

放射線管理部門年報(2006年度)

Annual Report for FY2006 on the Activities of Radiation Protection Sector
(April 1, 2006 - March 31, 2007)

東海研究開発センター原子力科学研究所放射線管理部
高崎量子応用研究所管理部保安管理課
関西光科学研究所管理部保安管理課
青森研究開発センターむつ事務所保安管理課

Department of Radiation Protection, Nuclear Science Research Institute,
Tokai Research and Development Center
Safety Section, Department of Administrative Services,
Takasaki Advanced Radiation Research Institute
Safety Section, Department of Administrative Services,
Kansai Photon Science Institute
Operation Safety Administration Section, Mutsu Office,
Aomori Research and Development Center

December 2007

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

本レポートは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/index.shtml>)
より発信されています。このほか財団法人原子力弘済会資料センター*では実費による複写頒布を行っ
ております。

〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根 2 番地 4
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
電話 029-282-6387, Fax 029-282-5920

*〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根 2 番地 4 日本原子力研究開発機構内

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

放射線管理部門年報 (2006 年度)

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 放射線管理部
高崎量子応用研究所 管理部 保安管理課
関西光科学研究所 管理部 保安管理課
青森研究開発センター むつ事務所 保安管理課

(2007 年 10 月 11 日受理)

本報告書は、日本原子力研究開発機構の東海研究開発センター原子力科学研究所、高崎量子応用研究所、関西光科学研究所及びむつ事業所(2007年4月から青森研究開発センターむつ事務所)における放射線管理に関連する2006年度の活動をまとめたものである。放射線管理業務として、環境モニタリング、原子力施設及び放射線業務従事者の放射線管理、個人線量管理及び放射線管理用機器の維持管理等について記載するとともに、放射線管理に関連する技術開発及び研究の概要を記載した。

放射線業務従事者の個人被ばく管理においては、保安規定等に定められた線量限度を超える被ばくはなかった。また、各施設から放出された気体及び液体廃棄物の量とその濃度は保安規定等に定められた放出管理目標値及び放出管理基準値を下回っており、周辺監視区域外における実効線量も保安規定等に定められた線量限度以下であった。

原子力科学研究所放射線管理部の研究・技術開発活動においては、放射線管理の実務に関する技術開発の他、放射線標準施設棟(FRS)における中性子校正場の開発に関する研究等を実施した。

Annual Report for FY 2006 on the Activities of Radiation Protection Sector
(April 1,2006—March 31,2007)

Department of Radiation Protection, Nuclear Science Research Institute,
Tokai Research and Development Center
Safety Section, Department of Administrative Services,
Takasaki Advanced Radiation Research Institute
Safety Section, Department of Administrative Services,
Kansai Photon Science Institute
Operation Safety Administration Section, Mutsu Office,
Aomori Research and Development Center

Japan Atomic Energy Agency
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received October 11 ,2007)

This annual report describes the activities of Radiation Protection Sector in Department of Radiation Protection in Nuclear Science Research Institute, Safety Section in Takasaki Advanced Radiation Research Institute, Safety Section in Kansai Photon Science Institute and Operation Safety Administration Section in Mutsu Establishment (Aomori research and Development Center as from April 2007)in the fiscal year 2006.

The report covers environmental monitoring around the facilities, radiation protection of workplace and workers, individual monitoring, maintenance of monitoring instruments, and research and development of radiation protection technologies, which were performed at the Radiation Protection Sector.

There were no occupational or public exposures exceeding the prescribed dose limits. No effluent releases were recorded exceeding the prescribed limits on the amount and concentration of radioactivity for gaseous release and liquid waste.

As for the research and development activities, studies were conducted focusing mainly on the following themes: technological developments on operational radiation protection and establishment of calibration fields for various energy types of neutrons.

Keywords:

Radiation Protection, Environmental Monitoring, Individual Monitoring, Monitoring Instruments, Radiation Measurement, Occupational Exposure, Effluent Release.

2.4.3	排気・排水及び環境試料の化学分析	78
2.5	個人線量の管理	80
2.5.1	外部被ばく線量の測定	80
2.5.2	内部被ばく線量の測定	81
2.5.3	個人被ばく状況	82
2.5.4	個人被ばく線量等の登録管理	85
2.6	放射線測定器の管理	87
2.6.1	サーベイメータ等の管理	87
2.6.2	放射線モニタ等の管理	88
2.7	校正設備・管理試料計測の管理	89
2.7.1	放射線標準施設棟における校正設備の管理	89
2.7.2	放射線管理試料の計測	90
2.8	技術開発及び研究	92
2.8.1	電子化様式を用いた放射線管理手帳の運用	94
2.8.2	γ ・ β 線混合場での電子ポケット線量計の適用性	97
2.8.3	第4照射室における中性子サーベイメータ校正時に影響する散乱線の評価	99
2.8.4	放射線感受性の高い細胞を考慮した膀胱簡易モデルにおける光子・電子のエネルギー付与解析	101
2.8.5	研究炉施設生成核種に対する据置型 β 線用表面汚染モニタの使用	103
2.8.6	デジタルイメージ解析によるプルトニウム弁別測定法の開発	105
2.8.7	4MV ファン・デ・グラーフ型加速器におけるトリチウムターゲット管の管理	108
2.8.8	$^{45}\text{Sc}(p,n)^{45}\text{Ti}$ 反応を利用した 8 keV 単色中性子校正場の開発	110
2.8.9	高エネルギー準単色中性子校正場のフルエンス絶対測定用検出器の開発	112
2.8.10	放射能測定器の効率校正用コード CREPT-MCNP の開発と検証	114
3.	高崎量子応用研究所の放射線管理	115
3.1	環境放射線の管理	115
3.2	施設の放射線管理	117
3.3	個人線量の管理	119
3.4	放射線計測器の管理	120
3.5	放射性同位元素等の保有状況	121
3.6	技術開発	123
4.	関西光科学研究所の放射線管理	125
4.1	環境放射線の管理	125
4.2	施設の放射線管理(木津地区)	127
4.3	個人線量の管理	128
4.4	放射線計測器の管理	129
4.5	放射性同位元素等の保有状況	130
5.	むつ事業所の放射線管理	131

5.1	環境放射線（能）の管理	131
5.2	施設の放射線管理	135
5.3	個人線量の管理	137
5.4	放射線計測器の管理	139
5.5	放射性同位元素等の保有状況	140

付録

1.	成果	143
1)	外部投稿	143
2)	機構レポート	144
3)	口頭発表, ポスター発表, 講演	145
4)	特許等出願・登録	147
5)	資料	148
2.	受託研究・共同研究	148
3.	内部委員会等委員	149
4.	部内品質保証委員会	149
5.	機構内研修コースへの協力	151
6.	外部講師招へい	154
7.	外部機関への協力	155
1)	委員会委員等	155
2)	派遣業務	158
8.	国際協力	160

Contents

1. Preface	1
1.1 organization	2
1.2 work contents	7
2. Radiation Control in Nuclear Science Research Institute	9
2.1 General	10
2.1.1 Controlled Areas	10
2.1.2 Release of Radioactive Gaseous and Liquid Wastes	10
2.1.3 Effective Dose due to Radioactive Noble Gases and Liquid Effluents in environment	16
2.1.4 Inventory of Radioisotopes	17
2.1.5 Public Dose Assessment for the Application of the Modification to the Nuclear Reactor License	18
2.2 Activity of Radiation Control Section I	19
2.2.1 Radiation Control in Reactor Facility	19
2.2.1-1 JRR-2 and VHTRC	20
2.2.1-2 JRR-3 and JRR-4	21
2.2.2 Radiation Control in Nuclear Fuel Treatment Facility	24
2.2.2-1 Research Hot Laboratory	25
2.2.3 Radiation Control in Radioisotope and Radiation Facility	27
2.2.3-1 Accelerators and other Laboratories	28
2.2.3-2 Accelerators and other Laboratories	31
2.2.3-3 Tririum Process Laboratory and other Facilities	32
2.3 Activity of Radiation Control Section II	35
2.3.1 Radiation Control in Reactor Facility	35
2.3.1-1 STACY and TRACY	36
2.3.1-2 NSRR	39
2.3.1-3 FCA and TCA	40
2.3.1-4 Radioactive Waste Treatment Facility	44
2.3.2 Radiation Control in Nuclear Fuel Treatment Facility	47
2.3.2-1 Back-end Fuel Cycle Key Elements Research Facility(BECKY)	48
2.3.2-2 Reprocessing Facility Area	49
2.3.2-3 Reactor Fuel Examination Facility(RFEF)	53
2.3.2-4 Waste Safety Testing Facility(WASTE F)	57
2.3.3 Radiation Control in Radioisotope and Radiation Facility	61
2.4 Environmental Monitoring	63
2.4.1 Monitoring for Environmental Radiation	63

2.4.2	Monitoring for Environmental Samples	73
2.4.3	Chemical Analysis for Released Radioactive Materials and Environmental Samples	78
2.5	Individual Monitoring	80
2.5.1	Measurement for External Exposure	80
2.5.2	Measurement for Internal Exposure	81
2.5.3	Circumstance of Personnel Exposure	82
2.5.4	Registration of Personnel Exposure	85
2.6	Maintenance of Monitors and Survey Meters	87
2.6.1	Maintenance of Survey Meters	87
2.6.2	Maintenance of Monitors	88
2.7	Calibration Facility and Radioactivity Measurement	89
2.7.1	Maintenance and Service of Calibration Fields at FRS	89
2.7.2	Measurement of Radioactivity in Samples	90
2.8	Research and Technological Development	92
2.8.1	Operation of Computerized Radiation Work Passport System	94
2.8.2	Applicability of Electronic Pocket Dosimeter in Gamma-Beta Mixed Fields	97
2.8.3	Evaluation of scattered radiation at calibration of neutron survey meter on No.4 irradiation room	99
2.8.4	Evaluation of Absorbed Doses for Photon and Electron to the Urinary Bladder Wall Considering Radiosensitive Cells	101
2.8.5	Usage of A Radioactive Surface Contamination Monitor for Radionuclides from Research Reactor Facilities	103
2.8.6	Development of a new digital autoradiographical method for identification of Puparticles	105
2.8.7	Use and Maintenance of Tritium target attached on the 4 MV Van de Graff Accelerator	108
2.8.8	Development of 8 keV monoenergetic neutron calibration field using $^{45}\text{Sc}(p,n)^{45}\text{Ti}$ reaction	110
2.8.9	Development of a Detector for the Absolute Measurement of Neutron Fluence in Quasi-monoenergetic Neutron Calibration Fields of High Energies	112
2.8.10	Development and Verification of CREPT-MCNP Code for Efficiency Calibration of Radioactivity Measuring Instrument	114
3.	Radiation Control in Takasaki Advanced Radiation Research Institute	115
3.1	Environmental Monitoring	115
3.2	Radiation Control in Facility	117
3.3	Individual Monitoring	119

3.4	Maintenance of Monitors and Survey Meters	120
3.5	Inventory of Radioisotopes	121
3.6	Technological Development	123
4.	Radiation Control in Kansai Photon Science Institute	125
4.1	Environmental Monitoring	125
4.2	Radiation Control in Facility(Kizu)	127
4.3	Individual Monitoring	128
4.4	Maintenance of Monitors and Survey Meters	129
4.5	Inventory of Radioisotopes	130
5.	Radiation Control in Mutsu Establishment	131
5.1	Environmental Monitoring	131
5.2	Radiation Control in Facility	135
5.3	Individual Monitoring	137
5.4	Maintenance of Monitors and Survey Meters	139
5.5	Inventory of Radioisotopes	140

Appendix

1.	Results	143
1)	Journal Papers	143
2)	Reports Published as JAEA	144
3)	Oral Presentations, Poster Presentations	145
4)	Patents	147
5)	Papers Published	148
2.	Entrusted Works	148
3.	Commission Member of JAEA	149
4.	Quality Assurance Commission of Department of Radiation Protection	149
5.	Training Courses in JAEA	151
6.	Lectures by Outside Persons	154
7.	Cooperate with Outside Organizations	155
1)	Commission Member of commission	155
2)	Dispatch of experts	158
8.	International Cooperation	160

1. はじめに

独立行政法人日本原子力研究開発機構（略称は「原子力機構」、英文略称は「JAEA」）は平成17年10月の発足以降、中期計画に従って業務・研究を推進しており、安全確保を最優先事項としつつ、業務の合理化・効率化を進めている。放射線管理業務においても安全確保の徹底と信頼性の高い管理を目指し、品質保証体系を取り入れて継続的に改善を進めている。放射線防護研究では、放射線管理技術開発として、単色中性子場の確立など様々な被ばく源に対応可能な放射線測定機器の校正技術及び放射線計測技術の開発を進めている。

2006年度の放射線管理業務では、原子力科学研究所放射線管理部の実施業務とともに、高崎量子応用研究所、関西光科学研究所及び青森研究開発センターむつ事業所における放射線管理の実施業務について記載した。これらの業務は、原子炉施設、核燃料物質使用施設等の施設周辺の環境放射線及び放射能のモニタリング、施設及び放射線業務従事者の放射線管理、放射線測定機器の維持管理等であり、放射線安全をどのように確保してきたのかを知る上で重要である。

放射線管理技術の開発では、放射線管理の実務に関する技術開発として、放射線管理手帳システムの開発、新しい電子ポケット線量計の特性試験、デジタルイメージ解析によるPu弁別法の開発などを実施した。また、放射線標準施設棟（FRS）等における中性子校正場の開発に関する研究等では、8keV単色中性子場の開発、高エネルギー単色中性子場のフルエンス測定用検出器の開発等を実施するとともに、FRSの加速器中性子場等の共用を開始した。

さらに、放射線防護や原子力防災に係る機構内外の研修事業に講師を派遣するとともに、国や地方自治体からの要請に基づき、放射線防護基準等の策定や原子力施設の安全評価等に係る検討に協力した。これらの活動は専門知識や実務経験の蓄積による専門家の育成に繋がるばかりではなく、社会に対する原子力の理解の推進や原子力施策の推進に貢献するものである。

原子力科学研究所は、原子力機構内外の研究所等と情報交換しながら業務を進めるとともに、東海研究開発センターとしてひとつの組織に属する核燃料サイクル工学研究所の放射線管理部とも定期的に会合を持ち、情報交換及び技術協力を進め、効率的で効果的な放射線管理を目指している。

（吉田 真）

1.1 組織

東海研究開発センター原子力科学研究所放射線管理部の組織を図 1.1-1 に示す。

原子力科学研究所放射線管理部 (75)

水下 誠一

(次) 山口 恭弘

(技) 山口 武憲

宮本 俊寛

古田 敏城

() 内職員数

凡 例	
次	次長
技	技術主席
兼	兼務



* 職員数には、業務協力員・嘱託等を含む。

図 1.1-1 原子力科学研究所放射線管理部の組織 (平成 19 年 3 月 31 日現在)

Organization Chart of Department of Radiation Protection
as of March 31, 2007

() : Number of Personnel*

Tokai Research and Development Center.

Nuclear Science Research Institute.

Department of Radiation Protection. (75)

- Radiation Protection Administration Section (3)
- Dosimetry Management Section (10)
- Environmental Radiation Control Section (11)
- Facility Radiation Control Section I (20)
- Facility Radiation Control Section II (16)
- Calibration Standards and Measurement Section (10)

* Cooperative Staffs, etc. are included.

高崎量子応用研究所管理部保安管理課の組織を図 1.1-2 に示す。

高崎量子応用研究所管理部保安管理課の組織図

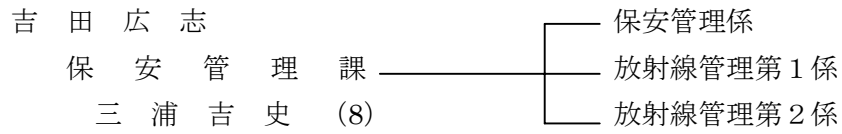


図 1.1-2 高崎量子応用研究所管理部保安管理課の組織（平成 19 年 3 月 31 日現在）

Organization Chart as of March 31,2007

() : Number of Personnel

Takasaki Advanced Radiation Research Institute
Department of Administrative Services,
Safety Section (8)

関西光科学研究所管理部保安管理課の組織を図 1.1-3 に示す。

関西光科学研究所管理部保安管理課の組織図

佐藤 隆 司
保安管理課
小林 秀 雄 (6)

図 1.1-3 関西光科学研究所管理部保安管理課の組織 (平成 19 年 3 月 31 日現在)

Organization Chart as of March 31,2007

() : Number of Personnel

Radiation Control in Kansai Photon Science Institute
Department of Administrative Services,
Safety Section (6)

むつ事業所管理部保安管理課の組織を図 1.1-4 に示す。

むつ事業所管理部保安管理課の組織図



図 1.1-4 むつ事業所管理部保安管理課の組織（平成 19 年 3 月 31 日現在）

Organization Chart as of March 31,2007

() : Number of Personnel

Mutsu Establishment

Department of Administrative Services,

Operation Safety Administration Section (5)

1.2 業務内容

原子力科学研究所放射線管理部の業務内容は以下の通りである。

(業務課)

- (1)放射線管理部の業務の調整及び庶務。
- (2)上記のほか、放射線管理部の他の所掌に属さない業務。

(線量管理課)

- (1)原子力科学研究所、J-PARC センター、大洗研究開発センター(北地区のみ)、那珂核融合研究所、高崎量子応用研究所、関西光科学研究所及びむつ事業所の被ばく登録関連業務。
- (2)原子力科学研究所(規定等に基づき業務を依頼した拠点を含む。)の外部被ばく線量の測定。
- (3)原子力科学研究所の体内汚染の検査及び内部被ばく線量の算出。
- (4)原子力科学研究所の放射線管理用計測機器の校正及び保守。

(環境放射線管理課)

- (1)原子力科学研究所における放射線管理の総括業務。
- (2)原子力科学研究所及びJ-PARC センターにおける施設外周辺環境の放射線及び放射能の監視。
- (3)原子力科学研究所及びJ-PARC センターにおける放射線管理用試料の分析及び測定。

(放射線管理第1課)

原子力科学研究所における研究棟、加速器棟、ホットラボ、研究炉及びラジオアイソトープ製造棟並びにこれらの施設の周辺施設の放射線管理に関する業務。

(放射線管理第2課)

原子力科学研究所における燃料試験施設、NSRR、WASTEF、NUCEF 及び放射性廃棄物処理場並びにこれらの施設の周辺施設の放射線管理に関する業務。

(放射線計測技術課)

- (1)放射線管理用計測機器校正用設備及び放射能測定設備の維持管理。
- (2)放射線管理に係る技術開発。

高崎量子応用研究所管理部保安管理課の業務内容は以下の通りである。

高崎拠点に係る

- (1) 職員等の安全衛生に関すること。
- (2) 一般施設の安全管理の総括に関すること。
- (3) 放射線発生装置使用施設等の保安管理の総括に関すること。
- (4) 許認可申請の支援に関すること。
- (5) 緊急時対策の整備及び調整に関すること。
- (6) 事故対策活動の支援に関すること。
- (7) 核燃料物質の保障措置及び計量管理に関すること。
- (8) 環境保全に関すること。
- (9) 放射線管理に関すること。

関西光科学研究所管理部保安管理課の業務内容は以下の通りである。

関西拠点に係る

- (1) 職員等の安全衛生に関すること。
- (2) 一般施設の安全管理の総括に関すること。
- (3) 放射線発生装置使用施設等の保安管理の総括に関すること。
- (4) 許認可申請の支援に関すること。
- (5) 緊急時対策の整備及び調整に関すること。
- (6) 事故対策活動の支援に関すること。
- (7) 核燃料物質の保障措置及び計量管理に関すること。
- (8) 環境保全に関すること。
- (9) 放射線管理に関すること。

青森研究開発センターむつ事業所管理部保安管理課の業務内容は以下の通りである。

青森拠点に係る

- (1) 職員等の安全衛生管理に関すること。
- (2) 一般施設の安全管理の総括に関すること。
- (3) 原子力施設の保安管理の総括に関すること。
- (4) 許認可申請の支援に関すること。
- (5) 緊急時対策の整備及び調整に関すること。
- (6) 事故及び災害の措置に関すること。
- (7) 核燃料物質の保障措置及び計量管理に関すること。
- (8) 環境保全に関すること。
- (9) 放射線管理に関すること。

2. 原子力科学研究所の放射線管理

原子炉施設、核燃料物質使用施設等の環境放射線管理、施設放射線管理、個人被ばく管理、放射線管理用機器の管理及び校正設備の維持管理の業務を2005年度に引き続き滞りなく実施した。また、スタックダストモニタの検出器、モニタ集中監視装置等の更新整備、サーベイメータ等の放射線測定機器、中性子校正用の²⁵²Cf線源の更新等を年次計画に沿って実施し、放射線管理の効率化と機能の充実を図った。

2006年度に原子力科学研究所の各施設から放出された気体及び液体廃棄物中の放射性物質の量とその濃度は、いずれも保安規定等に定められた放出管理目標値及び放出管理基準値以下であった。年間の総放出量に基づいて算出した周辺監視区域外における実効線量は $2.5 \times 10^{-2} \mu\text{Sv}$ であり、原子炉施設保安規定に定められた実効線量の線量目標値と比較して十分低い値であった。また、事故等による放射性汚染及び被ばくはなかった。原子力科学研究所の周辺監視区域内外における環境放射線及び環境試料のモニタリングを行った結果、異常は認められず、通常の変動範囲内にあることが確認された。

原子炉施設、核燃料物質使用施設等における作業環境の監視及び作業員の放射線被ばくの管理では、作業環境モニタリングや被ばくに関して異常はなく、放射線管理上の問題はなかった。また、各施設から放出される気体及び液体状の放射性物質の監視を適切に実施するとともに、保安規定遵守状況検査や原子力保安検査官による施設巡視等に対応した。

原子力科学研究所では、旧日本原子力研究所（以下「旧原研」という。）全事業所の放射線業務従事者の被ばく線量測定結果をとりまとめた。原子力科学研究所の作業に関して、保安規定等に定められた線量限度及び警戒線量を超える被ばくはなかった。また、2006年度における実効線量は、最大10.0mSv、平均0.07mSvであり、総線量は282.0人・mSvであった。

原子力科学研究所等の各種サーベイメータ、環境放射線監視システム、施設の放射線管理用モニタ等の放射線測定機器の定期点検、校正を年次計画に基づき実施するとともに、これらの放射線測定機器の故障修理等にも適宜対応した。また、サーベイメータ等の更新整備も年次計画に沿って実施した。

放射線標準施設棟に設置されている測定器校正用照射設備・装置機器の運転及び維持管理を適切に実施した。また、環境試料及び施設放射線管理用試料の放射能測定評価を実施するとともに、放射線管理用試料集中計測システムの維持管理を行った。

国内の研究機関との間で共同研究、受託調査を実施するとともに、韓国原子力研究所との間で研究協力を継続実施した。

原子力研修センターをはじめとする内外の機関における各種研修講座、放射線業務従事者訓練等に、放射線管理の専門家を講師及び実習指導員として派遣し協力するとともに、各放射線作業現場における作業員の放射線安全教育訓練に積極的に協力した。また、国や地方自治体、あるいは公的機関等が主催する各種の委員会に対し放射線防護や放射線計測の専門家として委員を派遣するなど、原子力関連の公的事業の推進に協力した。

(山口 武憲)

2.1 管理の総括

2006年度に各施設から放出された気体及び液体廃棄物中の放射性物質の量及び濃度は、いずれも保安規定に定められた放出の基準値及び放出管理目標値以下であった。また、年間総放出量に基づいて算出した周辺環境における実効線量は $2.5 \times 10^{-2} \mu\text{Sv}$ であり、原子炉施設保安規定に定められた実効線量の線量目標値と比較して十分に低い値であった。

(村上 博幸)

2.1.1 管理区域

管理区域は、原子炉施設保安規定、核燃料物質使用施設等保安規定、放射線障害予防規程及び少量核燃料物質使用施設等保安規則に基づき、第1種管理区域及び第2種管理区域に設定されている。

2006年度中に一時的に指定された管理区域の件数は、第1種管理区域46件、第2種管理区域2件であった。主な設定理由は、第1種管理区域では、排気フィルタ交換などの排気設備関連の保守作業(31件)及び排水設備の点検作業等(15件)であった。第2種管理区域では、X線非破壊検査であった。

(菊地 正光)

2.1.2 排気及び排水の管理データ

(1) 放出放射性塵埃及び放射性ガス

2006年度に各施設から放出された放射性塵埃及び放射性ガスの核種別の年間放出量及び年間平均濃度を表2.1.2-1に示す。各施設からの年間放出量及び年間平均濃度は、いずれも保安規定等に定められている放出の基準値を超えていなかった。

(2) 放射性液体廃棄物

2006年度に各施設から放出された放射性廃液の排水溝の流量から求めた排水溝別の1日平均濃度、3か月平均濃度の最大値及び年間放出量を表2.1.2-2に示す。

排水溝へ放出された廃液の年間放出量は、 ^3H 、 ^{14}C 以外の核種が $2.8 \times 10^6 \text{Bq}$ 、 ^3H が $9.4 \times 10^{10} \text{Bq}$ 、 ^{14}C は放出されなかった。これらの値を2005年度と比較すると、 ^3H 、 ^{14}C 以外の核種は約0.62倍、 ^3H は約0.35倍となっている。

排水溝における1日平均濃度の最大値は、 ^3H 、 ^{14}C 以外の核種で $6.8 \times 10^{-5} \text{Bq/cm}^3$ 、3か月平均濃度の最大値は、 ^3H 、 ^{14}C 以外の核種で $5.5 \times 10^{-6} \text{Bq/cm}^3$ であった。

各排水溝への放出量、1日平均濃度等は、いずれも保安規定等に定められている放出の基準値を超えていなかった。なお、廃棄物処理場へ処理のために送られた廃液の年間放出量は、 β 、 γ 線放出核種で $4.3 \times 10^{10} \text{Bq}$ であった。この値は、2005年度と比較すると約1.8倍となっている。

(3) 放出管理目標値との比較

原子炉施設から放出された気体廃棄物のうち、放出管理目標値が定められている核種の年間放出量と放出管理目標値との比較を表 2.1.2-3 に示す。

全施設から排水溝へ放出された放射性廃液中の年間放出量と放出管理目標値との比較を表 2.1.2-4 に示す。

これらの値は、いずれも放出管理目標値を十分に下回っていた。

(菊地 正光)

表 2.1.2-1 各施設における放射性塵埃及び放射性ガスの年間放出量及び年間平均濃度
(2006 年度)

項 目 施 設 名		放射性塵埃*1			放射性ガス		
		核種	年間放出量*2 (Bq)	年間平均濃度*3 (Bq/cm ³)	核種*4	年間放出量*2 (Bq)	年間平均濃度*3 (Bq/cm ³)
第 4 研究棟	西棟	全β	—	< 7.3×10 ⁻¹¹	HTO HT	0 0	< 1.7×10 ⁻⁶ < 1.8×10 ⁻⁶
		²⁴¹ Am	0	< 5.0×10 ⁻¹¹			
		⁶⁰ Co	0	< 7.3×10 ⁻¹¹			
	東棟	全β	—	< 7.3×10 ⁻¹¹	HTO HT	0 0	< 1.7×10 ⁻⁶ < 1.6×10 ⁻⁶
²⁴¹ Am	0	< 5.0×10 ⁻¹¹					
⁶⁰ Co	0	< 7.3×10 ⁻¹¹					
放射線標準 施設棟	西棟	—	—	—	HTO HT	0 0	< 8.1×10 ⁻⁶ < 8.0×10 ⁻⁶
	東棟	全β	—	< 3.1×10 ⁻¹⁰	—	—	—
冶金特研		²⁴¹ Am	0	< 2.1×10 ⁻¹⁰	—	—	—
		⁶⁰ Co	0	< 3.1×10 ⁻¹⁰			
		全β	—	< 6.1×10 ⁻¹⁰			
セラミック特研		²³⁴ U	0	< 4.2×10 ⁻¹⁰	HTO HT	5.0×10 ⁷ 0	< 3.8×10 ⁻⁵ < 4.8×10 ⁻⁵
		⁶⁰ Co	0	< 6.1×10 ⁻¹⁰			
		全β	—	< 6.1×10 ⁻¹⁰			
タンデム加速器建家		²³⁷ Np	0	< 9.9×10 ⁻¹¹	—	—	—
		⁶⁰ Co	0	< 1.5×10 ⁻¹⁰			
		全β	—	< 1.5×10 ⁻¹⁰			
ホットラボ	主排気口	全β	—	< 9.3×10 ⁻¹¹	⁸⁵ Kr	0	< 6.7×10 ⁻³
	²³⁸ Pu	0	< 6.2×10 ⁻¹¹				
副排気口		¹³⁷ Cs	0	< 2.0×10 ⁻¹⁰	—	—	—
		全β	—	< 9.3×10 ⁻¹¹			
JRR-1		¹³⁷ Cs	0	< 9.3×10 ⁻¹¹	—	—	—
		全β	—	< 3.6×10 ⁻¹⁰			
JRR-2		⁶⁰ Co	0	< 3.6×10 ⁻¹⁰	³ H	0	< 2.0×10 ⁻⁴
		全β	—	< 2.6×10 ⁻¹⁰			
		全α	—	< 1.8×10 ⁻⁹			
JRR-3		⁶⁰ Co	0	< 3.6×10 ⁻¹⁰	³ H ⁴¹ Ar	3.1×10 ¹⁰ 1.3×10 ⁹	< 5.1×10 ⁻⁵ < 1.2×10 ⁻³
		¹³¹ I	0	< 9.7×10 ⁻¹⁰			
		全β	—	< 9.3×10 ⁻¹¹			
		全α	—	< 6.2×10 ⁻¹¹			
実験利用棟第 2 棟		⁶⁰ Co	0	< 8.6×10 ⁻¹¹	³ H	0	< 2.5×10 ⁻⁵
		²³⁷ Np	0	< 6.2×10 ⁻¹¹			
		全β	—	< 8.6×10 ⁻¹¹			
JRR-4		⁶⁰ Co	0	< 1.3×10 ⁻¹⁰	⁴¹ Ar	1.2×10 ⁹	< 1.5×10 ⁻³
		全β	—	< 9.5×10 ⁻¹¹			
		全α	—	< 5.6×10 ⁻¹⁰			
		¹³¹ I	0	< 2.2×10 ⁻⁹			
開発試験室 VHTRC		⁶⁰ Co	0	< 3.6×10 ⁻¹⁰	—	—	—
		全β	—	< 2.6×10 ⁻¹⁰			
		全α	—	< 1.7×10 ⁻⁹			
		¹³¹ I	0	< 2.5×10 ⁻⁹			

項 目 施 設 名		放射性塵埃*1			放射性ガス		
		核種	年間放出量*2 (Bq)	年間平均濃度*3 (Bq/cm ³)	核種*4	年間放出量*2 (Bq)	年間平均濃度*3 (Bq/cm ³)
開発試験室 同位体分離研究室		全β 全α U _{nat}	— — 0	<3.6×10 ⁻¹⁰ <2.6×10 ⁻¹⁰ <2.6×10 ⁻¹⁰	—	—	—
R I 製造棟	200 エリア	全β 60Co 210Po	— 0 0	<3.6×10 ⁻¹⁰ <3.6×10 ⁻¹⁰ <2.6×10 ⁻¹⁰	3H	0	<2.3×10 ⁻⁴
	300 エリア	全β 131I 60Co	— 9.0×10 ³ 0	<9.3×10 ⁻¹¹ <6.7×10 ⁻¹⁰ <9.3×10 ⁻¹¹	3H 85Kr	0 2.0×10 ⁶	<5.1×10 ⁻⁵ <8.0×10 ⁻⁴
	400 エリア	全β U _{nat} 60Co	— 0 0	<9.3×10 ⁻¹¹ <6.2×10 ⁻¹¹ <9.3×10 ⁻¹¹	HTO HT	0 0	<5.0×10 ⁻⁵ <4.8×10 ⁻⁵
	600 エリア	全β 60Co	— 0	<3.6×10 ⁻¹⁰ <3.6×10 ⁻¹⁰	41Ar	6.8×10 ⁶	<8.0×10 ⁻⁴
核燃料倉庫		全β U _{nat}	— 0	<3.6×10 ⁻¹⁰ <2.6×10 ⁻¹⁰	—	—	—
高度環境分析研究棟		全α 239Pu	— 0	<9.8×10 ⁻¹¹ <9.8×10 ⁻¹¹	—	—	—
トリチウムプロセス 研究棟		全β U _{nat}	— 0	4.0×10 ⁻¹⁰ <6.2×10 ⁻¹¹	HTO HT	6.0×10 ¹⁰ 2.1×10 ⁹	1.7×10 ⁻⁴ <7.8×10 ⁻⁶
プルトニウム研究 1 棟	排気口 I	全β 239Pu 106Ru	— 0 0	<4.7×10 ⁻¹¹ <3.1×10 ⁻¹¹ <4.7×10 ⁻¹¹	—	—	—
	排気口 II・III	全β 239Pu 106Ru	— 0 0	<9.3×10 ⁻¹¹ <6.2×10 ⁻¹¹ <9.3×10 ⁻¹¹	—	—	—
再処理特 別研究棟	スタック I	全β 239Pu 137Cs	— 0 0	<4.7×10 ⁻¹¹ <3.1×10 ⁻¹¹ <4.7×10 ⁻¹¹	—	—	—
	スタック II	全β 239Pu 137Cs	— 0 0	<4.7×10 ⁻¹¹ <3.1×10 ⁻¹¹ <4.7×10 ⁻¹¹	—	—	—
プルトニウム研究 2 棟		全β U _{nat}	— 0	<1.8×10 ⁻¹⁰ <1.3×10 ⁻¹⁰	—	—	—
再処理試験室		全β U _{nat}	— 0	<4.7×10 ⁻¹¹ <3.1×10 ⁻¹¹	—	—	—
ウラン濃縮研究棟		全β U _{nat}	— 0	<4.7×10 ⁻¹¹ <3.1×10 ⁻¹¹	—	—	—
汚染除去場		全β 137Cs 241Am	— 0 0	<2.0×10 ⁻¹⁰ <5.0×10 ⁻¹⁰ <1.3×10 ⁻¹⁰	—	—	—
第 1 廃棄物処理棟		全β 125mTe 137Cs 241Am	— 1.5×10 ⁵ 0 0	<2.0×10 ⁻¹⁰ <1.9×10 ⁻⁸ <4.4×10 ⁻¹⁰ <1.3×10 ⁻¹⁰	3H	0	<1.3×10 ⁻⁴
第 2 廃棄物処理棟		全β 137Cs 241Am	— 0 0	<4.8×10 ⁻¹¹ <1.1×10 ⁻¹⁰ <3.1×10 ⁻¹¹	—	—	—
解体分別保管棟		全β 137Cs 241Am	— 0 0	<2.8×10 ⁻¹⁰ <4.4×10 ⁻¹⁰ <1.8×10 ⁻¹⁰	—	—	—

項 目 施 設 名		放射性塵埃*1			放射性ガス		
		核種	年間放出量*2 (Bq)	年間平均濃度*3 (Bq/cm ³)	核種*4	年間放出量*2 (Bq)	年間平均濃度*3 (Bq/cm ³)
第3廃棄物処理棟		全β 137Cs 241Am	— 0 0	<2.0×10 ⁻¹⁰ <4.6×10 ⁻¹⁰ <1.3×10 ⁻¹⁰	—	—	—
液体処理場		全β 137Cs 241Am	— 0 0	<2.0×10 ⁻¹⁰ <2.0×10 ⁻¹⁰ <1.3×10 ⁻¹⁰	—	—	—
減容処理棟		全β 137Cs 241Am	— 0 0	<2.0×10 ⁻¹⁰ <4.2×10 ⁻¹⁰ <1.3×10 ⁻¹⁰	³ H	0	<2.5×10 ⁻⁴
環境シミュレーション 試験棟		全β 137Cs 237Np	— 0 0	<4.8×10 ⁻¹¹ <4.8×10 ⁻¹¹ <3.1×10 ⁻¹¹	—	—	—
廃棄物安全試験施設		全β 137Cs 241Am	— 0 0	<4.8×10 ⁻¹¹ <4.8×10 ⁻¹¹ <3.1×10 ⁻¹¹	⁸⁵ Kr	7.5×10 ⁷	<2.4×10 ⁻³
FCA・SGL		全β 137Cs 131I 239Pu	— 0 3.5×10 ⁴ 0	<2.3×10 ⁻¹⁰ <5.1×10 ⁻¹⁰ <2.4×10 ⁻⁹ <1.5×10 ⁻¹⁰	—	—	—
TCA		全β 60Co 131I 234U	— 0 0 0	<2.4×10 ⁻¹⁰ <6.1×10 ⁻¹⁰ <2.4×10 ⁻⁹ <1.6×10 ⁻¹⁰	—	—	—
FNS		全β	—	<4.1×10 ⁻¹⁰	HTO HT 13N	5.0×10 ¹⁰ 1.4×10 ¹¹ 1.1×10 ¹¹	4.2×10 ⁻⁴ 1.2×10 ⁻³ <2.7×10 ⁻³
バックエンド 技術開発建家		全β 60Co 243Am	— 0 0	<3.6×10 ⁻¹⁰ <3.6×10 ⁻¹⁰ <2.6×10 ⁻¹⁰	—	—	—
NSRR	原子炉棟	全β 全α 60Co 131I	— — 0 0	<1.8×10 ⁻¹⁰ <1.3×10 ⁻¹⁰ <5.7×10 ⁻¹⁰ <7.6×10 ⁻⁹	⁴¹ Ar	4.8×10 ⁹	<9.8×10 ⁻³
	燃料棟	全β 60Co	— 0	<1.8×10 ⁻¹⁰ <6.1×10 ⁻¹⁰	—	—	—
燃料試験施設		全β 131I 129I 239Pu 137Cs	— 0 1.8×10 ⁵ 0 0	<4.7×10 ⁻¹¹ <1.7×10 ⁻⁹ <5.2×10 ⁻⁹ <3.1×10 ⁻¹¹ <4.7×10 ⁻¹¹	⁸⁵ Kr	2.5×10 ¹¹	<8.8×10 ⁻³
NUCEF STACY TRACY BECKEY		全β 131I 133I 82Br 137Cs 239Pu	— 4.2×10 ⁴ 2.8×10 ⁵ 1.7×10 ⁵ 0 0	<2.8×10 ⁻¹¹ <6.6×10 ⁻¹⁰ <6.3×10 ⁻⁹ <3.6×10 ⁻⁹ <1.3×10 ⁻¹⁰ <1.5×10 ⁻¹¹	¹³⁸ Xe ⁸⁵ Kr	3.4×10 ¹¹ 1.0×10 ¹⁰	<7.6×10 ⁻⁴ <7.1×10 ⁻⁴

*1 揮発性核種も含む。

*2 検出下限濃度以上の放出量の合計。検出下限濃度未満の場合は、放出量を0とした。なお、全α及び全βについては、評価を行っていないため「—」とした。

*3 1年間連続して排気装置を運転した場合の総排风量で年間放出量を除した値。この値が検出下限濃度未満の場合は“< (検出下限濃度)”とした。

*4 核種欄が「—」の施設は、放射性ガスの発生はない。

表 2.1.2-2 放射性廃液の排水溝における平均濃度・年間放出量

(2006 年度)

排水溝名	排水溝における濃度及び年間放出量		
	1 日平均濃度の 最大値*1 (Bq/cm ³)	3 か月平均濃度の 最大値*1 (Bq/cm ³)	年間放出量*2 (Bq)
第 1 排水溝	³ H, ¹⁴ C 以外 : 6.1×10 ⁻⁵ (3.4×10 ⁻⁵) ³ H : 4.1×10 ⁻³ (1.0×10 ⁻⁴)	³ H, ¹⁴ C 以外 : 8.6×10 ⁻⁷ (1.8×10 ⁻⁶) ³ H : 6.5×10 ⁻⁵ (1.1×10 ⁻⁶)	³ H, ¹⁴ C 以外 : 4.6×10 ⁵ (1.5×10 ⁶) (内訳) $\left[\begin{array}{l} {}^{22}\text{Na} : (4.2 \times 10^3) \\ {}^{54}\text{Mn} : (3.0 \times 10^3) \\ {}^{60}\text{Co} : 9.0 \times 10^4 \\ \quad (4.0 \times 10^5) \\ {}^{90}\text{Sr} : 7.0 \times 10^3 \\ {}^{137}\text{Cs} : 3.1 \times 10^5 \\ \quad (9.2 \times 10^5) \end{array} \right. \left. \begin{array}{l} {}^{232}\text{Th} : 2.7 \times 10^4 \\ \quad (7.7 \times 10^4) \\ {}^{234}\text{U} : 2.6 \times 10^4 \\ {}^{237}\text{Np} : (2.0 \times 10^4) \\ {}^{241}\text{Am} : (7.5 \times 10^2) \\ \text{U}_{\text{nat}} : (7.7 \times 10^4) \end{array} \right.$ ³ H : 1.8×10 ⁷ (6.5×10 ⁵)
第 2 排水溝	³ H, ¹⁴ C 以外 : 2.9×10 ⁻⁵ (5.0×10 ⁻⁴) ³ H : 1.1 (4.4×10 ⁻³) ¹⁴ C : (1.0×10 ⁻²)	³ H, ¹⁴ C 以外 : 8.1×10 ⁻⁷ (6.1×10 ⁻⁵) ³ H : 5.2×10 ⁻² (9.5×10 ⁻⁵) ¹⁴ C : (1.2×10 ⁻³)	³ H, ¹⁴ C 以外 : 2.4×10 ⁶ (1.1×10 ⁸) (内訳) $\left[\begin{array}{l} {}^7\text{Be} : (9.6 \times 10^5) \\ {}^{60}\text{Co} : 1.4 \times 10^6 \\ \quad (4.9 \times 10^7) \\ {}^{90}\text{Sr} : 2.6 \times 10^5 \\ {}^{106}\text{Ru} : (5.7 \times 10^5) \end{array} \right. \left. \begin{array}{l} {}^{137}\text{Cs} : 7.1 \times 10^5 \\ \quad (4.5 \times 10^7) \\ {}^{210}\text{Po} : (3.5 \times 10^3) \\ {}^{234}\text{U} : (3.5 \times 10^4) \\ {}^{239}\text{Pu} : (4.3 \times 10^4) \\ {}^{241}\text{Am} : (1.9 \times 10^7) \end{array} \right.$ ³ H : 9.4×10 ¹⁰ (2.9×10 ⁸) ¹⁴ C : (2.1×10 ⁹)
第 3 排水溝	³ H, ¹⁴ C 以外 : 6.8×10 ⁻⁵ (2.7×10 ⁻³) ³ H : 4.1×10 ⁻¹	³ H, ¹⁴ C 以外 : 5.5×10 ⁻⁶ (2.1×10 ⁻⁴) ³ H : 4.1×10 ⁻²	³ H, ¹⁴ C 以外 : 4.1×10 ³ (2.6×10 ⁵) (内訳) $\left[\begin{array}{l} {}^{60}\text{Co} : (2.1 \times 10^5) \\ {}^{137}\text{Cs} : 4.1 \times 10^3 \\ {}^{234}\text{U} : (1.5 \times 10^4) \\ {}^{239}\text{Pu} : (1.5 \times 10^4) \\ {}^{243}\text{Am} : (1.7 \times 10^4) \end{array} \right.$ ³ H : 8.3×10 ⁷

表 2.1.2-3 気体廃棄物の年間放出量と放出管理目標値との比較

(2006 年度)

原子炉施設	種類	核種	放出管理目標値 (Bq/年)	年間放出量* ¹ (Bq)	年間放出量 放出管理目標値
JRR-2	放射性ガス	³ H	9.6×10 ¹² * ²	0	—
JRR-3	放射性希ガス	⁴¹ Ar	6.2×10 ¹³	1.3×10 ⁹	2.1×10 ⁻⁵
	放射性ガス	³ H	7.4×10 ¹²	3.1×10 ¹⁰	4.2×10 ⁻³
JRR-4	放射性希ガス	⁴¹ Ar	9.6×10 ¹¹	1.2×10 ⁹	1.3×10 ⁻³
NSRR	放射性希ガス	主に ⁴¹ Ar, ¹³⁵ Xe	4.4×10 ¹³	4.8×10 ⁹	1.1×10 ⁻⁴
	放射性よう素	¹³¹ I	4.8×10 ⁹	0	—
STACY TRACY	放射性希ガス	主に ⁸⁹ Kr, ¹³⁸ Xe	8.1×10 ¹³	3.4×10 ¹¹	4.2×10 ⁻³
	放射性よう素	¹³¹ I	1.5×10 ¹⁰	4.2×10 ⁴	2.8×10 ⁻⁶
	プルトニウム (アメリシウムを含む)	主に ²³⁹ Pu, ²⁴¹ Pu	4.0×10 ⁷	0	—

*1 検出下限濃度未満は放出量を 0 として集計した。

*2 2006 年 11 月 20 日付けにて 1.5×10¹² Bq/年に変更。

表 2.1.2-4 液体廃棄物の年間放出量と放出管理目標値との比較

(2006 年度)

核種		放出管理目標値 (Bq/年)	年間放出量* (Bq)	年間放出量 放出管理目標値
³ H, ¹⁴ C 以外の核種	総量	1.8×10 ¹⁰	2.8×10 ⁶	1.6×10 ⁻⁴
	⁶⁰ Co	3.7×10 ⁹	1.5×10 ⁶	4.1×10 ⁻⁴
	¹³⁷ Cs	3.7×10 ⁹	1.0×10 ⁶	2.7×10 ⁻⁴
³ H		2.5×10 ¹³	9.4×10 ¹⁰	3.8×10 ⁻³
¹⁴ C		1.1×10 ¹¹	0	—

* 第 1, 第 2, 第 3 排水溝の合計値

2.1.3 環境における放射性希ガス及び液体廃棄物による実効線量

原子炉施設保安規定に基づき、原子力科学研究所の周辺監視区域外における放射性希ガス及び液体廃棄物による年間の実効線量を算出した。

放射性希ガスに起因する年間の実効線量を、放出管理目標値が定められている JRR-3, JRR-4, NSRR, STACY 及び TRACY について 2006 年度の原子力科学研究所における気象統計を用いて算出した。その結果、最大実効線量は、NUCEF 南西方向の周辺監視区域境界での 1.4×10⁻²µSv であった。原子炉施設毎の実効線量を表 2.1.3-1 に示す。また、γ, β 線による皮膚及びγ線による水晶体の等価線量は、それぞれ 3.5×10⁻²µSv, 2.8×10⁻²µSv であった。

液体廃棄物に起因する年間の実効線量を、原子力科学研究所全施設から放出された ¹⁴C を除く

^3H , ^{60}Co , ^{137}Cs 等の核種について算出した。その結果は、 $1.1 \times 10^{-2} \mu\text{Sv}$ であった。核種別の実効線量を表 2.1.3-2 に示す。

放射性希ガス及び液体廃棄物による実効線量の合計は $2.5 \times 10^{-2} \mu\text{Sv}$ であり、原子炉施設保安規定に定められている周辺監視区域外における年間の実効線量の目標値 $50 \mu\text{Sv}$ の 0.1% 未満であった。

(菊地 正光)

表 2.1.3-1 放射性希ガスによる年間実効線量

(2006 年度)

原子炉施設	年間放出量* (Bq)	NUCEF 南西の周辺監視区域外に おける年間の実効線量 (μSv)
JRR-3	1.3×10^9	5.1×10^{-5}
JRR-4	1.2×10^9	1.6×10^{-4}
NSRR	4.8×10^9	1.6×10^{-5}
STACY TRACY	3.4×10^{11}	1.4×10^{-2}
合 計		1.4×10^{-2}

* 検出下限濃度未満は放出量を 0 として集計した。

表 2.1.3-2 液体廃棄物による年間実効線量

(2006 年度)

核 種	年間放出量(Bq)*	年間の実効線量(μSv)
^3H , ^{14}C 以外 の核種	^{60}Co	1.5×10^6
	^{137}Cs	1.0×10^6
	その他	3.2×10^5
^3H	9.4×10^{10}	4.8×10^{-4}
合 計		1.1×10^{-2}

* 検出下限濃度未満は放出量を 0 として集計した。

2.1.4 放射性同位元素の保有状況

許可使用に係る放射性同位元素の保有状況調査は、原子力科学研究所放射線障害予防規程に基づき、2006 年 10 月 1 日現在及び 2007 年 3 月 31 日現在の 2 回実施した。また、密封微量線源についても、2006 年 12 月 1 日現在の保有状況の調査を実施した。表 2.1.4-1 に放射性同位元素の保有状況を示す。

(菊地 正光)

表 2.1.4-1 放射性同位元素保有状況

(2006年度)

施設名	密封されていない 放射性同位元素 (2007年3月31日現在)			密封された 放射性同位元素 (2007年3月31日現在)				密封微量線源 (2006年12月31日現在)			
	保有量 (Bq)	主要核種名	核種数	保有量 (Bq)	主要核種名	核種数	個数	保有量 (Bq)	主要核種名	核種数	個数
第1研究棟								3.2×10 ⁵	¹³⁷ Cs, ²⁴¹ Am	15	32
第2研究棟				1.6×10 ¹¹	⁵⁵ Fe, ²⁴¹ Am	3	5	1.4×10 ⁷	¹³⁷ Cs, ²⁴¹ Am	9	734
第3研究棟								1.1×10 ⁷	¹³⁷ Cs, ²⁴¹ Am	30	285
第4研究棟	9.6×10 ¹⁰	⁸⁵ Kr, ²⁴¹ Am	55	4.0×10 ¹⁴	⁶⁰ Co, ⁸⁵ Kr	4	7	1.2×10 ⁷	¹³⁷ Cs, ²⁴¹ Am	28	287
放射線標準施設棟	6.5×10 ¹⁰	³ H, ⁸⁵ Kr	12	9.6×10 ¹²	⁶⁰ Co, ²⁴¹ Am	12	51	4.6×10 ⁷	¹³⁷ Cs, ²⁴¹ Am	21	144
F E L 研究棟				5.2×10 ⁶	¹³⁷ Cs	1	1	1.8×10 ⁶	¹⁵² Eu, ²⁴¹ Am	11	23
タンデム加速器建家	3.3×10 ⁵	²⁴⁸ Cm, ²⁵² Cf	8					1.9×10 ⁶	⁶⁰ Co, ²⁴¹ Am	16	69
冶金特研	6.2×10 ¹⁰	⁹⁹ Tc	1					9.3×10 ⁵	¹³⁷ Cs, ²⁴¹ Am	9	17
開発試験室								2.2×10 ⁵	¹³⁷ Cs	1	1
J R R - 2								2.8×10 ⁶	⁶⁰ Co, ¹³⁷ Cs	9	52
原子炉特研				8.2×10 ¹¹	²⁴¹ Am, Be	3	11	2.5×10 ⁷	⁶⁰ Co, ²⁴¹ Am	17	184
J R R - 3				1.8×10 ¹¹	²⁴¹ Am, Be	3	8	1.5×10 ⁷	¹³⁷ Cs, ²⁴¹ Am	16	67
JRR-3 実験利用棟(第1棟)								4.4×10 ⁶	⁶⁰ Co, ¹³⁷ Cs	14	20
JRR-3 実験利用棟(第2棟)	4.8×10 ⁷	²² Na, ¹⁵² Eu	17	6.1×10 ⁸	⁵⁷ Co, ²⁴¹ Am	3	3	3.1×10 ⁶	¹³⁷ Cs, ²⁴¹ Am	20	81
J R R - 4				1.8×10 ¹¹	²⁴¹ Am, Be	1	3	1.0×10 ⁶	⁶⁰ Co, ²⁴¹ Am	9	18
ホットラボ	9.3×10 ¹¹	⁵⁵ Fe, ⁶⁰ Co	10	1.9×10 ⁷	⁶⁰ Co	1	1	7.4×10 ⁵	⁶⁰ Co, ¹³⁷ Cs	4	10
ラジオアイソトープ製造棟	9.2×10 ¹³	³ H, ¹⁴ C	42	1.6×10 ¹¹	⁶⁰ Co, ²⁴¹ Am	8	28	3.7×10 ⁷	¹³⁷ Cs, ¹⁵² Eu	23	561
J R R - 1	4.2×10 ⁻⁹	²⁴ Na	1					7.0×10 ⁵	¹³⁷ Cs, ²⁴¹ Am	6	11
リニアック建家								1.7×10 ⁶	⁶⁰ Co, ²⁴¹ Am	12	20
トリチウムプロセス研究棟	1.4×10 ¹⁶	³ H	1					2.8×10 ⁶	³ H, ⁹⁰ Sr	6	47
プルトニウム研究1棟	9.6×10 ¹¹	²⁴¹ Am, ²⁴⁴ Cm	6	2.5×10 ⁹	²³⁷ Np, ²⁴¹ Am	3	6	2.4×10 ⁶	²³⁷ Np	1	2
再処理特別研究棟								7.9×10 ⁵	⁶⁰ Co, ²⁴¹ Am	15	41
高度環境分析研究棟								4.5×10 ⁵	⁶⁰ Co, ²⁴¹ Am	22	78
汚染除去場	4.2×10 ⁶	⁶⁰ Co, ¹³⁷ Cs	13					2.9×10 ⁴	⁶⁰ Co, ¹³⁷ Cs	2	3
廃棄物安全試験施設	4.6×10 ¹⁴	⁹⁰ Sr, ¹³⁷ Cs	37	8.5×10 ¹²	⁶⁰ Co	1	5	5.4×10 ⁶	¹³⁷ Cs, ²⁴¹ Am	24	171
環境ミュレーション試験棟	3.0×10 ⁸	¹⁴ C, ⁹⁹ Tc	17					4.9×10 ⁶	⁶⁰ Co, ¹³⁷ Cs	6	59
F C A				3.1×10 ¹²	²⁴¹ Am, ²⁵² Cf	7	13	5.2×10 ⁶	¹³⁷ Cs, ²⁴¹ Am	18	73
T C A				4.0×10 ¹¹	³ H, ²⁵² Cf	3	7	1.4×10 ⁷	⁶⁰ Co, ²⁴¹ Am	11	21
F N S	2.1×10 ¹⁴	³ H, ⁶⁰ Co	6	4.9×10 ⁸	¹³⁷ Cs, ²⁵² Cf	4	4	3.9×10 ⁶	³ H, ²⁴¹ Am	19	57
N S R R				1.1×10 ¹¹	²⁴¹ Am, Be	1	1	2.2×10 ⁶	¹³⁷ Cs, ²⁴¹ Am	12	21
バックエンド技術開発建家	3.3×10 ⁷	⁶⁰ Co, ¹³⁷ Cs	21					1.2×10 ⁷	¹³⁷ Cs, ²⁴¹ Am	16	92
大型非定常ループ実験棟				1.7×10 ¹²	¹³⁷ Cs, ²⁴¹ Am	2	23				
燃料試験施設試験棟								1.4×10 ⁷	¹³⁷ Cs, ²⁴¹ Am	13	41
N U C E F	3.8×10 ¹¹	³ H, ²⁴¹ Am	22	4.7×10 ¹¹	³ H, ⁶⁰ Co	5	13	1.6×10 ⁸	¹³⁷ Cs, ²⁴¹ Am	32	246
体内R I 分析室								7.1×10 ⁵	¹⁴ C, ²⁴¹ Am	10	55
移動式全身カウンタ								4.1×10 ⁴	⁶⁰ Co, ¹³⁷ Cs	8	10
第2廃棄物処理棟								9.0×10 ⁵	¹³⁷ Cs, ²⁴¹ Am	5	10
第3廃棄物処理棟								4.2×10 ⁵	¹³⁷ Cs, ²⁴¹ Am	10	11
解体分別保管棟								5.5×10 ⁵	⁶⁰ Co	1	16
減容処理棟								2.9×10 ⁶	³ H, ¹³⁷ Cs	13	103
第1廃棄物処理棟								5.4×10 ⁵	³ H, ¹⁴ C	3	25
研究棟付属第1棟								5.8×10 ⁴	²⁴⁴ Cm	1	3
合計	1.5×10 ¹⁶			4.3×10 ¹⁴			190	4.2×10 ⁸			3801

2.1.5 原子力施設の申請等に係る線量評価

核燃料物質使用施設の許可変更申請に係る線量評価を行い、安全対策書及び障害対策書共通編の資料作成に協力した。また、廃止措置認可申請に伴う資料作成(JRR-2, VHTRC, むつ)に協力した。

(菊地 正光)

2.2 研究炉地区施設等の放射線管理

原子力科学研究所の研究炉地区では、原子炉等規制法に基づく原子炉施設及び核燃料物質使用施設並びに放射線障害防止法に基づく放射性同位元素の使用施設、又は加速器施設といった放射線施設において、作業環境及びこれらの施設で行われた放射線作業について、保安規定等に基づき放射線管理を実施した。

2006年度に実施された原子炉の運転、放射性物質や核燃料物質の使用や運搬、ホットラボ等における施設の除染、セラミック特別研究棟の施設・設備の解体作業等において異常な被ばくや放射線管理上の問題は生じず、作業環境モニタリングからの異常の検出はなかった。また、事故等による施設及び人体の放射性汚染並びに被ばくはなかった。

(山本 英明)

2.2.1 原子炉施設の放射線管理

2006年度は、JRR-2、VHTRC、JRR-3 及び JRR-4 の原子炉施設において、以下に示す放射線管理業務を保安規定等に基づき実施した。

- ① 定期的な線量当量率、線量当量、表面密度及び空気中の放射性物質の濃度の測定
- ② 気体廃棄物中及び液体廃棄物中の放射性物質の濃度の測定
- ③ 放射線管理施設の管理
- ④ 放射線作業環境の監視
- ⑤ 放射線作業に対する助言及び同意並びに放射線作業に係る線量の評価
- ⑥ 管理区域からの物品の搬出に対する確認
- ⑦ 作業に係る放射線管理の総括

これらの保安活動については、法令に基づく原子炉施設保安規定遵守状況の検査を四半期ごとに受検するとともに所内規則に基づく内部監査を受検した。

原子炉施設保安規定等に基づき、放射線管理手引（施設放射線管理編）及び放射線管理要領を制定した。また、JRR-2 及び VHTRC の廃止措置計画が 2006 年 11 月 6 日付けで認可されたことに伴い、原子炉施設保安規定の変更並びに放射線安全取扱手引及び放射線管理手引の改訂を行った。

JRR-2 では、原子力保安検査官による施設保安巡視が 9 回実施されるとともに、原子炉施設保安規定の遵守状況検査を 4 回受検した。2007 年 2 月 1 日から 3 月 12 日にかけて施設定期自主検査を実施した。主な放射線作業としては、原子炉本体密閉箇所での点検作業、垂直実験孔内の線量測定等が行われ、これらに協力した。

VHTRC では、原子力保安検査官による施設保安巡視が 4 回実施されるとともに、原子炉施設保安規定の遵守状況検査を 4 回受検した。2006 年 7 月 10 日から 7 月 28 日の期間に施設定期検査を実施し、7 月 28 日付け合格証の交付を受けた。主な放射線作業としては、燃料要素の員数確認作業、IAEA 核燃料査察、核物質防護規定遵守状況の検査等が行われ、これらに協力した。

JRR-3 では、原子力保安検査官による施設保安巡視が 30 回実施されるとともに、原子炉施設保安規定の遵守状況検査を 4 回受検した。2006 年 11 月 27 日から 2007 年 3 月 28 日の期間に施設定期検査を実施し、3 月 28 日付け合格証の交付を受けた。主な放射線作業としては、第 8 回目の研究炉使用済燃料の対米輸送が実施され、これに協力した。

JRR-4 では、原子力保安検査官による施設保安巡視が 29 回実施されるとともに、原子炉施設保安規定の遵守状況検査を 4 回受検した。2006 年 9 月 19 日から 12 月 1 日の期間に施設定期検査を実施し、12 月 1 日付け合格証の交付を受けた。主な放射線作業としては、ホウ素中性子捕捉療法 (BNCT) による医療照射が 34 回実施され、これに協力した。

(角田 昌彦)

2.2.1-1 JRR-2 及び VHTRC

JRR-2 は、1996 年に原子炉の運転を停止した後、原子炉本体、原子炉建屋及びそれらの維持管理に必要となる施設・設備を除き解体を終了しており、現在は、原子炉本体、原子炉建屋及びそれらの維持管理に必要となる施設・設備について維持管理を行っている。また、すべての燃料要素の譲渡も終了している。

VHTRC は、1999 年 1 月に研究使命を終え、原子炉の機能停止に係る措置及び原子炉本体等の解体撤去を終了し、現在は、燃料を含む残存施設の維持管理を継続している。

なお、JRR-2 及び VHTRC は、2006 年 11 月 6 日に原子炉等規制法に基づく廃止措置計画が文部科学大臣に認可され、今後は、廃止措置計画に基づき廃止措置を実施することとなった。

これら施設における主な放射線管理実施結果を以下に示す。

(1) 作業環境の放射線監視結果

管理区域内の人が常時立ち入る場所における作業環境の線量当量率、線量当量、表面密度及び空气中放射性物質濃度の測定の結果は、管理基準値未満であり異常は認められなかった。

(a) 線量当量率及び線量当量の管理

線量当量率の管理については、 γ 線エリアモニタによる線量当量率の連続監視 (JRR-2) 及び γ 線サーベイメータによる線量当量率の測定 (JRR-2, VHTRC) の結果、立入制限区域を除き 1mSv/週を超える区域はなかった。

また、熱ルミネセンス線量計 (TLD) による 1 週間の線量当量の測定の結果、年間平均で JRR-2 は 15~21 μ Sv/週、VHTRC は 15~18 μ Sv/週であった。

(b) 表面密度の管理

表面密度の管理については、定点においてスミヤ試料を採取し、表面汚染検査用サーベイメータによって表面密度の測定を実施した結果、汚染がないことを確認した。

(c) 空气中放射性物質濃度の管理

空气中放射性物質濃度の管理については、室内ダストモニタにより、1 週間採取した捕集ろ紙の測定を実施した結果、空气中の放射性物質の濃度は、すべて検出下限濃度未満であった。

(2) 放射線作業の実施状況及び被ばく管理

放射線作業は、JRR-2 においては 5 件、VHTRC においては 5 件実施され、これらの放射線作

業に対する計画の立案及び実作業での放射線防護上の助言、指導及び支援を行った。主な作業は、規程類に基づく施設、設備の定期点検作業であった。

表 2.2.1-1 に JRR-2 及び VHTRC における線量当量率等による作業環境レベル区分ごとの放射線作業件数及び放射線業務従事者の実効線量を示す。

なお、表中の作業環境レベル区分は放射線作業連絡票における作業場の予想レベル区分を示す（以下、各施設における表中の作業環境レベル区分も同様）。

（倉持 彰彦）

表 2.2.1-1 JRR-2, VHTRC における作業環境レベル区分ごとの放射線作業件数及び放射線業務従事者の実効線量

(2006 年度)

建家名	作業環境レベル			実効線量*1 (mSv)	放射線 作業件数
	線量当量率 (μ Sv/h)	空气中放射性物質濃度 (Bq/cm ³)	表面密度 (Bq/cm ²)		
			β (γ)		
JRR-2	<1	<検出下限	<0.4	<0.1	5
VHTRC	<1	<検出下限	<0.4	<0.1	1
	20~<100	<検出下限	<0.4	<0.1	4

*1 作業ごとの最大値

2.2.1-2 JRR-3 及び JRR-4 等

JRR-3 原子炉施設では、中性子ビーム実験（中性子ラジオグラフィ、中性子散乱実験、即発 γ 線分析）及び中性子照射試験（シリコン半導体の製造、放射性同位元素の製造）などを目的とした施設共用運転が行われた。JRR-4 原子炉施設では、ホウ素中性子捕捉療法（BNCT）による医療照射などを目的とした施設共用運転が行われた。

また、JRR-3 実験利用棟（第2棟）では、主に原子炉等で照射した試料の放射化分析が行われ、使用済燃料貯蔵施設（DSF）では、旧 JRR-3 の金属天然ウラン使用済燃料が乾式貯蔵されている。

これら施設運転における施設内の主な放射線管理実施結果を以下に示す。

(1) 作業環境の放射線監視結果

管理区域内の人が常時立ち入る場所における線量当量率、線量当量、表面密度及び空气中放射性物質濃度を測定した結果を表 2.2.1-2 に示す。測定結果はいずれも管理基準値未満であり異常は検出されなかった。

(a) 線量当量率及び線量当量の管理

エリアモニタによる連続監視及びサーベイメータによる定期測定の結果、立入制限区域を除き 1mSv/週を超える区域はなかった。

また、TLD による測定の結果、1 週間の線量当量はいずれも管理基準値未満であった。

(b) 表面密度の管理

スミヤ法により定点で採取した試料を表面汚染検査用サーベイメータで測定した結果、汚染がないことを確認した。

(c) 空气中放射性物質濃度の管理

室内ダストモニタ又はエアスニファにより 1 週間採取した捕集ろ紙を測定した結果、すべて検出下限濃度未満であった。また、室内ガスモニタ及び室内トリチウムモニタによる連続監視の結果、1 日平均濃度はすべて検出下限濃度未満であった。

(滝 光成)

表 2.2.1-2 各施設における作業環境監視結果

(2006 年度)

施設	JRR-3	JRR-4	JRR-3 実験利用棟 (第 2 棟)	DSF
線量当量率 ($\mu\text{Sv/h}$)	≤ 25 ($\gamma+n$)	≤ 20 ($\gamma+n$)	≤ 10 (γ)	≤ 25 (γ)
線量当量 ($\mu\text{Sv/週}$)	≤ 264 ($\gamma+n$)	≤ 25 ($\gamma+n$)	—	—
表面密度(全 β) (Bq/cm^3)	< 0.4	< 0.4	< 0.4	< 0.4
空气中放射 性物質濃度 (Bq/cm^3)	ダスト(全 β)*1	$< 1.6 \times 10^{-9}$	$< 3.3 \times 10^{-9}$	$< 7.2 \times 10^{-10}$
	ガス(^{41}Ar)*2	$< 1.5 \times 10^{-3}$	$< 1.4 \times 10^{-3}$	—
	トリチウム*2	$< 9.3 \times 10^{-3}$	—	—

*1 1 週間平均濃度の最大値

*2 1 日平均濃度の最大値

(2) 放射線作業の実施状況及び被ばく管理

JRR-3, JRR-4 等においては、放射線作業は 573 件実施され、これらの放射線作業に対する計画の立案及び実作業に対する放射線防護上の助言、指導及び支援を行った。表 2.2.1-3 に放射線作業件数及び実効線量を示す。また、2006 年度に実施された放射線作業の一例として、JRR-3 気送照射設備の定期自主検査に係る放射線管理を(3)に示す。

表 2.2.1-3 放射線作業件数及び実効線量

(2006 年度)

	放射線作業件数		実効線量			
	放射線作業連絡票	放射線作業届	従事者数 (人)	集団線量 (人・mSv)	平均線量 (mSv)	個人最大 (mSv)
JRR-3	319	0	1281	14.1	0.01	0.8
JRR-4	178	0	212	0.0	0.00	0.0
JRR-3 実験利用棟(第2棟)	70	0	65	0.0	0.00	0.0
DSF	6	0	20	0.0	0.00	0.0

(3) JRR-3 気送照射設備の定期自主検査に係る放射線管理

2006 年度の JRR-3 施設定期自主検査の一環として、気送照射設備用循環ブロワの分解点検作業が 2007 年 1 月 15 日から 1 月 19 日にかけて実施された。

循環ブロワは、原子炉運転中に試料を中性子照射するため、炉内へ試料を挿入、取り出しを行う設備の一部である。事前サーベイ結果及び過去の作業経験から、外部被ばくについては特に問題ないものの、循環ブロワの内部は、放射化生成物による比較的高い汚染が予想されたため、局所排気装置付きのグリーンハウス（以下「GH」という。）を設置し、GH 内作業者は、防護マスク及びタイベックスーツ等を装着して作業を行った。また、移動型ダストモニタにより GH 内の空气中放射性物質濃度を連続監視するとともに、適宜、汚染検査を実施した。

ブロワ表面の線量当量率は最大で $35 \mu\text{Sv/h}$ 、分解部品の表面密度（スマヤ法）は最大で $\beta(\gamma)$ $2.4 \times 10^2 \text{Bq/cm}^2$ 、GH 内の空气中放射性物質濃度（1 日平均）は最大で $1.9 \times 10^{-6} \text{Bq/cm}^3$ （主要核種 ^{60}Co ）であった。

本作業は、身体汚染、被ばくなど放射線管理上特に問題となる事象の発生はなく、計画どおり終了した。作業開始前に作業担当課と打ち合わせた放射線防護上の措置は、妥当であったと評価する。

(川松 頼光)

(4) 施設定期検査

JRR-3 及び JRR-4 原子炉施設の放射線管理施設について、施設定期検査を受検した。検査に先立ち、品質保証活動の円滑な遂行を図るため、放射線管理施設品質保証計画に基づき「施設定期検査対応要領（放射線管理施設）」、「測定機器及び監視機器の管理要領（放射線管理施設）」及び「性能の技術上の基準に適合していることを確認する検査要領書」を制定した。

JRR-4 原子炉施設の施設定期検査は、2006 年 9 月 19 日から 2006 年 12 月 1 日に実施し、2006 年 12 月 1 日合格証の交付を受けた。放射線管理第 1 課においては、排気モニタ及びエリアモニタの警報検査を受検するとともに、原子炉建家の線量当量率の測定検査、空气中的放射性物質濃度の測定検査及び気体廃棄物の廃棄施設（通常排気設備）の処理能力検査に協力した。

JRR-3 原子炉施設の施設定期検査は、2006年11月27日から2007年3月28日に実施し、2007年3月28日合格証の交付を受けた。放射線管理第1課においては、排気筒モニタリング設備の警報検査を受検するとともに、原子炉建家の線量当量率の測定検査、空気中の放射性物質濃度の測定検査及び気体廃棄物の廃棄施設（原子炉建家排気設備）の処理能力検査に協力した。

(加部東 正幸)

2.2.2 核燃料物質使用施設の放射線管理

2006年度は、核燃料物質使用施設において、以下に示す放射線管理業務を保安規定等に基づき実施した。

- ① 定期的な線量当量率、表面密度及び空気中の放射性物質の濃度の測定
- ② 気体廃棄物中及び液体廃棄物中の放射性物質の濃度の測定
- ③ 放射線管理施設の管理
- ④ 放射線作業環境の監視
- ⑤ 放射線作業に対する助言及び同意並びに放射線作業に係る線量の評価
- ⑥ 管理区域からの物品の搬出に対する確認
- ⑦ 作業に係る放射線管理の総括

その結果、作業環境における線量当量率、表面密度及び空気中放射能濃度、作業者の被ばくにおいても異常はなく、当該施設から放出された気体廃棄物の放射性物質の濃度は、保安規定に定められた放出管理基準値以下であり、放射線管理上の問題はなかった。

ホットラボの主な放射線作業としては、定常業務、施設定期自主検査等のほか、未照射核燃料物質の一括管理（核物質一括管理）に係る施設整備、廃止措置計画の一環として鉛セル内装機器の解体撤去作業、気送管用残存配管の解体撤去作業、鉛セル解体撤去作業に係る事前調査等が行われた。また、核物質一括管理に伴う施設整備については、 γ 線エリアモニタの新設に伴う当該モニタ仕様等の検討、保安規定に基づく改造計画、核燃料物質使用変更許可申請に係る検討、協力を行った。

原子力保安検査官による施設巡視が12回、核燃料物質使用施設等保安規定遵守状況の検査が4回実施され、指摘事項はなかった。所内品質保証に関する内部監査が実施され、不適合事項等なかった。また、IAEAによる核燃料査察、核燃料物質防護規定遵守状況の検査、茨城県による平常時立入調査が実施された。

少量核燃料物質使用施設であるJRR-1（サブパイル室）、同位体分離研究室施設及びモックアップ建家の放射線作業は、点検等の定常業務であった。モックアップ建家については、建家内残存埋設配管等の撤去作業が行われた。セラミック特別研究棟については、管理区域解除に向けた主要設備等解体撤去作業が行われた。第2研究棟、第4研究棟、タンデム加速器建家、冶金特別研究室建家及び工作工場については、核燃料物質使用変更許可申請に係る検討、協力を行なった。

(後藤 孝徳)

2.2.2-1 ホットラボ

ホットラボでは、2002年度をもって全ての照射後試験を終了し、2003年度からは廃止措置の一環として鉛セル等の解体・撤去が行われている。また、所内の未照射核燃料物質の一括管理業務としての利用が計画され、現在、施設の改修・整備作業が進められている。

これら施設における主な放射線管理実施結果を以下に示す。

(1) 作業環境の放射線監視結果

管理区域内の人が常時立ち入る場所における作業環境の線量当量率、表面密度及び空气中放射性物質濃度の測定の結果は、管理基準値未満であり異常は認められなかった。

(a) 線量当量率の管理

線量当量率の管理については、 γ 線エリアモニタによる線量当量率の連続監視及び γ 線サーベイメータによる線量当量率の測定の結果、立入制限区域を除き1mSv/週を超える区域はなかった。

なお、放射線しゃへい物の側壁における線量当量率の測定結果は0.2~6.5 μ Sv/hであった。

(b) 表面密度の管理

表面密度の管理については、定点においてスミヤ試料を採取し、表面汚染検査用サーベイメータによって表面密度の測定を実施した結果、汚染がないことを確認した。

(c) 空气中放射性物質濃度の管理

空气中放射性物質濃度の管理については、室内ダストモニタ及びエアスニファにより、1週間採取した捕集ろ紙の測定を実施した結果、空气中放射性物質濃度は、すべて検出下限濃度未満であった。

(2) 放射線作業の実施状況及び被ばく管理

ホットラボにおいては、放射線作業は67件実施され、これらの放射線作業に対する計画の立案及び実作業での放射線防護上の助言、指導及び支援を行った。

表 2.2.2-1 にホットラボ施設における線量当量率等による作業環境レベル区分ごとの放射線作業件数及び放射線業務従事者の実効線量を示す。

なお、スチール用鉛セル内装機器解体・撤去作業時の放射線管理を(3)に示す。

(正路 卓也)

表 2.2.2-1 ホットラボにおける作業環境レベル区分ごとの放射線作業件数及び放射線業務従事者の実効線量

(2006 年度)

作業環境レベル			実効 ^{*1} 線量 (mSv)	放射線 作業件数
線量当量率 ($\mu\text{Sv/h}$)	空气中放射性物質濃度 (Bq/cm^3)	表面密度 (Bq/cm^2) β (γ)		
<1	<検出下限	<0.4	<0.1	15
<1	<検出下限	0.4~40	<0.1	2
1~<20	<検出下限	<0.4	<0.1	23
1~<20	<検出下限	0.4~40	<0.1	3
1~<20	検出下限~< (DAC)	0.4~40	<0.1	12
1~<20	検出下限~< (DAC)	>40	<0.1	2
1~<20	検出下限~< (DAC)	>40	0.1~<1	1
20~<100	<検出下限	<0.4	<0.1	4
20~<100	検出下限~< (DAC)	>40	<0.1	3
100~<1.0 $\times 10^3$	検出下限~< (DAC)	>40	0.1~<1	1
100~<1.0 $\times 10^3$	> (DAC)	>40	>1	1

*1 作業ごとの最大値

(3) スチール用鉛セルの内装機器解体・撤去作業における放射線管理

(a) はじめに

2003年度から開始されたホットラボの廃止措置の一環として、2005年度は気送管移送装置解体・撤去作業、ウランマグノックス用鉛セル及びSEセルの内装機器の解体・撤去作業を実施した。2006年度はスチール用鉛セル(6基)の内装機器解体・撤去作業が9月28日から11月6日まで実施された。

(b) 内装機器解体・撤去作業時の放射線管理

スチール用鉛セルのセル内には、真空焼鈍炉、万能投影機、核破碎中性子源(SINQ)照射試料引張試験機、動的破壊靱性試験装置(シャルピー衝撃試験機)、遠隔操作型引張試験機など多様な内装機器類が設置されている。また、付帯設備として1.5tホイスト、気送管式移送装置、試料移送コンベア及びステンレス製の架台が設置されている。これらの中には、高線量当量率の機器や重量物の装置があり、解体・撤去作業にあたっては、作業者の被ばく低減はもとより、汚染拡大防止並びに重量物の取り扱いが重要となった。

内装機器解体・撤去作業時のNo.1~5セル内の空間線量当量率は最大0.4 $\mu\text{Sv/h}$ 、床面の表面密度は β (γ): <0.4 Bq/cm^2 であった。No.6セル内の表面線量当量率は最大2.0 mSv/h (気送管)、空間線量当量率は最大50 $\mu\text{Sv/h}$ 、床面の表面密度は最大で β (γ): 2.3 $\times 10^2\text{Bq/cm}^2$ 、グリーンハウス(以下「GH」という。)内の空气中放射性物質濃度は最大で β (γ): 2.6 $\times 10^{-8}\text{Bq/cm}^3$ (核種: ^{137}Cs)であった。

No.6セルでは、作業者の外部被ばく低減対策として、高線量当量率の気送管を鉛シートでしゃへいして作業エリアの線量当量率を下げた。また、気送管を切断する前に内装機器等を解体・撤去し、気送管切断時の作業スペースを確保し、作業の効率化を図った。

作業者の内部被ばく防護対策としては全面マスク、マスクカバー、タイベックスーツを着用

し、必要に応じてビニールアノラックを着用させた。

No.6セルにある気送管は、内部が高レベルで汚染された状態であり、汚染拡大防止対策としてスチール用鉛セルには、サービスエリア側にある背面扉部に解体物品のビニール梱包及び作業者の出入り管理を行うためのGHが設置されているが、セル奥行きが約1.4mと浅く、汚染が発生した場合には、GH内及びサービスエリアまで拡大するおそれがあった。したがって、気送管切断時は、汚染の拡大を低減するため、2005年度に実施した気送管移送装置解体・撤去作業と同様に、大型のパイプカッタを用いるとともにバッグアウト方式で行った。また、パイプカッタが使用できない狭所では、弓鋸を使用した。

当該作業における放射性廃棄物の発生量は、不燃物が200Lドラム缶8本、1m³容器4基(解体撤去品重量：3900kg)、可燃物がカートンボックス206個であった。また、撤去した機器の一部(機器総重量：1350kg)は、他施設で再利用することとし、放射性廃棄物の発生量の低減が図られた。

(c) まとめ

当該作業に係る作業者の外部被ばくによる実効線量は、ガラス線量計による測定の結果、作業者全員が検出下限値(0.1 mSv未満)であった。また、内部被ばくによる実効線量は、全身計測による入退域時の確認検査の結果、作業者全員が検出されなかった。

当該作業においては、重量物が多かったため、作業要領書の作成の際には、放射線管理上の助言を行うとともに、重量物の取り扱いについて十分な安全確保の両立を図った。

(正路 卓也)

2.2.3 放射線施設の放射線管理

2006年度は、各放射線施設において、以下に示す放射線管理業務を放射線障害予防規程等に基づき実施した。

- ① 定期的な線量当量率、線量当量、表面密度及び空気中の放射性物質の濃度の測定
- ② 気体廃棄物中及び液体廃棄物中の放射性物質の濃度の測定
- ③ 放射線管理施設の管理
- ④ 放射線作業環境の監視
- ⑤ 放射線作業に対する助言及び同意並びに放射線作業に係る線量の評価
- ⑥ 管理区域からの物品の搬出に対する確認
- ⑦ 作業に係る放射線管理の総括

2006年度においては、各放射線施設の放射線作業に対する助言及び同意並びに放射線作業に係る線量の評価などの放射線管理を遂行するとともに、セラミック特別研究棟の管理区域解除に向けた主要設備等の解体撤去作業、TPLにおけるERS冷却器バックアップ配管布設作業等に伴う放射線管理を実施した。

官庁への申請等では、RI製造棟における許可使用に伴う変更許可申請と、申請に伴う施設検査が行われた。また、法令改正に伴い変更された申請様式に対応するため、原子力科学研究所内放射線施設の変更許可申請が行われた。

放射線障害防止法に基づく立入検査が8月30日から31日にかけてJRR-1,放射線標準施設棟,タンデム加速器建家を対象に行なわれたが,指摘事項等はなかった。

(佐藤 一弘)

2.2.3-1 研究棟及びタンデム地区

第4研究棟では,放射性同位元素を用いた基礎研究・基礎技術開発などを目的とした各種研究の基礎的な実験が行われた。放射線標準施設棟では,放射線測定器の校正及び単色中性子照射を目的として静電加速器の運転が行われた。タンデム加速器建家では,超アクチノイド科学,短寿命核科学及び重イオン科学の研究目的のため,放射性核種及び安定核種のイオンビームを用いた各種実験が行われた。

これら施設運転における施設内の主な放射線管理実施結果を以下に示す。

(1) 作業環境の放射線監視結果

管理区域内の人が常時立ち入る場所における作業環境の線量当量率,線量当量,表面密度及び空气中放射性物質濃度の測定の結果は,管理基準値未満であり異常は認められなかった。また,タンデム加速器建家において2006(1~29)サイクル(2006年3月2日から2006年9月21日),2006(30~64)サイクル(2006年12月6日から2007年3月29日)の2サイクルの運転が行われたが放射線監視結果に異常はなかった。

(a) 線量当量率及び線量当量の管理

γ 線エリアモニタによる線量当量率の連続監視並びに γ 線サーベイメータ及びレムカウンタによる線量当量率の測定の結果,すべて立入制限区域設定基準値未満であった。

また,加速器装置(X線装置を含む)の運転に伴う線量当量率は,ガラス線量計による線量当量測定の結果,基準値未満であった。

(b) 表面密度の管理

スミヤ法により定点での試料採取を行い,表面汚染検査用サーベイメータ又は 2π ガスフロー測定装置によって表面密度の測定を実施した結果,汚染がないことを確認した。

(c) 空气中放射性物質濃度の管理

室内ダストモニタ及びエアスニファにより,1週間採取した捕集ろ紙の測定を実施した結果,すべて検出下限濃度未満であった。

(山根 健路)

(2) 放射線作業の実施状況及び被ばく管理

(a) 研究棟地区

研究棟地区(第2研究棟,第4研究棟,放射線標準施設棟,工作工場,超高压電子顕微鏡建家,荒谷台診療所)の施設においては,放射線作業は101件実施され,これらの放射線作業に対する計画の立案及び実作業放射線防護上の助言,指導及び支援を行った。

表2.2.3-1に研究棟地区における線量当量率等の作業環境レベル区分ごとの放射線作業件数及び放射線業務従事者の実効線量を示す。

(平賀 隼人)

表 2.2.3-1 研究棟地区における作業環境レベル区分ごとの放射線作業件数及び放射線業務従事者の実効線量

(2006 年度)

作業環境レベル				実効線量*1 (mSv)	放射線 作業件数
線量当量率 (μ Sv/h)	空气中放射性物質濃度 (Bq/cm ³)	表面密度 (Bq/cm ²)			
		β (γ)	α		
<1	<検出下限	<0.4	<0.04	<0.1	64
<1	<検出下限	0.4~40	0.04~0.4	<0.1	1
<1	検出下限~< (DAC)	0.4~40	0.04~0.4	<0.1	2
1~<20	<検出下限	<0.4	<0.04	<0.1	27
1~<20	<検出下限	0.4~40	<0.04	<0.1	2
1~<20	<検出下限	0.4~40	0.04~0.4	<0.1	4
20~<100	<検出下限	<0.4	<0.04	<0.1	1

*1 作業ごとの最大値

(b) タンデム地区

タンデム地区 (タンデム加速器建家, リニアック, JFT-2 建家, 冶金特研, セラミック特研, 材料試験室, FEL 研究棟, 陽子加速器開発棟) の施設においては, 放射線作業は 8 件実施され, これらの放射線作業に対する計画の立案及び実作業放射線防護上の助言, 指導及び支援を行った。

表 2.2.3-2 にタンデム地区における線量当量率等の作業環境レベル区分ごとの放射線作業件数及び放射線業務従事者の実効線量を示す。

また, 今年度実施された放射線作業の一例として, セラミック特研で行った主要設備等の解体撤去作業における放射線管理を(3)に示す。

(仲澤 隆)

表 2.2.3-2 タンデム地区における作業環境レベル区分ごとの放射線作業件数及び放射線業務従事者の実効線量

(2006 年度)

作業環境レベル				実効線量*1 (mSv)	放射線 作業件数
線量当量率 (μ Sv/h)	空气中放射性物質濃度 (Bq/cm ³)	表面密度 (Bq/cm ²)			
		β (γ)	α		
<1	<検出下限	<0.4	<0.04	<0.1	6
1~<20	<検出下限	<0.4	<0.04	<0.1	1
1~<20	<検出下限	0.4~40	0.04~4	<0.1	1

*1 作業ごとの最大値

(3) セラミック特別研究棟の主要設備等解体撤去作業における放射線管理

セラミック特別研究棟は 1959 年に竣工し、核燃料物質の物理的性質及び冶金学的研究、核融合炉用トリチウム増殖材料の研究開発等に運用されてきた。しかし、所期の目的の達成及び研究計画の進捗による業務の合理化、施設の老朽化により 2008 年度に廃止措置する計画で施設の解体撤去作業が行われている。

2004 年度には準備作業として施設内の構造材(床, 天井, 側壁等)の汚染状況調査が実施され、2006 年度では施設の管理区域解除に向けた主要設備(排気設備, 排水設備等)及び機器類の解体撤去作業が行われた。図 2.2.3-1 にセラミック特別研究棟における各設備の配置を記した平面図を示す。

解体撤去作業では、本体施設内に設置された大型実験設備の撤去から着手し、床に敷設された排水管及び廃液貯槽室内の排水設備を順次撤去した。排気設備は、作業中における管理区域内の負圧維持及び空気浄化のため最後に解体撤去した。解体撤去する対象物の取扱いとして、管理区域内で使用した実験装置及び什器類は使用履歴、設置状況等の調査及び事前汚染検査で汚染の無いものについては所内規程等に定める物品の搬出管理にしたがって管理区域から搬出することとした。また、主要設備である排気設備(排気ダクト, フィルタユニット, 排風機)及び排水設備(排水管, 排水ポンプ, 排水ピット, 廃液タンク), 大型実験設備(フード, グローブボックス, 流し台, 大型プレス機等)については、放射性物質の付着, 浸透による二次的な汚染が限定されているものについては、当該部分を分離したのち放射性廃棄物でない廃棄物として処分し、汚染の可能性のあるものはすべて放射性廃棄物として処分することとした。

作業時の放射線管理は、作業エリア周辺の汚染拡大防止、作業環境における空气中放射性物質濃度に留意して実施した。設備及び機器等を撤去する際は作業エリア周辺をビニールシートで養生し、切断などの解体作業は局所排気装置を設置したグリーンハウス(以下「GH」という。)内で行った。また、作業中は随時汚染状況の確認及び濡れウエス等による除染をしながら作業エリアの汚染レベルを低減させて作業を進めるとともに、GH においては移動型ダストモニタを設置し、空气中放射性物質濃度の連続監視を行った。作業者の装備としては、推定される汚染レベルに基づいて半面もしくは全面マスク, タイベックスーツを着用した。

作業時における解体対象物の表面密度は、フード, グローブボックス, 流し台等の汚染核種は ${}^3\text{H}$ であり、17号室に設置された流し台シンク部で最大 $3.8 \times 10^2 \text{ Bq/cm}^2$ 、実験試料の調整で使用したアクリル性簡易グローブボックスで最大 $2.5 \times 10^3 \text{ Bq/cm}^2$ であった。また、排水ピット及び廃液貯槽, 排気設備は最大で $\beta(\gamma): 1.0 \text{ Bq/cm}^2$ (核種: ${}^{238}\text{U}$)であった。これらの設備は、GH 内にて一次除染をしたのち細断し、ビニールシートで梱包後、廃棄物容器に封入した。床に埋設された排水管は最大で $\beta(\gamma): 9.1 \times 10^1 \text{ Bq/cm}^2$ (核種: ${}^{235}\text{U}$, ${}^{238}\text{U}$), ${}^3\text{H}: 1.1 \times 10^2 \text{ Bq/cm}^2$ であった。排水管は鉛管であり、鑿により容易に切断できるため、切断箇所周辺を養生して解体した。また、排水管撤去後は撤去跡の汚染検査及びサンプルを採取し γ 線核種分析を行い、排水管の健全性が保たれたこと及び作業に伴う残存汚染の無いことを確認した。解体作業中におけるGH内空气中放射性物質濃度は最大で $\beta(\gamma): 3.7 \times 10^{-8} \text{ Bq/cm}^3$ 、その他の作業エリアでは $\beta(\gamma): 1.3 \times 10^{-9} \text{ Bq/cm}^3$ であった。

なお、作業期間中における作業者の身体汚染はなく、外部被ばくもなかった。また、全身計測

による入退域時の確認検査の結果、作業員全員について内部被ばくは検出されず、 ^3H で汚染された機器の解体に携った作業員には呼気測定を実施したが ^3H の検出もなかった。

2006年度にてセラミック特別研究棟における解体撤去作業が完了したことにより、2007年度において管理区域全域について汚染がないことの確認測定を実施し、管理区域を解除する予定である。

(安 和寿)

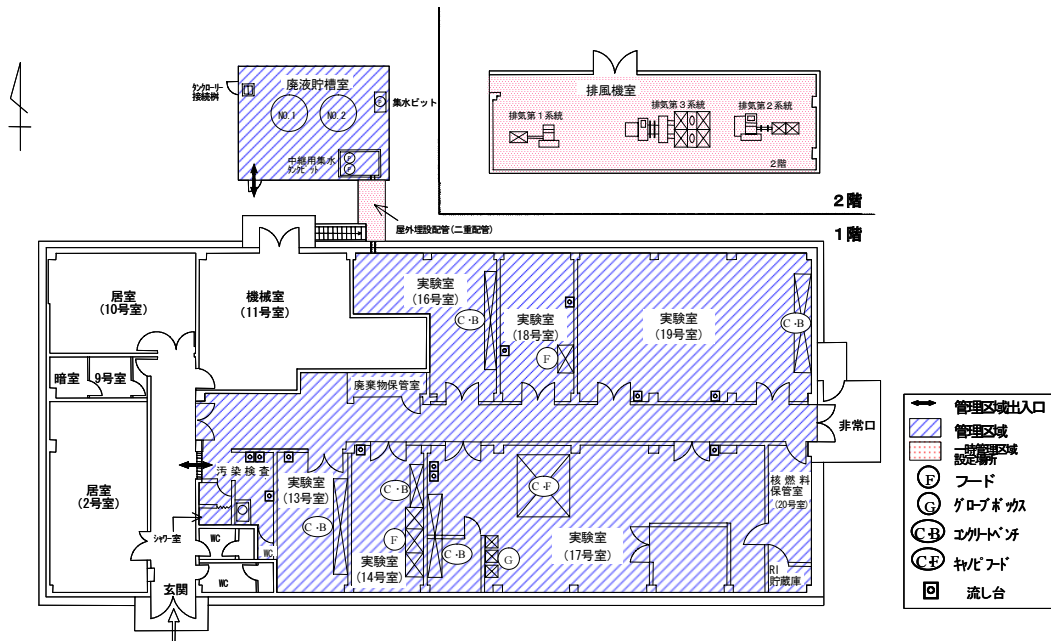


図 2.2.3-1 セラミック特別研究棟平面図（各設備の配置）

2.2.3-2 JRR-1 地区（JRR-1，原子炉特研）

JRR-1 は、わが国初の原子炉として建設され、炉物理実験、放射化分析の基礎研究等において多くの成果をあげ、所期の目的を達成したことから、1968年度にすべての運転を停止した。実験室は、原子炉施設で照射した試料の測定等に、本体は展示館として利用されている。

原子炉特研は、原子力に関する研究者及び技術者の養成訓練に係る研修等を 1958 年度から進め、原子力関係の人材育成を実施している。

これら施設における、主な放射線管理実施結果を下記に示す。

(1) 作業環境の放射線監視結果

管理区域内の人が常時立ち入る場所における作業環境の線量当量率、線量当量、表面密度、空气中放射性物質濃度の測定の結果は、管理基準値未満であり異常は認められなかった。

(a) 線量当量率及び線量当量の管理

線量当量率及び線量当量の管理については、 γ 線サーベイメータ及び中性子レムカウンタに

よる線量当量率の測定の結果、立入制限区域を除き 1mSv/週を超える区域はなかった。

また、ガラスバジ (GB) による JRR-1 原子炉本体しゃへい体における線量当量の測定結果は、検出下限値未満であった。

(b) 表面密度の管理

表面密度の管理については、定点においてスミヤ試料を採取し、表面汚染検査用サーベイメータによって表面密度の測定を実施した結果、汚染がないことを確認した。

(c) 空气中放射性物質濃度の管理(JRR-1 のみ)

空气中放射性物質濃度の管理は、実験室は、室内ダストモニタにより 1 週間採取した捕集ろ紙を、廃棄施設及びサブパイル室については毎月 1 回、8 時間採取した捕集ろ紙を測定した結果、空气中の放射性物質の濃度は、すべて検出下限濃度未満であった。

(2) 放射線作業の実施状況及び被ばく管理

JRR-1 及び原子炉特研の放射線作業は合計 25 件実施され、これらの作業に対する計画の立案及び実作業での放射線防護上の助言、指導及び支援を行った。

表 2.2.3-3 に JRR-1 地区における線量当量率等の作業レベル区分ごとの放射線作業件数及び放射線業務従事者の実効線量を示す。

(吉野 公二)

表 2.2.3-3 JRR-1 地区における作業環境レベル区分ごとの放射線作業件数及び放射線業務従事者の実効線量

(2006 年度)

施設名	作業環境レベル			実効 ^{*1} 線量 (mSv)	放射線 作業件数
	線量当量率 (μ Sv/h)	空气中放射性物質濃度 (Bq/cm ³)	表面密度 (Bq/cm ²)		
			β (γ)		
JRR-1	<1	<検出下限	<0.4	<0.1	14
	1~<20	<検出下限	<0.4	<0.1	1
			0.4~40	<0.1	5
	20~<100	<検出下限	<0.4	<0.1	2
原子炉特研	20~<100	—	<0.4	<0.1	3

*1 作業ごとの最大値

2.2.3-3 TPL 地区

TPL では、核融合炉燃料ガス精製・循環システムの基礎となるプロセス技術及びトリチウム安全取扱技術の開発が行われた。RI 製造棟では、ラジオアイソープの製造、照射動物飼育実験及び各種研修実験が行われた。高度環境分析研究棟では、環境中の核物質などの極微量分析における研究・開発が行われた。核燃料倉庫では、所内で不要となった天然ウラン・劣化ウランの貯蔵が

行われた。

これら施設運転における施設内の主な放射線管理実施結果を以下に示す。

(1) 作業環境の放射線監視結果

管理区域内の人が常時立ち入る場所における作業環境の線量当量率、表面密度及び空气中放射性物質濃度の測定の結果は、管理基準値未満であり異常は認められなかった。

(a) 線量当量率及び線量当量の管理

線量当量率の管理については、 γ 線エリアモニタによる線量当量率の連続監視及び γ 線サーベイメータによる線量当量率の測定の結果、すべて管理基準値未満であった。

また、X線装置の運転に伴う線量当量は、ガラス線量計による線量当量測定値から評価した結果、基準値未満であった。

(b) 表面密度の管理

表面密度に管理については、定点においてスミヤ試料を採取し、表面汚染検査用サーベイメータ等によって表面密度を測定した結果、汚染がないことを確認した。

また、作業に伴い立入制限区域の基準を超えるおそれのある区域は立入制限区域とした。

(c) 空气中放射性物質濃度の管理

空气中放射性物質濃度の管理については、室内ダストモニタにより、1週間採取した捕集ろ紙を測定した結果、空气中放射性物質濃度は、すべて検出下限濃度未満であった。

また、室内ガスモニタにより空气中のトリチウムの監視を行った結果、検出下限濃度未満であった。

(2) 放射線作業の実施状況及び被ばく管理

TPL 地区においては、放射線作業は 168 件実施され、これらの放射線作業に対する計画の立案及び実作業での放射線防護上の助言、指導及び支援を行った。

表 2.2.3-4 に TPL 地区における線量当量率等の作業環境レベル区分ごとの放射線作業件数及び放射線業務従事者の実効線量を示す。

TPL において、排出ガス処理設備冷却機バックアップ配管布設作業に伴い、1階操作室Ⅱの一部を立入制限区域に指定し作業を実施した。作業中は作業場の汚染検査、空气中放射性物質濃度の測定を行い汚染拡大の防止に努めた。作業終了後には、汚染検査を実施し、汚染のないことを確認して、立入制限区域の指定を解除した。

また、RI 製造棟において、406 号室を照射動物飼育実験室とする改修工事に伴い、管理区域一時解除及び遵守事項適用除外区域に指定し作業を実施した。指定前及び1月間を超えない期間に線量当量率、表面密度及び空气中放射性物質濃度の測定を行い、異常のないことを確認した。

(菊地 寿樹)

表 2.2.3-4 TPL 地区における作業環境レベル区分ごとの放射線作業件数及び
放射線業務従事者の実効線量

(2006 年度)

線量当量率 ($\mu\text{Sv/h}$)	作業環境レベル			実効 ^{*1} 線量 (mSv)	放射線 作業件数
	空气中濃度 (Bq/cm^3)	表面密度 (Bq/cm^2)			
		β (γ)	α		
<1	<検出下限	<0.4	<0.04	<0.1	56
<1	<検出下限	0.4~40	<0.04	<0.1	47 (内, ^3H 作業: 47)
<1	検出下限~< (DAC)	0.4~40	<0.04	<0.1	6 (内, ^3H 作業: 5)
<1	検出下限~< (DAC)	>40	<0.04	<0.1	1 (内, ^3H 作業: 1)
1~<20	<検出下限	<0.4	<0.04	<0.1	34
1~<20	<検出下限	0.4~40	<0.04	<0.1	23
1~<20	検出下限~< (DAC)	0.4~40	<0.04	<0.1	1

*1 作業ごとの最大値

2.3 海岸地区施設の放射線管理

原子力科学研究所の海岸地区では、原子炉等規制法等に基づく原子炉施設・核燃料物質使用施設、放射線障害防止法に基づく放射性同位元素の使用施設、廃棄施設、電離放射線障害防止規則に基づく放射線施設において、作業環境及びこれらの施設で行われた放射線作業について保安規定等に基づき放射線管理を実施した。また、燃料試験施設では、スタックダストモニタの検出器及びレートメータ、モニタ集中監視装置のデータ収集装置及び表示装置のハードウェアの更新を年次計画に基づいて実施した。

2006年度に実施された原子炉の運転、廃液長期貯蔵施設における解体実地試験の一環として行なわれた廃液貯留槽撤去・貯留槽内スラッジ回収作業、FNSにおける重陽子加速器装置の運転、加速器ターゲット室の除染作業等において異常な被ばくや放射線管理上の問題は生じず、作業環境モニタリングからの異常の検出はなかった。また、事故等による施設及び人体への放射性汚染並びに被ばくはなかった。

(清水 勇)

2.3.1 原子炉施設の放射線管理

2006年度は、STACY、TRACY、NSRR、FCA、TCA及び廃棄物処理場の原子炉施設において、以下に示す放射線管理業務を保安規定等に基づき実施した。

- ① 定期的な線量当量率、線量当量、表面密度及び空気中放射性物質濃度の測定
- ② 気体廃棄物中及び液体廃棄物中の放射性物質濃度の測定
- ③ 放射線管理施設の管理
- ④ 放射線作業環境の監視
- ⑤ 放射線作業に対する助言及び同意並びに放射線作業に係る線量の評価
- ⑥ 管理区域からの物品の搬出に対する確認
- ⑦ 作業に係る放射線管理の総括

これらの保安活動については、法令に基づく原子炉施設保安規定遵守状況の検査を四半期ごとに受検するとともに原子炉施設品質保証基本計画に基づく内部監査を受検した。また、原子炉施設保安規定の改定（4月）に伴い原子炉施設品質保証基本計画の全部の改定及び放射線管理手引（施設放射線管理編）を制定するとともに、保安活動及び品質保証活動に必要な各種文書を制定した。

原子力保安検査官による巡視が、STACY及びTRACYにおいて23回、NSRRは23回、FCAは20回、TCAは16回、廃棄物処理場は29回実施され指摘事項等はなかった。また、保安規定遵守状況の検査が4回実施され、指摘事項等はなかった。

原子炉施設の施設定期検査を受検し、STACYは6月9日、TRACYは7月13日、NSRRは11月22日、TCAは3月23日、廃棄物処理場は9月15日に合格した。

(小林 誠)

2.3.1-1 STACY 及び TRACY

定常臨界実験装置 (STACY) では、非均質炉心タンクを用いて溶液燃料の臨界量測定を目的とした原子炉の運転が合計 42 回行われた。また、過渡臨界実験装置 (TRACY) では、溶液燃料体系の超臨界事象の研究を目的とした原子炉の運転が合計 29 回行われた。

これら施設の運転における施設内の主な放射線管理実施結果を以下に示す。

(1) 作業環境の放射線監視結果

人が常時立ち入る場所における作業環境の線量当量率，線量当量，表面密度及び空气中放射性物質濃度の測定の結果は管理基準値未満であり，異常は認められなかった。

(a) 線量当量率及び線量当量の管理

エリアモニタ（連続監視）及びサーベイメータによる γ 線及び中性子線の線量当量率測定の結果，立入制限区域を除き， 1mSv/週 を超える区域はなかった。また，TLD による 1 週間の線量当量の定点測定の結果，いずれの場所も γ 線及び中性子線ともに検出下限値以下であった。なお，放射線しゃへい物の側壁における線量当量率の測定結果は，TRACY の 1560MW 過渡出力運転時の炉室廊下前の側壁で最大値は $2.4\mu\text{Sv/h}$ であった。

(b) 表面密度の管理

スミヤ法により定点で試料を採取し，表面汚染検査用サーベイメータによる表面密度の測定を実施した結果，すべて汚染がないことを確認した。

(c) 空气中放射性物質濃度の管理

室内ダストモニタ及びエアスニファにより，1 週間採取した捕集ろ紙の測定を実施した結果，すべて検出下限濃度未満であった。

(2) 放射線作業の実施状況及び被ばく管理

STACY 及び TRACY においては，86 件の放射線作業が実施され，これらの放射線作業に対する計画の立案及び実作業での放射線防護上の助言，指導及び支援を行った。このうち「STACY 及び TRACY の施設定期自主検査」における放射線管理を(3)に示す。

表 2.3.1-1 に STACY 及び TRACY おける作業環境レベル区分ごとの実効線量及び放射線作業件数を示す。なお，STACY 及び TRACY において，一時的な管理区域を設定して行なう作業はなかった。

表 2.3.1-1 STACY 及び TRACY における作業環境レベル区分ごとの
実効線量及び放射線作業件数

(2006 年度)

作業環境レベル				実効線量 (mSv)	放射線 作業件数
線量当量率 (μ Sv/h)	空气中放射性物質濃度 (Bq/cm ³)	表面密度 (Bq/cm ²)			
		α	β (γ)		
<1	<検出下限	<0.04	<0.4	<0.1	43
1~<20	<検出下限	<0.04	<0.4	<0.1	17
				0.1~<1	2
		0.04~4	<0.4	0.1~<1	1
	<0.04	0.4~40	0.1~<1	1	
	検出下限~< (DAC)	<0.04	<0.4	0.1~<1	1
\geq 20	<検出下限	<0.04	<0.4	<0.1	16
				0.1~<1	4
		0.04~4	<0.4	0.1~<1	1

(3) STACY 及び TRACY の施設定期自主検査における放射線管理

STACY 及び TRACY は、法令等に基づき原子炉本体、核燃料物質の使用施設、貯蔵施設等について施設定期自主検査を行っている。本作業における事前の放射線レベル低減対策として、STACY 及び TRACY では洗浄液（硝酸水溶液）を用いた燃料給排液系の配管内等の放射性物質の除染を行い、特に線量当量率の高い TRACY の再結合器などには鉛しゃへいを施した。以下に TRACY の施設定期自主検査における第 1 よう素吸着塔カートリッジ交換作業の放射線管理の概要について示す。

(a) 第 1 よう素吸着塔カートリッジ交換作業

図 2.3.1-1 に TRACY の系統概要図を示す。第 1 よう素吸着塔は、TRACY 炉室 3 階に設置してあり、運転に伴い炉心で生成された核分裂生成物の一つであるよう素を吸着する装置である。本装置の主要材料はオーステナイト系ステンレス鋼で、ゼオライトに銀を添着した銀担持型吸着剤である。作業は、汚染拡大防止のため 2 室構造のグリーンハウス（以下「GH」という。）で、全面マスク、タイベックスーツ、ビニールアノラックスーツ等を着用し実施した。また、作業による放射性物質の拡散を防止するためよう素カートリッジをビニールで覆いながら取り出すとともに、GH に局所排気装置を設置した。さらに作業場が高線量率であり、作業者が多重の防護衣を着用するため、放射線防護及び労働安全衛生上の観点から作業員 1 人当りの作業時間を 1 時間とした。よう素カートリッジ表面部の線量当量率は最大で 2.0mSv/h であり、作業時における最大の表面密度は、よう素吸着塔内部で β (γ): 63 Bq/cm² であった。本作業の GH 内の空气中放射性物質濃度は、 α : 検出下限未満、 β (γ): 3.2×10^{-4} Bq/cm³ であった。核種は、 γ 線核種分析の結果 ¹⁴⁰Ba, ¹⁴⁰La, ¹⁴¹Ce 及び ¹³⁷Cs であった。

2006 年度の STACY 及び TRACY の施設定期自主検査期間における作業員の被ばくは、集団

実効線量が、11.9 人・mSv（従事者数 職員等；11 名，請負業者；63 人），個人最大実効線量が 1.0 mSv であった。図 2.3.1-2 に過去 5 年間の施設定期自主検査期間における作業者の集団実効線量を示す。作業者の集団実効線量は 2004 年度から増加している。この理由として，その年度の最終運転日から定期自主検査開始までの期間が短かったことにより，炉室内残存 FP の放射能の減衰量が少なく，作業環境中の線量当量率が増加したためである。今後，施設定期検査前の原子炉の運転は，検査にかかわる作業者の被ばくを考慮した工程とするよう要請するとともに，より効果的な被ばく低減対策を講じ集団実効線量の低減に努める必要がある。

（増山 康一）

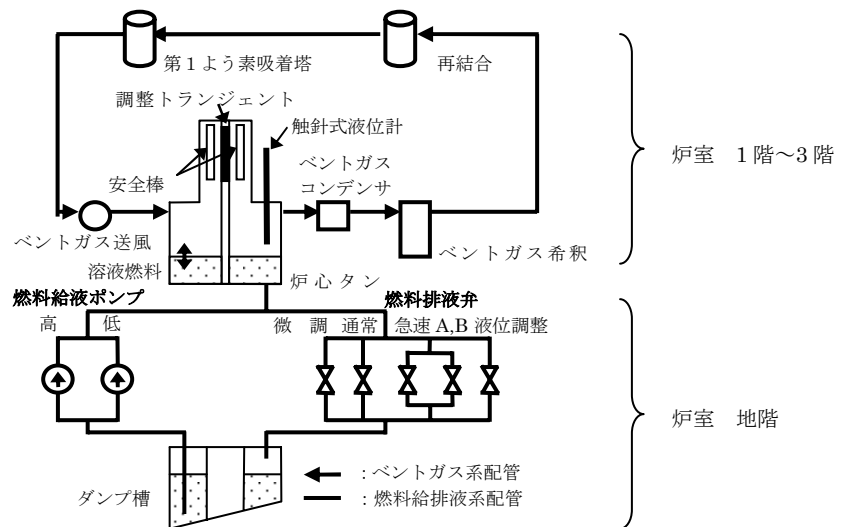


図 2.3.1-1 TRACY の系統概要図

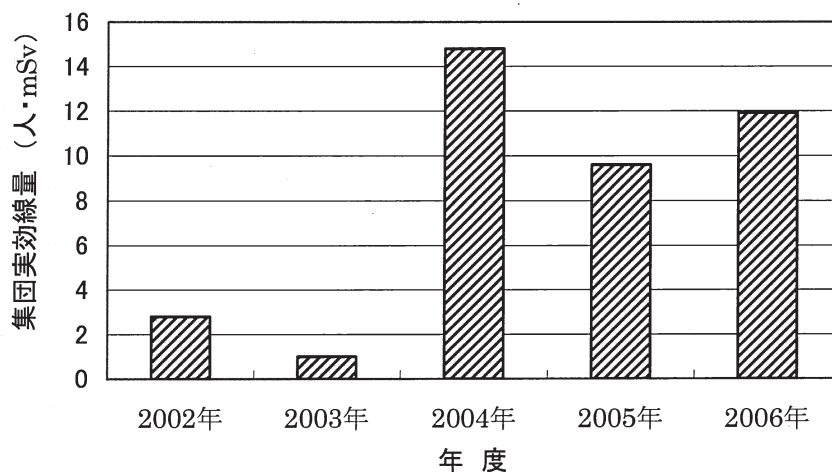


図 2.3.1-2 施設定期自主検査期間における集団実効線量の過去 5 年間の推移

2.3.1-2 NSRR

NSRR では、発電用原子炉において将来使用が予定されている高燃焼度燃料についての反応度事故時の健全性評価に必要なデータベースの確立のため、欧州の高燃焼度燃料の照射実験及びパルス運転時における温度計測の精度向上のための熱電対特性試験が行われた。2006 年度は、パルス運転が合計 26 回、300kW 定出力運転が 2 回実施された。このうちパルス運転の 15 回及び 300kW 定出力運転は、原子炉施設定期検査に伴う運転であった。

これら施設の運転における施設内の主な放射線管理実施結果を以下に示す。

(1) 作業環境の放射線監視結果

人が常時立ち入る場所における作業環境の線量当量率、線量当量、表面密度及び空气中放射性物質濃度の測定の結果は管理基準値未満であり、異常は認められなかった。

(a) 線量当量率及び線量当量の管理

エリアモニタ（連続監視）及びサーベイメータによる γ 線及び中性子線の線量当量率測定の結果、立入制限区域を除き、1mSv/週を超える区域はなかった。TLD による 1 週間の線量当量の定点測定の結果、いずれの場所も γ 線、中性子線ともに検出下限値以下であった。なお、放射線しゃへい物の側壁における線量当量率の測定結果は、300kW 定出力運転時の地下 2 階原子炉プール側壁において最大値は 2.0 μ Sv/h であった。

(b) 表面密度の管理

スミヤ法により定点で試料を採取し、表面汚染検査用サーベイメータによる表面密度の測定を実施した結果、すべて汚染がないことを確認した。

(c) 空气中放射性物質濃度の管理

室内ダストモニタ及びエアスニファにより、1 週間採取した捕集ろ紙の測定を実施した結果、燃料棟において全 α については検出下限濃度未満であったが、全 β は 1.1 $\times 10^{-9}$ Bq/cm³（検出下限濃度は 5.3 $\times 10^{-10}$ Bq/cm³）であった。 γ 線核種分析の結果、天然の放射性核種である ⁷Be によるものであり、法令で定める空气中濃度限度を超えていないことを確認した。

(2) 放射線作業の実施状況及び被ばく管理

NSRR においては、56 件の放射線作業が実施され、これらの放射線作業に対する計画の立案及び実作業での放射線防護上の助言、指導及び支援を行った。表 2.3.1-2 に NSRR における作業環境レベル区分ごとの実効線量及び放射線作業件数を示す。

（高橋 照彦）

表 2.3.1-2 NSRR における作業環境レベル区分ごとの実効線量及び放射線作業件数
(2006 年度)

作業環境レベル				実効線量 (mSv)	放射線 作業件数
線量当量率 (μ Sv/h)	空气中放射性物質濃度 (Bq/cm ³)	表面密度 (Bq/cm ²)			
		β (γ)	α		
<1	<検出下限	<0.4	<0.04	<0.1	26
1 ~ <20	<検出下限	<0.4	<0.04	<0.1	6
		0.4~40	<0.04	<0.1	20
	検出下限~< (DAC)	0.4~40	<0.04	<0.1	3
\geq 20	<検出下限	<0.4	<0.04	<0.1	1

2.3.1-3 FCA 及び TCA

FCA では、反応率測定や反応度測定等の実験を目的とした原子炉の運転が行われた。2006 年度においては、合計 153 回、うち 5 回は原子炉施設定期検査に伴う運転であった。

TCA では、研修のための実験等を目的とした原子炉の運転が行われた。2006 年度においては、合計 95 回、うち 5 回は原子炉施設定期検査に伴う運転であった。

これら施設の運転状況における施設内の主な放射線管理実施結果を以下に示す。

(1) 作業環境の放射線監視結果

人が常時立ち入る場所における作業環境の線量当量率、線量当量、表面密度及び空气中放射性物質濃度の測定の結果は管理基準値未満であり、異常は認められなかった。

(a) 線量当量率及び線量当量の管理

エリアモニタ（連続監視）及びサーベイメータによる γ 線及び中性子線の線量当量率の測定の結果、立入制限区域を除き、1mSv/週を超える区域はなかった。また、TLD による 1 週間の線量当量の測定結果は、FCA の最大値は燃料貯蔵庫入口において 533 μ Sv、TCA の最大値は燃料貯蔵室入口において 1.0 mSv であった。

なお、放射線しゃへい物の側壁における線量当量率の測定結果は、FCA での燃料貯蔵庫入口扉前における最大値は 25 μ Sv/h、TCA での炉室入口扉前における最大値は 18 μ Sv/h であった。

(b) 表面密度の管理

スマヤ法により定点で試料を採取し、表面汚染検査用サーベイメータによる表面密度の測定を実施した結果、すべて汚染がないことを確認した。

(c) 空气中放射性物質濃度の管理

FCA において、エアスニファにより、1 週間採取した捕集ろ紙の測定を実施した結果、燃料取扱室において全 α は検出下限濃度未満であったが、全 β は 1.5×10^{-9} Bq/cm³ であった。 γ 線核種分析の結果、天然の放射性核種であるラドン・トロンの影響によるものであり、法令で定める空气中濃度限度を超えていないことを確認した。また、原子炉の運転中の炉室において、

全 α については検出下限濃度未満であったが、全 β は $2.4 \times 10^{-8} \text{Bq/cm}^3$ であった。 γ 線核種分析の結果、 ^{140}Ba 及び ^{140}La が検出されたが、いずれも法令で定める空气中濃度限度を超えていないことを確認した。

TCAにおいて、エアスニファにより1週間採取した捕集ろ紙の測定を実施した結果、全 α および全 β は検出下限濃度未満であった。

(2) 放射線作業の実施状況及び被ばく管理

FCA及びTCAにおいて、それぞれ19件及び33件の放射線作業が実施され、これらの放射線作業に対する計画の立案及び実作業での放射線防護上の助言、指導及び支援を行った。このうち実験体系に応じた炉心燃料等の構成変更作業（以下「装荷変更」という。）の放射線管理の概要を(3)に示す。

また、FCAにおいて排風機室及び廃液貯槽室、TCAにおいて排風機エリア及び廃液貯槽室を一時的な管理区域に設定して、排気フィルタ捕集効率測定や液体廃棄設備の漏えい検査が実施された。作業終了後には、当該区域において線量当量率及び表面密度を測定し、作業による放射性物質の漏洩等の異常がないことを確認して、管理区域の指定を解除した。

表2.3.1-3及び表2.3.1-4にFCA及びTCAにおける作業環境レベル区分ごとの実効線量及び放射線作業件数を示す。

(佐藤 崇)

表 2.3.1-3 FCAにおける作業環境レベル区分ごとの実効線量及び放射線作業件数
(2006年度)

作業環境レベル				実効線量 (mSv)	放射線 作業件数
線量当量率 ($\mu\text{Sv/h}$)	空气中放射性物質濃度 (Bq/cm^3)	表面密度 (Bq/cm^2)			
		α	$\beta(\gamma)$		
<1	<検出下限	<0.04	<0.4	<0.1	6
1~<20	<検出下限	<0.04	<0.4	<0.1	3
≥ 20	<検出下限	<0.04	<0.4	4.7	10

表 2.3.1-4 TCAにおける作業環境レベル区分ごとの実効線量及び放射線作業件数
(2006年度)

作業環境レベル				実効線量 (mSv)	放射線 作業件数
線量当量率 ($\mu\text{Sv/h}$)	空气中放射性物質濃度 (Bq/cm^3)	表面密度 (Bq/cm^2)			
		α	$\beta(\gamma)$		
<1	<検出下限	<0.04	<0.4	<0.1	4
1~<20	<検出下限	<0.04	<0.4	<0.1	2
≥ 20	<検出下限	<0.04	<0.4	<0.1	27

(3) FCA における燃料装荷変更作業時の放射線管理

FCA における 2006 年度の装荷変更作業は、①X XIV-1 から X X I-1 炉心への変更が 2006 年 6 月 7 日から 7 月 14 日にかけて、②X X I-1 から X X V-1 炉心への変更が 2007 年 1 月 23 日から 2 月 19 日にかけて、計 2 回実施された。以下、その作業内容と放射線管理について報告する。

(a) 装荷変更の内容

今回の装荷変更の特徴としては、中性子スペクトルの異なる炉心を構築して反応度価値測定を実施することを目的とした、プルトニウム燃料（以下「Pu 燃料」という。）炉心からウラン燃料（以下「U 燃料」という。）炉心への変更があげられ、①及び②で構築された 2 つの炉心とも、炉心の温度変化による反応度ドリフトを避け、反応度価値の測定精度を上げるために崩壊熱の大きな Pu 燃料の使用は可能な限り避けることにした。

作業内容としては次の通りである。まず、炉心に装荷されているテスト領域燃料引出（以下「燃料引出」という。）を解体し、燃料を貯蔵庫へ搬入する。次に、貯蔵庫から劣化ウランブロック（以下「DUB」という。）を搬出し、DUB ブランケットを作製して炉心装荷する。最後に、貯蔵庫から燃料を搬出し、燃料引出を作製して炉心へ装荷し一連の作業が完了する。なお、①の装荷変更作業では、燃料引出の解体、作製及び炉心への脱着等を職員等が行い、DUB ブランケットの作製及び炉心への装荷等を請負業者が行った。②の装荷変更作業はすべて職員等により行われた。

(b) 表面密度及び空气中放射性物質濃度の管理

本作業にあたり、床には養生をし、作業エリアでは靴の履き替えを行い、さらに作業台及び引出運搬用台車等にも養生をし、作業に応じて養生の張替えを行った。

汚染検査方法はスマヤ法を用い、作業エリアについては作業終了の都度、簡易除染を行った後に養生表面について行い、Pu 燃料取扱時には Pu 表面について行った。それぞれ汚染は検出されなかった。なお、プルトニウム収納容器（Pu バードケージ）の開放前にはプルトニウムダストモニタにより内部に空気汚染のないことを確認し、汚染拡大防止及び作業者の内部被ばくの防止を図った。

空气中放射性物質濃度の管理は、燃料引出の解体及び作製等においては作業エリア近傍のエアスニファにより採取した捕集ろ紙を測定した。また、燃料引出等の炉心への脱着時は移動型ダストモニタによる連続監視を行い、作業後採取した捕集ろ紙の測定を行った。いずれの捕集ろ紙は検出下限濃度未満であった。

(c) 線量当量率及び被ばく管理

この装荷変更作業における被ばくの特徴としては、燃料を直接手で取り扱うための手の局部被ばく、特に U 燃料を取り扱う際の β 線被ばくがあげられる。また炉心への引出の出し入れの際には、炉心近傍での作業となるために全身被ばくが生じる。

そのため、作業者の被ばく管理では、基本線量計となるガラスバッジ及びリングバッジの他に、補助線量計として作業単位及び日々の被ばく状況を確認するためポケット線量計及び局部被ばく測定用 TLD を着用し、計画被ばく線量を超えないよう管理を行った。

作業者の被ばく低減対策としては、作業中は鉛エプロンの着用を基本とし、炉心近傍での作

業は、さらに生体しゃへい体を移動して炉心の必要部分だけを露出させて作業を行うことで被ばく低減を図った。また、燃料引出の解体及び作製は含鉛手袋を着用して局部被ばくの低減を図った。表 2.3.1-5 に装荷変更作業時の線量当量率及び作業被ばくを示す。

装荷変更作業では、炉心の燃料体系によって燃料の取扱量がその都度異なるため、被ばくの状態と被ばく線量が変わってくる。線量当量率のサーベイ結果からわかるように、①の装荷変更では、Pu 燃料引出の解体時にγ線及び中性子線の被ばくが多くなり、②の装荷変更では、U 燃料の取り扱い時にβ線の被ばくが多くなると予想された。しかし、過去に同様の経験がある作業であったため、作業担当課との間で打合せを綿密に行い、作業効率の良い作業計画を立てることで、想定しえない被ばく線量による作業工程の変更を生じることにはなかった。

最後に、今後行われる燃料取扱作業における個人線量計の標準的な装着基準を検討するため、2005 年度の年報において報告した「頸部の 1cm 線量当量と指部の 70μm 線量当量との関係」の基となるデータの蓄積を行い、装荷変更作業における計画線量の設定はもとより、その他の燃料取扱作業においても放射線管理及び被ばく管理に有効に活用できるような信頼性の高い放射線管理を進めていくこととする。

(奥村 勝紀)

表 2.3.1-5 FCA における装荷変更作業時の線量当量率及び作業被ばく

(2006 年度)

		①の装荷変更	②の装荷変更	
線量当量率	燃料板表面	γ線	8.0 mSv/h	500μSv/h
		β線	350μSv/h	1.3 mSv/h
	燃料引出表面	γ線	550μSv/h	150μSv/h
		β線	570μSv/h	400μSv/h
		中性子線	43μSv/h	—
	DUB ブランケット表面	γ線	60μSv/h	—
β線		570μSv/h	—	
作業被ばく	作業員総数 (請負業者)		18 名 (内 6 名)	9 名
	集団実効線量		1.83 人・mSv	0.47 人・mSv
	個人最大の実効線量		0.2mSv	<0.1mSv
	局部被ばく線量	合計	65.1 人・mSv	19.9 人・mSv
最大		8.0mSv	4.0mSv	

2.3.1-4 廃棄物処理場

廃棄物処理場では、原子炉施設として第1廃棄物処理棟、第2廃棄物処理棟、第3廃棄物処理棟、解体分別保管棟、減容処理棟、汚染除去場及び第1・2保管廃棄施設があり、核燃料物質使用施設として上記の施設に加えて液体処理場及び圧縮処理施設がある。2006年度は各施設とも年間処理計画に基づき運転が行われた。

これら施設の運転における施設内の主な放射線管理実施結果を以下に示す。

(1) 作業環境の放射線監視結果

人が常時立ち入る場所における作業環境の線量当量率、線量当量、表面密度及び空气中放射性物質濃度の測定の結果は管理基準値未満であり、異常は認められなかった。

(a) 線量当量率及び線量当量の管理

エリアモニタ（連続監視）及びサーベイメータによる γ 線の線量当量率測定の結果、立入制限区域を除き、1mSv/週を超える区域はなかった。また、TLDによる1週間の線量当量の測定の結果、最大値は汚染除去場で0.16mSvであった。

なお、放射線しゃへい物の側壁における線量当量率の測定結果は、すべて0.2 μ Sv/h未満であった。

(b) 表面密度の管理

スマヤ法により定点で試料を採取し、表面汚染検査用サーベイメータによる表面密度の測定を実施した結果、すべて汚染がないことを確認した。

(c) 空气中放射性物質濃度の管理

室内ダストモニタ及びエアスニファにより、1週間採取した捕集ろ紙の測定を実施した結果、すべて法令で定める空气中濃度限度を超えていないことを確認した。

(2) 放射線作業の実施状況及び被ばく管理

廃棄物処理場においては、119件の放射線作業が実施され、これらの放射線作業に対する計画の立案及び実作業での放射線防護上の助言、指導及び支援を行った。

表 2.3.1-6 に廃棄物処理場における作業環境レベル区分ごとの実効線量及び放射線作業件数を示す。

また、金属溶融設備の改造工事に伴い減容処理棟金属溶融室及び金属冷却室並びに放管測定室について管理区域一時解除を行った。その解除に伴い汚染検査を実施した。L型ピット保管体仕分け作業に伴い第一保管廃棄施設L型ピットNo.3, 10, 52を、捕集効率検査に伴い液体廃棄物処理場屋上及び汚染除去場屋上を、排気フィルタ交換作業に伴い汚染除去場屋上をそれぞれ一時的な管理区域に設定し作業を実施した。作業終了後には、その解除に伴う汚染検査を実施した。

なお、廃棄物処理場セルの除染作業を(3)に示す。

(武藤 康志)

表 2.3.1-6 廃棄物処理場におけるにおける作業環境レベル区分ごとの実効線量
及び放射線作業件数

(2006 年度)

作業環境レベル			実効線量 (mSv)	放射線 作業件数
線量当量率 (μ Sv/h)	空气中放射性物質濃度 (Bq/cm ³)	表面密度 (Bq/cm ²) β (γ)		
<1	<検出下限	<0.4	<0.1	64
		0.4~40	<0.1	4
	検出下限~< (DAC)	0.4~40	<0.1	1
1~<20	<検出下限	<0.4	<0.1	17
		0.4~40	0.1~<1	7
	検出下限~< (DAC)	0.4~40	<0.1	2
		>40	<0.1	2
>20	<検出下限	<0.4	<0.1	15
		>40	0.1~<1	3
	検出下限~< (DAC)	0.4~40	0.1~<1	2
		>40	0.1~<1	2

(3) 廃棄物処理セルの除染作業について

第 2 廃棄物処理棟における固体廃棄物処理セルでは、レベルの比較的高い廃棄物の処理が行われている。廃棄物は必要に応じて分類、切断され、容器のまま圧縮機により圧縮される。圧縮物は、金属容器に数個収納された後、密封される。密封した廃棄物は、コンクリート内張ドラム缶又はコンクリート製のコンテナに収納される。

これらの処理作業のため、セル本体及びセル内に設置されている装置及び機器が放射性物質により汚染される。このため機器等の点検作業に先立ち、点検作業者の被ばく線量低減化を図る目的で、機器を含め、セル内の立入除染が行われた。この除染作業の放射線管理について報告する。

除染作業は、全セルの内、封入室を除く廃棄物処理セルの各壁、床面並びに本セル内に設置されている圧縮機、分類装置、パワーマニプレータ、クレーン、移送装置及び補助扉等の機器を対象として行った。汚染拡大防止として、メンテナンスボックスのグリーンハウス脇にバリアを設置した。各々の汚染箇所は、スコッチタワシ、除染液等によるこすり洗いの後、ウエスによる拭取りによって除染した。各作業終了後には、身体サーベイ及び鼻孔スミヤを行い、作業者に汚染のないことを確認した。

廃棄物処理セル内に立ち入る作業者の放射線防護具は、作業エリアの放射線レベルに従って、フログマンスーツ、自給式ハーフスーツ及び全面マスクとランクを下げ、作業に適切な装備を着用させた。また、セル外で補助を行う作業者については、半面マスク及びタイベックスーツの着用を基本とした。

作業エリアの放射線レベルを把握するため、除染作業開始前、除染作業中及び除染作業後に線

量当量率の測定及び主要な部位のスミヤ試料の採取を適宜行った。線量当量率について、除染作業前の最大値は表面で 3.5mSv/h (圧縮機台車)、空間では 0.2mSv/h(床面上部)であり、除染作業後はそれぞれ 1.1mSv/h, 0.1mSv/h に低減した。表面密度については、除染作業前の最大値は $1.7 \times 10^2 \text{Bq/cm}^2$ (圧縮機台車) であり、除染作業後は 7.7Bq/cm^2 に低減した。

外部被ばくに係る実効線量の管理のため、作業者にガラスバッジ、ポケット線量計及びセル内作業者にはアラーム付きポケット線量計を着用させ、各除染作業毎に値の集計を行うとともに、作業時間の管理を行うことで被ばく低減に努めた。本作業における外部被ばくに係る個人最大実効線量の評価結果は 0.7mSv であり、本除染作業における計画線量を 1.0mSv 以下にすることができた。また、平均実効線量は 0.4mSv、集団線量は 3.7 人・mSv であった。表 2.3.1-7 に、2000 年度、2002 年度及び 2006 年度 (本作業) に行われた、セル除染作業における外部被ばくに係る実効線量の評価結果を示す。各評価結果は概ね近い値を示しており、適切に放射線管理が行われていると考えられる。

また今回、作業者 2 人に、Hp(10)と Hp(0.07)を測定可能なポケット線量計を着用させ、実効線量と皮膚の等価当量との関係の評価した。図 2.3.1-3 に、各作業において測定した Hp(10)と Hp(0.07)の関係を示す。Hp(10)と比較して、Hp(0.07)の値は最大で 2 倍程度であった。この結果より、今後、線源近傍での作業においては皮膚の等価線量についても留意する必要があると考えられる。

今後も、放射線管理データの集計及びその評価を行い、廃棄物処理セルの除染作業を安全かつ効率的に行うための指標を検討しながら、被ばく管理に取り組んでいく。

(西藤 文博)

表 2.3.1-7 セル除染作業における外部被ばくに係る実効線量

	人数 (人)	個人最大 (mSv)	平均 (mSv)	集団 (人・mSv)
2000 年度	12	0.5	0.3	3.1
2002 年度	10	0.5	0.3	3.1
2006 年度	10	0.7	0.4	3.7

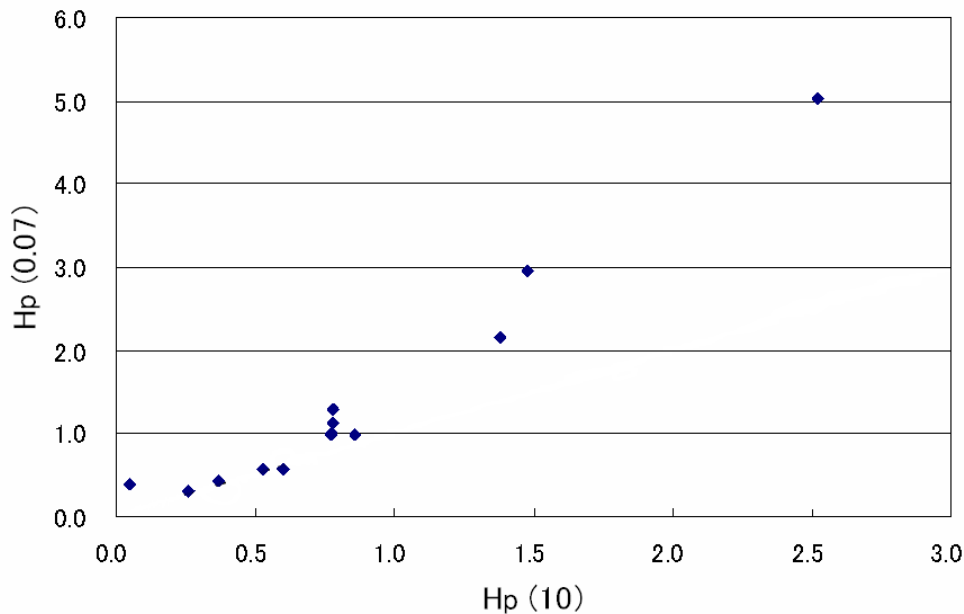


図 2.3.1-3 各作業においてポケット線量計で測定した Hp(10)と Hp(0.07)の関係

2.3.2 核燃料使用施設の放射線管理

2006年度は、バックエンド研究施設、プルトニウム研究1棟、再処理特別研究棟、再処理試験室、プルトニウム研究2棟、ウラン濃縮研究棟、燃料試験施設及び廃棄物安全試験施設の核燃料使用施設において、以下に示す放射線管理業務を保安規定等に基づき実施した。

- ① 定期的な線量当量率，線量当量，表面密度及び空气中放射性物質濃度の測定
- ② 気体廃棄物中及び液体廃棄物中の放射性物質濃度の測定
- ③ 放射線管理施設の管理
- ④ 放射線作業環境の監視
- ⑤ 放射線作業に対する助言及び同意並びに放射線作業に係る線量の評価
- ⑥ 管理区域からの物品の搬出に対する確認
- ⑦ 作業に係る放射線管理の総括

これらの保安活動については、法令に基づく核燃料物質使用施設等保安規定遵守状況検査を四半期ごとに受検するとともに核燃料物質使用施設品質保証基本計画に基づく内部監査を受検した。また、核燃料物質使用施設等保安規定の改定（4月）に伴い核燃料物質使用施設品質保証基本計画の全面改定及びそれに伴う放射線管理手引（施設放射線管理編）を制定するとともに、保安活動及び品質保証活動に必要な各種文書を制定した。

核燃料物質の新規使用について、バックエンド技術開発建家において、核燃料物質の使用の変更許可申請が行われ、申請書の内容を確認し評価方法等における助言を行った。

原子力保安検査官による巡視が、バックエンド研究施設（BECKY）において13回、プルトニウム研究1棟で14回、燃料試験施設で16回、廃棄物安全試験施設で13回実施された。各

施設の巡視において、指摘事項等はなかった。また、保安規定遵守状況の検査が 4 回実施され、指摘事項等はなかった。

(宍戸 宣仁)

2.3.2-1 バックエンド研究施設

バックエンド研究施設では、使用済燃料の溶解試験、再処理プロセス試験、TRU 高温化学試験、TRU 廃棄物試験、TRU 廃棄物計測試験等の試験が行われており、使用済燃料を含む核燃料物質や超ウラン元素等の放射性物質が使用されている。

これら施設の運転における施設内の主な放射線管理実施結果を以下に示す。

(1) 作業環境の放射線監視結果

人が常時立ち入る場所における作業環境の線量当量率、表面密度及び空气中放射性物質濃度の測定の結果は管理基準値未満であり、異常は認められなかった。

(a) 線量当量率の管理

エリアモニタ（連続監視）及びサーベイメータによる γ 線及び中性子線の線量当量率測定の結果、立入制限区域設定基準値（1mSv/週）を超える区域はなかった。また、放射線しゃへい物の側壁における線量当量率の測定結果は、すべて 0.2 μ Sv/h 未満であった。

(b) 表面密度の管理

スミヤ法により定点で試料を採取し、表面汚染検査用サーベイメータによる表面密度の測定を実施した結果、すべて汚染がないことを確認した。

(c) 空气中放射性物質濃度の管理

室内ダストモニタ及びエアスニファにより、1 週間採取した捕集ろ紙の測定を実施した結果、すべて検出下限濃度未満であった。

(2) 放射線作業の実施状況及び被ばく管理

バックエンド研究施設においては、124 件の放射線作業が実施され、これらの放射線作業に対する計画の立案及び実作業での放射線防護上の助言、指導及び支援を行った。表 2.3.2-1 にバックエンド研究施設における作業環境レベル区分ごとの実効線量及び放射線作業件数を示す。

(大塚 義和)

表 2.3.2-1 バックエンド研究施設における作業環境レベル区分ごとの
実効線量及び放射線作業件数

(2006年度)

作業環境レベル				実効線量 (mSv)	放射線 作業件数
線量当量率 (μ Sv/h)	空气中放射性物質濃度 (Bq/cm ³)	表面密度 (Bq/cm ²)			
		α	β (γ)		
<1	<検出下限	<0.04	<0.4	<0.1	60
			0.4~40	<0.1	1
		0.04~4	0.4~40	<0.1	1
1~<20	<検出下限	<0.04	<0.4	<0.1	32
			0.1~<1	4	
		0.04~4	0.4~40	<0.1	1
	> (DAC)	0.04~4	<0.4		1
			0.4~40	<0.1	1
>20	<検出下限	<0.04	<0.4	<0.1	21
			0.1~<1	1	
	> (DAC)	0.04~4	<0.4	<0.1	1

2.3.2-2 プルトニウム研究1棟, 再処理特別研究棟, 再処理試験室, プルトニウム研究2棟, ウラン濃縮研究棟

プルトニウム研究1棟では, U, Pu等の核燃料物質及びAm, Cm等の放射性同位元素を用いたアクチノイドの酸化物, 窒化物等について, 化合物等の構造, 物性及び熱力学的性質の相関に関わる研究並びに分離技術の基礎研究が行なわれた。

再処理特別研究棟では, 施設の解体実地試験の一環として, 廃液長期貯蔵施設の廃液貯槽 LV-2の周辺機器類の撤去及び貯槽内のスラッジの回収並びに除染作業が行なわれた。

再処理試験室, プルトニウム研究2棟及びウラン濃縮研究棟では, その研究目的を終えて, 解体に向けての準備作業が行なわれた。

これら施設の運転における施設内の主な放射線管理実施結果を以下に示す。

(1) 作業環境の放射線監視結果

人が常時立ち入る場所における作業環境の線量当量率, 表面密度及び空气中放射性物質濃度の測定の結果は管理基準値未満であり, 異常は認められなかった。

(a) 線量当量率の管理

サーベイメータによる γ 線の線量当量率測定の結果, 立入制限区域を除き, 1 mSv/週を超える区域はなかった。また, 放射線しゃへい物の側壁における線量当量率の測定結果はすべて0.2 μ Sv/h未満であった。

(b) 表面密度の管理

スミヤ法により定点で試料を採取し, 表面汚染検査用サーベイメータによる表面密度の測定

を実施した結果、すべて汚染がないことを確認した。

(c) 空气中放射性物質濃度の管理

室内ダストモニタ及びエアスニファにより、1週間採取した捕集ろ紙の測定を実施した結果、すべて検出下限濃度未満であった。

(2) 放射線作業の実施状況及び被ばく管理

放射線作業は、プルトニウム研究1棟で18件、再処理特別研究棟で18件、再処理試験室で13件、プルトニウム研究2棟で4件、ウラン濃縮研究棟で5件実施され、これらの放射線作業に対する計画の立案及び実作業での放射線防護上の助言、指導及び支援を行った。表2.3.2-2に建家別における作業環境レベル区分ごとの実効線量及び放射線作業件数を示す。

また、排気フィルタの交換作業等に伴いプルトニウム研究1棟で2件、再処理特別研究棟で8件、再処理試験室で3件、プルトニウム研究2棟で1件、ウラン濃縮研究棟で1件を一時的な管理区域に設定し、作業を実施した。作業終了後には、その解除に伴い汚染検査を実施した。

なお、2006年度に実施された放射線作業の一例として、1996年度から解体実地試験が進められている再処理特別研究棟で実施された廃液長期貯蔵施設の廃液貯留槽LV-2の解体撤去作業について、(3)に示す。

(山田 克典)

表 2.3.2-2 建家別における作業環境レベル区分ごとの実効線量及び放射線作業実施件数
(2006年度)

建 家 名		プルトニウム研究1棟	再処理特別研究棟	再処理試験室	プルトニウム研究2棟	ウラン濃縮研究棟	
総作業件数		18	18	13	4	5	
線量当量率 (μ Sv/h)		<1	12	12	8	3	2
		1~20	6	3	5	1	2
		>20	—	3	—	—	1
表面密度 (Bq/cm ²)	α	<0.04	17	13	11	4	5
		0.04~4	1	5	2	—	—
	$\beta(\gamma)$	<0.4	18	13	11	4	5
		0.4~40	—	5	2	—	—
空气中放射性物質濃度 (Bq/cm ³)		<検出下限	18	17	13	4	5
		検出下限~ (DAC)	—	1	—	—	—
実効線量 (mSv)		<0.2	18	17	13	4	5
		0.2~1	—	1	—	—	—

(3) 廃液長期貯蔵施設の廃液貯留槽 LV-2 の解体撤去作業

2006年度の解体実地試験では、廃液長期貯蔵施設において廃液貯留槽 LV-2（以下「LV-2」という。）の解体撤去作業が行なわれた。LV-2は使用済燃料のアルミ被覆を苛性ソーダで溶解したアルミ被覆溶液を保管していた炭素鋼製のタンクである。解体撤去作業は、LV-2室の壁の開口作業、LV-2周辺の配管等の付属機器類の撤去作業、LV-2側面の開口作業、LV-2内のスラッジの回収作業、LV-2内の除染作業等の流れで行なわれた。なお、LV-2内の底部は除染後にペイントによる汚染固定が行なわれた。写真 2.3.2-1 にスラッジ回収前及び除染後の LV-2 内部の状況を示す。LV-2 内のスラッジは、2002 年度に実施された測定で主に ^{90}Sr 、 ^{137}Cs 、 ^{239}Pu 、 ^{241}Am の核種が検出された。作業の汚染拡大防止として、4 室構造のグリーンハウス（以下「GH」という。）を設営し局所排気設備を設けることとした。図 2.3.2-1 に LV-2 スラッジ回収作業時の GH の設置状況を示す。作業員の装備は、各作業場所の汚染状況に応じ、LV-2 周辺の配管等の付属設備の解体撤去作業では全面マスク及びタイベックスーツを装着し、LV-2 側面の開口作業から内部のスラッジ回収及び除染作業ではエアラインスーツを装着した。

当該作業における立入り除染前の表面密度の最大値は、LV-2 内の底部で α : $11\text{Bq}/\text{cm}^2$ （直接法）、 $\beta(\gamma)$: $6.1 \times 10^3\text{Bq}/\text{cm}^2$ （スミヤ法）であり、 γ 線核種分析等で検出された核種は ^{137}Cs 、 ^{241}Am 、 ^{90}Sr であった。底部汚染固定後の底部の表面密度は、 α : $<0.04\text{Bq}/\text{cm}^2$ 、 $\beta(\gamma)$: $<0.4\text{Bq}/\text{cm}^2$ であった。なお、全作業終了時の表面密度の最大値は、LV-2 内の側面で α : $0.24\text{Bq}/\text{cm}^2$ （直接法）、 $\beta(\gamma)$: $1.5\text{Bq}/\text{cm}^2$ （間接法）であった。

空气中放射性物質濃度の管理は、GH-2 内を移動型ダストモニタで連続監視するとともに、GH-1 内の主作業場をエアスニファで空気を採取し、それらの試料を測定することとした。空气中放射性物質濃度の最大値は、LV-2 内のスラッジ回収作業の α : $8.2 \times 10^{-6}\text{Bq}/\text{cm}^3$ 、 $\beta(\gamma)$: $6.0 \times 10^{-4}\text{Bq}/\text{cm}^3$ であった。なお、GH-2 内の連続監視では作業期間中の空气中放射性物質濃度は検出下限未満であった。

除染前の線量当量率の最大値は LV-2 内の底部のスラッジ表面で γ : $1.6\text{mSv}/\text{h}$ 、 β : $102\text{mSv}/\text{h}$ であったため、LV-2 開口部でのスラッジ回収作業及び LV-2 内部の除染作業では、 β 線の高線量率による皮ふ等の被ばくが問題となることが予測された。そのため、 β 線の被ばく低減対策としてスラッジ回収作業では、スラッジとの距離を取るために開口部から柄の長い治具を用いて作業を実施した。また、LV-2 内部の除染作業では、柄の長い治具を用いるとともに LV-2 内の底部及び作業員のエアラインスーツの外側を塩化ビニルシートで覆うことにより β 線による被ばくの低減化に努めた。

LV-2 内作業の日々の被ばく管理は、 γ 線の管理としてポケット線量計を着用し、 β 線の管理として胸部及び指部に熱蛍光線量計（TLD）を用いて行なった。実効線量は個人最大で 0.7mSv 、等価線量（皮膚）は個人最大で 25.8mSv であった。また、集団線量は $6.8\text{人} \cdot \text{mSv}$ （作業員 38 名）であった。除染作業及び汚染固定後の LV-2 内の底部の線量当量率は γ : $0.6\text{mSv}/\text{h}$ 、 β : $29\text{mSv}/\text{h}$ であった。

当該作業では、作業員の身体表面汚染はなく、内部被ばくは入退域検査を行い被ばくのないことを確認した。

（関島 光昭）

スラッジ回収前



スラッジ回収及び除染後



写真 2.3.2-1 LV-2 内部の状況

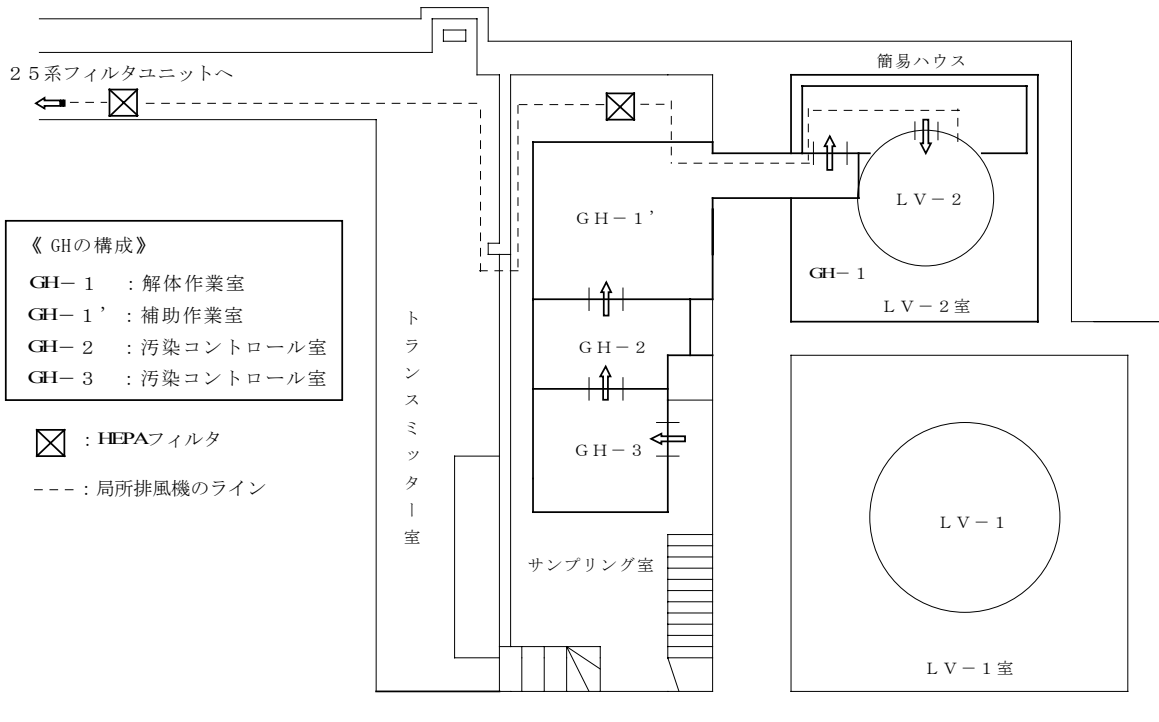


図 2.3.2-1 LV-2 スラッジ回収作業時の GH の設置状況 (廃液長期貯蔵施設地下1階)

2.3.2-3 燃料試験施設

燃料試験施設では、 β γ コンクリートセル及び α γ コンクリートセルにおいて、1979年度にホット試験を開始して以来、使用済燃料等の照射後試験が行われている。照射後試験として、燃料集合体信頼性実証試験、貯蔵燃料長期健全性等確認試験、NSRRパルス照射後試験、高度軽水炉燃料安全技術調査の各種試験が行われている。また、原子力船むつの燃料再処理のため燃料集合体の再組立作業も行われた。定期自主検査に伴いセル内除染作業及び内装機器の保守点検作業が実施された。

これら施設の運転における施設内の主な放射線管理実施結果を以下に示す。

(1) 作業環境の放射線監視結果

人が常時立ち入る場所における作業環境の線量当量率、線量当量、表面密度及び空气中放射性物質濃度の測定の結果は管理基準値未満であり、異常は認められなかった。

(a) 線量当量率及び線量当量の管理

エリアモニタ（連続監視）及びサーベイメータによる γ 線の線量当量率測定の結果、立入制限区域を除き、1mSv/週を超える区域はなかった。

なお、放射線しゃへい物の側壁における線量当量率の最大値は1.5 μ Sv/hであった。最大線量当量率は、セル内において核燃料物質の使用に関係なく一定の数値を示していることから、測定点近傍の機器からの線量当量率の影響と考えられる。

(b) 表面密度の管理

スマヤ法により定点での試料を採取し、表面汚染検査用サーベイメータによる表面密度の測定を実施した結果、すべて汚染がないことを確認した。

(c) 空气中放射性物質濃度の管理

室内ダストモニタ及びエアスニファにより、1週間採取した捕集ろ紙の測定を実施した結果、すべて検出下限濃度未満であった。

(2) 放射線作業の実施状況及び被ばく管理

燃料試験施設においては、221件の放射線作業が実施され、これらの放射線作業に対する計画の立案及び実作業での放射線防護上の助言、指導及び支援を行った。表2.3.2-3に燃料試験施設における課室別の主な実効線量及び放射線作業件数を示す。2006年度の被ばく線量は、前年度と比較すると多くなっている（2005年度の集団実効線量は62.7人・mSv）。この理由として、前年度は照射後試験の年間計画上 β γ コンクリートNo.3セル除染作業が実施されなかったこと及び実効線量等によって放射線作業届を提出する基準に該当する作業件数が前年度の24件に比べて今年度が43件と増えたことによると考えられる。

なお、 β γ コンクリートNo.3セル除染作業時の放射線管理を(3)に示す。

表 2.3.2-3 燃料試験施設における実効線量及び放射線作業件数

(2006年度)

部課室名		作業件数*1	実効線量		等価線量 (皮膚)	
			総線量(人・mSv)	最大線量(mSv)	総線量(人・mSv)	最大線量(mSv)
ホット試験施設管理部	実用燃料試験課	148(42)	165.4	5.4	1471.8	37.2
	ホット試験技術課	1	—	X	—	X
工務技術部	工務技術課	1	—	X	—	X
	工務第2課	5	—	X	—	X
	工務第3課	4	—	X	—	X
放射線管理部	放射線管理第2課	1	0.3	0.3	0.3	0.3
	線量管理課	1	—	X	—	X
研究炉加速器管理部	NSRR 管理課	2	—	X	—	X
安全研究センター 原子炉施設安全評価研究ユニット	燃料安全評価 研究グループ	15(1)	1.8	0.5	26.8	9.2
計		178(43)	167.5	5.4	1498.9	37.2

* 1 放射線作業連絡票，放射線作業届の提出を伴う作業の件数。()内は作業届提出作業(内数)
Xは検出されなかったことを，—は作業従事者の線量がすべて検出されなかったことを示す。

(3) β γ コンクリートNo.3 セル内除染作業時の放射線管理

燃料試験施設の β γ コンクリートNo.3 セルは，使用済燃料照射後試験用の試料を加工するセルである。主に使用済実用燃料集合体の燃料棒を短尺加工する作業及び被覆管を試験試料とするため燃料棒内のペレットを削り出す加工を行っている。セルの除染作業は内装機器の保守点検に先立ち，保守点検作業者の被ばく低減及び作業の向上を目的として年に1回の頻度で実施されている。図 2.3.2-2 に β γ コンクリートNo.3 セル内配置図を示す。2005年度は照射後試験の都合で除染作業が実施できず，2年分の汚染を除去する作業が2006年8月28日から2006年10月11日の期間で実施された。

セル内は，照射後試験時に発生する燃料の粉末やクラッドにより高レベルに汚染されているため，除染作業には高い被ばくが伴ってしまう。作業者が立入るレベルまで線量当量率及び表面密度を下げるためにマンニプレータによる遠隔除染作業が実施される。遠隔除染後に線量当量率，表面密度を測定し，その結果を受けて作業者がセル内に立入り，除染を行う。立入除染では，作業者の被ばくを低減する目的で高線量率の機器のしゃへい，不要物品の解体・搬出，廃棄物の搬出，インセルフィルタの交換と順次実施し線量当量率を下げた後にセル内に立入り拭き取り除染を行った。

今回の除染作業は，遠隔除染開始前の線量当量率が前回除染前と比べ高いこと，また遠隔除染による線量当量率の顕著な低下が見られず，インセルモニタの値が1mSv/h(背面扉インターロック値)をわずかに下回る値で立入除染が開始された。セル内線量当量率が高いことにより，作業者の被ばく線量が増加することが考えられたため作業工程を2つに分けて実施した。(遠隔除染から立入による床除染まで，及びセル内全域除染から養生作業)

作業者の被ばく管理は，基本線量計のガラスバッジ及びリングバッジの他に，補助線量計としてTLD(熱ルミネセンス線量計)バッジ，TLD指リングを着用し，作業単位及び日々の被ばくを確認した。また，セル内立入作業には，前述の線量計の他にAPD(警報付線量計)を着用させ，計画被ばく線量を超えないように管理を行った。(セル内作業日数に対する累積集団実効

線量及び一日積算線量（TLDバッジ）を図 2.3.2-3 に示す。

セル内作業者の保護具は、除染開始時には保護具等の着用基準で一番厳しいエアラインスーツを着用し、除染の進捗状況により空气中放射性物質濃度及び表面密度の測定結果から着用基準に照らし合わせ、浄気式加圧服、全面マスク（アノラックスーツ・タイベックスーツ）へと保護具の変更を行った。

除染作業において除染前のセル内の空間線量当量率は、最大で 1.1mSv/h、表面密度（スミヤ法）は、最大で $\alpha : 9.9 \times 10^2 \text{Bq/cm}^2$ 、 $\beta (\gamma) : 1.5 \times 10^4 \text{Bq/cm}^2$ （表 2.3.2-4 参照）、空气中放射性物質濃度は、最大で $\alpha : 2.3 \times 10^{-5} \text{Bq/cm}^3$ 、 $\beta (\gamma) : 4.0 \times 10^{-4} \text{Bq/cm}^3$ であった。除染後のセル内の空間線量当量率は、最大で 0.8mSv/h、表面密度（スミヤ法）は、最大で $\alpha : 5.3 \times 10^{-1} \text{Bq/cm}^2$ 、 $\beta (\gamma) : 5.2 \text{Bq/cm}^2$ となった。セル内採取試料を γ 線核種分析した結果、検出核種は、 ^{137}Cs 、 ^{134}Cs 、 ^{106}Ru 、 ^{144}Ce 、 ^{154}Eu 、 ^{155}Eu 等の FP であった。除染後の線量当量率が減少しない理由として内部が高レベルに汚染している機器類、セル架台下、高所などの除染が実施できない場所からの影響があると考えられる。

本作業において、作業者の集団実効線量は 63.8 人・mSv（前回 40.7 人・mSv）、個人最大の実効線量で 5.4mSv（前回 4.4mSv）、等価線量で 37.2mSv（前回 32.8mSv）であった。前回の除染作業は No. 3 セル及び No. 4 セルを実施している結果であり、今回の除染作業の被ばくが多いことが分かる。また、図 2.3.2-3 から分かるように実効線量が作業後半で低くならなかった理由は、内部が汚染している機器類の影響でセル内線量当量率が下がらなかったため、当初予想していた表面密度の減少と線量当量率の減少が伴わなかった。

今後の課題として、 $\beta \gamma$ コンクリート No. 3 セル除染作業を行う際、被ばく低減対策として場の線量を低くするためにセル内に設置された機器の内部やセル架台下などの除染を実施する必要があるが、これに伴い除染範囲が広がることで除染時間が長くなり被ばく線量が増加してしまうことになる。従って、これらの被ばく線量を考慮した除染作業全体について検討する必要がある。

今回の作業において、過去の経験から求められていた補助線量計（TLD）の値から被ばく線量を評価するための定数を使用した。基本線量計のガラスバッチの結果において、実効線量で最大 10 倍の差が生じた。これは、高度軽水炉燃料安全技術調査用の試料である高燃焼度使用済実用燃料による γ / β の比が変わったことによる影響と考えられる。

今後、新たに高燃焼度燃料を取扱ったセルの除染作業における被ばく評価用のデータを求めていく。

（二川 和郎）

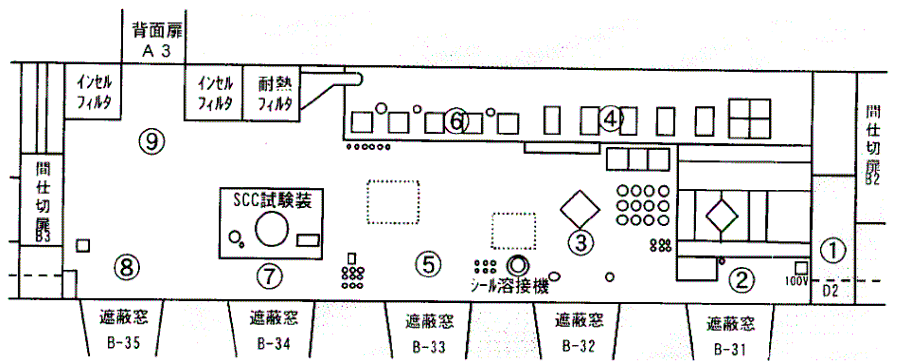


図 2.3.2-2 β γ コンクリート No.3セル内配置図

表 2.3.2-4 β γ コンクリート No.3セル除染前表面密度測定結果

採取点*	α (Bq/cm ²)	β (Bq/cm ²)	β / α
①	4.8×10 ²	7.8×10 ³	16.3
②	7.8×10 ¹	1.2×10 ³	15.5
③	3.1×10 ²	4.1×10 ³	13.3
④	7.9×10 ¹	1.1×10 ³	14.3
⑤	8.0×10 ¹	1.3×10 ³	16.6
⑥	4.3×10 ²	5.8×10 ³	13.5
⑦	9.9×10 ²	1.5×10 ⁴	15.5
⑧	3.8×10 ²	5.8×10 ³	15.3
⑨	2.2×10 ²	3.4×10 ³	15.6

* 採取点は図 2.3.2-2 参照

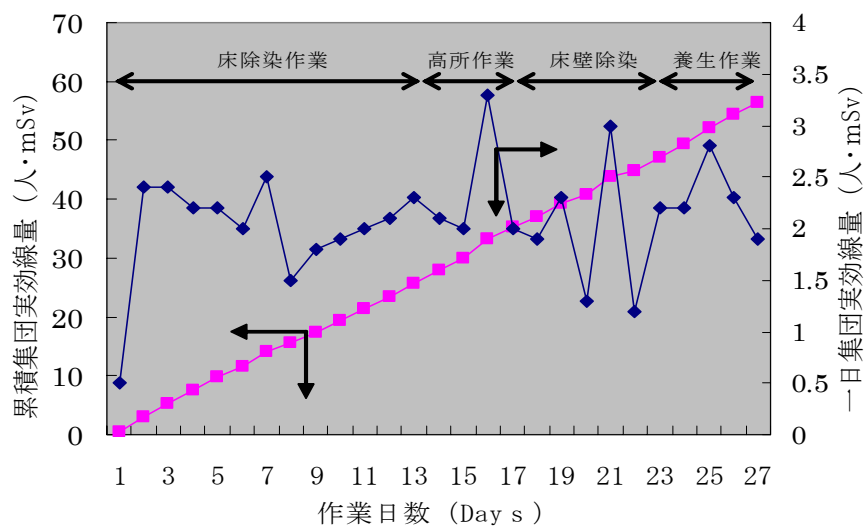


図 2.3.2-3 セル内作業日数に対する累積集団実効線量及び一日積算線量 (TLD)

2.3.2-4 廃棄物安全試験施設

廃棄物安全試験施設（WASTEF）では、材料研究に関連して、原子炉構造材料の高温高压水中の低歪速度試験、単軸定荷重引張試験、高性能燃料被覆管の応力腐食割れ試験等が行われた。また、燃料研究に関連して、実用燃料の燃焼度測定及び NSRR パルス照射燃料の発熱量測定等が行われた。

これら施設の運転における施設内の主な放射線管理実施結果を以下に示す。

(1) 作業環境の放射線監視結果

人が常時立ち入る場所における作業環境の線量当量率、表面密度及び空气中放射性物質濃度の測定の結果は管理基準値未満であり、異常は認められなかった。

(a) 線量当量率の管理

エリアモニタ（連続監視）及びサーベイメータによる γ 線の線量当量率測定の結果、立入制限区域を除き、1mSv/週を超える区域はなかった。

なお、放射線しゃへい物の側壁における線量当量率の測定結果、最大値は $\beta \cdot \gamma$ アイソレーション壁における 0.99 μ Sv/h であった。

(b) 表面密度の管理

スミヤ法により定点で試料を採取し、表面汚染検査用サーベイメータによる表面密度の測定を実施した結果、すべて汚染がないことを確認した。

(c) 空气中放射性物質濃度の管理

室内ダストモニタ及びエアスニファにより、1週間採取した捕集ろ紙の測定を実施した結果、全 α についてはすべて検出下限濃度未満であったが、全 β については最大 1.3×10^{-9} Bq/cm³ であった。 γ 線核種分析の結果、天然の放射性核種であるラドン・トロンの影響によるものであり、法令で定める空气中濃度限度を超えていないことを確認した。

(2) 放射線作業の実施状況及び被ばく管理

WASTEF においては、153 件の放射線作業が実施され、これら放射線作業に対する計画の立案及び実作業での放射線防護上の助言、指導及び支援を行った。

表 2.3.2-5 に廃棄物安全試験施設における作業環境レベル区分ごとの実効線量及び放射線作業件数を示す。また、WASTEF において、一時的な管理区域を設定して行う作業はなかった。

なお、燃料溶解試料の作製に伴う放出ガスの評価について(3)に示す。

(吉富 寛)

表 2.3.2-5 廃棄物安全試験施設における作業環境レベル区分ごとの
実効線量及び放射線作業件数

(2006 年度)

作業環境レベル				実効線量 (mSv)	放射線 作業件数
線量当量率 (μ Sv/h)	空气中放射性物質濃度 (Bq/cm ³)	表面密度 (Bq/cm ²)			
		α	β (γ)		
< 1	< 検出下限	< 0.04	< 0.4	< 0.1	54
			0.4~40		2
	検出下限~< (DAC)				1
1 ~ < 20	< 検出下限	< 0.04	< 0.4	< 0.1	30
			0.4~40	0.1~< 1	2
		> 4	< 0.4	< 0.1	3
			0.4~40	0.1~< 1	1
	検出下限~< (DAC)	< 0.04	< 0.4	< 0.1	5
			0.4~40	0.1~< 1	7
		> 4	< 0.4	< 0.1	2
			0.4~40	0.1~< 1	5
≥ 20	< 検出下限	< 0.04	< 0.4	< 0.1	14
			0.4~40	0.1~< 1	2
		検出下限~< (DAC)	< 0.04	< 0.4	< 0.1
	0.4~40			0.1~< 1	8
	> 4		< 0.4	≥ 1	1
			0.4~40	< 0.1	1

(3) NSRR パルス照射実験燃料の溶解試料の作製における放出ガスの評価

WASTEF では、反応度事故時燃料挙動模擬実験の一環として、軽水炉燃料事故挙動調査に係る発熱量及び燃焼率測定を目的とした試料の作製を行っている。具体的には NSRR パルス照射済燃料の発熱量及び燃焼率測定用試料の作製のため、燃料試験施設で採取されたペレット片を受け入れ、溶解及び分取を実施している。

溶解試料の作製は、ベータ・ガンマセル(以下「 $\beta \cdot \gamma$ No.3 セル」という。)に設置された恒温槽内に 8M 硝酸溶液と燃料ペレットを入れた溶解容器(テフロン容器+SUS機密容器)をセットし、溶解温度 110°C で 72 時間連続溶解を行い一定時間の冷却後、密封容器の開封、定容、希釈、分取作業が実施される。

過去の実績によると、燃料を溶解(燃料被覆管洗浄を含む)する作業以外で放射性希ガスの放出を伴う作業はなく、溶解に伴う放射性希ガスの放出は、密封容器の開封時に ^{85}Kr が放出される。また、燃料の溶解ができるセルは $\beta \cdot \gamma$ No.3 セルであり、放出される経路は図 2.3.2-4 に示す

通り排気第 1-3 系統を経由して排気筒より放出される。WASTEF において、燃料を溶解（燃料被覆管洗浄を含む）する作業は、1999 年 2 月から実施（表 2.3.2-6）されたが、2000 年 7 月以降 2005 年 4 月まで放射性希ガスを放出する作業は実施されず、放出量評価もなかった。

排気筒からの放出量評価は、当時は振動容量型電位計（以下「VRE」という。）で評価したが、今回は移動型ガスモニタ（アロカ製：MGR-R74-5246）により、作業中連続監視を行った。そのため、今回のガスモニタの使用にあたっては、1 日最大指示値（Bq/cm³）を継続的に収集（最終データ数 n：76）し次式により検出下限濃度の評価を行った。（1 日最大指示値は、密封容器の開封が行われる日中就業時間内で、作業状況から放射性ガスが放出されないと予想される時間中における最大値とした。）その結果、 2.3×10^{-3} （Bq/cm³）の検出下限濃度を得た。

$$C_{nd} = 3 \sqrt{\frac{\sum (N_{bi})^2 - n \cdot \overline{N_{bm}}^2}{n-1}}$$

C_{nd} : 検出下限濃度 (Bq/cm³)
 N_{bi} : 1 日最大指示値 (Bq/cm³)
 $\overline{N_{bm}}$: 1 日最大指示値の平均値 (Bq/cm³)
 n : データ数 (76)

放出量については、密封容器を開封してから 1 分毎にガスモニタの指示値 (Bq/cm³) を読み取り、1 分間の排気量 (cm³) との積算によって、次式より放出量 (Bq) を評価した。

$$Q = \sum C_j \cdot F \cdot t_j$$

Q : 検出された放出量 (Bq)
 C_j : 1 分毎の放射性ガス濃度 (Bq/cm³)
 F : 排気率 (cm³/min)
 t_j : ガス放出量を積算する時間 (min)

今回算出した検出下限濃度については、VRE の検出下限濃度 1.2×10^{-2} (Bq/cm³) に対し約 1/5 まで下がった。これにより、燃料被覆管洗浄など被覆管に付着した微量の燃料溶解に伴う放出ガス評価に対し検出感度が高くなった。

(武藤 康志)

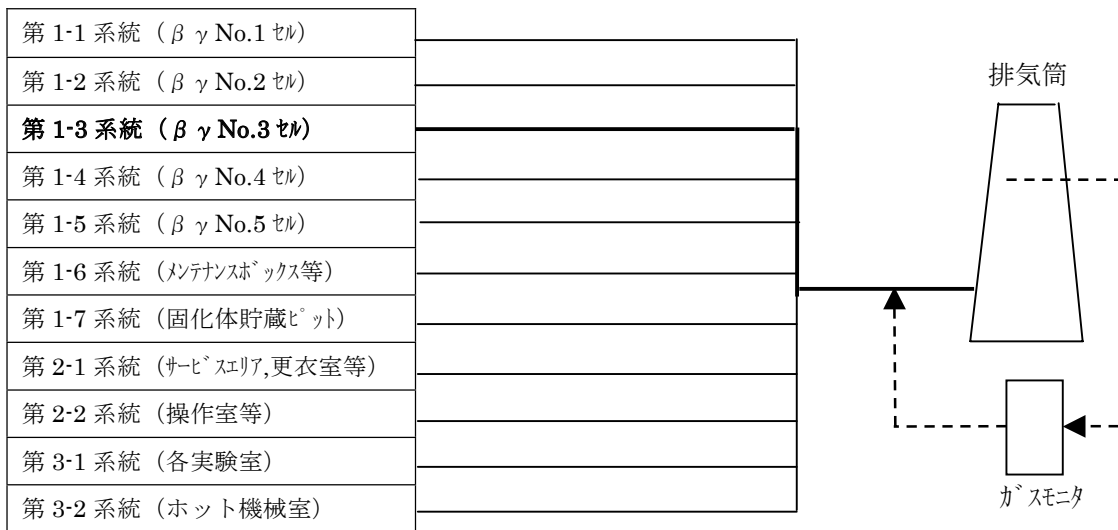


図 2.3.2-4 廃棄物安全試験施設の排気系統図及びサンプリング系統

表 2.3.2-6 燃料溶解時における放射性希ガスの放出量

放出月日	放射性希ガス濃度 (Bq/cm ³)		放出量 (Bq)		
	一日平均最大	平均	月間	3ヶ月	年間
1999年2月	1.7×10 ⁻²	<1.2×10 ⁻²	1.8×10 ¹⁰	1.8×10 ¹⁰	1.8×10 ¹⁰
2000年7月	<1.2×10 ⁻²	<1.2×10 ⁻²	1.1×10 ¹⁰	1.1×10 ¹⁰	1.1×10 ¹⁰
2005年4月	<2.0×10 ⁻³	<2.0×10 ⁻³	1.0×10 ⁷	1.6×10 ⁷	7.0×10 ⁷
2005年5月	<2.0×10 ⁻³	<2.0×10 ⁻³	5.8×10 ⁶		
2005年7月	<2.0×10 ⁻³	<2.0×10 ⁻³	4.3×10 ⁷		
2006年3月	<2.4×10 ⁻³	<2.4×10 ⁻³	1.1×10 ⁷	1.1×10 ⁷	7.5×10 ⁷
2006年6月	<2.4×10 ⁻³	<2.4×10 ⁻³	6.8×10 ⁷	6.8×10 ⁷	
2006年12月	<2.3×10 ⁻³	<2.3×10 ⁻³	7.4×10 ⁶	7.4×10 ⁶	

2.3.3 放射線施設の放射線管理

原子力科学研究所海岸地区において、放射線障害防止法に基づき放射性同位元素や放射線発生装置を取り扱っている施設には FNS、環境シミュレーション試験棟、バックエンド技術開発建家及び大型非定常ループ試験棟があり、放射性同位元素等の廃棄を行う施設には、廃棄物処理場がある。また燃料試験施設、廃棄物安全試験施設、FCA、TCA、NUCEF 施設及びプルトニウム研究 1 棟においても原子炉等規制法の許可の他に放射線障害防止法に基づく使用の許可を得ている。

FNS は、400keV 重陽子加速器で加速された重陽子を ^3H ターゲットに照射し、14.1MeV の中性子を発生させる D-T 中性子源であるため、加速器運転に伴う線量当量率の上昇、高線量を伴う線源からの被ばくの管理及び密封されていない ^3H の使用に伴う表面汚染の管理に重点を置いて放射線管理を行った。本年度の主な放射線作業として、第 2 ターゲット室の除染作業が行われた。

環境シミュレーション試験棟は、放射性廃棄物物理設処分の安全性評価における放射性核種の閉じ込め性能評価のための試験施設であり、 ^{237}Np 、 ^{241}Am など 20 核種を取り扱うグローブボックス等が設置されているため、非密封放射性同位元素の管理に重点を置いて放射線管理を行った。

バックエンド技術開発建家は、放射能確認技術の開発及び熔融固化体特性試験に関する研究を行う施設であり、 ^{137}Cs や ^{99}Mo - ^{99}Tc 等の非密封放射性同位元素が使用されているため、非密封放射性同位元素の管理に重点を置いて放射線管理を行った。

大型非定常ループ試験棟は、PWR 型動力炉の ECCS に関する有効性の確認試験を実施する施設で、気液二相流の流体密度を測定するためにガンマ線密度計を使用している。線源としては ^{137}Cs を 21 個、 ^{241}Am 線源を 2 個の合計 23 個の密封線源を使用しているため、作業環境の線量当量率に着目した放射線管理を行った。

これら放射性同位元素使用施設等からの放射性同位元素及び放射性同位元素で汚染されたものを処理するため、放射線障害防止法に基づく許可廃棄のための施設として、廃棄物処理場が設置されている。廃棄物処理場では引き取った放射性廃棄物の放射能やその性状による各種の減容処理が行われている。廃棄物処理場においては放射性廃棄物の処理に伴う密封されていない放射性同位元素等の管理及び処理された廃棄物パッケージ体からの高線量当量率の管理に重点を置いて放射線管理を行った。

2006 年度は、原子力科学研究所において放射線障害防止法第 43 条の 2 に係る立入検査が実施された。海岸地区の施設としては廃棄物処理場が対象となり、放射線管理に係る法定帳簿類の確認等の検査を受けた。この検査において検査官からの指摘事項はなかった。

2006 年度の放射性同位元素使用許可に関する変更許可申請等については、TCA において炉物理実験用の中性子吸収体として ^{241}Am 及び ^{237}Np の密封線源を追加使用する目的で許可使用に係る変更許可申請を行い、2006 年 5 月 16 日に認可された。この申請の際には、放射線管理担当課として放射線防護上の助言をするとともに、申請書の内容について再確認する等、技術上の支援を行った。

(半谷 英樹)

(1) 作業環境の放射線監視結果

人が常時立ち入る場所における作業環境の線量当量率，線量当量，表面密度及び空气中放射性物質濃度の測定の結果はすべて管理基準値未満であり，異常は認められなかった。

(a) 線量当量率及び線量当量の管理

エリアモニタ（連続監視）及びサーベイメータによる γ 線の線量当量率測定の結果，立入制限区域を除き，1 mSv/週を超える区域はなかった。

(b) 表面密度の管理

スミヤ法により定点で試料を採取し，表面汚染検査用サーベイメータによる表面密度の測定を実施した結果，すべて汚染がないことを確認した。

(c) 空气中放射性物質濃度の管理

室内ダストモニタ及びエアスニファにより，1週間採取した捕集ろ紙の測定を実施した結果，すべて検出下限濃度未満であった。

(2) 放射線作業の実施状況及び被ばく管理

FNSにおいては，放射線作業は43件実施され，これらの放射線作業に対する計画の立案及び実作業での放射線防護上の助言，指導及び支援を行った。2006年度は第2ターゲット室の除染作業が行われた。この作業に伴う ^3H の環境への放出量は年間総量として $1.9 \times 10^{11} \text{Bq}$ となった。これは過去5年間において最大値であるが，各3月間について評価した平均濃度では，本年度いずれの四半期においても法令で定める濃度限度を超えるものはなかった。また，除染作業に伴う空气中放射性物質濃度の管理及び汚染拡大防止対策については良好に行われた。

環境シミュレーション試験棟においては，放射線作業は10件実施され，これらの放射線作業に対する計画の立案及び実作業での放射線防護上の助言，指導及び支援を行った。

バックエンド技術開発建家においては，放射線作業は6件実施され，これらの放射線作業に対する計画の立案及び実作業での放射線防護上の助言，指導及び支援を行った。

大型非定常ループ実験棟では定常作業が中心であり放射線作業届等に該当する作業はなかった。

環境シミュレーション試験棟，バックエンド技術開発建家及び大型非定常ループ実験棟における放射線業務従事者のガラスバッジによる実効線量を測定した結果，いずれも有意な検出はなかった。

(二川 和郎，西藤 文博)

2.4 環境の放射線管理

原子力科学研究所の周辺監視区域内外における環境放射線及び環境試料のモニタリングを2005年度に引き続き実施した。実施項目は、モニタリングポストやモニタリングステーションを用いた環境中の空気吸収線量率の監視、土壌、大気塵埃、沿岸海域の海水、海産物、農産物等環境試料の採取とそれらに含まれる放射性核種の濃度の測定、気象観測等である。これらのモニタリング結果には異常は認められず、原子力科学研究所周辺の環境放射線・放射能のレベルは引き続き通常の変動範囲内にあることが確認された。また、原子力科学研究所の原子炉施設等から放出された気体及び液体放射性廃棄物中の ^{89}Sr 及び ^{90}Sr 並びに環境試料中の ^{90}Sr 及び $^{239+240}\text{Pu}$ の放射能濃度を化学分析により求めたが、いずれも異常は認められなかった。

上記の監視、測定及び観測のほか、次の業務を行った。

- (1)環境監視測定結果について、四半期ごとに茨城県東海地区環境放射線監視委員会へ報告した。
- (2)10月10日より同25日まで北朝鮮の核実験の影響調査のため、モニタリングステーションによる空気吸収線量率の測定、並びに大気塵埃及び降下塵中の放射能濃度の測定を実施した。結果はいずれも平常値と変わらず、北朝鮮の核実験の影響は確認されなかった。

(村上 博幸)

2.4.1 環境放射線のモニタリング

(1) 空気吸収線量率の監視

図 2.4.1-1 に示すモニタリングポスト及びモニタリングステーションにおける空気吸収線量率の測定結果をそれぞれ表 2.4.1-1 及び表 2.4.1-2 に示す。これらの測定結果は、平常の変動範囲内であり、異常は認められなかった。モニタリングポストでの最大値は、放射性廃棄物の輸送の影響によるものであった。また、モニタリングステーションでの最大値は、降雨の影響によるものであった。

(2) 大気塵埃中の長半減期放射能濃度の監視

モニタリングステーションのダストサンプラにより大気塵埃を捕集した試料について、長半減期放射能濃度の測定を行った。各月ごとの平均値を図 2.4.1-2 に示す。大気中の全 α 放射能濃度及び全 β 放射能濃度は、大気塵埃中放射能濃度測定装置により放射性塵埃をろ紙上に1週間連続捕集し、捕集後72時間以上経過した後、測定評価したものである。これらの測定結果のうち、上半期の全 α 及び全 β 放射能濃度は例年と比較して低めの値を示した。また、全 β 放射能濃度は2007年2月に最大値を示したが、施設起因の放射性核種は検出されておらず、異常は認められなかった。

(3) 定点における γ 線空気吸収線量率の監視

定点における γ 線空気吸収線量率は、2006年4月及び10月に5地点での測定を実施した。各地点の測定結果を表 2.4.1-3 に示す。これらの測定結果は、平常の変動範囲内であり、異常は認められなかった。また、茨城県の定めた緊急時モニタリング地点99か所での線量測定を年4回に分けて実施し、緊急時サーベイのための地点把握と平常時レベルの基礎データを得た。

(4) 環境中の積算線量の監視

ガラス線量計による3月間の積算線量測定を、2006年6月、9月、12月及び2007年3月に実施した。各地点の測定結果を表2.4.1-4に示す。これらの測定結果は、平常の変動範囲内であり、異常は認められなかった。

(5) γ 線空気吸収線量率の走行測定

モニタリングカーによる走行サーベイを年3回に分けて実施し、緊急時サーベイのための平常時レベルの基礎データを得た。

(6) 気象観測

原子力科学研究所の敷地内に気象観測設備を設置し、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に準拠し風向、風速、降雨量、大気温度、大気安定度等の各気象要素について連続観測を行っている。気象観測項目及び気象測器を表2.4.1-5に示す。

また、2006年4月から2007年3月までの40m高における風向出現頻度を図2.4.1-3、風向別平均風速を図2.4.1-4、風向別大気安定度頻度を図2.4.1-5、月別降雨量を図2.4.1-6、月別大気温度及び湿度を図2.4.1-7にそれぞれ示す。

2006年度は、例年と比較して降水量が多く、冬は非常に暖かった。10月は、日平均風速が年度内で最大であると共に降水量も多く、荒天であった。

(7) その他の管理業務

北朝鮮による地下核実験が2006年10月9日に実施されたことに伴い、文部科学省よりモニタリング強化に係る協力依頼があった。環境放射線のモニタリングの強化としては、翌10月10日～25日までの監視体制を整え、毎日、MS-1における10分値データの集計、解析、評価を行うと共に定時の報告を行った。この間のデータは、通常の変動幅内であり異常はなかった。

本年度の環境放射線監視機器及び気象観測機器に係る主な障害の発生状況について、参考として以下に示す。

- ・老朽化が原因と考えられる障害： テレメータ (MP-15, 排水-2, 気象測器), 気象測器 (感雨器), 測定データ保存用 MO (MP-22, MP-25)
- ・落雷が原因と考えられる障害： テレメータ (MS-3), 検出部の温度制御装置 (MP-12)
- ・暴風雨による NTT 回線障害： MP-11 (対応：回線強化), MP-16 (対応：回線移設)

(大石 哲也)

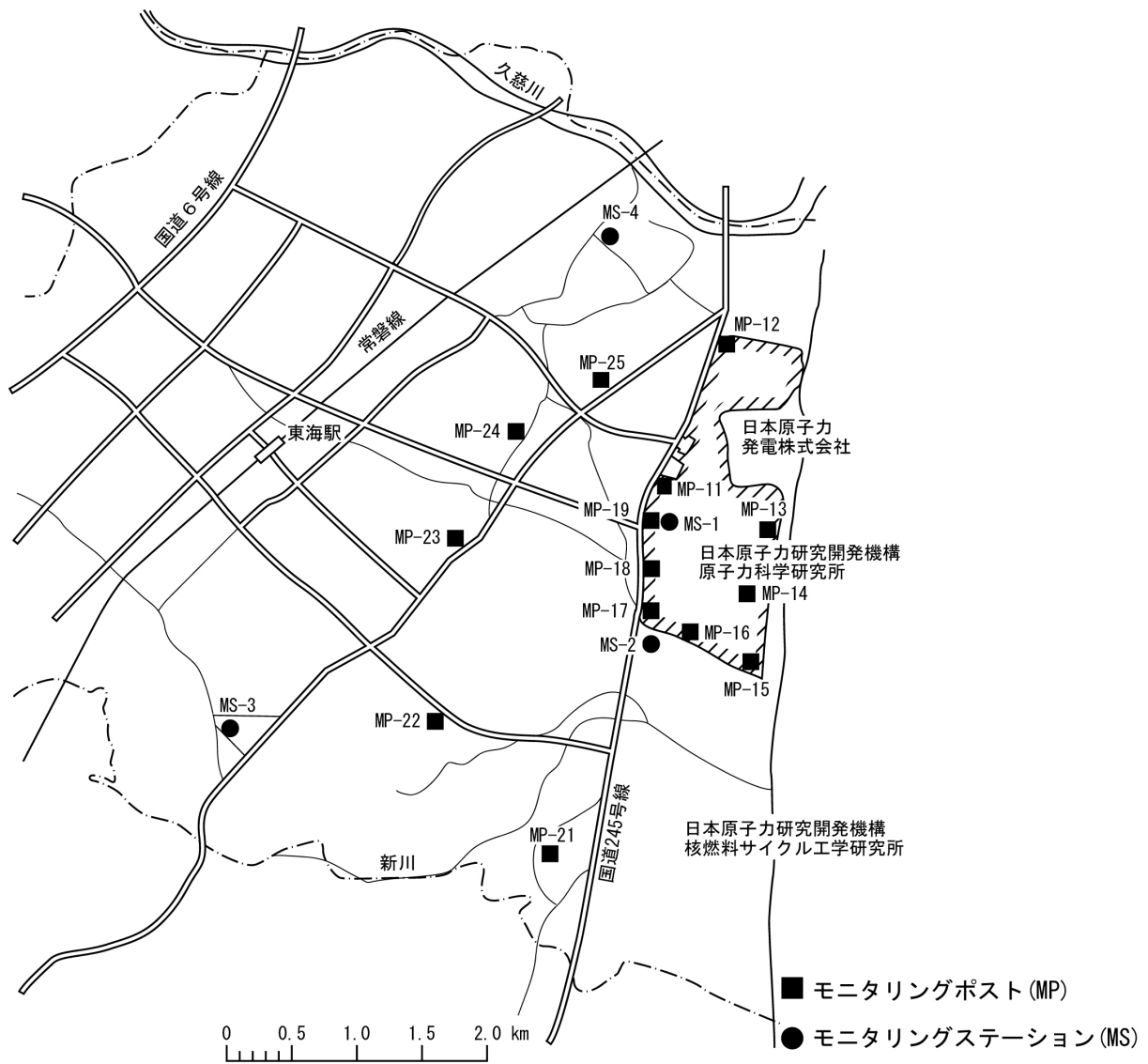


図 2.4.1-1 モニタリングポスト及びモニタリングステーション配置図

表 2.4.1-1 モニタリングポストにおける空気吸収線量率の月平均と月間最大値

(原子力科学研究所, 2006年度) (単位: nGy/h)

MP No.	年月	2006年										2007年			年間	標準偏差
		4月	5月	6月	7月	8月	9月	10月	11月	12月	1月	2月	3月			
構内ポスト	MP-11	平均	45	44	44	45	44	45	44	45	45	45	45	44	45	0.5
		最大	69	67	55	64	56	68	58	57	59	65	64	66	—	—
	MP-12	平均	39	38	38	39	38	39	39	39	39	39	39	39	39	0.5
		最大	68	68	52	62	51	68	56	56	59	63	66	62	—	—
	MP-13	平均	40	40	39	40	39	40	40	40	39	40	39	39	40	0.5
		最大	72	70	54	63	54	68	55	58	56	63	66	63	—	—
	MP-14	平均	44	44	44	44	44	44	44	45	45	44	45	45	44	0.5
		最大	82 ^{*1}	68	75 ^{*1}	120 ^{*1}	56	67	57	59	117 ^{*1}	115 ^{*1}	93 ^{*1}	66	—	—
	MP-15	平均	38	38	38	39	37	38	38	39	39	39	39	39	38	0.7
		最大	68	70	53	62	52	66	56	59	59	64	66	61	—	—
MP-16	平均	35	34	34	35	34	35	34	35	35	35	35	35	35	0.5	
	最大	71	75	54	64	52	65	55	58	58	65	68	61	—	—	
MP-17	平均	37	36	36	37	36	37	37	37	37	37	37	37	37	0.5	
	最大	65	64	50	61	51	59	53	54	55	60	60	59	—	—	
MP-18	平均	39	39	39	39	38	39	39	39	39	39	39	39	39	0.3	
	最大	60	61	50	55	49	60	52	54	55	58	58	61	—	—	
MP-19	平均	39	39	39	39	38	39	39	39	39	39	39	39	39	0.3	
	最大	54	67	49	58	49	57	50	55	59	54	54	53	—	—	
構外ポスト	MP-21	平均	39	39	39	40	39	39	39	40	40	39	39	39	39	0.5
		最大	67	65	55	58	51	60	55	58	57	54	62	59	—	—
	MP-22	平均	43	42	42	43	42	43	43	44	44	43	44	43	43	0.7
		最大	70	69	57	65	54	67	59	60	61	75 ^{*2}	69	62	—	—
	MP-23	平均	40	40	40	41	40	40	41	41	41	41	41	41	41	0.5
最大		75	68	56	69	52	65	56	57	58	59	64	62	—	—	
MP-24	平均	45	45	45	46	45	45	45	46	46	45	46	45	45	0.5	
	最大	73	71	57	67	54	66	59	60	62	63	66	63	—	—	
MP-25	平均	38	38	38	39	38	38	38	39	39	39	39	38	38	0.5	
	最大	71	69	53	61	51	64	54	55	58	61	63	61	—	—	

(注) 検出器は, NaI(Tl)シンチレーション型 DWM 方式であり, 「最大」は, 10 分間平均の月間最大値を示す。

*1 廃棄物輸送による影響

*2 ノイズによる影響

表 2.4.1-2 モニタリングステーションにおける空気吸収線量率の月平均値と月間最大値

(原子力科学研究所, 2006 年度) (単位: nGy/h)

年月 MS No.		2006年									2007年			年間	標準 偏差
		4月	5月	6月	7月	8月	9月	10月	11月	12月	1月	2月	3月		
MS-1	平均	40	39	39	39	39	40	40	41	41	41	41	41	40	0.9
	最大	65	63	51	62	53	58	54	56	56	66	62	59	—	—
MS-2	平均	39	38	38	38	38	39	39	40	39	39	39	39	39	0.6
	最大	61	67	52	62	54	56	52	56	60	64	60	57	—	—
MS-3	平均	38	37	37	38	37	37	38	38	38	38	38	38	38	0.5
	最大	71	64	52	59	47	63	53	56	56	54	62	60	—	—
MS-4	平均	53	49	50	49	51	52	52	54	53	53	54	53	52	1.8
	最大	94	81	66	74	65	81	69	71	77	74	83	78	—	—

(注) 検出器は、NaI(Tl)シンチレーション型 DWM 方式であり、「最大」は、10 分間平均の月間最大値を示す。

表 2.4.1-3 定点における γ 線空気吸収線量率測定結果

(原子力科学研究所, 2006 年度) (単位: nGy/h)

測定日 地点名		2006年4月26日、28日	2006年10月26日
		1	舟石川 (原電住宅)
2	照 沼 (如意輪寺)	33.8	33.7
3	宮 前 (酒列神社)	24.9	25.6
4	須和間 (住吉神社)	38.3	38.2
5	稲 田 (今花島神社)	27.9	28.6

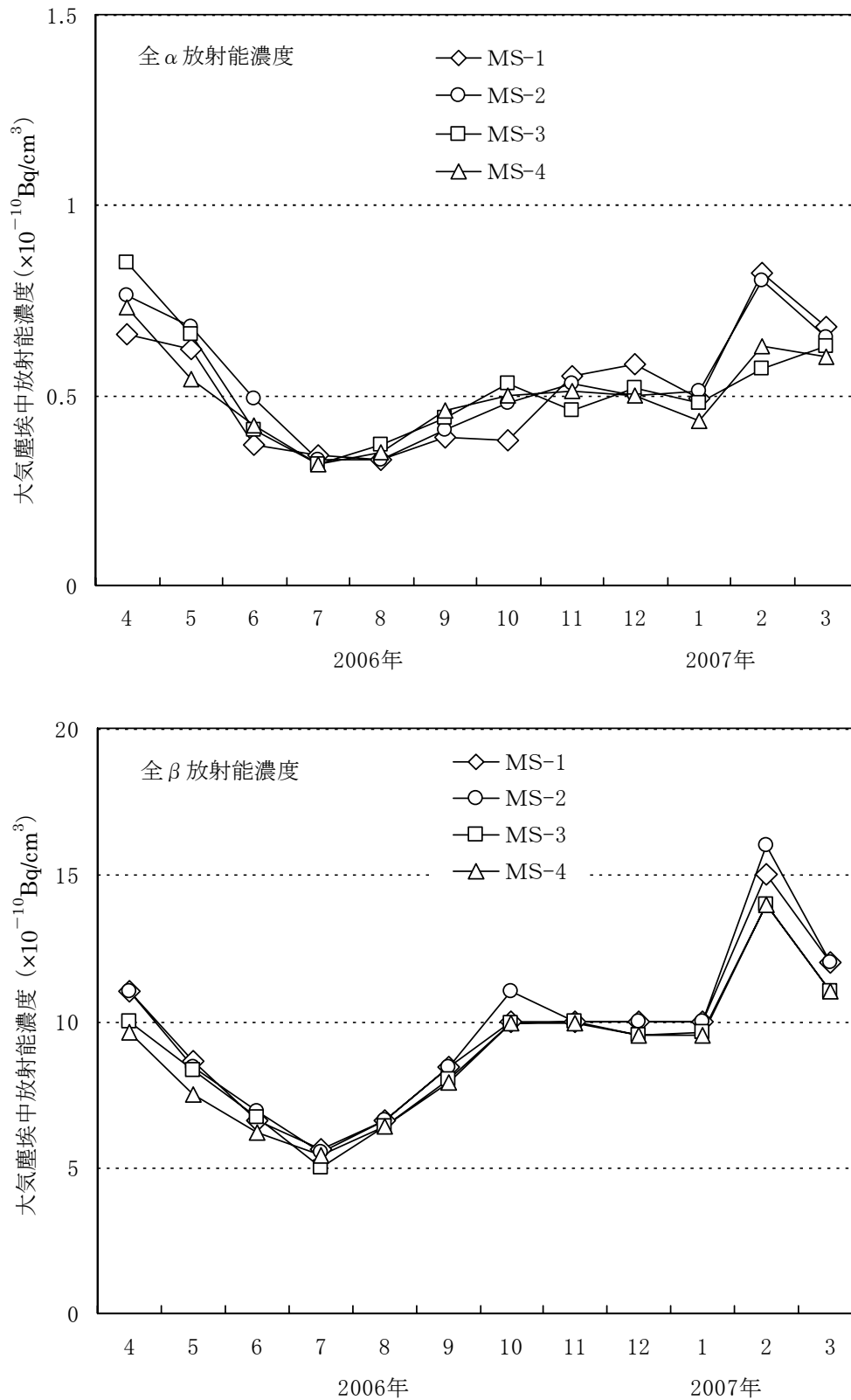


図 2.4.1-2 モニタリングステーションにおける大気塵埃中の長半減期放射能濃度の月平均

表 2.4.1-4 積算線量測定結果

(原子力科学研究所, 2006 年度) (単位: μGy)

地点 番号	測定期間 測定 地点名 結果	第1四半期		第2四半期		第3四半期		第4四半期		年間 積算 線量
		2006年3月28日 ～ 6月27日		2006年6月27日 ～ 9月27日		2006年9月27日 ～ 12月27日		2006年12月27日 ～ 2007年3月28日		
		測定値	91日換算 線量	測定値	91日換算 線量	測定値	91日換算 線量	測定値	91日換算 線量	
M-1	構内 (MS-1)	82	82	83	82	82	82	80	80	326
M-2	周辺監視区域境界 (MP-11)	84	84	89	88	87	87	81	81	340
M-3	構内 (Pu研裏)	71	71	74	74	70	70	69	69	284
M-4	周辺監視区域境界 (MP-17)	71	71	67	67	70	70	69	69	277
M-5	周辺監視区域境界 (MP-18)	75	75	77	77	73	73	67	67	292
M-6	村松 (MS-2)	90	90	93	92	87	87	84	84	353
M-7	宿	79	79	77	77	78	78	78	78	312
M-8	新川下流	84	84	89	88	82	82	78	78	332
M-9	阿漕ヶ浦南西	52	52	54	54	49	49	50	50	205
M-10	阿漕ヶ浦西	80	80	81	81	80	80	77	77	318
M-11	白方	86	86	82	82	80	80	81	81	329
M-12	原電グラウンド北西	86	86	88	87	85	85	84	84	342
M-13	川根	86	86	85	84	79	79	81	81	330
M-14	須和間 (MS-3)	81	81	77	77	81	81	75	75	314
M-15	亀下 (MS-4)	108	108	103	102	104	104	99	99	413
M-16	東海中	60	60	60	60	57	57	53	53	230
M-17	豊岡	84	84	81	81	80	80	81	81	326
M-18	水戸気象台	64	64	60	60	58	58	57	57	239

(注) 表中各測定値は、5 cm 厚の鉛箱内の値 (宇宙線、自己汚染などの寄与分) を差し引いてある。

測定器は、蛍光ガラス線量計 (旭テクノグラス製: SC-1) を使用した。

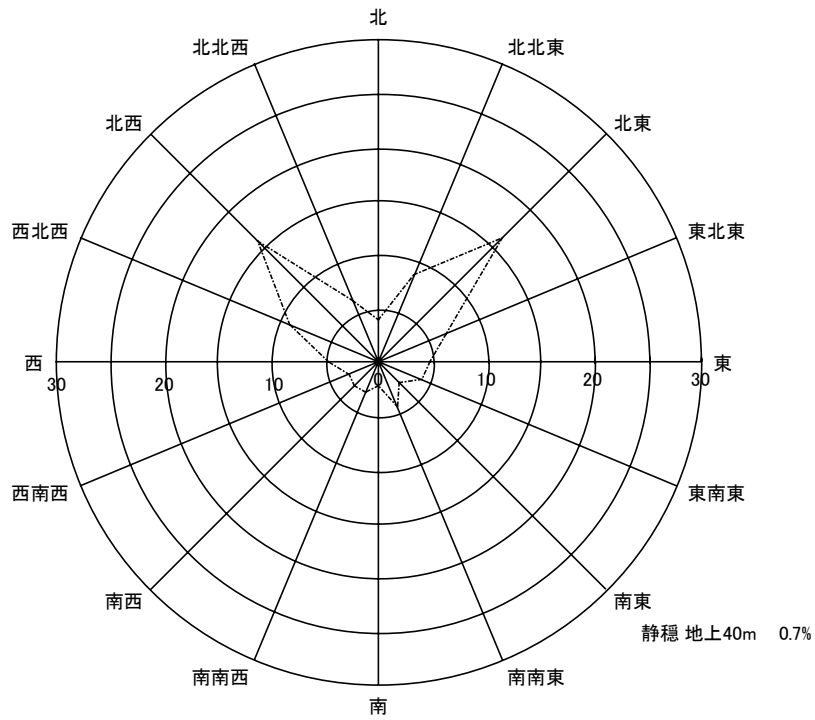


图 2.4.1-3 風速出現頻度 (40m高)

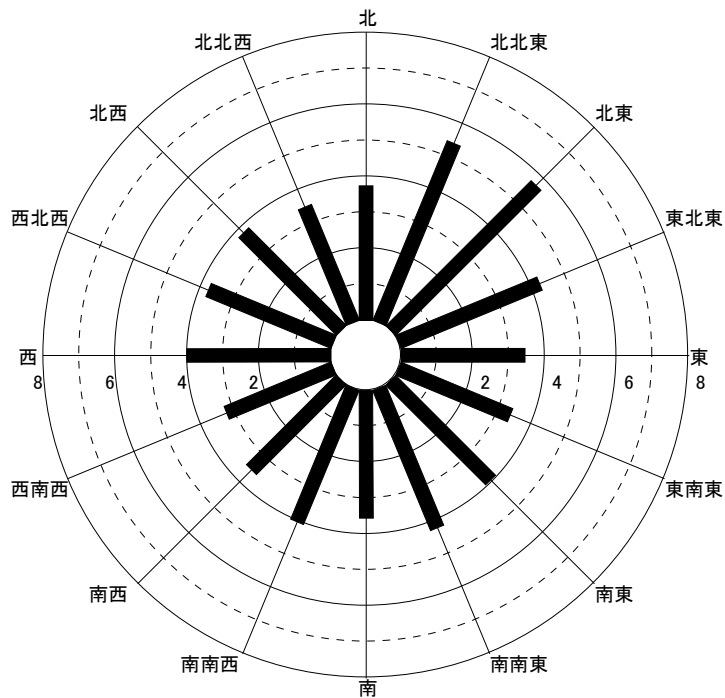


图 2.4.1-4 風向別平均風速 (40m高)

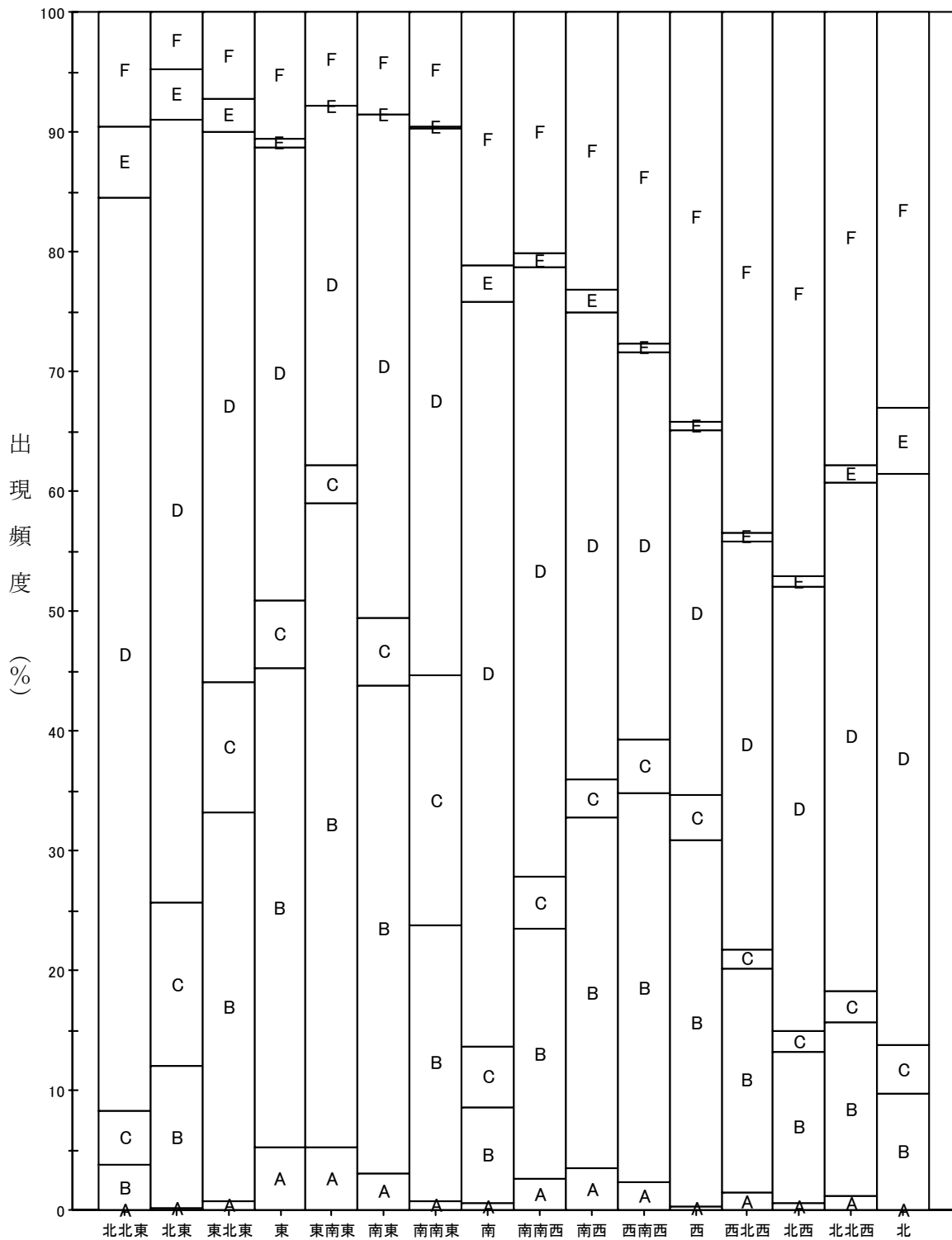


図 2.4.1-5 風向別大気安定度頻度 (40m 高)

大気安定度の分類 ; A 型 : 強い不安定, B 型 : 中程度の不安定, C 型 : 弱い不安定
 D 型 : 中立, E~F 型 : 弱い安定

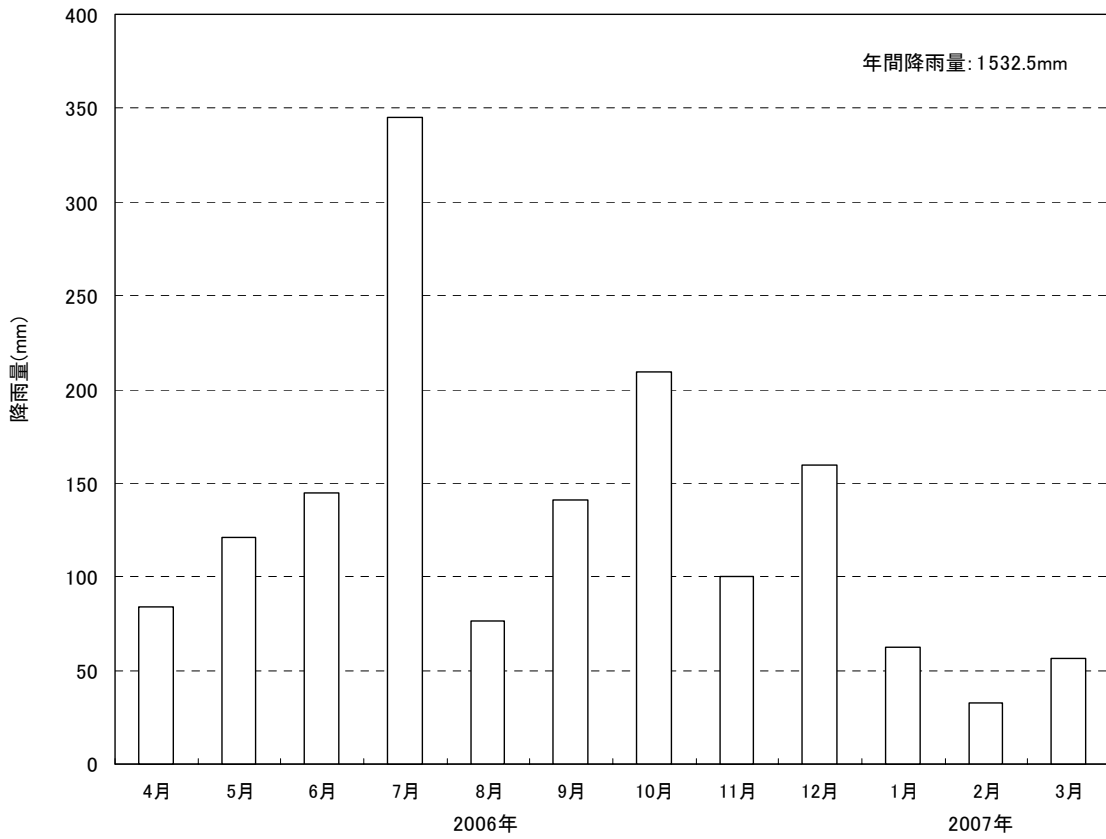


図 2.4.1-6 月別降雨量

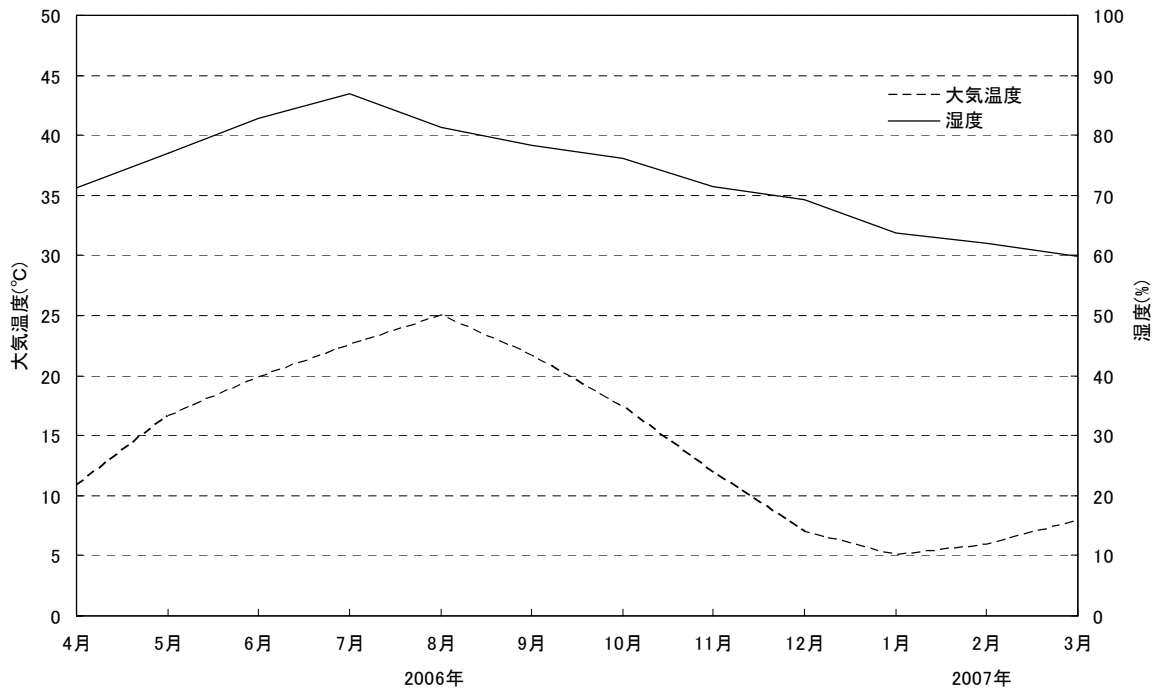


図 2.4.1-7 月別大気温度及び湿度

表 2.4.1-5 気象観測項目及び気象測器

観測項目	気象測器	観測場所
風向	プロペラ型自記風向風速計	気象観測露場(地上 10m 高), 情報交流棟屋上(地上 20m 高), 高架水槽屋上(地上 40m 高)
風速	同上	同上
日射量	全天日射計	気象観測露場(地上 2.5m 高)
放射収支量	防塵型放射収支計	同上(地上 1.5m 高)
大気温度	白金抵抗温度計	同上(地上 1.5m 高)
湿度	静電容量型湿度計	同上(地上 1.5m 高)
降雨量	転倒ます型雨量計	同上(地上 0.5m 高)
気圧	電気式気圧計	気象観測室

2.4.2 環境試料のモニタリング

(1) 環境試料中の放射能濃度

農産物, 海産生物, 海底土, 土壌, 排水口近辺土砂, 飲料水, 河川水及び海水について, 全 β 放射能濃度及び放射性核種濃度の測定を行った。測定結果を表 2.4.2-1(a)及び表 2.4.2-1(b)に示す。

(2) 大気塵埃中の放射性核種濃度

モニタリングステーションにおいて大気塵埃を連続捕集したろ紙について, 1 か月ごとに放射性核種濃度の測定を行った。モニタリングステーション No.3 (須和間)における測定結果を表 2.4.2-2 に示す。

(3) 降下塵中の放射能濃度

大型円形水盤 (直径 80cm) により 1 か月ごとに採取した降下塵について, 全 β 及び核種別放射能の測定を行った。測定結果を表 2.4.2-3 に示す。

(4) 降雨中の全 β 放射能濃度

降水採取装置により 1 か月ごとに採取した降雨について, 全 β 放射能濃度の測定を行った。測定結果を表 2.4.2-4 に示す。

(5) 排水溝排水中の放射能濃度

第 1 排水溝及び第 2 排水溝において連続採水装置により 1 週間連続採取した試料並びに第 3 排水溝において排水の都度に採取した試料について, 全 β 放射能濃度及び ^3H 放射能濃度の測定を行った。各排水溝排水試料の全 β 放射能濃度及び第 2 排水溝排水試料の ^3H 放射能濃度の 1 か月平均濃度を表 2.4.2-4 に示す。

(6) 大気中のトリチウム濃度

原子力科学研究所構内 (試料処理室) 及び周辺の 2 地点 (モニタリングポスト No.17 及びモニタリングポスト No.22) において 10 日間連続採取した試料について, トリチウム (HTO) 濃度の測定を行った。大気中 HTO 濃度の測定結果を図 2.4.2-1 に示す。

(7) その他の管理業務

北朝鮮の核実験による影響調査を10月10日から10月24日の期間に実施した。1日毎に採取した大気塵埃及び降下塵について試料中の放射能濃度の測定を行った。

(1)から(6)の測定値については、平常の変動範囲内であり、異常は認められなかった。(7)の測定値については、天然放射性核種以外は検出されず、核実験の影響は確認されなかった。

(鈴木 武彦)

表 2.4.2-1(a) 環境試料中の全β放射能濃度及び放射性核種濃度

(2006年度)

種類	採取月	採取地点	全β	⁵⁴ Mn	⁶⁰ Co	⁹⁰ Sr*1	⁹⁵ Zr	⁹⁵ Nb	¹⁰⁶ Ru	¹³⁷ Cs	¹⁴⁴ Ce	²³⁹⁺²⁴⁰ Pu*1	単位
精米	10月	東海村 須和間	1.3 × 10 ⁻²	<6.4 × 10 ⁻⁶	<8.3 × 10 ⁻⁶	<2.2 × 10 ⁻⁵	<1.6 × 10 ⁻⁵	<9.7 × 10 ⁻⁶	<5.3 × 10 ⁻⁵	2.4 × 10 ⁻⁵	<3.4 × 10 ⁻⁵	—	Bq/g・生
カレイ*2	5月	東海沖	1.2 × 10 ⁻¹	<1.7 × 10 ⁻⁵	<2.2 × 10 ⁻⁵	<1.9 × 10 ⁻⁵	<3.8 × 10 ⁻⁵	<2.3 × 10 ⁻⁵	<1.3 × 10 ⁻⁴	6.4 × 10 ⁻⁵	<8.5 × 10 ⁻⁵	<9.3 × 10 ⁻⁷	
	11月		1.0 × 10 ⁻¹	<2.5 × 10 ⁻⁵	<2.1 × 10 ⁻⁵	<2.1 × 10 ⁻⁵	<3.9 × 10 ⁻⁵	<1.7 × 10 ⁻⁵	<1.2 × 10 ⁻⁴	5.9 × 10 ⁻⁵	<8.4 × 10 ⁻⁵	<7.4 × 10 ⁻⁷	
シラス	5月		4.8 × 10 ⁻²	<1.3 × 10 ⁻⁵	<1.4 × 10 ⁻⁵	<1.6 × 10 ⁻⁵	<2.6 × 10 ⁻⁵	<1.6 × 10 ⁻⁵	<9.6 × 10 ⁻⁵	3.4 × 10 ⁻⁵	<5.9 × 10 ⁻⁵	<8.8 × 10 ⁻⁷	
	11月		5.3 × 10 ⁻²	<1.4 × 10 ⁻⁵	<1.6 × 10 ⁻⁵	<1.5 × 10 ⁻⁵	<2.8 × 10 ⁻⁵	<1.8 × 10 ⁻⁵	<1.0 × 10 ⁻⁴	4.2 × 10 ⁻⁵	<6.4 × 10 ⁻⁵	<1.1 × 10 ⁻⁶	
海底土	7月	原科研沖 C海域	7.8 × 10 ⁻¹	<2.3 × 10 ⁻⁴	<1.5 × 10 ⁻⁴	<1.3 × 10 ⁻⁴	<3.0 × 10 ⁻⁴	<2.7 × 10 ⁻⁴	<1.3 × 10 ⁻³	4.0 × 10 ⁻⁴	<2.7 × 10 ⁻³	2.7 × 10 ⁻⁴	Bq/g・乾
	1月	8.3 × 10 ⁻¹	<2.6 × 10 ⁻⁴	<1.5 × 10 ⁻⁴	<1.4 × 10 ⁻⁴	<7.0 × 10 ⁻⁴	<2.9 × 10 ⁻⁴	<1.5 × 10 ⁻³	2.9 × 10 ⁻⁴	<3.2 × 10 ⁻³	2.5 × 10 ⁻⁴		
土壌	5月	原科研 構内	6.7 × 10 ⁻¹	<1.6 × 10 ⁻⁴	<1.2 × 10 ⁻⁴	—	<4.6 × 10 ⁻⁴	<2.0 × 10 ⁻⁴	<8.4 × 10 ⁻⁴	7.3 × 10 ⁻⁴	<1.1 × 10 ⁻³	—	
	11月	6.5 × 10 ⁻¹	<1.6 × 10 ⁻⁴	<1.2 × 10 ⁻⁴	—	<4.4 × 10 ⁻⁴	<1.7 × 10 ⁻⁴	<8.5 × 10 ⁻⁴	7.7 × 10 ⁻⁴	<1.1 × 10 ⁻³	—		
	5月	東海村 須和間	2.3 × 10 ⁻¹	<2.1 × 10 ⁻⁴	<1.3 × 10 ⁻⁴	—	<2.8 × 10 ⁻⁴	<2.3 × 10 ⁻⁴	<1.2 × 10 ⁻³	1.7 × 10 ⁻²	<1.6 × 10 ⁻³	—	
	11月	2.7 × 10 ⁻¹	<2.0 × 10 ⁻⁴	<1.2 × 10 ⁻⁴	—	<6.1 × 10 ⁻⁴	<2.1 × 10 ⁻⁴	<1.1 × 10 ⁻³	1.9 × 10 ⁻³	<1.4 × 10 ⁻³	—		
	5月	東海村 石神	3.9 × 10 ⁻¹	<6.4 × 10 ⁻⁴	<4.6 × 10 ⁻⁴	—	<1.9 × 10 ⁻³	<8.0 × 10 ⁻⁴	<4.0 × 10 ⁻³	4.7 × 10 ⁻²	<2.9 × 10 ⁻³	—	
	11月	4.6 × 10 ⁻¹	<6.0 × 10 ⁻⁴	<4.0 × 10 ⁻⁴	—	<1.9 × 10 ⁻³	<6.9 × 10 ⁻⁴	<3.5 × 10 ⁻³	4.2 × 10 ⁻²	<4.0 × 10 ⁻³	—		
	5月	ひたちな か市稲田	2.1 × 10 ⁻¹	<5.3 × 10 ⁻⁴	<3.5 × 10 ⁻⁴	—	<1.3 × 10 ⁻³	<4.8 × 10 ⁻⁴	<2.7 × 10 ⁻³	5.6 × 10 ⁻³	<2.3 × 10 ⁻³	—	
	11月	2.2 × 10 ⁻¹	<5.9 × 10 ⁻⁴	<3.4 × 10 ⁻⁴	—	<1.5 × 10 ⁻³	<5.9 × 10 ⁻⁴	<2.9 × 10 ⁻³	9.5 × 10 ⁻³	<2.3 × 10 ⁻³	—		
	5月	ひたちな か市高場	2.1 × 10 ⁻¹	<5.9 × 10 ⁻⁴	<3.4 × 10 ⁻⁴	—	<7.3 × 10 ⁻⁴	<6.0 × 10 ⁻⁴	<3.4 × 10 ⁻³	7.5 × 10 ⁻³	<2.5 × 10 ⁻³	—	
	11月	2.1 × 10 ⁻¹	<6.0 × 10 ⁻⁴	<3.4 × 10 ⁻⁴	—	<1.6 × 10 ⁻³	<6.3 × 10 ⁻⁴	<3.1 × 10 ⁻³	1.4 × 10 ⁻²	<2.8 × 10 ⁻³	—		
	5月	那珂市 横堀	1.8 × 10 ⁻¹	<5.6 × 10 ⁻⁴	<3.4 × 10 ⁻⁴	—	<1.5 × 10 ⁻³	<5.8 × 10 ⁻⁴	<3.1 × 10 ⁻³	1.3 × 10 ⁻²	<2.6 × 10 ⁻³	—	
	11月	2.9 × 10 ⁻¹	<5.9 × 10 ⁻⁴	<3.4 × 10 ⁻⁴	—	<1.5 × 10 ⁻³	<6.1 × 10 ⁻⁴	<3.2 × 10 ⁻³	1.3 × 10 ⁻²	<2.4 × 10 ⁻³	—		
排水口 近辺 土砂	7月	第1排水 溝出口	6.1 × 10 ⁻¹	<1.5 × 10 ⁻⁴	<1.1 × 10 ⁻⁴	—	<1.8 × 10 ⁻⁴	<1.6 × 10 ⁻⁴	<7.2 × 10 ⁻⁴	1.5 × 10 ⁻⁴	<1.0 × 10 ⁻³	—	
	1月	6.4 × 10 ⁻¹	<1.5 × 10 ⁻⁴	<1.1 × 10 ⁻⁴	—	<3.9 × 10 ⁻⁴	<1.4 × 10 ⁻⁴	<7.4 × 10 ⁻⁴	1.0 × 10 ⁻⁴	<1.3 × 10 ⁻³	—		
	7月	第2排水 溝出口	7.3 × 10 ⁻¹	<1.5 × 10 ⁻⁴	<1.1 × 10 ⁻⁴	—	<1.7 × 10 ⁻⁴	<1.6 × 10 ⁻⁴	<7.3 × 10 ⁻⁴	1.3 × 10 ⁻⁴	<1.0 × 10 ⁻³	—	
	1月	5.9 × 10 ⁻¹	<1.5 × 10 ⁻⁴	<1.0 × 10 ⁻⁴	—	<3.6 × 10 ⁻⁴	<1.5 × 10 ⁻⁴	<7.1 × 10 ⁻⁴	1.6 × 10 ⁻⁴	<9.7 × 10 ⁻⁴	—		
	7月	第3排水 溝出口	7.3 × 10 ⁻¹	<1.6 × 10 ⁻⁴	<1.2 × 10 ⁻⁴	—	<1.7 × 10 ⁻⁴	<1.5 × 10 ⁻⁴	<7.2 × 10 ⁻⁴	1.1 × 10 ⁻⁴	<1.5 × 10 ⁻³	—	
	1月	6.6 × 10 ⁻¹	<1.5 × 10 ⁻⁴	<1.1 × 10 ⁻⁴	—	<4.0 × 10 ⁻⁴	<1.7 × 10 ⁻⁴	<7.4 × 10 ⁻⁴	<8.3 × 10 ⁻⁵	<1.1 × 10 ⁻³	—		

*1 ⁹⁰Sr 及び ²³⁹⁺²⁴⁰Pu は、化学分析により求めた。

*2 可食部

表 2.4.2-1(b) 環境試料中の全β放射能濃度及び放射性核種濃度

(2006年度)

種類	採取月	採取地点	全β	³ H	⁵⁴ Mn	⁶⁰ Co	⁹⁰ Sr*	⁹⁵ Zr	⁹⁵ Nb	¹⁰⁶ Ru	¹³¹ I	¹³⁷ Cs	¹⁴⁴ Ce	単位
飲料水	4月	東海村 阿漕ヶ浦	6.0 × 10 ⁻⁵	1.2 × 10 ⁻³	<3.6 × 10 ⁻⁵	<4.8 × 10 ⁻⁵	—	<8.0 × 10 ⁻⁵	<3.8 × 10 ⁻⁵	<3.1 × 10 ⁻⁴	<1.3 × 10 ⁻⁴	<3.8 × 10 ⁻⁵	<1.8 × 10 ⁻⁴	Bq/cm ³
			8.0 × 10 ⁻⁵	<6.1 × 10 ⁻⁴	<3.4 × 10 ⁻⁵	<5.0 × 10 ⁻⁵	—	<6.9 × 10 ⁻⁵	<4.6 × 10 ⁻⁵	<3.3 × 10 ⁻⁴	<1.6 × 10 ⁻⁴	<3.7 × 10 ⁻⁵	<1.9 × 10 ⁻⁴	
	10月	東海村 須和間	7.9 × 10 ⁻⁵	<8.8 × 10 ⁻⁴	<7.2 × 10 ⁻⁷	<7.4 × 10 ⁻⁷	—	<1.7 × 10 ⁻⁶	<9.7 × 10 ⁻⁷	<6.2 × 10 ⁻⁶	<1.3 × 10 ⁻⁴	<4.6 × 10 ⁻⁷	<3.6 × 10 ⁻⁶	
			5.9 × 10 ⁻⁵	<5.9 × 10 ⁻⁴	<6.7 × 10 ⁻⁷	<7.3 × 10 ⁻⁷	—	<1.4 × 10 ⁻⁶	<9.7 × 10 ⁻⁷	<5.8 × 10 ⁻⁶	<1.4 × 10 ⁻⁴	<4.6 × 10 ⁻⁷	<4.6 × 10 ⁻⁶	
河川水	4月	久慈川 取水口	4.9 × 10 ⁻⁵	8.6 × 10 ⁻⁴	<3.8 × 10 ⁻⁵	<4.3 × 10 ⁻⁵	—	<8.4 × 10 ⁻⁵	<3.5 × 10 ⁻⁵	<3.6 × 10 ⁻⁴	<1.3 × 10 ⁻⁴	<3.2 × 10 ⁻⁵	<1.9 × 10 ⁻⁴	
			8.4 × 10 ⁻⁵	<6.0 × 10 ⁻⁴	<3.2 × 10 ⁻⁵	<4.0 × 10 ⁻⁵	—	<7.6 × 10 ⁻⁵	<4.4 × 10 ⁻⁵	<3.2 × 10 ⁻⁴	<1.6 × 10 ⁻⁴	<3.6 × 10 ⁻⁵	<1.9 × 10 ⁻⁴	
海水	4月	原科研神 C海城	1.5 × 10 ⁻⁵	1.8 × 10 ⁻³	<7.5 × 10 ⁻⁷	<7.9 × 10 ⁻⁷	3.5 × 10 ⁻⁶	<1.6 × 10 ⁻⁶	<9.9 × 10 ⁻⁷	<5.9 × 10 ⁻⁶	—	1.4 × 10 ⁻⁶	<3.8 × 10 ⁻⁶	
			2.1 × 10 ⁻⁵	<7.5 × 10 ⁻⁴	<7.1 × 10 ⁻⁷	<7.2 × 10 ⁻⁷	<1.9 × 10 ⁻⁶	<1.6 × 10 ⁻⁶	<9.8 × 10 ⁻⁷	<6.3 × 10 ⁻⁶	—	1.4 × 10 ⁻⁶	<3.8 × 10 ⁻⁶	
ほうれん草	4月	東海村 須和間	1.3 × 10 ⁻¹	—	<1.8 × 10 ⁻⁵	<2.3 × 10 ⁻⁵	5.7 × 10 ⁻⁵	<3.9 × 10 ⁻⁵	<2.5 × 10 ⁻⁵	<1.4 × 10 ⁻⁴	<2.2 × 10 ⁻⁴	3.2 × 10 ⁻⁵	<9.3 × 10 ⁻⁵	Bq/g・生
			1.4 × 10 ⁻¹	—	<2.1 × 10 ⁻⁵	<2.9 × 10 ⁻⁵	7.8 × 10 ⁻⁵	<4.5 × 10 ⁻⁵	<3.4 × 10 ⁻⁵	<1.7 × 10 ⁻⁴	<2.4 × 10 ⁻⁴	<2.0 × 10 ⁻⁵	<1.1 × 10 ⁻⁴	
ワカメ	5月	日立市	1.6 × 10 ⁻¹	—	<2.3 × 10 ⁻⁵	<2.9 × 10 ⁻⁵	—	<5.0 × 10 ⁻⁵	<3.7 × 10 ⁻⁵	<1.7 × 10 ⁻⁴	<1.8 × 10 ⁻⁴	<2.1 × 10 ⁻⁵	<1.3 × 10 ⁻⁴	
カジメ	10月	久慈浜	2.1 × 10 ⁻¹	—	<6.6 × 10 ⁻⁵	<5.1 × 10 ⁻⁵	—	<1.5 × 10 ⁻⁴	<6.5 × 10 ⁻⁵	<3.0 × 10 ⁻⁴	<2.4 × 10 ⁻⁴	5.7 × 10 ⁻⁵	<2.2 × 10 ⁻⁴	

* ⁹⁰Sr は、化学分析により求めた。

表 2.4.2-2 大気塵埃（モニタリングステーション No.3）中の放射性核種濃度

(2006年度)

採取年月	⁷ Be	⁵⁴ Mn	⁶⁰ Co	⁹⁵ Zr	⁹⁵ Nb	¹⁰⁶ Ru	¹³⁷ Cs	¹⁴⁴ Ce	単位
2006年4月	4.6 × 10 ⁻⁹	<6.2 × 10 ⁻¹²	<6.9 × 10 ⁻¹²	<1.5 × 10 ⁻¹¹	<8.7 × 10 ⁻¹²	<4.8 × 10 ⁻¹¹	<5.9 × 10 ⁻¹²	<3.0 × 10 ⁻¹¹	Bq/cm ³
5月	5.1 × 10 ⁻⁹	<6.3 × 10 ⁻¹²	<6.6 × 10 ⁻¹²	<1.5 × 10 ⁻¹¹	<9.0 × 10 ⁻¹²	<4.6 × 10 ⁻¹¹	<5.4 × 10 ⁻¹²	<2.9 × 10 ⁻¹¹	
6月	3.2 × 10 ⁻⁹	<4.5 × 10 ⁻¹²	<5.5 × 10 ⁻¹²	<1.3 × 10 ⁻¹¹	<7.6 × 10 ⁻¹²	<3.9 × 10 ⁻¹¹	<4.4 × 10 ⁻¹²	<2.3 × 10 ⁻¹¹	
7月	2.5 × 10 ⁻⁹	<7.4 × 10 ⁻¹²	<8.1 × 10 ⁻¹²	<1.4 × 10 ⁻¹¹	<8.7 × 10 ⁻¹²	<4.7 × 10 ⁻¹¹	<5.3 × 10 ⁻¹²	<2.7 × 10 ⁻¹¹	
8月	3.5 × 10 ⁻⁹	<4.4 × 10 ⁻¹²	<5.3 × 10 ⁻¹²	<1.3 × 10 ⁻¹¹	<7.4 × 10 ⁻¹²	<3.7 × 10 ⁻¹¹	<4.1 × 10 ⁻¹²	<2.3 × 10 ⁻¹¹	
9月	4.8 × 10 ⁻⁹	<6.3 × 10 ⁻¹²	<6.2 × 10 ⁻¹²	<1.6 × 10 ⁻¹¹	<9.5 × 10 ⁻¹²	<5.4 × 10 ⁻¹¹	<5.5 × 10 ⁻¹²	<4.3 × 10 ⁻¹¹	
10月	4.1 × 10 ⁻⁹	<5.6 × 10 ⁻¹²	<6.5 × 10 ⁻¹²	<1.5 × 10 ⁻¹¹	<9.2 × 10 ⁻¹²	<4.6 × 10 ⁻¹¹	<5.0 × 10 ⁻¹²	<3.0 × 10 ⁻¹¹	
11月	4.2 × 10 ⁻⁹	<4.7 × 10 ⁻¹²	<5.2 × 10 ⁻¹²	<1.2 × 10 ⁻¹¹	<6.3 × 10 ⁻¹²	<3.6 × 10 ⁻¹¹	<4.1 × 10 ⁻¹²	<2.3 × 10 ⁻¹¹	
12月	3.8 × 10 ⁻⁹	<5.5 × 10 ⁻¹²	<6.7 × 10 ⁻¹²	<1.4 × 10 ⁻¹¹	<8.9 × 10 ⁻¹²	<4.5 × 10 ⁻¹¹	<5.4 × 10 ⁻¹²	<2.8 × 10 ⁻¹¹	
2007年1月	3.7 × 10 ⁻⁹	<5.8 × 10 ⁻¹²	<6.0 × 10 ⁻¹²	<1.6 × 10 ⁻¹¹	<9.2 × 10 ⁻¹²	<5.0 × 10 ⁻¹¹	<5.3 × 10 ⁻¹²	<2.9 × 10 ⁻¹¹	
2月	5.6 × 10 ⁻⁹	<5.4 × 10 ⁻¹²	<6.0 × 10 ⁻¹²	<1.5 × 10 ⁻¹¹	<8.2 × 10 ⁻¹²	<4.2 × 10 ⁻¹¹	<5.3 × 10 ⁻¹²	<3.5 × 10 ⁻¹¹	
3月	5.0 × 10 ⁻⁹	<4.4 × 10 ⁻¹²	<5.0 × 10 ⁻¹²	<1.3 × 10 ⁻¹¹	<7.5 × 10 ⁻¹²	<3.9 × 10 ⁻¹¹	<4.4 × 10 ⁻¹²	<2.4 × 10 ⁻¹¹	

表 2.4.2-3 降下塵中の全β及び核種別放射能

(2006年度)

採取年月	全β	⁷ Be	⁵⁴ Mn	⁶⁰ Co	⁹⁵ Zr	⁹⁵ Nb	¹⁰⁶ Ru	¹³⁷ Cs	¹⁴⁴ Ce	単位
2006年4月	1.0 × 10 ¹	1.8 × 10 ²	< 7.9 × 10 ⁻²	< 5.0 × 10 ⁻²	< 1.3 × 10 ⁻¹	< 7.2 × 10 ⁻²	< 4.4 × 10 ⁻¹	1.2 × 10 ⁻¹	< 3.2 × 10 ⁻¹	Bq/m ²
5月	9.8	2.2 × 10 ²	< 5.2 × 10 ⁻²	< 5.3 × 10 ⁻²	< 1.6 × 10 ⁻¹	< 8.8 × 10 ⁻²	< 4.7 × 10 ⁻¹	< 4.8 × 10 ⁻²	< 3.9 × 10 ⁻¹	
6月	1.5 × 10 ¹	3.1 × 10 ²	< 4.4 × 10 ⁻²	< 5.8 × 10 ⁻²	< 1.4 × 10 ⁻¹	< 7.5 × 10 ⁻²	< 4.4 × 10 ⁻¹	< 4.9 × 10 ⁻²	< 3.5 × 10 ⁻¹	
7月	1.8 × 10 ¹	1.9 × 10 ²	< 4.2 × 10 ⁻²	< 5.7 × 10 ⁻²	< 1.1 × 10 ⁻¹	< 7.4 × 10 ⁻²	< 3.7 × 10 ⁻¹	< 4.2 × 10 ⁻²	< 2.8 × 10 ⁻¹	
8月	5.9	7.5 × 10 ¹	< 4.7 × 10 ⁻²	< 5.0 × 10 ⁻²	< 1.2 × 10 ⁻¹	< 7.0 × 10 ⁻²	< 4.1 × 10 ⁻¹	< 4.7 × 10 ⁻²	< 2.9 × 10 ⁻¹	
9月	1.3 × 10 ¹	2.7 × 10 ²	< 4.4 × 10 ⁻²	< 5.0 × 10 ⁻²	< 1.4 × 10 ⁻¹	< 6.8 × 10 ⁻²	< 3.7 × 10 ⁻¹	< 4.1 × 10 ⁻²	< 3.2 × 10 ⁻¹	
10月	4.0 × 10 ¹	1.2 × 10 ²	< 6.5 × 10 ⁻²	< 5.5 × 10 ⁻²	< 1.3 × 10 ⁻¹	< 6.7 × 10 ⁻²	< 3.9 × 10 ⁻¹	< 3.7 × 10 ⁻²	< 3.1 × 10 ⁻¹	
11月	1.1 × 10 ¹	1.6 × 10 ²	< 4.3 × 10 ⁻²	< 5.3 × 10 ⁻²	< 1.2 × 10 ⁻¹	< 7.0 × 10 ⁻²	< 3.8 × 10 ⁻¹	< 4.3 × 10 ⁻²	< 2.8 × 10 ⁻¹	
12月	8.6	1.3 × 10 ²	< 4.3 × 10 ⁻²	< 5.4 × 10 ⁻²	< 1.2 × 10 ⁻¹	< 6.9 × 10 ⁻²	< 4.0 × 10 ⁻¹	< 4.2 × 10 ⁻²	< 2.9 × 10 ⁻¹	
2007年1月	6.8	1.0 × 10 ²	< 4.2 × 10 ⁻²	< 4.7 × 10 ⁻²	< 1.1 × 10 ⁻¹	< 6.6 × 10 ⁻²	< 3.8 × 10 ⁻¹	< 4.4 × 10 ⁻²	< 2.9 × 10 ⁻¹	
2月	1.2 × 10 ¹	1.1 × 10 ²	< 4.4 × 10 ⁻²	< 4.9 × 10 ⁻²	< 1.1 × 10 ⁻¹	< 6.7 × 10 ⁻²	< 3.6 × 10 ⁻¹	< 4.0 × 10 ⁻²	< 3.0 × 10 ⁻¹	
3月	9.0	1.3 × 10 ²	< 6.9 × 10 ⁻²	< 4.6 × 10 ⁻²	< 1.1 × 10 ⁻¹	< 6.8 × 10 ⁻²	< 4.3 × 10 ⁻¹	< 4.0 × 10 ⁻²	< 3.0 × 10 ⁻¹	

表 2.4.2-4 降雨中の全β放射能濃度及び排水溝における排水中放射能濃度

(2006年度)

採取年月	降雨 全β	第1排水溝 全β	第2排水溝		第3排水溝 全β	単位
			全β	³ H		
2006年4月	1.0 × 10 ⁻⁴	9.8 × 10 ⁻⁵	7.6 × 10 ⁻⁵	< 3.3 × 10 ⁻³	7.3 × 10 ⁻⁵	Bq/cm ³
5月	4.2 × 10 ⁻⁵	1.1 × 10 ⁻⁴	9.5 × 10 ⁻⁵	3.4 × 10 ⁻³	8.4 × 10 ⁻⁵	
6月	2.7 × 10 ⁻⁵	9.4 × 10 ⁻⁵	7.6 × 10 ⁻⁵	1.1 × 10 ⁻²	8.4 × 10 ⁻⁵	
7月	< 1.6 × 10 ⁻⁵	8.5 × 10 ⁻⁵	7.1 × 10 ⁻⁵	4.9 × 10 ⁻²	6.8 × 10 ⁻⁵	
8月	3.6 × 10 ⁻⁵	8.6 × 10 ⁻⁵	6.9 × 10 ⁻⁵	< 3.3 × 10 ⁻³	7.6 × 10 ⁻⁵	
9月	2.4 × 10 ⁻⁵	9.5 × 10 ⁻⁵	8.1 × 10 ⁻⁵	5.6 × 10 ⁻³	8.8 × 10 ⁻⁵	
10月	1.0 × 10 ⁻⁵	8.3 × 10 ⁻⁵	8.1 × 10 ⁻⁵	6.2 × 10 ⁻²	7.4 × 10 ⁻⁵	
11月	2.5 × 10 ⁻⁵	7.8 × 10 ⁻⁵	6.8 × 10 ⁻⁵	4.1 × 10 ⁻²	排水なし	
12月	< 1.5 × 10 ⁻⁵	8.3 × 10 ⁻⁵	7.1 × 10 ⁻⁵	< 3.4 × 10 ⁻³	5.1 × 10 ⁻⁵	
2007年1月	7.2 × 10 ⁻⁵	9.2 × 10 ⁻⁵	5.9 × 10 ⁻⁵	3.7 × 10 ⁻³	1.0 × 10 ⁻⁴	
2月	5.3 × 10 ⁻⁵	6.5 × 10 ⁻⁵	6.4 × 10 ⁻⁵	3.6 × 10 ⁻³	6.4 × 10 ⁻⁵	
3月	5.5 × 10 ⁻⁵	8.4 × 10 ⁻⁵	5.8 × 10 ⁻⁵	< 4.5 × 10 ⁻³	5.2 × 10 ⁻⁵	

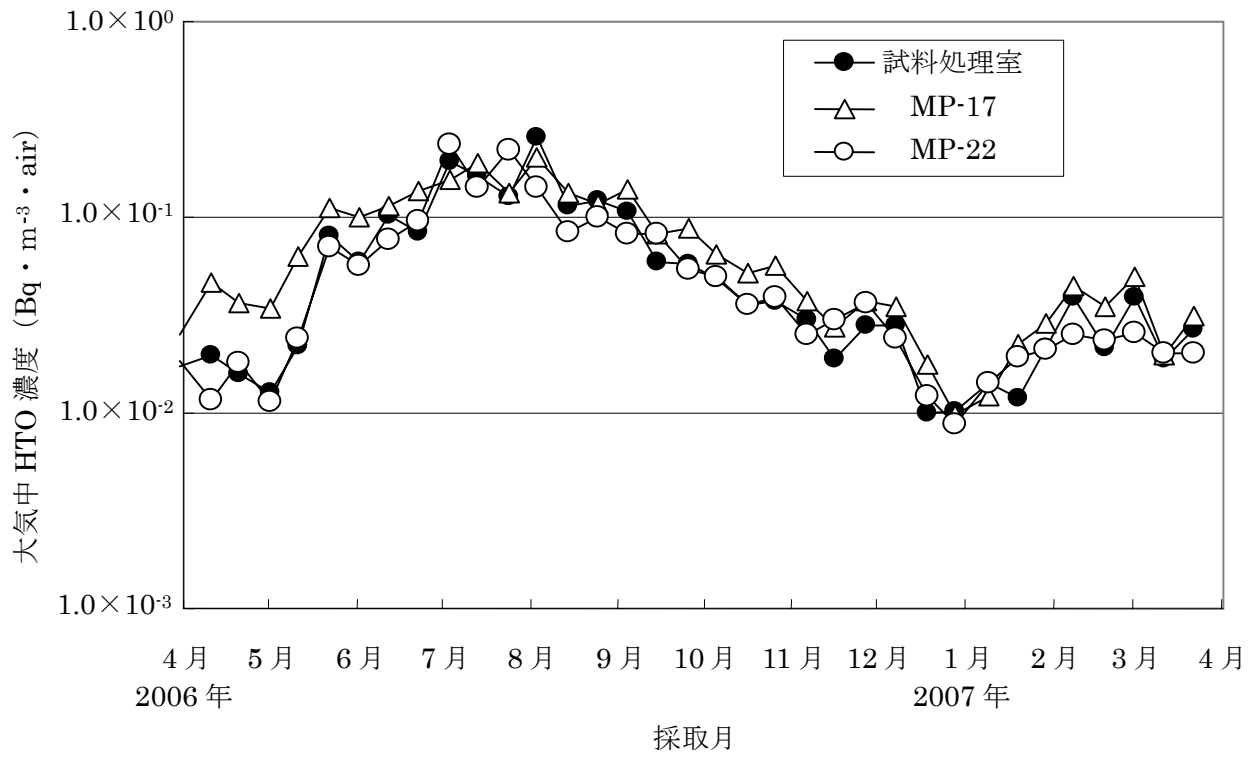


図 2.4.2-1 大気中 HTO 濃度の測定結果

2.4.3 排気・排水及び環境試料の化学分析

(1) 排気・排水中の ^{89}Sr 及び ^{90}Sr の化学分析

2006年度に原子力科学研究所の原子炉施設等から放出された排気・排水中の ^{89}Sr 及び ^{90}Sr の放射能濃度を「発電用軽水型原子炉施設における放出放射性物質の測定に関する指針」を準用し、化学分析により求めた。分析結果を表2.4.3-1に示す。排気中の ^{89}Sr 及び ^{90}Sr については、いずれの施設からも検出されなかった。排水中の ^{89}Sr は、いずれの施設の試料からも検出されなかったが、 ^{90}Sr は冶金特別研究室建家、JRR-3、液体廃棄物処理施設、RI製造棟、圧縮処理装置建家、第2廃棄物処理棟、汚染除去場及び環境シミュレーション試験棟の8施設の試料から検出された。ただし、これらの排気及び排水中の ^{90}Sr の濃度は、いずれも排気及び排水に係る濃度限度を十分に下回っていた。

(2) 環境試料中の ^{90}Sr 及び $^{239+240}\text{Pu}$ の化学分析

茨城県環境放射線監視計画に基づき、沿岸海域の海洋試料（海水、魚、海底土）、近隣地区の農産物試料（ほうれん草、精米）中の ^{90}Sr 及び海洋試料（魚、海底土）中の $^{239+240}\text{Pu}$ の放射能濃度を化学分析により求めた。分析結果を表2.4.2-1(a)及び表2.4.2-1(b)に示す。原子力科学研究所沖合で2006年4月に採取した海水中には、検出下限値をわずかに超える ^{90}Sr が検出された。この他、例年と同様、ほうれん草からは ^{90}Sr が、海底土からは $^{239+240}\text{Pu}$ が検出された。ただし、これらの分析値は、いずれも平常時における変動範囲内にあった。これら以外の試料については、 ^{90}Sr 、 $^{239+240}\text{Pu}$ ともに検出下限値未満であった。

(渡部 陽子)

表 2.4.3-1 排気及び排水中の⁸⁹Sr, ⁹⁰Sr放出濃度

(2006年度)

試料	施設名		第1四半期		第2四半期		第3四半期		第4四半期		単位
			⁸⁹ Sr	⁹⁰ Sr	⁸⁹ Sr	⁹⁰ Sr	⁸⁹ Sr	⁹⁰ Sr	⁸⁹ Sr	⁹⁰ Sr	
排気	ホットラボ	主排気口	< 1.6	< 1.6	< 1.7	< 1.8	< 1.5	< 1.6	< 1.4	< 1.5	μBq/m ³
		副排気口	< 1.5	< 1.6	< 1.9	< 2.0	< 1.4	< 1.5	< 1.3	< 1.4	
	JRR-2	< 8.1	< 8.5	< 8.1	< 8.6	< 6.8	< 7.2	< 5.9	< 6.2		
	JRR-3	< 1.9	< 2.0	< 1.6	< 1.7	< 1.7	< 1.7	< 1.3	< 1.4		
	JRR-4	< 2.8	< 3.0	< 2.5	< 2.6	< 2.0	< 2.1	< 1.2	< 1.3		
	RI製造棟	< 1.8	< 1.8	< 1.9	< 2.0	< 2.1	< 2.2	< 2.0	< 2.1		
	JRR-3実験利用棟(第2棟)	< 1.7	< 1.7	< 1.7	< 1.8	< 1.7	< 1.8	< 1.4	< 1.5		
	再処理特別研究棟	スタック I	< 0.73	< 0.76	< 0.92	< 0.98	< 1.0	< 1.1	< 4.2	< 1.2	
		スタック II	< 0.89	< 0.93	< 0.77	< 0.80	< 0.83	< 0.88	< 1.3	< 1.4	
	液体廃棄物処理施設		< 4.3	< 4.6	< 3.3	< 3.4	< 3.5	< 3.7	< 2.8	< 3.0	
	第1廃棄物処理棟		< 3.6	< 3.8	< 3.6	< 3.8	< 4.0	< 4.2	< 3.2	< 3.4	
	第2廃棄物処理棟		< 0.86	< 0.90	< 0.73	< 0.76	< 0.70	< 0.74	< 7.0	< 7.5	
	第3廃棄物処理棟		< 4.6	< 4.8	< 3.3	< 3.4	< 3.8	< 4.0	< 2.9	< 3.1	
	汚染除去場		< 3.7	< 3.8	< 3.1	< 3.2	< 4.3	< 4.5	< 2.8	< 3.0	
	廃棄物安全試験施設		< 0.90	< 0.95	< 0.90	< 0.95	< 0.76	< 0.81	< 0.60	< 0.64	
	環境シミュレーション試験棟		< 0.87	< 0.91	< 0.96	< 1.0	< 0.88	< 0.93	< 0.91	< 0.96	
	NSRR		< 3.7	< 3.9	< 3.8	< 3.9	< 4.4	< 4.7	< 2.7	< 2.9	
	燃料試験施設試験棟		< 0.81	< 0.85	< 0.79	< 0.83	< 0.89	< 0.94	< 0.63	< 0.67	
	NUCEF施設		< 0.91	< 0.95	< 0.82	< 0.86	< 0.69	< 0.73	< 0.62	< 0.65	
	解体分別保管棟		< 4.7	< 5.0	< 3.7	< 3.9	< 3.7	< 3.9	< 3.2	< 3.3	
減容処理棟		< 1.2	< 1.3	< 3.7	< 3.9	< 4.7	< 5.0	< 3.3	< 3.5		
排水	第4研究棟		< 62	< 63	< 62	< 63	< 66	< 67	< 68	< 70	Bq/m ³
	放射線標準施設棟		—	—	< 66	< 67	—	—	—	—	
	冶金特別研究室建家		—	—	< 190	66	—	—	—	—	
	JRR-1		< 65	< 66	< 64	< 66	< 63	< 65	< 69	< 71	
	JRR-2		—	—	—	—	—	—	< 70	< 72	
	JRR-3		< 60	< 61	< 61	< 62	< 63	< 64	< 220	74	
	JRR-4		< 63	< 65	< 64	< 66	< 76	< 78	< 71	< 72	
	RI製造棟		—	—	—	—	< 220	98	—	—	
	JRR-3実験利用棟(第2棟)		< 59	< 60	< 62	< 63	< 63	< 65	—	—	
	液体廃棄物処理施設		< 230	120	< 310	310	—	—	< 280	220	
	圧縮処理装置建家		—	—	< 530	1100	—	—	—	—	
	第1廃棄物処理棟		—	—	< 64	< 66	< 97	< 99	< 66	< 68	
	第2廃棄物処理棟		< 170	< 61	< 260	200	< 370	400	< 66	< 67	
	第3廃棄物処理棟		< 61	< 63	< 63	< 65	< 64	< 66	< 65	< 67	
	汚染除去場		—	—	—	—	< 210	90	—	—	
	廃棄物安全試験施設		< 64	< 65	—	—	< 61	< 62	< 66	< 68	
	環境シミュレーション試験棟		—	—	—	—	< 580	1100	< 320	260	
	NSRR		< 67	< 69	< 62	< 64	< 63	< 65	< 69	< 70	
	NUCEF施設		< 62	< 64	< 61	< 62	< 63	< 65	< 68	< 70	
	解体分別保管棟		< 60	< 61	< 63	< 64	< 90	< 92	< 68	< 70	
減容処理棟		—	—	—	—	< 62	< 64	—	—		

(注) 表中の“—”は、分析試料がなかったことを示す。

2.5 個人線量の管理

外部被ばく及び内部被ばくによる個人線量の測定評価、記録の保管及び通知を行った。

外部被ばくについては、原子力科学研究所並びに保安規定等に基づいて個人線量の測定等を依頼された大洗研究開発センター（北地区）、那珂核融合研究所、高崎量子応用研究所、関西光科学研究所、むつ事業所及びJ-PARCセンター（以下「測定対象事業所」という。）において指定された放射線業務従事者を対象に線量の測定評価を行った。2006年度の全対象実人員は6,464人（測定評価件数は22,954件。以下、実人員に続く括弧書きは測定評価件数を示す。）であり、このうち、原子力科学研究所は4,175人（13,861件）であった。

内部被ばくについては、年度当初及び3月毎に行った放射線作業状況調査等の結果、原子力科学研究所において、内部被ばくが3月間2mSvを超えるおそれのある者はいなかった。また、1月間管理対象の女子はなかった。原子力科学研究所における入退域検査及び確認検査の2006年度の件数は、それぞれ322件及び224件であった。臨時検査はなかった。

外部被ばく及び内部被ばく線量の測定結果によると、原子力科学研究所での放射線作業に関して、保安規定等に定められた線量限度及び警戒線量を超える被ばくはなかった。2006年度における原子力科学研究所の放射線業務従事者の総線量、平均実効線量及び最大実効線量は、それぞれ282.0人・mSv、0.07mSv及び10.0mSvであった。また、測定対象事業所におけるこれらの線量は、それぞれ325.5人・mSv、0.05mSv及び10.0mSvであった。

原子炉等規制法関係及び放射線障害防止法関係の被ばく線量登録管理制度に基づいて実施した個人被ばく線量等の放射線従事者中央登録センターへの登録、経歴照会等の件数は、原子力科学研究所及び測定等を依頼された事業所の放射線業務従事者について37,263件であった。

また、放射線管理手帳を更新したため、1,518件の職員等の放射線管理手帳を継続発行した。

（山口 武憲）

2.5.1 外部被ばく線量の測定

放射線業務従事者に対する外部被ばく線量の測定は、ガラスバッジ等の個人線量計により3月間（妊娠中の女子及び実効線量が1.7mSv/月を超えるおそれのある女子については1月間、以下「1月管理対象の女子」という。）の1cm線量当量（実効線量）及び70 μ m線量当量（皮膚の等価線量）について実施した。眼の水晶体の等価線量については、1cm線量当量又は70 μ m線量当量のうち大きい方の測定値を記録した。個人線量計の検出下限線量（0.1mSv）未満の評価値は0とした。

原子力科学研究所における外部被ばく線量測定対象実人員は4,175人（13,861件）であり、1月管理対象の女子はなかった。このうち、体幹部不均等被ばくが予想された19人（70件）については、不均等被ばく測定用ガラスバッジにより頭頸部の測定を行った。また、身体末端部位の線量が最大となるおそれがあった165人（428件）については、リングバッジにより手先の測定を行った。ガラスバッジ等の基本線量計による測定が困難な場合に行う線量の推定評価の件数

は 8 件で、その原因は線量計の紛失等であった。線量の推定評価は補助線量計の値等を基に行われた。なお、保安規定等に定められた臨時測定の基準を超えた場合の測定依頼はなかった。測定対象事業所における外部被ばく線量測定評価件数を表 2.5.1-1 に示す。

(関口 真人)

表 2.5.1-1 外部被ばく線量測定評価件数

(2006 年度)

事業所		ガラスバッジ	不均等被ばく 測定用 ガラスバッジ	リングバッジ	合計
管理期間					
原子力科学研究所	第 1 四半期	2,821	19	56	2,896
	第 2 四半期	3,317	17	148	3,482
	第 3 四半期	3,499	17	123	3,639
	第 4 四半期	3,726	17	101	3,844
	小 計	13,363	70	428	13,861
高崎量子応用研究所		2,194	0	0	2,194
大洗研究開発センター(北)		2,732	0	45	2,777
むつ事業所		226	0	0	226
那珂核融合研究所		1,597	0	0	1,597
関西光科学研究所		237	0	0	237
関西(播磨)		660	0	0	660
J-PARC		993	0	0	993
合 計		22,414	70	473	22,957

2.5.2 内部被ばく線量の測定

内部被ばくに係る放射線作業状況調査の結果、有意な内部被ばく線量(3月間2mSvを超える線量)を受けるおそれのある者はいなかったため、内部被ばく線量測定の対象者は0人(0件)であった。また、1月管理対象の女子はいなかった。なお、臨時測定を必要とする事例はなかった。

内部被ばく線量測定の対象とならなかった者のうち、内部被ばくがなかったことを確認するために行う検査は、バイオアッセイ法により33人(118件)、体外計測法により56人(106件)について実施した。また、第1種管理区域入域者の内部被ばくの有無を確認するために行う入退域検査は、体外計測法により172人(322件)について実施した。検査の結果、内部被ばく線量測定を必要とする者はいなかった。2006年度の測定対象事業所における内部被ばく線量測定及び検査件数を表2.5.2-1に示す。

各種検査における有意な体内汚染を判断する際の基礎データとして役立つため、人体中のバックグラウンド放射能レベルの調査を、バイオアッセイ法により10人(60件)、体外計測法により10人(10件)について実施した。

(高橋 聖)

表 2.5.2-1 内部被ばく線量測定及び検査件数

(2006 年度)

事業所	管 理 期 間	線量測定	臨時測定	内部被ばく検査		入退域検査	合 計
				バイオ アッセイ	体外計測		
原子力科学研究所	第 1 四 半 期	0	0	27	19	25	71
	第 2 四 半 期	0	0	34	20	91	145
	第 3 四 半 期	0	0	26	37	85	148
	第 4 四 半 期	0	0	31	30	121	182
	小 計	0	0	118	106	322	546
高崎量子応用研究所		0	0	0	123	0	123
大洗研究開発センター (北)		0	0	31	33	102	166
むつ事業所		0	0	0	7	0	7
那珂核融合研究所		0	0	20	0	0	20
関西光科学研究所		0	0	0	0	0	0
関西 (播磨)		0	0	0	0	0	0
J-PARC		0	0	6	0	0	6
合 計		0	0	175	269	424	868

2.5.3 個人被ばく状況

(1) 原子力科学研究所の被ばく状況

実効線量に係る被ばく状況は、総線量が 282.0 人・mSv、平均実効線量が 0.07mSv で、2005 年度の総線量と比較して約 93%の増加であった。年間最大実効線量は 10.0 mSv で、最大被ばく者は燃料試験施設及び WASTEF におけるセル内機器の点検修理作業に従事した者であった。なお、有意な内部被ばくはなかった。原子力科学研究所における管理対象実員、実効線量分布、平均実効線量、最大実効線量及び総線量について、四半期別及び作業者区分別（職員等、外来研究員等、請負業者及び研修生に区分）に集計した結果を表 2.5.3-1 及び表 2.5.3-2 に示す。

等価線量に係る被ばく状況は、皮膚の最大線量及び平均線量が、それぞれ 79.1 mSv 及び 0.46 mSv で、最大被ばく者は燃料試験施設及び WASTEF におけるセル内機器の点検修理作業に従事した者であった。眼の水晶体の最大線量及び平均線量が、それぞれ 21.7mSv 及び 0.14mSv で、最大被ばく者は燃料試験施設及び WASTEF におけるセル内機器の点検修理作業に従事した者であった。これらの被ばくは、いずれも計画管理されているものであった。

(2) 測定対象事業所の被ばく状況

測定対象事業所における管理対象実員、実効線量分布、平均実効線量、最大実効線量及び総線

量について、四半期別、作業者区分別及び事業所別に集計した結果を表 2.5.3-3、表 2.5.3-4 及び表 2.5.3-5 に示す。

(関口 真人)

表 2.5.3-1 実効線量に係る四半期別被ばく状況

(原子力科学研究所, 2006 年度)

管理期間	放射線業務従事者 実員(人)	線量分布 (人)					総線量 (人・mSv)	平均 実効線量 (mSv)	最大 実効線量 (mSv)
		0.1mSv 未満	0.1mSv 以上 1mSv 以下	1mSv を超え 5mSv 以下	5mSv を超え 15mSv 以下	15mSv を超え るもの			
第 1 四半期	2,691	2,571	117	3	0	0	35.2	0.01	1.3
第 2 四半期	3,059	2,902	133	24	0	0	91.7	0.03	4.4
第 3 四半期	3,175	3,023	127	24	1	0	90.1	0.03	5.6
第 4 四半期	3,288	3,130	144	14	0	0	65.0	0.02	2.9
年 間 *	4,175 (4,236)	3,840 (3,953)	265 (244)	65 (39)	5 (0)	0 (0)	282.0 (146.0)	0.07 (0.03)	10.0 (3.1)

* カッコ内の数値は、2005 年度の値。

表 2.5.3-2 実効線量に係る作業者区分別被ばく状況

(原子力科学研究所, 2006 年度)

作業者区分*	放射線業務従事者 実員(人)	線量分布 (人)					総線量 (人・mSv)	平均 実効線量 (mSv)	最大 実効線量 (mSv)
		0.1mSv 未満	0.1mSv 以上 1mSv 以下	1mSv を超え 5mSv 以下	5mSv を超え 15mSv 以下	15mSv を超え るもの			
職員等	1,051	989	57	5	0	0	33.4	0.03	4.9
外来研究員等	1,285	1,232	53	0	0	0	12.2	0.01	0.8
請負業者	1,576	1,355	156	60	5	0	236.4	0.15	10.0
研修生	273	273	0	0	0	0	0.0	0.00	0.0
全作業者	4,175	3,840	265	65	5	0	282.0	0.07	10.0

* 同一作業者が、当該年度中に作業者区分を変更した場合、作業者区分ごとに1名として実人員で全作業者を集計した。

表 2.5.3-3 実効線量に係る四半期別被ばく状況*1

(測定対象事業所, 2006 年度)

管理期間	放射線業務従事者実員(人)	線量分布 (人)					総線量 (人・mSv)	平均 実効線量 (mSv)	最大 実効線量 (mSv)
		0.1mSv 未満	0.1mSv 以上 1mSv 以下	1mSv を超え 5mSv 以下	5mSv を超え 15mSv 以下	15mSv を超え るもの			
第 1 四半期	4,392	4,233	156	3	0	0	43.8	0.01	1.3
第 2 四半期	4,953	4,745	182	26	0	0	106.8	0.02	4.4
第 3 四半期	5,033	4,856	151	24	2	0	102.3	0.02	5.6
第 4 四半期	5,187	5,000	172	15	0	0	72.7	0.01	2.9
年 間*2	6,464 (6,465)	6,024 (6,098)	367 (310)	66 (57)	7 (0)	0 (0)	325.5 (198.0)	0.05 (0.03)	10.0 (3.8)

*1 測定対象事業所以外での作業による被ばくを含む。

*2 カッコ内の数値は, 2005 年度の値。

表 2.5.3-4 実効線量に係る作業者区分別被ばく状況*1

(測定対象事業所, 2006 年度)

作業者 区分*2	放射線業務従事者実員(人)	線量分布 (人)					総線量 (人・mSv)	平均 実効線量 (mSv)	最大 実効線量 (mSv)
		0.1mSv 未満	0.1mSv 以上 1mSv 以下	1mSv を超え 5mSv 以下	5mSv を超え 15mSv 以下	15mSv を超え るもの			
職 員 等	1,829	1,719	105	5	0	0	46.1	0.03	4.9
外来研究員等	1,637	1,582	55	0	0	0	12.8	0.01	0.8
請負業者	2,740	2,464	208	61	7	0	266.6	0.10	10.0
研 修 生	273	273	0	0	0	0	0.0	0.00	0.0
全作業者	6,464	6,024	367	66	7	0	325.5	0.05	10.0

*1 測定対象事業所以外での作業による被ばくを含む。

*2 同一作業者が, 当該年度中に作業者区分を変更した場合, 区分ごとに1名として実人員で全作業者を集計した。

表 2.5.3-5 実効線量に係る事業所別被ばく状況

(2006年度)

事業所*1	放射線業務従事者 実員(人)	線量分布 (人)					総線量 (人・mSv)	平均 実効線量 (mSv)	最大 実効線量 (mSv)
		0.1mSv 未満	0.1mSv 以上 1mSv 以下	1mSv を超え 5mSv 以下	5mSv を超え 15mSv 以下	15mSv を超える もの			
原子力科学 研究所	4,175	3,840	265	65	5	0	282.0	0.07	10.0
高崎量子応用 研究所	640	631	9	0	0	0	2.5	0.00	0.6
大洗研究開発 センター(北)	977	902	71	4	0	0	32.8	0.03	2.6
むつ事業所	73	73	0	0	0	0	0.0	0.00	0.0
那珂核融合 研究所	495	467	28	0	0	0	7.1	0.01	0.9
関西光科学 研究所	62	62	0	0	0	0	0.0	0.00	0.0
関西(播磨)	57	57	0	0	0	0	0.0	0.00	0.0
J-PARC	408	404	4	0	0	0	0.9	0.00	0.4
全事業所*2	6,464	6,024	367	66	7	0	325.5	0.05	10.0

*1 同一作業者が、当該年度中に事業所を変更した場合、事業所ごとに1名として実人員で全作業者を集計した。

*2 測定対象事業所以外での作業による被ばくを含む。

2.5.4 個人被ばく線量等の登録管理

原子力関係法令に基づく、放射線業務従事者の被ばく記録の交付及び保管を行った。原子力科学研究所における放射線業務従事者の外部被ばく測定記録年間延べ 13,861 件及び内部被ばく測定記録年間延べ 546 件について、3月毎(1月管理対象の女子の放射線業務従事者は1月毎(0件))及び1年間の実効線量及び等価線量を算定し、保安規定等で定められている個人線量通知票を作成して放射線業務従事者本人へ交付するとともに、その記録を保管した。また、作業場所別、課室別等の被ばく統計資料を作成し、関係箇所へ報告した。

原子炉等規制法及び放射線障害防止法の適用を受ける事業者が参加して運用されている「被ばく線量登録管理制度」に基づき、放射線従事者中央登録センターに対して、測定対象事業所における放射線業務従事者に係る各種登録を行うとともに、関係法令に定められている記録の引渡し規定に基づく指定解除者放射線管理記録(法定記録)の引渡しを行った。また、放射線管理手帳を更新したため、1,518件の職員等の放射線管理手帳を継続発行した。

放射線従事者中央登録センターに対する登録及び法定記録引渡し件数の詳細を、表 2.5.4-1 に示す。

(宮内 英明)

表 2.5.4-1 登録及び法定記録引渡し件数

(測定対象事業所, 2006年度)

登録データの種類		管理期間				合 計
		第 1 四半期	第 2 四半期	第 3 四半期	第 4 四半期	
規 制 法 関 係	事 前 登 録	238	172	146	115	671
	指 定 登 録	1,105	1,354	1,297	1,493	5,249
	指 定 解 除 登 録	1,011	1,039	1,268	1,828	5,146
	個 人 識 別 変 更 登 録	1	4	8	3	16
	手 帳 発 効 登 録	63	7	10	4	84
	定 期 線 量 登 録	6,765	11	0	0	6,776
障 防 法 関 係	個 人 識 別 登 録	517	351	271	259	1,398
	記 録 引 渡 登 録	1,007	1,039	1,268	1,828	5,142
	定 期 線 量 登 録	6,487	12	0	0	6,499
経 歴 照 会		518	210	263	147	1,138
指定解除者放射線管理記録 (法定記録) の引渡し		1,009	1,039	1,268	1,828	5,144
合 計		18,721	5,238	5,799	7,505	37,263

2.6 放射線測定器の管理

サーベイメータ，環境放射線監視システム，施設の放射線管理用モニタ等の放射線計測器の維持管理として，定期点検，校正，故障の修理等を行った。年次計画に沿って，老朽化したサーベイメータを10台更新した。

(山口 武憲)

2.6.1 サーベイメータ等の管理

原子力科学研究所，原子力緊急時支援・研修センター，量子ビーム応用研究部門，核不拡散科学技術センター，高崎量子応用研究所，那珂核融合研究所，関西光科学研究所及びむつ事業所で使用しているサーベイメータ等の校正を実施した。2006年度の原子力科学研究所における校正台数は，延べ1,055台であった。これらの内訳を表2.6.1-1に示す。また，TLD及びガラス線量計等の基準照射を592個実施した。サーベイメータの更新は年次計画に沿って実施し，老朽化の著しいサーベイメータを10台更新した。

(仁平 敦)

表 2.6.1-1 サーベイメータ等保有台数及び校正台数

(原子力科学研究所，2006年度)

サーベイメータ等の種類	保有台数*	校正台数*
GM管式サーベイメータ	175	182
GM管式サーベイメータ（高線量率用）	28	25
GM管式表面汚染検査計	327	300
NaIシンチレーション式サーベイメータ	31	23
ZnSシンチレーション式表面汚染検査計	159	153
プラスチックシンチレーション式サーベイメータ（ β 線用）	5	5
プラスチックシンチレーション式サーベイメータ（ γ 線用）	103	89
シンチレーション式表面汚染検査計（ α ， β 線用）	12	12
中性子レムカウンタ	52	39
電離箱式サーベイメータ	158	141
比例計数管式サーベイメータ（中性子線用）	12	11
比例計数管式表面汚染検査計（ α ， β 線用）	36	29
比例計数管式表面汚染検査計（ ^3H ， ^{14}C 用）	7	7
電子式ポケット線量計（ γ 線用）	36	32
電子式ポケット線量計（中性子線用）	7	7
合計	1,148	1,055

* 保有台数及び校正台数は，線量管理課以外の課室の所管分を含む台数である。

2.6.2 放射線モニタ等の管理

(1) 環境放射線監視システムの維持管理

放射線モニタ，データ伝送システム及びデータ処理システムから構成される環境放射線監視システム（環境放射線管理課所管）の定期点検・校正を実施した。

(2) 施設放射線管理用モニタの維持管理

原子力科学研究所各施設の放射線管理用モニタについて，定期点検・校正を実施した。原子炉施設の放射線管理用モニタについては，施設ごとに文部科学省による施設定期検査を受検した。

表 2.6.2-1 に 2006 年度の放射線管理用モニタ等（環境用モニタを含む。）の保有台数及び校正台数を示す。

(村山 卓)

表 2.6.2-1 放射線管理用モニタ等の保有台数と校正台数

(原子力科学研究所，2006 年度)

モニタ等の種類	保有台数	校正台数
排気ダストモニタ	73	76
室内ダストモニタ	57	62
Pu ダストモニタ	12	12
可搬型ダストモニタ	57	58
排気ガスモニタ	23	24
室内ガスモニタ	16	16
可搬型ガスモニタ	26	26
γ 線エリアモニタ	171	177
可搬型 γ 線エリアモニタ	78	78
中性子線エリアモニタ	38	38
非常用モニタ	10	10
ハンドフットクロスモニタ (α 線用)	10	10
ハンドフットクロスモニタ (β 線用)	57	58
ハンドフットクロスモニタ (α 線・ β 線用)	18	20
環境用 γ 線モニタ (モニタリングステーション・ポスト)	18	18
環境用中性子線モニタ	3	3
環境用ダストモニタ	4	4
排水モニタ	2	2
合 計	673	692

2.7 校正設備・管理試料計測の管理

放射線標準施設棟に設置されている γ 線照射装置、X線照射装置、各種 RI 線源の維持管理を行い、放射線管理用モニタ、サーベイメータ、線量計等の校正及び特性試験に供した。ファン・デ・グラーフ型加速器の運転及び維持管理を行うとともに、8keV 中性子校正場を新たに整備した。これにより、計 6 エネルギー点の単色中性子の利用が可能となった。また、機構内からの依頼により、放射線測定器の開発、断面積測定等の実験に供し、放射線測定等の研究開発に貢献した。さらに、放射線標準施設棟を原子力機構の共用施設として位置付け、2006 年 11 月から加速器を主とする共用を開始した。

原子力科学研究所の原子力施設及び周辺環境の放射線管理のための各種試料について、放射能の測定及び評価を行った。また、J-PARC センターの放射線管理試料の測定を 2006 年 10 月から開始した。これらの測定に用いる放射線管理用試料集中計測システムの維持管理を行うとともに、低レベル用液体シンチレーションカウンタ 1 台及び α ・ β 線測定装置 1 台を更新した。施設の放射線管理の現場で使用している α ・ β 線測定器の校正用線源の値付けを行った。このほか、依頼により、クリアランスレベル調査用のコンクリート試料等及び北朝鮮核実験実施に伴う環境試料の放射能の測定評価を行い、業務に協力した。

(独) 産業技術総合研究所との共同研究及び(財) 日本分析センターからの受託調査を実施するとともに、韓国原子力研究所との研究協力を行った。

(吉澤 道夫)

2.7.1 放射線標準施設棟における校正設備の管理

放射線標準施設棟に設置してある γ 線照射装置、RI 中性子線校正装置(熱・速中性子)、X線照射装置等の校正設備機器の維持管理を行うとともに、二次標準校正場を利用した放射線防護用測定機器の校正及び各種特性試験に供した。校正設備機器のうち、4 台の γ 線照射装置は、性能を維持するためメーカーによる精密点検を行った。また、RI 中性子線校正装置に装荷する ^{252}Cf 線源(2GBq) 1 個を年次計画に基づき更新の手続きを行った。

ファン・デ・グラーフ型加速器の運転及び維持管理を行うとともに、校正場の拡充実験等に供した。2006 年度には、単色中性子校正場の 8keV 中性子校正場を新たに整備したことにより、計 6 エネルギー点の単色中性子の利用が可能となった。また、高エネルギー γ 線校正場の整備では、目的とする 7MeV 近傍の γ 線を確認した。

放射線標準施設棟の利用では、加速器を主とする施設共用を、原子力機構業務計画に基づき 2006 年 11 月から開始した。また、(財) 日本分析センターからの受託調査「環境中性子バックグラウンド線量率測定器のエネルギー特性の測定評価」を 2005 年度に引き続き実施し、2006 年度には 8keV 中性子校正場及び RI 中性子線校正場における中性子検出器のエネルギー応答試験を行った。さらに、韓国原子力研究所(KAERI)との研究協力取り決めに基づき、KAERI の γ 線校正場を利用した基準線量率の特性比較実験を実施した。

2006年度の加速器を含む照射装置及び単体線源の使用時間は、延べ6,308時間で、その内訳を表2.7.1-1に示す。また、線量管理課（放射線管理用モニタ、サーベイメータの校正）以外からの試験依頼として、電子式個人線量計、TLD、パルス中性子イメージング検出器等の基準照射及び性能試験を合計4,197台（個）実施した。

（川崎 克也）

表 2.7.1-1 照射装置等及び単体線源の使用時間内訳

（2006年度）

照射装置等及び単体線源	年間使用時間（時間）
ファン・デ・グラーフ型加速器	1,023
中硬X線照射装置	338
X線照射装置（軟，パルス）	10
極低レベルγ線照射装置	72
低レベルγ線照射装置	301
中レベルγ線照射装置	125
2πγ線照射装置	48
GM簡易校正器	18
単体β線源（ ⁹⁰ Sr, ²⁰⁴ Tl等）	76
単体γ線源（ ⁶⁰ Co, ¹³⁷ Cs等）	536
単体中性子線源（ ²⁵² Cf, ²⁴¹ Am-Be等）	3,761
合計	6,308

2.7.2 放射線管理試料の計測

原子力科学研究所及びJ-PARCセンター（2006年10月測定開始）における施設及び環境の放射線管理に必要な試料について、放射能の測定評価を実施した。また、放射線管理用試料集中計測システム（以下「集中計測システム」という。）を構成する各種測定装置の校正と放射能試料自動測定解析装置の点検保守及び整備を実施した。

(1) 放射線管理試料の測定

集中計測システムで実施した2006年度の放射線管理試料の測定は、測定件数が15,887件、測定時間が延べ16,851時間であった。2006年度の試料測定の件数及び時間について、試料分類別の内訳を表2.7.2-1に示す。

(2) 装置の故障

集中計測システムの故障は18件発生し、延べ35.0時間停止した。この故障の大部分は、データ解析装置と波高分析装置との通信エラーであった。通信エラー改善のため調整及びシステム構成の一部の変更を実施し、これ以降通信エラーは減少した。解析システム全体が停止する故障は、ネットワーク障害によるものが1件あったが、停止時間が8.0時間と少なく、集中計測業務に支

障は生じなかった。

(3) 測定装置の校正作業

施設及び環境放射線管理に使用している α/β 線測定装置1台(GR-1)、液体シンチレーションカウンタ1台(LS-2)について、それぞれ精密校正を実施した。また、Ge半導体検出器3台(GE-1, GE-3, GE-7)の簡易校正を実施した。このほか、面状線源校正用多心線型大面積 2π 比例計数管の特性確認試験を実施した。この 2π 比例計数管を用いて、放射線モニタ等の校正に使用する酸化ウラン標準線源等の 2π 放出率測定を33件実施した。

(4) 測定装置の更新

測定装置の更新計画に基づき、2006年度は低レベル用液体シンチレーションカウンタ1台及び α/β 線測定装置1台を更新した。

(5) 特別な依頼に基づく試料の測定

依頼に基づき、クリアランスレベル調査のためのコンクリート試料等及び2006年10月に行われた北朝鮮核実験実施発表に伴う環境試料の γ 線スペクトルを測定した。測定件数は432件で、測定時間は延べ1,283時間であった。

(a) クリアランスレベル調査

(JRR-3解体コンクリート保管廃棄物)・・・402件, 1116.7時間

(b) 北朝鮮核実験実施発表に伴う環境試料の測定

(大気塵埃, 降下塵)・・・・・・・・・・・・・・・・・・30件, 166.7時間

(6) その他

原子力科学研究所における、分析技術関連情報の共有と技術開発等の協力による効率的業務の推進を目的として、新たに分析ネットワークが2006年度に構築された。集中計測システムは、分析ネットワークの放射能分析システムの一部を担うこととなった。

(小古瀬 均)

表 2.7.2-1 各種放射線管理試料の測定内訳

(2006年度)

試料分類	α/β 放射能		低エネルギー β 放射能		γ 線スペクトル		β 線スペクトル	
	件数	時間(h)	件数	時間(h)	件数	時間(h)	件数	時間(h)
施設管理	3321	571.2	0	0.0	4658 *(57)	2717.4 *(31.1)	0	0.0
環境管理	1074	617.2	539	2973.5	405	3531.7	0	0.0
機器管理	2580	459.4	150	583.2	2362	3869.9	0	0.0
その他	754	1227.1	2	12.0	42	288.0	0	0.0
合計	7729	2874.9	691	3568.7	7467	10407.0	0	0.0

*カッコ内の数値は、J-PARCセンターからの依頼分を示す。

2.8 技術開発及び研究

放射線管理部では、放射線管理業務のより正確かつ迅速な遂行、管理技術の向上等を目的として、新技術の導入、調査、評価法等の技術開発並びに、放射線計測技術の高度化を目指した研究・技術開発を実施している。2006年度に実施した主な技術開発及び研究は以下のとおりである。

- (1) 放射線管理手帳を新たに考案し、その運用を開始した。手帳は電子化様式を用い、出力された記録をバインダーに綴じ込む方式とした。また、個人線量管理システムと人事情報システム及び健康診断システムを連携することにより、放射線管理記録の作成が容易となり、業務の効率化を図ることができた。さらに、記録様式を統一手帳様式と整合を図ったことにより、他の原子力事業所への入域時においても確実な被ばく管理が可能になった。
- (2) γ ・ β 線混合場での同時測定が可能な電子ポケット線量計について、 β 線標準場におけるエネルギー特性試験、実作業環境における熱ルミネセンス線量計 (TLD) 及びガラス線量計との比較測定を行い、 γ ・ β 混合場における適用性について調査した。その結果、 β 線のエネルギー特性は、JISが定めるエネルギー範囲 (0.5MeV~2.2MeV) で $\pm 30\%$ の許容範囲内に収まっていることが確認できた。また、実作業環境での比較測定では、各線量計の指示値はそれぞれファクタ2内に入っており、 γ ・ β 線混合場の作業における線量管理に有用であることがわかった。
- (3) 「JIS Z 4521：中性子線量当量(率)計の校正方法」の制定に伴い、第4照射室における中性子サーベイメータ校正時に受ける散乱線の影響を評価した。散乱線の影響の補正方法としてシャドーコーン法と多項式フィット法を使用し、検出器と減速材構造が異なる4種類のサーベイメータについて評価した。その結果、校正時における機種ごとの散乱線割合が明らかになった。また、両補正法とも良く一致した結果が得られているが、近い距離での校正点を使用できる多項式フィット法が有利であることが確認できた。
- (4) 膀胱の基底細胞における光子及び電子の比吸収割合 (SAF) を簡易モデルを用いてモンテカルロ法により評価するとともに、 β 線放出核種による単位放射能あたりの平均吸収線量 (S値) を求めた。この結果、放射線感受性の高い基底細胞の光子 SAF は、低エネルギー領域で従来用いられていた膀胱壁での値よりも極めて高い値となることがわかった。また β 線放出核種の S 値もこれまでの値と異なり、特に低エネルギー β 線放出核種について極めて小さくなることがわかった。
- (5) 原子炉施設から持ち出す物品の表面汚染検査に用いる搬出物品モニタについて、その校正に用いる線源を従来の天然ウランから JIS 推奨線源のひとつである ^{36}Cl に変更した場合のモニタリング結果への影響を実験と計算シミュレーションにより調べた。その結果、 ^{36}Cl 線源で校正しても、表面汚染検査の判定は従来と同様に適切に行えることが確認できた。
- (6) プルトニウムを取り扱う施設の放射線管理において微量のプルトニウムを定量する方法として、輝天性発光を利用した2次元位置検出器であるイメージングプレートを応用することを検討した。その結果、天然放射性核種に含まれるラドン・トロンの影響下においても、プルトニウムを簡便に弁別できることがわかった。

- (7) 単色中性子発生用 ^3H ターゲット管の管理方法を確立するため、ターゲット保管時の ^3H 漏洩防止上重要な真空保持方法及びターゲット管のビームライン取付け方法を検討した。その結果、イオンポンプ停止状態で特段の対策が不要な上限時間を明らかにするとともに、短時間で再現性良く設置できる取付け方法を確立した。
- (8) ファン・デ・グラーフ型加速器を用いた単色中性子校正場の開発の一環として、スカンジウムターゲットを用いた 8keV 中性子校正場を開発し、校正試験時に必要な目的外中性子の補正方法、校正点のフルエンスの詳細な評価方法及びフルエンスモニタ法を確立した。これにより、中性子サーベイメータ等の keV 領域のエネルギー特性試験が可能となった。
- (9) 高崎量子応用研究所 TIARA を用いた高エネルギー準単色中性子校正場の開発の一環として、フルエンス絶対測定に用いる反跳陽子カウンターテレスコープを製作し、その基本性能を評価した。その結果、目的とする反跳陽子を他の粒子から弁別できること、実際の校正点で効率良く絶対測定が可能な感度を有していることがわかった。
- (10) 体積試料の放射能測定に必要な計数効率を、標準体積線源を使用することなく、計算シミュレーションと標準点状線源を用いて求める方法（代表点校正法）を開発している。その一環として、代表点校正法を円滑に実施するための計算コード CREPT-MCNP を開発した。その妥当性を Ge 半導体検出器について検討し、実用上十分な精度を有することを確認した。

(山口 武憲, 村上 博幸, 山本 英明, 清水 勇, 吉澤 道夫)

2.8.1 電子化様式を用いた放射線管理手帳の運用

(1) はじめに

放射線管理手帳（以下「手帳」という。）は、複数の原子力事業所で作業を行う放射線業務従事者の被ばく前歴を的確に把握することを目的に、国の指導により発足した(財)放射線影響協会放射線従事者中央登録センターが制定した放射線管理手帳制度に基づいて運用されている。原子力科学研究所においては、1982年（旧日本原子力研究所時代）から大型計算機を利用して放射線管理手帳システムを整備し、職員等へ独自様式の手帳を発行して被ばく管理を実施してきた。2004年度からは、二法人統合に合わせて手帳の記録様式及び取扱方式の検討を進め、2006年度からサーバーシステムを利用した放射線管理手帳システムに更新するとともに、記録様式を電子ファイル化したバインダ式の手帳へ更新するなど、段階的に運用を開始した。

(2) 放射線管理手帳システムの構成

本システムは、放射線業務従事者の被ばく管理を行う個人線量管理システムをメインシステムとし、人事情報システム及び健康診断システムとの連携を図り、3システム合わせて1つのシステムを成している。また、手帳記録の印刷機能を有し、手帳に綴込むべき個人識別記録、被ばく線量記録、電離健康診断記録及び教育訓練記録を容易に作成できる。本システムの構成を図2.8.1-1に示す。

(3) 手帳の更新

更新した手帳には一般的な規格品（6穴バインダ式ミニシステム手帳規格）を採用し、すべての記録様式をパソコンで取扱い可能な電子ファイル（エクセル形式）にするとともに、その記録様式は統一手帳様式との整合を図った。本手帳には記録シートを200枚程度綴込めるため、統一手帳のように更新することなく長期間使用できる。本手帳の例を図2.8.1-2に示す。記録シートは汎用プリンタで印刷可能なA5サイズとし、手帳サイズへ容易に取り外せるミシン目と綴込み用の穴を開けた専用紙を採用した。また、イントラネット上に手帳取扱要領及び電子化した記録様式を掲載して随時閲覧又はダウンロードを可能とした。イントラネットのホームページ例を図2.8.1-3に示す。

(4) 手帳の発行と記録の作成

本手帳の発行は、個人線量管理システムに登録された個人識別情報及び被ばく前歴情報を電子化様式に入力し、専用紙へ印刷して手帳に綴込み、本人へ発行する。個人識別項目には氏名、生年月日、異動経歴等が記録されており、人事情報システムとの連携により個人情報照合と異動経歴の引用を行い、情報の正確性を確保した。

本手帳に綴込む記録は、次のように作成する。

- (a) 被ばく線量記録は、個人線量管理システムに蓄積された従事者の線量データを電子化様式に入力して作成する。これを所属課室別に印刷し、定期的に本人へ配布して本人が手帳に綴込む。
- (b) 電離健康診断記録は、個人線量管理システムの放射線業務従事者情報を健康診断システムに提供し、健康診断システムから健康診断結果が入力された電子化様式を作成する。これを所属課室別に印刷し、定期的に本人へ配布して本人が手帳に綴込む。
- (c) 教育訓練記録は、イントラネット上（図2.8.1-3）に掲載した電子化様式を各所属課室の

パソコンにダウンロードし、パソコンから教育訓練記録を入力して作成する。これをあらかじめ配布してある専用紙に印刷し、本人が手帳に綴込む。

(5) まとめ

電子化様式を用いた放射線管理手帳の運用では、手書きによる誤記入防止、手帳の発行及び記録作成業務の効率化が図れ、規格品のバイндаを採用したことにより作成コストを削減できた。放射線管理手帳システムの更新では、他部門のシステムとの連携による情報共有が図れ、信頼性の高い情報の記載及び提供が可能になり、品質が改善された。また、記録様式を統一手帳様式と整合を図ったことにより、旧核燃料サイクル開発機構の事業所はもとより、全国の原子力事業所への入域時においても確実な被ばく管理が可能になった。

(宮内 英明)

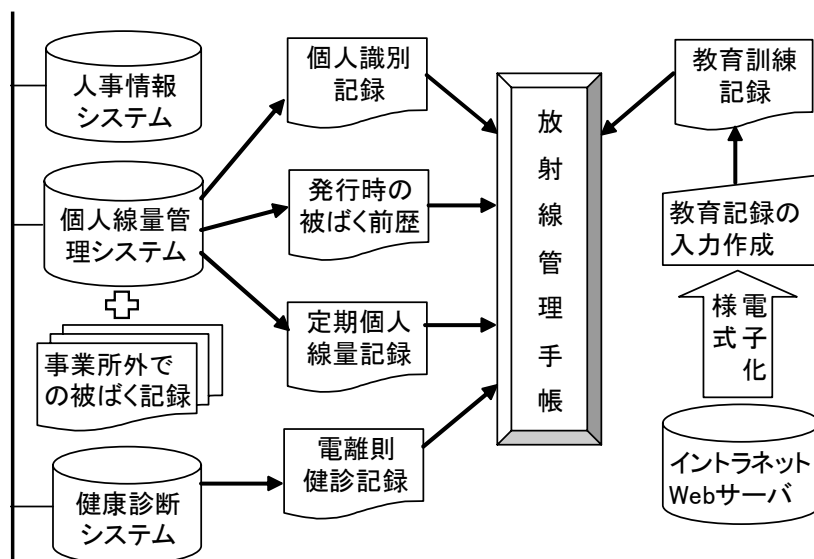


図 2.8.1-1 放射線管理手帳システムの構成



図 2.8.1-2 放射線管理手帳の例

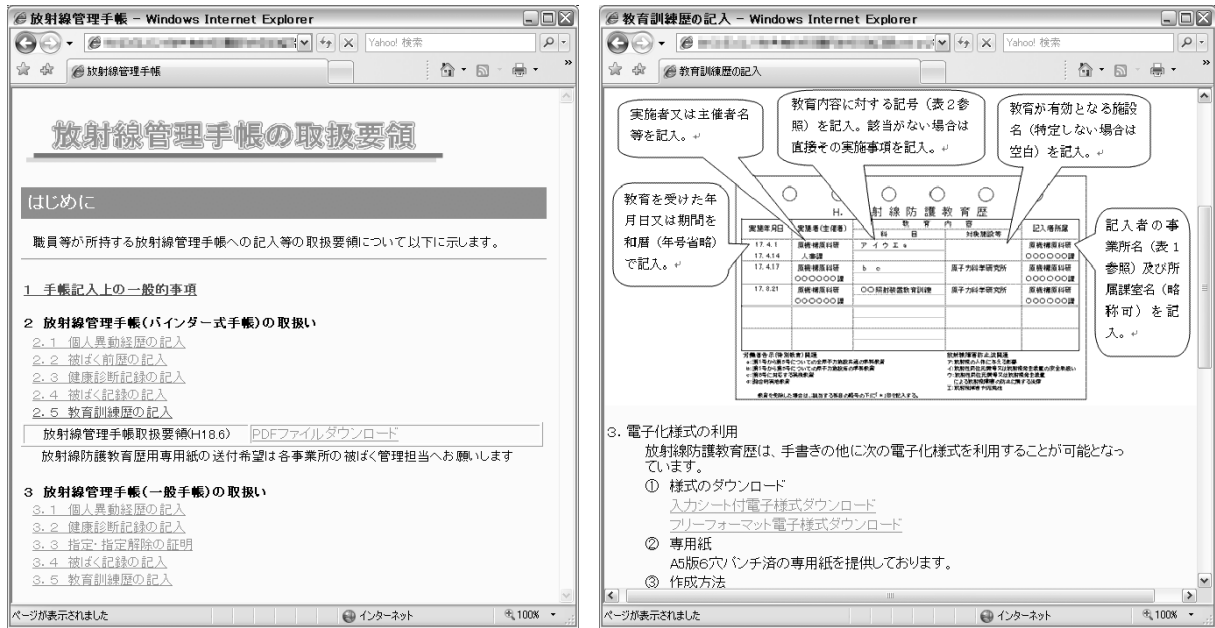


図 2.8.1-3 イン트라ネットのホームページ例

2.8.2 γ ・ β 線混合場での電子ポケット線量計の適用性

(1) はじめに

電子ポケット線量計は、被ばく線量をその場でリアルタイムに確認するのに便利である。被ばく線量が高くなるおそれのある作業時には、基本線量計とともに、電子ポケット線量計等を補助線量計として使用することが被ばく管理において重要である。

従来の γ 線用電子ポケット線量計は、 γ ・ β 線混合場における作業では β 線による70 μm 線量当量を測定できないため個人線量管理に使用できなかった。そのためホットセル内作業のような γ ・ β 線混合場の作業時の補助線量計としては熱ルミネセンス線量計（以下「TLD」という。）が多く使用されてきた。しかし、TLDは積算型の線量計であり、その場での線量確認ができないため、補助線量計として十分であるとは言えない。そこで今回、 γ ・ β 線同時測定が可能なアロカ社製70 μm 線量当量対応形電子ポケット線量計EPD-101（以下「EPD」という。）について、放射線標準場における試験及び実作業環境場におけるTLD（UD-808型）、ガラス線量計（以下「GD」という。）との比較を行い、 γ ・ β 線混合場における適用性について調査した。

(2) 放射線標準場における試験

EPDの γ 線及び β 線に対するエネルギー特性試験を放射線標準施設棟で行った。 γ 線については ^{137}Cs 及び ^{60}Co を、 β 線については ^{147}Pm 、 ^{204}Tl 、 ^{90}Sr - ^{90}Y の3核種に加え、PMMAフィルター付 ^{204}Tl 、 ^{90}Sr - ^{90}Y を用いて標準照射を行いEPDのレスポンスを求めた。図2.8.2-1に測定した γ （X）線及び β 線に対するエネルギー特性をメーカー参照値と合わせて示す。両者とも、JISが定めるエネルギー範囲（ γ （X）線:20keV～1.5MeV、 β 線:0.5MeV～2.2MeV）で相対レスポンス $\pm 30\%$ の範囲内に収まっており、JISの規格を満たしていることがわかった。

(3) 実作業環境場における試験

実作業環境場での試験のため、燃料試験施設のホットセル内の γ 線と β 線が混在する作業場でEPD、TLD及びGDを作業者の胸部に並べて装着し、各線量計の指示値を比較した。図2.8.2-2に放射線作業AからJごとに各線量計の1cm個人線量当量と70 μm 個人線量当量の指示値を示す。実作業環境場では放射線標準場における試験に比べ、線源や放射線エネルギースペクトルの形状が複雑なため測定に伴う不確かさが大きいと考えられ、それを踏まえれば各線量計の指示値はそれぞれファクター2内に入っており、ほぼ一致していると言える。しかし、EPDの指示値には1cm個人線量当量が高く、70 μm 個人線量当量が若干低い傾向が見られる。これはEPDによる β 線の線量が過小に評価されていることを示唆する。この原因については、EPDの ^{106}Ru - ^{106}Rh 等の高エネルギー β 線に対するレスポンスの低下や、方向特性が大きいことが考えられる。

(4) まとめ

今回の試験結果から、EPDは γ （X）及び β 線に対してJISが定めるエネルギー特性の条件を満たしていることが確認できた。また、EPDは、線量の表示や内蔵メモリによる時系列データの取込み等の機能面に優れており、取扱いが容易であることから、 γ ・ β 線混合場の作業における放射線管理に有用であると考えられる。

（高橋 聖）

参考文献

- 1) JIS Z 4312 (2002) : X線, γ 線, β 線及び中性子用電子式個人線量(率)計, 日本規格協会, (2006).

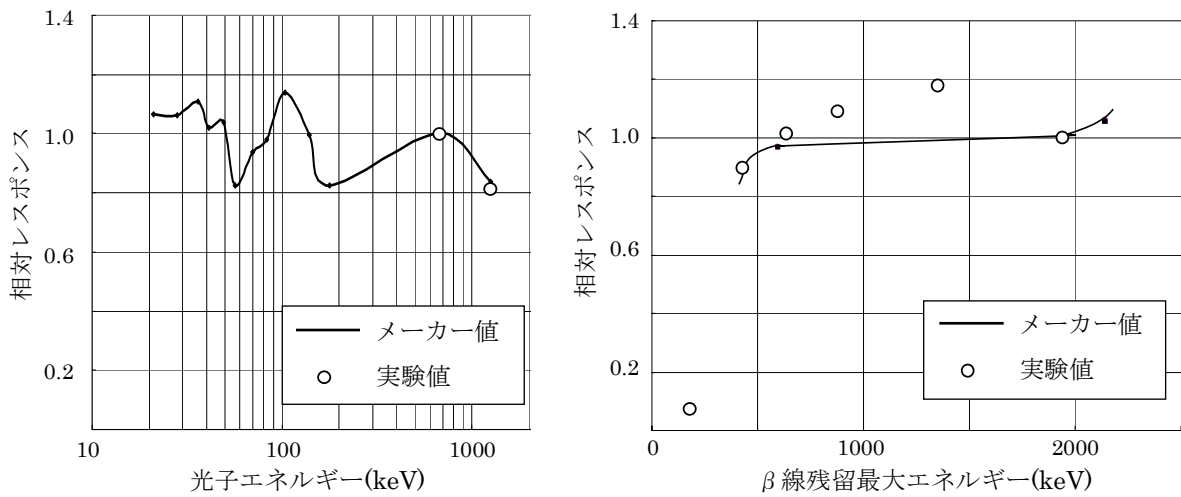


図 2.8.2-1 EPD のエネルギー特性

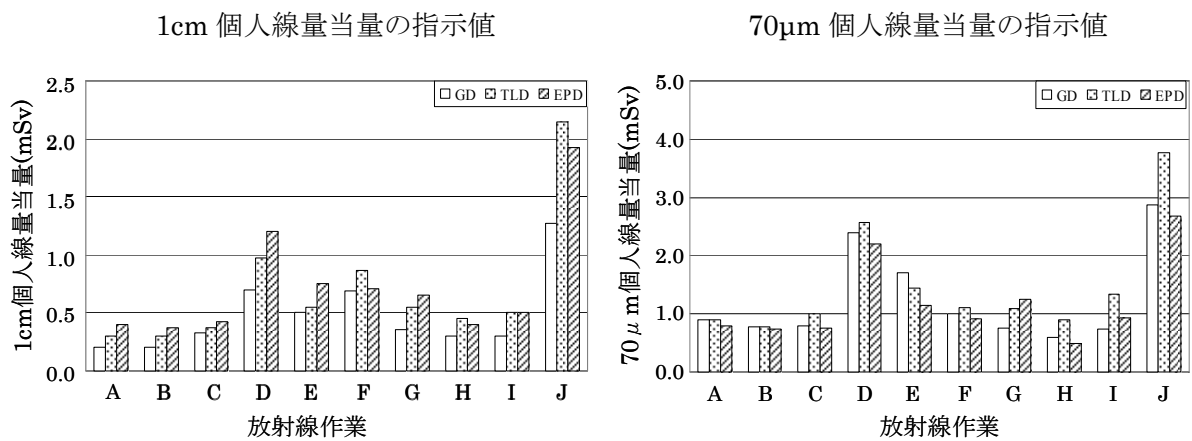


図 2.8.2-2 燃料試験施設における実用試験の比較結果

2.8.3 第4照射室における中性子サーベイメータ校正時に影響する散乱線の評価

(1) 概要

放射線防護の目的で使用する中性子線量当量（率）計の校正方法を標準化することを目的として、「JIS Z 4521：中性子線量当量（率）計の校正方法」¹⁾（以下「JIS」という。）が平成18年3月25日に制定された。同JISでは、中性子線量当量（率）計の校正方法に関して、RI線源を使用する場合の角度依存線源強度、中性子用サーベイメータ及び個人線量計の被校正器が校正時に受ける散乱線の影響の補正方法、不確かさの評価項目等、様々な要件が規格化された。これらの要件の定期校正への導入に当たり、今回、JISの要件のうち、「中性子サーベイメータが校正時に受ける散乱線の影響」を評価した。

また、校正時に線源を定位置にセットする際に使用する線源昇降装置の線源位置が一定でなければ測定値に影響がでてしまうため、基準照射線量当量率の再現性試験を行った。さらに、定期校正時に中性子サーベイメータを校正台車上に固定する際には発泡スチロールを使用しているため、この発泡スチロールの影響についての確認測定を行った。

(2) 測定方法

散乱線の評価は、²⁴¹Am-Be (37GBq) 中性子線源を使用し、原子力科学研究所で使用している中性子サーベイメータのうち検出器と減速材構造が異なるNSN1型（富士電機製）、TPS-451BS型（アロカ製）、2222A型（Studsvik製）、0949型（HARWELL製）の4機種について行った。

JISでは、中性子サーベイメータが校正時に受ける散乱線の影響の補正方法として、シャドーコーン法、半経験法、一般化フィット法又は多項式フィット法が示されている。このうち、半経験法や一般化フィット法は、円筒形測定器（TPS-451BS型、2222A型）に適切でない場合があるなど、使用にあたっての制約があるため、シャドーコーン法と多項式フィット法を使用した。

それぞれの方法で、中性子サーベイメータを校正台車上に直接置き、線源-測定器間の距離を変えて中性子感度を測定し、散乱線割合を求めた。中性子感度の測定の配置例を写真2.8.3-1に示す。

線源昇降装置使用時の基準照射線量当量率の再現性の確認と発泡スチロール使用時の影響の確認測定は、²⁵²Cf (2.0GBq) 中性子線源を使用して、4機種のうち中性子感度の最も良いNSN1型を使用して行った。

(3) 結果

多項式フィット法とシャドーコーン法により散乱線を補正して得られた中性子感度は±2%以内で一致した。この結果から、両手法とも散乱線の補正方法として使用できることを確認できた。測定結果を表2.8.3-1に示す。

4機種の中性子サーベイメータが校正時に受ける散乱線割合は、多項式フィット法で幾何学的影響が無視できる最小の距離0.75mにおいて、NSN1型で5.1%、TPS-451BS型で2.6%、2222A型で4.9%、0949型で4.0%であった。

線源昇降装置使用時の基準照射線量当量率の再現性は±1%以内で良好であった。また、発泡スチロールの使用による影響については、中性子感度が3%増加することが確認された。

(4) まとめ

今回の結果から、中性子サーベイメータ校正時における機種ごとの散乱線割合が明らかになっ

た。また、散乱線の補正方法として用いたシャドーコーン法と多項式フィット法の結果は良く一致した。この結果からどちらの方法を用いても良いが、シャドーコーン法よりも近い距離において校正点を使用できる多項式フィット法が有利である。

今回の散乱線の評価結果は、検出器と減速材のサイズと構造が同じ機器にも使用できる。そこで、中性子サーベイメータの校正時に散乱線の補正を行う場合には、今回測定した条件下、すなわち既存の校正台車を使用し、発泡スチロールを使用せず、線源-測定器間の距離を 0.75m とし、校正時の計数率から校正対象となる機種に対応した散乱線割合を使用することで、散乱線を補正した校正定数を求めることができる。

ただし、今回使用した校正台車は、簡易的なものであるため、定常的に使用するための校正台車の整備が予定されている。なお、新たな校正台車の導入に当たっては、校正台車からの散乱線の影響を考慮する必要があるため、今回の散乱線の評価結果の見直しが必要となる。また、JIS への対応を進めるには、RI 線源を使用する場合の角度依存線源強度、不確かさの評価が必要であり、これらが明らかになった時点で、定期校正に取り入れる予定である。

(滝 光成)

参考文献

- 1) JIS Z 4521 : 中性子線量当量 (率) 計の校正方法, 日本規格協会, (2006).

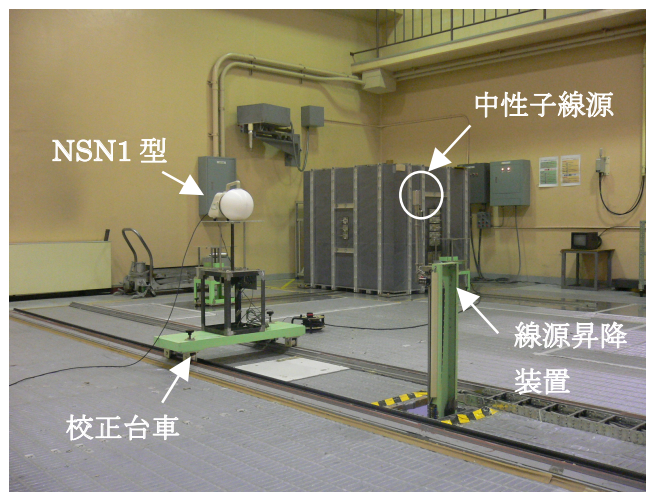


写真 2.8.3-1 中性子感度の測定の配置例 (代表として NSN1 型の場合)

表 2.8.3-1 多項式フィット法及びシャドーコーン法による散乱線を補正した中性子感度測定結果

型 式	中性子感度 ($s^{-1}/cm^2 \cdot s^{-1} \pm \%$)		A/B
	多項式フィット法 (A)	シャドーコーン法 (B)	
NSN1 型	3.96 ± 2.07	4.00 ± 2.95	0.99
TPS-451BS 型	1.89 ± 1.19	1.85 ± 3.50	1.02
2222A 型	0.566 ± 1.83	0.574 ± 3.59	0.99
0949 型	0.301 ± 1.90	0.302 ± 3.22	1.00

2.8.4 放射線感受性の高い細胞を考慮した膀胱簡易モデルにおける光子・電子のエネルギー付与解析

体内に摂取された放射性核種の一部が尿中に排泄される際、膀胱に一定時間貯留されるため、放射線防護の立場から膀胱の線量評価を行うことは重要である。内部被ばくによる線量評価では、一般に比吸収割合 (SAF) が用いられている。米国核医学会内部被ばく線量委員会 (MIRD) などでは、膀胱 SAF を光子においてはモンテカルロ法により変化する値として、電子においては簡易計算により定数として整備している。より信頼性の高い線量評価を行うには放射性感受性の高い細胞を考慮すべきであるが、従前の線量評価法において、これらは考慮されていない。今回は、より信頼性の高い線量評価を行うために、膀胱の放射線感受性の高い細胞である基底細胞を考慮した膀胱簡易モデルを構築し、光子、電子に対する基底細胞などの SAF をモンテカルロ法により評価した¹⁾。また、今回評価した SAF を用いて、“原子力や医療分野などで研究に使用されている、もしくは放出されるβ線が危険であるβ線放出核種”として、ICRU Report 56 にスペクトルデータが明示されている核種について、S 値(単位放射能あたりの標的組織の平均吸収線量)を評価した²⁾。

今回は、基底細胞をモデル化した多重層構造の膀胱簡易モデルを構築した。基底細胞は、膀胱の伸縮度合により内側表面からの深さが 70 から 140 μm のところに存在する。そこで、標的組織としての基底細胞の厚さを 10 μm とし、その位置を 70 から 80 μm 、140 から 150 μm の 2 層とした。光子、電子の SAF は、EGS4 コードにより求めた標的組織への沈着エネルギーを、線源からの放出エネルギー及び標的組織の質量で除して評価した。線源は、10keV から 4MeV の間の単色エネルギー放射線が膀胱内容物から均一に放出されるものとした。光子の断面積データとして PHOTX³⁾を、制動 X 線生成断面積データとして ICRU Report 37 を用いた。膀胱の S 値については、光子、電子の SAF を用いて、β線放出核種 32 核種に対して評価した。β線スペクトルデータには ICRU Report 56 を、光子及び内部転換電子の核データには DECDC⁴⁾を用いた。

光子に対する基底細胞 SAF は、10 から 30keV のエネルギー範囲で膀胱壁 SAF より極めて高い値を示した (図 2.8.4-1)。また、電子の SAF は、図 2.8.4-2 に示すように従前の線量評価法で用いられるような定数ではなく、エネルギーにより変化する値であることを確認した。電子が標的組織に直接エネルギー付与するか否かが、電子の SAF の評価に大きな影響を与えることが分かった。このように、より正確な膀胱の線量評価には、基底細胞の位置を考慮することが重要である。さらに、本研究で評価した S 値は、現在放射線防護分野などで利用されている S 値に比べ大きく変化した (図 2.8.4-3)。特に、低エネルギーβ線放出核種の S 値は、これまでの値より極めて小さくなった。また、β線放出核種の S 値の評価には、β線スペクトルデータを考慮することが必要であることが分かった。

(渡部 陽子)

参考文献

- 1) Watanabe, Y. et.al. : Radioisotopes, **55**, 719-725 (2006).
- 2) 渡部陽子, 木名瀬栄, 斎藤公明 : JAEA-Research, **2007-011** (2007).
- 3) RSIC: “DLC-136/PHOTX Photon Interaction Cross Section Library” (1989).
- 4) A. Endo, Y. Yamaguchi and K. Eckerman: JAERI 1347 (2005).

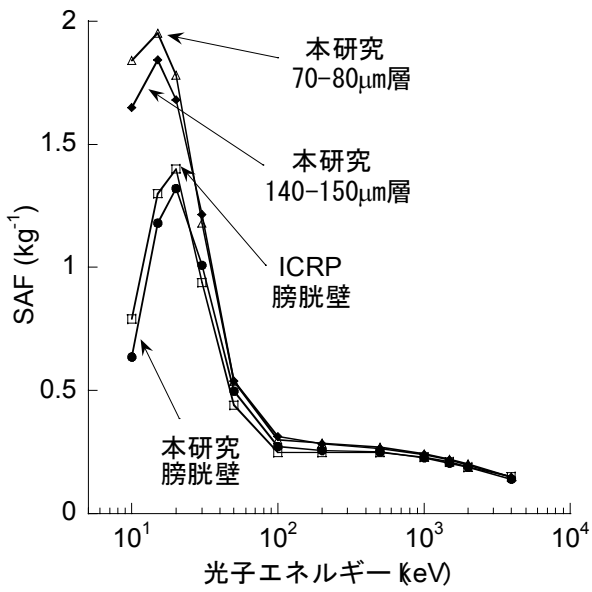


図 2.8.4-1 光子エネルギーに対する SAF

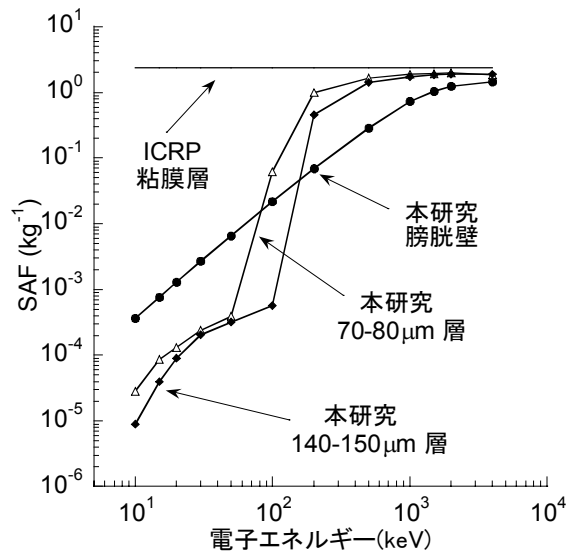


図 2.8.4-2 電子エネルギーに対する SAF

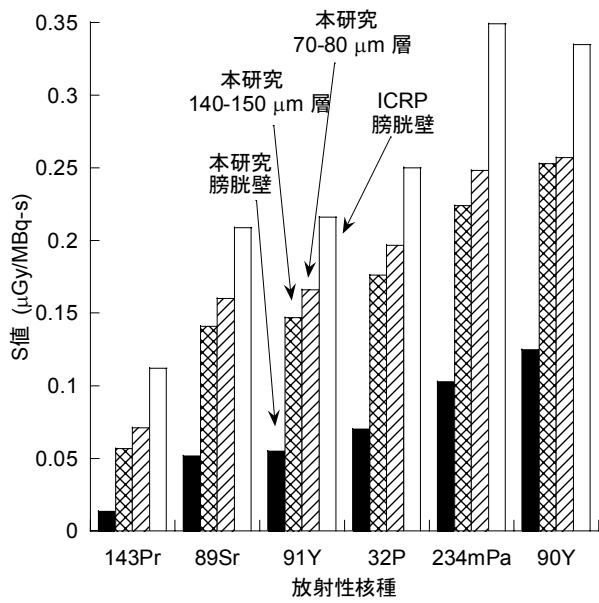


図 2.8.4-3 ベータ線放出核種の S 値

2.8.5 研究炉施設生成核種に対する据置型β線用表面汚染モニタの使用

(1) はじめに

JIS Z4334¹⁾は放射性表面汚染モニタ校正用線源を取り扱っている。2005年の改訂以降、天然ウラン線源はβ線用校正用線源の推奨核種から除外されることとなった。ただし、天然ウランの継続使用は可能とされている。今後、校正用線源を天然ウラン線源から推奨核種 (^{14}C , ^{147}Pm , ^{36}Cl , ^{204}Tl , $^{90}\text{Sr}+^{90}\text{Y}$) に移行する場合、現在の搬出物品管理と同等の管理が可能であることを施設の生成核種に着目して確認することは、搬出物品管理のあり方に有用な情報を提供する。そこで、天然ウラン線源と推奨核種の一つである ^{36}Cl 線源を用い、据付型β線用表面汚染モニタ(以下「表面汚染モニタ」という。)による測定値の安全性を検証した。本報告では、研究炉 JRR-3 及び JRR-4 で生成される核種を対象とし、それぞれの核種に対しての検証を行った結果を述べる。

(2) 表面汚染モニタの概要及び測定値の安全性の評価方法

表面汚染モニタ(市販品)はβ線測定用の一般的なプラスチックシンチレーション式検出器で構成される。シンチレータの厚さは約 1mm, その寸法は 42cm×30cm である。搬出物品設置プレートから検出器表面までの距離は約 4cm である。

表面汚染モニタによる測定値の安全性は、校正用線源の機器効率を使用した表面汚染モニタ測定値(A)と汚染核種の効率で計算した表面汚染密度(B)との比で示すこととした。ここで、想定する汚染物は校正用線源のバックング材を模擬した寸法 10cm×10cm の面積汚染とした。汚染物から検出器表面までの距離は 4cm である。汚染物と検出器との位置関係を図 2.8.5-1 に示す。表面汚染モニタによる表面密度の評価式は JIS Z4337²⁾に基づく式を用いた。校正用線源の線源効率は、β線の最大エネルギーにかかわらず安全側に 0.25 を適用した。(B)の計算では、汚染核種が放出するβ線の機器効率とγ線の計数効率及びそれらの放出率を考慮した。汚染核種が放出するβ線の機器効率は複数の標準面積線源の実測定によるβ線最大エネルギーと機器効率との関係から推定し、線源効率はその最大エネルギーによって区分した。γ線に対する計数効率は電磁カスケードモンテカルロコード EGS4 によるシミュレーション計算によって推定した。

(3) 結果と考察

JRR-3 及び JRR-4 の放射線作業において、過去に検出された主な核種は約 40 核種である。これらは、冷却材や腐食生成物等の原子炉構造物や実験用試料の放射化によって生成される。発電用原子炉施設と比べると、実験用試料起源の多種多様な核種が生成される点で異なる。図 2.8.5-2 に、表面汚染モニタの測定値の安全性の検証結果を示す。縦軸の値が 1 以上の場合、表面汚染モニタの測定値は過大評価であることを示し、安全側となる。図は、校正用線源として天然ウラン線源と ^{36}Cl 線源を用いた場合について示した。研究炉施設における生成核種の約 3/4 が安全側にあることが明らかとなった。研究炉の主要核種である ^{60}Co に着目した場合、線源効率が安全側であることとγ線による計数の寄与とを考慮すると、天然ウラン線源と ^{36}Cl 線源のどちらを校正用線源として使用した場合でも概ね妥当な測定値を示すことが明らかとなった。一方、表面汚染モニタが測定しきれない核種が数種存在し、それらはβ線を放出しない核種やその放出率が低い核種であることが示された。

これらの結果より、β線用据付型搬出物品モニタの校正用線源を天然ウランから推奨核種 ^{36}Cl に移行した場合において、表面汚染モニタ測定値の安全性に大きな差異がないことを示すととも

に、搬出物品の使用履歴確認により主要な汚染核種が何か予め把握しておくことが重要であることを明らかにした。本評価結果は、原子炉施設へ表面汚染モニタを導入する際の、搬出物品汚染検査のあり方に係る指針を与えることができる。

(山外 功太郎)

参考文献

- 1) JIS Report : 放射性表面汚染モニタ校正用線源—β線放出核種 (最大エネルギー0.15MeV以上) 及びα線放出核種, JIS Z4334(1992).
- 2) JIS Report : 据置型β線用物品表面汚染モニタ, JIS Z4337(1997).

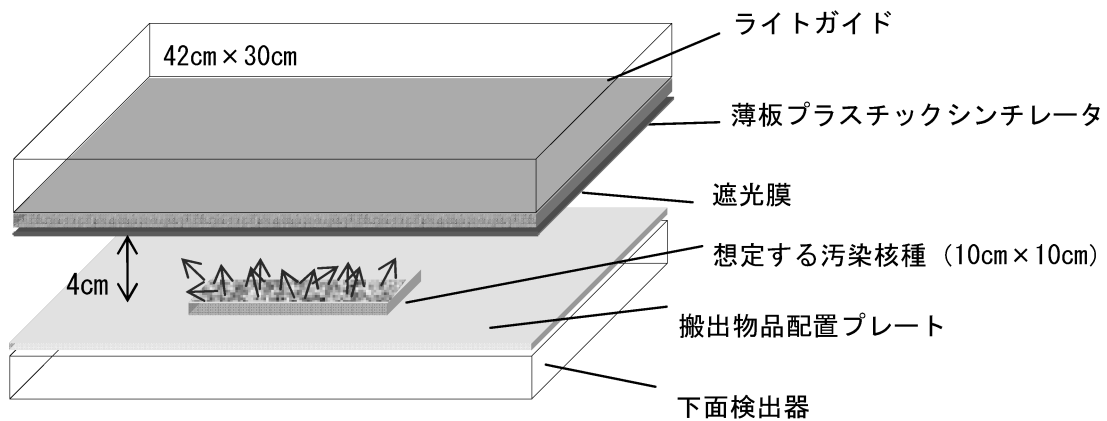


図 2.8.5-1 検出器と汚染核種 (又は校正用線源) との位置関係

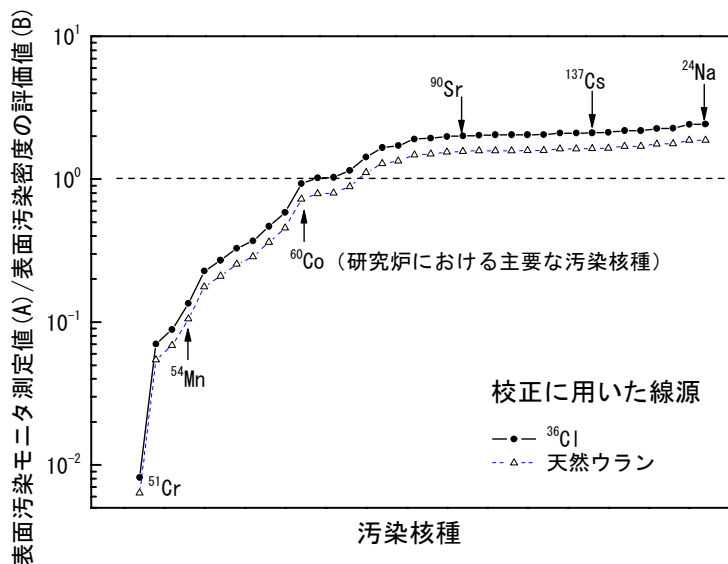


図 2.8.5-2 表面汚染モニタ測定値 (A) と主な汚染核種に対する表面汚染密度の評価値 (B) との比 (縦軸の数値の低い核種から順に表示)

2.8.6 デジタルイメージ解析によるプルトニウム弁別測定法の開発

高速炉臨界実験装置 (FCA) など、プルトニウムを取扱う施設における放射線管理では、ラドン・トロン壊変生成物などの天然放射性核種の影響を除去して、微量の Pu から放出される放射線を迅速かつ正確に定量することが求められている。本研究では、イメージングプレート (以下「IP」という。) を用いて得られたデジタル画像を解析することにより、天然放射性核種存在下においても Pu 粒子の位置と放射能を決定できる手法 (以下「Pu 弁別測定法」という。) の開発を行った。

IP は輝尽性発光 (Photo-Stimulated Luminescence : PSL) を利用した 2 次元位置検出器であり、IP に入射した放射線はエネルギーに対応した輝度 (以下「PSL 値」という。) により画像表示される。 α 線が IP に入射すると、PSL 値の高いピクセルの集合体 (以下「 α クラスタ」という。) を形成する。ラドン壊変生成物が形成する α クラスタを図 2.8.6-1 に示す。ラドン壊変生成物及び Pu から放出される α 線 1 個あたりの PSL 値への寄与はほぼ等しいため、単位 α 線あたりが形成する α クラスタには違いはない。しかしながら、ラドン壊変生成物はその壊変過程において 1 ないしは 2 個の α 線を放出するのに対し、Pu からの α 線の放出は継続的であり、図 2.8.6-2 に示すように測定試料の IP への露光時間に応じて α クラスタが成長する。この両者の違いを利用した弁別手法を検討した。

一般的な居住環境でエアロゾルサンプリングを行い、約 8500 個のラドン壊変生成物による α クラスタの IP 画像を取得した。捕集材は HE-40T を用い、読み取り分解能は 50 μ m とした。それぞれの α クラスタについて、中心から 5 \times 5 ピクセルの合計 PSL 値を評価し、その発生頻度分布を作成した。また、放射能が 0.046 Bq である Pu 粒子 1 個が付着した捕集材 (HE-40T) を IP に露光し、 α クラスタの経時変化画像を取得した。得られた α クラスタについても同様に中心から 5 \times 5 ピクセルの合計 PSL を評価した。

ラドン壊変生成物の α クラスタが与える PSL 値発生頻度分布を図 2.8.6-3 に示す。各 α クラスタの 5 \times 5 ピクセルの合計 PSL 値について、1.6 以上は全体の 10%、2.4 以上は全体の 1%、3.2 以上は全体の 0.1%、そして 4.0 以上の α クラスタは存在しなかった。これより α クラスタが Pu であると判断するための弁別しきい値=4.0 を決定した。次に、Pu の 5 \times 5 ピクセルの合計 PSL 値(P)と放射能(A) \times 露光時間(T)との関係を図 2.8.6-4 に示す。両者は良い直線性を示し、 $P=2.32 \cdot A \cdot T$ の関係式が得られた。これより $A=0.43 \cdot P/T$ となり、この関係を用いることで判別された Pu 粒子の放射能を見積もることが可能である。本手法を用いて得られた Pu 粒子の検出限界放射能は、30 分の露光で約 0.057 Bq/Pu 粒子であった。この値は、露光時間(T)を長く取ることにより向上する。化学形が不溶性の酸化物である Pu については、放射線業務従事者の呼吸に関する空気中濃度限度は 3.0Bq/m³ であることから、本手法の適用が可能であると判断される。

Pu 弁別測定法は、複雑な試料処理が不要であり、多数の試料を同時に測定することができる。本手法を用いることで、ラドン壊変生成物存在下においても微量 Pu 粒子の検出・濃度定量が可能であり、スクリーニングとして有効である。Pu 粒子の検出限界放射能は対象空気中のエアロゾル濃度やラドン壊変生成物濃度などにより変化するため、これらの条件と本手法における Pu の検出限界放射能との関係を明確にしていくとともに、実際の放射線管理に応用していく所存である。

尚, 本研究の詳細は *Radiation and Isotopes, Volume 65, Issue 4, April 2007, Pages 413-418* に掲載されている。(西藤 文博)

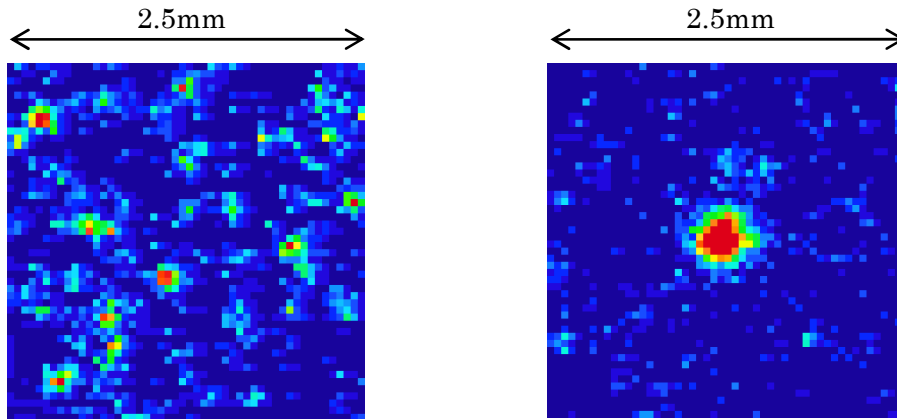


図 2.8.6-1 ラドン壊変生成物による α クラスタ 図 2.8.6-2 プルトニウムによる α クラスタ

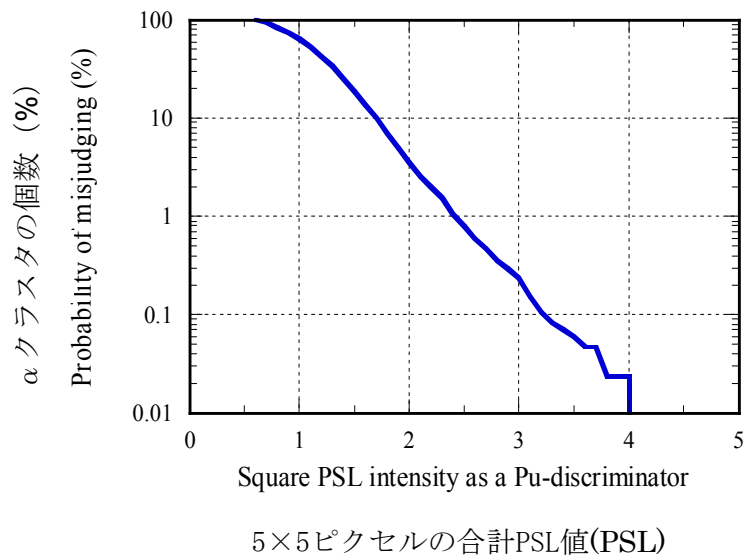


図 2.8.6-3 5×5 ピクセルの合計 PSL 値と α クラスタの個数の積分値 (正規化) との関係

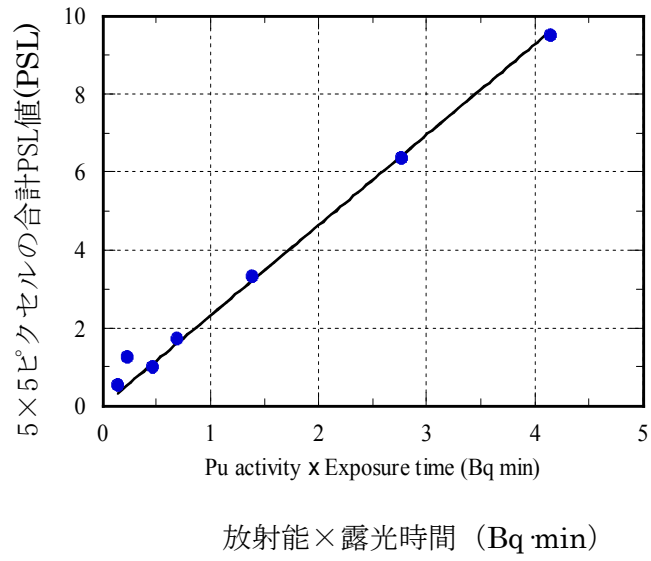


図 2.8.6-4 Puによる α クラスターの5×5ピクセルの合計PSL値と放射能×露光時間との関係

2.8.7 4MV ファン・デ・グラーフ型加速器におけるトリチウムターゲット管の管理

大型加速器の開発が進み、近年、中性子に対する線量評価法や放射線防護のための計測技術の確立が求められている。放射線標準施設棟では、4MV ファン・デ・グラーフ型加速器を用いた単色中性子校正場の整備を進めているが、本校正場を運用するには、中性子発生用ターゲットの管理方法の確立が必要である。本加速器における単色中性子校正場のターゲットには、トリチウム (^3H)、重水素、リチウム及びスカンジウムを使用しているが、このうち管理上で最も問題となるのは ^3H ターゲットである。そこで、 ^3H ターゲット管の管理方法のうち特に保管時の ^3H 漏洩防止について実機で検討した結果を報告する。

(1) ^3H ターゲット保管方法

現在使用している ^3H ターゲットは 18GBq のものである。この ^3H ターゲットは、薄いチタン膜 (直径 13mm ϕ 、厚さ 454 $\mu\text{g}/\text{cm}^2$) に ^3H を吸着しているため、温度上昇等に伴うガス放出や遊離する ^3H の漏洩防止は重要である。よって、次の対策を講じている。

- ① 保管時には、手動バルブ、イオンポンプ等ライン全体を一体型で管理する。(写真 2.8.7-1)
- ② 使用及び保管時の真空度は、 10^{-8}torr ~ 10^{-9}torr を常に担保する。
- ③ 保管は、万が一の ^3H 漏洩が生じても影響を回避できよう局所排気が行えるフード内で行う。
- ④ 保管時の真空度維持には、外部への排気が不必要なイオンポンプを使用する。

(2) 実機による検討結果

2006 年度には、 ^3H ターゲット管のビームラインからの取り外し、保管、ビームラインへの再設置の一連の作業を実機で初めて行った。今回の実機作業では、特に ^3H ターゲット管の保管時の真空度及び再設置時の再現性について検討を行った。この理由は、 ^3H ターゲット管の真空度は常時担保する必要があるが、イオンポンプが停止してしまう停電時の真空度保持対策を確立しておく必要があること、また、再現性については、施設共用の開始に伴い ^3H ターゲット管の交換頻度が多くなることが予想されるためである。

まず、 ^3H ターゲット管の保管時の真空度の検討では、作業開始前に実験によって真空度の低下時間を求めた。実験の結果、真空度がイオンポンプの動作下限レベル (10^{-6}torr オーダー) に達する予想時間は約 2.5 日となった。なお、イオンポンプの動作下限レベルとは、これ以下になると外部への排気が必要なターボポンプの起動が必要となるレベルである。図 2.8.7-1 に定常時を含めた真空度の変化状況を示す。10 月間の保管中で計画停電作業は 2 回行われたが、停電時間はそれぞれ 25 時間、49 時間であった。各停電時における真空度の低下は、イオンポンプの動作下限レベルを下回ることはなく、2.5 日という事前の実験結果を裏付けるものであった。したがって 2.5 日以内の停電であれば特段の対策は不要である。

次に、 ^3H ターゲット管のビームラインへの再設置方法を検討した。ターゲット管の再設置においては、作業の効率化及び被ばく防止の観点から短時間で再現性良く設置できる作業方法を確立する必要がある。このため、十文字が表示される線状タイプのレーザーを用いた新たな作業方法を採用した。新作業方法による再設置作業は、クレーンの移動作業を含め 2 時間という短時間で終了でき、新作業方法の有効性が実証された。

しかし、再設置後に ^3H ターゲット管内の真空度が上昇しない問題が生じた。真空度の低下は、 ^3H ターゲット管をヒーターでベーキングし回復できたが、作業には 5 日間を要した。直接の原

因は、ターゲット管内部への ^3H を含まない水分の入り込みであり、これは、取り外しの際に接合部付近を濡らしたウエスで除染したことに起因していると考えている。

(3) まとめ

今回の実機による確認の結果、通常の2日程度の計画停電では、特段の対策なしでも真空度は十分に担保できることを確認できた。また、ビームラインへの再設置では、十文字式のグリーンレーザーを利用する新しい方法を採用することにより、短時間で再現性よく作業できることがわかった。しかし、接合部分の除染方法など新たな検討課題も見つかった。今後は、管理実績をさらに積み上げることで、 ^3H ターゲット管の使用、保管等における安全性の向上と効率的な作業手法の確立を行う。

(小沼 勇)

参考文献

- 1)小沼 勇, 他: 日本放射線安全管理学会, 26 (2006).
- 2)藤井克年, 他: 放射線標準施設棟 加速器マニュアル, JAEA-Testing 2006-005 (2006).

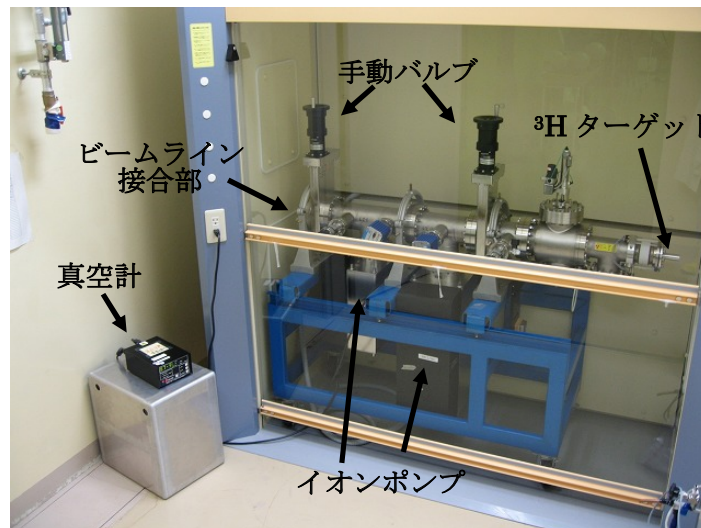


写真 2.8.7-1 トリチウムターゲット管の構成及びフード内での保管状況

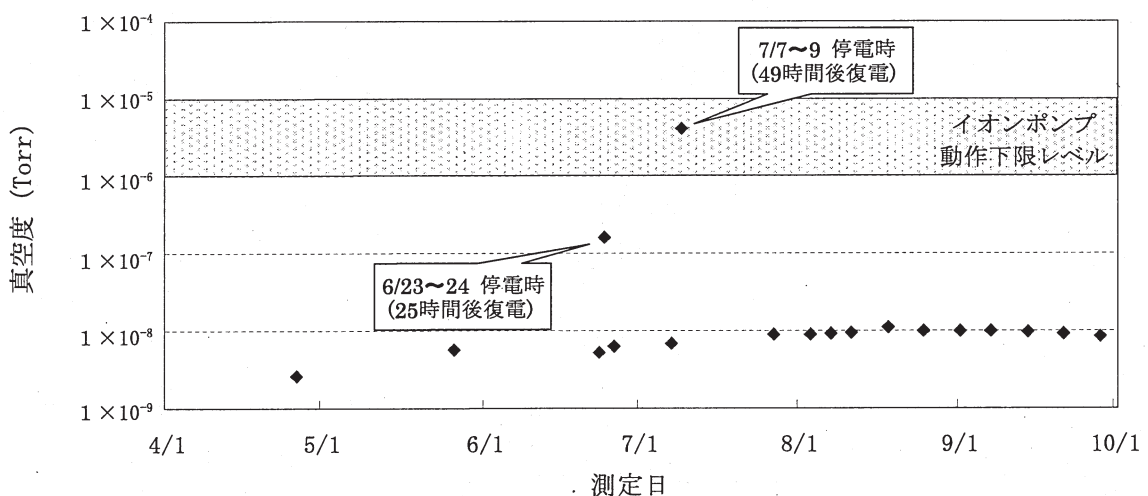


図 2.8.7-1 トリチウムターゲット管保管時の真空度の変化状況

2.8.8 $^{45}\text{Sc}(p,n)^{45}\text{Ti}$ 反応を利用した 8 keV 単色中性子校正場の開発

放射線標準施設棟では、 $^{45}\text{Sc}(p,n)^{45}\text{Ti}$ 反応を利用した keV 領域単色中性子校正場を開発・整備している。2005 年度までに、ターゲット昇圧装置を用いて陽子ビームエネルギーの微調整を行い、目的とする 8keV 単色中性子を再現性良く発生する手法を確立している¹⁾。2006 年度は、スカンジウムターゲット以外で発生する目的外中性子の補正方法、校正点の中性子フルエンスの詳細な評価及びロングカウンタを用いたフルエンスモニタ法を確立することにより、8keV 単色中性子校正場を構築した。ターゲット、校正点、ロングカウンタなど校正場の配置を写真 2.8.8-1 に示す。

8keV 単色中性子校正場で使用する陽子エネルギー（約 2.94MeV）では、ビーム輸送管のステンレスやターゲットバックングとして使用しているプラチナとの核反応で、MeV 付近のエネルギーを有する目的外中性子が発生する。 $^{45}\text{Sc}(p,n)^{45}\text{Ti}$ の反応断面積は小さく、中性子発生量が少ないため、これらの目的外中性子の影響が無視できない。そこで、目的外中性子発生量にほとんど影響しない範囲（10kV 程度）でターゲット電圧を調整することにより、陽子エネルギーを $^{45}\text{Sc}(p,n)^{45}\text{Ti}$ 反応のしきいエネルギー以下に設定し、目的外中性子のみの照射を併せて行う。これにより、被校正物及びロングカウンタの計数に対する目的外中性子の影響を補正する手法を確立した。

少ない中性子発生量を補うため、ターゲットに近い 50cm 位置に校正点を設定した。校正点における照射フルエンスのモニタには、ビームラインに対して 60° 方向、ターゲットから 220cm の位置に設置されたロングカウンタを使用した。少ない中性子発生量でも十分な計数が得られるように、中心検出器を従来の BF_3 比例計数管から、熱中性子感度が高い 10 気圧 ^3He 比例計数管に置き換え、ロングカウンタの感度向上を図った。

校正点の基準フルエンスは、ボナー球型測定器（中心検出器：直径 5.08cm の球形 BF_3 計数管）及び ^6Li ガラスシンチレーション検出器（5.08cm ϕ × 2cm）を用いて測定した。各測定器の 8 keV 中性子に対する感度は、 ^{252}Cf 線源又は他エネルギーの単色中性子による校正結果と、MCNP-4C による計算結果より導出した。ボナー球型測定器に対する散乱線の寄与は、シャドーコーン法を用いて差し引き、一次線のみでの評価を行った。 ^6Li ガラスシンチレーション検出器によるフルエンス測定時は、パルス中性子を利用した飛行時間法により 8 keV ピーク部の中性子フルエンスを測定することにより、一次線のみでの評価を行った。そして、測定した中性子フルエンスを基に、ロングカウンタの計数から照射フルエンスを導出するための換算係数を求めた。2006 年度に複数回の測定より導出した換算係数を、図 2.8.8-1 に示す。測定日時、ターゲット交換前後、使用した測定器の種類で大きな変化はなく、すべての結果が不確かさ 2σ の範囲内で良く一致した。

導出された換算係数を基に評価した結果、最大電流（50 μA ）運転時のフルエンス率及び周辺線量当量率は、それぞれ、約 70n/(cm² s)、2.4 $\mu\text{Sv/h}$ である。他のエネルギーと比べてフルエンス率、線量当量率ともに小さいが、中性子サーベイメータなどの比較的感度が高い測定器の校正には十分適用可能である。

（谷村 嘉彦）

参考文献

- 1) 谷村 嘉彦：保健物理－研究と管理－No.47, JAERI-Review 2005-028, 42(2005).

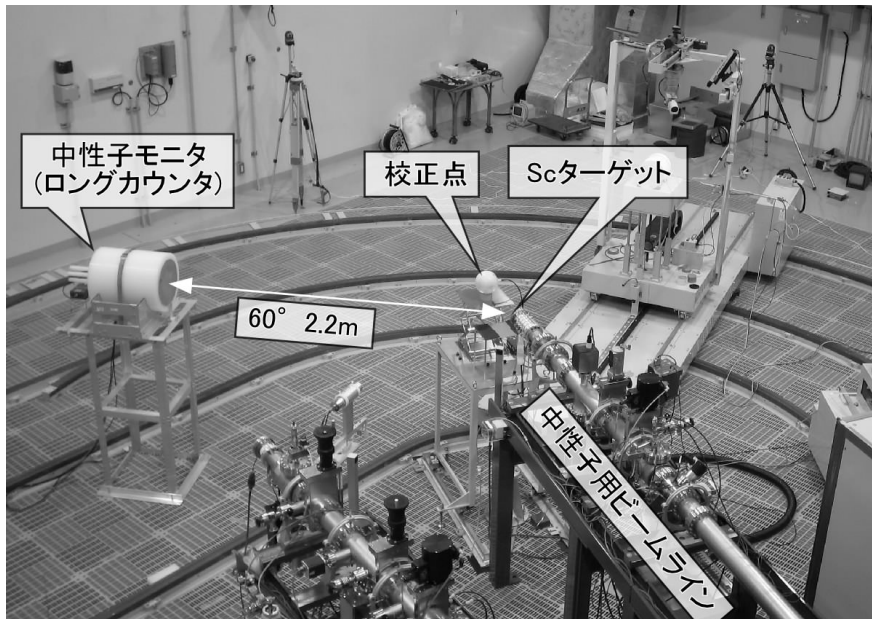


写真 2.8.8-1 8keV 単色中性子校正場の配置

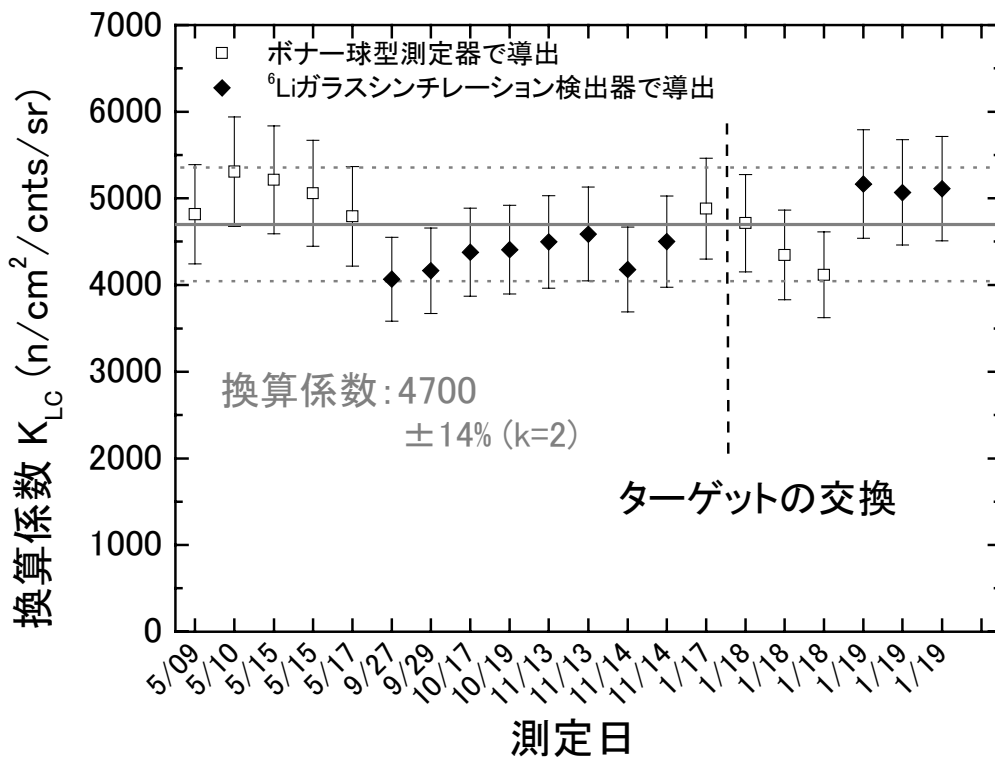


図 2.8.8-1 ロングカウンタの換算係数導出結果

2.8.9 高エネルギー準単色中性子校正場のフルエンス絶対測定用検出器の開発

J-PARC 等の高エネルギー加速器施設においては、遮へい体を通してくる高エネルギー中性子の線量測定が放射線管理上重要であり、そのためには使用するモニタ・線量計の適切な校正が必要である。しかし、20MeV 以上の中性子エネルギーに関しては、中性子校正場が国内外で整備されていない。そこで、原子力機構・高崎量子応用研究所 TIARA の数十 MeV 領域の高エネルギー準単色中性子照射場¹⁾を利用して、校正場の開発を進めている。校正場を開発する上で、準単色中性子のスペクトルの高エネルギーピーク部におけるフルエンスの評価が必要である。そこで、フルエンスの絶対測定用検出器として反跳陽子カウンターテレスコープを新たに開発・製作し、その基本性能を評価した。

新たに開発したカウンターテレスコープは、 ΔE 検出器としてのシリコン検出器 (61.6mm ϕ \times 300 μ m 厚) と E 検出器としての有機液体シンチレーション検出器 (3 インチ ϕ \times 3 インチ長) からなる。検出原理は、コンバータに中性子が入射した時に発生する反跳陽子を測定することに基づく。検出効率の良い円環形状コンバータを採用し、真鍮製円柱棒を検出器のビーム上流側に設置することにより検出器への中性子の直接入射を軽減する。 ΔE 及び E 分布の他にも、液体シンチレーション検出器のアノード信号を利用してその出力波形の rise-time 分布を測定でき、また、ダイノード信号と加速器の RF 信号を利用して TOF スペクトルも測定できる。2006 年度は、TIARA の 45, 60, 75MeV ピーク準単色中性子ビームを用いて、カウンターテレスコープの特性試験を行った。測定は照射口から 68cm 位置と 8m 位置で行った。その際、コンバータはターゲットからの距離に応じて広がる照射野²⁾の大部分を利用できる外径のものを用意した。本検出器の持つ大きな有感領域によって、照射野が大きくなる位置の測定にも対応可能で、実際の校正位置となる 8m 位置での測定も効率良く行うことができる。n-p 散乱断面積をもとにフルエンスを精度良く求めるために、用意したポリエチレン製とグラファイト製の 2 種類のコンバータについて、各々測定を行った。

ポリエチレンコンバータを設置した時の ΔE v.s. E の 2 次元分布から反跳陽子が明確に識別されることがわかる (図 2.8.9-1)。まず、その ΔE v.s. E の 2 次元分布で陽子イベントを選択することにより、液体シンチレータ入射直前の陽子エネルギーのスペクトルを得た (図 2.8.9-2)。次に、2 種類のコンバータのデータから得られたスペクトルを差し引くことで、ポリエチレンコンバータ中の炭素の寄与を差し引いた水素の n-p 散乱のみに対応する反跳陽子エネルギースペクトルを得た。2 つの図は、45MeV ピーク準単色中性子を照射口から 8m 位置にコンバータを設置して照射した際の結果であるが、他のエネルギーの時も同様に、十分な粒子識別能力があることを確認した。得られたスペクトルのピーク部の計数から、照射口から 68cm 位置でも 8m 位置でも効率良く絶対測定を行える、十分な感度を本検出器が有することを確認した。

以上の評価結果から、2006 年度に開発した検出器が高エネルギー準単色中性子のピーク部フルエンス絶対測定を行う上での十分な基本性能を有することが確認できた。

(志風 義明)

参考文献

- 1) Baba, M. et al.: Nucl. Instrum. Meth., **A428**, 454 (1999).
- 2) 志風他：原子力学会「2005 年春の年会」要旨集, L22.

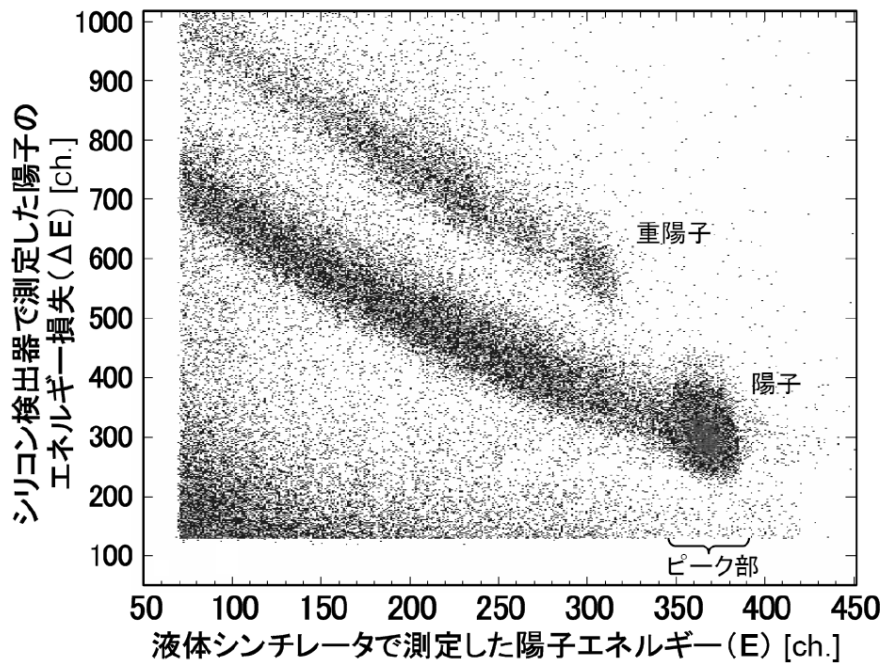


図 2.8.9-1 シリコン検出器で測定されたエネルギー損失(ΔE) v.s. 液体シンチレータで測定されたエネルギー(E)。照射口から 8m 位置にポリエチレン製コンバータを設置して 45MeV ピーク準単色中性子を照射。

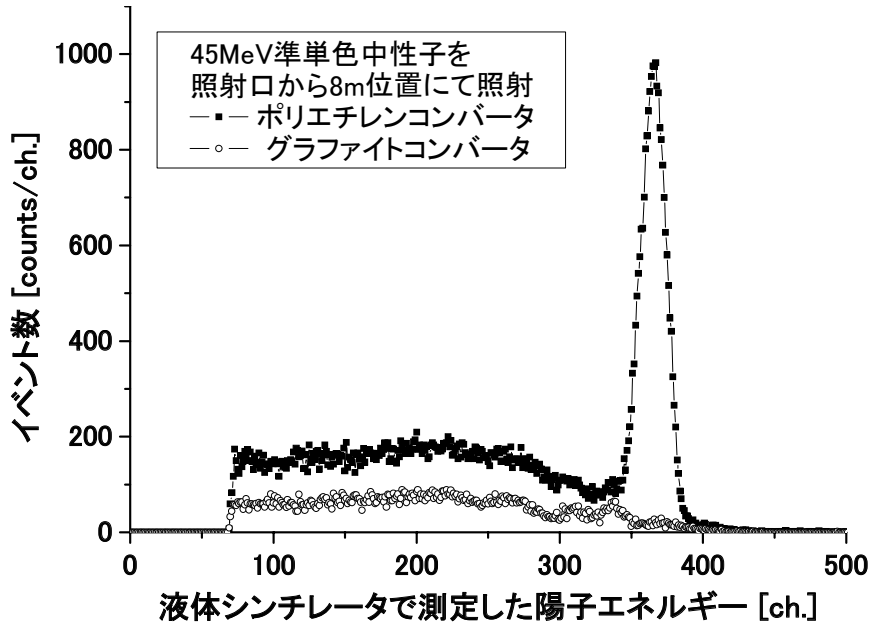


図 2.8.9-2 照射口から 8m 位置で測定されたポリエチレン製及びグラファイト製コンバータに対する陽子スペクトル (45MeV ピーク準単色中性子)。グラファイトコンバータによるスペクトルをポリエチレンコンバータによるものから差し引くことにより n-p 散乱に対応した反跳陽子スペクトルが得られる。

2.8.10 放射能測定器の効率校正用コード CREPT-MCNP の開発と検証

γ 線スペクトロメトリ法に基づいて体積試料の放射能を定量する際、Ge 半導体検出器等の放射能測定器に対して効率校正を行う必要がある。通常、効率校正は放射能が既知の標準体積線源を測定試料の形状や材質に応じて作製し、これを測定することにより行われる。しかし、標準体積線源の作製には熟練した技術が必要である。また、使用後の標準体積線源は放射性廃棄物として取り扱う必要がある。そこで、標準点状線源を用いて効率校正を精度よく行うための方法（代表点校正法）の開発をこれまでに行ってきた¹⁾。

代表点校正法は、体積試料の計数効率曲線に等価な計数効率曲線を与える点（代表点）を検出器周辺に見出し、代表点で測定した計数効率に対し自己吸収効果の補正を行うことにより目的とする計数効率を得る方法である。2006年度には、代表点校正法による効率校正を円滑に実施できるよう、計算コード CREPT-MCNP (Calibration Code for the Representative Point Calibration Method with MCNP) の開発を行った²⁾。この計算コードは、大きく分類して、①検出器周辺の多数の点における計数効率曲線の計算、②代表点の決定、③自己吸収の補正計算を実行する。円柱形またはマリネリ形状をした、放射能が均一に分布した体積試料の取扱いが可能である。計算コードは Windows PC 環境で動作する。GUI (Graphical User Interface) によって操作を簡素化し、データの入出力や解析結果の図示を容易にしている。光子の輸送計算は 3 次元モンテカルロ計算コード MCNP-4 または MCNP-5 にデータを引渡すことにより行う。

代表点校正法の有効性及び計算コードの妥当性の検証は、p 型及び n 型 Ge 半導体検出器について行った。いずれの例でも、検証には 92 mm ϕ × 46 mm のポルトランドセメント製の円柱形標準体積線源を使用し、標準体積線源の実測により得られた計数効率と、計算コードにより得られた計数効率を比較した。p 型 Ge 検出器では円柱形標準体積線源を検出器を覆う保護カバーから 4 cm 上方に設置し、n 型 Ge 検出器では検出器保護カバーの直ぐ上に設置した。2つの方法で得られた計数効率を比較した結果、いずれの例でも、広いエネルギー範囲（数 10keV～2 MeV）について約 4%（複数のエネルギー点における差異の平均割合）で一致した。標準体積線源の放射能濃度の不確かさが 4%以上であることを考慮すると、代表点校正法による効率校正は、環境モニタリング試料測定等の放射線管理業務に対し、実用上十分な精度を有しているといえる。

CREPT-MCNP の開発により、幅広い種類の体積試料に対して、迅速に効率校正を行うことが可能になったことから、緊急時の試料や、放射化固体試料等、非破壊的な取扱いが必要な体積試料の放射能測定にあたって役立つものと考えられる。現在、より使いやすく、信頼性の高い計算コードとするための改良及び機能拡張（測定対象試料の拡充、計数効率が検出器軸に対して偏芯している場合への対応、MCNP コードに依らない光子輸送計算手法の採用等）に取り組んでいる。

(三枝 純)

参考文献

- 1) 三枝 純: 保健物理—研究と管理—No. 44, JAERI-Review 2002-036, 52-53 (2002).
- 2) 三枝 純: JAEA-Data/Code 2006-027 (2007).

3. 高崎量子応用研究所の放射線管理

施設の放射線管理，個人被ばく管理，環境放射線の監視，放射線計測器の管理及び各種放射線管理状況の報告等の業務を 2005 年度に引き続き実施した。

放射線障害防止法に基づく許可使用に係る変更許可等については，8 月に密封 RI の使用数量の変更許可申請を行い，許可を受けた。また，10 月に第 1 実験棟の放射線施設廃止に伴う「許可使用に関する軽微な変更届」を行った。さらに，1 月には，イオンビーム研究棟の非密封 RI の使用数量の変更及び下限数量以下の非密封線源の管理区域外(CTBT 施設)使用のため変更許可申請を行い，許可を受けた。

上記の変更許可等に伴い，所内における放射線障害予防規程及び放射線安全取扱手引について，それぞれ 4 回及び 1 回の改正を行うことで，施設の放射線管理を確実に実施した。

イオン照射研究施設から放出された放射性気体廃棄物は，放射線障害予防規程に定められた放出管理基準値を十分に下回った。その他，線量当量率等の測定，環境放射線監視及び放射線測定器の保守管理を行い，異常は認められなかった。

放射線業務従事者の個人被ばく線量については，実効線量及び等価線量とも放射線障害予防規程に定められた警戒線量を超える被ばくはなかった。2006 年度における実効線量の最大は 0.6mSv であり，サイクロトロン点検・保守に従事した作業員の被ばくであった。内部被ばくについては，全身計測による確認検査の結果，被検者全員について有意な体内汚染は検出されなかった。

(三浦 吉史)

3.1 環境放射線の管理

モニタリングポストは事業所境界の東西南北の 4 地点に設置している。これらの空間線量当量率の監視結果を表 3.1-1 及び表 3.1-2 に示す。また，事業所境界の東西南北の 4 地点のガラス線量計による積算線量測定結果を表 3.1-3 に示す。表 3.1-1，表 3.1-2 及び表 3.1-3 の結果から高崎量子応用研究所における放射線発生装置等の運転に伴う事業所境界での異常は認められなかった。

(田島 好弘)

表 3.1-1 モニタリングポストにおけるγ線線量当量率の月間平均値と月間最大値

(2006年度) (単位：nSv/h)

年 月 場 所	2006年										2007年			年間
	4月	5月	6月	7月	8月	9月	10月	11月	12月	1月	2月	3月		
東	平均	47	45	45	45	45	45	45	46	45	45	46	46	46
	最大	67	60	58	60	60	55	53	60	53	56	56	60	67
西	平均	52	51	51	51	49	50	50	51	50	49	50	51	50
	最大	78	73	73	81	69	66	70	78	63	62	67	73	81
南	平均	55	54	54	54	54	54	54	55	54	54	55	55	54
	最大	78	69	69	74	70	66	63	71	111	65	89	74	111
北	平均	46	46	46	47	45	46	45	46	46	45	46	46	46
	最大	74	68	67	77	71	65	60	72	62	61	64	69	77

(注) 検出器：アルゴン加圧式電離箱

表 3.1-2 モニタリングポストにおける中性子線線量当量率の月間平均値と月間最大値

(2006年度) (単位：nSv/h)

年 月 場 所	2006年										2007年			年間
	4月	5月	6月	7月	8月	9月	10月	11月	12月	1月	2月	3月		
東	平均	3.3	3.2	3.2	3.2	3.2	3.2	3.1	3.1	3.1	3.1	3.2	3.4	3.2
	最大	8.0	8.3	7.9	8.4	9.1	8.5	7.9	9.0	8.5	8.7	8.1	8.7	9.1
西	平均	3.8	3.7	3.7	3.7	3.7	3.6	3.6	3.6	3.5	3.7	3.8	3.8	3.7
	最大	9.4	9.1	10.1	9.3	9.6	9.7	9.7	9.8	9.8	9.1	9.9	9.2	10.1
南	平均	3.4	3.2	3.3	3.3	3.3	3.2	3.2	3.3	3.1	3.2	3.3	3.4	3.3
	最大	9.6	8.9	9.0	8.4	8.7	7.9	9.3	10.4	8.2	9.0	8.7	8.5	10.4
北	平均	3.8	3.6	3.7	3.7	3.8	3.6	3.5	3.6	3.4	3.5	3.6	3.7	3.6
	最大	8.9	9.9	10.1	9.2	10.1	9.7	8.7	8.6	8.7	8.8	8.8	9.9	10.1

(注) 検出器：³He 比例計数管

表 3.1-3 積算線量測定結果

(2006年度) (単位：μSv)

測定期間 測定結果 地点名	第1四半期		第2四半期		第3四半期		第4四半期		年間 積算 線量
	2006年4月3日 ～7月3日		2006年7月3日 ～10月2日		2006年10月2日 ～12月28日		2006年12月28日 ～2007年4月2日		
	測定値	91日換算線量	測定値	91日換算線量	測定値	91日換算線量	測定値	91日換算線量	
東	81	80	84	84	82	86	106	103	353
西	96	95	106	106	111	116	116	112	429
南	105	104	96	96	110	115	137	133	448
北	78	77	88	88	82	86	115	111	363

(注) 表中各測定値は、5cm厚の鉛箱内の値(宇宙線、自己汚染などの寄与分)を差し引いてある。

3.2 施設の放射線管理

(1) 管理区域

放射線障害予防規程に基づき指定されている第 1 種管理区域及び第 2 種管理区域を図 3.2-1 に示す（一時的に指定されたものは除く）。2006 年度中は、第 1 実験棟において許可されている使用核種の全部の使用廃止に伴う管理区域解除を行った。また、上記規程に基づき一時的に指定し、解除された管理区域はなかった。

(2) 放出放射性物質の管理

2006 年度にイオン照射研究施設から放出された放射性塵埃及び放射性ガスの年間放出量及び年間平均濃度を表 3.2-1 に示す。サイクロトロン運転に伴い ^{41}Ar が、ポジトロン放出核種を用いた植物体内移行実験に伴い ^{11}C 、 ^{13}N 及び ^{18}F が、フラールレンへのイオン注入実験に伴い ^{133}Xe が、 ^{76}Br の製造に伴い ^{77}Kr が放出された。これらの放出は放射線障害予防規程に定められた放出管理基準値を十分に下回った。

(3) 線量当量率の管理

放射性同位元素使用室等の管理区域内及び管理区域境界の線量当量率の測定を定期的に行った。これらの線量は、人の常時立ち入る場所及び管理区域境界においても管理基準値未満であった。

(4) 表面密度の管理

放射性同位元素使用室等の管理区域内の表面密度の測定を定期的に行った。測定の結果、すべて管理基準値未満であった。

(5) 主な放射線作業の管理

2006 年度の主な作業は、サイクロトロンにおける定期点検、陽電子消滅実験及びポジトロン放出核種の製造とこれを用いた植物体内移行実験であった。定期点検作業時における放射線レベルは、デフレクター表面で最大 9.5mSv/h 、作業位置では最大 $250\ \mu\text{Sv/h}$ で、年間の最大実効線量は 0.6mSv であった。

（関 武雄）

表 3.2-1 イオン照射研究施設における放射性塵埃・放射性ガスの年間放出量及び平均濃度 (2006年度)

項目 施設名	放射 性 塵 埃			放 射 性 ガ ス		
	核 種	年間放出量 (Bq)	年間平均濃度 (Bq/cm ³)	核 種	年間放出量 (Bq)	年間平均濃度 (Bq/cm ³)
イオン照射 研究施設	全β	—	< 5.3×10 ⁻¹¹	⁴¹ Ar	1.5×10 ⁹	< 1.5×10 ⁻⁴
	⁶⁵ Zn	0	< 6.7×10 ⁻¹⁰	¹¹ C	1.0×10 ⁹	< 1.5×10 ⁻⁴
				¹³ N	2.3×10 ⁷	< 1.5×10 ⁻⁴
				¹⁸ F	4.1×10 ⁷	< 1.5×10 ⁻⁴
				⁷⁷ Kr	9.3×10 ⁷	< 1.5×10 ⁻⁴
				¹³³ Xe	1.6×10 ⁷	< 1.5×10 ⁻⁴

(注) 年間放出量及び年間平均濃度は次のように算出した。

年間放出量 : 検出下限濃度値未満のものは放出量を0として1年間集計した。

年間平均濃度: 年間放出放射能を1年間連続して排風機を運転した場合の年間総排気量で除した値。ただし、その値が検出下限濃度より小さい場合は、“< (検出下限濃度値)”と記入。

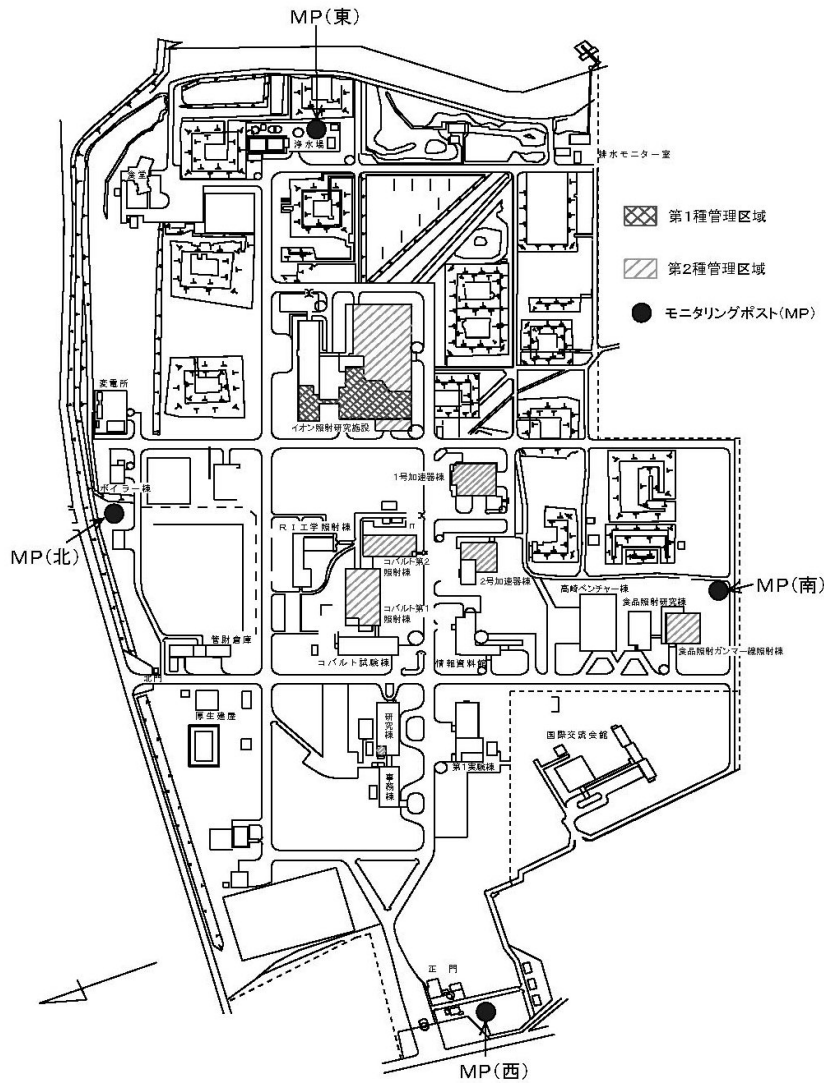


図 3.2-1 管理区域の位置 (2007年3月現在)

3.3 個人線量の管理

(1) 外部被ばく線量の管理

2006年度における放射線業務従事者の集団実効線量及び平均実効線量は、それぞれ 2.5 人・mSv, 0.00mSv であった。また、最大実効線量は 0.6mSv であり、サイクロトロンでの点検・保守に従事した作業員であった。

放射線業務従事者の管理対象人数や実効線量等については、四半期別及び作業員区分別に集計し、それぞれ表 3.3-1 及び表 3.3-2 に示す。放射線施設の共同利用者、工事業者等で管理区域に一時的に立ち入った者は 4,022 名であり、そのつど電子ポケット線量計を着用させ測定したが、有意な被ばくはなかった。

(2) 内部被ばく線量の管理

各作業グループから選定した延べ 93 名について、体外計測法による確認検査を実施した。測定の結果、有意な体内汚染が検出された者はいなかった。

(田島 好弘)

表 3.3-1 放射線業務従事者の実効線量に係る四半期別被ばく状況

(2006年度)

管理期間	放射線業務 従事者実員	実効線量分布(人数)					平均 線量 (mSv)	最大 線量 (mSv)	集団実効 線量 (人・mSv)
		0.1mSv未満	0.1mSv以上 1.0mSv以下	1.0mSvを超え 5.0mSv以下	5.0mSvを超え 15mSv以下	15mSvを超え るもの			
第1四半期	512	512	0	0	0	0	0.00	0	0
第2四半期	561	553	8	0	0	0	0.00	0.6	2.2
第3四半期	544	542	2	0	0	0	0.00	0.2	0.3
第4四半期	567	567	0	0	0	0	0.00	0	0.0
年間*	640 (719)	631 (707)	9 (12)	0 (0)	0 (0)	0 (0)	0.00 (0.01)	0.6 (0.9)	2.5 (3.6)

*カッコ内の数値は、2005年度の値。

表 3.3-2 放射線業務従事者の実効線量に係る作業員区分別被ばく状況

(2006年度)

作業員区分	放射線業務 従事者実員	実効線量分布(人数)					平均 線量 (mSv)	最大 線量 (mSv)	集団実効 線量 (人・mSv)
		0.1mSv未満	0.1mSv以上 1.0mSv以下	1.0mSvを超え 5.0mSv以下	5.0mSvを超え 15mSv以下	15mSvを超え るもの			
職員等	141	140	1	0	0	0	0.00	0.1	0.1
外来研究員等	314	314	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
請負業者	186	178	8	0	0	0	0.01	0.6	2.4
研修生	0	0	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
全作業員	640	631	9	0	0	0	0.00	0.6	2.5

3.4 放射線計測器の管理

(1) サーベイメータ等の管理

2006年度におけるサーベイメータ等の保有台数及び校正台数を種類別に表 3.4-1 に示す。

(2) 放射線モニタ等の管理

放射線管理用モニタ等の点検校正は、2005年度同様、年1回実施した。環境放射線モニタリング設備の点検校正は、東西南北の4地点に設置しているモニタリングポストについて実施した。

2006年度における放射線管理用モニタ等の保有台数及び校正台数を種類別に表 3.4-2 に示す。

(田島 好弘, 関 武雄)

表 3.4-1 サーベイメータの保有台数及び校正台数

(2006年度)

サーベイメータの種類	保有台数	校正台数
GM 管式サーベイメータ	48	48
電離箱式サーベイメータ	23	23
NaI(Tl)シンチレーション式サーベイメータ	14	14
テレテクタ	7	6
レムカウンタ	3	2
表面汚染検査用サーベイメータ (α 線用)	5	5
表面汚染検査用サーベイメータ (β 線用)	25	25
ガスフロー式サーベイメータ	2	2
合 計	127	125

表 3.4-2 放射線管理用モニタ等の保有台数及び校正台数

(2006年度)

モニタ等の種類	保有台数	校正台数
γ 線エリアモニタ	6	6
中性子線エリアモニタ	2	2
室内ダストモニタ	3	3
排気ダストモニタ	1	1
室内ガスモニタ	1	1
排気ガスモニタ	1	1
ハンドフットクロスモニタ (β 線用)	3	3
小物物品搬出モニタ (β 線用)	2	2
環境用 γ 線モニタ	4	4
環境用中性子線モニタ	4	4
環境用排水モニタ	1	1
合 計	28	28

3.5 放射性同位元素等の保有状況

照射用として利用していた ^{60}Co 密封線源 27 個、計 13.5TBq を廃棄のため(社)日本アイソトープ協会へ譲渡した。また、コバルト照射施設で使用する照射用 ^{60}Co 線源の減衰補充用として、棒状密封線源 10 個、計 3.98PBq が搬入された。表 3.5-1 に 2007 年 3 月末現在の施設別放射性同位元素保有状況を、表 3.5-2 に保有している放射線発生装置の種類及び性能を示す。

(堀内 信治)

表 3.5-1 放射性同位元素保有状況
(2007 年 3 月 31 日現在)

(2006 年度)

施設名	密封されていない放射性同位元素			密封された放射性同位元素 ^{注)}				密封微量線源			
	保有量 (Bq)	主要核種	核種数	保有量 (Bq)	主要核種	核種数	個数	保有量 (Bq)	主要核種	核種数	個数
イオン照射研究施設	1.1×10^8	$^{59}\text{Fe}, ^{109}\text{Cd}$	5	1.3×10^{10}	$^{22}\text{Na}, ^{241}\text{Am} + \text{Be}$	2	5	3.1×10^7	$^{22}\text{Na}, ^{241}\text{Am}$	25	138
コバルト第1照射棟				1.4×10^{16}	$^{60}\text{Co}, ^{137}\text{Cs}$	3	148	1.0×10^7	$^{137}\text{Cs}, ^{241}\text{Am}$	5	16
コバルト第2照射棟				1.8×10^{16}	^{60}Co	1	143	4.7×10^6	^{60}Co	1	6
食品照射 γ 線照射棟				4.0×10^{15}	^{60}Co	1	255	1.2×10^6	^{60}Co	1	3
第1実験棟				0	—	0	0	1.9×10^6	$^{22}\text{Na}, ^{57}\text{Co}$	2	2
合計	1.1×10^8			3.6×10^{16}			551	4.7×10^7			165

注) 保有量は、許可証記載の数量から計算した。

表 3.5-2 放射線発生装置等の種類及び性能
(2007年3月31日現在)

(2006年度)

設置場所	種類	台数	性能	備考	
2号加速器棟	コックロフト・ワルトン型加速装置	1台	電子線最大エネルギー：3MeV 電子線最大出力：25mA, 75kw		
1号加速器棟	コックロフト・ワルトン型加速装置	1台	電子線最大エネルギー：2MeV 電子線最大出力：30mA, 60kw		
	変圧器型電子加速装置	1台	175 kV, 10 mA	放射線障害防止法適用外	
イオン照射研究施設	サイクロトロン棟	サイクロトロン	1台	陽子線最大エネルギー：90 MeV 陽子線最大ビーム電流：45 e μ A 重陽子線最大エネルギー：53 MeV 重陽子線最大ビーム電流：50 e μ A He 最大エネルギー：130 MeV He 最大ビーム電流：40 e μ A 重イオン(Li~Bi)最大エネルギー：27.5 MeV/A 重イオン(Li~Bi)最大ビーム電流：30 e μ A	
		ECRイオン源	1台	陽イオン：20kV, 200e μ A	放射線障害防止法適用外
		HECRイオン源	1台	X線：1MeV 未満 陽イオン：20kV, 1mA	放射線障害防止法適用外
	複合ビーム棟	ファン・デ・グラーフ型加速装置 (3MVタンデム加速器)	1台	陽子線最大エネルギー：6 MeV 陽子線最大ビーム電流：5 e μ A 重陽子線最大エネルギー：6 MeV 重陽子線最大ビーム電流：1 e μ A He 最大エネルギー：9 MeV He 最大ビーム電流：2 e μ A 重イオン(Li~Bi)最大エネルギー：1.7 MeV/A 重イオン(Li~Bi)最大ビーム電流：25 e μ A	
		コックロフト・ワルトン型加速装置 (3MVシングルエンド加速器)	1台	陽子線最大エネルギー：3 MeV 陽子線最大ビーム電流：300 e μ A 重陽子線最大エネルギー：3 MeV 重陽子線最大ビーム電流：200 e μ A He 最大エネルギー：3 MeV He 最大ビーム電流：200 e μ A 重イオン(Li~O)最大エネルギー：0.5 MeV/A 重イオン(Li~O)最大ビーム電流：200 e μ A 電子線最大エネルギー：3 MeV 電子線最大ビーム電流：100 e μ A	
		コックロフト・ワルトン型加速装置 (イオン注入装置)	1台	加速電圧：0~400kV 連続可変 イオン種：陽子, He, Li~Bi 最大ビーム電流：100e μ A	放射線障害防止法適用外
		X線回折装置	1台	60kVp, 50mA	放射線障害防止法適用外
第1実験棟	変圧器型電子加速装置	1台	250keV, 10mA	放射線障害防止法適用外	
研究棟	X線回折装置	1台	60kVp, 50mA	放射線障害防止法適用外	
	X線回折装置	1台	60kVp, 80mA	放射線障害防止法適用外	
	X線回折装置	1台	60kVp, 200mA	放射線障害防止法適用外	
ベンチャー棟	低エネルギー電子線加速器	1台	50keV, 1mA	放射線障害防止法適用外	
	パルス電子発生装置	1台	400keV, 100Gy/パルス/秒	放射線障害防止法適用外	

3.6 技術開発

3.6.1 放射線監視システム統合表示装置の整備

(1) 経緯

放射線監視システム統合表示装置（以下「統合表示装置」という。）は、平成13年度からの高崎量子応用研究所防災管理システム（以下「防災管理システム」という。）整備計画の一環として導入したものである。防災管理システムは、各種保安情報及び防災情報（火災警報を除く。）の集約を目的として、警報管理システム、画像伝送システム、危険・有害化学物質管理システム、放射線監視システムで構成されており、今回の統合表示装置の整備により防災管理システムの構築が完了した。防災管理システムの概要を図3.6.1-1に示す。

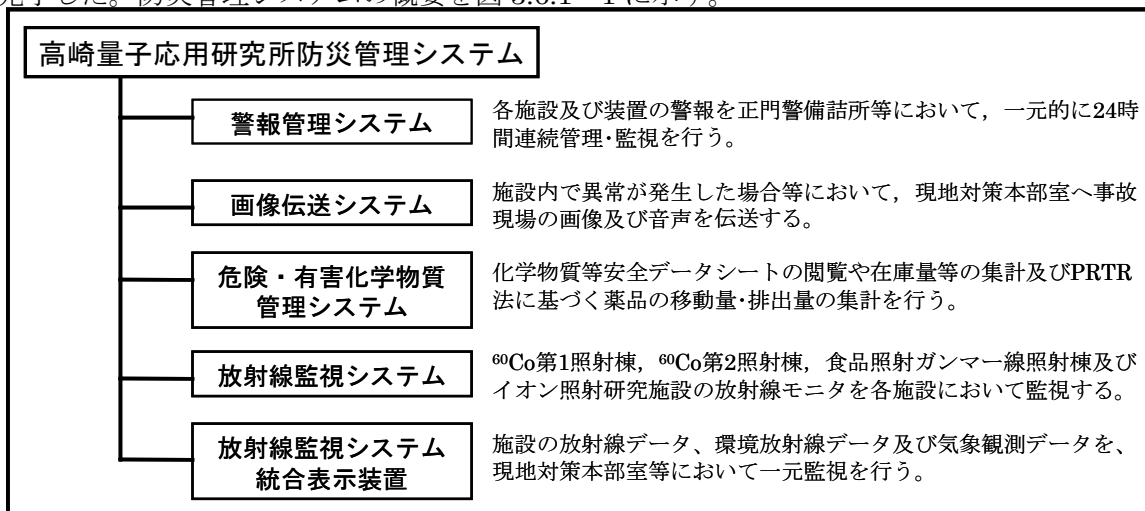


図 3.6.1-1 高崎量子応用研究所防災管理システムの概要

(2) 概要

統合表示装置は、現地対策本部室等に設置され、 ^{60}Co 第1照射棟、 ^{60}Co 第2照射棟、食品照射ガンマー線照射棟及びイオン照射研究施設に設置されている放射線監視システム等で得られた施設の放射線データ、環境放射線モニタリングシステムで得られた環境放射線データ及び気象観測データを一元的に監視することを可能にし、放射線施設において事故等が発生したとき、当該事故現場の放射線データ及び事業所境界の環境放射線データなどの、関係者及び関係機関（文部科学省等）への情報を迅速かつ的確に把握するための装置である。

(3) 機器の構成及び機能

統合表示装置の構成を図3.6.1-2に示す。統合表示装置の主な機能は、各施設の放射線データの建家マップ上への表示、トレンドグラフの表示、任意時刻データの表示である。また、現地対策本部室に設置した統合表示装置は環境放射線モニタリングシステムと接続され、事業所境界付近4箇所に設置されている環境 γ 線モニタ及び環境中性子線モニタの環境放射線データ及び気象観測データの表示機能を追加することにより、施設の放射線データ、環境放射線データ及び気象

観測データの監視ができる。

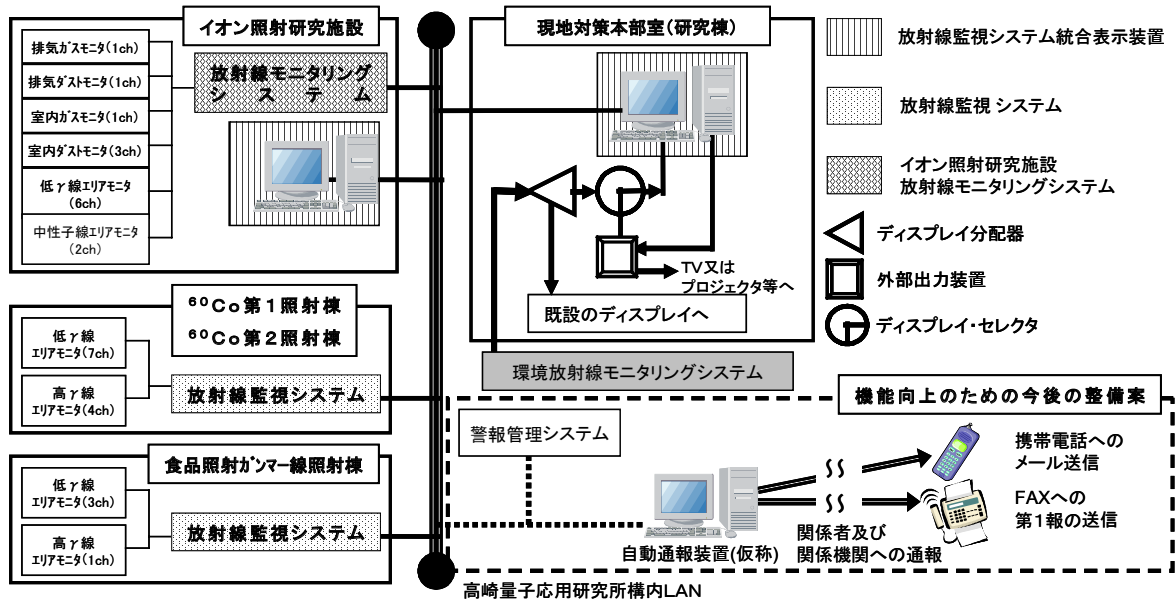


図 3.6.1-2 放射線監視システム統合表示装置の構成図

(4) まとめ

統合表示装置を整備したことで、緊急時等における各施設の放射線データ及び環境放射線データなど必要とされる情報の収集が容易になり、従前に対して関係機関(文部科学省等)への迅速かつ的確な情報提供が可能となった。また、その有用性は高崎量子応用研究所総合事故対策活動訓練において実証された。

防災管理システムの構築が完了したことにより、警報管理システムによる施設異常等の迅速な把握、画像伝送システムによる事故異常等発生現場の状況把握、危険・有害化学物質管理システムによる毒劇物薬品等の適切な保管管理による盗取・盗難の確認、統合表示装置(放射線監視システムを含む。)による施設放射線データ及び環境放射線データの迅速な情報収集が可能となった。防災管理システムは、高崎量子応用研究所の放射線施設等の保安管理及び地域住民の安全を確保する上で非常に重要なものである。

今後、図 3.6.1-2 の「機能向上のための今後の整備案」に示したように、防災管理システムの一部である警報管理システムと統合表示装置で異常等を感じた場合、関係者への自動通報機能、その異常等が連絡責任者等により通報連絡の対象となると判断された場合の、関係機関への第1報の自動作成・送信機能等を有する自動通報装置(仮称)を加えることにより、より迅速かつ的確に通報ができるようなシステムを構築する予定である。

(辻元 隆幸)

4. 関西光科学研究所の放射線管理

木津地区の実験棟大実験室における放射線発生装置（マイクロトロン）及び X 線装置の使用に伴う環境放射線測定，管理区域内の線量等の測定，播磨地区の放射光物性研究棟における X 線装置の使用に伴う線量測定，両地区の放射線業務従事者の個人被ばく管理及び放射線計測器の管理等の放射線管理業務を 2005 年度に引き続き実施した。

木津地区の環境放射線の管理では，ガラス線量計による積算線量測定を継続的に実施した。全地点での測定結果に特別な変化は認められなかった。管理区域内及び管理区域境界の線量の測定結果はいずれも管理基準値未満であり，異常はなかった。

木津地区及び播磨地区における放射線業務従事者全体の年間の平均実効線量及び集団実効線量は，いずれも検出下限線量未満であった。また，等価線量に係る被ばく状況においては皮膚及び眼の水晶体ともに検出下限線量未満であった。

放射線測定機器については，日常点検，定期点検及び校正を実施し，円滑な運用を図った。

放射性同位元素等による放射線障害の防止に関する法律に基づく申請では，木津地区において，理事長交代及び市町村合併による住所変更に伴う使用許可に係る氏名等の変更届，並びに放射線障害予防規程変更届を行った。播磨地区においては，大型放射光施設（SPring-8）を利用したマイナーアクチノイド研究について，非密封使用は先送りとなり密封に係る使用変更申請で進めることとなった。保安全管理課としては，その申請を高輝度光科学センターに依頼するための作業の支援を行った。

また，放射線障害予防規程等に基づく報告等を遅滞なく実施した。

（鈴木 隆）

4.1 環境放射線の管理

2005 年度に引き続き，関西光科学研究所木津地区の敷地周辺 8 地点においてガラス線量計により環境放射線測定を実施した。2006 年 4 月からの測定結果を表 4.1-1 に示す。いずれの地点においても異常は認められなかった。

（池野 香一）

表 4.1-1 積算線量測定結果

(関西光科学研究所 木津, 2006年度) (単位: μSv)

年月 期間 地点 日数	2006.4	2006.5	2006.6	2006.7	2006.8	2006.9	2006.10	2006.11	2006.12	2007.1	2007.2	2007.3	月 積算線量 平均値	月 積算線量 標準偏差	年間 積算線量*2
	3.31~ 4.28	4.28~ 5.31	5.31~ 6.30	6.30~ 8.1	8.1~ 8.31	8.31~ 10.2	10.2~ 10.31	10.31~ 11.30	11.30~1.30*1	1.30~ 3.1	3.1~ 3.30				
	28	33	30	32	30	32	29	30	61	30	29				
1	47	43	50	47	49	46	48	47	48	49	52	48	2.3	579	
2	42	42	37	41	34	41	40	44	40	42	41	40	2.7	491	
3	46	44	42	43	40	44	42	43	39	42	46	43	2.2	515	
4	39	44	37	43	43	41	43	44	39	41	41	41	2.3	501	
5	36	39	39	41	40	35	38	42	38	42	36	39	2.4	470	
6	45	42	36	43	46	34	45	45	38	44	42	42	4.0	504	
7	38	34	33	38	32	34	31	37	32	36	34	34	2.5	416	
8	28	29	28	26	24	26	28	32	26	33	28	28	2.6	336	

各地点における測定値は5cm厚の鉛箱における測定値(宇宙線, 自己汚染などの寄与分)を差し引いてある。

測定値は30日に換算している。 使用素子: GD-450(^{137}Cs :フリーエアで校正)

*1 積算線量測定装置故障のため, 12月, 1月の2月間の積算期間

*2 30日換算する前の積算線量の合計

4.2 施設の放射線管理（木津地区）

(1) 管理区域

2006年度は、管理区域の設定・解除等による変更はなかった。管理区域の配置を図4.2-1に示す。

(2) 線量当量率の管理

放射線発生装置使用室等の管理区域内及び管理区域境界の線量当量率の測定を定期的に行った。人の常時立入る場所及び管理区域境界いずれにおいても管理基準値未満であった。

(3) 主な放射線作業の管理

2006年度においては放射線作業届の基準に該当するなど特筆すべき作業はなかった。

（池野 香一）

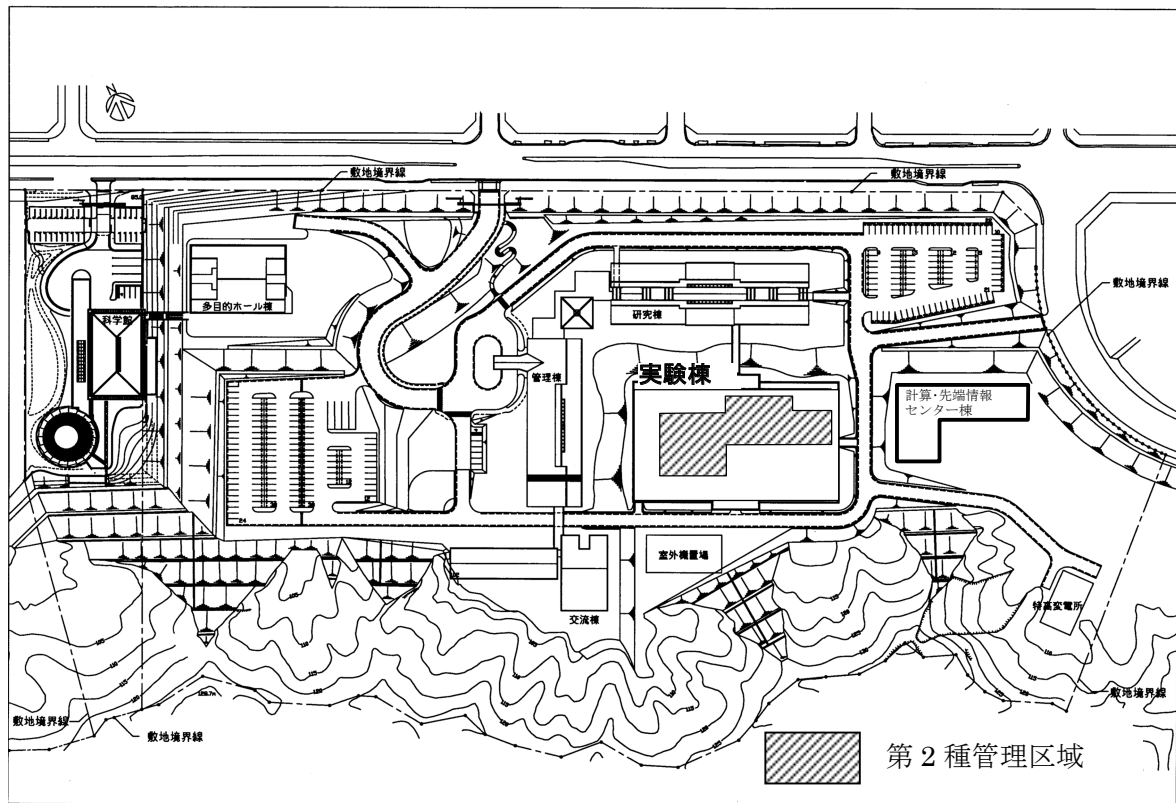


図 4.2-1 管理区域配置図

4.3 個人線量の管理

関西光科学研究所木津地区においては、2006年度は年間62人の放射線業務従事者を対象に外部被ばく線量の管理を実施した。このうち、女子の放射線業務従事者は2名であった。また、体幹部の不均衡被ばく測定対象者はいなかった。なお、内部被ばくの対象となる放射線作業はなかった。

関西光科学研究所播磨地区においては、2006年度は年間57人の放射線業務従事者を対象に外部被ばく線量の管理を実施した。このうち、女子の放射線業務従事者は4名であった。また、体幹部の不均衡被ばく測定対象者はいなかった。なお、内部被ばくの対象となる放射線作業はなかった。

関西光科学研究所における放射線業務従事者の実効線量に係る被ばく状況を、木津地区では管理期間別及び作業者区分別に、播磨地区では管理期間別に分類し、これらを集計して表4.3-1、表4.3-2及び表4.3-3に示す。

(池野 香一, 上野 正幸)

表 4.3-1 放射線業務従事者の実効線量に係る四半期別被ばく状況

(木津, 2006年度)

管理期間	放射線業務従事者実員	実効線量分布 (人数)					平均実効線量 (mSv)	最大実効線量 (mSv)	集団実効線量 (人・mSv)
		0.1mSv未満	0.1mSv以上 1.0mSv以下	1.0mSvを超え 5.0mSv以下	5.0mSvを超え 15mSv以下	15mSvを超えるもの			
第1四半期	60	60	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
第2四半期	59	59	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
第3四半期	59	59	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
第4四半期	59	59	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
年間	62 (65)	62 (65)	0 (0)	0 (0)	0 (0)	0 (0)	0.00 (0.00)	0.0 (0.0)	0.0 (0.0)

カッコ内の数値は、2005年度の値

表 4.3-2 放射線業務従事者の実効線量に係る作業者区分別被ばく状況

(木津, 2006年度)

作業者区分	放射線業務従事者実員	実効線量分布 (人数)					平均実効線量 (mSv)	最大実効線量 (mSv)	集団実効線量 (人・mSv)
		0.1mSv未満	0.1mSv以上 1.0mSv以下	1.0mSvを超え 5.0mSv以下	5.0mSvを超え 15mSv以下	15mSvを超えるもの			
職員等	55	55	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
外来研究員等	4	4	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
請負業者	3	3	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
研修生	0	0	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
全作業者	62	62	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0

表 4.3-3 放射線業務従事者の実効線量に係る四半期別被ばく状況

(播磨, 2006 年度)

管理期間	放射線業務従事者実員	実効線量分布 (人数)					平均実効線量 (mSv)	最大実効線量 (mSv)	集団実効線量 (人・mSv)
		0.1mSv 未満	0.1mSv 以上 1.0mSv 以下	1.0mSv を超え 5.0mSv 以下	5.0mSv を超え 15mSv 以下	15mSv を超えるもの			
第1 四半期	56	56	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
第2 四半期	56	56	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
第3 四半期	55	55	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
第4 四半期	56	56	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
年 間	57 (54)	57 (54)	0 (0)	0 (0)	0 (0)	0 (0)	0.00 (0.00)	0.0 (0.0)	0.0 (0.0)

カッコ内の数値は、2005 年度下期の値

4.4 放射線計測器の管理

関西光科学研究所の放射線測定機器について日常点検、定期点検及び校正を行うとともに、故障修理等の維持管理に努め、円滑な運用を図った。サーベイメータ及び放射線管理用モニタの種類別保有台数、校正台数を表 4.4-1 に示す。

(池野 香一, 上野 正幸)

表 4.4-1 放射線測定機器の保有台数及び校正台数

(木津, 2006 年度)

サーベイメータ及びモニタの種類	保有台数	校正台数
電離箱式サーベイメータ	6	6
GM 管式表面汚染検査計	2	2
NaI シンチレーション式サーベイメータ	2	2
中性子レムカウンタ	1	1
比例計数管式表面汚染検査計 (β線用)	2	2
可搬型極短パルス X線モニタ	2	2

(播磨, 2006 年度)

サーベイメータの種類	保有台数	校正台数
電離箱式サーベイメータ	1	1
ZnS シンチレーション式表面汚染検査計	1	1
GM 管式表面汚染検査計	3	3
NaI シンチレーション式サーベイメータ	2	2

4.5 放射性同位元素等の保有状況

関西光科学研究所木津地区において、2006年度は許可及び届出の必要がない密封線源を放射線測定器の校正用として購入した。なお、許可又は届出の必要がある放射性同位元素の購入はなかった。

播磨地区において、2006年度は許可及び届出の必要がない密封線源を放射光を利用した研究用として所有し、大型放射光施設(SPring-8)において保管管理している。

表 4.5-1 に放射性同位元素保有状況を、表 4.5-2 に放射線発生装置の種類及び性能を示す。

(池野 香一, 上野 正幸)

表 4.5-1 放射性同位元素保有状況

(木津, 2007年3月31日現在)

施設名	許可及び届出の必要がない密封線源			
	保有量	主要核種	核種数	個数
実験棟	1.3×10^7 Bq	$^{137}\text{Cs}, ^{241}\text{Am} \cdot \text{Be}$	16	33

(播磨, 2007年3月31日現在)

施設名	許可及び届出の必要がない密封線源			
	保有量	主要核種	核種数	個数
蓄積リング棟 (SPring8 所管)	4.0×10^5 Bq	^{237}Np	1	1

表 4.5-2 放射線発生装置の種類及び性能

(木津, 2007年3月31日現在)

施設名	種類	台数	性能	備考
実験棟	マイクロトロン	1台	最大加速エネルギー 150 MeV 最大電流(電子) 100 nA	

5. むつ事業所の放射線管理

むつ事業所における関根浜附帯陸上施設（以下「関根浜施設」という。）及び大湊施設の放射線管理，個人被ばくの管理，環境放射線（能）の管理，放射線計測器の維持管理，各種放射線管理記録の報告等の定常業務を 2005 年度に引き続き実施した。

施設の放射線管理としては，保管建屋，燃料・廃棄物取扱棟（以下「燃・廃棟」という。）及び機材・排水管理棟（以下「機・排棟」という。）における各種作業に伴う管理並びに大湊施設研究棟（以下「研究棟」という。）における加速器質量分析装置の運転及び海洋試料分析作業に伴う管理を実施した。

放射線業務従事者の線量については，実効線量及び等価線量ともに，保安規定等に定められた線量限度及び警戒線量を超える被ばくはなかった。2006 年度における放射線業務従事者の実効線量は，検出下限線量未満であった。

環境放射線（能）の管理としては，関根浜施設における環境放射線，環境試料中の放射能濃度及び気象観測の環境モニタリングを実施した。その結果，異常は認められなかった。

（佐藤 隆一）

5.1 環境放射線（能）の管理

(1) 環境における放射性廃棄物による実効線量

2006 年度については，関根浜施設の周辺監視区域外への液体廃棄物の放出はなかった。

(2) 環境放射線のモニタリング

(a) NaI シンチレーション式サーベイメータによる空気吸収線量率の測定

関根浜施設の周辺監視区域境界における空気吸収線量率の測定を NaI シンチレーション式サーベイメータにより月 1 回以上実施し，異常は認められなかった。空気吸収線量率の月平均値と月間最大値を表 5.1-1 に示す。

表 5.1-1 NaI シンチレーション式サーベイメータによる空気吸収線量率の
月平均値と月間最大値

(2006 年度) (単位 : nGy/h)

年月		2006 年										2007 年			年間	標準 偏差
		4 月	5 月	6 月	7 月	8 月	9 月	10 月	11 月	12 月	1 月	2 月	3 月			
旧気象観測所 ポスト	平均	38	38	35	32	37	36	25	26	27	26	29	26	31	5.3	
	最大	38	40	36	36	40	38	30	28	30	30	36	28	40	—	
燃・廃棟裏	平均	39	37	35	32	36	33	25	32	29	27	34	33	33	4.1	
	最大	40	38	38	34	38	36	34	36	34	28	38	36	40	—	
旧施設港側 ポスト	平均	39	40	40	39	42	40	37	36	33	33	37	36	38	2.8	
	最大	40	42	42	44	48	42	40	38	36	38	38	44	48	—	
旧燃・廃棟前 ポスト	平均	40	42	42	40	42	44	38	41	39	41	36	37	40	2.3	
	最大	40	46	44	44	44	48	42	46	42	44	42	46	48	—	
旧施設正門 ポスト	平均	41	40	39	41	42	45	38	37	37	37	37	36	39	2.7	
	最大	42	42	40	42	44	46	46	44	40	38	46	46	46	—	
旧美付線側 ポスト	平均	42	43	39	42	41	44	34	41	37	35	38	37	39	3.2	
	最大	44	44	40	44	44	48	40	46	42	36	44	42	48	—	

(注) 測定高さは地上 1m である。

(b) モニタリングカーによる空気吸収線量率の測定

使用済燃料の排出作業終了に伴い、既に 2002 年度に環境モニタリングポストを廃止しているが、2006 年度からモニタリングカーによる空気吸収線量率の測定も廃止した。

(c) 積算線量の測定

関根浜施設敷地内及び周辺並びに大湊施設敷地内において、TLD により 3 月間の積算線量を測定した結果、いずれの地点においても異常は認められなかった。表 5.1-2 に測定結果を示す。

表 5.1-2 積算線量測定結果

(2006年度) (単位: μGy)

番号	測定期間	第1四半期		第2四半期		第3四半期		第4四半期		年間 積算 線量
		2006年3月24日 ～ 6月23日		2006年6月23日 ～ 9月22日		2006年9月22日 ～ 12月22日		2006年12月22日 ～ 2007年3月23日		
	測定結果 地点名	測定値	91日換 算線量	測定値	91日換 算線量	測定値	91日換 算線量	測定値	91日換 算線量	
1	気象観測所露場	59	59	54	54	62	62	57	57	232
2	施設正門	63	63	58	58	60	60	65	65	246
3	施設港側	64	63	60	59	58	58	67	67	247
4	浜関根	63	63	67	66	65	65	71	71	265
5	燃・廃棟	64	64	62	62	63	63	67	67	256
6	美付	61	61	56	56	60	59	60	60	236
7	原子炉保管建屋A	63	63	61	60	64	64	62	62	249
8	原子炉保管建屋B	50	50	51	50	49	49	55	55	204
9	大湊施設A	46	46	41	41	42	42	43	43	172
10	大湊施設B	50	50	49	49	48	48	54	54	201

(注) 表中の各測定値は、5cm厚の鉛箱内の値(宇宙線、自己汚染などの寄与分)を差し引いてある。

(d) 気象観測

2005年度と同様に、風向、風速、降雨量、大気温度等の各気象要素について連続観測を行った。

(3) 環境試料のモニタリング

(a) 環境試料中の全 β 放射能濃度の測定

海洋環境試料中の全 β 放射能濃度の測定を実施した。環境試料中の全 β 放射能濃度の測定結果を表5.1-3示す。いずれの値も、例年の測定結果と比べて大きな差はなく、異常は認められなかった。

表 5.1-3 環境試料中の全 β 放射能濃度の測定結果

(2006年度)

試料名		採取場所	単位	放射能濃度
海洋試料	海水	定係港港内	Bq/cm^3	3.1×10^{-5}
		定係港港外		2.9×10^{-5}
	海底土	定係港港内	Bq/g 乾	4.0×10^{-1}
		定係港港外		2.1×10^{-1}
	カレイ	関根浜漁港沖	Bq/g 生	1.3×10^{-1}
	コンブ			2.7×10^{-1}
イカ	大畑漁港沖合			1.1×10^{-1}

(b) 環境試料中における核種ごとの放射能濃度の測定

全β放射能濃度と同様に、各種環境試料中における核種ごとの放射能濃度を測定した。各試料の測定結果を表 5.1-4 示す。また、大型水盤により採取した降下塵の測定結果を表 5.1-5 示す。

(佐藤 啓三)

表 5.1-4 環境試料中の放射性核種濃度

(2006 年度)

試料名	採取月	採取地点	⁵⁴ Mn	⁶⁰ Co	¹³¹ I	¹³⁷ Cs	¹⁴⁴ Ce	単位
海水	5月	定係港港内	<1.4×10 ⁻³	<1.6×10 ⁻³	— *1	1.9×10 ⁻³	<7.4×10 ⁻³	Bq/L
	5月	定係港港外	<1.4×10 ⁻³	<1.4×10 ⁻³	— *1	2.0×10 ⁻³	<7.5×10 ⁻³	
海底土	5月	定係港港内	<9.4×10 ⁻¹	<9.3×10 ⁻¹	— *1	1.5	<5.5	Bq/kg乾
	5月	定係港港外	<5.7×10 ⁻¹	<6.6×10 ⁻¹	— *1	<6.3×10 ⁻¹	<5.0	
カレイ	7月	関根漁港沖	<3.7×10 ⁻²	<4.9×10 ⁻²	— *1	8.5×10 ⁻²	<1.6×10 ⁻¹	Bq/kg生
コンブ	8月	〃	<9.6×10 ⁻²	<1.1×10 ⁻¹	<1.4×10 ⁻¹ *2	<8.3×10 ⁻²	<6.1×10 ⁻¹	
イカ	8月	大畑漁港沖	<4.4×10 ⁻²	<5.6×10 ⁻²	— *1	<3.9×10 ⁻²	<1.9×10 ⁻¹	

*1 測定対象外

*2 1Lマリネリ容器を直接測定。

表 5.1-5 降下塵中の放射性核種放射エネルギー

(2006 年度) (単位: Bq/km²)

採取月	⁷ Be	⁵⁴ Mn	⁶⁰ Co	⁹⁵ Zr	⁹⁵ Nb	¹³⁷ Cs	¹⁴⁴ Ce
4月	4.1×10 ⁷	<5.6×10 ⁴	<6.4×10 ⁴	<1.1×10 ⁵	<1.0×10 ⁵	5.7×10 ⁴	<3.3×10 ⁵
5月	1.6×10 ⁷	<5.4×10 ⁴	<6.2×10 ⁴	<9.6×10 ⁴	<6.7×10 ⁴	<6.1×10 ⁴	<4.2×10 ⁵
6月	1.2×10 ⁷	<5.2×10 ⁴	<6.1×10 ⁴	<9.3×10 ⁴	<7.2×10 ⁴	<5.7×10 ⁴	<4.2×10 ⁵
7月	5.6×10 ⁶	<5.6×10 ⁴	<5.9×10 ⁴	<9.0×10 ⁴	<7.3×10 ⁴	<1.1×10 ⁵	<4.0×10 ⁵
8月	7.1×10 ⁶	<5.6×10 ⁴	<6.2×10 ⁴	<1.0×10 ⁵	<7.5×10 ⁴	<5.8×10 ⁴	<4.3×10 ⁵
9月	2.9×10 ⁶	<5.6×10 ⁴	<6.2×10 ⁴	<9.6×10 ⁴	<6.9×10 ⁴	<5.9×10 ⁴	<4.1×10 ⁵
10月	1.2×10 ⁷	<5.8×10 ⁴	<7.2×10 ⁴	<1.0×10 ⁵	<7.2×10 ⁴	<6.1×10 ⁴	<4.8×10 ⁵
11月	8.7×10 ⁶	<6.3×10 ⁴	<7.0×10 ⁴	<1.0×10 ⁵	<7.4×10 ⁴	<5.5×10 ⁴	<4.2×10 ⁵
12月	9.1×10 ⁶	<5.6×10 ⁴	<7.3×10 ⁴	<9.2×10 ⁴	<7.5×10 ⁴	<5.4×10 ⁴	<4.1×10 ⁵
1月	1.0×10 ⁷	<5.1×10 ⁴	<5.9×10 ⁴	<1.1×10 ⁵	<8.9×10 ⁴	<5.7×10 ⁴	<4.6×10 ⁵
2月	9.3×10 ⁶	<5.4×10 ⁴	<6.3×10 ⁴	<9.5×10 ⁴	<8.3×10 ⁴	<5.4×10 ⁴	<3.2×10 ⁵
3月	4.8×10 ⁷	<5.9×10 ⁴	<6.6×10 ⁴	<1.1×10 ⁵	<9.3×10 ⁴	<5.1×10 ⁴	<3.0×10 ⁵

(注) 採取場所は気象観測所露場内。

5.2 施設の放射線管理

(1) 管理区域

原子炉施設保安規定，関根浜附帯陸上施設放射線障害予防規程，大湊施設放射線障害予防規程及び少量核燃料物質使用施設等保安規則に基づき指定されている第1種管理区域及び第2種管理区域を図5.2-1に示す。2006年度中に一時的に指定された管理区域はなかった。

(2) 放出放射性物質の管理

2006年度の各施設における放射性塵埃及び放射性ガスの年間放出量及び年間平均濃度を表5.2-1に，放射性液体廃棄物の3月間平均濃度及び年間放出量を表5.2-2に示す。

2006年度に各施設の排気口から放出された³Hは，燃・廃棟及び機・排棟にある液体廃棄物処理設備のタンク内に残留しているものであり，2005年度と同程度であった。

気体廃棄物及び液体廃棄物中の放射性核種の平均濃度は，いずれも法令に定められた濃度限度以下であった。

表 5.2-1 各施設における放射性塵埃及び放射性ガスの年間放出量並びに年間平均濃度
(2006年度)

施設名	項目	放射性塵埃			放射性ガス		
		核種	年間放出量 (Bq)	年間平均濃度 (Bq/cm ³)	核種	年間放出量 (Bq)	年間平均濃度 (Bq/cm ³)
燃・廃棟	全β	0	<1.6×10 ⁻⁹	³ H	3.9×10 ⁷	6.9×10 ⁻⁸	
機・排棟	全β	0	<3.3×10 ⁻⁹	³ H	2.5×10 ⁶	8.2×10 ⁻⁸	
保管建屋	全β	0	<2.8×10 ⁻⁹	—	—	—	
研究棟	全α	0	<4.3×10 ⁻¹⁰	—	—	—	

(注) 年間放出量及び年間平均濃度は次の方法で算出した。

年間放出量：検出下限濃度以上で放出した放射能の和。

検出下限濃度未満での放出は放出量を0とした。

年間平均濃度：年間放出量を，1年間連続して排気装置を運転した場合の年間総排风量で除した値。ただし，この値が検出下限濃度未満の場合は“<(検出下限値)”とした。

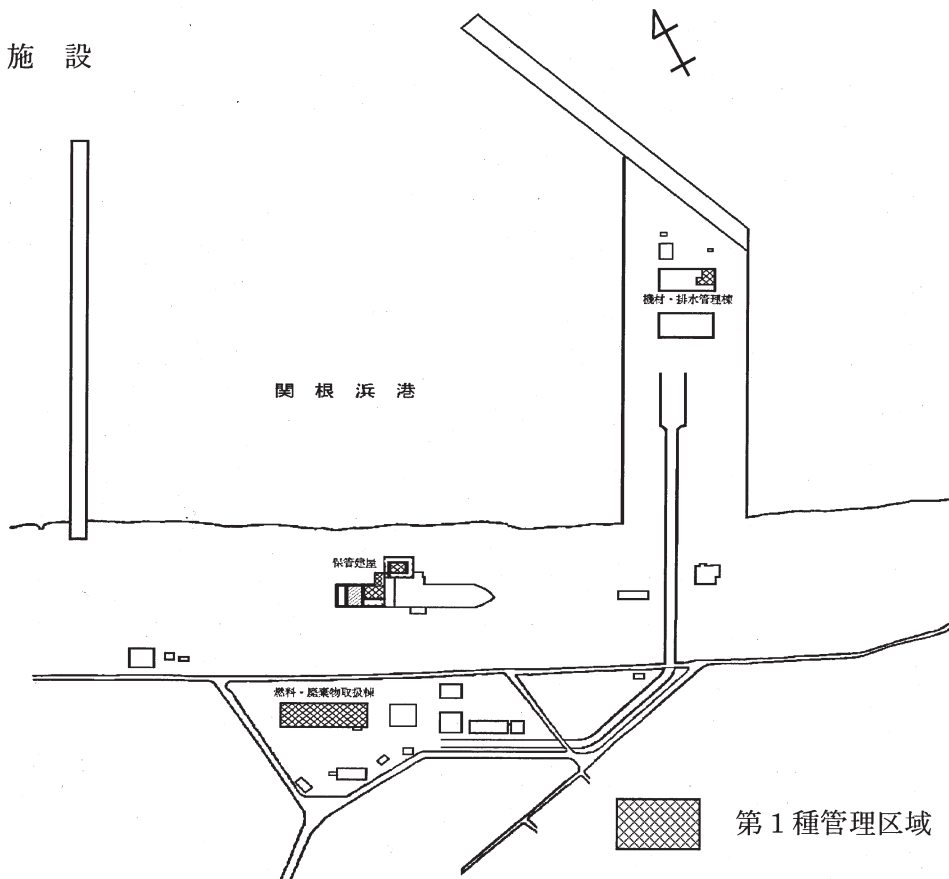
表 5.2-2 放射性液体廃棄物の3月間平均濃度及び年間放出量

(2006年度)

施設名	廃液量 (m ³)	3月間平均濃度の 最大値* (Bq/cm ³)	年間放出量 (Bq)	年間放出量 放出管理目標値
研究棟	2.4×10 ¹	²⁴² Pu：<1.2×10 ⁻³	²⁴² Pu：0	0

* 検出下限濃度以上の放出放射能を廃液量で除した値。すべて検出下限濃度未満の場合は，検出下限濃度の最大値。

関根浜施設



大湊施設

第2種管理区域

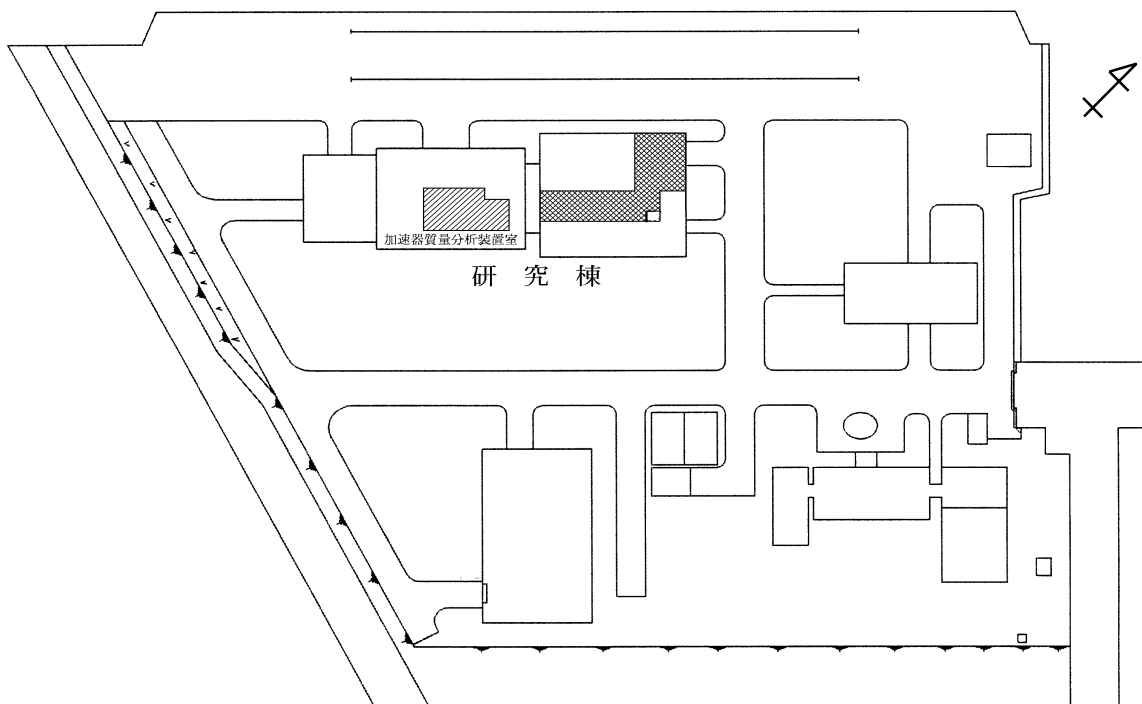


図 5.2-1 むつ事業所における管理区域

(3) 線量当量率及び表面密度の管理

線量当量率及び表面密度の測定は、燃・廃棟，機・排棟，保管建屋及び研究棟における人の常時立ち入る場所及び管理区域境界について実施した。線量当量率は最大 $9.6 \mu\text{Sv/h}$ （保管建屋の原子炉室保管室），表面密度は保安規定等に定められた基準値未満であった。

(4) 各種作業における放射線管理

関根浜施設においては，排気フィルタ交換等の定常的な放射線作業が行われたが，問題となるような被ばく及び汚染はなかった。

研究棟においては，加速器質量分析装置の調整及び運転並びにプルトニウム溶液の調製作業が行われたが，問題となるような被ばく及び汚染はなかった。

(5) 放射性汚染の状況

2006 年度においては，特に問題となる放射性汚染はなかった。

(島田 浩)

5.3 個人線量の管理

(1) 外部被ばく線量の管理

2006 年度における放射線業務従事者の集団実効線量，平均実効線量及び最大実効線量並びに皮膚及び眼の水晶体の等価線量は，それぞれ検出下限線量未満であった。

放射線業務従事者の人数，実効線量に係る被ばく状況等については，四半期別及び作業者区分別に集計し，それぞれ表 5.3-1 及び表 5.3-2 に示す。

見学者等の一時的に管理区域に立ち入った者の線量は，ポケット線量計等を着用させて測定したが，有意な被ばくはなかった。

(2) 内部被ばく線量の管理

2006 年度は，体外計測法による内部被ばくに係る線量の検査については，測定装置の劣化が著しいことや，廃止措置開始までの作業を検討した結果，検査を中止した。

2006 年度における体外計測法による内部被ばく受検件数を第 1 四半期までを表 5.3-3 に示す。測定の結果，有意な内部被ばくは認められなかった。

(島田 浩)

表 5.3-1 放射線業務従事者の実効線量に係る四半期別被ばく状況

(2006 年度)

管理期間	放射線業務従事者実員(人)	実効線量分布 (人)					平均実効線量 (mSv)	最大実効線量 (mSv)	集団実効線量 (人・mSv)
		0.1mSv 未満	0.1 mSv 以上 1.0mSv 以下	1.0mSv を超え 5.0mSv 以下	5.0mSv を超え 15mSv 以下	15mSv を 超えるもの			
第1四半期	46	46	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
第2四半期	59	59	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
第3四半期	60	60	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
第4四半期	61	61	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
年間*	73 (63)	73 (63)	0 (0)	0 (0)	0 (0)	0 (0)	0.00 (0.00)	0.0 (0.0)	0.0 (0.0)

* カッコ内の数値は、2005 年度の値。

表 5.3-2 放射線業務従事者の実効線量に係る作業者区分別被ばく状況

(2006 年度)

作業者区分	放射線業務従事者実員(人)	実効線量分布 (人)					平均実効線量 (mSv)	最大実効線量 (mSv)	集団実効線量 (人・mSv)
		0.1mSv 未満	0.1 mSv 以上 1.0mSv 以下	1.0mSv を超え 5.0mSv 以下	5.0mSv を超え 15mSv 以下	15mSv を 超えるもの			
職員等	27	27	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
外来研究員等	2	2	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
請負業者	44	44	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
研修生	0	0	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
全作業者	73	73	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0

表 5.3-3 体外計測法による内部被ばく受検件数

(2006 年度)

管理期間	定期検査	入域検査	退域検査	入退域 中間検査	臨時検査	確認検査	合計
第1四半期	0	0	0	0	0	7	7
第2四半期	—	—	—	—	—	—	—
第3四半期	—	—	—	—	—	—	—
第4四半期	—	—	—	—	—	—	—
合計	0	0	0	0	0	7	7

5.4 放射線計測器の管理

(1) サーベイメータ等の管理

2006年度におけるサーベイメータの保有台数及び校正台数を種類別に表5.4-1に示す。サーベイメータ、スケーラ等の放射線計測機器の点検校正は、年1回実施した。

(2) 放射線管理用モニタ等の管理

2006年度における放射線管理用モニタの保有台数及び校正台数を種類別に表5.4-2に示す。その他、気象観測装置についても2005年度と同様に点検を年1回実施した。

(佐藤 啓三)

表 5.4-1 サーベイメータの保有台数及び校正台数

(2006年度)

サーベイメータの種類	保有台数	校正台数
GM管式サーベイメータ	8	8
表面汚染検査用サーベイメータ (β 線用)	12	12
表面汚染検査用サーベイメータ (α 線用)	3	3
電離箱式サーベイメータ	9	6
レムカウンタ	2	1
NaI シンチレーション式サーベイメータ	5	5
合 計	39	35

表 5.4-2 放射線管理用モニタの保有台数及び校正台数

(2006年度)

モニタの種類	保有台数	校正台数
エリアモニタ	3	3
β 線塵埃モニタ	4	3
α 線塵埃モニタ	1	1
ガスモニタ	1	1
水モニタ	1	1
ハンドフットクロスモニタ	2	2
合 計	12	11

5.5 放射性同位元素等の保有状況

むつ事業所放射線障害予防規程に基づき、2007年3月31日現在における保有状況を調査した。また、文部科学省告示第40号「放射線を放出する同位元素の数量等を定める件」の別表第1に定める数量（以下「下限数量」という。）以下の密封線源についても併せて調査した。放射性同位元素保有状況を表5.5-1に、放射線発生装置の種類及び性能を表5.5-2に示す。

（佐藤 啓三）

表 5.5-1 放射性同位元素保有状況
(2007年3月31日現在)

(2006年度)

施設名	密封された放射性同位元素				下限数量以下の密封線源			
	保有量	主要核種	核種数	個数	保有量	主要核種	核種数	個数
燃・廃棟	0*	$^{124}\text{Sb-Be}$	1	4	$3.1 \times 10^7 \text{Bq}$	^{60}Co , ^{137}Cs	17	181

* 減衰したため。

表 5.5-2 放射線発生装置の種類及び性能
(2007年3月31日現在)

(2006年度)

施設名	種類	台数	性能	備考
研究棟	コッククロフト・ワルトン型加速装置	1台	最大加速電圧 3MV 最大加速電流 炭素 $30 \mu\text{A}$ よう素 $5 \mu\text{A}$ ベリリウム $5 \mu\text{A}$ アルミニウム $5 \mu\text{A}$	

付録

Appendix

This is a blank page.

1. 成果

1) 外部投稿 (論文, note, 解説, 報告, 依頼寄稿, 出版等)

氏名	標題	誌 (書籍・新聞等) 名
Y.Watanabe S.Kinase K.Saito	Evaluation of Absorbed Doses for Photon and Electron to the Urinary Bladder Wall Considering Radiosensitive Cells	Radioisotopes, 55, 719-725(2006)
渡部 陽子 桑原 潤 山口 紀子 ^{*1}	ハウレンソウ水溶性画分中のウラン分析 ^{*1} (独) 農業環境技術研究所	KEK Proceedings 2006-5
Y.Watanabe S.Kinase K.Saito	Absorbed Dose to the Urinary Bladder Wall Considering Radiosensitive Cells	KEK Proceedings 2006-4
J.Koarashi F.Saito K.Akiyama N.M.Rahman ^{*1} T.Iida ^{*1}	A new digital autoradiographical method for identification of Pu particles using an imaging plate ^{*1} Nagoya University	Applied Radiation and Isotopes 65(4), 413-418 (2007)
N.M.Rahman ^{*1} T.Iida ^{*1} F.Saito J.Koarashi K.Yamasaki ^{*2} H.Yamazawa ^{*1} J.Moriizumi ^{*1}	Evaluation of aerosol sizing characteristic of an impactor using imaging plate technique ^{*1} Nagoya University ^{*2} Kyoto University (Research Reactor Institute)	Radiation Protection Dosimetry 123(2), 171-181 (2007)
吉澤 道夫	第 54 回国連科学委員会(UNSCEAR) 会合に出席して	保健物理, 41(3), 128-130(2006)
J. Saegusa S. Shimizu Y. Yamaguchi B. H. Kim ^{*1}	Calibration standards in radiation protection dosimetry at the NSRI of JAEA ^{*1} KAERI	Proceedings of 2006 Autumn Conference of Korea Association for Radiation Protection, 238-239. Korean Association for Radiation Protection (2006)
山口 恭弘	外部被ばく換算係数	放射線科学, 49(9), 311-319 (2006)
山口 恭弘	OECD/NEA 主催「放射線防護体系の進展に関する第 3 回アジア地域会議」について	放影協ニュース, (49), 11-13 (2006)
藤井 克年 古渡 意彦 川崎 克也	(放射線管理コーナー) 日本原子力研究開発機構・放射線標準施設 4MV ファン・デ・グラーフ加速器の設置から運用まで	保健物理, 41(3), 175-179 (2006)
三枝 純	英国国立物理学研究所 (NPL) における中性子標準の現状	放計協ニュース, 37, 2-3 (2006)

2) 機構レポート (JAEA-Technology, Research, Data/Code, その他)

氏名	標題	レポート No.
三枝 純	種々形状の体積試料に含まれる放射能を迅速に決めるための技術を開発する -代表点法を用いた放射能測定器の効率校正-	未来を拓く原子力 -原子力機構の研究開発成果-, 創刊号, 135, 日本原子力研究開発機構 (2006)
J. Saegusa	"Representative point calibration method" for efficiency calibration of radioactivity measuring instrument -Development of a method for determining radioactivity in samples in various shapes-	JAEA R&D Review 2006, 1, 135 (2007)
藤井 克年 川崎 克也 古渡 意彦 谷村 嘉彦 梶本 与一 清水 滋	放射線標準施設棟 加速器マニュアル	JAEA-Testing 2006-005 (2006)
三枝 純 谷村 嘉彦 吉澤 道夫	長軸型反跳陽子比例計数管の開発および 144, 250, 565 keV 単色中性子校正場のフルエンス絶対測定	JAEA-Research 2006-065 (2006)
三枝 純	代表点校正法を用いた放射能測定器の効率校正用コード CREPT-MCNP	JAEA-Data/Code 2006-027 (2007)
A. Endo T. Sato D. Satoh Y. Shikaze Y. Tanimura J. Saegusa M. Tsutsumi Y. Yamaguchi H. Kaneko K. Oda ^{*1} Y. Imasaka ^{*1} M. Notsu ^{*1} H. Tada ^{*1} H. Tawara ^{*2} K. Eda ^{*2} K. Takahashi ^{*2} M. Baba ^{*3}	Development of Monitor and Dosimeter Applicable to High-Energy Neutrons ^{*1} Kobe University ^{*2} KEK ^{*3} Tohoku University	JAEA-Review 2006-042, 182 (2007)
M. Tsutsumi	Strategy on Quality Assurance in Radiation Fields and Calibration Techniques at FRS of JAEA	JAEA-Conf 2007-002 (2007)

3) 口頭発表, ポスター発表, 講演 (研修等の講義を除く)

氏名	標題	学会名等
宮内 英明 関口 真人 高橋 聖 安田 孝行 橘 晴夫 吉澤 道夫	電子化様式を用いた放射線管理手帳の運用	日本放射線安全管理学会 第5回学術大会, 2006年11月(名古屋)
M. Sekiguchi M. Takahashi H. Miyauchi H. Tachibana Y. Komuro ^{*1} K. Nemoto ^{*1} I. Okawa ^{*1} M. Yoshizawa	Statistics of individual doses of JAERI for the past 48 Years ^{*1} Chiyoda Technol Corporation	The Second Asian and Oceanic Congress for Radiation Protection 2006年10月(中国)
高橋 聖 関口 真人 橘 晴夫 星 慎太郎 吉澤 道夫 加藤 徹 ^{*1} 山口 明仁 ^{*1}	γ β 線混合場での電子ポケット線量計の適用性 ^{*1} アロカ株式会社	第43回アイソトープ・放射線研究発表会 2006年7月(東京)
渡部 陽子 木名瀬 栄 斎藤 公明	放射線感受性の高い細胞を考慮した膀胱簡易モデルにおける光子・電子のエネルギー付与解析	第13回 EGS 研究会 2006年8月(つくば)
渡部 陽子 木名瀬 栄 斎藤 公明	放射線感受性の高い基底細胞を考慮した膀胱簡易モデルにおけるベータ線放出核種のエネルギー付与解析	日本原子力学会 2007年春の年会, 2007年3月(名古屋)
山外 功太郎 川崎 将亜 川松 頼光	据置型 β 線用表面汚染モニタによる搬出測定に係る放射線管理上の検討	日本原子力学会, 2007年春の大会, 2007年3月(名古屋)
小嵐 淳 西藤文博(発表) 秋山 聖光 N.M.Rahman ^{*1} 飯田孝夫 ^{*1}	デジタルイメージ解析によるプルトニウム弁別測定法の開発 ^{*1} 名古屋大学	日本保健物理学会 第40回研究発表会(広島)
谷村 嘉彦 美留町 厚	家庭用放射線メータの開発	日本原子力学会, 北関東支部若手研究者発表会, 2006年4月(東海村)
Y. Tanimura J. Saegusa Y. Shikaze M. Tsutsumi S. Shimizu M. Yoshizawa	Construction of monoenergetic neutron calibration fields using $^{45}\text{Sc}(p,n)^{45}\text{Ti}$ reaction at JAERI.	Tenth Symposium on Neutron Dosimetry, 2006年6月 (Uppsala, Sweden)

Y. Shikaze Y. Tanimura J. Saegusa M. Tsutsumi Y. Yamaguchi Y. Uchita ^{*1}	Evaluation of the Property for Quasi-Monoenergetic Neutron Calibration Fields of High Energies at TIARA ^{*1} Institute of Radiation Measurements	Tenth Symposium on Neutron Dosimetry, 2006年6月 (Uppsala, Sweden)
M. Kowatari K. Fujii M. Takahashi M. Yoshizawa S. Shimizu K. Kawasaki Y. Yamaguchi	Evaluation of the characteristics of the neutron reference field using D ₂ O moderated ²⁵² Cf source	Tenth Symposium on Neutron Dosimetry, 2006年6月 (Uppsala, Sweden)
谷村 嘉彦 原野 英樹 ^{*1}	国内の中性子校正場の現状 ^{*1} 産業技術総合研究所	日本原子力学会, 放射線工学部会第13回夏季 セミナー, 2006年7月 (静岡県伊東市)
梶本 与一 藤井 克年 谷村 嘉彦 安 和寿 山根 健路 大倉 毅史 清水 滋	VDG型加速器における単色中性子発生用 トリチウムターゲットの設置と利用	日本原子力学会, 2006年 秋の大会, 2006年9月 (札幌)
内田 芳昭 ^{*1} 三枝 純 谷村 嘉彦 吉澤 道夫	原科研型ボナー球中性子スペクトロメータ応答特 性の評価 ^{*1} (財) 放射線計測協会	日本原子力学会, 2006年 秋の大会, 2006年9月 (札幌)
山口 恭弘	放射線防護に用いる線量について	保物セミナー2006, 2006年10月(京都)
小古瀬 均 川崎 克也 梶本 与一	原子力機構原子力科学研究所における 放射線管理用試料集中計測	日本放射線安全管理学会, 第5回学術大会, 2006年11月(名古屋)
小沼 勇 川崎 克也 古渡 意彦 安 和寿 大倉 毅史 梶本 与一 清水 滋	4MV ファン・デ・グラーフ型加速器における トリチウムターゲットの管理方法	日本放射線安全管理学会, 第5回学術大会, 2006年11月(名古屋)
J. Saegusa S. Shimizu Y. Yamaguchi B. H. Kim ^{*1}	Calibration standards in radiation protection dosimetry at the NSRI of JAEA ^{*1} KAERI	2006 Autumn Conference of Korean Association for Radiation Protection, 2006年11月, (Gyeongju, Korea)

山口 恭弘	何故，放射線の「線量」は議論されるのか？	日本保健物理学会シンポジウム，2007年3月（東京）
谷村 嘉彦 三枝 純 藤井 克年 志風 義明 堤 正博	$^{45}\text{Sc}(p,n)^{45}\text{Ti}$ 反応を利用した 8keV 単色中性子校正場の開発	日本原子力学会，2007年春の年会，2007年3月（名古屋）
志風 義明 谷村 嘉彦 三枝 純 堤 正博	高エネルギー準単色中性子校正場のフルエンス絶対測定用検出器の開発	日本原子力学会，2007年春の年会，2007年3月（名古屋）
M. Tsutsumi	Strategy on Quality Assurance in Radiation Fields and Calibration Techniques at FRS of JAEA	Fourth JAEA-US EPA Workshop on Radiation Risk Assessment, 2006年11月（東海村）
吉澤 道夫	放射線モニタリングに用いる諸量と必要性	日本保健物理学会シンポジウム，2007年3月（東京）
吉澤 道夫	JAEA 原子力科学研究所の放射線標準施設の概要	第3回茨城県中性子標準研究会，2006年12月（東海村）
谷村 嘉彦	JAEA 原子力科学研究所における中性子校正場の現状	第3回茨城県中性子標準研究会，2006年12月（東海村）

4) 特許等出願・登録

氏名	標題	年月（種別）
なし		

5) 資料 (四半期報告など)

氏名 (又は組織名)	標題	年月
原科研 放射線管理部	放射線管理季報 No. 168	2006年6月
	放射線管理季報 No. 169	2006年9月
	放射線管理季報 No. 170	2006年12月
	放射線管理季報 No. 171	2007年3月
高崎研 保安管理課	安全衛生管理状況報告書 (平成17年度第4四半期)	2006年6月
	安全衛生管理状況報告書 (平成18年度第1四半期)	2006年12月
	安全衛生管理状況報告書 (平成18年度第2四半期)	2006年12月
	安全衛生管理状況報告書 (平成18年度第3四半期)	2007年3月
関西研 保安管理課	安全衛生管理状況報告書 (平成17年度第4四半期)	2006年5月
	安全衛生管理状況報告書 (平成18年度第1四半期)	2006年8月
	安全衛生管理状況報告書 (平成18年度第2四半期)	2006年11月
	安全衛生管理状況報告書 (平成18年度第3四半期)	2007年2月
むつ事 保安管理課	安全衛生管理状況報告書 (平成17年度第4四半期)	2006年6月
	安全衛生管理状況報告書 (平成18年度第1四半期)	2006年9月
	安全衛生管理状況報告書 (平成18年度第2四半期)	2006年12月
	安全衛生管理状況報告書 (平成18年度第3四半期)	2007年3月

2. 受託研究, 共同研究

氏名 (担当課室)	相手機関名	標題	期間
環境放射線管理課	(財)温水養魚開発協会	原子炉排水による放射能の海底土への移行及び海産生物放射能の測定評価に関する研究 (IV)	平成18年4月1日～平成19年6月30日
環境放射線管理課	(独)農業環境技術研究所	環境試料中ウランの形態別超微量分析法の開発	平成18年4月1日～平成19年3月31日
放射線計測技術課	(財)日本分析センター	環境中性子バックグラウンド線量率測定器のエネルギー特性の測定評価	平成18年11月17日～平成19年3月31日
放射線計測技術課	(独)産業技術総合研究所	中性子校正場の確立に関する研究	平成18年4月1日～平成19年3月31日

3. 内部委員会等委員

氏名	委員会等名称	開催回数
山口 恭弘	使用施設等安全審査委員会	7回
	知的財産管理専門部会	2回
	環境委員会	3回
	表彰委員会	2回
山口 武憲	使用施設等安全審査委員会	8回
	原子炉施設等安全審査委員会	4回
村上 博幸	中央安全審査品質保証委員会第1専門部会	2回
山本 英明	使用施設等安全審査委員会	3回
	学術情報利用委員会	2回
木内 伸幸	使用施設等安全審査委員会	15回
宍戸 宣仁	品質保証計画等改定分科会	21回
小林 誠	品質保証計画等改定分科会	21回
吉澤 道夫	原子炉施設等安全審査委員会	10回
	防火管理委員会	2回

4. 部内品質保証委員会

開催年月日	議題
平成 18 年 4 月 7 日	<ol style="list-style-type: none"> 1. NSRR 施設定期検査対応要領（放射線管理施設）の制定について 2. NSRR 測定機器及び監視機器の管理要領（放射線管理施設）の制定について 3. TCA 施設定期検査対応要領（放射線管理施設）の制定について 4. TCA 測定機器及び監視機器の管理要領（放射線管理施設）の制定について 5. FCA 施設定期検査対応要領（放射線管理施設）の制定について 6. FCA 測定機器及び監視機器の管理要領（放射線管理施設）の制定について 7. STACY 施設定期検査対応要領（放射線管理施設）の制定について 8. STACY 測定機器及び監視機器の管理要領（放射線管理施設）の制定について 9. TRACY 施設定期検査対応要領（放射線管理施設）の制定について 10. TRACY 測定機器及び監視機器の管理要領（放射線管理施設）の制定について
平成 18 年 4 月 21 日	1. 原子力科学研究所少量核燃料物質使用施設等保安規則の一部改正について
平成 18 年 5 月 24 日	<ol style="list-style-type: none"> 1. 原子力科学研究所放射線障害予防規程の一部改正について 2. 原子力科学研究所放射線安全取扱手引の一部改正について
平成 18 年 7 月 3 日	<ol style="list-style-type: none"> 1. VHTRC 施設定期検査対応要領（放射線管理施設）の制定について 2. VHTRC 測定機器及び監視機器の管理要領（放射線管理施設）の制定について
平成 18 年 7 月 21 日	1. ホットラボ核燃料物質の使用の変更の許可申請（放管モニタの増設）について

平成 18 年 8 月 28 日	<ol style="list-style-type: none"> 1. 廃棄物処理場施設定期検査対応要領の一部改正について 2. 廃棄物処理場測定機器及び監視機器の管理要領（放射線管理施設）の一部改正について 3. NSRR 施設定期検査対応要領（放射線管理施設）の一部改正について 4. NSRR 測定機器及び監視機器の管理要領（放射線管理施設）の一部改正について
平成 18 年 9 月 6 日	<ol style="list-style-type: none"> 1. 原子力科学研究所原子炉施設保安規定（第 2 編 放射線管理）の一部改正について
平成 18 年 9 月 19 日	<ol style="list-style-type: none"> 1. JRR-4 施設定期検査対応要領（放射線管理施設）の制定について 2. JRR-4 測定機器及び監視機器の管理要領（放射線管理施設）の制定について 3. JRR-4 施設定期自主検査要領の制定について
平成 18 年 10 月 17 日	<ol style="list-style-type: none"> 1. 放射線管理施設品質保証計画の一部改正について 2. 放射線管理施設（屋外管理用：原子炉及び使用施設等）品質保証計画の一部改正について 3. 保安活動及び品質保証活動の評価要領の制定について
平成 18 年 10 月 23 日	<ol style="list-style-type: none"> 1. 平成 18 年度上期保安活動及び品質保証活動の評価について
平成 18 年 11 月 9 日	<ol style="list-style-type: none"> 1. 放射線管理手引（施設放射線管理編）の改正について 2. JRR-3 施設定期検査対応要領（放射線管理施設）の制定について 3. JRR-3 測定機器及び監視機器の管理要領（放射線管理施設）の制定について
平成 18 年 11 月 30 日	<ol style="list-style-type: none"> 1. STACY 施設定期検査対応要領（放射線管理施設）の改正について 2. STASY 測定機器及び監視機器の管理要領（放射線管理施設）の改正について 3. TRACY 施設定期検査対応要領（放射線管理施設）の改正について 4. TRACY 測定機器及び監視機器の管理要領（放射線管理施設）の改正について 5. 放射線管理手引（放射線測定機器管理編）の改正について 6. 放射線管理手引（環境放射線管理編）の改正について 7. 放射線管理部文書及び記録の管理要領の改正について
平成 18 年 12 月 12 日	<ol style="list-style-type: none"> 1. 核燃料物質の使用の許可変更申請に伴う障害対策書の見直しについて 2. FCA 施設定期検査対応要領（放射線管理施設）の改正について 3. FCA 測定機器及び監視機器の管理要領（放射線管理施設）の改正について 4. TCA 施設定期検査対応要領（放射線管理施設）の改正について 5. TCA 測定機器及び監視機器の管理要領（放射線管理施設）の改正について 6. 原子力科学研究所放射線安全取扱手引の改正について
平成 18 年 12 月 21 日	<ol style="list-style-type: none"> 1. 原子力科学研究所放射線安全取扱手引の一部改正について
平成 19 年 1 月 24 日	<ol style="list-style-type: none"> 1. 放射線管理施設（屋外管理用：原子炉及び使用施設等）品質保証計画の一部改正について 2. 放射線管理手引（環境放射線管理編）の一部改正について
平成 19 年 2 月 22 日	<ol style="list-style-type: none"> 1. 原子力科学研究所核燃料物質使用施設等保安規定の一部改正について 2. B 型輸送容器の定期検査結果について
平成 19 年 3 月 28 日	<ol style="list-style-type: none"> 1. 放射線管理手引（個人線量管理編）の一部改正について

5. 機構内研修コースへの協力（東大大院[研修センター]，NEAT 含む）

氏名	実施部署及び研修コース等の名称	講義名
山口 武憲	原子力研修センター 原子力・放射線技術士受験講習	放射線障害防止法
吉澤 道夫	原子力研修センター 原子力・放射線技術士受験講習	I C R P 勧告と防護基準
山本 英明	原子力研修センター 原子力・放射線技術士受験講習	放射線モニタリング
山口 武憲	国際原子力総合技術センター 国際原子力安全技術研修事業	工業と環境分野への原子力技術 応用コース（ベトナム）
古田 敏城 吉田 菊夫 箕輪 雄資	原子力研修センター 第1種放射線取扱主任者 講習会	放射線安全管理の基本
山口 武憲 木内 伸幸	原子力研修センター 第1種放射線取扱主任者 講習会	放射線施設等の安全管理
吉澤 道夫	原子力研修センター 第1種放射線取扱主任者 講習会	放射線の測定及び線量評価
佐藤 一弘 仲澤 隆	原子力研修センター 第1種放射線取扱主任者 講習会	水中放射性物質濃度の測定（I） 液体シンチレーション測定法 （実習）
宍戸 宣仁	原子力研修センター 第1種放射線取扱主任者 講習会	表面汚染密度の測定
小沼 勇 秋野 仁志	原子力研修センター 第1種放射線取扱主任者 講習会	空气中放射性物質濃度の測定
吉澤 道夫	原子力研修センター 平成18年度 原子力専門官研修	放射線管理計測法（線量・放射能）
村上 博幸	原子力研修センター 平成18年度 原子力専門官研修	環境モニタリング
芝沼 行男	原子力研修センター 平成18年度 原子力専門官研修	緊急時モニタリング・試料・ 環境試料採取・測定（実習）
松浦 賢一	原子力研修センター 平成18年度 原子力専門官研修	緊急時モニタリング・線量・
鈴木 武彦	原子力研修センター 平成18年度 原子力専門官研修	環境試料採取・測定（実習）
山本 英明	原子力研修センター 平成18年度 原子力専門官研修	作業環境モニタリング
佐藤 一弘	原子力研修センター 平成18年度 原子力専門官研修	表面密度・空气中放射能濃度測定
加部東 正幸	原子力研修センター 原子炉研修一般課程（後期）	放射線管理
宮本 俊寛	原子力研修センター 第278回放射線防護基礎コース	外部放射線モニタリング

大井 義弘	原子力研修センター 第 278 回放射線防護基礎コース	内部被ばくモニタリング
村山 卓	原子力研修センター 第 278 回放射線防護基礎コース	測定器の点検校正 β , γ , 中性子線の線量測定[実習]
橘 晴夫	原子力研修センター 第 278 回放射線防護基礎コース	体内放射能測定[実習] 外部被ばくモニタリング 個人線量計による線量測定[実習]
滝 光成 梶本 与一 古渡 意彦	原子力研修センター 第 278 回放射線防護基礎コース	β , γ , 中性子線の線量測定[実習]
関口 真人	原子力研修センター 第 278 回放射線防護基礎コース	個人線量計による線量測定[実習]
宮内 英明	原子力研修センター 第 278 回放射線防護基礎コース	内部被ばく線量評価(1)(2)[演習]
高橋 聖	原子力研修センター 第 278 回放射線防護基礎コース	体内放射能測定[実習]
村上 博幸	原子力研修センター 第 278 回放射線防護基礎コース	I C R P 勧告と防護基準
芝沼 行男	原子力研修センター 第 278 回放射線防護基礎コース	環境試料モニタリング
大石 哲也	原子力研修センター 第 278 回放射線防護基礎コース	環境放射線モニタリング
山本 英明	原子力研修センター 第 278 回放射線防護基礎コース	事故時の放射線防護対策
吉澤 道夫	原子力研修センター 第 278 回ラジオアイソトープコース	放射線障害防止法
木内 伸幸	原子力研修センター 第 278 回ラジオアイソトープコース	放射線の安全取扱
山根 健路	原子力研修センター 第 278 回ラジオアイソトープコース	放射線モニタリング
倉持 彰彦	原子力研修センター 第 278 回ラジオアイソトープコース	放射線防護具の取扱い[実習]
角田 昌彦	原子力研修センター 第 278 回ラジオアイソトープコース	放射線施設
後藤 孝徳	原子力研修センター 第 279 回放射線防護基礎コース	放射線モニタリング
加部東 正幸 菊地 寿樹 酒井 俊也	原子力研修センター 第 279 回放射線防護基礎コース	空气中放射能濃度測定[実習]
安 和寿 大塚 義和 山田 克典	原子力研修センター 第 279 回放射線防護基礎コース	放射能表面密度, 水中放射能濃度測定[実習]
小林 誠	原子力研修センター 第 279 回放射線防護基礎コース	放射線の安全取扱い

武藤 康志 梶本 与一	原子力研修センター 第 279 回放射線防護基礎コース	放射線防護具の取扱い[実習]
半谷 英樹	原子力研修センター 第 279 回放射線防護基礎コース	遮蔽計算(1)(2)(3) [演習]
大井 義弘	国際原子力総合技術センター 第 280 回基礎課程	被ばく線量の管理
佐藤 一弘	原子力研修センター 第 280 回基礎課程	放射線モニタリング
清水 滋	国際原子力総合技術センター 第 280 回基礎課程	線量測定法
山口 武憲	原子力研修センター 第 33 回原子力入門講座	放射線取扱と安全管理
志風 義明	原子力研修センター 第 33 回原子力入門講座	放射線の測定法
角田 昌彦	原子力研修センター 第 55・56 回原子炉工学特別講座	放射線防護
堤 正博	原子力研修センター 第 66 回原子炉研修一般課程	放射線の測定と障害防止 (総合演習) 放射線計測 I
松浦 賢一	原子力緊急時支援・研修センター オフサイトセンター機能班訓練	平成 18 年 7 月 19 日～20 日
半谷 英樹	原子力緊急時支援・研修センター オフサイトセンター機能班訓練	平成 18 年 7 月 26 日～27 日
大石 哲也	原子力緊急時支援・研修センター オフサイトセンター機能班訓練	平成 18 年 8 月 9 日～10 日
佐藤 一弘	原子力緊急時支援・研修センター オフサイトセンター機能班訓練	平成 18 年 8 月 30 日～31 日
木内 伸幸	原子力緊急時支援・研修センター オフサイトセンター機能班訓練	平成 18 年 9 月 14 日～15 日
菊地 正光	原子力緊急時支援・研修センター オフサイトセンター機能班訓練	平成 18 年 9 月 20 日～21 日
角田 昌彦	原子力緊急時支援・研修センター オフサイトセンター機能班訓練	平成 18 年 11 月 13 日～11 月 14 日
山口 武憲 山本 英明	原子力緊急時支援・研修センター 平成 18 年度国・愛媛県 原子力総合防災訓練・事前訓練	平成 18 年 9 月 7 日
山口 武憲 山本 英明	原子力緊急時支援・研修センター 平成 18 年度国・愛媛県原子力総合防災訓練	平成 18 年 10 月 25 日～26 日
小林 誠	原子力緊急時支援・研修センター 北海道原子力防災訓練	平成 18 年 10 月 30 日
芝沼 行男	保安全管理部 平成 18 年度鹿児島県原子力防災訓練	平成 18 年 11 月 17 日

山口 恭弘 山本 英明 山口 武憲 吉澤 道夫 村上 博幸 村山 卓 安 和寿 宍戸 宣仁	人事部 平成 18 年度新入職員研修	平成 18 年 4 月 13, 14 日
--	-----------------------	----------------------

6. 外部講師招へい

招へい者名	所属機関名	分野	実施年月日
なし			

7. 外部機関への協力

1) 委員会委員等

氏名	機関名	委員会等の名称	開催回数
水下 誠一	内閣府	原子力安全委員会専門委員	2回
	同上	原子力安全委員会 核燃料安全専門審査会審査委員	0回
	(社)日本アイソトープ協会	I C R P 勧告翻訳検討委員会	0回
	同上	「放射線管理の実際」編成委員会	2回
	(財)海洋生物環境研究所	海洋放射能検討委員会	2回
	(財)放射線計測協会	放射線計測協議会委員	1回
	同上	理事	1回
	(財)放射線影響協会	被ばく線量登録管理制度推進協議会委員	2回
	(大)高エネルギー加速器研究機構	放射線安全審議委員会委員	2回
	(社)日本原子力産業協会	原子力・放射線従事者の被ばく管理システム 検討委員会委員	3回
	(財)原子力安全技術センター	原子力防災総合調査検討委員会委員	3回
山口 恭弘	内閣府	原子炉安全専門審査会審査委員	11回
	同上	緊急事態応急対策調査委員	2回
	同上	原子力安全委員会専門委員	5回
	経済産業省原子力安全保安院	総合資源エネルギー調査会臨時委員	0回
	(独)放射線医学総合研究所	物理学的線量評価ネットワーク会議委員	1回
	同上	国連科学委員会国内対応委員会委員	1回
	(財)放射線影響協会	放射線疫学調査運営委員会委員	0回
	同上	国際放射線疫学情報調査委員会委員	6回
	(財)放射線計測協会	放射線計測器校正技術研究委員会委員	0回
	(社)日本原子力学会	JCO 臨界事故国際調査特別専門委員会委員	1回
	日本保健物理学会	国際対応委員会委員	2回
	(財)原子力安全研究協会	安全審査指針ロードマップ検討委員会委員	1回
山口 武憲	文部科学省	原子力安全技術アドバイザー	0回
	同上	技術参与 (原子力艦放射能調査担当)	3回
	(大)高エネルギー加速器研究機構	放射線安全審議委員会委員 ニュートリノ源専門部会専門委員	3回
	(財)原子力安全技術センター	放射線障害防止等に関する知識の普及活動 パンフレット検討委員会委員	2回
	同上	原子力防災研修部会委員	1回

吉澤 道夫	経済産業省	日本工業標準調査会(労働安全用具技術専門委員会)委員	2回
	日本保健物理学会	放射線防護に用いる線量概念の専門研究会委員	3回
	(独)放射線医学総合研究所	国連科学委員会国内対応委員会委員	1回
	(社)日本計量機器工業連合会	国際法定計量調査研究委員会放射線計量器作業委員会委員	1回
	(社)日本保安用品協会	ISO/TC85/SC2(放射線防護)国際規格回答原案調査作成委員会委員	3回
	(財)原子力安全技術センター	モニタリング技術検討ワーキンググループ委員	2回
	同上	予測技術部会及び直達線評価機能運用検討ワーキンググループ委員	3回
	(財)放射線計測協会	放射線測定器校正技術研究委員会専門委員	1回
	(財)放射線影響協会	国際放射線疫学情報調査委員会専門委員	3回
	同上	被ばく線量評価調査検討委員会委員	5回
村山 卓	(財)放射線計測協会	放射線測定器校正技術研究委員会専門委員	1回
橘 晴夫	(財)放射線影響協会	統計データ評価委員会	2回
村上 博幸	茨城県東海村	東海村環境審議会委員	1回
	茨城県	環境放射線監視連絡会幹事	5回
	青森県	原子力発電所等環境モニタリング計画検討会委員	3回
	同上	原子力施設環境放射線調査結果検討会委員	4回
	同上	環境放射線調査研究検討会委員	2回
	日本保健物理学会	理事	6回
	(財)原子力安全技術センター	原子力防災訓練支援ワーキンググループ委員	4回
	(財)海洋生物環境研究所	原子力発電所等周辺データ解析専門委員会委員	2回
松浦 賢一	(財)温水養魚開発協会	海産生物飼育・放射能調査検討委員会委員	3回
	(財)日本分析センター	環境放射線等モニタリングデータ評価検討会委員	2回
	(財)原子力安全技術センター	教材作成ワーキンググループ委員	3回
	同上	防災業務関係者の被ばく管理検討ワーキンググループ委員	3回
大石 哲也	日本保健物理学会	選挙管理委員会委員	3回
	(財)原子力安全技術センター	原子力防災研修事業教材作成サブグループ委員	3回
	(社)日本電気計測器工業会	日本工業規格 (JIS) 改正原案作成委員会委員	5回

山本 英明	文部科学省	原子力安全技術アドバイザー	2回
	日本保健物理学会	放射線防護標準化委員会委員	4回
	(財)原子力安全研究協会	放射性廃棄物国際基準専門委員会 低レベル放射性廃棄物分科会・BSS改定 等検討サブグループ委員及び デコミッショニングサブグループ委員	1回
	(社)日本アイソトープ協会	放射線取扱主任者部会法令検討委員会委員	3回
	(財)核物質管理センター	AdSec 対応委員会委員	3回
	原子力安全委員会	緊急事態応急対策調査委員	0回
	原子力委員会	原子力防護専門部会委員	4回
	(財)放射線影響協会	国際放射線疫学情報調査委員会専門委員	2回
木内 伸幸	(財)原子力安全技術センター	教材検討サブグループ委員	3回
	(財)放射線計測協会	簡易放射線測定器活用検討委員会委員	3回
山外 功太郎	日本保健物理学会	参与	6回
清水 滋	(財)放射線計測協会	放射線計測器校正技術研究委員会専門委員	1回
	(独)産業技術総合研究所	国際計量研究連絡委員会 放射線標準分科会委員	1回
川崎 克也	(財)放射線計測協会	放射線計測器校正技術研究委員会専門委員	1回
堤 正博	(財)放射線計測協会	放射線計測器校正技術研究委員会専門委員	1回
谷村 嘉彦	(財)放射線計測協会	放射線計測器校正技術研究委員会専門委員	1回
古渡 意彦	(財)放射線計測協会	放射線計測器校正技術研究委員会専門委員	1回

2) 派遣業務 (講義, 研修, 訓練, 業務協力など)

協力者氏名	機関名	実施内容	開催回数
山口 恭弘	東京大学大学院工学系研究科	講師	10回
山口 武憲	(財)原子力安全技術センター	原子力防災研修講座 講師	1回
	(財)放射線利用振興協会	原子力体験セミナー 講師	2回
	同上	国際原子力安全セミナー 講師	1回
古田 敏城	(財)原子力安全技術センター	原子力防災研修講座 講師	3回
	(財)放射線計測協会	放射線管理入門講座 講師	2回
	同上	放射線業務従事者等再教育 講師	5回
宮本 俊寛	(財)原子力安全技術センター	原子力防災研修講座 講師	2回
	(財)放射線計測協会	放射線業務従事者再教育 講師	2回
吉澤 道夫	茨城県	中性子利用促進研究会「中性子標準研究会」 講師	2回
	(財)原子力安全技術センター	原子力防災研修講座 講師	1回
	(財)放射線利用振興協会	原子力体験セミナー 講師	1回
	(財)原子力安全研究協会	緊急被ばく医療基礎講座Ⅱ 講師	1回
	東京大学大学院工学系研究科	講師	1回
大井 義弘	(財)放射線計測協会	放射線管理入門講座 講師	2回
	(財)原子力安全研究協会	緊急被ばく医療基礎講座Ⅱ 講師	2回
橘 晴夫	(財)放射線計測協会	放射線管理・計測講座 講師	3回
	東京大学大学院工学系研究科	実習講師	1回
	(財)原子力安全研究協会	緊急被ばく医療基礎講座Ⅱ 講師	2回
	日本科学技術振興財団	サイエンスキャンプ 講師	1回
村山 卓	(財)放射線計測協会	放射線管理・計測講座 講師	3回
宮内 英明	日本科学技術振興財団	サイエンスキャンプ 講師	1回
関口 真人	(財)放射線計測協会	放射線管理・計測講座 講師	3回
	東京大学大学院工学系研究科	実習講師	1回
	日本科学技術振興財団	サイエンスキャンプ 講師	1回
滝 光成	(財)放射線計測協会	放射線管理・計測講座 講師	3回
	同上	原子力教養講座 講師	2回
高橋 聖	東京大学大学院工学系研究科	実習講師	1回
村上 博幸	(財)放射線利用振興協会	国際原子力安全セミナー 講師	1回
	同上	原子力体験セミナー 講師	1回
	東京大学大学院工学系研究科	講師	1回
松浦 賢一	(財)放射線利用振興協会	原子力体験セミナー 講師	1回
	(財)原子力安全技術センター	原子力防災研修講座 講師	4回
	(財)放射線計測協会	放射線管理入門講座 講師	2回

菊地 正光	(財)原子力安全技術センター	原子力防災研修講座 講師	3回
	(財)放射線計測協会	原子力教養講座 講師	2回
関田 勉	(財)放射線計測協会	原子力教養講座 講師	2回
	日本科学技術振興財団	サイエンスキャンプ 講師	1回
大石 哲也	国土交通省	放射性物質安全輸送講習会 講師	1回
芝沼 行男	(財)原子力安全技術センター	原子力防災研修講座 講師	2回
桑原 潤	(財)放射線計測協会	放射線管理・計測講座 講師	3回
山本 英明	(財)原子力安全技術センター	原子力防災研修講座 講師	1回
	(財)放射線利用振興協会	国際原子力安全セミナー 講師	1回
	同上	原子力体験セミナー 講師	1回
	(社)日本アイソトープ協会	定期講習 講師	0回
	東京大学大学院工学系研究科	講師	1回
木内 伸幸	(財)原子力安全技術センター	原子力防災研修講座 講師	1回
	(財)放射線計測協会	放射線業務従事者に係る管理監督者講習 講師	1回
	(財)放射線利用振興協会	原子力体験セミナー 講師	1回
	東京大学大学院工学系研究科	演習講師	2回
山根 健路	(財)原子力安全技術センター	原子力防災研修講座 講師	1回
	(財)放射線計測協会	放射線管理・計測講座 講師	3回
	東京大学大学院工学系研究科	実習講師	1回
仲澤 隆	(財)原子力安全技術センター	原子力防災研修講座 講師	1回
	(財)放射線計測協会	放射線管理入門講座 講師	2回
	東京大学大学院工学系研究科	実習講師	1回
後藤 孝徳	(財)原子力安全技術センター	原子力防災研修講座 講師	1回
倉持 彰彦	(財)原子力安全技術センター	原子力防災研修講座 講師	1回
	東京大学大学院工学系研究科	実習講師	1回
佐藤 一弘	国土交通省	放射性物質安全輸送講習会 講師	2回
	(財)原子力安全技術センター	第2種放射線取扱主任者免状に係る講習 講師	2回
角田 昌彦	(財)放射線計測協会	放射線業務従事者等再教育 講師	2回
	東京大学大学院工学系研究科	演習講師	2回
加部東 正幸	(財)原子力安全技術センター	原子力防災研修講座 講師	1回
	(財)放射線計測協会	放射線管理・計測講座 講師	3回
	東京大学大学院工学系研究科	実習講師	1回
安 和寿	(財)原子力安全技術センター	原子力防災研修講座 講師	1回
菊地 寿樹	(財)原子力安全技術センター	原子力防災研修講座 講師	1回
吉田 菊夫	(財)原子力安全技術センター	原子力防災研修講座 講師	1回
	(財)放射線計測協会	放射線業務従事者等再教育 講師	2回

小林 誠	(財)原子力安全技術センター	第2種放射線取扱主任者免状に係る講習講師	1回
	同上	原子力防災研修講座 講師	1回
	(財)放射線計測協会	放射線管理・計測講座 講師	2回
酒井 俊也	(財)原子力安全技術センター	原子力防災研修講座 講師	1回
	(財)放射線計測協会	放射線管理・計測講座 講師	1回
大塚 義和	(財)原子力安全技術センター	原子力防災研修講座 講師	1回
	東京大学大学院工学系研究科	実習講師	1回
山田 克典	東京大学大学院工学系研究科	実習講師	1回
武藤 康志	(財)原子力安全技術センター	原子力防災研修講座 講師	1回
	(財)放射線計測協会	放射線管理・計測講座 講師	2回
	東京大学大学院工学系研究科	実習講師	1回
秋野 仁志	(財)原子力安全技術センター	原子力防災研修講座 講師	1回
	(財)放射線計測協会	放射線管理入門講座 講師	2回
宍戸 宣仁	(財)原子力安全技術センター	第2種放射線取扱主任者免状に係る講習講師	2回
	同上	原子力防災研修講座 講師	1回
清水 滋	(財)放射線計測協会	放射線管理・計測講座 講師	3回
堤 正博	(財)放射線利用振興協会	原子力体験セミナー 講師	1回
梶本 与一	東京大学大学院工学系研究科	実習講師	2回
小古瀬 均	(財)原子力安全技術センター	原子力防災研修講座 講師	1回
	(財)放射線計測協会	放射線管理・計測講座 講師	3回
三枝 純	(財)放射線計測協会	放射線管理・計測講座 講師	3回

8. 国際協力

平成18年度文部科学省原子力研究交流制度

名前	所属	期間	テーマ
李 守平 Mr.Li Shouping	Nuclear Power Qinshan Joint Venture Company Ltd. (NPQJVC),China	2006年9月3日～ 2007年2月9日	研究炉, 原子力施設の放射線管理

ビジティング・リサーチ受入れプログラム

名前	所属	期間	テーマ
なし			

編集後記

多くの方々のご尽力のもと、無事に年報をまとめることができました。2005年度の統合により、原子力科学研究所放射線管理部となって2年目の年報となりました。年報の構成も変わり従来から表現の整合などについて検討を重ねてきたわけですが、今年度においては、さらなる整合を図るとともに誤解を招かないような表現という観点から検討し編集に努めました。ただ、安全確認点検調査の時期と重なり編集委員会が思うように開催できず、スケジュール的に余裕がなかったため執筆者の皆様方にご迷惑をおかけしましたが、多大なるご協力により無事完成することができました。執筆者および関係者の方々に心より感謝致します。

次年度以降、さらに議論を深めて頂きよりよい報告書となるよう期待致します。

(芝沼 記)

編集委員

委員長	山口 武憲	(原子力科学研究所放射線管理部次長)
副委員長	芝沼 行男	(原子力科学研究所放射線管理部環境放射線管理課)
委員	宮内 英明	(原子力科学研究所放射線管理部線量管理課)
	安 和寿	(原子力科学研究所放射線管理部放射線管理第1課)
	大塚 義和	(原子力科学研究所放射線管理部放射線管理第2課)
事務局	志風 義明	(原子力科学研究所放射線管理部放射線計測技術課)
	菊池 信義	(原子力科学研究所放射線管理部業務課)
	岡林 亜紀子	(原子力科学研究所放射線管理部業務課)

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
物質の量	モル	mol
光度	カンデラ	cd

表2. 基本単位を用いて表されるSI組立単位の例

組立量	SI 基本単位	
	名称	記号
面積	平方メートル	m ²
体積	立方メートル	m ³
速度	メートル毎秒	m/s
加速度	メートル毎秒毎秒	m/s ²
波数	毎メートル	m ⁻¹
密度 (質量密度)	キログラム毎立方メートル	kg/m ³
質量体積 (比体積)	立法メートル毎キログラム	m ³ /kg
電流密度	アンペア毎平方メートル	A/m ²
磁界の強さ (物質量の) 濃度	アンペア毎メートル	A/m
輝度	モル毎立方メートル	mol/m ³
屈折率	カンデラ毎平方メートル	cd/m ²
	(数の) 1	1

表5. SI 接頭語

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

表3. 固有の名称とその独自の記号で表される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 ^(a)	rad		m ² ・m ⁻¹ =1 ^(b)
立体角	ステラジアン ^(a)	sr ^(c)		m ² ・m ⁻² =1 ^(b)
周波数	ヘルツ	Hz		s ⁻¹
力	ニュートン	N		m ² ・kg ² ・s ⁻²
圧力, 応力	パスカル	Pa	N/m ²	m ⁻¹ ・kg ² ・s ⁻²
エネルギー, 仕事, 熱量	ジュール	J	N・m	m ² ・kg ² ・s ⁻²
工率, 放射束	ワット	W	J/s	m ² ・kg ² ・s ⁻³
電荷, 電気量	クーロン	C		s ² ・A
電位差 (電圧), 起電力	ボルト	V	W/A	m ² ・kg ² ・s ⁻³ ・A ⁻¹
静電容量	ファラド	F	C/V	m ⁻² ・kg ⁻¹ ・s ⁴ ・A ²
電気抵抗	オーム	Ω	V/A	m ² ・kg ² ・s ⁻³ ・A ⁻²
コンダクタンス	ジーメン	S	A/V	m ⁻² ・kg ⁻¹ ・s ³ ・A ²
磁束密度	ウェーバ	Wb	V・s	m ² ・kg ² ・s ⁻² ・A ⁻¹
磁束密度	テスラ	T	Wb/m ²	kg ² ・s ⁻² ・A ⁻¹
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A	m ² ・kg ² ・s ⁻² ・A ⁻²
セルシウス温度	セルシウス度 ^(d)	°C		K
光照射度	ルーメン	lm	cd・sr ^(c)	m ² ・m ⁻² ・cd=cd
放射能	ベクレル	Bq	lm/m ²	m ² ・m ⁻¹ ・cd=m ² ・cd
吸収線量, 質量エネルギー当量, カーマ線量当量, 周辺線量当量, 方向性線量当量, 個人線量当量, 組織線量当量	グレイ	Gy	J/kg	m ² ・s ⁻²
	シーベルト	Sv	J/kg	m ² ・s ⁻²

- (a) ラジアン及びステラジアンの使用は、同じ次元であっても異なった性質をもった量を区別するときの組立単位の表し方として利点がある。組立単位を形作る際のいくつかの用例は表4に示されている。
- (b) 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“1”は明示されない。
- (c) 測光学では、ステラジアンの名称と記号srを単位の表し方の中にそのまま維持している。
- (d) この単位は、例としてミリセルシウス度m°CのようにSI接頭語を伴って用いても良い。

表4. 単位の中に固有の名称とその独自の記号を含むSI組立単位の例

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

表6. 国際単位系と併用されるが国際単位系に属さない単位

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=86400 s
度	°	1°=(π/180) rad
分	′	1′=(1/60)°=(π/10800) rad
秒	″	1″=(1/60)′=(π/648000) rad
リットル	l, L	1 l=1 dm ³ =10 ⁻³ m ³
トン	t	1 t=10 ³ kg
ネーパ	Np	1 Np=1
ベル	B	1 B=(1/2) ln10 (Np)

表7. 国際単位系と併用されこれに属さない単位で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 単位であらわされる数値
電子ボルト	eV	1 eV=1.60217733(49)×10 ⁻¹⁹ J
統一原子質量単位	u	1 u=1.6605402(10)×10 ⁻²⁷ kg
天文単位	ua	1 ua=1.49597870691(30)×10 ¹¹ m

表8. 国際単位系に属さないが国際単位系と併用されるその他の単位

名称	記号	SI 単位であらわされる数値
海里	海里	1 海里=1852m
ノット	ノット	1 ノット=1 海里毎時=(1852/3600)m/s
アール	a	1 a=1 dam ² =10 ² m ²
ヘクタール	ha	1 ha=1 hm ² =10 ⁴ m ²
バール	bar	1 bar=0.1MPa=100kPa=1000hPa=10 ⁵ Pa
オングストローム	Å	1 Å=0.1nm=10 ⁻¹⁰ m
バール	b	1 b=100fm ² =10 ⁻²⁸ m ²

表9. 固有の名称を含むCGS組立単位

名称	記号	SI 単位であらわされる数値
エルグ	erg	1 erg=10 ⁻⁷ J
ダイン	dyn	1 dyn=10 ⁻⁵ N
ポアズ	P	1 P=1 dyn・s/cm ² =0.1Pa・s
ストークス	St	1 St=1cm ² /s=10 ⁻⁴ m ² /s
ガウス	G	1 G=10 ⁴ T
エルステッド	Oe	1 Oe=(1000/4π) A/m
マクスウェル	Mx	1 Mx=10 ⁻⁸ Wb
スチル	sb	1 sb=1cd/cm ² =10 ⁴ cd/m ²
ホト	ph	1 ph=10 ⁴ lx
ガリ	Gal	1 Gal=1cm/s ² =10 ⁻² m/s ²

表10. 国際単位に属さないその他の単位の例

名称	記号	SI 単位であらわされる数値
キュリー	Ci	1 Ci=3.7×10 ¹⁰ Bq
レントゲン	R	1 R=2.58×10 ⁻⁴ C/kg
ラド	rad	1 rad=1cGy=10 ⁻² Gy
レム	rem	1 rem=1cSv=10 ⁻² Sv
X線単位	X unit	1 X unit=1.002×10 ⁻⁴ nm
ガンマ	γ	1 γ=1 nT=10 ⁻⁹ T
ジャンスキー	Jy	1 Jy=10 ⁻²⁶ W・m ⁻² ・Hz ⁻¹
フェルミ	fem	1 femi=1 fm=10 ⁻¹⁵ m
メートル系カラット	carat	1 metric carat=200 mg=2×10 ⁻⁴ kg
トル	Torr	1 Torr=(101.325/760) Pa
標準大気圧	atm	1 atm=101.325 Pa
カロリ	cal	
マイクロ	μ	1 μ=1um=10 ⁻⁶ m

