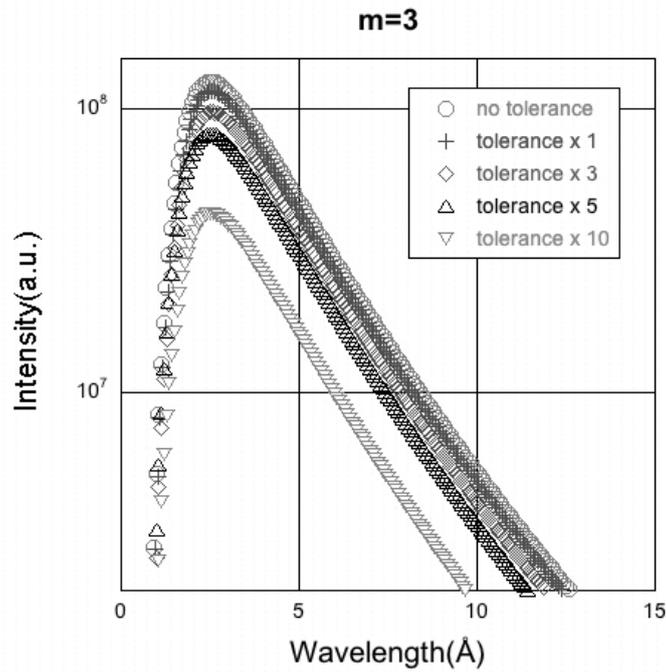
第 4.1.5 図 C3-2 ビームポートでの水平方向の中性子ビーム発散。



第 4.1.6 図 C3-2 ビームポートでの垂直方向の中性子ビーム発散



第 4.1.7 図 m=1 の中性子ミラーを使用した際の C2-1 ビームポートでの中性子スペクトル



第 4.1.8 図 m=3 の中性子ミラーを使用した際の C2-1 ビームポートでの中性子スペクトル

参考文献

- [1] K. Lefmann and K. Nilesen Neutron News, 10, 20(1999).
- [2] Y. Kawabata et al. : “Neutron Spectrum and Flux of the Cold Neutron Beam Port (C2-3) in JRR-3M”, JAERI-Research 2000-019 (2000).(in Japanese)

#### 4.1.2 耐放射線ミラーの開発

減速材容器の改造及び冷中性子導管のスーパーミラー化によって、中性子ビーム実験装置に提供する冷中性子ビーム強度を 10 倍とする計画を進めている。減速材容器から余り離れない位置に中性子導管を設置することで、従来より多くの立体角を占める中性子ビームを輸送することが可能となるため、冷中性子源の高強度化の一つの手段となる。特に数少ない長波長中性子は  $4\pi$  方向に放出されているが、中性子ミラーでの反射角度が大きく取れるため、冷中性子源に中性子導管を接近させることで、大きな立体角に放出されている長波長中性子を実験装置まで輸送できることとなる。以上から、中性子導管が中性子源の近傍に設置されることが望まれているため、中性子導管にはより高い耐放射線性が求められている。現在の JRR-3 の冷中性子ビーム供給では、生体遮蔽内に設置している中性子導管はソーダガラス基板に Ni 単層膜を成膜した導管であり、生体遮蔽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。これらの導管は、放射線に対する耐久性について懸念されている。

本研究の目的は耐放射線性に有望且つ、Ni/Ti 多層膜が成膜できる表面粗さ ( $\text{rms,Ra}<10\text{\AA}$ ) 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)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。そして(2)成膜した試料をキャプセルに詰めて、JRR-3 の垂直実験孔での照射試験を行った。

##### (1) Ni 単層膜の成膜について

平成 18 年度に基板の表面粗さ等の測定を終了していた試料に Ni 単層膜を成膜した。成膜には J-PARC センター 物質・生命科学ディビジョン 中性子基盤セクションの小型イオンビームスパッタ装置を使用した。このスパッタ装置は Ar イオンビームを用いてスパッタを行う装置であり、最大  $160\phi$  の成膜が可能である装置である。この装置にガラス状カーボン基板のミラーの照射用試料及び中性子散乱実験用試料と、ソーダガラスのフロートガラス基板の照射用試料及び中性子散乱実験用試料を同時に成膜した。成膜した Ni 膜厚みは  $2000\text{\AA}$  である。

なお、Ni 単層膜を成膜した試料の反射率測定は、平成 20 年度に実施する予定である。

##### (2) 成膜した試料の照射試験について

耐放射線性を調べるために耐放射線性に有望な材料としてガラス状カーボンのミラーとソーダガラス (フロートガラス) を基板として、Ni/Ti 多層膜スーパーミラーの成膜を行った試料、Ni 単層膜を成膜した試料及び成膜をしない試料をキャプセルに詰め、照射試験を行った。

照射は JRR-3 の垂直実験孔である RG1 と VT で行った。照射条件としては、照射時に試料温度が  $100^{\circ}\text{C}$  以下とすること、照射後に膜の表面粗さの測定があるので、照射試料に直接触れるキャプセルのスペーサーは表面に対して最小の接触面積とすることを条件に課した。一方、キャプセル内の試料固定に使用するばねは高いフラックスを持つ実験照射孔での照射試験のため、放射化を考慮してアルミホイールを丸めたもので代用することとし、照射実験をおこなった。照射は、JRR-3 の RG1 垂直孔で第 4 サイクルに、JRR-3 の VT 垂直孔で第 7 サイクルに行った。いずれも 1 サイクル (26 日) の照射を行っている。

照射後の放射性核種の生成量を求めるための計算を「ORIGEN2.2」を用いて行った。計算

においては PWR でのスペクトルを使用し、中性子束を多めに見積もって  $4 \times 10^{14}$  (n/cm<sup>2</sup>/s) で 26 日間照射したとして計算を行っている。ORIGEN2.2 による放射化量の計算結果から、平成 20 年度にならないと開封は難しいとの計算結果が得られた。

#### 4.1.3 中性子ビーム分岐技術の開発

効率的な中性子ビームの利用を行うため、短距離で中性子ビームを曲げることのできる中性子制御技術の開発を行っている。これは、限られた実験室空間を有効に利用できることから、JRR-3 の中性子ビーム有効利用の点として重要な技術だけでなく、量子ビーム研究の推進にも大きく貢献できる技術である。この中性子ビーム制御技術は中性子ビーム分岐装置に適応が可能であり、ビームポートの増設が行うことができる。しかもすべての分岐後の白色のビームを取り出すことができ、新設したビームポートに、中性子ビーム実験装置を設置することで、逼迫するマシンタイムが増加できるとともに、新しい分野の研究を行うことが出来る。

本年度は、(1)H18 年度までに、すべての中性子ミラー基板上へスーパーミラーの成膜を終了し、冷中性子ベンダーシステム内の直導管、10 度分の曲導管、20 度分の曲導管の組み立てを終了し、ビームラインに設置した。そして、H19 年度に(2)冷中性子ベンダーシステムによって分岐された冷中性子ビームの測定に関して、20 度分岐の改良後の強度の測定を行った。その結果、分岐後の中性子ビームの強度が 1 桁増強したことが分かった。また、(3)熱中性子ビームを制御する熱中性子ベンダーに関しては、成膜した両面ミラーとスペーサーを組み上げて、単色冷中性子ビームを用いて、性能試験を行った。設計では 2.4 度曲がるが、実験では 2.1 度曲がることが確認できた。これは曲率半径が設計上の 0.94m ではなく、1.1m であることが明らかになった。また、この透過率の概略計算を行うと 72%程度であること、曲げた冷中性子ビームの広がり は 0.6 度程度であることが明らかになった。

##### (1) 20 度分岐の冷中性子ベンダーシステムの組み上げ

研究炉加速器管理部は平成 15 年度に冷中性子ビームを短距離で曲げることにより、冷中性子ビームを分岐する装置（冷中性子ベンダーシステム）を C2 ビームラインに設置し、分光器の再配置をおこなった。ビームホールの限られたスペースで分岐を行う必要があるため、非常に短い曲率半径である約 1m でビームを 20 度曲げることが可能な、小型装置である。このような装置は世界で初めてである。しかし、分岐後のビーム強度は実験を行うには十分でなかった。

そこで、冷中性子ベンダーシステムの改良をおこない、実験を行うに十分なビーム強度を供給すべく改良をおこなった。

冷中性子ベンダーシステムの改良にあたり、冷中性子ビーム輸送効率の低下の原因として、1)冷中性子ベンダーシステム内の曲導管に使用される、複数ミラーユニット間の接続のずれ、2)曲導管に使用されている薄型両面ミラーの反射率が低い点と、3)直導管内のミラーの設置精度が低い点が挙げられる。

前年度の測定で、高反射率の薄型両面ミラーの製作に成功した。そこで、20 度分岐の組み上げの際には、1)の要因となる、複数ミラーユニット間の接続のずれを最小にするため、両面中性子ミラー及びスペーサーに使用されるシリコン板をノギスによって測定し、測定結果を基

に重ねることとした。両面中性子ミラーに関してはすべてマイクロゲージで測定し、小数点以下 3 桁を測定した。スペーサーに関しては 1 枚のシリコン板から複数取り出すことが出来るので、同じシリコン板から作られたスペーサーは同じ厚みであるとの仮定の元、スペーサーの厚みを、同じく小数点以下 3 桁を測定した。両面中性子ミラーの厚みであるが、0.207mm～0.223mm の分布を持っていた。スペーサーの厚みは 0.201～0.204 の分布を持っていた。

測定結果から、隣り合う 2 つのユニットの厚みがほとんど同じになるように、両面中性子ミラーとスペーサーを配置し、両面ミラーとスペーサーとを重ね合わせることで、20 度分岐用の曲導管を 0.2mm 幅の中性子導管の集合体として組み上げた。第 4.1.9 図はベンダーシステムの概略図である。20 度分岐の鏡導管 (3Qc) が組み上げた曲導管である。

- (2) 平成 19 年度の第 1 サイクル開始までに、20 度分岐用の曲導管が製作できたので、交換し、輸送効率等を測定することとした。金箔による放射化測定を行うことで、中性子ビーム分岐後の中性子ビーム強度を測定した。また、20 度分岐におけるスペクトルの観測にはチョッパーを使用することとし、飛行時間法を用いることで測定をおこなった。さらに、ビームライン上流に設置している SUIREN (反射率計) のモノクロメーターの角度を振ることで、チョッパー分光器で測定しているスペクトルの同定を行った。

金箔によるフラックスの測定結果では 20 度分岐のビーム強度は改造の前後で約 10 倍の増加が観測された。その結果、 $1 \times 10^7$  (n/cm<sup>2</sup>/s) 程度の中性子ビームが提供できることとなった。一方、SUIREN のモノクロメーターにより、ビームスペクトルにディップが現れることを利用して、波長の同定をおこなった。SUIREN のモノクロメーターを利用して、3.93、4.97 及び 5.2Å にディップが現れるようにし、そのディップが観測される飛行時間から、20 度分岐で測定されるスペクトルは、第 4.1.10 図と決定した。参考に改良前である H18 年度第 7 サイクルの測定結果を同じスケールで載せる。このスペクトルより、20 度分岐の特性波長は 5.2Å から 4.8Å に短くなったことが明らかになった。

- (3) 熱中性子ベンダーシステム用ミラー製作

照射位置で熱中性子ビームを集中させる際に、照射位置を可能な限りビーム取り出し口近傍に配置できるようにするためには、小さな曲率半径で熱中性子ビームを曲げる装置の開発が必要である。平成 19 年度は 17、18 年度に製作した両面 Ni/Ti 多層膜スーパーミラーとガラスのスペーサーを組み上げて、熱中性子ベンダーの製作並びに単色冷中性子ビームを用いて特性試験を実施した。設計では 2.4 度曲がるが、実験では 2.1 度曲がることが確認できた。これは曲率半径が設計上の 0.94m ではなく、1.1m であることが明らかになった。また、この透過率の概略計算を行うと 72%程度であること、曲げた冷中性子ビームの広がりには 0.6 度程度であることが明らかになった。

40mm×40mm×0.02mm の基板の両面に Ni/Ti 多層膜スーパーミラーを成膜した中性子ミラー間に、10mm×40mm×0.05mm 石英ガラス製のスペーサーを挿入し、曲率半径 0.938m をもつ金属枠に収めることで曲率を保持しつつ、マルチチャンネルの中性子ベンダーを組み上

げた。両面ミラーが 20 層とスペーサーが 21 層である。そのため、ビームを通すサイズは 7mm × 40 mm となった。

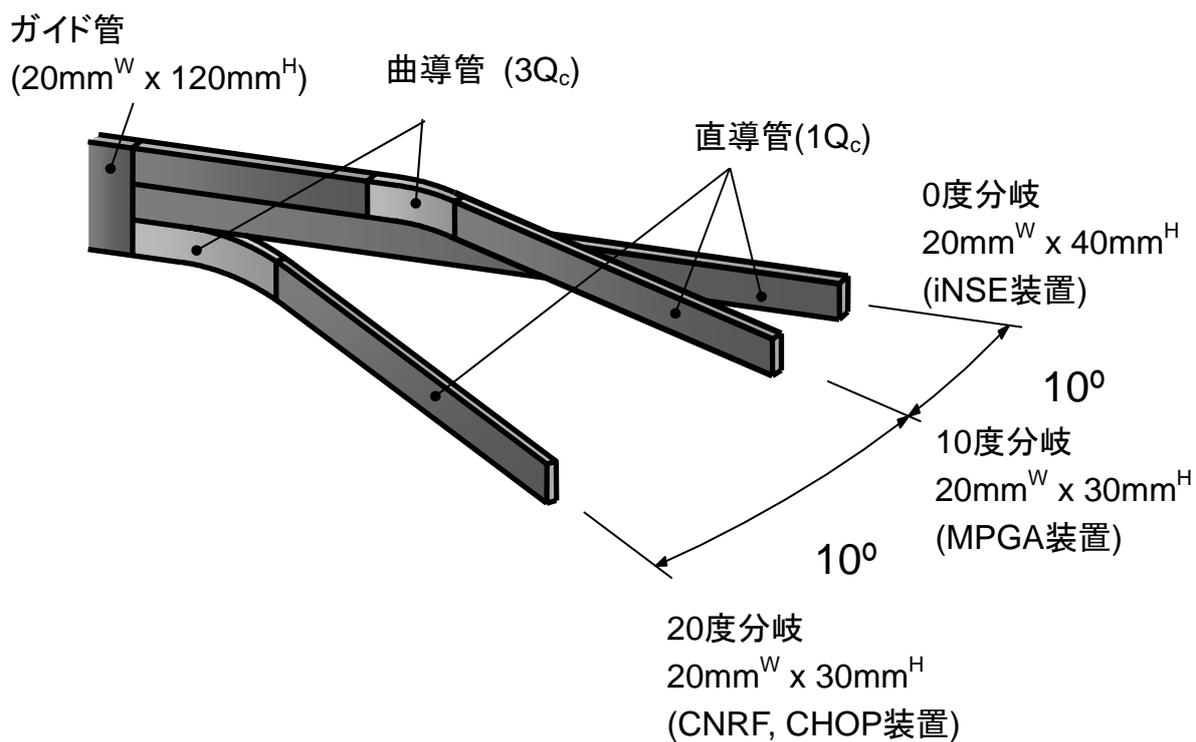
組み上げた熱中性子ベンダーの特性を中性子反射率計 SUIREN で測定した。SUIREN はモノクロメーターにより単色ビームを試料に入射して、散乱する強度の角度分布を測定することで、界面の構造等を測定する実験装置である。入射波長は 3.93 Å である。中性子ビームを非常に細く整形できる点、及びカウンターが試料より離れている点から、熱中性子ベンダーの特性試験を行うに最適と考え、実験をおこなった。

ビームのサイズは上下 40mm、左右 0.8mm となっている。このビームサイズで、熱中性子ベンダーを固定して、カウンターの角度スキャンをおこなうことで、中性子ビームが何度曲がっているかの測定できる。測定結果が第 4.1.11 図である。図のピークを示す角度から、中性子ビームを曲げる角度は 2.1 度であり、これは設計の値である 2.4 度よりも小さい。これは曲率半径が設計上の 0.94m ではなく、1.1m であることを示している。さらに図より、曲げた単色冷中性子ビームの広がりには 0.6 度程度であることが明らかになった。

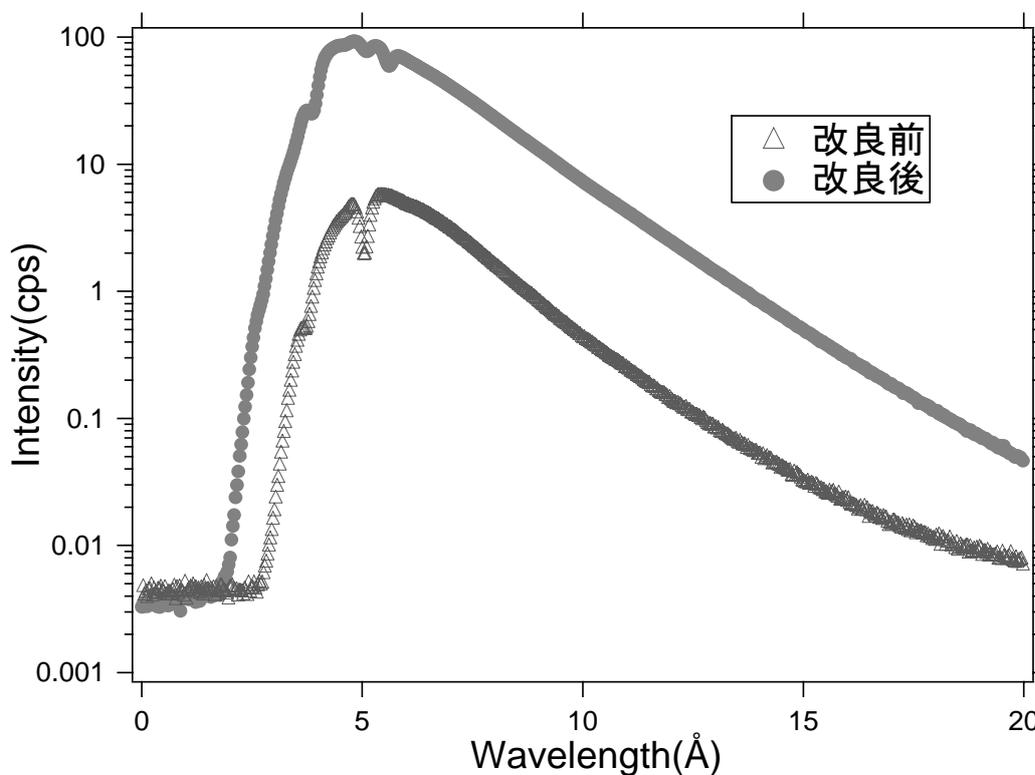
また、ダイレクトビームの強度及び熱中性子ベンダーによって曲げられた中性子ビームの強度をそれぞれ測定し、比を取ることで透過率の計算をおこなった。その結果、透過率は 72% 程度であることが分かった。

第 4.1.12 図は熱中性子ベンダーに単色中性子ビームを通した下流にイメージングプレートをおいて、測定した図から得られたプロファイルである。第 4.1.12 図は 2 つのピークを示しているが、左側がダイレクトビームであり、右が熱中性子ベンダーによって曲げられた中性子ビームである。第 4.1.11 図は縦長なスリットを使用しているため、中性子ビームの不必要な上下成分が入り込んでしまうので、プロファイルが左右対称的でない。一方、第 4.1.12 図は中性子ビームの中心部分のみの切り出すことで、きれいなプロファイルが得られている。

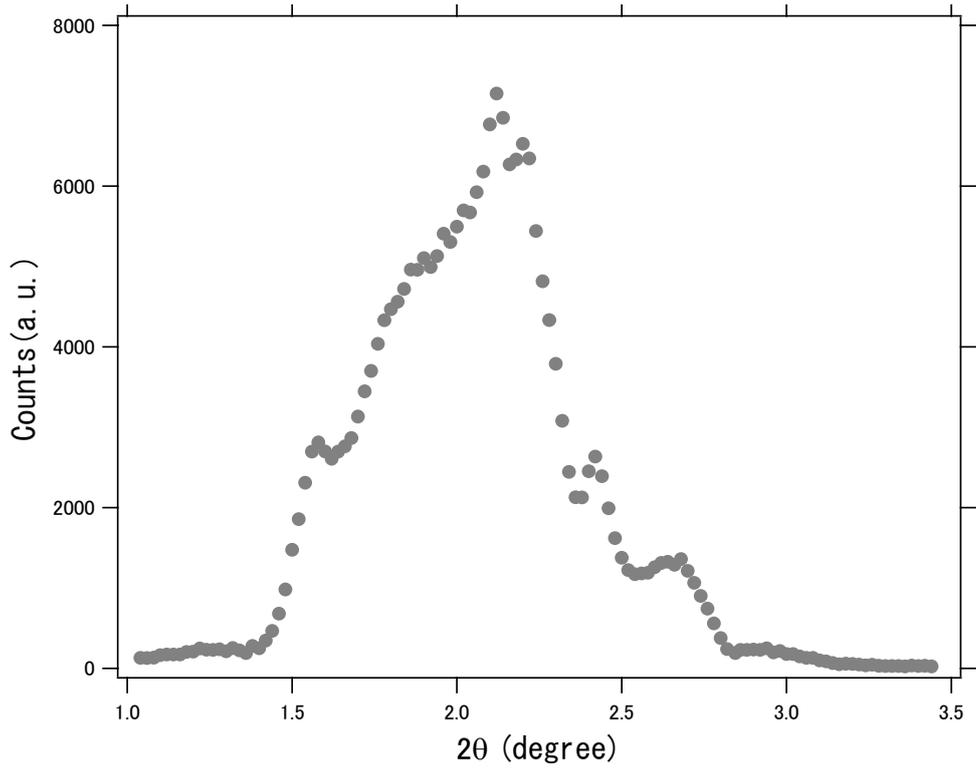
平成 19 年度は、組み上げた熱中性子ベンダーが単色冷中性子に有効であることは確認できた。今後は、白色冷中性子ビーム、単色熱中性子ビーム及び白色熱中性子ビームを使用して、中性子ビームが曲がることを確認する計画である。



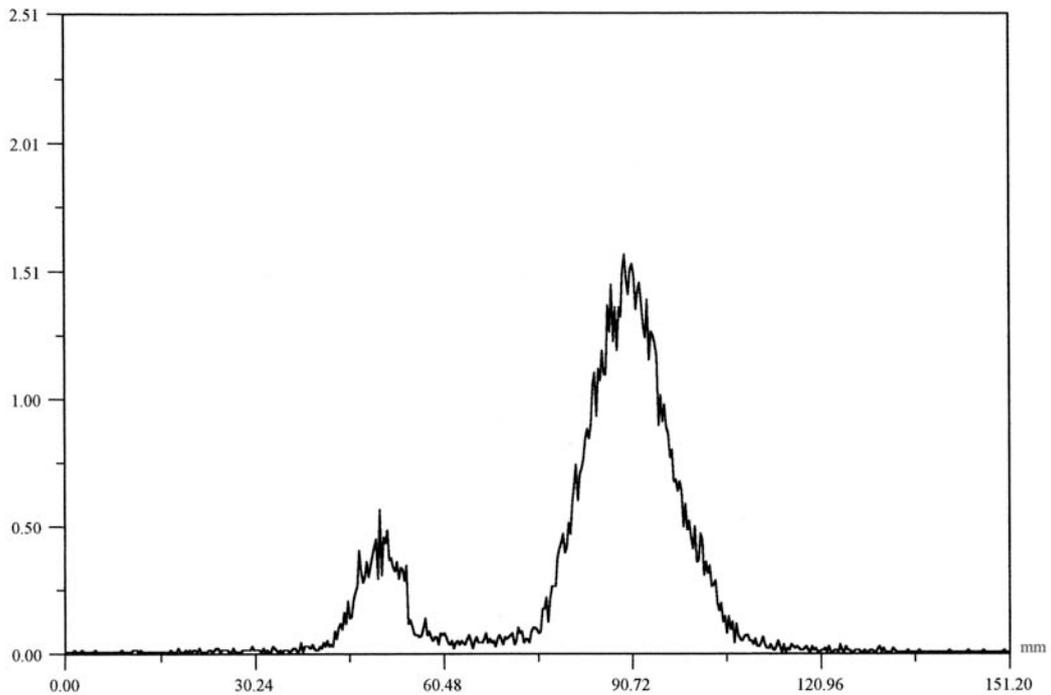
第 4.1.9 図 バンダーシステムの概略図



第 4.1.10 図 C2-3-3 ビームポートの改良前後のスペクトル。特性波長が短波長 5.2 Å から 4.8 Å へと短くなっている。また、全体的な強度も増加している。双方のグラフに見られるディップはシリコン基板のブラック反射により生じている。



第 4.1.11 図 熱中性子ベンダーによって曲げられた中性子ビームの角度分布の測定結果。2.1 度にピークが見られるのが解る。



第 4.1.12 図 熱中性子ベンダーによって曲げられた中性子ビームの空間分布とダイレクトビームの測定結果。イメージングプレートから読み出している。曲げられた中性子ビームは半値幅がダイレクトビームと比較して 3 倍ほどとなっている。

## 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、肺癌、乳癌等などへの適用拡大に対応するための技術開発と、1日3回以上の照射を可能にする技術の確立を目指す。

頭頸部癌に対する BNCT 適用例が増加し、凹凸のある患部への照射や座位照射の回数が多くなった。これらに対応するため平成 18 年度に開発整備した延長型マルチリーフコリメータの特性測定等を実施した。また、JRR-4 の熱外中性子ビームに混入している熱中性子成分を低減し、患部への治療線量を増強する手法の検討を行った。線量評価精度を向上するための一環として、中性子ビームの強度測定を逐次計測できるプラスチックシンチレータを用いた小型中性子検出器：SOF (Scintillator with Optical Fiver Detector) の特性測定を実施するとともに、これを補完するための技術として SPND (Self Powered Neutron Detector) を組み合わせたリアルタイム中性子モニタ技術について検討を行った。適用拡大への対応としては、肺癌、乳癌への線量評価方法の適用性を確認するため、それぞれの物理ファントムの製作を検討した。

### 4.2.1 照射技術の高度化

#### (1) 皮膚線量を低減するための熱中性子フィルタの最適設計及び製作

現在 JRR-4 で実施されている BNCT に適用されているプロトコルでは、正常組織への線量よりも皮膚線量の上限で照射量が規定されることが多く、患部により多くの線量を付与するために皮膚線量を低減することが課題となっている。これを踏まえ皮膚線量を低減する手法の検討を行った。また JRR-4 は 32 通りの異なるスペクトルの中性子ビームを発生できるが、これまで臨床研究に適用しているスペクトル (ビームモード) は 3 種類 (TNB-12, TNB-33, ENB-8) だけである。そこで現状のプロトコル等を考慮し、まだ臨床研究に適用していないビームモードなどについての評価を行い、これらを組み合わせることで患部の線量分布の改善を図り、臨床研究に有効な照射条件を導くことを検討した。

皮膚線量が高い原因としては JRR-4 の熱外中性子ビームは京都大学の研究用原子炉 KUR (Kyoto University Research Reactor) などのビームと比べて熱中性子の混入割合が多いためと考えられる。第 4.2.1 図に各原子炉の熱外中性子ビームのスペクトルを示す。そこでリチウム 6 ( ${}^6\text{Li}$ ) を含有する遮蔽板 (熱中性子フィルタ) をビーム孔手前に配置し、混入する熱中性子成分を低減することを検討した。フィルタは実際の加工性を考慮し、その組成はフッ化リチウム ( $\text{LiF}$ ) を 50%wt とテフロンを 50%wt とした。 ${}^6\text{Li}$  は熱中性子に対して高い吸収断面積を有しており、またホウ素 10 やカドミウムと異なり  $\gamma$  線も発生しないという利点がある。また  $\text{LiF}$  と組み合わせる材質として従来のポリエチレンに代わり水素を含有していないテフロンを用いることで、フィルタ配置による熱外中性子ビームの強度低下を抑えることが期待できる。

また従来の ENB モードに代わる最適ビーム条件の評価に関しては、現在臨床研究に適用している ENB-8 モード（重水厚さ：8cm）に対して、重水の厚さを 5cm に減少させた場合（ENB-5 モード）のビーム特性の評価を行った。さらにコリメータ内に配置している黒鉛ブロックを取り外すことによって入射する熱中性子を低減することも併せて検討した。この黒鉛ブロックは JRR-4 での BNCT 開始当初、熱中性子ビーム（TNB-12 モード）を用いていたことから、熱中性子ビーム強度を増強させるために配置したものである。現在は熱外中性子ビーム（ENB-8 モード）での照射がほとんどであることから、この黒鉛ブロックを撤去した場合の中性子ビーム特性を評価した。

本評価には MCNP-5 を使い、各条件に対してフリービーム条件と円筒水ファントム照射の条件を設定し、ビームスペクトルとファントム内の線量分布を求めた。熱中性子フィルタの評価では、熱中性子フィルタの LiF の  ${}^6\text{Li}$  含有量（濃縮度）と、フィルタの厚さ等をパラメータとして、フリービーム条件と円筒水ファントム照射の条件での評価を行い、それぞれの中性子スペクトルとファントム内の線量分布を比較した。熱中性子フィルタはビーム孔表面から約 10cm 炉心側の位置に配置するものとし、 ${}^6\text{Li}$  濃縮度を天然（約 7%）、20%、50%、95%と変化させた。また、フィルタの厚さも 3、5、10、15mm と変化させ、それぞれのビーム特性を MCNP-5 で求めて比較評価した。第 4.2.2 図に JRR-4 のコリメータ断面概略図を示す。またコリメータ内黒鉛の撤去に関しては、計算モデルの黒鉛の組成を空気に置き換えて評価を行った。また ENB-5 モードについては MCNP-5 の計算モデル上で重水タンク内の重水の厚さを変更するとともに、これに上記の熱中性子フィルタや黒鉛ブロック削除の条件も組み合わせた条件での評価を行い、それぞれの評価結果を比較した。

第 4.2.3 図は熱中性子フィルタの  ${}^6\text{Li}$  濃縮度と厚さを変化させたときのビーム孔中心の中性子スペクトルを比較した結果を示している。熱中性子フィルタを配置することで、熱中性子成分を減少できることを確認した。円筒水ファントム照射による評価では、 ${}^6\text{Li}$  濃縮度：95% × 厚さ：3mm の熱中性子フィルタを適用することでファントム表面の熱中性子束を約 37%低下できることを確認した。また  ${}^6\text{Li}$  濃縮度：50% × 厚さ：5mm のフィルタもほぼ同等の結果を示している。これらの計算結果を基に、現在 JRR-4 で実施されている BNCT の代表的なプロトコルに当てはめて、皮膚線量：10Gy-Eq まで照射するものとして臨床を模擬した線量評価を行った。第 4.2.4 図は皮膚線量：10Gy-Eq で規定したときの円筒水ファントム内ビーム軸上の腫瘍線量分布を比較した結果である。 ${}^6\text{Li}$  濃縮度：95% × 厚さ：3mm のフィルタを配置することで、従来のフィルタ無しの条件に対して、生体内の最大腫瘍線量を約 10%増加でき、さらに最大線量の発生場所を約 5mm 深部に移動させ、深さ 5cm の位置で線量を約 20%増強できることを確認した。また  ${}^6\text{Li}$  濃縮度：50%、厚さ：5mm のフィルタでは、95%濃縮フィルタに対して、最大線量で約 2%低下するものの深部領域にわたってほぼ同等の線量効果を得ることができ、照射時間もほぼ同じであることを確認した。黒鉛を取り外すことで最大腫瘍線量を約 10%増加できることを確認した。ここで熱中性子フィルタを設置する場合は、フィルタ無しの条件に対して照射時間が約 2 倍程度長くなってしまい、黒鉛ブロックを取り外す

場合も中性子強度が低下して同様に照射時間が30%前後長くなるという問題がある。

ここで ENB-5 モードを用いた評価（フィルタ無の条件）では、重水タンク内の重水厚さの減少により ENB-8 モードに対して中性子ビーム強度を約40%増加でき、照射時間を短縮できることを確認した。このビームを上記の臨床条件を適用し、さらに黒鉛無し及び熱中性子フィルタを組み合わせた条件での評価を行った。第4.2.5図にそれぞれの条件のファントム内線量分布を示す。ENB-5 モードを適用することで、熱中性子フィルタを用いることで生じる照射時間の増加を抑えることができ、ENB-8 モードに熱中性子フィルタと黒鉛無を組み合わせた条件での照射時間が36分であるのに対し、ENB-5 を適用することで照射時間を26分に短縮することができることを確認した。ただし重水を減少させると高速中性子成分が増加し皮膚線量が増加するため、相対的に腫瘍最大線量は約5%低下してしまうことを考慮しなければならない。

これら評価結果を踏まえ、熱中性子フィルタの試作を行った。95%濃縮 LiF×厚さ3mmのフィルタと50%濃縮 LiF×厚さ5mmのフィルタではほぼ同等の線量効果が得られることから、加工性と製作コストの観点から50%濃縮 LiF×厚さ5mmのフィルタの製作を行った。今後このフィルタを用いた照射実験を実施して特性測定を行い、臨床研究への適用を図る。また重水厚さの変更と黒鉛ブロックの削除の条件に対しても各種特性測定実験を実施して臨床適用を目指す。これらの評価結果は平成19年8月に開催された第4回日本中性子捕捉療法学会学術大会で報告を行うとともに、平成20年11月に開催される第13回国際中性子捕捉療法学会（ICNCT-13）で報告を行う。

## (2) 延長マルチリーフコリメータの特性測定実験

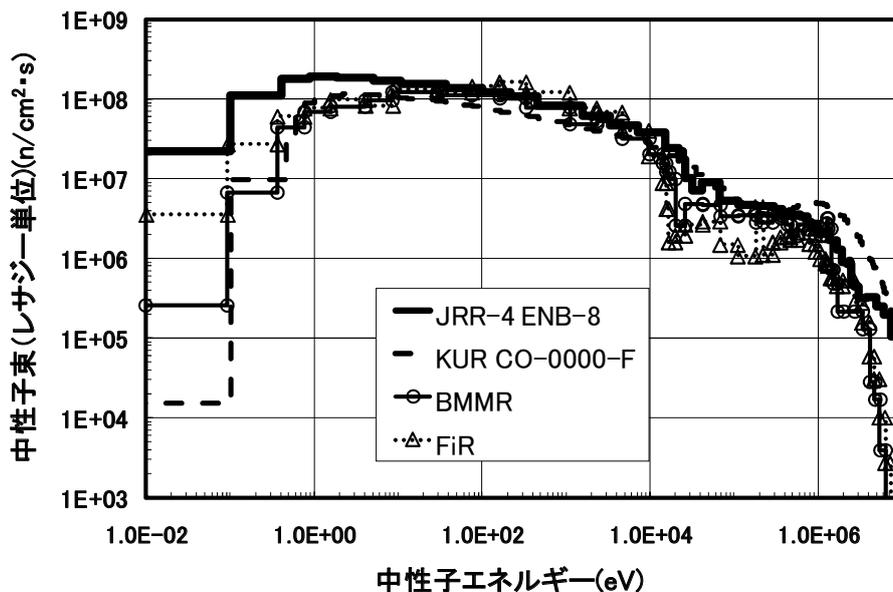
平成17年度から頭頸部癌に対するホウ素中性子捕捉療法(BNCT)の臨床研究が開始されている。この頭頸部癌に対する照射、特に鼻腔内悪性黒色腫の症例に対する照射では、顔の正面から患部にビーム入射を行うことが多く、このとき患部に近接する眼などの重要な組織を保護するとともに、周囲の正常部位への余剰線量を低減することが必要である。従来の照射方法はフッ化リチウム入りの熱可塑性プラスチック(以下、LiF プラスチック)を使って照射範囲のみを穴をあけたドーナツ状の円盤(厚さ2cm程度、外径:12cm~15cm)を製作し、患者側もしくはビーム孔側に取り付けて、照射を行っていた。しかしこの方法では、LiF プラスチックの加工精度の問題から照射条件の再現性に問題がある。そこでこのマルチリーフコリメータの既存のリーフと交換してコリメータ本体に組み合わせて使用できる壁面から突出している形状のリーフを平成18年度に製作した(参考文献 H18 年報)。製作した10cm延長リーフと15cm延長リーフ、さらには既存のリーフは組み合わせて使用することが可能である。

本コリメータの特性を測定するため円筒水ファントムを用いた照射実験を実施した。本実験ではビーム孔径は直径 $\phi$ :10cm ビーム孔を模擬し、ビーム孔表面から10mm離れた位置にアクリル製の円筒水ファントム(内径:18.6cm×長さ:24cm、肉厚:3mm)を配置し、ファントム内に金線( $\phi$ 0.25mm)を放射状に配置して熱中性子束分布を測定した。第4.2.6図に実験の様子を示す。実験は、金線をカドミウムチューブでカバーした物と裸の状態の2回照射(それぞれ60分照射)を行い、金の放射化量を計測して熱中性子束を求めた。第4.2.7図にファントム内熱中

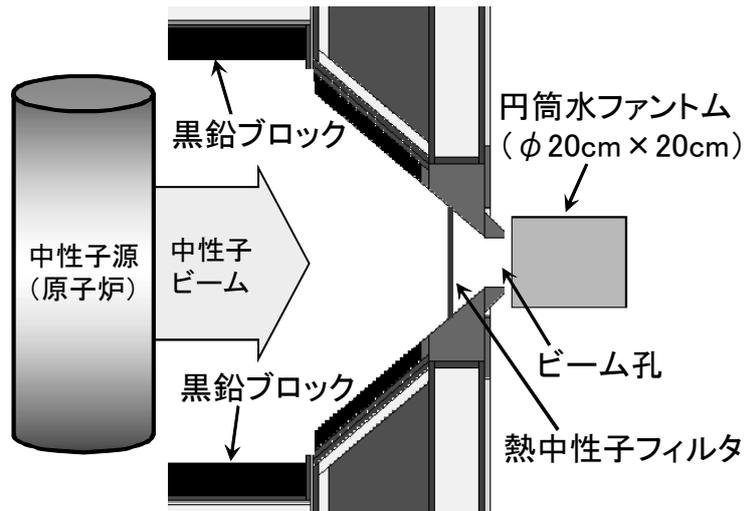
中性子束の金線測定結果を示す。横軸はファントム表面からの深さ、縦軸は熱中性子束を示している。また第 4.2.8 図はファントム内熱中性子束の 2 次元分布(最大値で規格化)を示す。実験結果からファントム内ビーム中心軸上の表面から深さ 15.5mm の位置で最大熱中性子束:  $1.17 \times 10^9$  (n/cm<sup>2</sup>/sec)を発生することを確認した。通常の円形ビーム孔:  $\phi$  10cm(以下、ノーマル 10cm ビーム孔)を用いる場合には、ファントム内の同一点で最大熱中性子束:  $2.95 \times 10^9$  (n/cm<sup>2</sup>/sec)を発生することから、延長型マルチリーフ形状にすることによって中性子強度は約 60%低減している。これは壁面からの距離が約 12cm 遠くなってしまったことに加え、コリメータ内側の中性子経路の形状がマルチリーフ化により平滑でなくなったためと考えられる。一方、ビーム中心軸上の熱中性子束分布を最大値で規格化して比較すると、延長型マルチリーフコリメータの熱中性子束分布は、最大値の点(深さ 15.5mm)よりも以深領域でノーマル 10cm ビーム孔よりも若干ではあるが高い値となった。これはビーム孔を延長することでコリメータ内の周囲から散乱して入射する中性子束が低減し、ビームの並行成分割合が相対的に増加したことに起因すると考えられる。この効果は通常型の延長コリメータでも確認されており、同様の効果がマルチリーフコリメータでも得られることを確認した。

(3) 顎受け台旋回ジグの整備

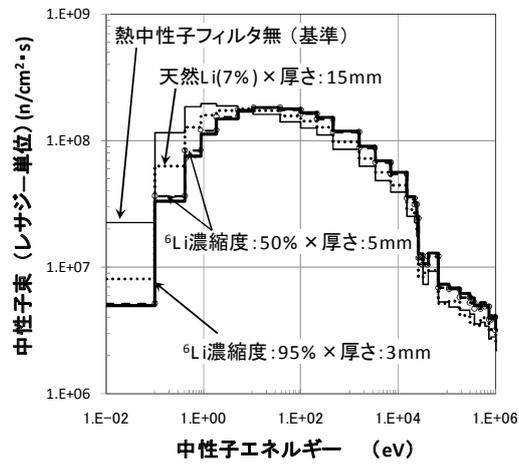
平成 18 年度に整備した座位専用照射台に取り付けて使用する顎受け台を水平方向に旋回可能なジグを整備した。頭頸部癌の座位照射では、照射中における患者の動きの変動を改善させるために固定式ジグを用いた顎受け台を使用していたが、患者セッティング条件が制限されるため満足いくものではなかった。新たに整備したジグを使用することにより、体位の自由度が改善され、患者の姿勢に関する負担も軽減させることができるため、60 分程度の照射にも安定した姿勢を保たせることが可能となった。



第 4.2.1 図 BNCT 用原子炉の中性子ビームスペクトル

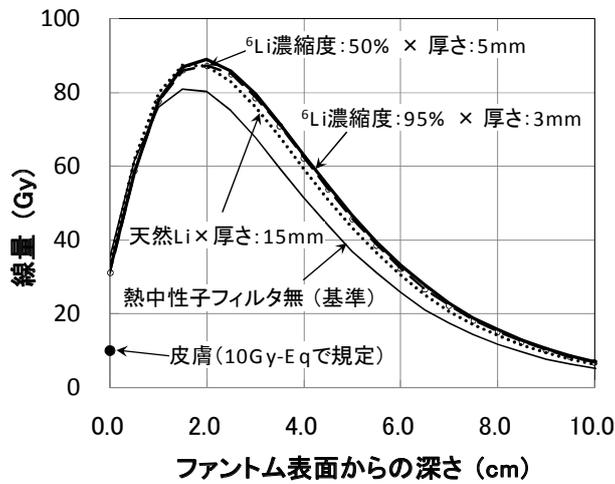


第 4.2.2 図 計算体系図

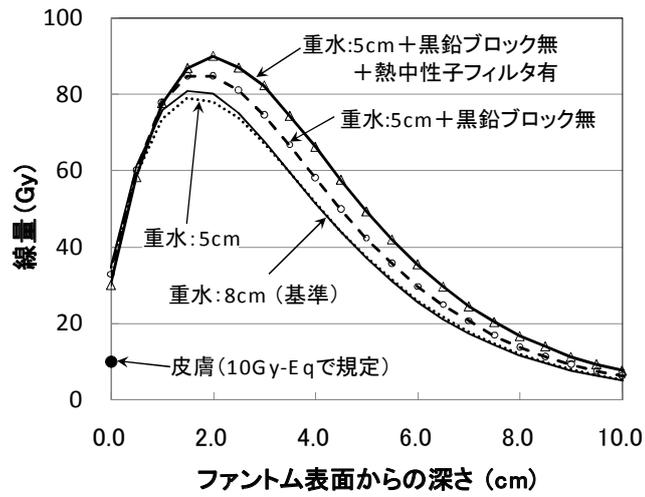


ビーム孔位置の中性子スペクトルの比較

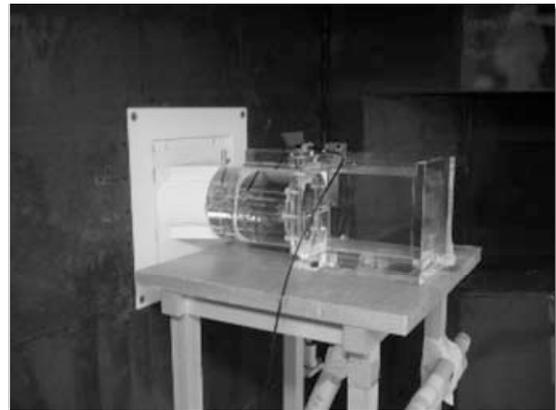
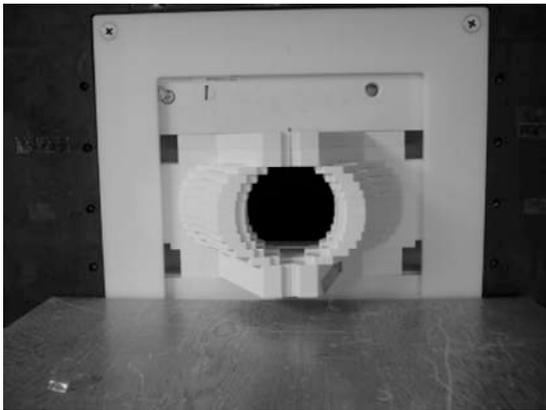
第 4.2.3 図 中性子束計算結果



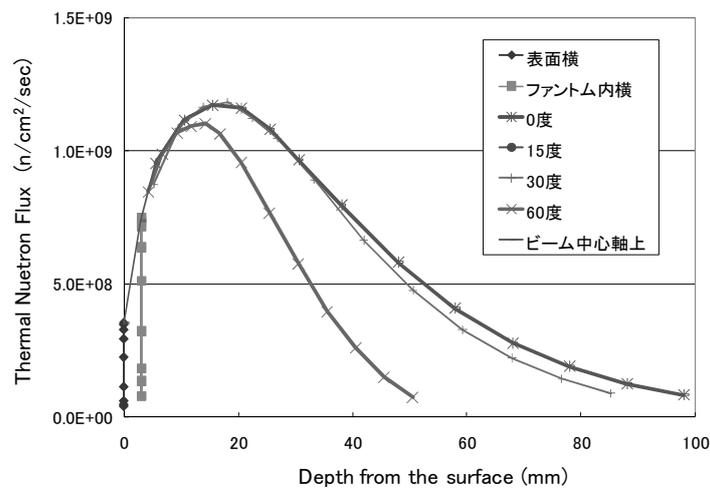
第 4.2.4 図 線量計算結果



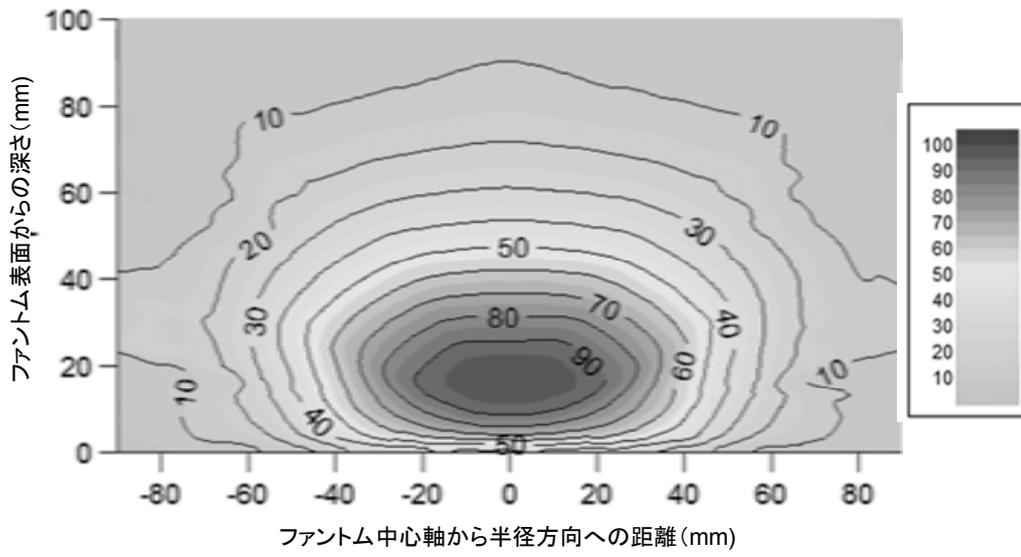
第 4.2.5 図 線量計算結果



第 4.2.6 図 10cm 延長マルチリーフを組み合わせたコリメータを照射室に設置した様子



第 4.2.7 図 ファントム内熱中性子束分布の測定結果



第 4.2.8 図 ファントム内熱中性子束 2 次元分布

#### 4.2.2 線量評価技術の高度化

##### (1) リアルタイム熱中性子モニタ、SOF の特性測定と SPND の組み合わせの検討

SOF の長期使用及び高い中性子束場での照射を行うことにより、SOF の劣化特性の評価を行った。照射は JRR-4 の中性子ビーム設備を用いて行った。SOF は  ${}^6\text{LiF}$  を先端に塗布したプラスチックシンチレータと光ファイバーから構成され、小型で簡便に熱中性子束の測定が可能であるという特徴を持つ。しかし、SOF 等のプラスチックシンチレータを用いた検出器では、プラスチックシンチレータの照射劣化の問題が懸念される。SOF の照射は約  $2 \times 10^9$  ( $1/\text{cm}^2 \cdot \text{s}$ ) の熱中性子に約 3 時間照射を行った。SOF はビームを熱化させるために 4cm 角の亚克力ボックスの中に SOF を挿入して測定を行った。第 4.2.9 図に亚克力ボックスの写真を、特性測定の結果を第 4.2.10 図に示す。

第 4.2.10 図において、97 分～282 分の区間における SOF 測定値の傾きを求め、そこから照射劣化の程度を求めると、 $2.0 \times 10^{13}$  ( $\text{n}/\text{cm}^2$ ) の熱中性子フルエンスにより感度が約 3%程度低下することが分かった。

第 4.2.10 図で使用したプローブを約 2 か月間に渡って使用し（合計使用日は 15 日）、最初と最後において校正測定を行った結果を次の第 4.2.1 表に示す。なお、ここで行った照射は BNCT 以外での照射も含み、また 1 日で複数回照射している場合もある。第 4.2.1 表において、トータルフルエンスは SOF の測定結果より求めた、そこで用いた SOF の校正値は最初と最後の校正測定値の平均値を用いた。

第 4.2.1 表 長期使用時の校正値の推移

照射日数	15 日
熱中性子フルエンス	$6.4 \times 10^{14}$ $\text{n}/\text{cm}^2$
初期時校正値・・・①	4100
最終時校正値・・・②	10000
②/①	2.4

第 4.2.1 表の結果より、 $6.4 \times 10^{14}$  ( $\text{n}/\text{cm}^2$ ) の熱中性子フルエンスにより、感度が 42% になることが分かる。この結果では、 $2.0 \times 10^{13}$  ( $\text{n}/\text{cm}^2$ ) の熱中性子フルエンスにより感度が 97% になったことより、この値を  $6.4 \times 10^{14}$  ( $\text{n}/\text{cm}^2$ ) のフルエンスに適用すると、 $0.97^{32}=0.38=38\%$  となり、第 4.2.1 表の結果より感度が低くなった。これは長期間に渡って使用すると、その間においてアニーリング効果により感度が若干回復しているためと推測される。

現在、BNCT において中性子ビーム測定は金線の放射化法により求めている。この方法ではリアルタイムのビーム測定が出来ないため、小型中性子リアルタイムビームモニ

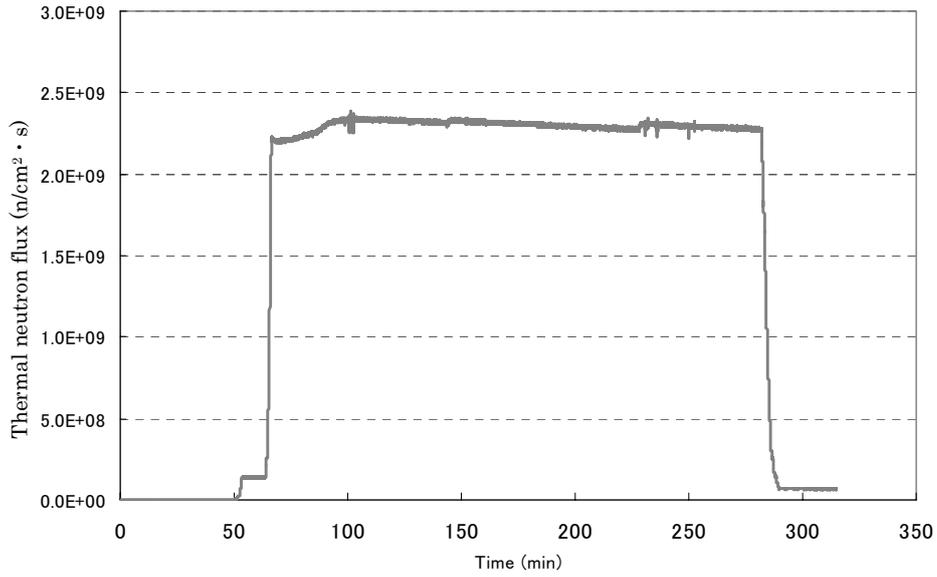
ターの開発を進めている。小型中性子ビームモニターとして、SOF の使用も考えられるが、前述で述べたように SOF には劣化特性の問題があるため、正確なビーム絶対量の測定には適しない。そこで中性子ビームモニターとして、原子炉等で一般に用いられている SPND の検討を行った。SPND は照射劣化に対しては強い特性を持つ反面、中性子検出には半減期が 44 秒と 265 秒の 2 通りの  $\beta^-$  崩壊を利用するため（エミッタ材  $^{103}\text{Rh}$  を用いた場合）、応答速度が SOF に比べて非常に遅いという短所がある。本年度は、テスト用の SPND を用いて BNCT 照射場において安定的に測定出来るか確認を行った。テスト用の SPND のエミッタは 10mm の  $^{103}\text{Rh}$  である。第 4.2.9 図に示すアクリルボックスに SOF と SPND を同時に挿入して、JRR-4 原子炉起動時の測定を行った結果を第 4.2.11 図に示す。

第 4.2.11 図から原子炉出力 100kW においても SPND の値は安定した測定が可能であることが分かる。この図からも分かるように SPND を用いた測定は応答性が遅いことが分かる。

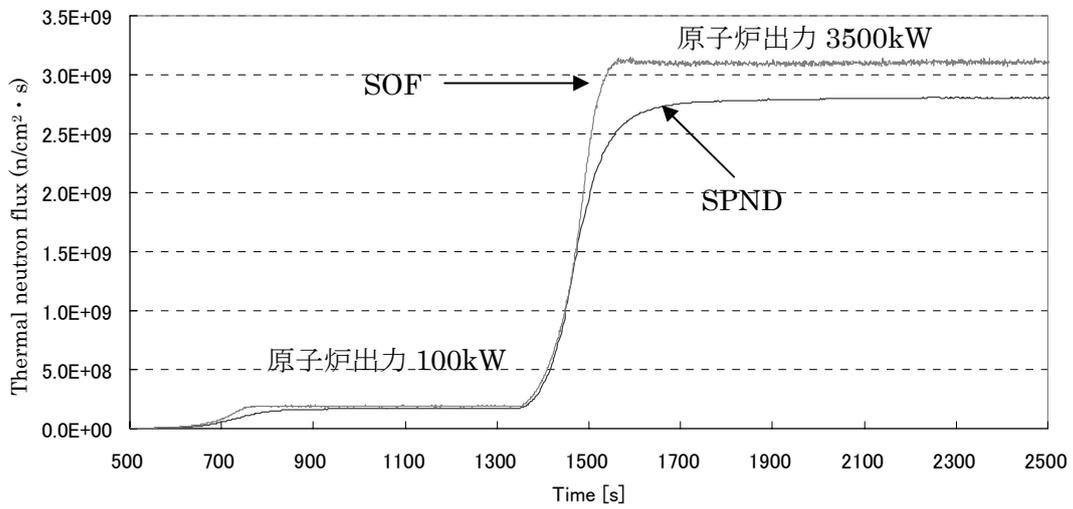
BNCT では線量評価の観点から、原子炉が目標出力到達後に出来るだけ早く実際のビーム量及びフルエンスを知る必要があるが、SPND の単純測定だけではそれらを満たすことは厳しいことが分かる。そこで今後の計画として、SPND と SOF を組み合わせることにより SPND の時間応答性の遅さを補正する手法、及び SPND のみ信号から遅延効果を考慮したデジタルフィルタを用いた出力補正を行う手法について検討を行う。



第 4.2.9 図 熱中性子測定用アクリルボックス



第 4.2.10 図 SOF 測定結果



第 4.2.11 図 SOF、SPND 測定結果

## (2) JCDS の PHITS への対応

BNCTによって患者に付与される線量をモンテカルロ計算によって評価する治療計画システムJCDS (JAEA Computational Dosimetry System) の高度化の一環として、計算コードを従来のMCNPからPHITSへの変更を進めている。PHITSは原子力機構等で開発している汎用モンテカルロ輸送計算コードであり、中性子、光子だけでなく陽子線、重粒子線の輸送計算も可能である。JCDSの計算コードをPHITSに変更することによって、①陽子線治療やX線治療によって患者に付与される線量も評価できるようになることが期待できる。これによりBNCT後に追加でX線治療や陽子線治療によって線量を追加した場合の患者への総線量を評価できるようになる。②また陽子の反応を評価できることから、現在国内外で開発が進められている陽子線加速器を用いて中性子を発生させてBNCTを行う“加速器BNCT”に対しても中性子ターゲットの反応を考慮した輸送計算が可能となり、線量評価精度を向上できると期待できる。この技術を確立することで原子炉だけでなく将来の加速器BNCTに対しても本技術を移転することが可能となる。

平成 19 年度はまずPHITSの計算環境を整備するとともに従来のMCNPと同等の線量計算を実行できる線源データを整備した。PHITSの特徴として、線源定義において中性子と光子を同時に発生することが可能である (MCNPでは中性子もしくは光子のいずれしか発生できない)。これを踏まえ、JRR-4 中性子ビーム設備のビーム孔近傍にBNCTに適用している熱外中性子ビーム (ENB-8 モード) のPHITS用中性子、光子の線源を作成した。線源の作成においては、まずMCNPを使ってJRR-4 の全体系モデルを用いて炉心からの輸送計算を実行し、ビーム孔から炉心側に 10cmの位置の中性子束と光子束のスペクトル分布ならびにFlux分布を算出した。この情報を基にPHITSフォーマットの線源を作成した。

作成した線源を検証するため前述の円筒水ファントム体系に対する照射シミュレーションをMCNP及びPHITSを用いて実施し、それぞれの計算結果を比較した。第 4.2.12 図 (a) はファントム内ビーム中心軸上の熱中性子束 (0~0.53eV) 分布、(b) は光子束 (0~20MeV) 分布をそれぞれ比較したものである。この結果からPHITSと作成した線源を使ってMCNPと同等の中性子及び光子の輸送計算を実行できることを確認した。第 4.2.13 図は (a) ホウ素物理線量 (ホウ素濃度 : 1ppm) と (b)  $\gamma$  線量の分布をそれぞれ比較したものである。ホウ素の物理線量は基本的に熱中性子束分布に従うため、PHITSとMCNPの結果は統計誤差の範囲内で一致した。しかし $\gamma$ 線量分布に関しては、MCNPの計算結果に対してPHITSの計算結果は約 5%程度低い値を示した。光子束分布がほぼ同等の結果を算出していることから、この差異はそれぞれの計算コードに適用している光子の $\gamma$ 線量換算係数が異なるものと考えられる。第 4.2.14 図はMCNP (現状のJCDS) とPHITSに適用されている $\gamma$ 線量換算係数をプロットしたものである。また京大KURでのBNCTや欧米の多くのBNCTの治療計画に適用されている治療計画システム“SERA”の $\gamma$ 線量換算係数も併せて示している。この換算係数の違いにより同じ体系に対する輸送計算を実施した場合でも最終的に算出される $\gamma$ 線量値に差異を生じてしまう。本懸案事項については、今後、中性子捕捉療法学会の国際間の線量統一を目的としたサブワーク

ショップである“Dose Exchange”においても検討するとともに、各原子炉施設との国際比較と線量統一化の検討を進め、統一した $\gamma$ 線量換算係数を策定していく。

PHITSのBNCTの線量評価への適用性、実用性を検証するため、JRR-4 で実施された実際の症例をPHITSを用いて再度線量計算を行い、当時のMCNPの線量評価結果との比較を行った。第 4.2.15 図は悪性脳腫瘍の患者モデルをMCNPを用いて表示させたもの(a)とPHITSを使って表示させたもの (b) である。第 4.2.16 図はMCNP及びPHITSでの計算結果を基に腫瘍線量の 2 次元分布をJCDSを使って表示したものである。MCNPの線量値に対して、PHITSの線量値は 5%以内の差異で一致することを確認し、この結果からPHITSを使って実際の患者モデルの線量計算を適切に実施できることを確認した。なお上記の $\gamma$ 線量の差異の影響については、腫瘍線量の評価では $\gamma$ 線の寄与は全体の 10%程度であるため、線量換算係数の差異は影響していない。ただし正常組織に対する線量を評価する場合は $\gamma$ 線量の寄与は全体の 50%を占めることになるため、換算係数の影響を考慮する必要がある。今後はENB-8 モード以外のビームモードのPHITS用線源の整備も進める。

前述の PHITS の BNCT 線量評価の検証結果を踏まえ、JCDS から直接 PHITS のインプットデータを出力するとともに、PHITS の計算結果を直接 JCDS に読み込ませて線量評価を実施できるように JCDS の改良を行った。本改良作業は情報システム管理室の平成 19 年度「ソフトウェア開発整備作業」を利用して情報システム管理室とともに実施した。PHITS のインプットのフォーマットは、Cell, Surface 及び Material のフォーマットは MCNP と共通であることから、フォーマットの大きな変更は Tally の定義部分と線源の定義部分だけである。線源の定義に関しては前述の検証を行った ENB-8 モードを適用することとした。本作業では従来の MCNP フォーマットを基本として残しておき、まず MCNP のインプットデータを PHITS フォーマットに変換する処理 (MtoP 処理) と PHITS の計算結果のデータを MCNP のアウトプットフォーマットに変換する処理 (PtoM 処理) をそれぞれ外部モジュールとして情報システム管理室に依頼して製作した。製作した外部モジュールを使って①JCDS が出力した MCNP インプットデータを MtoP 処理を使って PHITS フォーマットのインプットデータに変換し、②PHITS での線量計算を実行して、③計算結果を PtoM 処理を使って MCNP のアウトプットデータに変換し、④JCDS に読み込ませて線量評価を実施できることを確認した。円筒水ファントム及び人体モデルを使ってこの手順を実行し、最終的に MCNP の計算結果に基づく JCDS の線量評価結果と PHITS 計算に基づく JCDS の線量評価結果を比較して同等の評価結果を出力できることを確認した。

この評価結果を踏まえ、それぞれの外部モジュールを JCDS に組み込むとともに、JCDS 内に①PHITS フォーマットのインプット出力を選択できるメニューと、②PHITS 計算結果を読み込めるメニューをそれぞれ追加して、JCDS から直接 PHITS インプットを出力し、さらに PHITS のアウトプットデータを直接読み込める技術を確立した。今後、実際の BNCT の症例の PHITS での評価をさらに多数実施し、あらゆる条件の線量評価に対して MCNP と同等の結果を得られることを確認する。この結果を医療照射専門委員

会に報告して承認を得るとともに、BNCTを実施している各医師グループに承認を得て、実際のBNCTへの適用を図る。

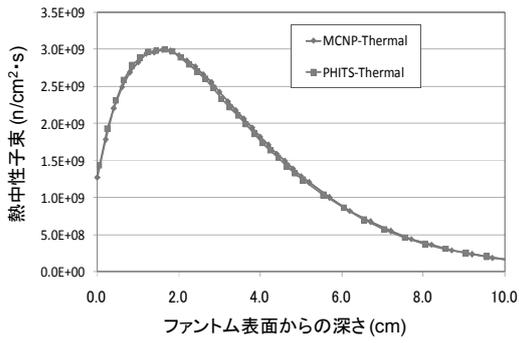
### (3) JCDSの計算モデルの境界面定義方法の検討

JCDSの線量計算の効率化、高速化を図るため、計算モデルの設定方法をボクセル法から異なる材質の領域を関数で定義する方法（以下、境界面関数モデル法）の検討を開始した。この技術開発を進めるため核融合研究開発部門・核融合エネルギー工学研究開発ユニット（以下、核融合ユニット）とともに機構内の競争的資金：研究開発調整予算（連携・融合研究）に対して「CAD図面及びCT画像に基づく高精度放射線線量計算システムの開発」として申請し、資金を取得し、研究開発を開始した。本課題において核融合ユニットでは、ITERの建設用のCADデータを使ってMCNPで遮蔽計算を実行するためのCAD→MCNP変換ソフトウェアの開発を行う。一方当部ではこのCAD→MCNP変換技術を利用して効率的な線量計算モデルを作成する基盤技術の検討を行う。従来のJCDSを使った線量評価では、医療画像データを基に人体モデルを作成し、これをMCNPで計算を実行できるボクセルモデルに変換して輸送計算を実施する。本課題では、このボクセルモデルをCADデータに変換し、核融合ユニットのCAD→MCNP変換技術を使って計算モデルに変換してより効率的な輸送計算を実行できることを確認する。

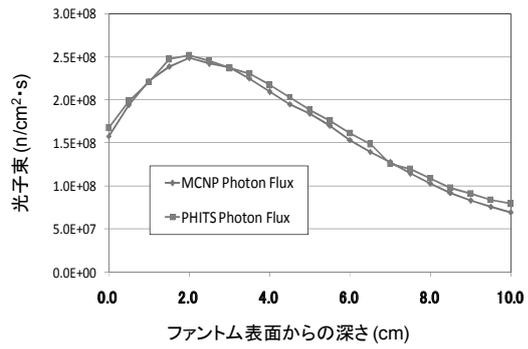
本課題において、JCDSが作成したボクセルモデルをCADフォーマットに変換する処理（人体モデル→CADフォーマット変換処理）を製作した。この処理を使うことで、ボクセル毎に区切られた材質の中で、隣り合う同じ材質のボクセルについては境界を削除し、1つの大きなセルとして定義したモデルを作成することができる。この人体モデル→CADフォーマット変換処理を用いて作成した人体CADフォーマットデータを核融合ユニットが開発したCAD→MCNP変換ソフトを使ってMCNPインプットに変換できることを確認した。第4.2.17図はJCDSで作成した人体頭部モデル(a)からCADモデルを作成し(b)、これを基に作成した新MCNPモデルのインプットデータ(c)を示している。

本技術を検証するため、JCDSを使ってサンプルの人体のCT画像データから10×10×10mm角のボクセル（10mmボクセル）モデルを作成し、人体モデル→CADフォーマット変換処理でCADフォーマットデータに変換し、さらに核融合ユニットのCAD→MCNP変換技術を用いてMCNPインプットモデル（新MCNPモデルという）を作成した。新MCNPモデルでは頭部内の軟組織の同一領域をつないでCellの数を元のボクセルモデルの約5分の1に減少できている。両モデルをMCNPを用いて線量計算を実行し、それぞれの計算結果の比較を行った。この結果から、新MCNPモデルでの計算では従来のボクセルモデルでの計算に対して計算時間を約50%短縮できることを確認した。熱中性子の計算精度はビームが入射する表面領域ではボクセル計算値とCAD計算値で若干の差異があるものの、頭部内の熱中性子束値及びγ線量値は統計誤差の範囲内で一致することを確認した。

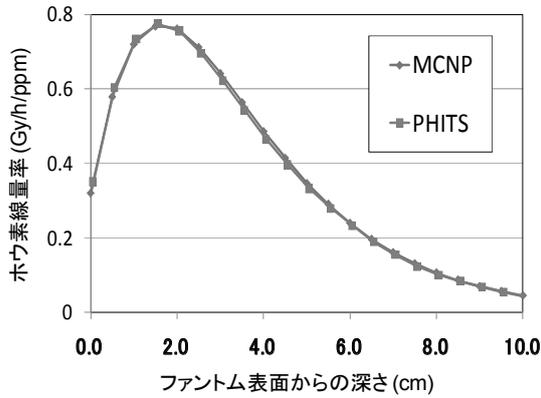
これらの検討結果から、同一材質領域を繋ぎ合わせてセルの数を減少させることで線量計算を効率化、高速化できることを確認した。



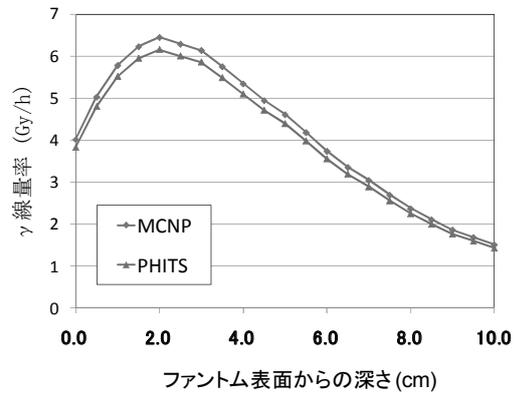
第 4.2.12 図 (a) 熱中性子束分布の比較



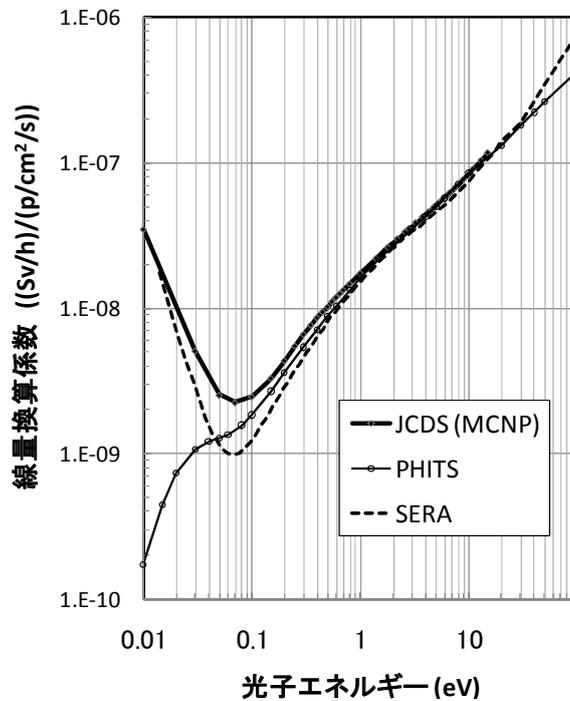
(b) 光子束分布の比較



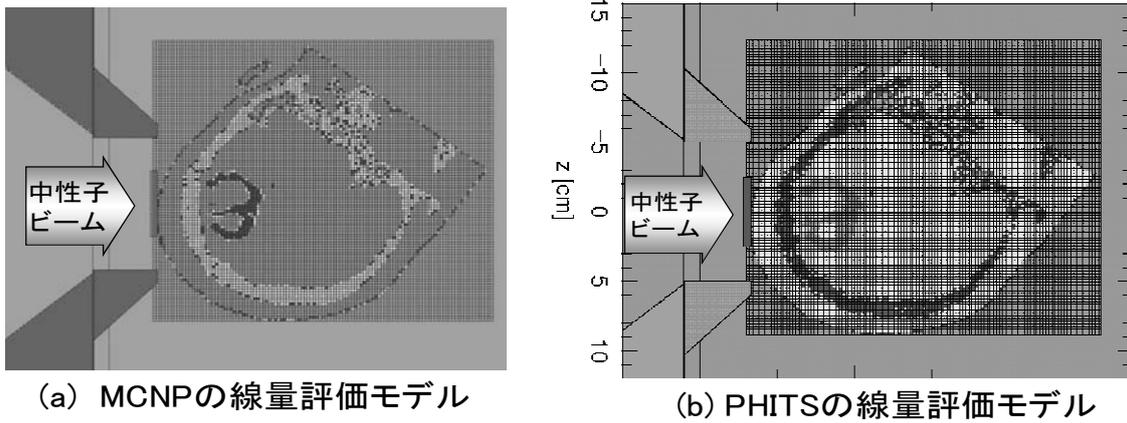
第 4.2.13 図 (a) ホウ素線量分布の比較



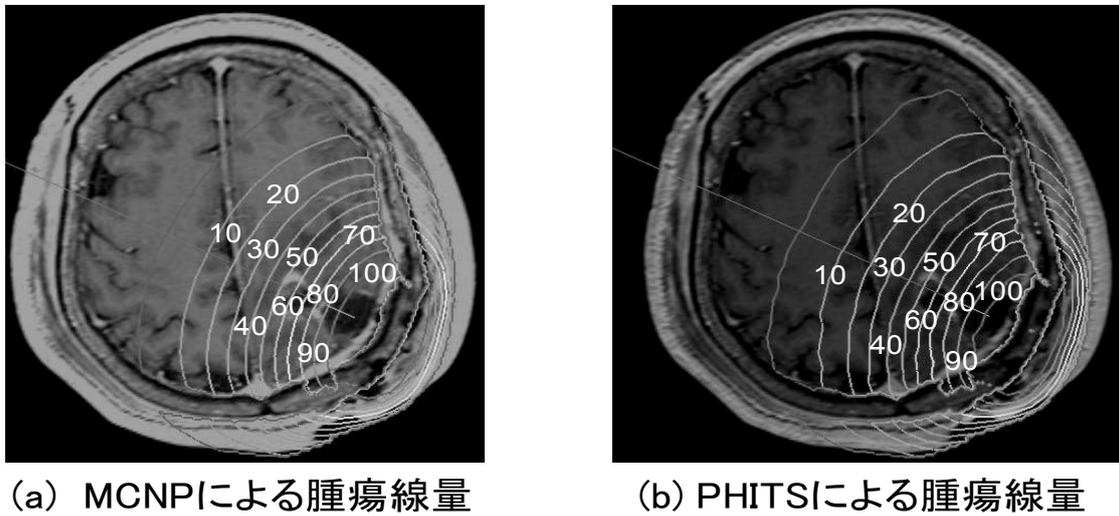
(b) γ線量分布の比較



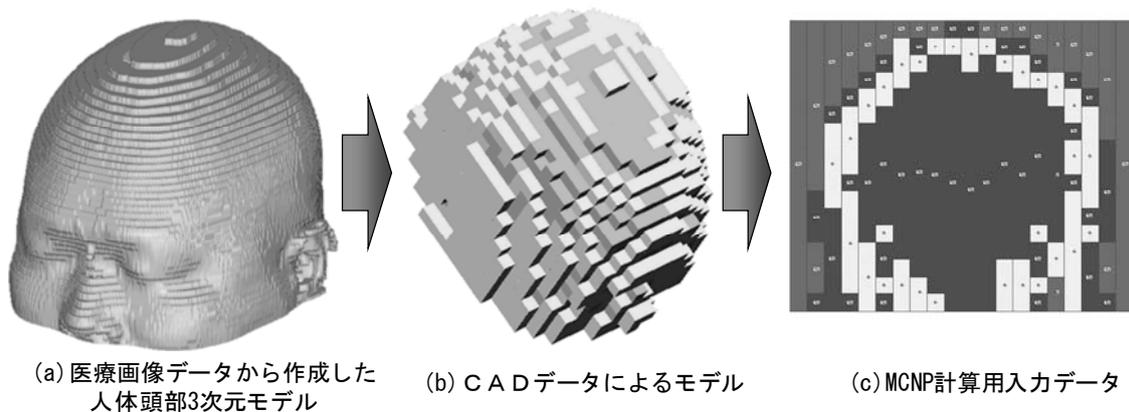
第 4.2.14 図 各 BNCT 用線量計算コードの γ 線量換算係数



第 4.2.15 図 MCNP(a)及び PHITS(b)による患者の頭部計算モデル



第 4.2.16 図 MCNP(a)及び PHITS(b)による腫瘍線量 2 次元分布



第 4.2.17 図 (a)JCDS で作成した人体頭部モデル、(b)CAD モデルの作成、(c) (b)を基に作成した新 MCNP モデルのインプットデータ

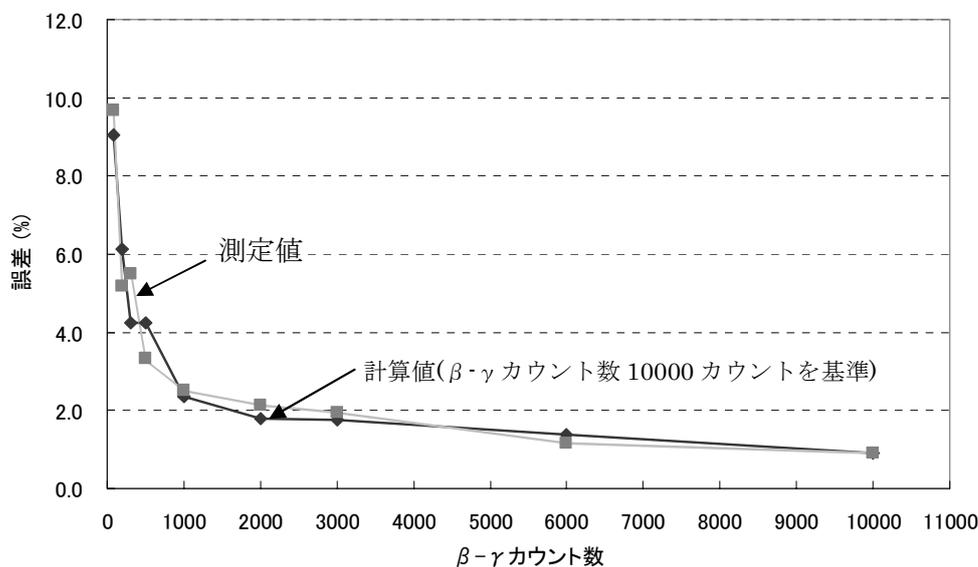
## (4) 全身金箔測定効率化の検討

現在、BNCTの全身被ばく量を求めるために、全身に金箔を配置してその放射化量を測定している。1回の症例で金箔は16枚（裸金箔8枚、カドミケース封入金箔8枚）を用いている。現在の測定方法では、すべての金箔に対してNaI検出器及びGe検出器の両方で測定を行っている。また、検出効率を求めるため、裸金箔とカドミケース封入金箔の中からそれぞれ1枚を $\beta \cdot \gamma$ 同時検出器を用いることによって放射化量の絶対値測定を行っている。現行の測定手法では、非常に長時間及び手間が必要となるという問題点があるため、全身金箔測定効率化に向けた検討を行った。

すべての金箔を $\beta \cdot \gamma$ 同時検出器を用いて放射化量の絶対値測定を行う手法検討を進める前の予備的な作業として、 $\beta \gamma$ 同時計数値に対する測定誤差を求めた。測定誤差は、ある時点において30回測定を実施し、その $\sigma$ /平均値を求めた。測定条件を固定するために、1回当たりの測定時間を1分に固定し、約1か月間にわたって放射能の減衰のつど測定を行った。測定結果を第4.2.18図に示す。

測定の結果、1%未満の誤差で測定を行いたい場合は $\beta \gamma$ 同時計測数が1万カウント必要であることが分かり、5%以下にするには $\beta \gamma$ 同時計測数は300カウント程度必要であることが分かった。金箔測定において、非常にカウント数が低い場合の $\beta \gamma$ 同時cpsは約0.1である（一般的には100cps以上が多い）。これを1時間測定すると360カウントとなり、誤差は5%以内となる。

今後、全身金箔測定で求められる測定誤差についても検討を進め、より効率の高い測定手法の検討を進めていく。



第 4.2.18 図 カウント数 ( $\beta \cdot \gamma$  同時) に対する誤差の推移

### 4.2.3 適用拡大のための技術開発

#### (1) 乳房ファントムおよび肺ファントムの整備

BNCTの適用拡大への対応に関し、再発乳がんに対するBNCTの基礎データを取得するための胸部ファントム（株高研（KOKEN）製コーケンティッシュエキスパンダー、ラウンドタイプ×2個、Cタイプ×2）を整備した。また胸部ファントムを設定できるように既存の肺ファントムに組み合わせる軟組織ファントム材および骨ファントム材（株京都科学製タフボーン及びタフウォーターファントム）を整備した。

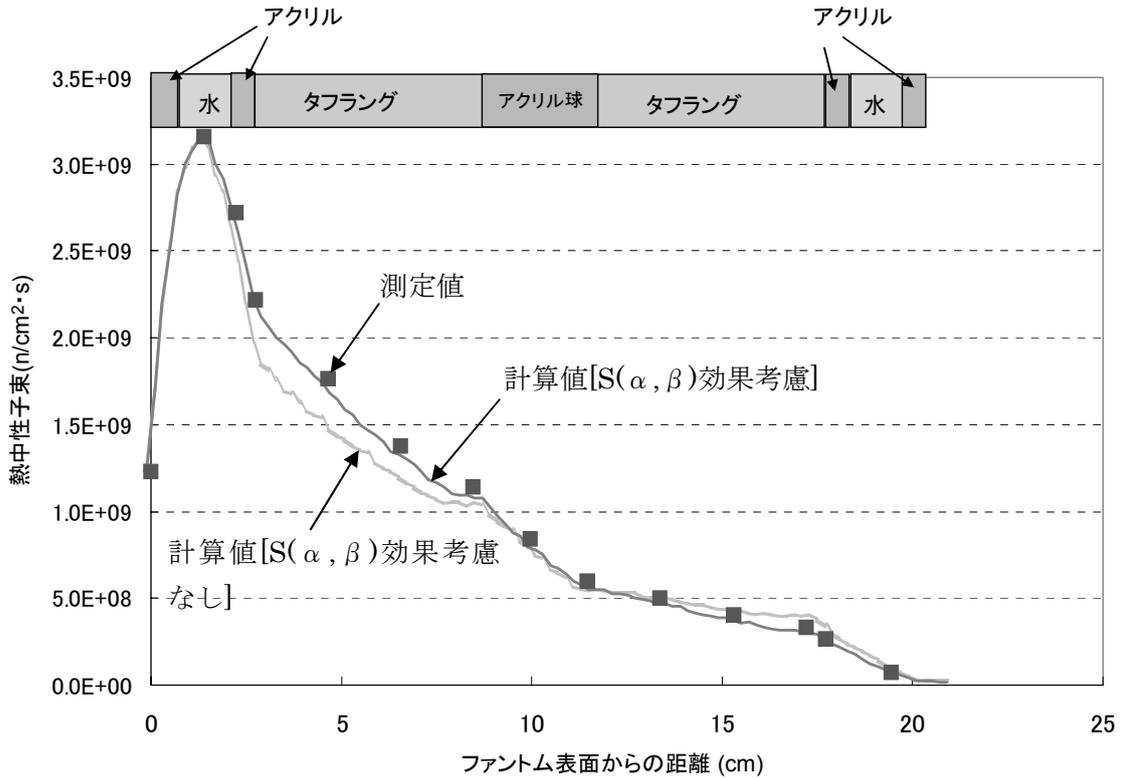
これらの材料と所有する肺ファントムとを組み合わせ、肺癌、乳癌照射を想定した物理ファントムを製作する。

#### (2) 肺ファントムの線量計算解析

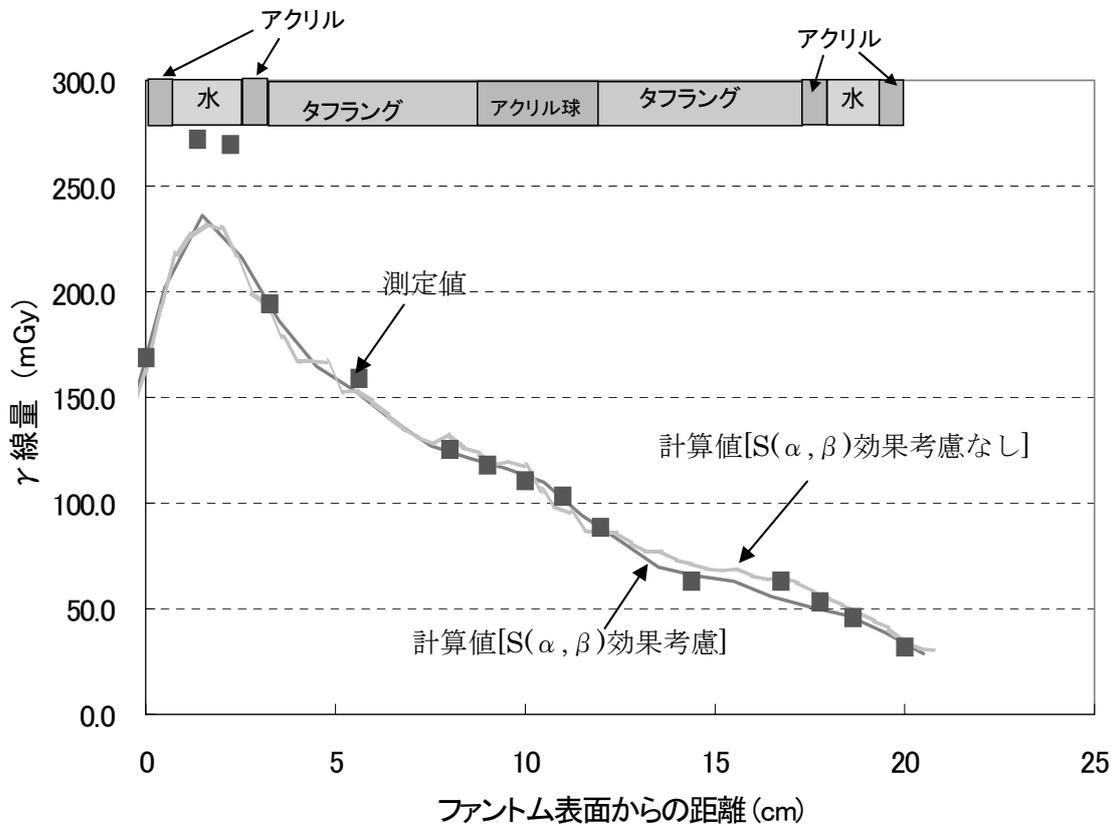
肺ファントムの解析に関して、昨年度の解析と実験には差異が生じていた。今年度は計算モデルを再検討し、タフリング領域（肺等価物質）に水の $S(\alpha, \beta)$ 効果を適用することで、ファントム内の熱中性子束分布の解析値と実験値が良く一致することが分かった。昨年度の解析では、タフリング周りの水領域に対しては水の $S(\alpha, \beta)$ 効果を考慮した計算を行っていたが、タフリングについては単一物質ではないため $S(\alpha, \beta)$ は考慮していなかった。

第 4.2.19 図にファントム内ビーム中心軸上における熱中性子束分布の測定値及び計算値を示す。なお、タフリングの $S(\alpha, \beta)$ について、水ではなくてポリエチレンの $S(\alpha, \beta)$ を用いても、結果はほぼ水の $S(\alpha, \beta)$ を用いた結果と一致した。

中性子の場合と同様に、タフリング領域（肺等価物質）に水の $S(\alpha, \beta)$ を適用したモデルを用いて $\gamma$ 線量の計算を行った結果を第 4.2.20 図に示す。この結果より、 $\gamma$ 線量に対しては $S(\alpha, \beta)$ 適用の効果による差異はほとんど表れていないことが分かる。しかしながら、昨年度と同様にタフリング前方の水領域における $\gamma$ 線量のピークにおいて、測定値は計算値より約 15%高い値となった。今後はこの原因について更に追及を行う。



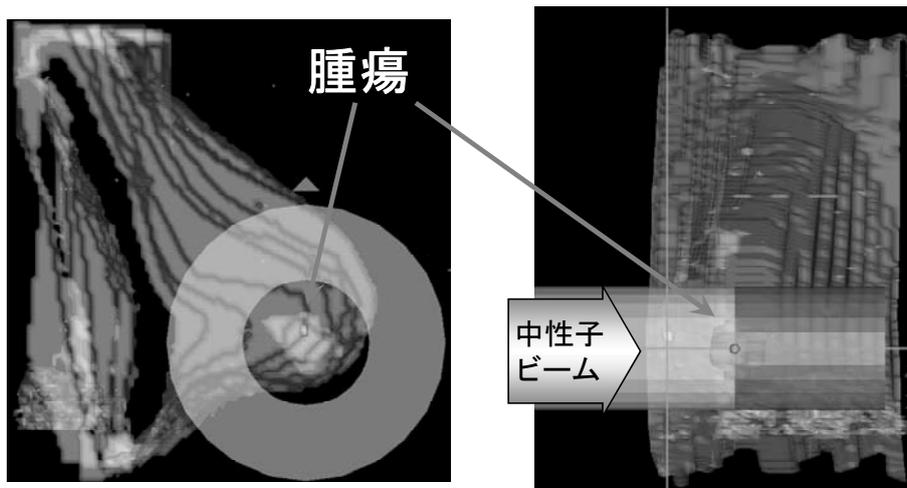
第 4.2.19 図 ビーム中心軸上の熱中性子束分布の比較



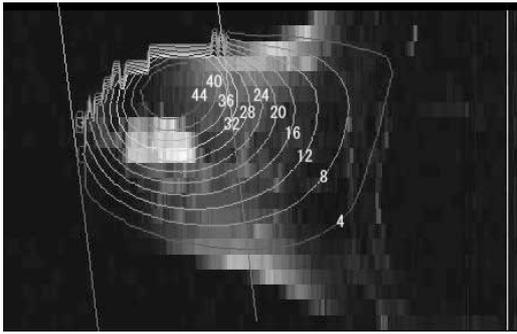
第 4.2.20 図 ビーム中心軸上のγ線量分布の比較

## (3) 乳癌に対する照射時の線量評価

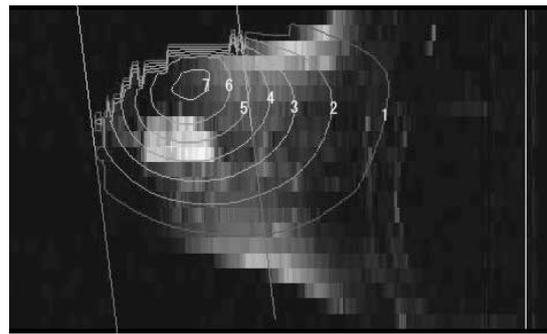
再発乳癌に対する BNCT の適応を検討するため、京都大学との共同研究に基づき初発乳癌の実際の症例の病巣周辺の CT 画像データを取得した。この画像データを基に JCDS による線量評価シミュレーションを行った。照射条件としては脳腫瘍、頭頸部癌への照射に用いている熱外中性子ビームモード (ENB-8) を適用し、ビーム孔は通常の  $\phi 10\text{cm}$  を用いさらに病巣の大きさに合わせてビーム孔部を濃縮フッ化リチウム入り熱可塑性プラスチックで  $\phi 5\text{cm}$  に絞った条件を設定した。またホウ素薬剤として BPA を適用し、ホウ素濃度 : 24ppm、T/N Ratio=3.5、S/N Ratio=1.2、RBE(CBE) とした。なおこれらの数値は頭頸部癌に対する BNCT のプロトコルと同じものを適用した。線量は皮膚に対して最大 10Gy-Eq となるように評価を行った。JCDS の計算モデルを第 4.2.21 図に示す。JCDS を使って求めた評価結果の中で患部周辺の腫瘍線量の 2 次元分布を第 4.2.22 図 (a) に、正常組織線量分布を (b) に示す。本評価結果は日本中性子捕捉療法学会でも報告され BNCT の再発乳癌への適用についてのコンセンサスを得た。今後、より多くの症例データを用いて評価を行い、最適な照射方法、条件などの検討を行う。



第 4.2.21 図 JCDS による乳癌に対する照射シミュレーションモデル



(a) 腫瘍線量



(b) 正常組織線量

第 4.2.22 図 乳癌に対する BNCT を想定した線量評価の結果

### 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照射装置に関する概念設計

##### (1) 核解析による大口徑NTD-Si均一照射条件の検討

中性子核変換ドーピングシリコン (NTD-Si) 半導体は、高性能のパワーデバイスに必要な高品位特性を有しており、絶縁ゲートバイポーラトランジスタ (IGBT) の低コスト化を促進させ、省エネ効果の高いハイブリット車の普及に有効なものである。そこで、最大約 30cm (12 インチ) 径までの大口徑シリコンの均一な中性子照射技術を開発することは NTD-Si の増産に高く貢献することとなる。この開発にあたっては、中性子輸送計算モンテカルロ計算コード MCNP5 を用いて約 30cm 径の NTD-Si の径方向の中性子束分布を改善する照射条件を解析的に見出すことにより照射実験装置を設計し、JRR-4 で照射実験を行うこととする。これによって、照射装置の設計手法の妥当性を確認する。

12 インチ NTD-Si 照射実験装置は、炉心タンク外壁脇に設置し、照射筒内の中性子束の増大を目的とした黒鉛反射体カバー内で高さ 60cm の 12 インチ径シリコンを回転させることにより周方向に均一照射することとし、本実験装置の概念設計計算を行った。シリコン半径方向の熱中性子束分布の均一化については、熱中性子フィルタの材質及び形状をパラメータとした検討を行い、シリコン鉛直方向の熱中性子束分布の均一化については、反転法、板状フィルタ法及びスルー法を検討することにより設計方針を導いた。その設計方針に基づき、高さ 60cm、厚さ 2mm の熱中性子フィルタを周囲に覆った直径 30.2cm、高さ 60cm のシリコンを回転させながら上下移動させるスルー法を解析することにより均一照射条件を検討した。

解析の結果、厚さ 2mm の天然ボロン濃度 1.5%含有アルミニウムを用いた熱中性子フィルタをシリコンに覆い、シリコン上下移動範囲を炉心中心-42~+22cm にした場合、ダミー領域の上下 10cm を除いて  $^{30}\text{Si}$  中性子吸収反応率の偏差が-3.2%~+5.3%、シリコン中心に対する外周の  $^{30}\text{Si}$  中性子吸収反応率の比 (O/C 比) が 1.09 となり、目標値である O/C 比 1.1 を満足することができた。第 4.3.1 図に本照射条件における 12 インチ NTD-Si の  $^{30}\text{Si}$  中性子吸収反応率分布を示す。

##### (2) 12 インチ NTD-Si 照射実験装置の機械設計

この均一照射条件の妥当性を確認するため、12 インチ径照射実験装置の機械設計を行った。機械設計の結果、既存装置と干渉せず、解析で得られた照射条件を満足する照射実験装置を製作できる見通しが得られた。第 4.3.2 図に本照射実験装置の概略図、第 4.3.3 図に本実験装置のレイアウトを示す。

本実験装置は、炉心タンク外壁脇に設置するため、照射筒の反射材カバーと既設の即発  $\gamma$  線分析装置との干渉することとなる。この干渉を避けるため、反射材カバーは No.1 プール底面を移動可能な構造とした。また、シリコン回転軸と炉心タンク上部の炉心ブリッジとの干渉を避けるため、シリコン昇降回転装置の回転軸を偏芯可能な構造とした。

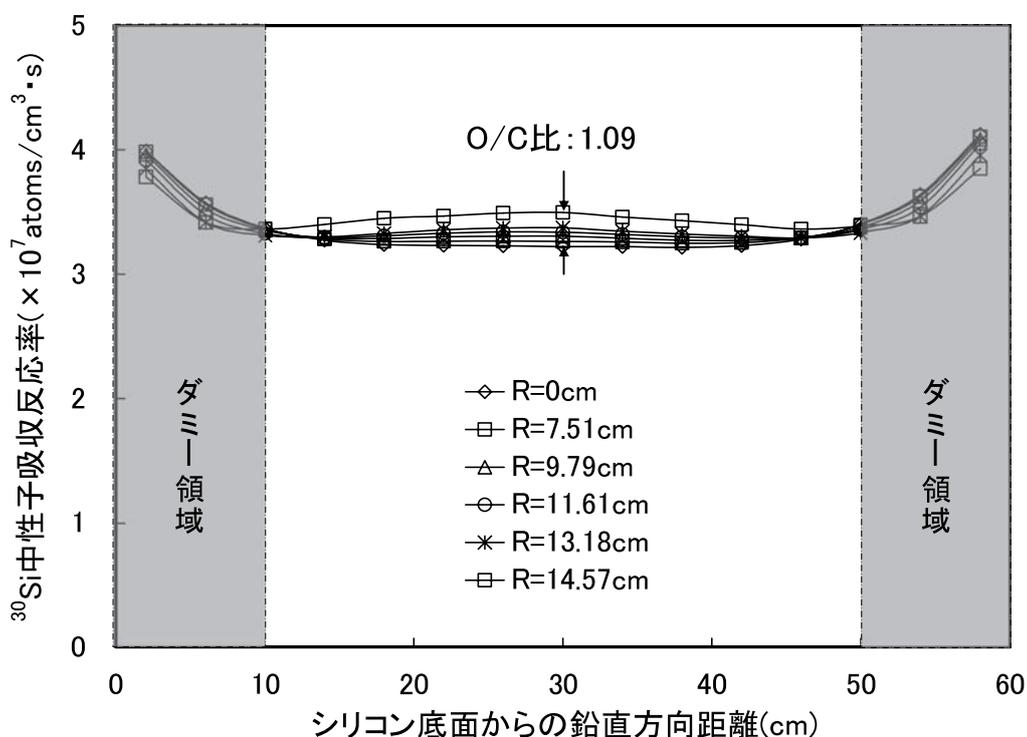
シリコンは質量約 100kg のインゴットであるため、実験準備における作業性の改善及び昇降回転機構にかかる負荷の低減のため、シリコンホルダーの上下にフロートを設置し、水中における重量を約 10kg に軽減することとし利便性を向上した。また、スルー法を採用するにあたり、シリコンの上下駆動範囲の中心を鉛直方向の熱中性子束分布のピークと一致させることが重要になることから、炉心タンク外壁脇の同分布測定用に上下駆動可能な中性子検出器を設置することとした。

熱中性子フィルタは、日本軽金属(株)製の圧延加工による金属マトリックス複合材 MAXUSTM を採用する予定であり、シリコンホルダーの内面全周に内張することとした。また、円筒形に加工する際の溶接方法には、摩擦攪拌溶接 (FSW) を採用することとした。

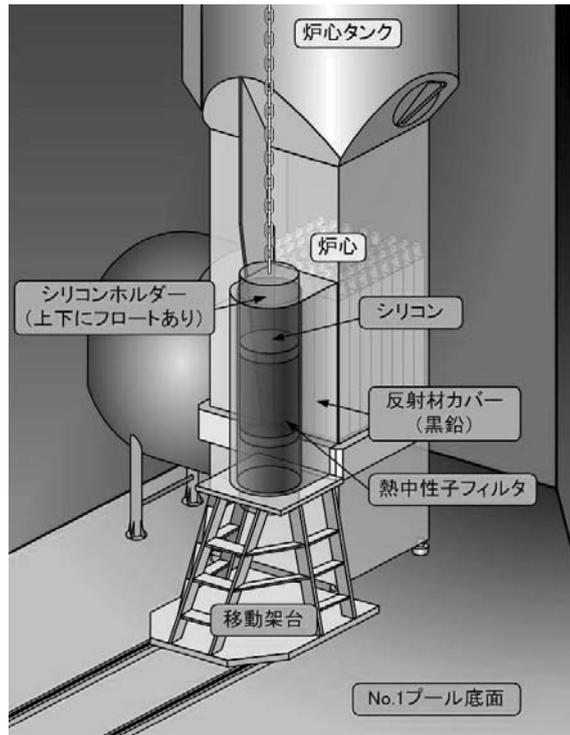
### (3) 今後の予定

平成 20 年度に本実験装置の詳細設計及び製作を行う。平成 21 年度に本実験装置の据え付けを行った後、シリコン内部の熱中性子束分布測定実験及びシリコンウェハ面抵抗率分布測定実験を行う予定である。

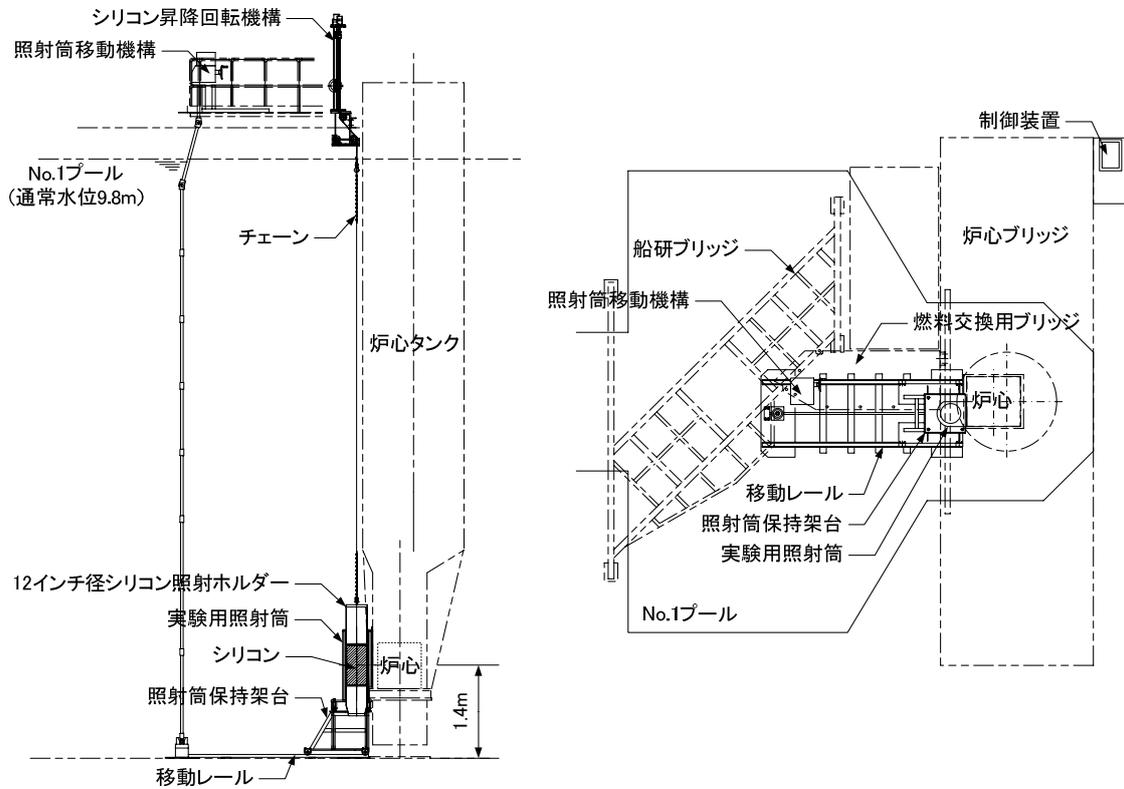
本研究は、新エネルギー・産業技術総合開発機構 (NEDO) の委託研究「エネルギー使用合理化技術戦略的開発」の一環として平成 19 年度に受託したものである。



第 4.3.1 図 スルー方による 12 インチ NTD-Si 内部の  $^{30}\text{Si}$  中性子吸収反応率分布 (R は半径方向距離を示す)



第 4.3.2 図 JRR-4 における 12 インチ NTD-Si 照射装置の概略図



第 4.3.3 図 12 インチ NTD-Si 照射装置のレイアウト

#### 4.3.2 大型シリコン照射が可能な研究炉の概念設計

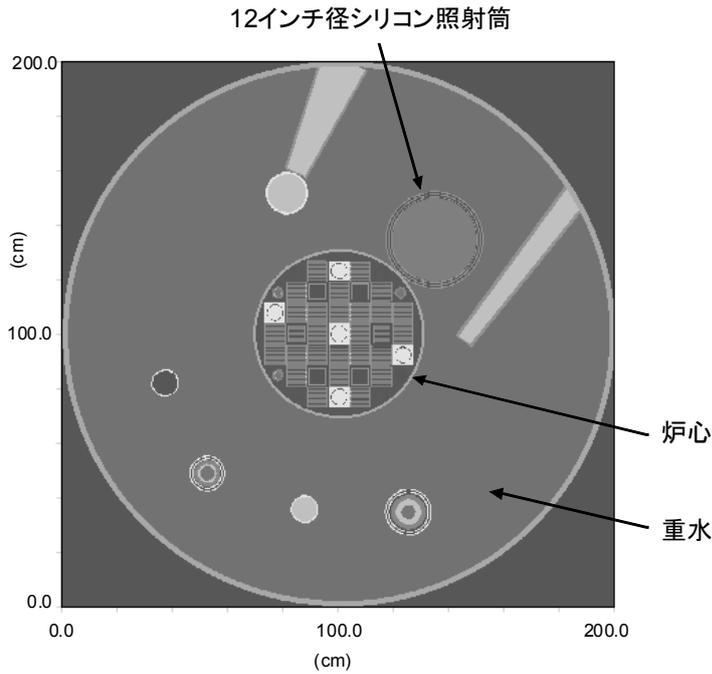
大型シリコン照射が可能な研究炉の概念設計について下記に記す(1) JRR-3 における 12 インチ径シリコン照射設備及び炉心の概念設計及び、(2) シリコン照射専用炉の核的評価、について検討を行った。本研究は、新エネルギー・産業技術総合開発機構 (NEDO) の委託研究「エネルギー使用合理化技術戦略的開発」の一環として平成 19 年度に受託したものである。

##### (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

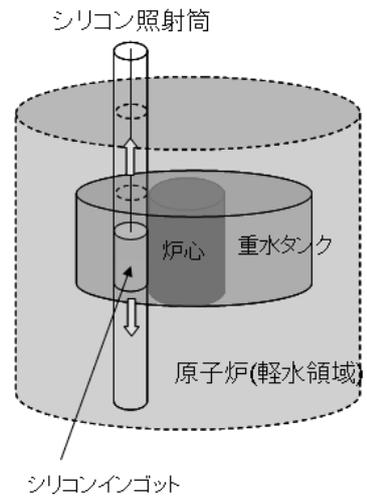
現在、6 インチ径 NTD シリコンの生産が行われている JRR-3 において 12 インチ NTD シリコンの照射を想定し、均一な照射を行うための手法方法について検討を行った。現在行われている 6 インチ径シリコン照射は、重水タンクにおいて炉心から十分に離れた位置、すなわち中性子が十分に熱化された領域において実施されている。しかし、12 インチ径という大口径シリコンに対する中性子照射では、現行 6 インチに対する照射と同様に十分に熱化された領域において照射を行うと、シリコン中央部まで十分な量の中性子が到達せず、シリコンの径方向のドーピング分布が均一とならない。そこで、計算コード MVP を用いた解析により、12 インチシリコンの最適な照射位置について検討を行った。その結果、照射筒を炉心に近付けるほど径方向のドーピング分布は均一に近づくことが分かったが、どの位置においても、シリコン中心部に対する外周部における反応率が目標値である 1.1 以下にはならないことが分かった。このことより、12 インチ径シリコンを均一に照射するには、照射筒を炉心に近付けるだけでなく、熱中性子を吸収するフィルターを用いる必要があることが分かった。

中性子フィルターの解析を行った結果、中性子フィルターとして厚さ 2mm の天然ボロン濃度 1.0%含有アルミニウムを用いると、シリコン中心部分に対する外周部のドーピング反応率の比が 1.1 以下と均一なドーピングを得られることが分かった。中性子フィルターはシリコンホルダーの内側に設置している。中性子フィルターを用いることにより、径方向に均一なドーピング分布を得ることが可能であることが分かったが、軸方向に対しても均一なドーピング分布となるように、シリコンインゴットを上下に移動させながら照射する手法（仮にスルー法と呼ぶ）を取り入れた。スルー法により、軸方向のドーピング分布に対しても差異が 8%以内と均一な照射が可能であることが分かった。12 インチシリコン照射筒を炉心に接して設置した場合の、炉心断面図を第 4.3.4 図に、スルー法概念図を第 4.3.5 図に、シリコン内ドーピング反応率分布を第 4.3.6 図にそれぞれ示す。

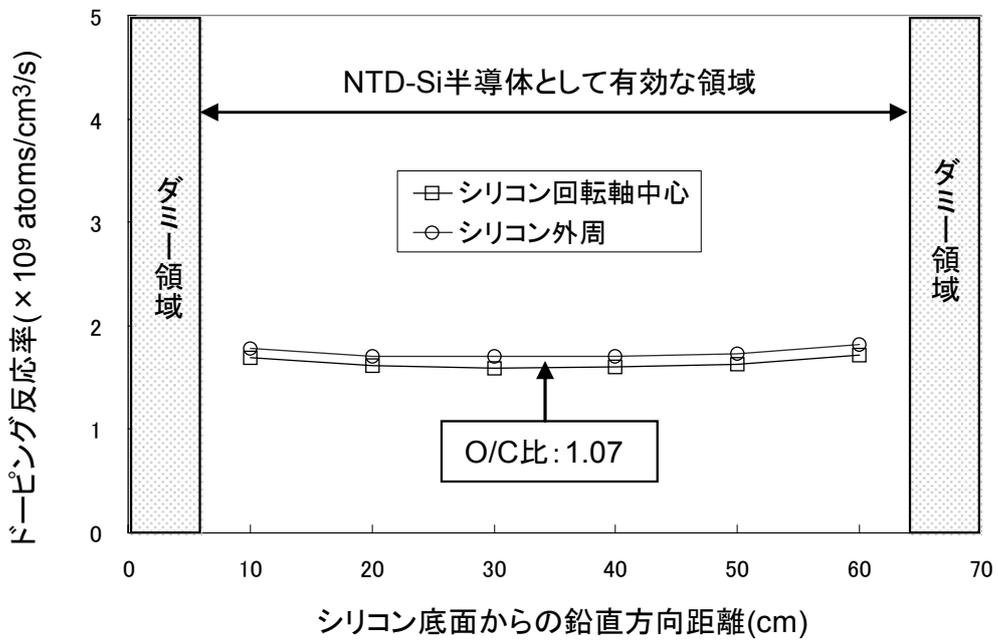
今回の検討では、炉心に接した位置にシリコン照射筒を設置して検討を行ったが、今後は高速中性子による照射欠陥の問題、原子炉の反応度に与える影響等を考慮して、照射筒の具体的な設置位置について検討を進めていく必要がある。



第 4.3.4 図 JRR-3 炉心断面図



第 4.3.5 図 スルー法概念図



第 4.3.6 図 12 インチ径シリコンドーピング反応率分布

## (2) シリコン照射専用炉の検討

近年の省エネに対する要求の高まりを受けて省エネ効果の高いインバータ及びハイブリッドカーの普及が進んでいる。そのインバータ及びハイブリッドカーには IGBT (Insulated Gate Bipolar Transistor) が用いられており、その材料となる NTD シリコンの重要性が増加している。NTD シリコンは原子炉で生産されるが、世界の原子炉における NTD 生産量 (約 175 トン, 2006 年) のうち、約 70% は日本企業による需要である。一方、日本の原子炉における NTD 生産量 (約 5 トン, 2006 年) は世界の生産の約 3% と需要に比べて非常に少なくなっている。

そこで NTD シリコンの生産量を増大させるために、シリコン照射専用炉の検討を行った。シリコン照射専用炉は研究用原子炉を基本に、常圧、出力 20MW 程度、JRR-3 以上の中性子束が得られるように検討を行った。特に燃料タイプ及び炉心形状の概略の検討を行った。

## (i) 燃料タイプの検討

燃料としては  $\text{UO}_2$  ペレット燃料及び板状燃料の比較を行った。ペレット燃料としては PWR で使用されているペレットを用い、板状燃料では JRR-3 で用いられている MTR 燃料を用いた。研究炉のように中性子を利用する多くの原子炉では MTR 燃料を使用しているが、現在 MTR 燃料として用いられているシリサイド燃料は海外で製造されており、また再処理も困難であるという短所がある。一方、ペレット燃料は国産であり、再処理も可能という長所を持つ。ペレット燃料モデル及び板状燃料モデルの体系図を第 4.3.7 図に示す。また炉心外における中性子束の計算結果を計算コード MVP で求めた結果を第 4.3.8 図に示す。両モデルとも炉心サイズは同じである。中性子束の計算結果より、重水タンクにおける熱中性子のピークは板状燃料モデルの方が約 10% 高くなる結果となった。この原因としては、ペレット燃料モデルの方が  $^{235}\text{U}$  の量が少ないためと考えられる。ペレット燃料モデルと板状燃料モデルの燃焼計算について計算コード MVP-BURN を用いて行った。その結果を第 4.3.9 図に示す。ペレット燃料炉心の方が  $^{235}\text{U}$  の量が多いにもかかわらず、余剰反応度は 30%~50% 低い結果となっている。中性子束及び燃焼計算の結果より、中性子束の強度及び燃料の有効活用の点から板状燃料の方がペレット燃料より優れていることが分かった。

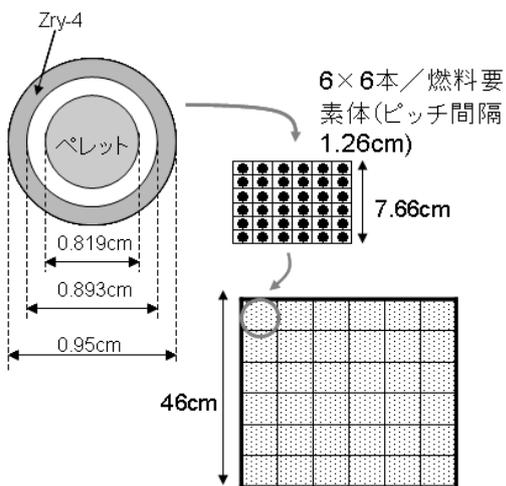
上記は計算コードを用いた核的な検討結果であるが、ペレットモデルに対する熱流速の比較により簡易的に検討すると、ペレット燃料モデルでは原子炉出力を 2.2MW 程度に抑える必要があることが分かった。研究炉で用いられている熱伝達相関式 (SUDO の式) を用いてペレットモデルの冷却水量を求めると、JRR-3 の約 4 倍の冷却水量 (9600m<sup>3</sup>/h) が必要であることが分かった。簡易的な熱的解析により、ペレット燃料を用いて板状燃料を同等の原子炉出力を出すのは難しいことが分かった。

(ii) 炉心形状の検討

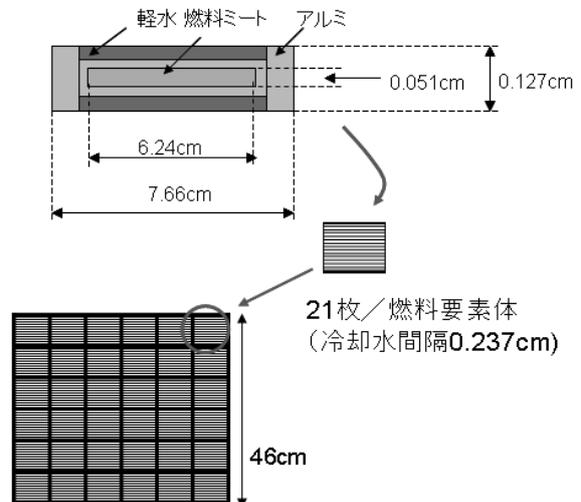
一般に炉心形状は球形状（2次元では円形状）であると中性子の漏れが少なくなり、原子炉を効率的に運転することが可能となる。しかし、シリコン照射専用炉では炉心から漏れる中性子を用いてシリコンに対する照射を行うため、漏れ量の評価が必要となる。そこで、炉心形状を八角型及び四角型の炉心における中性子束の比較を行った。炉心概略図を第4.3.10図に示す。重水タンク内における、中性子束分布について計算コードMVPを用いて計算を行った結果を第4.3.11図、第4.3.12図に示す。この結果より、0度方向の中性子束は四角型炉心の方が常に高く、ピーク位置では約30%高い値となるが、45度方向の中性子束分布は、30cm以降は両者ともほぼ同じになることが分かった。簡易的な炉心形状の検討により、炉心形状としては、四角型の方が八角型より高い中性子束で照射が可能であることが分かった。

シリコン照射専用炉の検討を進めるに当たり、原子炉に関する見識だけでなく、シリコンウェハー特性、他のドーピング法との競合、半導体デバイスの動向等の情報が必要となるため、それらの専門家から構成されるシリコン照射専用炉事業性検討委員会を立ち上げている。今後は、シリコン照射事業性検討委員会で得られた見識を参考に、シリコン照射専用炉の検討を進めていく。

ペレット燃料モデル(PWRベース)

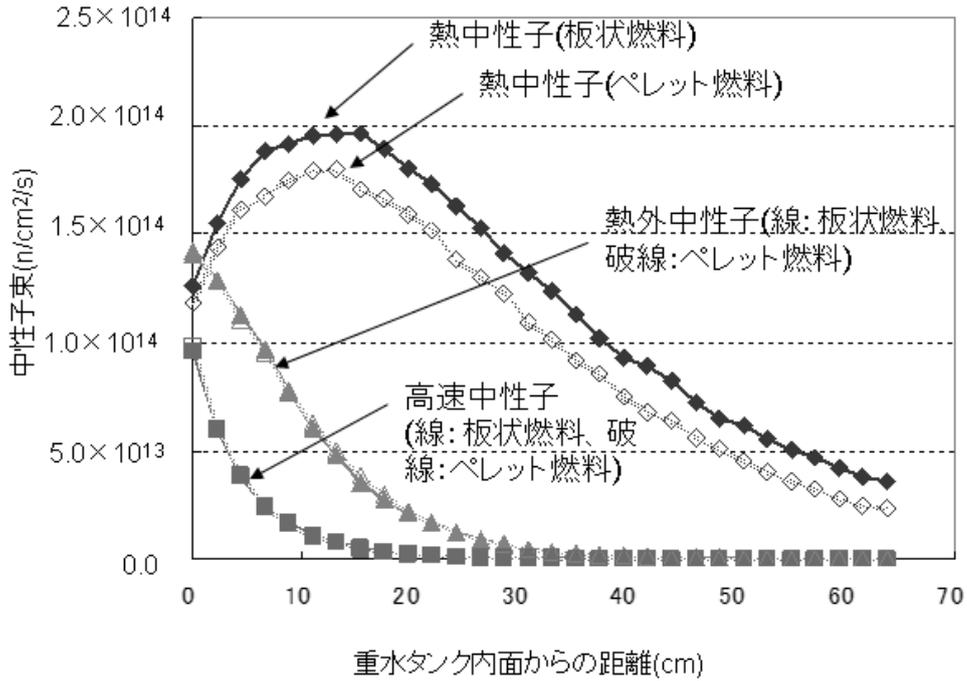


板状燃料モデル(JRR-3ベース)



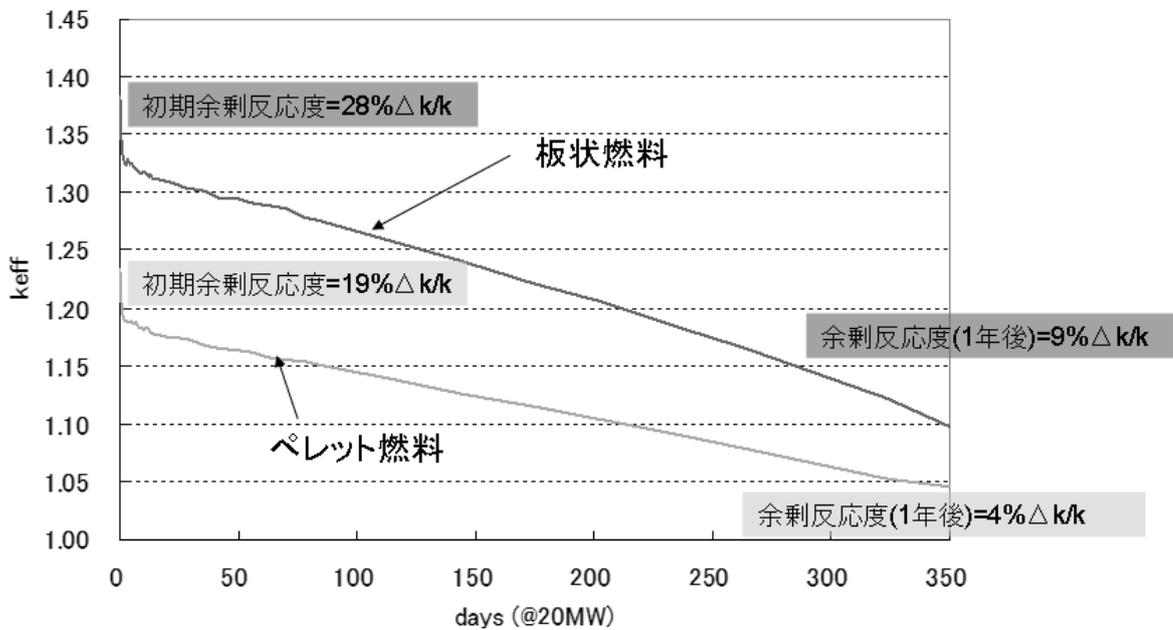
(注:すべてのモデルの炉心高さは70cm)

第 4.3.7 図 ペレット燃料モデル及び板状燃料モデルの体系図

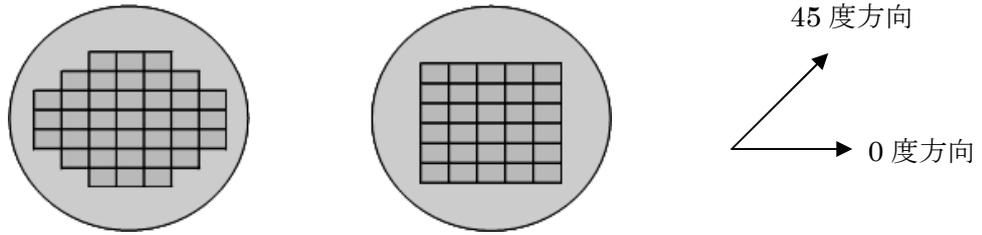


中中性子束分布の比較(出力20MW時)

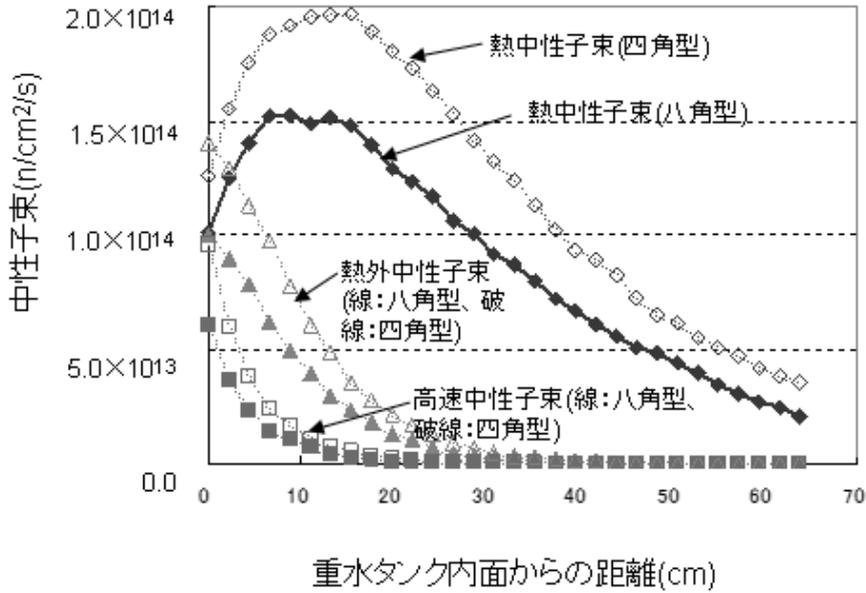
第 4.3.8 図 ペレット燃料モデル及び板状燃料モデルの中中性子束計算結果



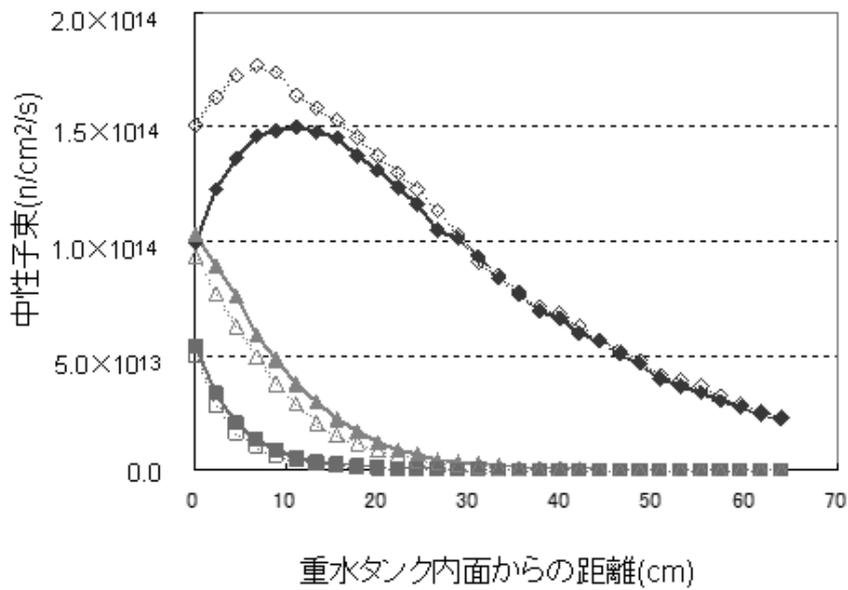
第 4.3.9 図 ペレット燃料モデル及び板状燃料モデルの燃焼計算結果



第 4.3.10 図 炉心形状の概念図 (左図：八角形状、右図：四角形状)



第 4.3.11 図 0 度方向の中性子束計算結果



第 4.3.12 図 45 度方向の中性子束計算結果

#### 4.4 アルミナ製 $^{188}\text{W}/^{188}\text{Re}$ ジェネレータから溶出する $^{188}\text{Re}$ の濃縮技術開発

レニウム-188 ( $^{188}\text{Re}$ ) は、半減期が 17.0 時間、がん治療に適した  $\beta$  線 (最大エネルギー: 2.12 MeV、軟組織中最大飛程: 10 mm) 及び画像化に適した  $\gamma$  線 (155 keV) を放出することから、RI の体内分布をモニタリングしながらがん治療が可能である核種として注目されている。さらに、親核種である  $^{188}\text{W}$  (半減期 69.4 日) の  $\beta^-$  崩壊により生成する娘核種であるため、 $^{188}\text{Re}$  をアルミナカラムに吸着させたジェネレータから、生理食塩水により、 $^{188}\text{Re}$  を無担体の形で繰り返し溶出させることができる。しかしながら、 $^{188}\text{W}$  は、 $^{186}\text{W}$  の二重中性子捕獲反応により製造するため、比放射能が低く、タングステンの化学量が多くなる。そのため、吸着剤のアルミナ量が増え、 $^{188}\text{Re}$  を溶出させるために必要な生理食塩水の量が多くなり、溶出した  $^{188}\text{Re}$  の放射能濃度が低くなるという問題点がある。そこで本研究では、簡便な方法でより高い放射能濃度の  $^{188}\text{Re}$  溶液 (生理食塩水) を得るために、アルミナカラムジェネレータに陽イオン交換型及び陰イオン交換型固相抽出カラムを連結するマルチカラム法<sup>1)</sup> (第 4.4.1 図) について、濃縮条件の最適化及びその装置化に関する研究開発を実施してきた。

使用した  $^{188}\text{W}/^{188}\text{Re}$  ジェネレータは、JRR-3 (照射時間: 25 日) を用いて製造した  $^{188}\text{W}$  (25 MBq) をアルミナカラム (カラムサイズ: 12 mm I.D.  $\times$  62 mm L) に吸着させて調製した。陽イオン交換型固相抽出カラムとして、オルテック IC-H またはダイオネクス OnGuard II H を陰イオン交換型としてウォーターズ QMA SepPak を使用した。アルミナジェネレータからの  $^{188}\text{Re}$  の溶離は、酢酸アンモニウム溶液を用いて行った。QMA SepPak に吸着した  $^{188}\text{Re}$  は、蒸留水で洗浄後、生理食塩水で溶出させた。 $^{188}\text{Re}$  の放射エネルギーは、HPGe 検出器による 155 keV の  $\gamma$  線測定から求めた。

アルミナジェネレータから溶出した  $^{188}\text{Re}$  ( $^{188}\text{ReO}_4^-$ ) は、陰イオンであるため、陰イオン交換型カートリッジ QMA SepPak に吸着可能であるが、他の陰イオンが共存すると吸着できずに溶出してくる。従って、 $\text{Cl}^-$  イオンを含む生理食塩水を用いてアルミナカラムから溶出した  $^{188}\text{Re}$  の濃縮には適用できない。本法は、アルミナカラムからの  $^{188}\text{Re}$  の溶離を、酢酸アンモニウムを用いて行い、陽イオン交換型固相抽出カラムでアンモニウムイオンを水素イオンに交換して酢酸イオンを酢酸に変換することにより、共存陰イオンの寄与を除くものである。

まず、0.3 M 酢酸アンモニウムを使用し、陽イオン交換型固相抽出カラム IC-H と QMA SepPak を連結したところに、 $^{188}\text{Re}$  溶液を通過させ、 $^{188}\text{Re}$  の QMA SepPak への吸着挙動を調べた。その結果、約 9 ml 以上通液させると  $^{188}\text{Re}$  の溶出が観察され、 $^{188}\text{Re}$  の回収率の低下に繋がること明らかになった。したがって、本システムを適用するには、 $^{188}\text{Re}$  を 0.3 M 酢酸アンモニウム 9 ml で、アルミナカラムからほぼ全量溶出させる必要がある。検討の結果、5 グラムのアルミナを使用した場合、0.3 M 酢酸アンモニウム 9 ml で全体の 97% の  $^{188}\text{Re}$  が溶出することから、アルミナ 5 グラムが適用最大量であることがわかった。この場合の適用最大放射エネルギーを  $\text{WO}_3$  のアルミナへの吸着量 (32 mg  $\text{WO}_3$  / g アルミナ)、JRR-3 での 1 サイクル照射時の  $^{188}\text{W}$  の照射終了直後の生成率 (2.5 MBq / mg  $\text{WO}_3$ ) 及び照射後 50 日経過時の減衰率 ( $0.5^{(50/69.4)} = 0.6$ ) から計算すると、 $32 \text{ mg/g} \times 5 \text{ g} \times 2.5 \text{ MBq/mg} \times 0.6 = 240 \text{ MBq } ^{188}\text{W}$  となる。次に、QMA SepPak に吸着した  $^{188}\text{Re}$  の生理食塩水による溶離挙動を調べた結果、アルミナジェネレー

タから溶出する  $^{188}\text{Re}$  の最大 95% を 1 ml の生理食塩水溶液として得ることができた。以上の結果から、本濃縮システムによって得られる  $^{188}\text{Re}$  の最大放射能濃度（照射後 50 日経過時）は、アルミナジェネレータからの  $^{188}\text{Re}$  溶離収率（0.3 M 酢酸アンモニウム）が約 70-80% であることを考慮すると、JRR-3 の場合、 $240 \times 0.7 \times 0.9 \approx 150 \text{ MBq/ml}$  となる。

次に、アルミナ適用最大量を増やすために、低濃度の酢酸アンモニウムの使用について検討した。当然、酢酸アンモニウムの濃度が減少することにより、陽イオン交換固相抽出カラムで処理できる酢酸アンモニウムの容量は、増えることになる。しかし、酢酸アンモニウムの低濃度化によって、アルミナカラムからの  $^{188}\text{Re}$  の溶出に必要な酢酸アンモニウム量が増大しては、意味がなくなる。そこでまず、酢酸アンモニウムの濃度を 0.3 M から 0.15 M に減少させて、アルミナカラムからの  $^{188}\text{Re}$  溶出挙動を調べた結果（第 4.4.2 図）、ほとんど差がないことがわかった。そこで、0.15 M 酢酸アンモニウムを用いた場合の陽イオン交換カートリッジでの処理溶液量を調べた結果、ほぼ 2 倍に増加し、アルミナ適用最大量も 2 倍（10 グラム）になることが明らかになった。また、さらなる濃縮性能向上のために、イオン交換容量が IC-H の約 2 倍（2.7 meq → 5.0-5.5 meq）である陽イオン交換型固相抽出カラム OnGuard II H の使用を試みた結果、最大適用量がさらに約 2 倍に増えた。これまでの結果を第 4.4.1 表にまとめた。以上の結果、本濃縮システムにより得られる  $^{188}\text{Re}$  最大放射能濃度は 600 MBq/ml となり、アルミナジェネレータから直接生理食塩水の溶離によって得られる  $^{188}\text{Re}$  の最大放射能濃度が約 11 MBq/ml であることを考慮すると、最大 50 倍以上の濃縮が可能であることを明らかにした。

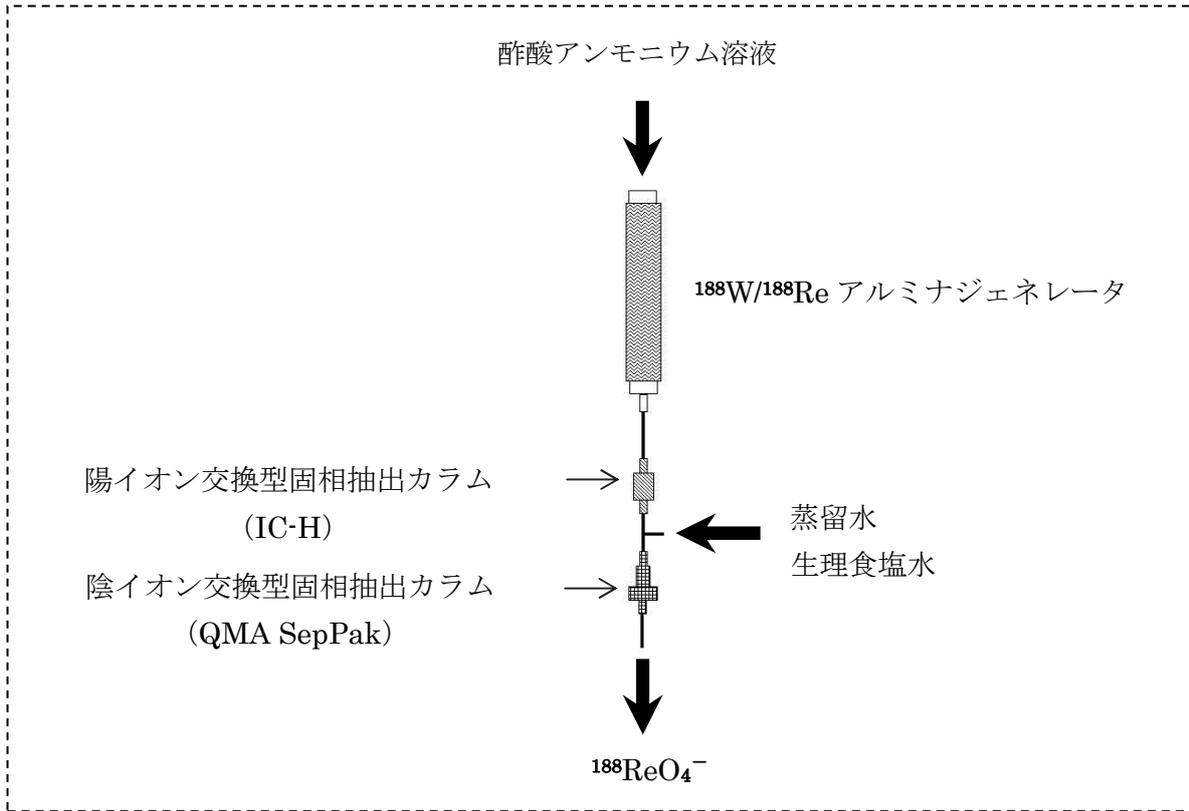
第 4.4.1 表  $^{188}\text{Re}$  濃縮結果のまとめ

陽イオン 交換カラム	酢酸アンモ ニウム濃度 (M)	溶液 最大適用量 (ml)	アルミナ 最大適用量 (g)	$^{188}\text{W}$ 最大吸着量 (MBq)	$^{188}\text{Re}$ 最大放射能濃度 (MBq/ml)
IC-H	0.3	9-10	5	240	150
IC-H	0.15	20	10	480	300
OnGuard II H	0.3	20	10	480	300
OnGuard II H	0.15	40-45	20	960	600

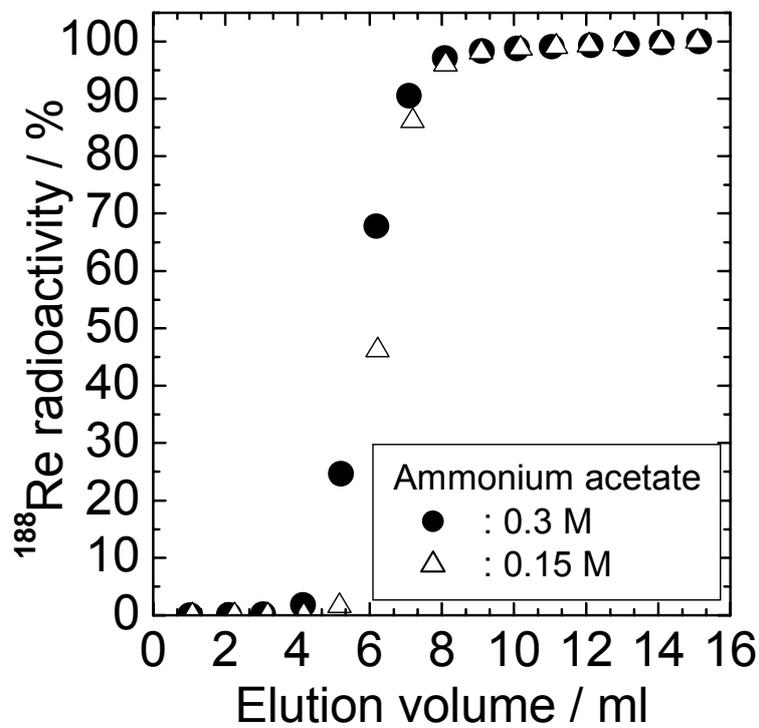
これまでの検討結果を基に、装置の試作を行った。装置化にあたっては、利用者の被ばくの軽減、利便性の向上を念頭に置き、以下の点を考慮した。1) アルミナジェネレータを遮へいすること 2) 装置全体を透明アクリル板（遮へいも兼ねる）の裏側に固定すること 3) イオン交換カラムは、使い捨てであるため、交換が容易であること 4) 加圧式では、つなぎ目からの液漏れの心配があるため、減圧式を採用すること。第 4.4.3 図に濃縮装置（縦 420 mm × 横 300 mm）の概略図と写真を示す。試作した装置の性能評価を実施した結果、所定の濃縮特性が得られる事を確認し、本技術開発の目的を達成した。

#### 参考文献

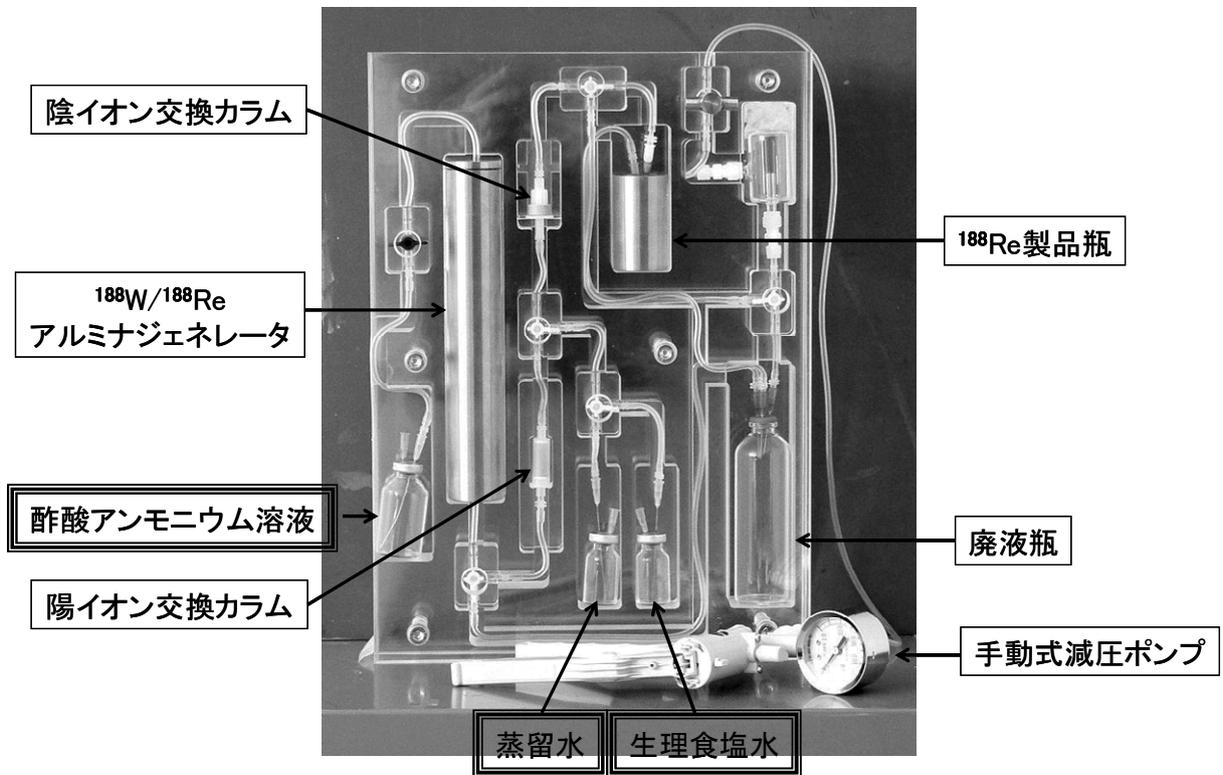
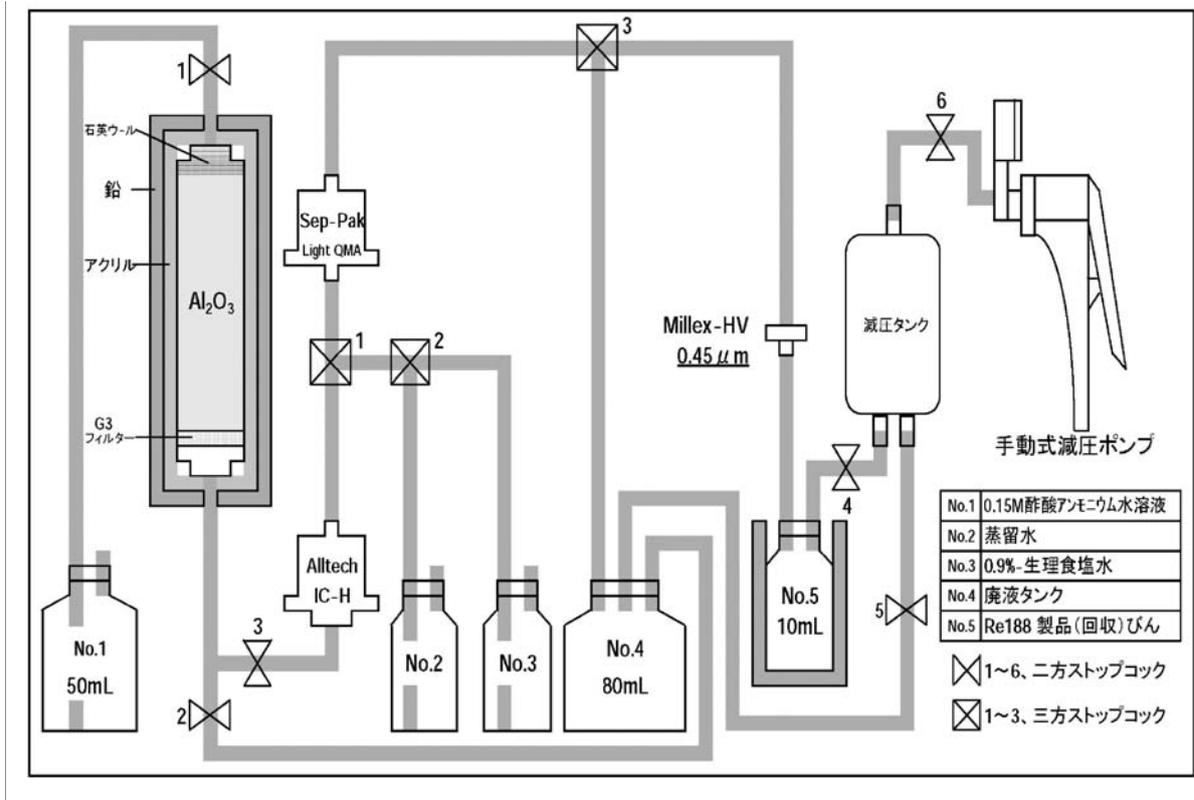
- 1) S. Guhlke *et al.*, *J. Nucl. Med.* **41**, 1271(2000).



第 4.4.1 図 マルチカラム法による  $^{188}\text{Re}$  濃縮システムの概略図



第 4.4.2 図 アルミナカラムからの  $^{188}\text{Re}$  の溶離特性



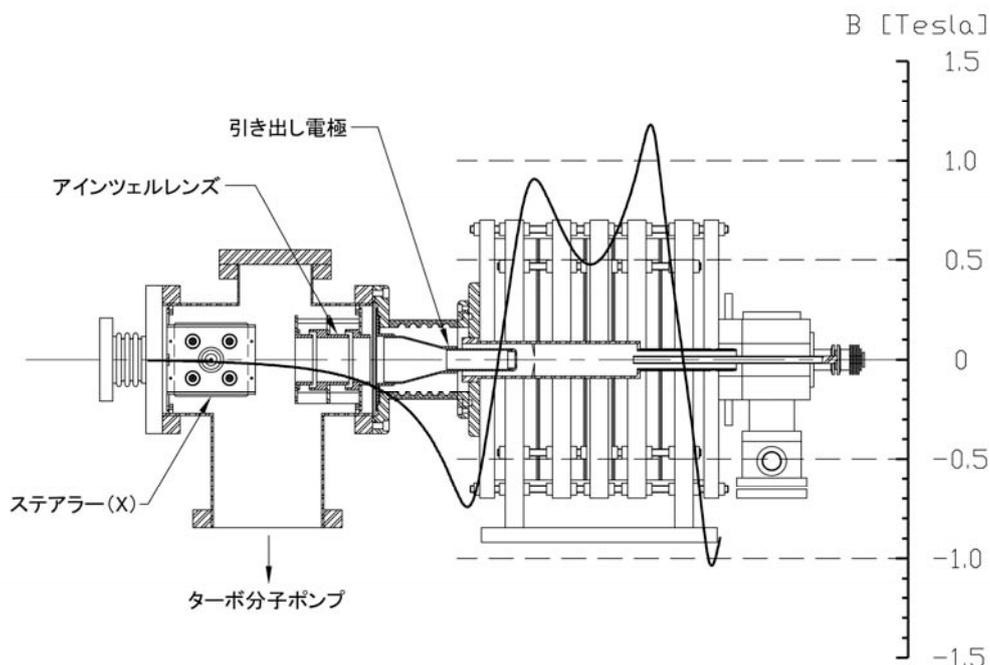
第 4.4.3 図 濃縮装置の概略図と試作装置（縦 420 mm×横 300 mm）の写真

## 4.5 タンデム加速器系の開発

### 4.5.1 高多価・高強度重イオンビームの開発

原子力機構タンデム加速器の高電圧端子内には永久磁石型 ECR イオン源が設置されており、加速される重イオンビームのエネルギー、強度の増強を行っている。ECR イオン源により生成される高多価・高強度の重イオンビームを直接加速することにより、タンデム加速方式の弱点であるストリッパフォイルの寿命の問題からも解放され、ビーム強度の増強が可能となっている。

2007年7月からの長期大整備期間にこの高電圧端子内 ECR イオン源をより高性能な 14.5GHz の全永久磁石型 ECR イオン源に更新した。更新にあわせて引き出し電極およびアインツェルレンズを専用の物に交換した。イオン源引き出し部の配置を第 4.5.1 図に示す。

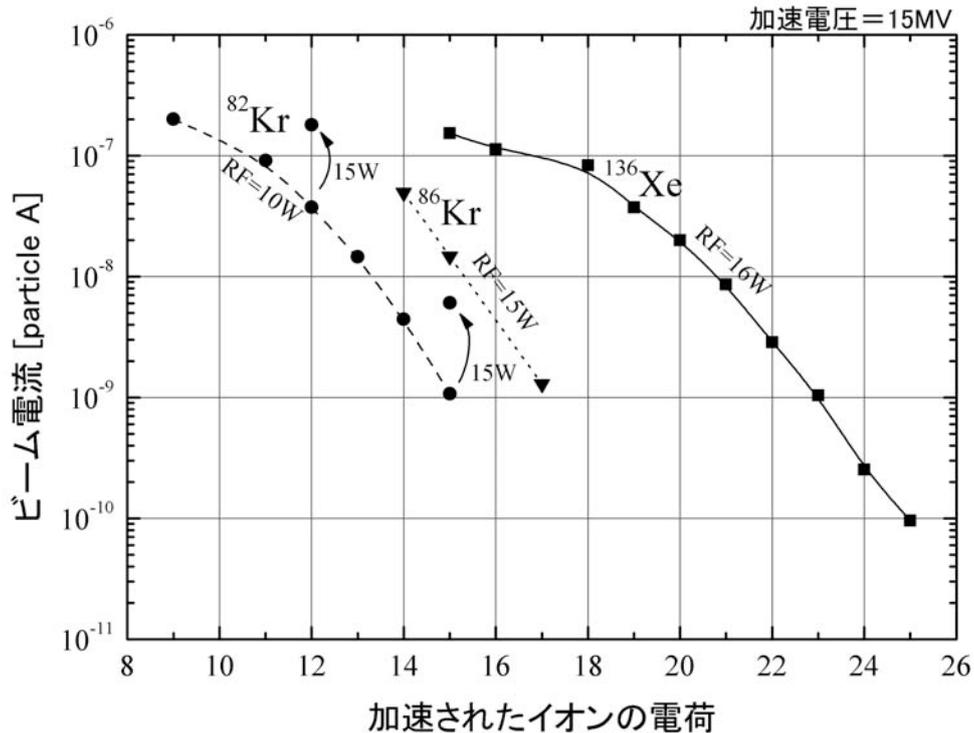


第 4.5.1 図 14.5GHz 高電圧端子内 ECR イオン源および引き出し部の断面  
図中の曲線は軸方向の磁場分布を示している。

更新に伴い RF システムを 14.5GHz のものに変更した。主増幅器には 800W の消費電力で 200W 出力を得ることのできる進行波管モジュールを用いた。絶縁高圧ガスおよび高電圧の放電による電氣的サージから保護するために、進行波管およびその電源、発振器、出力制御用のアッテネータは内部を 1 気圧に保持した耐圧ボックス内に収納している。アンプ出力部に設けたサーキュレータの故障により現在は RF 出力が 16W に制限されている。

新たな ECR イオン源は非常に強力な永久磁石で構成されているため、その漏れ磁場によるビーム軌道のずれは無視できないほど大きい。イオン源の漏れ磁場測定によると、ターミナルの低エネルギー側垂直ビーム軸上での漏れ磁場は最大 15mT と推定されるため、そのままではイオンビームが偏向されビーム加速が困難となる。特に負イオン源からのビーム加速においては、現在の光学系では軌道補正を行うことが出来ないため重要である。簡単な計算では、負イオン源から

の水素ビームをターミナル電圧 15MV で加速する場合のビーム軌道のずれは 180°偏向電磁石入口で約 25mm となる。この値はビーム軌道のずれの許容量である 3mm 程度に対し非常に大きい。したがってイオン源および引き出し系を覆うシールドパネルを新たに製作し、厚さ 3.2mm の鉄板を全面に張り付け、磁気シールドを施した。これにより漏れ磁場強度を 1/50 程度に抑えることができた。イオン源設置後の負イオンビーム加速においてもこれまでどおり問題なく運転を行うことが出来た。



第 4.5.2 図 14.5GHz 高電圧端子内 ECR イオン源からタンデム加速器により加速されたクリプトンおよびキセノンの多価イオンの電荷分布と強度

クリプトンおよびキセノンの多価イオンの電荷とタンデム加速器で加速された後のビーム強度を第 4.5.2 図に示す。これまでの 10GHz ECR イオン源と比較し多価イオン強度は 3~5 倍となり、Xe において当タンデム加速器の最高エネルギーである 375MeV のエネルギーに達した。イオン源からのビーム加速は従来の 10GHz ECR イオン源と同様に行うことができ、ビームの通過率も非常に良好あり、ターミナルからタンデム出口までほぼ 100%の通過率であった。

RF 出力 16W で得られた多価イオン強度はイオン源の試験台で得られたデータとよく一致している。したがって RF 系の復旧によりエネルギー、電流の増強が見込まれる。

#### 4.5.2 ISOL イオン源の開発

$\gamma$ 線摂動角相関による物性研究に用いられる  $^{111}\text{In}$  ( $T_{1/2}=2.8047\text{d}$ ) を ISOL で利用するための標的開発を行った。 $^{111}\text{In}$  を直接生成・分離した場合、目標とする分離強度 ( $\sim 10^6$  個/秒) では、線源強度の増加量は数 Bq/秒となる。分離強度の時間変化を  $\gamma$ 線測定によって確認するため、同重体である  $^{111}\text{Sb}$  ( $T_{1/2}=1.25\text{m}$ )、 $^{111}\text{Sn}$  ( $T_{1/2}=35.3\text{m}$ ) が同時に生成する核反応を検討した。

In, Sn, Sb を同時にイオン化するために重イオン核反应用 FEBIAD イオン源を使用する。このイオン源は高温 ( $1550^\circ\text{C}$ ) で運転するため、標的として高融点金属箔 ( $^{41}\text{Nb}$ ,  $^{42}\text{Mo}$ ,  $^{45}\text{Rh}$ ) を使用可能である。我々は、以前実施した  $^{nat}\text{Mo}$  標的を  $^{19}\text{F}$  ビームで照射する試験において、質量数 111 の同重体を分離・収集することで  $10^4$  個/秒@100p-nA の  $^{111}\text{In}$  が得られることを確認している。生成に主に関与している  $^{96}\text{Mo}$  の天然組成が約 17% であり、この反応系を用いて実験で要求されている  $10^5\sim 10^6$  個/秒のビーム量を得るためには高価な濃縮同位体を用いなければならない。そこで同じ複合核を生成する核反応として、天然組成 100% の  $^{103}\text{Rh}$  標的を  $^{12}\text{C}$  で照射する試験を行った。この反応系により  $^{111}\text{In}$  に換算して  $10^5$  個/秒@100p-nA のビーム強度を達成したが、照射中に明確な強度の減少が観測された。照射した Rh 標的を確認したところ、標的が消失していた。イオン源の運転温度は Rh の融点より低いため、ビーム照射による損耗を疑ったが、その後のオフライン試験においてもイオン源構造材の Ta と接触した箇所での溶融が観測された。その後の文献調査で、Rh は Ta と二元系合金を生じ、融点がイオン源運転温度以下に低下することが判明した。

今後は、標的として実績のある Mo 箔を使用するために  $^{96}\text{Mo}$  濃縮同位体を標的として用いたビーム量ならびに耐久性の試験を行う予定である。また、天然組成 100% の  $^{93}\text{Nb}$  標的をターミナル ECR イオン源から供給する  $^{22}\text{Ne}$  で照射することで、同じ複合核を生成することが可能なため、この反応系による試験も検討していく。

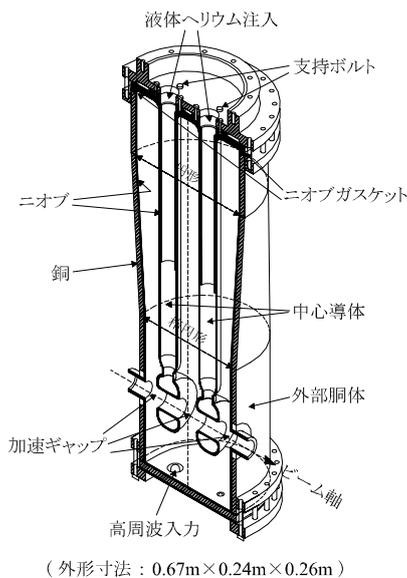
### 4.5.3 低速度重イオン加速用超伝導空洞の性能試験

加速器管理課では低速度重イオンを加速できる超伝導空洞の開発を進めており、2005年度にはプロトタイプ製作が完了した。2006年度には空洞のオフライン性能試験を行い、 $Q_0$  値： $2 \times 10^8$ 、RF4W消費時の加速電界： $2.9 \text{ MV/m}$ の性能を確認した。

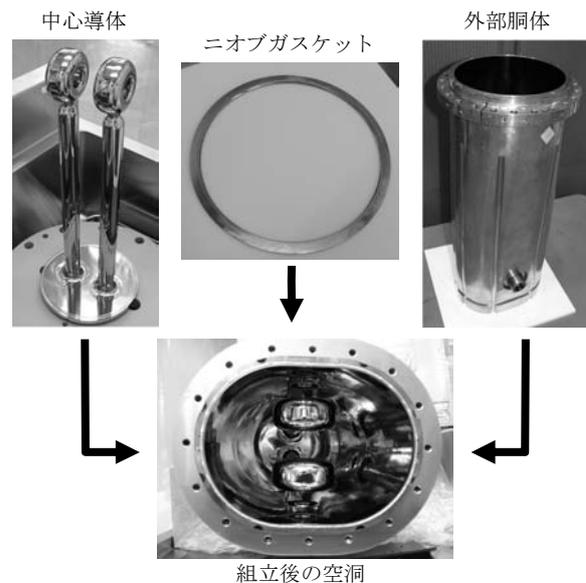
第4.5.3図に超伝導加速空洞の断面図を示す。型式は2芯1/4波長型空洞共振器で、共振周波数は129.8 MHz、最適ビーム速度は光速の6%である。中心導体が2本入る構造となっているため、我々はTwin-QWR (Quarter Wave Resonator) と呼んでいる。中心導体部分は超伝導体のニオブでできており、4.2Kの液体ヘリウムにより直接冷却される。外部胴体はニオブと銅のクラッド板でできており、銅の高い熱伝導率を利用して間接的に冷却される。また、中心導体と外部胴体はニオブ製のガスケットをはさんで超伝導電流を確保する構造となっている(第4.5.4図)。このニオブガスケットの電氣的接触が十分でない可能性が考えられたため、空洞の分解を行った。その結果、ニオブガスケットが約0.4 mmズレており、外部胴体の一部と接触がなされていないことが分かった。支持具を製作してニオブガスケットの交換を行い、空洞の再組立を行った。

第4.5.5図はニオブガスケット交換前後のオフライン性能試験結果である。交換前は $Q_0$  値： $2 \times 10^8$ 、4W消費時の加速電界： $2.9 \text{ MV/m}$ であった性能が、交換後は $Q_0$  値： $9 \times 10^8$ 、4W消費時の加速電界： $5.8 \text{ MV/m}$ まで改善され、設計目標の $5.0 \text{ MV/m}$ を超える性能を確認した。また、RF入力を増やしたときに到達できた最高加速電界は $6.5 \text{ MV/m}$ であった。

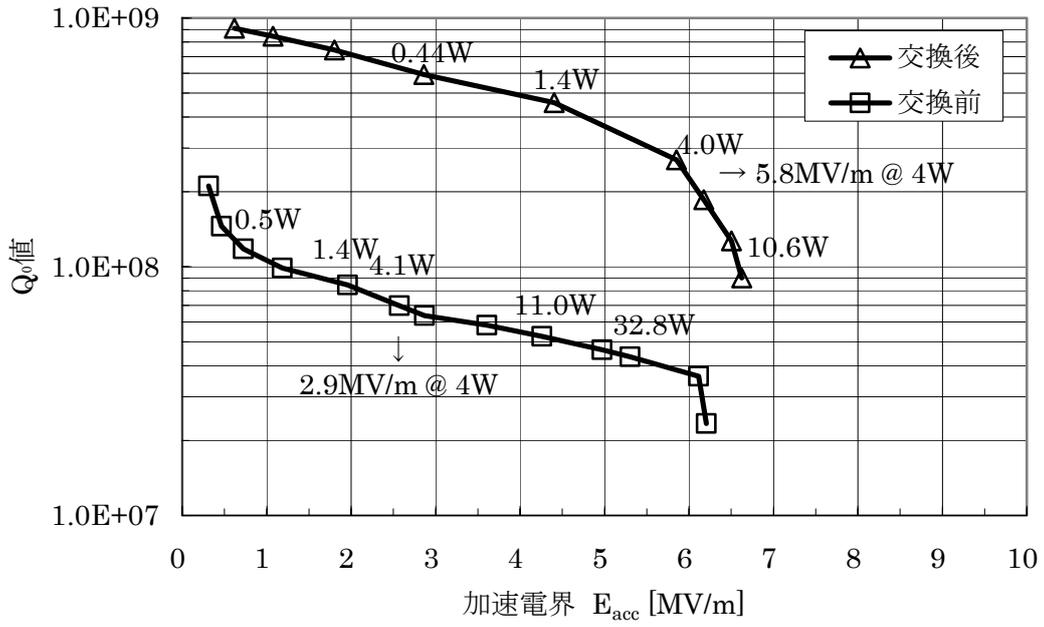
周波数安定性の試験も合わせて行った。運転中の周波数変動は主にヘリウム圧力の変化によって中心導体天板が変形することで引き起こされる。Twin-QWRは中心導体が2本入る構造となっているため、天板の変形による静電容量変化の影響が大きく、現在の超伝導ブースター(QWR、中心導体1本)よりも周波数安定性が悪いと考えられる。第4.5.6図はヘリウム圧力に対する共振周波数の変化である。Twin-QWRの周波数変動は $0.71 \text{ kHz/(kgf/cm}^2)$ であり、QWRの $0.27 \text{ kHz/(kgf/cm}^2)$ と比べて約2.6倍大きい値であった。



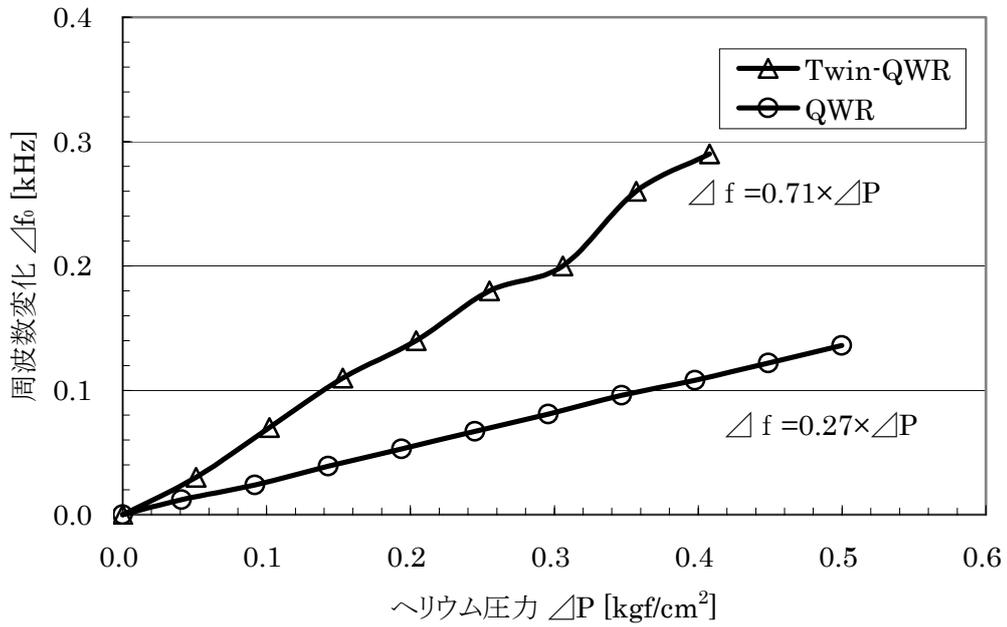
第4.5.3図 超伝導加速空洞の断面図



第4.5.4図 空洞の主要な部品



第 4.5.5 図 ニオブガasket交換前後のオフライン性能試験結果



第 4.5.6 図 ヘリウム圧力に対する共振周波数の変化

## 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品質保証活動に係る重要事項に関すること、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こと、保安規定、基準、手引等の制定及び変更に関すること、原子炉施設及び使用施設の運転に伴う問題に関すること、原子炉施設の定期的な評価に関すること、照射キャプセルに関すること、その他研究炉加速器管理部長が指示した事項に関すること等について、平成19年度において17回開催され、64項目について審査を行った。

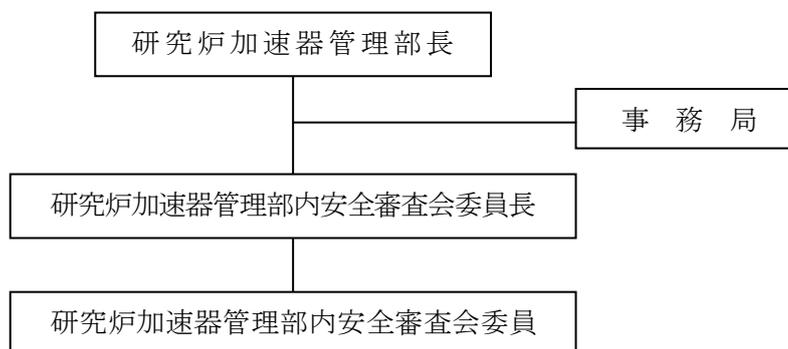
部安全衛生会議では、部長による部内安全衛生パトロールを四半期ごとに実施するとともに、各担当課長による所掌施設の安全衛生パトロールについて毎月実施した結果を部長に報告する等、部内の安全衛生管理に努めた。また、職員等に対し、保安教育訓練として消火訓練、通報訓練、総合訓練等を実施するとともに、管理区域内で実験・研究を行う利用者及び作業を実施する業者等に対し、管理区域の立入りに係る保安教育訓練を随時実施した。

## 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。

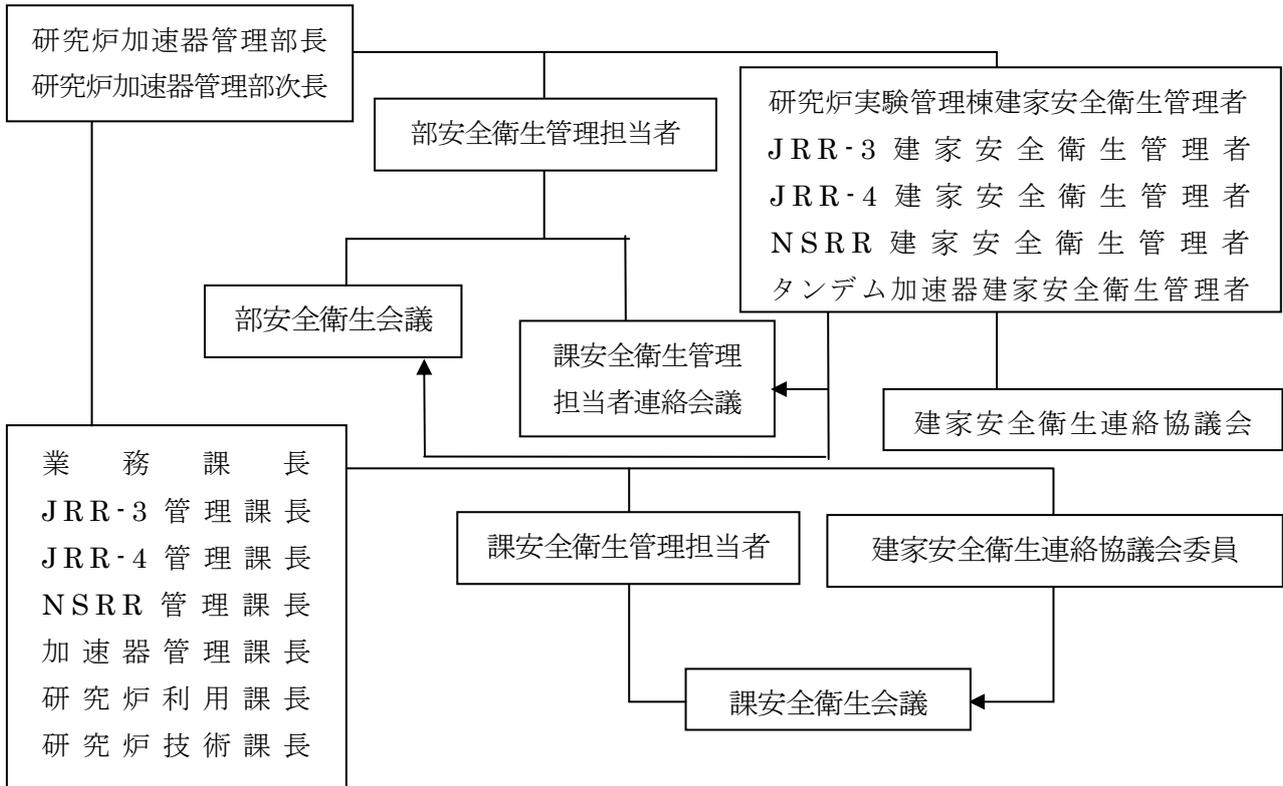
### (1) 研究炉加速器管理部内安全審査会

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、品質保証活動に係る重要事項に関すること、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こと、保安規定、基準、手引等の制定及び変更に関すること、原子炉施設及び使用施設の運転に伴う問題に関すること、原子炉施設の定期的な評価に関すること、照射キャプセルに関すること、その他研究炉加速器管理部長が指示した事項に関すること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) 研究炉部内安全審査会（平成 19 年度）

平成 19 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 19 年 4 月 18 日 (第 1 回)	<ol style="list-style-type: none"> <li>1. JRR-3 非標準照射キャプセルの設計・製作について</li> <li>2. 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 (JRR-3)</li> </ol>
平成 19 年 5 月 17 日 (第 2 回)	<ol style="list-style-type: none"> <li>1. 原子力科学研究所原子炉施設保安規定（第 7 編）の一部改正について</li> <li>2. NSRR 本体施設運転手引の一部改正について</li> </ol>
平成 19 年 5 月 22 日 (第 3 回)	<ol style="list-style-type: none"> <li>1. 核燃料物質の使用の変更の許可申請書（NSRR）の一部変更について</li> <li>2. JRR-3 利用施設運転手引の一部改正について</li> <li>3. JRR-3 非標準照射キャプセルの設計・製作について (RGM-80 キャプセル)</li> </ol>
平成 19 年 6 月 26 日 (第 4 回)	<ol style="list-style-type: none"> <li>1. 高分解能パルス冷中性子分光器（AGNES）における実験について (気体高圧装置を用いた気体包接水和物の生成・分解機構の解明)</li> <li>2. JRR-3 非標準照射キャプセルの設計・製作について (VTR-140、141 及び RGM-91,94 キャプセル)</li> <li>3. 耐震安全性評価対象施設の選定結果について (JRR-3)</li> <li>4. 耐震安全性評価対象施設の選定結果について (JRR-4)</li> <li>5. NSRR の耐震バックチェックについて</li> </ol>
平成 19 年 6 月 28 日 平成 19 年 6 月 29 日 (第 5 回)	<ol style="list-style-type: none"> <li>1. 業務の計画及び実施に関する要領について</li> <li>2. 文書及び記録の管理要領について</li> <li>3. 設計・開発管理要領について</li> <li>4. 試験・検査の管理要領について</li> <li>5. 監視機器及び測定機器の管理要領について</li> <li>6. 教育・訓練管理要領について</li> <li>7. 品質目標管理要領について</li> <li>8. 部内安全審査会運営要領について</li> <li>9. 保安活動の評価要領について</li> <li>10. 使用前検査対応要領について</li> <li>11. 使用施設等施設検査対応要領について</li> <li>12. JRR-3 施設定期検査対応要領について</li> <li>13. JRR-4 施設定期検査対応要領について</li> <li>14. NSRR 施設定期検査対応要領について</li> </ol>

開催日	審査事項
平成19年9月11日 (第6回)	<ol style="list-style-type: none"> <li>1. JRR-3 非標準照射キャプセルの設計・製作について (VTR-142、143 及び RGM-81 キャプセル)</li> <li>2. JRR-4 運転手引の一部改正について</li> <li>3. JRR-4 使用施設本体施設等使用手引の一部改正について</li> </ol>
平成19年9月21日 (第7回)	<ol style="list-style-type: none"> <li>1. JRR-3 利用施設運転手引の一部改正について</li> <li>2. JRR-4 利用施設運転手引の一部改正について</li> </ol>
平成19年9月26日 (第8回)	<ol style="list-style-type: none"> <li>1. 高純度シリコン単結晶の試験照射実験について</li> </ol>
平成19年10月18日 (第9回)	<ol style="list-style-type: none"> <li>1. JRR-3 非標準照射キャプセルの設計・製作について (VTM-122 及び VTM-125 キャプセル)</li> <li>2. NSRR 本体施設運転手引の一部改正について</li> <li>3. NSRR 本体施設使用手引の一部改正について</li> <li>4. JRR-3 原子炉施設保全計画の変更について</li> <li>5. JRR-4 原子炉施設保全計画の変更について</li> <li>6. NSRR 原子炉施設保全計画の変更について</li> </ol>
平成19年11月21日 (第10回)	<ol style="list-style-type: none"> <li>1. 多目的単色熱中性子ビームポート MUSASI の高角ポートの T1-4 ビームポートへの移設について</li> <li>2. JRR-3 本体施設運転手引の一部改正について</li> <li>3. JRR-3 使用施設等本体施設使用手引の一部改正について</li> <li>4. JRR-3 原子炉施設保全計画の変更について</li> <li>5. JRR-4 原子炉施設保全計画の変更について</li> <li>6. NSRR 原子炉施設保全計画の変更について</li> <li>7. 業務の計画及び実施に関する要領の一部改正について</li> </ol>
平成19年12月7日 (第11回)	<ol style="list-style-type: none"> <li>1. JRR-3 利用施設運転手引の一部改正について</li> <li>2. JRR-4 利用施設運転手引の一部改正について</li> <li>3. 核燃料物質の使用許可の変更について (JRR-4)</li> </ol>
平成19年12月14日 (第11-2回)	<ol style="list-style-type: none"> <li>1. 核燃料物質の使用許可の変更について (JRR-4)</li> </ol>
平成19年12月14日 (第12回)	<ol style="list-style-type: none"> <li>1. 「柏崎刈羽原子力発電所で観測されたデータを基に行う JRR-3 における概略影響検討結果」について</li> <li>2. 「柏崎刈羽原子力発電所で観測されたデータを基に行う JRR-4 における概略影響検討結果」について</li> </ol>

開催日	審査事項
平成19年12月25日 (第13回)	1. 医薬用外毒物劇物管理マニュアル（研究炉利用課）の一部改正について
平成20年1月11日 (第14回)	1. 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 (JRR-4)
平成20年1月18日 (第15回)	1. NSRR 原子炉施設設置変更許可申請書の目的の変更について 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2月13日 (第16回)	1. JRR-3 原子炉施設の設置変更許可申請について 2. JRR-4 原子炉施設の設置変更許可申請について 3. NSRR 原子炉施設の設置変更許可申請について 4. 核燃料物質の使用許可の変更について (JRR-4) 5. 設計・開発管理要領の一部改正について
平成20年3月11日 (第17回)	1. 原子力科学研究所核燃料物質使用施設等保安規定（第9編）の一部改正について 2. JRR-3 原子炉施設の設置変更許可申請について 3. JRR-4 原子炉施設の設置変更許可申請について 4. NSRR 原子炉施設の設置変更許可申請について

## (2) 安全衛生パトロール

平成19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 19 年 11 月 21 日 平成 19 年 11 月 26 日 平成 19 年 11 月 30 日	部内品質保証勉強会	安全点検確認調査の再発防止対策及び品質保証関係規定の部内説明会を行った。 ＜テキスト＞ 不正・不適切行為の評価と再発防止対策品質保証計画について他	49 名 28 名 49 名
平成 20 年 1 月 16 日 平成 20 年 1 月 17 日	消火訓練	消火器を使用した消火訓練を実施した。	199 名 62 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 19 年 4 月 26 日 平成 19 年 10 月 26 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。	30 名 36 名
平成 19 年 7 月 4 日 平成 19 年 10 月 24 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 3 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 19 年 4 月 25 日 平成 19 年 5 月 8 日 平成 19 年 10 月 24 日 平成 19 年 11 月 1 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。	42 名 19 名 45 名 17 名
平成 19 年 4 月 12 日～ 4 月 13 日 平成 19 年 4 月 23 日～ 4 月 27 日 平成 19 年 10 月 3 日～ 10 月 9 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 19 年度異動職員等研修資料（テキスト集）	1 名 9 名 2 名
平成 19 年 5 月 7 日	コンプライアンス教育	コンプライアンス徹底のための教育訓練を実施した。 <テキスト> コンプライアンス：問題と背景他	40 名
平成 19 年 4 月 23 日	平成 19 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 19 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 19 年度 原子力安全に係る品質方針 他	40 名
平成 19 年 6 月 4 日 平成 19 年 6 月 5 日	安全確保とルール遵守	安全確保とルールの遵守について教育訓練を実施した。 <テキスト> 安全確保とルールの遵守について	38 名 2 名
平成 19 年 11 月 26 日 平成 19 年 11 月 28 日 平成 19 年 12 月 20 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> 非常の場合に採るべき措置他	34 名 1 名 5 名

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
平成 19 年 10 月 22 日 平成 19 年 10 月 29 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	37 名 3 名
平成 19 年 8 月 8 日 平成 19 年 8 月 10 日	法令概要	法令概要について、教育訓練を実施した。 ＜テキスト＞ 我国の原子力安全審査指針について	37 名 3 名
平成 19 年 6 月 4 日 平成 19 年 6 月 5 日	重水冷却設備へリウム圧縮機の更新に係る教育訓練	重水冷却設備へリウム圧縮機の更新に伴い、取扱方法の説明等の教育訓練を行った。 ＜テキスト＞ 弥生発表資料「JRR-3 重水冷却設備へリウム圧縮機の更新」	38 名 2 名
平成 19 年 7 月 19 日 平成 19 年 11 月 19 日	JRR-3 取替用燃料体（第 L18 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	1 名 2 名
平成 19 年 7 月 18 日	安全確認に係る全施設の非管理区域調査（BI）の汚染検査測定方法について	安全確認に係る全施設の非管理区域調査（BI）の汚染検査測定方法について教育訓練を実施した。 ＜テキスト＞ 全施設の非管理区域調査（BI）に係る教育訓練テキスト	5 名
平成 19 年 12 月 28 日	通報基準の制定について	通報基準の制定に伴い教育訓練を実施した。 ＜テキスト＞ 研究炉加速器管理部通報基準他	40 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 1 月 29 日 平成 20 年 1 月 30 日 平成 20 年 2 月 4 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	38 名 1 名 1 名
平成 19 年 7 月 31 日 平成 20 年 3 月 26 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	40 名 32 名
平成 19 年 4 月 25 日 平成 20 年 2 月 27 日 平成 20 年 2 月 28 日 平成 20 年 3 月 5 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	41 名 34 名 3 名 3 名
平成 19 年 4 月 1 日		JRR-3 本体施設運転手引の改正に伴い、 教育訓練を実施した。 <テキスト> JRR-3 本体施設運転手引	1 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 19 年 4 月 19 日 平成 19 年 4 月 23 日 平成 20 年 3 月 13 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。	28 名 3 名 32 名
平成 19 年 4 月 9 日～ 4 月 27 日 平成 19 年 7 月 4 日～ 8 月 31 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	6 名 1 名
平成 20 年 3 月 25 日 平成 20 年 3 月 26 日	再保安教育訓練	課員及び JRR-4 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＞ 原子力科学研究所放射線安全取扱手引他	14 名 1 名
平成 19 年 12 月 28 日	通報連絡基準及び過去の事故トラブル事例について	通報連絡基準及び過去の事故トラブル事例について教育訓練を行った。 ＜テキスト＞ 通報連絡基準他	15 名
平成 19 年 7 月 18 日	安全確認に係る全施設の非管理区域調査 (BI) の汚染検査測定方法について	安全確認に係る全施設の非管理区域調査 (BI) の汚染検査測定方法について教育訓練を実施した。 ＜テキスト＞ 全施設の非管理区域調査 (BI) に係る教育訓練テキスト	2 名
平成 19 年 5 月 23 日	安全確保とルール遵守	安全確保とルールの遵守について教育訓練を実施した。 ＜テキスト＞ 安全確保とルールの遵守について	14 名
平成 19 年 10 月 2 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	2 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 1 月 9 日 平成 20 年 1 月 10 日 平成 20 年 1 月 18 日	部内応援者教育 訓練	JRR-4 の主要な設備の構造、機能、性能等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	2 名 10 名 10 名
平成 19 年 8 月 29 日 平成 19 年 9 月 10 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 15 名
平成 19 年 8 月 31 日 平成 19 年 9 月 3 日		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	2 名 13 名
平成 20 年 2 月 27 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	15 名
平成 20 年 2 月 27 日		業務の計画及び実施に関する要領の改正に伴い、教育訓練を実施した。 ＜テキスト＞ 業務の計画及び実施に関する要領	15 名
平成 20 年 2 月 27 日		設計・開発管理要領の改正に伴い教育訓練を実施した。 ＜テキスト＞ 設計・開発管理要領	15 名
平成 19 年 11 月 16 日		JRR-4 運転手引の改正に伴い教育訓練を実施した。 ＜テキスト＞ JRR-4 運転手引他	15 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 19 年 4 月 18 日 平成 20 年 2 月 7 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。	32 名 8 名
平成 19 年 4 月 5 日～ 4 月 12 日 平成 19 年 5 月 10 日～ 5 月 11 日 平成 19 年 9 月 10 日～ 9 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＞ 原子炉等規制法他	5 名 1 名 1 名
平成 19 年 11 月 20 日 平成 19 年 12 月 4 日～ 12 月 6 日 平成 19 年 12 月 19 日 平成 19 年 12 月 20 日 平成 19 年 12 月 25 日 平成 19 年 12 月 26 日 平成 19 年 12 月 27 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＞ 原子力科学研究所放射線安全取扱手引 他	20 名 23 名 1 名 1 名 2 名 5 名 2 名
平成 19 年 12 月 27 日～ 12 月 28 日	通報連絡基準及び過去の事故トラブル事例について	通報連絡基準及び過去の事故トラブル事例について教育訓練を行った。 ＜テキスト＞ 通報連絡基準他	22 名
平成 19 年 7 月 19 日	安全確認に係る全施設の非管理区域調査（BI）の汚染検査測定方法について	安全確認に係る全施設の非管理区域調査（BI）の汚染検査測定方法について教育訓練を実施した。 ＜テキスト＞ 全施設の非管理区域調査（BI）に係る教育訓練テキスト	28 名

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
平成 19 年 10 月 30 日 平成 19 年 10 月 31 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	22 名 4 名
平成 19 年 11 月 27 日 平成 19 年 12 月 3 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	4 名 21 名
平成 19 年 5 月 22 日	火災発生時の通報連絡について	火災発生時の通報連絡について、教育訓練を実施した。 ＜テキスト＞ 原子力科学研究所消防計画他	25 名
平成 20 年 1 月 30 日	火災・非火災事故事例について	火災・非火災事故事例について、教育訓練を実施した。 ＜テキスト＞ 火災・非火災事故事例	15 名
平成 20 年 1 月 4 日 平成 20 年 2 月 1 日	特定化学物質等の業務に従事する者の再教育	特定化学物質等の業務に従事する者について、再教育訓練を実施した。 ＜テキスト＞ 特定化学物質の管理要領	4 名 8 名
平成 19 年 12 月 6 日 平成 19 年 12 月 20 日 平成 19 年 12 月 27 日	電気保安に関する事	電気保安に関する事について、教育訓練を実施した。 ＜テキスト＞ 電気保安教育訓練資料	20 名 1 名 2 名
平成 19 年 8 月 30 日 平成 19 年 9 月 26 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	22 名 1 名
平成 20 年 2 月 27 日 平成 20 年 3 月 26 日～ 3 月 27 日		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	19 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 3 月 31 日	規定、手引等改正に伴う教育訓練・勉強会等	特定化学物質の管理要領の改正に伴い、教育訓練を実施した。 ＜テキスト＞ 特定化学物質の管理要領	14 名
平成 20 年 1 月 10 日		事故故障発生時の通報連絡基準の改正に伴い、教育訓練を実施した。 ＜テキスト＞ 事故故障発生時の通報連絡基準	22 名
平成 20 年 3 月 3 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	19 名
平成 20 年 2 月 27 日		設計・開発管理要領の改正に伴い、教育訓練を実施した。 ＜テキスト＞ 設計・開発管理要領	16 名
平成 19 年 11 月 20 日		NSRR 本体施設運転手引の改正に伴い、教育訓練を実施した。 ＜テキスト＞ NSRR 本体施設運転手引	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 19 年 5 月 24 日 平成 19 年 11 月 8 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。	35 名 31 名
平成 20 年 3 月 18 日	放射線安全教育	放射線安全について、教育訓練を実施した。 <テキスト> 少量核燃料物質使用施設等保安規則他	20 名
平成 19 年 4 月 23 日～ 5 月 10 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	2 名
平成 19 年 12 月 20 日	研究炉加速器管理 部総合訓練	タンデム加速器建家の事故を想定した総合訓練を実施した。 <テキスト> 平成 19 年研究炉加速器管理部総合訓練実施要領	28 名
平成 20 年 3 月 24 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）	30 名
平成 20 年 2 月 19 日	火災・非火災事 故事例について	火災・非火災事故事例について、教育訓練を実施した。 <テキスト> 火災・非火災事故事例	19 名
平成 19 年 11 月 27 日～ 11 月 30 日	RNB 加速器許 可性能からの逸 脱に係る再発防 止教育	RNB 加速器の許可性能からの逸脱に係る再発防止について、教育訓練を実施した。 <テキスト> 加速器の運転に関して	59 名

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
平成 19 年 11 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実施要領	19 名
平成 19 年 5 月 11 日	運転訓練	タンデム加速器を運転するための教育訓練を実施した。 <テキスト> タンデム加速器運転訓練資料	3 名
平成 19 年 12 月 4 日	ゴンドラの操作業務	ゴンドラの操作について、教育訓練を実施した。 <テキスト> ゴンドラの知識と操作・点検	11 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 19 年 4 月 25 日 平成 19 年 10 月 25 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。	33 名 33 名
平成 19 年 4 月 9 日～ 4 月 12 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 19 年 4 月 24 日 平成 19 年 4 月 25 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	30 名 4 名
平成 19 年 7 月 18 日	安全確認に係る 全施設の非管理 区域調査 (BI) の汚染検査測定 方法について	安全確認に係る全施設の非管理区域調 査 (BI) の汚染検査測定方法について教 育訓練を実施した。 <テキスト> 全施設の非管理区域調査 (BI) に係る教 育訓練テキスト	6 名
平成 19 年 7 月 26 日 平成 19 年 12 月 28 日 平成 20 年 1 月 7 日	核燃料物質及び 核燃料物質によ って汚染された 物の取扱いにつ いて	核燃料物質及び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	33 名 29 名 4 名
平成 19 年 12 月 28 日 平成 20 年 1 月 8 日	火災・非火災事 故事例について	火災・非火災事故事例について、教育訓 練を実施した。 <テキスト> 火災・非火災事故事例	29 名 5 名
平成 19 年 6 月 28 日 平成 19 年 7 月 9 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	28 名 6 名

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
平成 19 年 4 月 24 日 平成 19 年 4 月 25 日 平成 19 年 8 月 31 日 平成 19 年 9 月 19 日	品質保証について	品質保証について、教育訓練を実施した。 ＜テキスト＞ 原子力科学研究所品質保証計画制定に伴う保安教育	30 名 4 名 29 名 5 名
平成 19 年 5 月 24 日 平成 19 年 6 月 6 日 平成 19 年 11 月 27 日 平成 19 年 11 月 29 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	30 名 4 名 31 名 3 名
平成 19 年 8 月 31 日 平成 19 年 9 月 19 日 平成 19 年 9 月 26 日 平成 19 年 9 月 27 日 平成 19 年 10 月 23 日 平成 19 年 10 月 30 日 平成 19 年 11 月 27 日	施設の構造、性能及び運転について	施設の構造、性能及び運転について、教育訓練を実施した。 ＜テキスト＞ Outline of JRR-3M 他	29 名 5 名 27 名 3 名 4 名 30 名 4 名
平成 20 年 1 月 28 日 平成 20 年 2 月 1 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	31 名 3 名
平成 19 年 5 月 22 日	安全確保とルール遵守	安全確保とルールの遵守について教育訓練を実施した。 ＜テキスト＞ 安全確保とルールの遵守について	34 名
平成 19 年 5 月 28 日	原子力エネルギー安全月間に伴う教育訓練	原子力エネルギー安全月間に伴う教育訓練を実施した。 ＜テキスト＞ 「原子力エネルギー安全月間」	34 名

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
平成 19 年 9 月 3 日～ 9 月 7 日	文部科学省原子力研究交流制度に伴う研修	文部科学省原子力研究交流制度に伴い、研修を実施した。 <テキスト> <b>Safety and health for newcomers</b> (新入者のための安全衛生 (英語版)) 他	1 名
平成 19 年 8 月 7 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	34 名
平成 19 年 9 月 21 日		<b>JRR-3、JRR-4 利用施設の運転手引改正</b> に伴い、教育訓練を実施した。 <テキスト> <b>JRR-3 利用施設運転手引</b> 他	34 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 19 年 4 月 13 日 平成 19 年 10 月 24 日 平成 19 年 10 月 29 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。	30 名 29 名 4 名
平成 19 年 4 月 11 日 平成 19 年 11 月 12 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。	39 名 40 名
平成 19 年 6 月 5 日～ 平成 19 年 6 月 6 日 平成 19 年 10 月 15 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。 <テキスト> 配属時保安教育訓練テキスト他	1 名 1 名 2 名
平成 19 年 5 月 22 日 平成 19 年 5 月 25 日 平成 19 年 7 月 10 日 平成 19 年 7 月 26 日 平成 19 年 9 月 25 日 平成 19 年 10 月 15 日 平成 19 年 10 月 17 日 平成 19 年 11 月 27 日 平成 20 年 1 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。 <テキスト> 放射線業務従事者訓練テキスト他	17 名 10 名 1 名 2 名 1 名 2 名 6 名 14 名 2 名
平成 19 年 7 月 18 日	安全確認に係る全施設の非管理区域調査 (BI) の汚染検査測定方法について	安全確認に係る全施設の非管理区域調査 (BI) の汚染検査測定方法について教育訓練を実施した。 <テキスト> 全施設の非管理区域調査 (BI) に係る教育訓練テキスト	3 名
平成 19 年 9 月 27 日	原子力科学研究所事故故障及び災害時の通報連絡に関する運用基準について	事故故障及び災害時の通報連絡に関する運用基準について、教育訓練を実施した。 <テキスト> 事故故障及び災害時の通報連絡に関する運用基準について	11 名

実施年月日	教育訓練件名	教育訓練内容	参加人数
平成 19 年 4 月 17 日	使用済燃料輸送について	使用済燃料輸送について教育訓練を実施した。 <テキスト> 研究炉使用済燃料の輸送について他	1 名
平成 20 年 2 月 26 日 平成 20 年 2 月 27 日	火災・非火災事故事例について	火災・非火災事故事例について、教育訓練を実施した。 <テキスト> 火災・非火災事故事例	26 名 12 名
平成 19 年 12 月 27 日 平成 19 年 12 月 28 日 平成 20 年 1 月 4 日	通報連絡基準及び過去の事故トラブル事例について	通報連絡基準及び過去の事故トラブル事例について教育訓練を行った。 <テキスト> 通報連絡基準他	16 名 2 名 1 名
平成 19 年 11 月 2 日	品質保証計画について	品質保証計画について、教育訓練を実施した。 <テキスト> 品質保証計画	2 名
平成 19 年 5 月 22 日 平成 19 年 5 月 25 日 平成 19 年 5 月 29 日 平成 19 年 5 月 30 日	安全確保とルール遵守	安全確保とルールの遵守について教育訓練を実施した。 <テキスト> 安全確保とルールの遵守について	17 名 10 名 9 名 1 名
平成 20 年 1 月 29 日	規定、手引等改正に伴う教育訓練・勉強会等	核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令の改正に伴う教育訓練を実施した。 <テキスト> 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令	12 名
平成 19 年 6 月 28 日 平成 19 年 8 月 30 日		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	7 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 3 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い、教育訓練を実施した。 ＜テキスト＞ 放射線安全取扱手引	21 名
平成 19 年 12 月 11 日		業務の計画及び実施に関する要領の改正に伴い、教育訓練を実施した。 ＜テキスト＞ 業務の計画及び実施に関する要領	12 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. 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) 受入れ

#### 1) 研究炉の利用管理

文部科学省（MEXT）の平成 19 年度原子力研究交流制度に基づき、平成 19 年 8 月 27 日から平成 20 年 2 月 22 日までの約 6 ヶ月間、「研究炉の利用管理」という研究テーマでベトナム（ダラット研究所）から研究員 1 名を受け入れた。

今回の研究目的は、研究炉における照射設備について研究するとともに、放射化分析法の一つである  $k_0$  法を習得し、ベトナムでの新たな照射設備の設置及び放射化分析に資するというものであった。

受入研究員は、まず研究炉の利用施設全般について研究を実施し、なかでも放射化分析用の短時間照射設備についてシステムや構造について理解を深めた。また、照射利用の計画から、実際の分析試料の作成、照射、照射後の試料の測定、測定結果の分析、試料の定量までの一連の作業を行い照射利用の流れや管理について学んだ。さらに、 $k_0$  法を用いた分析結果については **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、ベトナムでの照射設備の設置及び放射化分析に貢献することを期待する。

#### 2) 研究炉の運転管理

文部科学省（MEXT）の平成 19 年度原子力研究交流制度に基づき、平成 19 年 9 月 12 日から平成 19 年 12 月 14 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中国（清華大学）から研究員 1 名を JRR-3 管理課にて受け入れた。

期間中は、JRR-3 原子炉施設に関して、制御系統施設、冷却系統施設、炉心構造物等について、それらの機能・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。また、研修期間中、JRR-4 及び NSRR の施設見学も実施した。

研修者が自国で運転管理を実施している原子炉と JRR-3 では、共通の装置・施設が多数あったことで、今後の自国での運転管理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、自国での運転管理にさらなる貢献をすることを期待する。

また、平成 19 年 9 月 12 日から平成 19 年 12 月 14 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タイ原子力庁（OAP）から JRR-4 に研究員を 1 名受け入れた。

今回の目的は、JRR-4 の施設定期自主検査及び施設定期検査を通じて日本の原子炉施設がどのような規制に基づいて保守管理されているかについての理解を深め、タイ王国における今後の原子力規制、施設検査に役立てるといったものであった。

受入研究員は、まず 9 月末までの運転期間においては JRR-4 の運転及び点検について理解してもらい、10 月からの施設定期自主検査期間においては原子炉施設の点検保守作業に立ち会い、実際の作業を経験することにより、特に保全計画に基づく原子炉施設の予防保全という考え方について様々な意見交換を行った。タイでは事後保全が一般的であり、壊れたら直すという発想から、予防保全についてはあまり重要視されていないとのことで、受入研究員からは、予防

保全の重要性についての認識を高めることも規制側としての大きな役割であり、帰国後に今回の経験を仕事に活かしていきたいという回答を得た。

## (2) IAEA/JICA 研究員受入

IAEA から日本政府に対する要請に基づき国際協力機構 (JICA) が受け入れた研修生のうちバングラディッシュ原子力委員会サバル原子力研究所の研究者 1 名を、平成 19 年 11 月 5 日から 11 月 16 日までの約 2 週間、研究炉技術課に受け入れ研修を行った。本研修では、計算コード SRAC を用いた燃焼解析手法について研修を行った。SRAC を実行するための計算環境の整備、SRAC のインストールを行った。その後、研究炉 JRR-3 及び JRR-4 の炉心モデルを用いて燃焼計算を実施し、解析手法を習得した。

## (3) Visiting Researcher 制度による受入れ

原子力機構の外国人研究者の受け入れ制度 : JAEA Foreign Visiting Researcher program に基づいてフィンランドで BNCT の線量評価を行っている研究員、Hanna Koivunoro 氏を受け入れ、BNCT の線量評価に関する研究活動を共同で行った (平成 20 年 1 月 7 日～1 月 18 日)。フィンランドの BNCT 用原子炉、FiR-1 を用いて実施された実際の症例モデル (脳腫瘍および頭頸部癌) に対し、フィンランドの BNCT グループが用いている治療計画システム“SERA”の評価条件を基に原子力機構の JCDS で FiR-1 での BNCT を再現して線量評価を行い、SERA と JCDS の線量評価結果の比較を行った。脳腫瘍モデルに関しては腫瘍への線量、正常組織への線量ともに 10% 程度の差異で良い一致を示した。これらの評価結果は中性子捕捉療法の国際学会 (ICNCT-13) で報告を行うとともに論文としてまとめる予定である。

## (4) 外国人研究者招へい

原子力機構の平成 19 年度第 2 回外国人研究者招へい制度に基づき、平成 20 年 3 月 10 日 (月) ～平成 20 年 3 月 14 日 (金) までの 5 日間、アメリカ合衆国オークリッジ国立研究所の研究員 1 名を招聘した。研究炉技術課では、中期計画で JRR-3 の冷中性子ビームの 10 倍化を進めるため、日本では経験のない 20K の液体水素を入れるアルミ合金製の減速材容器の開発を進めている。招聘した研究員は、オークリッジの高中性子束アイソトープ炉 (HFIR) において、安全解析の分野で、約 20 年間の業績を有しており、さらに 10 年間の HFIR の冷中性子源の安全性研究を行っており、冷中性子源に関する様々な技術的事項について、豊富な資料を基に、同氏から講義を受けた。特に現在開発中の減速材容器で問題と考えているアルミニウムとステンレスの異材継手に関して、同様な異材継手がある HFIR における取扱手法を学ぶことが出来た。また、HFIR における冷却材の流動解析では計算コードとして、MCNP, ABAQUS, ASENSA を用いた解析手法について情報を得ることが出来た。

## 6.2 二国間協力

### 6.2.1 日本原子力研究開発機構とタイ原子力技術研究所（JAEA-TINT）の研究協力

平成 6 年度に原研とタイ原子力庁（OAP）との間の研究協力協定（当時の正式名：「研究炉の分野における研究協力に関するタイ原子力庁と日本原子力研究開発機構との間の実施取決め」）が締結され、これらの分野における研究協力を実施してきた。

平成 19 年度は、OAP から分かれたタイ原子力技術研究所（TINT ; Thailand Institute of Nuclear Technology）と新たに研究協力協定（正式名：「原子力の平和利用分野における研究協力に関するタイ原子力技術研究所と日本原子力研究開発機構との取決め」）を平成 24 年度までの期間締結した。その中で研究炉に関しては、技術的フォローアップを主眼とした情報交換を行うことで合意した。尚、当該研究協力協定の締結により、従来の研究協力協定は失効した。

This is a blank page.

## 7. むすび

---

### Conclusions

This is a blank page.

平成 19 年 6 月に原子力科学研究所の非管理区域で汚染が発見されたことに伴い、原子力科学研究所では所をあげて安全確認点検調査を行った。原子力科学研究所職員は原子力科学研究所全体の非管理区域の点検、過去の未報告事象の洗い出し、報告書の作成などを行った。そのため、7 月 12 日より約 1 ヶ月間、大型施設（当部では JRR-3, JRR-4, NSRR, タンデム加速器など）の運転を停止した。当部では施設の保守を行いながら点検調査を行った。その後も、その結果の対応策策定、書類の作成などの業務は継続した。この施設停止を含む安全確認点検調査の作業が供用運転へ影響を及ぼさないよう運転計画の再調整等の努力をした。その結果、JRR-3 と NSRR では運転計画を再調整出来たが、JRR-4 およびタンデム加速器では運転計画に影響することとなった。

平成 19 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 は、7 サイクルで 180 日間の運転を計画通り達成することができた。計画外停止等は発生しなかった。

JRR-4 は、25 サイクル（1 サイクル／週）の施設共用運転を計画し、92 日の施設共用運転を実施した。微調整棒動作不良事象による計画外停止の発生により 1 日の利用中止があった。安全確認点検調査のために約 1 ヶ月間施設共用運転を休止したこと、反射体要素 1 体の溶接部に確認された割れの原因調査のため平成 20 年 1 月以降の施設共用運転を中止したことにより運転サイクル数は、年度当初予定を下回った。

研究炉の利用では、JRR-3 及び JRR-4 の利用の調整を計画的に行い、照射件数 476 件、キャプセル総数 2,549 個、実験利用では延べ利用日数 6,652 件・日の利用実績があった。JRR-4 においては、医療照射（BNCT）は順調に 25 回行われ、また原子炉を用いた研修により原子力技術者の育成に貢献した。

研究炉の技術管理では、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実施した。燃料製作では、第 L18 次燃料の製作が完了し、第 L19、L20 次燃料の製作が開始された。また使用済燃料 40 体の対米輸送を成し遂げた。

NSRR は、燃料安全評価研究グループの実験計画に基づき、高度化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 1 回と、未照射燃料実験を 14 回実施し、燃料の安全性研究に貢献した。

タンデム加速器はイオンビーム強度の増強と高経年化対策のための大整備計画を遂行した。通常の整備は計 4 ヶ月であるが、本年は 6 ヶ月の整備期間を設けた。そのため 105 日の利用運転を行った。その内、施設共用 33 日、共同研究 36 日、機構内単独利用は 27 日であった。放射性核種ビーム加速装置を利用した KEK との共同研究は 9 日であった。

今年度、特に実施した技術的事項として、JRR-3 では、起動系中性子検出器の交換、1 次冷却材主ポンプ電動機の更新等を行った。JRR-4 では安全系 1 中性子検出器の交換、廃液貯槽健全性確認等、NSRR では原子炉プールライニングの高経年化安全対策として製作した肉厚測定装置の動作確認及び試験測定を実施した。プール水ポンプモーターの更新等、そしてタンデム加速器では高電圧ターミナル内の 180 度偏向電磁石の交換を行った。

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。

冷中性子ビーム強度 10 倍化を目標として、液体水素が喪失した場合の高性能減速材容器の応力解析を実施しその健全性を確認した。耐放射線中性子導管として有力なガラス状カーボン基板は、光学測定により従来のガラス基板のものと同等の性能を確保できることを確認するとともに、その照射試験準備を完了した。

JRR-4 を用いる BNCT に関する照射技術の開発では、様々な部位へ適用を可能にするための技術開発の一環として、頭頸部ガンへの照射を可能にする延長コリメータを実用化した。

ラジオアイソトープ利用に関する技術開発では、ガン治療用及び画像化に適した放射性レニウム ( $^{188}\text{Re}$ ) に関してアルミナ製  $^{188}\text{W}/^{188}\text{Re}$  のジェネレーターを用いた濃縮技術の開発研究を行った。

タンデム加速器では永久磁石型 14.5GHz ECR イオン源による高多価・高強度重イオンビームの開発計画を進めた。また、放射性核種イオンを生成する ISOL イオン源の開発、ブースターの超伝導加速空洞の高圧純水洗浄により性能を回復させた。

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 17 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タイ、ベトナム及び中国からの研究員の受入、並びに中国への研究員派遣、二国間協力協定に基づくインドネシア及びタイとの情報交換、及び IAEA の要請で国際協力機構 (JICA) が受け入れた研修生 1 名の受入を実施した。さらに、原子力機構の Visiting Researcher 制度によりフィンランドから及び外国人研究者招聘制度によりアメリカ合衆国から研究者を招聘することにより、開発研究に役立てた。

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、科学技術の総合的發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19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20年12月 編集委員長

### 編集委員会メンバー

委員長	左高 正雄 (研究炉加速器管理部次長)
副委員長	宮崎 修 (NSRR 管理課)
副委員長	寺門 雄一 (研究炉加速器管理部業務課長)

委 員	阿波 靖晃 (NSRR 管理課)
	井坂 浩二 (JRR-3 管理課)
	米田 政夫 (研究炉技術課)
	杓掛 健一 (加速器管理課)
	柴田 光 (研究炉利用課)
	檜山 和久 (JRR-4 管理課)

事務局	鈴木 真裕 (研究炉加速器管理部業務課)
	大内 知秋 (研究炉加速器管理部業務課)
	曾根 卓也 (研究炉加速器管理部業務課)

This is a blank page.

付 録

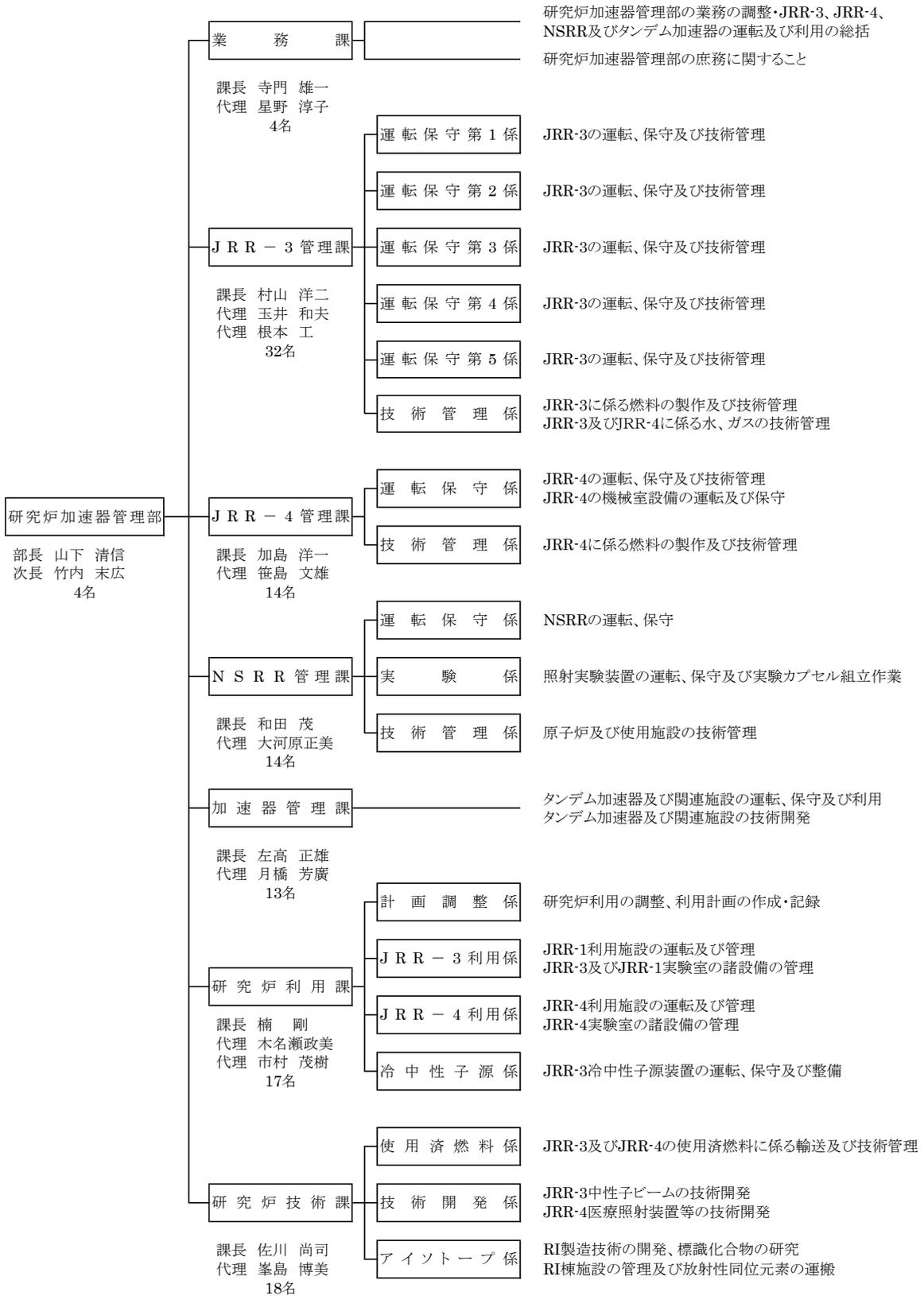
---

**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20年3月31日現在



付録2 JAEA—Research 等一覧

著者	標 題	レポートNo.
出雲、加藤、木名瀬、鳥居、村山	保守データを活用した研究用原子炉(JRR-3)の保守管理方法の検討	JAEA-Technology 2007-046
池亀、大内、諏訪、井坂、後藤、村山	JRR-3 プロセス計装設備(安全保護系)のループ精度	JAEA-Technology 2007-052
加藤、荒木、木名瀬、鳥居、村山ほか	JRR-3 シリサイド燃料炉心に関する反応度管理及び燃焼度管理	JAEA-Technology 2007-050
左高ほか (編)	JAEA-Tokai TANDEM annual report 2006 (原子力機構東海タンデム加速器 2006 年度年次報告)	JAEA-Review 2007-046
杓掛、松田、花島ほか	高圧六フッ素化硫黄ガス(SF <sub>6</sub> )中で使用するリレーのためのスクリーニング試験	JAEA-Technology 2007-068
本木、青木ほか	水素製造用 Sr-90/Y-90 線原の製造法開発	JAEA-Technology 2008-014
八木、渡邊、米田、山本、加島	JRR-4 における 12 インチ NTD-Si 照射実験装置に関する概念設計	JAEA-Technology 2008-015
太田、池亀、大和田、福島、大場、竹内、今橋、村山	JRR-3 熱交換器ボール洗浄方式の効率化の検討	JAEA-Technology 2008-023
松田 (編)	第 20 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 2008-005

付録3 口頭発表一覧

発表者	標 題	発表会議名
		発表予定日
村尾	Personnel Training in JAEA (日本原子力研究開発機構における職員への教育訓練)	Regional Meeting on the Application of the Code of Conduct on the safety of Research Reactors for Asia Region Countries (H19.5)
長、松田、ほか	Release and yields of radioactive ion beams from the JAEA-ISOL target/ion sources (JAEA-ISOL用標的・イオン源システムからの放射性イオンビームの放出と収量)	15 <sup>th</sup> International Conference on Electromagnetic Isotope Separators and Techniques Related to their Applications (H19.6)
山本、山下、佐川、ほか	NTD-Siに関する技術開発	電気学会パワーデバイス高性能化・高機能化技術調査専門委員会 (H19.7)
山下、佐川、山本、ほか	研究炉でのシリコンドーピング(NTD)	電気学会パワーデバイス高性能化・高機能化技術調査専門委員会 (H19.7)
熊田、中村、ほか	JRR-4における皮膚線量の低減と線量分布を改善する照射技術の検討	第4回日本中性子捕捉療法学会学術大会 (H19.8)
熊田、ほか	乳癌局所再発に対する中性子捕捉療法の臨床研究に向けて	第4回日本中性子捕捉療法学会学術大会 (H19.8)
川島、鈴木、阿波、坂田、田口	NSRR 原子炉プールライニング肉厚測定装置の開発	日本原子力学会 2007 年秋の大会 (H19.9)
米田、加藤、山本	MVP-BURN を用いた Cd ワイヤーを含む炉心燃焼計算にかかわる解析手法の検討	日本原子力学会 2007 年秋の大会 (H19.9)

発表者	標 題	発表会議名
		発表予定日
熊田、米田、中村、 山本、ほか	ホウ素中性子捕捉療法の実タイム線量評価のための 小型熱中性子モニタの性能評価	日本原子力学会 2007 年 秋の大会 (H19.9)
村松、ほか	INSTRUMENTATION TECHNIQUES IN NSRR EXPERIMENTS (NSRR 実験設備における計測技術)	Technical Meeting on Rod Instrumentation and In-pile Measurement Techniques (H19.9)
本石、松岡、橋本 ほか	PZC <sup>188</sup> W/ <sup>188</sup> Re ジェネレータの開発と <sup>186</sup> / <sup>188</sup> Re -DMSA の合成条件の検討	2007 日本放射化学会年 会・第 51 回放射化学討 論会 (H19.9)
田村、中村、山本、 ほか	中性子ベンダーシステムの総合評価	日本原子力学会 2007 年秋の大会 (H19.9)
橋本、ほか	Preparation of <sup>188</sup> Re -labeled antibody(A7)by a simple method using rhenium( I )tricarbonyl complex. (トリカルボニルレニウム(I)錯体を用いた簡便法による <sup>188</sup> Re 標識抗体(A7)の合成)	Annual Congress of the European Association of Nuclear Medicine (H19.10)
細谷、加藤、村山	Investigation of JRR-3 Control Rod Worth Changed with Burn-up of Follow Fuel Elements (フォロー型燃料要素の燃焼度変化による制御棒価値へ の影響)	International Conference on Research Reactors Safe Management and Effective Utilization (H19.11)
熊田、ほか	新しい計算コード PHITS を導入した JCDS の線量評価 性能の検証	平成 19 年度京都大学原 子炉実験所専門研究会 (H20.2)
楠	JRR-4 の運転状況と今後の計画	平成 19 年度京都大学原 子炉実験所専門研究会 (H20.2)

発表者	標 題	発表会議名
		発表予定日
中村、岸、熊田、 楠、ほか	最近の JRR-4 における BNCT のための照射技術について	平成 19 年度京都大学原子炉実験所専門研究会 (H20.2)
熊田	BNCT に貢献する原子力技術	第 4 回医用原子力技術研究振興財団講演会 (H20.2)
山本、吉永、田村、 米田、佐川	JRR-3 高性能減速材容器の強度評価	日本原子力学会 2008 年春の年会 (H20.3)
八木、加島、渡邊、 山本	12 インチ NTD-Si 照射実験装置に関する概念設計(I) ; 核解析による大口径 NDT-Si 均一照射条件	日本原子力学会 2008 年春の年会 (H20.3)
加島、八木、渡邊、 山本	12 インチ NTD-Si 照射実験装置に関する概念設計(II) ; 12 インチ NTD-Si 照射実験装置の機械設計	日本原子力学会 2008 年春の年会 (H20.3)
米田、山本、佐川、 一色、山下、ほか	NTD シリコン照射専用炉の検討	日本原子力学会 2008 年春の年会 (H20.3)
熊田、ほか	原子力機構の BNCT 用治療計画システムの高度化	第 17 回陽子線医学利用研究センター研究会 (H20.3)
太田、大和田、池 亀、村山	JRR-3 熱交換器ボール洗浄方式の効率化の検討	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」 (H20.3)
山本、米田、八木、 渡邊、佐川	大口径シリコン均一照射試験装置の設計	電気学会パワーデバイス・パワーIC 技術調査専門委員会 (H20.3)

## 付録4 外部投稿論文一覧

発表者	標 題	発表誌名
熊田、ほか	Development of a real-time thermal neutron monitor ant its clinical application (リアルタイム熱中性子モニターの開発とその臨床応用)	Advances in Neutron Capture Therapy 2006,Proceeding of ICNCT-12
熊田、ほか	Successful BNCT for Patients with Cutaneous and Mucosal Melanomas,Report of 4 Cases (皮膚と粘膜の悪性黒色腫患者への BNCT の成功 : 4 症例 の報告)	Advances in Neutron Capture Therapy 2006,Proceeding of ICNCT-12
熊田、ほか	Failure patterns of High-Grade glioma treated with BNCT (BNCT によるハイグレード悪性腫瘍の治療における失敗 形態)	Advances in Neutron Capture Therapy 2006,Proceeding of ICNCT-12
熊田、ほか	Correlation between BNCT radiation dose and histopathological findings in BSH-based intraoperative BNCT for malignant glioma (悪性脳腫瘍に対する BSH を用いた術中 BNCT における BNCT 線量と病理組織異常発生の相関関係)	Advances in Neutron Capture Therapy 2006,Proceeding of ICNCT-12
熊田、ほか	Comparison of BNCT Radiation Dose between BSH-based Intra-operative BNCT and BSH,BPA-based Non-operative BNCT (BSH を使った術中 BNCT と、BSH と BPA との併用によ る非術中 BNCT の線量の比較)	Advances in Neutron Capture Therapy 2006,Proceedings of ICNCT-12
熊田、ほか	Comparison and Analysis of BNCT Radiation Dose between Gold Wire and JCDS Measurement (BNCT の線量の金線測定値と JCDS 計算値との比較と解 析)	Advances in Neutron Capture Therapy 2006,Proceedings of ICNCT-12
熊田、山本、ほ か	Development of a wide-range paired scintillator with optical fiber neutron monitor for BNCT irradiation field study (BNCT 照射臨床研究のための光ファイバーを使った広域 シンチレータ中性子モニターの開発)	Nuclear Instruments and Methods in Physics Resarch
本橋	JRR-4 医療照射設備	医用原子力だより
熊田、ほか	鼻腔悪性黒色腫症例に対する硼素中性子捕捉療法	耳鼻咽喉科学会誌 「耳鼻臨床」

発表者	標 題	発表誌名
中村、花島	原子力機構－東海タンデム加速器インターロックシステムにおける通信障害およびプログラムバグフィックス	第20回タンデム加速器及びその周辺技術の研究会報告集
沓掛、松田、花島、小原	高圧SF <sub>6</sub> ガス環境下で使用可能なリレーのスクリーニング試験	第20回タンデム加速器及びその周辺技術の研究会報告集
株本、竹内、石崎、乙川	Low $\beta$ 超伝導加速空洞の開発	第20回タンデム加速器及びその周辺技術の研究会報告集
仲野谷、松田	ターミナルイオン源による金属イオンビームの生成	第20回タンデム加速器及びその周辺技術の研究会報告集
松田、左高、竹内、月橋、花島、阿部、長、石崎、仲野谷、株本、中村、沓掛、乙川、ほか	原子力機構－東海タンデム加速器の現状	第20回タンデム加速器及びその周辺技術の研究会報告集
長、乙川、松田、ほか	ISOL用イオン源の開発	第20回タンデム加速器及びその周辺技術の研究会報告集
花島	偏向電磁石のコンダクタンス測定	第20回タンデム加速器及びその周辺技術の研究会報告集
株本、竹内、石崎、乙川	Low $\beta$ 超伝導加速器空洞の性能試験	第4回日本加速器学会年会・第32回リニアック技術研究会プロシーディングス集
松田、仲野谷、沓掛、竹内	高電圧端子内重イオン入射装置の開発	第4回日本加速器学会年会・第32回リニアック技術研究会プロシーディングス集

発表者	標 題	発表誌名
宇根崎、井上	<b>Status of Reduced Enrichment Program for Research Reactors in Japan</b> (日本の研究炉における濃縮度低減計画の状況)	Proceedings of International Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors 2007(RERTR 2007)
熊田	腫瘍選択的放射線治療研究に貢献する研究用原子炉 JRR-4 ホウ素中性子捕捉療法(BNCT)のための医療照射技術の開発	放影協ニュース
熊田、ほか	モンテカルロ法による医療施設設計及び照射野線量評価の現状と課題	日本原子力学会誌
田村、松沢、楠、国府田	<b>Experience on Return Shipments of Research Reactor Spent Nuclear Fuels from JAEA-Tokai</b> (研究炉使用済燃料の輸送経験)	Proceedings of 15 <sup>th</sup> International Symposium on the Packaging and Transportation of Radioactive Materials(PATRAM 2007)
熊田、山本、ほか	<b>Improvement of treatment planning system at JAEA(JCDS)for boron neutron capture therapy</b> (ホウ素中性子捕捉療法のための原子力機構の治療計画システム、JCDS の高度化)	Proceedings of ICANSE 2007
熊田	原子炉を使ったガン治療最前線	セミナー通信 文部科学省、(財)放射線利用振興協会

発表者	標 題	発表誌名
熊田、ほか	頸髄腫瘍のホウ素中性子捕捉療法シュミレーション	日本放射線腫瘍学会報 文集
熊田、ほか	<p>Combined use of sodium borocaptate and buthionine sulfoximine in boron neutron capture therapy enhanced tissue boron uptake and delayed tumor growth in a rat subcutaneous tumor model (ラット皮下腫瘍モデルによるホウ素中性子捕捉療法 における腫瘍内ホウ素取り込みの増加と腫瘍成長遅 延のための BSH とブチオニンスルホキシイミンとの 併用)</p>	CANCER Letters
熊田、山本、 ほか	中性子捕捉療法の線量評価	講演会 報文集
花島	電源設計のための偏向電磁石のインピーダンス測定	プロシーディングス (Web 掲載)
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 報文集

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諸文科第1190号	
	JRR-3 取替用燃料体 (第L19次)の製作	申請	年月日 番 号		平成15年5月21日 15原研19第12号	平成19年12月20日 19原機(科研)032
		変更	年月日 番 号		—	
		認可 合格	年月日 番 号		平成15年6月2日 15諸文科第1190号	
	JRR-3 取替用燃料体 (第L20次)の製作	申請	年月日 番 号		平成15年5月21日 15原研19第12号	平成19年12月20日 19原機(科研)033
		変更	年月日 番 号		—	
		認可 合格	年月日 番 号		平成15年6月2日 15諸文科第1190号	
タ ン デ ム	許可使用に係る変更 許可申請	申請	年月日 番 号	平成19年11月19日 19原機(科保)147		
		変更	年月日 番 号			
		認可 合格	年月日 番 号	平成20年1月7日 19水原第485号		

付録6 研究炉の運転・利用に関する国際協力の実績 <sup>\*(1)</sup>

	国名	受入派遣の別	2002	2003	2004	2005	2006	2007
			平成 14年度	平成 15年度	平成 16年度	平成 17年度	平成 18年度	平成 19年度
原子力研究交流 制度に基づく 受入れ及び派遣	インドネシア	受入						
		派遣						
	中国	受入	1(3M)	2(3M)			1(3M)	1(3M)
		派遣		2(13D)			1(1W)	
	マレーシア	受入	1(6M)			1(3M)	1(3M)	
		派遣						
	タイ	受入		1(3M)				1(3M)
		派遣						
	ベトナム	受入					1(3M)	1(6M)
		派遣		1(2W)				
韓国	受入							
	派遣							
バングラデ シュ	受入				1(6M)			
	派遣							
二国間協定に基 づく受入れ及び 派遣	インドネシア	受入	2(8W)	2(4W)				
		派遣	6(2-8W)	5(2-9W)				
	タイ	受入	3(4W)	2(4W)	3(4W)	2(4W)		
		派遣	1(1Y) 3(10D,2W)	1(1Y) 1(2W)	1(1Y) 3(2W)	1(9M)		
その他 (JICA, JAIF, IAEA 等)	受入・招 へい	1(2W)	1(6M)	1(17D)			2(12D) 1(6D)	
	派遣							
合 計	受入・招 へい	8	8	8	3	4	6	
	派遣	11	10	10	4	1	0	

注 <sup>\*(1)</sup> 平成 13 年度以前の実績は、「平成 13 年度研究炉部年報(運転利用と研究技術開発)」  
JAERI-Review 2002 - 033 (2003) を参照。

付録 6.1 平成19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. HUANG, Peng (中国)	男	31才	清華大学	平成19年9月12日から 平成19年12月14日まで (3月間)	研究炉の運転管理	JRR-3 管理課	MEXT
Mr. TREENUSON, Weerachon (タイ)	男	31才	タイ原子力庁	平成19年9月12日から 平成19年12月14日まで (3月間)	研究炉の運転管理	JRR-4 管理課	MEXT
Ms. CAO, Dong Vu (ベトナム)	男	36才	原子力研究所(ダ ラト)	平成19年8月29日から 平成20年2月22日まで (6月間)	研究炉の利用管理	研究炉利用課	MEXT
Mr. Md. Muslehuddin SARKER (バングラデシュ)	男	53才	バンガラデシユ原 子力委員会サバル 原子力研究所	平成19年11月5日から 平成19年11月16日まで (12日間)	研究炉の炉心管理	研究炉技術課	IAEA /JICA
Ms. Hanna KOIVUNORO (フィンランド)	女	33才	ヘルシンキ大学	平成20年1月7日から 平成20年1月18日まで (12日間)	ホウ素中性子捕捉療法の 線量評価に関する研究	研究炉技術課	*1
Mr. David Howard COOK (米国)	男	51才	オークリッジ国立研 究所	平成20年3月9日から 平成20年3月14日まで (6日間)	冷中性子ビームの10倍化 に関する研究	研究炉技術課	*2

\*1 Visiting Researcher 制度

\*2 外国人研究者招へい制度

付録7 表彰、特許

[表 彰]

- ・ 米国原子力学会ランドマーク賞表彰

米国原子力学会

受賞施設 研究用原子炉 JRR-3

受賞月日 平成 19 年 11 月 13 日

- ・ 火力及び原子力発電所現場永年勤続者表彰

社団法人 火力原子力発電技術協会

受賞者 NSRR 管理課 大河原 正美

受賞月日 平成 19 年 8 月 20 日

- ・ 平成 19 年度理事長表彰

創意工夫功労賞

「短尺化した高温・高圧用照射カプセルの考案」

受賞者 NSRR 管理課 鈴木 寿之

NSRR 管理課 村尾 裕之

NSRR 管理課 村松 靖之

NSRR 管理課 黒澤 伸吾

NSRR 管理課 鴨志田 重男

研究炉利用課 吉永 真希夫

受賞月日 平成 19 年 10 月 2 日

- ・ 平成 19 年度理事長表彰

模範賞

「JRR-4 を利用したホウ素中性子捕捉療法への技術支援」

受賞者 研究炉利用課 岸 敏明

研究炉利用課 中村 剛実

研究炉利用課 檜村 隆則

研究炉技術課 山本 和喜

研究炉技術課 熊田 博明

JRR-4 管理課 大山 光樹

JRR-4 管理課 横尾 健司

受賞月日 平成 19 年 10 月 2 日

・ 平成 19 年度原子力科学研究所長表彰

創意工夫功労賞

「JRR-3 の高性能化の技術開発」

受賞者	研究炉技術課	田村 格良
	J-PARC センター	曾山 和彦
	バックエンド技術部	丸尾 毅
	研究炉技術課	山本 和喜
	研究炉利用課	中村 清
	J-PARC センター	山崎 大
	J-PARC センター	相澤 一也

受賞月日 平成 20 年 3 月 19 日

・ 平成 19 年度原子力科学研究所長表彰

業務品質改善賞

「研究炉加速器ひろば携帯サイトの開設」

受賞者	研究炉利用課	広瀬 彰
	大洗研究センター	堀 直彦
	研究炉利用課	吉永 真希夫
	研究炉利用課	高橋 俊行
	研究炉利用課	渡辺 広子

「タンデム加速器ブースター超伝導加速空洞の「水素病」防止への貢献

受賞者	加速器管理課	石崎 暢洋
	加速器管理課	株本 裕史
	保安管理部	田山 豪一

受賞月日 平成 20 年 3 月 19 日

・ 平成 19 年度原子力科学研究所長表彰

模範賞

「研究炉の水ガス管理にかかる業務の模範的遂行」

受賞者	JRR-3 管理課	田中 純利
-----	-----------	-------

受賞月日 平成 20 年 3 月 19 日

[特 許]

な し

研究炉加速器管理部(平成19年1月計画)  
(平成20年3月31日結果)

平成19年度実施計画及びその実施結果

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	実施状況	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							JRR-3課(主) 利用課 技術課	
	①安定運転の実施	運転日数162日(計画運転日数の90%) を達成	安定運転の継続	達成	今年度の運転計画日数180日に対して100% の運転を達成した。		今年度の運転は12月末 で終了 平成20年1月4日より施 設定期自主検査		
	・技術管理	-----	-----		・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 管理を掌理した。 ・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。				
	・運転保守	-----	-----		第4四半期は施設定期自主検査を行った。			JRR-3管理 課(主) 利用課 技術課	
	②保安規定を遵守した安全確保		安全確保の継続						
	・施設定期自主検査の実施	・計画通りの遂行			達成	計画通り1月4日から施設定期自主検査を 実施。(20年7月4日迄)			
	・施設定期検査の受検	・計画通りの受検(最終合格は20年7 月)			---	施設定期検査の受検は20年6月及び7月で ある。			
	・保安規定の遵守状況の検査を受検	・指摘事項なし			達成	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。			
	③新燃料の製作			年7サイクル運転実施に必要な燃 料を確保	---			JRR-3課	
	・18次燃料	・計画通りの製作(平成20年5月に最終 の使用前検査に合格)			達成	燃料要素が平成20年3月に納入され、受入 検査に合格した。			
	・19次燃料	・計画通りの製作(平成21年12月に最 終の使用前検査に合格)			---	計画通りに燃料製作を進めている。			
	・20次燃料	計画通りの製作(平成22年5月に最終 の使用前検査に合格)			---	計画通りに燃料製作を進めている。			
	・新燃料輸送容器等の維持	・新燃料輸送容器の定期自主検査の 計画通りの遂行 ・新燃料輸送容器の仏国ライセンスの 取得(注:国内ライセンスはH18年度に JMTRIにより一括取済)			達成	新燃料輸送容器(8基)及びコブテナ(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。(作業期間:6月11日~15 日)			
	④研究炉使用済燃料の輸送	計画通りの遂行		保安規定、運転手引を遵守し、滞 りなく安全に実施	達成	安全に実施した。			技術課

研究炉加速器管理部(平成19年1月計画)  
(平成20年3月31日結果)

平成19年度実施計画及びその実施結果

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	実施状況	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	<b>JRR-4</b>		中期期間を通じた進め方、目標					JRR-4課 (主)利用課	
	①安定運転の実施 (以下に詳細を報告する)	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	反射体要素割れに伴う運転停止のため、運転日数146日に対して、95%(65%)の運転を実施した。	・12月28日に確認した反射体割れの原因調査及び他の反射体の点検のため、第4四半期の運転を全て取りやめた。	・今後も、原因調査と点検のため運転停止期間を延長する。		
	・技術開発	-----	-----						
	・技術管理	-----	-----						
	・運転保守	-----	-----						
	②保安規定を遵守した安全確保		安全確保の継続						
	・施設定期自主検査の実施	・計画通りの遂行			達成	10月1日から12月19日まで施設定期自主検査として、保守、点検及び整備を実施した。			
	・施設定期検査の受検	・計画通りの受検、合格			達成	12月5,6,12,19日に国の立会検査を受けて、12月19日に施設定期検査に合格した。			
	・保安規定の遵守状況の検査を受検	・指摘事項なし			達成	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。			
	<b>NSRR</b>								NSRR課
	①安定運転の実施 (以下に詳細を報告する)	燃料安全評価研究グループの実験計画に基づき運転の達成	利用者の実験計画に基づき運転の実施		達成	燃料安全評価研究グループの実験計画に基づき運転は、全て満足した。			
	・技術開発	-----	-----			なし			
	・技術管理	-----	-----		達成	実験計画に基づき15体のカプセルを組立て、ハルス照射に貢献した。また、前年度照射したカプセルを含む16体のカプセル解体を実施し、燃料破損のデータ取得へ貢献した。他にも、燃料試験施設における照射後試験のための燃料輸送を滞りなく安全に実施した。			
	・運転保守	-----	-----		達成	本年度は15回のハルス照射実験を行い、燃料破損のデータ取得に貢献した。			
②保安規定を遵守した安全確保		安全確保の継続							
・施設定期自主検査の実施	・計画通りの遂行			達成	計画どおり12月4日から施設定期自主検査を実施した。(平成20年4月4日迄)				
・施設定期検査の受検	・計画通りの受検、合格			達成	計画どおり2月29日(第1回)、3月14日(第2回)に国の立会検査を受検した。				

研究炉加速器管理部(平成19年1月計画)  
(平成20年3月31日結果)

平成19年度実施計画及びその実施結果

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	実施状況	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	・保安規定の遵守状況の検査を受検	・指摘事項なし	中期期間を通じた進め方、目標	達成	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。			
	<b>タンデム加速器</b>							加速器課
	①安定運転の実施	運転日数135日(計画運転日数の90%)を達成	安定運転の継続	未達成	目標日数135日に対し105日の運転を実施した。	安全確認点検調査等で5週間運転を中断した(30日)。		
	②安全確保		安全確保の継続	達成				
	・定期保守整備の実施	・計画通りの遂行		達成				
	・高圧ガス設備定期検査受検	・計画通りの受検、合格		達成				
	(2)利用ニーズに対応した技術開発と整備	<b>JRR-3</b>						
	①冷中性子ビームの高度化		H24年度にビーム強度10倍を達成	達成				
	・高性能減速材容器の詳細設計	・高性能減速材容器の耐圧強度試験を行い構造設計上の知見を得るためのデータを取得する。		H20年度までに高性能減速材容器の設計を完了	達成	既存のものに比べて約2倍の中性子強度を得ることのできる減速材容器の設計を完了した。		技術課
	・高性能導管の詳細設計	・高性能スーパーミラー中性子導管の材質、形状及び寸法を決定する。		H19年度までに高性能スーパーミラーを用いた冷中性子導管の設計、22年度までに設置を完了	達成	高性能スーパーミラー中性子導管の設計及び配置計画を完了した。		
・耐放射線導管開発のための耐放射線スーパーミラーの工学的検討、並びに、同ミラーの照射試験	・照射試験を実施し、耐放射線スーパーミラー基板材料を決定する。			未達成	照射試験は実施したが、照射試料の冷却のため、照射後試験はH20年度に実施する。		利用課(主) 技術課	
②C2冷中性子ビーム導管の改修(理事長ファンド)				達成	スーパーミラーを製作・設置し、10倍以上の強度を実現した。		技術課	
③12インチシリコン照射技術開発								
・均一照射手法の検討	照射量評価手法の精度確認及び均一照射方法の提案		・照射実験に必要となる外部資金を確保 ・O/C比1.1以下を満たす均一照射条件の抽出 ・照射実験装置の詳細設計を終了 ・シリコン照射専用炉の核設計案を取りまとめる ・外部有識者を含めた検討会を立ち上げる。	達成	・NEDOの外部資金を確保した。 ・O/C比1.1以下を満たす均一照射条件を核計算により求めると共に、照射実験装置の詳細設計を完了した。 ・シリコン照射専用炉に関して、核設計案を取りまとめること共に、事業性を評価するため外部有識者を含めた検討会を立ち上げた。			
④カッピング照射	常陽での照射後試料をJRR-3にて照射する。		・照射実験装置の詳細設計を終了 ・シリコン照射専用炉の核設計案を取りまとめる。 ・外部有識者を含めた検討会を立ち上げる。	達成	常陽での照射後試料をJRR-3にて照射した。			利用課

研究炉加速器管理部(平成19年1月計画)  
(平成20年3月31日結果)

平成19年度実施計画及びその実施結果

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	実施状況	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	原子力研修センター・第67回原子炉研修一般課程等の一環として実施	原子力研修センター、東京大学専門職大学院の研修の一環として実施	達成	原子力研修センター・第67回原子炉研修一般課程等の一環として、前期に4日間の研修を実施した。			JRR-4課 利用課
	①原子炉運転研修	東京大学大学院原子力専攻等に協力して、JRR-4を提供するとともに実習、演習の講師を派遣する。	東京大学大学院原子力専攻等に協力して、JRR-4を提供するとともに実習、演習の講師を派遣する。	達成	東京大学大学院原子力専攻等に協力して、7日間の研修を実施した。 さらに、武蔵工業大学及び東海大学がチャレンジ原子力体験プログラム(経済産業省)により、JRR-4にて2日間の研修を実施した。			JRR-4課 利用課
	②大学との連携による人材育成	肺への照射に対する線量分布特性の評価と線量評価技術の確立、従来の金線測定法に代わり、患者に付与される中性子の強度を長時間で計測できる技術の確立し、臨床適用する。	H18年度以降、リアルタイムホウ素濃度測定技術及び患者セブテインゲルシステムの高性能を図り、20年度により高品質で、かつ、1日に最大4回のBNCTを実施	一部未達	金線での中性子束測定時間が省略できるオンラインで熱中性子束が測定可能なSOFEニターの特異測定を実施した。 肝臓癌BNCT実施に不可欠なγ線テレスコープの設置、調整を実施した。	γ線テレスコープの特性測定については、JRR-4の反射体トラブルのため、予定していた実験を実施することができなかった。		技術課
	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	確実に、1日2件のBNCT実施にも対応する。	年間40回のBNCT実施に対応できる体制を確立	達成	要望があった1日2件のBNCTに対して確実に対応した。			利用課
	NSRR	燃料安全評価研究グループの実験計画に基づく燃料照射実験が支障なく遂行できるよう、実験装置の整備・維持管理を確実に実施する。	燃料安全評価研究グループの計画した高燃焼度燃料、MOX燃料実験を実施	達成	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。			NSRR課
	④BNCT医療照射増加に対する対応	高性能多価イオン源への交換実施・完了。	多価イオン源自体自身を高性能のイオン源に交換し、ビーム強度の2倍以上の増強、加速エネルギー(電荷数)の1.5倍の増強を達成	達成	高性能イオン源を主とするイオン入射器を設置した。それにより加速イオンビームを2-10倍にした。		現状では高周波アンプの出力が低い。次年度アンプを交換し、さらに強力なイオンビームが得られる予定。	加速器課
	⑤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	高質量数イオンビーム加速用低速イオン加速超伝導空洞試作器の性能を向上し運転性能(5MV/m@4w)を達成する。	達成	加速電界を4フットの高周波入力で6.8MV/mを達成した。			
	⑥施設共用化の実施	施設共用化の遂行	期間中、全利用の約20%の施設共用化達成	達成	施設共用のための実験利用の20%以上を行った。			

研究炉加速器管理部(平成19年1月計画)  
(平成20年3月31日結果)

平成19年度実施計画及びその実施結果

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	実施状況	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-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する。携帯サイトを迅速に更新する。	利用拡大	達成	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。			利用課	
	産業利用の推進	産学連携推進部との協力により照射利用の拡充を図る。定期的に専門部会の開催する。	円滑な産業利用の達成	達成	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。			技術課	
(3)安全管理、教育	BNCT臨床研究の推進	適切な次期に、研究炉医療照射委員会を刷新する。BNCT臨床床への機材の貢献を学会等で発表し、利用者との情報交換を図る。							
	①先進的医療に有効なRI利用技術の開発	・レニウム188濃縮における最適条件を精査して装置化を図り、本濃縮技術開発を完了させる。 ・マクロ量のインテリビウムから無担体ルテチウム-177を効率よく完全に分離する技術を確立する。	HI18年度以降、放射性レニウムのがん治療臨床応用に必要な濃縮技術を確立するとともに、他の有用RIの製造技術を確立	達成	レニウム-188濃縮装置を製作し、7回の実験を行い、いずれも100%に近いレニウム-188の分離ができること確認した。 無担体ルテチウム-177の分離に関しては、カラム内樹脂の条件をパラメータとした実験を行い、効率の良い分離技術を確立した。	本技術開発は、平成20年度より、電子応用ビーム部門へ移行することになった。			
	②RI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及び東京大学大学院原子力専攻に協力してRI棟を提供すると共に、講師を派遣する。	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	国際総合原子力技術センター主催の研修にRI製造棟施設を提供した。 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 当節内総合訓練の実施(保活)	タンデム加速器施設を対象とした訓練を1回実施	継続的実施	継続的実施	達成	計画通り実施			業務課主導 全課
	② 部長安全パトロールの実施(保活)	4回実施する	継続的実施	継続的実施	達成	計画通り実施			業務課主導 全課
	③ 部内安全審査の実施(保活)	月1回(審議事項がない場合は除く)	継続的実施	継続的実施	達成	全案件実施			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)	漏れのない教育の実施	継続的実施	継続的実施	達成	計画通り実施			全課
	⑤ 安全衛生会議	毎月1回の実施	継続的実施	継続的実施	達成	計画通り実施			全課
	⑥ 施設利用者への安全教育の実施(保活)	漏れのない教育の実施	継続的実施	継続的実施	達成	計画通り実施			全課
	⑦ 放射線従事者作業管理の徹底	放射線作業内容の記録	継続的実施	継続的実施	達成	計画通り実施			全課
⑧ 資格取得	合格人数	1	継続的実施	未達成	資格取得者なし			全課	
・原子炉主任技術者		1	継続的実施	達成	1名合格			JRR-3課	
・核総取扱主任者		1	継続的実施	達成					

研究炉加速器管理部(平成19年1月計画)  
(平成20年3月31日結果)

平成19年度実施計画及びその実施結果

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	実施状況	特筆すべき事項	備考	担当課室	
(3)安全管理、教育	<ul style="list-style-type: none"> <li>第1種放射線取扱主任者</li> <li>原子力技術士 1次</li> <li>原子力技術士 2次</li> <li>第2種電気主任技術者</li> <li>第3種電気主任技術者</li> <li>その他(第1種圧力容器取扱作業主任者/酸素欠乏危険作業主任者/高圧ガス製造保安責任者等)</li> </ul>	2	継続的実施	未達成	1名合格			加速器課	
		10	継続的実施	未達成	3名合格				
		1	継続的実施	未達成	資格取得者なし				
		0	継続的実施	—	—				
		1	継続的実施	未達成	資格取得者なし				研究炉加速器管理部 全課
		2	継続的実施	達成	10名合格				
		⑨ 成果・報告	公開する成果及び報告の数	継続的実施		全課の合計			
		・学術論文(審査有)	2	継続的実施	達成	目標以上3編の論文を発表した。			全課
		・JAEA研究開発報告書	15	継続的実施	未達成	9編の報告書を提出した。			全課
		・特許、実用新案	3	継続的実施	未達成	特許等なし			全課
		・口頭発表(論文無)	11	継続的実施	達成	目標以上29件の外部発表を実施した。			全課
		・国際会議発表(論文有)	2	継続的実施	達成	目標以上7件の外部発表を実施した。			全課
		・その他(解説等)	0	継続的実施	---	5編の発表を実施した。			全課
・国内会議発表(論文有)	0			---	該当なし		全課		
(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	①JRR-3の高経年化対策(復活)							JRR-3課	
	・プロセス制御計算機(一部)の更新 ・一次冷却材ポンプ電動機の製作・更新	更新の完了 更新の完了	計画的な遂行 計画的な遂行	達成	施設定期自主検査期間前半の主な作業として ・プロセス計算機(センタム)のFCSのCPU部の更新 ・設置後20年を経過した1次冷却材主ポンプの電動機を更新した。	・JRR-3プロセス計算機更新の第3ステップとしてFCSのI/O部を実施することによって全て更新することとなる。	・1次冷却材主ポンプ電動機は今後20年間は運転可能となった。		
	②JRR-4の高経年化対策(保活)		計画的な遂行					JRR-4課	
	・なし	なし							
	③タンデム加速器高経年化対策(保活)	実施・完了	計画的な遂行	達成	高電圧端子内電磁石の交換、加速器内ギアボックスの交換等を行った。			加速器課	

研究炉加速器管理部(平成19年1月計画)  
(平成20年3月31日結果)

平成19年度実施計画及びその実施結果

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	実施状況	特筆すべき事項	備考	担当課室
その他	①アジア国際協力 ・インドネシアとの二国間協定の実施 ・文部科学省原子力交流制度対応 ・IAEAへの協力	要請があれば対応 要請があれば対応 要請があれば対応		---	該当なし ・ベトナム(タラト)からの研修生を1名8月29日から2月22日まで受け入れた。(利用課) ・中国(精華大学)からの研修生を1名9月12日から12月14日まで受け入れた。(JRR-3) ・タイ(原子力庁)からの研修生を1名9月12日から12月14日まで受け入れた。(JRR-4) ・バンダラデシ(サハル研)からの訪問者を1名11月5日から11月16日まで受け入れた。(技術課)			技術課 全課
特記、トピックス事項	・アジア原子力協力フォーラム(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 コピー用紙の消費削減	第3回ワークショップをリードし、過去3回にわたる活動に関する最終報告書の作成を行う。 昨年度実績の1割削減	継続的削減	一部未達 達成	研究炉基礎技術プロジェクトである「研究炉の炉心管理及び利用に対する核計算技術の共有化」を成功裡に終了させ、FNCA参加国の核計算技術の向上に貢献した。 最終報告書は、年度内に作成することは出来なかつた。 昨年度の1割減を達成した。			業務課主導、全課
	JRR-3管理関係 NSRR管理関係	----- -----	----- -----		安全確認点検調査のため、R3-19-04サイクルの運転を休止したが、定期自主検査スケジュール短縮化の努力を行い、運転補填としR3-19-08サイクルを追加し予定通りの運転を行った。08サイクルの12月13日、照射利用設備プログラムコントロールエラーによる一時停止が発生したが、制御カード交換により1日の停止のみで運転を再開した。 原子炉プールのライニングの高経年化安全対策として製作した肉厚測定装置の動作確認及び試験測定を実施した。			JRR-3管理関係 NSRR管理関係

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 <sup>2</sup>
	立法メートル	m <sup>3</sup>
速度	メートル毎秒	m/s
	メートル毎秒毎秒	m/s <sup>2</sup>
波数	毎メートル	m <sup>-1</sup>
	キログラム毎立方メートル	kg/m <sup>3</sup>
面積密度	キログラム毎平方メートル	kg/m <sup>2</sup>
	立方メートル毎キログラム	m <sup>3</sup> /kg
電流密度	アンペア毎平方メートル	A/m <sup>2</sup>
	アンペア毎メートル	A/m
濃度 <sup>(a)</sup>	モル毎立方メートル	mol/m <sup>3</sup>
	キログラム毎立法メートル	kg/m <sup>3</sup>
輝度	カンデラ毎平方メートル	cd/m <sup>2</sup>
	屈折率 <sup>(b)</sup>	1
比透磁率 <sup>(b)</sup>	(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
平面角	ラジアン <sup>(b)</sup>	rad	1 <sup>(b)</sup>	m/m
	ステラジアン <sup>(b)</sup>	sr <sup>(c)</sup>	1 <sup>(b)</sup>	m <sup>2</sup> /m <sup>2</sup>
周波数	ヘルツ <sup>(d)</sup>	Hz		s <sup>-1</sup>
力	ニュートン	N		m kg s <sup>-2</sup>
圧力, 応力	パスカル	Pa	N/m <sup>2</sup>	m <sup>-1</sup> kg s <sup>-2</sup>
エネルギー, 仕事, 熱量	ジュール	J	N m	m <sup>2</sup> kg s <sup>-2</sup>
仕事率, 工率, 放射束	ワット	W	J/s	m <sup>2</sup> kg s <sup>-3</sup>
電荷, 電気量	クーロン	C		s A
電位差 (電圧), 起電力	ボルト	V	W/A	m <sup>2</sup> kg s <sup>-3</sup> A <sup>-1</sup>
静電容量	ファラド	F	C/V	m <sup>-2</sup> kg <sup>-1</sup> s <sup>4</sup> A <sup>2</sup>
電気抵抗	オーム	Ω	V/A	m <sup>2</sup> kg s <sup>-3</sup> A <sup>-2</sup>
コンダクタンス	ジーメンズ	S	A/V	m <sup>-2</sup> kg <sup>-1</sup> s <sup>3</sup> A <sup>2</sup>
磁束	ウエーバ	Wb	Vs	m <sup>2</sup> kg s <sup>-2</sup> A <sup>-1</sup>
磁束密度	テスラ	T	Wb/m <sup>2</sup>	kg s <sup>-2</sup> A <sup>-1</sup>
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A	m <sup>2</sup> kg s <sup>-2</sup> A <sup>-2</sup>
セルシウス温度	セルシウス度 <sup>(e)</sup>	°C		K
光度	ルーメン	lm	cd sr <sup>(c)</sup>	cd
照射	ルクス	lx	lm/m <sup>2</sup>	m <sup>-2</sup> cd
放射性核種の放射能 <sup>(f)</sup>	ベクレル <sup>(d)</sup>	Bq		s <sup>-1</sup>
吸収線量, エネルギー当量, カーマ	グレイ	Gy	J/kg	m <sup>2</sup> s <sup>-2</sup>
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 <sup>(g)</sup>	Sv	J/kg	m <sup>2</sup> s <sup>-2</sup>
酸素活性化カタル	kat			s <sup>-1</sup> 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
粘り	パスカル秒	Pa s	m <sup>-1</sup> kg s <sup>-1</sup>
力のモーメント	ニュートンメートル	N m	m <sup>2</sup> kg s <sup>-2</sup>
表面張力	ニュートン毎メートル	N/m	kg s <sup>-2</sup>
角速度	ラジアン毎秒	rad/s	m s <sup>-1</sup> s <sup>-1</sup>
角加速度	ラジアン毎秒毎秒	rad/s <sup>2</sup>	m s <sup>-2</sup> s <sup>-2</sup>
熱流密度, 放射照度	ワット毎平方メートル	W/m <sup>2</sup>	kg s <sup>-3</sup>
熱容量, エントロピー	ジュール毎ケルビン	J/K	m <sup>2</sup> kg s <sup>-2</sup> K <sup>-1</sup>
比熱容量, 比エントロピー	ジュール毎キログラム毎ケルビン	J/(kg K)	m <sup>2</sup> s <sup>-2</sup> K <sup>-1</sup>
比エネルギー	ジュール毎キログラム	J/kg	m <sup>2</sup> s <sup>-2</sup>
熱伝導率	ワット毎メートル毎ケルビン	W/(m K)	m kg s <sup>-3</sup> K <sup>-1</sup>
体積エネルギー	ジュール毎立方メートル	J/m <sup>3</sup>	m <sup>-1</sup> kg s <sup>-2</sup>
電界の強さ	ボルト毎メートル	V/m	m kg s <sup>-3</sup> A <sup>-1</sup>
電荷密度	クーロン毎立方メートル	C/m <sup>3</sup>	m <sup>-3</sup> s A
表面電荷	クーロン毎平方メートル	C/m <sup>2</sup>	m <sup>-2</sup> s A
電束密度, 電気変位	クーロン毎平方メートル	C/m <sup>2</sup>	m <sup>-2</sup> s A
誘電率	ファラド毎メートル	F/m	m <sup>-3</sup> kg <sup>-1</sup> s <sup>4</sup> A <sup>2</sup>
透磁率	ヘンリー毎メートル	H/m	m kg s <sup>-2</sup> A <sup>-2</sup>
モルエネルギー	ジュール毎モル	J/mol	m <sup>2</sup> kg s <sup>-2</sup> mol <sup>-1</sup>
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 <sup>2</sup> kg s <sup>-2</sup> K <sup>-1</sup> mol <sup>-1</sup>
照射線量 (X線及びγ線)	クーロン毎キログラム	C/kg	kg <sup>-1</sup> s A
吸収線量	グレイ毎秒	Gy/s	m <sup>2</sup> s <sup>-3</sup>
放射強度	ワット毎ステラジアン	W/sr	m <sup>3</sup> kg s <sup>-3</sup> = m <sup>2</sup> kg s <sup>-3</sup>
放射輝度	ワット毎平方メートル毎ステラジアン	W/(m <sup>2</sup> sr)	m <sup>2</sup> kg s <sup>-3</sup> = kg s <sup>-3</sup>
酵素活性濃度	カタール毎立方メートル	kat/m <sup>3</sup>	m <sup>-3</sup> s <sup>-1</sup> mol

表5. SI接頭語

乗数	接頭語	記号	乗数	接頭語	記号
10 <sup>24</sup>	ヨタ	Y	10 <sup>-1</sup>	デシ	d
10 <sup>21</sup>	ゼタ	Z	10 <sup>-2</sup>	センチ	c
10 <sup>18</sup>	エクサ	E	10 <sup>-3</sup>	ミリ	m
10 <sup>15</sup>	ペタ	P	10 <sup>-6</sup>	マイクロ	μ
10 <sup>12</sup>	テラ	T	10 <sup>-9</sup>	ナノ	n
10 <sup>9</sup>	ギガ	G	10 <sup>-12</sup>	ピコ	p
10 <sup>6</sup>	メガ	M	10 <sup>-15</sup>	フェムト	f
10 <sup>3</sup>	キロ	k	10 <sup>-18</sup>	アト	a
10 <sup>2</sup>	ヘクト	h	10 <sup>-21</sup>	ゼプト	z
10 <sup>1</sup>	デカ	da	10 <sup>-24</sup>	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 <sup>2</sup> =10 <sup>4</sup> m <sup>2</sup>
リットル	L, l	1 L=1 l=1 dm <sup>3</sup> =10 <sup>3</sup> cm <sup>3</sup> =10 <sup>-3</sup> m <sup>3</sup>
トン	t	1 t=10 <sup>3</sup> 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 <sup>-19</sup> J
ダルトン	Da	1 Da=1.660 538 86(28)×10 <sup>-27</sup> 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 <sup>11</sup> 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 <sup>5</sup> 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 <sup>-10</sup> m
海里	M	1 M=1852 m
バイン	b	1 b=100 fm <sup>2</sup> =(10 <sup>-12</sup> cm) <sup>2</sup> =10 <sup>-28</sup> m <sup>2</sup>
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 <sup>-7</sup> J
ダイン	dyn	1 dyn=10 <sup>-5</sup> N
ポアズ	P	1 P=1 dyn s cm <sup>-2</sup> =0.1 Pa s
ストークス	St	1 St=1 cm <sup>2</sup> s <sup>-1</sup> =10 <sup>-4</sup> m <sup>2</sup> s <sup>-1</sup>
スチルブ	sb	1 sb=1 cd cm <sup>-2</sup> =10 <sup>4</sup> cd m <sup>-2</sup>
フォトル	ph	1 ph=1 cd sr cm <sup>-2</sup> 10 <sup>4</sup> lx
ガリ	Gal	1 Gal=1 cm s <sup>-2</sup> =10 <sup>-2</sup> ms <sup>-2</sup>
マクスウェル	Mx	1 Mx=1 G cm <sup>2</sup> =10 <sup>8</sup> Wb
ガウス	G	1 G=1 Mx cm <sup>-2</sup> =10 <sup>4</sup> T
エルステッド <sup>(c)</sup>	Oe	1 Oe=(10 <sup>3</sup> /4π) A m <sup>-1</sup>

(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 <sup>10</sup> Bq
レントゲン	R	1 R=2.58×10 <sup>-4</sup> C/kg
ラド	rad	1 rad=1 cGy=10 <sup>-2</sup> Gy
レム	rem	1 rem=1 cSv=10 <sup>-2</sup> Sv
ガンマ	γ	1 γ=1 nT=10 <sup>-9</sup> T
フェルミ	f	1 f=1 fm=10 <sup>-15</sup> m
メートル系カラット		1メートル系カラット=200 mg=2×10 <sup>-4</sup> 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 <sup>-6</sup> m

