



放射線管理部年報(2005年度)

Annual Report for FY2005 on the Activities of
Department of Radiation Protection
(April 1, 2005 - March 31, 2006)

放射線管理部

Department of Radiation Protection

東海研究開発センター

原子力科学研究所

Nuclear Science Research Institute
Tokai Research and Development Center

November 2006

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

放射線管理部年報 (2005 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

(2006 年 10 月 2 日受理)

本報告書は、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(2005 年 9 月 30 日までは日本原子力研究所東海研究所保健物理部)における 2005 年度の活動をまとめたものであり、環境モニタリング、施設及び作業員の放射線管理、個人線量管理及び放射線管理用機器の維持管理に関する業務の概要と、関連する研究・技術開発の概要を記載している。

放射線業務従事者等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又は濃度は保安規定等に定められた放出管理目標値又は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未満であった。

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、放射線管理上の技術的改良等に係る技術開発の他、放射線標準施設棟(FRS)等における中性子校正場の確立に関する研究開発等を実施した。

Annual Report for FY 2005
on the Activities of
Department of Radiation Protection
(April 1, 2005 - March 31, 2006)

Department of Radiation Protection

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

(Received October 2 ,2006)

This annual report describes the activities of Department of Radiation Protection in Nuclear Science Research Institute in the fiscal year 2005. 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 Nuclear Science Research Institute, Tokai Research and Development Center, Japan Atomic Energy Agency.

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 types of neutrons.

Keywords:

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

目 次

1. はじめに	1
2. 放射線管理部の組織及び業務概要	2
3. 放射線管理	7
3.1 管理の総括	8
3.1.1 管理区域	8
3.1.2 排気及び排水の管理データ	9
3.1.3 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	15
3.1.4 放射性同位元素の保有状況	16
3.1.5 原子力施設の申請等に係る線量評価	18
3.2 研究炉地区施設等の放射線管理	19
3.2.1 原子炉施設の放射線管理	19
3.2.1-1 JRR-2 及び VHTRC	20
3.2.1-2 JRR-3 及び JRR-4	21
3.2.2 核燃料物質使用施設の放射線管理	29
3.2.2-1 ホットラボ	29
3.2.3 放射線施設の放射線管理	32
3.2.3-1 研究棟及びタンデム地区	32
3.2.3-2 JRR-1 地区	38
3.2.3-3 TPL 地区	39
3.3 海岸地区施設の放射線管理	43
3.3.1 原子炉施設の放射線管理	43
3.3.1-1 STACY 及び TRACY	44
3.3.1-2 NSRR	48
3.3.1-3 FCA 及び TCA	51
3.3.1-4 廃棄物処理場	54
3.3.2 核燃料使用施設の放射線管理	57
3.3.2-1 バックエンド研究施設	58
3.3.2-2 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	62
3.3.2-3 燃料試験施設	67
3.3.2-4 廃棄物安全試験施設	70
3.3.3 放射線施設の放射線管理	74
3.4 環境の放射線管理	76
3.4.1 環境放射線のモニタリング	76
3.4.2 環境試料のモニタリング	87

3.4.3	排気・排水及び環境試料の化学分析	92
3.5	個人線量の管理	94
3.5.1	外部被ばく線量の管理	94
3.5.2	内部被ばく線量の管理	99
3.5.3	個人被ばく線量等の登録管理	101
3.5.4	日本原子力研究所 48 年間の被ばく統計	102
3.6	放射線測定器の管理	105
3.6.1	サーベイメータ等の管理	105
3.6.2	放射線モニタ等の管理	106
3.7	校正設備・管理試料計測の管理	107
3.7.1	放射線標準施設棟における校正設備の管理	107
3.7.2	放射線管理試料の計測	108
4.	技術開発及び研究	110
4.1	GM 簡易校正器の基準線量当量率測定	111
4.2	体外計測装置校正用ファントムの比較測定	114
4.3	環境被ばくコード (EDAS) を用いた線量の重ね合せシステムの開発 (第 1 段階)	115
4.4	液体シンチレーションカウンタによる尿中トリチウムの測定 — 紫外線前処理法の内部被ばく検査業務への適用 —	117
4.5	液体シンチレーションカウンタを用いた尿中全 α 放射能分析のための 前処理法の検討	118
4.6	BNCT 実施時における放射線保護衣の有効性評価	119
4.7	NUCEF 放射線管理用モニタ集中監視システムの更新	122
4.8	マスクマンテスト装置を用いた全面マスク装着時の防護係数評価	124
4.9	FCA における炉心燃料取扱作業に伴う被ばく線量の分析	126
4.10	重水減速 ²⁵² Cf 中性子校正場における中性子サーベイメータのレスポンス評価	128
4.11	d-T 反応を利用した 14.8MeV 単色中性子校正場の開発	131
4.12	TIARA の高エネルギー準単色中性子校正場の特性評価 (2)	134
4.13	γ 線表面汚染分布測定システムの適用試験	136

付 録1	(保健物理部、放射線管理部の業務実績：平成17年4月1日～平成18年3月31日)	
1.	成果	141
1.1	外部投稿	141
1.2	機構レポート	141
1.3	口頭発表、ポスター発表、講演	142
1.4	特許等出願・登録	144
1.5	内部資料	144
2.	受託研究・共同研究	144
3.	内部委員会等委員	145
4.	機構内研修コースへの協力	145
5.	外部講師招へい	148
6.	外部機関への協力	148
6.1	委員会委員等	148
6.2	派遣業務	151
7.	国際協力	153
8.	その他	153
付 録2		
A1	高崎量子応用研究所の放射線管理データ	157
A2	関西光科学研究所の放射線管理データ	165
A3	むつ事業所の放射線管理データ	171

Contents

1. Preface	1
2. General outline work of Radiation Protection Department	2
3. Radiation Control	7
3.1 General	8
3.1.1 Controlled Areas	8
3.1.2 Release of Radioactive Gaseous AND Liquid Wastes	9
3.1.3 Effective Dose due to Radioactive Noble Gases and Liquid Effluents in Environment	15
3.1.4 Inventory of Radioisotopes	16
3.1.5 Public Dose Assessment for the Application of the Modification to the Nuclear Reactor License	18
3.2 Activity of Radiation Control Section I	19
3.2.1 Radiation Control in Reactor Facilities	19
3.2.1-1 JRR-2 and VHTRC	20
3.2.1-2 JRR-3 and JRR-4	21
3.2.2 Radiation Control in Nuclear Fuel Treatment Facilities	29
3.2.2-1 Research Hot Laboratory	29
3.2.3 Radiation Control in Radioisotope and Radiation Facilities	32
3.2.3-1 Accelerators and other Laboratories	32
3.2.3-2 JRR-1 and other Facilities	38
3.2.3-3 Tririum Process Laboratory and other Facilities	39
3.3 Activity of Radiation Control Section II	43
3.3.1 Radiation Control in Reactor Facilities	43
3.3.1-1 STACY and TRACY	44
3.3.1-2 NSRR	48
3.3.1-3 FCA and TCA	51
3.3.1-4 Radioactive Waste Treatment Facility	54
3.3.2 Radiation Control in Nuclear Fuel Treatment Facilities	57
3.3.2-1 Back-end Fuel Cycle Key Elements Research Facility(BECKY)	58
3.3.2-2 Reprocessing Facility Area	62
3.3.2-3 Reactor Fuel Examination Facility(RFEF)	67
3.3.2-4 Waste Safety Testing Facility(WASTEF)	70
3.3.3 Radiation Control in Radioisotope and Radiation Facility	74
3.4 Environmental Monitoring	76
3.4.1 Monitoring for Environmental Radiation	76

3.4.2	Monitoring for Environmental Samples	87
3.4.3	Chemical Analysis for Released Radioactive Materials and Environmental Samples	92
3.5	Individual Monitoring	94
3.5.1	Monitoring for External Exposure	94
3.5.2	Monitoring for Internal Exposure	99
3.5.3	Registration of Personnel Exposure	101
3.5.4	Statistics of Individual Doses of JAERI for the Past 48 Years	102
3.6	Maintenance of Monitors and Survey Meters	105
3.6.1	Maintenance of Survey Meters	105
3.6.2	Maintenance of Monitors	106
3.7	Calibration Facility and Radioactivity Measurement	107
3.7.1	Maintenance and Service of Calibration Fields at FRS	107
3.7.2	Measurement of Radioactivity in Samples	108
4.	Research and Technological Development	110
4.1	Measurement of Reference Dose Equivalent Rate for GM counter Calibration Device	111
4.2	Radioactivity measurement of phantoms for inter-calibration study of hole-body counter	114
4.3	Environmental Dose Assessment System with EDAS and GIS for Multiple Source Terms	115
4.4	Tritium Measurement in Urine by Liquid Scintillation Counting - Application of UV Pretreatment to Routine Work-	117
4.5	Total Alpha Activity measurement in Urine Samples by mean of α/β discrimination method for Liquid Scintillation counter	118
4.6	Effective uses Assessment Applicability of Radiation Protection Cloth in BNCT	119
4.7	New Centralized Monitoring System for Radiation Monitors in NUCEF	122
4.8	Evaluation of the Protection Factors for Full-face Mask obtained by using Mask-man test apparatus	124
4.9	Personnel Exposure Dose Estimation of Fuel Handling Work in FCA	126
4.10	Evaluation of the Responses of Typical Neutron Dose Equivalent Meters to the D ₂ O Moderated ²⁵² Cf Neutron Reference Field	128
4.11	Development of the 14.8MeV Monoenergetic Neutron Calibration Field using the d-T Reaction	131
4.12	Evaluation of the Property for Quasi-monoenergetic Neutron Calibration Fields of High Energies at TIARA	134
4.13	Application Test of a Gamma-ray Measurement System for Surface	

Contaminant Distribution	136
--------------------------------	-----

Appendix1

1. Results	141
1.1 Journal Papers	141
1.2 Reports Published as JAEA[JAERI]	141
1.3 Oral Presentations, Poster Presentations	142
1.4 Patents	144
1.5 Papers Published as Internal Report	144
2. Entrusted Works	144
3. Commission Member of JAEA	145
4. Training Courses in JAEA	145
5. Lectures by Outside Persons	148
6. Cooperate with Outside Organizations	148
6.1 Commission Member of commission	148
6.2 Dispatch of experts	151
7. International Cooperation	153
8. Others	153

Appendix2

A1 Radiation Control Data in Takasaki Advanced Radiation Research Institute	157
A2 Radiation Control Data in Kansai Photon Science Institute	165
A3 Radiation Control Data in Mutsu Establishment	171

1. はじめに

特殊法人整理合理化計画（平成 13 年度 12 月 19 日閣議決定）により、日本原子力研究所と核燃料サイクル開発機構の原子力二法人を廃止、統合して独立行政法人とする方針が決められ、平成 16 年 12 月 3 日の国会決議により、平成 17 年 10 月 1 日に（独）日本原子力研究開発機構（略称は原子力機構、英文略称 JAEA）が発足した。旧東海研究所は原子力機構の研究拠点（研究施設の維持・支援）の 1 つである原子力科学研究所に組織替えとなり保健物理部は改編され、原子力科学研究所の放射線管理部として新たな出発をすることとなった。このような新法人の誕生という中においても、また将来においても施設、作業者及び周辺住民の安全と安心の確保を目的とした放射線防護の活動は継承されている。

旧日本原子力研究所における「保健物理部－研究と管理－」は、「保物の活動」という愛称が広く浸透していたように、旧日本原子力研究所のすべての事業所の放射線防護分野の活動記録として重要な役割を果たしてきた。これまでと同様に原子力科学研究所における放射線管理部の活動を年報という形で報告することは、社会への説明責任と情報公開に役立つものであり、重要なものと考えている。このため、新たに東海研究開発センター原子力科学研究所放射線管理部「年報」として継続的に放射線防護の活動を報告していくこととした。

本年報の基本的な内容の範囲は、平成 17 年 4 月～9 月の日本原子力研究所東海研究所保健物理部の活動と平成 17 年 10 月～平成 18 年 3 月の原子力機構原子力科学研究所放射線管理部の活動であり、従来の保健物理部－研究と管理－における管理業務の範囲と同等としたが、研究については新しく発足した研究部門において独自にその「成果」を報告するものとし、本年報から除外した。一方、従来本文の一部として掲載してきた他事業所の放射線管理データについては、データの継続性の観点から、希望する事業所については附録に含めることとした。

なお、放射線管理部は、原子力研究所における施設の放射線管理業務、周辺環境における放射線（能）監視業務、個人線量管理業務、放射線管理用測定機器等の管理業務、及び放射線測定に関する技術開発業務等、広範な業務を所掌している他、研究所内の他組織や他事業所からの依頼や協力に係る業務、さらには外部機関等からの要請に対応して専門的な知識や経験を基盤とした協力、研修指導等の業務も行っており、その活動範囲はきわめて広い。今回、新たに年報を作成するに当たり、これらのあらゆる業務についてその活動を記載し、放射線管理部における総合的かつ詳細な報告書を目指すものである。

本年はその最初の年であり、本年報には多分に試行錯誤的な内容も含まれていると思われるが、上記のような趣旨をご理解頂くとともに、ご意見を賜れば幸いである。

（水 下 誠一）

2. 放射線管理部の組織及び業務概要

東海研究開発センター原子力科学研究所放射線管理部（平成 17 年 10 月 1 日～平成 18 年 3 月 31 日）の組織を図 2.1 に示す。

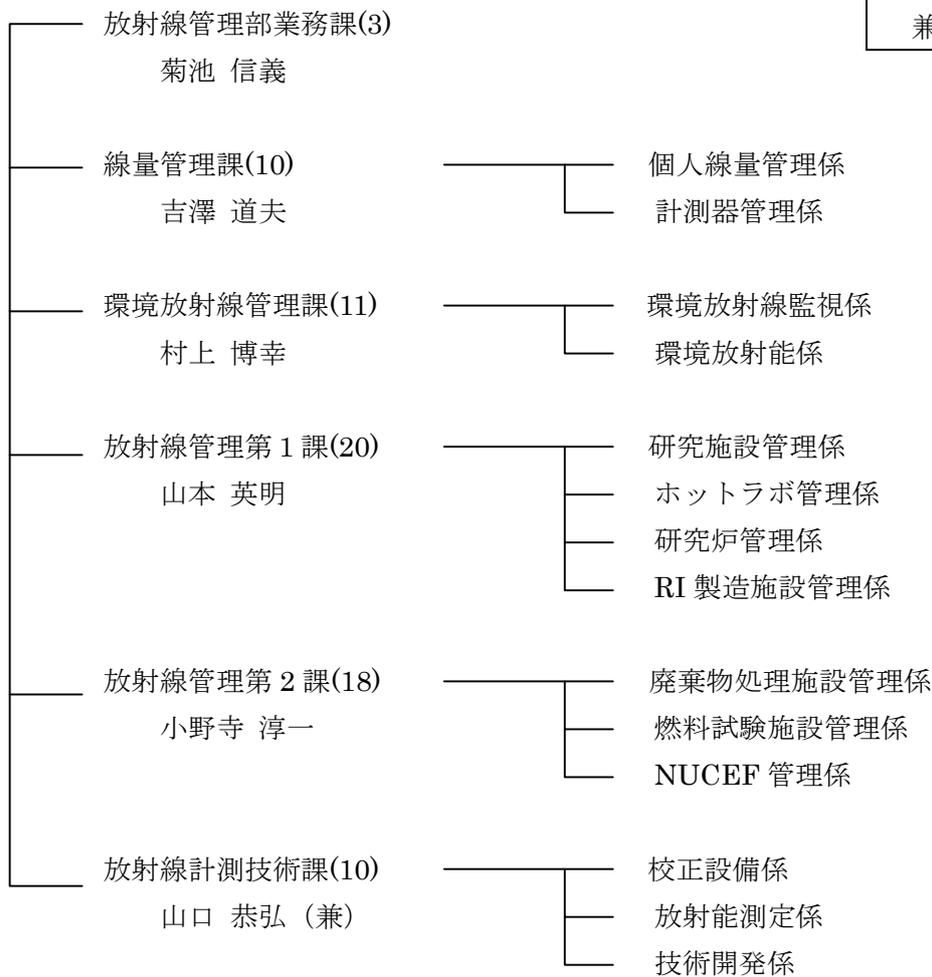
原子力科学研究所放射線管理部（75）

水下 誠一

(次) 山口 恭弘

() 内職員数

凡 例	
次	次長
兼	兼務

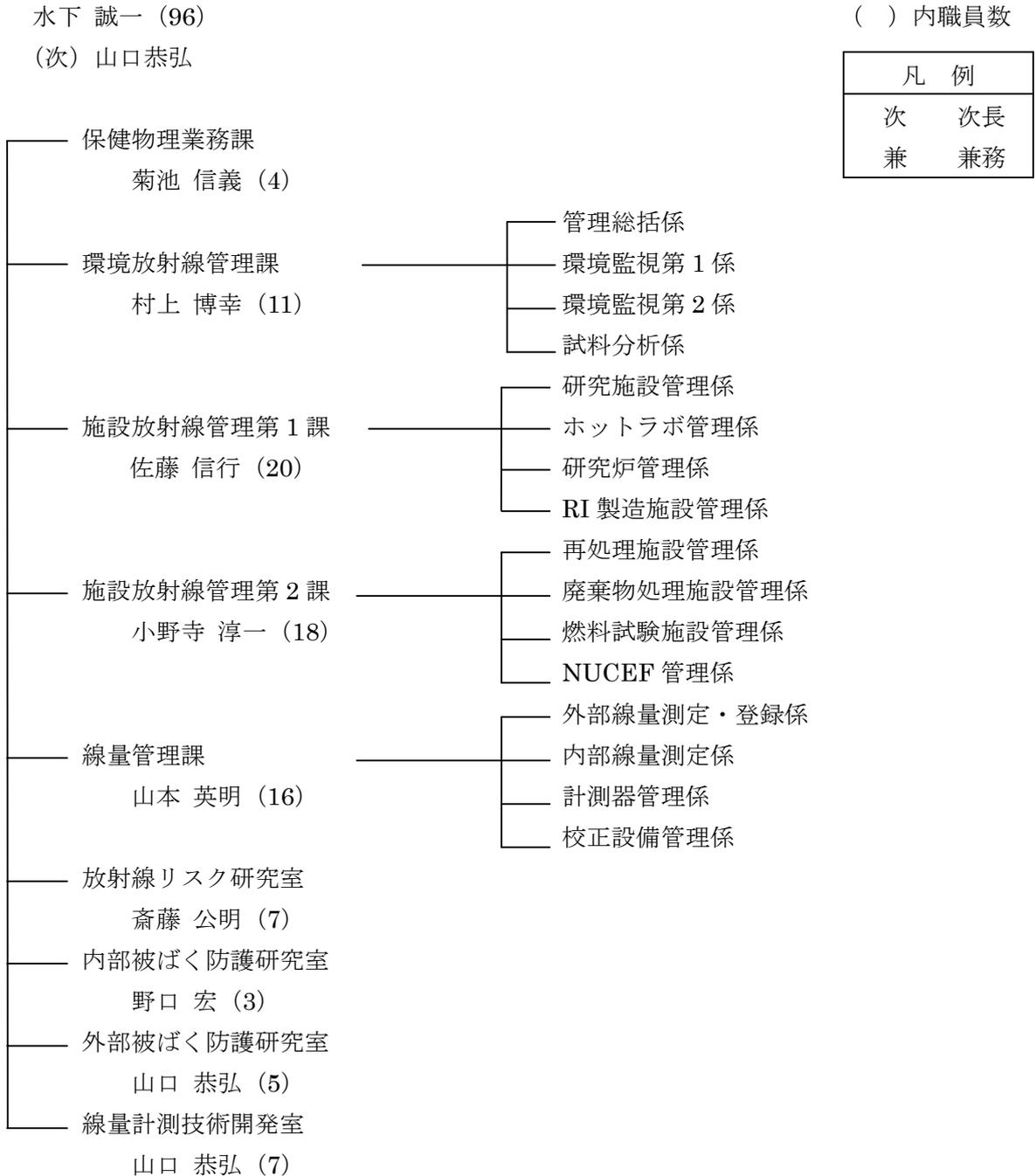


* 職員数には、業務協力員・博士研究員・外来研究員等を含む。

図 2.1 原子力科学研究所放射線管理部の組織（平成 18 年 3 月 31 日現在）

日本原子力研究所東海研究所保健物理部（平成 17 年 4 月 1 日～平成 17 年 9 月 30 日）の組織を図 2.2 に示す。

東海研究所保健物理部



* 職員数には、業務協力員・博士研究員・外来研究員等を含む。

図 2.2 原子力科学研究所放射線管理部の組織（平成 17 年 9 月 30 日現在）

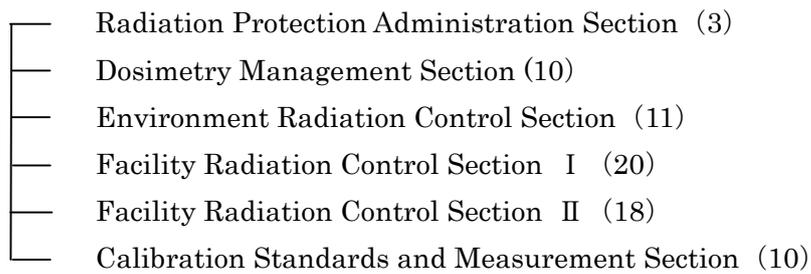
Organization Chart of Department of Radiation Protection
as of March 31, 2006

() : Number of Personnel*

Tokai Research and Development Center.

Nuclear Science Research Institute.

Department of Radiation Protection. (75)



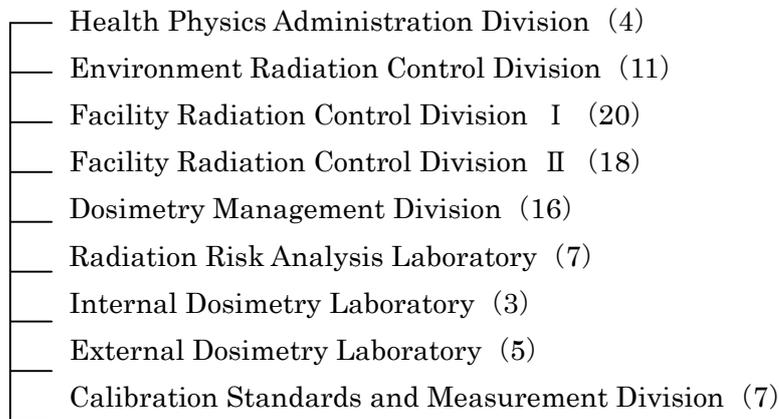
* Cooperative Staffs, Post-Doctoral Fellows, Visiting Researchers, etc. are included.

Organization Chart of Department of Health Physics
as of September 30, 2005

() : Number of Personnel*

Tokai Research Establishment

Department of Health Physics (96)



Naka Fusion Research Establishment

Department of Administrative Services

Safety Division (7)

Takasaki Radiation Chemistry Research Establishment

Department of Administrative Services

Safety Division (6)

Oarai Research Establishment

Office of Operational Safety Administration

Radiation Control Division (22)

Kansai Research Establishment

Department of Administrative Services

Safety Division (6)

Mutsu Establishment

Department of Administrative Services

Operation Safety Administration Division (5)

* Cooperative Staffs, Post-Doctoral Fellows, Visiting Researchers, etc. are included.

原子力科学研究所放射線管理部の業務の概要は以下の通りである。

(放射線管理部業務課)

- (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。

3. 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2004年度に引き続き滞りなく実施した。また，環境放射線監視中央データ処理装置，サーベイメータ等の放射線測定機器，モニタ集中監視装置等の更新整備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に努めた。

2005年度に原子力科学研究所（9月までは東海研究所）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又は濃度は，いずれも保安規定等に定められた放出管理目標値又は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 $3.4 \times 10^{-2} \mu\text{Sv}$ 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。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した。また，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）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。各事業所の作業に関して，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。2005年度における旧原研全事業所の実効線量は，最大 3.8mSv ，平均 0.03mSv であり，集団実効線量は $198.0 \text{人} \cdot \text{mSv}$ 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実施した。

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の委員を派遣するなど，各種の原子力関連の公的事業の推進に協力した。

3.1 管理の総括

2005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 $3.4 \times 10^{-2} \mu\text{Sv}$ 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)

3.1.1 管理区域

原子炉施設保安規定，核燃料物質使用施設等保安規定，放射線障害予防規定及び少量核燃料物質使用施設等保安規程に基づき設定されている第1種管理区域及び第2種管理区域を図3.1.1-1に示す（一時的に指定されたものは除く）。

2005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40件であった。主な設定理由は、排気フィルタ交換などの排気設備関連の保守作業等（34件）及び排水設備の点検作業（6件）であった。

(菊地 正光)

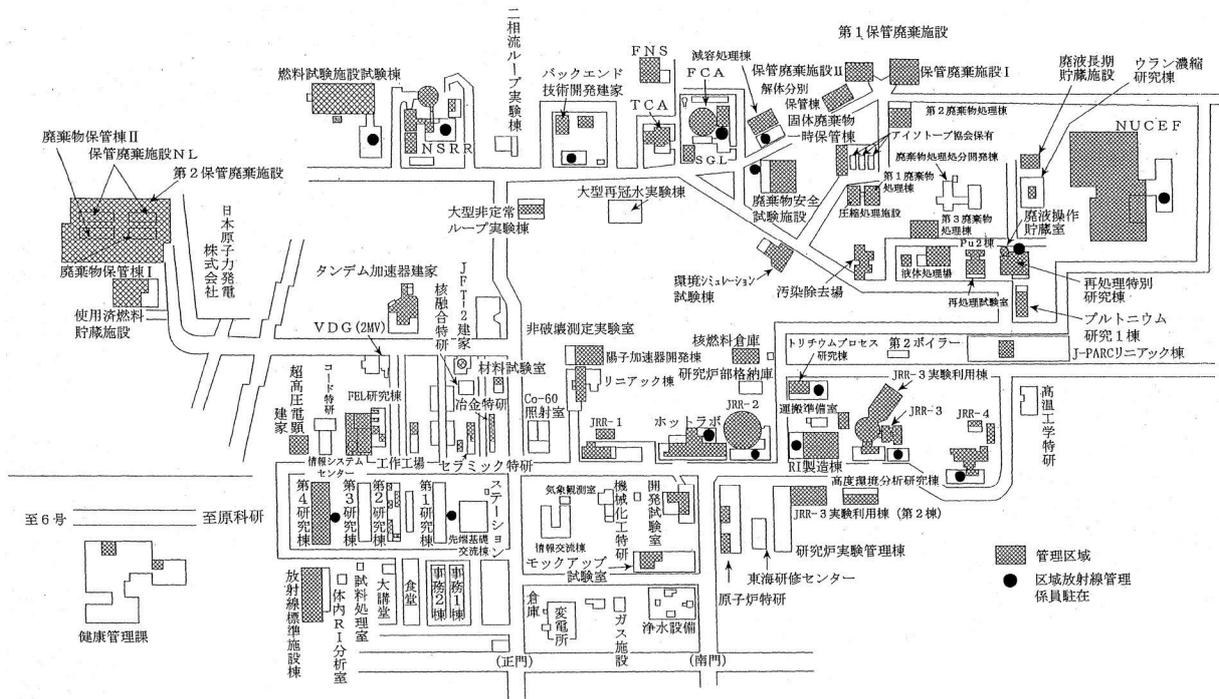


図 3.1.1-1 管理区域の位置 (2006年3月現在)

3.1.2 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

2005 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 3.1.2-1 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

2005 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 3.1.2-2 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 $4.7 \times 10^6 \text{Bq}$ 、 ^3H が $2.7 \times 10^{11} \text{Bq}$ 、 ^{14}C が 0Bq であった。これらの値を 2004 年度と比較すると、 ^3H 、 ^{14}C 以外の核種は 3.1 倍、 ^3H は 1.3 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 $3.8 \times 10^{-5} \text{Bq/cm}^3$ 、3 か月平均濃度の最大値は、 ^3H 、 ^{14}C 以外の核種で $1.6 \times 10^{-6} \text{Bq/cm}^3$ 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 $2.4 \times 10^{10} \text{Bq}$ であった。この値は、2004 年度と比較すると 0.73 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 3.1.2-3 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 3.1.2-4 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 3.1.2-1 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
(2005 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 241Am 60Co 131I	— 0 0 0	<7.3×10 ⁻¹¹ <5.0×10 ⁻¹¹ <7.3×10 ⁻¹¹ <8.3×10 ⁻¹⁰	HTO HT	4.6×10 ⁸ 0	<2.6×10 ⁻⁶ <1.5×10 ⁻⁶
	東棟	全β 241Am 60Co 131I	— 0 0 0	<7.3×10 ⁻¹¹ <5.0×10 ⁻¹¹ <7.3×10 ⁻¹¹ <6.8×10 ⁻¹⁰	HTO HT	0 0	<3.6×10 ⁻⁶ <3.1×10 ⁻⁶
放射線標準 施設棟	西棟	—	—	—	HTO HT	0 0	<1.2×10 ⁻⁵ <1.2×10 ⁻⁵
	東棟	全β 241Am 60Co	— 0 0	<3.1×10 ⁻¹⁰ <2.1×10 ⁻¹⁰ <3.1×10 ⁻¹⁰	—	—	—
冶金特研		全β 234U 60Co	— 0 0	<6.1×10 ⁻¹⁰ <4.2×10 ⁻¹⁰ <6.1×10 ⁻¹⁰	—	—	—
セラミック特研		全β 全α 60Co	— — 0	<6.1×10 ⁻¹⁰ <4.2×10 ⁻¹⁰ <6.1×10 ⁻¹⁰	HTO HT	4.0×10 ⁸ 0	<1.9×10 ⁻⁵ <2.3×10 ⁻⁵
タンデム加速器建家		全β 237Np 60Co	— 0 0	<1.5×10 ⁻¹⁰ <9.9×10 ⁻¹¹ <1.5×10 ⁻¹⁰	—	—	—
ホットラボ	主排気口	全β 238Pu 137Cs	— 0 0	<1.1×10 ⁻¹⁰ <6.0×10 ⁻¹¹ <1.1×10 ⁻¹⁰	85Kr	0	<6.7×10 ⁻³
	副排気口	全β 137Cs	— 0	<1.1×10 ⁻¹⁰ <1.1×10 ⁻¹⁰	—	—	—
JRR-1		全β 60Co	— 0	<4.0×10 ⁻¹⁰ <4.0×10 ⁻¹⁰	—	—	—
JRR-2		全β 全α 60Co 131I	— — 0 0	<4.0×10 ⁻¹⁰ <2.5×10 ⁻¹⁰ <1.4×10 ⁻⁹ <2.2×10 ⁻⁹	3H	0	<5.1×10 ⁻⁴
JRR-3		全β 全α 60Co 131I	— — 0 0	<1.1×10 ⁻¹⁰ <6.0×10 ⁻¹¹ <3.4×10 ⁻¹⁰ <9.3×10 ⁻¹⁰	3H 41Ar	0 2.3×10 ⁹	<7.2×10 ⁻⁵ <1.1×10 ⁻³
実験利用棟第2棟		全β 237Np 60Co	— 0 0	<1.1×10 ⁻¹⁰ <6.0×10 ⁻¹¹ <1.1×10 ⁻¹⁰	3H	0	<3.6×10 ⁻⁵
JRR-4		全β 全α 60Co 131I	— — 0 0	<1.4×10 ⁻¹⁰ <8.8×10 ⁻¹¹ <6.0×10 ⁻¹⁰ <2.2×10 ⁻⁹	41Ar	5.0×10 ⁸	<1.5×10 ⁻³
開発試験室 VHTRC		全β 全α 60Co 131I	— — 0 0	<4.0×10 ⁻¹⁰ <2.5×10 ⁻¹⁰ <1.4×10 ⁻⁹ <2.2×10 ⁻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	<4.0×10 ⁻¹⁰ <2.5×10 ⁻¹⁰ <2.5×10 ⁻¹⁰	—	—	—
R I 製造棟	200 エリア	全β 60Co 210Po	— 0 0	<4.0×10 ⁻¹⁰ <4.0×10 ⁻¹⁰ <2.5×10 ⁻¹⁰	3H	0	<1.2×10 ⁻⁴
	300 エリア	全β 131I 60Co 122Sb 124Sb	— 7.2×10 ⁴ 0 7.7×10 ³ 5.1×10 ⁴	<3.7×10 ⁻¹⁰ <6.7×10 ⁻¹⁰ <3.7×10 ⁻¹⁰ <2.0×10 ⁻⁹ <9.7×10 ⁻⁹	3H 85Kr	0 2.3×10 ⁸	<1.0×10 ⁻⁴ <8.0×10 ⁻⁴
	400 エリア	全β U _{nat} 60Co	— 0 0	<9.4×10 ⁻¹¹ <6.0×10 ⁻¹¹ <9.4×10 ⁻¹¹	HTO HT	9.5×10 ⁹ 0	1.6×10 ⁻⁴ <7.1×10 ⁻⁵
	600 エリア	全β 60Co	— 0	<4.0×10 ⁻¹⁰ <4.0×10 ⁻¹⁰	—	—	—
核燃料倉庫		全β U _{nat}	— 0	<4.0×10 ⁻¹⁰ <3.0×10 ⁻¹⁰	—	—	—
高度環境分析研究棟		全α 239Pu	— 0	<6.0×10 ⁻¹¹ <6.0×10 ⁻¹¹	—	—	—
トリチウムプロセス 研究棟		全β U _{nat}	— 0	3.6×10 ⁻¹⁰ <6.0×10 ⁻¹¹	HTO HT	6.8×10 ¹⁰ 5.0×10 ⁹	1.9×10 ⁻⁴ 1.4×10 ⁻⁵
プルトニウム研究 1棟	排気口 I	全β 239Pu 106Ru	— 0 0	<5.5×10 ⁻¹¹ <3.0×10 ⁻¹¹ <5.5×10 ⁻¹¹	—	—	—
	排気口 II・III	全β 239Pu 106Ru	— 0 0	<1.1×10 ⁻¹⁰ <6.0×10 ⁻¹¹ <1.1×10 ⁻¹⁰	—	—	—
再処理特別研究棟	スタック I	全β 239Pu 137Cs 90Sr	— 0 0 4.3×10 ¹	<5.5×10 ⁻¹¹ <3.0×10 ⁻¹¹ <5.5×10 ⁻¹¹ <1.3×10 ⁻¹²	—	—	—
	スタック II	全β 239Pu 137Cs	— 0 0	<5.5×10 ⁻¹¹ <3.0×10 ⁻¹¹ <5.5×10 ⁻¹¹	—	—	—
プルトニウム研究2棟		全β U _{nat}	— 0	<2.0×10 ⁻¹⁰ <1.3×10 ⁻¹⁰	—	—	—
再処理試験室		全β U _{nat}	— 0	<5.5×10 ⁻¹¹ <3.0×10 ⁻¹¹	—	—	—
ウラン濃縮研究棟		全β U _{nat}	— 0	<5.5×10 ⁻¹¹ <3.0×10 ⁻¹¹	—	—	—
汚染除去場		全β 137Cs 241Am	— 0 0	<2.0×10 ⁻¹⁰ <4.2×10 ⁻¹⁰ <1.3×10 ⁻¹⁰	—	—	—
第1廃棄物処理棟		全β 137Cs 241Am	— 0 0	<2.1×10 ⁻¹⁰ <4.6×10 ⁻¹⁰ <1.3×10 ⁻¹⁰	3H	0	<1.2×10 ⁻⁴
第2廃棄物処理棟		全β 137Cs 241Am	— 0 0	<4.7×10 ⁻¹¹ <1.0×10 ⁻¹⁰ <3.0×10 ⁻¹¹	—	—	—
解体分別保管棟		全β 137Cs 241Am	— 0 0	<2.4×10 ⁻¹⁰ <4.9×10 ⁻¹⁰ <1.6×10 ⁻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 <4.4×10 ⁻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	<7.6×10 ⁻¹¹ <1.7×10 ⁻¹⁰ <4.9×10 ⁻¹¹	³ H	0	<9.5×10 ⁻⁵
環境シミュレーション 試験棟		全β 137Cs 237Np	— 0 0	<4.7×10 ⁻¹¹ <4.7×10 ⁻¹¹ <3.0×10 ⁻¹¹	—	—	—
廃棄物安全試験施設		全β 241Am 137Cs	— 0 0	<4.7×10 ⁻¹¹ <3.0×10 ⁻¹¹ <4.7×10 ⁻¹¹	⁸⁵ Kr	7.0×10 ⁷	<2.4×10 ⁻³
FCA・SGL		全β 137Cs 131I 239Pu	— 0 2.2×10 ⁴ 0	<2.2×10 ⁻¹⁰ <4.3×10 ⁻¹⁰ <2.3×10 ⁻⁹ <1.4×10 ⁻¹⁰	—	—	—
TCA		全β 60Co 131I 234U	— 0 0 0	<2.7×10 ⁻¹⁰ <7.2×10 ⁻¹⁰ <2.6×10 ⁻⁹ <1.8×10 ⁻¹⁰	—	—	—
FNS		全β	—	<3.9×10 ⁻¹⁰	HTO HT 13N	2.4×10 ¹⁰ 1.7×10 ¹⁰ 3.2×10 ¹¹	2.0×10 ⁻⁴ 1.4×10 ⁻⁴ <2.7×10 ⁻³
バックエンド 技術開発建家		全β 60Co 243Am	— 0 0	<4.0×10 ⁻¹⁰ <4.0×10 ⁻¹⁰ <2.5×10 ⁻¹⁰	—	—	—
NSRR	原子炉棟	全β 全α 60Co 131I	— — 0 0	<1.9×10 ⁻¹⁰ <1.2×10 ⁻¹⁰ <6.3×10 ⁻¹⁰ <7.6×10 ⁻⁹	⁴¹ Ar	4.8×10 ⁹	<5.3×10 ⁻³
	燃料棟	全β 60Co	— 0	<2.0×10 ⁻¹⁰ <5.3×10 ⁻¹⁰	—	—	—
燃料試験施設		全β 131I 239Pu 137Cs	— 0 0 0	<5.5×10 ⁻¹¹ <4.4×10 ⁻⁹ <3.0×10 ⁻¹¹ <5.5×10 ⁻¹¹	⁸⁵ Kr	3.9×10 ¹¹	<8.8×10 ⁻³
NUCEF STACY TRACY BECKEY		全β 131I 137Cs 239Pu	— 6.4×10 ⁴ 0 0	<3.1×10 ⁻¹¹ <7.2×10 ⁻¹⁰ <1.3×10 ⁻¹⁰ <1.6×10 ⁻¹¹	¹³⁸ Xe ⁸⁵ Kr	4.7×10 ¹¹ 7.3×10 ⁸	<6.8×10 ⁻⁴ <6.8×10 ⁻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 3.1.2-2 放射性廃液の排水溝における平均濃度・年間放出量

(2005 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 : 6.9×10 ⁻⁵ (4.8×10 ⁻⁵) ³ H : 1.1×10 ⁻³ (2.4×10 ⁻³)	³ H, ¹⁴ C 以外 : 8.8×10 ⁻⁷ (1.4×10 ⁻⁶) ³ H : 1.2×10 ⁻⁵ (3.7×10 ⁻⁵)	³ H, ¹⁴ C 以外 : 4.6×10 ⁵ (1.2×10 ⁶) (内訳) $\left[\begin{array}{l} {}^{22}\text{Na} : (4.2 \times 10^3) \\ {}^{54}\text{Mn} : (3.3 \times 10^3) \\ {}^{60}\text{Co} : 4.5 \times 10^4 \\ \quad (3.6 \times 10^5) \\ {}^{87}\text{Y} : 7.2 \times 10^3 \\ {}^{90}\text{Sr} : 4.8 \times 10^3 \\ {}^{137}\text{Cs} : 3.5 \times 10^5 \\ \quad (6.5 \times 10^5) \end{array} \right. \left. \begin{array}{l} {}^{232}\text{Th} : 3.0 \times 10^4 \\ \quad (6.0 \times 10^4) \\ {}^{234}\text{U} : 2.5 \times 10^4 \\ {}^{237}\text{Np} : (1.3 \times 10^4) \\ {}^{241}\text{Am} : (8.4 \times 10^2) \\ \text{U}_{\text{nat}} : (1.1 \times 10^5) \end{array} \right.$ ³ H : 8.0×10 ⁶ (1.2×10 ⁷)
第 2 排水溝	³ H, ¹⁴ C 以外 : 3.8×10 ⁻⁵ (6.8×10 ⁻⁴) ³ H : 1.9 (1.5×10 ⁻²) ¹⁴ C : (1.8×10 ⁻²)	³ H, ¹⁴ C 以外 : 1.6×10 ⁻⁶ (5.5×10 ⁻⁵) ³ H : 9.7×10 ⁻² (3.0×10 ⁻⁴) ¹⁴ C : (1.4×10 ⁻³)	³ H, ¹⁴ C 以外 : 4.2×10 ⁶ (1.7×10 ⁸) (内訳) $\left[\begin{array}{l} {}^{54}\text{Mn} : 5.5 \times 10^4 \\ {}^{60}\text{Co} : 6.2 \times 10^5 \\ \quad (7.6 \times 10^7) \\ {}^{90}\text{Sr} : 2.1 \times 10^6 \\ {}^{106}\text{Ru} : (6.9 \times 10^5) \\ {}^{110\text{m}}\text{Ag} : 6.7 \times 10^4 \\ {}^{134}\text{Cs} : 5.3 \times 10^4 \end{array} \right. \left. \begin{array}{l} {}^{137}\text{Cs} : 1.3 \times 10^6 \\ \quad (6.7 \times 10^7) \\ {}^{210}\text{Po} : (6.1 \times 10^3) \\ {}^{234}\text{U} : (4.0 \times 10^4) \\ {}^{239}\text{Pu} : (4.5 \times 10^4) \\ {}^{241}\text{Am} : (2.9 \times 10^7) \end{array} \right.$ ³ H : 2.7×10 ¹¹ (5.8×10 ⁸) ¹⁴ C : (4.1×10 ⁹)
第 3 排水溝	³ H, ¹⁴ C 以外 : (2.3×10 ⁻⁴) ³ H : 3.1×10 ⁻¹	³ H, ¹⁴ C 以外 : (8.4×10 ⁻⁵) ³ H : 6.1×10 ⁻²	³ H, ¹⁴ C 以外 : (2.2×10 ⁵) (内訳) $\left[\begin{array}{l} {}^{60}\text{Co} : (1.8 \times 10^5) \\ {}^{234}\text{U} : (1.5 \times 10^4) \\ {}^{239}\text{Pu} : (1.2 \times 10^4) \\ {}^{243}\text{Am} : (1.4 \times 10^4) \end{array} \right.$ ³ H : 5.9×10 ⁷

	廃棄物処理場へ搬出*3		排水溝における濃度及び年間放出量			
	年間放射能 (Bq)	廃液量 (m ³)	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)	廃液量 (m ³)
合 計	$\beta \cdot \gamma$: 2.4×10^{10} α *4 : 6.0×10^8 ^3H : 2.9×10^{11}	6.6×10^2	$^3\text{H}, ^{14}\text{C}$ 以外 : 3.8×10^{-5} (6.8×10^{-4})	$^3\text{H}, ^{14}\text{C}$ 以外 : 1.6×10^{-6} (8.4×10^{-5})	$^3\text{H}, ^{14}\text{C}$ 以外 : 4.7×10^6 (1.7×10^8) (内訳) ^{22}Na : (4.2×10^3) ^{54}Mn : 5.5×10^4 (3.3×10^3) ^{60}Co : 6.7×10^5 (7.7×10^7) ^{87}Y : 7.2×10^3 ^{90}Sr : 2.1×10^6 ^{106}Ru : (6.9×10^5) $^{110\text{m}}\text{Ag}$: 6.7×10^4 ^{134}Cs : 5.3×10^4 ^{137}Cs : 1.7×10^6 (6.8×10^7) ^{210}Po : (6.1×10^3) ^{232}Th : 3.0×10^4 (6.0×10^4) ^{234}U : 2.5×10^4 (5.5×10^4) ^{237}Np : (1.3×10^4) ^{239}Pu : (5.7×10^4) ^{241}Am : (2.9×10^7) ^{243}Am : (1.4×10^4) U_{nat} : (1.1×10^5)	3.1×10^4
			^3H : 1.9 (1.5×10^{-2}) ^{14}C : (1.8×10^{-2})	^3H : 9.7×10^{-2} (3.0×10^{-4}) ^{14}C : (1.4×10^{-3})	^3H : 2.7×10^{11} (5.9×10^8) ^{14}C : (4.1×10^9)	

*1 検出下限濃度以上の放出量を排水溝流量で除した値の最大値。検出下限濃度未満の放出量については、検出下限濃度で放出したとして同様に計算し、()内に示した。

*2 検出下限濃度以上と未満の放出量を区分して集計した。検出下限濃度未満の放出量については、検出下限濃度で放出したとして放出量を計算し、()内に示した。

*3 所外施設（放射線医学総合研究所，日本アイソトープ協会）からの廃液は含まれていない。

*4 保安規定に定める $\beta \cdot \gamma$ 廃液廃棄物中の放射能である。

表 3.1.2-3 気体廃棄物の年間放出量と放出管理目標値との比較

(2005 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* (Bq)	年間放出量 放出管理目標値
JRR-2	放射性ガス	^3H	9.6×10^{12}	0	—
JRR-3	放射性希ガス	^{41}Ar	6.2×10^{13}	2.3×10^9	3.7×10^{-5}
	放射性ガス	^3H	7.4×10^{12}	0	—
JRR-4	放射性希ガス	^{41}Ar	9.6×10^{11}	5.0×10^8	5.2×10^{-4}
NSRR	放射性希ガス	主に $^{41}\text{Ar}, ^{135}\text{Xe}$	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 $^{89}\text{Kr}, ^{138}\text{Xe}$	8.1×10^{13}	4.7×10^{11}	5.8×10^{-3}
	放射性よう素	^{131}I	1.5×10^{10}	6.4×10^4	4.3×10^{-6}
	プルトニウム (アメリシウムを含む)	主に $^{239}\text{Pu}, ^{241}\text{Pu}$	4.0×10^7	0	—

* 検出下限濃度未満は放出量を 0 として集計した。

表 3.1.2-4 液体廃棄物の年間放出量と放出管理目標値との比較

(2005 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
$^3\text{H}, ^{14}\text{C}$ 以外の核種	総量	1.8×10^{10}	4.7×10^6	2.6×10^{-4}
	^{60}Co	3.7×10^9	6.7×10^5	1.8×10^{-4}
	^{137}Cs	3.7×10^9	1.7×10^6	4.6×10^{-4}
^3H		2.5×10^{13}	2.7×10^{11}	1.1×10^{-2}
^{14}C		1.1×10^{11}	0	—

* 第 1, 第 2, 第 3 排水溝の合計値

3.1.3 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 2005 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 $2.0 \times 10^{-2} \mu\text{Sv}$ であった。原子炉施設毎の実効線量を表 3.1.3-1 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 $4.9 \times 10^{-2} \mu\text{Sv}$, $3.9 \times 10^{-2} \mu\text{Sv}$ 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 ^{14}C 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、 $1.4 \times 10^{-2} \mu\text{Sv}$ であった。核種別の実効線量を表 3.1.3-2 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 $3.4 \times 10^{-2} \mu\text{Sv}$ 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 3.1.3-1 放射性希ガスによる年間実効線量

(2005 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	2.3×10^9	8.7×10^{-5}
JRR-4	5.0×10^8	6.9×10^{-5}
NSRR	4.8×10^9	1.6×10^{-5}
STACY TRACY	4.7×10^{11}	2.0×10^{-2}
合 計		2.0×10^{-2}

* 検出下限濃度未満は放出量を 0 として集計した。

表 3.1.3-2 液体廃棄物による年間実効線量

(2005 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	6.7×10^5
	^{137}Cs	1.7×10^6
	その他	2.3×10^6
^3H	2.7×10^{11}	1.1×10^{-3}
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。

3.1.4 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、2005 年 10 月 1 日現在及び 2006 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、2005 年 10 月 1 日現在の保有状況の調査を実施した。表 3.1.4-1 に放射性同位元素の保有状況を示す。

(菊地 正光)

表 3.1.4-1 放射性同位元素保有状況

(2005年度)

施設名	密封されていない放射性同位元素 (2006年3月31日現在)			密封された放射性同位元素 (2006年3月31日現在)				密封微量線源 (2005年10月1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2研究棟				1.6×10 ¹¹	⁵⁵ Fe, ¹³⁷ Cs	6	10	1.5×10 ⁷	¹³⁷ Cs, ²⁴¹ Am	8	732
第3研究棟								1.3×10 ⁷	¹³⁷ Cs, ²⁴¹ Am	30	294
第4研究棟	1.2×10 ¹¹	⁸⁵ Kr, ²⁴¹ Am	50	5.0×10 ¹³	⁶⁰ Co, ⁸⁵ Kr	4	7	1.2×10 ⁷	¹³⁷ Cs, ²⁴¹ Am	29	249
放射線標準施設棟	6.9×10 ¹⁰	³ H, ⁸⁵ Kr	12	1.1×10 ¹³	⁶⁰ Co, ²⁴¹ Am	12	51	4.9×10 ⁷	¹³⁷ Cs, ²⁴¹ Am	21	146
F E L 研究棟				5.3×10 ⁶	¹³⁷ Cs	1	1	1.9×10 ⁶	¹⁵² Eu, ²⁴¹ Am	11	22
タンデム加速器建家	4.6×10 ⁵	²⁴⁸ Cm, ²⁵² Cf	8					2.0×10 ⁶	⁶⁰ Co, ²⁴¹ Am	16	69
セラミック特研	2.7×10 ¹⁰	³ H, ⁶⁰ Co	2								
冶金特研	6.2×10 ¹⁰	⁹⁹ Tc	1					9.6×10 ⁵	¹³⁷ Cs, ²⁴¹ Am	9	17
開発試験室								2.3×10 ⁵	¹³⁷ Cs	1	1
J R R - 2								3.0×10 ⁶	⁶⁰ Co, ¹³⁷ Cs	9	106
原子炉特研				9.2×10 ¹¹	⁴¹ Am-Be	3	11	2.3×10 ⁷	⁶⁰ Co, ²⁴¹ Am	17	177
J R R - 3				1.8×10 ¹¹	²⁴¹ Am-Be	2	3	1.9×10 ⁷	¹³⁷ Cs, ²⁴¹ Am	17	104
JRR-3 実験利用棟(第1棟)								4.5×10 ⁶	¹³⁷ Cs	14	20
JRR-3 実験利用棟(第2棟)	1.9×10 ⁸	²² Na	17	6.3×10 ⁸	⁵⁷ Co, ²⁴¹ Am	3	3	6.3×10 ⁶	¹³⁷ Cs, ²⁴¹ Am	21	83
J R R - 4				1.8×10 ¹¹	²⁴¹ Am-Be	1	3	1.1×10 ⁶	⁶⁰ Co, ²⁴¹ Am	9	18
ホットラボ	1.3×10 ¹²	⁵⁵ Fe, ⁶⁰ Co	14	2.2×10 ⁷	⁶⁰ Co	1	1	7.9×10 ⁵	³ H, ¹³⁷ Cs	6	32
ラジオアイソトープ製造棟	7.7×10 ¹³	³ H, ¹⁴ C	36	1.7×10 ¹¹	⁶⁰ Co, ²⁴¹ Am	8	28	3.8×10 ⁷	¹³⁷ Cs, ¹⁵² Eu	23	560
J R R - 1	5.9×10 ¹	²⁴ Na	2					7.2×10 ⁵	¹³⁷ Cs, ²⁴¹ Am	6	11
リニアック建家								1.8×10 ⁶	⁶⁰ Co, ²⁴¹ Am	12	20
トリチウムプロセス研究棟	1.5×10 ¹⁶	³ H	1					3.4×10 ⁵	⁹⁰ Sr	1	1
プルトニウム研究1棟	9.9×10 ¹¹	²⁴¹ Am, ²⁴⁴ Cm	5	2.5×10 ⁹	²³⁷ Np, ²⁴¹ Am	3	6	1.6×10 ⁶	²³⁷ Np	1	3
再処理特別研究棟								8.1×10 ⁵	⁶⁰ Co, ²⁴¹ Am	15	41
高度環境分析研究棟								3.9×10 ⁵	⁶⁰ Co, ²⁴¹ Am	22	52
汚染除去場	4.3×10 ⁶	⁶⁰ Co, ¹³⁷ Cs	13					3.1×10 ⁴	⁶⁰ Co, ¹³⁷ Cs	2	3
廃棄物安全試験施設	4.7×10 ¹⁴	⁹⁰ Sr, ¹³⁷ Cs	37	9.7×10 ¹²	⁶⁰ Co	1	5	6.1×10 ⁶	¹³⁷ Cs, ²⁴¹ Am	24	161
環境シミュレーション試験棟	3.0×10 ⁸	¹⁴ C, ⁹⁹ Tc	17					5.1×10 ⁶	⁶⁰ Co, ¹³⁷ Cs	6	59
F C A				3.1×10 ¹²	²⁴¹ Am, ²⁵² Cf	7	13	5.3×10 ⁶	¹³⁷ Cs, ²⁴¹ Am	18	73
T C A				4.2×10 ¹¹	³ H, ²⁵² Cf	3	7	1.6×10 ⁷	⁶⁰ Co, ²⁴¹ Am	11	21
F N S	2.2×10 ¹⁴	³ H, ⁶⁰ Co	6	5.0×10 ⁸	¹³⁷ Cs, ²⁵² Cf	4	4	4.2×10 ⁶	³ H, ²⁴¹ Am	19	57
N S R R				1.1×10 ¹¹	²⁴¹ Am-Be	1	1	1.3×10 ⁶	¹³⁷ Cs, ²⁴¹ Am	12	16
バックエンド技術開発建家	3.5×10 ⁷	⁶⁰ Co, ¹³⁷ Cs	22					1.2×10 ⁷	¹³⁷ Cs, ²⁴¹ Am	17	91
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	3.9×10 ¹¹	³ H, ²⁴¹ Am	22	4.6×10 ¹¹	³ H, ⁶⁰ Co	5	13	1.6×10 ⁸	¹³⁷ Cs, ²⁴¹ Am	32	245
体内R I 分析室								7.5×10 ⁵	¹⁴ C, ²⁴¹ Am	10	55
移動式全身カウンタ								6.7×10 ⁴	⁶⁰ Co, ¹³⁷ Cs	8	10
第2廃棄物処理棟								9.1×10 ⁵	¹³⁷ Cs, ²⁴¹ Am	5	10
第3廃棄物処理棟	5.7×10 ⁴	⁵⁵ Fe, ⁶⁰ Co	3					4.4×10 ⁵	¹³⁷ Cs, ²⁴¹ Am	10	11
解体分別保管棟								6.5×10 ⁵	⁶⁰ Co	1	16
減容処理棟								2.6×10 ⁷	³ H, ¹³⁷ Cs	13	103
第1廃棄物処理棟								5.7×10 ⁵	³ H, ¹⁴ C	3	25
合計	1.6×10 ¹⁶			7.8×10 ¹³			190	4.5×10 ⁸			3755

3.1.5 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）

3.2 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には、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、又は加速器施設といった放射線施設が設置されている。

主な施設の概要は、以下のとおりである。

JRR-3 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）を、JRR-4 では、医療照射としてホウ素中性子捕捉療法（BNCT）を実施している。また、JRR-2 及び VHTRC では、その役目を終え、解体中の原子炉施設として管理されている。

ホットラボ施設では、核燃料物質及び放射性同位元素に係わるすべての照射後試験を終了し、不用品の解体・撤去、照射後試験業務の民間移行、放射性廃棄物の処分、ケーブル・セル等使用設備の一部解体・撤去等を実施中であり、今後は、所内の未照射核物質の一時保管施設として有効利用される予定である。

タンデム加速器建家では、高エネルギー重イオンビームを用いた物質科学研究（重元素核物理の研究、重元素核化学の研究、イオン化した原子構造の研究、固体材料の物性の研究、重イオン照射効果の研究、新機能性材料開発等）に利用されている。また、研究 2 棟及び研究 4 棟は、核燃料物質や放射性同位元素を使用した多目的な研究に利用されている。トリチウムプロセス研究棟では、トリチウム処理、安全取り扱い技術の開発等のトリチウム工学の研究が進められている。

これら原子炉施設、核燃料物質使用施設及び放射線施設の管理区域内に立ち入る者に対し、外部被ばくの低減化や内部被ばく防護の観点から、保護具の選定などに留意しながら放射線管理を行っている。また、施設ごとに様々な核種を用いた実験等が行われており、放射性物質の特徴を捉えた放射線管理を行っている。

なお、研究炉地区の原子炉施設、核燃料物質使用施設及び放射線施設において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。

(山本 英明)

3.2.1 原子炉施設の放射線管理

2005 年度は、VHTRC、JRR-2、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。

VHTRC では、7月11日から7月29日にかけて施設定期検査が実施され、7月29日に施設定期検査合格証が交付された。主な放射線作業としては、燃料要素の員数確認作業、IAEA 核燃料査察等が行われた。

JRR-2 では、11月7日から3月10日にかけて施設定期検査が実施され、3月10日に施設定期検査合格証が交付された。主な放射線作業としては、無機トリチウム水タンクローリー汲上作業等が行われた。原子力保安検査官による施設巡視が4回実施された。

JRR-3 では、7サイクルの共同利用運転が行われ、中性子ビームを利用した多種多様な実験及び照射が行われた。11月28日から4月6日にかけて施設定期検査が実施され、4月6日に施設定期検査合格証が交付された。主な放射線作業としては、冷中性子源装置減速材容器の更新、制御棒駆動機構の分解点検、重水イオン交換樹脂塔の交換作業等が行われた。原子力保安検査官による施設巡視が27回実施された。

JRR-4 では、37サイクルの共同利用運転が行われ、中性子ビームを活用した医療照射12回を含む多種多様な実験及び照射が行われた。8月22日から11月11日にかけて施設定期検査が実施され、11月11日に施設定期検査合格証が交付された。主な放射線作業としては、制御棒（微調整棒）駆動部の分解点検、炉心タンク内の点検等が実施された。原子力保安検査官による施設巡視が25回実施された。

(角田 昌彦)

3.2.1-1 JRR-2 及び VHTRC

(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、表面密度及び空気中の放射性物質の濃度の測定の結果、異常はなかった。

(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、1mSv/週を超え、又は超えるおそれのある区域は立入制限区域とした。

また、熱ルミネセンス線量バッジ (TLB) による管理区域内の線量当量の測定の結果、年間平均で JRR-2 は 17~24 μ Sv/週、VHTRC は 18~19 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) 空気中の放射性物質の濃度の管理

空気中の放射性物質の濃度の管理については、室内ダストモニタにより、1週間連続採取した捕集ろ紙の測定を実施した結果、空気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 4 件、VHTRC においては 11 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 3.2.1-1-1 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。

(倉持 彰彦)

表 3.2.1-1-1 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

(2005 年度)

建家名	作業環境レベル*1			実効線量*2 (mSv)	放射線 作業件数
	線量当量率 (μ Sv/h)	空气中濃度 (Bq/cm ³)	表面密度 (Bq/cm ²) β (γ)		
JRR-2	<1	<検出下限	<0.4	<0.1	4
VHTRC	<1	<検出下限	<0.4	<0.1	6
	1~<20	<検出下限	<0.4	<0.1	1
	1~<20	<検出下限	0.4~40	<0.1	2
	20~<100	<検出下限	<0.4	<0.1	2

*1 作業環境レベル区分：放射線作業連絡票における作業場の予想レベル区分

*2 作業ごとの最大値

3.2.1-2 JRR-3 及び JRR-4

(1) 作業環境の放射線監視結果

JRR-3, JRR-3 実験利用棟 (第 2 棟), 使用済燃料貯蔵施設 (DSF) 及び JRR-4 において、管理区域内の常時立ち入る場所における線量当量率、表面密度及び空气中の放射性物質の濃度等の測定した結果を表 3.2.1-2-1 に示す。その結果、いずれも異常はなかった。

(a) 線量当量率の管理

線量当量率の管理については、 γ 線エリアモニタ及び中性子線エリアモニタによる連続監視並びに γ 線サーベイメータ及び中性子レムカウンタによる定期測定の結果、すべて管理基準値未満であった。

(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、GM 管式表面汚染検査用サーベイメータ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。

(c) 空气中の放射性物質の濃度の管理

空气中の放射性物質の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 週間連続採取した捕集ろ紙の測定を実施した結果、空気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。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。

(川崎 将亜)

表 3.2.1-2-1 各施設における作業環境監視結果

(2005年度)

施設		JRR-3	JRR-3 実験利用棟 (第2棟)	DSF	JRR-4
線量当量率		≦ 23μSv/h	≦ 15μSv/h	≦ 20μSv/h	≦ 20μSv/h
表面密度(全β)		< 0.4Bq/cm ²	< 0.4Bq/cm ²	< 0.4Bq/cm ²	< 0.4Bq/cm ²
空気中 放射性 物質 濃度	ガス ^{*1}	全β	< 8.6×10 ⁻¹⁰ Bq/cm ³	< 8.3×10 ⁻¹⁰ Bq/cm ³	< 2.8×10 ⁻⁹ Bq/cm ³
		全α	—	< 1.6×10 ⁻¹⁰ Bq/cm ³	—
	ガス(⁴¹ Ar) ^{*2}	< 1.8×10 ⁻³ Bq/cm ³	—	—	< 1.5×10 ⁻³ Bq/cm ³
トリチウム ^{*2}		< 1.4×10 ⁻² Bq/cm 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-3 実験利用棟 (第2棟), 使用済燃料貯蔵施設 (DSF) 及び JRR-4 において、放射線作業は 439 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 3.2.1-2-2 に各施設ごとの放射線作業実施件数及び放射線業務従事者の実効線量を示す。

また、放射線作業の一例として、JRR-4 で実施された炉心タンク内部点検作業における放射線管理及び作業者の被ばく管理について述べる。

JRR-4 の炉室 2 階にて炉心タンク内部点検作業が 6 月 10 日から 6 月 21 日の期間実施された。本作業は、炉心タンク内に設置されている制御棒の振れ止め部など炉内構造物の目視点検、ネジ・ボルトの増し締め作業である。作業は、原子炉プールの水位を下げて行い、作業位置が炉心部から約 5 メートルであるため、作業エリアの放射線レベルが高いことが考えられた。作業開始前に作業エリアの線量当量率及び空気中濃度の測定を行った結果、線量当量率は最大 18μSv/h、表面密度は 7.1Bq/cm² であり、空気中濃度は検出下限未満であったことから、今回の作業では、身体汚染及び作業者の外部被ばく管理を重点に放射線管理を実施した。

作業者は、半面マスク、タイベックスーツ、ビニールエプロン及び警報付個人線量計を着用した。また、炉心タンク内の作業スペースが狭く、放射線保護具等の汚染も考えられたので、炉心タンクへのアクセス部である炉心ブリッジをビニールシートで養生した上に濡れウエスを敷き汚染拡大防止措置を採った。作業中の放射線管理として、作業エリアの線量当量率及び空気中濃度の連続監視を行った。

以上の結果、作業者の身体汚染もなく、外部被ばくも法令に定める限度に比べてはるかに低い値であり適切な放射線防護対策が講じられていたことを確認した。

(川松 頼光)

表 3.2.1-2-2 放射線作業件数及び放射線業務従事者の実効線量

(2005 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	196	4	1185	11.1	0.01	0.8
JRR-3 実験利用棟 (第2棟)	89	0	84	0.0	0.00	0.0
DSF	9	0	17	0.0	0.00	0.0
JRR-4	141	0	165	0.0	0.00	0.0

(3) CNS 減速材容器更新作業の放射線管理

JRR-3 施設定期検査期間中の 2006 年 1 月 5 日から 2 月 9 日において、冷中性子源装置 (CNS) の減速材容器の更新作業が実施された。CNS 減速材容器は、原子炉で発生する熱中性子を極低温の液体水素を減速材としてさらに減速し、冷中性子と呼ばれる 5meV 程度 (4Å 程度の長波長) 以下の低いエネルギーの中性子に変えることを目的とした装置である。CNS 減速材容器の更新は、原子炉運転時間が約 3 万時間に達する前に実施することになっており、前回は、1998 年度に実施されている。

CNS 減速材容器は、真空容器である水プラグ単管内の底部に位置しており、炉心を取り囲んでいる重水タンクの中に設置されている。原子炉プール内の配置を図 3.2.1-2-1 に示す。

(a) 低温流路管の切離し・復旧作業

作業者が原子炉プール内に立入り作業を行うことから、事前に炉心に装荷されている燃料要素を使用済燃料プールに移動するとともに、原子炉プールの水位を中段ステージ位置まで下げた後に高線量配管へしゃへい物を取付け、原子炉プール内作業時の被ばく線量の低減化対策とした。また、原子炉プール内の炉内構造物及び中段ステージの表面汚染レベルが高いことから、作業エリアを中心にビニール養生を行い、作業員身体への汚染付着を防止するとともに、作業環境中の空気汚染の発生を抑えた。

原子炉プール内の作業員は、全面マスク、ビニールアノラック、ゴム手袋、RI 長靴及びヘルメット等の保護具類を着用した。保護具類の着脱は、炉頂上部しゃへい体上に設置したグリーンハウス内で行い、周辺への汚染の拡大を防止した。原子炉プール内立ち入り作業時の作業環境サーベイの結果は、中段ステージ作業位置での線量当量率が 10 μ Sv/h、床面等の表面密度は 52Bq/cm² (主な核種は、⁶⁰Co, ⁵¹Cr, ⁶⁵Zn, ¹⁸¹Hf, ⁵⁴Mn 等) であった。

(b) CNS 減速材容器の線量当量率測定

CNS 減速材容器の取り出し・移動作業時における炉室内及び建家周辺への漏洩線量の影響を推定するため、事前に CNS 減速材容器表面の線量当量率の測定を実施した。重水タンク上部まで届く長さのアルミパイプを水プラグ単管近傍に沈め、その中にラドコン線量計の検出器を挿入し、炉頂部で計測した。CNS 減速材容器の表面線量当量率は、約 3.5Sv/h (水中 30cm の

位置) であり、前回とほぼ同じレベルであった。

(c) 減速材容器の取出し・移動作業

CNS 減速材容器の取り出し・移動作業に際しては、事前の測定結果を踏まえながら前回の作業手順を参考にして、外部被ばくの防護措置を講じた。

作業は、炉室内への立入りを制限して行われた。作業者は、CNS 減速材容器からの直接的な漏洩線量を避けるため、炉室 1 階 7R 装置付近に作業場所を設け、ITV モニタを見ながらクレーン操作を行った。取り出しから保管容器への挿入までの時間は約 32 分間であった。この間の炉室内及び建家周辺の線量当量及び線量当量率の測定は、各所に電子式ポケット線量計等を設置して行った。その結果、炉頂上部しゃへい体開口部で 3.8mSv、作業者操作位置で最大 4.2 μ Sv/h であった。また、建家周辺の線量当量及び線量当量率を測定した結果、電子式ポケット線量計はすべて 0 μ Sv、GM 管式サーベイメータでは最大 0.5 μ Sv/h (B.G 0.2 μ Sv/h) であった。

CNS 減速材容器移動時の炉室内の線量当量及び線量当量率の測定結果を図 3.2.1-2-2 に、CNS 減速材容器移動時の炉室内 γ 線エリアモニタ指示値の推移を図 3.2.1-2-3 に示す。

今回の主たる作業場所である原子炉プール内及び炉頂部での作業は、1 か月にわたって実施されたが、期間中空気汚染は検出されなかった。

更新作業での作業者の外部被ばくは、個人最大線量 0.2mSv、集団線量 0.4 人・mSv (作業者 14 名) であり、計画線量を下まわった。また、作業に伴う身体汚染の発生はなく、内部被ばくについても入退域検査の結果、有意な内部被ばくのないことを確認した。

(加部東 正幸)

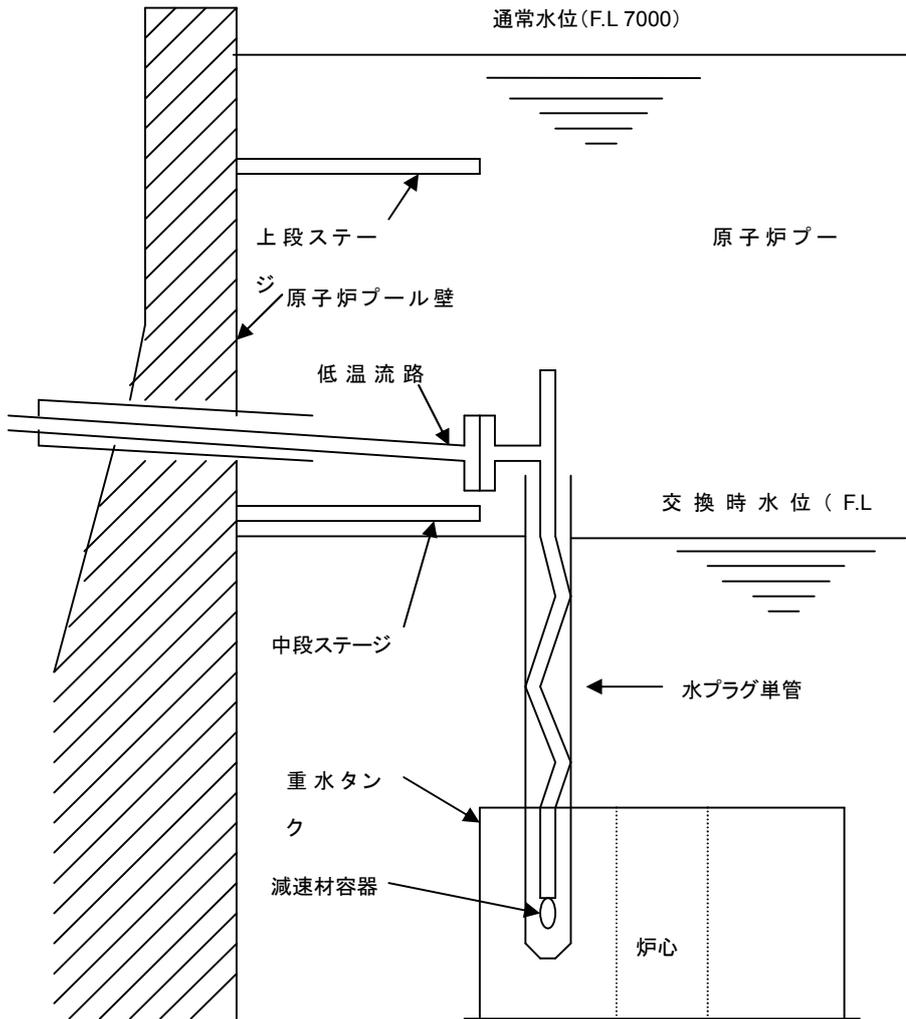


図 3.2.1-2-1 原子炉プール内の CNS 減速材容器の配置図

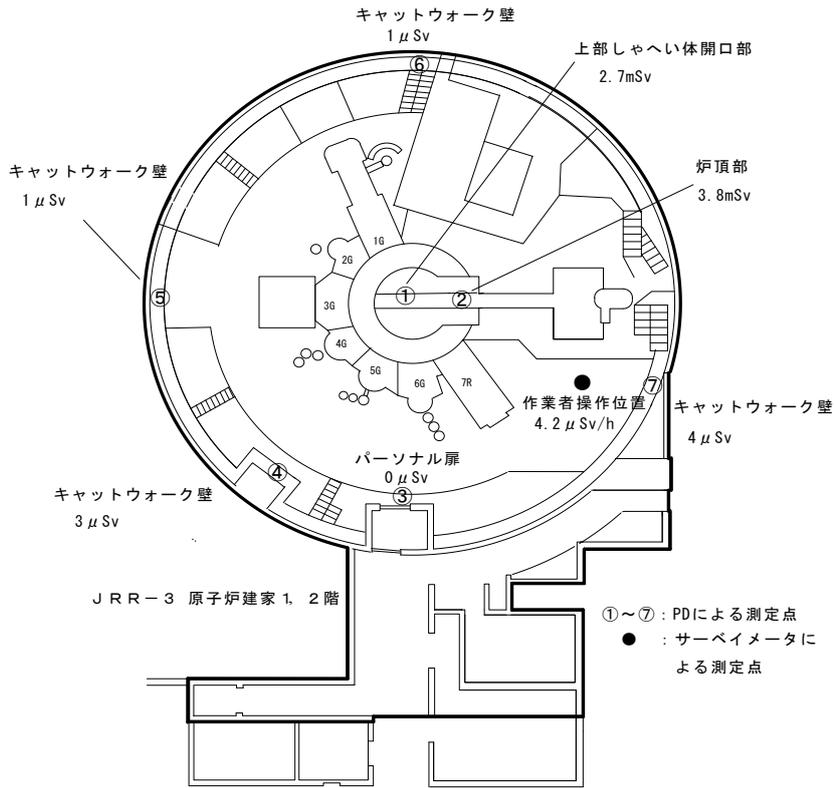


図 3.2.1-2-2 CNS 減速材容器移動時の炉室内の線量当量及び線量当量率の測定結果

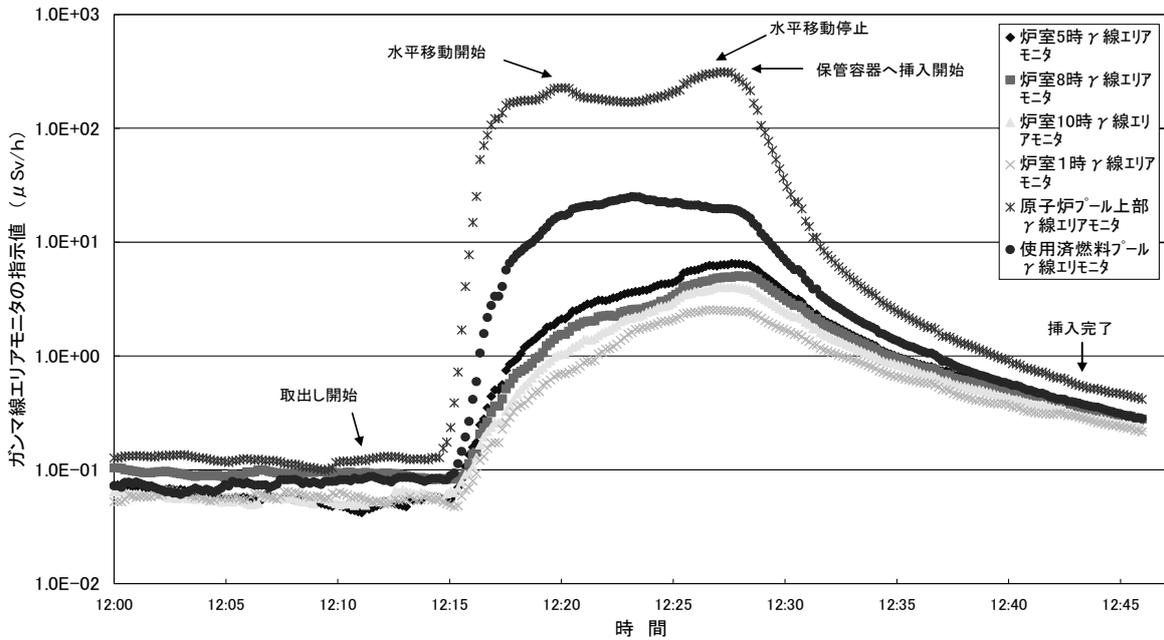


図 3.2.1-2-3 CNS 減速材容器移動時の炉室内ガンマ線エリアモニタ指示値の推移

(4) JRR-4 における医療照射に伴う放射線管理

(a) JRR-4 における医療照射の実施

研究炉 JRR-4 では、医学への中性子利用の一環としてホウ素中性子捕捉療法 (BNCT) を実施している。BNCT は脳腫瘍に対し有効な治療法として開発され、当施設では、1999 年度から 2005 年度までに 41 件 (中止 1 件を含む。) の実績がある。BNCT では、ホウ素化合物を集積させた腫瘍細胞に中性子線を照射する。JRR-4 においては、腫瘍位置により熱中性子線及び熱外中性子線の照射を選択することができる。熱中性子線照射の場合には、管理区域内において外科手術を必要とする場合がある。医療照射に伴う放射線管理では、作業環境の監視、医師団の被ばく管理、管理区域からの物品搬出の管理並びに想定外事象時における助言や支援を実施している。

(b) 医療照射における医師団の被ばく管理状況

医師団の被ばくは以下の 2 つの状況下で生じる。図 3.2.1-2-4 に示す照射室内照射口に患者を設置する時の原子炉起源の放射線 (γ 線及び中性子線)、そして放射化した患者を線源とする β 線及び γ 線による外部被ばくである。内部被ばくに関しては、照射室内の空气中放射能濃度の連続監視において有意な値は検出されておらず、その可能性は少ないと考えられる。

作業環境中の線量当量率を調査した結果、照射口周辺の γ 線で最大 500 μ Sv/h、中性子線で最大 250 μ Sv/h であった。照射直後の放射化した患部直近の線量当量率は最大 150 μ Sv/h であった。作業実施中は時間管理を行い、照射後の外科手術時には医師等に放射線防護用エプロンを着用させ被ばくの低減化を図っている。

(c) 管理区域の汚染拡大防止措置及び物品搬出の際の管理

医療照射で発生する放射性汚染は患者の汗や血液に含まれる ^{24}Na で生じる。特に照射後の外科手術を伴う場合は、血液の飛散による汚染を生じる可能性が高く、治療室周辺の養生や作業の都度に汚染検査を実施するなど必要な措置をとる。搬入物品や手術で発生した廃棄物に放射化が確認された場合、当該汚染物品等は放射性廃棄物として処理される。

(d) 近年の医療照射における被ばく状況及び今後の動向

医療照射における医師団の被ばく線量の推移を図 3.2.1-2-5(a)に示す。第 21 回以降は、23、26 回のみ照射後の外科手術を伴った。照射位置への患者設置に要する時間と照射後の手術に要する時間を変数とし、医師の被ばく線量を重回帰分析で関連づけた結果、表 3.2.1-2-3 に示すように手術時間と医師の被ばく線量との重相関係数は 0.91 と良く、外科手術の被ばく線量への寄与は大きかった。図 3.2.1-2-5(b)に示すように、2004 年度以降、外科手術を伴わない実施例が増加し、2005 年度においては一例もなかった。放射線防護上の観点から、同手法は医師の γ 線被ばく及び放射性廃棄物の低減化につながっている。また、2004 年度から、治療時間の短縮による患者の負担軽減のため、原子炉の低出力運転中に患者を設置するようになった。しかしながら、原子炉起源の中性子線が高線量率となるため、中性子線被ばくの可能性がある。今後の JRR-4 の医療照射においては、中性子線被ばくを低減することが重要と考えられ、しゃへい体の設置による線量の低減、個人被ばくモニタリング等について適切な放射線管理を講じていく必要がある。

(山外 功太郎)

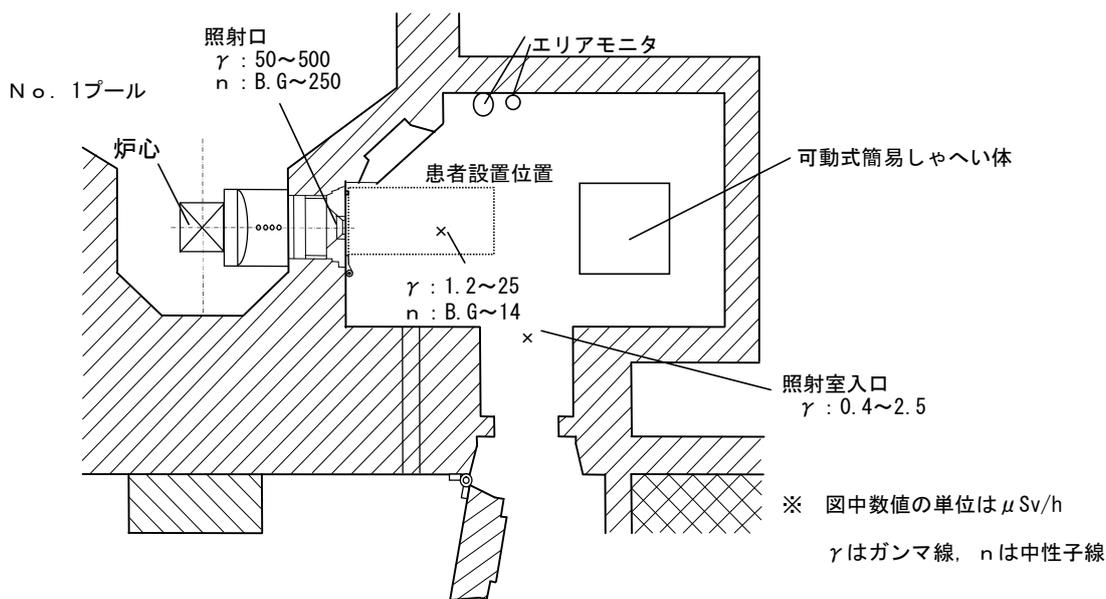


図 3.2.1-2-4 照射室平面図と患者設置時（原子炉低出力運転時）における線量当量率

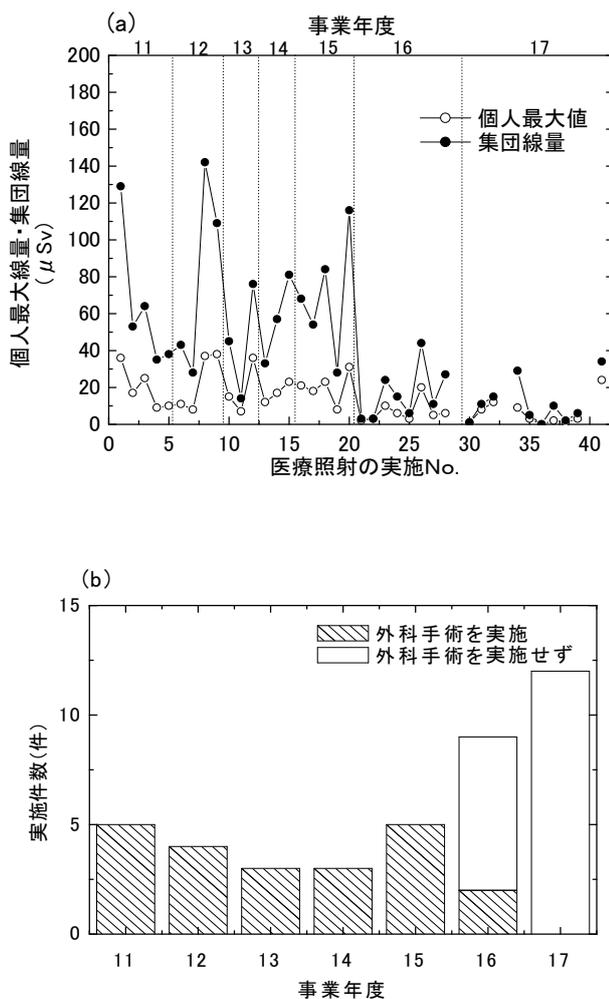


図 3.2.1-2-5 医療照射における医師団の被ばく線量の推移及び実施状況

表 3.2.1-2-3 医療照射実施における医師の被ばく線量と作業実施時間との関係

BNCT の実施状況	重相関係数	
	$x-z$	$y-z$
外科手術あり	0.91	-0.38
外科手術なし	0.49	0.27

ここで、 x ：照射室内での患者設置に要する時間、 y ：管理区域内における照射後の患者への接触時間（手術等）、 z ：医師の被ばく線量（個人最大値）

3.2.2 核燃料物質使用施設の放射線管理

2005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、定期自主検査等のほか、鉛セル内除染作業、鉛セル内装機器の解体撤去作業、気送管移送装置の解体撤去作業等が行われた。

原子力保安検査官による施設巡視が15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調査及び撤去作業が行われた。また、第2研究棟、第4研究棟及びタンデム加速器建家については、核燃料物質使用施設等許認可申請（使用変更許可）に係る検討、協力を行った。

（後藤 孝徳）

3.2.2-1 ホットラボ

(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、表面密度及び空気中の放射性物質の濃度の測定の結果、異常はなかった。

(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、1mSv/週を超え、又は超えるおそれのある区域は立入制限区域とした。その他の区域においてはすべて立入制限区域設定基準値以下であった。

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) 空気中の放射性物質の濃度の管理

空気中の放射性物質の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週間連続採取した捕集ろ紙の測定を実施した結果、空気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

ホットラボ施設においては、放射線作業は61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3.2.2-1-1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、ホットラボ施設気送管移送装置解体・撤去作業時の放射線管理を(3)に示す。

(正路 卓也)

表 3.2.2-1-1 ホットラボ施設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

(2005年度)

作業環境レベル*1			実効*2 線量 (mSv)	放射線 作業 件数
線量当量率 (μ Sv/h)	空気中濃度 (Bq/cm ³)	表面密度 (Bq/cm ²) β (γ)		
<1	<検出下限	<0.4	<0.1	19
<1	<検出下限	0.4～40	<0.1	2
<1	検出下限～< (DAC)	0.4～40	<0.1	2
1～<20	<検出下限	<0.4	<0.1	16
1～<20	検出下限～< (DAC)	0.4～40	<0.1	11
20～<100	<検出下限	<0.4	<0.1	5
20～<100	検出下限～< (DAC)	0.4～40	<0.1	2
20～<100	検出下限～< (DAC)	0.4～40	0.1～<1	1
20～<100	検出下限～< (DAC)	>40	<0.1	1
20～<100	検出下限～< (DAC)	>40	0.1～<1	1
100～<1.0×10 ³	> (DAC)	>40	0.1～<1	1

*1 作業環境レベル区分：放射線作業連絡票における作業場の予想レベル区分

*2 作業ごとの最大値

(3) ホットラボ施設気送管移送装置解体・撤去作業における放射線管理

気送管移送装置はウラン、マグノックス及びスチールの各照射後試験片をコンクリートケープから鉛セルへ送るために使用されてきた。2003年度から開始されたホットラボ施設の廃止計画の一環として、本装置の解体・撤去作業が9月9日から9月30日まで実施された。

本装置は核燃料物質等の取り扱いによって汚染しているケープ～セル間で使用されていたため、装置内部は高レベルで汚染された状態である。また、装置排気系フィルタ部の表面線量当量率は最大550 μ Sv/hであるため、解体・撤去作業にあたっては汚染拡大防止、作業者の被ばく低減に努めた。

解体作業開始前にグリーンハウス（以下「GH」という。）で装置全体を囲うとともに、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も隣接するよう設置した。また、これらのGHでは、重量物を扱うため、破損防止の床面養生を行った。さらに、装置を解体するGHには高性能エアフィルタ付の局所排気装置を設置し、既設排気設備に接続した。

作業者の内部被ばくの防止対策としては、全面マスク、マスクカバー、タイベックスーツを着用させた。また、必要に応じてビニールアノラックを着用させた。

汚染拡大防止対策としては、本装置をフランジ部で取り外す段階で汚染がある部位にビニールバックによる養生を行い、その中で分解し、ビニールバック内で汚染したものを包み込むバックアウト方式で解体を行った。また、直径100mm ϕ の気送本管の切断についても、当初、電動工具で直接切断することになっていたが、気送本管内部の汚染が高いため、ビニールバッグの中に大型のパイプカッターを入れ、切断をバックアウト方式で行った。気送本管は全部で6本あったため、次の切断を行う際にパイプカッターをバッグアウトし、その次の気送本管のビニールバッグ内で開封し、順次使用した。気送本管切断後、セル・ケープ側に残存する開口部には閉止措置を行った。解体・撤去作業時のGH内床面の表面密度は最大で β (γ): 9.0×10^1 Bq/cm²、GH内の空气中放射能濃度は作業中最大で 3.1×10^{-6} Bq/cm³ (核種: ¹³⁷Cs) であった。

作業者の被ばく低減対策としては、高線量当量率の装置フィルタ部に、あらかじめ鉛シートでしゃへいを行い、高線量当量率の部分については、優先的に解体・撤去を行い作業エリアの線量当量率を下げることにより、作業者の被ばく低減を図った。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、個人最大で0.1mSv、集団線量は0.4人・mSv（作業員10人）であった。作業期間中における作業員の身体汚染の発生はなかった。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なかった。

本装置の解体・撤去作業は、ホット排風機室で行われたため、排気設備等の機器により作業エリアが著しく制限された。また、室温も高いため作業の効率が悪く、汚染の拡大、作業員の被ばく及び身体汚染の発生が予想されたため、作業時間の制限、人員交代による作業の効率化を図った結果、放射線管理上特に問題はなかった。

当該作業における放射性廃棄物の発生量は、解体・撤去品重量で2112kgであり、可燃物がカートンボックスで124個、不燃物がカートンボックスで21個であった。

(正路 卓也)

3.2.3 放射線施設の放射線管理

2005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 管理区域における線量当量率、表面密度及び空気中の放射性同位元素の濃度の測定
- 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 放射線作業環境の監視
- ④ 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
- ⑤ 管理区域からの物品の搬出に対する確認
- ⑥ 作業に係る放射線管理の総括

官庁への申請等では、JRR-3における密封放射性同位元素の許可使用に係る変更許可申請、第2研究棟、第4研究棟及びFEL研究棟における放射性同位元素の許可使用に係る変更許可申請に協力した。また、X線装置等の設置届け及び廃止に伴う管理区域解除の届出に協力した。

放射線障害防止法に基づく定期検査が7月11日から14日にかけて行われ、その結果、指摘事項等はなかった。

放射線作業においては、第4研究棟におけるコバルト γ 線照射装置の線源更新作業、放射線標準施設棟におけるトリチウムターゲット取付け作業、第3照射室のコバルト線源更新作業、TPLにおける圧縮機ピストンロッド交換作業等の各種作業の実施に伴う放射線管理を実施したが、放射線管理上の問題はなかった。

(佐藤 一弘)

3.2.3-1 研究棟及びタンデム地区

(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、表面密度及び空気中の放射性物質の濃度測定の結果、異常はなかった。また、タンデム加速器建家において05(01~30)サイクル(2005年5月25日から2005年8月14日)、05(31~68)サイクル(2005年11月8日から2006年3月26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

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 線サーベイメータ並びに中性子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以下であった。

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、熱ルミネセンス線量計(TLD)及び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) 空気中の放射性物質の濃度の管理

空気中の放射性物質の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週間連続採取した捕集ろ紙の測定を実施した結果、空気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。

(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100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3.2.3-1-1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。

また，今年度実施された放射線作業の一例として，放射線標準施設棟で行ったトリチウムターゲット取扱時における放射線管理を(3)に示す。

(安 和寿)

表 3.2.3-1-1 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

(2005年度)

線量当量率 ($\mu\text{Sv/h}$)	作業環境レベル*1 空气中濃度 (Bq/cm^3)	表面密度 (Bq/cm^2)		実効線量*2 (mSv)	放射線作業件数
		β (γ)	α		
<1	<検出下限	<0.4	<0.04	<0.1	66
<1	<検出下限	0.4~40	<0.04	<0.1	1
1~<20	<検出下限	0.4~40	<0.04	<0.1	30
20~<100	<検出下限	<0.4	<0.04	<0.1	3

*1 作業環境レベル区分：放射線作業連絡票における作業場の予想レベル区分

*2 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，非破壊測定実験室，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24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3.2.3-1-2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，排気フィルタの交換作業に伴いセラミック特研の排風機室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。非破壊測定実験室はX線装置の廃止のため管理区域の解除を行った。管理区域解除に伴い汚染検査を実施した。
(仲澤 隆)

表 3.2.3-1-2 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

(2005年度)

作業環境レベル*1				実効線量*2 (mSv)	放射線作業件数
線量当量率 (μ Sv/h)	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	21
<1	<検出下限	0.4~40	<0.04	<0.1	1
1~<20	<検出下限	0.4~40	<0.04	<0.1	2

*1 作業環境レベル区分：放射線作業連絡票における作業場の予想レベル区分

*2 作業ごとの最大値

(3) トリチウムターゲット取扱時における放射線管理

放射線標準施設では、静電型加速器を用いて中性子線量計や測定器のエネルギー特性試験を専門に行える単色中性子校正場を整備している。放射性物質であるトリチウムをターゲットとした単色中性子校正場の整備に伴い、9月27日にトリチウムターゲットの開封及び取り付け作業を行った。

トリチウムターゲットは、銅板(16mm ϕ ×0.5mm)にチタン(13mm ϕ)を蒸着させ、トリチウム(18GBq)を吸着させたものであり、購入時には円盤状の密閉容器に封入されたものが10.2cm ϕ ×12cmの収納缶に収められた状態で納品される。トリチウムターゲットの取り扱い作業は、(1)収納缶の開封、(2)密閉容器の開封、(3)ターゲット表面の均一分布確認、(4)ビームライン先端部へのターゲットの取り付けの順で行われた。トリチウムターゲットの開封作業の放射線管理は、作業場周辺の表面密度、排気による施設外へのトリチウム放出量、作業環境の空气中トリチウム濃度に留意して行った。

作業場及びモニタリングに係る系統図を図3.2.3-1-1に示す。密閉容器の開封作業は、フード内への汚染拡大及び作業環境へのトリチウムの拡散を防ぐため、フード内に設置された簡易ボックス内で行われた。簡易ボックス内空気は、直接フード内には出さずに、通気式トリチウムモニタ(電離箱)によって監視された局所排気を経由したのちにフード内に戻し、建家に既設の排気ダクトから施設外に放出される。作業環境監視用にフード前面から吸引した空気も同様に、フード内に戻した後に施設外に放出される。局所排気用ポンプ及び簡易ボックス内用トリチウムモニタの前段階には、トリチウム吸着チタンの剥離片を除去するためのフィルタ(HE-40TA:60mm ϕ)を設置した。作業場周辺の汚染がないことを確認するために、作業手順ごとに、作業場周辺及びターゲット裏面あるいはターゲット密封容器表面のグリセリン含浸スミヤによる拭き取りを行い、液体シンチレーションカウンタ(PACKARD TRI-CARB2550)を用いてトリチウム表面

密度の測定を行った。スミヤ測定の結果を表 3.2.3-1-3 に示す。汚染が検出された箇所は、ターゲット裏面、ターゲット密封容器内部及びターゲット取り扱いに使用したジグであった。ターゲット表面のスミヤ採取の際は、拭き取りによる性能劣化を防ぐため、照射面とは逆側の面を拭き取った。その結果、表面密度は、 542.2Bq/cm^2 であった。ターゲット密封容器内部の汚染検査では、容器内面及びターゲット固定用のツメのスミヤを採取した。その結果、表面密度は、それぞれ 378.3Bq/cm^2 、 61.6Bq/cm^2 であった。さらに、ターゲットをビームライン先端部に固定する際に使用したターゲット取り扱い用ジグの使用後の表面密度は、 106.2Bq/cm^2 であった。いずれも、ターゲット本体あるいはターゲットと直接接触したものである。適切な作業計画と方法、的確な汚染検査等により、作業による汚染を防ぐことができた。

空气中トリチウム放射線管理の対象となるトリチウムの化学形は、元素状トリチウム (HT 及び T_2)、水蒸気状トリチウム (HTO 及び T_2O) 及びトリチウム吸着チタンの剥離片である。簡易ボックス内空気は、局所排気用ポンプ (流量率 25L/min) を用いて吸引し、シリカゲルを用いたトリチウム捕集 (流量率 $100\text{cm}^3/\text{min}$) をした。同時にトリチウムモニタ (5L/min) を用いて、簡易ボックス内空気中のトリチウム濃度の連続監視を行った。シリカゲル試料測定による局所排気中のトリチウム放出総量は、 $1.4 \times 10^7\text{Bq}$ 未満 (検出下限未満) と見積もられた。一方、簡易ボックス用トリチウムモニタの指示値は、トリチウムターゲット密封容器の開封時に、 $5.4 \times 10^0\text{Bq/cm}^3$ の最大値を記録した以外は、バックグラウンドレベル ($4.0 \times 10^{-2}\text{Bq/cm}^3$) であった。トリチウムモニタ積算値による局所排気中のトリチウム放出総量は $4.7 \times 10^5\text{Bq}$ と見積もられ、作業中の平均濃度は、 $2.2 \times 10^{-1}\text{Bq/cm}^3$ (バックグラウンドを含む) であった。

なお、トリチウムターゲット密封容器開封時におけるスタックガス (^3H) モニタの指示値は、 $1.2 \times 10^{-2}\text{Bq/cm}^3$ で通常指示値であった。

作業環境の空気汚染がないことを確認するために、フード前面から空気を採取し作業環境監視用トリチウムモニタ (10L/min) を用いて、連続監視を行った。作業環境空気中のトリチウム濃度は、トリチウムターゲット密封容器の開封時も含め、全作業過程においてバックグラウンドレベル ($3.0 \times 10^{-2}\text{Bq/cm}^3$) であった。また、作業者の内部被ばく線量の確認のため作業終了後、作業員 3 名の呼気測定を行った結果、 $1.7 \times 10^{-4}\text{mSv}$ 未満 (検出下限未満) であった。

(大倉 毅史)

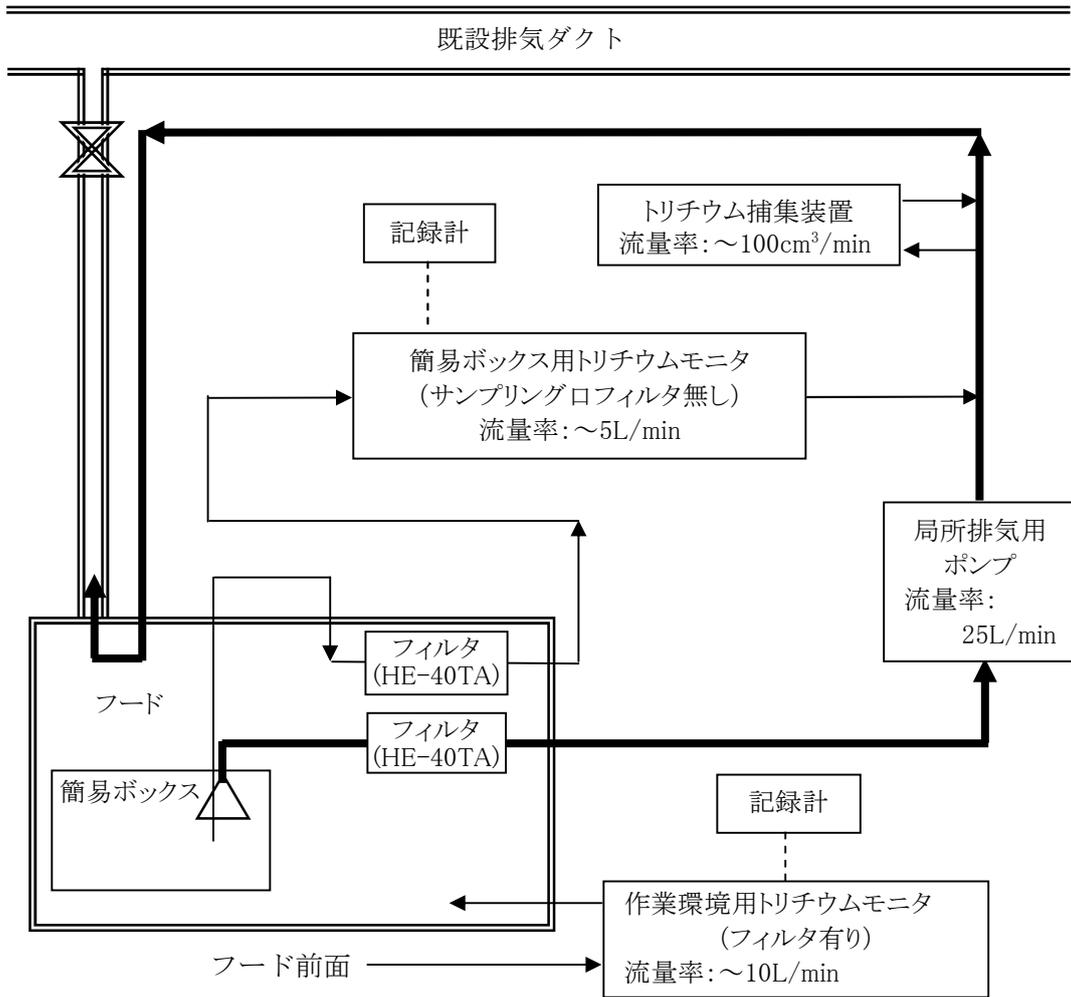


図 3.2.3-1-1 作業場及びモニタリングに係る系統図

表 3.2.3-1-3 トリチウムターゲット開封作業スマヤ及びフィルタ測定結果

スマヤ採取時の作業過程	採取箇所	試料 (min ⁻¹)	正味 (min ⁻¹)	計数効率	拭取面積*4 (cm ²)	表面密度 (Bq/cm ²)	備考*5
収納缶開封	収納管の内部	12.69	< 8.04	0.438	—	—	
	密封容器ビニールパック表面 (62GBq)	12.60	< 8.04	0.439	—	—	
	密封容器ビニールパック表面 (18GBq)	11.68	< 8.04	0.437	—	—	
	密封容器表面(18GBq)	15.00	< 8.04	0.435	—	—	
	密封容器表面, 除染後(18GBq)	16.10	< 8.04	0.439	—	—	
	フード内簡易ボックス外側	12.00	< 8.04	0.431	—	—	
	フード内平面	12.20	< 8.04	0.438	—	—	
18GBq 密閉容器開封	フード外	12.41	< 8.04	0.432	—	—	
	密封容器内面	2505.20	2491.26	0.439	25	378.3	
	ターゲット裏面	296.30	282.36	0.434	2	542.2	
	密封容器蓋(ターゲット固定用のツメ)	419.40	405.46	0.439	25	61.6	
	シャーレ*1内部の底	168.14	154.20	0.437	100	5.9	
	フード内(ターゲット取出し作業)	13.80	< 8.04	0.432	—	—	
	フード外(ターゲット取出し作業)	13.13	< 8.04	0.430	—	—	
ターゲット均一分布測定	IP 養生膜表面	76.63	62.69	0.434	100	2.4	
ターゲット先端部への取り付け	フランジ表面	14.05	< 8.04	0.435	—	—	
62GBq 密閉容器(予備ターゲット)ビニールパック開封 →保管作業	密封容器表面 (62GBq)	11.80	< 8.04	0.439	—	—	
	密封容器表面, 除染後 (62GBq)	11.70	< 8.04	0.439	—	—	
	フード内平面	12.16	< 8.04	0.435	—	—	
	IP 表面	12.80	< 8.04	0.443	—	—	
	フード前床面 (作業エリア)	11.93	< 8.04	0.394	—	—	
片付け作業	汚染レベル低物品	14.99	< 8.04	0.431	—	—	
	マイラー膜おさえ枠	12.60	< 8.04	0.431	—	—	
	ハサミ台	14.59	< 8.04	0.392	—	—	
	ハサミ (密封容器切断使用)	10.36	< 8.04	0.397	—	—	
	真空ポンプ給排気口	88.31	74.37	0.428	100	2.9	
	ターゲット取扱いジグ	69.50	55.56	0.436	2	106.2	
	シャーレ*1	40.16	26.22	0.437	100	1.0	
	簡易ボックス内	11.77	< 8.04	0.414	—	—	
	簡易ボックス内前面板	13.57	< 8.04	0.425	—	—	
	フード内平面	12.18	< 8.04	0.406	—	—	
捕集系内部	局所排気フィルタを入れたビニール袋	3027.18	3013.24	0.407	20	617.0	
	サンプリングフィルタを入れたビニール袋	12.60	< 8.04	0.413	—	—	
	局所排気用ホルダ上流側	44.28	30.34	0.374	100	1.4	
	局所排気用ホルダ下流側	25.80	11.86	0.366	100	0.5	
	サンプリングホルダ上流側	20.29	< 8.04	0.408	—	—	
	サンプリングホルダ下流側	12.87	< 8.04	0.408	—	—	
	フィルタ	局所排気サンプリングフィルタ*2	1904.17	1890.23	0.393	18.85	—
	簡易ボックスサンプリングフィルタ*3	350.86	336.92	0.407	18.85	—	13.8

*1 ターゲット取り扱いジグを置くのに利用(ターゲットには直接、接触していない)

*2 局所排気用ポンプの前段階に設置したフィルタ

*3 簡易ボックス内空気用トリチウムモニタの前段階に設置したフィルタ

*4 フィルタに関しては、サンプリングに用いたフィルタ面積

*5 フィルタに関する、フィルタに付着した全放射能 (Bq)

測定時間 (min) 5
 BG (min⁻¹) 13.94
 検出下限計数率 (min⁻¹) 8.04
 拭取効率 0.01

3.2.3-2 JRR-1 地区（JRR-1，原子炉特研，モックアップ建家）

(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，空気中の放射性物質の濃度の測定の結果，異常はなかった。

(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，1mSv/週を超え，又は超えるおそれのある区域は立入制限区域とした。その他の区域においてはすべて立入制限区域設定基準値以下であった。

また，ガラスバッジ（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) 空気中の放射性物質の濃度管理（JRR-1 のみ）

空気中の放射性物質の濃度管理については，実験室は，室内ダストモニタにより，1 週間連続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，空気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，原子炉特研及びモックアップ建家の放射線作業は合計 24 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 3.2.3-2-1 に JRR-1 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，モックアップ建家内残存埋設配管等の調査及び撤去作業では，2005 年 12 月 19 日から 2006 年 2 月 24 日まで，第 2 種管理区域及び非管理区域の一部が第 1 種管理区域に設定され，作業終了時には，第 1 種管理区域に設定した箇所解除に伴う汚染検査を実施した。

なお，この作業において汚染拡大のおそれのある箇所については，グリーンハウスが設置され，埋設配管等の調査及び撤去が進められた。

（長田 康史）

表 3.2.3-2-1 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

(2005 年度)

施設名	作業環境レベル*1				実効*3 線量 (mSv)	放射線 作業 件数
	線量当量率 (μ Sv/h)	空气中濃度 (Bq/cm ³)	表面密度 (Bq/cm ²)			
			β (γ)	α		
JRR-1	<1	<検出下限	<0.4	—	<0.1	4
	1~<20	<検出下限	<0.4	—	<0.1	12
	20~<100	<検出下限	<0.4	—	<0.1	3
原子炉特研	20~<100	—	<0.4	—	<0.1	4
モックアップ建家	<1	検出下限~<(DAC)*2	<0.4	<0.04	<0.1	1

*1 作業環境レベル区分：放射線作業連絡票における作業場の予想レベル区分

*2 グリーンハウス内の空气中濃度

*3 作業ごとの最大値

3.2.3-3 TPL 地区

(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の放射性物質の濃度の測定の結果、異常はなかった。

(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、1mSv/週を超え、又は超えるおそれのある区域は立入制限区域とした。その他の区域においてはすべて立入制限区域設定基準値以下であった。

(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。

(c) 空气中の放射性物質の濃度の管理

空气中の放射性物質の濃度の管理については、室内ダストモニタにより、1週間連続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。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 198 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 3.2.3-3-1 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。

排出ガス処理設備圧縮機ピストンロッドの交換作業に伴い TPL1 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、空气中放射能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。

なお、排出ガス処理設備圧縮機ピストンロッド交換作業時の放射線管理を(3)に示す。

(金森 賢司)

表 3.2.3-3-1 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

(2005 年度)

線量当量率 ($\mu\text{Sv/h}$)	作業環境レベル*1		実効*2 線量 (mSv)	放射線作業 件数
	空気中濃度 (Bq/cm^3)	表面密度 (Bq/cm^2) β (γ) α		
<1	<検出下限	<0.4 <0.04	<0.1	79
<1	<検出下限	0.4~40 <0.04	<0.1	43 (内, ^3H 作業: 43)
<1	検出下限~< (DAC)	0.4~40 <0.04	<0.1	4 (内, ^3H 作業: 4)
1~<20	<検出下限	<0.4 <0.04	<0.1	50
1~<20	<検出下限	0.4~40 <0.04	<0.1	18 (内, ^3H 作業: 1)
1~<20	検出下限~< (DAC)	0.4~40 <0.04	<0.1	4

*1 作業環境レベル区分：放射線作業連絡票における作業場の予想レベル区分

*2 作業ごとの最大値

(3) 排出ガス処理設備圧縮機ピストンロッド交換作業における放射線管理

トリチウムプロセス研究棟（以下「TPL」という。）には、周辺環境へのトリチウム放出量を低減するため、設備からの排出ガス中に含まれるトリチウムを除去する排出ガス処理設備（以下「ERS」という。）があり、ガス移送用機器として、三重ダイヤフラム式圧縮機（A、B号機）及び二重ベローズ式圧縮機（C号機）の計3台が設置されている。

今回 ERS の連続運転中に、C号機のベローズ破損検知器が作動したため、破損箇所を確認する目的で圧縮機分解作業、ピストンロッド交換作業及び配管等の復旧作業を、2005年4月から2006年2月までの期間、計4回にわたり実施した。本報告では、2005年7月20日から8月19日に行った圧縮機分解作業及びピストンロッド交換作業時における放射線管理について報告する。

(a) 機器解放前トリチウム除去作業

作業中における高濃度のトリチウム空気汚染を防止するため、機器解放前の長期間にわたり、一般空気を機器内部に通し、トリチウム除去作業を行った。

(b) 圧縮機分解作業及びピストンロッド交換作業時における放射線管理

TPL 操作室Ⅱに設置された圧縮機 C号機について、分解作業及びピストンロッド交換作業を行った。圧縮機の構造図を図 3.2.3-3-1 に示す。作業は、圧縮機分解時の汚染拡大防止のため作業エリア周辺のビニールシートによる養生、グリーンハウス（以下「GH」という。）設置を行い、立入制限区域にして管理を行った。また、作業者の内部被ばくを防護するため、GH 立入者はエアラインマスクとビニールアノラックを着用し、作業を実施した。作業中の空気中濃度の監視は、トリチウムガスモニタにより GH 内、GH 内作業者近傍及び GH 外において行った。TPL1 階の平面図を図 3.2.3-3-2 に示す。

作業中の最大空気中濃度は、GH 内で $8.5 \times 10^1 \text{Bq/cm}^3$ 、作業者近傍で 20Bq/cm^3 であり、そ

の発生はディスタンスピース上部の溜り水の回収作業時であった。また、GH 外の空气中濃度は作業中すべてバックグラウンド（以下「BG」という。）であった。主な作業時における各場所の空气中濃度を表 3.2.3-3-2 に示す。

作業期間中の GH 内の排気は、スタックからの放出を少なくするため、空気浄化設備（以下「ACS」という。）を通して行った。主要な作業を行った 8 月にスタックから放出されたトリチウムは $1.3 \times 10^{10} \text{Bq}$ であり、通常の約 2 倍程度の放出量であった。

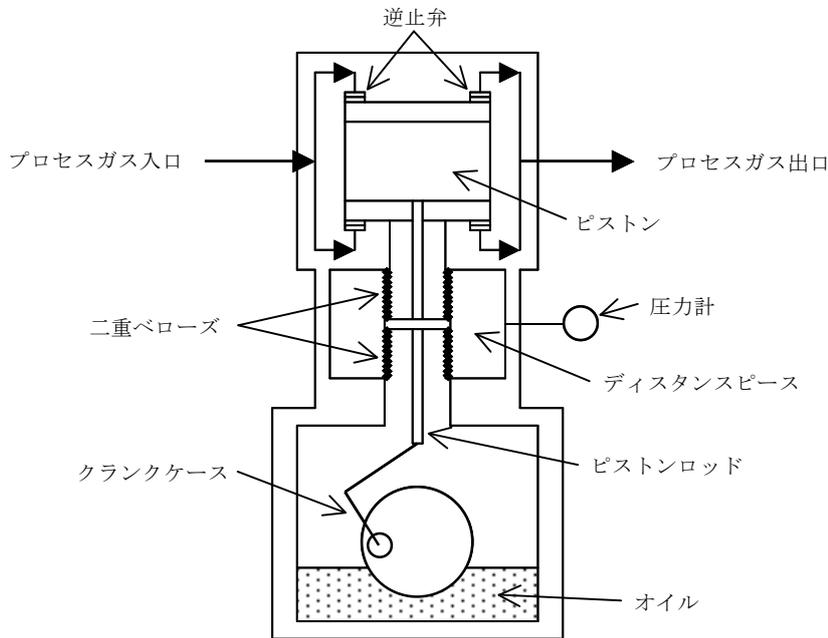
毎日の作業終了後は、立入制限区域及びその周辺の汚染検査を実施し、その結果、立入制限区域外においてトリチウム汚染が確認された場合は、その都度除染を行い、汚染の拡大防止に努めた。また、内部被ばくについては、作業者の呼気測定を作業終了ごとに行い、すべての作業者が臨時検査の受検基準である 0.1mSv 未満であった。

本作業に係る外部被ばくは、作業者全員がガラス線量計の検出下限値未満（ 0.1mSv 未満）であった。また、作業期間中の身体汚染の発生はなかった。

(c) まとめ

本作業では、GH の設置、エアラインマスクとビニールアノラックの着用により、周囲への汚染拡大や作業者の内部被ばくを抑えることができた。また、ACS を使用することにより、環境への大量放出もなく、無事終了した。

通常、圧縮機のベローズ部はメンテナンスフリーであり、今後、当該機器の作業はないと考えられる。しかし、TPL には機器内部にトリチウムを含んだ水が残留している設備が多くあるため、機器開放前のトリチウム除去作業と併せ、今回と同様な管理を行っていくことが重要である。



(菊地 寿樹)

図 3.2.3-3-1 二重ベローズ式圧縮機構造図

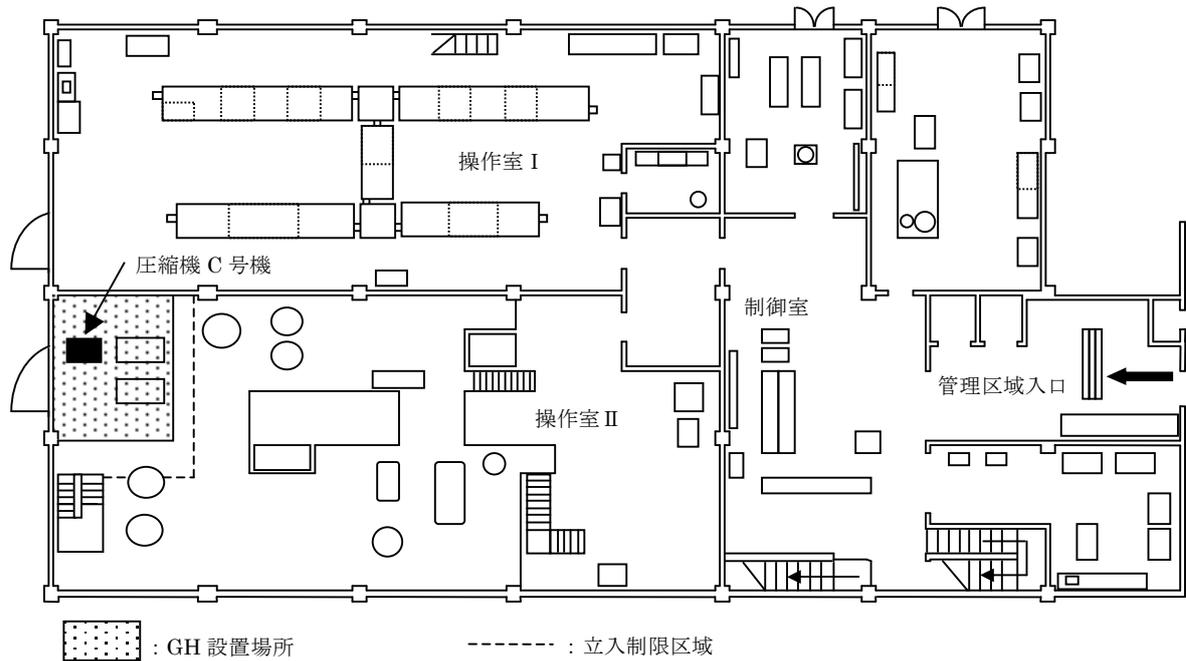


図 3.2.3-3-2 トリチウムプロセス研究棟 1 階平面図

表 3.2.3-3-2 各作業時における空气中濃度

作 業	空气中濃度 (Bq/cm ³)		
	GH 内	作業者近傍	GH 外
スラッパータンク取り外し	3.2×10^{-1}	8.0	BG
シリンダーヘッド取り外し	2.4×10^{-1}	5.4	BG
ピストンロッド取り外し時ナット切断	2.8×10^{-1}	6.5	BG
ピストンロッド解体・取り外し	3.5×10^{-1}	10.0	BG
ディスタンスピース上部水回収	8.5×10^{-1}	20.0	BG
ピストンロッド取り付け	9.2×10^{-2}	1.2	BG

3.3 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には、原子炉等規制法に基づく原子炉や臨界実験装置、燃料試験装置などの核燃料物質使用施設及び放射性廃棄物を処理する廃棄物処理場が設置されている。また、放射線障害防止法に基づく放射性同位元素の使用や放射線発生装置を取り扱う、いわゆる RI 施設が設置されている。

原子炉施設では、特に、原子炉の臨界に伴うガス状放射性物質の放出に着目した管理を行っている。また、臨界実験装置における炉室内作業では、外部被ばくの低減化や内部被ばく防護の観点から保護具の選定などの放射線管理が重要である。

核燃料物質使用施設では、特に、燃料溶解や切断等に伴うガスの放出に着目した管理を行っている。また、ホットセル内での高線量率区域の作業に対しては、外部被ばく及び内部被ばく防護のための放射線管理が重要である。

RI 施設では、様々な核種を用いた実験が行われており、放射性物質の特徴を考慮した管理を行っている。特に、トリチウムを取り扱う施設では、その測定に重点をおいた管理を行っている。

2005 年度は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。

以下に原子力科学研究所海岸地区の主要な施設における放射線管理の概況を示す。

(山口 武憲)

3.3.1 原子炉施設の放射線管理

原子力科学研究所海岸地区には原子炉施設として、再処理施設での臨界安全を研究する臨界実験装置 STACY 及び TRACY, 反応度事故時の原子炉燃料の安全性を研究する NSRR, 原子炉の炉心部での核分裂連鎖反応を研究する臨界実験装置 FCA 及び TCA が設置されている。2005 年度は各原子炉施設において施設定期自主検査が実施されるとともに、以下の実験等の運転が行われた。

STACY では、濃縮二酸化ウラン棒状燃料と濃縮硝酸ウラニル溶液燃料から成る非均質炉心を構成して、模擬 FP (Sm, Rh, Cs, Eu) を付加した非均質炉心体系での臨界ベンチマークデータの取得を目的とした臨界実験のための運転が行われた。また、TRACY では水反射体付き炉心体系で濃縮硝酸ウラニル溶液燃料を用いた核熱特性測定及び放射線量測定を目的とした臨界超過実験のための運転が行われた。

NSRR では、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、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。

FCA では、各種の反応度測定実験や反応率分布測定のための運転が行われ、TCA では、吸収体反応度測定実験及び原子炉の研修実験のための運転が行われた。

また、原子炉施設からの放射性廃棄物を処理する目的で原子力科学研究所には廃棄物処理場が設置されており、放射性廃棄物の各種処理が行われた。

これら原子炉施設の施設規模と放射線管理設備を表 3.3.1-1 に、また、運転状況における施設内の主な放射線管理実施結果を 3.3.1-1 から 3.3.1-4 に示す。

(小林 誠)

表 3.3.1-1 海岸地区原子炉施設の施設規模と放射線管理設備

施設	管理区域面積 (m ²)		排気モニタ (ch)			室内モニタ (ch)			エリアモニタ(ch)		臨界警報 装置(ch)
	第 1 種	第 2 種	α	β	Gas	α	β	Gas	γ	n	
STACY 及び TRACY	14,500	500	2	2	4	14	5	6	37	11	—
NSRR	2,117	—	—	2	1	—	2	—	10	2	—
FCA	687	—	1	1	—	4	1	—	3	2	2
TCA	229	—	—	1	—	—	—	—	3	1	—

3.3.1-1 STACY 及び TRACY

定常臨界実験装置（以下「STACY」という。）施設では、低濃縮ウラン溶液体系の臨界・未臨界の特性研究を目的とした原子炉の運転が行われた。2005 年度は、合計 45 回の原子炉の運転が行われた。

過渡臨界実験装置（以下「TRACY」という。）施設では、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行われた。2005 年度は、合計 31 回の原子炉の運転が行われた。

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

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，表面密度及び空気中の放射性物質の濃度の測定の結果，すべて管理基準値を超えていなかった。

(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，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測定（γ線及び中性子線）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 による線量当量の測定結果は，いずれの場所も γ線及び中性子線は検出下限以下

であった。

なお、原子炉運転中の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、STACY及びTRACY施設ではしゃへい設計基準値未満であった。

(b) 表面密度の管理

表面密度の管理については、スミヤ法による定点での試料採取及び表面汚染検査用サーベイメータによる表面密度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、エアスニファにより1週間連続採取した捕集用ろ紙の測定を実施した結果、全α及び全β放射能濃度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

STACY及びTRACY施設において、2005年度は109件の放射線作業が実施された。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。このうちの「STACY及びTRACY施設の施設定期自主検査」における放射線管理を(3)に示す。

また、STACY及びTRACY施設において、一時的な管理区域に設定して行う作業はなかった。表3.3.1-1-1にSTACY及びTRACY施設の放射線作業実施件数と放射線レベルを示す。

表 3.3.1-1-1 STACY 及び TRACY における作業環境レベル区分ごとの被ばく線量及び放射線作業件数 (2005 年度)

作業環境レベル				被ばく線量 (mSv)	放射線作業件数
線量当量率* (µSv/h)	空气中濃度* (Bq/cm ³)	表面密度 (Bq/cm ²) *			
		α	β (γ)		
< 1	< 検出下限	< 0.04	< 0.4	< 0.1	41
			0.4~40	< 0.1	1
1~<20	< 検出下限	< 0.04	< 0.4	< 0.1	34
			0.1~<1	4	
			< 0.1	1	
> 20	< 検出下限	0.04~4	< 0.4	< 0.1	1
			> 40	< 0.1	1
	検出下限~< (DAC)	> 4	> 40	0.1~<1	1

*作業環境レベル区分：放射線作業連絡票における作業場の予想レベル区分

(3) STACY 及び TRACY 施設の定期自主検査における放射線管理

STACY 及び TRACY 施設は、法令等に基づき、原子炉本体、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設等について施設定期自主検査を行っている。2005年度までSTACYでは10回、TRACYでは9回の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）を用いた燃料給排水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。2005 年度の STACY 及び TRACY の施設定期自主検査における放射線管理の概要について下記に示す。

a) STACY 施設定期自主検査における主な放射線作業

STACY 施設定期自主検査における主な放射線作業は、図 3.3.1-1-1 に示す炉心タンク、燃料給排水系の設備等の点検又は交換作業である。

i) 安全板の分解点検作業

2005 年度の施設定期自主検査では、計 2 枚の安全板の分解点検作業を行った。安全板装置は、安全板とその駆動装置から構成され、原子炉の停止に用いる。安全板は、原子炉の停止時に炉心タンクに挿入されるため、ウラン溶液燃料及び核分裂生成物で汚染されている。分解点検作業は、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。）を設置し、全面マスク、タイベックスーツ等を着用して行った。作業時における最大の表面密度は、安全板本体であり、 α : 0.9 Bq/cm²、 $\beta(\gamma)$: 0.4 Bq/cm² 未満であった。核種は、 γ 線核種分析の結果 ²³⁵U であった。本作業における GH 内の空气中放射能濃度は全 α 、全 β ともに検出下限未満であった。安全板の分解点検作業を写真 3.3.1-1-1 に示す。

b) TRACY 施設定期自主検査における主な放射線作業

TRACY 施設定期自主検査における主な放射線作業は、図 3.3.1-1-2 に示す炉心タンク、燃料給排水系、ベントガス系の設備等の点検または交換作業である。

i) 再結合器触媒カートリッジ交換作業

再結合器は、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水素を加熱したアルミナパラジウム触媒で酸素と再結合させる装置である。再結合器内の触媒カートリッジ交換作業は、汚染拡大防止のため 2 室構造の GH 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に触媒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 30 分とした。触媒カートリッジ表面部の線量当量率は 2.5 mSv/h であり、作業時における最大の表面密度は、再結合器のフランジ部であり、測定器の測定範囲を超える表面密度 ($\beta(\gamma)$: >470 Bq/cm²) であった。本作業の GH 内の空气中放射能濃度は、 α : 検出下限未満、 $\beta(\gamma)$: 1.2×10^{-7} Bq/cm³ であった。核種は、 γ 線核種分析の結果 ¹⁴⁰Ba、¹⁴⁰La、及び ¹⁴¹Ce であった。再結合器触媒カートリッジ交換作業を写真 3.3.1-1-2 に示す。

ii) 安全棒装置の分解点検作業

2005 年度の施設定期自主検査では、計 3 本の安全棒装置の分解点検作業を行った。安全棒装置は、STACY の安全板装置と同様の機能を持つ装置であり、ウラン溶液燃料及び核分裂生成物で汚染されている。分解点検作業は、汚染拡大防止のため 2 室構造の GH を設置し、全面マスク、タイベックスーツ等を着用して行った。また、GH には作業による放射性物質の拡散を防止するために局所排気装置を設置した。作業時における最大の表面密度は、安全棒本体であり、測定器の測定範囲を超える表面密度 ($\beta(\gamma)$: >470 Bq/cm²) であった。本作業にお

ける GH 内の空气中放射能濃度は、最大で全 α : 検出下限未満, 全 β : 1.5×10^{-8} Bq/cm³ であった。核種は、 γ 線核種分析の結果 ¹³¹I, ¹⁴⁰La, 及び ¹⁴¹Ce であった。安全棒装置の分解点検作業を写真 3.3.1-1-3 に示す。

c) まとめ

2005 年度の STACY 及び TRACY 施設の施設定期自主検査期間の作業者の被ばくは、集団実効線量が、9.1 人・mSv (従事者数 職員等 ; 12 名, 請負業者 ; 73 人), 個人最大実効線量が 0.8 mSv であった。また、GH 外の表面汚染及び作業者の身体汚染の発生はなかった。

(山田 克典)



写真 3.3.1-1-1 安全棒装置の分解点検作業



写真 3.3.1-1-2

再結合器触媒カートリッジ交換作業



写真 3.3.1-1-3 安全棒装置の分解点検作業

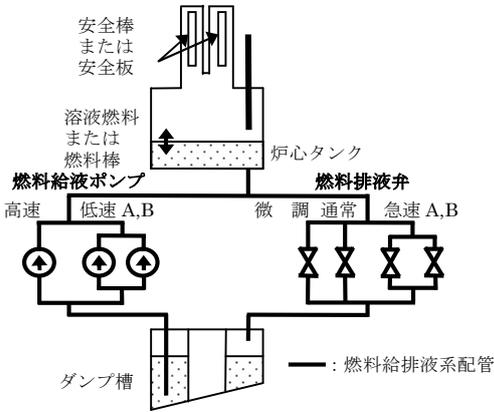


図 3.3.1-1-1 STACY の系統概要図

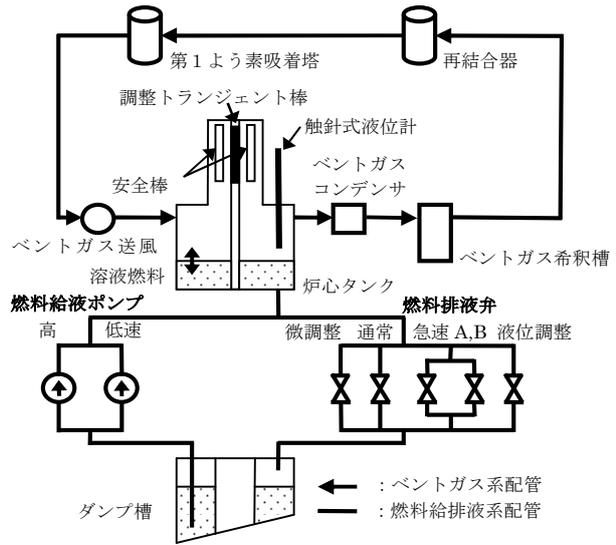


図 3.3.1-1-2 TRACY の系統概要図

3.3.1-2 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。2005 年度は、パルス運転が合計 25 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 14 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。

この施設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，表面密度及び空気中の放射性物質の濃度の測定の結果，すべて管理基準値を超えていなかった。

また，予期し得ない汚染等が生じ，新たに立入制限区域に設定した箇所はなかった。

(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，ガンマ線エリアモニタによる線量当量率の連続監視及びガンマ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。

また，TLD による線量当量の測定の結果，いずれの場所もガンマ線，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で 4.0 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，スミヤ法による定点での試料採取及び表面汚染検査用サーベイメータによる表面密度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、エアスニファにより1週間連続採取した捕集用ろ紙の測定を実施した結果、燃料棟において全 α 放射能濃度は検出下限濃度未満であったが、全 β の最大濃度は $8.3 \times 10^{-10} \text{Bq/cm}^3$ （検出下限濃度は $5.7 \times 10^{-10} \text{Bq/cm}^3$ ）であった。 γ 線核種分析の結果、天然の放射性核種である ${}^7\text{Be}$ 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

2005年度は56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。カプセル解体作業時の放射線管理の概要を(3)に示す。

表 3.3.1-2-1 に NSRR 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ポケット線量計による被ばく線量を示す。

表 3.3.1-2-1 NSRR における作業環境レベル区分ごとの被ばく線量及び放射線作業件数 (2005 年度)

作業環境レベル				被ばく線量 (mSv)	放射線作業件数
線量当量率* ($\mu\text{Sv/h}$)	空气中濃度* (Bq/cm^3)	表面密度 (Bq/cm^2) *			
		α	$\beta(\gamma)$		
<1	< 検出下限	<0.04	<0.4	<0.1	31
1 ~<20	< 検出下限	<0.04	<0.4	<0.1	23
≥ 20	< 検出下限	<0.04	<0.4	<0.1	2

*作業環境レベル区分：放射線作業連絡票における作業場の予想レベル区分

(3) カプセル解体作業時の放射線管理

本作業は、未照射燃料実験における照射終了後のカプセルを解体し、実験燃料の観察後に照射カプセルを再利用のために除染する作業である。照射試料の種類に違いはあるが、定常的に実施される作業である。

作業内容は、パルス照射済みのカプセルをカプセル貯留ピットから、NSRR 原子炉棟地下1階に設置されているカプセル解体フード内に搬入し、カプセルを解体する。カプセルは、カプセル、カプセル内部にセットされた燃料容器及び燃料容器内に試料を固定する中子（照射キャプセル内に照射試料を固定する治具で「なかご」と呼ばれる。）に分解される。燃料容器と中子は廃棄処理され、カプセルを除染して再利用する。

本作業では、作業エリア全面及び解体フード前面にビニール養生を行い、作業エリア入域時に靴の履き替えを行うこととした。作業中は解体ステップ毎に汚染及び線量当量率の確認を行うとともに作業終了時には作業エリア全体の汚染状況の確認を行い汚染の拡大防止に努めた。

作業者の被ばく低減対策として、解体フード内のカプセル設置位置の選定及び作業効率の向上のための人員配置などを行った。

カプセル表面の線量当量率は、最大 390 μ Sv/h であり、カプセル上蓋取り外し時のフード前の作業位置における線量当量率が最大 0.7 μ Sv/h であった。取出した燃料容器の表面及び燃料の表面における線量当量率はそれぞれ、最大 86 μ Sv/h 及び 40 μ Sv/h であった。

再利用されるカプセル内部及び外部の表面密度の測定の結果、汚染は検出されなかった。また、作業終了後における作業エリア内の表面にも汚染は検出されなかった。

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と補助線量計のポケット線量計を着用し、作業期間 2 日間の被ばく線量を測定した。本作業における作業者の被ばく線量はポケット線量計で最大 5 μ Sv であった。

作業は、定常的な作業ではあったが、事前に作業担当課と打合せを実施し、問題なく終了することができた。今後も本作業を含め放射線作業実施時において作業担当課との話し合いを持ち、安全管理を進めていく。

(高橋 照彦)

3.3.1-3 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。2005 年度においては、合計 323 回、うち 3 回は原子炉施設定期検査に伴う運転であった。また、2005 年 12 月 9 日及び 12 月 22 日に施設定期検査を受検し、放射線管理設備を含めた各設備が合格している。

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。2005 年度においては、合計 38 回、うち 4 回は原子炉施設定期検査に伴う運転であった。また、2005 年 4 月 14 日及び 4 月 26 日に施設定期検査を受検し、放射線管理設備を含めた各設備が合格している。

この施設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、表面密度及び空気中の放射性物質の濃度の測定の結果、すべて管理基準を超えていなかった。

(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、エリアモニタによる線量当量率の連続監視及びサーベイメータによる線量当量率の測定（ γ 線及び中性子線）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 週間当たりの線量当量測定結果は、FCA での最大値は燃料貯蔵庫入口における 170 μ Sv、TCA での最大値は燃料貯蔵室入口における 1.1 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 8.5 μ Sv/h、TCA での炉室入口扉前における最大値は 12 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、スミヤ法による定点での試料採取及び表面汚染検査用サーベイメータによる表面密度測定を実施した結果、汚染がないことを確認した。

(c) 空気中放射性物質濃度の管理

空気中放射性物質濃度の管理については、FCA において、エアスニファにより 1 週間連続採取した捕集用ろ紙等の測定を実施した結果、燃料取扱室において全 α 放射能濃度は検出下限濃度未満であったが、全 β の最大濃度は 1.7×10^{-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、法令で定める空気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 週間連続採取した捕集用ろ紙の測定を実施した結果、全 α 放射能濃度は検出下限濃度未満であったが、全 β の最大濃度は 1.6×10^{-9} Bq/cm³ であった。 γ 線核種分析の結果、これは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、法令で定める空気中濃度限度を超えていないことを確認した。

また、FCA の原子炉運転に伴い炉室において全 α 放射能濃度については検出下限濃度未満であったが、全 β の最大放射能濃度は 3.6×10^{-8} Bq/cm³ であり γ 線核種分析の結果、¹⁴⁰Ba 及び ¹⁴⁰La であった。また、¹³¹I 及び ¹³³I の最大放射能濃度は 1.5×10^{-6} Bq/cm³ 及び 7.0×10^{-6} Bq/cm³ であり、いずれも法令で定める空気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

FCA 及び TCA において、それぞれ 13 件及び 14 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。このうち FCA における装荷変更作業時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タンク室、TCA において排風機エリア及び廃水タンク室を一時的な管理区域に設定して、作業が実施された。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 3.3.1-3-1 に一時的に設定された管理区域を示す。

表 3.3.1-3-2 及び表 3.3.1-3-3 に FCA 及び TCA 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ポケット線量計による被ばく線量を示す。

(3) FCA における燃料装荷変更作業時の放射線管理

FCA において、実験体系に応じた炉心燃料等の構成変更作業（XXIII-1 炉心から XXIV-1 炉心への変更、以下「装荷変更」という。）が 2005 年 9 月 20 日から 10 月 14 日の期間に実施された。

作業内容としては、①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、各燃料を貯蔵庫へ搬入すること、②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 ブランケットを作成して炉心装荷すること、③貯蔵庫から各燃料を搬出し、燃料引出を作成して炉心へ装荷することであった。各燃料等の延べ取扱数は、プルトニウム燃料（以下「Pu 燃料」という。）が約 700 枚、濃縮ウラン燃料が約 1,050 枚、天然ウラン燃料が約 1,050 枚及び DUB が約 2,400 個であった。なお、燃料引出の解体、作成及び炉心への脱着等は職員等が行い、DUB ブランケットの作成及び炉心への装荷等は請負業者が行った。

本作業にあたり、作業エリア全面をビニール養生し、靴の履き替えを行った。また、作業台、引出運搬用台車等にもビニール養生を行い、作業毎にビニールの張替えを行うとともに作業終了の都度、作業エリアの汚染状況の確認を行い、汚染の拡大防止に努めた。

作業者の被ばく低減対策としては、各作業において鉛エプロンを着用して作業を行い、炉室における燃料引出及び DUB ブランケット脱着時には、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った。また、燃料引出の解体及び作成作業者は含鉛手袋を着用して局部被ばくの低減を図った。また、燃料引出表面の線量当量率は γ 線が 9 mSv/h、中性子線が 190 μ Sv/h であり、DUB ブランケット表面の線量当量率は γ 線が 75 μ Sv/h、 β 線が 630 μ Sv/h であった。

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、補助線量計としてポケット線量計及び指リングを着用して作業単位及び日々の被ばくを確認し、計画被ばく線量を超えないよう管理を行った。

表面密度の管理は、Pu 燃料をプルトニウム収納容器（以下「Pu バードゲージ」という。）にて貯蔵庫への搬入等の際には Pu 燃料の表面を、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、養生に使用したビニールシート表面についてそれぞれスミヤ法により汚染のないことを確認した。また、Pu バードゲージ開放前にはプルトニウムダストモニタにより Pu バードゲージ内に汚染のないことを確認した。

空気中の放射性物質の濃度は、燃料引出の解体、作製及び DUB ブランケットの作製等におい

で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結果、検出下限濃度未満であった。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監視を行うとともに採取した捕集ろ紙の測定の結果、検出下限濃度未満であった。

今回の作業は、事前及び作業中において作業担当課と放管の間での打合せ等を綿密に行い、作業計画どおり進行させることができ、問題なく終了することができた。また、今後も皮膚被ばくに対するウラン燃料の寄与を検討する等、計画線量の設定に有効に活用できるようなデータの更なる蓄積を行い、安全管理を進めていく。

(秋野 仁志)

表 3.3.1-3-1 一時的に管理区域に設定された区域

(2005 年度)

施設名	区分	設定理由	期間
FCA 排風機室	第 1 種	排気フィルタ交換作業	2005 年 8 月 30 日
FCA 廃液タンク室	第 1 種	液体廃棄設備施設定期自主検査	2005 年 10 月 24 日 ～2005 年 11 月 2 日
FCA 排風機室	第 1 種	排気フィルタ装置捕集効率測定	2005 年 11 月 7 日
TCA 廃水タンク室	第 1 種	液体廃棄設備施設定期自主検査	2005 年 2 月 17 日 ～2005 年 2 月 22 日
TCA 排風機エリア	第 1 種	排気フィルタ装置捕集効率測定	2005 年 3 月 10 日

表 3.3.1-3-2 FCA における作業環境レベル区分ごとの被ばく線量及び放射線作業件数

(2005 年度)

作業環境レベル				被ばく線量 (mSv)	放射線作業件数
線量当量率* (μSv/h)	空気中濃度* (Bq/cm ³)	表面密度 (Bq/cm ²) *			
		α	β(γ)		
<1	<検出下限	<0.04	<0.4	<0.1	6
1～<20	<検出下限	<0.04	<0.4	<0.1	3
≥20	<検出下限	<0.04	<0.4	0.6	4

*作業環境レベル区分：放射線作業連絡票における作業場の予想レベル区分

表 3.3.1-3-3 TCA における作業環境レベル区分ごとの被ばく線量及び放射線作業件数
(2005 年度)

作業環境レベル				被ばく線量 (mSv)	放射線作業件数
線量当量率* (μ Sv/h)	空気中濃度* (Bq/cm ³)	表面密度 (Bq/cm ²) *			
		α	β (γ)		
≥ 20	< 検出下限	< 0.04	< 0.4	< 0.1	14

*作業環境レベル区分：放射線作業連絡票における作業場の予想レベル区分

3.3.1-4 廃棄物処理場

原子力科学研究所の廃棄物処理場は、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、保管廃棄施設があり、核燃料物質使用施設としては上記の施設に加えて液体処理場、圧縮処理施設がある。2005 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。

廃棄物処理場の施設運転時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

管理区域内の作業環境の線量当量率、表面密度及び空気中の放射性物質の濃度の測定の結果、すべて管理基準値を超えていなかった。

(a) 線量当量率の管理

線量当量率の管理については、ガンマ線エリアモニタによる線量当量率の連続監視及びガンマ線サーベイメータによる線量当量率の測定の結果、1mSv/週以上となる区域は年度当初に立入制限区域の設定を行った。

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、廃棄物処理場ではしゃへい設計基準値未満であった。

(b) 表面密度の管理

表面密度の管理については、スミヤ法による定点での試料採取及び表面汚染検査用サーベイメータによる表面密度測定を実施した結果、汚染がないことを確認した。

(c) 空気中放射性物質濃度の管理

空気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 週間採取した捕集用ろ紙の測定を実施した結果、第 1 廃棄物処理棟で ¹³⁷Cs の空気中放射能濃度が最大で 5.5×10^{-8} Bq/cm³ 検出された。これは焼却設備のセラミックフィルタ交換作業にともなう空気汚染であるが、作業時には内部被ばく防護のための保護具として全面マスク及びタイベックスーツを着用して作業を行い、作業後の鼻腔スミヤ測定においても有意な汚染は検出されていない。この事例を含めた空気中の放射性物質の濃度について、処理場地区の他の施設も含めて法令で定める空気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

廃棄物処理場における放射線作業は 122 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、指導及び支援を行い特に問題となる作業はなかった。

廃棄物処理場において、減容処理棟の金属溶融設備の改造工事に伴い、金属溶融設備室の区域全体について管理区域一時解除（2005年度1年間）を行った。また、汚染除去場及び液体処理場を一時管理区域に設定して作業が実施された。作業終了後は該当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 3.3.1-4-1 に一時管理区域設定を行った場所を示す。表 3.3.1-4-2 に廃棄物処理場における作業環境レベル区分ごとの被ばく線量及び放射線作業件数を示す。この表において、2005年度に行われた作業のうち被ばくを伴う作業は、第1廃棄物処理棟での焼却設備のセラミックフィルタ交換作業2件（2005年7月11日～7月15日及び3月9日～3月17日、2件の合計の総集団線量3.4人・mSv）、第1保管廃棄施設でのM-1型容器の点検調査作業（2005年12月12日～12月27日、総集団線量0.35人・mSv）、及び第2廃棄物処理棟での蒸発処理装置の開放点検作業（2005年6月23日～8月19日、総集団線量0.44人・mSv）であった。

表 3.3.1-4-1 一時的に管理区域に設定された区域

(2005年度)

施設名	区分	設定理由	期間
液体処理場 屋上	第1種	捕集効率検査	2005年7月25日
汚染除去場 屋上	第1種	捕集効率検査	2005年7月25日
液体処理場 屋上	第1種	排気フィルタ交換	2005年11月14日
液体処理場 屋上	第1種	排気フィルタ交換	2005年1月26日
液体処理場 屋上	第1種	排気フィルタ交換	2005年3月16日

表 3.3.1-4-2 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被ばく線量

(PD 値の合計) 及び放射線作業件数

(2005年度)

作業環境レベル			被ばく線量 (mSv)	放射線作業件数 計 122 件
線量当量率* ($\mu\text{Sv/h}$)	空气中濃度* (Bq/cm^3)	表面密度 (Bq/cm^2) * β (γ)		
<1	<検出下限	<0.4	<0.1	107
1～<20	<検出下限	<0.4	<0.1	2
		0.4～40	<0.1	3
		>40	<0.1	3
>20	<検出下限	<0.4	0.1～1.0	1
			<0.1	2
		0.4～40	<0.1	1
			0.1～1.0	0
	検出下限～< (DAC)	>40	<0.1	0
		0.1～1.0	2	

*作業環境レベル区分：放射線作業連絡票における作業場の予想レベル区分

(3) 廃棄物処理場における液体廃棄物の管理について

(a) 排水状況について

2005年度の廃棄物処理場からの放射性廃液の一般排水は、第1廃棄物処理棟から3件、第2廃棄物処理棟から9件、第3廃棄物処理棟から17件、解体分別保管棟から6件、減容処理棟から2件、汚染除去場から1件、固体廃棄物一時保管棟から1件、排水貯留ポンドから35件であり廃液の総量は $2.8 \times 10^4 \text{m}^3$ で、2004年度とほぼ同程度であった。

廃棄物処理場の放射性廃液の主な発生元としては、排水貯留ポンドではJRR3の炉プール水と第1廃棄物処理棟の焼却設備の洗浄水の希釈処理、第2廃棄物処理棟では蒸発処理装置からの廃液、第3廃棄物処理棟では引き取った廃液の蒸発処理後の廃液と衣料除染に伴う洗濯廃水が中心であり、その他の施設については手洗い水等である。

(b) 放出核種について

過去10年間に廃棄物処理場各施設から放出された廃液のうち、検出下限濃度以上で放出された核種について調査を行った結果を表3.3.1-4-3に示す。2005年度の一般排水については ^3H 、 ^{134}Cs 及び ^{137}Cs とも前年度とほぼ同程度であり2002年度以前に検出されていた ^{14}C 、 ^{51}Cr 、 ^{60}Co 、 ^{85}Sr 、 $^{125\text{m}}\text{Te}$ 、 ^{232}Th については検出されていない。また、これまでの管理において検出されたことのない核種の放出はなかった。

(佐藤 崇)

表 3.3.1-4-3 過去10年間ににおける放出廃液中の核種毎の放出量

(単位：Bq)

核種 \ 年度	1996	1997	1998	1999	2000	2001	2002	2003	2004	2005	合計
^3H	4.3×10^{11}	1.5×10^{11}	1.5×10^{11}	1.8×10^{11}	9.5×10^{10}	1.0×10^{11}	2.6×10^{10}	3.3×10^{10}	1.2×10^{10}	1.3×10^{10}	2.0×10^{12}
^3H (水)	—	—	—	—	—	1.4×10^{10}	6.4×10^8	2.7×10^{11}	1.9×10^{11}	2.6×10^{11}	7.4×10^{11}
^{14}C	2.0×10^8	1.9×10^8	—	1.2×10^8	7.2×10^7	—	—	3.7×10^6	—	—	5.9×10^8
^{51}Cr	—	—	—	1.4×10^7	—	—	—	—	—	—	1.4×10^7
^{57}Co	5.1×10^5	7.2×10^5	—	2.3×10^5	7.7×10^5	—	1.7×10^5	—	—	—	2.4×10^6
^{60}Co	9.1×10^6	1.5×10^6	8.8×10^6	4.7×10^7	1.2×10^7	—	—	—	—	—	7.0×10^7
^{85}Sr	—	—	—	—	5.1×10^5	—	1.5×10^6	—	—	—	2.0×10^6
$^{125\text{m}}\text{Te}$	—	2.9×10^6	4.5×10^5	—	—	—	—	—	—	—	3.4×10^6
^{134}Cs	3.0×10^6	—	—	—	—	—	—	5.5×10^4	3.1×10^4	5.3×10^4	3.1×10^6
^{137}Cs	1.2×10^7	4.1×10^5	3.2×10^6	5.8×10^5	1.6×10^6	1.6×10^6	1.5×10^6	4.7×10^6	5.1×10^5	1.3×10^6	2.7×10^7
^{232}Th	—	1.9×10^5	—	1.8×10^5	—	—	—	—	—	—	3.7×10^5

3.3.2 核燃料使用施設の放射線管理

原子力科学研究所海岸地区における核燃料使用施設は、バックエンド研究施設（BECKY）、プルトニウム研究 1 棟、燃料試験施設及び廃棄物安全試験施設（WASTEF）がある。

これらの施設は、プルトニウムや使用済燃料、高レベル廃棄物などの放射性物質を大量に扱うため、しゃへいされたセルやグローブボックス、フードが設置されて実験等を行っている。

特に、高レベル放射性物質を取り扱う場合には、作業者の被ばく低減のため、マニプレータ等により遠隔操作を行っている。

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、高レベル廃棄物の群分離試験、TRU 廃棄物試験及び TRU 廃棄物計測試験等の各種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。

プルトニウム研究 1 棟では、微生物への Pu, Np 吸着実験や Pu, Np 溶媒抽出実験等が行われており、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。

燃料試験施設では、燃料集合体信頼性実証試験、貯蔵燃料長期健全性等確証試験、高燃焼度等燃料確証試験等の各種試験が行われており、発電炉で使用された実用燃料（集合体）や欧州の発電炉の高燃焼度の燃料等を使用している。

廃棄物安全試験施設では照射誘起応力腐食割研究、先進耐食材料研究、材料関連研究、燃料研究、アクチノイド凝縮系物性研究及び放射性廃棄物処分研究に係る各ホット試験が行われている。

また、現在では核燃料使用施設の許可からは外れているが、再処理特別研究棟においては、施設の解体実地試験が行われている。

これら核燃料使用施設からの放射性廃棄物を処理する目的で原子力科学研究所には廃棄物処理場が設置されており、引き取った放射性廃棄物により各種処理が行われている。

これら核燃料使用施設の施設規模と放射線管理設備を表 3.3.2-1 に、また施設運転に伴う施設内での主な放射線管理実施結果を 3.3.2-1 から 3.3.2-4 に示す。

（宍戸 宣仁）

表 3.3.2-1 核燃料使用施設の施設規模と放射線管理設備

施設	管理区域面積 (m ²)		排気モニタ (ch)			室内モニタ (ch)			エリアモニタ(ch)		臨界警報装置 (ch)
	第1種	第2種	α	β	Gas	α	β	Gas	γ	n	
BECKY 等	14,500	500	2	2	4	14	5	6	37	11	—
プルトニウム 研究1棟	1,000	—	2	—	—	1	—	—	—	—	—
燃料試験施設	3,900	—	1	1	2	—	2	—	24	—	—
廃棄物安全 試験施設	1,800	40	1	1	—	1	1	—	9	—	—

3.3.2-1 バックエンド研究施設 (BECKY)

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、高レベル廃棄物の群分離試験、TRU 廃棄物試験及び TRU 廃棄物計測試験等の各種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。

これら施設運転における施設内の主な放射線管理状況を以下に示す。

(1) 作業環境の放射線監視結果

人が常時立ち入る場所の線量当量率、表面密度及び空气中放射性物質濃度の監視・測定の結果、すべて管理基準値を超えていなかった。

(a) 線量当量率の管理

線量当量率の管理については、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を実施した結果、立入制限区域を除き 1mSv/週を超える区域はなかった。また、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 0.2µSv/h 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、スミヤ法による定点での試料採取及び表面汚染検査用サーベイメータによる表面密度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 週間連続採取した捕集用ろ紙の測定を実施した結果、全 α 及び全 β 放射能濃度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

バックエンド研究施設における 2005 年度の放射線作業は合計 126 件実施され、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、指導及び支援を行い、放射線管理

を実施した。表 3.3.2-1-1 にバックエンド研究施設の放射線作業の作業場所の放射線レベルと実施件数を示す。

また、2005 年度に実施された放射線作業の一例として、バックエンド研究施設で実施された新型燃料模擬試料作製装置の解体撤去作業について(3)に示す。

(大塚 義和)

表 3.3.2-1-1 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被ばく線量及び放射線作業件数

(2005 年度)

		作業件数 (件)	
総作業件数		126	
線量当量率* ($\mu\text{Sv/h}$)	< 1	61	
	1 ~ <20	49	
	≥ 20	17	
表面密度* (Bq/cm^2)	α	<0.04	110
		0.04~4	16
		>4	—
	$\beta (\gamma)$	<0.4	111
		0.4~40	15
		>40	—
空气中濃度* (Bq/cm^3)	<検出下限	117	
	検出下限~< (DAC)	3	
	> (DAC)	6	
被ばく線量 (mSv)	<0.2	117	
	0.2~ 1	9	
	> 1	—	

*作業環境レベル区分：放射線作業連絡票における作業場の予想レベル区分

(3) 新型燃料模擬試料作製装置の解体撤去作業

バックエンド研究施設の実験室 (VI) A-2 グローブボックス (以下「GB」という。) 内に設置してある新型燃料模擬試料作製装置 (以下「模擬試料作製装置」という。) の解体撤去作業が 2006 年 3 月 14 日から 2006 年 3 月 22 日の期間で実施された。

模擬試料作製装置は、天然ウラン等を用いて岩石型燃料の模擬試料等を作製し、試料の密度測定等の確性試験及び浸出試験等により試料の安定性評価試験を行う装置である。本装置の解体作業はこれら試験が終了したため実施された。

模擬試料作製装置及び GB 内は天然ウラン等により汚染されているため、GB パネル開放による作業を行う前に、グローブ操作による GB 内製品の撤去及び除染作業を濡れウエス等を用いて行った。除染前後の GB 内の表面密度測定結果を表 3.3.2-1-2 に示す。また、新型燃料模擬試料作製装置の外観を写真 3.3.2-1-1 に示す。

解体撤去作業では、汚染拡大防止策として GB パネル開放部にグリーンハウス (以下「GH」という。) を設営した。GH は、汚染レベルに応じて 3 室構造 (汚染レベルの高い順から GH-1,2,3 に区画) とした。GH-1,2 内の作業者は、模擬試料作製装置の解体撤去及び GB 内の除染作業を行うため全面マスク、タイベックスーツを装着し、内部被ばく防護に努めた。また、作業期間中、GH 内は移動型ダストモニタにより空气中放射性物質濃度の監視を実施した。

当該作業における表面密度は、GB 内の床で最大 α : 5.5Bq/cm², $\beta(\gamma)$: 1.0Bq/cm², 模擬試料作製装置表面で α : 22Bq/cm², $\beta(\gamma)$: 0.4Bq/cm² のスポット状の表面汚染が検出された。これら汚染の発生原因は、GB パネルとグローブポート部の隙間からの汚染の飛散によるものと考えられる。

解体撤去した模擬試料作製装置は、GH 内にてビニール養生 (2 重梱包) し、スミヤ法により表面密度の測定を行い、汚染がないことを確認した後、GH 内から搬出した。

当該作業期間中の GH 内の空气中放射性物質濃度は、すべて全 α 、全 β とも検出下限濃度未満であった。また、作業者については外部被ばく及び身体表面汚染もなく、鼻孔スミヤによる内部被ばく検査を行い、体内汚染のないことを確認した。

(大塚 義和)

表 3.3.2-1-2 GB 内の除染前後の表面密度測定結果

(2005 年度)

		除染前	除染後	
表面密度 (Bq/cm ²)	最大値	α	71	0.24
		$\beta(\gamma)$	23	<0.4
	平均値	α	5.6	0.1
		$\beta(\gamma)$	2.0	<0.4
γ 線核種分析の結果, 検出された主な核種		²³⁵ U, ²³⁸ U, ²⁴¹ Am, ²³³ Pa		



写真 3.3.2-1-1 新型燃料模擬試料作製装置

3.3.2-2 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、超ウラン元素の研究施設として、アクチノイドの酸化物、窒化物等の化合物について、構造、物性及び熱力学的性質の研究並びに分離変換技術の基礎研究のため、微生物への Pu, Np 吸着実験や Pu, Np 溶媒抽出実験等が行われた。

再処理特別研究棟では、施設の解体実施試験の一環として、廃液長期貯蔵施設の床ライニング撤去及び貫通配管の撤去が行われた。

再処理試験室、プルトニウム研究 2 棟、ウラン濃縮研究棟は、その研究目的を終えて、解体に向けての準備作業が行われた。

これら再処理地区各施設における主な放射線管理状況を以下に示す。

(1) 作業環境の放射線監視結果

各施設の人が常時立ち入る場所の作業環境中の線量当量率，表面密度及び空気中の放射性物質濃度の監視の結果，すべて管理基準値を超えていなかった。

(a) 線量当量率の管理

各施設における線量当量率の管理については，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。

(b) 表面密度の管理

表面密度の管理については，スミヤ法による定点での試料採取及び表面汚染検査用サーベイメ

ータによる表面密度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、エアスニファにより 1 週間または 8 時間連続採取した捕集用ろ紙の測定を実施した結果、全 α 及び全 β 放射能濃度は検出下限濃度未満であった。

(酒井 俊也)

(2) 放射線作業の実施状況及び被ばく管理

2005 年度に再処理地区で実施された建家別の放射線作業件数はプルトニウム研究 1 棟では 12 件、再処理特別研究棟では 19 件、再処理試験室では 8 件、プルトニウム研究 2 棟では 2 件、ウラン濃縮研究棟では 3 件実施され、合計で 44 件であった。これら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、指導及び支援を行うとともに作業の放射線管理を実施した。

表 3.3.2-2-1 に建家別の放射線作業実施件数とモニタリング結果を示す。

また、2005 年度に実施された放射線作業の一例として、1996 年度から施設解体作業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床ライニング等の撤去作業について、(3)に示す。

(3) 廃液長期貯蔵施設の床ライニング等の撤去作業

2005 年度の解体試験は、廃液長期貯蔵施設において地下タンク室内の床ライニングの撤去作業及び、壁貫通配管の一部撤去を実施した。図 3.3.2-2-1 に 2005 年度撤去箇所及び表 3.3.2-2-2 に各作業項目別の表面密度と空气中放射能濃度の最大値を示す。

両作業においては、撤去対象区域の汚染拡大防止を目的として 3 室構造のグリーンハウス（以下「GH」という。）を設営し、推定される汚染レベルに基づいて作業者は全面マスク、タイベックスーツを装着した。また、作業期間中、作業環境の測定として撤去対象区域において移動型ダストモニタによる連続監視及びエアスニッファによる空気試料の採取・測定を実施した。

床ライニングの撤去作業では、切断箇所の表面汚染を電解式、機械式等による除染試験を行った後に、レーザー切断機、チップソー、ディスクグラインダー等を使用してライニングの切断・撤去を実施した。作業における表面密度の最大値はライニング撤去後のモルタル表面の一部で α : 31Bq/cm², β (γ) : 42Bq/cm² (直接法) であり主な核種は ¹³⁷Cs, ²³⁹Pu であった。空气中放射能濃度の最大値は α : 1.6×10^{-6} Bq/cm³, β (γ) : 2.0×10^{-7} Bq/cm³ であり、表面密度が最も高かったモルタル面のライニングの切断作業によるものであった。なお、当該汚染箇所はモルタル面であり完全な除染が困難なことからペイント固定による一時的な汚染拡大防止を施し、今後の解体時において当該汚染箇所の除去を実施する方針である。

壁貫通配管の撤去作業では、地下タンク室からポンプ室間のコンクリート壁に直接埋設された貫通配管を周辺のコンクリートと一体でワイヤーソー等を使用して切断し撤去した。これら撤去物は静的破砕剤等によって細かく分離・分別し 200L ドラム缶に収納した。当該作業においてコンクリート切断線上には汚染は検出されなかったが貫通配管表面に α : 3.2Bq/cm², β (γ) : 0.89Bq/cm² (直接法) の汚染が検出された。そのため汚染箇所の養生及びテーピングによる汚染拡大防止を施した後、切断作業を実施した。作業期間中の空气中放射能濃度はすべて検出下限濃度未満であり本作業における空気汚染は確認されなかった。

2005年度の解体作業での作業員の外部被ばくは検出下限未満であった。また、解体試験期間中、身体表面汚染の発生はなく、内部被ばくについて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)

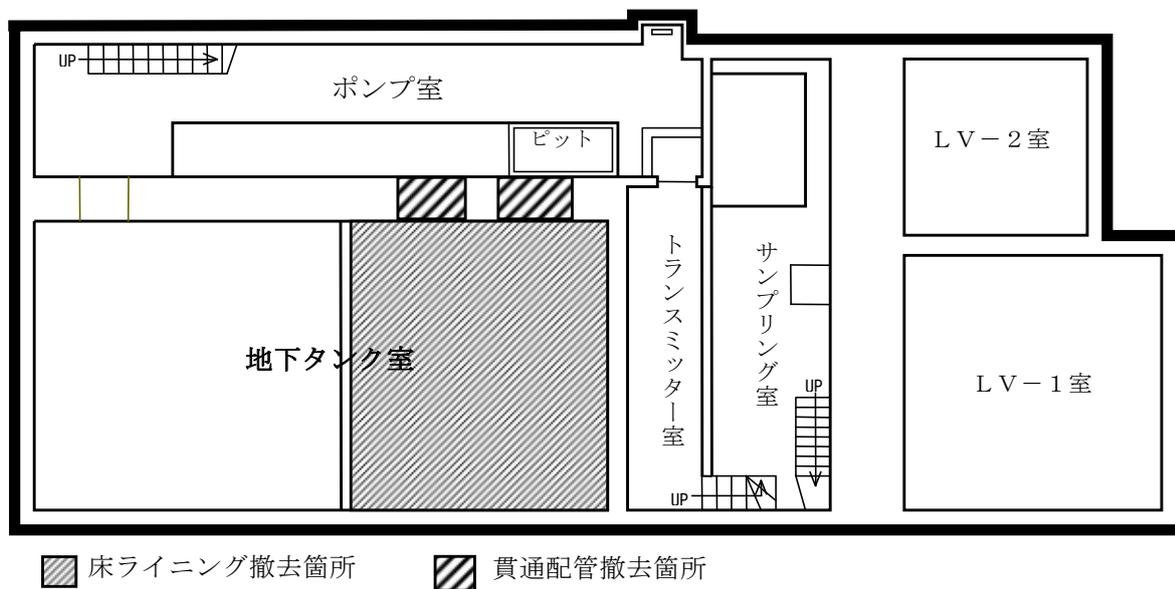


図 3.3.2-2-1 廃液長期貯蔵施設の床ライニング及び貫通配管の撤去箇所 (地下1階)

表 3.3.2-2-1 建家別の放射線作業実施件数とモニタリング結果 (2005年度)

建家名	作業件数 (件)					
	プルトリウム研究 1棟	再処理特別研究棟	再処理試験室	プルトリウム研究 2棟	ウラン濃縮研究棟	
総作業件数	12	19	8	2	3	
線量当量率* ($\mu\text{Sv/h}$)	<1	4	14	5	1	1
	1~20	8	5	3	1	2
	>20	-	-	-	-	-
α	<0.04	12	17	7	2	3
	0.04~4	-	1	1	-	-
	>4	-	1	-	-	-
表面密度* (Bq/cm^2)	<0.4	12	12	8	2	3
	0.4~40	-	6	-	-	-
	>40	-	1	-	-	-
空气中濃度* (Bq/cm^3)	<検出下限	12	18	8	2	3
	検出下限~ (DAC)	-	-	-	-	-
	< (DAC)	-	1	-	-	-
被ばく線量 (mSv)	<0.2	12	19	8	2	3
	0.2~1	-	-	-	-	-
	>1	-	-	-	-	-

*作業環境レベル区分：放射線作業連絡票における作業場の予想レベル区分

表 3.3.2-2-2 作業項目別の表面密度と空气中放射性物質濃度の最大値

(2005 年度)

作業名	作業項目	汚染検出箇所 () 内は汚染検出箇所の処置	当該作業における 作業員の装備	表面密度の最大値	空气中放射性物質濃度の 最大値
床ライニング の撤去作業	ライニングの除染 試験	床ライニング表面 (機械式除染)	全面マスク タイベックスーツ	α : 1.6Bq/cm ² β (γ) : 3.4Bq/cm ²	α : 3.2×10^{-7} Bq/cm ³ β (γ) : 1.5×10^{-7} Bq/cm ³
	ピット内配管の除 染作業	ピット内配管表面 (機械式除染)	全面マスク タイベックスーツ	α : 1.4Bq/cm ² β (γ) : 3Bq/cm ²	α : 1.6×10^{-6} Bq/cm ³ β (γ) : 1.4×10^{-7} Bq/cm ³
	ライニングの切断 作業	床ライニング裏モルタル面 (ペイント固定)	全面マスク タイベックスーツ	α : 31Bq/cm ² β (γ) : 42Bq/cm ²	α : 1.6×10^{-6} Bq/cm ³ β (γ) : 2.0×10^{-7} Bq/cm ³
	ライニングの細断 作業	汚染は検出されず	全面マスク タイベックスーツ	α : <0.04Bq/cm ² β (γ) : <0.4Bq/cm ²	α : 検出下限値未満 β (γ) : 検出下限値未満
壁貫通配管 の撤去作業	切断対象箇所の事 前汚染検査	埋設配管表面 (養生・テープング)	全面マスク タイベックスーツ	α : 3.2Bq/cm ² β (γ) : 0.89Bq/cm ²	α : 検出下限値未満 β (γ) : 検出下限値未満
	コアボーリングに よる壁貫通作業	汚染は検出されず	全面マスク タイベックスーツ	α : <0.04Bq/cm ² β (γ) : <0.4Bq/cm ²	α : 検出下限値未満 β (γ) : 検出下限値未満
	ワイヤーソナーによ る壁切断作業	汚染は検出されず	全面マスク タイベックスーツ	α : <0.04Bq/cm ² β (γ) : <0.4Bq/cm ²	α : 検出下限値未満 β (γ) : 検出下限値未満
	切断・引き出し後 コンクリートの分 離・分別作業	汚染は検出されず	全面マスク タイベックスーツ	α : <0.04Bq/cm ² β (γ) : <0.4Bq/cm ²	α : 検出下限値未満 β (γ) : 検出下限値未満

3.3.2-3 燃料試験施設

(1) 作業環境の放射線監視結果

人が常時立ち入る場所の作業環境中の線量当量率、表面密度及び空気中の放射性物質濃度の監視の結果、すべて管理基準値を超えていなかった。

(a) 線量当量率の管理

線量当量率の管理については、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。

(b) 表面密度の管理

表面密度の管理については、スミヤ法による定点での試料採取及び表面汚染検査用サーベイメータによる表面密度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、ダストモニタ及びエアスニフアにより 1 週間連続採取した捕集用ろ紙の測定を実施した結果、全α及び全β放射能濃度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

燃料試験施設における 2005 年度の主な放射線作業は合計 187 件実施され、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 3.3.2-3-1 に課室別の主な放射線作業実施件数と実効線量の実績を示す。2005 年度の被ばく線量は例年と比較して少なかった（2004 年度の集団実効線量は 125.3 人・mSv）。これは、βγコンクリート No.3 セルの除染作業が 2005 年度は実施されなかったことによる寄与が大きい。

また、2005 年度に実施された放射線作業の一例として、燃料試験施設で実施された VEGA 装置解体撤去及び LOCA 試験装置整備作業における放射線管理及び作業者の被ばく低減に関する取組みについて(3)に示す。

表 3.3.2-3-1 燃料試験施設における放射線作業件数と被ばく線量（2005 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	163(24)	58.3	2.7	755.1	73.1
	ホット試験技術課	1	-	X	-	X
工務技術部	工務第3課	5	-	X	-	X
	工務第2課	5	-	X	-	X
放射線管理部	線量管理課	1	-	X	-	X
	放射線管理第2課	1	0.1	0.1	0.1	0.1
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	9(1)	4.3	0.5	23.1	4.4
原子力基礎工学研究部門 燃料・材料工学ユニット	MA 熟物性研究グループ	2	-	X	-	X
計		187(25)	62.7	2.7	778.3	73.1

*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)

*2 旧原子力研究所ホット試験室ホット試験施設課のものを含む

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) VEGA 装置解体撤去及び LOCA 試験装置整備作業における放射線管理について

照射済燃料からの放射性物質放出 (VEGA) 実験計画終了に伴い、実験装置の解体撤去及び LOCA 試験装置の β γ コンクリート No.5 セル (以下「5 セル」という。) 内への設置が行われた。本実験装置は試料燃料を高圧下で高温まで誘導加熱し、短半減期及び低揮発性核種の放出及び移行挙動を調べる目的で 1999 年 2 月に完成し、試料を加熱する加熱炉等が 5 セル内に設置されていた。図 3.3.2-3-1 に 5 セル内部の機器等配置図を示す。本作業はセル内での作業期間が長期に及ぶことや、セル内での機器解体、また大型機器の搬出のためセル天井ハッチを開閉することからも近年では特異な作業であり、被ばく低減やバリア外への汚染拡大防止に留意した放射線管理を実施した。

解体撤去にあたり、作業者の被ばく低減及び汚染拡大防止を図るため、まず 5 セルの汚染除去を行った。その後、セル内及び操作室等にある関連機器を解体撤去し、LOCA 試験装置を 5 セル内に搬入・設置するという順序で作業を進めた。作業期間は除染・解体撤去に 3 月間、LOCA 試験装置設置整備に 1 月間を要し、総作業人員は 15 名であった。

除染作業において、除染前の 5 セルの空間線量当量率は $50\mu\text{Sv/h}$ 、表面密度はスミヤ法で最大 α : 12Bq/cm^2 、 β (γ) : $1.4 \times 10^2 \text{Bq/cm}^2$ であり (表 3.3.2-3-2 参照)、空气中放射性物質濃度は、 α : $4.5 \times 10^{-7} \text{Bq/cm}^3$ 、 β (γ) : $8.8 \times 10^{-6} \text{Bq/cm}^3$ であった。なお、除染後は、空間線量当量率が $23\mu\text{Sv/h}$ 、表面密度は最大 α : 0.06Bq/cm^2 未満、 β (γ) : 14Bq/cm^2 となった。また、セル内採取試料を γ 線核種分析した結果、検出核種は $^{137\text{m}}\text{Ba}$ (^{137}Cs)、 ^{134}Cs 、 ^{106}Rh (^{106}Ru)、 ^{144}Ce - ^{144}Pr 、 ^{154}Eu 、 ^{155}Eu 等の FP であり、 ^{137}Cs の放射能を 1 としたときの各放射能比はそれぞれ ^{134}Cs : 0.17、 ^{106}Ru - ^{106}Rh : 0.13、 ^{144}Ce - ^{144}Pr : 0.09 であった。

除染後の解体撤去作業において、線量当量率が最も高かったものは配管表面の 2mSv/h であった。また、解体したセル内機器等は養生を施した後、セル背面よりアイソレーションルームを通してサービスエリア側へ搬出したが、特に大型のものに関しては、セル天井にグリーンハウスを設置し、天井ハッチから搬出した。

セル内作業者の防護具は、一連の作業を通して 2 重のタイベックスーツの上にアノラックを着用し、呼吸保護具は全面マスクを使用した。また個人線量計としては、ガラスバッジのほかに除染作業等の初期段階では TLD や必要に応じて APD を併用し、それ以後は PD で個人被ばく線量の管理をした。図 3.3.2-3-2 に累積集団実効線量の推移と作業内容、セル内の延べ作業時間を示す。セル内作業日数 7 日目から 8 日目にかけて線量が高くなっているのは、飛散防止ボックス内の機器、配管の撤去作業をしたためである。逆に、加熱炉の解体が終わった 30 日目くらいから被ばく線量は顕著に低くなっている。

また、本作業に関してバリア外への汚染拡大及び作業者の身体表面汚染はなく、管理区域外へ搬出する物品についても、保安規定等に定める基準値を超えるものはなかった。

今回の解体撤去作業は、比較的汚染の程度が低い 5 セルではあったが、セル内作業が長期間にわたったことや、セル内装機器の解体、天井ハッチからの大型物品の搬出等、今後増加するであろう同様な作業の管理に役立つと考えられる。

(吉富 寛)

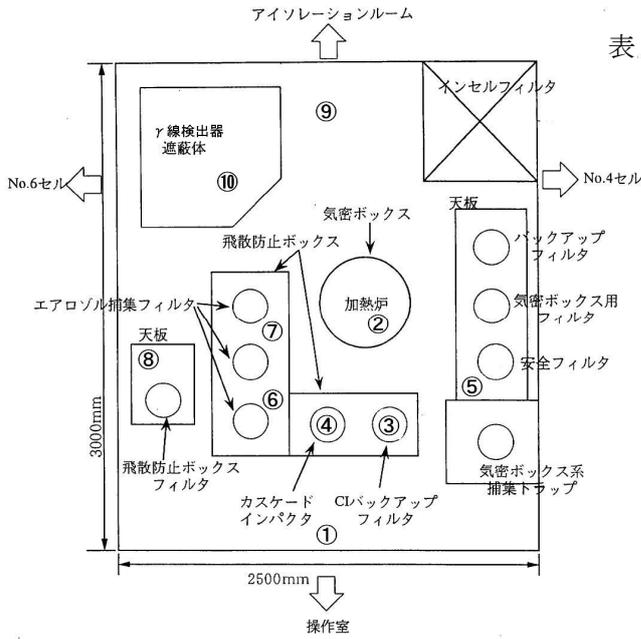


表 3.3.2-3-2 5セル除染前表面密度測定結果
(採取点は図 3.3.2-3-1 参照)
(2005 年度)

採取点	α [Bq/cm ²]	β [Bq/cm ²]
1	1.07	14.2
2	3.74	111.0
3	0.74	34.5
4	2.02	36.1
5	0.52	13.0
6	0.16	11.9
7	0.36	8.3
8	1.00	34.3
9	12.40	142.0
10	9.74	97.7

図 3.3.2-3-1 5セル内 VEGA 関連装置等配置図

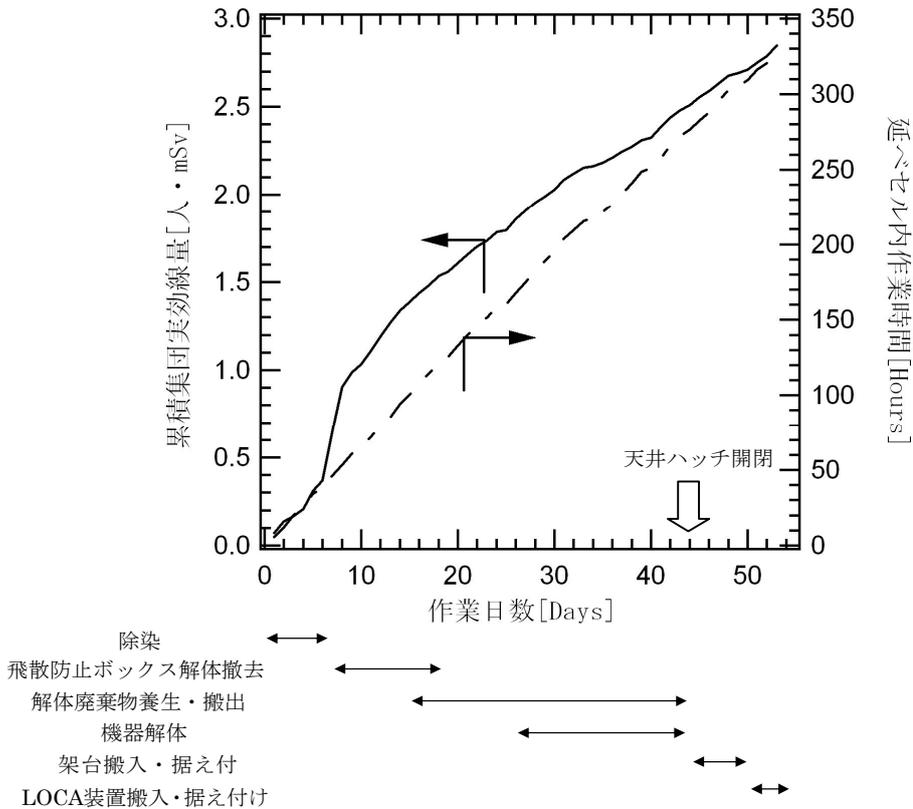


図 3.3.2-3-2 セル内作業日数に対する累積集団実効線量の推移と作業内容・作業時間

3.3.2-4 廃棄物安全試験施設

廃棄物安全試験施設（WASTEF）では、照射誘起応力腐食割れ（以下「IASCC」という。）研究に係る照射後試験，先進耐食材料の研究に係るホット環境試験及び照射後試験，材料関連研究に係るその他の照射後試験，燃料研究に係る照射後試験，アクチノイド凝縮系物性研究に係るホット試験及び放射性廃棄物処分研究に係るホット試験等の各種試験が行われており，U，Pu 及び Th の核燃料物質をはじめ，多くの放射性同位元素が用いられている。

この施設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，表面密度及び空気中の放射性物質の濃度の測定の結果，すべて管理基準値を超えていなかった。

(a) 線量当量率の管理

線量当量率の管理については，ガンマ線エリアモニタによる連続監視及びガンマ線サーベイメータによる測定の結果，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，最大値が β γ アイソレーション壁における 0.92 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，スミヤ法による定点での試料採取及び表面汚染検査用サーベイメータによる表面密度測定を実施した結果，汚染がないことを確認した。

(c) 空気中放射性物質濃度の管理

空気中放射性物質濃度の管理については，エアスニファにより 1 週間連続採取した捕集用ろ紙の測定を実施した結果，全 α 放射能濃度については検出下限濃度未満であったが，全 β の最大濃度は 4.4×10^{-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，法令で定める空気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

廃棄物安全試験施設において，146 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。放射線作業 146 件のうち放射線作業届に該当する作業が 2 件あった。このうちの「高温水中マルチ型単軸引張 SCC 試験装置の点検調整作業」における放射線管理を(3)に示す（SCC：応力腐食割れ）。

また，廃棄物安全試験施設において，一時的な管理区域に設定して行う作業はなかった。

表 3.3.2-4-1 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被ばく線量及び放射線作業件数を示す。

表 3.3.2-4-1 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被ばく線量及び放射線作業件数 (2005 年度)

作業環境レベル				被ばく線量 (mSv)	放射線作業件数
線量当量率* (μSv/h)	空气中濃度* (Bq/cm ³)	表面密度 (Bq/cm ²) *			
		α	β (γ)		
< 1	<検出下限	<0.04	<0.4	<0.1	70
1 ~ <20	<検出下限	<0.04	<0.4	<0.1	12
			0.4~40	<0.1	8
		0.1~< 1		1	
		<0.1	3		
	>4	<0.1	3		
	検出下限~< (DAC)	<0.04	<0.4	<0.1	2
			<0.1	3	
		0.4~40	<0.1	1	
			<0.1	14	
	20~<100	<検出下限	<0.04	<0.4	<0.1
0.4~40				<0.1	1
			0.1~< 1	2	
検出下限~< (DAC)		<0.04	0.4~40	<0.1	8
				0.1~< 1	5
		0.04~4	<0.1	2	
			>40	0.1~< 1	5

*作業環境レベル区分：放射線作業連絡票における作業場の予想レベル区分

(3) 高温水中マルチ型単軸引張 SCC 試験装置の点検調整作業時の放射線管理

廃棄物安全試験施設の β γ No.2 セル内にある高温水中マルチ型単軸引張 SCC 試験装置は、原子力プラント用材料の IASCC 研究のため 2001 年に設置された。この装置は、単軸定荷重試験装置 UCL3 台及び SSRT/UCL 試験装置 1 台から成り、毎年点検調整を実施し装置の健全性を確認している (SSRT：低歪速度引張試験，UCL：定荷重試験)。2005 年度の点検調整作業は、2005 年 10 月 3 日から 10 月 25 日の期間で実施された。

作業にあたっては、核燃料物質等を用いた試験によって蓄積された放射性汚染による作業環境中の線量当量率、表面密度及び空气中の放射性物質の濃度が高くなっていることが予想されたため、予めマニプレータを用いた簡易除染 (必要に応じてセル内立入除染) により被ばく低減措置を行った。除染後の線量当量率は、空間で 80~100μSv/h，最大 220μSv/h (インセルフイルタ表面)，表面密度 (スミヤ法) は、架台表面で β (γ) : 40Bq/cm²，最大 121Bq/cm² (装置周辺)，空气中の放射性物質の濃度は推定で β (γ) : 2.0×10⁻⁵Bq/cm³ であった。

作業者の被ばく管理としては、上記の除染後の空間線量当量率、表面密度及び空气中の放射性物質の濃度に関するデータとともに、作業期間中のセル内作業予定時間、作業人数及び着用保護

具の防護係数等を用いて計画線量を算出して管理を行っている。作業位置の線量当量率は作業内容や作業場所の違いにより時々刻々変化するため、計画線量の算出に当たっては代表位置での空間線量当量率を用いて評価した。しかし、試験装置の点検調整作業は架台下等での作業があるため、セル内の詳細な線量当量率を把握する必要があるものの、把握は困難な状況であった。そこで、今回の点検調整作業については各作業員（6名）の日々のセル内での作業時間及び被ばく線量を調査し、作業時間に対する被ばく線量の比（被ばく線量率）を評価した。日々の作業時間に対する被ばく線量を図 3.3.2-4-1 に示す。また、補助線量計として使用した電子ポケット線量計における日々の被ばく線量を表 3.3.2-4-2 に示す。

作業期間中の日々の被ばく線量率は、0.041mSv/h から 0.065mSv/h、平均は 0.054 mSv/h と作業内容によって極端に高くなることはなく、ほぼ一定であることが確認できた。

また、測定により得られた空間線量当量率の最大値は、作業期間中の日々の被ばく線量率の最大値と比較したところ 1.5 倍となった。これは作業時間にセル外での保護具着脱作業時間が含まれているためであり、実際は更に 1 に近い値になると考えられる。以上のことから、今回計画線量算出に使用した空間線量当量率 0.1 mSv/h (100µSv/h) は、安全評価の上でも妥当であったといえる。

当該作業は、ほぼ予定通り実施され実効線量は個人最大で 0.9mSv（ガラスバッジ値）と計画線量（1.5 mSv）以下で管理できた。一方、作業時間については期間中の推定 15 時間/人（積算 45 時間/6 人）に対して 0～15 時間/人（積算約 46 時間/6 人）で、積算時間がほぼ予定通りである反面、個人の作業時間に差が出たのは、作業内容によって対応できる作業員が限られたため、個人の計画線量の算出については今後この点についても検討する必要がある。

（武藤 康志）

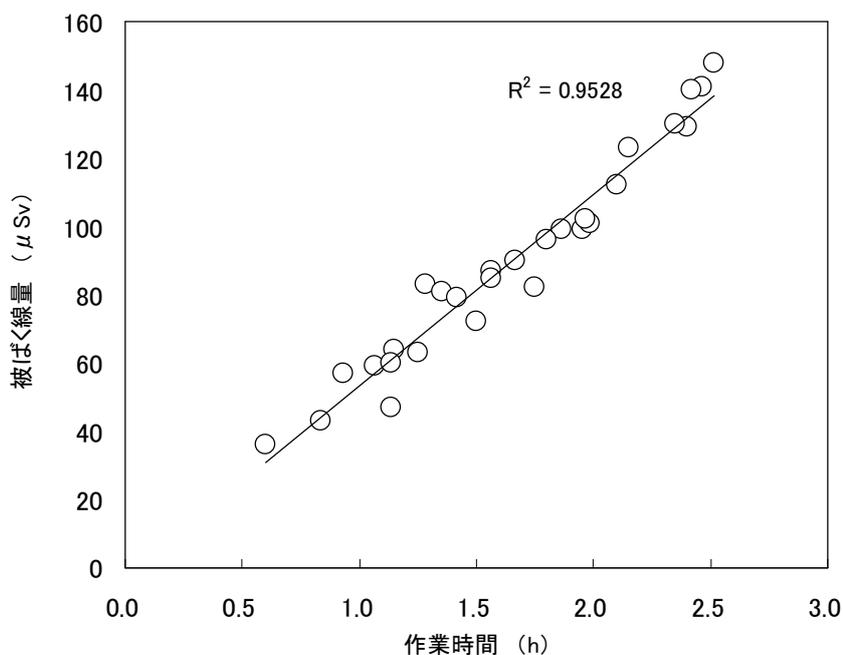


図 3.3.2-4-1 作業時間と被ばく線量

表 3.3.2-4-2 作業者の日々の被ばく線量

(2005 年度)

作業日	作業内容	作業者の外部被ばく線量 (mSv)						最大線量 (mSv)	集団線量 (人・mSv)
		A	B	C	D	E	F		
10/4	セル内除染及び養生, ホトクレーブの分解	0.141	0.099	0.102	0.002	0.004	0.005	0.141	0.353
10/5	ホトクレーブの分解, O リング交換, 配管取外し及び寸法測定	0.148	0.130	0.083	0.005	0.007	0.002	0.148	0.375
10/6	ホトクレーブの組込み	0.129	0.140	0	0.036	0.004	0.003	0.140	0.312
10/7	ホトクレーブの組込み, 冷却ホス交換及び片付け	0.047	0.059	0.063	0.081	0.005	0.005	0.081	0.260
10/11	荷重及び圧力計の検定	0.001	0	0.085	0.003	0.003	0.079	0.085	0.171
10/12	荷重検定, 冷却チューブ寸法取り, 架台ホトクレーブふた板固定及び荷重検定	0.112	0.101	0.043	0.057	0.005	0.001	0.112	0.319
10/13	冷却水の水漏れチェック及び A/C の O リングセット	0.001	0.096	0.090	0.002	0.006	0.001	0.096	0.196
10/14	試験片セット及び高圧水の水漏れ検査	0.064	0.060	0.123	0.005	0.002	0.004	0.123	0.258
10/17	装置組立	0.087	0	0.072	0.001	0.006	0.001	0.087	0.167
10/18	セル内後片付け	0.099	0.001	0.082	0.001	0.006	—	0.099	0.189
合計又は最大		合計 0.829	合計 0.686	合計 0.743	合計 0.193	合計 0.048	合計 0.102	最大 0.148	合計 2.600

3.3.3 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実験棟があり、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。

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、加速器運転に伴う作業場の線量当量率の上昇、高い線量当量率を伴う線源からの被ばく管理及び密封されていない ^3H 線源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。

環境シミュレーション試験棟は、放射性廃棄物埋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溶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。

大型非定常ループ実験棟は、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、ガンマ線密度計を利用して気液二相流の流体密度の測定を実施している。よって ^{137}Cs 線源が 21 個及び ^{241}Am 線源が 2 個の合計 23 個の密封線源を密度計として使用しているため、作業環境の線量当量率を中心に放射線管理を行った。

また、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い線量当量率の管理に重点を置いて放射線管理を行った。

2005 年度は、原子力科学研究所において放射線障害防止法に基づく定期検査が実施された。その実施概要を表 3.3.3-1 に示す。上記の施設の他に原子炉施設及び核燃料物質使用施設においても放射性同位元素の使用の許可を得ている施設では同様に定期検査を受検した。これらの施設において定期検査による指摘事項はなかった。

2005 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、燃料試験施設のコンクリートセル内において非密封放射性同位元素による材料の物理学的及び冶金学的な照射後試験を実施するため、放射性同位元素の使用の許可を取得した。この申請の際には、必要に応じて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の技術上の支援を行った。

(半谷 英樹)

表 3.3.3-1 放射線障害防止法に基づく定期検査受検状況

(2005 年)

日時	施設名	許可区分	検査対応者
2005年7月11日	NUCEF 施設 FCA	許可使用 許可使用	大塚義和 吉田菊夫
2005年7月12日	プルトニウム研究1棟 TCA FNS 大型非定常ループ実験棟	許可使用 許可使用 許可使用 許可使用	宮本俊寛 吉田菊夫 吉田菊夫 澤島勝紀
2005年7月13日	廃棄物安全試験施設 環境シミュレーション試験棟	許可使用 許可使用	吉田菊夫 吉田菊夫
2005年7月14日	NSRR バックエンド技術開発建家	許可使用 許可使用	澤島勝紀 澤島勝紀
2005年7月15日	廃棄物処理場 廃棄物処理場	許可廃棄 許可使用	半谷英樹 吉田菊夫

(1) 作業環境の放射線監視結果

作業環境の線量率、表面密度及び空气中放射性物質濃度の監視の結果、管理基準値を超えるものはなかった。

線量当量率の管理については、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。

表面密度の管理については、スミヤ法による定点での試料採取及び表面汚染検査用サーベイメータによる表面密度測定を実施した結果、汚染がないことを確認した。

非密封の放射性同位元素等を取り扱う施設における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週間連続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代表核種の一週間平均濃度限度値未満であった。

(2) 放射線作業の実施状況及び被ばく管理

FNSにおける放射線作業は34件あり、ガラスバッジによる被ばく線量を測定した結果、総集団線量は0.8人・mSv、平均実効線量は0.03mSv、個人の最大実効線量は0.3mSvであった。

環境シミュレーション試験棟における放射線作業は27件あり、ガラスバッジによる被ばく線量を測定した結果、いずれも検出されなかった。

バックエンド技術開発建家における放射線作業は17件あり、ガラスバッジによる被ばく線量を測定した結果、いずれも検出されなかった。

大型非定常ループ実験棟では定常作業が中心であり作業届等に該当する作業はなかった。ガラスバッジによる被ばく線量を測定した結果、いずれも検出されなかった。

(吉富 寛, 西藤 文博)

3.4 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2004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カー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) 2004年度に引き続き、モニタリングステーションの大気塵埃中放射能濃度測定装置4局のうち残り2局の更新を行った。
- (2) リース期間満了に伴い、環境放射線監視装置のうち、中央データ処理装置の更新を行った。
- (3) 環境監視測定結果については、四半期ごとに茨城県東海地区環境放射線監視委員会への報告を行った。

(松浦 賢一)

3.4.1 環境放射線のモニタリング

(1) 空気吸収線量率の監視

図 3.4.1-1 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 3.4.1-1 及び表 3.4.1-2 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による影響であった。また、モニタリングステーションでの最大値は、すべてが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 3.4.1-2 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、下半期の全 β 放射能濃度は例年と比較して高めの値を示したが、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、2005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 3.4.1-3 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、2005年6月、9月、12月及び2006年3月に実施した。各地点の測定結果を表3.4.1-4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2005年4月、7月、10月及び2006年3月の年4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3.4.1-5に示す。

また、2005年4月から2006年3月までの40m高風向出現頻度を図3.4.1-3、40m高風向別平均風速を図3.4.1-4、風向別大気安定度頻度を図3.4.1-5、月別降雨量を図3.4.1-6、月別大気温度及び湿度を図3.4.1-7にそれぞれ示す。

気象観測機器の老朽化により気圧計、日射計、放射収支計の更新を行った。風向・風速の観測を行っていた気象観測塔を2005年9月に撤去したが、それ以前の2003年3月から観測位置を気象観測露場で10m高、情報交流棟屋上で20m高、高架水槽で40m高へ平行観測のため設置しており、それぞれの位置での風向・風速の観測に2005年4月から移行した。

(7) その他の管理業務

老朽化対策のために進めているモニタリングステーションのモニタ更新に関し、大気塵埃中放射能濃度測定装置の更新を2局（モニタリングステーションNo.3, No.4）について行った。

環境放射線監視装置のうち、中央データ処理装置の更新を行った。

(関田 勉)

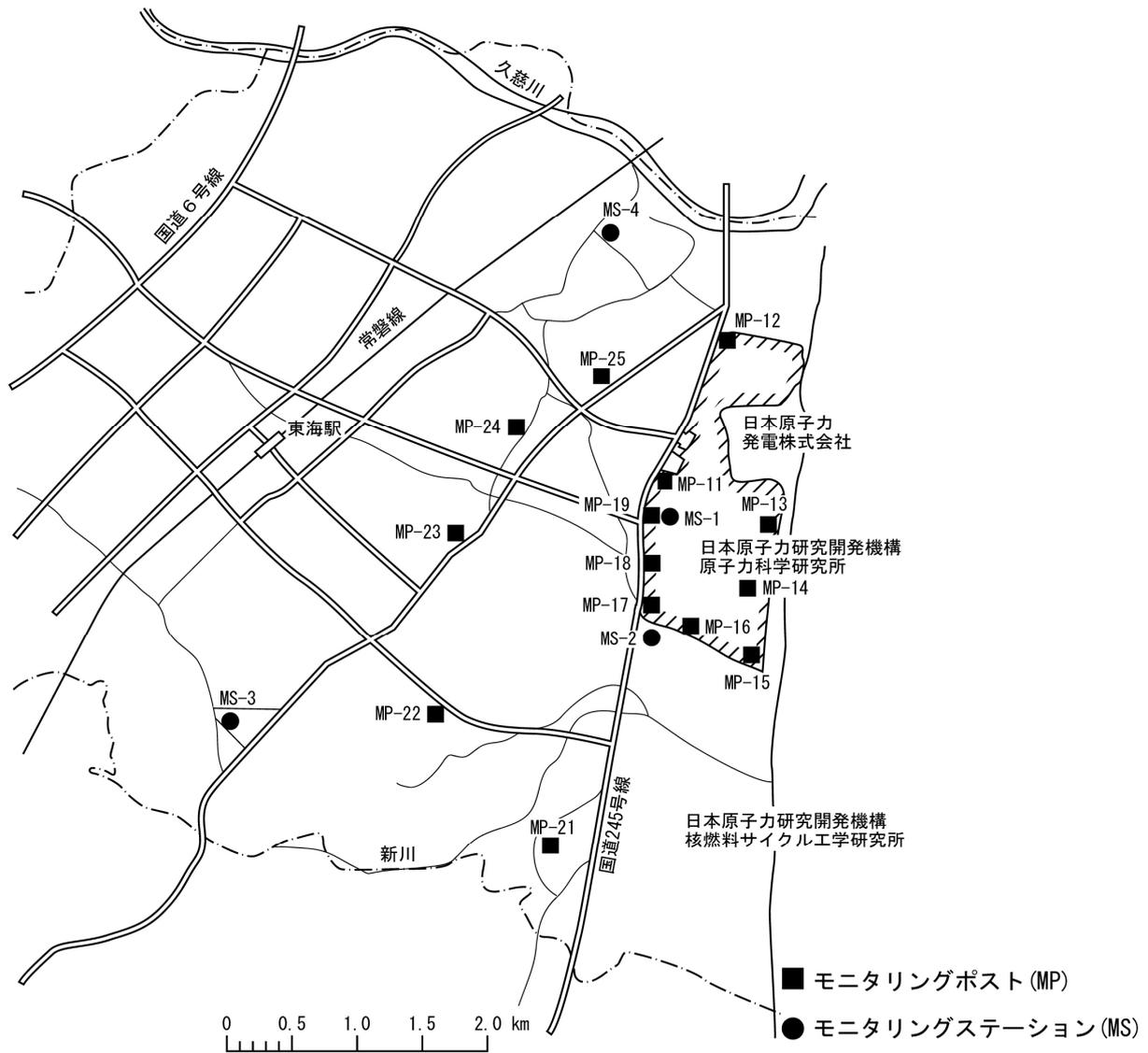


図 3.4.1-1 モニタリングポスト及びモニタリングステーション配置図

表 3.4.1-1 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

(単位:nGy/h)

MP No.	年月		2005年									2006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	44	44	44	44	44	44	45	45	45	45	45	45	45	0.5
		最大	64	56	63	67	63	56	56	66	68	51	65	61	—	—
	MP-12	平均	39	38	38	38	39	38	39	40	40	40	40	39	39	0.9
		最大	62	55	60	68	66	50	56	66	65	48	63	55	—	—
	MP-13	平均	40	39	39	40	40	39	40	40	40	40	40	40	40	0.5
		最大	66	55	64	68	65	51	56	62	69	50	67	59	—	—
	MP-14	平均	45	44	44	44	45	45	46	46	46	45	46	44	45	0.9
		最大	68 ^{*1}	77 ^{*1}	69 ^{*1}	65	87 ^{*1}	56	58	79 ^{*1}	89 ^{*1}	71 ^{*1}	68	78 ^{*1}	—	—
	MP-15	平均	42	41	41	42	42	41	42	43	44	43	41	38	42	1.5
		最大	58	52	50	69	62	49	52	59	61	48	59	58	—	—
	MP-16	平均	34	34	34	34	34	34	35	35	35	35	35	35	35	0.5
		最大	63	53	49	73	72	48	52	65	67	46	64	57	—	—
	MP-17	平均	36	36	36	37	37	36	37	37	37	37	37	37	37	0.5
		最大	60	49	46	68	63	47	50	61	62	46	60	54	—	—
	MP-18	平均	39	39	39	39	39	39	40	40	40	40	40	39	39	0.5
		最大	54	48	46	61	57	47	50	60	57	48	55	53	—	—
	MP-19	平均	38	38	38	38	38	38	39	39	39	39	39	39	39	0.5
		最大	49	51	50	63	62	46	52	53	53	49	58	58	—	—
	構外ポスト	MP-21	平均	39	39	39	39	39	38	39	39	39	39	39	39	39
最大			57	54	53	64	65	48	53	63	65	48	59	59	—	—
MP-22		平均	42	42	42	43	42	41	42	42	45	46	46	45	43	1.8
		最大	65	57	54	65	68	52	55	63	68	58	75	66	—	—
MP-23		平均	40	39	40	40	40	40	41	41	41	40	41	40	40	0.6
	最大	67	58	53	65	69	51	55	65	71	52	73	62	—	—	
MP-24	平均	45	45	45	45	45	45	46	46	46	46	46	46	46	0.5	
	最大	66	62	61	64	63	54	57	63	70	54	70	61	—	—	
MP-25	平均	38	37	38	38	38	37	38	38	39	38	39	38	38	0.6	
	最大	62	56	60	61	63	49	53	61	66	47	67	57	—	—	

(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

表 3.4.1-2 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

(単位:nGy/h)

年月 MS No.		2005年										2006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	39	39	39	39	39	40	40	41	42	41	41	40	40	1.0	
	最大	59	53	57	71	60	51	52	61	60	48	58	56	—	—	
MS-2	平均	39	38	38	39	39	39	39	40	40	40	40	39	39	0.7	
	最大	57	54	50	76	70	47	53	61	56	49	60	58	—	—	
MS-3	平均	38	37	37	38	38	37	38	38	39	38	39	38	38	0.7	
	最大	61	54	51	58	63	48	53	59	66	51	67	58	—	—	
MS-4	平均	53	50	50	50	51	52	53	54	55	54	54	53	52	1.8	
	最大	80	72	73	71	80	65	69	77	86	63	85	73	—	—	

(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 3.4.1-3 定点におけるγ線空気吸収線量率測定結果

(単位:nGy/h)

測定日 地点名		2005年4月19日	2005年10月20日
		1	舟石川 (原電住宅)
2	照 沼 (如意輪寺)	33.5	34.0
3	宮 前 (酒列神社)	25.8	25.5
4	須和間 (住吉神社)	37.5	38.4
5	稲 田 (今花島神社)	28.0	29.2

表 3.4.1-4 積算線量測定結果

(単位:μGy)

地点 番号	測定 期間 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
		2005年3月25日 ～ 6月24日		2005年6月24日 ～ 9月27日		2005年9月27日 ～ 12月27日		2005年12月27日 ～2006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)	85	85	93	87	88	88	85	85	345
M-2	周辺監視区域境界 (MP-11)	84	84	88	82	89	89	85	85	340
M-3	周辺監視区域境界 (プル研裏)	71	71	78	72	72	72	64	64	279
M-4	周辺監視区域境界 (MP-17)	74	74	79	73	73	73	73	73	293
M-5	周辺監視区域境界 (MP-18)	74	74	77	71	79	79	76	76	300
M-6	構内(MS-2)	90	90	92	86	89	89	82	82	347
M-7	宿	82	82	83	77	79	79	81	81	319
M-8	新川下流	86	86	89	83	88	88	83	83	340
M-9	阿漕ヶ浦南西	55	55	53	48	53	53	52	52	208
M-10	阿漕ヶ浦西	78	78	84	78	83	83	76	76	315
M-11	白方	80	80	91	82	80	80	83	83	325
M-12	原電グラウンド北西	88	88	88	82	86	86	85	85	341
M-13	川根	80	80	88	82	82	82	77	77	321
M-14	須和間(MS-3)	79	79	82	76	76	76	76	76	307
M-15	亀下(MS-4)	102	102	108	101	101	101	104	104	408
M-16	東海中	56	56	57	52	57	57	54	54	219
M-17	豊岡	77	77	76	71	80	80	80	80	308
M-18	水戸气象台	63	63	70	65	60	60	54	54	242

(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。

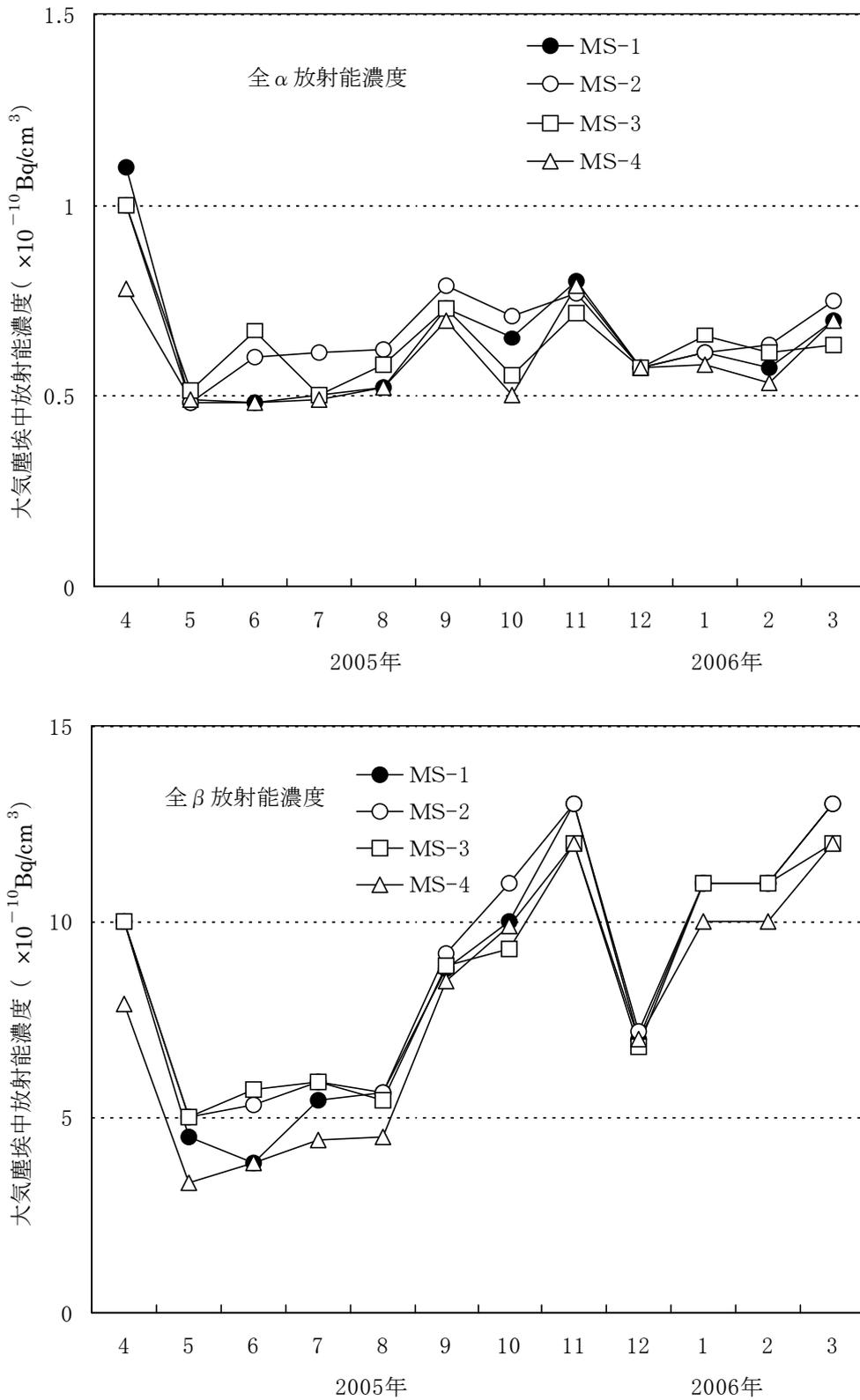


図 3.4.1-2 モニタリングステーションにおける大気塵埃中の長半減期放射能濃度の月平均

表 3.4.1-5 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(地上 1.5m 高)

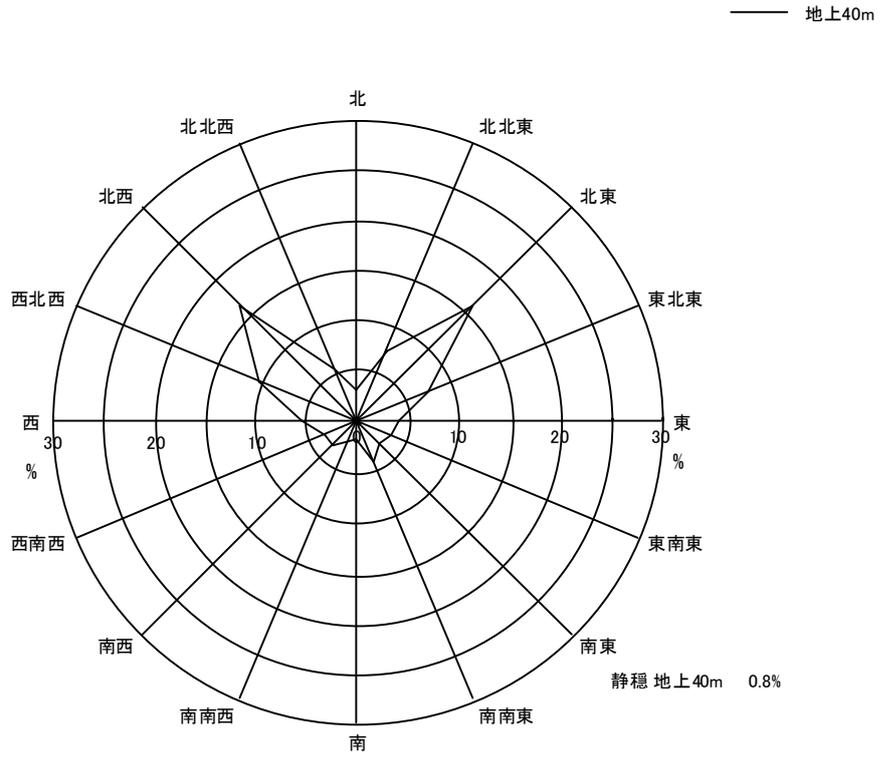


図 3.4.1-3 風向出現頻度 (40m高)

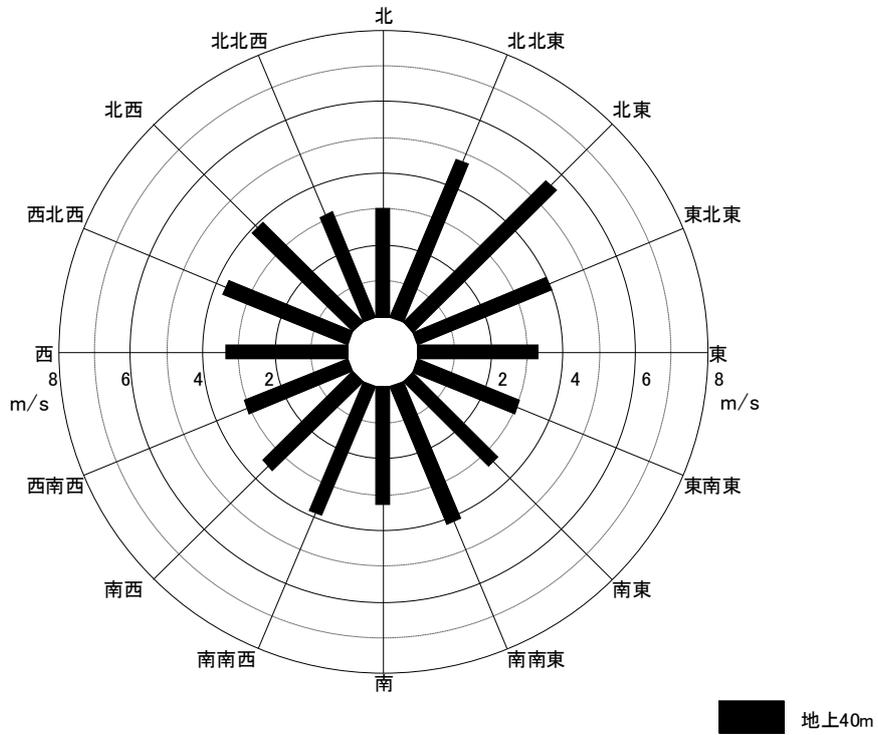


図 3.4.1-4 風向別平均風速 (40m高)

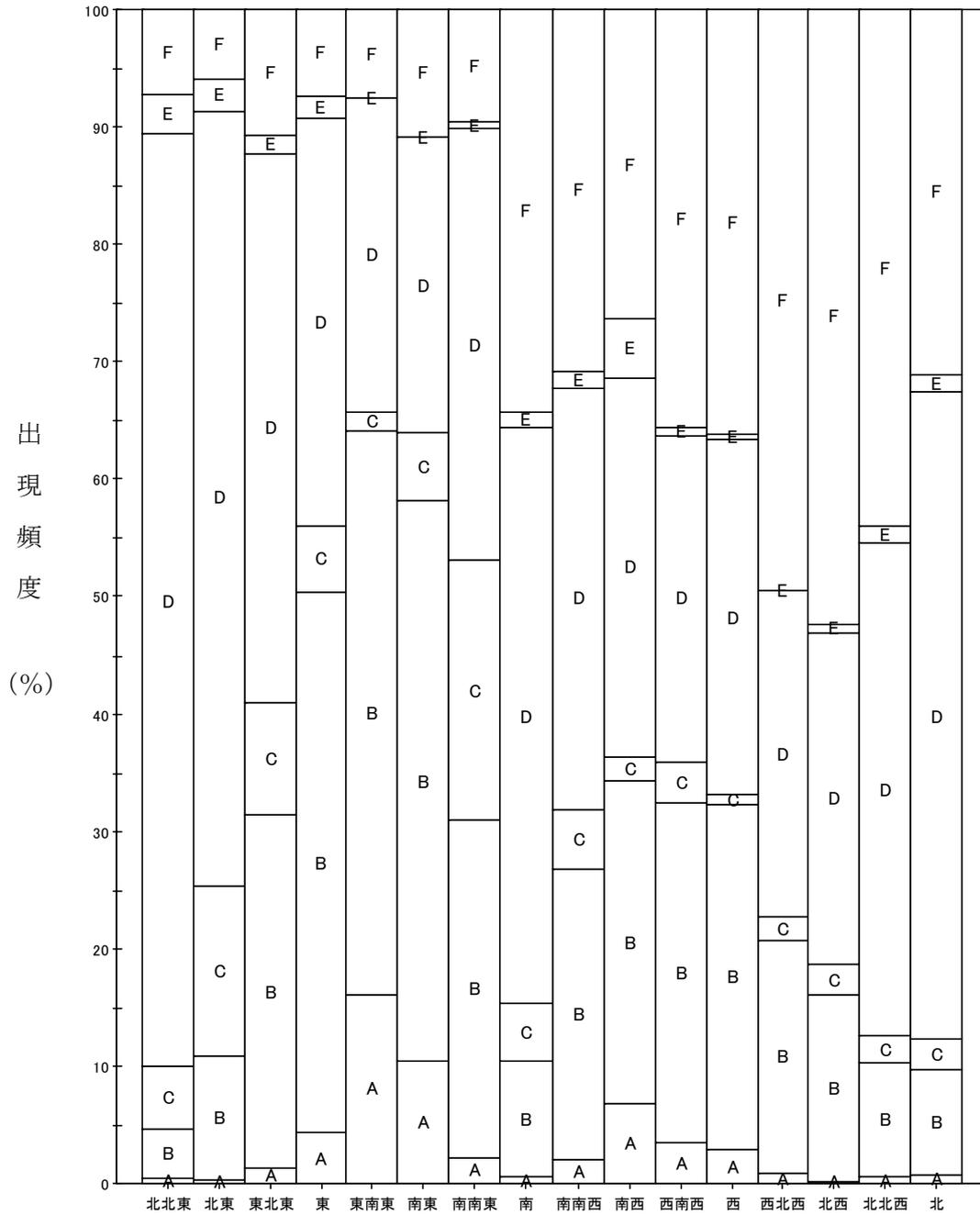


図 3.4.1-5 風向別大気安定度頻度

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

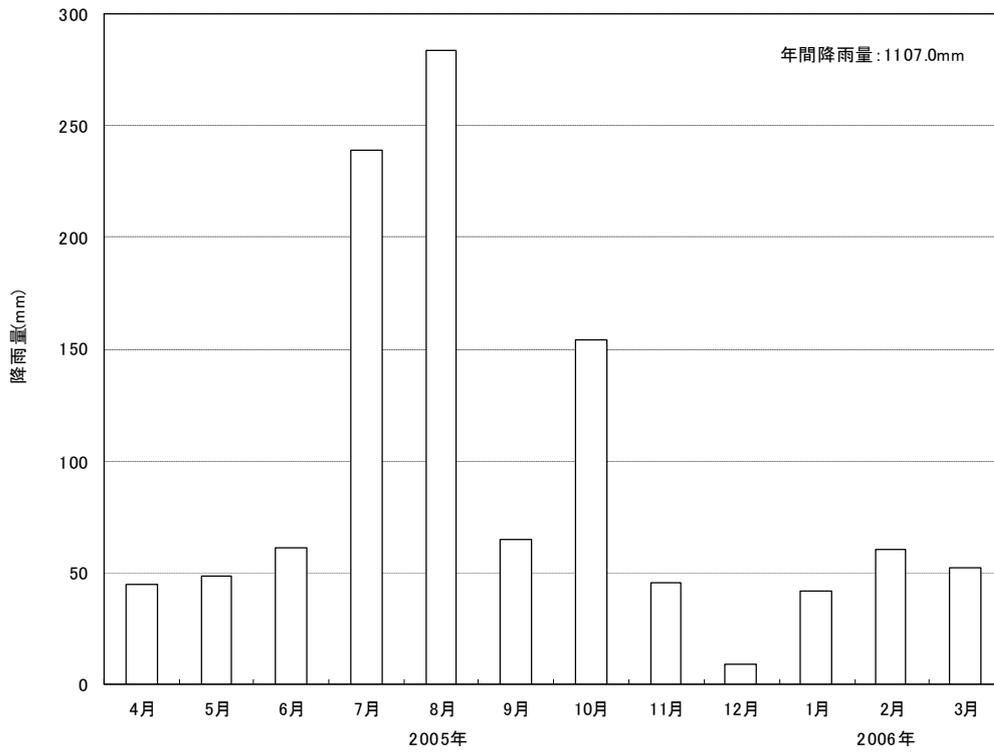


図 3.4.1-6 月別降雨量

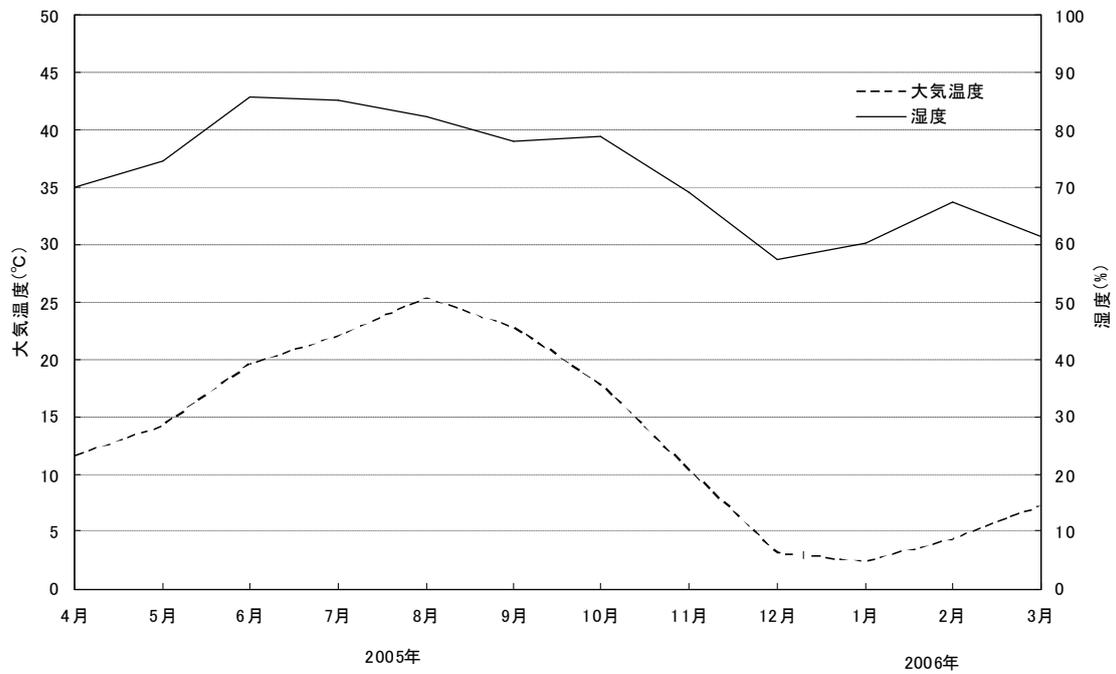


図 3.4.1-7 月別大気温度及び湿度

3.4.2 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 3.4.2-1(a)及び表 3.4.2-1(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 3.4.2-2 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 3.4.2-3 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 放射能濃度を測定した。測定結果を表 3.4.2-4 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 排水溝において毎週 1 回採取した試料について、全 β 放射能濃度及び ^3H 放射能濃度を測定した。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 3.4.2-4 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 3.4.2-1 に示す。

(1) から(6)までの測定値は、平常の変動範囲内であり、異常は認められなかった。

(菊田 恭章)

表 3.4.2-1(a) 環境試料中の全β放射能濃度及び放射性核種濃度

(2005年度)

種類	採取月	採取地点	全β	⁵⁴ Mn	⁶⁰ Co	⁹⁰ Sr*1	⁹⁰ 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	< 7.6×10 ⁻⁶	< 9.5×10 ⁻⁶	< 1.8×10 ⁻⁵	< 2.4×10 ⁻⁵	< 1.1×10 ⁻⁵	< 6.1×10 ⁻⁵	3.6×10 ⁻⁵	< 4.0×10 ⁻⁵	—	Bq/g・生
カレイ*2	5月	東海沖	1.1×10 ¹	< 1.9×10 ⁻⁵	< 2.5×10 ⁻⁵	< 3.1×10 ⁻⁵	< 4.4×10 ⁻⁵	< 2.6×10 ⁻⁵	< 1.5×10 ⁻⁴	8.5×10 ⁻⁵	< 9.8×10 ⁻⁵	< 8.6×10 ⁻⁷	
	11月		1.2×10 ¹	< 1.7×10 ⁻⁵	< 2.5×10 ⁻⁵	< 2.4×10 ⁻⁵	< 3.6×10 ⁻⁵	< 2.8×10 ⁻⁵	< 1.3×10 ⁻⁴	6.4×10 ⁻⁵	< 8.5×10 ⁻⁵	< 1.4×10 ⁻⁶	
シラス	6月		5.7×10 ²	< 1.2×10 ⁻⁵	< 1.7×10 ⁻⁵	2.8×10 ⁻⁵	< 2.7×10 ⁻⁵	< 1.7×10 ⁻⁵	< 9.9×10 ⁻⁵	4.5×10 ⁻⁵	< 7.0×10 ⁻⁵	< 9.0×10 ⁻⁷	
	11月		4.2×10 ²	< 1.2×10 ⁻⁵	< 1.6×10 ⁻⁵	< 1.5×10 ⁻⁵	< 2.4×10 ⁻⁵	< 1.6×10 ⁻⁵	< 9.6×10 ⁻⁵	4.1×10 ⁻⁵	< 5.5×10 ⁻⁵	< 1.3×10 ⁻⁶	
海底土	7月		原科研沖C海域	6.3×10 ¹	< 2.0×10 ⁻⁴	< 1.3×10 ⁻⁴	< 2.2×10 ⁻⁴	< 2.6×10 ⁻⁴	< 2.2×10 ⁻⁴	< 1.1×10 ⁻³	3.6×10 ⁻⁴	< 2.2×10 ⁻³	2.5×10 ⁻⁴
	1月	7.2×10 ¹	< 2.5×10 ⁻⁴	< 1.5×10 ⁻⁴	< 1.7×10 ⁻⁴	< 7.3×10 ⁻⁴	< 2.7×10 ⁻⁴	< 1.3×10 ⁻³	3.9×10 ⁻⁴	< 2.6×10 ⁻³	2.7×10 ⁻⁴		
土壌	5月	原科研構内	6.3×10 ¹	< 1.6×10 ⁻⁴	< 1.2×10 ⁻⁴	—	< 4.4×10 ⁻⁴	< 1.7×10 ⁻⁴	< 9.1×10 ⁻⁴	1.0×10 ⁻³	< 1.1×10 ⁻³	—	
	11月	6.2×10 ¹	< 1.7×10 ⁻⁴	< 1.2×10 ⁻⁴	—	< 4.4×10 ⁻⁴	< 1.2×10 ⁻⁴	< 9.2×10 ⁻⁴	7.2×10 ⁻⁴	< 1.5×10 ⁻³	—		
	5月	東海村須和間	3.4×10 ¹	< 2.0×10 ⁻⁴	< 1.4×10 ⁻⁴	—	< 2.7×10 ⁻⁴	< 2.1×10 ⁻⁴	< 1.1×10 ⁻³	2.5×10 ⁻²	< 1.6×10 ⁻³	—	
	11月	2.7×10 ¹	< 1.8×10 ⁻⁴	< 1.2×10 ⁻⁴	—	< 5.8×10 ⁻⁴	< 2.0×10 ⁻⁴	< 1.1×10 ⁻³	2.9×10 ⁻²	< 2.2×10 ⁻³	—		
	5月	東海村石神	3.4×10 ¹	< 6.1×10 ⁻⁴	< 4.2×10 ⁻⁴	—	< 1.7×10 ⁻³	< 6.0×10 ⁻⁴	< 3.8×10 ⁻³	4.4×10 ⁻²	< 3.1×10 ⁻³	—	
	11月	4.5×10 ¹	< 6.6×10 ⁻⁴	< 4.6×10 ⁻⁴	—	< 1.8×10 ⁻³	< 6.4×10 ⁻⁴	< 3.6×10 ⁻³	3.8×10 ⁻²	< 3.6×10 ⁻³	—		
	5月	ひたちなか市稲田	2.3×10 ¹	< 5.4×10 ⁻⁴	< 3.5×10 ⁻⁴	—	< 1.0×10 ⁻³	< 5.0×10 ⁻⁴	< 3.0×10 ⁻³	1.7×10 ⁻²	< 2.6×10 ⁻³	—	
	11月	3.2×10 ¹	< 5.2×10 ⁻⁴	< 3.0×10 ⁻⁴	—	< 8.7×10 ⁻⁴	< 5.1×10 ⁻⁴	< 2.5×10 ⁻³	4.9×10 ⁻³	< 2.3×10 ⁻³	—		
	5月	ひたちなか市高場	2.5×10 ¹	< 4.8×10 ⁻⁴	< 3.3×10 ⁻⁴	—	< 1.4×10 ⁻³	< 5.8×10 ⁻⁴	< 3.1×10 ⁻³	1.6×10 ⁻²	< 2.6×10 ⁻³	—	
	11月	1.7×10 ¹	< 5.9×10 ⁻⁴	< 3.9×10 ⁻⁴	—	< 1.5×10 ⁻³	< 6.9×10 ⁻⁴	< 3.0×10 ⁻³	1.7×10 ⁻³	< 2.2×10 ⁻³	—		
	5月	那珂市横堀	2.1×10 ¹	< 4.9×10 ⁻⁴	< 3.6×10 ⁻⁴	—	< 1.4×10 ⁻³	< 5.2×10 ⁻⁴	< 2.9×10 ⁻³	1.5×10 ⁻²	< 2.1×10 ⁻³	—	
	11月	2.3×10 ¹	< 5.3×10 ⁻⁴	< 3.5×10 ⁻⁴	—	< 1.4×10 ⁻³	< 5.2×10 ⁻⁴	< 3.2×10 ⁻³	8.2×10 ⁻⁴	< 2.5×10 ⁻³	—		
排水口近辺土砂	7月	第1排水溝出口	6.6×10 ¹	< 1.5×10 ⁻⁴	< 1.1×10 ⁻⁴	—	< 1.8×10 ⁻⁴	< 1.6×10 ⁻⁴	< 8.1×10 ⁻⁴	1.3×10 ⁻⁴	< 1.0×10 ⁻³	—	
	1月	7.1×10 ¹	< 1.6×10 ⁻⁴	< 1.1×10 ⁻⁴	—	< 4.1×10 ⁻⁴	< 1.7×10 ⁻⁴	< 7.8×10 ⁻⁴	2.3×10 ⁻⁴	< 1.1×10 ⁻³	—		
	7月	第2排水溝出口	5.5×10 ¹	< 1.7×10 ⁻⁴	< 1.2×10 ⁻⁴	—	< 4.3×10 ⁻⁴	< 1.7×10 ⁻⁴	< 8.8×10 ⁻⁴	< 1.0×10 ⁻⁴	< 1.1×10 ⁻³	—	
	1月	6.3×10 ¹	< 1.6×10 ⁻⁴	< 1.2×10 ⁻⁴	—	< 4.1×10 ⁻⁴	< 1.3×10 ⁻⁴	< 8.7×10 ⁻⁴	1.4×10 ⁻⁴	< 1.0×10 ⁻³	—		
	7月	第3排水溝出口	5.8×10 ¹	< 1.6×10 ⁻⁴	< 1.2×10 ⁻⁴	—	< 1.9×10 ⁻⁴	< 1.7×10 ⁻⁴	< 8.4×10 ⁻⁴	1.1×10 ⁻⁴	< 1.0×10 ⁻³	—	
	1月	6.7×10 ¹	< 1.5×10 ⁻⁴	< 1.0×10 ⁻⁴	—	< 4.1×10 ⁻⁴	< 1.6×10 ⁻⁴	< 7.9×10 ⁻⁴	1.1×10 ⁻⁴	< 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 3.4.2-1(b) 環境試料中の全β放射能濃度及び放射性核種濃度

(2005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	5.2×10 ⁻⁵	1.4×10 ⁻³	< 3.8×10 ⁻⁵	< 4.9×10 ⁻⁵	—	< 6.5×10 ⁻⁵	< 3.6×10 ⁻⁵	< 2.9×10 ⁻⁴	< 1.3×10 ⁻⁴	< 4.4×10 ⁻⁵	< 1.9×10 ⁻⁴	Bq/cm ³
	10月		9.2×10 ⁻⁵	2.6×10 ⁻³	< 3.1×10 ⁻⁵	< 4.1×10 ⁻⁵	—	< 7.5×10 ⁻⁵	< 3.7×10 ⁻⁵	< 2.6×10 ⁻⁴	< 3.9×10 ⁻⁴	< 3.3×10 ⁻⁵	< 1.4×10 ⁻⁴	
	4月	東海村 須和間	5.7×10 ⁻⁵	2.6×10 ⁻³	< 6.7×10 ⁻⁷	< 8.1×10 ⁻⁷	—	< 1.5×10 ⁻⁶	< 9.4×10 ⁻⁷	< 6.4×10 ⁻⁶	< 1.3×10 ⁻⁴	< 4.5×10 ⁻⁷	< 3.5×10 ⁻⁶	
	10月		6.8×10 ⁻⁵	2.8×10 ⁻³	< 6.7×10 ⁻⁷	< 8.7×10 ⁻⁷	—	< 1.6×10 ⁻⁶	< 9.5×10 ⁻⁷	< 6.1×10 ⁻⁶	< 5.0×10 ⁻⁴	< 4.4×10 ⁻⁷	< 3.5×10 ⁻⁶	
河川水	4月	久慈川 取水口	6.5×10 ⁻⁵	1.5×10 ⁻³	< 3.7×10 ⁻⁵	< 4.4×10 ⁻⁵	—	< 1.0×10 ⁻⁴	< 5.0×10 ⁻⁵	< 3.4×10 ⁻⁴	< 1.3×10 ⁻⁴	< 3.6×10 ⁻⁵	< 2.0×10 ⁻⁴	
	10月		7.3×10 ⁻⁵	3.2×10 ⁻³	< 2.5×10 ⁻⁵	< 3.6×10 ⁻⁵	—	< 7.0×10 ⁻⁵	< 3.5×10 ⁻⁵	< 3.0×10 ⁻⁴	< 4.0×10 ⁻⁴	< 2.8×10 ⁻⁵	< 1.6×10 ⁻⁴	
海水	4月	東海研沖 C海城	2.4×10 ⁻⁵	< 7.4×10 ⁻⁴	< 6.4×10 ⁻⁷	< 7.0×10 ⁻⁷	< 2.7×10 ⁻⁶	< 1.6×10 ⁻⁶	< 9.4×10 ⁻⁷	< 5.9×10 ⁻⁶	—	1.6×10 ⁻⁶	< 4.8×10 ⁻⁶	
	10月		1.3×10 ⁻⁵	2.7×10 ⁻³	< 7.2×10 ⁻⁷	< 6.8×10 ⁻⁷	< 1.5×10 ⁻⁶	< 1.5×10 ⁻⁶	< 8.1×10 ⁻⁷	< 6.0×10 ⁻⁶	—	1.9×10 ⁻⁶	< 4.7×10 ⁻⁶	
ほうれん草	4月	東海村 須和間	1.3×10 ⁻¹	—	< 2.2×10 ⁻⁵	< 2.9×10 ⁻⁵	5.3×10 ⁻⁵	< 5.2×10 ⁻⁵	< 3.9×10 ⁻⁵	< 1.8×10 ⁻⁴	< 2.6×10 ⁻⁴	< 2.0×10 ⁻⁵	< 1.2×10 ⁻⁴	Bq/g・生
	10月		1.4×10 ⁻¹	—	< 2.2×10 ⁻⁵	< 2.9×10 ⁻⁵	7.5×10 ⁻⁵	< 4.9×10 ⁻⁵	< 3.1×10 ⁻⁵	< 1.7×10 ⁻⁴	< 2.5×10 ⁻⁴	< 2.1×10 ⁻⁵	< 1.2×10 ⁻⁴	
ワカメ	5月	日立市 久慈浜	1.2×10 ⁻¹	—	< 3.4×10 ⁻⁵	< 2.5×10 ⁻⁵	—	< 4.4×10 ⁻⁵	< 2.8×10 ⁻⁵	< 1.4×10 ⁻⁴	< 1.9×10 ⁻⁴	2.2×10 ⁻⁵	< 1.1×10 ⁻⁴	
カジメ	11月		1.4×10 ⁻¹	—	< 7.1×10 ⁻⁵	< 5.2×10 ⁻⁵	—	< 9.1×10 ⁻⁵	< 6.2×10 ⁻⁵	< 3.1×10 ⁻⁴	< 2.5×10 ⁻⁴	6.2×10 ⁻⁵	< 2.3×10 ⁻⁴	

* ⁹⁰Sr は、化学分析により求めた。

表 3.4.2-2 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

採取年月	⁷ Be	⁵⁴ Mn	⁶⁰ Co	⁹⁵ Zr	⁹⁵ Nb	¹⁰⁶ Ru	¹³⁷ Cs	¹⁴⁴ Ce	単位
2005年4月	4.3×10 ⁻⁹	< 4.6×10 ⁻¹²	< 6.2×10 ⁻¹²	< 1.2×10 ⁻¹¹	< 7.8×10 ⁻¹²	< 4.1×10 ⁻¹¹	< 4.7×10 ⁻¹²	< 2.2×10 ⁻¹¹	Bq/cm ³
5月	2.9×10 ⁻⁹	< 5.8×10 ⁻¹²	< 6.7×10 ⁻¹²	< 1.5×10 ⁻¹¹	< 9.2×10 ⁻¹²	< 4.9×10 ⁻¹¹	< 5.5×10 ⁻¹²	< 2.6×10 ⁻¹¹	
6月	2.6×10 ⁻⁹	< 5.9×10 ⁻¹²	< 6.7×10 ⁻¹²	< 1.3×10 ⁻¹¹	< 9.2×10 ⁻¹²	< 4.9×10 ⁻¹¹	< 5.6×10 ⁻¹²	< 2.6×10 ⁻¹¹	
7月	1.9×10 ⁻⁹	< 4.7×10 ⁻¹²	< 5.4×10 ⁻¹²	< 1.2×10 ⁻¹¹	< 7.2×10 ⁻¹²	< 3.9×10 ⁻¹¹	< 4.4×10 ⁻¹²	< 2.0×10 ⁻¹¹	
8月	2.1×10 ⁻⁹	< 5.7×10 ⁻¹²	< 7.3×10 ⁻¹²	< 1.5×10 ⁻¹¹	< 9.1×10 ⁻¹²	< 4.8×10 ⁻¹¹	< 8.1×10 ⁻¹²	< 2.4×10 ⁻¹¹	
9月	3.9×10 ⁻⁹	< 5.5×10 ⁻¹²	< 6.5×10 ⁻¹²	< 1.5×10 ⁻¹¹	< 8.6×10 ⁻¹²	< 4.9×10 ⁻¹¹	< 5.4×10 ⁻¹²	< 2.5×10 ⁻¹¹	
10月	5.0×10 ⁻⁹	< 4.2×10 ⁻¹²	< 5.3×10 ⁻¹²	< 1.1×10 ⁻¹¹	< 6.9×10 ⁻¹²	< 3.9×10 ⁻¹¹	< 4.2×10 ⁻¹²	< 2.0×10 ⁻¹¹	
11月	4.5×10 ⁻⁹	< 5.2×10 ⁻¹²	< 5.4×10 ⁻¹²	< 1.5×10 ⁻¹¹	< 8.4×10 ⁻¹²	< 5.0×10 ⁻¹¹	< 5.2×10 ⁻¹²	< 3.2×10 ⁻¹¹	
12月	2.3×10 ⁻⁹	< 4.1×10 ⁻¹²	< 5.4×10 ⁻¹²	< 1.3×10 ⁻¹¹	< 7.4×10 ⁻¹²	< 4.3×10 ⁻¹¹	< 4.7×10 ⁻¹²	< 2.8×10 ⁻¹¹	
2006年1月	4.4×10 ⁻⁹	< 6.0×10 ⁻¹²	< 6.3×10 ⁻¹²	< 1.6×10 ⁻¹¹	< 9.0×10 ⁻¹²	< 5.2×10 ⁻¹¹	< 5.7×10 ⁻¹²	< 4.5×10 ⁻¹¹	
2月	4.0×10 ⁻⁹	< 5.4×10 ⁻¹²	< 6.5×10 ⁻¹²	< 1.5×10 ⁻¹¹	< 8.2×10 ⁻¹²	< 4.6×10 ⁻¹¹	< 5.8×10 ⁻¹²	< 3.4×10 ⁻¹¹	
3月	5.1×10 ⁻⁹	< 4.7×10 ⁻¹²	< 5.2×10 ⁻¹²	< 1.2×10 ⁻¹¹	< 6.7×10 ⁻¹²	< 3.6×10 ⁻¹¹	< 4.1×10 ⁻¹²	< 2.3×10 ⁻¹¹	

表 3.4.2-3 降下塵中の全β及び核種別放射能

採取年月	全β	⁷ Be	⁵⁴ Mn	⁶⁰ Co	⁹⁵ Zr	⁹⁵ Nb	¹⁰⁶ Ru	¹³⁷ Cs	¹⁴⁴ Ce	単位
2005年4月	8.3	1.3×10 ⁻²	< 4.3×10 ⁻²	< 6.0×10 ⁻²	< 1.2×10 ⁻¹	< 7.6×10 ⁻²	< 4.1×10 ⁻¹	< 4.5×10 ⁻²	< 2.2×10 ⁻¹	Bq/m ²
5月	4.8	7.7×10	< 5.0×10 ⁻²	< 6.2×10 ⁻²	< 1.5×10 ⁻¹	< 7.9×10 ⁻²	< 4.9×10 ⁻¹	< 5.5×10 ⁻²	< 3.5×10 ⁻¹	
6月	6.3	8.8×10	< 4.2×10 ⁻²	< 4.8×10 ⁻²	< 1.1×10 ⁻¹	< 7.0×10 ⁻²	< 3.9×10 ⁻¹	< 6.3×10 ⁻²	< 2.8×10 ⁻¹	
7月	9.7	1.8×10 ⁻²	< 4.3×10 ⁻²	< 5.0×10 ⁻²	< 1.2×10 ⁻¹	< 6.5×10 ⁻²	< 3.5×10 ⁻¹	< 4.3×10 ⁻²	< 3.0×10 ⁻¹	
8月	1.4×10	1.6×10 ⁻²	< 4.3×10 ⁻²	< 5.3×10 ⁻²	< 1.2×10 ⁻¹	< 7.3×10 ⁻²	< 3.8×10 ⁻¹	< 4.3×10 ⁻²	< 2.3×10 ⁻¹	
9月	5.2	7.6×10	< 4.2×10 ⁻²	< 4.9×10 ⁻²	< 1.9×10 ⁻¹	< 5.9×10 ⁻²	< 3.7×10 ⁻¹	< 4.4×10 ⁻²	< 2.7×10 ⁻¹	
10月	1.5×10	2.1×10 ⁻²	< 4.6×10 ⁻²	< 6.0×10 ⁻²	< 1.1×10 ⁻¹	< 7.0×10 ⁻²	< 3.8×10 ⁻¹	< 4.2×10 ⁻²	< 2.5×10 ⁻¹	
11月	1.2×10	1.3×10 ⁻²	< 4.1×10 ⁻²	< 4.6×10 ⁻²	< 1.2×10 ⁻¹	< 7.0×10 ⁻²	< 4.0×10 ⁻¹	< 4.5×10 ⁻²	< 2.9×10 ⁻¹	
12月	6.8	3.3×10	< 6.6×10 ⁻²	< 5.8×10 ⁻²	< 2.3×10 ⁻¹	< 9.2×10 ⁻²	< 6.2×10 ⁻¹	6.2×10 ⁻²	< 3.5×10 ⁻¹	
2006年1月	5.9	5.7×10	< 4.3×10 ⁻²	< 5.5×10 ⁻²	< 1.2×10 ⁻¹	< 6.6×10 ⁻²	< 3.7×10 ⁻¹	< 4.1×10 ⁻²	< 2.7×10 ⁻¹	
2月	1.1×10	1.2×10 ⁻²	< 4.9×10 ⁻²	< 5.2×10 ⁻²	< 1.1×10 ⁻¹	< 6.5×10 ⁻²	< 3.7×10 ⁻¹	< 4.2×10 ⁻²	< 2.9×10 ⁻¹	
3月	1.0×10	1.3×10 ⁻²	< 6.8×10 ⁻²	< 7.0×10 ⁻²	< 1.6×10 ⁻¹	< 8.4×10 ⁻²	< 4.8×10 ⁻¹	< 5.9×10 ⁻²	< 3.3×10 ⁻¹	

表 3.4.2-4 降雨中の全β放射能濃度及び排水溝における排水放射能濃度

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		
2005年4月	6.7×10 ⁻⁵	1.0×10 ⁻⁴	6.4×10 ⁻⁵	3.5×10 ⁻³	6.2×10 ⁻⁵	Bq/cm ³
5月	5.2×10 ⁻⁵	1.3×10 ⁻⁴	8.1×10 ⁻⁵	4.2×10 ⁻²	1.0×10 ⁻⁴	
6月	2.4×10 ⁻⁵	1.2×10 ⁻⁴	9.2×10 ⁻⁵	3.4×10 ⁻²	8.9×10 ⁻⁵	
7月	2.2×10 ⁻⁵	9.9×10 ⁻⁵	7.2×10 ⁻⁵	1.9×10 ⁻²	7.9×10 ⁻⁵	
8月	1.9×10 ⁻⁵	8.7×10 ⁻⁵	7.6×10 ⁻⁵	6.0×10 ⁻²	8.1×10 ⁻⁵	
9月	2.6×10 ⁻⁵	9.9×10 ⁻⁵	8.7×10 ⁻⁵	7.7×10 ⁻²	7.8×10 ⁻⁵	
10月	3.3×10 ⁻⁵	9.2×10 ⁻⁵	7.2×10 ⁻⁵	4.6×10 ⁻³	8.0×10 ⁻⁵	
11月	6.9×10 ⁻⁵	8.6×10 ⁻⁵	8.1×10 ⁻⁵	3.6×10 ⁻²	7.3×10 ⁻⁵	
12月	9.8×10 ⁻⁵	9.7×10 ⁻⁵	7.9×10 ⁻⁵	3.2×10 ⁻²	6.7×10 ⁻⁵	
2006年1月	8.9×10 ⁻⁵	1.1×10 ⁻⁴	7.4×10 ⁻⁵	6.4×10 ⁻²	6.5×10 ⁻⁵	
2月	3.6×10 ⁻⁵	1.0×10 ⁻⁴	6.5×10 ⁻⁵	3.4×10 ⁻²	6.8×10 ⁻⁵	
3月	8.8×10 ⁻⁵	9.7×10 ⁻⁵	5.4×10 ⁻⁵	1.0×10 ⁻²	6.8×10 ⁻⁵	

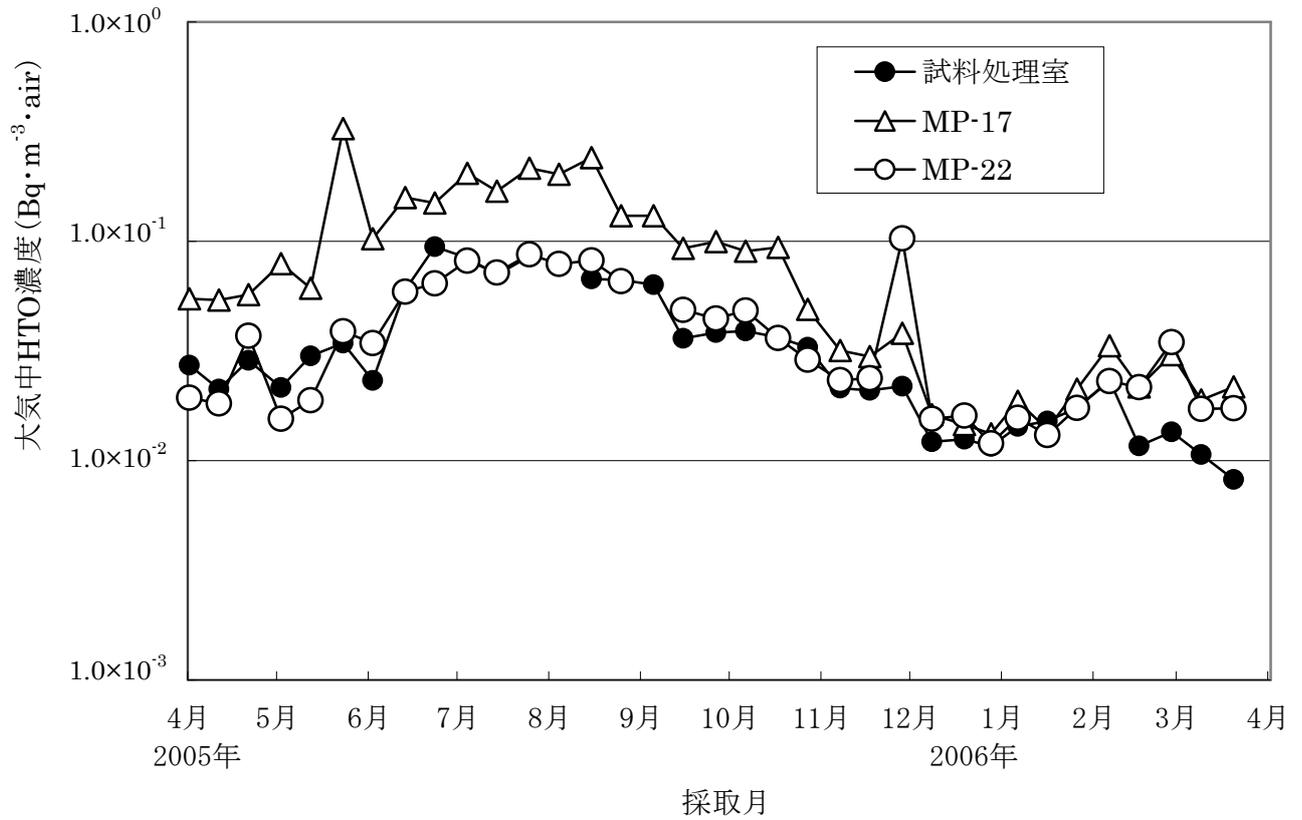


図 3.4.2-1 大気中HTO濃度の測定結果

3.4.3 排気・排水及び環境試料の化学分析

(1) 排気中及び排水中の ^{89}Sr 及び ^{90}Sr の化学分析

2005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中及び排水中の ^{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3.4.3-1に示す。排気については、 ^{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 が再処理特別研究棟スタック I の試料から検出された。一方、排水については、排気と同様に ^{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 が液体廃棄物処理施設、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4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）中の ^{90}Sr 、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3.4.2-1(a)及び表3.4.2-1(b)に示す。原子力科学研究所沖合で2005年6月に採取したシラスに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。

(桑原 潤)

表 3.4.3-1 排気及び排水中の⁸⁹Sr, ⁹⁰Sr放出濃度

(2005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							
排気	ホットラボ	主排気口	< 1.8	< 1.8	< 2.0	< 2.2	< 2.1	< 2.3	< 2.0	< 2.1	μBq/m ³
		副排気口	< 1.6	< 1.6	< 1.8	< 1.9	< 2.3	< 2.4	< 1.5	< 1.5	
	JRR-2		<11	<11	< 9.2	< 9.4	<11	<12	<17	<18	
	JRR-3		< 2.0	< 2.0	< 2.3	< 2.4	< 2.2	< 2.3	< 1.9	< 2.0	
	JRR-4		< 3.4	< 3.5	< 3.5	< 3.6	< 2.7	< 2.8	< 2.9	< 3.1	
	RI製造棟		< 2.9	< 3.0	< 2.0	< 2.1	< 2.3	< 2.5	< 2.0	< 2.1	
	JRR-3実験利用棟(第2棟)		< 1.8	< 1.8	< 1.8	< 1.9	< 2.2	< 2.3	< 2.0	< 2.1	
	再処理特別 研究棟	スタック I	< 1.1	< 1.2	< 0.79	< 0.82	< 1.3	< 1.3	< 3.2	1.6	
		スタック II	< 0.91	< 0.93	< 1.0	< 1.1	< 1.2	< 1.2	< 0.76	< 0.79	
	液体廃棄物処理施設		< 4.3	< 4.4	< 4.9	< 5.2	< 5.3	< 5.6	< 2.7	< 2.8	
	第1廃棄物処理棟		< 4.3	< 4.4	< 3.9	< 4.1	< 3.6	< 3.8	< 2.6	< 2.7	
	第2廃棄物処理棟		< 1.0	< 1.0	< 1.2	< 1.2	< 1.2	< 1.2	< 0.65	< 0.67	
	第3廃棄物処理棟		< 4.6	< 4.7	< 4.3	< 4.6	< 5.4	< 5.7	< 2.9	< 3.1	
	汚染除去場		< 4.4	< 4.5	< 3.5	< 3.6	< 5.0	< 5.3	< 2.7	< 2.8	
	廃棄物安全試験施設		< 1.0	< 1.0	< 0.91	< 0.96	< 1.1	< 1.2	< 0.70	< 0.73	
	環境シミュレーション試験棟		< 1.1	< 1.1	< 0.94	< 0.99	< 0.96	< 1.0	< 0.77	< 0.80	
	NSRR		< 4.1	< 4.2	< 5.4	< 5.5	< 5.7	< 6.0	< 4.3	< 4.6	
	燃料試験施設試験棟		< 1.0	< 1.0	< 1.1	< 1.1	< 0.97	< 1.0	< 0.94	< 1.0	
	NUCEF施設		< 1.1	< 1.1	< 1.3	< 1.3	< 1.0	< 1.1	< 0.79	< 0.82	
	解体分別保管棟		< 4.6	< 4.8	< 4.1	< 4.2	< 5.6	< 5.9	< 2.8	< 2.9	
減容処理棟		< 1.7	< 1.7	< 2.0	< 2.1	< 1.5	< 1.5	< 0.80	< 0.84		
排水	第4研究棟		< 71	< 73	< 67	< 69	< 96	< 110	<66	<68	Bq/m ³
	放射線標準施設棟		—	—	—	—	—	—	<66	<67	
	冶金特別研究室建家		—	—	< 200	< 61	—	—	—	—	
	JRR-1		< 71	< 73	< 66	< 67	< 94	< 100	—	—	
	JRR-2		—	—	—	—	< 94	< 100	—	—	
	JRR-3		< 78	< 80	< 65	< 67	< 100	< 110	<110	<110	
	JRR-4		< 120	< 130	< 67	< 68	< 99	< 110	—	—	
	RI製造棟		< 250	120	—	—	< 260	< 91	—	—	
	JRR-3実験利用棟(第2棟)		< 73	< 75	< 78	< 80	< 99	< 110	—	—	
	液体廃棄物処理施設		< 70	< 72	< 290	240	< 93	< 100	<66	<68	
	圧縮処理装置建家		—	—	< 68	< 71	—	—	—	—	
	第1廃棄物処理棟		< 87	< 89	< 80	< 90	—	—	<84	<86	
	第2廃棄物処理棟		< 260	140	< 310	300	< 310	160	<74	<76	
	第3廃棄物処理棟		< 73	< 74	< 66	< 68	< 93	< 100	<80	<82	
	汚染除去場		—	—	< 320	300	—	—	—	—	
	廃棄物安全試験施設		—	—	< 76	< 78	< 93	< 110	—	—	
	環境シミュレーション試験棟		—	—	—	—	< 440	690	<270	250	
	NSRR		< 77	< 79	< 66	< 67	< 110	< 120	—	—	
NUCEF施設		< 73	< 75	< 63	< 65	< 110	< 120	—	—		
解体分別保管棟		< 70	< 72	< 77	< 79	< 96	< 100	<65	<67		
減容処理棟		< 68	< 69	< 77	< 79	—	—	—	—		

(注) 表中の“—”は、分析試料がなかったことを示す。

3.5 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，関西光科学研究所及びむつ事業所（以下「測定等を依頼された事業所」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。2005年度の全対象者は6,465人であり，このうち，原子力科学研究所は4,236人（測定評価件数は13,856件）であった。

内部被ばくについては，年度当初及び3か月ごと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か月2mSvを超えるおそれのある定期検査対象者はいなかった。ただし，1月管理対象の女子（妊娠中の女子）2人（3件）の定期検査を実施した。原子力科学研究所における入退域検査及び確認検査の2005年度の件数は，それぞれ366件及び761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の結果，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。2005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146.0人・mSv，0.03mSv及び3.1mSvであった。また，測定等を依頼された事業所を含めたこれらの線量は，それぞれ198.0人・mSv，0.03mSv及び3.8mSv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37,887件であった。

また，日本原子力研究開発機構発足を機に，旧原子力研究所48年間の被ばく統計をまとめた。

（吉澤 道夫）

3.5.1 外部被ばく線量の管理

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。

2005年度における放射線業務従事者の実効線量及び等価線量を，測定結果から算定し，集計した結果を以下に示す。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。

(1) 原子力科学研究所の被ばく状況

外部被ばく測定対象実人員は，4,236人（測定評価件数（13,856件）「以下，実人員に続けて括弧書きで測定評価件数を示す。」）であった。このうち，体幹部不均等被ばくが予想された18人（64件）については，不均等被ばく測定用ガラス線量計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 138 人 (357 件) については、リングバッジにより手先の測定を行った。1 月管理対象の女子は 2 人 (3 件) であった。

実効線量に係る被ばく状況は、総線量が 146.0 人・mSv、平均実効線量が 0.03 mSv で、2004 年度の総線量と比較して約 38%の減少であった。年間最大実効線量は 3.1 mSv で、最大被ばく者は燃料試験施設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。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 3.5.1-1 及び表 3.5.1-2 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 73.1 mSv 及び 0.23 mSv で、最大被ばく者は燃料試験施設における被覆管水素分析試験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 7.8 mSv 及び 0.06 mSv で、最大被ばく者は燃料試験施設におけるセル内の除染作業に従事した者であった。

(2) 測定等を依頼された事業所を含めた被ばく状況

原子力科学研究所及び測定等を依頼された事業所を合わせた管理対象実員、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、作業区分別及び事業所別に集計した結果を表 3.5.1-3、表 3.5.1-4 及び表 3.5.1-5 に示す。

(関口 真人)

表 3.5.1-1 実効線量に係る四半期別被ばく状況

(2005 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	2,746	2,670	74	2	0	0	17.5	0.01	1.9
第 2 四半期	3,080	2,941	133	6	0	0	44.6	0.01	1.4
第 3 四半期	3,146	3,017	121	8	0	0	39.0	0.01	1.6
第 4 四半期	3,331	3,193	130	8	0	0	44.9	0.01	2.5
年 間 *	4,236 (4,433)	3,953 (4,096)	244 (283)	39 (53)	0 (1)	0 (0)	146.0 (236.7)	0.03 (0.05)	3.1 (5.9)

* カッコ内の数値は、2004 年度の値。

表 3.5.1-2 実効線量に係る作業者区分別被ばく状況

(2005 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	1,111	1,048	59	4	0	0	26.1	0.02	2.5
外来研究員等	1,180	1,146	33	1	0	0	12.5	0.01	2.5
請負業者	1,620	1,434	152	34	0	0	107.4	0.07	3.1
研修生	341	341	0	0	0	0	0.0	0.00	0.0
全作業者	4,236	3,953	244	39	0	0	146.0	0.03	3.1

* 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 3.5.1-3 実効線量に係る四半期別被ばく状況*1

(2005 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	4,379	4,270	107	2	0	0	29.5	0.01	1.9
第2四半期	5,010	4,802	195	13	0	0	78.0	0.02	1.8
第3四半期	4,757	4,609	140	8	0	0	42.7	0.01	1.6
第4四半期	5,167	5,008	151	8	0	0	47.8	0.01	2.5
年間*2	6,510 (6,836)	6,143 (6,393)	310 (384)	57 (58)	0 (1)	0 (0)	198.0 (275.1)	0.03 (0.04)	3.8 (5.9)

*1 原子力機構以外での作業による被ばくを含む。

*2 カッコ内の数値は、2004年度の値。

表 3.5.1-4 実効線量に係る作業者区分別被ばく状況*1

(2005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	1,859	1,765	88	6	0	0	38.5	0.02	2.5
外来研究員等	1,591	1,552	37	2	0	0	14.3	0.01	2.5
請負業者	2,753	2,518	186	49	0	0	145.2	0.05	3.8
研修生	341	341	0	0	0	0	0.0	0.00	0.0
全作業者	6,510	6,143	310	57	0	0	198.0	0.03	3.8

*1 原子力機構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 3.5.1-5 実効線量に係る事業所別被ばく状況

(2005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	4,236	3,953	244	39	0	0	146.0	0.03	3.1
高崎量子応用 研究所	719	707	12	0	0	0	3.6	0.01	0.9
大洗研究開発 センター(北)	1,041	984	48	9	0	0	31.5	0.03	1.4
むつ事業所	63	63	0	0	0	0	0.0	0.00	0.0
那珂核融合 研究所	587	563	17	7	0	0	16.2	0.03	1.5
関西光科学 研究所(木津)	65	65	0	0	0	0	0.0	0.00	0.0
関西光科学 研究所(播磨)	66	66	0	0	0	0	0.0	0.00	0.0
J-PARC センター	61	61	0	0	0	0	0.0	0.00	0.0
合計*2	6,510	6,143	310	57	0	0	198.0	0.03	3.8

*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 原子力機構以外での作業による被ばくを含む。

3.5.2 内部被ばく線量の管理

内部被ばく線量の管理は、定期検査、入退域検査、臨時検査及び確認検査の各検査区分に分けて行った。2005年度の原子力科学研究所及び測定等を依頼された事業所の内部被ばく検査の延べ検査件数の内訳を表 3.5.2-1 に示す。また、2005年度の原子力科学研究所における検査区別別年間測定実員数（延べ検査件数）を以下に示す。

(1) 定期検査

四半期ごとに行った放射線作業状況調査では、放射線業務従事者のうち、内部被ばくが3月間で2mSvを超えるおそれのある者及び1月管理対象の女子（保安規定等に定める定期的な検査の対象者）はそれぞれ0人（0件）及び2人（3件）であった。1月管理対象の女子について空气中放射能濃度からの計算法により定期検査を実施した。検査の結果、有意な内部被ばくが認められた者はいなかった。

(2) 入退域検査

請負業者等の外来の放射線業務従事者で入退域検査が必要と認められた者、203人（366件）について、放射線業務従事者の指定登録時（入域時）と指定解除登録時（退域時）に体外計測法及び計算法により検査を実施した。主な対象者は再処理特別研究棟における設備・機器等の解体及び燃料試験施設におけるセル内除染等の作業に従事した者である。検査の結果、有意な内部被ばくが認められた者はいなかった。

(3) 臨時検査

臨時検査の対象となる事例はなかった。

(4) 確認検査

バイオアッセイ法（尿試料）及び体外計測法により、定期的に行う検査、随時に行う検査及び入退域検査の間に行う検査を実施し、作業条件の健全性を確認した。バイオアッセイ法により103人（372件）及び体外計測法により123人（389件）実施した。検査の結果、有意な内部被ばくが認められた者はいなかった。

(5) バックグラウンド調査

上記各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てるため、人体中の放射能レベルの調査を実施した。調査は、非密封の放射性物質を取り扱っていない職員等の協力を得て行った。調査のための検査は、尿のバイオアッセイについては全 α 放射能測定延べ35件（年2回）、全 β 放射能、トリチウム及び天然ウランの測定を、それぞれ延べ70件（年4回）、体外計測については全身計測延べ52件（年1回）及び胸部計測延べ27件（年1回）実施した。

（高橋 聖）

表 3.5.2-1 内部被ばく検査の延べ検査件数

(2005 年度)

事業所	管理期間	定期検査	入退域検査	臨検時検査	確認検査						合計
					バイオアッセイ				体外計測		
					全α放射能	全β放射能	トリチウム放射能	天然ウラン	全身計測	胸部計測	
原子力科学研究所	第1四半期	0	10	0	0	13	44	24	91	0	182
	第2四半期	1	123	0	26	13	44	24	91	0	322
	第3四半期	2	98	0	0	13	42	24	99	0	278
	第4四半期	0	135	0	26	13	42	24	92	16	348
	小計	3	366	0	52	52	172	96	373	16	1,130
高崎量子応用研究所		0	0	0	0	0	0	0	106	0	106
大洗研究開発センター(北)		0	137	0	12	0	56	16	139	4	364
むつ事業所		0	0	0	0	0	0	0	39	0	39
那珂核融合研究所		0	0	0	0	0	19	0	0	0	19
J-PARCセンター		0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
合計		3	503	0	64	52	247	112	657	20	1,658
					475				677		

3.5.3 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 13,856 件及び内部被ばく測定記録年間延べ 1,130 件について記録し保管するとともに、3 月ごと（1 月管理対象の女子の放射線業務従事者は 1 月ごと（3 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した。また、施設別、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、原子力科学研究所及び測定等を依頼された事業所における放射線業務従事者に係る各種登録を行った。また、関係法令に定められている記録の引渡し規定に基づき、同センターに対して指定解除者放射線管理記録（法定記録）の引渡しを行った。

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 3.4.3-1 に示す。

（宮内 英明）

表 3.5.3-1 登録及び法定記録引渡し件数*

（2005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	221	146	161	130	658
	指 定 登 録	856	1,396	910	1,913	5,075
	指 定 解 除 登 録	1,026	1,066	819	2,374	5,285
	個 人 識 別 変 更 登 録	6	0	5	4	15
	手 帳 発 効 登 録	55	9	0	0	64
	定 期 線 量 登 録	7,202	0	0	0	7,202
障 防 法 関 係	個 人 識 別 登 録	504	338	225	364	1,431
	記 録 引 渡 登 録	1,024	1,064	819	2,374	5,281
	定 期 線 量 登 録	6,851	0	0	0	6,851
経 歴 照 会		268	149	182	156	755
指定解除者放射線管理記録 （法定記録）の引渡し		1,022	1,065	819	2,364	5,270
合 計		19,035	5,233	3,940	9,679	37,887

*測定等を依頼された事業所を含む件数

3.5.4 日本原子力研究所 48 年間の被ばく統計

(1) 概要

2005 年 10 月に日本原子力研究所（以下「原研」という。）は核燃料サイクル開発機構と統合し、独立行政法人日本原子力研究開発機構が発足した。これを機に、原研の 48 年間にわたる被ばくの統計をまとめた。原研における個人被ばく管理の歴史は古く、1956 年の原研設立の翌年から原研 I 型フィルムバッジ（以下「FB」という。）による外部被ばく線量の測定を開始した。その後改良を加え、1964 年から原研 IV 型フィルムバッジを長年にわたり使用した。2000 年からは、蛍光ガラス線量計によるガラスバッジ（以下「GB」という。）を導入し、現在に至っている。これまでの個人線量計の変遷を図 3.5.4-1 に示す。内部被ばく線量については、1961 年からバイオアッセイ法による測定を開始し、その後 1965 年から体外計測法による測定を開始した。

(2) 統計処理

個人被ばく管理システムに蓄積された約 5 万人（約 100 万件）のデータを用い、年度別に作業数、作業区分ごとの総線量、平均線量、最大線量及び線量分布を統計処理して求めた。検出下限線量未満は 0 として集計した。検出下限線量は、1999 年度までは 0.2mSv（FB）、2000 年度以降は 0.1mSv（GB）である。

(3) 統計結果

総線量及び個人平均線量の推移を図 3.5.4-2 に示す。1988 年度以前の線量単位[mrem]は 100 で除して[mSv]へ換算した。1960 年代は、施設のトラブルや改造に伴う被ばくが多く、総線量が 1200 人・mSv を超え、平均線量も 0.4mSv を超える年が多い。その後、線量低減が図られ、総線量は 400 人・mSv 以下（ピーク時の約 3 分の 1）に、平均線量は 0.04mSv 程度（約 10 分の 1）まで減少した。放射線業務従事者数は、1960 年代の約 2500 人に対し、現在は約 7000 人に増加している。施設の解体、実験設備の改造等による作業が多い近年においても、総線量の増加は見られない。

各年度について個人年線量の 0.1mSv 間隔ごとの線量分布を求め、その累積頻度分布図を作成した。年代別の傾向をみるため、1970 年度から 2000 年度までの 10 年間隔の累積頻度分布をひとつにまとめ、図 3.5.4-3 に示す。1970 年度から 1990 年度へと年代が進むごとに累積頻度分布は急激に低線量域へ推移しており、線量低減化が急激に進んだことがわかる。これは、対象人数の増加とともに検出下限以下の人数が増加したことが原因の一つとして挙げられるが、3 mSv 以上線量域での傾きが年を追うとともに大きくなっていることは、ICRP 勧告の取り入れによる関係法令の整備とともに線量低減化の意識が高まったことと、それまで蓄積された放射線管理の経験を生かした管理方式等の日々改善と努力によるものといえる。1990 年度と 2000 年度を比較すると、3mSv 以上の線量域で 2000 年度が 1990 年度を上回る部分がある。これは、セル内の除染作業等を行う被ばく線量の高い特定作業グループが存在しているためである。

(4) まとめ

本統計結果から、原研における主な作業の推移、放射線作業経験の蓄積と放射線管理方式の改善による被ばく低減化を読み取ることができる。今後もデータを蓄積し、作業管理等との比較解析を進め、より合理的な被ばく管理に役立てていきたい。

（関口 真人）

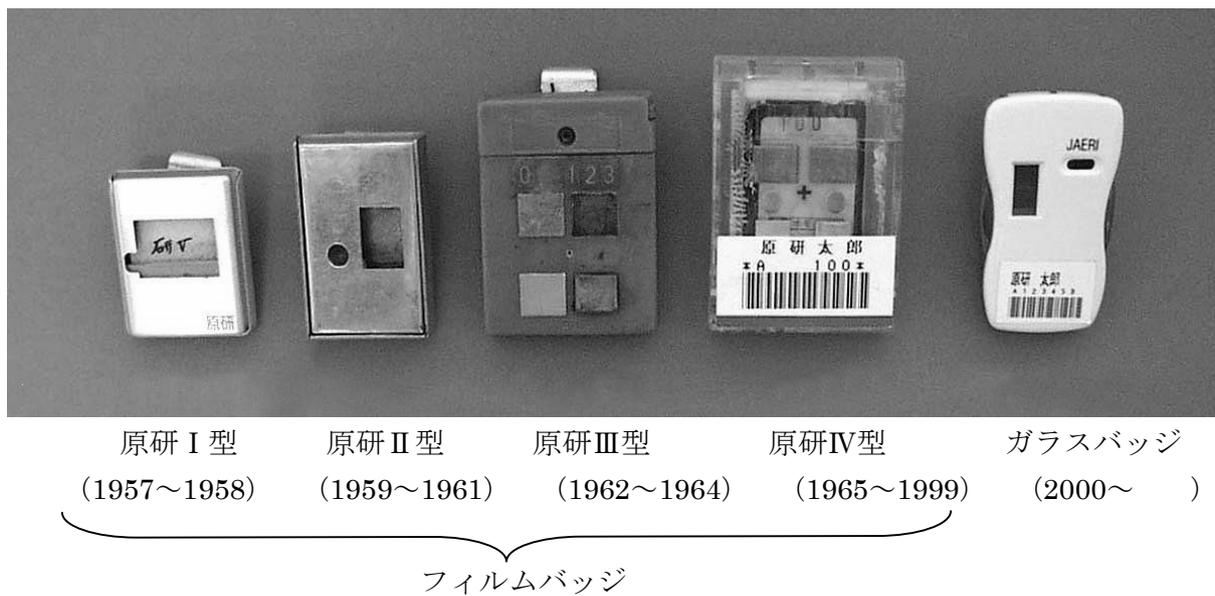


図 3.5.4-1 個人線量計の変遷

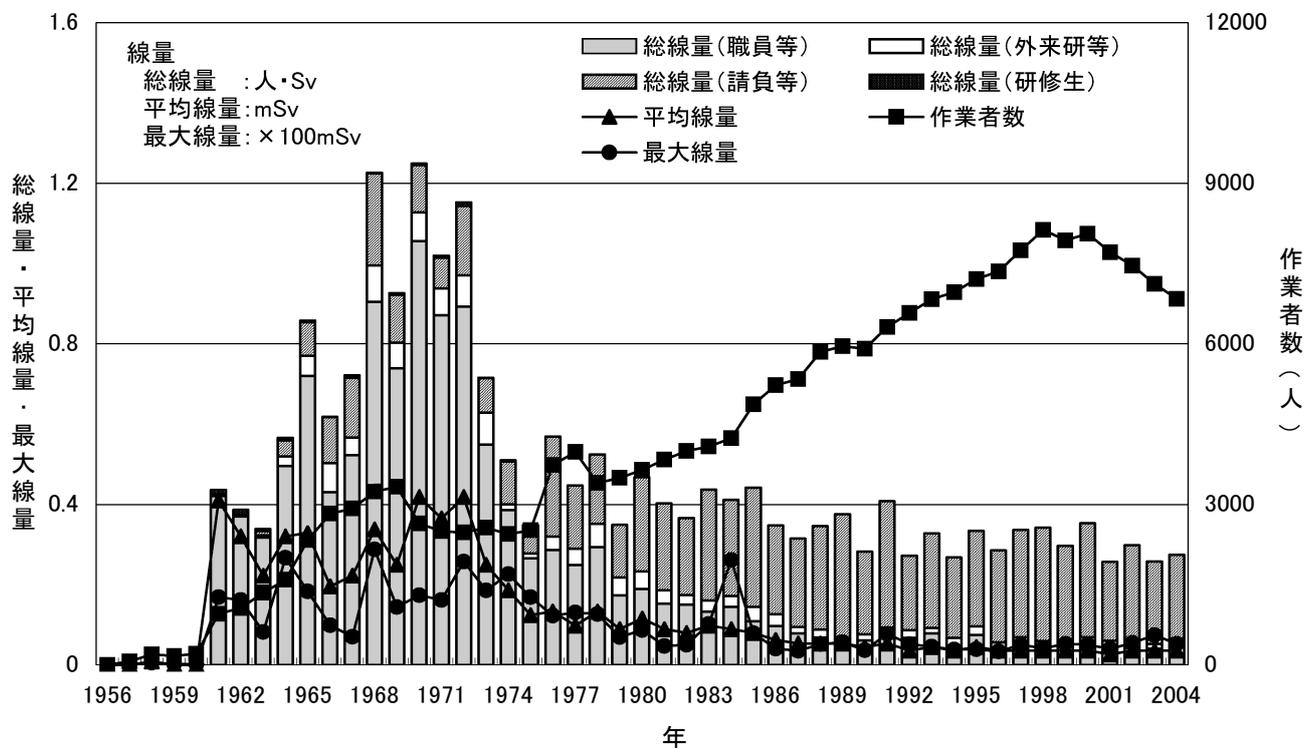


図 3.5.4-2 総線量, 平均線量, 最大線量及び作業員数の推移

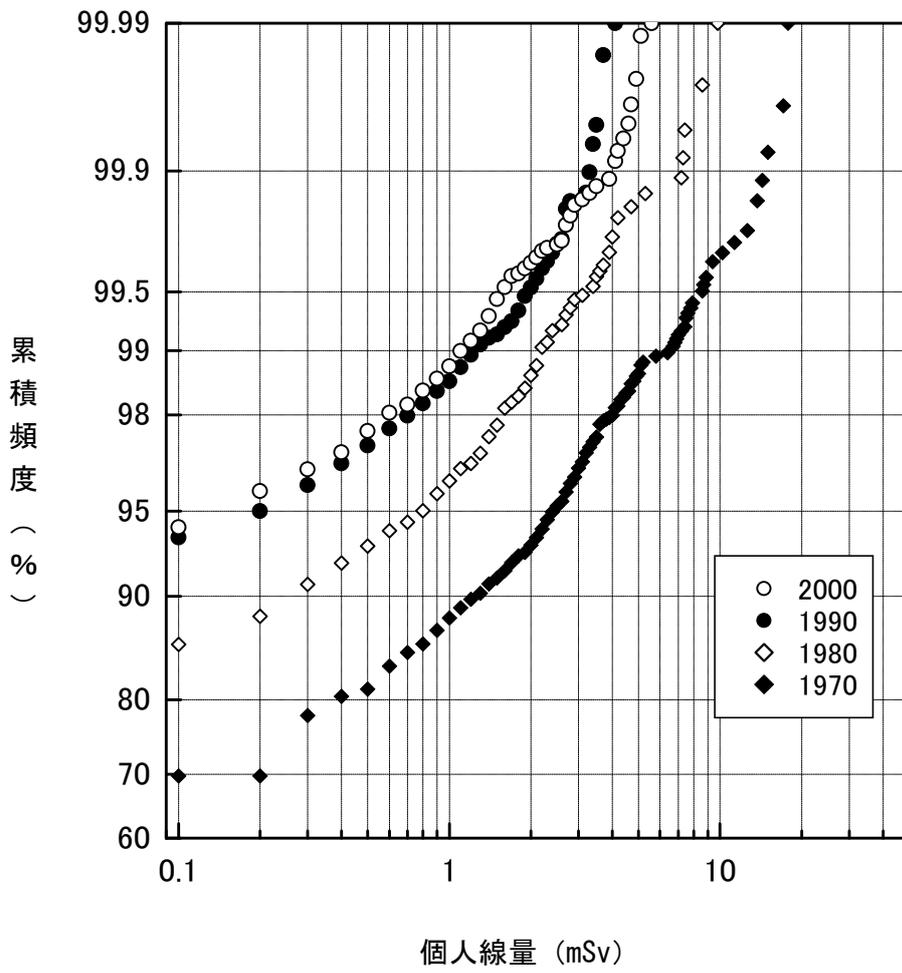


図 3.5.4-3 年度別累積頻度分布 (10 年間隔)

3.6 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を，定期点検，校正，故障の修理等によって行った。年次計画に沿って，老朽化したサーベイメータ 6 台を更新するとともに，環境放射線監視用モニタリングステーションのダストモニタ 2 系統の更新を実施した。

(吉澤 道夫)

3.6.1 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，大洗研究開発センター（北地区），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。2005 年度の原子力科学研究所における校正台数は，延べ 1,084 台であった。これらの内訳を表 3.6.1-1 に示す。また，TLD，ガラス線量計等の基準照射を 436 個実施した。サーベイメータの更新は，年次計画に沿って，老朽化の著しいサーベイメータを 6 台実施した。

(滝 光成)

表 3.6.1-1 サーベイメータ等保有台数及び校正台数

(2005 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	169	162
GM 管式サーベイメータ（高線量率用）	27	27
GM 管式表面汚染検査計	326	326
NaI シンチレーション式サーベイメータ	31	32
ZnS シンチレーション式表面汚染検査計	151	149
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）	105	95
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	51
電離箱式サーベイメータ	157	140
比例計数管式サーベイメータ（中性子線用）	12	12
比例計数管式表面汚染検査計（ α ， β 線用）	37	30
比例計数管式表面汚染検査計（ ^3H ， ^{14}C 用）	7	7
ポケット線量計（ γ 線用）	36	36
合計	1,127	1,084

* 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。

3.6.2 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 3.6.2-1 に 2005 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。

(3) モニタ更新

モニタリングステーションの環境用ダストモニタ 2 系統の更新を行った。

（村山 卓）

表 3.6.2-1 放射線管理用モニタ等の保有台数と校正台数
(2005 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	56	56
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）	56	57
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	671	689

3.7 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。中レベル γ 線照射装置の ^{60}Co 線源（7.4TBq）を更新した。ファン・デ・グラーフ加速器の運転及び維持管理を行うとともに，14.8MeV 中性子校正場を開発し国家標準とのトレーサビリティを確保した。原子力科学研究所内外からの依頼により，線量計等の基準照射を行い，放射線測定機器の信頼性確保に協力した。

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関して，放射能の測定及び評価を行った。また，これ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った。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。放射線管理部外からの依頼により，各種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。

（山口 恭弘）

3.7.1 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，中レベル γ 線照射装置に装荷中の ^{60}Co 線源（7.4TBq）1個を年次計画に基づき更新した。

ファン・デ・グラーフ型加速器の運転及び維持管理を行い，単色中性子校正場拡充のための実験等に供した。これにより，2005年度には14.8MeV 中性子校正場について国家標準機関（（独）産業技術総合研究所）とのトレーサビリティを新たに確保した。この結果，加速器を用いた単色中性子線のトレーサビリティは，これまでの144keV，565keV 及び5.0MeV に加え計4エネルギーを確保できた。また，この中性子校正場を用いて，（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2004年度に引続き実施した。

2004年度に購入した $^{241}\text{Am}\text{-Be}$ 中性子線源（37GBq）の放出率の値付け及び γ 線・中硬 X 線用電離箱式照射線量計の校正試験を（独）産業技術総合研究所で行った。また，韓国原子力研究所（KAERI）との研究協力取り決めに基づき，KAERI の重水減速中性子場を利用した特性比較実験を実施した。

2005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7,397時間で，その内訳を表3.7.1-1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3,240台（個）実施した。

(川崎 克也)

表 3.7.1-1 照射装置等及び単体線源の使用時間内訳

(2005 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	627
中硬 X 線照射装置	295
軟 X 線照射装置	16
パルス X 線照射装置	27
極低レベル γ 線照射装置	96
低レベル γ 線照射装置	300
中レベル γ 線照射装置	196
2π γ 線照射装置	46
GM 簡易校正器	35
単体 β 線源 (^{90}Sr , ^{204}Tl 等)	58
単体 γ 線源 (^{60}Co , ^{137}Cs 等)	721
単体中性子線源 (^{252}Cf , $^{241}\text{Am}\text{-Be}$ 等)	4,980
合計	7,397

3.7.2 放射線管理試料の計測

原子力科学研究所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

放射線管理試料の測定は、集中計測システムを用いて実施した。2005年度の測定件数は延べ16,184件、測定時間が延べ19,820時間であった。2005年度の試料測定の件数及び時間について、試料分類別にまとめた結果を表3.7.2-1に示す。

(2) 装置の故障

集中計測システムの故障は、34件発生し延べ228.5時間停止した。この故障は、大部分が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。解析システム全体に関する故障は、ネットワーク障害による2件で、延べ停止時間が7.5時間と少なく、集中計測業務に支障は生じなかった。

(3) 測定機器の校正作業

施設及び環境放射線管理用試料の測定に使用している α/β 線測定装置2台（GR-1, GR-2）、液体シンチレーションカウンタ3台（LS-1, LS-2, LS-3）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-2, GE-4, GE-5）の簡易校正を実施した。このほか、 α/β 線測定装置の校正に用いられる酸化ウラン標準線源の 2π 放出率測定を82件実施した。

(4) インベントリー調査等に基づく試料の測定

廃止予定施設の放射能インベントリー調査及び加速器廃棄物クリアランスレベル調査に基づく試料の γ 線スペクトルの測定を実施した。延べ測定件数が 286 件で、延べ測定時間は 742 時間であった。

(a) 放射能インベントリー調査

(液体処理場, VHTRC, モックアップ)・・・186 件, 466.8 時間

(b) クリアランスレベル調査

(TIARA, FNS)・・・・・・・・・・・・・・・・ 100 件, 275.6 時間

(小古瀬 均)

表 3.7.2-1 各種放射線管理試料の測定内訳

(2005 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	3195	550.1	0	0.0	4519	2546.1	2	15.3
環境管理	1060	646.6	496	2703.0	416	3605.0	0	0.0
機器管理	2334	431.5	149	632.7	2474	6229.4	0	0.0
その他	1384	2114.5	1	6.0	154	339.8	0	0.0
合計	7973	3742.7	646	3341.7	7563	12720.3	2	15.3

4. 技術開発及び研究

放射線管理部では、放射線管理業務をより正確かつ迅速に遂行すること及び管理技術の向上等を目的として、新技術の導入、調査及び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。2005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) GM 管式サーベイメータの校正に使用している簡易校正器の基準線量当量率を測定した。本校正器は、挿入する GM プローブの形状や材質により線量率分布が若干変化するため、サーベイメータの機種ごとに基準線量当量率を求めた。これまで使用していた基準線量当量率との違いは最大でも 3.2%であった。これにより、GM 管式サーベイメータ校正の信頼性を確保できた。
- (2) Ge 型全身カウンタにより放射線医学総合研究所が製作したファントムと、原研所有のファントムの比較測定をした。両者のファントムの体格及び形状はほぼ同じであり、結果は 10%以内で一致した。これらの結果は、全身カウンタ校正方法の標準化に貢献できる。
- (3) 原子力科学研究所の複数の施設から放出される気体廃棄物による線量の重ね合わせ評価を行うための環境被ばく線量評価システムを開発している。2005年度は、電子地図による施設排気口位置や周辺監視区域境界の決定、線量重ね合わせプログラムの作成等を行った。今後さらに地図上への必要情報の書き込み表示機能等の整備などを実施し、各種の許認可変更申請時における電子地図利用を進める予定である。
- (4) 液体シンチレーション法による尿中トリチウム放射能測定において紫外線前処理による色クエンチング抑制が有効であるが、今回さらに実務上の時間短縮と廃液削減を目標として試料バイアルを小型化する検討を行った。この結果、従来の 20mL バイアルでの測定と同等レベルの検出下限濃度での測定が、7mL バイアルで実施できるようになり、測定時間の短縮及び廃液量の削減が可能になった。
- (5) 液体シンチレーション法による尿中 α 放射能測定においては化学的前処理が煩雑であったが、より簡便な前処理による測定を可能とするため、液体シンチレーションカウンタで α/β 弁別測定を行う方法の検討を行った。この結果、現状と同等レベルの測定性能（検出下限値）を有する測定が、従来と比べて簡便な前処理手順で実施できることがわかった。
- (6) JRR-4 で実施されているホウ素中性子捕捉療法では、放射化した患者の身体からの放射線によって施術中の医師に外部被ばくが発生する。この状況についてシミュレーション計算することにより、閉頭手術中に医師が慣例的に着用している外部被ばく保護衣は、線量低減に対する有効性が小さいと評価される得ることを初めて定量的に明らかにした。
- (7) NUCEF 施設の放射線管理用モニタ集中監視システムを更新した。本装置は、施設内の放射線管理用モニタ等の測定データ等の取り込み、端末機器への情報表示、現場表示機器への換算値の送信、放射線管理用帳票作成等を行う装置である。データ収集用サーバ、データ保存用サ

ーバ、データ表示処理装置の3台に機能分割してシステム構築しており、作成したデータ収集・処理プログラムは他施設の集中監視システム更新においても活用できる。

- (8) 燃料試験施設では、1999年から放射線作業開始前にマスクマンテスト装置を用いて作業者の全面マスク装着状態の確認を行ってきており、その結果を解析して全面マスク装着により期待される防護係数を評価した。全面マスク装着経験を積んだ作業者の防護係数は2000から3000が期待され、その分布は対数正規分布となった。一方、全面マスク装着経験の浅い作業者に関する防護係数の分布は混成正規対数分布となった。
- (9) 高速炉臨界実験装置（FCA）における被ばく管理について、計画線量の推定と作業中の被ばく管理に適用可能な指標を検討するため、これまでの作業から得られた被ばくデータを統計処理した結果、燃料取扱作業時の作業者の指部と頸部及び胸部の被ばく線量には、相関関係が見出された。今後、更にデータを蓄積して相関関係をより明確にして、燃料取扱作業を安全かつ効率的に進める上での被ばく管理のための指標を検討していく。
- (10) 実際の作業環境場の中性子スペクトルに近い特性を持つ校正場を開発するために、重水減速²⁵²Cf線源を用いた中性子場に関して、校正定数の決定及び散乱線による影響の補正法の検討を行った。その結果、重水減速場に対するサーベイメータの線量当量レスポンスは、通常の²⁵²Cf速中性子校正場に対するものに比較して、約20～60%大きくなることが分かった。
- (11) ペレトロン加速器を用いた単色中性子校正場の開発の一環として、トリチウムターゲットを用いた14.8MeV中性子場を開発し、国家標準との中性子フルエンスに関するトレーサビリティを確保した。また、14.8MeV中性子に混在する3.07MeV中性子の割合を測定評価した。
- (12) 高エネルギー準単色中性子校正場を開発するために、高崎量子応用研究所のTIARAの中性子場の特性を測定評価した。その結果、20MeV以上のエネルギー領域では照射野内外でスペクトルが大きく変わらず、コリメータ等からの小角散乱による成分が0.5%程度であることが分かった。
- (13) 施設の床の表面汚染分布を迅速に測定評価するために開発したコンプトン抑制型 γ 線測定システムに関して、実際の施設においてその適用性を試験した。その結果、高感度のNaI(Tl)検出器とGe半導体検出器によるコンプトン抑制機能により、微量の⁶⁰Coからの γ 線を識別できる性能を持ち、汚染測定の労力及び時間の削減に効果を発揮することが分かった。

(吉澤，村上，山本，山口（武），山口（恭）)

4.1 GM簡易校正器の基準線量当量率測定

(1) 概要

GM管式サーベイメータ（富士電機システムズ社製：NSM-152型、ビクトリーン社製：290型）の基準線量率に対する校正は、放射線標準施設棟2 π 照射室のGM簡易校正器を使用している。GM簡易校正器は、立方体の鉛容器の中に棒状の密封された¹³⁷Cs γ 線源を内蔵したもので、鉛容器のプロブ挿入孔を校正場として利用している¹⁾。校正は、GMプロブを容器上部から挿入し、サーベイメータの指示値と基準線量当量率を比較する方法で行っている。また、

本校正器の校正場は、GM 管式サーベイメータの測定レンジに対応するように 5 種類設置している（ただし、1 台は窒息防止回路確認用）。GM 簡易校正器の外観を写真 4.1-1 に、仕様を表 4.1-1 に示す。

本校正器の基準線量当量率は、1993 年 4 月 23 日に測定され、それ以後、線源の幾何学的条件等に変更がないため、この値を半減期補正して使用していた。しかし、前回の測定から 12 年経過しているため、校正場の確認を兼ねて基準線量当量率の測定を行った。

(2) 測定方法

本校正場は、挿入する GM プロブの形状や材質により、若干ではあるが、校正場の線量率分布が変化する。したがって、使用する GM プロブごとに基準線量当量率を求める必要がある。このため、上記 2 種類の GM プロブをそれぞれ 6 本用意し、基準線量当量率の測定を以下の方法で行った。

まず、第 1 照射室の ^{137}Cs 単体 γ 線源を用いた校正場で、GM プロブごとの計数率から線量率への換算係数を各測定レンジについて求めた。次に、GM プロブを各測定レンジで使用する GM 簡易校正器に挿入し、各校正場の計数率を測定した。この値に上記で求めた各測定レンジの換算係数を乗じて線量当量率を算出し、6 本の平均値を求めて GM 簡易校正器の基準線量当量率とした。ただし、NSM-152 型の $\times 100$ レンジについては、GM プロブの計数率が、窒息状態にあるため上記の方法では測定することができない。このため、トレーサビリティが確保された電離箱線量計（ビクトリーン社製ラドコン線量計 No.4, 33cm^3 , ビルドキャップ有）を使用して測定を行い、その結果から線量当量率を求めた。

(3) 結果とまとめ

以上の測定により得られた基準線量当量率測定結果（2005 年 7 月 1 日時点に半減期補正）を前回の結果と比較して表 4.1-2 に示す。今回の基準線量当量率の測定結果と従来の測定結果を比較した結果、ずれは最大でも 3.2% であり、GM 管式サーベイメータの校正場として変化していないことを確認した。

今後は、今回得られた基準線量率を使用する日で半減期補正して使用することとした。

（滝 光成）

参考文献

- 1) 南 賢太郎, 清水 滋, 上沢 輝夫: 保健物理, 19, 329-333 (1984).

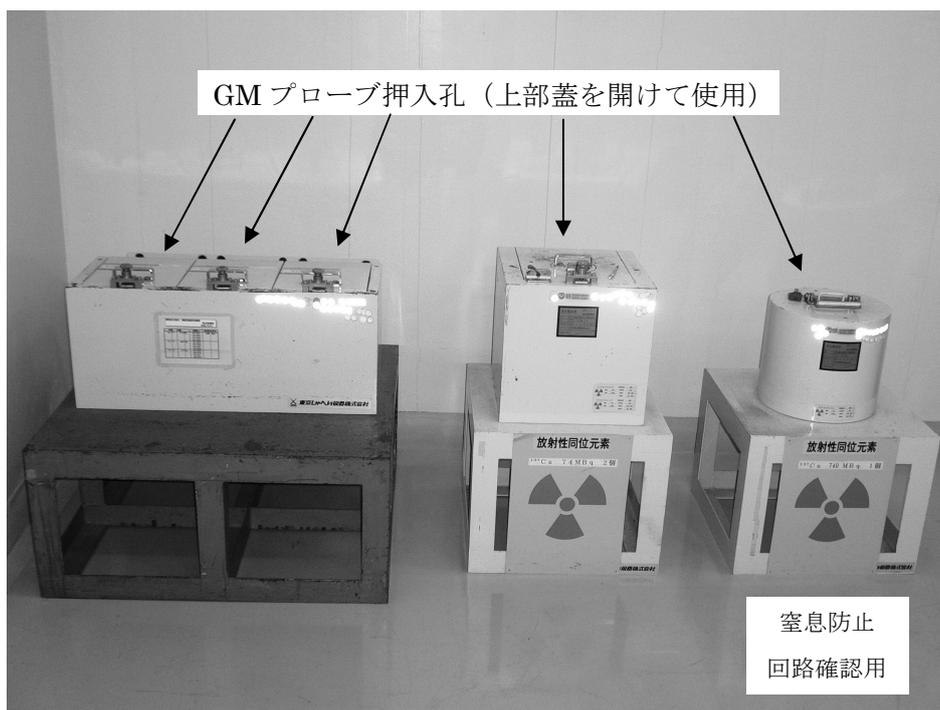


写真 4.1-1 GM簡易校正器

表 4.1-1 GM 簡易校正器の仕様

内蔵線源 (半減期)	放射能 (Bq/個)	個 数	放射能 検定年月日	NSM-152 型	290 型
				使用レンジ	使用レンジ
¹³⁷ Cs (30.07 年)	3.7×10^4	4	1982 年 3 月 15 日	× 0.1	× 1
	3.7×10^5	4	1982 年 3 月 15 日	× 1	× 10
	3.7×10^6	4	1982 年 3 月 15 日	× 10	× 100
	7.4×10^7	2	1984 年 3 月 1 日	× 100	—
	7.4×10^8	1	1984 年 3 月 1 日	(窒息防止回路確認用)	—

表 4.1-2 GM 簡易校正器基準線量当量率の測定結果

NSM-152 型				290 型			
使用 レンジ	今回の基準 線量当量率*1 (μ Sv/h)	従来 の基準 線量当量率*1 (μ Sv/h)	従来値 との比較 (%)	使用 レンジ	今回の基準 線量当量率*1 (μ Sv/h)	従来 の基準 線量当量率*1 (μ Sv/h)	従来値 との比較 (%)
× 100*2	710	716	-0.8	—	—	—	—
× 10	51.6	50.0	3.2	× 100	49.5	50.2	-1.4
× 1	5.19	5.16	0.6	× 10	5.06	5.20	-2.7
× 0.1	0.650	0.646	0.6	× 1	0.616	0.629	-2.1

*1 基準線量当量率の値は、2005 年 7 月 1 日時点での半減期補正を行った値。

*2 電離箱線量計（ビクトリーン製ラドコン線量計）を使用して求めた値。

4.2 体外計測装置校正用ファントムの比較測定

原子力関係機関，二次及び三次被ばく医療機関等には，体外計測装置が配備されている。これらの装置の校正は，装置を所有する機関独自の方法，装置を納入したメーカー指定の方法など種々の方法によって行われている。このため，体外計測装置校正方法の標準化が必要となっている。この標準化に向けた第 1 段階として，放射線総合医学研究所（以下「放医研」という。）で1つの基準とする同一ファントムを種々の体外計測装置で測定することにより，各々の校正方法の妥当性を検討することが行われている。今回，原子力科学研究所（以下「原科研」という。）でも，このファントムを用いた測定を原科研の体外計測装置の一つである Ge 型全身カウンタで行い，校正用ファントムの違いによる影響を検討した。

測定した放医研のファントムは，BOMAB (Bottle Manikin Absorption) 型ファントムであり，全身の各部位をポリエチレン樹脂製の円筒容器で模擬し，容器内寒天（アガロース）に放射性核種を均一に分布させたものである。一方，原科研で校正に用いているファントムは，BOMAB ファントムであるが，容器の厚さや線源材質などの細部が異なる。両者の仕様の比較を表4.2-1に示す。

測定に用いた原科研の Ge 型全身カウンタは，p 型 Ge 半導体検出器をしゃへい室内ベッド下部に 2 台，中央上部に 1 台設置した構造となっており，検出器は，原科研 BOMAB ファントムの頸部をベッド下部の検出器の真上に配置したときに，ファントムの頸部から大腿下部までの感度が均一になるように配置されている¹⁾。放医研ファントムの測定では，¹³³Ba，¹³⁷Cs，⁶⁰Co 及び ⁴⁰K を封入した 4 体それぞれのファントムを上記と同じ配置にして測定し，原科研ファントムで得られているピーク効率を用いて放射能を求めた。このとき，体表面積を体格補正因子とした補正²⁾を行った。

得られた放射能とあらかじめわかっている放医研ファントム中の封入放射能との比較を表 4.2-2 に示す。すべての核種について，測定値と封入放射能の差は約 - 4% から - 7% の範囲内であり，放射能の不確かさを考慮すると両者は良く一致していると言える。なお，測定された放射能は封入放射能よりも若干低い値であり，系統的な要因による差違と思われる。これについては今後検討していく必要がある。

（大井 義弘）

参考文献

- 1) 大井義弘：保健物理－研究と管理－No.45，JAERI-Review2003-034，127(2002)
- 2) 和田 毅：保健物理－研究と管理－No.46，JAERI-Review2004-024，126(2003)

表 4.2-1 BOMAB ファントムの仕様

	放医研 BOMAB	原科研 BOMAB
構成部位	頭部, 頸部, 胸, 腰, 大腿 (左右), 脛部, 腕 (左右)	同左
線源容器材質・形状・厚さ	ポリエチレン樹脂, 円筒 周囲: 5mm, 上下: 15mm (ただし, 頭, 胸, 腰の上が 10mm)	同左 周囲: 約 5 mm, 下部: 約 5 mm, 上部: 約 20mm
線源・密度	放射性核種を均一に分布させた寒天 (アガロース), 1.04~1.05g/cm ³	放射性核種を均一に分布させたプラスチック製樹脂, 1.0g/cm ³
封入核種	ファントム 1 体につき 1 核種 ¹³³ Ba, ¹³⁷ Cs, ⁶⁰ Co, ⁴⁰ K	ファントム 1 体につき 4 核種 ¹³³ Ba, ¹³⁷ Cs, ⁶⁰ Co, ⁴⁰ K
放射能の不確かさ (k=3)	6.2~6.7% (⁴⁰ K を除く)	5%
体格寸法 (身長, 体重)	177cm, 70kg	175.1cm, 65.8kg

表 4.2-2 測定された放射能と封入放射能との比較

核種	γ線エネルギー(keV)	放出率 (%)	(A) 封入放射能* (Bq) (公称値)	(B) 測定された放射能* (Bq)	差 $\left(\frac{(A)-(B)}{(A)}\right)$ (%)
¹³³ Ba	355.95	62.10	6.85×10 ⁴	(6.58±0.58)×10 ⁴	-3.9
¹³⁷ Cs	661.61	85	2.13×10 ⁴	(1.99±0.17)×10 ⁴	-6.5
⁶⁰ Co	1332.48	100	7.20×10 ⁴	(6.91±0.59)×10 ⁴	-4.0
⁴⁰ K	1460.75	10.67	2.00×10 ⁴	(1.82±0.17)×10 ⁴	-9.0

* : これらの放射能は測定日時における値

4.3 環境被ばくコード (EDAS) を用いた線量の重ね合せシステムの開発 (第 1 段階)

複数の施設から放出される気体廃棄物による線量重ね合せ評価を行うために, 気体廃棄物放出時の線量評価に使用する環境被ばく線量コード (以下「EDAS」という。)と汎用の電子地図からデータを読み取る地理情報システム (GIS) *を組み合わせた環境被ばく線量評価システムを作成した。

* Geographical Information System ; インフォマテックス社 Spatial Information System

現在の気体廃棄物による線量評価は、NUCEF 設置時の評価に用いた 1 : 3000 の地図の地理データ（位置、距離及び標高）を利用しているため、次のような問題が生じている。①地理データは、EDAS に取り込む基本データを地図上へスケールをあてがい読み取るため、評価点が変わった場合、あるいは、地図データを読み取る人間が変わった場合など、評価に用いる基本データに個人差が現れる。②複数施設からの影響を考慮した重ね合せ評価時には、それぞれの単独施設での計算結果を表計算プログラムへデータを転送して多重施設の重ね合せの計算を行うので、評価が複雑になっている。③濃度計算時には気象条件の変化から評価点が増える場合が多く、読み取りに労力を費やしている。

これらの煩雑さを解消しデータの信頼性を確保するため、電子地図を用い、基本データを再整備するとともに重ね合せ評価までを一連の流れの中で行えるよう、線量の重ね合せプログラムを Microsoft Access 2000 により作成することにした。

以下に今回の整備内容及び今後の対応を掲げる。

【今回の整備（第 1 段階）】

- ・ 基本情報の設定では、電子地図を用い原子力科学研究所内の放射性物質取扱施設の排気口位置、周辺監視区域境界等を決定し、排気口から周辺監視区域境界までの 16 方位の距離並びに評価点の標高、緯度及び経度を整理した。
- ・ 重ね合せ評価では、着目すべき施設を選択すれば、その後、単独施設評価時のデータ（気象条件等）と同じ条件で重ね合せ計算ができるようにした。
- ・ 計算結果の表示印刷では、基本情報及び計算結果を一覧表にまとめるとともに、最大地点などがわかりやすいようグラフにて評価位置での計算結果が確認できるようにした。

【今後の対応（第 2 段階）】

- ・ GIS 機能のほとんどがデータ読み取り機能であった電子地図を、GIS 性能を高めた版に変更し、地図上への必要情報の書き込み表示及びデータベースへのデータ転送を容易にする。
- ・ 施設における基本情報（RI の保有量など）のデータベース化を行う。
- ・ 濃度評価位置が周辺監視区域境界外で変化する事例への対応として、任意の位置への複数施設からの影響評価を行う。
- ・ 原子炉及び核燃料物質使用施設の設置許可変更申請への合理的対応を図るため、これまでの地図データから電子地図データへの切り替えを行う。

（菊地 正光）

4.4 液体シンチレーションカウンタによる尿中トリチウムの測定

－紫外線前処理法の内部被ばく検査業務への適用－

(1) 緒言

放射線管理部では、尿試料を用いたバイオアッセイ法による内部被ばく確認検査を定期的に行っている。尿中トリチウム放射能測定においては、容量 20mL のガラスバイアル中で尿試料をそのまま液体シンチレーションカクテルに対し 2% の割合で混合し、液体シンチレーションカウンタで測定してきた。ここで試料含有率を少なくしているのは、尿試料による色クエンチングの影響を最小限にするためである。既に報告したように^{1,2)}、紫外線前処理した尿試料を用いると試料含有率を 40% に増加させても計数効率の減少が抑制され、試料ごとの計数効率もほぼ一定になり安定した測定ができることが分かった。また、試料含有量が増加させることで、検出下限濃度の低下や測定時間の短縮が可能になった。さらに、試料含有率を増加させることで、容量 7mL のミニバイアルでも現在と同等の検出下限濃度で測定時間の短縮が達成できると考えられる。本研究では、業務を行う上での時間短縮及び廃液削減を目的とし、測定用バイアルをミニバイアルに変更することを検討することとした。その際、紫外線前処理をした試料を用い、試料含有率を一定にして大きさや材質の異なる 3 種のバイアルを用いて測定を行った結果を比較した。

(2) 実験

紫外線前処理には 90W の低圧水銀ランプ (SUV90US-48, セン特殊光源製) を備えた紫外線照射装置を用いた。混合尿試料に過酸化水素水を添加し、石英バイアル中で紫外線を 2 時間照射後、無色透明になったものを試料として用いた。測定用バイアルには、容量 7mL, 20mL のガラスバイアル及び容量 6mL のポリエチレンミニバイアルを用いた。それぞれの測定用バイアルに対して、表 4.4-1 に示す試料調製を行い、液体シンチレーションカウンタ (TriCarb 2700TR, Packard 製) にて 30 分間バックグラウンドを測定した。次に、トリチウム標識されたヘキサデカンを各 950Bq 添加し計数効率を求めた。

(3) 結果・考察

3 種のバイアルのバックグラウンド計数率と計数効率を比較すると、ポリエチレンミニバイアルが最も低バックグラウンドかつ高い計数効率であり、測定時間 30 分間に対する検出下限濃度は 0.09Bq/mL であった。現在の測定条件下 (20mL ガラスバイアル, 試料含有率 2%, 30 分間測定) での検出下限濃度は 0.54Bq/mL である。ガラスミニバイアルでの検出下限濃度は 3 種の中で最も高く 0.14Bq/mL であったが、測定時間を 30 分から 10 分間に短縮しても 0.24Bq/mL であり、十分低い検出下限濃度で測定できることが分かった。そのため、バイアルを再利用することを考慮し、業務ではガラスミニバイアルを使用することにした。以上のように、紫外線前処理した試料を用いると、ミニバイアルでも低い検出下限濃度を維持したまま短時間で測定できるようになった。また、ミニバイアルを使用することにより、液体シンチレーションカクテルの廃液量を現在の約 40% に削減することができた。この前処理法は、2006 年度よりトリチウム内部被ばく検査業務へ適用する予定である。

(渡部 陽子)

参考文献

- 1) Watanabe, Y. and Kuwabara: J. Anal. Bioanal. Sci., 384, 547-550 (2006).

2) 渡部陽子:保健物理—研究と管理—No.47, JAERI-Review 2005-028, 127-128 (2005).

表 4.4-1 測定用バイアルと試料調製

試料番号	バイアル材質	バイアル容量 (mL)	総液量 (mL)	尿試料 (mL)	過酸化水素水 (mL)	試料含有率 (%)
1	ガラス	20	15	3.4	0.4	25
2	ガラス	7	4	0.9	0.1	25
3	ポリエチレン	6	4	0.9	0.1	25

4.5 液体シンチレーションカウンタを用いた尿中全 α 放射能分析のための前処理法の検討

原子力科学研究所では、放射線業務従事者の内部被ばく検査の目的で、尿中放射能分析を4項目(全 α 、全 β 、天然ウラン、トリチウム)実施している。尿中全 α 放射能分析については前処理が煩雑で時間がかかるのが課題であった。液体シンチレーションカウンタ(LSC)を用いて α/β 弁別測定を行うことで、全 α 放射能と全 β 放射能の分析が同時に実施可能となり、この結果、従来の全 α 放射能分析と比べて簡便な前処理でも測定が可能となる¹⁾。今回、尿試料750mLを用いてLSCによる測定を試み、 α 放射能の検出下限値等を検討した。

(1) 試料調製及び測定

非放射線業務従事者から採取した尿試料から混合尿750mLを6試料作成した。尿試料に硝酸を加え80°C程度にまで加熱し、塩基性となるまでアンモニア水を添加することで、リン酸カルシウム沈殿を生成した。遠心分離による沈殿回収を2度繰り返し、これを硝酸と過酸化水素水によりホットプレート上で湿式灰化した。得た灰化物を1M塩酸溶液5mLで溶解し、乳化シンチレータ(ULTIMAGOLD AB, Parkin Elmer 製)15mLと混合することで、測定用試料とした。また、塩酸5mLと乳化シンチレータを15mLで調製したブランク試料と、これに²⁴¹Amを添加して作成した²⁴¹Am線源を用いて測定を行い、弁別時間の最適化を行った。LSCによる測定にはTriCarb 2700SP (Perkin Elmer 製)を使用した。

(2) 結果及び考察

α 放射性核種を多く含むアクチノイドは内部被ばく検査において主要な分析対象元素である。今回は、アクチノイドを尿試料から効率的に捕集するためにリン酸カルシウム共沈法を実施した。この捕集法はアクチノイド以外にも多くの金属元素が共沈することから、当研究所の全 β 放射能分析で採用している前処理法であり、全 α/β 放射能分析においてそのまま適用可能な前処理法である。しかし、試料調製においては、沈殿量が多すぎる場合等で、シンチレータと試料溶液が相分離してしまうなどの不具合が起きる可能性があるが、今回、750mLの尿試料から生成した沈殿物から測定用試料を調製したところ、6試料全てについて試料溶液とシンチレータが分離することなく試料調製を行うことができた。

LSCによる α/β 弁別測定は、 α 線と β 線シンチレーションの発光時間が異なることを利用して弁別する測定法である。尿中に含まれる α 放射能は β 放射能に比べて格段に低いいため、弁別測定に際しては主として α 線に対するバックグラウンドレベルが下がるようにパルス波形の弁別

時間を設定する必要がある。しかし、このような設定は α 線が β 線としてカウントされる割合を高めるため、 α 線の見かけの検出効率は通常より低下してしまう。このため、検出下限値が極小値となるように弁別時間を設定することで最も良い性能を得ることができる。 ^{241}Am 標準線源とブランク試料を用いて最適な弁別時間を調査したところ、弁別時間 140ns としたときにもっとも低い検出下限値を得た。このとき、バックグラウンド計数率と見かけの検出効率から見積もった α 放射能の検出下限値は 200 分測定の場合で約 3mBq であり、現状のバイオアッセイ分析と同等の性能を示した。これにより、LSC を用いた α/β 弁別測定により、従来と比べてより簡便な前処理手順で尿中 α 放射能分析を実施することが可能となった。

(桑原 潤)

参考文献

- 1) 桑原 潤：保健物理－管理と研究－No.38 JAERI-Review 98-015, 163-164

4.6 BNCT 実施時における放射線保護衣の有効性評価

ホウ素中性子捕捉療法（以下「BNCT」という。）は、脳腫瘍治療のため開発されてきた。BNCT は予め患者に投与された腫瘍集積性を持つホウ素化合物の $^{10}\text{B}(n,\alpha)^7\text{Li}$ 反応で生じる α 線及び生成核種を利用し、腫瘍細胞を破壊する行為である。BNCT の実施における医師の被ばくは、BNCT 実施前に取外した頭蓋骨を元に戻す閉頭手術中で生じることが多い。ここで、放射線発生源は中性子線照射により放射化した患者である。研究炉 JRR-4 で実施される BNCT では、これまで閉頭手術中における放射線保護衣として多元素保護衣（0.25mmPb 当量）が慣例的に用いられていた。しかしながら、閉頭手術実施時における放射線防護上の有用性は詳細に評価されていなかった。そのため、患者の放射化で生成される核種を特定し、実際の現場に近い放射線場における放射線保護衣の効果を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で評価した。

BNCT の実施による患者の放射化で生成される主要な γ 線放出核種は、 ^{24}Na 、 ^{38}Cl 、 ^{49}Ca である¹⁾。このほか、反応核種存在比と中性子線による核反応断面積を考慮すると、 ^{36}Cl が生ずると考えられる。表 4.6-1 にそれぞれの核種の物性値を示す。各核種はエネルギーの比較的高い放射線を放出する特徴がある。これら主要な生成核種のうち、物理学的半減期、放射線の線種等を考慮すると、 ^{24}Na が医師の被ばくに最も寄与すると考えられる。図 4.6-1 から、BNCT 実施後に得られた患部周辺の γ 線波高分布が ^{24}Na の壊変で放出される γ 線エネルギーと一致していることがわかる。

図 4.6-2 にメタクリル樹脂製ファントム（以下「P-1 型ファントム」という。）の前面に放射線保護衣を配置した場合としない場合における P-1 型ファントムへの吸収線量の比を示す。ファントムは 40cm×40cm の入射面積を有し、厚さ 15cm を持つ直方体である。放射線保護衣は厚さ 0.25mm の Pb とし、面積はファントムと同一の寸法とした。評価は EGS4 によるシミュレーション計算で行った。その結果、放射線保護衣は β 線に対しては十分な防護効果が期待できる。反面、 γ 線に対しては 200keV まで有用であり、高エネルギー領域において防護効果は小さかった。90keV 周辺に見られる値の増加は Pb の K 吸収端の影響によるものである。実際には、放射線保

護衣は Cu, Bi 及び Sn 並びに W, Sn 等の多元素組成であるため、低エネルギー領域における特性が改善されていると考えられる。

メタクリル樹脂製の頭部ファントム中に ^{24}Na が均一に分布している体積線源を仮定し、患者頭部中心から医師作業位置までの距離を 30cm とした場合、医師作業位置における放射線のエネルギー分布を図 4.6-3 に示す。ここで、頭部ファントムは 168mm(縦)×133mm(横)×180mm(高)の直方体である。図に示すエネルギー分布を有する放射線を P-1 型ファントムに入射させた結果、放射線保護衣のしゃへい効果により、ファントムへの吸収線量は β 線で 50%程度まで低減された。 γ 線に対しては、放射線保護衣の存在によらず、ファントムへの吸収線量は大差なかった。また、吸収線量の大部分は γ 線で与えられ、 β 線の寄与は数%であることが明らかとなった。以上より、BNCT 閉頭手術実施時に対する放射線保護衣の着用は、放射線防護上の効果は小さいと結論づけられる。実際の現場においては、作業の効率化によって作業時間を短縮することが被ばくの低減に望ましい。

(山外 功太郎)

参考文献

- 1) R. L. Moss et al.: Nucl. Instr. and Meth. B, 213, 633 (2004).

表 4.6-1 患者の放射化で生じる主要な核種の物性値

核種	物理学的 半減期	β 線エネルギー (MeV)	放出率 (%)	γ 線エネルギー (MeV)	放出率(%)	生成反応
^{24}Na	15.0 時間	1.39	99.9	1.37 2.75	100 99.9	$^{23}\text{Na}(n,\gamma)$
^{36}Cl	3.0×10^5 年	0.71	98.1	1.64	31.0	$^{35}\text{Cl}(n,\gamma)$
^{38}Cl	37.3 分	1.10 2.75 4.91	11.2 56.0	2.17	42.0	$^{37}\text{Cl}(n,\gamma)$
^{49}Ca	8.72 分	1.19 2.18	7.1 91.5	3.08 4.07	91.7 7.3	$^{48}\text{Ca}(n,\gamma)$

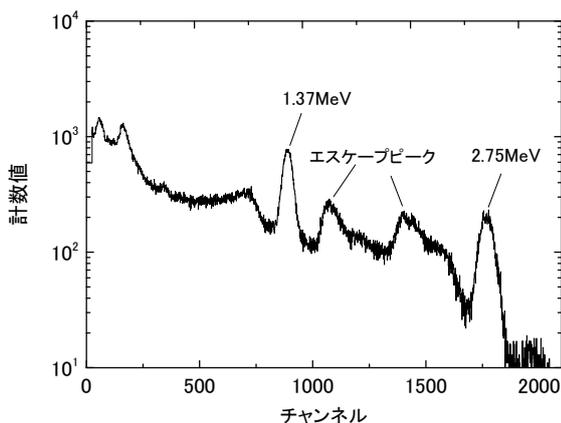


図 4.6-1 BNCT 実施後の患部周辺の γ 線波高分布 (NaI(Tl)スペクトロメータによる測定値)

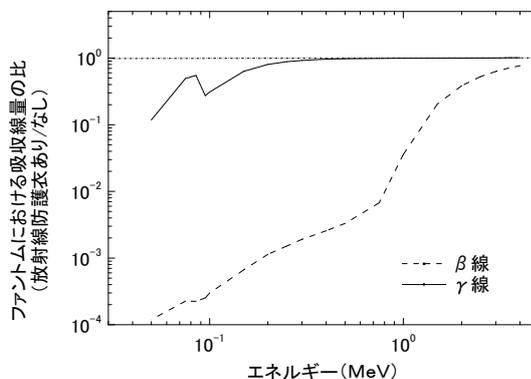


図 4.6-2 放射線防護衣の着用の有無におけるファントムへの吸収線量の比と入射放射線エネルギーとの関係

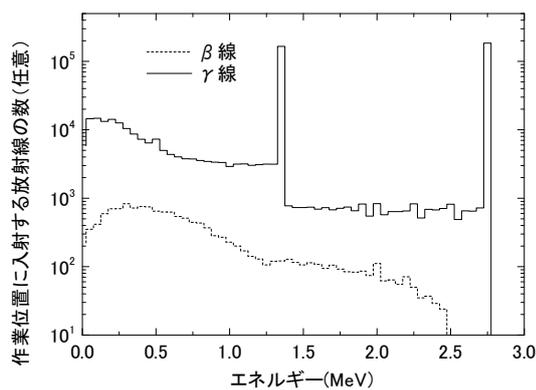


図 4.6-3 頭部ファントム内に ^{24}Na の体積線源を仮定した場合における医師作業位置周辺の放射線エネルギー分布

4.7 NUCEF 放射線管理用モニタ集中監視システムの更新

(1) はじめに

NUCEF 施設の放射線管理用モニタ集中監視システム（以下「集中監視システム」という。）は、施設内の放射線管理用モニタ、測定機器類の測定データ及び施設からのプラント信号を取り入れ、端末機器への情報表示、現場表示器への換算値（モニタの指示値を校正定数により線量当量率などへ換算した値）の送信、各種放射線管理用帳票の作成等を行う装置である。集中監視システムは 1993 年に NUCEF 施設の建設に伴い設置され、2005 年に老朽化に伴い更新を実施した。

(2) 集中監視システムの構成

更新した集中監視システムは、データ収集用サーバ、データ保存用サーバ及びデータ表示処理装置により構成される。集中監視システムの構成図を図 4.7-1 に示す。

以下に各装置の機能等を記す。

a) データ収集用サーバ

データ収集用サーバは、以下の機能をもつ。

- i) 放射線管理用モニタ（81 チャンネル）の指示値、各機器（デジタルレートメータ、サンプラ、ハンドフットクロスモニタ）の警報及び状態信号（デジタルレートメータ、電動弁）を 10 秒周期で収集を行う。
- ii) 収集した指示値を登録された校正定数などから計算処理し、各現場表示機器に 1 分ごとに換算値の伝送を行う。
- iii) 排気筒（系）5 系統及び室内系 6 系統のサンプラへ任意に設定した時刻でろ紙の交換を行うための制御信号を送信する。
- iv) 10 秒周期で収集したデータは、1 分ごとに集計して専用 LAN を通じて FTP 方式でデータ保存用サーバへファイルの転送を行う。転送ファイルの形式は、CSV 形式とした。
- v) データ保存用サーバが停止又は通信異常が起きている場合は、収集データを一時的にサーバ内に格納（最大 2 週間）し、異常復帰後に逐次格納された収集データの転送を行う。

b) データ保存用サーバ

データ保存用サーバは、データ収集用サーバから転送されるファイルを受信して、データベース（PostgreSQL7.4X）へファイル内のデータの登録を行う。また、ファイル内の 10 秒ごとに収集された指示値から 1 分平均値、10 分平均値の計算を行いデータベースに登録する。さらに勤務時間外で状態異常が発生した場合は、登録された携帯電話メールアドレスに異常内容を通知する。

c) データ表示処理装置

データ表示処理装置は、データ保存用サーバに登録された収集データの表示機能及び放射線管理用帳票の作成機能を持っている。表示機能は、トレンドグラフ表示、指示値の現在値表示、警報表示などを行う。放射線管理用帳票の作成機能は、線量当量率・モニタ指示記録、放出ガス測定記録（1 日）、放出ガス測定記録、室内ガス測定記録などの作成を行う。

(3) まとめ

今回行った集中監視システムの更新においては、従来 1 つのミニコンで制御していた処理を、パーソナルコンピュータであるデータ収集用サーバ、データ保存用サーバ及びデータ表示処理装

置それぞれに機能を分割した。また、他施設における将来の集中監視システムの更新を見据えて、同時期に更新した NSRR の集中監視システムのデータベース、収集データの表示機能及び放射線管理用帳票の作成機能などのプログラムの統一を行った。このため、NUCEF のデータ表示処理装置から所内 LAN を介して NSRR の集中監視システムのデータベースにアクセスすることにより、NUCEF から NSRR の放射線管理用モニタ等の監視が可能である。

将来、他の施設における集中監視システムの更新においても同様の方式を採用することによりデータ表示処理装置から広範囲の施設の放射線モニタの監視が可能となる。

(山田 克典)

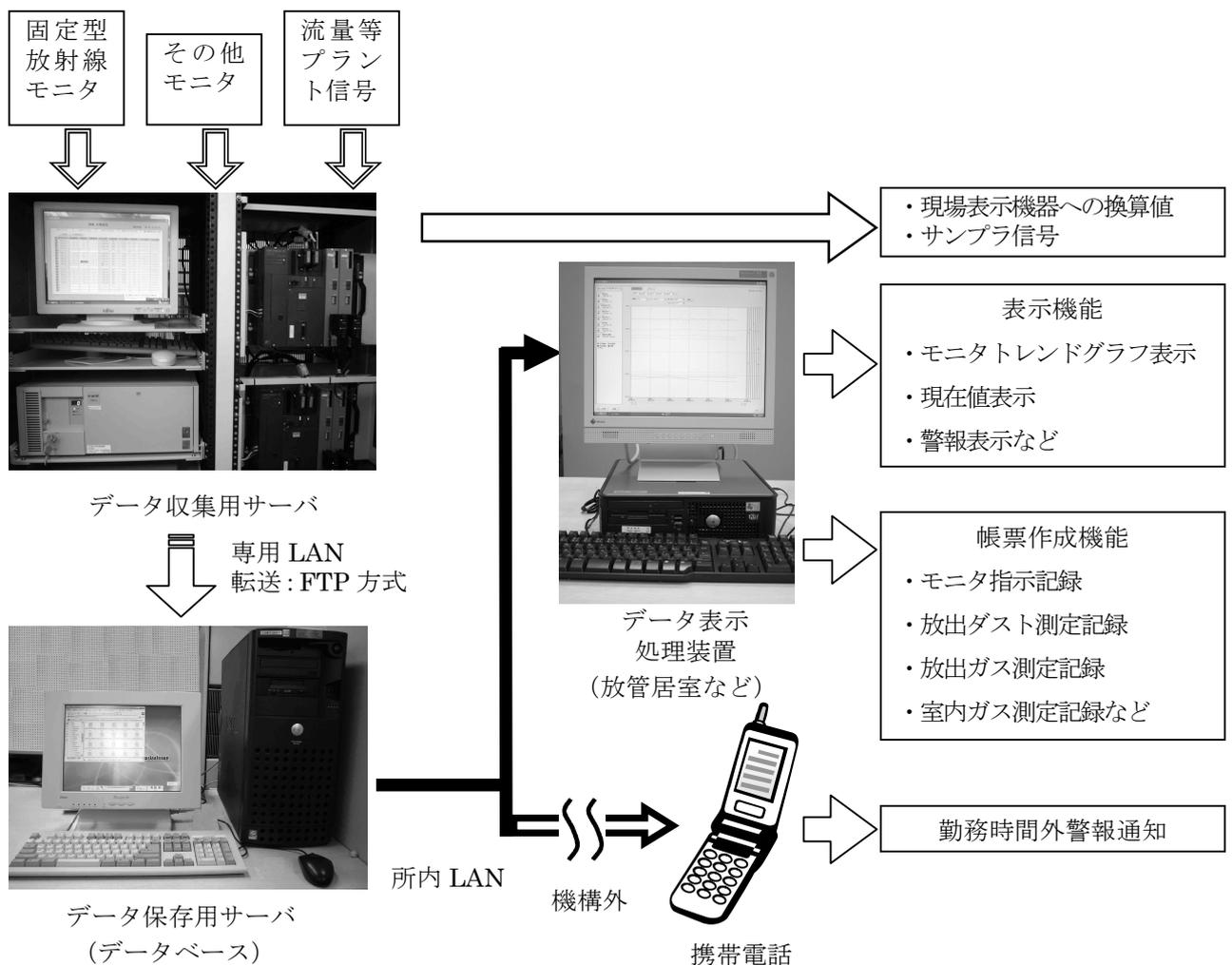


図 4.7-1 集中監視システムの構成図

4.8 マスクマンテスト装置を用いた全面マスク装着時の防護係数評価

(1) 緒言

原子力科学研究所の燃料試験施設では、平成 11 年から放射線作業開始前にマスクマンテスト装置（柴田科学器械工業製 MT-100N）を用いて作業者の全面マスク装着状態の確認を行ってきた。マスクマンテスト装置は、NaCl 微粒子を拡散させたフード内でマスクを装着した被験者に所定の動作を行わせて、マスク内外の NaCl 濃度を測定することにより、面体の装着状態を測定する装置である。

今回、その測定結果を解析することにより、呼吸保護具として全面マスクを選択する際の指針を得ることを目的に全面マスク装着により期待される防護係数を評価した。また、各個人での装着特性の違いを BMI (= (体重[kg]) / (身長[m])²) を指標として見積もることを試みた。

(2) 実作業時における全面マスクの防護係数の分布特性

一連の作業に従事した未経験者を含む比較的全面マスク装着経験の浅い作業者集団について、装着時にマスクマンテスト装置を用いて得られた防護係数を解析した。その結果を図 4.8-1 に示す。防護係数が 200 以下であった場合には、装着状態を確認しリークがないように適切に処置した後に再測定を行っているが、そのデータを反映させないときには防護係数の分布は混合対数正規分布に適合させることができた（図 4.8-1(i)）。一方で再測定結果を反映させた場合の分布は、平均防護係数が 2300 の対数正規分布となった（図 4.8-1(ii)）。同様の分布は熟練者集団の防護係数の分布についても得られた。すなわち、熟練者などのように面体がよく装着されている状態では、その分布は対数正規的で全面マスク装着により防護係数は 2300 程度が得られることが分かった。

(3) BMI との関連性

前項までで、作業者集団全体の分布傾向は得られた。そこで、次に簡便に得られる情報から、各作業者個人での装着特性の違いを大まかに見積もれるかどうか検証した。図 4.8-2 は、一連の作業に従事した各作業者の BMI と作業期間における平均の防護係数との関係を示したものである。その結果、BMI の大きい人ほど防護係数も大きくなる傾向がみられた。

(4) 考察

マスクマンテスト装置を用いて装着経験を積んだ作業者は、全面マスク装着により 2000 から 3000 の防護係数が期待され、その分布は対数正規分布となる。一方で、全面マスク装着経験の浅い作業者に関する防護係数の分布は混成正規対数分布となるが、この分布は線量分布など高い値で抑制のフィードバックがかかるときに見られる分布であり、今回の場合、熟練度や装着に要する時間に反比例するようなファクターで抑えられるために対数正規分布からのずれが生じたためと考えられる。また、防護係数が 200 以下の領域においては、ほとんど面体が適合していない防護係数 50 を下回る場合が多数見受けられる。このような例では、経験を積むことで装置に頼らずとも自己診断により装着不備を確認し、回避することが可能であると考えられる。

(4) まとめと展望

本結果より全面マスク装着経験の豊富な作業者については、装着で期待される防護係数が明らかになったので、マスクマンテスト装置による装着確認ができない施設においても全面マスク装着判断の目安を与えることができた。さらに、作業者のマスク装着の良否は個人ごとの BMI

に依存する傾向がみられた。一方で、装着経験の浅い作業者に関しては、マスクマンテスト装置を用いて漏れ率が高くなる時の面体装着状態の感覚をつかむことが望まれる。

(吉富 寛)

参考文献

- 1) 熊澤 蕃：保健物理－管理と研究－No.27,JAERI－M 85-134, 229(1985).

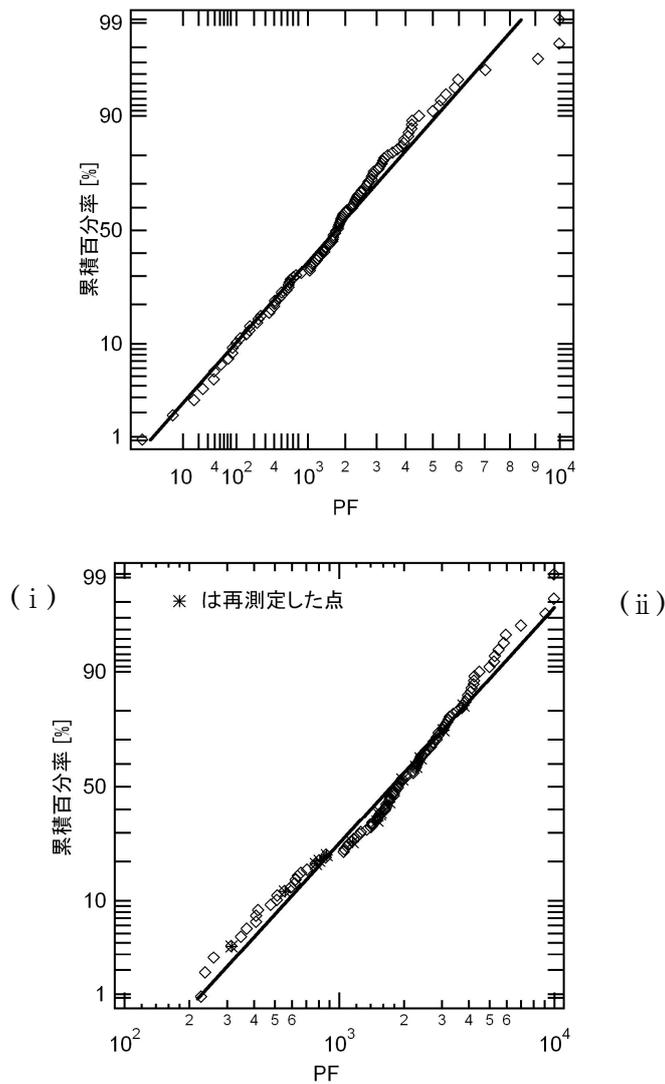


図 4.8-1 マスク装着経験の浅い作業者集団の防護係数に対する
 (i) 混成対数正規確率プロット (防護係数 200 以下の再測定結果を含んでいない)
 (ii) 対数正規確率プロット (防護係数 200 以下の再測定結果を反映させたもの)

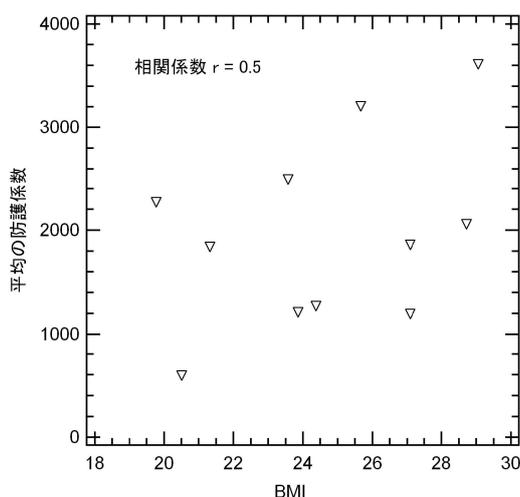


図 4.8-2 各作業者の平均防護係数と BMI

4.9 FCA における炉心燃料取扱作業に伴う被ばく線量の分析

高速炉臨界実験装置（FCA）における被ばく管理について事前の計画線量の推定及び作業中の被ばく管理に適用可能な指標を検討するため、これまでの装荷変更作業と再被覆作業から得られたデータを再集計し統計処理を行ったので報告する。

主な炉心燃料取扱作業である装荷変更作業と再被覆作業について説明する。

装荷変更作業とは、実験体系に応じて炉心燃料の構成を変更する作業であり、その作業内容はプルトニウム燃料等の燃料引出への装填と、燃料引出の炉心への装荷である。燃料引出への装填作業では、細かな作業が要求されることから燃料を直接手で取り扱うため、手の局部被ばくが生じる。また、燃料引出の炉心への装荷作業は炉心近傍での作業となるために全身被ばくが生じる。作業者の主な被ばくはプルトニウム燃料に含まれる ^{241}Am から放出される γ 線によるものである。

再被覆作業とは、ウラン燃料に無水素系樹脂を再被覆する定期的な補修作業である。この作業も燃料を直接手で取り扱うために、手の局部被ばくが生じる。作業者の主な被ばくは ^{238}U の壊変生成物から放出される高エネルギー β 線によるものである。

以下、これら炉心燃料取扱作業における指部の被ばく線量と頸部及び胸部の被ばく線量との関係について述べる。

図 4.9-1 に、装荷変更作業における不均等被ばく測定用蛍光ガラス線量計で測定された頸部の 1cm 線量当量とリングバッジで測定された指部の $70\mu\text{m}$ 線量当量との関係を示す。これは、2000 年から 2004 年までに行われた計 5 回の装荷変更作業についての評価であり、対象とした作業者の合計は延べ 94 名である。指部の $70\mu\text{m}$ 線量当量の平均値は $3.3\pm 4.1\text{mSv}$ であり、頸部の 1cm 線量当量の平均値は $0.28\pm 0.23\text{mSv}$ であった。一次の回帰曲線を実線で図中に示す。この直線は $y=11.1x$ であり、相関係数 $r=0.6$ であった。これは異なる位置で測定した 2 つの被ばく線量の間に関係があることを意味している。この関係を用いることで、例えば一方の線量計が不具

合などにより測定値の読み取りが不可能であった場合にも、もう一方の線量計の値からおよその線量を想定することが可能である。

図 4.9-2 に、再被覆作業におけるガラスバッジで測定された胸部の 70 μ m 線量当量と、リングバッジで測定された指部の 70 μ m 線量当量との関係を示す。これは、1999 年から 2003 年までに行われた計 9 回の再被覆作業についての評価であり、対象とした作業者の合計は延べ 55 名である。指部の 70 μ m 線量当量の平均値は 3.1 ± 2.5 mSv であり、胸部の 70 μ m 線量当量の平均値は 0.98 ± 0.94 mSv であった。図 4.9-1 の関係と同様に計算すると、一次の回帰曲線は、 $y = 2.4x$ であり、相関係数 $r = 0.46$ であった。この関係も図 4.9-1 の関係と同様に一方の線量計の値からおよその被ばく線量を想定することによる計画線量の設定に適用できる可能性がある。

以上のことから、燃料取扱作業において測定された指部と頸部及び胸部の被ばく線量の値には、緩い相関関係があり、被ばく管理に利用できる可能性のあることが分かった。同様の作業から更にデータを蓄積していくことで、より精度の高い相関関係が得られることが期待できるため、今後、更なるデータの集計及びその統計処理を行い、FCA における燃料取扱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)

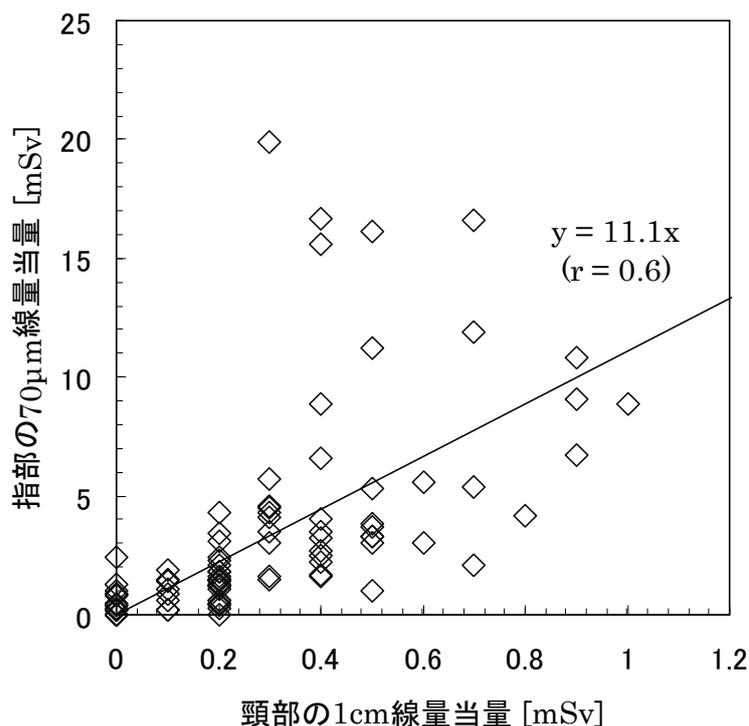


図 4.9-1 装荷変更作業における頸部の 1cm 線量当量と指部の 70 μ m 線量当量との関係

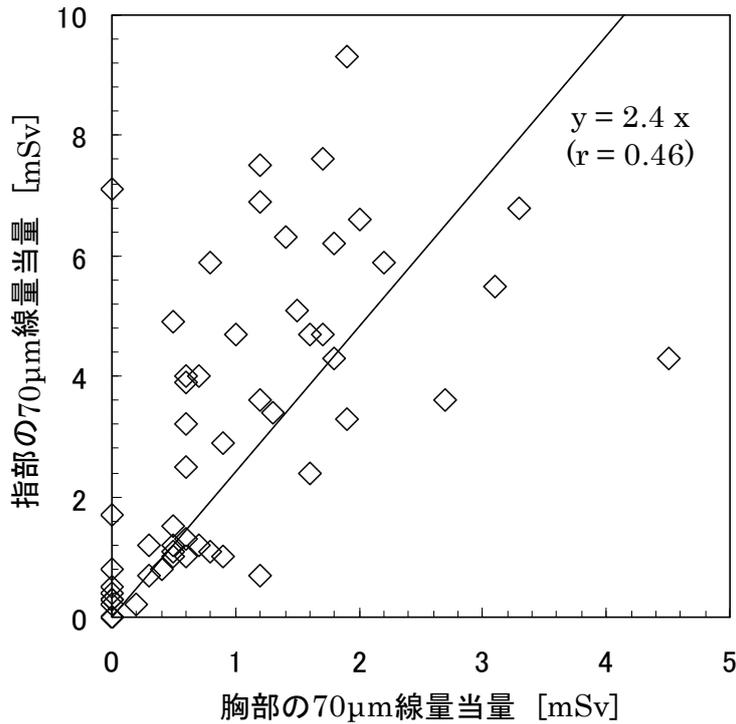


図 4.9-2 再被覆作業における胸部の 70μm 線量当量と指部の 70μm 線量当量との関係

4.10 重水減速 ²⁵²Cf 中性子校正場における中性子サーベイメータのレスポンス評価

放射線標準施設棟 (FRS) では、種々の中性子線量計に対して作業環境に近いスペクトルにおける校正定数を提供する目的で、重水減速 ²⁵²Cf 線源を用いた中性子校正場 (以下「重水減速場」という) の整備を進めている¹⁾。重水減速 ²⁵²Cf 線源から得られる中性子エネルギースペクトルは、裸の ²⁵²Cf 線源の場合と比較して低エネルギー側に広がっており、平均エネルギーは 0.55MeV であり、²⁵²Cf (2.13MeV) の値の約 26%²⁾となっている。ここでは国内で広く使用されている中性子サーベイメータを対象に、重水減速場に対する線量当量レスポンス (単位: $s^{-1}/\mu Sv \cdot h^{-1}$) を実験的に求め、²⁵²Cf 速中性子校正場に対する線量当量レスポンスとの比較を機種ごとに行った。

評価対象とした中性子サーベイメータは、アロカ社製 TPS-451BS、Studsvik 社製 2222A 及び富士電機システムズ社製 NSN10014 である。測定は全て放射線標準施設棟第 4 照射室で実施した。中性子サーベイメータを用いた測定の一例を図 4.10-1 に示す。線量当量レスポンスを求めるにあたり、ISO で示されている手法³⁾ (一般化フィッティング法、多項式フィッティング法及びシャドーコーン法) を用いて散乱線の寄与を補正したフルエンスレスポンスを求め、周辺線量当量への線量換算係数 $h^*(10) = 105 pSv \cdot cm^2$ を乗じて線量当量レスポンスを得た。フィッティング法を用いたフルエンスレスポンスの導出では、一般化フィッティング法では線源-検出器間距離が 26cm から 400cm までの測定結果を、多項式フィッティング法では 80cm 以遠の測定結果をそれぞれ使用した。シャドーコーン法では、線源と検出器の間にパラフィン製のシャドーシール

ド（30×30×30cm 立方体と 20×20×20cm 立方体を組み合わせたブロック）を配置することで散乱成分を除去した。なお、一連の実験で得られた線量当量レスポンスの妥当性を評価するため、理想的な線量当量レスポンスとして、ISO で推奨されている重水減速場のスペクトル²⁾に各中性子サーバイメータのフルエンスレスポンス^{4),5)}を乗じたものを計算値として算出した。

表 4.10.-1 に中性子サーバイメータの重水減速場及び ²⁵²Cf 速中性子校正場に対する線量当量レスポンスの比較を示す。全ての機種 of 計算値と実測値を比較した結果、一般化及び多項式フィッティング法で得られた線量当量レスポンスは計算値と実測値が±2%程度でよく一致した。しかしシャドーコーン法で得られた線量当量レスポンスは、実測値が 5～6%程度計算値より大きくなった。シャドーコーン法による線量当量レスポンスの導出では、実験時のシャドーシールドの配置によって散乱成分の寄与分が増減し、得られる線量当量レスポンスが変化した。この事実から、他の手法で得られた線量当量レスポンスに対するシャドーコーン法での線量当量レスポンスの過大評価は、今回用いたシャドーオブジェクトの測定時の配置や長さ等に起因すると考えられる。また、重水減速場に対する線量当量レスポンスは、²⁵²Cf 速中性子校正場に対する線量当量レスポンスと比較して全ての機種に対して増加し、その割合は約 20～60%であった。また増加の割合はサーバイメータの機種によって大きく異なった。この差異の要因はサーバイメータのエネルギー特性の違いによるものであり、結果として得られる線量当量レスポンスが変化すると考えられる。

(古渡 意彦)

参考文献

- 1) 古渡 意彦 他：保健物理－研究と管理－No.47, JAERI－Review 2005-028, 147 (2005).
- 2) ISO8529-1: “Reference neutron radiations – Characteristics and methods of production”, ISO, (2001).
- 3) ISO8529-2: “Reference neutron radiations – Calibration fundamentals of radiation protection devices related to the basic quantities characterizing the radiation fields”, ISO, (2001).
- 4) J.Saegusa et al., Nucl. Instr. and Meth. A516, 193 (2004).
- 5) D.T.Bartlett et al., NRPB-R333 (2001).

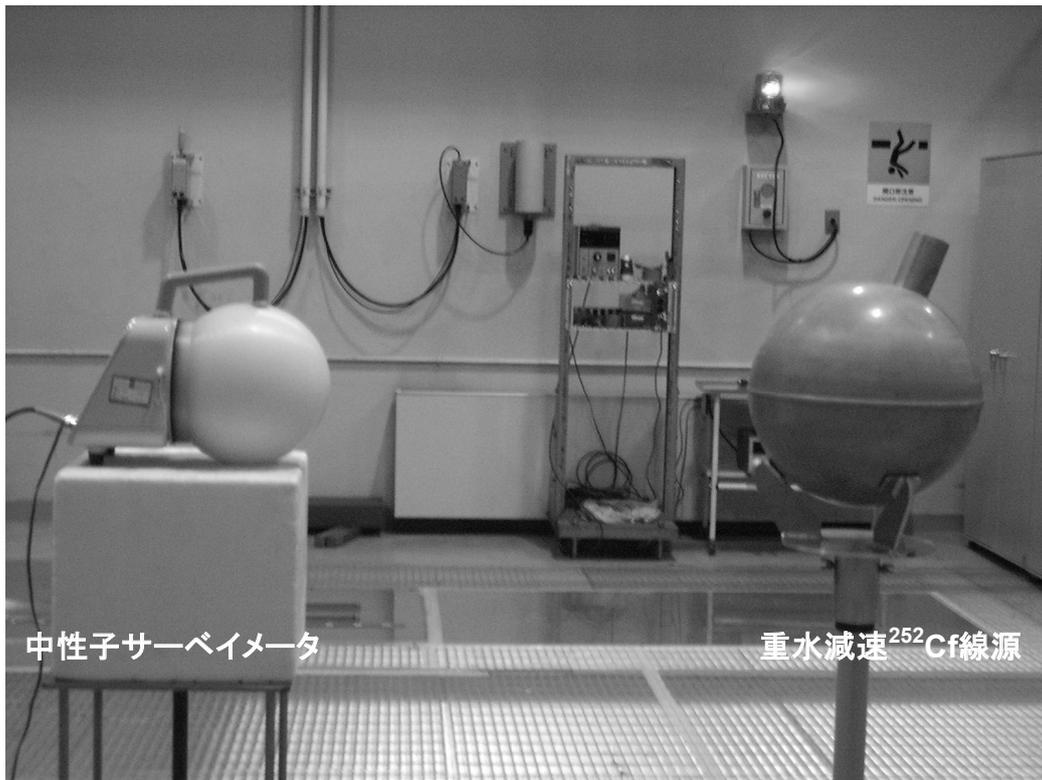


図 4.10-1 中性子サーベイメータによる測定の一例（放射線標準施設棟第4照射室）

表 4.10-1 中性子サーベイメータの重水減速場に対する線量当量レスポンス及び²⁵²Cf速中性子校正場に対する線量当量レスポンスとの比較

サーベイメータ の機種名	重水減速場に対する線量当量レスポンス				²⁵² Cf速中性子校正場 に対する線量当量レ スポンス	線量当量レス ポンスの比 [*]
	一般化フィッ ティング法	多項式フィ ッティング 法	シャドーコ ーン法	ISO 推奨重水減速場 に対する計算値		
TPS-451BS	1.74	1.76	1.85	1.75	1.37	1.28
2222A	0.471	0.469	0.487	0.456	0.389	1.17
NSN10014	4.97	5.05	5.28	5.03	3.20	1.58

線量当量レスポンスの単位 (s⁻¹/μSv・h⁻¹)

*: ²⁵²Cfの速中性子校正場に対する線量当量レスポンスと重水減速場に対する線量当量レスポンス（多項式フィッティング法）との比

4.11 d-T 反応を利用した 14.8MeV 単色中性子校正場の開発

放射線標準施設棟では、4MV シングルエンド型ペレトロン加速器を利用した 8keV から 19MeV の単色中性子校正場を開発しており、これまでに、144keV、565keV 及び 5.0MeV の 3 点のエネルギーの校正場について、国家標準との中性子フルエンスに関するトレーサビリティを確保した^{1),2)}。2005 年度は、新たにトリチウムターゲットの使用を開始し、14.8MeV 単色中性子校正場を構築するとともに、国家標準との中性子フルエンスに関するトレーサビリティを確保した。本校正場では、加速した重水素をトリチウムターゲットに照射し、 ${}^3\text{H}(\text{d},\text{n}){}^4\text{He}$ 反応で発生した中性子を利用する。飛行時間法で中性子エネルギーの測定を行うことにより加速器条件の決定を行い、ボナー球を用いて中性子フルエンスの測定を行った。

中性子発生には、厚さ 0.5mm の銅バックキングにチタンを蒸着し、18GBq のトリチウムを吸着させたターゲットを使用した。ターゲット直前には、加速器側へのトリチウムの拡散を抑制するために、3 μm 厚さのタンタル膜を設置した。校正場と中性子モニタ検出器の配置を図 4.11-1 に示す。これまでに整備した校正場では、ビームラインに対して 0 度方向に校正点を構築しているが、14.8MeV の中性子を 0 度方向で発生させるには、エネルギーの低い重陽子をターゲットに入射させる必要がある。ところが、低い加速電圧では、ペレトロン加速器の安定動作が難しいだけでなく、タンタル膜中でのビーム損失が中性子発生量の減少を引き起こし、大きな問題となる。そこで、2 個の重水素が結合して 1 価の電荷を持った D_2^+ 分子イオンビームを利用するとともに、45 度方向に中性子校正場を構築することで、加速電圧を 1.8MV 程度まで上げ、加速器の安定動作を可能とした。照射室内には、中性子発生量及び目的外中性子の発生確認用中性子モニタとして、ロングカウンタ (90 度方向 3m 位置) 及び 5.08cm ϕ \times 5.08cm の有機液体シンチレーション (BC501A) 検出器 (45 度方向 3m 位置) を配置した。

加速器をパルスモードで運転し、中性子モニタと同じ BC501A 検出器を用いて、ターゲットからの距離が異なる二点間を中性子が飛行する時間を測定し、発生中性子のピークエネルギー及び半値幅を評価した。1.2m 及び 4.9m の距離における中性子の飛行時間スペクトルを図 4.11-2 に示す。ピーク時間の差より 14.7MeV \pm 0.4MeV のピークエネルギーが得られ、目的とするエネルギーの中性子が発生していることを確認した。また、ピークの半分になる時間の差から計算した半値幅は 0.5MeV となった。この値は、中性子発生・輸送モンテカルロコード MCNP-ANT³⁾ でターゲットの構造を詳細に入力して計算した半値幅 0.48MeV とよく一致しており、良好な単色性が得られることを確認した。次に、ターゲットから 4.9m の位置に検出器を設置して、中性子の飛行時間を測定することにより、中性子エネルギー分布を評価した。散乱線の寄与はシャドーコーン法で差し引いた。SCINFUL-CG コードで計算した応答関数を用いて、検出効率の補正を行った中性子エネルギー分布を図 4.11-3 に示す。目的とする 14.8MeV ピークの他に、3.07MeV の混在中性子が観測された。これは、ターゲット構造材に含まれる重水素との ${}^2\text{H}(\text{d},\text{n}){}^3\text{He}$ 反応によるものと考えられ、その混在量は 14.8MeV 中性子フルエンスに対して $7 \pm 5\%$ と評価された。

産業技術総合研究所 (産総研) の 14.8MeV 単色中性子標準場で値付けされた産総研所有のボナー球 (ポリエチレン減速材: 24.13cm ϕ , 熱中性子検出器: 2.54cm ϕ ${}^3\text{He}$ 比例計数管) を用いて、本校正場の中性子フルエンスを測定した。そして、中性子モニタ計数と校正点のフルエンスとを関係づける換算係数 K_{Lc} を導出することで、国家標準とのトレーサビリティを確保した。飛

行時間測定と同様に、散乱線の寄与はシャドーコーン法で差し引いた。MCNP-4C コードを用いたシミュレーション計算で評価された 3.07MeV 中性子に対するボナー球の感度を用いて、混在中性子の影響を補正した。得られた換算係数 K_{LC} から、ターゲットから 1.0m の距離における最大フルエンス率及び最大周辺線量当量率 $H^*(10)$ は、 $6\mu\text{A}$ の最大ビーム電流で、それぞれ約 $3000\text{n/cm}^2/\text{s}$ 及び約 6mSv/h と評価された。この値は、放射線防護用測定器の校正に十分な線量である。

(谷村 嘉彦)

参考文献

- 1) Tanimura, Y. et al.: Radiat. Prot. Dosim., 110, 85 (2004).
- 2) 吉澤 道夫 : JAERI-Conf 2003-002, 22 (2003).
- 3) Yoshizawa, M. et al.: J. Nucl. Sci. Technol. Suppl.2, 1240 (2002).

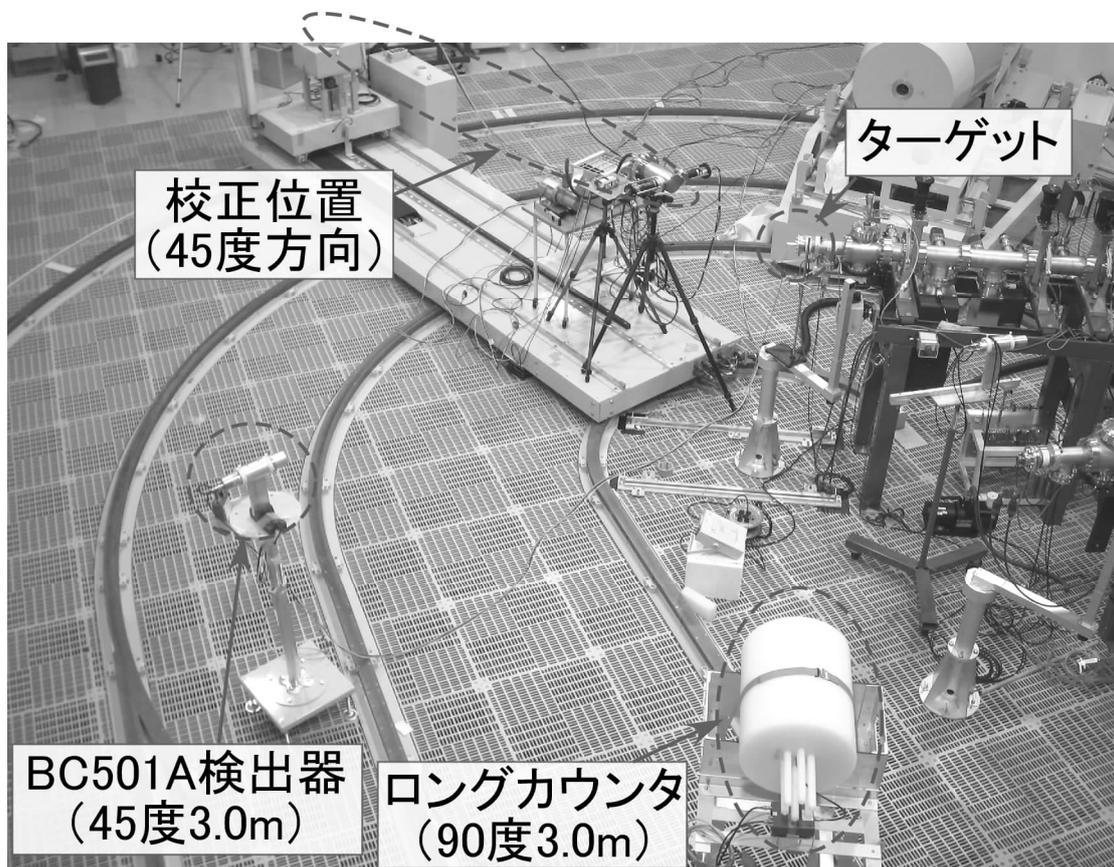


図 4.11-1 14.8MeV 単色中性子校正場と中性子モニタ検出器の配置

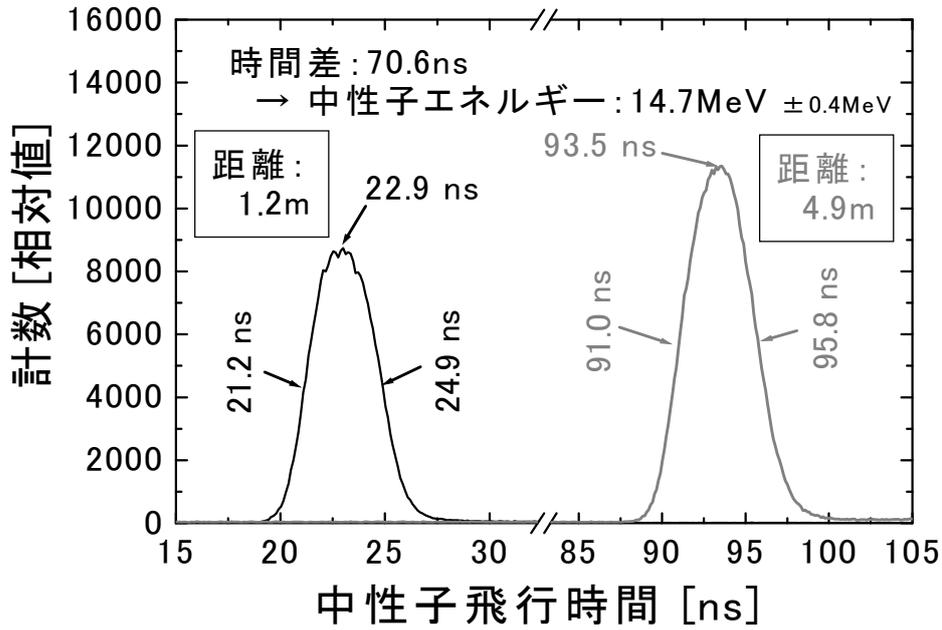


図 4.11-2 ターゲットから 4.9m 及び 1.2m の距離で測定した中性子の飛行時間スペクトル

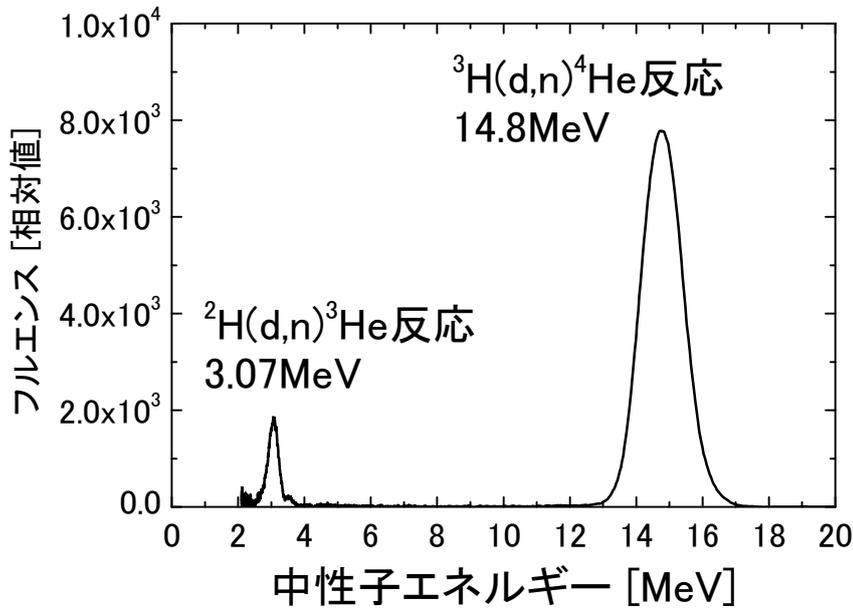


図 4.11-3 ターゲットから 4.9m の距離で測定した中性子エネルギー分布

4.12 TIARAの高エネルギー準単色中性子校正場の特性評価(2)

高エネルギー陽子加速器施設においては、しゃへい体を通り抜け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、そのためにはそこで使用するモニタ及び線量計の適切な校正が必要である。しかし、20 MeV 以上の中性子エネルギーに関しては、中性子校正場は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 40–90MeV 領域の高エネルギー準単色中性子照射場¹⁾を利用して、標準校正場の開発を進めている。標準場としての利用を考えた時に特性評価すべき項目として、校正位置における散乱線の寄与の評価が挙げられる。散乱線には、ターゲットで発生して校正位置へ到達する途中にあまりエネルギーを失わない小角散乱と、大きく散乱されてエネルギーを大きく減らす室内散乱が考えられる。2005 年度は、前者の調査のために有機液体シンチレータを用いて照射野内外の中性子スペクトルを測定した。

照射野内の校正位置における散乱線の寄与を評価するためには、評価対象の照射野内データ、及び、寄与の推定用の照射野外データが必要となる。そこで、有機液体シンチレータ (BC501A タイプ) をビームライン上のターゲットから異なる距離 (ターゲットからの距離 5.585m と 12.905m) に設置して、飛行時間 (TOF) 法によって照射野内の中性子エネルギースペクトルを測定した。ターゲットからの即発 γ 線やコンクリートからの γ 線などの混在 γ 線と中性子を出力波形の立ち上がり時間の違いから弁別し、また、SCINFUL-QMD コードで計算した検出効率を利用した。また、ビームラインと直交する水平方向の照射野外の異なる位置 (ターゲットからの距離 12.905m のビームライン上の点から 0.3, 0.5, 1.0, 1.5m 離れた位置) において散乱線スペクトルを測定した。ここでは、中性子の波高スペクトルを FORIST コードによりアンフォールディングしてエネルギースペクトルを得た。その際、SCINFUL-QMD コードにより計算した応答関数を用いた。得られた照射野外の各位置における中性子のエネルギースペクトルを照射野内のものとともに図 4.12-1 に示す。それらは、照射野内のスペクトルと同様に ${}^7\text{Li}(p,n){}^7\text{Be}$ 反応の特徴的な高エネルギーピーク部と幅広い低エネルギー側連続部からなり、小角散乱の特徴を示している。また、ビームラインからの距離が拡大するにつれてスペクトル強度が減少している。

得られた中性子エネルギースペクトルを基に照射野内外でピーク部等のフルエンスを評価した。まず、照射野内について、TOF 法により求めた中性子のピーク部フルエンスは、反跳陽子カウンターテレスコープを用いた絶対測定による過去の評価結果²⁾と比較して 3%以内の精度で一致することを確認した。次に、照射野外における散乱線スペクトルのピーク部及び低エネルギー側連続部のそれぞれについて、エネルギー領域毎に照射野内の値を基準にした中性子フルエンスの割合をビームラインからの距離の関数として図 4.12-2 に示す。照射野内の散乱線の寄与を推定する際の外挿曲線の例もともに示した。外挿曲線として指数関数を仮定した時には、照射野内でのピーク部 (62.5-70MeV) と低エネルギー側連続部 (20-60MeV) における散乱線の寄与は、照射野境界³⁾でそれぞれ 0.46%と 0.37%、照射野内平均でそれぞれ 0.55%と 0.42%と評価した。

以上の評価結果から、20MeV 以上のエネルギー領域では照射野内外で大きなスペクトルの違いがないことや外挿法により推定された散乱成分の寄与は 0.5%程度であることが分かり、小角散乱によるものと推定できる結果を示した。今回の評価結果は、今後予定されている混在 γ 線の評価と合わせてモンテカルロ計算を用いた校正位置のスペクトルの詳細な評価により理解を深めるための基礎データとして利用される。

(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.

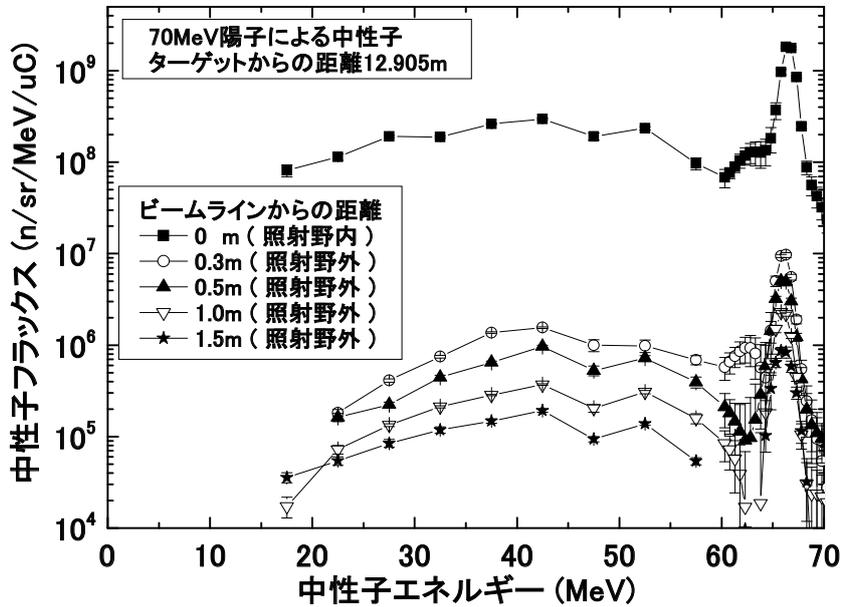


図 4.12-1 ターゲットから 12.905m 離れた位置における照射野内外の各位置での中性子のエネルギースペクトル

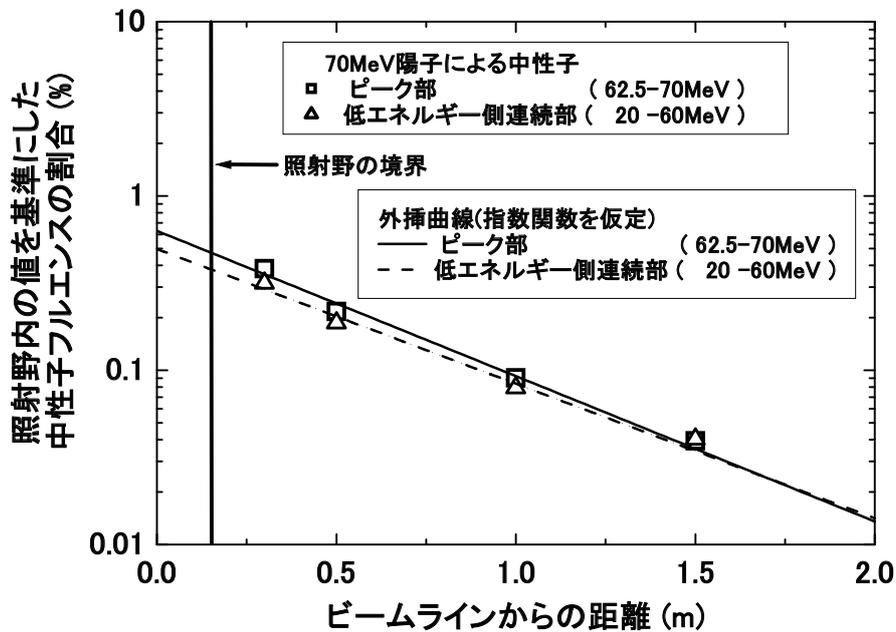


図 4.12-2 散乱中性子線のピーク部及び低エネルギー側連続部についての照射野内に対するフルエンスの割合

4.13 γ 線表面汚染分布測定システムの適用試験

(1) 目的・手法

原子力施設の解体に伴って発生する廃棄物、特に構造材であるコンクリート廃棄物は、大半は放射性廃棄物としての管理が要らないクリアランスレベル以下の廃棄物である。放射性廃棄物の発生量及び解体費用の低減等の観点から、これらの廃棄物に対して効率良く検認する測定技術が求められている。このために、施設解体前に、床の表面汚染の分布状況を迅速に測定評価するコンプトン抑制型 γ 線測定システムを前年度に開発した¹⁾。今年度は、廃止措置予定の液体処理場において測定を行い、施設解体前の残存放射能評価への本システムの適用性について検討した。

従来の廃止措置の手順に従うと、解体施設の床汚染を確認する際には、サーベイメータ等による現場測定と試料サンプリングによる核種濃度分析の2方法が併用され、多大な労力と時間を費やすことになる。開発した測定システムは、主検出器であるGe半導体検出器（相対効率27%）と、その結晶の周りを取り囲むように配置されたコンプトン抑制用NaI(Tl)検出器（結晶：17cm×17cm×20cm）からなり、対象物の核種組成及び濃度を高感度で詳細に決定することができる。ここでは、コンプトン抑制用NaI(Tl)検出器を、Ge半導体検出器の測定視野の調整に用いるとともに、その高い検出効率から床の汚染分布の全体像を把握するための、迅速な線量率測定器としても利用した。

(2) 測定

写真4.13-1に、液体処理場の建屋内部の様子と本測定システムを示す。装置や資材がまだ撤去されていないので、その部分を除く床全面について測定を実施した。測定は、1m四方ごとにNaI(Tl)検出器による線量率測定を行い、特に高い線量率が観測された箇所、Ge半導体検出器による γ 線スペクトル測定を行った。

(3) 結果・考察

図4.13-1に、バックグラウンドを差し引いた汚染線量率分布の結果を示す。線量換算には、G(E)関数法を用いた。また、自然核種によるバックグラウンド線量率は、汚染の影響が少ない800keV以上の波高スペクトルが寄与する線量率を1.95倍することで求めた。この倍数は、近隣の汚染がない建屋内での測定波高スペクトルから決定した。

線量率が特に高い地点が、図中の中央付近、右、右上の3箇所を観測された。その場所は主に排水溝の上であった。最も高い線量率（290nG/h）を示した箇所は、廃棄物を収納したドラム缶によるものであった。排水溝上の高線量率地点における波高スペクトル（測定範囲は直径約1m）を図4.13-2に示す。NaI(Tl)検出器の高感度とコンプトン抑制Ge半導体検出器システムにより、微量の⁶⁰Co核種からの γ 線ピークを顕著に識別できる性能を併せ持つことが分かった。

検出限界等の定量的な評価が今後必要であるが、今回の試験で、明らかに線量が低いところでは試料サンプリングの必要がなく、また線量が高い箇所でも、クリアランスレベル未満であることが本システムを用いた測定により確認できれば、労力・時間の削減に効力を発揮できるとの結論を得た。また、解体により発生する廃棄物中の核種組成を決定するスクリーニングファクタに関するデータ蓄積にも、本システムを使ったin-situ測定は有効である。

（堤 正博）

参考文献 1) 川崎 克也：保健物理—研究と管理—No.47, JAERI-Review 2005-028, 50 (2005).



写真 4.13-1 (左) 液体処理場建屋内部, (右) 本測定システム

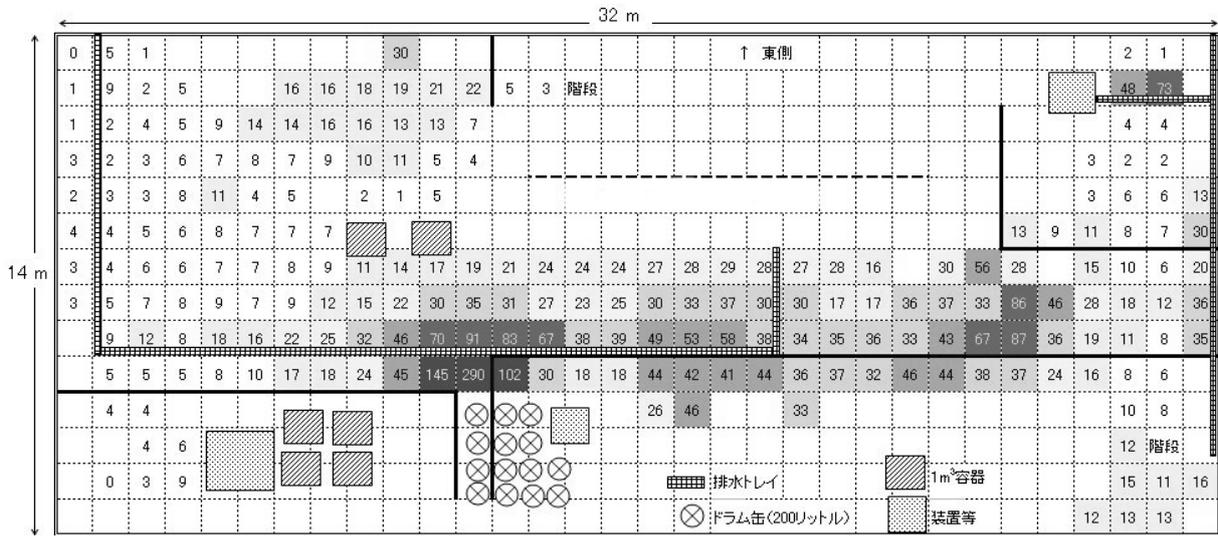


図 4.13-1 測定により得られた汚染線量率の分布 (単位: nGy/h)

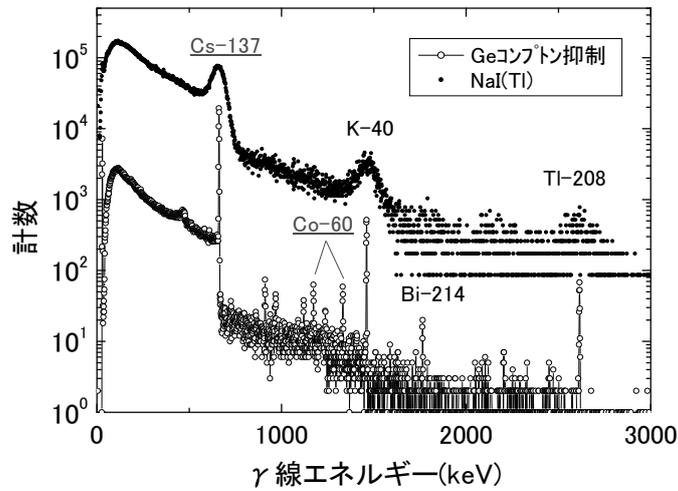


図 4.13-2 汚染が高い場所におけるγ線波高スペクトル

附録 1 : 放射線管理部（保健物理部）の業務実績
（平成 17 年 4 月 1 日～平成 18 年 3 月 31 日）

Appendix 1

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
吉澤 道夫	中性子線量計の校正方法の標準化について	FB News, No.342 (2005年6月)
野口 正安* 吉澤 道夫	第2章 放射線の測定 *キャンベラジャパン(株)	放射線安全管理の実際, (社)日本アイソトープ協会(2006年3月)
山口 武憲 吉澤 道夫	第3章 被ばく線量の測定と評価	放射線安全管理の実際, (社)日本アイソトープ協会(2006年3月)
松浦 賢一 橋 晴夫	環境放射線リアルタイム監視システム	電気評論, 第90巻第7号, 43-46 (2005)
Y. Watanabe J. Kuwabara	Ultraviolet photolysis of urine for suppression of color quenching prior to liquid scintillation counting of tritium	Analytical & Bioanalytical Chemistry, 384(2), 547-550 (2006)
K.Yamasoto M.Tsutsumi T.Oishi M.Yoshizawa M. Yoshida	CsI(Tl)/plastic phoswich detector enhanced in low-energy gamma-ray detection	Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A, 550,609-615,(2005)
Y.Tanimura J. Saegusa M.Yoshizawa M. Yoshida	Design of a single moderator-type neutron spectrometer with enhanced energy resolution in the energy range from a few to 100 keV	Nuclear Instruments and Methods in Physics Research, A547, 92-600 (2005)
M. Tsutsumi Y. Tanimura	LaCl ₃ (Ce) scintillation detector applications for environmental gamma-ray measurements of low to high dose rates	Nuclear Instruments and Methods in Physics Research, A557(2), 554-560 (2006)
Y. Tanimura Y. Uchita* J. Saegusa M. Yoshizawa	Recent Activities on Neutron Calibration Fields at FRS of JAERI *Institute of Radiation Measurements	http://www.bipm.org/cc/CCRI(III)/Allowed/16/CCRI(III)05-07.pdf

2) 機構レポート (JAEA[JAERI]-Technology、Research、Data/Code、その他)

氏名	標題	レポート No.
志風 義明 谷村 嘉彦 内田 芳昭 三枝 純 山口 恭弘	Evaluation of the property for quasi-monoenergetic neutron calibration fields of high energies at TIARA	JAEA-Review 2005-001, 337-339,(2006)

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
白石 明美 関口 真人 橘 晴夫 吉澤 道夫 小室 祐二* 根本 喜代子* 大川 伊久子*	日本原子力研究所 48 年間の被ばく統計 * (株) 千代田テクノル	放射線安全管理学会第 4 回 学術大会, 2005 年 11 月(京都)
山本 英明 吉澤 道夫 百瀬 琢磨*1 辻村 憲雄*1 Cruz-Suarez, R*2	RCA/IAEA Third External Dosimetry Intercomparison in East Asia Region *1 サイクル工学研究所 *2 IAEA	European Workshop on Individual Monitoring of Ionising Radiation, 2005 年 4 月 (Vienna, Austria)
渡部 陽子 桑原 潤 山口 紀子*	ハウレンソウ中ウランの化学形態別分析 * (独) 農業環境技術研究所	日本分析化学会第 54 年会,2005 年 9 月 (名古屋)
桑原 潤 渡部 陽子 野口 宏	尿中ウランの迅速分析法の開発	2005 日本放射化学会 年会・第 49 回 放射化学討論会,2005 年 9 月 (金沢)
渡部 陽子 桑原 潤 山口 紀子*	ハウレンソウ水溶性画分中のウラン分析 * (独) 農業環境技術研究所	第 7 回環境放射能 研究会,2006 年 3 月 (つくば)
渡部 陽子 桑原 潤	液体シンチレーションカウンタによる尿中トリチウムの測定－紫外線前処理法の業務への適用－	日本原子力学会 2006 年春の 年会, 2006 年 3 月 (大洗)
山外 功太郎 加部 東正幸 角田 昌彦 清水 勇 佐藤 信行	壁材の据付型エリアモニタの応答に及ぼす影響評価	日本保健物理学会第 39 回 研究発表会, 2005 年 6 月 (六ヶ所)
山田 克典 仁平 敦 小林 誠 村山 卓 茨木 修* 小野寺 淳一 水書 利雄	端窓型 GM 計数管の寿命評価 (II) *富士電機システムズ (株)	日本保健物理学会第 39 回 研究発表会, 2005 年 6 月 (六ヶ所)
吉富 寛 星 慎太郎 平根 篤志* 澤島 勝紀 箕輪 雄資 小野寺 淳一	放射線作業管理のデータベース化とその統計的評価 *放射線計測協会	日本保健物理学会第 39 回 研究発表会, 2005 年 6 月 (六ヶ所)

西藤 文博 Naureen M,Rahman*1 飯田 孝夫*1 小嵐 淳*2	イメージングプレートを用いたラドン・プルト ニウム弁別方 *1 名古屋大学大学院 *2 サイクル機構	日本保健物理学会第 39 回 研究発表会, 2005 年 6 月 (六ヶ所)
田中 靖人* 秋野 仁志 吉富 寛 西藤 博文 半谷 英樹 小野寺 淳一	高速炉臨界実験装置における炉心燃料取作業に伴 う被ばく管理について *東京ニュークリアサービス (株)	日本放射線安全管理学会 第 4 回学術大会, 2005 年 11 月 (京都)
Y. Tanimura Y. Uchita* J. Saegusa M. Yoshizawa	Recent Activities on Neutron Calibration Fields at FRS of JAERI *Institute of Radiation Measurements	16 th Meeting for Consultative Committee for Ionizing Radiation, Section III, 2005 年 5 月 (France)
古渡 意彦 高橋 聖 清水 滋 吉澤 道夫	重水減速 ²⁵² Cf 中性子校正場における中性子 サーベイメータのレスポンス評価	日本保健物理学会 第 39 回研究発表会, 2005 年 6 月 (六ヶ所)
志風 義明 谷村 嘉彦 三枝 純 吉澤 道夫 山口 恭弘 内田 芳昭*1 田中 進*2 金子 広久*2	高エネルギー中性子用線量モニタの校正場構築 と標準化に向けて — 特性評価手法の開発 : 法の開発 : ビームプ ロファイル・散乱線の測定 — *1 (財) 放射線計測協会 *2 原研高崎	第 14 回 TIARA 研究発表会 2P-40,2005 年 6 月 (高崎)
谷村 嘉彦	放射線を知ろう!! 家庭用放射線メータ	核燃料サイクル開発機構 第 6 回オープンセミナー 2005 年 9 月 (敦賀、福井)
川崎 克也 堤 正博 大石 哲也 山口 恭弘	コンプトン抑制型 γ 線表面汚染分布測定システ ムの開発	日本原子力学会 2005 年 秋の年会,2005 年 9 月 (八戸)
谷村 嘉彦 志風 義明 藤井 克年 三枝 純 堤 正博 原野 英樹* 松本 哲郎* 下山 哲矢*	d-T 反応を利用した 14.8MeV 単色中性子校正場 の開発 * (独) 産業技術総合研究所	日本原子力学会 2006 年 春の年会,2006 年 3 月 (大洗)
志風 義明 谷村 嘉彦 三枝 純 堤 正博	TIARA の高エネルギー準単色中性子校正場の 特性評価 — 散乱線スペクトルの評価 —	日本原子力学会 2006 年 春の年会,2006 年 3 月 (大洗)

山口 恭弘 内田 芳昭*	* (財) 放射線計測協会	
-----------------	---------------	--

4) 特許等出願・登録

氏名	標題	年月 (種別)
なし		

5) 内部資料 (四半期報告など)

氏名 (又は組織名)	標題	年月
東海研 保健物理部	放射線管理季報 No. 164	2005年6月
	放射線管理季報 No. 165	2005年9月
原科研 放射線管理部	放射線管理季報 No. 166	2005年12月
	放射線管理季報 No. 167	2005年2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
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性の測定評価	平成17年7月1日 ～平成18年3月31日
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17年4月1日 ～平成18年3月31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17年4月1日 ～平成18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17年4月1日 平成18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	6回
吉澤 道夫	原子炉施設等安全審査委員会	5回＋専門部会 5回
	防火管理委員会	1回
大井 義弘	品質保障推進ワーキンググループ	7回
村上 博幸	使用施設等運転委員会	5回
	HTTR 安全性確認専門部会	3回
佐藤 一弘	品質保障推進ワーキンググループ	6回
木内 伸幸	使用施設等運転委員会	9回
	使用施設等安全審査委員会	3回
小野寺 淳一	原子炉運転委員会	6回
	使用施設等運転委員会	9回
	原子炉施設等安全審査委員会	5回＋専門部会 5回
	使用施設等安全審査委員会	3回

4. 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	実施年月日
古田 敏城 小野寺 淳一 宍戸 宣仁 仲澤 隆	国際原子力総合技術センター 第136回第1種放射線取扱主任者 講習会	平成17年4月4日～8日
吉田 菊夫 木内 伸幸 宍戸 宣仁 佐藤 一弘	国際原子力総合技術センター 第137回第1種放射線取扱主任者 講習会	平成17年4月18日～22日
古田 敏城 小野寺 淳一 宍戸 宣仁 仲澤 隆	国際原子力総合技術センター 第138回第1種放射線取扱主任者 講習会	平成17年11月28日～12月2日
古田 敏城 小野寺 淳一 宍戸 宣仁 佐藤 一弘	国際原子力総合技術センター 第139回第1種放射線取扱主任者 講習会	平成17年12月12日～16日
吉田 菊夫	国際原子力総合技術センター	平成18年1月16日～20日

木内 伸幸 仲澤 隆	第 140 回第 1 種放射線取扱主任者 講習会	
吉田 菊夫 宍戸 宣仁 木内 伸幸 仲澤 隆	国際原子力総合技術センター 第 141 回第 1 種放射線取扱主任者講習会	平成 18 年 1 月 30 日～2 月 3 日
古田 敏城 木内 伸幸 宍戸 宣仁 佐藤 一弘	国際原子力総合技術センター 第 142 回第 1 種放射線取扱主任者 講習会	平成 18 年 2 月 27 日～3 月 3 日
吉田 菊夫 小野寺 淳一 佐藤 一弘	国際原子力総合技術センター 第 143 回第 1 種放射線取扱主任者 講習会	平成 18 年 3 月 13 日～17 日
吉澤 道夫 佐藤 信行 佐々 陽一 芝沼 行男 鈴木 武彦 大井 義弘 和田 毅 佐藤 一弘	国際原子力総合技術センター 平成 17 年度原子力専門官研修	平成 17 年 5 月 9 日～6 月 3 日
角田 昌彦	国際原子力総合技術センター 第 53 回原子炉工学特別講座	平成 17 年 5 月 16 日～20 日, 5 月 30 日～6 月 3 日
村上 博幸 山本 英明 木内 伸幸	国際原子力総合技術センター 平成 17 年度原子力防災入門講座	平成 17 年 6 月 1 日～8 月 19 日
山本 英明 清水 滋 佐藤 信行	国際原子力総合技術センター 第 279 回基礎課程	平成 17 年 7 月 1 日～7 月 22 日
古田 敏城 吉澤 道夫 木内 伸幸 角田 昌彦	国際原子力総合技術センター 第 274 回専門課程 「ラジオアイソトープコース」	平成 17 年 8 月 25 日～9 月 13 日
清水 滋 島田 浩 松浦 賢一 佐々 陽一	国際原子力総合技術センター 第 48 回原子力防災対策講座	平成 17 年 9 月 5 日～9 日
吉澤 道夫 高橋 史明	国際原子力総合技術センター 第 65 回原子炉研修一般課程	平成 17 年 9 月 5 日～11 月 25 日
山口 恭弘 山本 英明 角田 昌彦 小野寺 淳一 宍戸 宣仁	国際原子力総合技術センター 第 36 回核燃料・放射線課程	平成 17 年 10 月 3 日～28 日
宮本 俊寛 大井 義弘	国際原子力総合技術センター 第 277 回放射線防護基礎コース	平成 17 年 11 月 21 日～12 月 6 日

村山 卓 橘 晴夫 滝 光成 関口 真人 高橋 聖 村上 博幸 芝沼 行男 佐々 陽一 山本 英明 山根 健路 加部東 正幸 仲澤 隆 小林 誠 酒井 俊一 小野寺 淳一 武藤 康志 大塚 義和 半谷 英樹 根本 与一 藤井 克年		
小野寺 淳一	国際原子力総合技術センター 第 32 回原子力入門講座	平成 18 年 1 月 16 日～2 月 9 日
山本 英明	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 17 年 9 月 8 日～9 日
木内 伸幸 堤 正博	同上	平成 17 年 9 月 27 日～28 日
吉澤 道夫 村上 博幸	同上	平成 17 年 11 月 1 日～11 月 2 日
角田 昌彦	同上	平成 17 年 7 月 13 日～7 月 15 日
宍戸 宣仁	同上	平成 17 年 10 月 12 日～10 月 13 日
安 和寿	原子力緊急時支援・研修センター 緊急時支援対応教育	平成 17 年 6 月 2 日
山根 健路 仲澤 隆	原子力緊急時支援・研修センター 緊急時支援活動訓練	平成 17 年 6 月 9 日
仲澤 隆 安 和寿	同上	平成 17 年 9 月 12 日、 平成 18 年 2 月 22 日
後藤 孝徳	同上	平成 17 年 9 月 15 日、16 日、30 日 11 月 10 日
小野寺 淳一 佐藤 一弘	原子力緊急時支援・研修センター 平成 17 年度国・新潟県 原子力総合防災訓練・事前訓練	平成 17 年 10 月 13 日
小野寺 淳一 山外 功太郎 小杉 山匡史 山田 克典 武藤 康志	原子力緊急時支援・研修センター 平成 17 年度国・新潟県原子力総合防災訓練	平成 17 年 11 月 9 日～10 日

三瓶 邦央 田山 徹 松浦 賢一 関田 勉 大井 義弘 高橋 聖 関口 真人 半谷 英樹 後藤 孝徳		
角田 昌彦 村山 卓 宍戸 宣仁 野口 宏 村上 博幸 佐藤 信行 小野寺 淳一 山本 英明	平成 17 年度新入職員研修	平成 17 年 4 月 8、11 日

5. 外部講師招へい

招へい者名	所属機関名	分野	実施年月日
Hans Georg Menzel	欧州原子核共同研究機関 (CERN)	放射線防護	平成 17 年 10 月 5 ～8 日

6. 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	6 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	4 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	2 回
	同上	「改訂 3 版 主任者のための放射線管理 の実際」編成委員会	4 回
	(財)海洋生物環境研究所	海洋放射能検討委員会	3 回
	(財)放射線計測協会	放射能計測協議会	2 回
	(財)原子力研究バックエンド 推進センター	企画委員会	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	3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	2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	2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	3回
山口 恭弘	内閣府	原子炉安全専門審査会 審査委員	8回
	同上	緊急事態応急対策調査委員	6回
	同上	原子力安全委員会 専門委員	16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	4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	4回
	同上	国連科学委員会 国内対応委員会	4回
	(財)放射線影響協会	放射線疫学調査運営委員会	6回
	同上	国際放射線疫学情報調査委員会	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	1回
吉澤 道夫	茨城県	中性子標準研究会	1回
	(独)放射線医学総合研究所	ICRP ドラフトに関する検討委員会	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	2回
	同上	国際法定計量調査研究委員会放射線計量作業委員会	0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委員会	3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	2回
	(財)原子力安全技術センター	予測技術部会	1回
	同上	モニタリング技術検討ワーキンググループ	2回
	同上	直達線評価機能調査検討ワーキンググループ	3回
	(財)日本分析センター	中性子線量率水準調査ワーキンググループ	2回
(財)放射線計測協会	放射線測定器校正技術研究委員会	1回	
村上 博幸	内閣府	原子力安全委員会 専門委員会	1回
	茨城県東海村	環境審議会	0回
	青森県	原子力発電所環境モニタリング計画検討会	3回
	同上	原子力施設環境放射線調査結果検討会	4回
	同上	環境放射線調査研究検討会	2回
	日本保健物理学会	理事	7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	2回
松浦 賢一	茨城県	環境放射線常時監視テレメータシステム検討委員会	2回
	(財)温水養魚開発協会	海産生物・放射能調査検討委員会	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	4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	3回
	同上	原子力防災研修部会	3回
	同上	防護対策情報部会	3回
関田 勉	東海村	東海村立小・中学校区問題協議会	8回
芝沼 行男	(財)原子力安全技術センター	原子力艦の原子力災害に伴う緊急時モニタリング実施手順検討委員会	1回
桑原 潤	(独)放射線医学総合研究所	ICRP ドラフトに関する検討委員会	1回
山本 英明	文部科学省	放射線安全規制検討会	6回
	日本保健物理学会	放射線防護標準化委員会準備会	7回
	日本原子力学会	編集委員会	1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	3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	3回
	(財)原子力安全技術センター	ウラン又はトリウムを含む物の使用及び安全確保に関する調査委員会	3回
	(財)放射線影響協会	国際放射線疫学情報調査委員会	5回
木内 伸幸	(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	1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	教材検討サブグループ委員	4回
小野寺 淳一	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	5回
	(財)原子力安全研究協会	緊急被ばく医療初期初動対応検討委員会	6回
	(財)高輝度光科学研究センター	大型放射光施設安全性検討委員会	3回
半谷 英樹	(財)原子力安全研究協会	被ばく医療講師連絡会	1回
	(社)日本電気計測器協会	JIS 改正原案作成委員会	4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	1回
川崎 克也	(社)日本電気計測器協会	JIS 改正原案作成委員会	4回
	(財)放射線計測協会	放射線計測器校正技術研究委員会	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	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	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	(財)原子力安全技術センター	原子力体験セミナー 講師	2回
	(社)日本アイソトープ協会	第42回アイソトープ・放射線研究発表会 パネル討論 講師	1回
	東京大学大学院工学系研究科	講師	7回
古田 敏城	(財)放射線計測協会	放射線管理入門講座 講師	2回
	同上	放射線業務従事者再教育 講師	3回
	(財)原子力安全技術センター	原子力防災研修講座 講師	5回
宮本 俊寛	(財)放射線計測協会	放射線業務従事者再教育 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
吉澤 道夫	(財)原子力安全技術センター	原子力防災研修講座 「警察関係実務講座」 講師	1回
	東京大学大学院工学系研究科	講師	2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	茨城県「緊急被ばく医療基礎講座Ⅱ」 講師	2回
	東京大学大学院工学系研究科	実習講師	1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
	同上	統計データ評価委員会	4回
	東京大学大学院工学系研究科	実習講師	1回
白石 明美	東京大学大学院工学系研究科	実習講師	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	2回
村山 卓	(財)放射線計測協会	放射線管理・計測講座 講師	2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
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	2回
	東京大学大学院工学系研究科	講師	1回
松浦 賢一	(財)原子力安全技術センター	原子力体験セミナー 講師	2回
	同上	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
佐々 陽一	(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
菊地 正光	(財)放射線計測協会	原子力教養講座 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	2回
関田 勉	(財)放射線計測協会	原子力教養講座 講師	4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
芝沼 行男	(財)放射線計測協会	放射線管理・計測講座 講師	3回

	(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
	同上	原子力艦防災研修 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)放射線利用振興協会	国際原子力安全セミナー 講師	2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
	(独)農業環境技術研究所	放射線障害防止のための教育・訓練 (再教育)のための講師	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
山根 健路	(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)原子力安全技術センター	原子力防災研修講座 講師	1回
仲澤 隆	(財)放射線計測協会	放射線管理入門講座 講師	1回
	(財)原子力安全技術センター	消防関係実務講座 講師	1回
	東京大学大学院工学系研究科	実習講師	1回
後藤 孝徳	(財)原子力安全技術センター	第2種放射線取扱主任者講習 講師	2回
	同上	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
佐藤 一弘	(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(一般)に係る講習 講師	2回
	同上	第2種放射線取扱主任者講習 講師	2回
角田 昌彦	(財)放射線計測協会	放射線業務従事者再教育 講師	2回
加部東 正幸	(財)放射線計測協会	放射線管理・計測講座 講師	3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
	東京大学大学院工学系研究科	実習講師	1回
山外 功太郎	(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 正光	文部科学省	平成17年度文部科学省原子力防災訓練	1回
角田 昌彦	文部科学省	平成17年度文部科学省原子力防災訓練	1回
小野寺 淳一	国土交通省	放射性物質安全輸送講習会 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	2回
	(財)原子力安全研究協会	茨城県「緊急被ばく医療基礎講座I」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	2回
	同上	原子力体験セミナー 講師	1回
吉田 菊夫	(財)放射線計測協会	放射線業務従事者再教育 講師	3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
小林 誠	(財)放射線計測協会	放射線管理・計測講座 講師	1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(一般)に係る講習 講師	2回
	同上	第2種放射線取扱主任者講習 講師	1回
	同上	原子力防災研修講座 講師	1回

酒井 俊也	(財)放射線計測協会	放射線管理・計測講座 講師	2回
	同上	放射線管理入門講座 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
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
山田 克典	(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
半谷 英樹	(財)原子力安全研究協会	佐賀県「緊急被ばく医療基礎講座Ⅱ」講師	1回
	同上	新潟県「緊急被ばく医療基礎講座Ⅱ」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
	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
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(一般)に係る講習 講師	2回
	同上	第2種放射線取扱主任者講習 講師	1回
	同上	原子力防災研修講座 講師	2回
	東京大学大学院工学系研究科	実習講師	1回
星 慎太郎	(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
清水 滋	(財)放射線計測協会	放射線管理・計測講座 講師	3回
川崎 克也	(財)放射線計測協会	放射線管理・計測講座 講師	3回
小古瀬 均	(財)放射線計測協会	放射線管理・計測講座 講師	3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

7. 国際協力

平成17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
Mr. Komo PANGSAB	Rare Earths Research and Development Center Office of Atoms for Peace (OAP), Thailand	2006年1月17日～ 2006年7月14日	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
Mr. Justine Bryan DAVIES	Australian Nuclear Science and Technology Organization (ANSTO), Australia	2005年6月19日～ 2005年7月15日	放射線標準場の特性評価及び放射線管理用機器の校正

8. その他

附録 2 : 放射線管理データ
(高崎量子応用研究所、関西光科学研究所、むつ事業所)

Appendix 2

A1. 高崎量子応用研究所の放射線管理データ

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 2004 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，密封 RI の数量変更に係る変更許可申請を行い，許可を受けた。

施設の放射線管理について，サイクロトロンの定期点検作業等の点検・保守作業に対する管理を行った。

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。2005 年度における実効線量の最大は 0.9mSv 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)

A1.1 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 A1.1-1 及び表 A1.1-2 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 A1.1-3 に示す。表 A1.1-1、表 A1.1-2 及び表 A1.1-3 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。

(関 武雄)

表 A1.1-1 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
(2005年度) (単位：nSv/h)

年 月 場 所		2005年										2006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	45	45	45	46	45	45	46	46	47	46	46	46	46	
	最大	61	54	55	91	89	58	64	63	59	55	61	66	91	
西	平均	51	51	52	52	51	51	51	51	51	50	51	51	51	
	最大	69	63	66	111	126	74	78	79	72	62	74	80	126	
南	平均	55	54	54	55	54	53	54	55	55	55	55	55	54	
	最大	71	66	66	106	109	75	72	73	73	67	76	77	109	
北	平均	45	45	46	47	45	44	45	45	46	46	46	46	46	
	最大	64	58	68	119	116	70	71	74	68	58	70	74	119	

(注) 検出器：加圧電離箱

表 A1.1-2 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
(2005年度) (単位：nSv/h)

年 月 場 所		2005年										2006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	3.2	3.2	3.3	3.1	3.1	3.0	3.0	3.1	3.4	3.2	3.2	3.4	3.2	
	最大	9.3	10.4	10.0	8.7	8.5	8.8	9.4	8.6	9.4	8.4	8.5	9.2	10.4	
西	平均	3.8	3.8	3.8	3.6	3.6	3.5	3.6	3.7	3.9	3.7	3.6	3.9	3.7	
	最大	9.4	8.9	9.9	9.0	9.5	11.0	9.4	9.9	9.2	10.4	9.0	9.9	11.0	
南	平均	3.3	3.4	3.4	2.9	3.2	3.0	3.2	3.2	3.4	3.4	3.1	3.4	3.2	
	最大	8.1	9.5	9.5	8.1	8.5	9.5	8.4	8.5	9.1	8.9	8.3	10.3	10.3	
北	平均	3.6	3.8	3.8	3.6	3.6	3.4	3.5	3.5	3.8	3.7	3.5	3.7	3.6	
	最大	9.0	9.3	9.8	9.1	10.6	9.4	9.6	8.9	10.0	8.9	9.2	9.2	10.6	

(注) 検出器：³He 比例計数管

表 A1.1-3 積算線量測定結果

(2005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
	2005年4月1日 ～7月1日		2005年7月1日 ～10月1日		2005年10月1日 ～2006年1月4日		2006年1月4日 ～4月1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	71	71	100	99	86	82	107	113	364
西	97	97	124	123	92	88	128	135	441
南	92	92	135	134	102	98	103	109	432
北	62	62	97	96	73	70	103	109	335

(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。

A1.2 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A1.2-1に示す（一時的に指定されたものは除く）。2005年度中に上記規程等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

2005年度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並びに年間平均濃度を表A1.2-1に示す。サイクロトロン¹の運転にともない⁴¹Arが、ポジトロン放出核種を用いた植物体内移行実験にともない¹¹C及び¹³Nが、フラーレンへのイオン注入実験に伴い¹³³Xe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。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

2005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7.5mSv/h、作業位置では最大100 μ Sv/hで、年間の最大実効線量は0.9mSvであった。

（浅野 善江）

表 A1.2-1 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 (2005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	2.3 × 10 ⁹	< 1.4 × 10 ⁻⁴
	⁶⁵ Zn	0	< 5.4 × 10 ⁻¹⁰	¹¹ C	6.2 × 10 ⁸	< 1.4 × 10 ⁻⁴
				¹³ N	5.3 × 10 ⁸	< 1.4 × 10 ⁻⁴
				¹³³ Xe	1.9 × 10 ⁷	< 1.4 × 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。

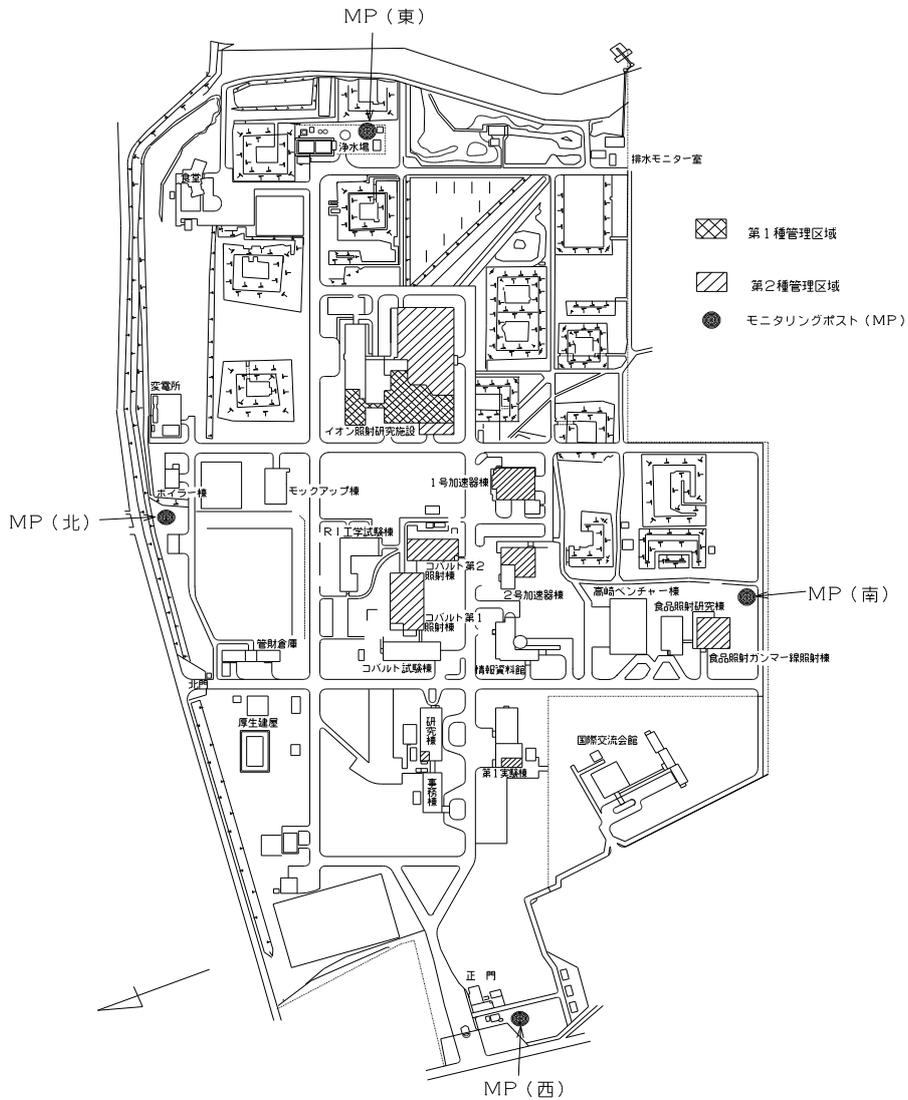


図 A1.2-1 管理区域の位置 (2006年3月現在)

A1.3 個人線量の管理

(1) 外部被ばく線量の管理

2005 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 3.6 人・mSv, 0.01mSv であった。また、最大実効線量は 0.9mSv 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別に集計し、それぞれ表 A1.3-1 及び表 A1.3-2 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 3,622 名であり、そのつど PD (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 113 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。

(関 武雄)

表 A1.3-1 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
(高崎量子応用研究所, 2005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	557	555	2	0	0	0	0.00	0.1	0.2
第2四半期	610	606	4	0	0	0	0.00	0.7	2.1
第3四半期	576	571	5	0	0	0	0.00	0.2	0.7
第4四半期	604	600	4	0	0	0	0.00	0.2	0.6
年間*	719 (746)	707 (737)	12 (9)	0 (0)	0 (0)	0 (0)	0.01 (0.00)	0.9 (0.4)	3.6 (1.9)

*カッコ内の数値は、2004年度の値。

表 A1.3-2 放射線業務従事者の実効線量に係る作業員区別被ばく状況
(高崎量子応用研究所, 2005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	140	136	4	0	0	0	0.01	0.3	0.8
外来研究員等	360	359	1	0	0	0	0.00	0.1	0.1
請負業者	220	213	7	0	0	0	0.01	0.9	2.7
研修生	0	0	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
全作業員	719	707	12	0	0	0	0.01	0.9	3.6

A1.4 放射線計測器の管理

(1) サーベイメータ等の管理

2005 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 A1.4-1 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、2004 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。

2005 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 A1.4-2 に示す。

(浅野 善江, 関 武雄)

表 A1.4-1 サーベイメータの保有台数及び校正台数

(2005 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	6	6
中性子線サーベイメータ	2	2
レムカウンタ	2	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	127

表 A1.4-2 放射線管理用モニタ等の保有台数及び校正台数

(2005 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

A1.5 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 30 個、計 215.7TBq 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 11 個、計 4.69PBq が搬入された。表 A1.5-1 に 2006 年 3 月末現在の施設別放射性同位元素保有状況を、表 A1.5-2 に保有している放射線発生装置の種類及び性能を示す。

(田島 好弘)

表 A1.5-1 放射性同位元素保有状況
(2006 年 3 月 31 日現在)

(2005 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)}				3.7MBq 以下の密封線源			
	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	1.0×10^8	$^{59}\text{Fe}, ^{109}\text{Cd}$	6	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				2.0×10^{16}	$^{60}\text{Co}, ^{137}\text{Cs}$	3	149	1.0×10^7	$^{137}\text{Cs}, ^{241}\text{Am}$	5	16
コバルト第2照射棟				1.6×10^{16}	^{60}Co	1	160	4.7×10^6	^{60}Co	1	6
食品照射ガンマ線照射棟				4.6×10^{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	1.0×10^8			4.0×10^{16}			569	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 A1.5-2 放射線発生装置の種類及び性能

(2006年3月31日現在)

(2005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 eμA 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 eμA He 最大エネルギー：130 MeV He 最大ビーム電流：40 eμA 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 eμA		
			1台	陽イオン：20kV, 200eμA	放射線障害防止法適用外	
			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 eμA 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 eμA He 最大エネルギー：9 MeV He 最大ビーム電流：2 eμA 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 eμA		
				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 eμA 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 eμA He 最大エネルギー：3 MeV He 最大ビーム電流：200 eμA 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 eμA 電子線最大エネルギー：3 MeV 電子線最大ビーム電流：100 eμA	
				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：100eμA	放射線障害防止法適用外
				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	
		変圧器型電子加速装置	1台	300keV, 33mA	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/h ² /秒	放射線障害防止法適用外		

A-2. 関西光科学研究所の放射線管理データ

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 2004 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，二法人統合に伴う名称，代表者の氏名等の変更による変更許可申請及び組織の変更，エックス線装置保安規則の制定に伴う管理区域の変更等による放射線障害予防規程の変更届を行い，播磨地区においては，二法人統合時に変更許可申請者は（財）高輝度光科学研究センター及び理化学研究所の二者となった。

労働安全衛生法に基づく機械等設置届では，播磨地区において X 線発生装置 1 台の設置及び X 線発生装置 1 台の移動について行った。これらの他，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。

（小林 秀雄）

A2.1 環境放射線の管理

2004 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。2005 年 4 月からの測定結果を表 A2.1-1 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 A2.1-1 積算線量測定結果

(関西光科学研究所 木津, 2005年度) (単位: μSv)

年月	2005.4	2005.5	2005.6	2005.7	2005.8	2005.9	2005.10	2005.11	2005.12; 2006.1	2006.2	2006.3	月積算線量 平均値	月積算線量 標準偏差	年間 積算線量	
	期間	3.31~ 4.28	4.28~ 5.31	5.31~ 6.30	6.30~ 7.29	7.29~ 8.31	8.31~ 9.30	9.30~ 11.1	11.1~ 11.30	11.30~1.31*	1.31~ 3.1				3.1~ 3.31
地点	日数	28	33	30	29	33	30	32	29	62	29	30			
1		45	46	54	49	49	52	50	51	48	46	44	49	3.3	534
2		35	40	43	36	41	34	46	38	42	41	38	39	3.6	433
3		38	43	43	39	44	48	44	45	41	43	44	43	2.7	473
4		46	39	39	39	43	37	45	44	44	42	41	42	2.9	459
5		33	39	41	37	45	36	43	42	38	42	39	39	3.4	434
6		36	38	44	41	38	43	37	44	40	38	43	40	3.0	443
7		36	32	38	34	33	36	31	38	34	35	36	35	2.3	383
8		28	30	31	26	32	27	33	25	26	30	26	29	2.8	314

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)

* 積算線量測定装置故障のため, 12月, 1月の2月間の積算

A2.2 木津地区の放射線管理

(1) 管理区域

関西光科学研究所エックス線装置保安規則の制定(2005年10月1日)に伴い、放射線障害予防規程に基づく管理区域とエックス線装置保安規則に基づく管理区域の区分けを行った。また、その際に、管理区域の一部解除を行った。管理区域の配置を図A2.2-1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

2005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)

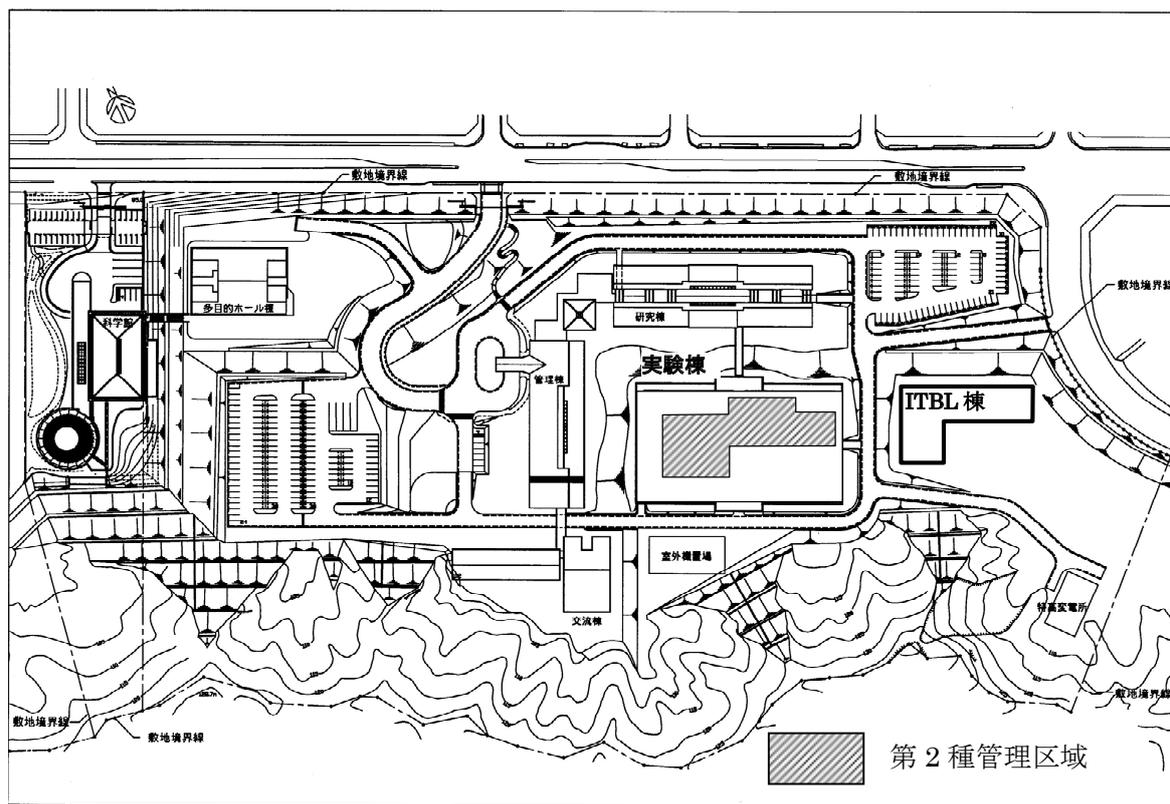


図 A2.2-1 管理区域配置図

A2.3 個人線量の管理

関西光科学研究所木津地区においては、2005年度は年間65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、2005年10月1日に大型放射光施設の所有が原子力機構から外れたため、個人被ばくの対象は播磨地区に常駐する職員等のみになった。年間66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。2005年度上期は63名、下期は54名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、上期は5名、下期は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A2.3-1、表A2.3-2及び表A2.3-3に示す。

(池野 香一, 上野 正幸)

表 A2.3-1 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
(関西光科学研究所 木津, 2005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	64	64	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
第2四半期	63	63	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
第3四半期	62	62	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
第4四半期	60	60	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
年間	65 (68)	65 (68)	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、2004年度の値

表 A2.3-2 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
(関西光科学研究所 木津, 2005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	53	53	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
外来研究員	10	10	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	65	65	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0

表 A2.3-3 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
(関西研究所 播磨, 2005 年度上期)

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	59	59	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
上期	63 (66)	63 (66)	0 (0)	0 (0)	0 (0)	0 (0)	0.00 (0.00)	0.0 (0.0)	0.0 (0.0)

(関西光科学研究所 播磨, 2005 年度下期)

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3四半期	54	54	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
第4四半期	54	54	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
下期	54 (66)	54 (66)	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、2004 年度の値

A2.4 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 A2.4-1 に示す。

(池野 香一, 上野 正幸)

表 A2.4-1 放射線測定機器の保有台数及び校正台数
(関西光科学研究所 木津, 2005 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	5
表面汚染検査用サーベイメータ(β線用)	2	2
シンチレーションサーベイメータ	2	2
レムカウンタ	1	1
コンタミネーションモニタ(β線用)	2	2
可搬型極短パルスX線モニタ	2	2

(関西光科学研究所 播磨, 2005 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
表面汚染検査用サーベイメータ(α線用)	1	1
表面汚染検査用サーベイメータ(β線用)	3	3
シンチレーションサーベイメータ	2	2

A2.5 放射性同位元素の保有状況

関西光科学研究所木津地区において、2005年度は許可又は届出の必要がある放射性同位元素等の購入はなかった。

播磨地区において、所有する放射性同位元素及び3.7MBq以下の密封線源は、日本原子力研究開発機構への移行時（2005年9月30日）にすべて理化学研究所に移管した。表A2.5-1に放射性同位元素の保有状況を示す。

（池野 香一，上野 正幸）

表 A2.5-1 放射性同位元素保有状況
（関西光科学研究所 木津，2006年3月31日現在）

施設名	3.7MBq 以下の密封線源			
	保有量	主要核種	核種数	個数
実験棟	1.4×10^7 Bq	^{137}Cs , $^{241}\text{Am-Be}$	15	31

A3. むつ事業所の放射線管理データ

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 2004 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調査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。2005 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。また，体外計測法による内部被ばく検査を実施した結果，有意な内部被ばくは認められなかった。

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）

A3.1 環境放射線（能）の管理

(1) 環境における放射性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，2005 年度に放出された放射性液体廃棄物による周辺監視区域境界における実効線量を算出した。

放射性液体廃棄物による年間の実効線量は， $6.2 \times 10^{-4} \mu\text{Sv}$ であり，原子炉施設保安規定で定められている年間線量目標値 $50 \mu\text{Sv}$ を十分に下回った。

(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 A3.1-1 に示す。

表 A3.1-1 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

(むつ事業所, 2005 年度) (単位:nGy/h)

年月		2005 年									2006 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	36	36	37	35	36	38	36	38	39	37	36	37	37	1.1
	最大	36	36	38	36	36	38	36	38	40	40	36	38	40	—
燃・廃棟裏	平均	36	37	37	35	36	36	37	37	40	39	37	37	37	1.3
	最大	36	38	38	36	36	38	38	38	40	42	38	38	42	—
旧施設港側 ポスト	平均	37	37	38	36	37	38	37	38	39	37	37	37	37	0.8
	最大	38	38	38	38	38	40	38	38	40	40	38	40	40	—
旧燃・廃棟前 ポスト	平均	38	38	39	35	37	38	37	39	41	41	36	37	38	1.8
	最大	38	38	40	36	40	40	40	40	42	44	38	38	44	—
旧施設正門 ポスト	平均	38	38	38	37	37	39	38	39	42	39	37	36	38	1.5
	最大	38	38	38	38	38	42	38	40	42	42	38	38	42	—
旧美付線側 ポスト	平均	38	39	39	37	38	39	38	40	43	40	36	37	39	1.8
	最大	38	40	40	38	40	40	40	42	44	44	38	40	44	—

(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

関根浜施設周辺における空気吸収線量率を、6 か月ごとにモニタリングカーでの走行及び定点測定により測定した結果、異常は認められなかった。定点 5 か所における測定結果を表 A3.1-2 に示す。

表 A3.1-2 モニタリングカーによる空気吸収線量率測定結果

(むつ事業所, 2005 年度) (単位:nGy/h)

番号	測定年月日	2005 年 5 月 26 日	2005 年 11 月 24 日
	測定地点		
1	水 川 目	28	29
2	気象観測所露場	24	25
3	浜 関 根	21	21
4	関 根 中 学 校	23	24
5	むつ関根駅跡	22	22

(注) 地上 1.2m の高さで 10 分間計測した値。

(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 A3.1-3 に測定結果を示す。

表 A3.1-3 積算線量測定結果

(むつ事業所, 2005 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
		2005 年 3 月 29 日 ～ 6 月 24 日		2005 年 6 月 24 日 ～ 9 月 28 日		2005 年 9 月 28 日 ～ 12 月 27 日		2005 年 12 月 27 日 ～ 2006 年 3 月 24 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	54	57	61	58	59	60	43	45	220
2	施設正門	53	55	64	61	57	58	55	57	231
3	施設港側	51	53	66	62	57	57	51	53	225
4	浜関根	59	61	70	66	63	64	44	46	237
5	燃・廃棟	57	60	69	65	60	61	50	52	238
6	美付	52	54	62	59	56	56	49	51	220
7	原子炉保管建屋A	58	60	67	64	61	61	53	55	240
8	原子炉保管建屋B	46	48	58	55	56	56	44	46	205
9	大湊施設 A	40	41	46	44	43	43	44	46	174
10	大湊施設 B	40	42	53	50	41	42	40	42	176

(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

2004 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 A3.1-4 に示す。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 A3.1-4 環境試料中の全 β 放射能濃度の測定結果

(むつ事業所, 2005 年度)

試料名	採取場所	単位	放射能濃度	
海洋試料	海水	Bq/cm^3	1.7×10^{-5}	
			2.4×10^{-5}	
	海底土	$\text{Bq}/\text{g 乾}$	3.2×10^{-1}	
			1.9×10^{-1}	
	カレイ	関根浜漁港沖	$\text{Bq}/\text{g 生}$	1.2×10^{-1}
	コンブ			2.8×10^{-1}
イカ	1.2×10^{-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 A3.1-5 に示す。また、大型水盤により採取した降下塵の測定結果を表 A3.1-6 に示す。

(高群 富貴)

表 A3.1-5 環境試料中の放射性核種濃度

(むつ事業所, 2005 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	1.8×10 ⁻³	<7.0×10 ⁻³	Bq/L
	5月	定係港港外	<1.4×10 ⁻³	<1.7×10 ⁻³	— *1	1.5×10 ⁻³	<8.0×10 ⁻³	
海底土	5月	定係港港内	<8.3×10 ⁻¹	<9.7×10 ⁻¹	— *1	<9.9×10 ⁻¹	<4.9	Bq/kg乾
	5月	定係港港外	<5.2×10 ⁻¹	<6.0×10 ⁻¹	— *1	<5.8×10 ⁻¹	<3.4	
カレイ	6月	関根漁港沖	<4.0×10 ⁻²	<5.2×10 ⁻²	— *1	1.0×10 ⁻¹	<1.8×10 ⁻¹	Bq/kg生
コンブ	8月	〃	<8.8×10 ⁻²	<1.2×10 ⁻¹	<1.0×10 ⁻¹ *2	<9.3×10 ⁻²	<4.1×10 ⁻¹	
イカ	8月	大畑漁港沖	<4.1×10 ⁻²	<5.1×10 ⁻²	— *1	<3.8×10 ⁻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 A3.1-6 降下塵中の放射性核種放射能

(むつ事業所, 2005 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	3.2×10 ⁷	<6.5×10 ⁴	<7.9×10 ⁴	<1.1×10 ⁵	<8.3×10 ⁴	6.7×10 ⁴	<4.6×10 ⁵
5月	2.6×10 ⁷	<6.4×10 ⁴	<7.6×10 ⁴	<1.1×10 ⁵	<8.3×10 ⁴	<6.8×10 ⁴	<4.1×10 ⁵
6月	9.5×10 ⁶	<6.2×10 ⁴	<7.3×10 ⁴	<1.2×10 ⁵	<7.8×10 ⁴	<6.6×10 ⁴	<3.9×10 ⁵
7月	8.7×10 ⁶	<6.1×10 ⁴	<6.9×10 ⁴	<1.2×10 ⁵	<7.8×10 ⁴	<7.1×10 ⁴	<4.0×10 ⁵
8月	1.4×10 ⁷	<6.4×10 ⁴	<7.3×10 ⁴	<1.2×10 ⁵	<9.7×10 ⁴	<7.1×10 ⁴	<4.1×10 ⁵
9月	4.7×10 ⁶	<6.8×10 ⁴	<7.7×10 ⁴	<1.2×10 ⁵	<8.0×10 ⁴	<6.8×10 ⁴	<4.2×10 ⁵
10月	5.5×10 ⁶	<6.5×10 ⁴	<7.7×10 ⁴	<1.2×10 ⁵	<8.8×10 ⁴	<6.8×10 ⁴	<4.1×10 ⁵
11月	1.2×10 ⁷	<6.4×10 ⁴	<8.1×10 ⁴	<1.2×10 ⁵	<8.8×10 ⁴	<7.0×10 ⁴	<4.3×10 ⁵
12月	8.0×10 ⁶	<7.0×10 ⁴	<7.8×10 ⁴	<1.1×10 ⁵	<8.5×10 ⁴	<6.5×10 ⁴	<4.1×10 ⁵
1月	1.0×10 ⁷	<6.9×10 ⁴	<7.5×10 ⁴	<1.2×10 ⁵	<9.5×10 ⁴	<6.7×10 ⁴	<4.6×10 ⁵
2月	3.3×10 ⁷	<6.3×10 ⁴	<7.5×10 ⁴	<1.3×10 ⁵	<8.6×10 ⁴	<7.1×10 ⁴	<4.7×10 ⁵
3月	3.4×10 ⁷	<5.8×10 ⁴	<6.8×10 ⁴	<1.0×10 ⁵	<9.1×10 ⁴	<5.4×10 ⁴	<4.4×10 ⁵

(注) 採取場所は気象観測所露場内。

A3.2 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A3.2-1に示す。2005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

2005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A3.2-1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A3.2-2に示す。

2005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，2004年度と同程度であった。

機・排棟においては，処理済水がたまつたため，一般排水が行われた。

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，いずれも法令及び保安規定等に定められた濃度限度以下であった。

表 A3.2-1 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
(むつ事業所，2005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)
燃・廃棟	全β	0	<1.0×10 ⁻⁹	³ H	4.5×10 ⁷	8.2×10 ⁻⁸
機・排棟	全β	0	<3.5×10 ⁻⁹	³ H	2.8×10 ⁶	9.3×10 ⁻⁸
保管建屋	全β	0	<1.1×10 ⁻⁹	—	—	—
研究棟	全α	0	<2.2×10 ⁻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。

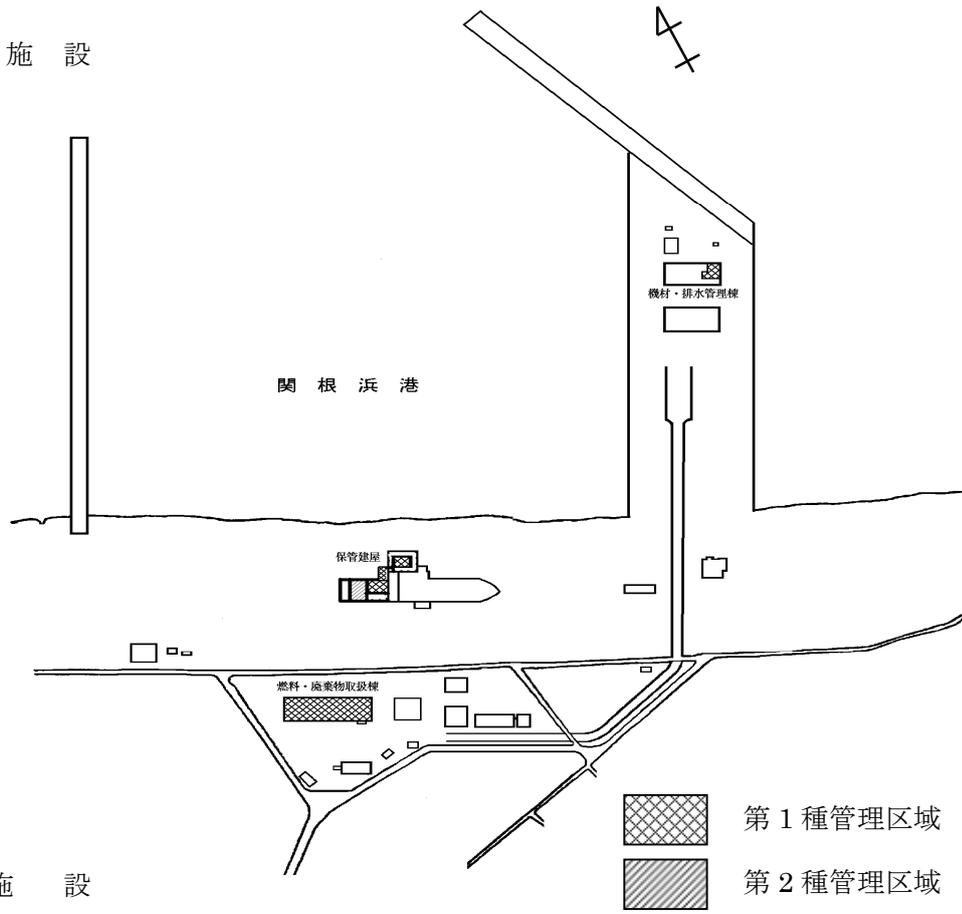
表 A3.2-2 放射性液体廃棄物の3月間平均濃度及び年間放出量

(むつ事業所，2005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
機・排棟	6.0×10 ³	⁶⁰ Co : < 4.5×10 ⁻⁴	⁶⁰ Co : 0	0
		³ H : 1.6×10 ⁻¹	³ H : 9.7×10 ⁸	—
研究棟	3.0×10 ¹	²⁴² Pu : < 5.0×10 ⁻⁴	²⁴² Pu : 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

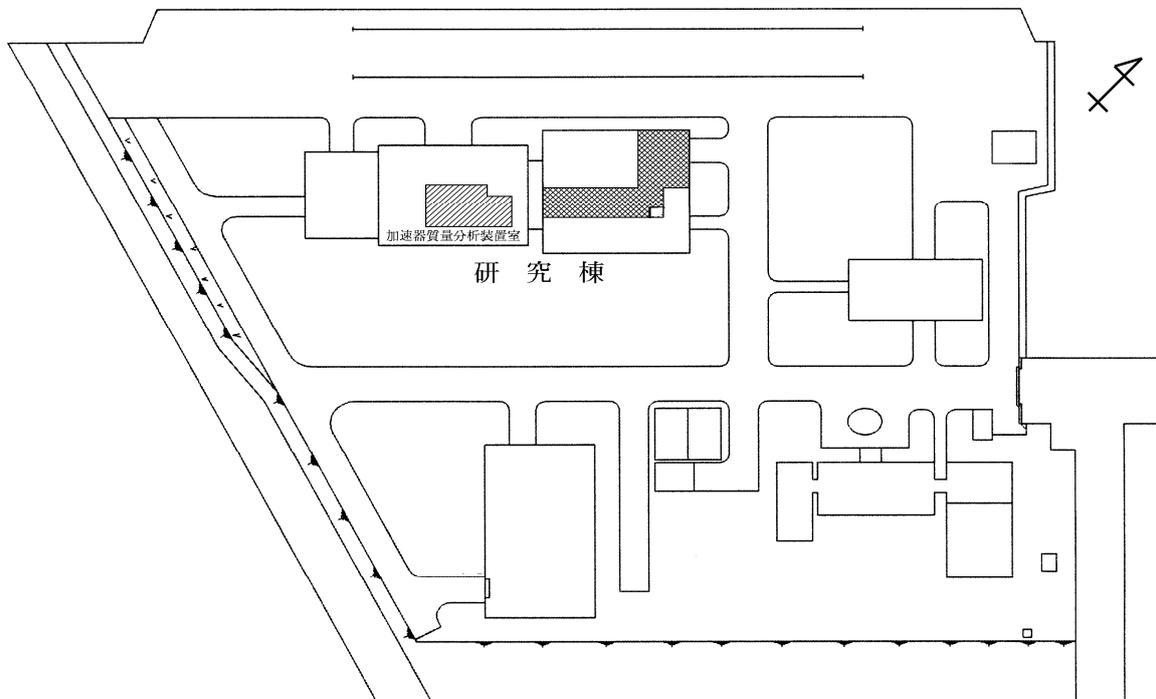


図 A3.2-1 むつ事業所における管理区域

(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 $10 \mu\text{Sv/h}$ （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

2005 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)

A3.3 個人線量の管理

(1) 外部被ばく線量の管理

2005 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別に集計し，それぞれ表 A3.3-1 及び表 A3.3-2 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

2004 年度に引き続き，体外計測法による内部被ばくに係る線量の検査を行った。

2005 年度における体外計測法による内部被ばく受検件数を表 A3.3-3 に示す。測定の結果，すべての検査において有意な内部被ばくは認められなかった。

(島田 浩)

表 A3.3-1 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

(むつ事業所, 2005 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	47	47	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
第2四半期	51	51	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
第3四半期	48	48	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
第4四半期	52	52	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
年間*	63 (64)	63 (64)	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、2004年度の値。

表 A3.3-2 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

(むつ事業所, 2005 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	29	29	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	32	32	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	63	63	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0

表 A3.3-3 体外計測法による内部被ばく受検件数

(むつ事業所, 2005 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	4	0	0	0	10	14
第2四半期	0	0	0	0	0	10	10
第3四半期	0	0	0	0	0	10	10
第4四半期	0	0	0	0	0	9	9
合計	0	4	0	0	0	39	43

A3.4 放射線計測器の管理

(1) サーベイメータ等の管理

2005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 A3.4-1 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

2005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 A3.4-2 に示す。

その他，気象観測装置についても 2004 年度と同様に点検を年 1 回実施した。

(高群 富貴)

表 A3.4-1 サーベイメータの保有台数及び校正台数

(むつ事業所，2005 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
テレスコープ	1	0
ガスフロー式サーベイメータ	5	0
合計	45	35

表 A3.4-2 放射線管理用モニタの保有台数及び校正台数

(むつ事業所，2005 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

A3.5 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、2006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A3.5-1に、放射線発生装置の種類及び性能を表A3.5-2に示す。

（高群 富貴）

表 A3.5-1 放射性同位元素保有状況
(2006年3月31日現在)

(むつ事業所, 2005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 Sb-Be	1	4	3.2×10^7 Bq	⁶⁰ Co, ¹³⁷ Cs	17	179

* 減衰したため。

表 A3.5-2 放射線発生装置の種類及び性能
(2006年3月31日現在)

(むつ事業所, 2005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 30μA よう素 5μA ベリリウム 5μA アルミニウム 5μA	

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。独立行政法人原子力研究開発機構発足後、原子力科学研究所放射線管理部の第1号の年報です。振り返れば2005年度は新しい体制の中で、放射線管理において変えるべきもの、守るべきものを考えさせられた1年だったのではないのでしょうか。この年報についても、旧保健物理部時代の年報のスタイルを踏襲しつつも構成を変えて編集しました。このため、執筆者の方々には例年になく時間を裂いて頂かねばならなかったと思います。心より感謝致します。

さらに、新組織としての最初の年報の作成に携わることができ、また、無事完成できたことをうれしく思います。放射線管理部は、今後さらに変化をして行くことと思います。この年報も内容や構成も含め、議論を深めてより良いものにどんどん変化して行って欲しいと思います。

(高橋, 桑原記)

編集委員

委員長	村上 博幸	(原子力科学研究所放射線管理部環境放射線管理課長)
副委員長	堤 正博	(原子力科学研究所放射線管理部放射線計測技術課)
幹事	高橋 聖	(原子力科学研究所放射線管理部線量管理課)
	桑原 潤	(原子力科学研究所放射線管理部環境放射線管理課)
委員	倉持 彰彦	(原子力科学研究所放射線管理部放射線管理第1課)
	半谷 英樹	(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	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)

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	アンペア毎メートル	A/m
(物質量の) 濃度	モル毎立方メートル	mol/m ³
輝度	カンデラ毎平方メートル	cd/m ²
屈折率	(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・s ⁻²
圧力, 応力	パスカル	Pa	N/m ²	m ⁻² ・kg・s ⁻²
エネルギー, 仕事, 熱量	ジュール	J	N・m	m ² ・kg・s ⁻²
工率, 放射束	ワット	W	J/s	m ² ・kg・s ⁻³
電荷, 電気量	クーロン	C		s・A
電位差 (電圧), 起電力	ボルト	V	W/A	m ² ・kg・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 ⁻³ ・s ⁻² ・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 ⁻¹ ・s ⁻² ・A ⁻¹
磁束	テスラ	T	Wb/m ²	kg ⁻¹ ・s ⁻² ・A ⁻¹
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A	m ² ・kg ⁻¹ ・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
粘着力のモーメント	パスカル秒	Pa・s	m ⁻¹ ・kg・s ⁻¹
表面張力	ニュートンメートル	N・m	m ² ・kg・s ⁻²
角速度	ニュートン毎メートル	N/m	kg・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	ラジアン毎平方秒	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・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 ⁻¹ ・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	m ² ・s ⁻² ・K ⁻¹
熱伝導率	ワット毎メートル毎ケルビン	W/(m・K)	m ² ・kg ⁻¹ ・s ⁻³ ・K ⁻¹
体積エネルギー	ジュール毎立方メートル	J/m ³	m ⁻¹ ・kg・s ⁻²
電界の強さ	ボルト毎メートル	V/m	m ² ・kg ⁻¹ ・s ⁻³ ・A ⁻¹
体積電荷	クーロン毎立方メートル	C/m ³	m ⁻³ ・s・A
電気変位	クーロン毎平方メートル	C/m ²	m ⁻² ・s・A
誘電率	ファラド毎メートル	F/m	m ⁻³ ・kg ⁻¹ ・s ⁴ ・A ²
透磁率	ヘンリー毎メートル	H/m	m ² ・kg ⁻¹ ・s ⁻² ・A ⁻²
モルエネルギー	ジュール毎モル	J/mol	m ² ・kg ⁻¹ ・s ⁻² ・mol ⁻¹
モルエントロピー, モル熱容量	ジュール毎モル毎ケルビン	J/(mol・K)	m ² ・kg ⁻¹ ・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・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 ⁻¹ ・s ⁻³ =m ² ・kg ⁻¹ ・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 ⁻¹ ・s ⁻³ =kg ⁻¹ ・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		1 海里=1852m
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	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=1 cSv=10 ⁻² Sv
X線単位		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	f	1 fermi=1 fm=10 ⁻¹⁵ m
メートル系カラット		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
カロリー	cal	1 cal=4.184 J
マイクロン	μ	1 μ=1um=10 ⁻⁶ m

