



平成18年度 放射線管理部年報

Annual Report on the Present State and Activities of
the Radiation Protection Department, Nuclear Fuel
Cycle Engineering Laboratories in Fiscal 2006
(Document on Present State of Affairs)

放射線管理部

Radiation Protection Department

東海研究開発センター

核燃料サイクル工学研究所

Nuclear Fuel Cycle Engineering Laboratories
Tokai Research and Development Center

JAEA-Review

February 2008

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

平成 18 年度 放射線管理部年報

日本原子力研究開発機構 東海研究開発センター
核燃料サイクル工学研究所
放射線管理部

(2007 年 12 月 11 日受理)

本報告書は、平成 18 年度に核燃料サイクル工学研究所（以下、「サイクル研究所」という）放射線管理部が実施した施設の放射線管理及び個人被ばく管理、放出管理及び環境放射線の監視、放射線管理用機器等の保守管理、安全研究及び技術支援等の業務について取りまとめたものである。

サイクル研究所では日本原子力研究開発機構の中長期計画に基づき、核燃料サイクルの使用済燃料の再処理、プルトニウム（MOX）燃料、次世代サイクル技術、放射性廃棄物の処理・処分技術の研究開発などを進めるため、サイクル研究所には再処理施設、核燃料物質使用施設及び放射性同位元素使用施設があり、これらの施設における放射線業務従事者等の放射線安全を目的として、作業環境の放射線状況の監視及び放射線作業の管理などの放射線管理を行うとともに、放射線業務従事者の個人線量の測定を行った。

また、サイクル研究所周辺の公衆の放射線安全を目的として、再処理施設等から放出される放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の濃度及び放出量の測定管理を行うとともに、サイクル研究所周辺の陸域及び海域の環境放射線の監視を行った。

施設の放射線管理及び環境監視に使用する放射線測定器については、定期的な点検・校正を行うとともに、故障時の迅速な復旧を図り、施設の放射線安全の確保に努めた。また、校正用線源等については国家標準とのトレーサビリティの維持管理を行った。

平成 18 年度においては、放射線業務従事者の年実効線量は個人最大で 5.6mSv、平均 0.1mSv であった。再処理施設から放出された放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物に起因する施設周辺の公衆の年実効線量は 9.9×10^{-9} mSv であった。この結果、保安規定等に定められている基準を超える事例は無かった。環境監視の結果については、通常の変動範囲内であった。

放射線防護に関連する安全研究及び技術開発及びそれらの成果の公表にも積極的に取り組んだ。

また、品質保証活動に関しては、平成 16 年度からの保安規定に基づく品質保証活動の運用開始に伴い、品質保証計画書等の改訂への支援・整備を行うとともに、品質保証関係に係る保安検査、各種監査等の対応を実施した。

Annual Report on the Present State and Activities of the
Radiation Protection Department, Nuclear Fuel Cycle
Engineering Laboratories in Fiscal 2006
(Document on Present State of Affairs)

Radiation Protection Department

Nuclear Fuel Cycle Engineering Laboratories,
Tokai Research and Development Center
Japan Atomic Energy Agency
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received December 11, 2007)

This annual report summarizes the various activities on radiation control at the nuclear fuel cycle facilities in Nuclear Fuel Cycle Engineering Laboratories, which were undertaken by the Radiation Protection Department in fiscal 2006.

In the Laboratories, the Tokai Reprocessing Plant (TRP), MOX fuel fabrication facilities, the Chemical Processing Facility (CPF), and various other radioisotopes and uranium research laboratories have been operated.

The Radiation Protection Department is responsible for the radiation control in and around the radiation facilities, including personnel monitoring, workplace monitoring, consultation on radiological work planning and evaluation, monitoring of gaseous and liquid waste effluents, environmental monitoring, radiological standards, maintenance of radiation monitoring instruments, quality management, and the related research.

In fiscal 2006, the results of radiological monitoring showed the situation to be normal, and no radiological incident or accident occurred. The maximum annual effective dose to radiation workers was 5.6 mSv and the mean annual effective dose was 0.1 mSv. Individual doses were kept within the annual dose limit specified in the safety regulations. The estimated effective dose caused by gaseous and liquid effluents from the TRP to imaginary members of the public around the Laboratories was 9.9×10^{-9} mSv. The environmental monitoring and effluent control were performed appropriately in compliance with safety regulation and standards.

As for the quality management activities, the inspection by the government, the internal audit, and the maintenance to revise the documents were performed in accordance with the quality management system which had been introduced to safety regulation since fiscal 2004.

Keywords : Radiation Control, Personnel Monitoring, Environmental Monitoring,
Effluents Monitoring, Radiation Instruments, Calibration, Safety
Research, Quality Management.

目 次

1. はじめに	1
2. 放射線管理部の組織及び業務	2
3. 施設放射線管理	4
3.1 核燃料サイクル工学研究所における放射線管理の概要	4
3.2 再処理施設の放射線管理状況	6
3.2.1 作業環境の放射線監視結果	6
3.2.2 特殊放射線作業等の実施状況及び被ばく管理状況	7
3.2.3 核燃料物質等及び物品等の搬出状況	11
3.2.4 管理区域等の設定・解除	14
3.2.5 再処理施設第 19 回施設定期検査	14
3.2.6 再処理施設保安検査	14
3.3 核燃料物質使用施設等の放射線管理状況	16
3.3.1 作業環境の放射線監視結果	16
3.3.2 特殊放射線作業等の実施状況及び被ばく管理状況	17
3.3.3 核燃料物質等及び物品等の搬出状況	18
3.3.4 管理区域等の設定・解除	19
3.3.5 使用施設保安検査	20
3.3.6 放射線同位元素等の使用施設に係る立入検査	20
4. 個人被ばく管理	21
4.1 核燃料サイクル工学研究所の個人被ばく状況	21
4.2 外部被ばく管理状況	22
4.2.1 実効線量	22
4.2.2 等価線量	23
4.2.3 β 線、 γ 線用 TLD 指リングの変更	24
4.3 内部被ばく管理状況	25
4.4 一時立入者の線量測定状況	26
4.5 マスクフィットネス試験	27
5. 放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の放出管理	28
5.1 放射性気体廃棄物の放出状況	28
5.1.1 再処理施設	28

5.1.2	使用施設等	30
5.2	放射性液体廃棄物の放出状況	32
5.2.1	再処理施設	32
5.2.2	第1排水溝	34
5.2.3	第2排水溝	35
6.	環境放射線監視	36
6.1	環境放射線モニタリング	36
6.1.1	陸上環境モニタリング	36
6.1.2	海洋環境モニタリング	38
6.2	気象観測	41
6.3	環境線量評価	44
6.3.1	線量算出方法	44
6.3.2	被ばく経路	44
6.3.3	線量算出結果	45
7.	放射線・放射能標準の維持・管理	47
7.1	放射性同位元素変更許可申請	47
7.2	トレーサビリティ	47
7.3	照射設備・線源	47
7.3.1	照射設備	47
7.3.2	線源	48
7.4	基準測定器等	49
7.5	RI線源等使用記録、官庁検査対応	49
7.6	付帯設備等・その他	49
8.	主要な設備機器の整備、維持管理	53
8.1	放射線管理用機器の保守校正	53
8.1.1	臨界警報装置を除く放射線管理用機器の定期点検状況	54
8.1.2	臨界警報装置の検査状況	54
8.1.3	主な予防保全	55
8.1.4	再処理施設における放射線管理用機器に係る 施設定期検査対応状況	55
8.1.5	使用施設における放射線管理用機器に係る検査の対応状況	57
9.	研究開発の計画的推進	58
9.1	研究開発の推進	58

9.2	放射線モニタリング技術の高度化研究	60
9.2.1	減速中性子校正場における混在 γ 線量率の測定	60
9.2.2	イメージングプレートを用いた ^{241}Am 及び ^{36}Cl 校正用面線源 の均一性の評価	62
9.2.3	プルトニウム燃料第三開発室の作業場における中性子 スペクトルの測定	65
9.2.4	TLDを用いた施設周辺の中性子線量モニタリング	67
9.2.5	臨界事故を模擬したパルス状放射線に対する臨界事故検出器 の応答試験	68
9.2.6	ZnS (Ag) シンチレーション検出器による α 線波高弁別法の検討	70
9.2.7	臨界警報装置に与える宇宙線の影響に関する調査	72
9.2.8	プルトニウム転換技術開発施設における臨界警報装置の配置設計...	74
9.2.9	パルス時間間隔を用いたバックグラウンド補償型ダストモニタ の開発	76
9.3	個人被ばく線量測定・評価技術の高度化研究	77
9.3.1	中性子個人線量当量基準測定器の開発	77
9.4	環境影響評価手法の研究	79
9.4.1	東海再処理施設周辺の陸上環境での ^{129}I 濃度	79
9.4.2	^{222}Rn 壊変生成物降雨洗浄モデルを用いた雨雲大気中 ^{222}Rn 濃度の推定に関する研究	82
9.4.3	再処理施設周辺の海水中トリチウム濃度について	84
9.5	安全工学研究開発	86
9.5.1	核燃料施設の安全解析手法の開発・整備	86
9.6	先行基礎工学研究	87
9.6.1	プルトニウム同位体等のLX線高精度分光分析に係る研究	87
9.7	機構内萌芽研究	90
9.7.1	ルミネッセンス法による環境放射線量モニターの開発	90
10.	技術支援、国際協力	92
10.1	技術支援	92
10.1.1	日本原燃への協力協定に基づく技術支援	92
10.1.2	自治体等への協力	93
10.2	受託調査	95
10.3	国際協力	96
10.3.1	IAEA/RCA ワークショップの開催	96
10.3.2	海外からの研修生の受け入れ	97

11. 環境放射線モニタリング情報	98
12. 品質保証活動	99
12.1 マネジメントシステム推進委員会	99
12.2 技術・技能認定制度	108
13. おわりに	109
付録	111
付録1 図表	113
付録2 報告・外部発表、受賞状況等	123
付録3 用語集	134

Contents

1. Introduction	1
2. Organization and Business of Radiation Protection Department	2
3. Facility Radiation Control	4
3.1 General	4
3.2 Radiation Control Activities of the Reprocessing Radiation Control Section	6
3.2.1 Radiological Surveillance in the Work Environments	6
3.2.2 Specific Radiation Works	7
3.2.3 Release Surveys for Materials Containing Nuclear Fuel or Used in the Controlled Areas	11
3.2.4 Establishment and Disestablishment of Radiological Controlled Areas	14
3.2.5 19th Periodic Inspection on TRP	14
3.2.6 Operational Safety Inspection on TRP	14
3.3 Radiation Control Activities of the Plutonium Radiation Control Section	16
3.3.1 Radiological Surveillance in the Work Environments	16
3.3.2 Specific Radiation Works	17
3.3.3 Release Surveys for Materials Containing Nuclear Fuel or Used in the Controlled Areas	18
3.3.4 Establishment and Disestablishment of Radiological Controlled Areas	19
3.3.5 Operational Safety Inspection on Nuclear Fuel Facilities ...	20
3.3.6 Inspection on RI Facilities	20
4. Personal Radiation Monitoring	21
4.1 General	21
4.2 External exposure	22
4.2.1 Effective Dose	22
4.2.2 Equivalent Dose	23
4.2.3 New thermoluminescent extremity dosimeters for beta/photon ..	24
4.3 Internal exposure.....	25
4.4 Monitoring for Visitors	26
4.5 Mask Fitness Examination	27

5.	Discharge Management of Radioactive Gaseous Waste and Radioactive Radioactive Liquid Waste	28
5.1	Discharge Situation of Radioactive Gaseous Waste	28
5.1.1	Reprocessing Facility	28
5.1.2	Nuclear Fuel Material Use Institution	30
5.2	Discharge Situation of Radioactive Radioactive Liquid Waste	32
5.2.1	Reprocessing Facility	32
5.2.2	The 1st drain	34
5.2.3	The 2nd drain	35
6.	Environmental Radiation Survey	36
6.1	Environmental Radiation Monitoring	36
6.1.1	Land Environmental Monitoring	36
6.1.2	Marine Environment Monitoring	38
6.2	Weather Observation	41
6.3	Environmental Dose Evaluation	44
6.3.1	Dose Calculation Method	44
6.3.2	Dosimetry Evaluation Pathway	44
6.3.3	Dose Calculation Result	45
7.	Radiological Standards.....	47
7.1	Application on the modification of facility licensing	47
7.2	Traceability	47
7.3	Irradiation Apparatuses and Calibration Sources	47
7.3.1	Irradiation Apparatuses	47
7.3.2	Calibration Sources	48
7.4	Reference Measuring Instruments	49
7.5	Source Records and Facility Inspection	49
7.6	Peripheral equipments	49
8.	Instrumentation Services	53
8.1	Maintenance and Calibration of Radiation Monitoring Instruments...	53
8.1.1	Maintenance and Calibration of Radiation Monitors and Survey Meters.....	54
8.1.2	Maintenance and Calibration of Criticality Accident Alarm Systems	54
8.1.3	Preventive Maintenance	55
8.1.4	Periodic Inspection to radiation Monitoring Instruments Used in Reprocessing Facilities	55

8.1.5	Periodic Inspection to Radiation Monitoring Instruments Used in Nuclear Fuel facilities	57
9.	Research and Development	58
9.1	R&D Promotion	58
9.2	Highly advanced research of radiation monitoring technology	60
9.2.1	Measurement of photon dose rate in the moderated neutron calibration fields	60
9.2.2	Evaluation of uniformity for ²⁴¹ Am and ³⁶ Cl plane calibration sources using an imaging plate	62
9.2.3	Neutron spectral measurements in workplaces of the plutonium fuel fabrication facility	65
9.2.4	Neutron monitoring around the MOX facilities using TLD	67
9.2.5	Performance test of criticality accident detectors in the pulsed radiation field simulating criticality excursions ...	68
9.2.6	Evaluation concerning application of the discrimination technique for alpha rays using the ZnS(Ag) scintillation detector	70
9.2.7	Investigation Concerning Influence of Cosmic Rays on the Criticality Accident Alarm System	72
9.2.8	Installation Places of Criticality Accident Detectors in the Plutonium Conversion Development Facility	74
9.2.9	Rapid evaluation method of concentrations of radioactive material in air using background-compensated dust monitor ..	76
9.3	Highly advanced research of Personal Radiation Monitoring and Evaluation technology	77
9.3.1	Development of the neutron personal dose equivalent reference monitor	77
9.4	Research of the environmental impact evaluation technique	79
9.4.1	Iodine-129 in the terrestrial environment around Tokai reprocessing plant	79
9.4.2	Research on the Estimation of Atmospheric Rn-222 Concentration in Rain Clouds Using the Wet Scavenging Model for its Decay Products	82
9.4.3	Tritium concentration in sea water around the reprocessing plant.....	84
9.5	Research and Development of Safety Engineering	86
9.5.1	Development of Safety Analysis Methods for Nuclear Facilities	86

JAEA-Review 2007-051

9.6	The JAEA Cooperative Research Scheme on the Nuclear Fuel Cycle ...	87
9.6.1	Development of TES microcalorimeter for high precision spectroscopy of LX-rays emitted from transuranium elements..	87
9.7	Sprout research	90
9.7.1	Development of environmental dosimeter using luminescence phenomena from natural minerals	90
10.	Technical Supports and Cooperation	92
10.1	Technical Supports	92
10.1.1	Technical Supports Based on the Cooperation Agreement to JNFL(Japan Nuclear Fuel Limited)	92
10.1.2	Cooperation to Local Governments	93
10.2	Entrusted investigation	95
10.3	International Cooperation	96
10.3.1	IAEA/RCA Regional Training Course	96
10.3.2	Visiting Researchers from overseas	97
11.	Environmental Radiation Monitoring Information	98
12.	Quality Assurance Activities	99
12.1	The Management System Promotion Committee	99
12.2	Qualification system of knowledge and skills for radiation control personnel	108
13.	Closing Remarks	109
	Appendixes	111
	Appendix 1 Chart	113
	Appendix 2 Reports, Papers, Presentations and Award	123
	Appendix 3 Glossary	134

1. はじめに

サイクル研究所 放射線管理部における業務の目標は、施設周辺の住民及び放射線業務従事者等の放射線安全を確保し、施設の安定的な運転、研究開発の推進に寄与することである。

サイクル研究所におけるプルトニウムの取り扱いは、昭和 41 年、原子燃料公社時代にプルトニウム燃料第一開発室（当時第一開発室）に米国から約 260 g のプルトニウムを受け入れたときから始まった。昭和 47 年にはプルトニウム燃料第二開発室において高速実験炉「常陽」用燃料の製造を開始し、平成元年からはプルトニウム燃料第三開発室等において高速増殖原型炉「もんじゅ」用燃料の製造を開始した。また、昭和 52 年には 0.7 t / 日の処理能力を持つわが国初の再処理工場が運転を開始し、平成 19 年 3 月までに合計 1,136 t の主に軽水炉と ATR 使用済み燃料を処理してきた。このほかにも同研究所にはこれらの施設に付随する多くの核燃料物質の取扱い施設が存在する。これらの施設における放射線管理の特徴は、 α 線、 β 線、 γ 線及び中性子線が混在する作業環境の放射線管理、内部被ばく及び外部被ばくの管理、再処理施設に起因する核分裂生成物等に関する環境放射線監視等である。長年にわたるこれらの放射線管理の経験は、要領書や手順書に集約されており、最近では保安規定等に取り入れられた品質マネジメントシステムによって体系的に運用され、レビューが行われている。

平成 18 年度の放射線管理部における重要な課題は、

- ① 再処理施設や核燃料物質取扱施設及び周辺環境等における確実な放射線管理の実施
- ② 放射線防護に係る技術の開発及び高度化
- ③ 放射線防護の専門性を活かした外部機関等への支援・協力（日本原燃(株)への技術支援、緊急被ばく医療に係る関係機関との連絡等）

であり、これらの課題についての的確に対応することができた。

なお、平成 17 年 10 月に日本原子力研究開発機構が発足した後、継続して東海研究開発センターのサイクル工学研究所 放射線管理部と原子力科学研究所 放射線管理部との間で連携・融合による業務の効率的な推進に向け取り組んできている。

本報告書は、平成 18 年度の放射線管理部における業務の実施状況を取りまとめたものである。関係各位からのご意見や評価をお寄せいただければ幸いである。

2. 放射線管理部の組織及び業務

放射線管理部は4課で構成され、施設内外における放射線管理及び安全研究に関する業務を行っている。

図 2.1 に組織の概略を、図 2.2 に組織体制を示す。

線量計測課は、放射線管理部の筆頭課として放射線管理部の業務取りまとめを行うとともに、部の品質保証等に係る業務、放射線業務従事者の線量評価、放射線・放射能標準の維持・管理、放射線測定器の管理を行っている。

環境監視課は、サイクル研究所敷地周辺の環境放射線監視を行うとともに、各施設に係る放射性液体廃棄物の海洋への放出監視を行っている。

放射線管理第1課は、使用施設に係る施設放射線管理及び放射性気体廃棄物の放出監視を行っている。

放射線管理第2課は、再処理施設に係る施設放射線管理及び放射性気体廃棄物の放出監視の業務を行っている。

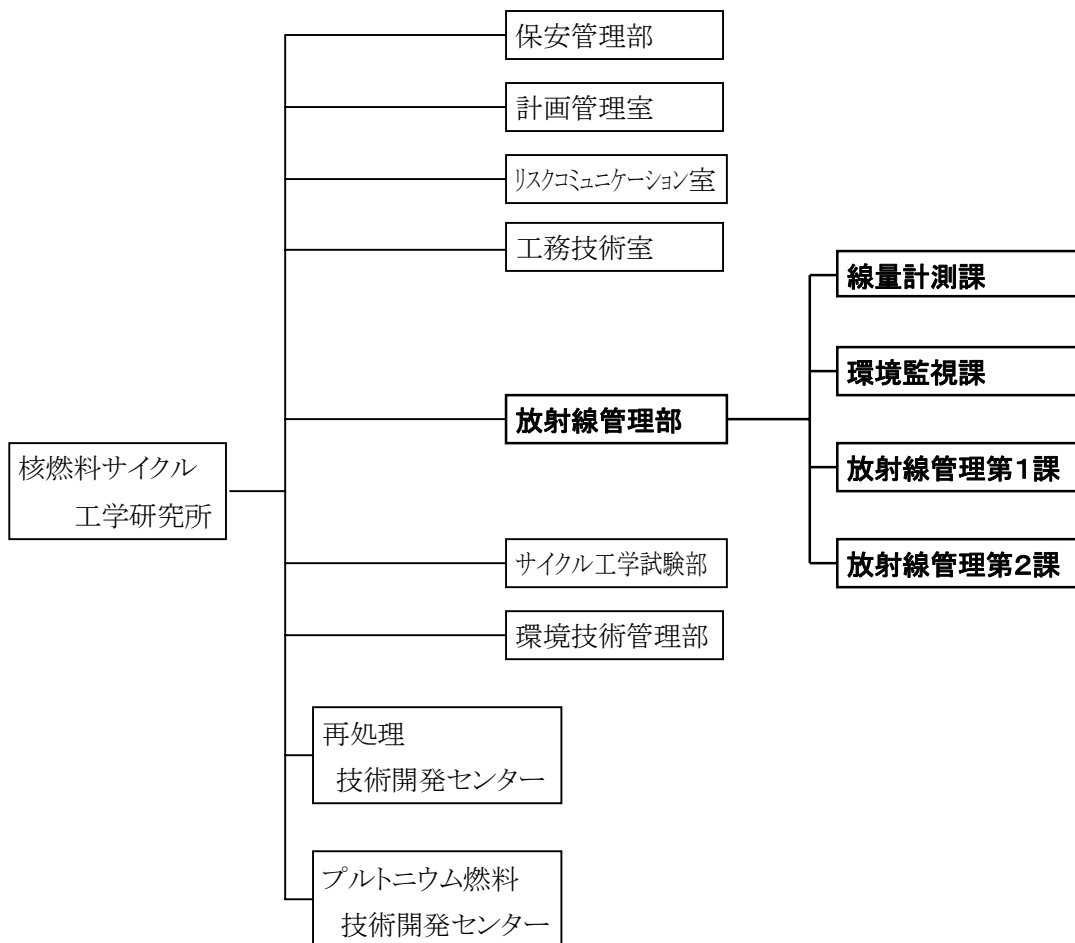


図 2.1 サイクル研究所における放射線管理部 組織概略

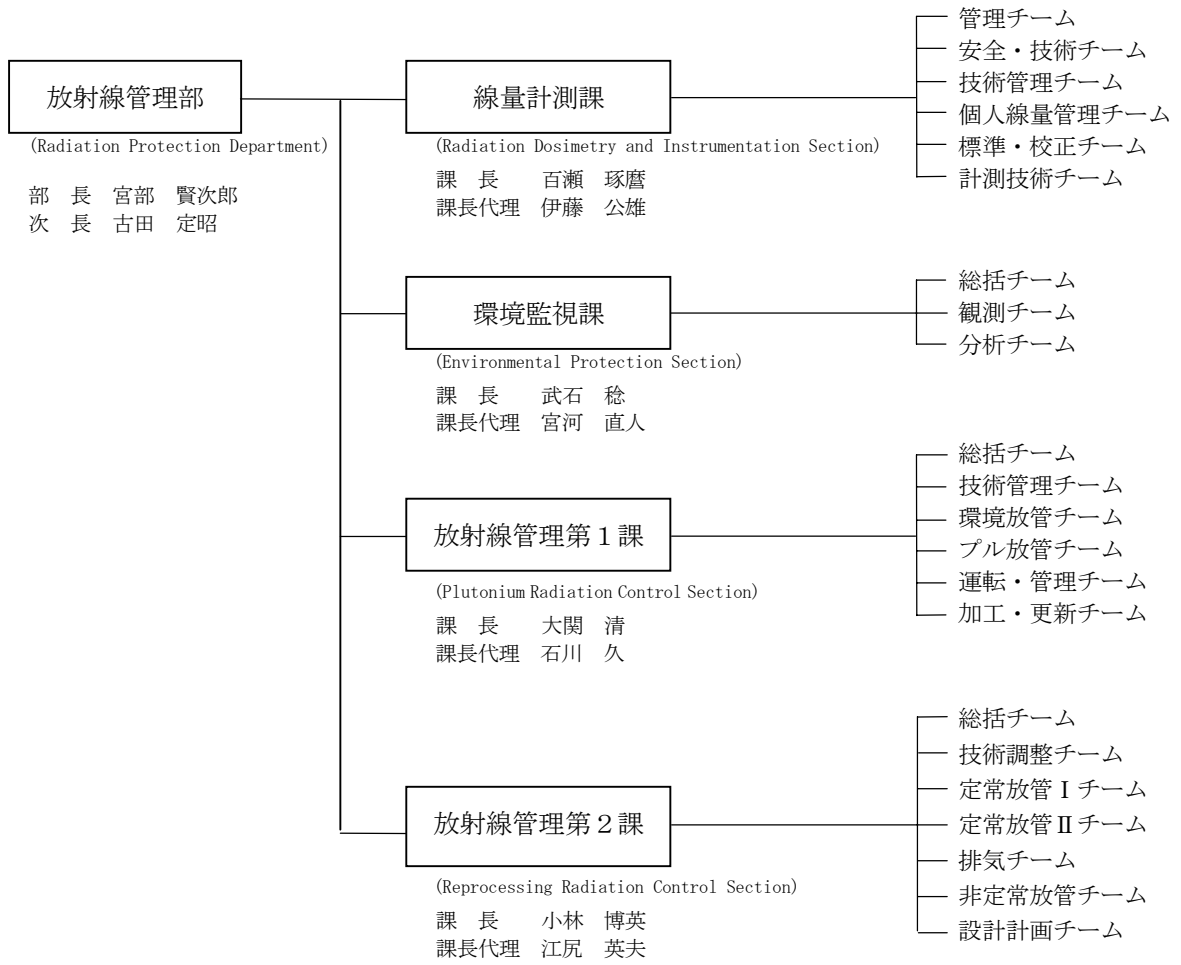


図 2.2 放射線管理部 組織体制

3. 施設放射線管理

3.1 核燃料サイクル工学研究所における放射線管理の概要

サイクル研究所には、原子炉等規制法に基づくプルトニウム燃料開発施設などの核燃料物質使用施設及び再処理施設が設置されている。また、放射線障害防止法に基づく放射性同位元素を取り扱う施設が設置されている。

プルトニウム燃料開発施設では、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料（MOX 燃料）の製造及び研究開発が行われており、特にプルトニウムの取扱いに係る放射線管理では、プルトニウムの封じ込めや汚染管理による内部被ばくの防止、Pu 同位体からの自発核分裂や（ α , n）反応による中性子線及び ^{241}Pu の放射性壊変核種である ^{241}Am からの低エネルギー γ 線による外部被ばくに着目し、低減を図っている。

再処理施設においては使用済燃料の処理及びプルトニウムとウランの混合転換処理等が行われることから、プルトニウムの取扱いに係る放射線管理に加えて核分裂生成核種（FP）からの β 線及び γ 線による外部被ばくの低減を図っている。

サイクル研究所の核燃料取扱施設に係る放射線管理の特徴を表 3.1 に、また主要施設における放射線管理設備等を表 3.2 に示す。

表 3.1 核燃料取扱施設の放射線管理の特徴

	主な核種	特 徴
プルトニウム燃料施設	<ul style="list-style-type: none"> 被ばく管理： ^{234}U, ^{235}U, ^{236}U, ^{238}U ^{238}Pu, ^{239}Pu, ^{240}Pu, ^{241}Pu, ^{242}Pu ^{241}Am 等 放出管理： U, Pu 	<ul style="list-style-type: none"> Pu に対する α 放射能汚染管理 ^{241}Am の γ 線や Pu 取扱いによる中性子線に対する被ばく管理 吸入被ばくなどによる内部被ばく防止 臨界事故を想定した臨界警報装置の設置 グローブボックス作業、負圧管理、Pu 回収設備 排気、排水管理
再処理施設	<ul style="list-style-type: none"> 被ばく管理： ^{234}U, ^{235}U, ^{236}U, ^{238}U ^{238}Pu, ^{239}Pu, ^{240}Pu, ^{241}Pu, ^{242}Pu ^{241}Am 等 FP 核種 ($^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$, $^{95}\text{Zr}/^{95}\text{Nb}$, $^{106}\text{Ru}/^{106}\text{Rh}$, ^{134}Cs, ^{137}Cs, $^{144}\text{Cs}/^{144}\text{Pr}$) 放出管理： ^3H, ^{14}C, ^{85}Kr, ^{129}I, Pu 等 	<ul style="list-style-type: none"> Pu に対する α 放射能汚染管理 ^{241}Am の γ 線や Pu 取扱いによる中性子線に対する被ばく管理 吸入被ばくなどによる内部被ばく防止 臨界事故を想定した臨界警報装置の設置 セル内の高線量作業 FP 核種による β・γ 線被ばく管理 工程分析試料取扱に伴う手部被ばく管理 多重コンテナメント及び区域区分管理 排気、排水管理 環境モニタリングの実施 長半減期核種の環境モニタリングの実施 (^{129}I)

表 3.2 核燃料サイクル工学研究所における放射線管理設備
施設規模と放射線管理

施設	管理区域面積 (m ²)	排気モニタ (ch)		ダストモニタ (ch)		エリアモニタ (ch)		臨界警報装置 (ch)	エアスニファ	定点ポイント	
		排気筒	局所・中間	α	β	γ	n			線量	表面
再処理技術開発センター	116,300	32 (注1)	56 (注1)	30	84	195	7	12	523	421 (注2)	331
プルトニウム燃料技術開発センター	58,975 ^(注3)	9	—	68	—	19	17	22	452	202	288
サイクル工学試験部	12,670 ^(注3)	4	—	5	11	23	2	1	107	83	74
環境技術管理部	31,250 ^(注3)	11	—	1	2	—	—	—	179	129	134
放射線管理部	820 ^(注3)	1	—	—	—	—	—	—	8	18	15
合計	220,015	57	56	104	97	237	26	35	1,269	853	842

(注1) 検出器の総数で、排気筒は各2系列構成

(注2) H18.4月以降のポイント数 (H17年度は432ポイント)

(注3) 管理区域面積は核燃料使用変更許可申請書から引用、施設によっては非管理区域も含んでいる場合もある。

3.2 再処理施設の放射線管理状況

再処理施設では、平成18年2月8日～平成18年5月18日（06-1キャンペーン）、平成18年11月1日～平成18年12月8日（06-2キャンペーン）及び平成19年2月6日から開始（～平成19年5月23日、07-1キャンペーン）継続中の3回の使用済燃料処理運転が行われた。各キャンペーンにおける処理量を表3.3に示す。

再処理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。

表 3.3 平成18年度の使用済燃料の処理運転

キャンペーン名	処 理 燃 料	処理量 (ton)
06 - 1 キャンペーン	ATR (低濃縮ウラン燃料) (ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料タイプ A)	6.5
06 - 2 キャンペーン	ATR (低濃縮ウラン燃料)	5.2
07 - 1 キャンペーン	ATR (低濃縮ウラン燃料) (ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料タイプ B)	11.7 注1)

注1) 内H19.3.31までは8.6ton

3.2.1 作業環境の放射線監視結果

作業環境の線量率、空気中放射性物質濃度及び表面密度の監視の結果、管理目標値を超えるものはなかった。

(1) 線量率の管理

エリアモニタによる連続監視及びサーベイメータによる測定の結果、すべて管理目標値（グリーン区域：12.5 μ Sv/h，アンバー区域：25 μ Sv/h）未満であった。

注) 管理区域内は放射線レベルによりグリーン区域、アンバー区域等に区分されている。

(2) 空気中放射性物質濃度の管理

ダストモニタ及びエアスニファにより、1週間の連続採取した捕集ろ紙の測定を実施した結果、すべて管理目標値（全 α ：²³⁹Pu，全 β ：⁹⁰Sr：一週間平均で濃度限度 $\times 1/10 \times 1/5$ ）未満であった。

(3) 表面密度の管理

スミヤ法による試料採取・測定を実施した結果、すべて管理目標値（ α ： 4×10^{-2} Bq/cm²， β ： 4×10^{-1} Bq/cm²）未満であった。

3.2.2 特殊放射線作業等の実施状況及び被ばく管理状況

本年度の特殊放射線作業(付録表2参照)は、合計で225件(A2特作を除く)実施された。これらの作業に対する計画の立案、作業での放射線防護について放射線管理上の指導、助言及び支援などを確実に行った。

表3.4、に課別の特殊放射線作業実施件数と実効線量実績を、また図3.1に個人の実効線量の計画値に対する実績値を示す。

また、今年度実施された特殊放射線作業の一例として、分析所1階高放射性試料分析室で実施されたインナーボックス更新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紹介する。

表 3.4 再処理技術開発センターにおける特殊放射線作業実施件数と集団実効線量
(平成18年4月～平成19年3月)

(単位：人・mSv)

	課室名	S 1		S 2		A 1		合 計	
		件数	線量	件数	線量	件数	線量	件数	線量
センター	計画管理課	0	—	0	—	0	—	0	—
	品質保証課	0	—	0	—	0	—	0	—
	核物質管理課	0	—	0	—	0	—	0	—
技術開発部	技術開発課	0	—	8	0.6	0	—	8	0.6
	ガラス固化技術課	0	—	0	—	0	—	0	—
	ガラス固化処理課	0	—	13	0.8	1	<0.1	14	0.8
	転換技術課	0	—	2	<0.1	13	57.1	15	57.1
処理部	前処理課	0	—	32	0.1	2	<0.1	34	0.1
	化学処理第1課	0	—	23	10.4	3	<0.1	26	10.4
	化学処理第2課	0	—	21	0.5	3	<0.1	24	0.5
	化学処理第3課	0	—	4	7.7	3	<0.1	7	7.7
施設管理部	施設管理課	0	—	0	—	2	<0.1	2	<0.1
	施設保全第1課	0	—	5	<0.1	1	<0.1	6	<0.1
	施設保全第2課	0	—	7	2.2	7	0.1	14	2.3
	分析第1課	0	—	10	14.5	4	<0.1	14	14.5
	分析第2課	0	—	9	22.9	0	—	9	22.9
環境保全部	環境管理課	0	—	5	0.2	10	<0.1	15	0.2
	処理第1課	0	—	12	0.4	3	<0.1	15	0.4
	処理第2課	0	—	13	<0.1	6	<0.1	19	<0.1
放射線管理部	線量計測課	0	—	0	—	0	—	0	—
	放射線管理第2課	0	—	0	—	3	<0.1	3	<0.1
合 計		0	—	164	60.3	61	57.2	225	117.5

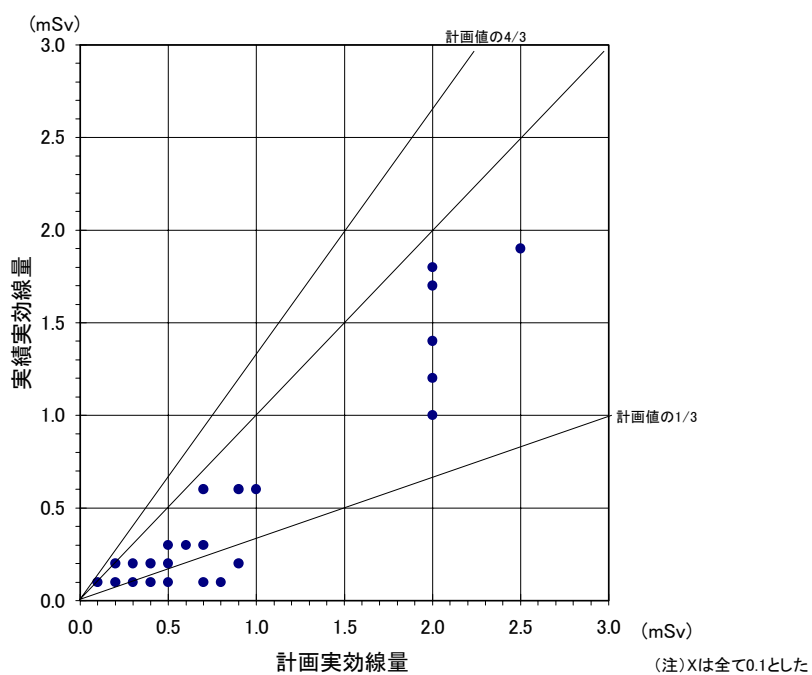


図 3.1 個人の実効線量の計画値に対する実績値

(1) 分析所 1 階高放射性試料分析室内分析セルインナーボックスの更新

分析所 1 階の高放射性試料分析室 G105(写真 3.1)において、使用済燃料を溶解した後の分離抽出工程から送られてくる高放射性試料の分析を行っている分析セルのインナーボックスの更新(PVC 製インナーボックスを SUS 製インナーボックスに更新)作業が平成 18 年 6 月 1 日から 9 月 20 日の期間で実施された。

作業方法は、上部遮へい体の撤去後にグリーンハウスを設営(写真 3.2)し、エアロック扉及び旧インナーボックスを撤去(写真 3.3)し、トレイ・セル壁等の除染(写真 3.4)を行い、その後、新しいインナーボックス及びエアロック扉を据付ける方法で行った。



写真 3.1 分析所 1 階 高放射性試料分析室

本作業に係る放射線管理は、No2 セル及び R-1 セルにそれぞれ 3 室、計 6 室構造のグリーンハウスを設置(写真 3.2)し、局所排気装置による負圧管理を確実にし、空气中放射性物質濃度管理及び放射性物質の拡大防止に万全を期して実施した。

作業区域の線量率管理は、事前に線源となる廃棄物等をバックアウト方式により搬出し、インナーボックス内の線量率の低減に努め、作業区域および補助作業区域の線量率の低減を図った。その結果、作業期間中の線量率は、R-1 セルの作業位置において γ 線 0.5mSv/h, β γ 線 1.0mSv/h, No.2 セルの作業位置において γ 線 0.18mSv/h, β γ 線 0.22mSv/h であった。また、上部遮へい体撤去時等、作業環境の線量率上昇が想定される作業については、上階及びホワイト区域、施設外壁の線量率測定を行い、これらの区域の管理に問題ないことを確認して作業を進めた。さらに高線量廃棄物を収納した不定型容器を含む高線量廃棄物の仮置きについては、区画・表示等にて通行規制を行うとともに、その都度線量率の確認を行い、管理目標値を超えることがないよう管理した。



写真 3.2 GH設置風景

被ばく管理については、作業者の個人最大計画線量を実効線量 2.5mSv、等価線量を 9.9mSv と推定した。このため対象物表面及び周辺エリアの定期的な線量率の測定、作業用の個人線量計を用いた作業単位及び日々の被ばく線量の管理、そして鉛エプロン・鉛手袋の着用及び作業時間の管理



写真 3.3 旧インナーボックスの撤去風景

を徹底し行った。さらに、高線量箇所への接近を可能な限り制限するようにした。その結果、個人最大で実効線量 1.9mSv (計画の約 2/3)、等価線量 1.9mSv (計画の約 1/5) と計画値内に管理できた。

表面密度管理は、セル内のドリフトレの一部に、局部的ではある、高い値が確認された。そこで、汚染拡大防止処置として、除染及び汚染部の固定を行い汚染拡大防止に努めた。その結果、作業エリアとなるグリーンハウス内は、 α : 1.3E-2Bq/cm², β (γ) : 1.9 Bq/cm² のレベルで管理することができた。

主作業者の防護装備は、全面マスクを着用しタイベックスーツ (2 重) 等で実施した。作業中の空气中放射性物質濃度は、日々の汚染管理及びグリーンハウス内の負圧管理により、最大で α : 2.9 $\times 10^{-9}$ Bq/cm³, β (γ) : 2.1 $\times 10^{-8}$ Bq/cm³ と全面マスクの着用限度を 2 桁～3 桁下回る結果であった。



写真 3.4 GH内作業風景

以上の通り作業を、安全かつ計画どおりに完遂することができた。これは、事前に担当課、業者、放管の三者間による綿密な打合せ及びモックアップ訓練(作業員教育)を確実に実施したことによるものである。

3.2.3 核燃料物質等及び物品等の搬出状況

(1) 核燃料物質等

管理区域から搬出される核燃料物質及び核燃料物質で汚染された物に対し、再処理施設保安規定に基づき搬出入（運搬）に係る線量率及び表面密度の測定を行なった結果、すべて管理基準値以下であった。

搬出件数の内訳は、せん断片、放射性固体廃棄物、分析試料等の再処理施設内各建屋間（貯蔵施設等）の移動に伴うものが大半を占めている。詳細の件数内訳を図 3.5 に示す。また、低放射性固体廃棄物の搬出状況を図 3.6 に示す。

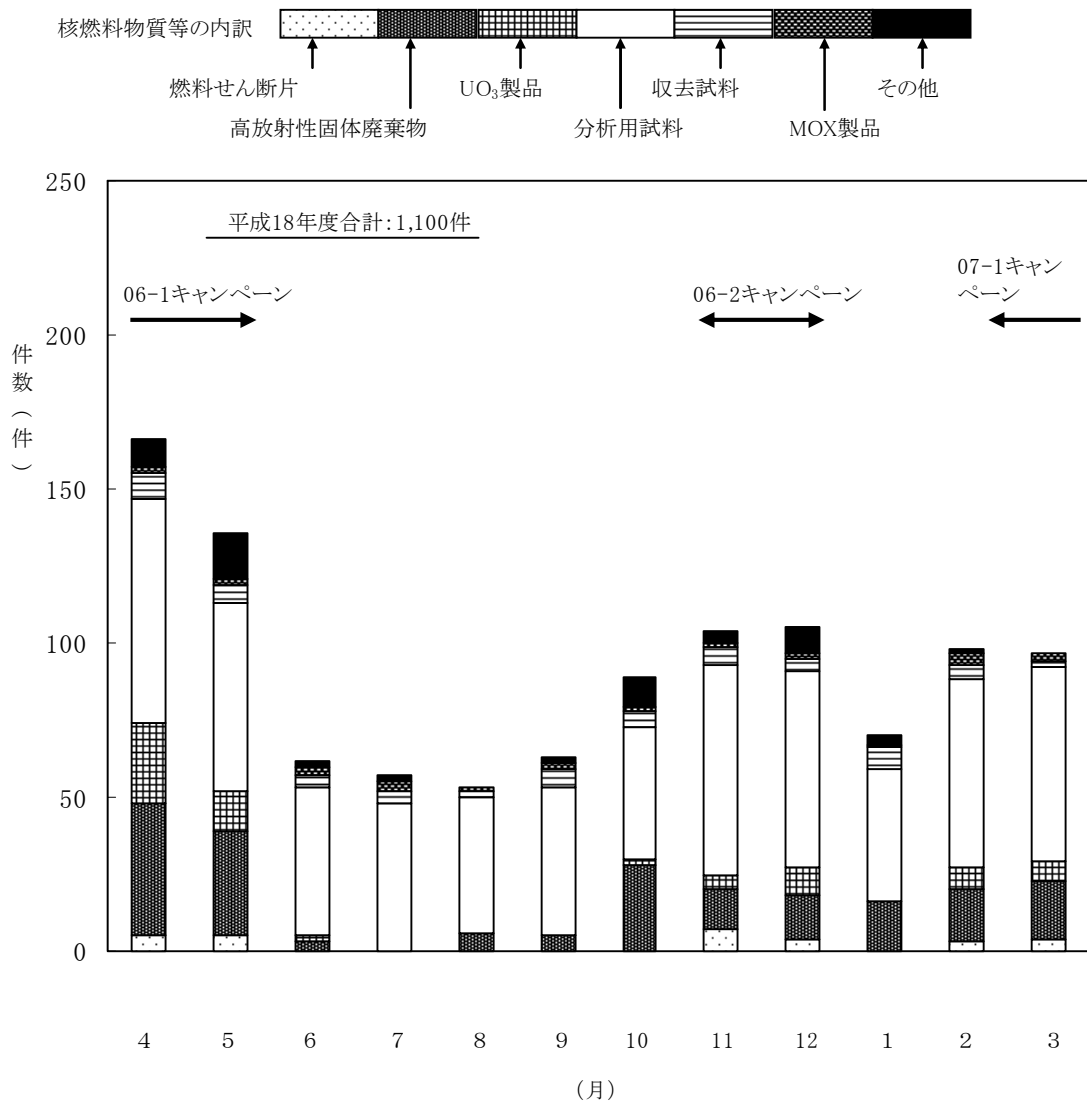


図 3.5 再処理施設からの核燃料物質等（低放射性固体廃棄物を除く）の搬出状況

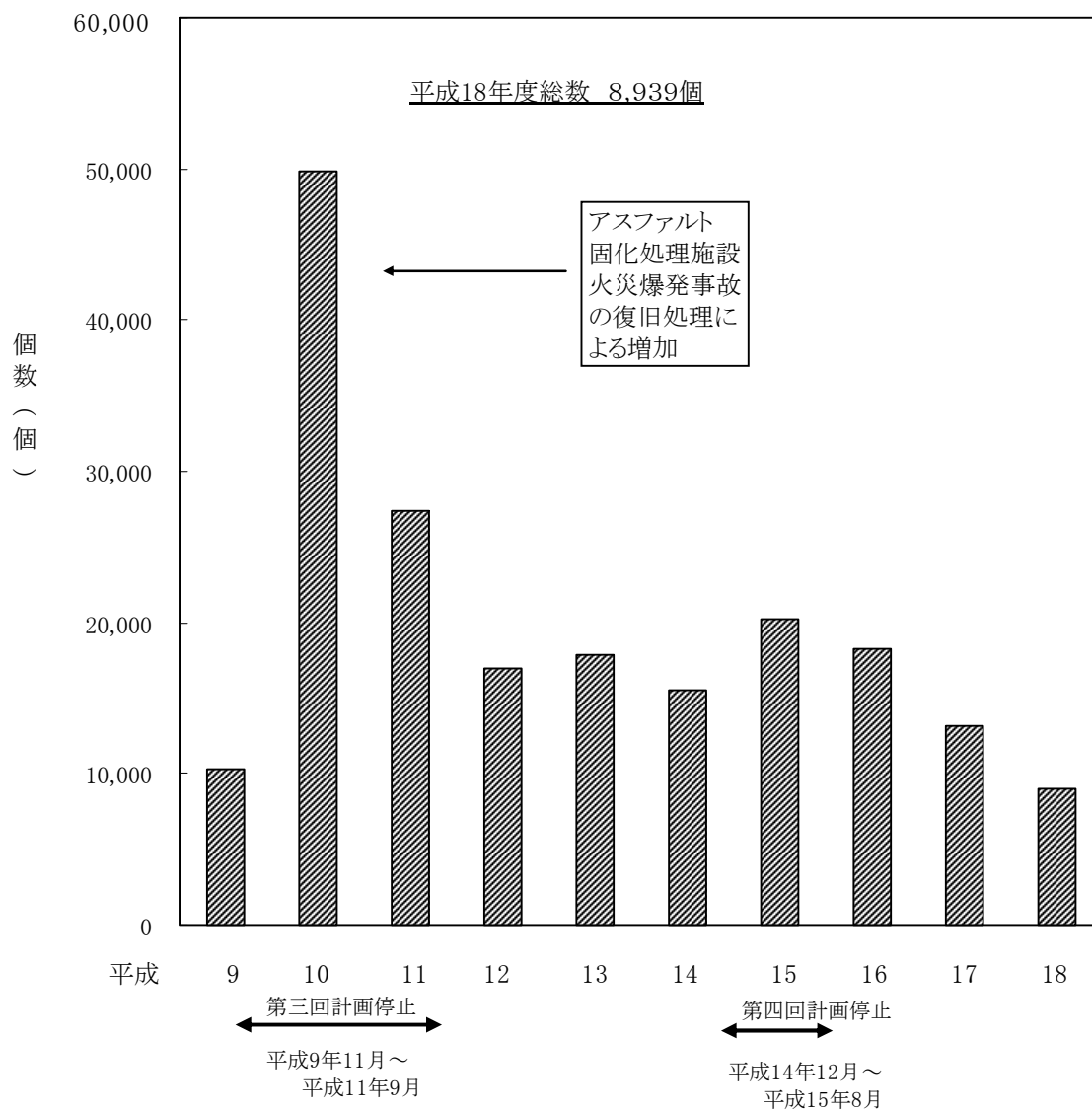


図 3.6 再処理施設での低放射性固体廃棄物の搬出状況
(年度間推移)

(2) 物品等

管理区域から搬出された物品等について、再処理施設保安規定（物品等の搬出）に基づき搬出時の汚染検査を行った。図 3.7 に物品の搬出状況を示す。これらの測定の結果は、すべて管理基準値未満であった。

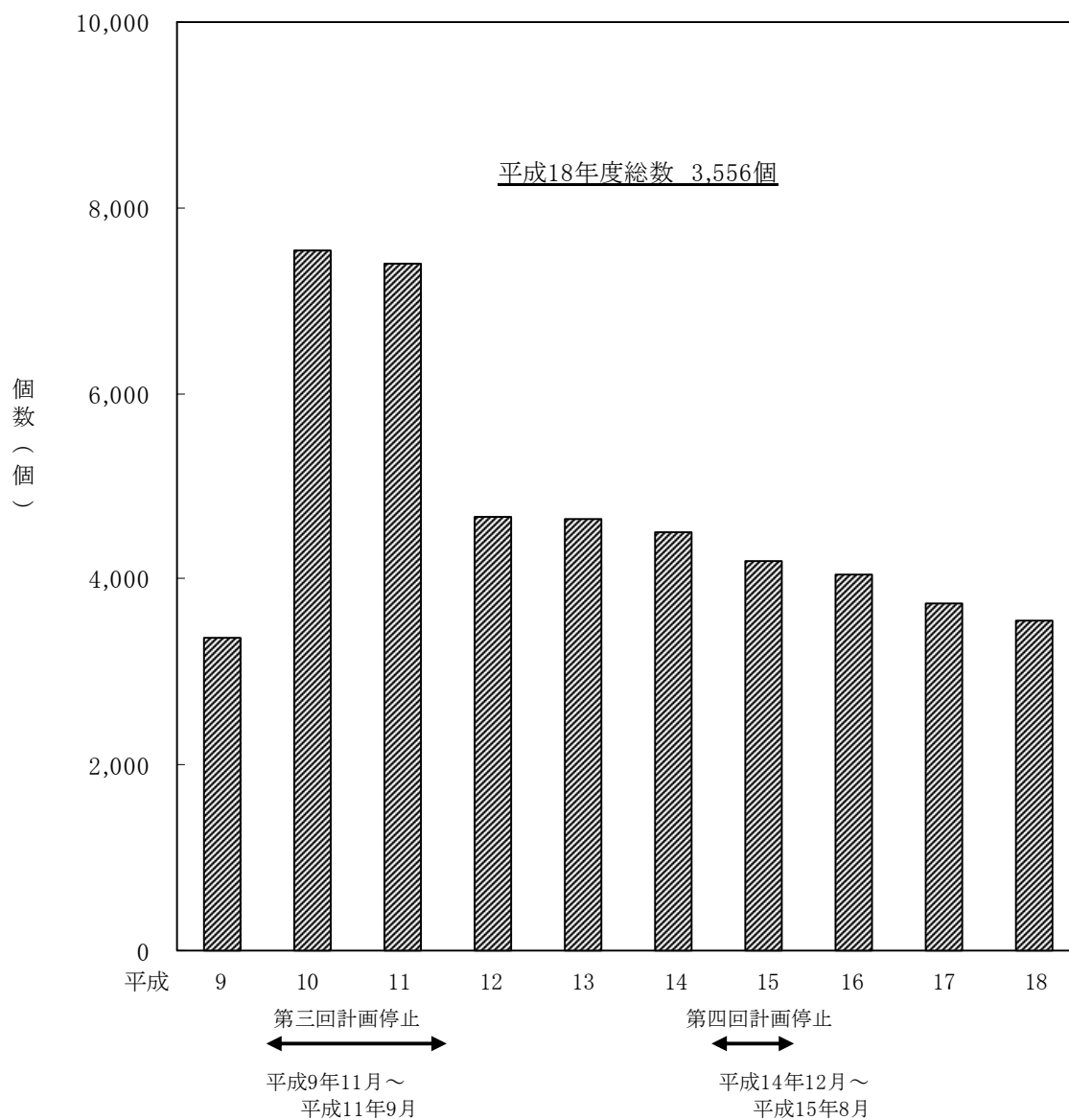


図 3.7 再処理施設での物品等搬出状況
(年度間推移)

3.2.4 管理区域等の設定・解除

再処理施設保安規定に定める管理区域以外の場所を一時的に管理区域として指定した区域（一時管理区域）について、管理区域と同様の放射線管理（外部放射線、空气中放射性物質濃度及び表面密度の測定）を行った結果、すべて管理基準値未満であった。表 3.5 に一時管理区域の設定状況を示す。

表 3.5 再処理施設における一時管理区域の設定状況

適用区域	設定日	解除日	設定理由
LWTF (廊下及び配管トレンチ)	平成18年3月24日	平成18年5月22日	配管トレンチ内既設配管と新設配管の接続

3.2.5 再処理施設第 19 回施設定期検査

放射線管理第2課は、平成18年8月29日から第19回施設定期検査の受検を開始し、最終検査を平成18年12月18日に終え、平成19年1月に合格証を受領した。この定期検査期間中、「定置式モニタ類の性能検査」及び「線量率及び空气中の放射性物質濃度の測定」に関する検査を原子力安全基盤機構の立会のもと受検した。

- ・「定置式モニタ類の性能検査」の立会検査期間
平成18年8月29日～平成18年9月8日までの期間中4日間
- ・「線量率及び空气中の放射性物質濃度の測定」の立会検査期間
平成18年11月17日～平成18年12月18日までの期間中4日間

3.2.6 再処理施設保安検査

原子炉等規制法第56条の3項第5号に基づき、四半期毎に保安検査が行われた。表 3.6 に四半期毎の保安検査実施状況を示す。

表 3.6 再処理施設の保安検査実施状況

時期	期間	検査結果 (指摘事項)	検査官コメント内容	処置結果
第1四半期	平成18年5月22日 ～平成18年6月9日	無し	—	—
第2四半期	平成18年8月28日 ～平成18年9月15日	無し	—	—
第3四半期	平成18年11月6日 ～平成18年11月24日	無し	—	—
第4四半期	平成19年2月19日 ～平成19年3月9日	有り	物品搬出確認票における放射線管理第2課長の確認に係る運用方法（様式に関する）に 関する見直し。	様式の見直しを行い、関係部署との調整、センター朝会における了承を経て、関係各課への周知業連をもって運用を開始した。 また、保安検査官への報告を行い、了承を得た。(H19.5.29)

3.3 核燃料物質使用施設等の放射線管理状況

プルトニウム燃料施設においては、高速実験炉「もんじゅ」燃料の製造条件確認試験、実規模 MOX の試験（フェーズ 4）、「常陽」燃料の製造及び分析物性測定作業が主に行われた。加えて、加工施設への変更に係る申請作業も行われた。（プルトニウム燃料施設は法令でいうところの「使用施設」であるが、そのうちの一部を「加工施設」に変更することが予定されている）。

高レベル放射性物質研究施設（以下「CPF」という。）においては、昨年度に引き続き、照射済試験燃料を用いた溶解試験、直接抽出試験等の湿式再処理試験及び乾式再処理試験が行われた。

ウラン濃縮施設においては、UF₆ 詰替作業、廃棄物の減容処理作業及び第 2 ウラン系廃棄物貯蔵施設（以下「第 2UWSF」という。）への廃棄物搬出作業等が行われた。また、施設の消費電力の低減を図る事を目的とし、給排気設備の停止が計画的に行われた。

その他の使用施設等においては、研究開発及び施設・設備の維持管理等が行われた。以下に使用施設等における放射線管理実施結果を示す。

3.3.1 作業環境の放射線監視結果

使用施設等の各施設に係る線量率、空气中放射性物質濃度及び表面密度について定期的に測定・評価を行った。その結果、いずれも核燃料物質使用施設保安規定、放射線障害予防規定等に定める基準値を超えることはなかった。

(1) 線量率の管理

エリアモニタによる連続監視及びサーベイメータによる定期定点測定の結果、全て管理基準値（CPF：（グリーン区域）12.5 μSv/h，（アンバー区域）200 μSv/h，CPF 以外の施設：50 μSv/h）未満であった。

(2) 空气中放射性物質濃度の管理

ダストモニタ及びエアスニファに装着したろ紙により作業環境の空気を 1 週間連続採取、測定・評価した結果、全て管理基準値（全 α，全 β：一週間平均で濃度限度×1/10）未満であった。

表 3.7 濃度限度における対象核種

施設	全 α	全 β
プルトニウム取扱施設	²³⁹ Pu	
CPF	²⁴¹ Am	¹⁰⁶ Ru
ウラン取扱施設	²³⁴ U	¹⁰⁶ Ru
RI 取扱施設(カリティ)	²⁴⁴ Cm	²¹⁰ Pb

(3) 表面密度の管理

スミヤ法による定点での試料採取・測定を実施した結果、全て管理基準値 ($\alpha : 4 \times 10^{-2} \text{Bq/cm}^2$, $\beta : 4 \times 10^{-1} \text{Bq/cm}^2$) 未満であった。

3.3.2 特殊放射線作業等の実施状況及び被ばく管理状況

管理区域内で行われる作業は、特殊放射線作業とその他の放射線作業に区分されている。

特殊放射線作業等の実施件数を表 3.8 に示す。これらの放射線作業においては、作業者の被ばくの防止や低減が重要であり、放射線管理の立場から適切な被ばく管理の実施、呼吸保護具等の防護具選定に係る指導・助言、放射線モニタリング等を行った。

全ての作業において計画線量以下に管理し、作業を終了した。

表 3.8 使用施設における特殊放射線作業の実施件数と集団実効線量

【単位：人・mSv】

施設名		S1		S2		A1		合計	
		件数	線量	件数	線量	件数	線量	件数	線量
サイクル 工学試験部	CPF	0	—	12	<0.1	53	0.2	65	0.2
プルトニウム燃料 技術開発センター	Pu-2	0	—	1	<0.1	/		1	<0.1
合 計		0	—	13	1.1	53	0.2	66	0.2

以下に主な特殊放射線作業の例を示す。

(1) サイクル工学試験部関係

(a) マニプレータ除染・補修作業

高レベル放射性物質研究施設の操作室A/Bに設置されているM/Sマニプレータは、不具合等が発生した都度、補修済M/Sマニプレータと交換している。本作業は、不具合等が生じたスレーブアーム6本について補修作業を実施した。作業期間は、平成18年10月16日から平成18年12月1日に実施した。(図3.8参照)

本作業で補修するスレーブアームは、セル内で使用していたため、各部品に汚染が生じていることから、補修前にスレーブアームを分解し、各種除染作業(超音波洗浄器による除染、除染剤による浸透除染、布ヤスリ等による研磨除染)を実施した。その後、補修作業(部品の清掃、作動不良部品の交換)を実施し、組立て後、作動に問題ないことを確認した。

放射線管理状況は、線量率管理において、除染前のスレーブアーム先端部で $\gamma : 8 \mu \text{Sv/h}$, $\beta \gamma : 106 \mu \text{Sv/h}$ であった。表面密度管理は、除染前のスレーブアーム

先端部で最大値 $\alpha : 0.35\text{Bq}/\text{cm}^2$, $\beta \gamma : 2.5\text{Bq}/\text{cm}^2$ であった。除染後においては、全て検出下限値未満であった。なお、空气中放射性物質濃度については作業期間中、全て検出下限値未満であった。

被ばく管理結果は、熱蛍光線量計（以下、「TLD」という。）の他に、補助線量計として電子式個人線量計にて管理した結果、実効線量及び等価線量（皮膚）ともに記録レベル未満であった。



(マニプレータ除染作業)



(補修後のマニプレータ)

図 3.8 マニプレータ除染・補修作業

3.3.3 核燃料物質等及び物品等の搬出状況

(1) 核燃料物質等

周辺監視区域内外における核燃料物質等の搬出に伴い、保安規定に基づく、運搬物の表面密度及び運搬物、輸送車両の線量率の測定を行った。核燃料物質等の搬出件数は、776 件であり、測定の結果は全て管理基準値以下であった。

図 3.10 に核燃料物質等の搬出件数の推移を示す。

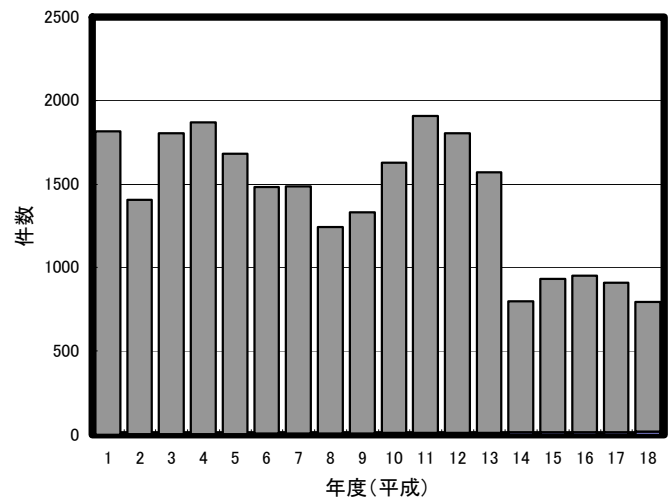


図 3.10 使用施設における核燃料物質等の搬出件数の推移

(2) 物品等の搬出状況

管理区域から物品を搬出する際にサーベイを実施し、核燃料物質使用施設保安規定等に基づく搬出の確認を行った。

搬出サーベイ件数は、7,777 件であり、測定の結果は全て管理基準値以下であった。

図 3.11 に物品搬出件数の推移を示す。

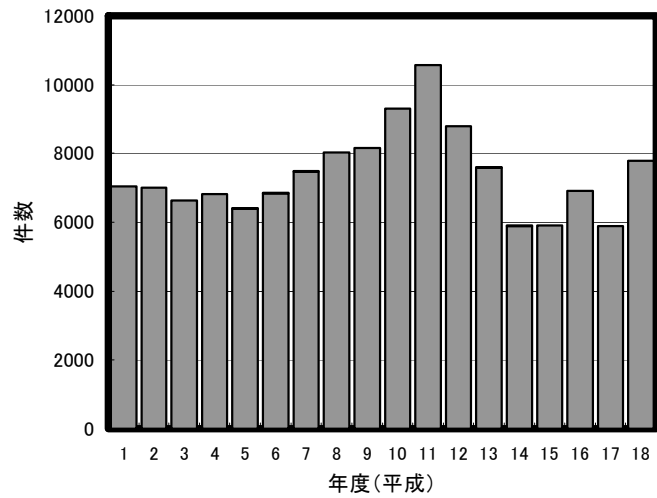


図 3.11 使用施設における物品搬出件数の推移

3.3.4 管理区域等の設定・解除

核燃料物質使用施設保安規定等に基づき、管理区域に係わる遵守事項の適用除外(2件)に係る線量率等の測定を行った。測定の結果は全て管理基準値以下であった。なお、本年度は、管理区域の設定、管理区域の解除及び一時管理区域の設定・解除等はなかった(表 3.9, 表 3.10, 表 3.11)。表 3.12 に管理区域に係わる遵守事項の適用除外を示す。

表 3.9 使用施設における管理区域の設定の状況

適用施設	解除日	設定理由
無し		

表 3.10 使用施設における管理区域の解除の状況

適用施設	解除日	解除理由
無し		

表 3.11 使用施設における一時管理区域の設定及び解除の状況

適用区域	設定日	解除日	設定理由
無し			

表 3.12 管理区域に係わる遵守事項の適用除外一覧

適用区域	除外日	復帰日	設定理由
洗濯場 洗濯物検査室	H18. 8. 7	H18. 8. 11	非常扉更新作業のため
J棟 補修調整室	H19. 3. 9	H19. 3. 13	トラックヤードシャッター更新工事のため

3.3.5 使用施設保安検査

原子炉等規制法第 56 条の 3 第 5 項に基づき、四半期毎に核燃料物質使用施設保安検査が行われ、検査結果として指摘事項はなかった。

なお、第 2 四半期（平成 18 年 9 月 12 日～14 日）の保安検査において、物品搬出確認票における放射線管理第 1 課長の確認に係る運用法について、継続的な改善の観点からのコメントがあり、他研究所等の運用方法を調査するとともに放射線管理第 2 課との調整の上、物品搬出確認票の様式を改訂し、19 年度（外注による様式印刷納入後）から運用することとした。

3.3.6 放射線同位元素等の使用施設に係る立入検査

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第 43 条の 2 項に基づき、平成 18 年 9 月 26, 27 日に立入検査が実施された（CPF, 校正室, 安管棟）。

放射線管理第 1 課としては、「排気口における放射性同位元素の濃度測定記録において、法令要求事項（総 Bq 数）を記載すること。」のコメントがあり、施設側より毎月排気した期日と核種と数量を放射線管理 1 課へ連絡することとした。

4. 個人被ばく管理

サイクル研究所における放射線業務従事者等に対して、外部被ばく及び内部被ばくによる線量の測定・評価を行った。

4.1 核燃料サイクル工学研究所の個人被ばく状況

平成18年度におけるサイクル研究所の個人線量の状況は、表4.1に示すとおりである。法令に定める線量限度及び保安規定等に定める原因調査レベル（付録表3参照）を超える被ばくはなかった。

集団実効線量の年度別推移については、前年度（平成17年度）に比べ若干減少しているが、全体の傾向としては、平成8年度以降1人・Sv以下で推移しており、平年並みのレベルである。図4.1にサイクル研究所の集団実効線量の推移を示す。

表 4.1 平成18年度の個人線量の管理状況

放射線業務従事者数	3,171 人（うち女性22名）
集団実効線量	409.4 人・mSv
個人の平均実効線量	0.1 mSv
個人の最大実効線量	5.6 mSv

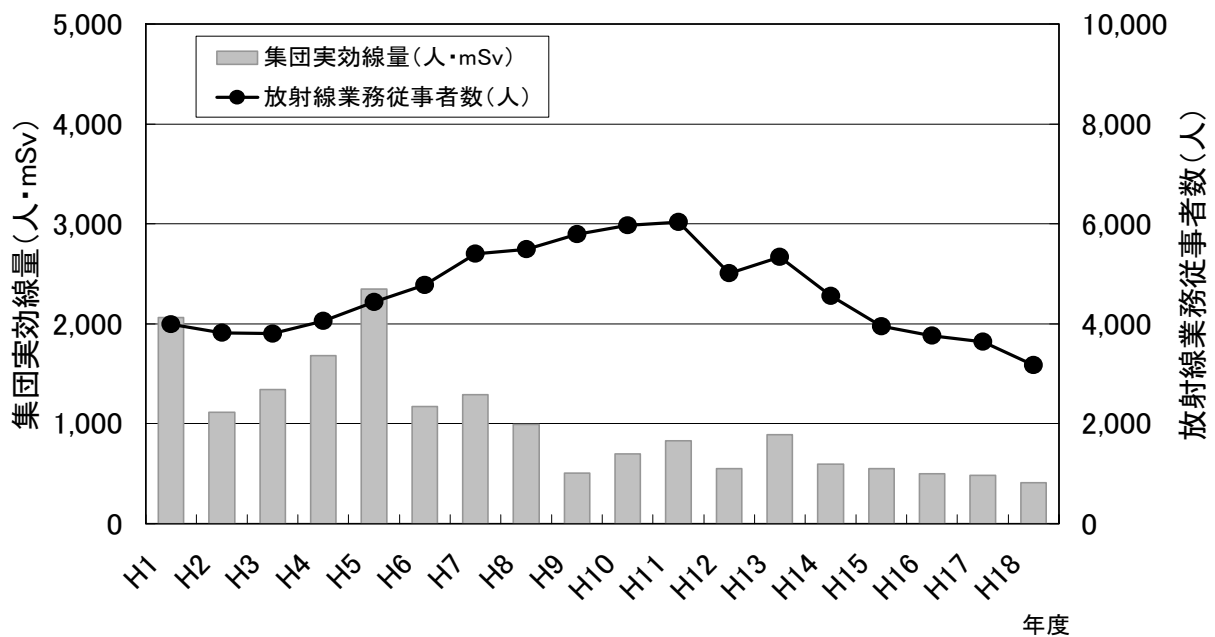


図 4.1 サイクル研究所における集団実効線量の推移

4.2 外部被ばく管理状況

4.2.1 実効線量

平成 18 年度の各四半期及び年間の各センターでの集団実効線量及び放射線業務従事者の人数を、それぞれ図 4.2 及び図 4.3 に示す。

平成 18 年度は定常的な作業が主であり、被ばくに影響する特殊放射線作業も少なかったことから、センターごとの集団実効線量及びその割合については、大きな変動はなかった。また、放射線業務従事者数及びその割合についても、同様に大きな増減はない。

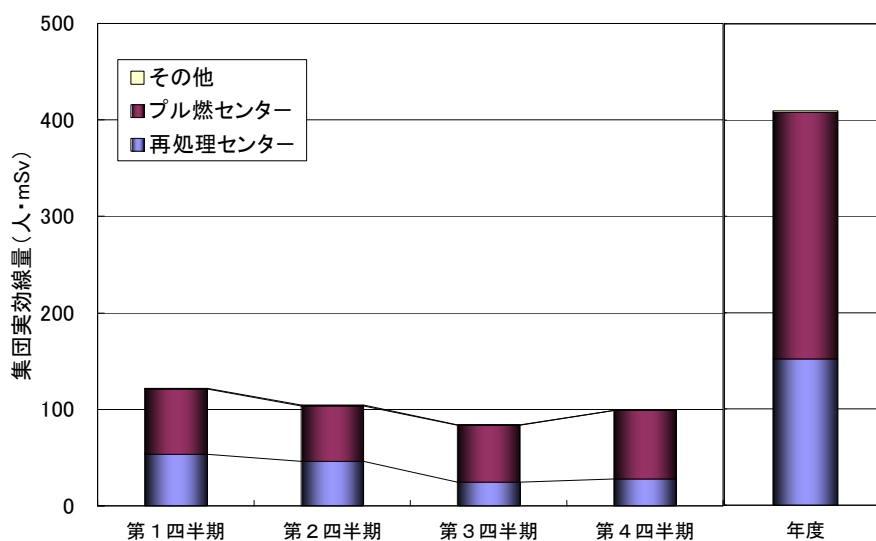


図 4.2 平成 18 年度の四半期毎の集団実効線量の推移

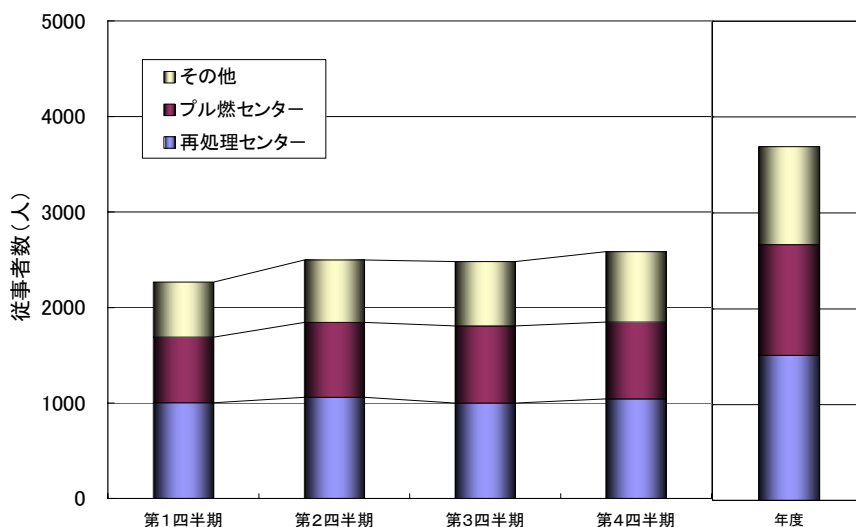


図 4.3 平成 18 年度の四半期毎の放射線業務従事者数の推移

4.2.2 等価線量

平成 18 年度の TLD 指リングで評価した末端部皮膚（手部）の等価線量について、表 4.2 及び表 4.3 に分布及び個人の最大等価線量を示す。等価線量について、法令及び保安規定に定める線量限度及び原因調査レベル（付録表 3 参照）を超える被ばくはなかった。

平成 18 年度 4 月より β 線、 γ 線合計評価型の β 、 γ 線用の TLD 指リングを導入した。測定対象者は、サイクル研究所全体で 271 名であり、年間を通じて記録レベル以上であった従事者は 1 名のみであった。当該従事者の作業内容は、再処理技術開発センターでの高線量の廃棄物の整理、故障のために実施した GB 内の電子天秤の移動に加え、定常作業である。また、 γ 線用の TLD 指リングの測定対象者はサイクル研究所全体で 464 名であり、年間を通じ個人最大となった作業は、プルトニウム燃料技術開発センターにおける定常のグローブボックス作業である。

表 4.2 β 、 γ 線用の TLD 指リングで評価した末端部皮膚（手部）の等価線量の平成 18 年度の線量の分布及び個人の最大

	管理対象 人数 (人)	検出限界 未満 (人)	3mSv 以上 50mSv 以下 (人)	50mSv を 超える (人)	個人の最大 (mSv)
再処理技術開発センター	178	177	1	0	5.0
サイクル工学試験部	62	62	0	0	X
環境技術管理部	31	31	0	0	X
研究所全体	271	270	1	0	5.0

表 4.3 γ 線用の TLD 指リングで評価した末端部皮膚（手部）の等価線量の平成 18 年度の線量の分布及び個人の最大

	管理対象 人数 (人)	検出限界 未満 (人)	0.2mSv 以上 50mSv 以下 (人)	50mSv を 超える (人)	個人の最大 (mSv)
再処理技術開発センター	71	9	62	0	35.9
プルトニウム燃料技術開発センター	389	186	203	0	46.9
サイクル工学試験部	4	4	0	0	X
研究所全体	464	199	265	0	46.9

4.2.3 β 線、 γ 線用 TLD 指リングの変更

再処理技術開発センター及び CPF にて定常モニタリング及び作業モニタリングに使用する β 線、 γ 線用 TLD 指リングを β 線、 γ 線分離評価型から β 線、 γ 線合計評価型の指リング（以下、「合計評価型 $\beta \cdot \gamma$ リング」という。）に変更し、平成 18 年 4 月より運用を開始した。合計評価型 $\beta \cdot \gamma$ リングの導入に伴い、指リングの準備の仕方の変更やその管理方法の変更があったが、手順を確認しながら作業を進めたことにより、大きなトラブルもなくスムーズに運用を開始することが出来た。また、指リングの変更による測定ミス等のヒューマンエラーも無く、合計評価型 $\beta \cdot \gamma$ リングの着実な運用・管理が出来たと言える。

作業の効率化に関しては、素子のアニール（再生処理）及び測定を TLD バッジ自動読取装置で行えるようになったことにより、測定値の入力も手入力から自動入力となったため、手間と時間が大幅に軽減された。さらに、熟練を要していたリングケースへの素子詰め替え作業の難しさも改善された。

4.3 内部被ばく管理状況

平成 18 年度において、放射性物質の吸入摂取等による内部被ばくの事例はなかった。定常モニタリングとして、作業環境中の放射性物質濃度の測定結果による放射線業務従事者の線量評価を実施した結果、記録レベル（1 mSv）未満であった。また、尿バイオアッセイ 131 人、肺モニタ 93 人、全身カウンタ 1,261 人の測定評価を実施した結果、全員異常は認められなかった。その他、放射線業務従事者の指名及び解除に伴う全身カウンタ 2,562 人の測定を実施した結果においても全員異常は認められなかった。表 4.4 にバイオアッセイ等の定常モニタリングの測定人数を示す。

表 4.4 定常モニタリングの測定人数

	定期尿バイオアッセイ(人)		定期肺モニタ(人)	定期全身カウンタ(人)	指名・解除に伴う全身カウンタ(人)
	U	Pu			
再処理技術開発センター	16	29	33	886	1,604
プルトニウム燃料技術開発センター	2	58	53	25	20
サイクル工学試験部	6	7	6	79	374
環境技術管理部	12	1	1	19	117
その他	0	0	0	252	447
合計	36	95	93	1,261	2,562

4.4 一時立入者の線量測定状況

一時立入者として管理区域に立入った者に対する線量測定を実施している。また、再処理施設（転換施設を除く）のアンバー区域及び CPF 施設のアンバー区域などに立ち入る場合は全身カウンタによる内部被ばくの測定を行っている。平成 18 年度において、外部被ばく及び内部被ばくともに有意な線量は検出されなかった。平成 18 年度の一時立入者の人数を表 4.5 に示す。

表 4.5 一時立入者の測定人数

	一時立入者 (のべ人数)	一時立入者(見学者) (のべ人数)	全身カウンタ (のべ人数)
再処理センター	577	1,502	268
プルトニウム燃料センター	546	1,193	0
サイクル工学試験部	305	159	176
環境技術管理部	127	98	0
その他	103	144	0
合 計	1,658	3,096	444

4.5 マスクフィットネス試験

サイクル研究所の核燃料取扱施設における放射線作業では、作業者の放射性物質吸入による内部被ばく防止のため、多種多様な呼吸保護具を使用している。放射線管理部ではこの呼吸保護具の使用に際して、十分安全に使用することのできる呼吸保護具の選定、装着技術等の適切な指導・助言を行っている。これらのうち、個人ごとに貸与される半面マスクについては、マスクフィットネス試験装置を用いて、各個人の密着性を確認している。

マスクフィットネス試験装置の概要を図 4.4 に示す。試験装置は、テストフード部、制御・測定部、記録・演算部により構成されている。制御・測定部は、NaCl 粒子（平均径 $0.3\mu\text{m}$ ）を発生させ、テストフード部内に一定濃度の NaCl 粒子を連続供給する。

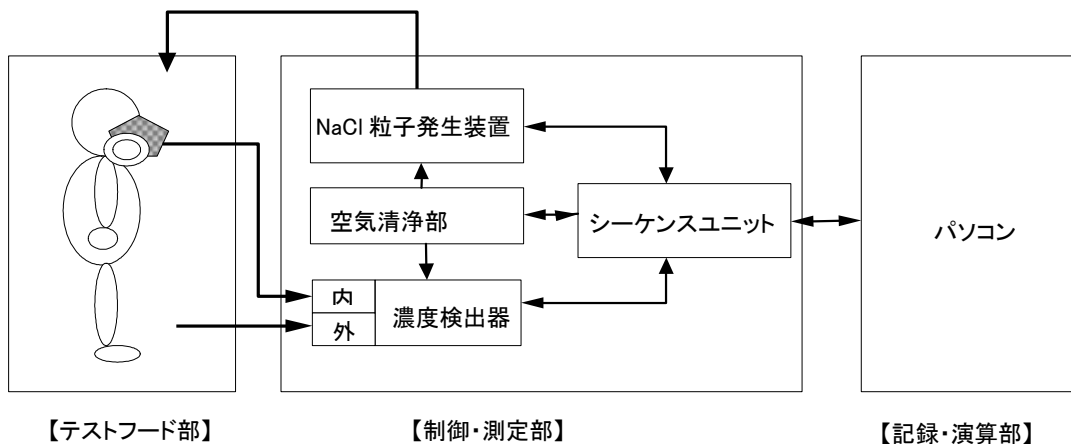


図 4.4 マスクフィットネス試験装置の概要

試験は、マスク面体内とテストフード内の NaCl 濃度を連続サンプリングし、それぞれの NaCl 濃度を制御・測定部の濃度検出器により測定し、この測定結果から記録・演算部において漏れ率を算出する。

試験においては半面マスク着用者に対しての装着方法の指導を行うとともに、着用時における漏れ率を測定し、半面マスクと顔面の密着性についての合否の判定を行った。

平成 18 年度に実施したマスクフィットネス試験の受験者は、延べ 1,421 人であり、全員が合格した。図 4.5 に年度別のマスクフィットネス試験の実施状況を示す。

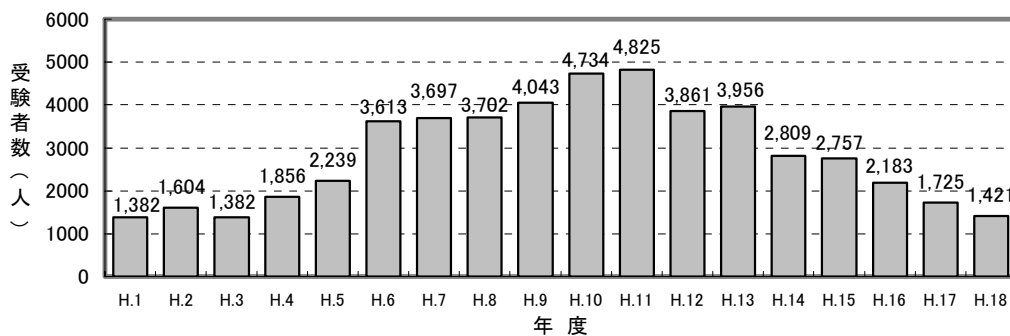


図 4.5 年度別マスクフィットネス試験実施状況

5. 放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の放出管理

5.1 放射性気体廃棄物の放出状況

5.1.1 再処理施設

再処理施設から発生する放射性気体廃棄物は、高性能フィルタ等により気体廃棄物に含まれる放射性物質を可能な限り除去した後、排気モニタにより放射性気体廃棄物中の濃度及び放出量を監視しつつ、それぞれ地上高さ 90m の主排気筒、第一付属排気筒及び第二付属排気筒から放出している。

平成 18 年度の放出監視結果は、主排気筒、第一付属排気筒、第二付属排気筒の主要核種 (^{85}Kr , ^3H , ^{14}C , ^{129}I , ^{131}I) 及び全 α ダスト、全 β ダストについて、再処理施設保安規定に定める年間放出量の放出基準 (付録表 4 参照) を超えるものはなかった。

表 5.1 に再処理施設における放射性気体廃棄物中の主要核種の年間放出量、図 5.1 に再処理施設における放射性気体廃棄物の年間放出量を示す。

表 5.1 平成 18 年度の再処理施設における放射性気体廃棄物中の
主要核種の年間放出量
(主排気筒、第一付属排気筒、第二付属排気筒の合計)

核種	年間放出量 (GBq)
^{85}Kr	1.4×10^6
^3H	1.4×10^3
^{14}C	9.0×10
^{131}I	N. D.
^{129}I	6.8×10^{-2}

注) N. D. は検出限界値未満での放出。

検出限界値 (濃度) : ^{131}I : 3.7×10^{-8} Bq/cm³

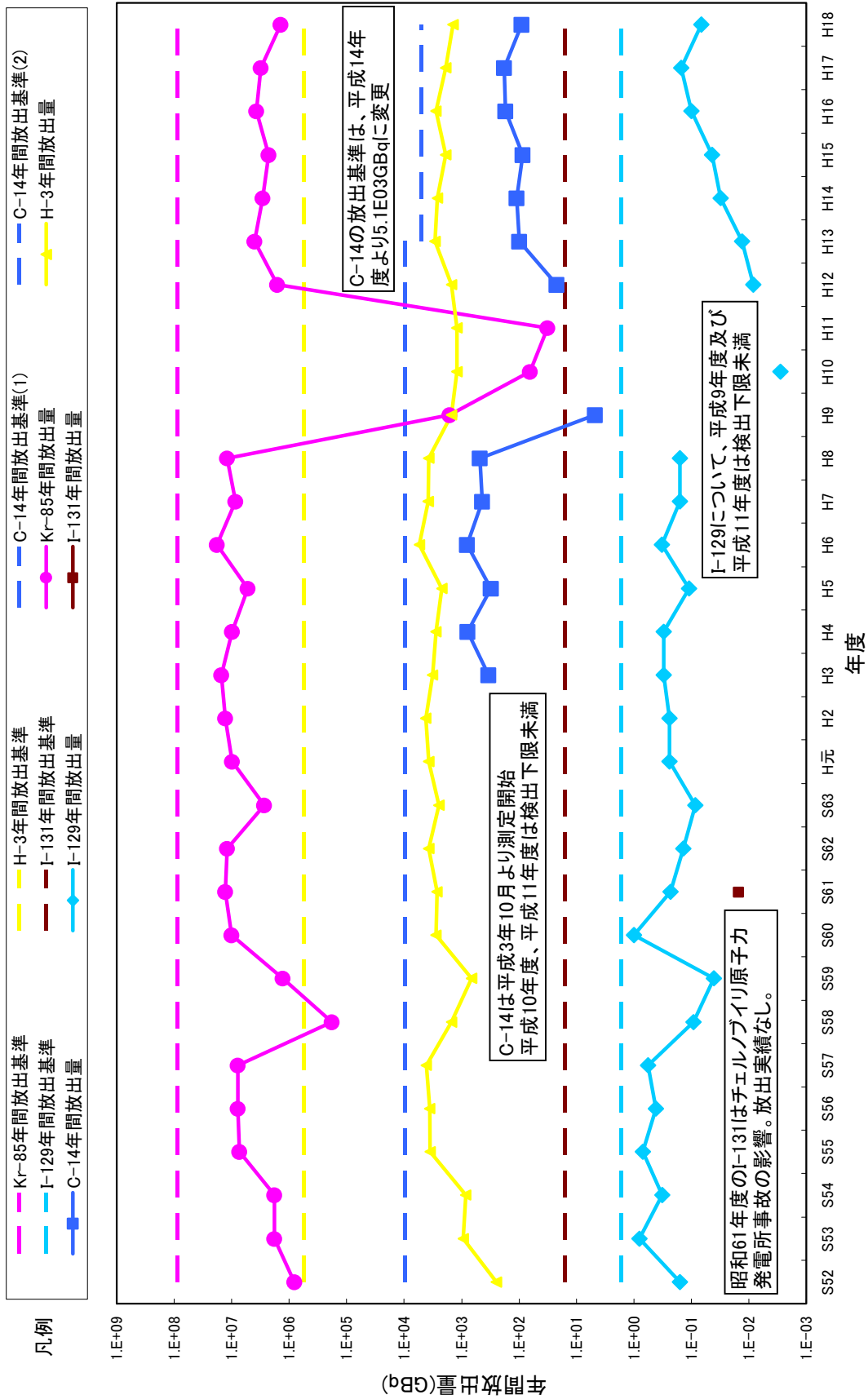


図5.1 再処理施設から放出された放射性気体廃棄物中の主要核種の年間放出量

5.1.2 使用施設等

プルトニウム燃料開発施設、ウラン取扱施設等から発生する放射性気体廃棄物は、高性能フィルタにより気体廃棄物に含まれる放射性物質を可能な限り除去した後、排気モニタもしくは排気サンブラにより放射性気体廃棄物中の濃度及び放出量を測定しつつ、建屋の排気口から放出している。CPFにおいても、高性能フィルタ等による放射性物質の除去後、排気モニタにより放射性気体廃棄物中の濃度及び放出量を監視しつつ、排気筒から放出している。

平成 18 年度の放出監視の結果、CPF においては主要核種 (^{85}Kr , ^3H , ^{131}I) 及び全 α ダスト、全 β ダストの3月間の平均濃度は、核燃料物質使用施設保安規定に定める放出基準(付録表5参照)である濃度限度を超えるものはなかった。また、CPF以外の使用施設においても全 α ダスト、全 β ダストとも3月間の平均濃度が、核燃料物質使用施設保安規定に定める放出基準である濃度限度を超えるものはなく、すべて検出下限値未満であった。

表 5.2 に CPF における放射性気体廃棄物の主要核種の3月間についての平均濃度、図 5.2 に CPF における放射性気体廃棄物の放出実績を示す。

表 5.2 平成 18 年度の CPF における放射性気体廃棄物中の
主要核種の3月間についての平均濃度

核種	平均濃度 (Bq/cm ³)			
	4月～6月	7月～9月	10月～12月	1月～3月
希ガス (^{85}Kr , ^{133}Xe 等)	D. L	D. L	D. L	D. L
^3H	D. L	D. L	D. L	D. L
^{131}I	D. L	D. L	D. L	D. L

注) D. L. は、測定結果が検出下限(濃度)値未満の時の濃度を示す。

検出下限(濃度)値: 希ガス類 (^{85}Kr): 2.4×10^{-3} Bq/cm³

^3H : 3.7×10^{-8} Bq/cm³

^{131}I : 3.7×10^{-8} Bq/cm³

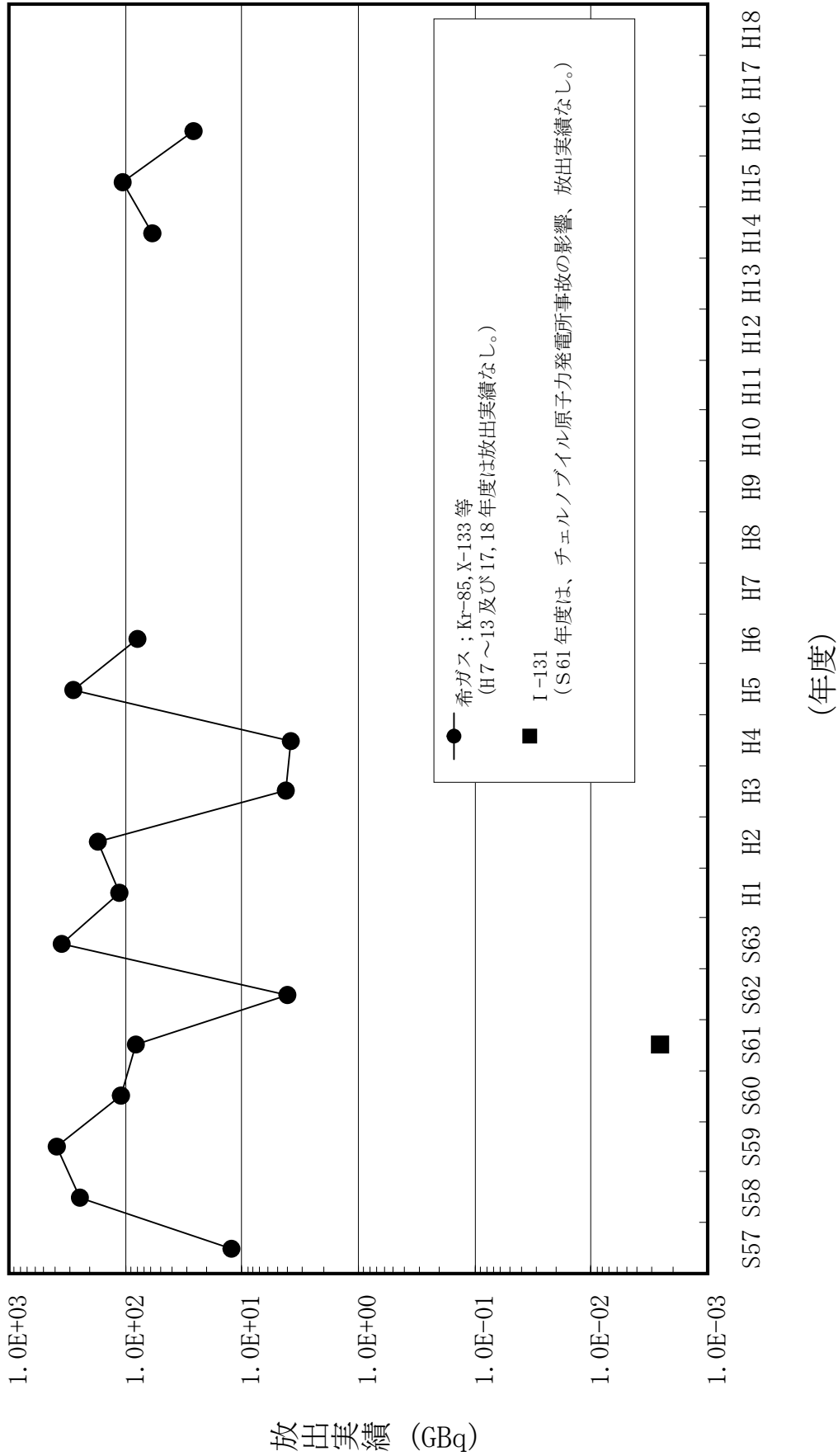


図 5.2 CPF における放射性気体廃棄物の放出実績

5.2 放射性液体廃棄物の放出状況

サイクル研究所から環境へ放出される放射性液体廃棄物は、再処理施設保安規定、核燃料物質使用施設保安規定、放射線保安規則及び放射線障害予防規程に基づき、放出バッチごとに放出廃液中の放射能濃度が基準値を超えていないことを確認（放出前判定分析）し、放出している。また、廃液中の一般公害物質についても、pH, SS, COD 等の濃度について、水質汚濁防止法及び茨城県条例に基づき管理している。

サイクル研究所には、再処理施設海中放出管、第1排水溝（ウラン系）及び第2排水溝（プルトニウム系）の放射性排水系があり、環境監視課は、これら排水系により環境へ放出される排水の放出前判定分析を担当している。

平成18年度の放出前判定分析は、再処理施設排水が94件、第2排水溝系排水が52件、第1排水溝系各施設排水が122件であった。また、第1排水溝における監視として中央廃水処理場排水について20件の分析を行った。これらの全ての排水について、放射性物質、放出量ともに基準値を下回っていた。

5.2.1 再処理施設

平成18年度に再処理施設から海洋へ放出した放射性液体廃棄物の放出量を表5.3に示す。また、主な核種の年間放出量の推移を図5.3に示す。平成18年度もこれまでと同様全て基準値（付録表6参照）を下回っていた。

表 5.3 再処理施設における海洋への放射性液体廃棄物の放出量

核種	放出量 (MBq)
全 α 放射能	N. D.
全 β 放射能（ ^3H を除く）	N. D.
^{89}Sr	N. D.
^{90}Sr	N. D.
$^{95}\text{Zr} - ^{95}\text{Nb}$	N. D.
^{103}Ru	N. D.
$^{106}\text{Ru} - ^{106}\text{Rh}$	N. D.
^{134}Cs	N. D.
^{137}Cs	N. D.
^{141}Ce	N. D.
$^{144}\text{Ce} - ^{144}\text{Pr}$	N. D.
^3H	4.0×10^7
^{129}I	1.3×10^1
^{131}I	N. D.
$\text{Pu} (\alpha)$	3.9

注) N. D. は検出限界値未満であったことを示す。

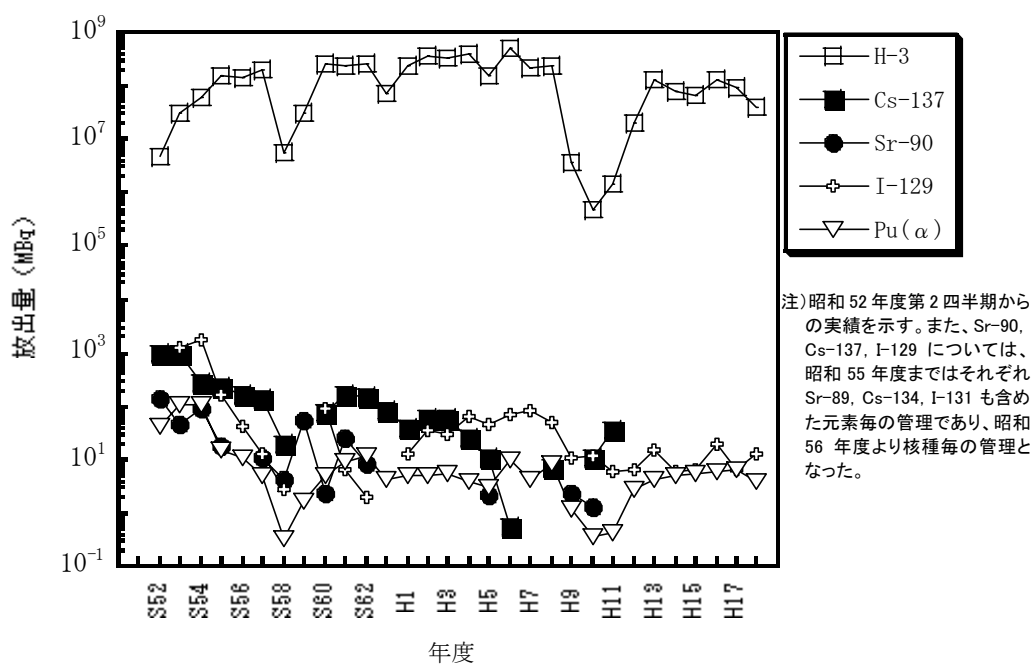


図 5.3 再処理施設における放射性液体廃棄物の放出実績

5.2.2 第1排水溝

平成18年度の第1排水溝における放射性液体廃棄物の放出量を表5.4に示す。また、これらの年間放出量の推移を図5.4に示す。

第1排水溝から新川へ放出された放射性液体廃棄物の年間の排水量はおよそ1,600 m³であった。排水中の全α放射能及び全β放射能は、周辺監視区域にかかる排水基準（付録表7参照）を十分に下回っていた。

表5.4 第1排水溝における放射性液体廃棄物の年間放出量

核種	放出量(MBq)
全α放射能	N. D.
全β放射能	6.3×10^{-2}
U	N. D.

注) N. D. は検出限界値未満であったことを示す。

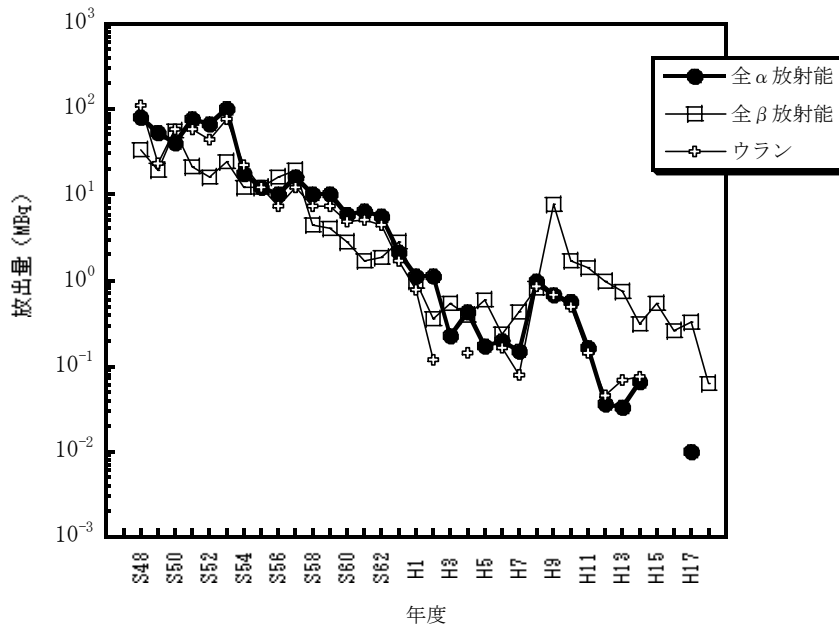


図5.4 第1排水溝における放射性液体廃棄物の放出実績

5.2.3 第2排水溝

平成18年度の第2排水溝における放射性液体廃棄物の放出量を表5.5に示す。また、これらの年間放出量の推移を図5.5に示す。

第2排水溝から海洋へ放出された排水はおよそ740 m³であった。排水中の全α放射能及びプルトニウムは、周辺監視区域にかかる排水基準（付録表8参照）を十分に下回っていた。

表 5.5 第2排水溝における放射性液体廃棄物の年間放出量

核種	放出量(MBq)
全α放射能	8.0×10^{-2}
Pu(α)	8.1×10^{-3}

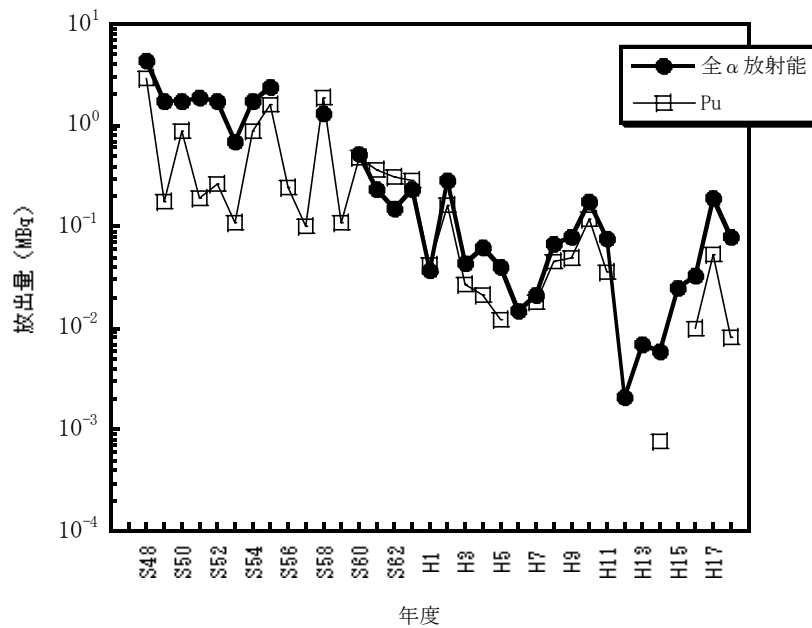


図 5.5 第2排水溝における放射性液体廃棄物の放出実績

6. 環境放射線監視

6.1 環境放射線モニタリング

平成 18 年度においても、再処理施設保安規定に定める環境放射線モニタリング計画（以下「モニタリング計画」という。）及び茨城県東海地区環境放射線監視計画に基づき、モニタリングを実施した。

さらに、原子力安全委員会決定のサイクル研究所 再処理施設周辺の環境放射線モニタリング計画に定められた補足的調査項目として、畑土中ヨウ素-129 の濃度について調査した。

付録表 9、付録表 10 には、陸上及び海洋環境放射能監視計画、付録図 1 及び 2 には、試料の採取場所及び測定地点を示す。

6.1.1 陸上環境モニタリング

平成 18 年 4 月から平成 19 年 3 月に、サイクル研究所周辺の空間線量率の測定及び空気、農作物、畜産物や土壌などの試料中の放射性物質濃度を測定することにより、陸上環境モニタリングを実施した。測定項目を以下に示す。

- (1) 空間放射線…線量率と積算線量
- (2) 空气中放射性物質濃度…浮遊じん中全 α 放射能、全 β 放射能、 ^{54}Mn 、 ^{60}Co 、 ^{90}Sr 、 ^{95}Zr 、 ^{95}Nb 、 ^{106}Ru 、 ^{137}Cs 、 ^{144}Ce 及び $^{239,240}\text{Pu}$ 、大気中 ^{131}I 濃度、気体状 β 放射性物質濃度、水分中 ^3H 濃度
- (3) 雨水中放射性物質濃度… ^3H 濃度
- (4) 降下じん中放射性物質濃度…全 β 放射能
- (5) 飲料水中放射性物質濃度…全 β 放射能及び ^3H 濃度
- (6) 葉菜中放射性物質濃度… ^{90}Sr 、 ^{131}I 、 ^{137}Cs 及び $^{239,240}\text{Pu}$ 濃度
- (7) 精米中放射性物質濃度… ^{14}C 、 ^{90}Sr 及び ^{137}Cs 濃度
- (8) 牛乳中放射性物質濃度… ^{90}Sr 、 ^{131}I 及び ^{137}Cs 濃度
- (9) 表土中放射性物質濃度… ^{54}Mn 、 ^{60}Co 、 ^{90}Sr 、 ^{106}Ru 、 ^{137}Cs 、 ^{144}Ce 及び $^{239,240}\text{Pu}$ 濃度
- (10) 河川水中放射性物質濃度…全 β 放射能及び ^3H 濃度
- (11) 河底土中放射性物質濃度…全 β 放射能、 ^{54}Mn 、 ^{60}Co 、 ^{106}Ru 、 ^{137}Cs 及び ^{144}Ce 濃度

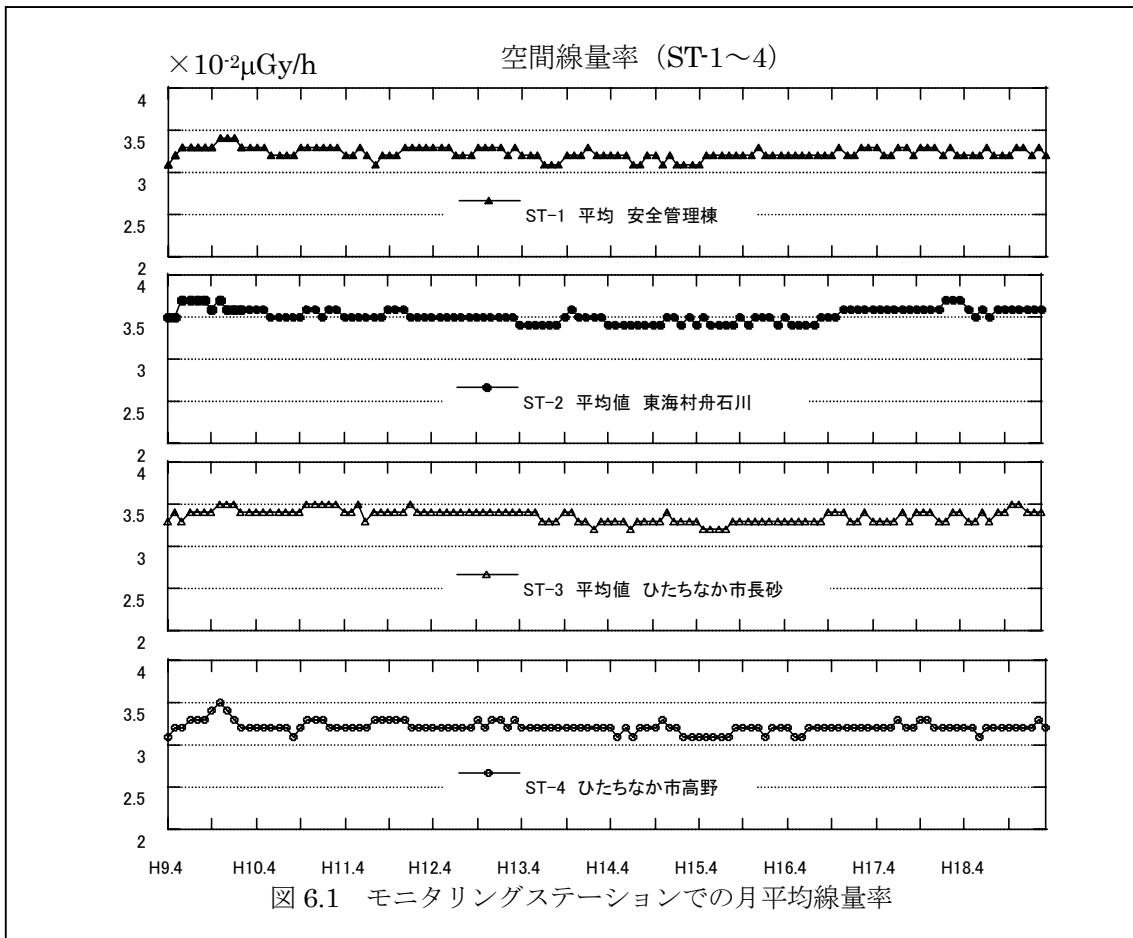
上記項目のうち、過去 10 年間のモニタリング結果に基づく平常の変動幅を外れた試料は、1) 空気浮遊じん（全 β 放射能）、2) シラス（ ^{137}Cs ）、3) カレイ（ ^{137}Cs ）、4) ワカメ（ ^{90}Sr ）及びアラメ（ ^{90}Sr ）であり、1) の項目は最大値を上回り、2) ～4) の項目は最小値を下回った。1) については、季節的な自然変動によるもので、2) ～4) については、過去の大気圏内核実験フォールアウト核種の物理的減衰や拡散などを含めた自然変動によるものと評価された。

浮遊じん中全 β 放射性物質濃度は、平成 19 年 2 月（1 月 30 日～2 月 27 日採取）の

周辺監視区域内 2 点及び ひたちなか市長砂 (ST-3) において、過去 10 年間のモニタリング結果に基づく平常の変動幅 (検出下限値(0.7 mBq/m³)未満~0.85 mBq/m³) を上回った。

1) これらの試料について再測定を行った結果は、報告値とほぼ同一の結果であること、2) γ 線スペクトロメトリーにより核種分析を行なった結果、人工放射性核種は検出されなかったこと、3) 当該期間において、全 β 放射能に影響を与えるような施設からの放出はなかったこと、4) 2月の測定結果は、再処理施設との距離や方位に関係なく、全ての観測地点にて高く、施設に起因するような傾向は見られなかったこと、5) 季節による変動として春先には全 β 放射能濃度が高くなる傾向 (スプリングピーク) があることから、周辺監視区域内 2 点及び周辺監視区域外 1 点の浮遊じん中全 β 放射能濃度が最大値を上回ったのは、天然放射性核種の季節的な自然変動によるものと推定される。

以下に、監視結果の例として、モニタリングステーションでの月平均線量率、精米中 ¹⁴C 濃度、表土中 ^{239,240}Pu 濃度、葉菜中 ⁹⁰Sr 濃度、飲料水中全 β 放射性物質濃度の過去 10 年間のモニタリング結果を示す。(図 6.1~6.5)



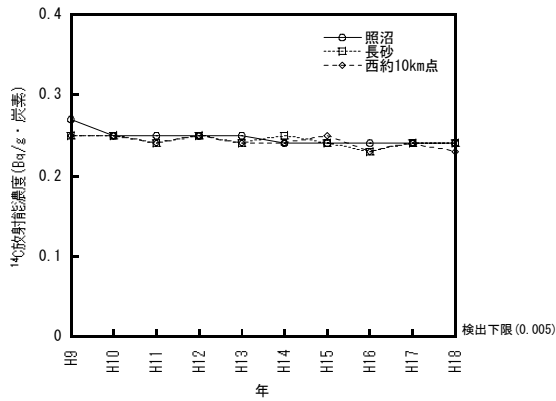


図 6.2 精米中 ^{14}C 濃度

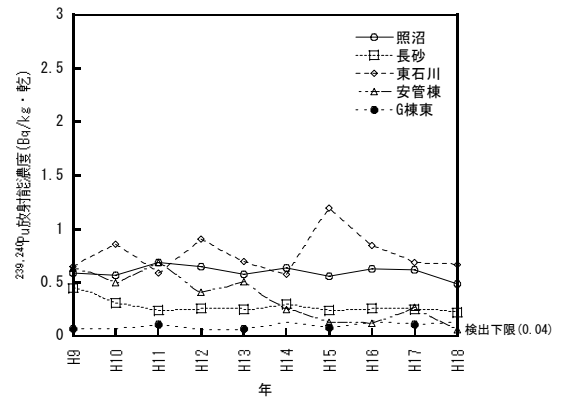


図 6.3 表土中 $^{239,240}\text{Pu}$ 濃度

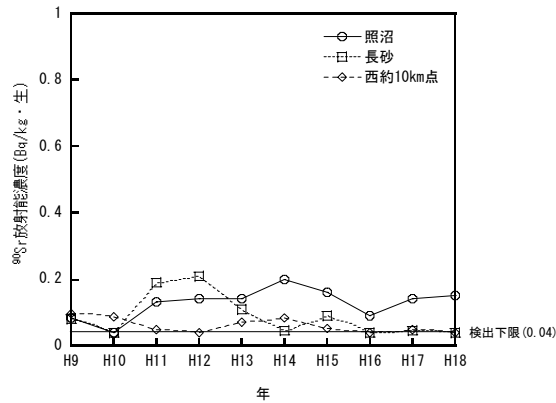


図 6.4 葉菜中 ^{90}Sr 濃度

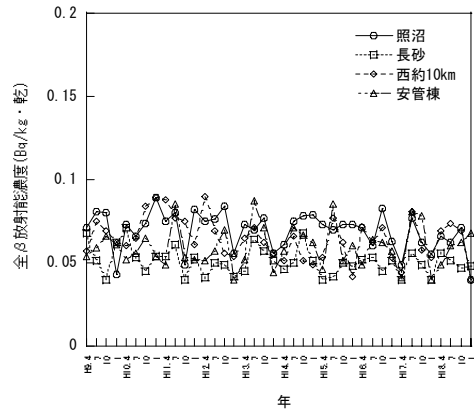


図 6.5 飲料水中全 β 放射性物質濃度

6.1.2 海洋環境モニタリング

平成 18 年 4 月から平成 19 年 3 月にサイクル研究所周辺の魚介類、海藻、海水や海底土などの試料中の放射性物質濃度を測定することにより、海洋環境モニタリングを実施した。測定項目を以下に示す。

- (1) 海水中放射性物質濃度…全 β 放射能, ^3H , ^{54}Mn , ^{60}Co , ^{90}Sr , ^{95}Zr , ^{95}Nb , ^{106}Ru , ^{134}Cs , ^{137}Cs , ^{144}Ce 及び $^{239,240}\text{Pu}$ 濃度
- (2) 海底土中放射性物質濃度… ^{54}Mn , ^{60}Co , ^{90}Sr , ^{95}Zr , ^{95}Nb , ^{106}Ru , ^{134}Cs , ^{137}Cs , ^{144}Ce 及び $^{239,240}\text{Pu}$ 濃度
- (3) 海岸水中放射性物質濃度…全 β 放射能, ^3H , ^{90}Sr , ^{106}Ru , ^{134}Cs , ^{137}Cs , ^{144}Ce 及び $^{239,240}\text{Pu}$ 濃度
- (4) 海岸砂表面線量… β 表面計数率及び γ 表面線量率, ^{54}Mn , ^{60}Co , ^{106}Ru , ^{137}Cs , ^{144}Ce 及び $^{239,240}\text{Pu}$ 濃度

- (5) 海産生物中放射性物質濃度…⁵⁴Mn, ⁶⁰Co, ⁹⁰Sr, ⁹⁵Zr, ⁹⁵Nb, ¹⁰⁶Ru, ¹³⁴Cs, ¹³⁷Cs, ¹⁴⁴Ce 及び ^{239, 240}Pu 濃度
- (6) 漁網表面線量… β 吸収線量率及び γ 表面線量率
- (7) 船体表面線量… β 吸収線量率及び γ 表面線量率

上記項目のうち、再処理施設保安規定に基づく分析測定では、シラス中 ¹³⁷Cs 濃度、カレイ又はヒラメ中 ¹³⁷Cs 濃度、ワカメ及びアラメ中 ⁹⁰Sr 濃度を除き、過去 10 年間のモニタリング結果に基づく平常の変動範囲内にあった。また、茨城県東海地区 環境放射線監視計画に基づく分析測定では、アワビ（磯崎）中 ^{239, 240}Pu 濃度を除き、過去のモニタリング結果に基づく平常の変動範囲内にあった（表 6. 1）。

表 6. 1 再処理施設保安規定及び茨城県東海地区 環境放射線監視計画の平常の変動範囲を外れた項目、濃度状況及び考察

	項 目	濃 度 状 況	考 察
再・保安規定	シラス（大洗）中 ¹³⁷ Cs	過去 10 年間の最小値 0.041Bq/kg・生を下回った。	分析、測定上の問題がないこと及びこれまでの長期的変動傾向から過去の大気圏内核実験フォールアウトに起因する同核種の物理的減衰や拡散及び測定上の統計的変動によるものと考えられる。
	カレイ又はヒラメ（大洗）中 ¹³⁷ Cs（図 6. 7）	過去 10 年間の最大値 0.045 Bq/kg・生を下回った。	
	ワカメ又はヒジキ（アラメ）中 ⁹⁰ Sr 濃度（図 6. 8）	過去 10 年間の最小値 0.027Bq/kg・生を下回った。	
県・監視計画	アワビ（磯崎）中 ^{239, 240} Pu 濃度	過去の最小値 0.0023 Bq/kg・生を下回った。	分析、測定上の問題がないこと、及びこれまでの長期的変動傾向から自然変動と評価された。

その他、監視結果の例として、貝中 ^{239, 240}Pu 濃度、海底土中 ^{239, 240}Pu 濃度の過去 10 年間のモニタリング結果を示す。（図 6. 6～6. 9）

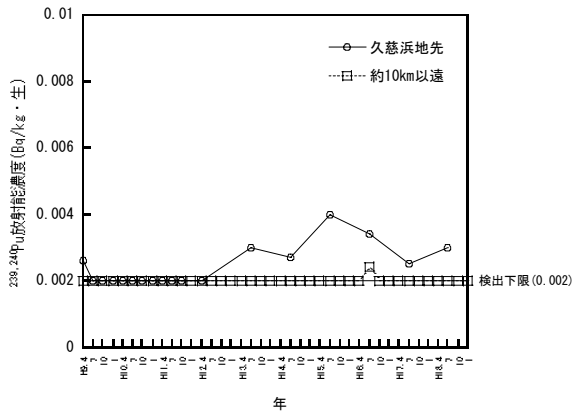


図 6.6 貝類中 $^{239,240}\text{Pu}$ 濃度

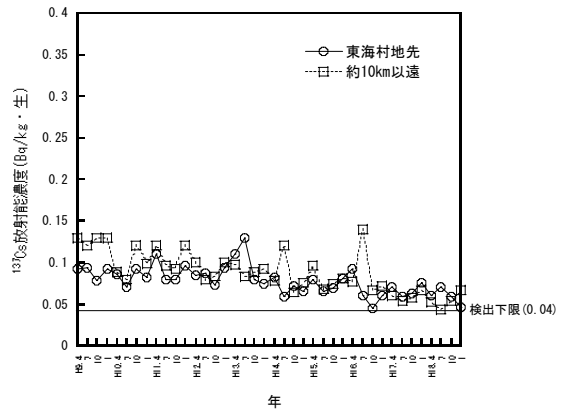


図 6.7 カレイ又はヒラメ中 ^{137}Cs 濃度

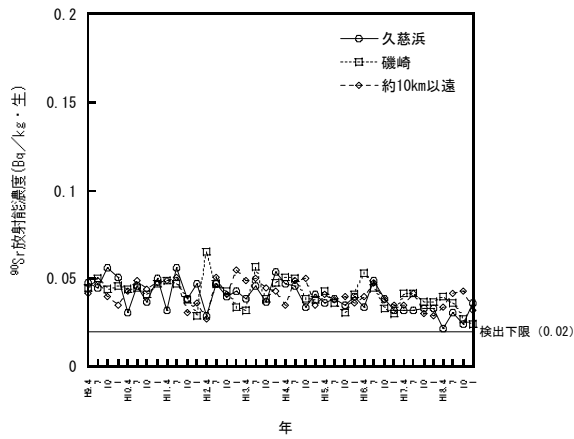


図 6.8 ワカメ又はヒジキ(アラメ) 中 ^{90}Sr 濃度

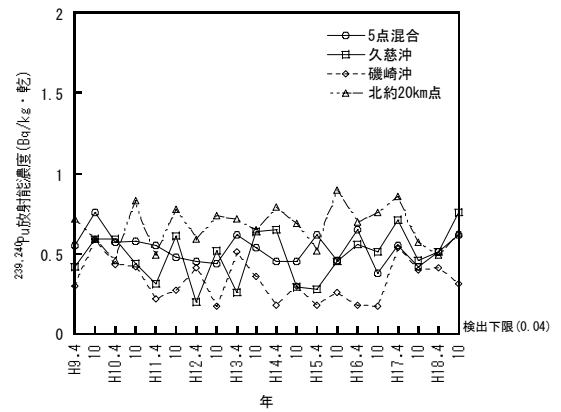


図 6.9 海底土中 $^{239,240}\text{Pu}$ 濃度

6.2 気象観測

気象の観測は、「発電所用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」（平成13年3月改訂、原子力安全委員会）に準拠して行っている。表6.2に観測項目と測定器を示す。

平成18年4月から平成19年3月に気象観測塔（地上高さ：70m）及び安全管理棟屋上（地上高さ：10m）で観測した風向出現頻度並びに風向別平均風速を図6.10～6.13に示す。

これらの図から平成18年度の風向出現頻度は、気象観測塔では例年通り北東風が最多となり、安全管理棟屋上では北東風が最多となった。

なお、70m高風速は再処理施設からの排気放出管理及び大気拡散評価等のために用いている。また、10m高風速及び日射放射収支量は、拡散評価における大気安定度を決定するために観測している。

表 6.2 気象観測項目と測定器

観測項目	測定器	備考
風向	自記風向計	気象観測塔及び安全管理棟屋上
風速	風車型自記風速計 (平均装置付)	同上
降雨量	転倒マス型雨量計	安全管理棟屋上
大気温度	電気式温度計	核燃料サイクル工学研究所内
日射量	熱電堆式全天日射計	同上
放射収支量	風防型放射収支計	同上

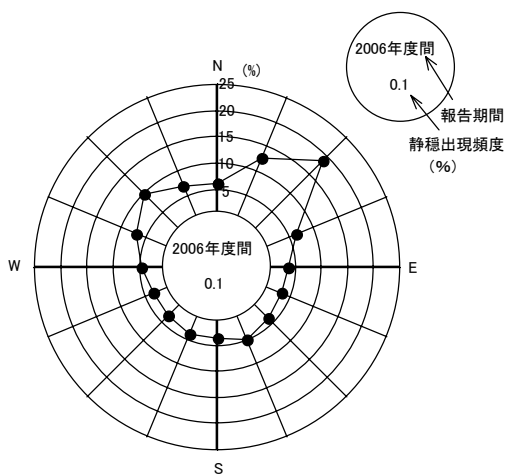


図 6.10 地上 70m 風向出現頻度 (%)

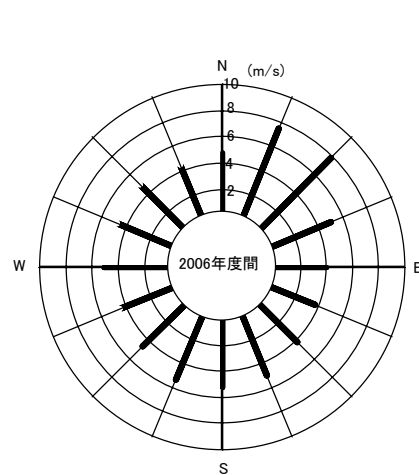


図 6.11 地上 70m 風向別平均風速 (m/s)

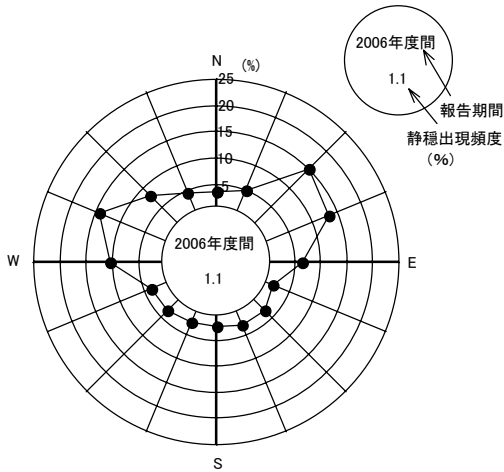


図 6.12 地上 10m 風向出現頻度 (%)

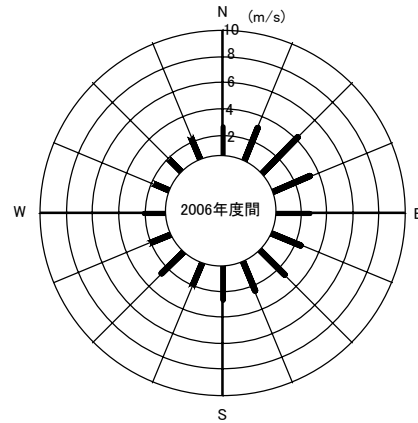


図 6.13 地上 10m 風向別平均風速 (m/s)

大気安定度は、排気筒から放出された放射性物質の拡散状況を表す指標として用いられる。図 6.14 に平成 18 年度の大気安定度頻度を示す。大気安定度は、A 型が不安定（拡散幅大）、D 型が中立（拡散幅中）、F 型が安定（拡散幅小）を示す。平成 18 年度は、例年どおり D 型が 45% と最も多かった。

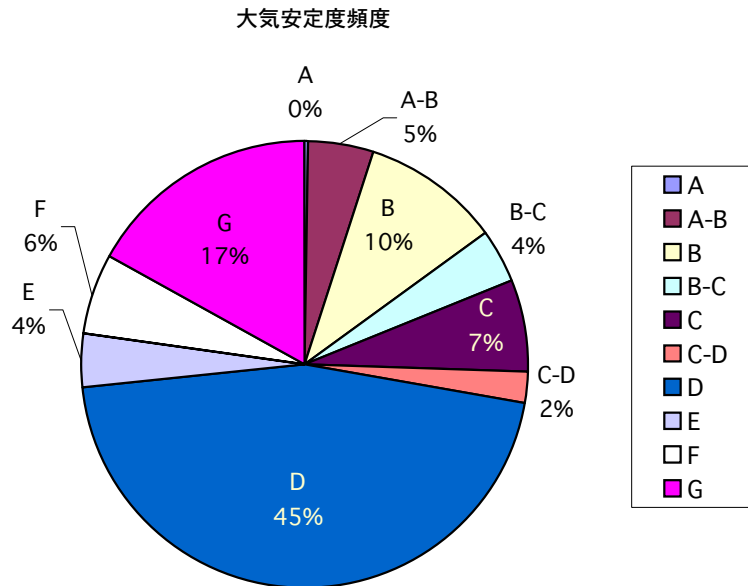


図 6.14 大気安定度出現頻度

平成 18 年度の月間降雨量を図 6.15 に示す。最も降雨量が多かったのは、7 月であった。

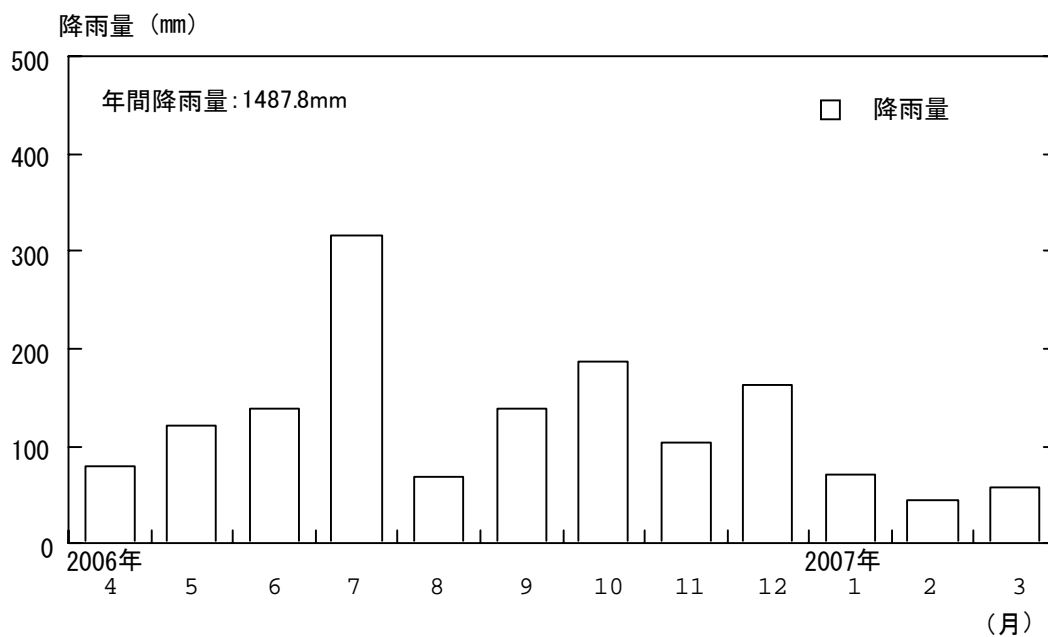


図 6.15 月間降雨量

過去 10 年間における年間降雨量は 921.1～1359.3 mm であり、平成 18 年度の年間降雨量は 1487.8mm であった。このことから、平成 18 年度の降雨量は例年より多かった。

6.3 環境線量評価

6.3.1 線量算出方法

周辺公衆の線量の評価は、原則として環境モニタリング結果をもとに行う。ただし、環境モニタリングの測定値から施設寄与を弁別することが困難な場合には、放出記録を基に評価モデルにより算出することとしている。この評価モデルは、再処理施設の安全審査において、周辺の自然環境、農業、漁業活動、人口分布状況等に基づいて作られたものである。

平成18年度の環境モニタリングの結果は、6.1章で示したように異常は認められず、施設寄与を弁別して線量を算出することが困難であったことから、放出記録に基づき周辺公衆の線量を算出した。

6.3.2 被ばく経路

線量の算出は、気体廃棄物及び液体廃棄物の放出に起因する実効線量及び皮膚の等価線量を対象とした。考慮する被ばく経路を図6.16及び図6.17に示す。

実効線量の算出に当たっては、放射性雲からの外部被ばく及び吸入摂取による内部被ばくを同一地点において同時に受けるものとし、周辺監視区域境界外の各地点ごとにそれぞれの実効線量を加算し、その値が最大となる地点での実効線量を算出した。また、農・畜産物摂取による内部被ばくについては、最大濃度地点で産する農・畜産物を摂取するものとして算出した。液体廃棄物の放出に係る実効線量の算出に当たっては、海産物摂取に伴う内部被ばく及び漁業・海浜利用に起因する外部被ばくを考慮した。

皮膚の等価線量算出に係る放射性雲からの外部被ばくについては、線量が最大となる地点で算出した。

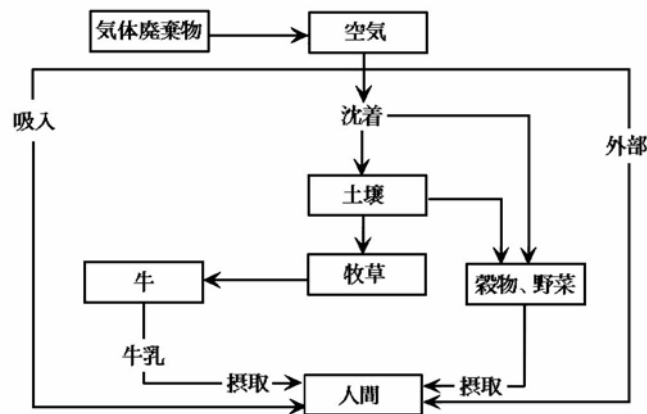


図 6.16 陸上被ばく経路（気体廃棄物）

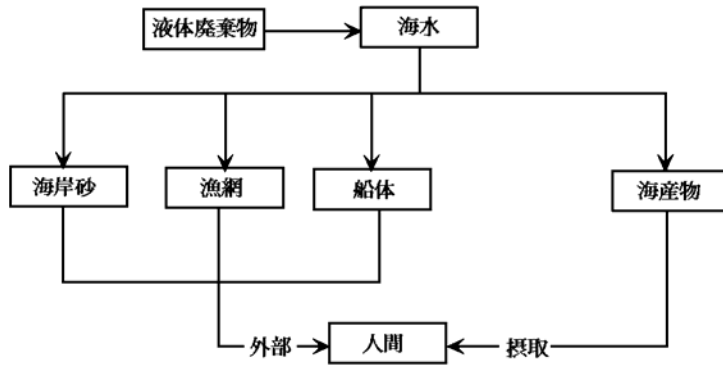


図 6.17 被ばく経路（液体廃棄物）

6.3.3 線量算出結果

気体廃棄物に起因する実効線量及び液体廃棄物に起因する実効線量の経路ごとの算出結果を表 6.3 に示す。実効線量の合算値は約 3.1×10^{-4} mSv/年であり、周辺監視区域外の線量限度（1 mSv/年）の約 0.03% であった。気体廃棄物及び液体廃棄物に起因する皮膚の等価線量の経路ごとの算出結果を表 6.4 に示す。皮膚の等価線量の合算値は、約 2.3×10^{-3} mSv/年であり、周辺監視区域外の線量限度（50 mSv/年）の約 0.005% であった。

なお、排気、排水モニタリングにおいて有意に検出されなかった放射性核種については、検出下限値の濃度で放出されたと仮定して線量を評価した。

表 6.3 実効線量の算出結果

経路	実効線量 (mSv/年)	備考
放射性雲からの外部被ばく	9.3×10^{-5}	最大線量地点： 主排気筒南西方向約 500m
吸入摂取による内部被ばく	1.5×10^{-6}	
農・畜産物摂取による内部被ばく	2.1×10^{-4}	最大濃度地点： 主排気筒南西方向約 1400m
海産物摂取による内部被ばく	7.0×10^{-5}	
漁業・海浜利用による外部被ばく	2.0×10^{-6}	
合計	3.1×10^{-4}	

表 6.4 皮膚の等価線量の算出結果

経路	皮膚の等価線量 (mSv/年)	備考
放射性雲からの外部被ばく	2.3×10^{-3}	最大濃度地点： 主排気筒南西方向約 1400m
漁業・海浜利用による外部被ばく	6.9×10^{-5}	
合計	2.3×10^{-3}	

1977年から2006年度における放出記録からの線量の評価結果を図6.18に示す。

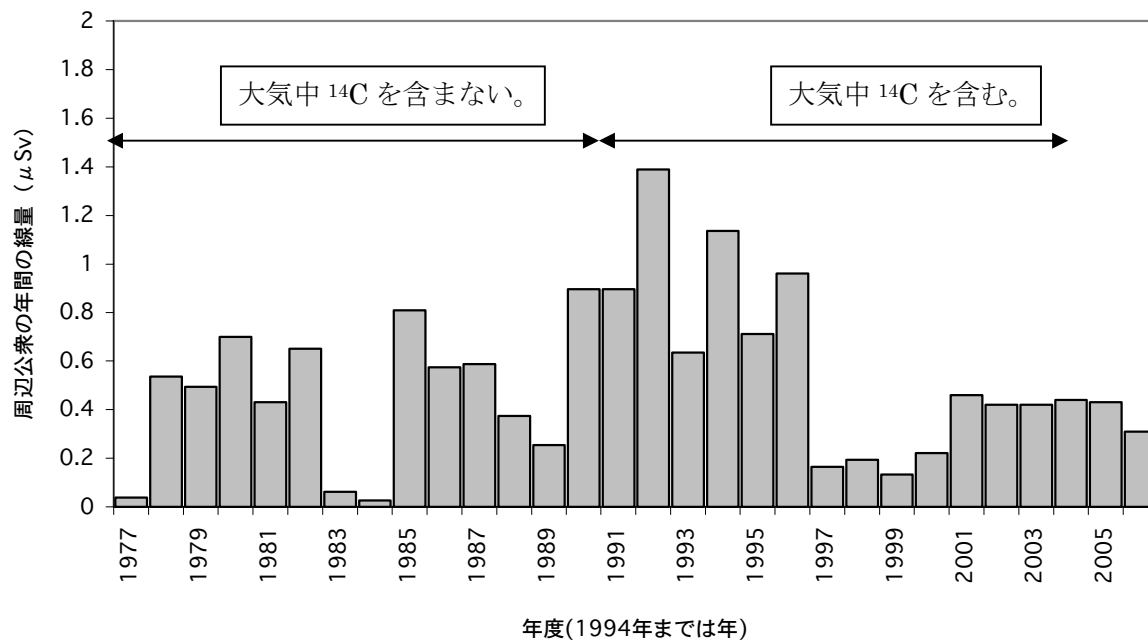


図6.18 1977年から2006年度における線量の評価結果

7. 放射線・放射能標準の維持・管理

施設の放射線管理、個人被ばく管理及び環境放射線監視における放射線測定に関連する放射線・放射能標準の維持・管理を以下の通り、計測機器校正施設で実施した。また、放射性同位元素の許可使用に係る変更許可申請を実施した。

7.1 放射性同位元素変更許可申請

$^{241}\text{Am-Li}$ 中性子線源を用いた中性子校正場の整備を目的として、平成 19 年 3 月 22 日に放射性同位元素変更許可申請を行い、平成 19 年 4 月 29 日に許可を受けた。変更点は以下のとおりである。

- 密封された放射性同位元素（機器に装備されていないもの）の数量の増加
 トングで取扱う密封線源として、新たに $^{241}\text{Am-Li}$ 中性子線源 2 個 (373GBq 及び 343GBq) の合計数量を増加した。
 なお、 $^{241}\text{Am-Li}$ 線源は、プルトニウム燃料技術開発センターが所有するものを移管する予定である。

7.2 トレーサビリティ

図 7.1 に、放射線・放射能にかかるトレーサビリティ経路を示す。

平成 18 年 1 月に国家計量標準研究所である(独)産業技術総合研究所において、照射線量基準測定器（空気等価電離箱式照射線量測定装置：Exradin A6 電離箱－東洋メデック RAMTEC1000 線量計）の校正を実施したことを受けて、照射室(A)の ^{137}Cs γ 線校正場（公称放射能 1.85TBq, 111GBq, 11.1GBq 及び 555MBq）における照射線量率（空気カーマ率）基準の再設定を行った。平成 14 年度に設定した線量率基準に対して、再設定した値の偏差は最大でも 1.7%であり、基準線量率の不確かさ(1.4~6.1% : k=2)の範囲内であった。

他事業所における γ 線校正場のトレーサビリティ確保のため、人形峠環境技術センター所有の基準測定器の校正を平成 19 年 1 月に実施した。

平成 18 年 1 月に酸化ウラン面線源のクラス 2 参照標準線源（協-1692 及び協-1216）を日本アイソトープ協会で校正した。

7.3 照射設備・線源

7.3.1 照射設備

(1) ^{137}Cs 照射装置

^{137}Cs 照射装置及び自動校正台車の制御並びに放射性同位元素の使用履歴を管理するため、「照射設備管理システム」を導入している。システム構成を図 7.2 に示す。このうち、放射性同位元素の使用履歴を管理する機能について、1 週間当たりの許可

使用時間の変更（48 時間→40 時間）や使用時間の超過を警告する機能の追加、及び放射性同位元素の使用、保管、廃棄に係る帳票類の報告頻度の変更（半期ごと→四半期ごと）等に対応するため、プログラムの改造を行った。また、制御用パソコンの老朽化及び古い OS（Windows NT 4.0）のサポート終了に対応すべく、本システムの新 OS（Windows Xp）移行対応を行った上で、制御用パソコンの更新を行った。

(2) 中硬 X 線発生装置

Pantak HF-320C について、平成 18 年 7 月にメーカーによる点検整備を行った。主な目的は、X 線管球及び高電圧発生器の高圧ケーブルソケット部のグリスアップである。

7.3.2 線源

(1) 酸化ウラン面線源

表面汚染サーベイメータや放射性ダストモニタの校正に用いる実用標準線源である酸化ウラン面線源について、平成 19 年 3 月に大面積 2π ガスフローカウンタを用いて、その表面放出率の値付け作業を実施した。

(2) $^{241}\text{Am-Li}$ 中性子線源

平成 19 年 9 月頃に入手を予定している $^{241}\text{Am-Li}$ 中性子線源は、一般に校正用中性子線源として用いられる ^{252}Cf や $^{241}\text{Am-Be}$ と比べ、エネルギーの低い中性子を放出している。このため、中性子測定器のエネルギー応答関数の積分検証や、重遮へい条件の作業場所の中性子スペクトルを模擬した中性子校正場の整備等に用いる予定である。 $^{241}\text{Am-Li}$ 中性子線源の仕様を以下に示す。

製造者	Monsanto Research Corporation
構造・形状	特別形放射性同位元素（ステンレス 2 重カプセル） 直径 3.175cm，長さ 10.80cm 円柱形
放射能	342.62GBq 及び 372.59GBq（1976 年 9 月 14 日現在）
中性子放出率	$5.41 \times 10^5 \text{ s}^{-1}$ 及び $5.90 \times 10^5 \text{ s}^{-1}$
中性子平均エネルギー[1]	451keV
周辺線量当量換算係数[1]	$241\text{pSv}\cdot\text{cm}^2$
個人線量当量換算係数[1]	$252\text{pSv}\cdot\text{cm}^2$

なお本線源は、プルトニウム燃料第一開発室内で放射性廃棄物中のプルトニウム量を測定する非破壊測定器に用いられていたものである。

7.4 基準測定器等

(1) 長さ標準器

照射装置内の線源中心からレーザーマーカ表示位置までの距離を計測するため、照射装置照射口へ挿入可能な「つぎたしパイプ形内側マイクロメータ」を製作した。

7.5 RI 線源等使用記録、官庁検査対応

照射室別の RI 線源等の使用時間を表 7.1 に示す。許可使用時間である 40 時間/週を超えることは無かった。照射室の年間稼働日数は 218 日であった。

照射室(B)の $^{238}\text{Pu-Be}$ 線源及び濃縮ウランコンバータ付き半導体検出器（臨界警報装置）について、IAEA による実在庫調査（PIV）を平成 19 年 3 月に受けた。

また、平成 19 年 3 月までに入手した 3.7MBq 以下の密封線源について適正管理を行うため、平成 17 年度より研究所通達に基づく管理台帳を整備している。これに基づき、経過措置対象の線源 51 個、下限数量以下の線源 146 個及びウラン線源等 70 個について在庫及び健全性の確認を行った。

7.6 付帯設備等・その他

経年変化及び代替フロン化に対応すべく、計測機器補修検査棟居室系の空調機の更新を行った。これに伴い、天井材の圧縮成形石綿板の除去（一部除く）も行った。また、クレーン等の定期的な点検も実施した。

その他、計測機器校正施設におけるトレーサビリティ管理体系を定めた放射線標準管理要領、照射装置類の取扱方法について定めた校正用照射装置等取扱要領及び施設操業全般の管理方法を定めた運転管理要領について、適宜、見直しを行った。

参考文献

- [1] H. Tagziria et al., “Measurement of the $^{241}\text{Am-Li}$ radionuclide neutron source spectrum”, *Nucl. Instrum. Meth. Phys. Res.* **A 510**, 346-356 (2003).

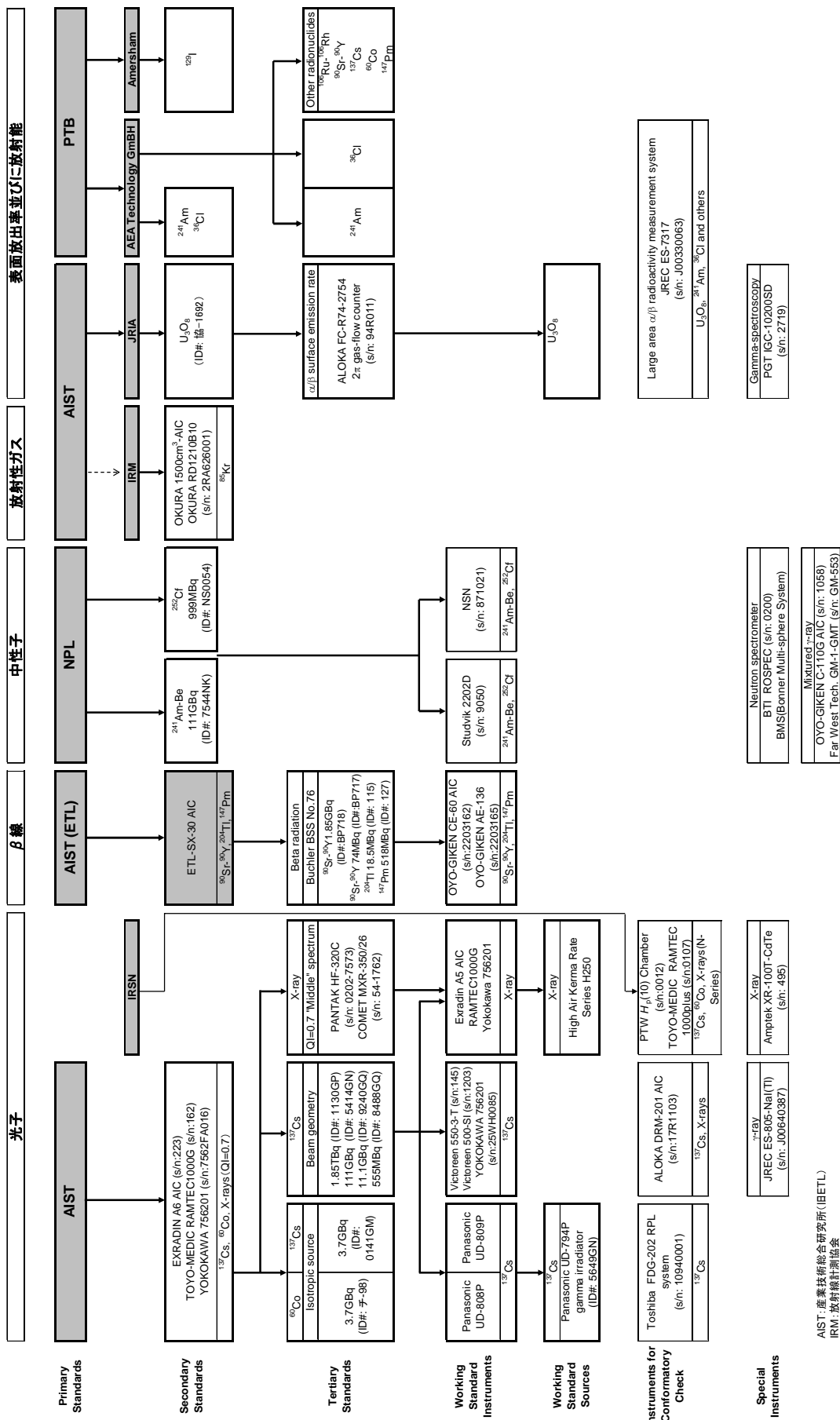


図 7.1 放射線・放射能にかかるとレーサビリティ経路

AIST: 産業技術総合研究所 (IBETL)
 IRM: 放射線計測協会
 JRIA: 日本アイソトープ協会
 AIC: 空気電離箱

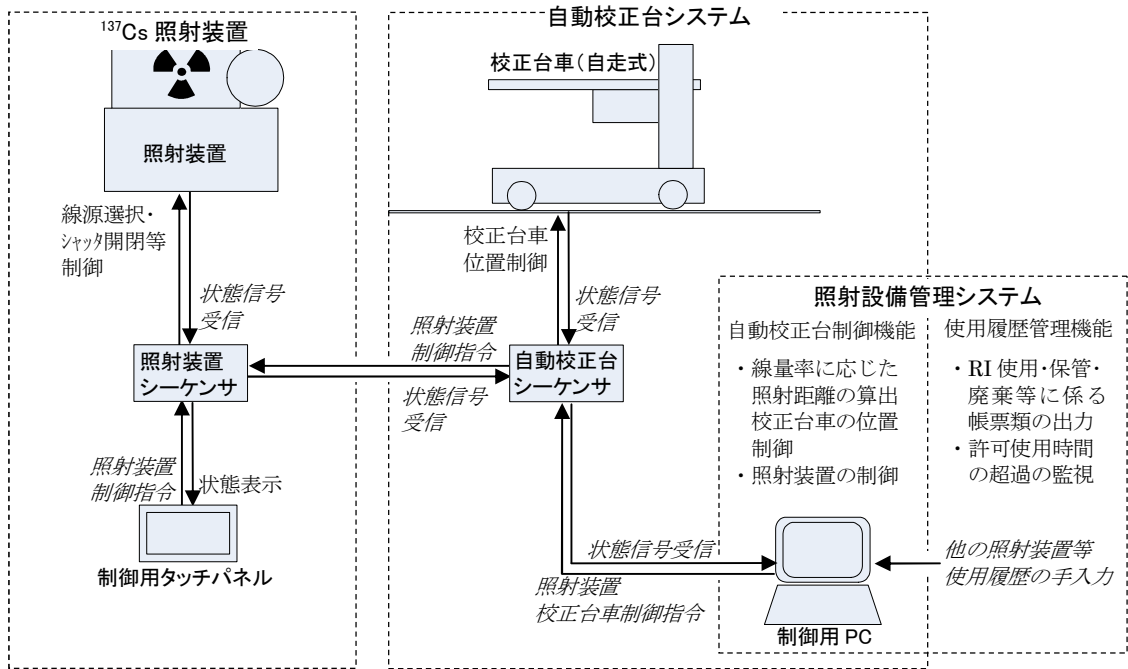


図 7.2 照射設備管理システムのシステム構成

表7.1 RI線源等の年間使用回数、使用時間及び使用日数（計測機器校正施設）

核種	許可数量	照射装置等	使用回数*1（四半期） [回]				合計	使用時間*2（四半期） [時間：分]				使用日数		
			1	2	3	4		1	2	3	4	*3	*4	
Cs-137	1.85 TBq	Cs-137照射装置	436	344	216	331	1327	52:29	28:58	23:54	29:56	135:17	174	196
Cs-137	555 MBq		186	34	175	60	455	15:50	4:10	19:42	4:21	44:03	81	
Cs-137	11.1 GBq		270	96	203	102	671	18:38	4:03	16:53	7:26	47:00	122	
Cs-137	111 GBq		286	484	506	254	1530	18:27	16:14	19:20	11:50	65:51	145	
Co-60	3.7 GBq	γ線照射装置	48	0	27	0	75	1:28	0:00	0:27	0:00	1:55	6	6
Cs-137	3.7 GBq		6	0	1	0	7	0:17	0:00	0:02	0:00	0:19	2	
Am-241-Be	111 GBq	中性子照射装置	129	419	106	305	959	8:59	37:43	10:30	35:22	92:34	73	98
Cf-252	999 MBq		219	151	226	268	864	16:20	28:20	46:32	50:51	142:03	88	
Pu-238-Be	370 GBq		0	0	0	0	0	0:00	0:00	0:00	0:00	0:00	0	
Am-241	296 GBq	低エネルギーγ線照射装置	98	2	10	31	141	4:33	0:06	1:02	1:44	7:25	22	22
Cs-137	18.5 GBq	線量計自動照射装置	22	28	21	15	86	32:15	33:40	24:40	17:20	107:55	77	77
Sr-90	74 MBq	β線照射装置 (貯蔵箱1)	0	0	1	0	1	0:00	0:00	0:02	0:00	0:02	1	1
Sr-90	1.85 GBq		0	0	0	0	0	0:00	0:00	0:00	0:00	0:00	0	
Tl-204	18.5 MBq		0	0	1	0	1	0:00	0:00	0:02	0:00	0:02	1	
Pm-147	518 MBq		0	0	1	0	1	0:00	0:00	0:02	0:00	0:02	1	
Co-60	37 MBq	貯蔵箱2	0	0	0	0	0	0:00	0:00	0:00	0:00	0:00	0	0
Ra-226	4.07 MBq		0	0	0	0	0	0:00	0:00	0:00	0:00	0:00	0	
Ra-226	37 MBq		0	0	0	0	0	0:00	0:00	0:00	0:00	0:00	0	
Cs-137	37 MBq		0	0	0	0	0	0:00	0:00	0:00	0:00	0:00	0	
X線発生装置 (HF-320C)		X線発生装置	18	124	71	73	286	0:59	4:05	6:26	2:16	13:46	21	21
												218*5		

*1 照射装置が動作した回数、*2 照射時間、*3 線源毎の使用回数、*4 照射装置毎の使用日数、*5 校正室の稼働日数（照射装置・線源を使用した日数）

8. 主要な設備機器の整備、維持管理

8.1 放射線管理用機器の保守校正

再処理施設、核燃料物質使用施設などの施設内の放射線管理及び施設周辺の環境監視に使用する放射線測定器類（定置式モニタやサーベイメータ等の施設放射線管理用放射線測定器、環境放射線監視設備、臨界警報装置等を含む。以下、「放射線管理用機器」と記す。）は、サイクル研究所 再処理施設保安規定、核燃料物質使用施設保安規定等に基づき、定期点検、修理及び校正を実施した。

放射線管理用機器のうち臨界警報装置は、予防保全として音系パワーアンプなどの部品交換、各ユニット内の一部のリレー交換を実施した。

事業所全体で保守校正の対象としている放射線管理用機器の総数は、図 8.1 に示すようにサーベイメータ、放射能測定装置等が減少に転じた。これは施設の縮小や管理方式の見直しによる影響である。

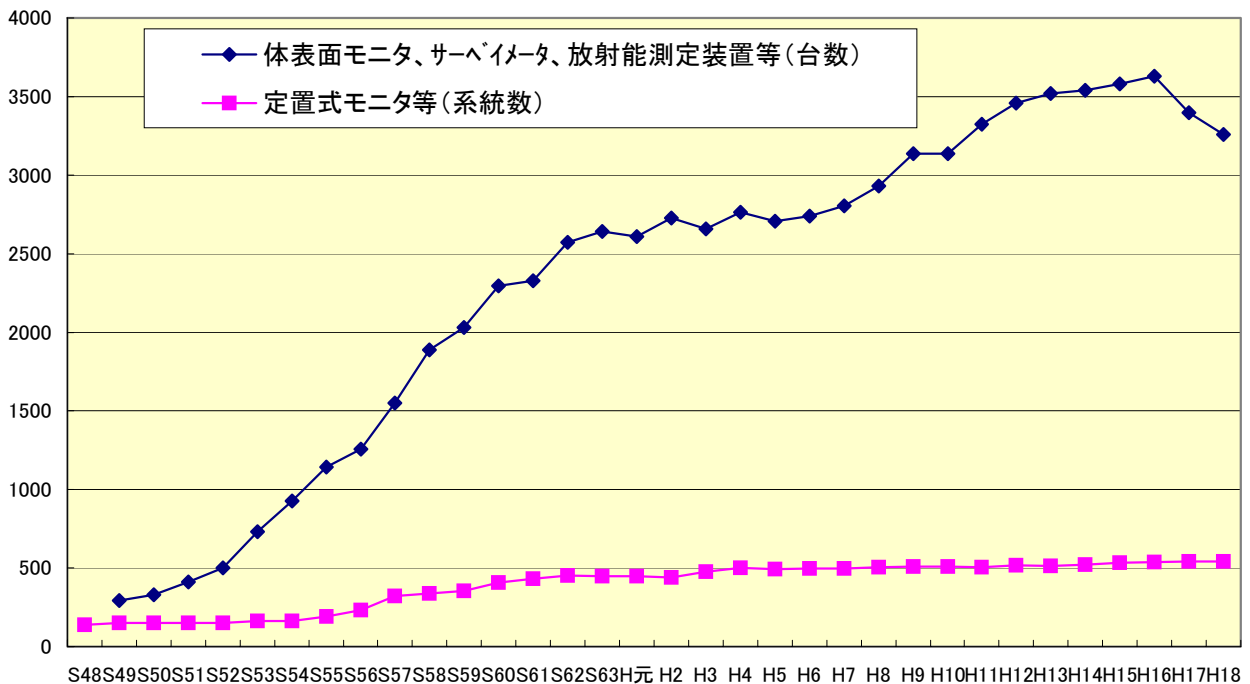


図 8.1 点検対象機器台数の推移

8.1.1 臨界警報装置を除く放射線管理用機器の定期点検状況

平成 18 年度の放射線管理用機器に対する点検及び校正の実施状況を表 8.2 に示す。点検の頻度は、基本的にサーベイメータ類は年に 1 回、その他の定置式モニタや放射能測定装置等は年に 2 回（6 ヶ月毎に実施）としている。点検の項目は、電子回路の出力信号検査、警報装置の作動状況の確認や校正用の線源を用いた感度検査、指示精度の検査等である。表 8.1 に含まれる機器以外にも環境監視用のモニタリングステーション、再処理施設排水モニタやモニタリングポストに設置されている放射線測定器類についても同様に点検を実施している。

表 8.1 主な放射線管理用機器の点検状況（平成 18 年度）

区分	機器名称	点検台数
排気モニタ	ダストモニタ（ α 線、 β 線） ヨウ素モニタ（ ^{129}I 、 ^{131}I ） 希ガスモニタ（ ^{85}Kr ）	144 系統
定置式モニタ	γ 線エリアモニタ	260 系統
	中性子線エリアモニタ	28 系統
	α 線（プルトニウム）ダストモニタ	104 系統
	β 線ダストモニタ	99 系統
体表面汚染モニタ	ハンドフットクローズモニタ（ α 線） （フットモニタ（ α 線）を含む）	257 台
	ハンドフットクローズモニタ（ β 線）	121 台
サーベイメータ	表面汚染検査用サーベイメータ（ α 線）	962 台
	表面汚染検査用サーベイメータ（ β 線）	488 台
	線量当量率サーベイメータ（ γ 線）	382 台
	線量当量率サーベイメータ（中性子線）	56 台
放射能測定装置	放射能測定装置（ α 線、 β 線）	181 台

8.1.2 臨界警報装置の検査状況

臨界警報装置については、再処理施設保安規定、核燃料物質使用施設保安規定に基づき、年 1 回以上の総合検査を実施し、正常に機能していることを確認した。表 8.2 に施設別の臨界警報装置の設置台数と総合検査の実施期間を示す。また、再処理施設の臨界警報装置については、再処理施設保安規定に基づき月例検査を実施し、正常に機能していることを確認した。

表 8.2 臨界警報装置の設置状況と総合検査実施期間

施設	設置台数	総合検査実施期間	
		前期	後期
再処理施設 分離精製工場	3 系統 (γ線) 1 系統 (中性子線)	H18. 7. 3～H18. 7. 7	H19. 1. 9～H19. 1. 12
転換技術開発施設	8 系統	H18. 8. 7～H18. 8. 11	H19. 1. 15～H19. 1. 19
プルトニウム燃料第 1 開発室, 第 2 開発室	8 系統	H18. 9. 4～H18. 9. 11	H18. 12. 18～H18. 12. 22
プルトニウム燃料 第 3 開発室	14 系統	H18. 8. 17～H18. 8. 28	H18. 12. 4～H18. 12. 8
高レベル放射性物質 試験施設 (C P F)	1 系統	H18. 8. 29～H18. 8. 31	H19. 2. 19～H19. 2. 22

8.1.3 主な予防保全

臨界警報装置の予防保全は、計画的に部品交換を行うこととしている。平成 18 年度は、調整限界に近くなったプルトニウム燃料第 3 開発室のパワーアンプとプルトニウム転換技術開発施設 (Pu-CON) の音系異常検出器などのメーカー調整 (部品交換) を実施した。

排気モニタ関係の予防保全は、排気空気試料をサンプリングするドライポンプについて、平成 18 年 9 月 (20 台, うち再処理 12 台)、平成 18 年 10 月 (12 台, うち再処理 7 台) 及び平成 19 年 2 月 (9 台, うち再処理 3 台) に保守 (分解点検清掃及び摩耗部品の交換等) を実施した。

点検結果としては、特に問題となるような不具合は認められなかった。

8.1.4 再処理施設における放射線管理用機器に係る施設定期検査対応状況

平成 17 年度の再処理施設 施設定期検査のうち定置式モニタ類の性能に関する検査は、平成 18 年 8 月 30 日～10 月 3 日に行われ、検査結果は全数合格であった。

表 8.3 に立会検査の実施状況を示す。

表 8.3 再処理施設定期検査における放射線管理用機器に係る検査状況

対象機器	検査項目	施設名	モニタ番号	検査結果
ガンマ線 エリアモニタ 中性子線 エリアモニタ	感度試験 指示精度試験 警報作動試験	MP	γ -30、n-1	合格
		HAW	γ -4	合格
		IF	γ -3	合格
ベータ線 ダストモニタ プルトニウム ダストモニタ	計数効率試験 指示精度試験 警報作動試験	MP	β 8-3、Pu-3	合格
		DN	β -2	合格
		HAW	β -4	合格
		Pu-con	Pu-14	合格
		2HASWS	β -1	合格
排気モニタリング 設備	感度試験 ^{※1} 計数効率試験 ^{※2} 指示精度試験 警報作動試験	主排気 筒排気 モニタ No.2	α 線ダストモニタ部 β 線ダストモニタ部 ヨウ素 129 モニタ部 ヨウ素 131 モニタ部 クリプトンモニタ部 (高) ※1 クリプトンモニタ部のみ ※2 クリプトンモニタ部を除く	合格
臨界警報装置	検出器の単独作 動試験	MP	検出器 K γ 1, 2, 4、Kn 3	合格
			回転灯 (屋内) FLB-4, 5, 9, 12, 15, 19, 22, 23, 33, 37, 50, 52, 56	
			回転灯 (屋外) WFLB-1~9	
			ホーンブローア HB-13, 18	
	論理回路の確認 試験 警報試験	Pu-con	検出器 K γ 1, 2, 3, 4, 5, 6, 7, 8	合格
			回転灯 (屋内) FL-3, 4, 7, 8, 9, 10, 16, 18, 26, 27, 28, 36, 40	
			回転灯 (屋外) FL-11, 13, 14, 19, 21, 23, 32	
			ホーンブローア HB-4, 5, 6, 7, 10, 11, 12, 16, 20, 31, 33, 34, 36, 44, 51, 52	

- 8.1.5 使用施設における放射線管理用機器に係る検査の対応状況
平成18年度の入受検査の対応等はなかった。

9. 研究開発の計画的推進

9.1 研究開発の推進

サイクル研究所では、わが国最初の再処理施設やMOX燃料施設があり、それらの施設では安全の確保を最優先に研究開発が進められ、放射線管理部では、保安規定や県協定等に基づく放射線管理や環境監視を実施している。これらの放射線管理や環境監視に関して、より詳細にデータを取得することにより十分に余裕を持って実施されていることの確認や、より効果的かつ効率的な測定手法や分析手法を開発することなどにより実務の最適化や高度化を目的として各種の研究開発を進めている。これらの研究は、施設で取り扱われる核燃料物質からの α 線や中性子線による作業環境におけるモニタリング技術の高度化に関する研究や、作業者の被ばく線量の測定・評価技術を高度化に関する研究、また、再処理施設では多くの種類のFPや超ウラン元素を取り扱うため、それらの環境中での挙動や影響評価手法の研究等である。また将来の新しい測定技術の開発として先行基礎工学研究や機構内萌芽研究についても取り組んでいる。

なお、これらの研究成果はサイクル研究所だけでなく、日本原燃再処理施設の運転や影響評価手法等の基礎データとして利用されるとともに、分析手法の一部はわが国の標準的なマニュアルにも採用されている。

平成18年度においては、表9.1に示す研究開発等を自主的に行い、放射線管理技術の向上に努めた。

なお、H18年度における外部発表状況は、以下の通りである。

(1) 技術資料

平成18年度は、報告書等として6件、論文投稿・掲載として19件の計25件の技術資料を作成した。

(2) 口頭発表

平成18年度は、国際会議発表が16件、保健物理学会8件、日本原子力学会5件及びその他7件の計36件の口頭発表を行った。

詳細については、付録2に記す。

表 9.1 平成 18 年度における放射線管理技術等の開発等の実施項目

種 類	実 施 項 目
放射線モニタリング 技術の高度化研究	減速中性子校正場における混在 γ 線量率の測定
	イメージングプレートを用いた ^{241}Am 及び ^{36}Cl 校正用面線源の均一性の評価
	プルトニウム燃料第三開発室の作業場における中性子スペクトルの測定
	TLD を用いた施設周辺の中性子線量モニタリング
	臨界事故を模擬したパルス状放射線に対する臨界事故検出器の応答試験
	ZnS (Ag) シンチレーション式サーベイメータによるエネルギー弁別法の検討
	臨界警報装置に与える宇宙線の影響に関する調査
	プルトニウム転換技術開発施設における臨界警報装置の配置設計
	パルス時間間隔を用いたバックグラウンド補償型ダストモニタの開発
個人被ばく線量測定・評価技術の高度化研究	中性子個人線量当量基準測定器の開発
環境影響評価手法の研究	東海再処理施設周辺の陸上環境での ^{129}I 濃度
	^{222}Rn 壊変生成物降雨洗浄モデルを用いた雨雲大気中 ^{222}Rn 濃度の推定に関する研究
	再処理施設周辺の海水中トリチウム濃度について
安全工学研究	核燃料施設の安全解析手法の開発・整備
先行基礎工学研究	プルトニウム同位体等の LX 線高精度分光分析に係る研究
機構内萌芽研究	ルミネッセンス法による環境放射線量モニターの開発

9.2 放射線モニタリング技術の高度化研究

9.2.1 減速中性子校正場における混在 γ 線量率の測定

MOX燃料施設で使用する中性子線量当量(率)測定器の特性評価を目的として、 ^{252}Cf 線源と鉄、メタクリル樹脂(PMMA)等の減速材の組み合わせにより、MOX燃料施設の作業場所における中性子スペクトルを模擬した減速中性子校正場(通称:ハイブリッド減速中性子校正場)を整備している[1]。このような中性子校正場においては、線源及び減速材等から発生する γ 線が混在するが、これまで精度よく測定がされていなかった。混在 γ 線の存在は、中性子測定器の校正のとき、誤差要因になる可能性が無視できない。このため、検出原理の異なる3種類の検出器を用いた測定と、モンテカルロ計算を行い、本校正場中の混在 γ 線の周辺線量当量率の評価を行った。

混在 γ 線の測定には、表9.2に示す3種類の検出器を用いて、線源から1mの距離における γ 線の測定を行った。また、混在 γ 線のエネルギー分布を評価することを主目的に、 ^{252}Cf から放出される1次 γ 線[2]及び中性子と物質の相互作用による2次 γ 線について、MCNP-4Cを用いて計算を行った。 ^{252}Cf 線源の周囲の構造体(線源カプセル、ホルダ、線源支持体等)及び減速材を計算体系として入力し、断面積ライブラリにはMCPLIB02及びENDF/B-VIを用いた。

MCNPによる計算から得られた γ 線スペクトルの例を図9.1及び図9.2に示す。混在 γ 線の平均エネルギーは600~860 keV、空気カーマ-周辺線量当量換算係数は1.2 Sv/Gyであり、 ^{137}Cs γ 線と同等であった。そのため、上記3種類の検出器は、 ^{137}Cs γ 線による周辺線量当量率に対して校正した。表9.3に、線源中心から1mにおける中性子周辺線量当量率に対する γ 線周辺線量当量率の比(γ/n 比)を示す。3種類の検出器を用いて測定した結果は、全てよく一致した。MCNPによる計算結果についても一致している。また、PMMA減速材厚さの増加と共に、 γ 線の混在割合が増加している。これは減速によって中性子線量率が減少する一方、PMMAに含まれる水素からの捕獲 γ 線が増加するためである。

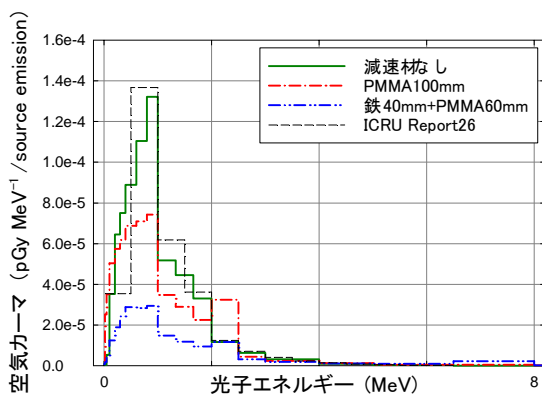


図9.1 混在 γ 線の空気カーマスペクトルの例

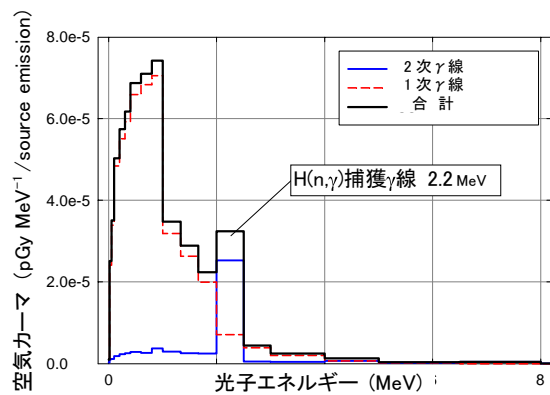


図9.2 混在 γ 線の成分別スペクトル(減速材PMMA100mmの場合)

表 9.2 混在 γ 線の測定に用いた検出器とその特徴

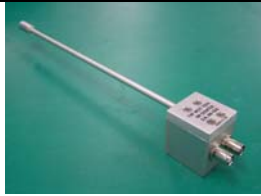
使用検出器	特 徴
 LiF フィルタ付 GM 検出器 (Far West Technology 製 GM-1)	<ul style="list-style-type: none"> ・中性子-γ 線混在場における γ 線測定用に開発[3] ・空気カーマエネルギー補償 GM 計数管+^6LiF フィルタ ・エネルギー特性 70keV~2.06MeV 光子に対し$\pm 10\%$ ・中性子感度 組織カーマに対し 0.2~0.5%程度
電離箱式 γ 線量当量率サーベイメータ (応用技研製 AE-233V)	<ul style="list-style-type: none"> ・放射線管理等で一般に用いられているサーベイメータ ・中性子による偽信号を補償するため、鉛ブロックによる遮蔽の有無の差分から、γ 線量率を測定
TLD (Panasonic 製 UD-200S)	<ul style="list-style-type: none"> ・蛍光体 $\text{CaSO}_4(\text{Tm})$ ・高感度で、環境中の γ 線測定などに多用 ・空気カーマエネルギー補償フィルタ付き

表 9.3 ハイブリッド減速中性子校正場における中性子周辺線量当量率に対する γ 線周辺線量当量率の比

減速材材質・厚さ ^{†1}		中性子平均エネルギー (MeV)	γ/n 比 ^{†2} (%)			
			GM-1	AE-233V	UD-200S	MCNP 計算値
1 F 減速場	減速材なし	2.0	4.4 \pm 0.2	4.5 \pm 0.1	4.4 \pm 0.1	5.0
	PMMA15mm	1.7	5.2 \pm 0.3	5.0 \pm 0.1	—	5.4
	PMMA35mm	1.4	6.4 \pm 0.3	5.8 \pm 0.1	5.5 \pm 0.1	6.5
	PMMA60mm	1.2	8.5 \pm 0.4	7.5 \pm 0.2	—	8.5
	PMMA100mm	1.0	13.9 \pm 0.7	13.2 \pm 0.3	12.7 \pm 0.2	13.9
	鉄 40mm	1.5	2.5 \pm 0.2	1.8 \pm 0.1	1.8 \pm 0.0	1.7
	鉄 40mm + PMMA60mm	0.85	4.8 \pm 0.4	5.1 \pm 0.2	5.6 \pm 0.1	4.5
B 1 減速場	減速材なし	1.6	3.9 \pm 0.1	4.0 \pm 0.1	—	—
	PMMA100mm	0.75	14.0 \pm 0.4	12.0 \pm 0.2	—	—
	黒鉛 100mm	0.86	7.9 \pm 0.3	7.4 \pm 0.1	—	—
	鉄 100mm	0.67	5.3 \pm 0.2	3.9 \pm 0.1	—	—
	黒鉛 100mm + PMMA100mm	0.61	20.2 \pm 0.8	17.8 \pm 0.3	—	—
	鉄 100mm + PMMA100mm	0.44	14.5 \pm 0.5	11.1 \pm 0.3	—	—

^{†1} 被校正器の設置方向に対する厚さを示している。 ^{†2} 誤差は測定データの統計誤差のみを示している。

(線量計測課：吉田 忠義)

【参考文献】

[1] 辻村ら, 保健物理, **40**(4), 354-359 (2005)
 [2] ICRU Report 26 (1977)
 [3] E. B. Wagner and G. S. Hurst, *Health Phys.*, **5**, 20-26 (1961)

9.2.2 イメージングプレートを用いた ^{241}Am 及び ^{36}Cl 校正用面線源の均一性の評価

放射性表面汚染測定器や放射性ダストモニタ等の校正等に用いる校正用面線源の表面放出率の均一性は、相対標準偏差で 0.1 以下であることが JIS Z4334 によって推奨されている。そこで、校正業務への使用を予定している ^{241}Am 及び ^{36}Cl 陽極酸化被膜線源 (AEA Technology QSA 製) の全保有数 (^{241}Am 方形 10 枚、円形 17 枚、 ^{36}Cl 方形 6 枚、円形 19 枚) について、イメージングプレート (IP) を用いて、それぞれの均一性を測定し、全体としての品質を調査した。

IP 及び読取器には、富士写真フィルム製 BAS-SR2040 及び BAS-2500 を用いた。それぞれの線源面を IP で覆い 30 分間暴露して読取りを行い、線源面の端を除く領域に 1 cm 間隔の格子状 ROI を設定し、各 ROI の PSL 値から均一性 (相対標準偏差) を求めた。ここで、PSL 値は単位面積当たりの表面放出率に比例するものである。

校正用面線源の測定に先立ち、IP 及び読取器における検出感度及び読取感度の均一性並びに繰り返し測定による再現性を評価した。検出感度及び読取感度の均一性評価では、 ^{137}Cs γ 線照射装置を用いて、IP の大きさ (20 cm \times 40 cm) にわたって均一な照射野が確保できる距離 (4 m) で γ 線を照射し、面線源の測定に用いる領域 (IP 中央 17cm \times 21cm) における平均 PSL 値に対する各 ROI (1cm \times 1cm) の PSL 値の相対偏差を調べた。図 9.3(a) にその一例を示す。IP 読取時の走査方向に平行な縞状の「むら」が見える。このむらは、特定の IP に限られたものではなく、また γ 線照射時における IP の設置向きにも依存しないことから、IP 読取器による読取むらが主要因と考えられる。このため、同一の IP について γ 線による照射と測定を 3 回繰り返し実施し、その結果をもとに、それぞれの ROI について読取むらを補正する係数を求めた。図 9.3 (b) に読取むら補正後の PSL 値の相対偏差を示す。適切な補正によって IP 及び読取器に起因するむらが是正され、均一性が補正前の 0.028 から 0.003 まで改善することが確認された。また、再現性評価では、同一の線源を用いて暴露、読取を 10 回繰り返し実施し、均一性の変動係数 (再現性) を求めた。その結果、均一性は 8% 以内で再現することが分かった。

次に、校正用面線源の測定を実施した。測定例として、 ^{241}Am 方形線源 (10cm \times 15cm) について各 ROI の PSL 値の平均値に対する偏差を調べた結果を図 9.4 に示す。ここでは、ROI 面積が 1cm 2 とした場合に加え、隣り合う区画を結合し、ROI 面積を 4cm 2 及び 9cm 2 とした場合も示す。補正係数を適用して読取むらを補正しても、PSL 値が測定部位によって異なる。これは表面放出率の分布に系統的な位置依存が見られるためであり、この例では上側で偏差が大きく、下側で小さい。ROI 面積 1cm 2 の場合、 ^{241}Am 、 ^{36}Cl 共に最大 $\pm 30\%$ 程度の系統的な偏差が見られた。次に方形線源全数について ROI 面積と表面放出率の均一性の関係を調べた結果を図 9.5 に示す。ROI 面積が 1 cm 2 のとき、均一性の全体平均値は 0.08 程度であった。ROI 面積の増加と共に均一性が向上し、4 cm 2 以上では全ての線源について均一性が JIS の推奨値である 0.1 を下回っ

た。なお、円形線源の均一性は、方形線源と同等であることを確認した。

JIS では均一性の評価を行う際、分割面積は 10 cm² 又はそれ以下と定められている。一般に放射性表面汚染測定器で用いられる検出器は小さなものでも 1 インチ径(約 5 cm²) 程度であり、このような検出器の校正に対して、これらの線源は JIS が要求する性能を十分に有していることを確認した。

一方、検出器が小さいほど、系統的な表面放出率の位置依存の影響を受ける可能性があるため、これを回避するためには、検出器の形状に合った線源を用いて校正することが望ましい。

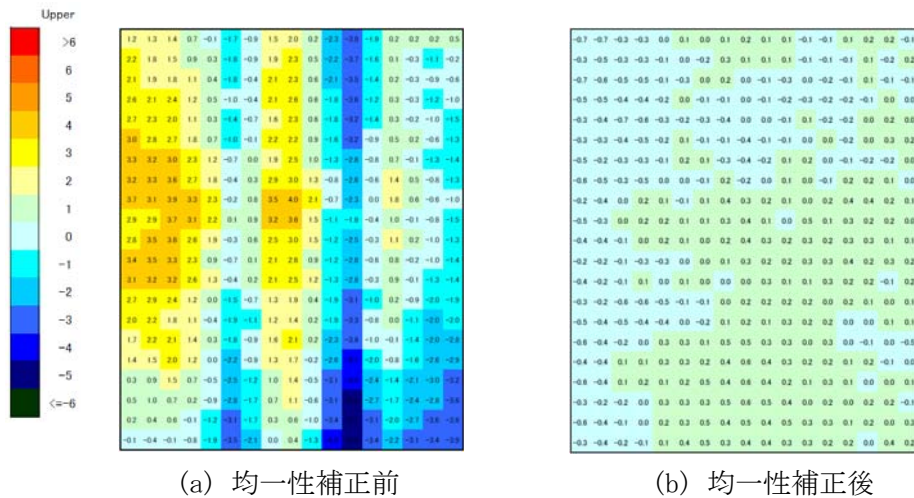


図 9.3 ¹³⁷Cs γ 線を均一に照射したときの各 ROI における PSL 値の平均値に対する偏差の 2 次元分布

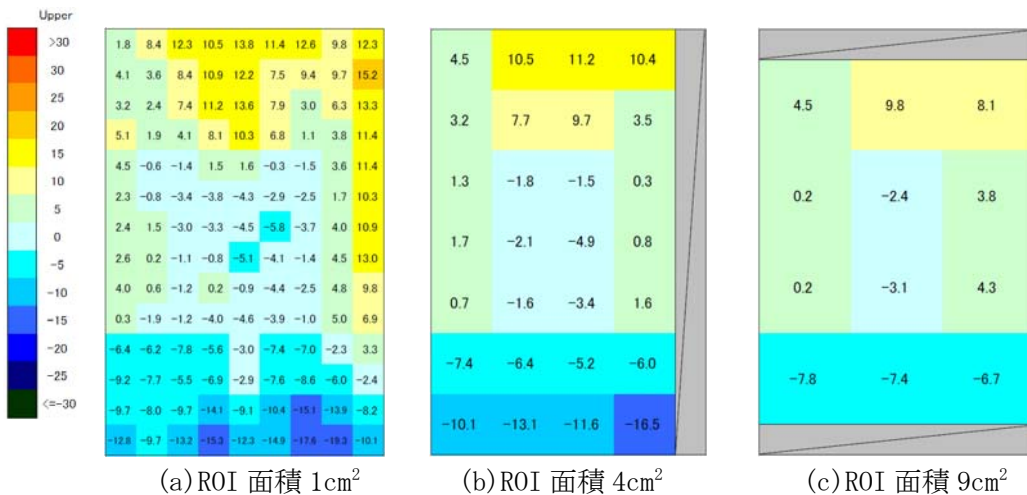


図 9.4 ²⁴¹Am 線源(10cm×15cm)における各 ROI における PSL 値の平均値に対する偏差の 2 次元分布の例

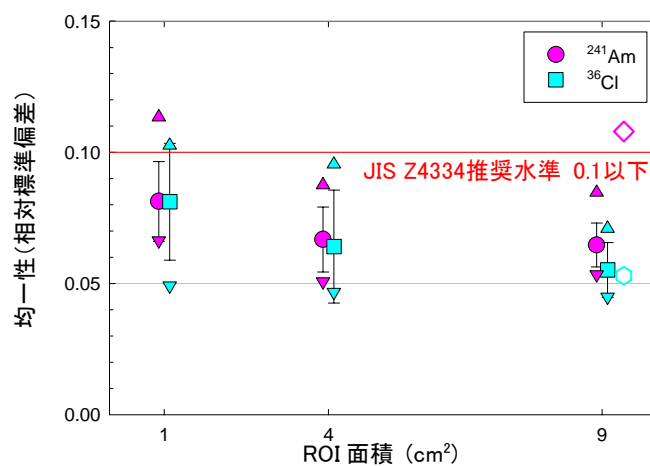


図 9.5 ROI 面積と表面放出率の均一性との関係

(誤差棒は均一性の 1 標準偏差、三角形は最大最小値を示す。菱形及び六角形は、木内ら[1]が報告した ²⁴¹Am 及び ³⁶Cl 陽極酸化被膜線源の均一性である。)

(線量計測課：吉田 忠義)

【参考文献】

- [1] 木内ら, 第 38 回理工学におけるアイソトープ・放射線研究発表会要旨集 1p-5

9.2.3 プルトニウム燃料第三開発室の作業場における中性子スペクトルの測定

MOX 燃料施設では、プルトニウムの自発核分裂及び酸化物中の酸素と α 粒子との (α, n) 反応によって中性子が発生するため、それに対する中性子被ばく管理が重要である。外部被ばく線量測定に用いられる中性子個人線量計のエネルギー特性等は、一般に良好ではないため、 ^{252}Cf 及び $^{241}\text{Am-Be}$ などの校正用中性子線源を用いた校正条件と、実際の作業場における照射条件との違いの影響を適切に補正する必要がある。そのための重要な情報の一つとして、作業場における中性子スペクトルが挙げられる。

高速増殖炉「もんじゅ」などの MOX 燃料集合体を製造するプルトニウム燃料第三開発室では、1991～1993 年にかけて、燃料製造ラインの代表的な作業場約 70 地点について、直径 50.8mm の ^3He 比例計数管 (5 気圧) と直径の異なる 4 組のポリエチレン減速材からなる球形多組減速材付中性子スペクトロメータ (以下、BMS (ボナー球スペクトロメータ) と記す) を用いて作業場の中性子スペクトル測定を行った。分析の結果、作業場の中性子スペクトルは、①大型グローブボックス周辺、②連続焼結炉周辺、③燃料集合体周辺の 3 つに大きく分類されることが分った。しかし近來、燃料製造設備の高度化に伴う設備更新が行われており、それによって中性子スペクトルが変化している可能性がある。そこで、「常陽」Mk-3 第 2 次取替燃料製造中の同施設における作業場の中性子スペクトルについて、BMS による再測定を実施した。測定ポイントは、前回測定時とほとんど同様であるが、前回の測定において、作業者の被ばくが少ないため測定が行われなかった④燃料組立設備 (燃料ピンへのペレット充填、除染及び溶接、集合体組立等) 周辺における測定を追加した。また、新型連続焼結炉については、測定実施時点で未稼動であったため測定を行わなかった。

現在までに測定を完了した作業場 24 地点における BMS の減速材直径毎の計数率を表 9.4 に示す。ここでは、減速材直径 151mm の ^3He 比例計数管の計数率を 1 に規格化した。減速材直径の大きなものの計数率比が大きいほど、中性子平均エネルギーが相対的に高い、硬い中性子スペクトルであることを示している。

①③については、前回の測定結果と比べて大きな変化は見られず、設備更新による中性子スペクトルの変化は小さいと考えられる。また、④については、①と異なりグローブボックス表面に設置するアクリル遮蔽パネルが用いられていない等の理由から、①と③の中間的な計数率比となっている。今後、アンフォールディング計算に用いる初期推定スペクトルを評価した上で、スペクトル解析を行う予定である。

表 9.4 BMS の減速材直径毎の計数率の関係（直径 151mm の計数率を 1 としたとき）

減速材寸法 測定場所	231mm φ	151mm φ	111mm φ	81mm φ	減速材なし	Cd カバー
①大型グローブ ボックス周辺 (17 点)	0.64±0.04 (0.64±0.03)	1.00	0.82±0.11 (0.88±0.04)	0.44±0.08 (0.51±0.05)	0.77±0.27 (0.95±0.15)	0.09±0.02 (0.10±0.02)
②連続焼結炉 周辺(0 点)	(0.47±0.01)	(1.00)	(0.99±0.06)	(0.57±0.03)	(0.83±0.07)	(0.09±0.01)
③燃料集集体 周辺(1 点)	1.11 (1.01±0.02)	1.00	0.55 (0.55±0.03)	0.16 (0.15±0.05)	0.05 (0.08±0.07)	0.01 (0.01±0.01)
④燃料組立設備 周辺(6 点)	0.74±0.08	1.00	0.68±0.08	0.33±0.10	0.23±0.11	0.05±0.02

()内は 1991～1993 年に行った測定結果を示す。

(線量計測課：吉田 忠義)

9.2.4 TLD を用いた施設周辺の中性子線量モニタリング

MOX 燃料製造施設では、作業環境中に中性子が存在するため、管理区域境界の積算線量モニタリングを行う際、 γ 線に加え中性子線も測定する必要がある。そのため、サイクル研究所では平成 14 年度から TLD を用いた積算中性子線量当量計により測定を実施してきた。この線量計は中性子モデレータ（松下電器産業(株)製 UD-893P ポリエチレン製の立方体）の中心に熱中性子に感度のある TLD 素子（松下電器産業(株)製 UD-813PQ4、蛍光体:ホウ酸リチウム $\text{Li}_2\text{B}_4\text{O}_7(\text{Cu})$ ）を配置したものである。

本線量計の方向特性、中性子エネルギー応答特性については、一部既に報告済み^{[1][2]}であるが、MOX 施設内と同様の中性子スペクトルを持つ減速中性子校正場（平均エネルギー0.4MeV~1.8MeV）において特性試験を実施した。また、これまで水平方向の回転でしか方向特性試験を行っていなかったため、立方体であるモデレータの頂点方向から中性子が入射する場合について試験を行った。加えて、モンテカルロ計算（MCNP5、核データ:ENDF/B6）を用いて詳細に性能評価を行った。その結果、中性子エネルギー特性及び方向特性は共に、²⁵²Cf 線源を用いて 0° 方向から照射した時と比較すると、最大でも約 10% 程度の変化であり、これはサイクル研究所で使用しているサーベイメータ（Studsvik 2202D）とほぼ同じ性能であった。

また、使用実績の一例として、管理区域境界における中性子線の四半期毎の積算線量トレンドを図 9.6 に示す。併記した γ 線の値は TLD(松下電器産業(株) UD-200S) のものである。図中に丸で囲った期間に見られる線量変化は、測定ポイント付近にあった核燃料物質の移動によるものであり、両線種ともに 3 ヶ月間あたり 0.1mSv という小さな変化がよく観測されている。なお、中性子の測定値には自然放射線の寄与が含まれるが、環境における中性子の線量率は約 4.0nSv/h であり、測定結果と比べて僅かである。したがって、図中の中性子の積算線量は施設からの寄与ということが出来る。

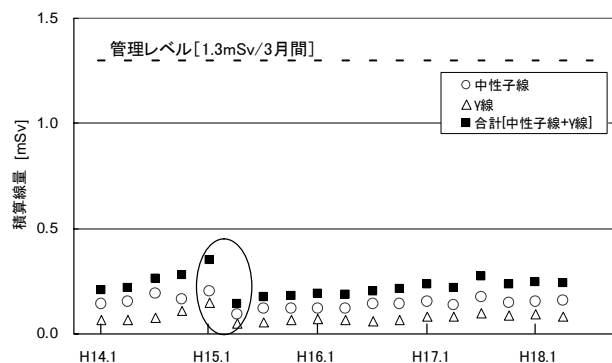


図 9.6 管理区域境界における中性子線及び γ 線の四半期毎の積算線量

(線量計測課：中川 貴博)

【参考文献】

- [1] 上蓑ら, 保健物理 33 (2), 121-142 (1998)
- [2] 辻村ら, JNC TN8400 2001-004 (2001)

9.2.5 臨界事故を模擬したパルス状放射線に対する臨界事故検出器の応答試験

臨界事故を模擬したパルス状放射線に対する臨界事故検出器（臨界事故警報装置の検出部）の応答特性試験を、原子力科学研究所 過渡臨界実験装置（TRACY）を用いて実施した。ここでは、TRACY のパルス運転に伴って発生する放射線に対する臨界事故検出器の出力信号を炉出力信号と比較し、検出器応答の炉出力変化に対する追従性を調べた。

実験では炉室上部室のコンクリート床上に臨界事故検出器を設置した。この場所は、TRACY 炉心の直上に位置し、炉心からの直線距離は約 12m、炉心と検出器の間は厚さ 1.9 m コンクリートで遮へいされている。臨界事故検出器から階下の TRACY 制御室まで 2 本の信号ケーブル（100 m 長ツイストペア）を敷設し、検出器からのアナログ信号（吸収線量率に比例する）とトリップ信号（2/3 論理回路を始動させる）を、TRACY の炉出力信号とともに高速デジタルレコーダで観測した。

TRACY の運転条件を表 9.5 に示す。実験は二回実施した。ともに第一出力パルスの積算出力は 10^{17} fissions オーダであり、JCO 事故における第一出力パルス（約 0.5×10^{17} fissions と推定されている）よりも大きい。一回目の実験（TRACY 運転番号 R351）では、中性子・ γ 線非弁別測定式臨界事故検出器（試作 1 号機）[1]を使用した。本検出器は、分離精製工場 A348 に設置している中性子用臨界事故検出器の後継機として開発中のもので、ここではアナログ信号が 1.56 V（空気カーマ率で 0.87 mGy/h に相当）のときにトリップ信号を発生するよう設定した。二回目の実験（同 R358）では、ガンマ線用臨界事故検出器（RD-126B 型、s/n:00160022）を使用した。本検出器は、プルトニウム転換技術開発施設に設置している同型臨界事故検出器の更新用として準備した 12 台の検出器の中の 1 台であり、アナログ信号が約 2.8V（同、2.0 mGy/h 相当）でトリップ信号を出力するよう設定した。

R351 で観測された中性子・ガンマ線用臨界事故検出器及び R358 で観測されたガンマ線用臨界事故検出器のアナログ及びトリップ信号の時間変化をそれぞれ図 9.7、図 9.8 に示す。横軸は反応度添加開始（トランジェント棒 B_4C 下端が炉心タンク内燃料下端を通過）からの経過時間である。図には、炉出力（中性子計装である核分裂計数管の信号）もピークを 1 とする相対値として示した。両検出器ともに、トリップ信号を発生するようあらかじめ設定していたアナログ信号のレベルで、トリップ信号を発生し、トリップ回路リレーが正常に作動していることが確認された。臨界事故検出器のアナログ信号は、飽和している領域を除き炉出力モニタの信号に追従しており、時間遅れは特に見えない。溶液系プロセス臨界事故を模擬している幅 20～40 ms のパルス状放射線に対して、両臨界事故検出器ともに適切に応答かつトリップ信号を出力することが、本実験により確認された。

【参考文献】

- [1] 辻村ほか、サイクル機構技報、28, 65-66 (2005)。

表 9.5 TRACY 実験における第一出力パルスのピーク出力及び積算出力

RUN No.	運 転 日 時	運 転 条 件 ^(注)	FWHM (ms)	ピーク出力		積算出力	
				(MW)	(fissions/s)	(MJ)	(fissions)
R351	H18. 10. 11 15:00~17:00	パルス引抜 2.6\$添加	20	1050	3.3E+19	14.9	4.7E+17
R358	H18. 11. 28 15:00~17:00	ランプ引抜 2.6\$添加	42	147	4.6E+18	6.5	2.0E+17

(注) 炉心周囲に「水反射体」を設置

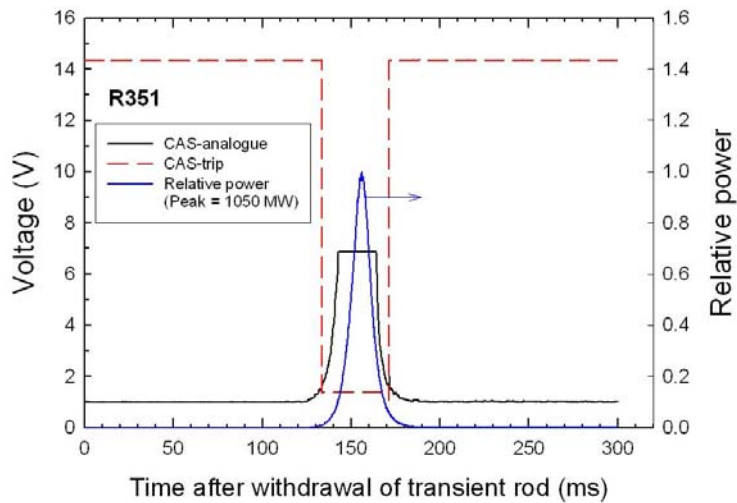


図 9.7 R351 における中性子・ガンマ線用臨界事故検出器のアナログ及びトリップ信号の時間変化

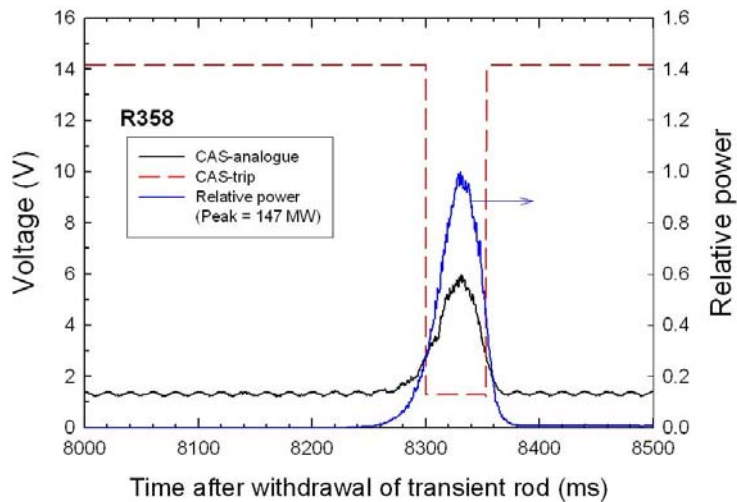


図 9.8 R358 におけるガンマ線用臨界事故検出器のアナログ及びトリップ信号の時間変化
(アナログ信号の中に AC 電源起源と思われる 50Hz の変動成分が含まれている)

(線量計測課：辻村 憲雄)

9.2.6 ZnS (Ag) シンチレーション検出器による α 線波高弁別法の検討

施設の汚染管理を効率的に行うにはラドン壊変生成物の影響を低減することが有効であり、 α 線計測では、必要に応じて波高弁別技術を適用している。 α 線のエネルギースペクトル測定には一般に表面障壁型 Si 半導体検出器が用いられるが、ZnS (Ag) シンチレーション検出器（以下、「ZnS 検出器」という）でも α 線のエネルギーに応じたパルス波高が得られることが知られている [1]。そこで、市販の ZnS (Ag) シンチレーション式表面汚染サーベイメータを多重波高弁別が可能ないように改造し、ZnS 検出器でラドン子孫核種（高エネルギー α 線）の影響を低減するための最適条件を調査した。試験では、 ^{241}Am 線源の測定結果を基に波高弁別領域（LLD 及び ULD）を設定し、ラドン壊変生成物を集塵したろ紙を測定した際に弁別により排除できる α 線の計数の割合を求めた。なお、ここでは、ラドン壊変生成物による計数のうち排除できる率を「除去率」と定義し、弁別の性能を表す指標とした。

ZnS (Ag) シンチレータシートは、ZnS (Ag) 粒子とバインダーとを混合し、フィルム上に塗布したものである。これまでの試験結果から、シンチレータシートの厚さを $10 \text{ mg} \cdot \text{cm}^{-2}$ 程度、ZnS (Ag) の粒子径を $5 \mu\text{m}$ にしたときに最も良好な結果が得られ、そのときの除去率は、ラドン子孫核種の集塵ろ紙にメンブレンろ紙を用いた場合で 90% 程度、HE-40T を用いた場合で 60% 程度となることが分かった。なお、一般的なシンチレータシートの厚さは $3 \sim 5 \text{ mg} \cdot \text{cm}^{-2}$ 、粒子径は $10 \mu\text{m}$ である。

本年度は、さらにライトガイド（シンチレータによる発光を光電子増倍管に伝播するプリズム）の影響に関する調査を行った。検出面を 5 分割し、それぞれの位置で ^{241}Am 線源を測定した際の α 線パルス波高スペクトルを図 9.9 に示す。

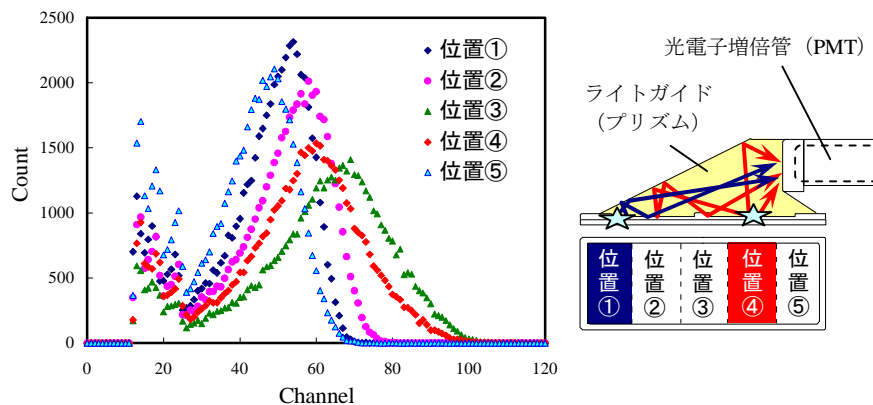


図 9.9 検出位置による α 線エネルギースペクトルの変化

この結果、検出位置（発光地点）から光電子増倍管までの光の経路が直線的で、かつ短いほど波高が高く、幅の狭いスペクトルが得られる傾向があることが分かった。この要因としては、ライトガイド内での光の減衰や反射が影響していると考えられる。さらに各々の検出位置における除去率を求めたところ、表 9.6 に示すように、最も除去率が高いのは位置①、逆に最も低いのは位置④であり、シンチレータ

の厚さ等だけでなく、ライトガイドにおける光の伝達経路も除去率に大きく影響することが確認された。

表 9.6 検出位置ごとの除去率

ZnS 検出位置	メンブレンろ紙を測定した場合の除去率	HE-40T ろ紙を測定した場合の除去率
①	89%	62%
②	88%	61%
③	79%	53%
④	73%	48%
⑤	82%	55%
(参考) 半導体検出器	90%	69%

使用した ZnS (Ag) シンチレータ : ZnS (Ag) の粒子径 $5\mu\text{m}$ 、ZnS の厚さ $10\text{ mg}\cdot\text{cm}^{-2}$

試験結果を整理し、ZnS 検出器を用いた測定において、最良のラドン除去率を得るための主な条件を、以下に示す。

- (i) ZnS (Ag) シンチレータシートの厚さをラドン壊変生成物からの α 線の最大飛程 (約 $10\text{mg}/\text{cm}^2$) とする。
- (ii) ZnS (Ag) シンチレータシートの粒径は製造可能な範囲で小さくする (実質的には $5\mu\text{m}$ 程度)。
- (iii) ライトガイド内での光の減衰を小さくし、かつ、伝達経路を一定にする (薄い平板状のライトガイドを使用する、あるいは、ライトガイドを使用しないなど)。

上記条件を満足した場合、ZnS 検出器の除去率は、半導体検出器に比べて若干劣るものの、波高弁別技術として利用できるレベルにあることが分かった。特に、ZnS 検出器は耐久性、経済性、耐ノイズ性に優れ、メンテナンスが容易という長所を有しており、放射性 α ダストモニタ等への適用が期待できる。

(放射線管理第1課：井崎 賢二)

【参考文献】

- [1] Milan S. Gadd and Thomas B. Borak, Health Phys. **68**(3):394-396;1995

9.2.7 臨界警報装置に与える宇宙線の影響に関する調査

臨界警報装置はサイクル研究所内の 6 つの施設に設置されているが、そのうちプルトニウム燃料施設に設置された臨界警報装置において、単一検出が年に数回の頻度で発生している。単一検出とは、検出器 3 台で構成される検出部において、1 台の検出器でのみトリップ（＝警報設定）レベルを超える出力変動が確認される事象であり、2 out 3 の論理判定を行うことから装置の誤警報に該当するものではない。単一検出は一過性の事象であり、また、現場の放射線レベルの変動とも関係していないことから、ほとんどの場合、その原因の特定が困難であったが、考えられる発生要因の一つとして「宇宙線の影響」の可能性があった。そこで、検出器信号の連続監視による宇宙線影響の調査を開始した。

宇宙線影響を評価するための観測装置は、やぐら形に配置した 12 台の臨界警報装置用の検出器（プラスチックシンチレーション検出器）の出力を横川電機製高速デジタルチャートレコーダ（DL750P）に接続したもので、信号を $5\mu\text{s}$ 間隔で常時監視し、いずれかの検出器の出力が 0.1V 上昇した場合に 12 台全ての検出器出力を 10msec の間（トリップ時刻から前 2 msec 後 8 msec）記録するものである。前年度までの観測結果から、臨界警報装置は宇宙線を検出しており、また、極まれに飛来する極めてエネルギーの高い宇宙線が単一検出の発生に関連している可能性が高いことが分かっている [1]。単一検出をもたらすようなエネルギーの極めて高い宇宙線は飛来頻度が低く、単一検出に影響する宇宙線の飛来傾向をより詳細に把握するには、長期に亘って観測を行いデータの信頼度を上げていく必要がある。このため、18 年度も観測を継続した。

検出器出力の上昇は、線量率（エネルギー沈着量の時間変化率）に対応することから、観測データを統計することにより、線量率で設定している検出器のトリップレベルとそれを超える頻度を近似的に表すことができる。図 9.10 に観測装置における警報設定レベルと年間トリップ回数の相関を示す。本図より、プルトニウム燃料施設でのトリップレベル（約 $0.7\text{V}=0.87\text{mGy}\cdot\text{h}^{-1}$ に相当）に設定した場合には、検出器 1 台あたり年間 0.1 回程度、単一検出が発生することとなり、これは、プルトニウム燃料施設の最上階（観測装置設置場所とコンクリートによる遮へい条件が類似している場所）における単一検出の発生頻度とオーダーが一致している。また、本年度の観測装置においては、検出器出力の上昇が 0.7V を若干超える事例も観測されており（図 9.11）、これらは宇宙線による単一検出の発生を説明するデータであると考えられる。本観測事例では、CH12 において最も大きな検出器出力の上昇が確認されているが、同時に他の検出器全てにおいても検出器出力の上昇が観測されていることから、複数の 2 次宇宙線が観測装置全体に飛来しており、また、その中の一部が非常に大きなエネルギーを持っている可能性があると考えられる [2]。

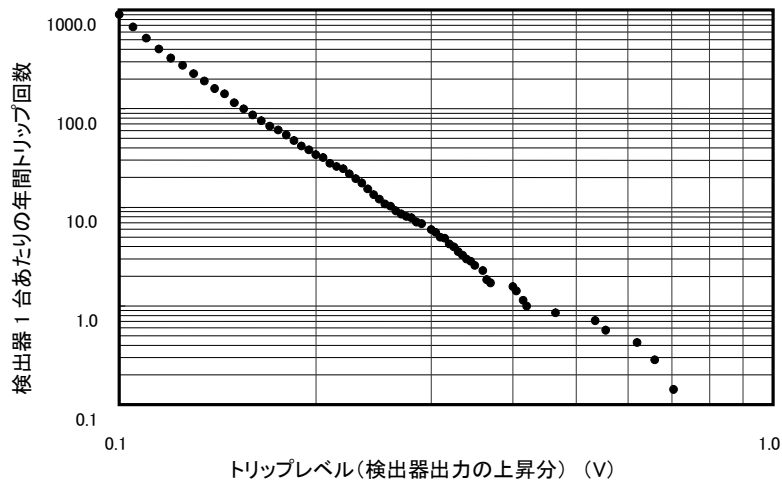


図 9.10 観測装置における警報設定レベルと年間トリップ回数の相関

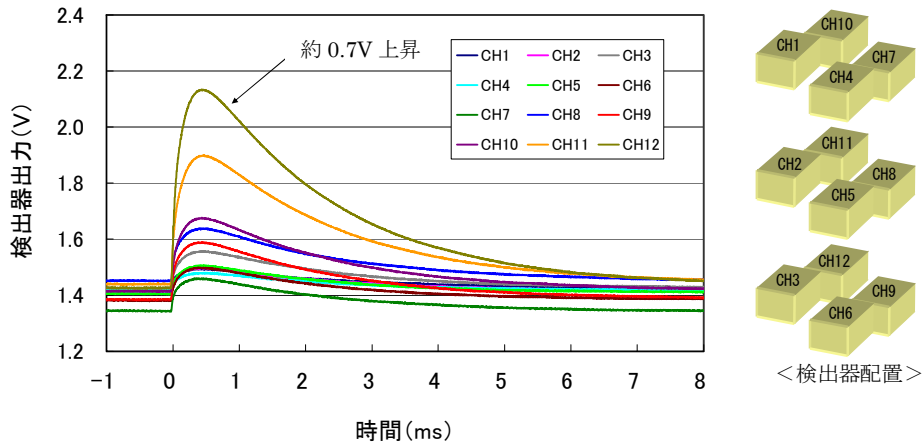


図 9.11 これまでに観測された最大の検出器出力の上昇事例 (H18 12/28 19:59 観測)

(放射線管理第1課：井崎 賢二)

【参考文献】

- [1] 井崎賢二ほか、「臨界警報装置に与える宇宙線の影響に関する調査」、日本原子力学会 2006 年春の年会予稿集 p86
- [2] 井崎賢二ほか、「臨界警報装置に与える宇宙線の影響に関する調査 - 単一検出と宇宙線との関連 -」(JAEA-Research 2007-009)

9.2.8 プルトニウム転換技術開発施設における臨界警報装置の配置設計

サイクル研究所 再処理施設には、万が一の臨界事故に備えて臨界警報装置が設置されている。再処理技術開発センター プルトニウム転換技術開発施設の臨界警報装置は、施設内に8検出端（1検出端=3検出器）設置されているが、設置から20年以上が経過し機器の経年劣化から更新が必要となっている。そこで、今後の更新を進めるにあたって最新の知見および国内外の規定基準類を参考に臨界警報装置の配置設計について検討した。

まず、施設内の核燃料取扱機器の中から臨界監視対象機器を選定した。次に、国際基準等を参考に検知すべき最小の臨界事象(0.5 ms~1 sで 10^{15} fissions/s)と、その際の線量(中性子+ γ)を対象から1 m地点で0.3 Gyと決定した。最後に、検出端位置での線量をMCNPおよびANISNの接続計算で評価した。図9.12に臨界警報装置の配置設計のフローとその留意点について示す。

上記の方法で、臨界監視対象機器-検出器距離を最長30 m及び臨界監視対象機器と検出器の間に最大1 mのコンクリート壁があるという条件で検出器位置における線量率を計算したところ、任意の距離及び遮へい厚さにおいて線量率は2.0 mGy/h以上であった。したがって、上記条件を満たす場所に検出端を配置する場合、警報設定レベルを2.0 mGy/hにすることで臨界事故を検知することができる。上記条件を考慮し、施設全域を効率的にカバーするように3検出端を配置することとした。

(放射線管理第2課：真田 幸尚)

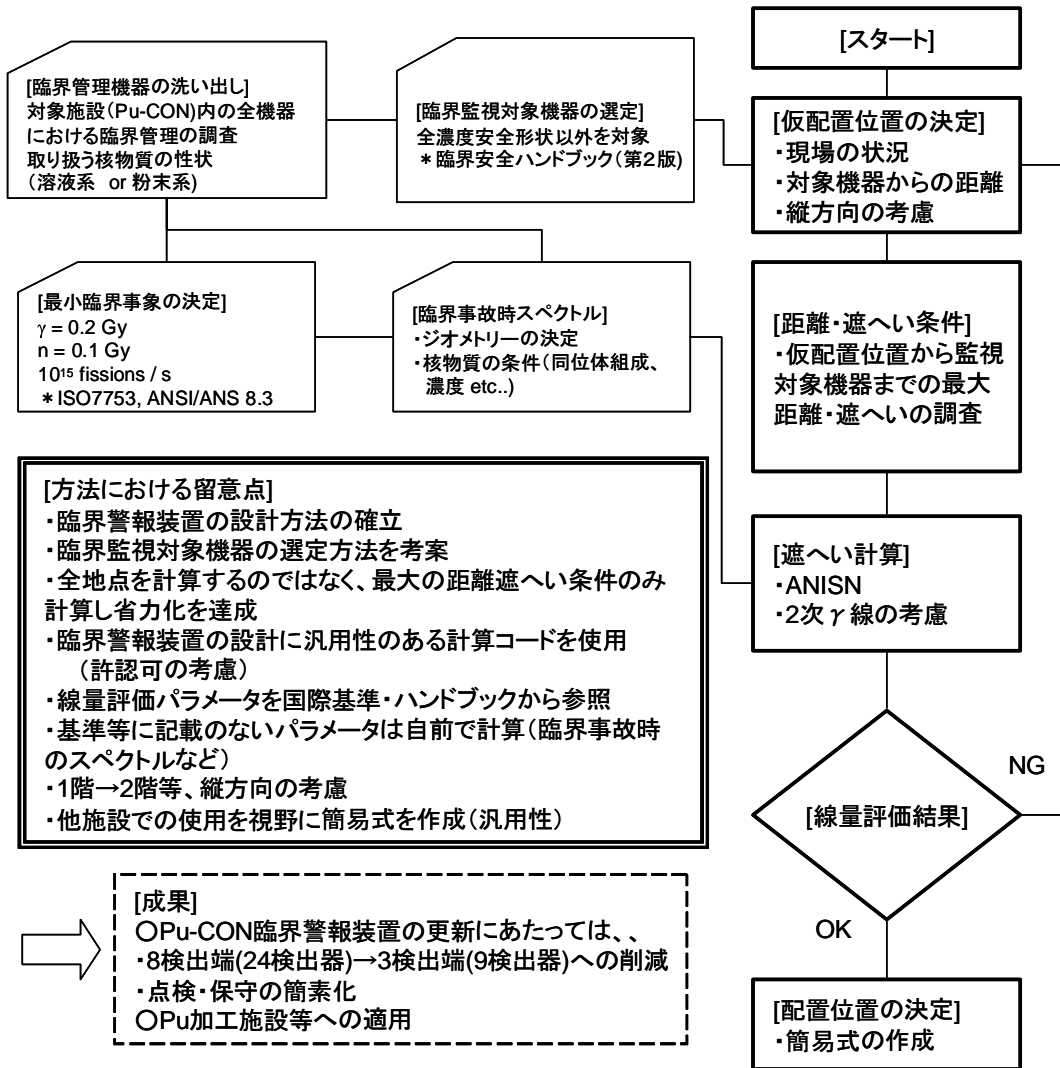


図 9.12 臨界警報装置の配置設計のフロー及び留意点

9.2.9 パルス時間間隔を用いたバックグラウンド補償型ダストモニタの開発

パルス時間間隔解析法は、放射性核種の壊変時間に着目した測定法である。近年、本測定法を用いて、一定の間隔で壊変する放射性核種（天然放射性壊変系列に属する核種）及びランダムに壊変する放射性核種（人工放射性核種）の分別測定の研究が進んでいる。放射線管理部では、作業環境中におけるPu等のα線放出核種（以下、人工α線放出核種）を測定する際に妨害となるRn-Tn子孫核種の中で最も影響の大きい²¹⁴Poが短半減期核種であることに着目し、²¹⁴Poのバックグラウンドを補償した人工α線放出核種の測定方法について研究を行っている。前年度までに、試作器を製作し理論どおりにバックグラウンドを補償した人工α線放出核種のモニタリングに成功している。

本方法は、²¹⁴Poを選択的に測定しバックグラウンドとして減算する方法であるが、試料中には同系列核種である²¹⁸Poやトリウム系列核種がランダム事象として扱われるため、人工α線放出核種のモニタリング時に擬似計数される。そこで、今年度は²¹⁸Poの影響について考察するため試験を行った。

まず、人工α線放出核種のないサンプリング場所において、ダストを採取する時間を変化させ(0 - 120 min)、数種類の試料を採取した。各々の試料の採取直後に、相関事象率(相関事象計数 / 全α線計数)を上記機器にて測定した。この時、試料中に²¹⁸Poが存在する場合には相関事象率は減少すると考えられる。結果を図9.13に示す。図に示すように、サンプリング時間30分まで相関事象率は上昇傾向を示す。これは、²¹⁸Poがろ紙上で時間とともに下位核種(²¹⁴Pb, ²¹⁴Bi)に壊変することに起因しているものであり、下位核種の半減期から30分で平衡に達していることを示していると考えられる。実際のダストサンプリングにおけるバックグラウンド補償方法は相関事象の計数からあらかじめ決められた換算係数を除することによって計算するため、本結果からモニタリング開始より30分程度は²¹⁸Poが人工放射性核種として擬似計数されることがわかる。今後、本結果をもとに適切な測定条件等を設定していく予定である。

(放射線管理第2課：眞田 幸尚)

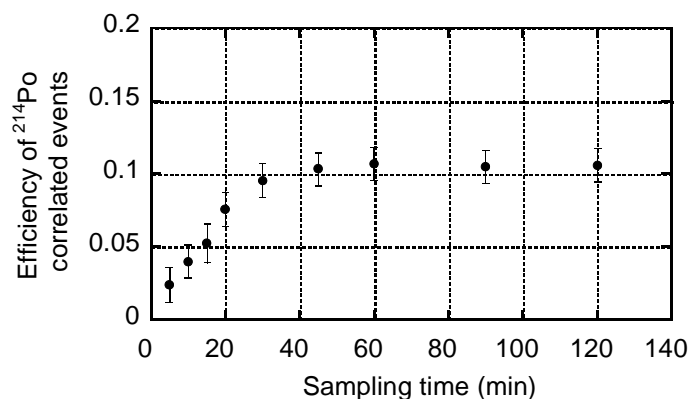


図 9.13 サンプリング時間と相関事象率の関係

【参考文献】

Yukihiisa Sanada, et al., Selective detection of correlated decay events in Rn-progeny with micro-seconds life using pulse time interval analysis., Radioisotopes, 55, 727-734 (2006)

9.3 個人被ばく線量測定・評価技術の高度化研究

9.3.1 中性子個人線量当量基準測定器の開発

中性子のエネルギー分布と入射角度分布が未知の作業場において中性子個人線量計のフィールド校正を実施する際に、校正の基準とする中性子個人線量当量 ($H_p(10)$) を評価するための測定器（中性子個人線量当量基準測定器）を開発中である[1]。本測定器（以下、中性子 $H_p(10)$ モニタと記す）は、 ^3He 比例計数管、ポリエチレン減速材及びビロンポリエチレン遮へいからなり、エネルギー依存性と入射角度依存性がともに $H_p(10)$ のそれに合致するようそれぞれの部材の寸法及び配置を設計したものである。前年度までに実施した試験の結果を踏まえ、今年度は、前方外縁部に遮へいリングを取り付け、主として側面入射条件における特性の改善を試みた。図 9.14 に改良型中性子 $H_p(10)$ モニタの外観を示す。

原子力科学研究所 放射線標準施設の単色中性子場[2]において、改良型中性子 $H_p(10)$ モニタの特性試験を実施した。試験エネルギー点は、0.144 MeV、0.565 MeV（共に $^7\text{Li}(p, n)$ 反応）及び 5.0 MeV（ $d-D$ 反応）である。 $H_p(10)$ モニタはターゲットから 150 cm に設置し、ビーム軸に対して本体を回転させることで入射角度依存性も調べた。なお、室内散乱中性子による影響はシャドーコーン法を用いて補正した。本実験によって得たフルエンスレスポンスを図 9.15 に示す。図にはモンテカルロ計算によって求めた様々な入射角度に対するフルエンスレスポンスも示した。実験値と計算値はよく一致している。また、図 9.16 に方向依存性を示す。入射角度 $0\sim 75^\circ$ の範囲において、実線で示した理想的な入射角度依存カーブ[3]にほぼ合致していることが確認された。

参考文献

- [1] N. Tsujimura et al., *Radiat. Prot. Dosim.*, Advance access published June 2, 2007, doi:10.1093/rpd/ncm054.
- [2] Y. Tanimura et al., *Radiat. Prot. Dosim.*, **110**, 1-4, 85-89 (2004).
- [3] ISO, IS08529-3 (1998).
- [4] B. R. L. Siebert et al., *Radiat. Prot. Dosim.*, **54**, 3-4, 231-238 (1994).



図 9.14 改良型中性子 $H_p(10)$ モニタ外観

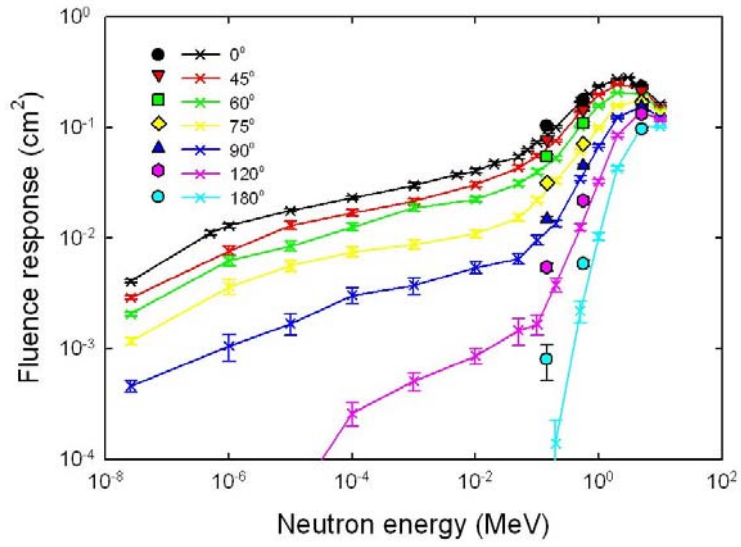


図 9.15 中性子 $H_p(10)$ モニタのフルエンスレスポンスのエネルギー依存性
 (プロットは単色中性子校正場実験、実線はモンテカルロ計算による)

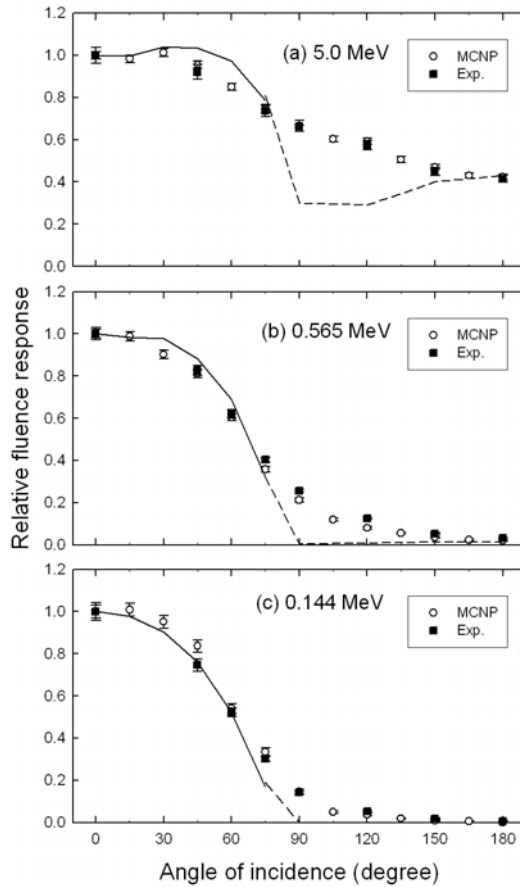


図 9.16 中性子 $H_p(10)$ モニタのフルエンスレスポンスの入射角度依存性
 実線及び破線はそれぞれ IS08529-3[3], Siebert ら[4]による角度依存係数である。

(線量計測課：辻村 憲雄)

9.4 環境影響評価手法の研究

平成 18 年 3 月をもって、東海再処理施設が発電炉燃料の再処理役務を終えたのに伴い、保安規定に定める環境モニタリングプログラム以外の項目（東海沖海水詳細調査、畑土中ヨウ素-129）に関する約 30 年間の測定データを取りまとめた。また、モニタリングポストで測定している環境ガンマ線線量率の変動要因の一つである降水と天然放射性核種濃度に関する調査を実施した。

9.4.1 東海再処理施設周辺の陸上環境での ^{129}I 濃度

【はじめに】

ヨウ素-129 (^{129}I) は物理的半減期が約 1570 万年と放射性ヨウ素の同位体の中でも最も長寿命の核種である。環境中では高エネルギー宇宙線とキセノンとの相互作用によって生成するほか、大気圏内核実験や原子力発電によりもたらされる。

自然界で生成する ^{129}I の大まかなインベントリは水圏で約 30Ci (=1.1E12Bq)、岩石圏で約 10Ci (=3.7E11Bq) といわれている。また、核実験により生成される ^{129}I は TNT 換算 1kt あたり約 30 μCi (^{235}U)、または 50 μCi (^{239}Pu) と推定されており、これまでに 10Ci (=3.7E11Bq) 生成されたと報告されている。また、原子炉内での生成量は 37~74GBq/GWea の間と推定されている。

^{129}I は β 線最大エネルギー150keV の軟ベータ核種であり、ガンマ線(39.6keV)については放出率が 7.5%と低く、揮発性であることから、環境レベルの測定が困難な核種のひとつである。

【東海再処理施設からの ^{129}I の放出】

東海再処理施設における設計基準燃料中の ^{129}I 量は安全審査上、使用済み燃料 1 t あたり 0.70GBq、年間 210 t 処理した場合 144GBq である。保安規定での東海再処理施設からの ^{129}I の認可された年間最大放出量は大気が 1.7GBq、海洋が 27GBq である。これまでの ^{129}I の大気・海洋放出実績（実測分）を図 9.17 に示す。東海再処理の累積放出量は 8.7GBq である。

図 9.18 に示すように、再処理施設からの単位電力量あたりの大気放出量は英国・フランスで 1~10GBq/GWa 程度、銀ゼオライトフィルターで可能な限り除去している東海再処理では 0.1~1GBq/GWa 程度である。

【環境試料中 ^{129}I の測定方法】

^{129}I は、環境レベルの測定が困難な核種のひとつである。一般的な放射化学分析法による土壌試料の検出下限値は 5Bq/kg であり、環境レベルの濃度は測定できない。

そこで、PNC(前サイクル研究所)では 1975 年から中性子による放射化分析法(NAA)について検討してきた。その方法は学会や論文投稿を通じて公開され、現

在では文科省マニュアルとなっている。その検出下限は放射化学分析法の 1/1000 である 5mBq/kg とされている。

土壌試料に対する ^{129}I 分析フローとしては、採取した土壌試料は 70 度で乾燥し、2mm メッシュの篩にかける。その後、管状電気炉にて約 1000 度で焼きだし、活性炭にハロゲン元素を吸着させる。NaOH で活性炭を浸出し、臭素を除去するためベンゼンで溶媒抽出する。ヨウ化パラジウム沈殿にした後、熱分解してガラスアンプルに封入する。

原子炉 (JRR-3 または JRR-4) にて中性子照射を 80 分行い、 $^{127}\text{I}(n, 2n)^{126}\text{I}$ 、 $^{129}\text{I}(n, \gamma)^{130}\text{I}$ 、反応によって長半減期の ^{129}I を半減期 12 時間の ^{130}I に変換する。作業員の被ばく低減のため、短半減期核種が崩壊するのを待ち、翌日、照射されたガラスアンプルを破壊する。 γ スペクトルの検出下限をさげるため、再度ベンゼンによる溶媒抽出で照射試料をさらに精製する。最終的にはヨウ化銀沈殿を Ge 半導体検出器で測定し、 ^{127}I 及び ^{129}I 濃度を定量する。別に ICP-MS で測定した ^{127}I 濃度と NAA による ^{127}I 濃度の比率が分析回収率となり、 ^{129}I の値を補正する。

【環境試料中 ^{129}I 濃度】

① 日本のバックグラウンド土壌中 ^{129}I 濃度

先に述べたように、 ^{129}I 自然にも生成されるし、大気圏内核実験によっても生成される。よって地球規模での分布があるものと思われる。1976 年～1987 年にかけて採取した土壌 (表土・畑土) 中、 ^{129}I 濃度のオーダーとしては 0.1mBq/kg から 1mBq/kg であるが、地域や土質により大きく濃度は変化する。概して太平洋側よりも日本海側の濃度が高い。これは大気圏内核実験による Pu 等の放射性降下物の挙動と同じである。

また、表土中 ^{129}I は、ごく表層 (採取深さ 5cm 内) に分布しているため、畑土と濃度を比較する場合は、耕作深度 (20cm) で割って換算する必要がある。畑土換算 ^{129}I 濃度は最大で福井県冠山の 0.7mBq/kg、最小で 0.03mBq/kg 程度と見積もられる。関東地方での BG 平均値は畑土換算で 0.08mBq/kg 程度であった。

② 再処理風下方位における畑土中濃度

サイクル研究所では再処理施設周辺の環境影響評価のため、再処理施設の主要な風下方向である南西方向を対象に畑土を採取し、分析を続けている。図 9.19 に南西方向の畑土中 ^{129}I の経年変化を示す。平成 17 年のデータでは、おおむね南西 2km が約 20mBq/kg と高く、次に 3km・1km (約 15mBq/kg)、8km (約 3mBq/kg) の順に低くなる。これらの濃度は安全審査で評価された濃度未満であるとともに、蓄積傾向も見られない。また、大気圏内核実験フォールアウトによる土壌中 ^{137}Cs 濃度と比べると 100 分の 1 程度の濃度レベルである。

【加速器質量分析を用いた $^{129}\text{I}/^{127}\text{I}$ 原子数比の試分析】

青森研究開発センターむつ事務所では、加速器質量分析器 (AMS) が設置してあ

り、環境試料中の¹²⁹Iが可能である。環境監視課においても、従来と比べてより高感度に、より簡便に分析するため、AMSによる¹²⁹I/¹²⁷I原子数比分析を試みた。平成17年に採取した畑土について、¹²⁹I/¹²⁷I原子数比を測定し、NAAによる分析結果と比較した。表9.7に比較結果を示す。SW-8kmを除き、AMSで測定した¹²⁹I/¹²⁷I原子数比がやや小さめの結果となった。今後検討実験を行い、その原因を検討する予定である。

(環境監視課：中野 政尚)

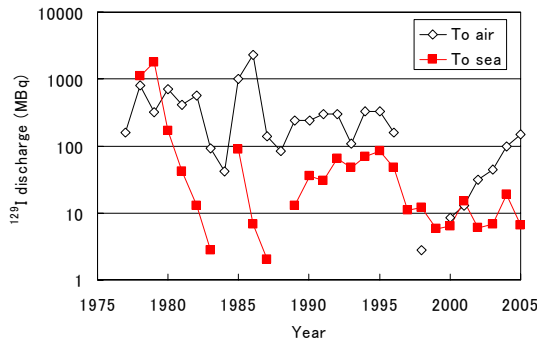


図 9.17 東海再処理施設の¹²⁹Iの大気・海洋放出実

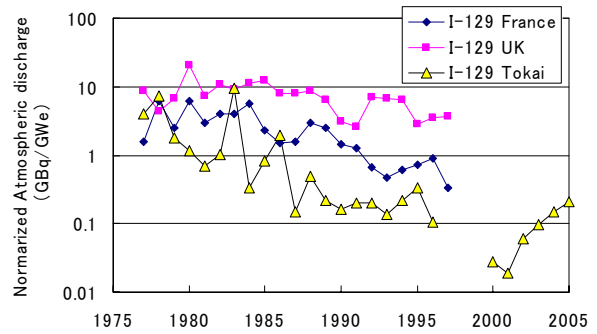


図 9.18 再処理施設からの単位電力量あたりの大気放

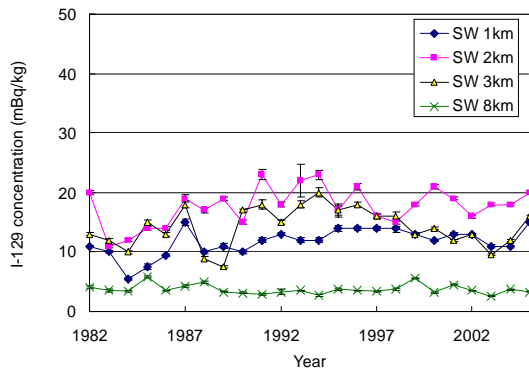


図 9.19 南西方向の畑土中¹²⁹Iの経年変化

表 9.7 AMS 及び NAA による土壤中¹²⁹I/¹²⁷I 原子数比
試測定結果の比較

	SW-1km	SW-2km	SW-3km	SW-8km
AMS	5. 1E-08	8. 3E-08	4. 4E-08	1. 3E-08
NAA	6. 3E-08	9. 7E-08	5. 3E-08	1. 2E-08

【報告書名称】

國分祐司、中野 政尚、武石 稔、東海再処理施設周辺の畑土中ヨウ素-129 濃度調査について、研究炉加速器ひろば、
<http://rrsys.tokai-sc.jaea.go.jp/HTML/e-hiroba/2007.04.26.pdf>, JAEA, 2007
 Masanao NAKANO, Minoru TAKEISHI and Hirohide KOBAYASHI, Iodine-129 in the terrestrial environment due to the authorized discharge from Tokai reprocessing plant, Proceedings of Int. symposium on Environmental Modeling and Radioecology, Rokkasyo, Oct. 2006

9.4.2 ^{222}Rn 壊変生成物降雨洗浄モデルを用いた雨雲大気中 ^{222}Rn 濃度の推定に関する研究

大気中に存在する ^{222}Rn 壊変生成物は、降雨時に地表へ沈着し、環境ガンマ線線量率を変動させる。しかし、同じ降雨量の降雨であっても、線量率の変動幅が異なる。この現象をうまく説明するためには、線量率変動幅に大きな影響を及ぼすと考えられる雨雲大気中 ^{222}Rn 濃度を解析することが重要である。以前の研究において、大気中 ^{222}Rn 壊変生成物の降雨洗浄モデルを構築した。本研究では、この降雨洗浄モデルと環境ガンマ線線量率の変動データを用いて、雨雲大気中 ^{222}Rn 濃度を推定することを試みた。さらに、大きな環境ガンマ線線量率変動が観測された降雨時の大気中 ^{222}Rn の起源について考察した。

大気中 ^{222}Rn 壊変生成物の降雨洗浄モデルから計算させる ^{222}Rn 壊変生成物の地表沈着量と、地表沈着 ^{222}Rn 壊変生成物の地面上半無限平面線源仮定から、降雨時の環境ガンマ線線量率の変動を計算した。その計算結果と、平坦地上で観測された環境ガンマ線線量率の変動を比較した。

ここで、計算および観測されたガンマ線線量率の積算変動量を比較することにより、降雨洗浄モデルのパラメータである雨雲大気中 ^{222}Rn 濃度を求めた。比較した図を図 9.20 に示す。図 9.20(a) は、平成 15 年 12 月 26 日～27 日の大きなガンマ線線量率の変動が観測された降雨時の比較であり、図 9.20(b) は、平成 15 年 11 月 20 日の降雨時の比較である。これらの図より、計算および観測されたガンマ線線量率の変動パターンはよく一致した。計算と観測の比較から求められた雨雲大気中 ^{222}Rn 濃度は、それぞれ 24 Bq m^{-3} 、 6 Bq m^{-3} と推定された。前者の濃度は、これまでに日本上空で測定された濃度より 1 桁高く、後者の濃度は測定された濃度と同じオーダーであった。

茨城県東海村の上空を出発点として後方流跡線解析を行った。その結果、平成 15 年 12 月 26 日～27 日の降雨イベントの上空大気中の ^{222}Rn の起源は、中国の北東地区と推定された。一方、平成 15 年 11 月 20 日の ^{222}Rn の起源は、太平洋と推定された。

以上のことから、環境ガンマ線線量率が大きく変動する降雨時の上空大気中 ^{222}Rn は大陸性気団により中国北東地区から輸送されてきたものであり、ガンマ線線量率があまり変動しない降雨時の ^{222}Rn は、海洋性気団を起源とすることが明らかとなった。

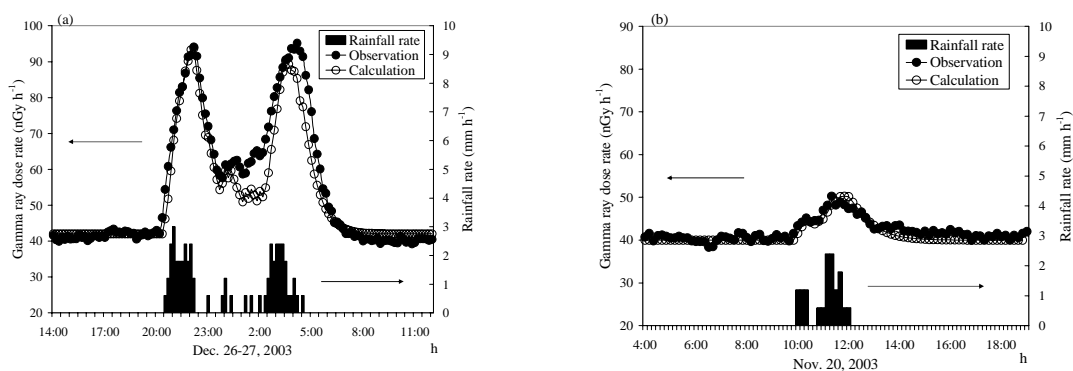


図 9.20 平成 15 年 12 月 26 日～27 日および 11 月 20 日の降雨時の環境ガンマ線線量率の計算値と観測値の比較

(環境監視課：竹安 正則)

【報告書名称】

M. takeyasu, T. Iida and M. Takeishi; Analysis of Rn-222 in the upper atmosphere during rainfall using the wet scavenging model for its decay products, Proceedings of AOCRP2, Beijing, Oct. 2006

9.4.3 再処理施設周辺の海水中トリチウム濃度について

【はじめに】

サイクル研究所では、再処理施設からの廃液をタンクに貯留し、放射性物質の濃度を確認後、放出管を通じて沿岸から約3.7km沖の水深約24mの海底から拡散効果を考慮して放出している。このため、ホット試験開始以来 放出口を中心とした海洋中において、定期的に海水を採水、トリチウム濃度を測定し、拡散状況を確認してきた⁽¹⁾。なお、平成11年10月以前の海洋放出管は1.8km、放出口水深約16mに敷設されていたが、常陸那珂港の埋め立てに伴い3.7km沖に新設している。

【試料採取・測定方法】

海水の採水は、再処理施設排水放出口周辺の東西3km、南北10kmの海域における表層30地点にて行った。採水した試料は蒸留法により精製し、得られた蒸留水8mlと液体シンチレータ12mlを混合して液体シンチレーションカウンタ(パッカード社製2260XL)を用いて測定した。

【測定結果及び考察】

1978年7月から2006年3月の間に行われた調査結果において、観測された最大値を表9.8に示す。この時の希釈倍率は、再処理施設に係る安全審査で評価された放出口直上の希釈倍率(630倍)より高い希釈倍率(820倍)であった。

これまで再処理施設からの排水放出に起因する濃度レベルの上昇は、主に放出口直上及びその付近(放出口から東西南北に350m)で検出されているが、放出口から数km離れた一部のモニタリングポイントにおいて、検出下限値(40Bq/l)を超えるトリチウム濃度が検出されたことがあった(表9.9)。なお、トリチウム濃度は排水放出後約半日程度で検出下限値以下となった。検出されたトリチウム濃度が、海水採水直前の再処理施設から放出された排水の影響であるとして、トリチウムの希釈倍率を求めると7,300倍から300,000倍で希釈されたと評価された。また、安全審査の拡散式を用いそれぞれの採取ポイントにおける希釈倍率を求めると45,000倍から310,000倍となった。あわせて、みかけの流速を計算したところ、約6~35cm/sとなった。これらの値は幅はあるものの報告されている表層の平均的な流速10~20cm/sとほぼ近い値が得られた。

これまでに検出された地点に着目すると、放出口及び南側海域に約75%が観測されていた。また、放出口付近の海象調査結果から南北流の流向出現頻度が高いことが再確認された⁽²⁾。このことから、これら拡散結果は南北流に起因するものと推定された。

【結論】

本調査により再処理施設からの排水放出に起因するトリチウム濃度が、スポット的に観測されたが、あらかじめ安全審査で評価された範囲内の拡散効果であり、

また濃度は法令に定める周辺監視区域外の水中の濃度限度(60,000Bq/l)に比べても、十分に低く、環境安全上問題となるレベルではなかった。

(環境監視課：國分 祐司)

表 9.8 最大濃度検出時データ

サンプリング日	サンプリング場所	測定濃度(Bq/l)	放出濃度(Bq/l)	希釈倍率
1979.12.21	放出口直上	1,700	1.4×10^6	820

表 9.9 検出一覧表(放出口及び付近を除く)

放出口からの距離 (km)	測定濃度(Bq/l)	希釈倍率
1~2	57~500	7,300~97,000
2~3	51~82	86,000~110,000
3~4	42~120	47,000~130,000
4~5	40~83	71,000~300,000

【参考文献】

- (1) 赤津 康夫ら，動燃再処理排水環境影響詳細調査結果(Ⅲ)，1996年10月
- (2) 中野 政尚ら，東海沖における表層流動と風場との関係，2005年9月

【報告書名称】

國分祐司、藤田博喜、中野政尚、小嵐淳、竹安正則、再処理施設周辺の海水中トリチウム濃度について、日本保健物理学会第40回研究発表会講演予稿集、広島、2006

9.5 安全工学研究開発

9.5.1 核燃料施設の安全解析手法の開発・整備

最新計算コードの核燃料施設へ迅速な適用のため、SCALE5 及び三次元モンテカルロ計算コード MCNP5 の MOX 均質系、MOX 非均質系及び PuO₂ 均質系ベンチマーク計算に対する検討・評価を実施した。また、新たに OECE/NEA が International Criticality Safety Benchmark Evaluation Project の一環として取りまとめているハンドブック 2006 年版に追加された実験の調査及びこれまでのベンチマーク評価との比較・検討を実施した。

臨界安全データの検討として、燃料製造施設での使用が考えられる添加剤と水の減速効果の比較・検討、及び、Pu 富化度の不均一効果の検討を実施した。

中性子及びガンマ線線量評価コードシステムの合理的な遮へい評価を実施するための高度化整備として、ライブラリの追加、メッシュ数の拡張等を継続して実施した。また、点減衰核積分コード QAD 及び連続エネルギー三次元モンテカルロコード MCNP を用いて、線源からのガンマ線影響評価を実施した。

大洗研究開発センターにおいて、「核燃料サイクル施設における遮へい評価コードの紹介」と題し、サイクル研究所における遮へい計算コードの適用状況について説明した。

また、プルトニウム燃料センター第三開発室等の加工事業許可申請に対する協力として、臨界安全設計に関するパラメトリックな評価、詳細モデルによる検討等を行うとともに、遮へい設計、直接線及びスカイシャイン線による一般公衆への影響評価に対するバックデータの提供等も行った。

(線量計測課：清水 義雄)

9.6 先行基礎工学研究

9.6.1 プルトニウム同位体等の LX 線高精度分光分析に係る研究

平成 18 年度から平成 20 年度までの計画で、九州大学との共同研究により先行基礎工学研究として、プルトニウム等の分析のための LX 線検出超伝導相転移端温度計マイクロカロリメーターの開発を行っている。

プルトニウムを取扱う施設での個人被ばく管理及び事故時における内部被ばく線量評価において、プルトニウムの測定はきわめて重要である。プルトニウムの測定では、プルトニウムからの LX 線を分析する方法があり、その分析にはプルトニウムの LX 線放射率のデータが用いられる。

プルトニウムには多数の LX 線を放出する微細構造があり、LX 線の放射率はプルトニウムの同位体ごとに異なっている。LX 線の微細構造については、従来の半導体検出器ではエネルギー分解能が低いため、十分な実測データが得られていない。また、LX 線の放射率も理論計算と実験データとの一致が良くなく、基礎的な物性データが不足しているのが現状である。

近年、従来の半導体検出器よりも優れたエネルギー分解能を有する超伝導相転移端温度計(TES)型マイクロカロリメーターが開発されているが、プルトニウムなどの超ウラン元素の LX 線を分析する目的で開発されたものはない。

本研究では、超ウラン元素の LX 線分析を目的とした TES 型マイクロカロリメーターを開発し、LX 線の微細構造及び放射率を評価する。得られた LX 線放射率のデータは現状の半導体検出器の評価精度の向上に有用である。また、TES 型マイクロカロリメーターによる超ウラン元素測定の実証により新しい分析・測定技術の開発が期待できる。

18 年度の研究成果として、その概略を以下に示す。

○ 超伝導相転移端温度計(TES)マイクロカロリメーター素子の設計・作製

プルトニウム同位体が放射するエネルギーが 10keV から 20keV の LX 線光子を半値幅 50eV 以下のエネルギー分解能で検出する TES 型マイクロカロリメーター素子を設計した。TES 素子は超伝導薄膜温度計に、入射 X 線のエネルギーを温度上昇に変換する吸収体が積層された構造である。温度計として機能する超伝導薄膜は、常伝導相から超伝導相への転移温度を 100mK とするために、厚さ 40nm の Ti 薄膜上に厚さ 120nm の Au 薄膜を積層した 2 層構造とした。エネルギー 20keV の X 線を 50% の効率で検出するために、エネルギー吸収体として厚さ 5 μm の Au を Au/Ti 薄膜温度計上に積層した。Au/Ti 薄膜温度計及び Au 吸収体の面積は、最大 30keV の X 線光子を半値幅 10eV 以下のエネルギー分解能で検出できるように、それぞれ 600 \times 600 μm^2 及び 300 \times 300 μm^2 とした。この TES 素子の検出パルス減衰時定数を簡単な素子動作モデルを使って評価すると 150 μs 程度であり、計数率

100cps 以上の動作が可能であると期待される。

- 無冷媒希釈冷凍機を用いた TES 型マイクロカロリメーター動作システム整備
 TES 型マイクロカロリメーターを動作するには、 $^3\text{He}-^4\text{He}$ 希釈冷凍機などを用いて 100mK 以下の超低温まで冷却する必要がある。通常、核燃料物質等を取り扱う施設においては液体ヘリウムを利用する超低温実験環境の整備が十分ではない。そこで、本研究では、液体ヘリウムを供給することなく簡便な操作で、TES 型マイクロカロリメーターを安定に動作させるために、ギフォード・マクマホン(GM)型クーラーを搭載した無冷媒 $^3\text{He}-^4\text{He}$ 希釈冷凍機を使用して TES 型マイクロカロリメーター動作システムを構築した。構築した TES 型マイクロカロリメーター動作システムを図 9.21 の写真に示す。TES 型マイクロカロリメーターをこのようなコンパクトな無冷媒 $^3\text{He}-^4\text{He}$ 冷凍機で冷却して動作させた例はない。そこで、軽元素特性 X 線分析用に試作された相転移温度 200mK の TES 型マイクロカロリメーター素子と検出信号を読み出すための超伝導量子干渉素子(SQUID)増幅器を無冷媒 $^3\text{He}-^4\text{He}$ 冷凍機に取り付け、 ^{241}Am 線源の LX 線検出動作特性を調べるための予備実験を行った。予備実験では、GM クーラーが発生する振動に伴う厳しい雑音環境においても、SQUID 増幅器の動作を確認した。また、TES 素子の電流-電圧測定を行い、TES 型マイクロカロリメーターの検出動作に必要な電熱負帰還機構を確認した。しかしながら、X 線入射窓を付けた状態における熱負荷を検討したところ、今回設計した相転移温度 100mK の TES 素子を動作するには、冷凍能力が不十分であることがわかった。このため、次年度に ^3He 混合ガス循環ポンプを高性能のものと交換し、無冷媒 $^3\text{He}-^4\text{He}$ 希釈冷凍機の 100mK 領域における冷凍能力を増強する。



図 9.21 無冷媒 ${}^3\text{He}$ - ${}^4\text{He}$ 希釈冷凍計測システム

(放射線管理第 1 課：高崎 浩司)

【参考文献】

- (1) 無冷媒小型希釈冷凍機に取り付けた SQUID 増幅器の動作特性、上野克宜、石橋健二、前畑京介、山口晃広、梅野高祐、高崎浩司、日本原子力学会 2006 年秋の大会
- (2) LX 線測定用 TES 型マイクロカロリメーターの開発、山口晃広、石橋健二、前畑京介、上野克宜、木村圭蔵、梅野高祐、高崎浩司、日本原子力学会 2006 年秋の大会
- (3) TES 型マイクロカロリメーターを用いたプルトニウム LX 線計測システムの開発、上野克宜、山口晃広、中村圭佑、前畑京介、石橋健二、高崎浩司、田中啓一、梅野高裕、日本原子力学会九州支部第 25 回研究講演発表会
- (4) 無冷媒希釈冷凍機に搭載した TES の動作特性、上野克宜、山口晃広、中村圭佑、前畑京介、石橋健二、高崎浩司、田中啓一、梅野高裕、日本原子力学会 2007 年春の年会

9.7 機構内萌芽研究

9.7.1 ルミネッセンス法による環境放射線量モニターの開発

環境監視課では、天然鉱物からのルミネッセンス現象を利用した線量測定方法の開発に取り組んでいる。天然鉱物は、土壌や石材中に含まれており、線量計の設置されてない場所での放射線漏洩事故の際に、その場の線量測定を行うことが可能である。さらに、このルミネッセンス現象を利用することで、事故時の線量測定のみならず、地層処分地における線量モニター、原子力施設等の廃止措置における被ばく履歴測定及び照射食品の検知等に応用できる。

天然鉱物からのルミネッセンス現象として放出される光は超微弱なものであり、さらに紫外領域から近赤外領域までの幅広い波長領域を有する。このため、ルミネッセンス測定では、発光波長を特定し、その波長に適した光学フィルタと光電子増倍管を組み合わせた光子計数法により行なう必要がある。しかし、環境監視課には、このような波長測定装置が整備されていない。

そこで、萌芽研究において、分光器と CCD カメラを組み合わせることで、この天然鉱物からのルミネッセンスの波長測定を行うための研究を行なった。本研究では、天然石英粒子からの熱ルミネッセンスを対象とした。

本研究で構築した装置の構成図を図 9.22 に示す。本測定器の特徴としては、1) ルミネッセンスを光ファイバにより直接分光器に導入すること、2) 波長測定器として USB 接続型 CCD を使用していること、3) 様々なルミネッセンス（熱ルミネッセンス、光励起ルミネッセンス等）の波長測定を行えることである。

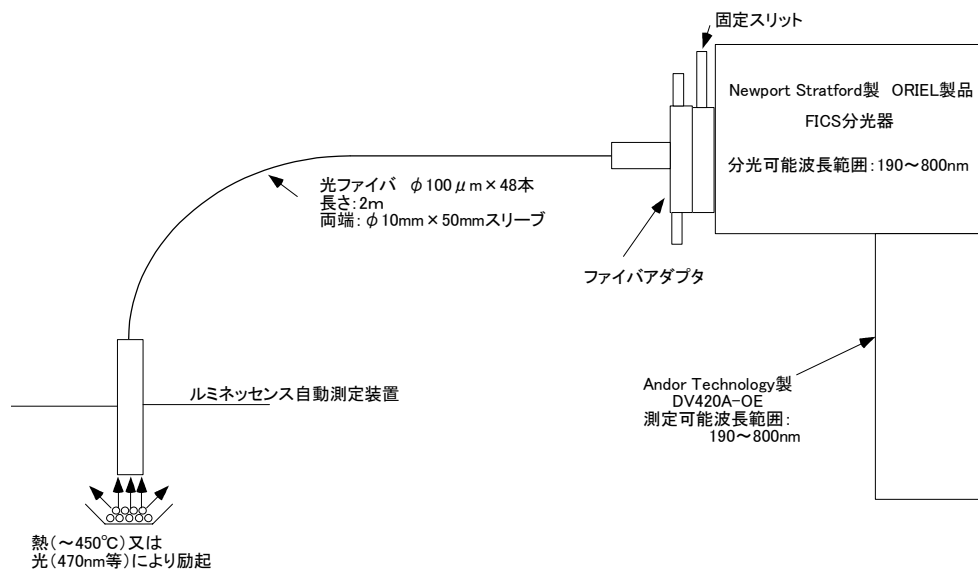


図 9.22 積算線量測定用スペクトル装置の構成

本装置を構築する上で問題となるのは、ルミネッセンス自動測定装置に接続する際の 1) 外光の遮光、2) 試料加熱部からの熱によるファイバ接着剤の熔融である。そこで、1) については、アタッチメントを製作したことで、外光の遮光を行なっ

た。2)については、ファイバの先端部に赤外カットフィルタ（IRC-65L）をグリースで接着することにより、断熱及び保護を行なった。これらの改良により、本装置でのルミネッセンスの波長測定を可能にした。なお、本測定では検出感度を上げるため、スリットは使用しなかった。

CCD カメラ搭載型ルミネッセンス波長測定装置の性能を確認するため、東海村周辺の土壌（3 地点）から抽出した天然石英粒子からの熱ルミネッセンス測定を行った。なお、抽出後の石英粒子には、人工的に X 線を約 2kGy 照射した。

最初に照射試料を 50℃から 450℃まで加熱し、加熱中の熱ルミネッセンスを測定した。その後、室温まで冷却し、同一試料を再度 450℃まで加熱し、同様にルミネッセンスを測定した。熱ルミネッセンスについては、一度 450℃まで加熱すると照射の影響がなくなることから、最初の測定結果から 2 度目の測定結果を差し引くことで、試料からの熱ルミネッセンスのスペクトルを得た。

図 9.23 に本装置で得られた熱ルミネッセンススペクトルを示す。630nm を中心とする熱ルミネッセンスのピークが確認され、これまで新潟大学で観測されたものと同一の結果が得られた。この結果から、本装置により熱ルミネッセンスの波長測定が可能であることを確認した。

本装置による測定の再現性を確認するため、同一試料の繰り返し測定を行った。この繰り返し測定の結果、同一のスペクトルを得ることができた。このことから、

本装置によるルミネッセンスの波長測定は、再現性があることを確認した。

本波長測定装置によって、天然石英粒子からの熱ルミネッセンスの発光波長測定が可能となった。これにより、光子計数法によるルミネッセンス測定の際の検出系（光学フィルタ、光電子増倍管）の最適な組み合わせを容易に決定することができるようになった。

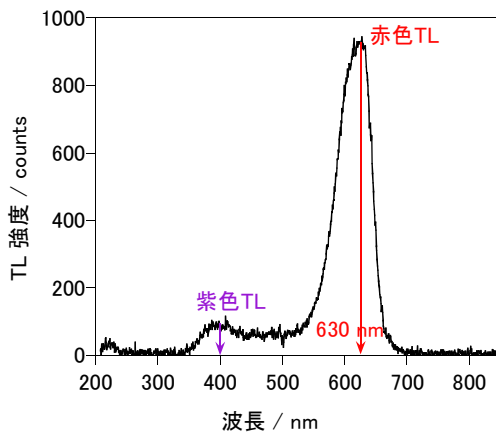


図 9.23 熱ルミネッセンス (TL) のスペクトル

(環境監視課：藤田 博喜)

10. 技術支援、国際協力

10.1 技術支援

10.1.1 日本原燃への協力協定に基づく技術支援

(1) 再処理施設の試運転準備にかかわる支援業務

日本原燃の六ヶ所再処理本体施設の試運転準備に際し、ウラン脱硝施設（B区分）、ウラン・プルトニウム混合脱硝施設（C区分）、高レベル廃液ガラス固化施設（K区分）及び放射線管理に関する試運転技術支援の依頼を受けた。これらの施設に関する設備検証結果及び各種要領書等の確認と提案並びにガラス固化技術開発施設における不具合事象、放射線管理に関する技術情報等の取りまとめを行った。放射線管理部は、この支援業務のうち、下記に示す施設放射線管理に関する技術支援を実施した。

表 10.1 にその実績を示す。

表 10.1 教育訓練実施状況

教育訓練名称	実施日時	機構講師	実施場所
放射線理論教育	H18. 9. 21	小林 博英	日本原燃（株） 再処理工場
内部被ばく線量評価に関する講習会	H18. 12. 4～5	百瀬 琢磨 高田 千恵 金井 克太	日本原燃（株） 再処理工場
放射性気体・液体廃棄物の測定・評価に関する教育	H19. 2. 19～20	宮河 直人 三上 智	日本原燃（株） 再処理工場

(2) 研修生の受け入れ対応

日本原燃（株）との支援協定に基づき、再処理施設における放射線管理作業の実地研修を目的として H18. 4. 3 ～ H18. 4. 28 までに 5 名の受け入れを行った。

表 10.2 平成 18 年度の研修生の受け入れ状況

担当課	研修内容	期間	人数
放射線管理第 2 課	再処理施設内特殊放射線作業 管理実習	H18. 4. 3～H18. 4. 28	5 名

10.1.2 自治体等への協力

表 10.3 平成 18 年度の主な自治体等への協力

日 時	場 所	協 力 状 況
H18. 5. 30	原子力緊急時支援・研修センター	緊急時対応教育
H18. 6. 24	福井県 原子力安全研究協会	緊急被ばく医療基礎講座講師
H18. 7. 1	福島県 原子力安全研究協会	緊急被ばく医療基礎講座講師
H18. 7. 4	水戸赤十字病院	サイクルフレンドリートーク
H18. 7. 20	放射線検査センター (県立中央病院構内)	茨城県保健福祉部 放射線測定装置取扱講師
H18. 7. 20	茨城県笠間市	低バックグラウンド測定装置研修会講師
H18. 7. 22	茨城県水戸市 千波公園ふれあい広場	水戸市防災訓練
H18. 7. 22	茨城県茨城町 原子力安全研究協会	緊急被ばく医療基礎講座講師
H18. 7. 26～27	愛媛県オフサイトセンター	経済産業省受託 OFC 機能班訓練
H18. 7. 26	水戸赤十字病院	サイクルフレンドリートーク
H18. 7. 29	青森県 原子力安全研究協会	緊急被ばく医療基礎講座講師
H18. 8. 23～24	鹿児島県原子力防災センター	経済産業省受託 OFC 機能班訓練
H18. 8. 30～31	宮城県女川オフサイトセンター	オフサイトセンター機能班訓練
H18. 9. 9	宮城県 原子力安全研究協会	緊急被ばく医療基礎講座講師
H18. 9. 14～15	東通オフサイトセンター	経済産業省受託 OFC 機能班訓練
H18. 9. 20～21	福島県オフサイトセンター	オフサイトセンター機能班訓練
H18. 9. 21～22	ひたちなか市オフサイトセンター	オフサイトセンター機能班訓練
H18. 9. 22	JAEA 核サ研	放射線基礎知識教育講師
H18. 9. 29	東海村総合体育館	茨城県国民保護訓練(原子力災害対処訓練)
H18. 10. 7	新潟県 原子力安全研究協会	緊急被ばく医療基礎講座講師
H18. 10. 26	原子力緊急時支援・研修センター	平成 18 年度原子力防災訓練
H18. 10. 30	茨城県立消防学校	放射線防護衣の着脱装講師
H18. 10. 30	茨城県茨城町	サーベイ教育・訓練
H18. 11. 3～4	北里大学病院	財) 原子力安全研究協会 緊急被ばく医療基礎講座 I (除染コース・搬送コース) の講師
H18. 11. 4	神奈川県 原子力安全研究協会	緊急被ばく医療基礎講座講師
H18. 11. 7	JAEA 核サ研	サーベイ教育・訓練
H18. 11. 11	茨城県笠間市 原子力安全研究協会	緊急被ばく医療基礎講座講師
H18. 11. 11	茨城県笠間市 原子力安全研究協会	サーベイメータ測定実習

JAEA-Review 2007-051

日 時	場 所	協 力 状 況
H18. 11. 13～14	静岡県オフサイトセンター	オフサイトセンター機能班訓練
H18. 11. 18	長崎県 原子力安全研究協会	緊急被ばく医療基礎講座講師
H18. 12. 7	ひたちなか市 原子力緊急時支援・研修センター	原子力緊急時の支援活動訓練
H18. 12. 9	神奈川県 原子力安全研究協会	緊急被ばく医療基礎講座講師
H19. 1. 17～18	新潟県柏崎刈羽原子力防災センター	経済産業省受託 オフサイトセンター機能班訓練
H19. 1. 23	JAEA 核サ研	核サ研視察・研修会（防災関係機関に対する放射線測定実習）
H19. 1. 24	JAEA 原科研	東海ノア総合訓練
H19. 1. 29	JAEA 核サ研	サーベイ教育・訓練
H19. 2. 1	静岡県御前崎市 新野公民館	静岡県原子力防災訓練
H19. 2. 9	水戸市 日本赤十字社茨城支部	常備救護班災害救護訓練講師
H19. 2. 9	京都府舞鶴 日本原子力文化振興財団	放射線防護教育・訓練

10.2 受託調査

(1) 内部被ばく線量測定事例に基づく線量解析調査 (3)

旧サイクル機構と放医研が平成16年4月1日付けで締結した「緊急被ばく線量評価業務実施に関する独立行政法人放射線医学総合研究所と核燃料サイクル開発機構の協力に関する協定」に基づき、平成16年度、17年度に引き続き体内汚染事例に関する受託調査を実施した。原子力機構の核燃料サイクル施設における体内汚染の事例について、平成17年度までに整理・解析した代表的な事例を含む約40の事例の概要、発生原因、放射線状況及び個人線量評価結果等を整理する。また、これらの情報から保健物理学的な考察を実施するとともに、万一の事態に備えた迅速かつ最適な事故時の線量評価の措置対応の検討に資することのできるデータベースを作成した。また、国内外における内部被ばく線量評価計算コードシステム及び保健物理学的措置対応に関する調査を行い、その特徴等について考察した。

(2) 放射性ガスモニタ基準ガス校正及び特性試験

この委託は、日本原燃株(株)所有の排気筒ガスモニタ基準ガス校正及び特性試験の実施を目的としたものである。

日本原燃株(株)再処理工場に設置されている排気筒ガスモニタについて、濃度換算係数を算出するため JIS - Z4317 に基づく基準ガスによる校正を行った。

また、排気筒ガスモニタ検出器への ^{85}Kr ガス吸着影響について、確認試験を行った。具体的な校正・試験方法は

a. 排気筒ガスモニタ基準ガス校正試験

^{85}Kr ガスを使用し、JIS - Z4317 6.2.3 濃度換算係数の一定性試験方法により実施した。

なお、試験は被校正器での指示が $10 \times 10^3 \sim 10 \times 10^5 \text{min}^{-1}$ の範囲で3点とした。

b. 排気筒ガスモニタ検出器への ^{85}Kr ガス吸着影響確認試験

① ^{85}Kr ガス暴露時間変化による検出器内 ^{85}Kr ガス残存状態の確認

② 排気筒ガスモニタ構成部品への ^{85}Kr ガス吸着試験

③ 排気筒ガスモニタ構成部品の違いによる検出器内 ^{85}Kr ガス残存状態の確認

以上の試験は、当初の計画通り全ての項目を遂行できた。

10.3 国際協力

10.3.1 IAEA/RCA ワークショップの開催

平成 18 年 7 月 10 日から 14 日までの 5 日間にわたり、「IAEA/RCA Regional Training Course on Sampling Method in Environmental Monitoring」を、サイクル研究所で開催した。本トレーニングコースは、RCA プロジェクト「原子力科学技術に関する研究、開発及び訓練のための地域協力協定 (Regional Cooperative Agreement for Research, Development and Training Related to Nuclear Science and Technology 1987: RCA)」に基づいて行なわれたものである。原子力機構は、これまでも 1987 年に発効した RCA に基づき、トレーニングコース、ワークショップ等を開催するなど、積極的に協力してきた。

今回のトレーニングコースは、参加者に原子力及び放射性同位体の利用に伴い環境中に放出される放射能及び放射線を評価する上で必要となる環境試料の採取、前処理、分析及び測定に関する知識・技術を向上させることを目的として開催された。RCA 加盟国から 11 カ国 22 名、主催者の IAEA (国際原子力機関) から講師 3 名が参加した。本トレーニングコースは、環境モニタリング全般に関する講義と土試料サンプリングの試料の代表性及び淡水 (海水) の鉄共沈法による γ 線核種分析に関する実習で構成された。原子力機構は、事務局としてトレーニングコースを運営するだけでなく、講義及び実習も担当した。さらに、テクニカルツアーとして、財団法人日本分析センターを見学した。



【参考文献】

“IAEA/RCA Regional Training Course on Sampling Method in Environmental Monitoring”を開催して、保健物理, 41(4), 208-210 (2006)

10.3.2 海外からの研修生の受け入れ

文部科学省の原子力研究交流制度に基づき、研修生1名を受け入れた。また、JICA インターンシッププログラムに基づき1名の研修生を受け入れた。平成18年度海外研修生の受け入れ状況を表10.4に示す。

表 10.4 平成18年度 海外研修生の受け入れ状況

受け入れ 担当課	国 (機関名)	研修内容	期間	人数
線量計測課	スリランカ (AEA) *1	様々な中性子源からのガンマ線の測定	H18.10 ～ H18.12	1名
環境監視課	インドネシア (RWMDC) *2	環境放射能の分析、評価、及び機器分析に関する研究	H18.10 ～ H18.12	1名
線量計測課	バングラデシュ (BAEC) *3	TLD のフェーディング特性とレスポンスに関する研究	H18.10 ～ H18.12	1名

*1: Atomic Energy Authority of Sri Lanka

*2: Radioactive Waste Management Development Center

*3: Bangladesh Atomic Energy Commission

11. 環境放射線モニタリング情報

環境監視課で測定された環境放射線モニタリング情報について、茨城県環境放射線監視計画に基づいた環境放射線及び農畜水産物等環境試料中放射能の測定結果（以下、四半期報という。）を平成9年10月よりインターネット上に公開している。その後、モニタリングポスト等で測定している環境放射線量率のリアルタイム公開を平成10年10月より開始した。平成16年6月1日から、空間放射線量率や気象情報等の10分値の追加及びレイアウト、解説を改良し充実を図るとともに、平成17年10月1日から、原子力2法人統合に伴うレイアウトの変更を行った（図11.1）。リアルタイム公開は、環境監視課テレメータシステムで収集している研究所内外のモニタリングポスト等による空間放射線量率や、気象情報等の10分値及び1時間値を時系列表示、トレンドグラフとして専用サーバで自動的に作成し、一般に公開しているものである。

また、四半期報は、茨城県東海地区環境放射線監視委員会に報告したデータを元に四半期ごとに作成し、随時公開している。

モニタリング情報を公開するにあたっては、放射線等に関する分かりやすい解説を合わせて掲載している。なお、下記にホームページのURLを記載する。

リアルタイム公開 URL: http://www.jaea.go.jp/04/ztokai/kankyo/realtime/map_10m.html

四半期報 URL: <http://www.jaea.go.jp/04/ztokai/kankyo/kankyotop.html>

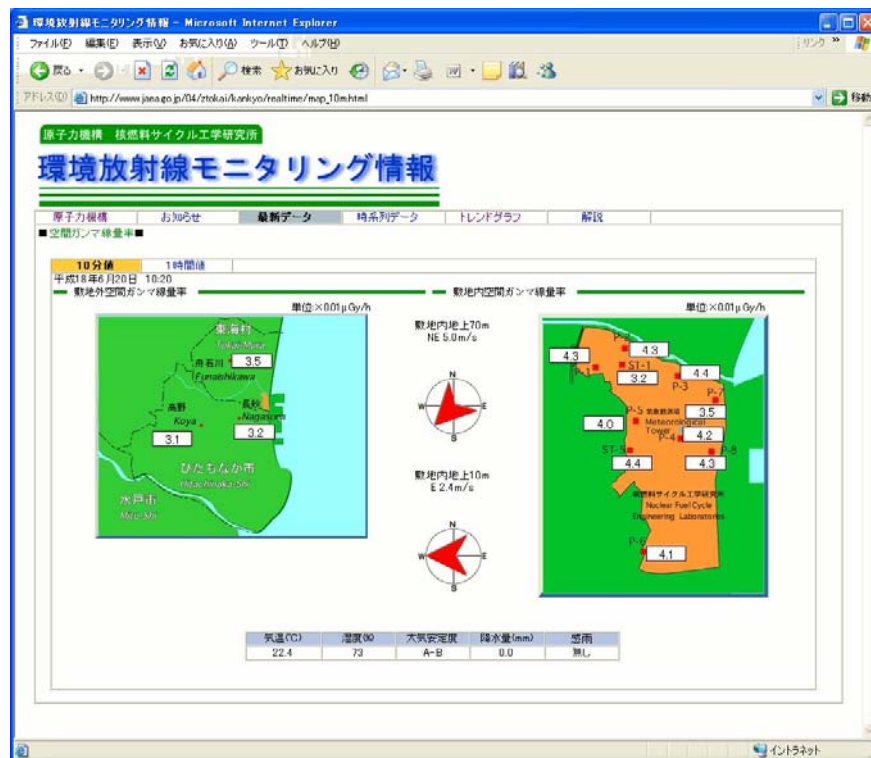


図 11.1 リアルタイム公開画面

12. 品質保証活動

12.1 マネジメントシステム推進委員会

(1) 委員会の開催実績

平成 18 年度における放射線管理部マネジメントシステム推進委員会（以下「MS 委員会」という。）の運営は、保安規定品質保証の導入から 3 年目を迎え、運用定着段階の最終年度として位置付けた。本委員会の開催を 3 回、その他活動内容に応じた分科会（文書整備等 5 回、不適合管理 3 回）を開催し、保安規定品質保証システム、保安規則・RI 施設品質保証システム並びに労働安全衛生／環境マネジメントシステムの運用整備、維持及び改善による機能向上等について審議を行った。（表 12.1、表 12.2(イ)、(ロ)参照）

表 12.1 MS 委員会開催実績

開催日	主たる議題
H18.10.30 (第 1 回)	<ul style="list-style-type: none"> ・保安規定品質保証関連・・・ 内部監査報告、保安検査準備、部第二次文書改定、非常時措置計画整備、加工品証対応、水平展開、JEAC 解説改定、各課第三次文書審査フォロー ・労働安全衛生／ 環境マネジメントシステム関連・・・ 内部監査報告
H19.1.11 (第 2 回)	<ul style="list-style-type: none"> ・保安規定品質保証関連・・・ 非常時措置計画整備、各課第三次文書審査フォロー、設計等規格標準整備、水平展開、マネジメントレビュー準備 ・労働安全衛生／ 環境マネジメントシステム関連・・・ 定期審査準備、マネジメントレビュー準備、目標暫定報告
H19.3.29 (第 3 回)	<ul style="list-style-type: none"> ・保安規定品質保証関連・・・ マネジメントレビュー結果と反映、水平展開、部第二次文書改定、年度末対応、次年度展開 ・労働安全衛生／ 環境マネジメントシステム関連・・・ 次年度方針・目標

表 12.2 MS 分科会開催実績

(イ) 文書整備等分科会

実施日	主たる議題
H18. 7. 4	<ul style="list-style-type: none"> ・文書整備関係・・・ 再処理施設品質保証計画書改定、本部・所第二次文書改定、部第三次文書改定、非常時措置計画整備、要領フロー図集整備、JEAC 解説改定 ・その他 …………… 保安検査報告、不適合品証フォロー
H18. 9. 14	<ul style="list-style-type: none"> ・文書整備関係・・・ 加工品証対応、非常時措置計画整備、所第二次文書改定、JEAC 解説改定 ・その他 …………… 保安検査報告、水平展開、内部監査
H18. 12. 6	<ul style="list-style-type: none"> ・文書整備関係・・・ 非常時措置計画整備、所第二次文書改定、部第二次文書改定、設計等規格標準整備、加工品証対応、各課第三次文書審査フォロー ・その他…………… 保安検査報告、水平展開
H18. 12. 9	<ul style="list-style-type: none"> ・文書整備関係・・・ 再処理/使用保安規定改定（非常事態措置計画整備）
H19. 2. 23	<ul style="list-style-type: none"> ・文書整備関係・・・ 部第二次文書改定 ・その他…………… マネジメントレビュー結果と反映、水平展開、年度末対応

(ロ) 不適合管理分科会

実施日	主たる議題	対象事象
H18. 3. 8 (第 1 回)	<ul style="list-style-type: none"> ・是正計画書・報告書等による事象紹介・報告 	<ul style="list-style-type: none"> ・分離精製工場の臨界警報装置に接続している放送設備からの音声アナウンスについて ・放管計算機システムの更新作業における誤警報吹鳴について ・ガラス固化技術開発施設での警報バイパスピン挿入による外部への警報吹鳴について
H18. 4. 12 (第 2 回)	<ul style="list-style-type: none"> ・是正内容等の経過報告、検討 	
H18. 4. 20 (第 3 回)	<ul style="list-style-type: none"> ・是正計画書・報告書の最終確認 	

(2) 委員会の活動実績

(a) 品質保証関連文書の制・改定

① 保安規定及び品質保証計画書の改定・整備

平成 18 年度における保安規定及び品質保証計画書の改定は、「非常事態の措置に係る計画」の整備が主であり、サイクル研究所 検討会議等に参画し所全体調整の中で改定を図った。(表 12.3 参照)

表 12.3 平成 18 年度における保安規定及び品質保証計画書の改定

文書名	制定日	改定(施行)日	主な改定事由
核燃料物質 使用施設 保安規定	H16. 4. 1	H18. 4. 1	・文科省指導に基づく品質保証に係る主要事項の明確化
		H18. 7. 10	・文書管理に関する所長役割の明確化 ・使用変更許可(プルトニウム廃棄物処理開発施設関連)に基づく変更
		H18. 11. 2	・使用変更許可(プルトニウム燃料第一開発室関連等)に基づく変更
		H19. 1. 12	・使用変更許可(プルトニウム燃料第二開発室関連)に基づく変更 ・非常事態の措置に係る通報連絡系統の明確化(第2段階)
再処理施設 保安規定	H16. 6. 7	H18. 12. 22	・事業変更許可(第二アスファルト固化体貯蔵施設関連等)に基づく変更 ・非常事態の措置に係る計画の策定者の明確化等(第2段階)
核燃料物質 使用施設 品質保証計画書	H16. 4. 1	H18. 4. 1	・使用施設保安規定との整合化
		H18. 5. 15	・文書・記録、不適合・是正・予防処置に係る記載の明確化
		H19. 1. 12	・非常事態の措置に係る計画の策定者の明確化(第2段階)
再処理施設 品質保証計画書	H16. 6. 8	H18. 4. 1	・再処理施設保安規定との整合化
		H18. 6. 15	・非常事態の措置に係る計画の策定者の明確化(第1段階)
		H18. 12. 22	・非常事態の措置に係る計画の策定者の明確化(第2段階)

② 保安規定品質保証管理要領書の制・改定

保安規定品質保証管理要領書の制・改定については、上位文書である保安規定・品質保証計画書の改定、保安検査結果、内部監査結果及び運用を通じた改善事項などを踏まえ、的確に要領書へ反映し改定することで運用の定着化、効率化を図った。

なお、「非常事態の措置に係る計画」の整備に伴う対応については、第1段階の措置として、再処理施設関連部門とあわせ「非常事態の措置に係る計画（放射線管理部編）」を平成18年2月10日に策定した。さらに、第2段階対応では、使用施設関連部門も含め「非常事態の措置に係る計画（研究所共通編、再処理施設編、サイクル工学試験部編、環境技術管理部編及びプルトニウム燃料技術開発センター編）」を策定（いずれの計画に対しても当部は支援部門として関与）するとともに、当部編の位置付けを当部所掌施設限定とした改定を行い、一連の対応を完了した。（表12.4(i)、(p)参照）

表 12.4 平成18年度における放射線管理部第二次文書及び第三次文書の制・改定

(i) 部第二次文書

文書名	制定日	改定日（改定事由）		
文書・記録管理要領書	H16.3.31	H18.4.1(3)	H18.4.14(6)	H18.8.1(3)
		H18.11.1(2)	H18.12.22(3)	H19.1.12(3)
		H19.4.2(6)	—	—
内部コミュニケーション管理要領書	H16.3.31	H18.8.1(6)	H18.11.1(6)	—
教育・訓練要領書	H16.3.31	H18.4.1(3)	H18.8.1(3)	H18.11.1(6)
		H19.1.12(6)	—	—
業務計画及び実施要領書	H16.3.31	H18.4.1(3)	H18.8.1(3)	H18.11.1(2)
		H18.12.22(3)	H18.1.12(3)	H19.4.6(3)
調達管理要領書	H16.3.31	H18.11.1(1)	H18.1.12(5)	H19.4.2(5)
設計・開発管理マニュアル	H16.3.31	H18.8.1(6)	H18.11.1(2)	—
製作・施工管理マニュアル	H16.3.31	H18.8.1(6)	H18.11.1(6)	—
受注者等品質監査実施マニュアル	H16.3.31	H18.11.1(6)	—	—
検査及び試験管理要領書	H16.3.31	H18.8.1(6)	H18.11.1(6)	—
品質保証適用施設・設備等グレード分け	H16.3.31	H18.11.1(6)	—	—
不適合管理並びに是正及び予防処置要領書	H16.6.7	H18.4.1(3)	H18.11.1(6)	H19.1.12(6)
		H19.4.6(3)	—	—

(ロ) 部第三次文書

文書名	制定日	改定日 (改定事由)		
マネジメントシステム推進委員会規則	H15. 4. 25	H18. 4. 1(3)	H18. 11. 1(6)	—
教育・訓練計画書	H18. 4. 14	H18. 8. 1(5)	—	—
核燃料物質使用施設に係る放射線管理部の業務の計画	H16. 3. 31	H18. 4. 1(3)	H18. 8. 1(6)	H18. 11. 1(6)
		H19. 1. 12(3)	H19. 4. 2(4)	—
再処理施設に係る放射線管理部の業務の計画	H16. 6. 7	H18. 4. 1(3)	H18. 11. 1(6)	H18. 12. 22(3)
		H19. 1. 12(6)	H19. 4. 2(4)	H19. 4. 6(3)
職務依頼の手続きに関する規則	H14. 1. 30	H18. 11. 1(6)	—	—
再処理施設の運転前・停止後における部長点検要領書	H18. 1. 30	H18. 8. 1(5)	H19. 4. 2(5)	—
放射線保安規則及び放射線障害予防規程適用施設に係る放射線管理部の品質保証管理要領書・業務の計画	H18. 3. 31	H18. 11. 1(6)	H19. 1. 12(3)	H19. 4. 2(4)

*改定事由：(1) 保安検査指導事項等への整合化 (2) 内部監査における意見等への整合化
 (3) 上位文書等との整合化 (4) 年度切替えに伴う見直し
 (5) 運用下における改善事項 (6) 所要の見直し

(b) 放射線保安規則及び放射線障害予防規程適用施設に係る品質保証要領等の制・改定
 平成 17 年 10 月 1 日に制定した上位の品質保証計画書を受け、平成 18 年 4 月 1 日に策定した「放射線保安規則及び放射線障害予防規程適用施設に係る放射線管理部の品質保証管理要領・業務の計画」について、「非常事態の措置に係る計画」の整備に係る改定や記載の充実化による見直しを中心に計 3 回の改定を行った。(前述の表 12. 4(ロ) 参照)

なお、上記の策定に伴い、「放射線安全施設品質保証計画書」を廃止した。

(c) 保安規定品質保証マネジメントシステムの運用管理

① 品質目標リスト

平成 18 年度における部及び各課の品質目標は、理事長及び所長の品質方針と研究所の品質目標を受け、業種ごとの業務内容及びプロセスの監視及び測定結果、マネジメントレビュー結果等を考慮した上で品質方針との整合、達成度が判定可能な目標として策定し、部員への周知・教育を行った。

なお、策定した品質目標は、中間期(中間報告及び暫定報告)に達成状況の実績管理を行い、最終報告において平成 18 年度の品質目標が達成できたことを確認した。

また、平成 18 年度のマネジメントレビュー結果等を反映した平成 19 年度の品質

方針及びサイクル研究所の品質目標等を受け、部及び各課の平成 19 年度の品質目標を策定した。(表 12.5 参照)

表 12.5 平成 18 年度及び平成 19 年度における部品質目標事項

平成 18 年度	平成 19 年度
a) 保安教育・訓練及び実務教育・訓練の計画的実施 b) 放射線管理部施設における保全計画書に基づく設備等の整備及び点検の実施 c) 保全計画の見直し d) 非常事態対応資器材の計画的な点検実施 e) 非常事態措置関連計画書、要領書、手順書等の見直し f) 所訓練の実施及び参画並びに部としての保安訓練の実施 g) プロセスの監視及び測定に基づく業務改善の実施 h) 品質保証計画書・要領書の改定毎に係る整合化整備の実施 i) JEAC4111 に係る手引書の見直し発行 j) 要領書等フローシートの理解促進に係る見直し k) 要領書等改定毎の教育資料の作成と周知の実施 l) 管理職会議及び安全推進協議会等による情報交換会の実施	a) 使用施設及び再処理施設保安規定に基づく保安教育の計画的実施 b) 保安規定及び各種要領書等に基づく保安活動の確実な実施 c) 保安検査の確実な準備、対応の実施 d) 放射線作業計画等、立案時・変更時におけるリスクアセスメント実施による作業の安全確保 e) 設備・機器保全計画に基づく計画的な点検・保守の実施 f) 予防保全及び事後保全の確実な実施 g) 非常事態の措置に必要な設備・機器に係る計画的な点検の実施 h) 非常事態訓練結果等による非常事態措置関連計画書、要領書、手順書等の必要に応じたレビューの実施 i) 研究所訓練計画に従い、非常事態訓練への参加対応実施 j) 施設側と連携した非常時（異常時）訓練の実施 k) 管理職会議及び安全推進協議会による保安等に関する情報共有 l) 各種パトロール、意見懇談会による管理職と現場作業員との意見交換の実施 m) 予防処置としての水平展開の確実な実施 n) 放射線管理に係る原子力産業界での不具合事象等の情報共有と必要に応じた水平展開の実施 o) プロセスの監視・測定及びデータ分析による保安活動の確認、評価と必要に応じた改善の実施

② プロセスの監視及び測定

プロセスの監視及び測定は、品質保証計画書で定められた対象プロセス（運用管理、資源運用、業務計画・実施、評価・改善）について、「業務計画及び実施要領書」に従い、監視及び測定結果が業務計画等に定める判定基準を満足したが、適正度の向上を目指した改善事項及びその措置の方法に関して記録を行った。さらに結果が良好であったものについても、合理化・省力化の観点からの改善内容を記録し、四半期ごとに部長による確認を行った。

(d) 品質保証関係に係る保安検査対応

平成 18 年度の保安検査は、保安規定品質保証導入 3 年目となり、定着化から進展した効果的かつ効率的な活動という観点に基づき検査されるものとなった。また、第 4 四半期には電力業界におけるデータ改ざん問題に留意した内容も検査の対象となった。

① 再処理施設に係る保安検査

再処理施設に係る保安規定品質保証を対象とした保安検査は、重点項目としてのプロセス型検査や逐条検査が毎四半期実施される中で、保安上大きな問題もなく、保安活動が適切に遂行されているとの評価を得ている。一方、“連続記録としてのチャート記録の管理方法”、“調達要求事項の細分化整備”、“発注仕様書における適用する法規・規程・規則・基準類の明確化”、“物品搬出確認表の承認者確認方法の整備”についてコメントが提示された。いずれも当該各課、MS 委員会等における検討・調整の基に速やかに是正・改善を行い運用展開に至った。

② 使用施設に係る保安検査

使用施設に係る保安規定品質保証を対象とした保安検査は、導入後 2 年が経過したことを受け、従来の逐条型検査からプロセス型検査に移行され、PDCA サイクル対応（計画・実施・評価・改善）を主体にした実施状況について確認されるものとなった。こうした検査の中で、保安上大きな問題もなく、保安活動が適切に遂行されているとの評価を得ている。一方、“物品搬出確認表の承認者確認方法の整備”についてコメントが提示された。当該担当課等における検討・調整の基に是正・改善を行い、運用展開に至った。

(e) 各種監査対応

① 原子力安全監査

原子力安全監査については、JEAC4111-2003、再処理施設品質保証計画書及びそれに基づく関連要領書類を監査基準とし、品質保証計画書で規定する項目全般に対する実施状況の確認が行われた。

当部にあつては、平成 18 年 10 月 16 日、17 日に線量計測課、環境監視課及び放射線管理第 2 課が受検し、本監査において良好事例 9 件、事前文書監査において要望事項 4 件（内 1 件は所共通）が挙げられた。

なお、要望事項については、フォローアップが必要と判断されたものはなかったが、自主改善として、平成 18 年 11 月 1 日に関連要領書の改定を行った。

また、良好事例については、データ分析の取り組み等が評価されたのをはじめ、昨年度（6 件）比でさらに増加しており、運用の定着化に向け活動を推進してきた成果が表れる結果となった。

② 使用施設内部監査

使用施設内部監査については、監査の合理化、省力化の観点から、昨年度と同様、原子力安全監査との一部複合監査として実施された。使用施設内部監査のみの受検としては、平成 18 年 10 月 19 日に放射線管理第 1 課が受検し、複合監査分を含め指摘事項等はなく、良好事例 5 件が挙げられた。

(f) 各種マネジメントレビューの対応

再処理施設、使用施設並びにその他施設の品質保証活動の対応に係るマネジメントレビューについては、四半期ごとに部内各課の品質保証活動を集約し、改善の要否に基づき改善がある場合には、改善措置を施した。「プロセスの監視及び測定結果に係る記録」を主体に、部長による確認、見解を付加し、インプット情報として提供を行った。

① 再処理施設

再処理施設の品質保証活動に係るマネジメントレビューの実施者は理事長である。当部がマネジメントレビューに提供するインプット情報は、他関係部署を含め研究所として集約後、再整備の上、所長の確認を経て理事長に提供され、マネジメントレビューが実施された。

レビューの結果、理事長指示事項として“コンプライアンス意識の向上”、“リスクの同定とリスクアセスメントの推進”、“双方向のコミュニケーション”、“トラブル等を教訓とした品質保証活動の充実化”等が挙げられた。

② 使用施設、政令 41 条非該当使用施設及び RI 施設

使用施設、政令 41 条非該当使用施設及び RI 施設の品質保証活動に係るマネジメントレビューの実施者は所長であり、インプット情報の集約については再処理施設と同様である。

レビューの結果、所長指示事項として“自主的な情報収集、水平展開の実施”等が挙げられた。

なお、上記①、②の指示事項に対しては、平成 19 年度の品質方針及び所の品質目標を踏まえ、部及び各課の品質目標に取り入れ、年度内の達成を目標に改善に資するものである。

(g) 不適合管理対応

① 是正措置対応

保安規定品質保証対応下における不適合事象の発生は当部においてはなかった。

平成 18 年度に発生した「非常事態の措置に係る計画の決裁者の齟齬（軽微事象）」については、再処理施設に係わる 4 部署を主体としてサイクル研究所全体の調整を

図るとともに、支援部門も含めた施設的な活動の二元化で整備した。保安規定、品質保証計画書及び事故対策規程類（非常事態措置計画、事故対策関連規程・規則・手順等）を改定し、処置を完結するに至った。

なお、保安規定品質保証の導入以降に発生した不適合事象については、不適合継承シートを整備し部内にて情報共有とともに継承を図り、再発防止の徹底に努めている。

② 水平展開対応

平成 18 年度は、安全統括部の指示に基づく所外水平展開 6 件及び保安管理部の指示に基づく所内水平展開 2 件について、展開取り入れの検討・調整を経て、処置済み若しくは対象設備等が該当しないことを確認するとともに、一部取り入れの対応を実施した。

また、電力業界における不祥事報告を踏まえ、本部及び所からの水平展開のみならず、当部に関連するトラブル情報等について自主的に情報収集、リスト化するとともに、部内共有を図り、同類事象の防止にこれまでも増して努めるべく対応を図っている。

12.2 技術・技能認定制度

平成 18 年度の講習会及び認定試験（筆記及び実技試験）は、「オシロスコープの取扱（7 月）」、「エアマスクの取扱（9 月）」、「 γ 線核種分析装置による測定分析（9 月）」、「全身カウンタによる内部被ばく線量評価（12 月）」、「放射線管理員（2 月）」、新規認定項目の「TLD による外部被ばく線量評価（2 月）」、「 α 線スペクトロサーベイメータの取扱（3 月）」を実施し、各認定項目において認定取得が図られた。（表 12.6 参照）

表 12.6 各認定項目における各課の認定取得者数（今年度認定者／累積認定者※）

認定項目	線量計測課	環境監視課	放射線管理第 1 課	放射線管理第 2 課	合計
1. エアマスクの取扱	—	—	11/26 名	7/24 名	18/50 名
2. γ 線核種分析装置による測定・分析	初級：0/5 名 中級：0/1 名	初級：0/5 名 中級：0/2 名	初級：4/11 名 中級：0/2 名	初級：0/12 名 中級：—	初級：4/33 名 中級：0/5 名
3. オシロスコープの取扱	初級：1/3 名	初級：2/6 名	初級：3/14 名	初級：4/11 名	初級：10/34 名
4. TLD による外部被ばく線量評価	初級：6/6 名	—	—	—	初級：6/6 名
5. 放射線管理員	—	—	初級：2/9 名	初級：5/14 名	初級：7/23 名
6. 全身カウンタによる内部被ばく線量評価	初級：4/10 名	—	—	初級：0/1 名	初級：4/11 名
7. α 線スペクトロサーベイメータの取扱	—	—	5/5 名	6/6 名	11/11 名

※：平成 18 年度末における在籍認定者 （有効期限に対する更新を含む）

13. おわりに

本書は、平成13年度の初号^(*)に引き続き、第6号目の放射線管理部の活動状況をまとめた年報である。今回も編集にあたってはできるだけ図表を多用し、理解しやすくなるように努め、一部構成の見直しを実施した。

本書の内容は部内従業員全員の努力の成果であるが、本書をまとめるにあたっては特に下記の方々の方々の労によるところが多い。ここに記して謝意を表する。

執筆者

放射線管理部

宮部 賢次郎、古田 定昭、岡 努

線量計測課

百瀬 琢磨、伊藤 公雄、渡辺 敏幸、猿田 順一、椿 裕彦、岡田 和彦、
辻村 憲雄、高田 千恵、吉田 忠義、清水 義雄、椿谷 美由、金井 克太、
中川 貴博

環境監視課

武石 稔、松浦 賢一、渡辺 均、今泉 謙二、中野 政尚、竹安 正則、
藤田 博喜、小嵐 淳、國分 祐司

放射線管理第1課

水庭 春美、石川 久、高崎 浩司、田崎 隆、井崎 賢二

放射線管理第2課

小林 博英、江尻 英夫、秋山 聖光、吉崎 裕一、堀越 義紀、長谷川 市郎、
川崎 位、小坪 直樹、児玉 浩一、伊東 康久、中田 陽、眞田 幸尚

^(*) 初号～第4号までは旧核燃料サイクル開発機構東海事業所の放射線安全年報、第5号において事業所名、及び組織名称変更に伴い、日本原子力研究開発機構東海研究開発センター核燃料サイクル工学研究所の放射線管理部年報となっている。

This is a blank page.

付 録

付録1 図表

- 付録表1 再処理施設の区域区分と線量率等
- 付録表2 特殊放射線作業の区分
- 付録表3 放射線業務従事者の線量限度及び勧告レベル等
- 付録表4 再処理施設における放射性気体廃棄物中の主要核種の1年間の最大放出量
(基準値)
- 付録表5 CPFにおける排気に係る管理目標値(基準値)
- 付録表6 再処理施設における海洋放出モニタリング対象核種及び放出基準
- 付録表7 第1排水溝排水の放出基準(基準値及び管理の目標値)
- 付録表8 第2排水溝排水の放出基準(基準値及び管理の目標値)
- 付録表9 陸上環境監視計画
- 付録表10 海洋環境監視計画
- 付録図1 再処理施設保安規定に基づく環境試料等の採取場所及び測定地点
- 付録図2 茨城県環境放射線監視計画図(核燃料サイクル工学研究所実施分)

付録2 報告・外部発表、受賞状況等

- リスト1 平成18年度に作成した技術資料
- リスト2 平成18年度の口頭・ポスター発表実績
- リスト3 海外出張
- リスト4 受賞状況

付録3 用語集

This is a blank page.

付録表 1 再処理施設の区域区分と線量率等

区 域 名	線 量 率 (μ Sv/h)	表 面 密 度	空 気 中 の 放 射 性 物 質 濃 度
グリーン区域	≤ 12.5	告示に定められた表面密度限度以下の区域	3ヶ月間についての平均濃度が告示に定められた濃度限度以下の区域
* アンバー区域	≤ 500	告示に定められた表面密度限度を超えるおそれのある区域	3ヶ月間についての平均濃度が告示に定められた濃度限度を超えるおそれのある区域
レッド区域	> 500	告示に定められた表面密度限度を超えるおそれのある区域	3ヶ月間についての平均濃度が告示に定められた濃度限度を超えるおそれのある区域

* : 線量率は作業の種類、内容によって設定する。例えば、作業頻度の比較的高い場所では 25μ Sv/h におさえ、一方、立ち入る可能性の少ない所に対しては 500μ Sv/h 以下におさえる。

付録表 2 特殊放射線作業の区分

区 分		定 義
特殊放射線作業	S 1	S 2 作業の定義に該当し、さらに下記の原因調査レベルを超え又は超えるおそれがある作業を行うとき 実効線量 : $3.7 \text{ mSv}/3 \text{ ヶ月}$ 等価線量 (皮ふ) : $37 \text{ mSv}/3 \text{ ヶ月}$
	S 2	① 作業者の実効線量が、 $1 \text{ mSv}/\text{週}$ を超え、又は超えるおそれのあるとき ② 作業者の等価線量 (皮膚) が $10 \text{ mSv}/\text{週}$ を超え、又は超えるおそれのあるとき ③ レッド区域に立ち入るとき ④ 作業開始後、作業場所における線量率が、次のいずれかに該当するとき (イ) γ 線及び中性子線による線量率が $0.5 \text{ mSv}/\text{h}$ を超え、又は超えるおそれのあるとき (ロ) β 線による線量率が $3 \text{ mSv}/\text{h}$ を超え、又は超えるおそれのあるとき ⑤ 作業開始後、作業場所における空气中放射性物質濃度が 1 週間平均で空气中濃度限度 $\times 1/10$ を超え、又は超えるおそれのあるとき ⑥ 作業開始後、作業場所における表面密度が、次のいずれかに該当するとき (イ) α 線を放出する放射性物質について、 $0.4 \text{ Bq}/\text{cm}^2$ を超え、又は超えるおそれのあるとき (ロ) α 線を放出しない放射性物質について、 $4 \text{ Bq}/\text{cm}^2$ を超え、又は超えるおそれのあるとき ⑦ その他、汚染拡大防止策、被ばく防止策等特別な放射線管理上の配慮が必要であり安全を確保するうえでセンター内各課長、放射線管理第 2 課長が特に必要と認めた場合。
	A 1 A 2	アンバー区域内の作業

付録表 3 放射線業務従事者の線量限度及び勧告レベル等

放射線業務従事者の線量限度

区分	項目	線量限度 (注 1)
放射線業務従事者	実効線量	100mSv/5年 (注 2)
		50mSv/年 (注 3)
		5mSv/3ヵ月 (注 4)
		内部被ばく 1mSv (注 5)
	等価線量	眼の水晶体 150mSv/年 (注 3)
		皮膚 500mSv/年 (注 3)
		腹部表面 2mSv (注 5)

(注1) 実効線量限度は、外部被ばくと内部被ばくによる線量の合計について定められたものである。

(注2) 5年とは平成13年4月1日以降5年ごとに区分した期間とする。

(注3) 4月1日を始期とする1年間とする。

(注4) 妊娠不能と診断された者、妊娠の意思のない旨をセンター長、又は担当部長に書面で申し出た者及び妊娠中の女子を除く、女子を対象とする。

(注5) 妊娠中である本人の申し出等により、女子については、センター長又は担当部長が妊娠の事実を知ったときから出産までの期間を対象とする。

原因調査レベル及び勧告レベル

(1) 基本適用事項

区分	項目	原因調査レベル (注 2)	要警戒の勧告レベル	作業制限の勧告レベル
放射線業務従事者	実効線量 (注 1)	3.7mSv/3ヵ月	20mSv/年かつ 13mSv/3ヵ月	100mSv/5年かつ 50mSv/年
	等価線量 (皮膚)	37mSv/3ヵ月	130mSv/3ヵ月	500mSv/年

(2) 付加適用事項

区分	項目	要警戒の勧告レベル	作業制限の勧告レベル
女子 (注 3 及び下記を除く)	実効線量 (注 1)	3.7mSv/3ヵ月	5mSv/3ヵ月
妊娠中の女子	実効線量	—	内部被ばくについては 1mSv/当該期間 (注 4)
	等価線量 (腹部表面)	1mSv/当該期間	2mSv/当該期間

(注1) 実効線量は、外部被ばくと内部被ばくによる線量の合計について定められている。

(注2) 原因調査レベルを変更することができる。ただし、女子にあつては、妊娠不能と診断された者及び妊娠する意思のない旨を書面で申告した者に限る。

(注3) 妊娠不能と診断された者及び妊娠する意思の無い旨を書面で申告した者。

(注4) 当該期間とは、妊娠の事実について本人の申し出等があつた時点から出産までの期間とする。

付録表 4 再処理施設における放射性気体廃棄物中の主要核種の
1年間の最大放出量（基準値）
（主排気筒、第一付属排気筒、第二付属排気筒の合計）

主要核種	1年間の最大放出量 (GBq)
^{85}Kr	8.9×10^7
^3H	5.6×10^5
^{14}C	5.1×10^3
^{131}I	1.6×10^0
^{129}I	1.7

付録表 5 CPF における排気に係る管理目標値（基準値）

核種	3ヵ月間の平均濃度 (Bq/cm ³)	年間放出量 (GBq)
希ガス類 (^{85}Kr , ^{133}Xe 等)	4.8×10^{-3}	2.7×10^3
^3H	2.4×10^{-4}	1.5×10^3
^{131}I	2.2×10^{-7}	1.3

付録表 6 再処理施設における海洋放出モニタリング対象核種
及び放出基準

区分	最大放出濃度 (Bq/cm ³)	1年間の最大放出量 (GBq)
全α放射能	3.0×10^{-2}	4.1
全β放射能 (³ Hを除く)	1.2×10	9.6×10^2
⁸⁹ Sr	(注1) 2.3×10^{-1}	1.6×10
⁹⁰ Sr	(注1) 4.8×10^{-1}	3.2×10
⁹⁵ Zr- ⁹⁵ Nb	5.9×10^{-1}	4.1×10
¹⁰³ Ru	9.3×10^{-1}	6.4×10
¹⁰⁶ Ru- ¹⁰⁶ Rh	7.4	5.1×10^2
¹³⁴ Cs	8.5×10^{-1}	6.0×10
¹³⁷ Cs	7.8×10^{-1}	5.5×10
¹⁴¹ Ce	8.1×10^{-2}	5.9
¹⁴⁴ Ce- ¹⁴⁴ Pr	1.7	1.2×10^2
³ H	2.5×10^4	1.9×10^6
¹²⁹ I	(注1) 3.7×10^{-1}	(注2) 2.7×10
¹³¹ I	1.6	(注2) 1.2×10^2
Pu (α)	(注1) 3.0×10^{-2}	2.3

(注1) 1ヶ月平均1日最大放出濃度

(注2) ¹²⁹I, ¹³¹Iの年間最大放出量は、合計96.2GBq (¹²⁹I : 26.6GBq, ¹³¹I : 69.6GBq)を目標とする。(茨城県)

付録表 7 第 1 排水溝排水の排出基準（基準値及び管理の目標値）

(注 1) 放射能及び核種	濃度限度 Bq/cm ³	3 ヶ月間放出量 MBq (注 2)	年間放出量 MBq (注 2)	備 考
全 α 放射能	1×10 ⁻³ (注 3)	——	——	
全 β 放射能	3×10 ⁻² (注 3) 管理濃度 (注 4) [3.7×10 ⁻³]	——	——	
³ H	6×10 (注 3) 管理濃度 (注 5) [1.1×10]	7.4×10 ²	1.9×10 ³	
ウラン (注 6, 7)	1×10 ⁻²	7.0×10 ²	2.1×10 ³	放出量は ²³⁴ U, ²³⁵ U, ²³⁸ U の合計とする。

(注 1) 全 α 放射能、全 β 放射能及び ³H に含まれない核種が検出された場合は法令値を濃度限度とし、濃度による放出管理を行う。なお、全 α 放射能及び全 β 放射能の濃度限度は使用施設放射線管理基準による。

(注 2) 原子力安全協定の「管理の目標値」による。

(注 3) 1 週間連続採取試料の測定により、濃度限度を超えないよう管理する。

$$\frac{(\text{全 } \alpha \text{ 測定値})}{1 \times 10^{-3}} + \frac{(\text{全 } \beta \text{ 測定値})}{3 \times 10^{-2}} + \frac{({}^3\text{H 測定値})}{6 \times 10^1} \leq 1$$

(注 4) 原子力安全協定における「管理の目標値」及び茨城県環境放射能監視計画を担保するため、全 β 放射能の排水中濃度は、1 週間平均濃度で 3.7×10⁻³ Bq/cm³ を超えないよう管理する。

以下に全 β 放射能に係る管理の目標値等を示す。

a) 原子力安全協定 : 3.7×10⁻³ Bq/cm³ (3 ヶ月間平均濃度)

b) 茨城県環境放射能監視計画 : 4×10⁻³ Bq/cm³ (1 ヶ月間平均濃度)

なお、原子力安全協定の「管理の目標値」を別表-1 に示す。

(注 5) 原子力安全協定の「管理の目標値」を担保するため、³H の排水中濃度は 1 週間平均濃度で 1.1×10 Bq/cm³ を超えないよう管理する。

(注 6) ウランは、月合成試料から月平均濃度、3 ヶ月間放出量、年間放出量を求め、放出量が基準値を超えないよう管理する。なお、ウランの排水中濃度は全 α 放射能及び全 β 放射能に含まれるため、核種の濃度による放出管理は実施しない。

(注 7) ウランの濃度限度は、原子力安全協定の「管理の目標値」を用いる。

付録表 8 第 2 排水溝排水の放出基準（基準値及び管理の目標値）

（注 1） 放射能及び核種	濃度限度 Bq/cm ³	3 ヶ月間放出量 MBq（注 2）	年間放出量 MBq（注 2）	備 考
全 α 放射能	1×10 ⁻³ （注 3）	——	——	
全 β 放射能	3×10 ⁻² （注 3） 管理濃度（注 4） [3.7×10 ⁻³]	——	——	
ウラン （注 5, 7）	1×10 ⁻²	8.9×10	2.7×10 ²	放出量は ²³⁴ U, ²³⁵ U, ²³⁸ U の合計とする。
プルトニウム （注 5, 6, 7）	1×10 ⁻³	8.9×10	2.7×10 ²	放出量は ²³⁸ Pu, ²³⁹ Pu, ²⁴⁰ Pu の合計とする。

（注 1）全 α 放射能及び全 β 放射能に含まれない核種（プルトニウムの同位体を除く）について、濃度管理を行う場合、その基準として法令値を用いる。なお、全 α 放射能及び全 β 放射能の濃度限度は使用施設放射線管理基準による。

（注 2）原子力安全協定の「管理の目標値」による。

（注 3）排水のつど測定を行い、濃度限度を超えないよう管理する。

$$\frac{(\text{全 } \alpha \text{ 測定値})}{1 \times 10^{-3}} + \frac{(\text{全 } \beta \text{ 測定値})}{3 \times 10^{-2}} \leq 1$$

（注 4）原子力安全協定における「管理の目標値」を担保するため、全 β 放射能の排水中濃度は、1 週間平均濃度で 3.7×10⁻³ Bq/cm³ を超えないよう管理する。

なお、原子力安全協定の「管理の目標値」を別表-1 に示す。

（注 5）ウラン及びプルトニウムは、月合成試料から月平均濃度、3 ヶ月間放出量、年間放出量を求め、放出量が基準値を超えないよう管理する。なお、ウラン及びプルトニウムの排水中濃度は、全 α 放射能及び全 β 放射能に含まれるため、核種の濃度によるバッチ毎放出管理は実施しない。

（注 6）²⁴¹Pu については、全 α 放射能及び全 β 放射能測定法により管理ができないため、月合成試料から別途に分析・測定し、管理する。この濃度限度は法令により 2×10⁻¹ Bq/cm³ とする。

（注 7）ウラン及びプルトニウムの濃度限度は原子力安全協定の「管理の目標値」を用いる

付録表 9 陸上環境監視計画

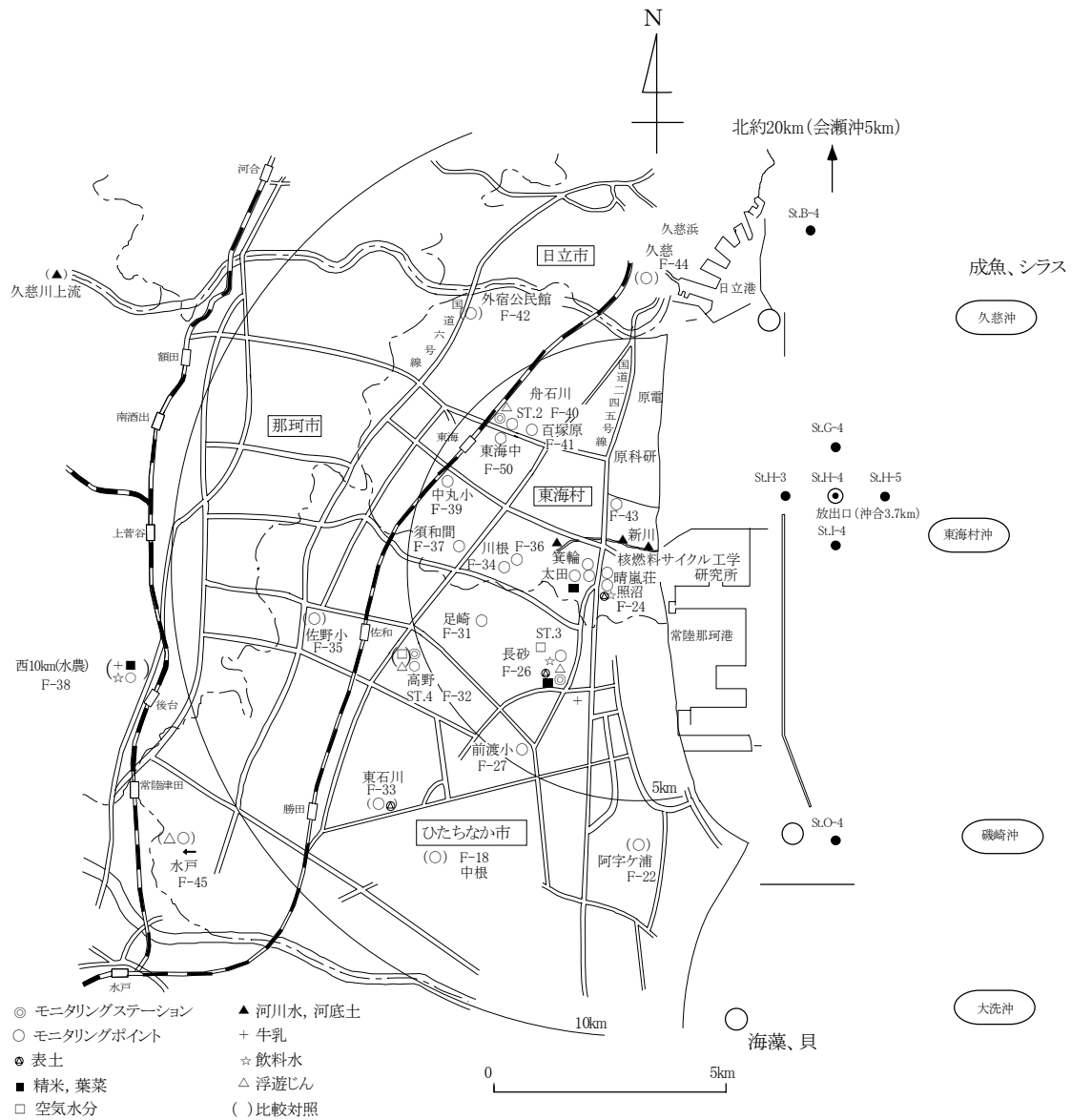
項目	保安規定に基づく測定			県監視計画に基づく報告		
	採取地点	頻度	対象核種	採取地点	頻度	対象核種
空間放射線量率	監視区域内 9点 監視区域外 3点	連続	γ線	ST-1, -2, -3, -4 ボスト-1~8, ST-5	連続	γ線
空間放射線量率 (サーベイ)				舟石川, 須和間, 照沼, 稲田, 宮前	7, 1月	γ線
空間放射線積算線量	監視区域内 15点 監視区域外 25点	1回/3ヵ月	γ線	敷地境界4地点 その他14地点	4, 7, 10, 1月	γ線
浮遊じん (塵埃)	監視区域内 3点 監視区域外 4点	1回/週	全α, 全β	ST-1, 舟石川, 長砂, 高野	4, 7, 10, 1月	Mn-54, Co-60, Zr-95, Nb-95, Ru-106, Cs-137, Ce-144, Pu
		1回/3ヵ月	Sr-90, Cs-137, Pu-239 (注1)			
大気中ヨウ素	監視区域内 1点 監視区域外 3点	1回/週	I-131			
気体状β放射能濃度	監視区域内 1点 監視区域外 3点	連続	Kr-85			
大気水分	監視区域外 2点	1回/月	H-3			
雨水	監視区域内 1点	1回/月	H-3			
降下じん	監視区域内 1点	1回/月	全β			
飲料水	監視区域内 1点 監視区域外 3点	1回/3ヵ月	全β, H-3	長砂	4, 10月	全β, H-3
葉菜	監視区域外 3点	1回/3ヵ月	I-131	長砂	2回/年 (4, 10月)	Sr-90, I-131, Cs-137
		1回/年	Sr-90, Cs-137, Pu-239 (注1)			
精米	監視区域外 3点	1回/年	C-14, Sr-90	長砂	1回/年10月	C-14, Sr-90, Cs-137
牛乳	監視区域外 2点	1回/3ヵ月	I-131	長砂	4, 7, 10, 1月	I-131
		1回/年	Sr-90		4, 10月	Sr-90, Cs-137
表土	監視区域内 2点 監視区域外 3点	1回/年	Sr-90, Cs-137, Pu-239 (注1)	長砂	5, 11月	Mn-54, Co-60, Ru-106, Cs-137, Ce-144
河川水	新川 3点 久慈川上流 1点	1回/6ヵ月	全β, H-3	新川河口	4, 10月	全β, H-3
湖沼水				阿漕ヶ浦	4, 10月	全β, H-3
河底土	新川 3点 久慈川上流 1点	1回/6ヵ月	全β	新川河口	4, 10月	Mn-54, Co-60, Ru-106, Cs-137, Ce-144

(注1) Pu-239: Pu-239, 240 を示す。

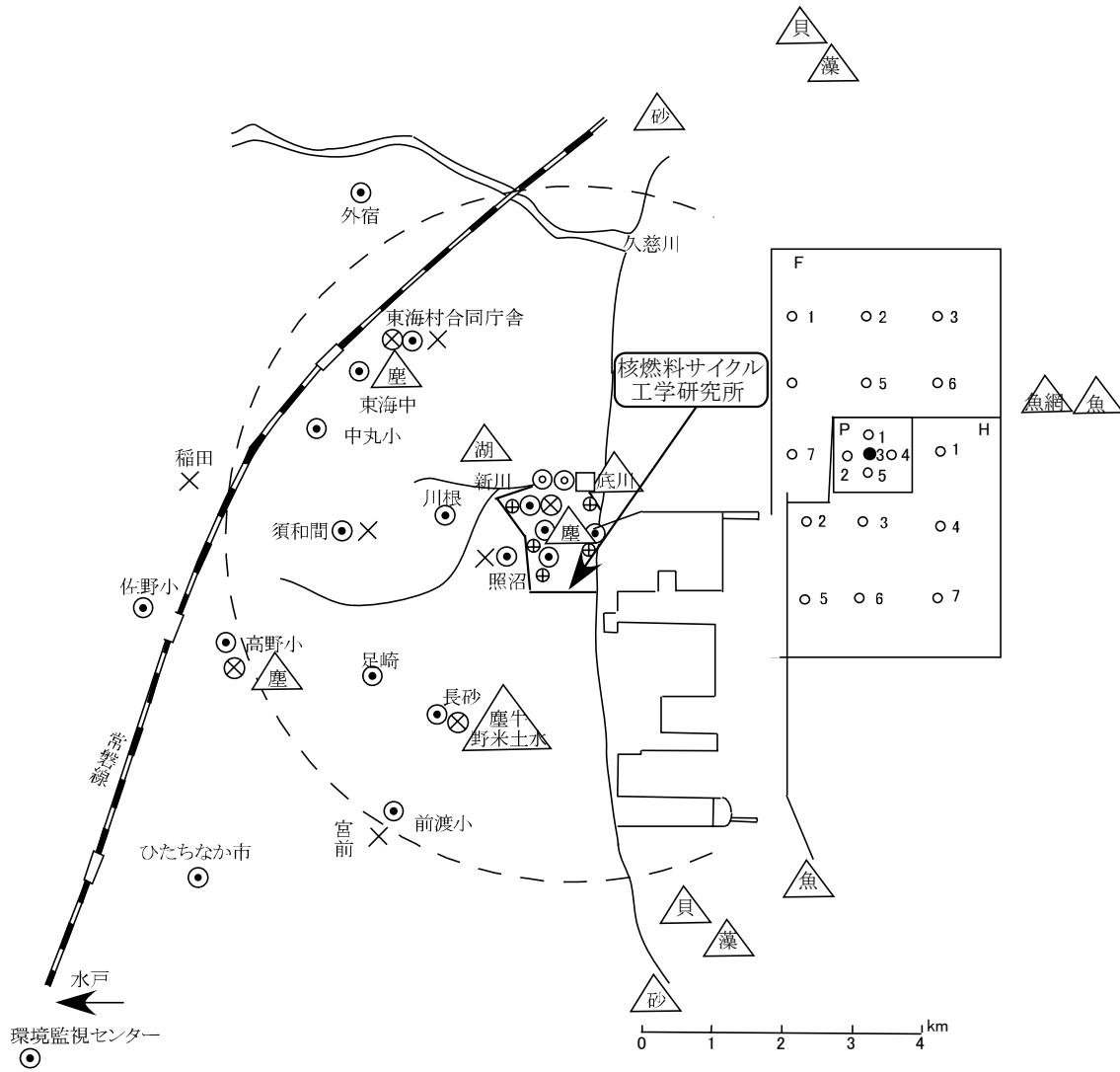
付録表 10 海洋環境監視計画

項目	保安規定に基づく測定			県監視計画に基づく報告		
	採取地点	頻度	対象核種	採取地点	頻度	対象核種
海水	放出口付近 5点	1回/3ヵ月	全β, H-3	Fサイクル研東海沖(7) H長砂沖(7) P放出口周辺(5)	4, 7, 10, 1月	H-3
		1回/年 7月	核種分析 (注1)			
	久慈沖及び磯崎沖 2点	1回/6ヵ月 7, 1月	全β, H-3		4, 10月	Mn-54, Co-60, Sr-90, Zr-95, Nb-95, Ru-106, Cs-137, Ce-144
	北約20km点 1点	1回/年 7月	全β, H-3, 核種分析 (注1)			
			詳細影響調査 30点	1回/月	全β, H-3 (30点) Cs-137 (7点)	
海底土	放出口付近 5点 久慈沖及び磯崎沖 2点 北約20km点 1点	1回/6ヵ月 4, 10月	核種分析 (注1)	Fサイクル研東海沖(7) H長砂沖(7) P放出口周辺(5)	7, 1月	Mn-54, Co-60, Sr-90, Zr-95, Nb-95, Ru-106, Cs-137, Ce-144, Pu
海岸水	久慈浜 1点 阿字ヶ浦 1点	1回/6ヵ月 4, 10月	全β, H-3			
	南約20km 1点 北約20km 1点	1回/年 10月	核種分析 (注1)			
海岸砂	久慈浜 1点 阿字ヶ浦 1点 南約20km 1点 北約20km 1点	1回/3ヵ月 4, 7, 10, 1月	表面線量	久慈浜 阿字ヶ浦	7, 1月	Mn-54, Co-60, Ru-106, Cs-137, Ce-144
シラス	東海村地先 1点 約10km以遠 1点	1回/3ヵ月	核種分析 (注1)	東海沖 磯崎沖	2回/年	Mn-54, Co-60, Sr-90, Zr-95, Nb-95, Ru-106, Cs-137, Ce-144, Pu
カレイまたはヒラメ	東海村地先 1点 約10km以遠 1点	1回/3ヵ月 4, 7, 10, 1月	核種分析 (注1)	東海沖 磯崎沖	2回/年	Mn-54, Co-60, Sr-90, Zr-95, Nb-95, Ru-106, Cs-137, Ce-144, Pu
貝類 (県2種類)	久慈浜地先 1点 約10km以遠 1点	1回/3ヵ月 4, 7, 10, 1月	核種分析 (注1)	久慈浜(東海) 磯崎	2回/年 (計4試料)	Mn-54, Co-60, Sr-90, Zr-95, Nb-95, Ru-106, Cs-137, Ce-144, Pu
ワカメ, ヒジキ またはアラメ (県2種類)	久慈浜地先 1点 磯崎地先 1点 約10km以遠 1点	1回/3ヵ月 4, 7, 10, 1月	核種分析 (注1)	久慈浜 磯崎	2回/年 (計4試料)	Mn-54, Co-60, Sr-90, Zr-95, Nb-95, Ru-106, Cs-137, Ce-144, Pu
漁網	東海沖 「せいかい」曳航	1回/3ヵ月	表面線量	東海沖	4, 10月	表面吸収線量率 β, γ
船体	「せいかい」甲板	1回/3ヵ月	表面線量			

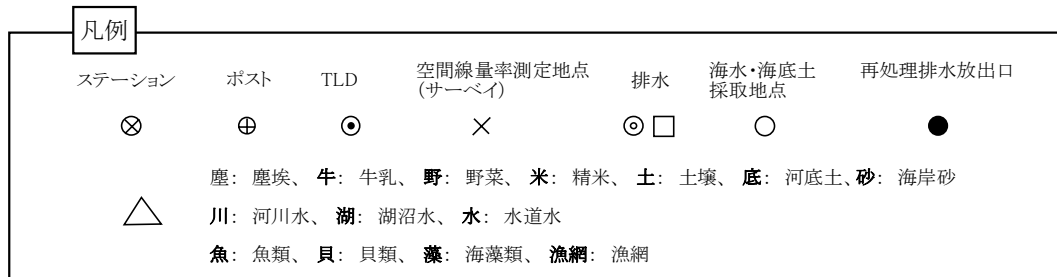
(注1) 核種分析: Sr-90, Ru-106, Cs-134, Cs-137, Ce-144, Pu-239
Pu-239: Pu-239, 240を示す。



付録図1 再処理施設保安規定に基づく環境試料等の採取場所及び測定地点



付録図2 茨城県環境放射線監視計画図(核燃料サイクル工学研究所実施分)



付録2 報告・外部発表、受賞状況等

リスト1 平成18年度に作成した技術資料

1.1 機構レポート (JAEA-Technology, Research, Review, その他) [1/2]

氏名	題名	レポートNo.等
武石 稔 宮河 直人 植頭 康裕 中野 政尚 小嵐 淳 水谷 朋子 河野 恭彦 檜山 佳典*1 藤井 純 *2 菊地 政昭*1 佐川 文明*2 大谷 和義*1	平成17年度 核燃料サイクル工学研究所 放出管理業務報告書(排水) (業務報告) *1 瑞豊産業(株) *2 常陽産業(株)	JAEA-Review 2006-024 (2006)
武石 稔 宮河 直人 中野 政尚 竹安 正則 磯崎 久明 磯崎 徳重 森澤 正人 藤田 博喜 國分 祐司 加藤 千明 井上 秀雄*1 阿尾 英俊*1 根本 正史*1 渡辺 一 *1 神長 正行*1 佐藤 由己*1 菅井 将光*1 田所 聡 *1 磯野 文江*1 前嶋 恭子*1 吉井 秀樹*2 小沼 利光*3	東海再処理施設周辺の環境放射線モニタリ グ結果-2005年度-(業務報告) *1 常陽産業(株) *2 瑞豊産業(株) *3 (株)NESI	JAEA-Review 2006-031 (2006)
井崎 賢二 樺 裕彦 鈴木 秀樹 大関 清	臨界警報装置に与える宇宙線の影響に関する 調査	JAEA-Research 2007-009 (2007)
郷田 正	平成17年度放射線管理部年報(業務報告)	JAEA-Review 2006-034 (2006)

JAEA-Review 2007-051

1.1 機構レポート (JAEA-Technology, Research, Review, その他) [2/2]

氏名	題名	レポートNo.等
O. Kurihara K. Kanai C. Takada K. Ito T. Momose K. Miyabe	Retrospective Dosimetry of Accidental Intake Case of Radioruthenium-116 at the Tokai Reprocessing Plant	JAEA-Conf 2007-002, 116-131, (2007)
M. Nakano	Study on the Estimation of Probabilistic Effective Dose: Committed Effective Dose from Intake of Marine Products using Oceanic General Circulation Model	JAEA-Conf 2007-002, 177-186, (2007)

1.2 外部投稿・掲載（論文，note，解説，報告書）〔1/2〕

氏名	標 題	誌名等
藤田 博喜	"IAEA/RCA Regional Training Course on Sampling Method in Environmental Monitoring"を開催して	保健物理, 41(4), 208-210 (2006)
井崎 賢二	「航空機搭乗者の宇宙線被ばくに関するシンポジウム」の印象記	保健物理, 41(2), 64-66 (2006)
三上 智	規制科学ダイアログセミナー —チェルノブイリ事故の影響を考える— 印象記	保健物理, 41(2), 66-67 (2006)
藤田 博喜 中野 政尚	茨城県沿岸における貝類中の ^{137}Cs と $^{239,240}\text{Pu}$ 濃度	保健物理, 42(1), 84-88 (2007/03)
Y. Sanada H. Kobayashi S. Furuta K. Nemoto* ¹ K. Kawai* ¹ T. Hashimoto* ²	Selective detection using pulse time interval analysis for correlated events in Rn-progeny with a microsecond lifetime *1 日本放射線エンジニアリング(株) *2 新潟大学	Radioisotopes, 55(12), 727-734 (2006)
M. Nakano	Simulation of the advection-diffusion -scavenging processes for ^{137}Cs and $^{239,240}\text{Pu}$ in Japan sea	Radioactivity in the Environment, Vol.8, 433-448(2006)
N. Tsujimura T. Yoshida	Energy and Angular Responses of Criticality Accident Detector Using a Plastic Scintillator	J. Nucl. Sci. Technol., 43(8), 903-907 (2006)
宮部 賢次郎	核燃料関連施設事故に学ぶ線量管理と除染の 課題	放射線防護医療 (2), 11-14(2006)
S. Furuta K. Miyabe	Radiation protection feature and research at nuclear fuel cycle engineering laboratories, JAEA	Proceedings of 2nd Asian and Oceanic Congress Radiological Protection (AOCR-2) (CD-ROM), 928-932(2006)
Y. Sanada H. Kobayashi T. Hashimoto*	Development of dust monitor for rapid detection of plutonium with background compensation system * 新潟大学	Proceedings of 2nd Asian and Oceanic Congress Radiological Protection (AOCR-2) (CD-ROM), 313-317 (2006)
S. Mikami J. Koarashi T. Miyauchi K. Akiyama H. Kobayashi	Airborne radioiodine monitoring at Tokai reprocessing plant	Proceedings of 2nd Asian and Oceanic Congress Radiological Protection (AOCR-2) (CD-ROM), 308-312 (2006)

1.2 外部投稿・掲載（論文，note，解説，報告書）〔2/2〕

氏名	標 題	誌名等
M. Nakano M. Takeishi S. Furuta	Simulation of long-term behaviour of ^{137}Cs and $^{239,240}\text{Pu}$ in the Japan Sea	Proceedings of 2nd Asian and Oceanic Congress Radiological Protection (AOCR-2) (CD-ROM), 795-799 (2006)
N. Tsujimura T. Momose M. Yoshizawa* ¹ H. Murakami* ¹ H. Yamamoto* ¹ R. Cruz-Suárez* ²	IAEA/RCA Personal Dosimetry Intercomparison in Asian and Pacific Region during the Years of 1990-2004 *1 原子力科学研究所 *2 IAEA	Proceedings of 2nd Asian and Oceanic Congress Radiological Protection (AOCR-2) (CD-ROM), 575-578 (2006)
M. Takeyasu T. Iida M. Takeishi	Analysis of Rn-222 Concentration in the Upper Atmosphere during Rainfall Using the Wet Scavenging Model for its Decay Products	Proceedings of 2nd Asian and Oceanic Congress Radiological Protection (AOCR-2) (CD-ROM), 752-755 (2006)
S. Mikami C. Itie * ¹ C. Texier * ¹	Consideration on calibration and correction factors of an Hp(10) chamber for different radiation qualities and angles of incidence *1 IRSN	Radiat. Prot. Dosim. 123, 122-127 (2007). First published Aug. 12, 2006, doi: 10.1093/rpd/nc1087
N. Tsujimura C. Takada T. Yoshida T. Momose	Operational Comparison of TLD Albedo Dosemeters and Solid State Nuclear Track Detectors in Fuel Fabrication Facilities	Radiat. Prot. Dosim. Advance access published Mar. 3, 2007, doi: 10.1093/rpd/ncm159
T. Momose N. Tsujimura K. Kanai H. Yamamoto* ¹ M. Yoshizawa* ¹ H. Murakami* ¹ R. Cruz-Suárez* ²	RCA/IAEA Third External Dosimetry Intercomparison in East Asia Region *1 原子力科学研究所 *2 IAEA	Radiat. Prot. Dosim. Advance access published Feb. 9, 2007, doi: 10.1093/rpd/nc1539
J. Koarashi M. Takeishi H. Kobayashi	Carbon-14 source, distribution and behavior around Tokai reprocessing plant	Proceedings of International Symposium on Environmental Modeling and Radioecology, 223-230, (2007/03)
H. Fujita T. Hashimoto*	Effects of annealing temperatures on some radiation-induced phenomena in natural quartz * 新潟大学	Radiation Measurements, 42(2), 156-162, (2007/02)

リスト2 平成18年度の口頭・ポスター発表実績

2.1 国際会議 [1/2]

氏名	標 題	学会名等
N. Tsujimura T. Yoshida C. Takada T. Momose T. Nunomiya* K. Aoyama*	Development of Neutron Personal Dose Equivalent Detector * Fiji Electric Systems, Co. Ltd.	10th International Symposium on Neutron Dosimetry (NEUDOS10) 2006年6月 (Uppsala, Sweden)
N. Tsujimura T. Yoshida T. Momose	Anisotropic Fluence Distributions for Radionuclide Neutron Sources Due to Scattering from Source Support Structures	NEUDOS10 2006年6月 (Uppsala, Sweden)
T. Hashimoto* T. Takeuchi* H. Fujita	A portable system installed with a mini X-ray generator for red/blue TL and OSL measurements *新潟大学	UK LUMINESCENCE AND ESR MEETING 2006年9月 リバプール
O. Kurihara C. Takada K. Takasaki T. Momose	Practical action levels for chelation therapy in plutonium in halation using nose swab	Internal Dosimetry of Radionuclides- Occupational, Public and Medical Exposure (ID2006) 2006年10月 (モンペリエ, France)
N. Tsujimura T. Momose M. Yoshizawa* ¹ H. Murakami* ¹ H. Yamamoto* ¹ R. Cruz-Suárez* ²	IAEA/RCA Personal Dosimetry Intercomparison in Asian and Pacific Region during the Years of 1990-2004 * ¹ 原子力科学研究所 * ² IAEA	The Second Asian and Oceanic Congress on Radiological Protection (AOCR-2) 2006年10月 (Beijing, China)
M. Hirota O. Kurihara C. Takada K. Takasaki T. Momose S. Deji * ¹ S. Ito * ¹ T. Saze * ² K. Nishizawa* ²	Imaging of ²⁴¹ Am in the lung by using an imaging plate * ¹ 名古屋大学 * ² 徳島大学	AOCR-2 2006年10月 (Beijing, China)
S. Furuta K. Miyabe	Radiation protection Feature and Research at Nuclear Fuel Cycle Engineering Laboratories, JAEA	AOCR-2 2006年10月 北京
M. Takeyasu T. Iida* M. Takeishi	Analysis of Rn-222 Concentration in the Upper Atmosphere during Rainfall Using the Wet Scavenging Model for Decay Products Rn-222 * 名古屋大学	AOCR-2 2006年10月 北京

2.1 国際会議 [2/2]

氏名	標 題	学会名等
M. Nakano M. Takeishi S. Furuta	Simulation of long-term behaviour of ¹³⁷ Cs and ^{239,240} Pu in the Japan Sea	AOCR-2 2006年10月 北京
Y. Sanada H. Kobayashi T. Hashimoto*	Development of dust monitor for rapid detection of plutonium with background compensation system *新潟大学	AOCR-2 2006年10月 北京
S. Mikami J. Koarashi T. Miyauchi K. Akiyama H. Kobayashi	Airborne radioiodine monitoring at Tokai reprocessing plant	AOCR-2 2006年10月 北京
M. Nakano M. Takeishi H. Kobayashi	Iodine-129 in the Terrestrial Environment due to the Authorized discharge from Tokai Reprocessing Plant	International Symposium on Environmental Modeling and Radioecology 2006年10月 六ヶ所村
J. Koarashi M. Takeishi H. Kobayashi	Carbon-14 source, distribution and behavior around Tokai reprocessing plant	International Symposium on Environmental Modeling and Radioecology 2006年10月 六ヶ所村
M. Takeishi S. Furuta K. Miyabe K. Shinohara	Dose Evaluation for the Public around the Tokai Reprocessing Plant	International Symposium on Environmental Modeling and Radioecology 2006年10月 六ヶ所村
O. Kurihara K. Kanai C. Takada K. Ito T. Momose K. Miyabe	Retrospective Dosimetry of Accidental Intake Case of Radioruthenium-116 at the Tokai Reprocessing Plant	The 4th JAEA/EPA Workshop on Radiation Risk Assessment 2006年11月 東海村
M. Nakano	Study on the Estimation of Probabilistic Effective Dose:Committed Effective Dose from Intake of Marine Products using Oceanic General Circulation Model	The 4th JAEA/EPA Workshop on Radiation Risk Assessment 2006年11月 東海村

2.2 日本保健物理学会

氏名	標 題	学会名等
吉田 忠義 三上 智 辻村 憲雄 J. K. Sangau ^{*1}	$H_p(10)$ 電離箱を用いた X 線校正場の基準線量当量率の検証 *1 MINT	日本保健物理学会 第 40 回研究発表会 2006 年 6 月 広島
高田 千恵 中川 貴博 吉田 忠義 辻村 憲雄 ^{*1} 高安 哲也 ^{*1}	中性子線用個人線量計のフィールド実験のためのファントムの検討 *1 常陽産業(株)	日本保健物理学会 第 40 回研究発表会 2006 年 6 月 広島
廣田 昌大 栗原 治 高田 千恵 高崎 浩司 百瀬 琢麿 ^{*1} 出路 静彦 ^{*1} 伊藤 茂樹 ^{*1} 佐瀬 卓也 ^{*2} 西澤 邦秀 ^{*2}	イメージングプレートによる肺内 ^{239}Pu 分布の測定 *1 名古屋大学 *2 徳島大学	日本保健物理学会 第 40 回研究発表会 2006 年 6 月 広島
中野 政尚	海洋大循環モデルを用いた平均実効線量算出に関する検討	日本保健物理学会 第 40 回研究発表会 2006 年 6 月 広島
小嵐 淳 西藤 文博 秋山 聖光 ラマン ノーリン ^{*1} 飯田 孝夫 ^{*1}	デジタルイメージ解析によるプルトニウム弁別測定法の開発 *1 名古屋大学	日本保健物理学会 第 40 回研究発表会 2006 年 6 月 広島
國分 祐司 藤田 博喜 中野 政尚 小嵐 淳 竹安 正則	再処理施設周辺の海水中トリチウム濃度について	日本保健物理学会 第 40 回研究発表会 2006 年 6 月 広島
根本 典雄 黒澤 重行 [*]	発汗を伴う作業に適した管理区域内作業衣の検討 * 検査開発(株)	日本保健物理学会 第 40 回研究発表会 2006 年 6 月 広島
眞田 幸尚 小林 博英 根本 和彦 ^{*1} 川井 啓一 ^{*1} 橋本 哲夫 ^{*2}	バックグラウンド補償型ダストモニタを利用した空气中放射性物質濃度の迅速な評価方法 *1 日本放射線エンジニアリング(株) *2 新潟大学	日本保健物理学会 第 40 回研究発表会 2006 年 6 月 広島

2.3 日本原子力学会

氏名	標 題	学会名等
小嵐 淳	炭素 14 環境中移行モデル化の現状と EMRAS での展開	2006 年秋の大会 2006 年 9 月 札幌
眞田 幸尚 辻村 憲雄 清水 義雄 井崎 賢二 神 和美 三上 智 小林 博英 古田 定昭 川井 啓一*1	プルトニウム転換技術開発施設における 臨界警報装置の配置設計 *1 日本放射線エンジニアリング(株)	2007 年春の年会 2007 年 3 月 名古屋
清水 義雄 水津 祐一 村上 龍敏 由利 明哉	MOX 燃料施設の臨界安全 －(2)核的制限値に対するプルトニウム同 位体組成の変動評価－	2007 年春の年会 2007 年 3 月 名古屋
竹安 正則 武石 稔	環境線量評価システム (SIERRA-II) を用 いた沿岸気象下での大気拡散シミュレ ーション	2007 年春の年会 2007 年 3 月 名古屋
眞田 幸尚	パルス時間間隔を用いたバックグラウン ド補償型ダストモニタの開発	北関東支部 若手研究者 発表会 2006 年 4 月 東海村

2.4 その他

氏名	標 題	学会名等
辻村 憲雄 吉田 忠義	^{241}Am -Be 標準中性子線源における中性子フルエンス分布の非等方性	第 43 回アイソトープ・放射線研究発表会 2006 年 7 月 東京
竹安 正則 武石 稔	大気拡散・線量評価モデルの性能評価について－東海再処理施設周辺の環境モニタリングデータとの比較－	第 47 回大気環境学会年会 2006 年 9 月 東京
中川 貴博 高田 千恵 関根 伸行* ¹ 高安 哲也* ² 辻村 憲雄 百瀬 琢磨	TLD を用いた施設周辺の中性子線量モニタリング *1 (株)NESI *2 常陽産業(株)	日本放射線安全管理学会 第 5 回学術大会 2006 年 11 月 名古屋
森藤 将之 根本 典雄	核燃料施設におけるアルファ放射能の汚染管理	日本放射線安全管理学会 第 5 回学術大会 2006 年 11 月 名古屋
曳沼 祐一 眞田 幸尚 秋山 聖光 小林 博英	積算型電子線量計の作業環境における線量率管理への適用	日本放射線安全管理学会 第 5 回学術大会 2006 年 11 月 名古屋
伊東 康久 宮内 享 秋山 聖光 小林 博英 小沢 友康* 横田 友和*	Am-241 の γ 線に着目した排気中 α 放射能モニタリングの経験 * 検査開発(株)	日本放射線安全管理学会 第 5 回学術大会 2006 年 11 月 名古屋
宮部 賢次郎	核燃料関連施設事故に学ぶ線量管理と除染の課題	第 2 回放射線防護医療研究会 2006 年 11 月 札幌

リスト3 海外出張（リスト2に掲げる国際会議の発表に伴うものを除く）

氏名	内容	行先	日程
中野 政尚	第54回国連科学委員会	オーストリア	2006.5.28～6.4
小嵐 淳	IAEA EMRAS ワーキンググループ	フランス	2006.6.6～6.11
伊藤 公雄	IAEA RASSC（放射線基準委員会）	オーストリア	2006.10.8～10.13
小嵐 淳	IAEA EMRAS ワーキンググループ	オーストリア	2006.11.5～11.12
高田 千恵	Health Physics in Radiation Emergencies コース受講	アメリカ	2007.2.11～2.18
百瀬 琢磨	フランス、ドイツにおける体内除染剤に関する動向調査	ドイツ フランス	2007.3.6～3.14

リスト4 受賞状況

氏名	標 題	表彰名・受賞年月
吉田 忠義	「論文：中性子個人線量計の校正における室内散乱線及びジオメトリ効果による影響」	保健物理学会第40回研究発表会(6/8~6/9) 保健物理学会 学会賞 (奨励賞)
藤田 博喜	「論文：天然石英からの光励起ルミネッセンスに対するラジオルミネッセンスの影響」	「Radioisotopes 誌 論文奨励賞」受賞(7/5)

付録3 用語集

ICRP 1990年勧告 ICRP 1990 ねんかんこく

国際放射線防護委員会（ICRP）が1990年に刊行した勧告。これを受けて、原子炉等規制法や放射線障害防止法などの関係法令が改正され、平成13年4月1日より施行された。

エアスニファ

エアスニファは、空気中の放射性物質濃度を測定するために作業環境に設置したろ紙吸引式の集塵装置であり、空気吸引用のポンプ、ろ紙を付けた集塵口、流量計、配管等から構成されている。作業環境の空気を一定期間（通常は一週間）吸引したろ紙を回収した後、放射能測定装置等により測定されたろ紙上の放射性物質の量と吸引期間中の流量から空気中の放射性物質濃度を求めることができる。

液体シンチレーション計測器 えきたいしんちれーしょんけいそくき

放射線を受けると光を発する化学物質を有機溶媒に溶かした溶液（液体シンチレータ）と放射性物質を含む試料を混合し、発生する光を光電子増倍管で電氣的に計測することにより、試料中の放射能を測定する計測器をいう。

トリチウムや炭素-14のように低エネルギーのベータ線しか放出しない核種等の測定等に用いられる。

外部被ばく がいぶひばく

体外から放射線を受ける被ばく。外部被ばくを管理する為に、放射性物質を取り扱う区域（管理区域）に立ち入る場合は個人線量計を着用する。個人線量計には、熱蛍光線量計（TLD）、蛍光ガラス線量計、電子式線量計等の種類がある。核燃料サイクル工学研究所では個人線量計に熱蛍光線量計（TLD）を使用している。

環境モニタリング かんきょうもにたりんぐ

環境における空間放射線の測定、大気浮遊じん、雨水、土壌、農産物、畜産物、海水、海底土、海産物などの放射性物質濃度を測定し、環境中における放射線及び放射能の分布や変動、蓄積状況を把握することにより、原子力施設等に起因する周辺住民等の線量を推定・評価することをいう。

管理区域内の区域区分 かんりくいきないのくいきくぶん

東海再処理施設では、段階的な放射線管理を行うため、管理区域内を放射線レベルによりグリーン区域、アンバー区域及びレッド区域等に区分している。

気象指針 きしょうしん

「気象指針」とは、原子力安全委員会が決定した「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」をいう。原子炉施設等の安全解析に用いる大気中の放射性物質の拡散状態を推定するために必要な気象観測方法、観測値の統計処理方法及び大気拡散の解析方法について定めたものである。

記録レベル きろくれべる

個人モニタリング結果を記録として保管することに合理的な意味を持つレベルとして、ICRP により述べられている。記録レベルに達しない被ばく線量データは、被ばく管理上合理的な意味が少なく、記録レベル以下として記録し、線量の算定にはゼロとして扱ってよいとされている。

空間放射線量率 くうかんほうしゃせんりょうりつ

放射線がある時間内に空気中を通過する際に空気に付与された放射線のエネルギー量を言う。γ線に対して用いられる場合は、空間γ線量率、空気カーマ率と呼ばれ、単位としてグレイ (Gy) が用いられる。環境中の空間γ線量率には百万分の1を表すマイクログレイ/毎時 ($\mu\text{Gy/h}$) や 10 億分の1であるナノグレイ/毎時 (nGy/h) が用いられる。空間放射線量率はサーベイメータ、連続モニタ (モニタリングポストなど)、可搬式モニタリングポスト等により測定される。

原因調査レベル げんいんちょうされべる

放射線業務従事者の線量管理のために線量限度よりも低く設定され、放射線管理上の措置の開始の判断に用いる管理のレベル。これを超えた場合には、その原因の究明や調査を開始する。

原子炉等規制法 げんしろとうきせいほう

正式名称は「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」といい、核物質の取扱い全般の規制に係る法律である。「炉規法」または「炉規制法」とも略称される。製錬、加工、原子炉の設置・運転等、貯蔵、再処理、廃棄といった事業別の規定が中心をなしており、さらに核燃料物質ならびに国際規制物資の使用に関する規制等も記されている。

国際放射線防護委員会 こくさいほうしゃせんぼうごいいんかい

国際放射線防護委員会(ICRP: International Commission on Radiological Protection) は、専門家の立場から放射線防護に関する勧告を行う国際組織であり、主委員会と4つの専門委員会(放射線影響、誘導限度、医療放射線防護、委員会勧告の適用)からなる。放射線防護に関する線量限度(1990年)などの勧告を行ってきている。

個人線量当量 こじんせんりょうとうりょう

実効線量は直接測定することは不可能であることから、個人モニタリングに用いる量として定められたもの。熱蛍光線量計 (TLD) などの個人線量計で測定される。

サーベイメータ さーべいめーた

線量率の測定や表面汚染の測定に用いられる小型で可搬型の放射線 (能) 測定器である。

主なサーベイメータは、以下の通り。

線量率測定用：電離箱式サーベイメータ、中性子サーベイメータ

表面密度測定用：GM 管式サーベイメータ、シンチレーション式サーベイメータ

再処理 さいしより

原子力発電所での使用済み燃料から、廃棄物と再び燃料として使用することのできるウランとプルトニウムを分離する作業のことをいう。一度使用した燃料をリサイクルするための作業。

実効線量 じっこうせんりょう

ICRP の 1990 年勧告での用語であり、1977 年勧告では実効線量当量に相当する。身体の放射線被ばくが均一又は不均一に生じたときに、被ばくした臓器・組織で吸収された等価線量を相対的な放射線感受性の相対値 (組織荷重係数) で荷重してすべてを加算したものである。単位はシーベルト (Sv) で表される。我が国の法令には、平成 13 年度に取り入れられ、それまでの実効線量当量から実効線量に変更されている。

質量分析法 しつりょうぶんせきほう

イオン化した原子を電場中で加速させると質量数の大きさに応じてその飛跡が曲がる。このことを利用して同位体を分離し分析する方法をいう。

α 線のエネルギーが接近していて分離できない同位体や半減期が長く比放射能が小さい放射性核種は、質量分析法により同位体を分離して分析することができる。

原子のイオン化の方法などで ICP-MS (誘導結合プラズマ質量分析器)、MIP-MS (マイクロ波導入プラズマ質量分析器) 等がある。

集団線量 しゅうだんせんりょう

集団を対象にした線量評価のために、評価対象とする集団における一人当たりの個人被ばく線量をすべて足し合わせたもの。人・シーベルト (Sv) の単位で表す。

周辺線量当量 しゅうへんせんりょうとうりょう

被ばく管理上重要な線量限度は実効線量および等価線量で定められているが、実効線量を直接測定することは不可能である。そこで、サーベイメータや個人線量計により実際に

測定でき、かつ、実効線量を下回ることなく常に安全側に評価できる量として、周辺線量当量や個人線量当量が定められている。周辺線量当量は、作業環境モニタリングに用いる量で、サーベイメータ、放射線モニタで測定される。

人工放射性核種 じんこうほうしゃせいかくしゅ

核実験や原子炉、加速器などで人工的に生成される放射性核種のことで、コバルト-60、ストロンチウム-90、セシウム-137、プルトニウム-239 などがある。

スミヤ法 すみやほう

床、壁、機器等の表面に放射性物質が付着した状態を表面汚染があると言う。表面汚染には、表面からはく離しがたい固着性の表面汚染と、容易に表面からはく離する遊離性の表面汚染とがある。スミヤ法は、汚染物の表面をろ紙（直径 25mm 位の厚手のろ紙）等でふき取り、ろ紙に付着した放射性物質の量を測定して、遊離性の表面汚染を調べる方法である。

積算線量 せきさんせんりょう

積算線量計とは、一定期間の放射線量を積算して測定することができる測定器のことをいう。環境モニタリングでは、 γ 線用として熱蛍光線量計（thermoluminescence dosimeter：TLD）が一般的に用いられる（右図参照）。放射線を受けた TLD は、熱を加えると受けた放射線量に比例した量の蛍光を放出する性質がある。この現象を利用して設置から回収までの積算線量を測ることができる。



セシウム-137 せしうむ-137

原子番号 55 番セシウムの放射性同位元素。半減期は、30.2 年で β 崩壊してバリウム-137m (^{137m}Ba) となり、 γ 線 (0.662MeV) を放射して安定な ^{137}Ba になる。ウランやプルトニウム等の核分裂により生成することから、使用済み燃料に多く含まれる。また、過去の大気圏内核実験によるフォールアウトにも含まれており、環境モニタリングの対象として重要な核種である。

全身カウンタ ぜんしんかうんた

体外計測機器の一つで、ホールボディカウンタとも呼ばれる。体内に残留する放射性物質からの放射線を体の外から放射線測定装置を用いて直接計測する。 α 線あるいは β 線のみを放出する核種に対しては適用できない。ベッド型、チェア型、立ったまま測定するタイプなどがある。



線量限度 せんりょうげんど

放射線による線量の制限値として設定された線量の限度で、線量限度には、実効線量と等価線量がある。現行法令は、ICRP 勧告（1990年）を取り入れて、線量限度等を定めている。

大気安定度 たいきあんていど

大気中に放出された放射性物質の拡散による風下濃度は、風向、風速と大気安定度に依存する。大気安定度とは、排気筒から放出された気体状物質の希釈、拡散の程度を表すパラメータである。原子力施設から大気へ放出される放射性物質の拡散評価において大気安定度は、原子力安全委員会が定めた「気象指針」に基づき、日射量、放射収支量、10m 高風速の観測結果から導かれる。不安定（拡散幅が大きい）から安定（拡散幅が小さい）に向かってAからFまでの各段階に区分されている。

ダイレクトサーベイ法 だいくとさーべいほう

ダイレクトサーベイ法は、床、壁、機器等の表面に付着した放射性物質の量をサーベイメータで直接測定することにより、固着性及び遊離性の表面汚染を調べる方法である。

炭素-14 たんそ-14

原子番号 12 番炭素の放射性同位元素。β線の最大エネルギーは、156keV である。半減期は、5730年 でβ崩壊して窒素-14 (^{14}N) となる。上層大気中の ^{14}N と宇宙線の核反応によっても生成する元素である。トリチウムと同様に、そのエネルギーが低いため測定には液体シンチレーション測定器が用いられる。

中性子スペクトル ちゅうせいしすべくとる

中性子線のエネルギーの分布をいう。

中性子フルエンス ちゅうせいしふるえんす

フルエンスとは放射線の量を表す単位で、ある場所を通過する単位面積当たりの放射線粒子数。中性子線に関しては、実効線量への換算係数が中性子線のエネルギーごとにフルエンスで与えられている。

中性子放射化分析法 ちゅうせいしほうしゃかぶんせきほう

原子に中性子が照射されると原子核が中性子を捕獲し、他の原子に変わる。生成した原子は一般的に不安定でβ線、γ線等の放射線を放出しながらさらに他の原子に壊変する。そこで生成した放射性物質の放射能を測定することにより元の物質の量を測定することができる。

この現象を利用し、放射線を出さない物質や比放射能の小さな物質を原子炉内で中性子を照射して極めて微量を測定する分析法を、中性子放射化分析法という。

TLD 指リング てい・える・でいゆびりんぐ

手部の皮膚の被ばくを管理する為に使用される線量計である。サイクル機構東海では TLD 素子を用いたものを使用しており、β線及びγ線を測定するタイプとγ線のみを測定するタイプがある。指リング線量計は主に、グローブ作業に従事する作業員に対して適用される。

定置式モニタ ていちしきもにた

管理区域内の作業環境の放射線（能）を連続的に測定監視するため管理区域内の主要な場所に検出器を設置し、その検出器の信号を放射線管理室等に設置された測定部において線量率、放射能の値を表示・記録することにより連続監視することのできる測定装置。

主な定置式モニタは、以下の通り。

線量率測定用：ガンマ線エリアモニタ、中性子線エリアモニタ

空气中放射性物質濃度測定用：β線ダストモニタ、プルトニウムダストモニタ

テレメータシステム てれめーたしすてむ

モニタリングステーション、モニタリングポスト等における空間放射線量率や風向風速等の計測データを、離れた場所で集中的に監視するために自動的に集計、記録、整理、解析するためのシステムをいう。計測データの送信装置及び有線や専用電話回線等の伝送系、データを受信、処理する中央制御装置等から構成されている。

天然放射性核種 てんねんほうしゃせいかくしゅ

地球創成期から主に地殻中に存在する放射性核種、自然に生成する核種等及びこれらの子孫核種をいう。その大部分はウラン系列、トリウム系列およびカリウム-40 である。それらの存在量は一般に、水成岩中より火成岩中の方が多く、花こう岩が最も多い。この他、自然に生成する核種としては、上層大気中で宇宙線との相互作用で生成するベリリウム-7 などがある。

2 放射線とその管理

◆場所によって違う自然放射線

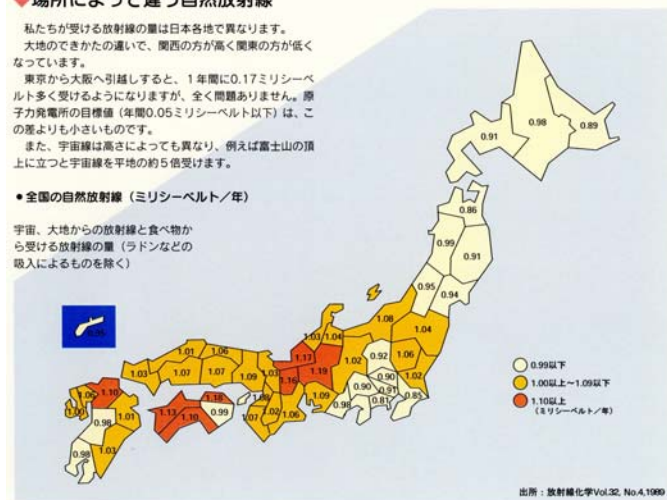
私たちが受ける放射線の量は日本各地で異なります。大地のできたの速いで、関西の方が高く関東の方が低くなっています。

東京から大阪へ引越すると、1年間に0.17ミリシーベルト多く受けるようになりますが、全く問題ありません。原子力発電所の目標値（年間0.05ミリシーベルト以下）は、この差よりも小さいものです。

また、宇宙線は高さによっても異なり、例えば富士山の頂上に立つと宇宙線を平地の約5倍受けます。

●全国での自然放射線（ミリシーベルト/年）

宇宙、大地からの放射線と食べ物から受ける放射線の量（ラドンなどの吸入によるものを除く）



等価線量 とうかせんりょう

ICRP の 1990 年勧告での用語であり、1977 年勧告では組織線量当量に相当する。臓器又は組織の吸収線量に、放射線の線質(種類やエネルギー)の違いによる放射線の生体効果の違いを反映させる相対値(放射線荷重係数)を乗じたものである。

特殊放射線作業 とくしゅほうしゃせんさぎょう

管理区域内で行なわれる作業のうち、保安規定に定める定義(作業場所の線量率、空气中放射性物質濃度、表面密度、被ばく線量、作業実施区域等)に該当する作業を特殊放射線作業として区分している。

トリチウム とりちうむ

原子番号 1 番水素の放射性同位元素。β線の最大エネルギーは、18.6keV である。半減期は 12.3 年でβ崩壊してヘリウム-3 (³He) となる。原子力炉及び再処理施設の液体、気体廃棄物に含まれている。エネルギーが低いため、その定量には、液体シンチレーション測定器が用いられる。

内部被ばく ないぶひばく

放射性物質を吸入したり、経口摂取したりすること等によって体内に取り込まれた放射性物質が生体の各所に沈着し、体内の組織(甲状腺、肺、骨髄、胃腸等)が放射線を受ける場合の被ばくをいう。内部被ばくの評価には、全身カウンタ、肺モニタ、バイオアッセイ、空気中の放射性物質濃度からの計算などの方法がある。

バイオアッセイ ばいおあっせい

体内に取り込まれた放射性物質の量を、人から採取した試料から間接的に評価する方法。採取する試料には糞や尿があり、化学分析によって放射能を定量する。

肺モニタ はいもにた

体外計測機器の一つで、α線を放出するプルトニウム(Pu)の内部被ばく評価に適用される。吸入摂取により胸部に残留したプルトニウム(Pu)やアメリシウム(Am)からの低エネルギー特性 X 線及びガンマ線を測定する為の装置。検出器には、低エネルギー用のゲルマニウム(Ge)半導体検出器が用いられている。



半面マスク はんめんますく

作業者の内部被ばく防止のために使用される呼吸保護具である。

半面マスクは、口と鼻の部分のみをカバーし、面体に取り付けてある粒子フィルタで空気をろ過しながら呼吸するもので、小型軽量であるため取扱いが容易である。

プルトニウム ぷるとにうむ

原子番号 94 番。超ウラン元素の一つである。天然には極微量しか存在しない。プルトニウム-239 (^{239}Pu) はウラン-238 (^{238}U) の中性子捕獲によって生ずる ^{239}U が、2 段階の β 崩壊をして生じる。 ^{239}Pu に中性子が順次捕捉されることにより ^{240}Pu 、 ^{241}Pu 等の高次のプルトニウムが生成される。

^{239}Pu の α 線エネルギーは、5.15MeV であり、 ^{240}Pu の α 線エネルギーは、5.16MeV であり、これらは、エネルギーが近いために α 線スペクトロメトリにより分けることはできない。そのため、環境モニタリングでは、一般的に $^{239+240}\text{Pu}$ として評価している。

保安規定 ほあんきてい

原子炉等規制法に基づき、再処理施設、核燃料物質使用施設等において、施設を安全に運転・管理するために、事業所または施設毎に定める規定。保安規定は国の認可が必要である。

放射線障害防止法 ほうしゃせんしょうがいぼうしほう

正式名称は「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」といい、「RI 法」とも略称される。この法律に基づき、放射性同位元素、放射線発生装置および放射性同位元素により汚染された物に関して、使用、販売、賃貸および廃棄が規制されている。原子炉等規制法で規制されている核燃料物質および核原料物質は放射性同位元素から除外されている。また、「薬事法」で規定される医薬品も規制対象から除外されている。

放射線障害予防規定 ほうしゃせんしょうがいよぼうきてい

従業員の放射線障害の防止と公共の安全の確保を図るため、放射線障害防止法に基づき、放射性同位元素または放射線発生装置を使用しようとする事業者等は、放射線障害予防規定を定めることが義務づけられている。放射線障害予防規定は、国への届出が必要である。

MOX 燃料 もつくすねんりょう

混合酸化物燃料 (Mixed-Oxide) の略である。原子炉で生成する核分裂性物質であるプルトニウムを有効に使うため、高速増殖炉やプルサーマル用の燃料として、酸化プルトニウムと酸化ウランを混合し高温で焼結させたものである。

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)	立方メートル毎キログラム	m ³ /kg
電流密度	アンペア毎平方メートル	A/m ²
磁界の強さ	アンペア毎メートル	A/m
(物質の)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 ² ・s ⁻²
圧力, 応力	パスカル	Pa	N/m ²	m ⁻¹ ・kg ² ・s ⁻²
エネルギー, 仕事, 熱量	ジュール	J	N・m	m ² ・kg ² ・s ⁻²
工率, 放射束	ワット	W	J/s	m ² ・kg ² ・s ⁻³
電荷, 電気量	クーロン	C		s ² ・A
電位差 (電圧), 起電力	ボルト	V	W/A	m ² ・kg ² ・s ⁻³ ・A ⁻¹
静電容量	ファラド	F	C/V	m ⁻² ・kg ⁻¹ ・s ⁴ ・A ²
電気抵抗	オーム	Ω	V/A	m ² ・kg ² ・s ⁻³ ・A ⁻²
コンダクタンス	ジーメン	S	A/V	m ⁻² ・kg ⁻¹ ・s ³ ・A ²
磁束	ウェーバ	Wb	V・s	m ² ・kg ² ・s ⁻² ・A ⁻¹
磁束密度	テスラ	T	Wb/m ²	kg ² ・s ⁻² ・A ⁻¹
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A	m ² ・kg ² ・s ⁻² ・A ⁻²
セルシウス温度	セルシウス度 ^(d)	°C		K
光照射度	ルーメン	lm	cd・sr ^(c)	m ² ・m ⁻² ・cd=cd
放射能	ベクレル	Bq	lm/m ²	m ² ・m ⁻¹ ・cd=m ² ・cd
(放射性核種の)放射能吸収線量, 質量エネルギー当量, コーマ線量当量, 周辺線量当量, 方向性線量当量, 個人線量当量, 組織線量当量	グレイ	Gy	J/kg	m ² ・s ⁻²
	シーベルト	Sv	J/kg	m ² ・s ⁻²

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

表4. 単位の中に固有の名称とその独自の記号を含むSI組立単位の例

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

表6. 国際単位系と併用されるが国際単位系に属さない単位

名称	記号	SI 単位による値
分	min	1 min=60s
時	h	1 h=60 min=3600 s
日	d	1 d=24 h=86400 s
度	°	1°=(π/180) rad
分	'	1'=(1/60)°=(π/10800) rad
秒	"	1"=(1/60)'=(π/648000) rad
リットル	l, L	1 l=1 dm ³ =10 ⁻³ m ³
トン	t	1 t=10 ³ kg
ネーパ	Np	1 Np=1
ベル	B	1 B=(1/2) ln10 (Np)

表7. 国際単位系と併用されこれに属さない単位でSI単位で表される数値が実験的に得られるもの

名称	記号	SI 単位であらわされる数値
電子ボルト	eV	1 eV=1.60217733(49)×10 ⁻¹⁹ J
統一原子質量単位	u	1 u=1.6605402(10)×10 ⁻²⁷ kg
天文単位	ua	1 ua=1.49597870691(30)×10 ¹¹ m

表8. 国際単位系に属さないが国際単位系と併用されるその他の単位

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

表9. 固有の名称を含むCGS組立単位

名称	記号	SI 単位であらわされる数値
エル	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=10 ⁴ (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 ¹⁹ 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	X unit	1 X unit=1.002×10 ⁻¹¹ nm
ガンマ	γ	1 γ=1 nT=10 ⁻⁹ T
ジャンスキー	Jy	1 Jy=10 ⁻²⁶ W・m ⁻² ・Hz ⁻¹
フェルミ	fem	1 fermi=1 fm=10 ⁻¹⁵ m
メートル系カラット	carat	1 metric carat = 200 mg = 2×10 ⁻⁴ kg
トル	Torr	1 Torr = (101 325/760) Pa
標準大気圧	atm	1 atm = 101 325 Pa
カリ	cal	
マイクロン	μ	1 μ = 1μm=10 ⁻⁶ m

