



平成19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 2007
(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

February 2009

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

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

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

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

© Japan Atomic Energy Agency, 2009

平成 19 年度 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

(2008 年 12 月 9 日受理)

本報告書は、平成 19 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、研究開発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。

サイクル研究所に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技術、プルトニウム（MOX）燃料製造技術、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、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る。放射線管理部では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 / 環境放射能の監視を行った。

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 19 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 5.5mSv、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拡散計算に基づく施設周辺の公衆の年実効線量の評価値は 1.7×10^{-4} 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。また、環境監視の結果についても、通常の変動範囲内であり、異常は認められなかった。

放射線防護に関連する研究開発及び技術開発の実施、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以降、運用管理、継続的改善を図るとともに、品質保証活動に係る保安検査、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 2007
(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 9, 2008)

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 2007.

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 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 2007, 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 5.5 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 1.7×10^{-4} 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 have been continued 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 20 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	15
3.3.1 作業環境の放射線監視結果	15
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	16
3.3.3 核燃料物質等及び物品等の搬出状況	20
3.3.4 管理区域等の設定・解除	21
3.3.5 使用施設保安検査	22
3.3.6 放射線同位元素等の使用施設に係る定期検査及び定期確認	22
4. 個人被ばく管理	23
4.1 核燃料サイクル工学研究所の個人被ばく状況	23
4.2 外部被ばく管理状況	24
4.2.1 実効線量	24
4.2.2 等価線量	25
4.3 内部被ばく管理状況	26
4.4 一時立入者の線量測定状況	27
4.5 マスクフィットネス試験	28
5. 放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の放出管理	29
5.1 放射性気体廃棄物の放出状況	29
5.1.1 再処理施設	29
5.1.2 使用施設等	31

5.2	放射性液体廃棄物の放出状況	33
5.2.1	再処理施設	33
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	37
6.1	環境放射線モニタリング	37
6.1.1	陸上環境モニタリング	37
6.1.2	海洋環境モニタリング	39
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	トレーサビリティ	47
7.2	照射設備・線源	47
7.2.1	照射設備	47
7.2.2	線源	48
7.3	基準測定器等	49
7.4	RI線源等使用記録，官庁検査対応	49
7.5	付帯設備等・その他	50
8.	主要な設備機器の整備，維持管理	54
8.1	放射線管理用機器の保守校正	54
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	55
8.1.2	臨界警報装置の検査状況	55
8.1.3	主な予防保全	56
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	57
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	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	中性子校正場における散乱線の発生源	60

9.2.2	反跳陽子検出式中性子サーベイメータの開発	62
9.2.3	反跳 ³ He 原子核による ³ He 比例計数管のレスポンスへの影響	64
9.2.4	高速実験炉「常陽」燃料製造工程における 中性子スペクトル測定	66
9.2.5	中性子個人線量当量基準測定器の特性評価	69
9.2.6	ZnS (Ag) シンチレータによるエネルギー弁別法の検討	71
9.2.7	イメージングプレートによるプルトニウム試料の 画像解析法の開発	73
9.2.8	中性子・ガンマ線非弁別測定式臨界警報装置のエネルギー及び 方向依存性の評価	75
9.2.9	臨界警報装置検出器のトリップ応答特性の評価	79
9.2.10	臨界警報装置に与える宇宙線の影響に関する調査	80
9.2.11	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	82
9.3	個人被ばく線量測定・評価技術の高度化研究	84
9.3.1	臨界事故時におけるインジウム箔スクリーニングレベルの検討	84
9.3.2	MOX 燃料模擬減速中性子校正場における電子式中性子 個人線量計の特性評価	86
9.4	環境影響評価手法の研究	89
9.4.1	東海再処理施設における排水中の TRU 核種に関する調査について ..	89
9.4.2	海洋環境中での放射性核種の濃縮について	92
9.4.3	排気筒からの拡散評価手法を用いた大気中 ³ H モニタリング結果 の評価について	94
9.5	安全工学研究開発	96
9.5.1	核燃料施設の安全解析手法の開発・整備	96
10.	技術支援, 国際協力	97
10.1	技術支援	97
10.1.1	日本原燃への協力協定に基づく技術支援	97
10.1.2	自治体等への協力	98
10.2	受託調査	99
10.3	国際協力	100
10.3.1	海外からの研修生の受け入れ	100
10.3.2	海外機関への技術指導	100
11.	環境放射線モニタリング情報	102

12. 品質保証活動	103
12.1 マネジメントシステム推進委員会	103
12.2 技術・技能認定制度	111
付録	112
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 20th 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	15
3.3.1 Radiological Surveillance in the Work Environments	15
3.3.2 Specific Radiation Works	16
3.3.3 Release Surveys for Materials Containing Nuclear Fuel or Used in the Controlled Areas	20
3.3.4 Establishment and Disestablishment of Radiological Controlled Areas	21
3.3.5 Operational Safety Inspection on Nuclear Fuel Facilities ...	22
3.3.6 Inspection on RI Facilities	22
4. Personal Radiation Monitoring	23
4.1 General	23
4.2 External exposure	24
4.2.1 Effective Dose	24
4.2.2 Equivalent Dose	25
4.3 Internal exposure.....	26
4.4 Monitoring for Visitors	27

4.5	Mask Fitness Examination	28
5.	Discharge Management of Radioactive Gaseous Waste and Radioactive Radioactive Liquid Waste	29
5.1	Discharge Situation of Radioactive Gaseous Waste	29
5.1.1	Reprocessing Facility	29
5.1.2	Nuclear Fuel Material Use Institution	31
5.2	Discharge of Radioactive Liquid Waste	33
5.2.1	Reprocessing Plant	33
5.2.2	The 1st drain	34
5.2.3	The 2nd drain	35
6.	Environmental Radiation Survey	37
6.1	Environmental Radiation Monitoring	37
6.1.1	Terrestrial Environment Monitoring	37
6.1.2	Marine Environment Monitoring	39
6.2	Meteorological Observation	41
6.3	Environmental Dose Estimation	44
6.3.1	Dose Calculation Method	44
6.3.2	Exposure Pathway	44
6.3.3	Result of Dose Estimation.....	45
7.	Radiological Standards.....	47
7.1	Traceability	47
7.2	Irradiation Apparatuses and Calibration Sources	47
7.2.1	Irradiation Apparatuses	47
7.2.2	Calibration Sources	48
7.3	Reference Measuring Instruments	49
7.4	Source Records and Facility Inspection	49
7.5	Peripheral equipments	50
8.	Instrumentation Services	54
8.1	Maintenance and Calibration of Radiation Monitoring Instruments...	54
8.1.1	Maintenance and Calibration of Radiation Monitors and Survey Meters.....	55
8.1.2	Maintenance and Calibration of Criticality Accident Alarm Systems	55

8.1.3	Preventive Maintenance	56
8.1.4	Periodic Inspection to radiation Monitoring Instruments Used in Reprocessing Facilities	57
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	Advanced research of radiation monitoring technology	60
9.2.1	Determination of sources of scattered neutrons in the calibration field	60
9.2.2	Development of a new portable neutron dose equivalent rate meter based on the recoil proton measurements	62
9.2.3	Computation of influences by elastic scattering reactions to He-3 proportional counter responses	64
9.2.4	Neutron spectral measurements around the fabrication processes of MOX fuels for the Joyo reactor	66
9.2.5	Characterization of the reference neutron $H_p(10)$ monitor ...	69
9.2.6	Study on the discrimination technique of alpha rays using the ZnS(Ag) scintillation detector	71
9.2.7	Development of Image-Analysis Method of Plutonium Samples by Imaging Plate	73
9.2.8	Determination of energy and angular dependencies of the neutron-gamma criticality accident detector	75
9.2.9	Dose (rate) triggering characteristics of the criticality accident detector to the simulated radiation pulses	79
9.2.10	Investigation concerning influence of cosmic rays on the Criticality Accident Alarm System	80
9.2.11	Rapid evaluation method of concentrations of radioactive material in air using background-compensated dust monitor...	82
9.3	Advanced research of Personal dosimetry technology	84
9.3.1	Evaluation of the indium foil measurements for screening personnel in criticality accidents	84
9.3.2	Performance test of electronic neutron personal dosimeters in neutron fields simulating workplaces at MOX fuel fabrication facilities.....	86
9.4	Research of the environmental impact evaluation technique	89

JAEA-Review 2008-071

9.4.1	Survey of TRU nuclides in Liquid Wastes from the Tokai Reprocessing Plant	89
9.4.2	Concentration of Radionuclides in Marine Environment	92
9.4.3	Evaluation for Results of 3H Monitoring in the Atmosphere Used by Dispersion Estimation Method from the Stack	94
9.5	Research and Development of Safety Engineering	96
9.5.1	Development of Safety Analysis Methods for Nuclear Facilities	96
10.	Technical Supports and Cooperation	97
10.1	Technical Supports	97
10.1.1	Technical Supports Based on the Cooperation Agreement to JNFL(Japan Nuclear Fuel Limited)	97
10.1.2	Cooperation to Local Governments	98
10.2	Entrusted investigation	99
10.3	International Cooperation	100
10.3.1	IAEA/RCA Regional Training Course	100
10.3.2	Technical Support to Foreign Institutes	100
11.	Environmental Radiation Monitoring Information	102
12.	Quality Assurance Activities	103
12.1	The Management System Promotion Committee	103
12.2	Qualification system of knowledge and skills for radiation control personnel	111
	Appendixes	112
	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、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260g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0.7t/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18年3月末をもって電気事業者との再処理役務契約に基づく処理を終了して研究開発運転に移行し、平成20年8月までに合計1,140tの主に軽水炉とATRの使用済み燃料を処理してきた。このほかにも当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19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19年度の放射線管理部における業務の実施状況をと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。

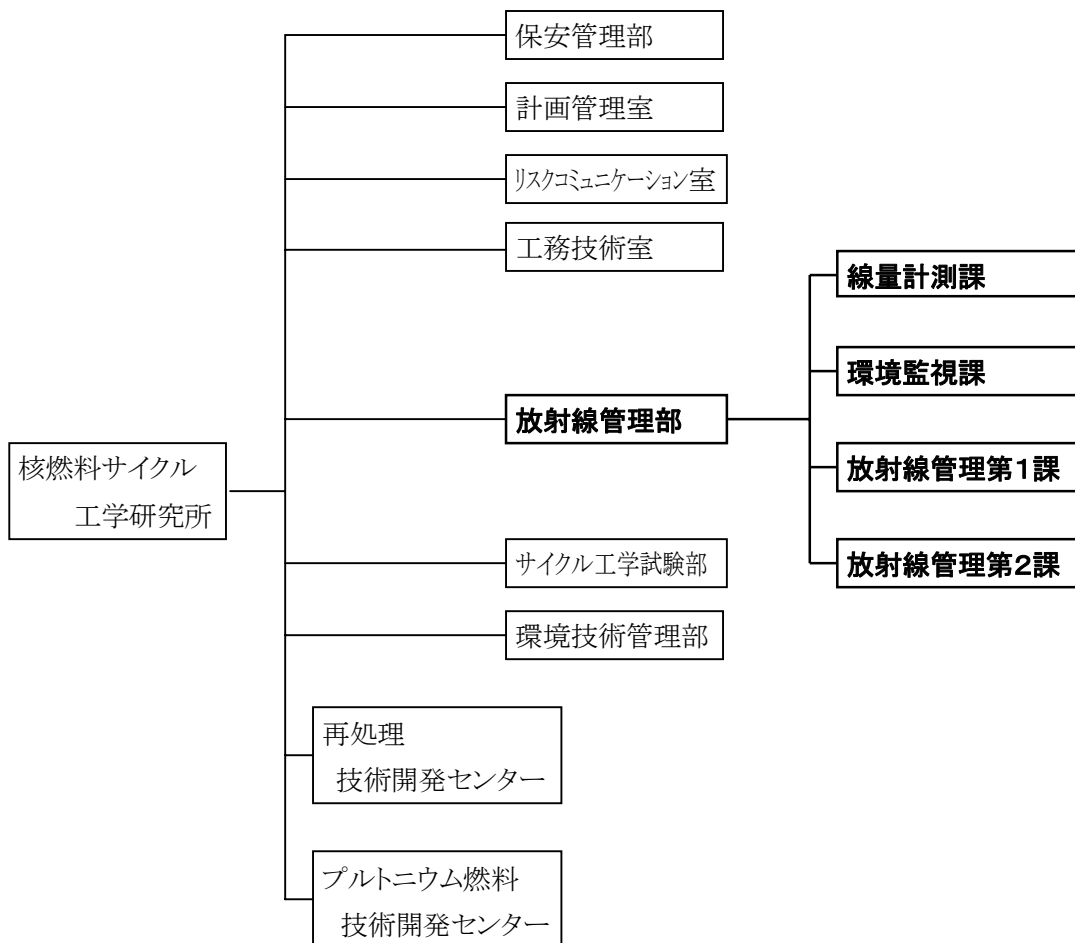


図 2.1 サイクル研究所における放射線管理部 組織概略

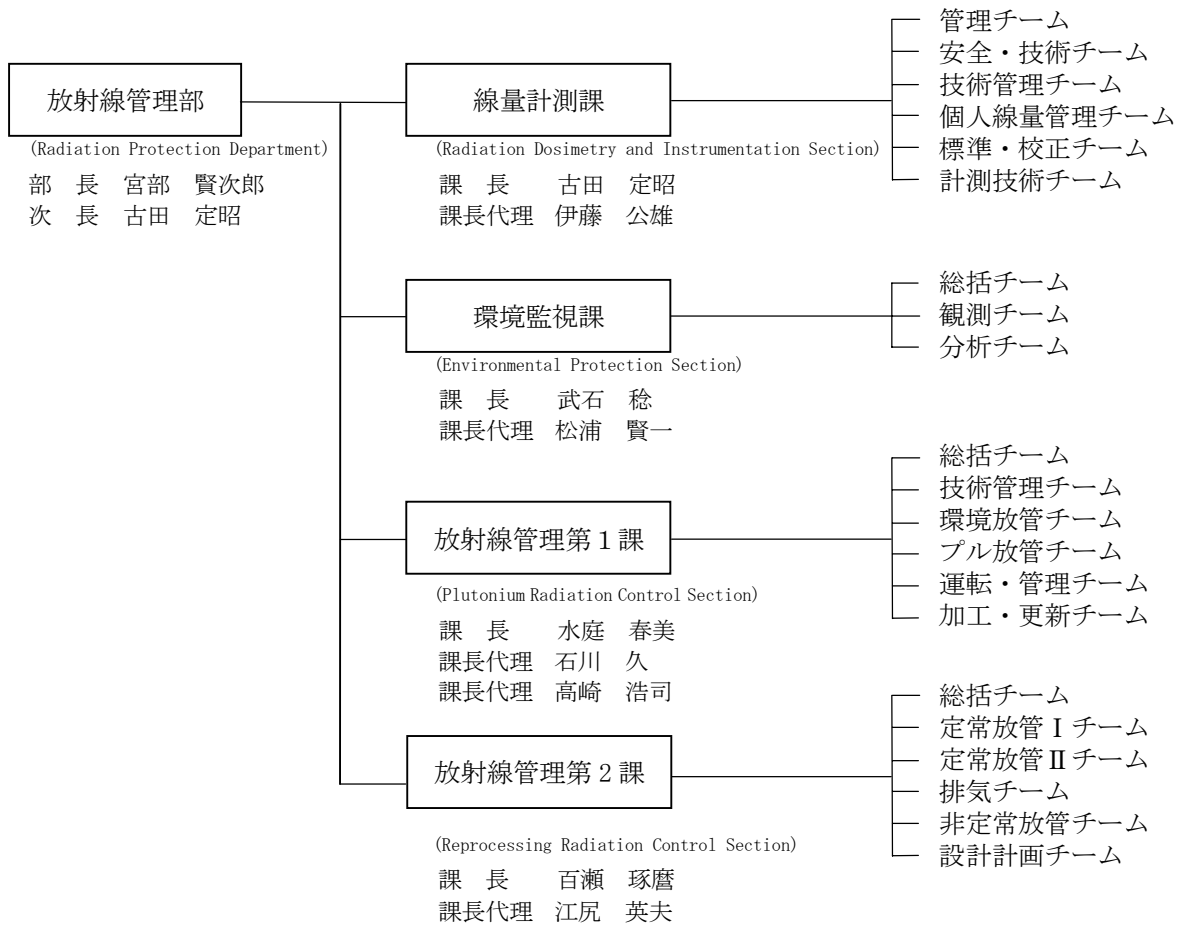


図 2.2 放射線管理部 組織体制

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。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, $^{144}\text{Ce}/^{144}\text{Pr}$) 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	331
プルトニウム燃料技術開発センター	54,235 ^(注2)	9	—	68	—	19	17	22	454	204	289
サイクル工学試験部	12,670 ^(注2)	4	—	5	11	23	2	1	107	83	74
環境技術管理部	31,250 ^(注2)	11	—	1	2	—	—	—	179	129	140
放射線管理部	820 ^(注2)	1	—	—	—	—	—	—	8	18	15
合計	215,275	57	56	104	97	237	26	35	1,271	855	849

(注1) 検出器の総数で、排気筒の排気モニタは各2系列構成

(注2) 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 19 年 2 月 6 日から平成 19 年 5 月 23 日に 07-1 キャンペーンの使用済燃料処理運転が行われた。この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 19 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)
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 19 年度 (H19.4.1~H19.5.23) の処理量は 3.1 ton

3.2.1 作業環境の放射線監視結果

作業環境の線量率、空气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: $12.5 \mu\text{Sv/h}$, アンバー区域: $25 \mu\text{Sv/h}$) 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 : ^{239}Pu , 全 β : ^{90}Sr : 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 : $4 \times 10^{-2} \text{Bq/cm}^2$, β : $4 \times 10^{-1} \text{Bq/cm}^2$) 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は、合計で227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。

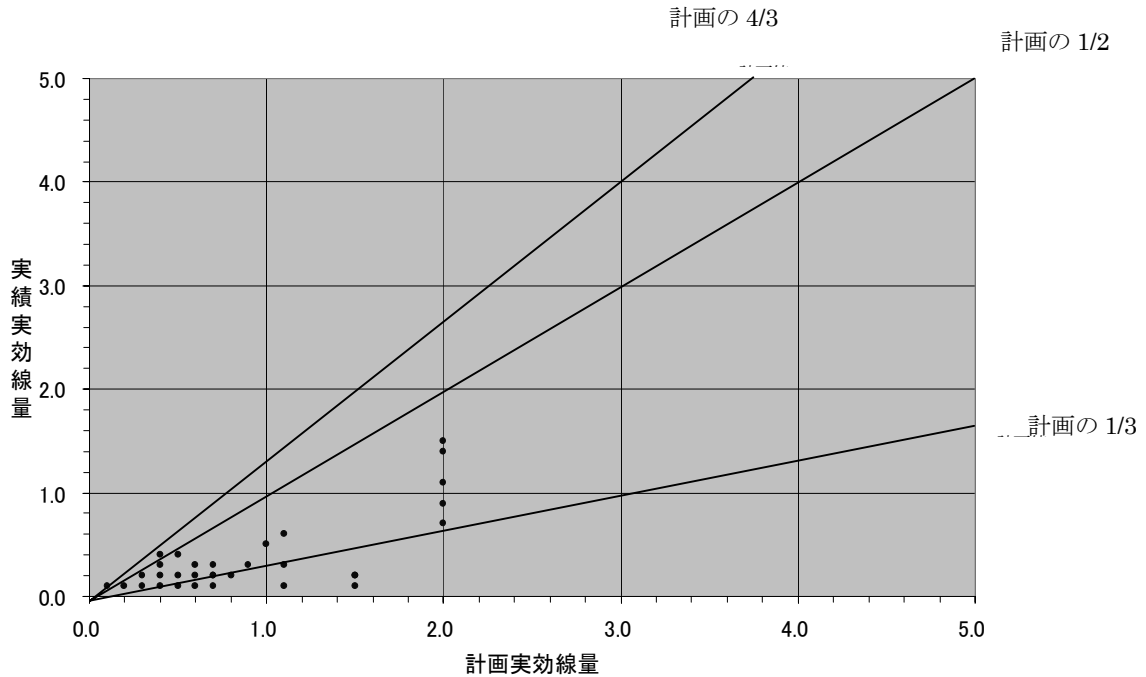
表3.4に課別の特殊放射線作業実施件数と実効線量実績を示す。また，図3.1に個人の実効線量の計画値に対する実績値を示す。

また，今年度実施された特殊放射線作業の一例として，主工場3階サンプリング操作室で実施された，サンプリングベンチの整備作業における放射線管理及び作業者の被ばく低減に関する取組みについて紹介する。

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19年4月～平成20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	—	2	<0.1	0	—	2	<0.1
技術開発部	技術開発課	0	—	8	1.2	1	<0.1	9	1.2
	ガラス固化技術課	0	—	0	—	0	—	0	—
	ガラス固化処理課	0	—	19	0.6	3	<0.1	22	0.6
	転換技術課	0	—	1	<0.1	10	43.1	11	43.1
処理部	前処理課	0	—	27	2.9	1	<0.1	28	2.9
	化学処理第1課	0	—	17	5.6	6	<0.1	23	5.6
	化学処理第2課	0	—	24	7.5	1	<0.1	25	7.5
	化学処理第3課	0	—	8	3.8	8	<0.1	16	3.8
施設管理部	施設管理課	0	—	0	—	0	—	0	<0.1
	施設保全第1課	0	—	6	1.8	1	<0.1	7	1.8
	施設保全第2課	0	—	8	1.9	1	<0.1	9	1.9
	分析第1課	0	—	11	7.7	4	<0.1	15	7.7
	分析第2課	0	—	9	<0.1	4	3.9	13	3.9
環境保全部	環境管理課	0	—	8	<0.1	3	<0.1	11	<0.1
	処理第1課	0	—	21	3.7	5	<0.1	26	3.7
	処理第2課	0	—	3	0.6	3	<0.1	6	0.6
放射線管理部	線量計測課	0	—	0	—	0	—	0	—
	放射線管理第2課	0	—	1	<0.1	3	<0.1	4	<0.1
合 計		0	—	173	37.3	54	47.0	227	84.3



単位(mSv) 注)Xは0.1とした

図 3.1 個人の実効線量の計画値に対する実績値

(1) 主工場 3 階 サンプリグ操作室 サンプリグベンチ No. 1 の整備作業

主工場 3 階 サンプリグ操作室 (MP A343) には、工程分析に係る試料を採取するサンプリグ装置 (本文では、「サンプリグベンチ」という) が数台設置されている。各工程における分析試料の採取は、高放射性、中放射性、低放射性にそれぞれに分かれて行われている。サンプリグベンチは、高さ約 1m・四方約 2m の架台の上に鉛や鉄などの遮へい材で覆われた箱型の装置で、トングと呼ばれる専用の治具を用いて試料を採取調整するものである。(図 3.2 参照) 本年度は、サンプリグ操作室の整備を図る目的として複数の特殊放射線作業が実施され、その代表的な作業としてサンプリグベンチ No. 1 の整備作業に係る放射線管理及び作業者の被ばく低減に関する取り組みについて紹介する。

作業は、平成 19 年 10 月 25 日から 11 月 16 日、平成 20 年 2 月 1 日から 3 月 31 日と長期に渡って行われた。前半の作業では、サンプリグベンチ No. 1 表面の鉛遮へい体の固着性汚染の除染を行い、後半の作業でサンプリグベンチ No. 1 架台部分及び周辺の床面にある固着性汚染の除去・除染を実施した。固着性汚染の除去・除染に対しては、スケルトン、ラジックウォッシュといった薬品や、サンダー、スコッチブライト、真鍮ブラシなどの研磨器具を使用した。特に、スケルトンに関しては、汚染物の固定を目的とした塗布剤の剥離に抜群の効果を発揮した。これらの作業は、グリーンハウスを設置し、局所排気装置による負圧管理を確実にを行い、空気中放射性物質濃度管理及び汚染の拡大防止に万全を期して実施した。また、作業実施の都度、担当課と放管員とによる綿密な

打合せや作業前の TBM 等を確実にいき、放射線安全及び一般安全の確保に努めた。



図 3.2 サンプルングベンチ No.1 全体の風景

作業区域の線量率は、作業開始時及び必要に応じ測定を行った。計画では、サンプルングベンチ No.1 上部で γ 線 $30 \mu\text{Sv/h}$ 、 $\beta \gamma$ 線 $45 \mu\text{Sv/h}$ 、(作業位置： γ 線 $6.0 \mu\text{Sv/h}$ 、 $\beta \gamma$ 線 $10 \mu\text{Sv/h}$)、サンプルングベンチ No.1 架台及び床面で γ 線 $35 \mu\text{Sv/h}$ 、 $\beta \gamma$ 線 $600 \mu\text{Sv/h}$ 、(作業位置： γ 線 $6.0 \mu\text{Sv/h}$ 、 $\beta \gamma$ 線 $6.0 \mu\text{Sv/h}$) での線量率に対して、一部の箇所 (サンプルングベンチ No.1 架台床面で γ 線 1.5mSv/h 、 $\beta \gamma$ 線 10mSv/h 、(作業位置： γ 線 $18 \mu\text{Sv/h}$ 、 $\beta \gamma$ 線 $36 \mu\text{Sv/h}$) で計画を大きく上回る値が検出された。これらは、鉛ブロック遮へい下での局所的な線量であったため、接触及び接近時間をできる限り短縮するなどの管理によって被ばく低減を図った。なお、その他の対象物・エリアは計画とほぼ同等であった。

被ばく管理については、作業者の個人最大推定線量として、実効線量 0.6mSv 、等価線量 0.6mSv と推定した。このため、対象物表面や周辺エリアに対する定期的な線量率の測定、作業用個人線量計 (アラームメータ) を用いた作業単位及び日々の被ばく管理や作業時間による管理を徹底するとともに、高線量箇所への接近を可能な限り制限した。その結果、個人最大で実効線量 0.2mSv 、等価線量 0.2mSv と、計画の約 $1/3$ に低減することできた。

表面密度管理は、サンプルングベンチ No.1 架台床面に、局所的ではあるがダイレクト法で $\alpha : 97.2 \text{Bq/cm}^2$ 、スミヤ法で $\alpha : 3.3 \text{E-}2 \text{Bq/cm}^2$ 、 $\beta \gamma : >16.6 \text{Bq/cm}^2$ と高い値が確認された。そこで、汚染拡大防止処置として、除染及び汚染部位の固定

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、 $\alpha : 2.8 \times 10^{-3} \text{Bq/cm}^2$ 、 $\beta (\gamma) : 5.4 \times 10^{-2} \text{Bq/cm}^2$ のレベルで管理することができた。

主業者の防護装備は、空气中放射性物質の推定濃度が $\alpha : 1.2 \times 10^{-6} \text{Bq/cm}^3$ 、 $\beta \gamma : 2.0 \times 10^{-7} \text{Bq/cm}^3$ であり、対象核種が FP であることから、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。その結果、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を確実に行ったことにより、最大で $\alpha : 6.1 \times 10^{-9} \text{Bq/cm}^3$ 、 $\beta (\gamma) : 7.0 \times 10^{-7} \text{Bq/cm}^3$ と全面マスクの着用限度 ($\alpha : 5.1 \times 10^{-5} \text{Bq/cm}^3$ 、 $\beta (\gamma) : 2.0 \times 10^{-3} \text{Bq/cm}^3$) を 4 桁下回る結果となった。

上記に示すとおり本作業は、放射線安全及び一般安全の観点から問題なく遂行された。

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い、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の各建屋間（貯蔵施設等）の移動に伴うものが大半を占めている。件数内訳を図 3.3 に示す。また、低放射性固体廃棄物の搬出状況を図 3.4 に示す。

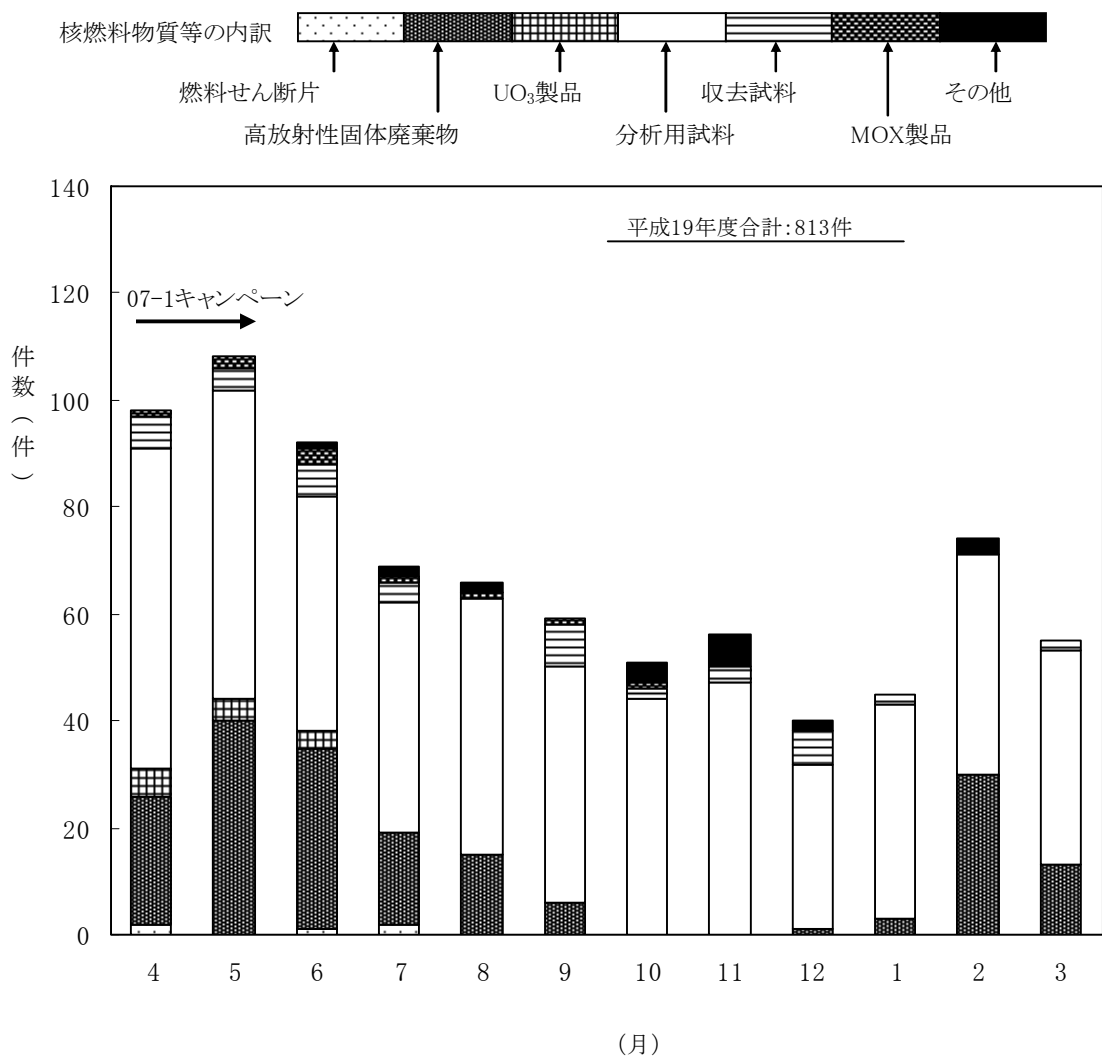


図 3.3 再処理施設における核燃料物質等（低放射性固体廃棄物を除く）の搬出状況

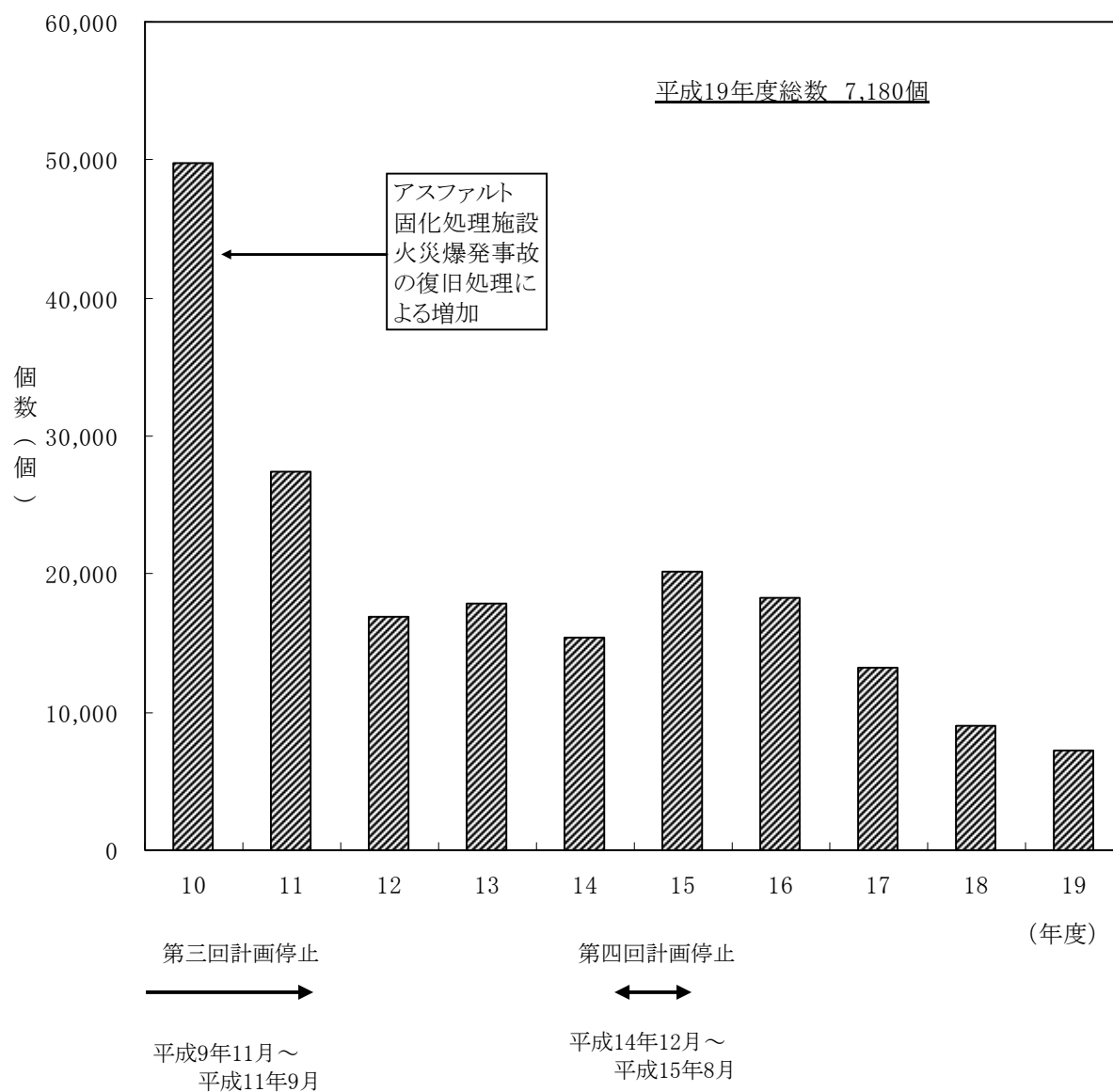


図 3.4 再処理施設での低放射性固体廃棄物の搬出状況
(年度間推移)

(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 3.5 に物品の搬出状況を示す。これらの測定の結果はすべて検出下限値未満であった。

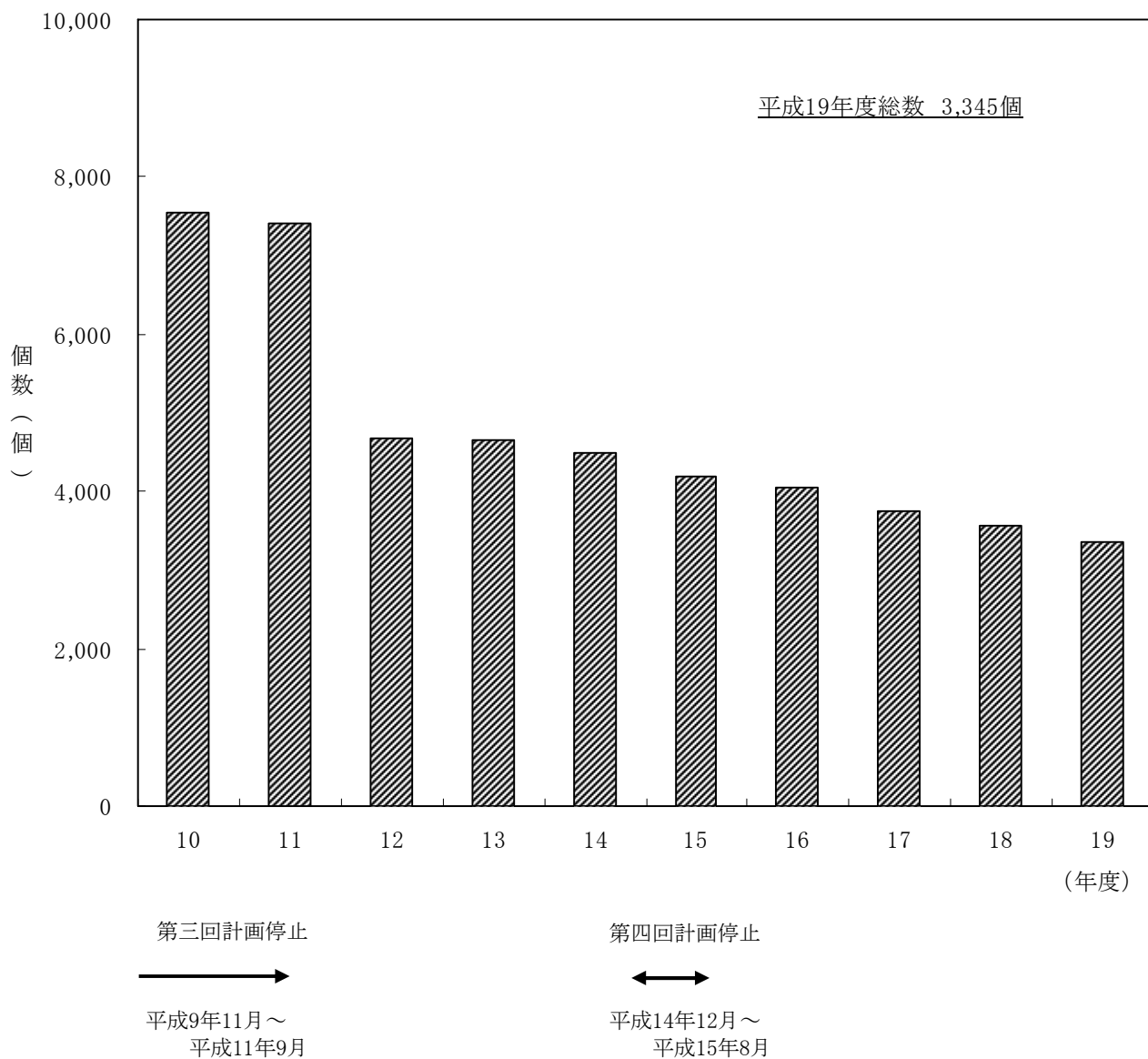


図 3.5 再処理施設での物品等搬出状況
(年度間推移)

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場所はなかった。

3.2.5 再処理施設第 20 回施設定期検査

①再処理施設定期検査に係る自主検査記録の不備

電力会社のデータ改ざんの事象が発生し、国から報告書類等の再点検の指示を受け、施設定期検査自主検査記録を確認した結果、誤記等が確認された。

このため、放射線管理第 2 課では不適合管理要領に従って原因の究明・調査を行い、要因とその対策について整理を実施し、適切な是正対策を実施した。

②耐震性向上工事に伴う施設定期検査計画変更

再処理施設では、耐震に係わる再評価を実施し、必要な耐震性向上工事を自主的に進めていくことになった。これに伴い、平成 19 年度から平成 21 年 10 月まで再処理運転を停止するなど計画の見直しが図られた。

このため、施設定期検査においても計画変更の必要があり、平成 19 年度から平成 21 年度（3 ヶ年分）をまとめて第 20 回定期検査として実施することになった。

平成 19 年度に実施した第 20 回施設定期検査（第 1 回目）では、上記に記した検査記録の誤記に係わるデータ調査の一環として、立会い検査の台数を例年と比較して約 2 倍の 50 台（モニタ全数の 10%）に増やし、平成 19 年 11 月 6 日から平成 20 年 2 月 13 日にかけて以下のように受検し、全ての検査において合格した。

- ・「定置式モニタ類の性能検査」の検査期間

平成 19 年 11 月 6 日～平成 19 年 12 月 7 日までの期間中 8 日間

- ・「線量率及び空気中の放射性物質濃度の測定」の検査期間

平成 20 年 2 月 1 日～平成 20 年 2 月 13 日までの期間中 3 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 3.5 に四半期毎の保安検査実施状況を示す。

表 3.5 四半期毎の保安検査実施状況

時 期	期 間	検査官指導事項	処置結果
第 1 四半期	平成 19. 5. 14～6. 1	無し	—
第 2 四半期	平成 19. 7. 30～8. 10	無し	—
第 3 四半期	平成 19. 11. 5～11. 16	無し	—
第 4 四半期	平成 20. 2. 4～2. 15	無し	—

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、「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、連続焼結設備の運転、MOX 燃料開発に係る物性測定・分析、グローブボックス付帯設備の撤去作業が主に行われた。また、プルトニウム燃料第一開発室の RI 管理区域の解除が行われた。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上の「使用施設」であるが、そのうちの一部を「加工施設」に変更する許認可を継続中）。

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。

応用試験棟においては、ウラン等を用いた各種試験及び設備の解体撤去作業が行われた。

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。）への廃棄物の移動作業及び第 4 廃棄物倉庫の管理区域解除に伴う対応が行われた。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。

中央廃水処理場においては、管理区域解除に向けた設備の撤去作業及びエリア区分の変更が行われた。

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 μ Sv/h、（アンバー区域）200 μ Sv/h、CPF 以外の施設：50 μ Sv/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 $\times 1/10$ ）未満であった。

表 3.6 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	$^{239}\text{P u}$	
C P F	$^{241}\text{A m}$	$^{106}\text{R u}$
ウラン取扱施設	^{234}U	$^{106}\text{R u}$
R I 取扱施設(ケリテイ)	$^{244}\text{C m}$	$^{210}\text{P b}$

(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 3.7 に示す。これらの放射線作業においては、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。

表 3.7 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	—	10	<0.1	56	0.3	66	0.3
	応用試験棟	0	—	2	<0.1			2	<0.1
環境技術管理部	J棟	0	—	1	<0.1			1	<0.1
プルトニウム燃料技術開発センター	Pu-1	0	—	2	29.2			2	29.2
	Pu-2	0	—	1	14.2			1	14.2
放射線管理部	計測機器校正室	0	—	1	<0.1			1	<0.1
合計		0	—	17	43.4	56	0.3	73	43.7

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) パルスカラム抽出試験装置の解体撤去作業

応用試験棟の工学試験室に設置されているパルスカラム抽出試験装置（以下「PC試験装置」という。）の解体撤去作業が平成19年10月1日から平成20年3月27日までの期間で実施された。

本PC試験装置は過去に発生した試験溶液の漏洩により、作業エリア及び撤去機器の汚染固定がされているため、汚染固定箇所の直接解体を出来る限り回避すると共に、解体前に貯槽類の内部の除染を行い、汚染の拡大防止に努めた。

また、本作業は高所作業及び火気を使用する作業であるため、安全帯、ヘルメット及び防災エプロンを着用して作業を行った。

放射線管理の結果、線量率は、解体撤去物表面で最大 γ ：3.0 μ Sv/hであった。表面密度は、解体撤去物内部で最大 β γ ：1.5 $\times 10^2$ Bq/cm²であり、グリーンハウス及び簡易ハウスにおいては、全て検出下限値未満であった。空气中放射性物質濃度は、作業エリア、グリーンハウス及び簡易ハウスにおいて期間中、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より管理した結果、実効線量及び等価線量（皮膚）ともに計画値以下であった。



貯槽の移動



P C 解体

図 3.6 パルスカラム抽出試験装置の解体撤去作業

(2) プルトニウム燃料技術開発センター

(a) グローブボックスの撤去作業 (その 1, 2)

プルトニウム燃料第一開発室 セラミック室(R-125), 金相材料試験室(R-134), 高温物性室(R-232)に設置されていたグローブボックス及び付帯設備を, R-125 室に設置した解体用グリーンハウス内で解体する作業が平成 19 年 10 月 1 日から平成 20 年 3 月 31 日までの期間で実施された。

本作業は, グローブボックス本体及び内装機器類を電動工具等の切断機器を使用して解体する作業である。グローブボックスを裁断する際は, 切断機器でエアラインスーツ, グローブ等に傷を付れたり破損させないように, 鉛エプロンや保護用の皮手袋を着用して行った。また, 保護皮手袋は作業が進むにつれ, 放射性物質が表面へ付着し, 被ばくの要因となる。そのため, 作業中は随時保護手袋の除染を行い, 作業終了後は線量率を測定し, 所定の線量率を超えた場合, 手袋を交換し被ばくの低減に努めた。

作業期間中の線量率は, グローブボックスに保管されていた廃棄物で, 最大γ線: 13mSv であった。空气中放射性物質濃度については, 作業中にグリーンハウス内で仮設ダストモニタの警報が吹鳴する事象が発生したが, 直ちに作業を中断し作業員を退室させるなど計画通りの対応を実施し, 作業員の内部被ばく防止に努めた。作業期間中最大空气中放射性物質濃度は $7.5 \times 10^{-6} \text{Bq/cm}^3$ であった。被ばく管理については補助線量計(腕時計型線量計, ポケット線量計)を用いて日々の管理を行った。実効線量計画値 3.5mSv に対し, 実績値 1.9mSv, 等価線量計画値 10.8mSv に対し, 実績値 15.5mSv であった。なお, 高線量廃棄物の線量率が予想値より高かったため, 当初の計画値を上回る可能性がでてきたため計画値の変更(実効線量 3.6mSv, 等価

線量 15.2mSv) を行った。

また、本作業はエアラインスーツを装着するため、多量の発汗によりカバーオールが濡れて汚染（物質）が付着した場合、サーベイメータで α 線を検出しにくい。そのため、作業終了後に脱衣場（簡易ハウス）でカバーオールを乾燥させてから汚染検査を実施した。



GB 解体



解体用 GB 移動

図 3.7 グローブボックスの解体作業

- (b) プルトニウム燃料第二開発室におけるグローブボックスの付帯設備・不要機器類の解体撤去

プルトニウム燃料第二開発室の仕上室 (F-101) ・粉末調整室 (F-103) ・湿式室 (1) (A-104) ・湿式室 (3) (F-114) においてグローブボックスの付帯設備・不要機器類の撤去を行い、湿式室 (1) (A-104) に設置した間仕切り内の簡易ハウスにおいて撤去物を解体細断し、管理器材として所定の容器に収納する作業及び W-09 及び D-09 グローブボックスのビニールバッグ (以下「VB」という。) を交換する作業が平成 20 年 1 月 15 日から平成 20 年 3 月 31 日までの期間で実施された。

作業期間中の線量率は、VB 交換作業時のポート部で、最大 γ 線：1800 μ Sv/h・n 線：15 μ Sv/h であった。表面密度は、不要機器類の解体作業においては、全て検出下限値未満であったが、VB 交換作業においては作業エリアで α 線最大：5.6Bq/cm² であった。空气中放射性物質濃度は、室内においては定置式 α 線用空気モニタで管理し、簡易ハウス内においては、可搬型 α 線用空気モニタを設置して連続監視及び試料の採取測定を行い、作業期間中は全て検出下限値未満であった。

被ばく管理については、補助線量計 (腕時計型線量計, ポケット線量計) を用いて管理し、実効線量計画値 3.5mSv に対し、実績値 1.6mSv, 等価線量計画値 12.6mSv に対し、実績値 3.9mSv でともに計画値以下であった。



設備撤去



簡易ハウス設置

図 3.8 不要機器類の解体撤去作業

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、910 件であり、測定の結果は全て管理基準値以下であった。

図 3.9 に核燃料物質等の搬出件数の推移を示す。

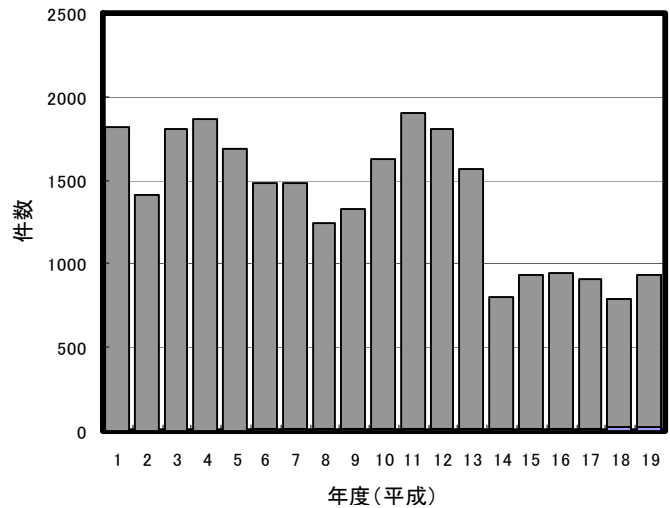


図 3.9 使用施設における核燃料物質等の搬出件数の推移

(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、7,620 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 に物品搬出件数の推移を示す。

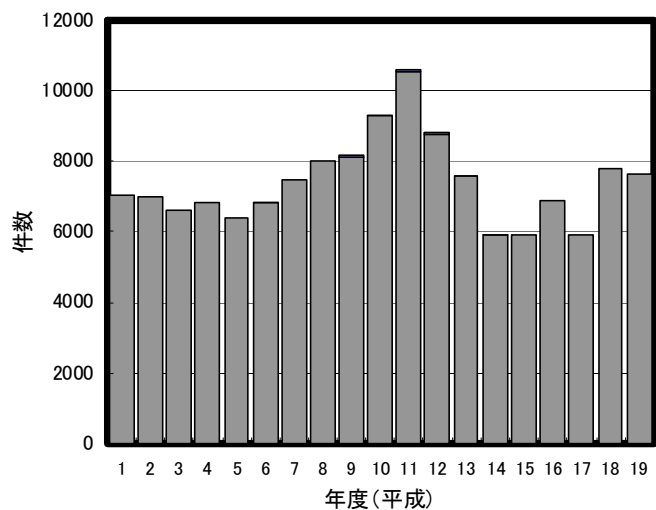


図 3.10 使用施設における物品搬出件数の推移

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、一時管理区域の設定及び解除（4件）及び管理区域に係わる遵守事項の適用除外（1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。本年度は、管理区域の設定及び管理区域の解除はなかった（表3.8、表3.9）。なお、予防規程に基づき、1件の放射性同位元素の使用及び貯蔵の廃止に伴う対応を行った。表3.10に一時管理区域の設定及び解除、表3.11に管理区域に係わる遵守事項の適用除外の実績を示す。

表 3.8 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 3.9 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 3.10 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
中央廃水处理場	H19.12.4	H19.12.7	管理区域解除に向けた機器撤去作業のため
中央廃水处理場	H19.12.11	H19.12.13	管理区域解除に向けた機器撤去作業のため
A棟	H20.2.6	H20.2.6	排水管の改造作業のため
J棟	H20.2.22	H20.2.22	廃水トレンチ内廃水配管汚染確認作業のため

表 3.11 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
廃水处理室	H19.8.9	H19.8.10	窓ガラス更新作業のため

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、指摘事項はなかった。

なお、第 2 回（平成 19 年 8 月 22 日～24 日）の保安検査において、「放射線管理の評価方法の統一状況」項目のうち、核燃料サイクル工学研究所と原子力科学研究所の放射線管理に係る基準等に係る比較検討について説明した。放射線管理方式の相違点のうち、表面密度に係る測定条件に関して、核サ研と原科研との整合を図る方向で検討するよう要望があった。

3.3.6 放射線同位元素等の使用施設に係る定期検査及び定期確認

「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 12 条 9 項及び同 10 項に基づき、平成 20 年 2 月 25 日～28 日に定期検査及び定期確認が実施された（対象施設：安全管理棟、計測機器校正施設、CPF、応用試験棟、クオリティ）。

放射線管理第 1 課としては、定期確認において指摘事項等はなかったが、現場確認時の質疑を踏まえた自主改善を実施した。

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19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18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19年度の個人線量の管理状況

放射線業務従事者数	3,165 人（うち女性22名）
集団実効線量	346.1 人・mSv
個人の平均実効線量	0.1 mSv
個人の最大実効線量	5.5 mSv

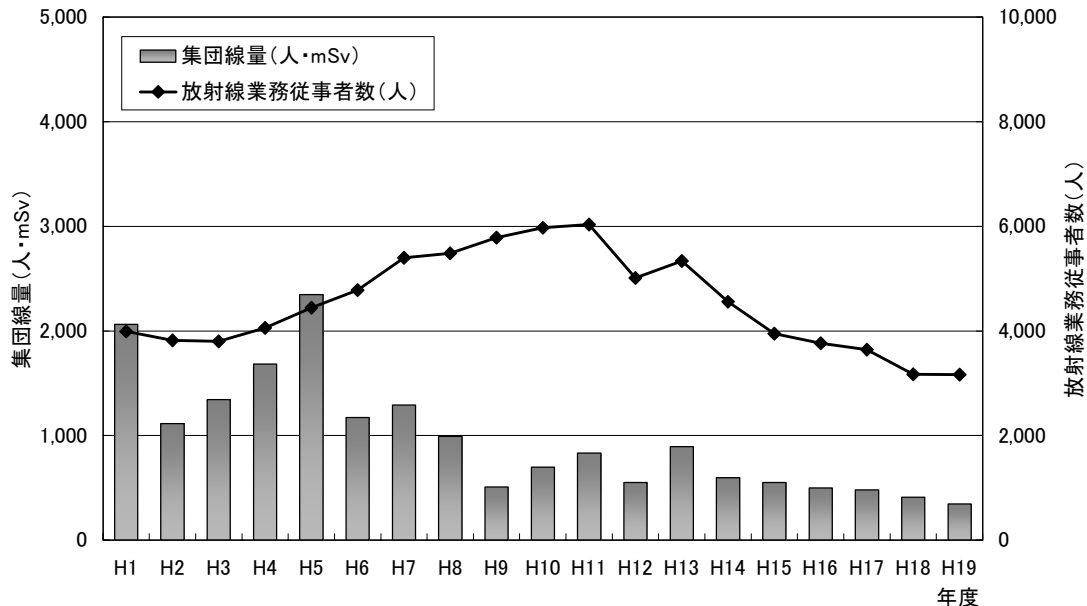


図 4.1 サイクル研究所における集団実効線量の推移

4.2 外部被ばく管理状況

4.2.1 実効線量

実効線量について、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。次に、平成19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。Puセンターの集団実効線量については大きな増減はなかったが、再処理センターでは5月以降の工程稼働がなかったために定常作業での被ばくが減少したこと、平成18年度のインナーボックス更新作業のような比較的被ばくの大きい特殊放射線作業がなかったことにより、前年度比で58.2人・mSv減少した。また、その他の部署における被ばくは、前年度同様非常に小さかった。一方、放射線業務従事者数はほぼ前年度と同等であった。

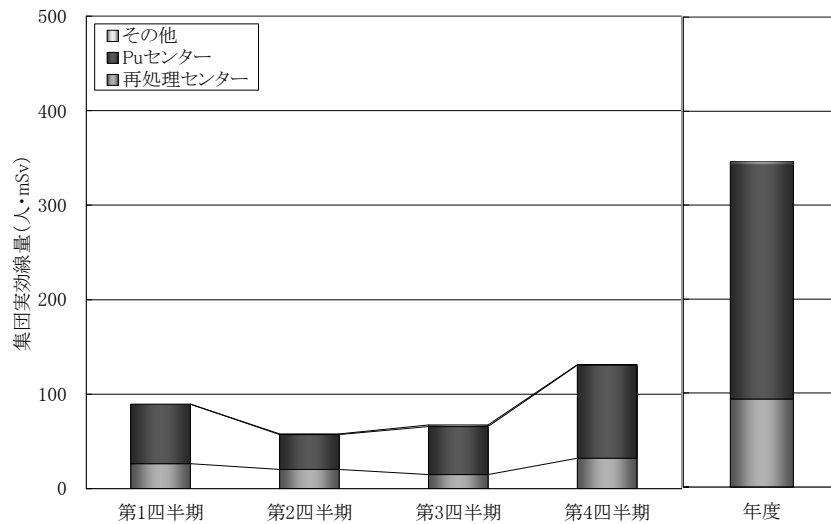


図 4.2 平成19年度の四半期毎の集団実効線量の推移

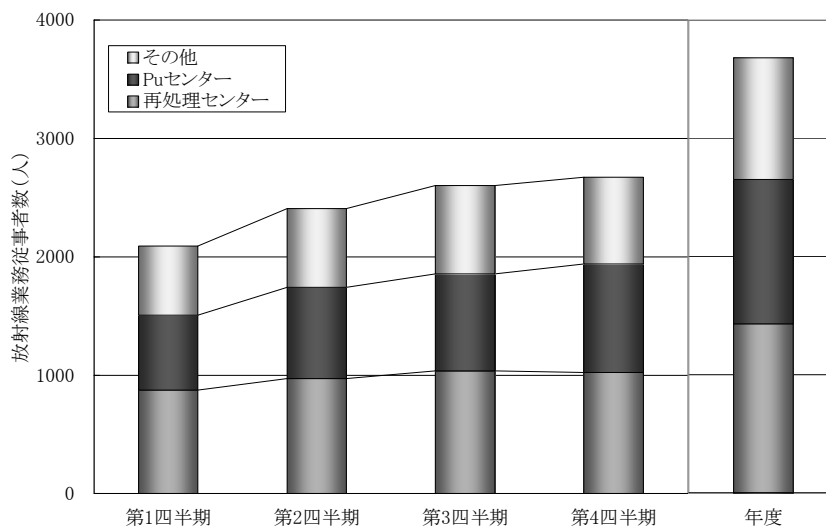


図 4.3 平成19年度の四半期毎の放射線業務従事者数の推移

4.2.2 等価線量

平成 19 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。

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 19 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	142	140	2	0	6.1
サイクル工学試験部	71	69	2	0	5.9
環境技術管理部	28	28	0	0	X
研究所全体	241	237	4	0	6.1

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 19 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	52	9	43	0	32.0
プルトニウム燃料技術開発センター	433	196	237	0	43.6
放射線管理部	1	1	0	0	X
研究所全体	486	206	280	0	43.6

4.3 内部被ばく管理状況

平成 19 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 162 人、肺モニタ 77 人、全身カウンタ 1,164 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 2,336 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	27	25	31	785	1,397
プルトニウム燃料技術開発センター	33	46	38	29	20
サイクル工学試験部	8	6	7	89	509
環境技術管理部	16	1	1	15	88
その他	0	0	0	246	322
合計	84	78	77	1,164	2,336

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 19 年度の一時立入者の人数を表 4.5 に示す。一時立入者の人数に大きな増減はなかった。平成 19 年度中、内部被ばくについては有意な線量は検出されなかったが、外部被ばくでは 1 名が有意な線量 (0.1mSv) となった。この原因として、作業立会者が当該者をプルトニウム燃料技術開発センター（プルトニウム燃料第一開発室）に現地調査目的で入域させた際に、グローブボックスパネル近傍に当該者を接近させたことが考えられる。

表 4.5 一時立入者の人数

	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)
再処理技術開発センター	605	1,537	195
プルトニウム燃料技術開発センター	572	853	0
サイクル工学試験部	393	247	195
環境技術管理部	129	93	0
その他	100	70	0
合 計	1,799	2,800	390

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、数種類の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。

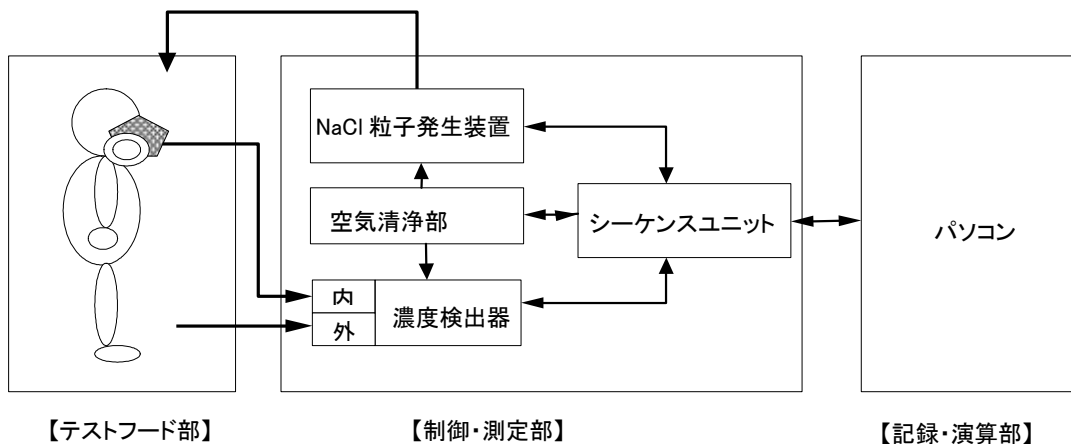


図 4.4 マスクフィットネス試験装置の概要

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 19 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 1,476 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。

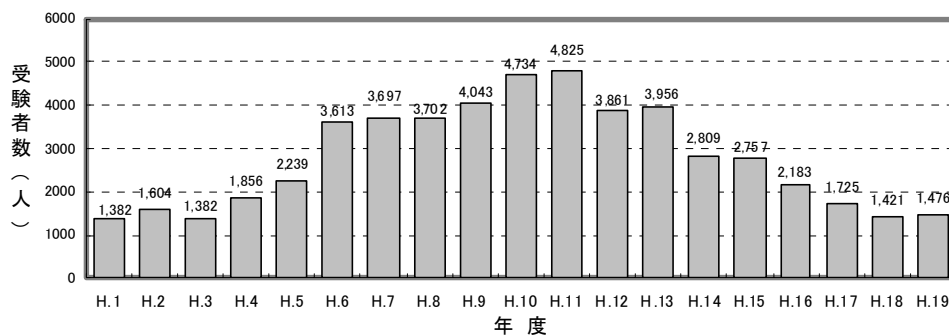


図 4.5 年度別マスクフィットネス試験実施状況

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については、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 19 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 19 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	8.6×10^4
^3H	9.8×10^2
^{14}C	4.00
^{131}I	N. D.
^{129}I	1.7×10^{-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

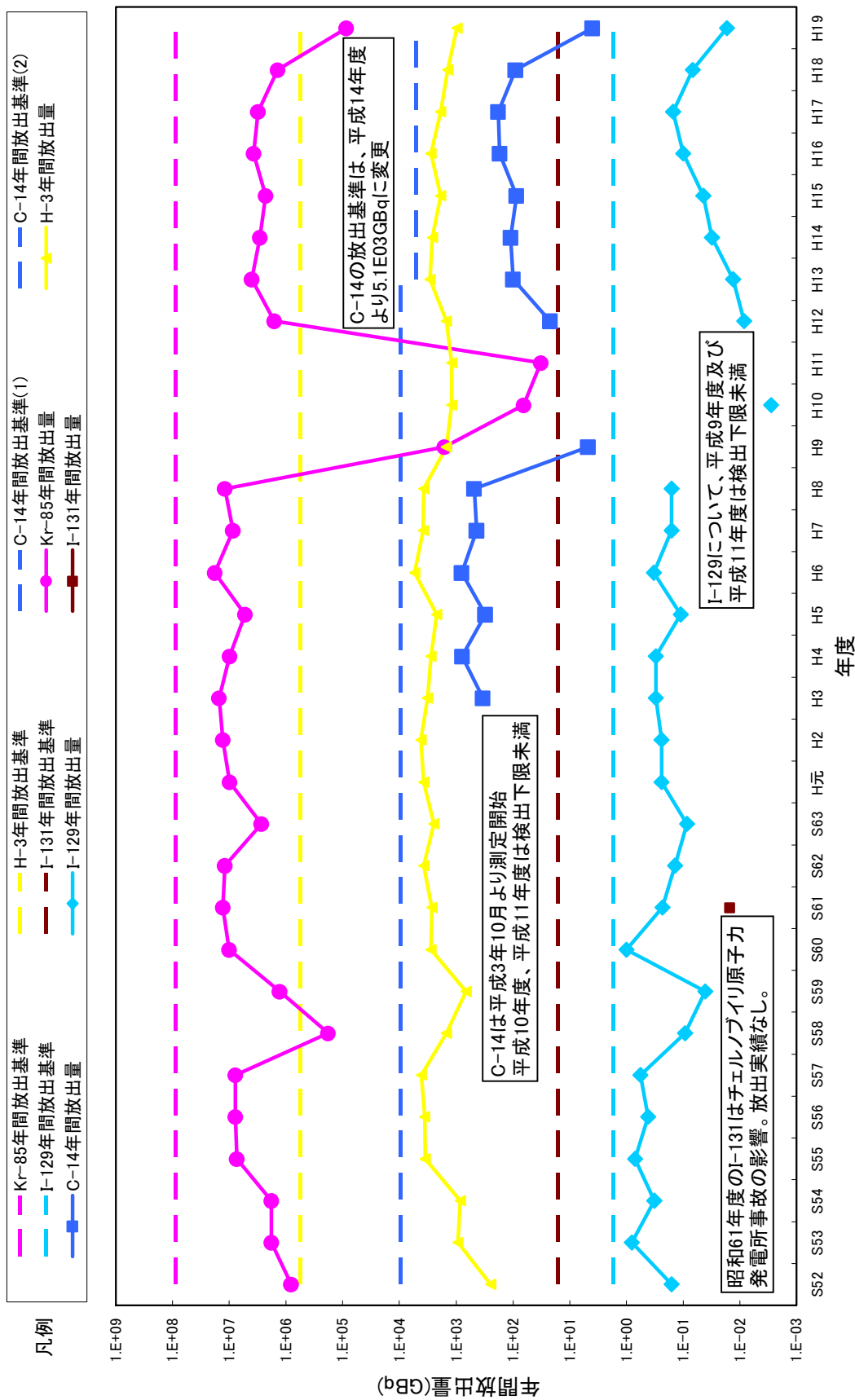


図5.1 再処理施設から放出された放射性気体廃棄物中の主要核種の年間放出量

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 19 年度の放出監視の結果，CPF における主要核種 (^{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 19 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)	2.4×10^{-3}	D. L	2.4×10^{-3}	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

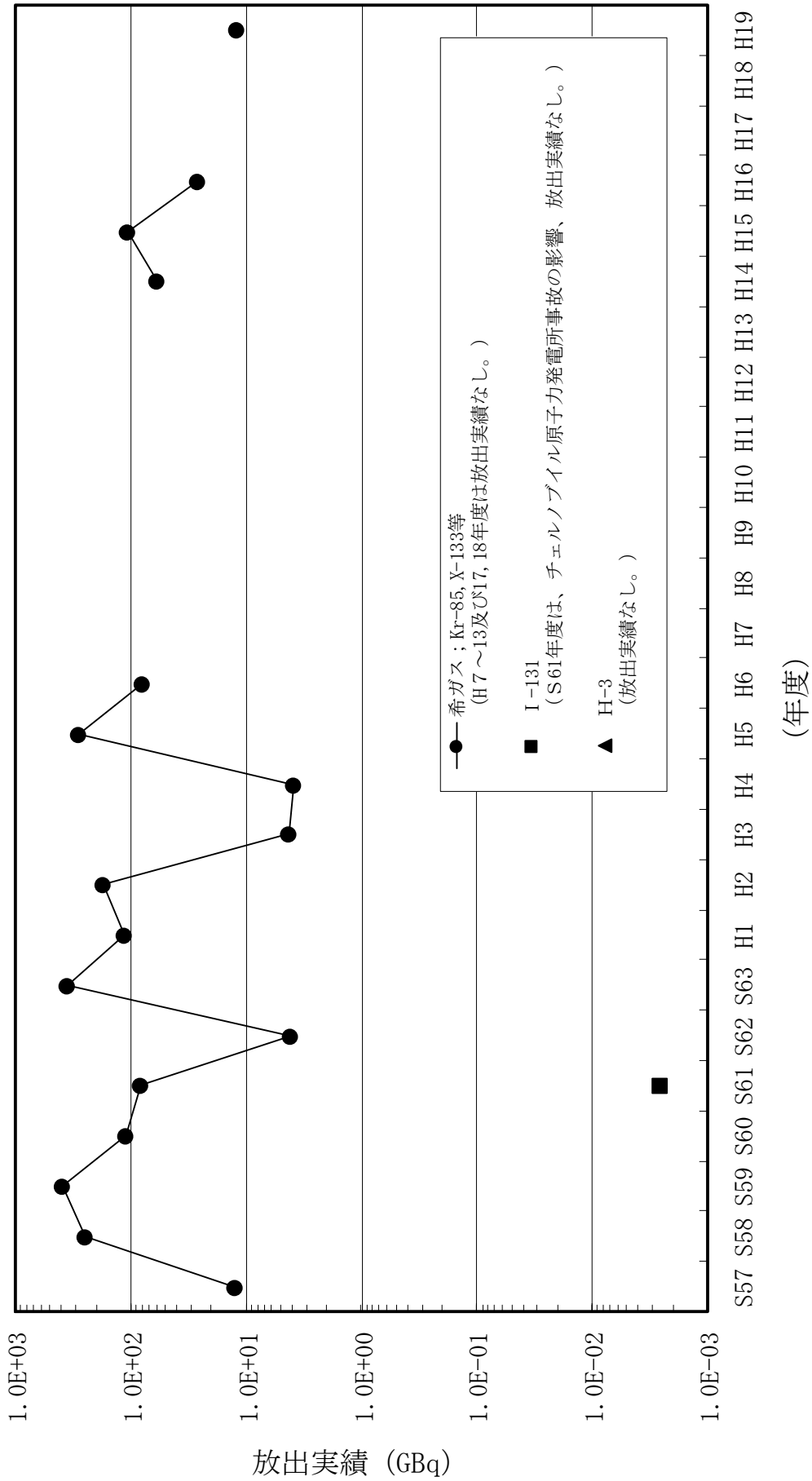


図 5.2 CPF における放射性気体廃棄物の放出実績

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、放出バッチ毎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19年度の放出前判定分析は、再処理施設排水が50件、第2排水溝系排水が54件、第1排水溝系各施設排水が108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21件の分析を行った。これらの全ての排水について、放射性物質濃度、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19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19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}Zr — ^{95}Nb	N. D.
^{103}Ru	N. D.
^{106}Ru — ^{106}Rh	N. D.
^{134}Cs	N. D.
^{137}Cs	N. D.
^{141}Ce	N. D.
^{144}Ce — ^{144}Pr	N. D.
^3H	7.3×10^6
^{129}I	1.2×10
^{131}I	N. D.
$\text{Pu}(\alpha)$	1.3

注) N. D. は検出下限値未満であったことを示す。

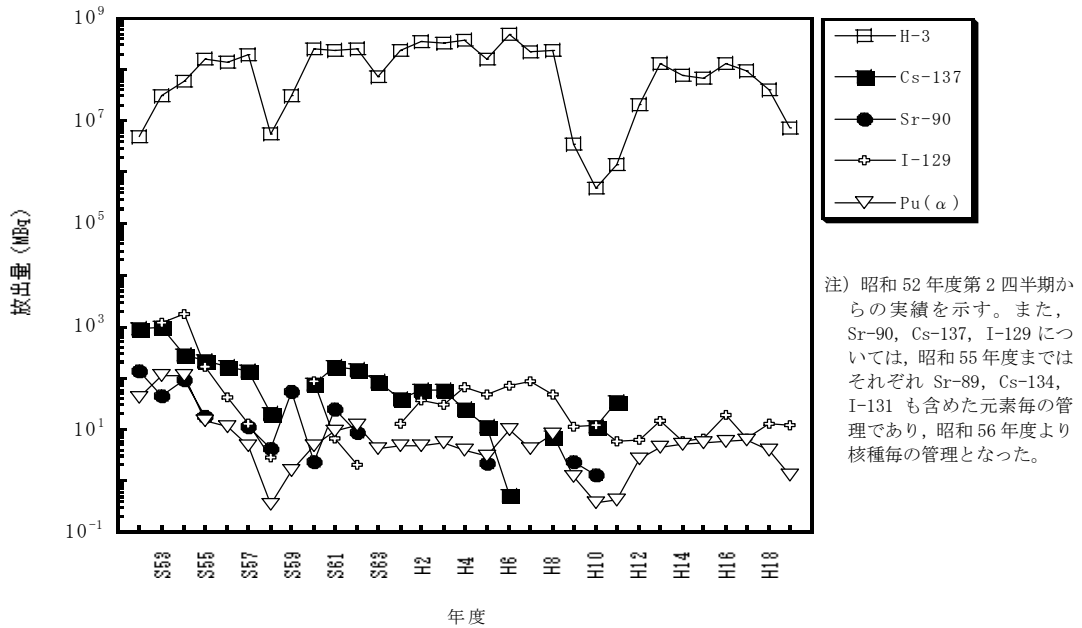


図 5.3 再処理施設における放射性液体廃棄物の放出実績

5.2.2 第1排水溝

平成 19 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 1,500 m³ であった。排水中の全α放射能、全β放射能及びウランは、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	3.0×10^{-2}
全β放射能	1.8×10^{-1}
³ H	N. D.
ウラン	2.6×10^{-2}

注) N.D.は検出下限値未満 (³H : 3.7Bq/cm³) であったことを示す。

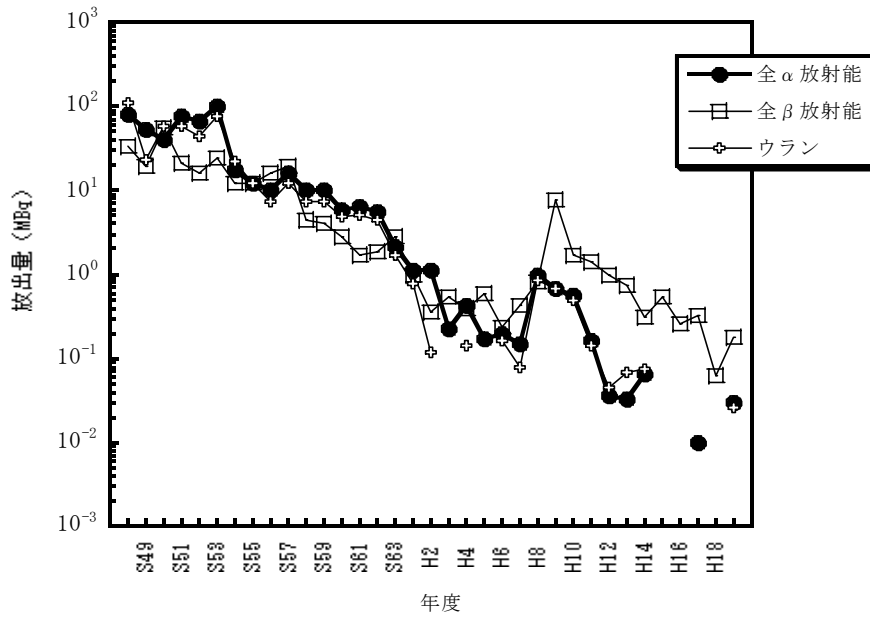


図 5.4 第 1 排水溝における放射性液体廃棄物の放出実績

5.2.3 第 2 排水溝

平成 19 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	4.5×10^{-2}
全β放射能	N. D.
ウラン	N. D.
プルトニウム	4.7×10^{-3}

注) N. D. は検出下限値未満（全β放射能： 2.2×10^{-3} Bq/cm³，ウラン： 1×10^{-4} Bq/cm³）であったことを示す。

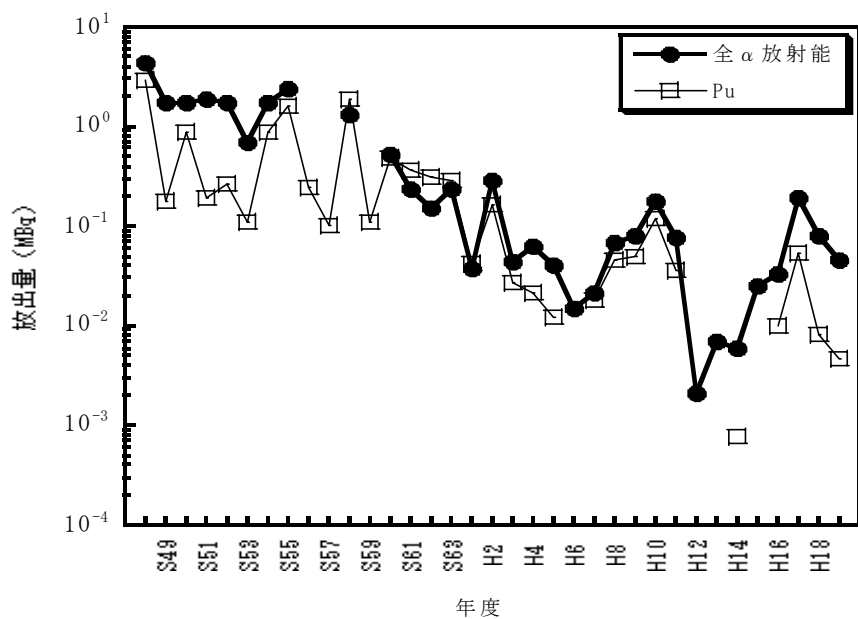


図 5.5 第2排水溝における放射性液体廃棄物の放出実績

6. 環境放射線監視

6.1 環境放射線モニタリング

平成 19 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、原子力安全委員会が決定したサイクル研究所 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 ^{129}I の濃度について調査した。

付録表 9 及び付録表 10 に、陸上及び海洋環境放射能監視計画、付録図 1 及び付録図 2 に、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 19 年 4 月から平成 20 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範囲を外れた試料は、精米中 ^{14}C 濃度、河底土中全 β 放射能濃度であり、精米中 ^{14}C 濃度は最小値を下回り、河底土中全 β 放射能濃度は最大値を上回った。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、精米中 ^{14}C 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	精米（西約 10 km 点）中 ^{14}C （図 6.2）	過去 10 年間の最小値 0.23 Bq/g・炭素を下回った。	分析，測定上の問題がないこと及び過去の変動傾向から大気圏内核実験で上昇したバックグラウンドレベルの ^{14}C の統計的変動を含めた自然変動によるものと推定される。
	河底土（久慈川上流）中全 β 放射能濃度	過去 10 年間の最大値 720 Bq/kg・乾を上回った。	分析，測定上の問題がないこと及び久慈川上流で採取した河底土中の天然放射性核種（主に ^{40}K ）の統計的変動を含めた自然変動によるものと推定される。
県・監視計画	精米（ひたちなか市長砂）中 ^{14}C	過去の最小値 96 Bq/kg・生を下回った。	分析，測定上の問題がないこと及び過去の変動傾向から大気圏内核実験で上昇したバックグラウンドレベルの ^{14}C の統計的変動を含めた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，空気水分中 ^3H 濃度，精米中 ^{14}C 濃度，牛乳中 ^{90}Sr 濃度，表土中 ^{137}Cs 濃度の過去 10 年間のモニタリング結果を示す。（図 6.1～6.4）

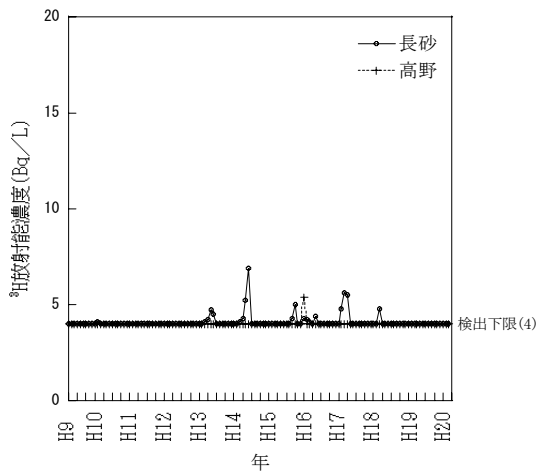


図 6.1 空気水分中 ^3H 濃度

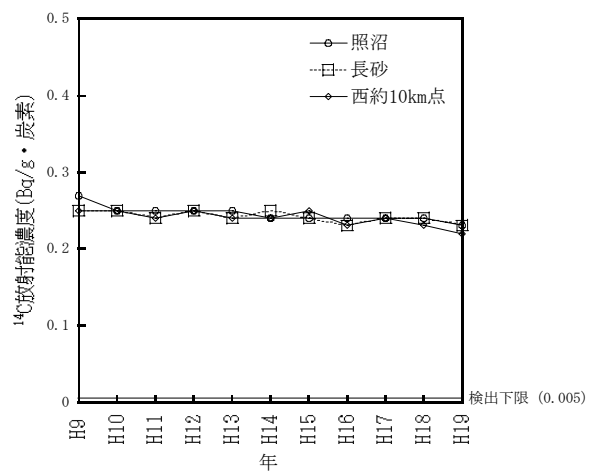


図 6.2 精米中 ^{14}C 濃度

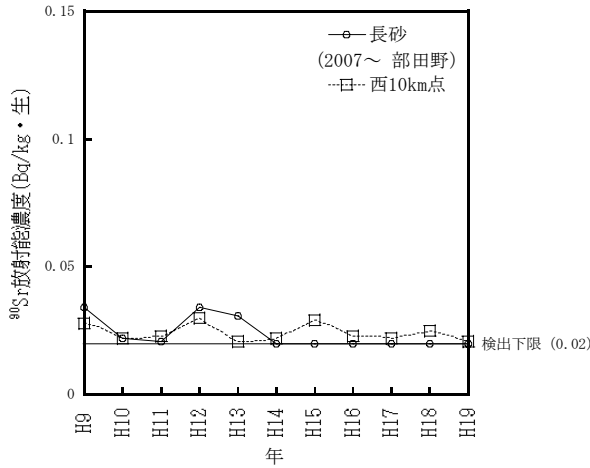


図 6.3 牛乳中 ^{90}Sr 濃度

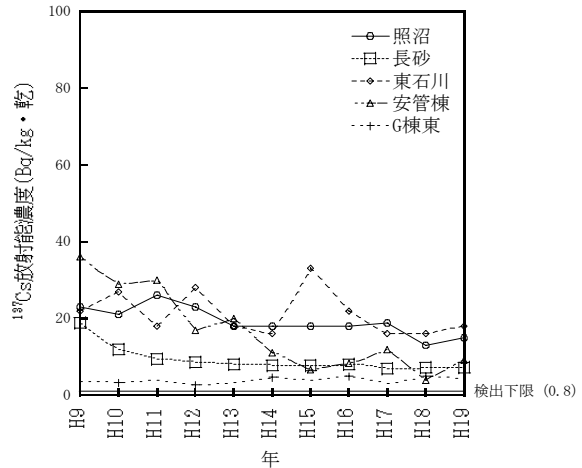


図 6.4 表土中 ^{137}Cs 濃度

6.1.2 海洋環境モニタリング

平成 19 年 4 月から平成 20 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… ^{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
- (6) 魚網表面線量… 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、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においても、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。

その他、監視結果の例として、カレイ又はヒラメ中 ^{137}Cs 濃度、褐藻類（ワカメ又はヒジキ等）中 ^{90}Sr 濃度、海岸水中全 β 放射能濃度、海底土中 $^{239,240}\text{Pu}$ 濃度の過去 10 年間のモニタリング結果を示す。（図 6.5～6.8）

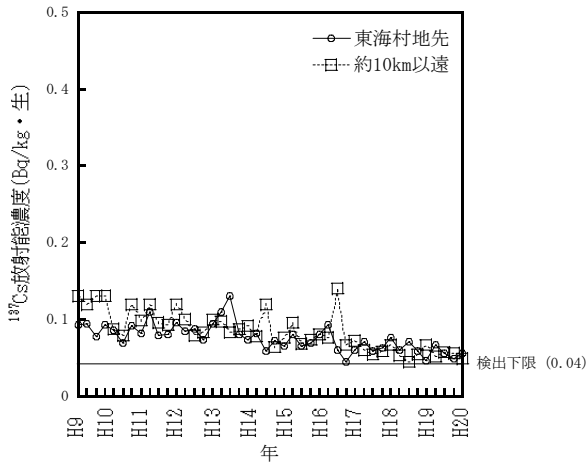


図 6.5 カレイ又はヒラメ中 ^{137}Cs 濃度

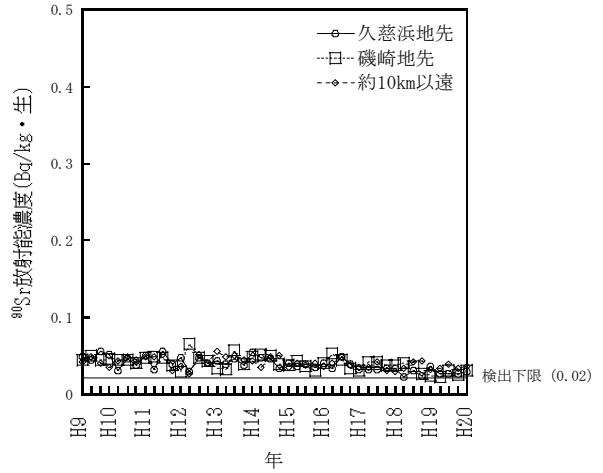


図 6.6 褐藻類 (ワカメ又はヒジキ等) 中 ^{90}Sr 濃度

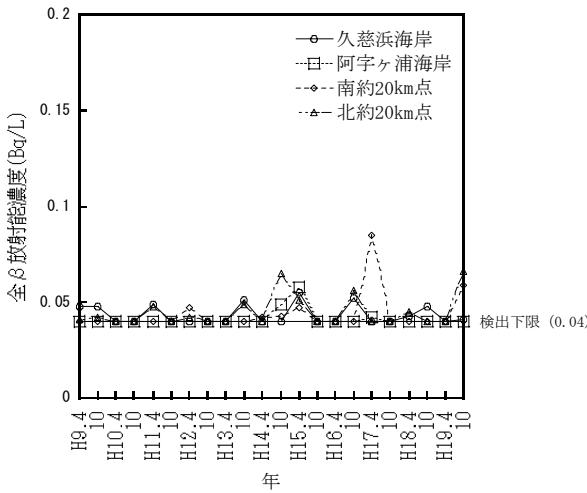


図 6.7 海岸水中全 β 放射能濃度

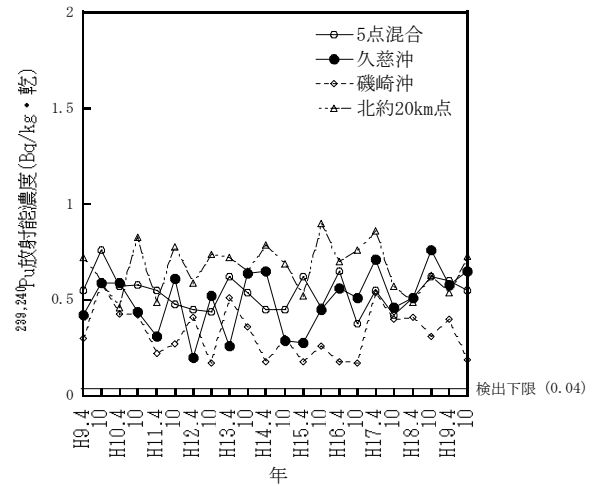


図 6.8 海底土中 $^{239,240}\text{Pu}$ 濃度

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19年度に気象観測塔（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6.9～6.12に示す。

これらの図から平成19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西北西風が最多となった。

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	サイクル工学研究所内
日射量	熱電対式全天日射計	同上
放射収支量	風防型放射収支計	同上

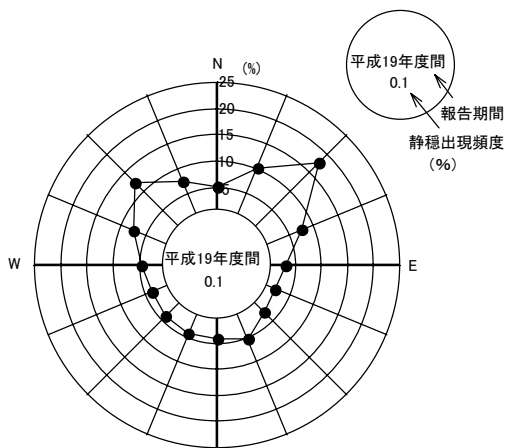


図 6.9 地上 70m 風向出現頻度 (%)

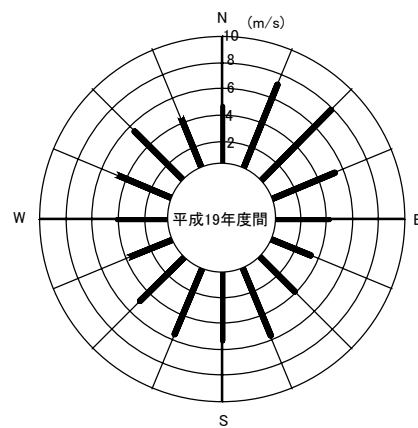


図 6.10 地上 70m 風向別平均風速 (m/s)

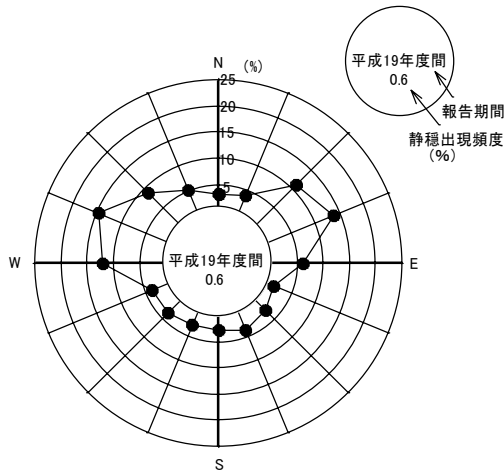


図 6.11 地上 10m 風向出現頻度 (%)

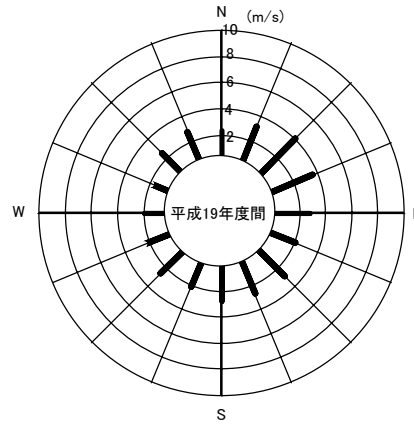


図 6.12 地上 10m 風向別平均風速 (m/s)

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 6.13 に平成 19 年度の大気安定度頻度を示す。大気安定度は、気象指針の大気安定度分類により、図 6.13 のとおり A から G まで 10 区分されている。A～C 型は拡散しやすい不安定型、D 型は中立、E～G 型は拡散しにくい安定型を表している。

平成 19 年度は、例年どおり D 型が 41% と最も多かった。

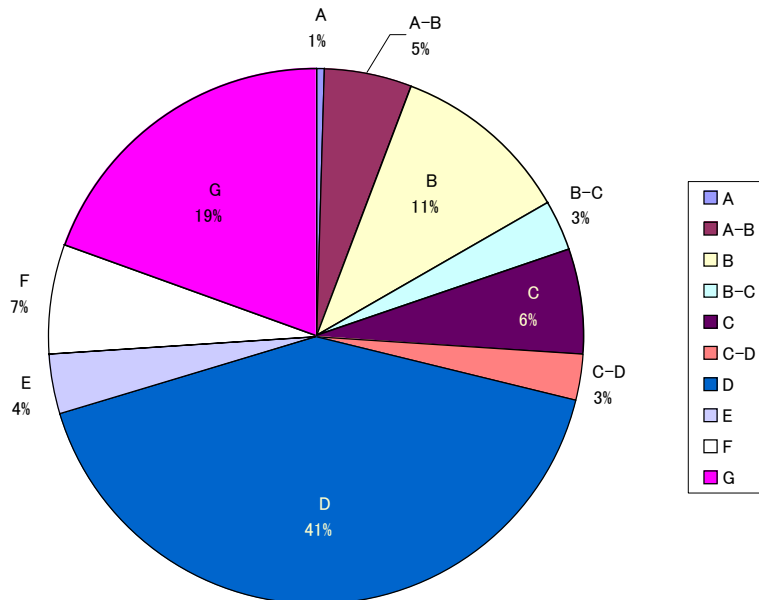


図 6.13 大気安定度出現頻度

平成 19 年度の月間降雨量を図 6.14 に示す。最も降雨量が多かったのは、7 月であった。

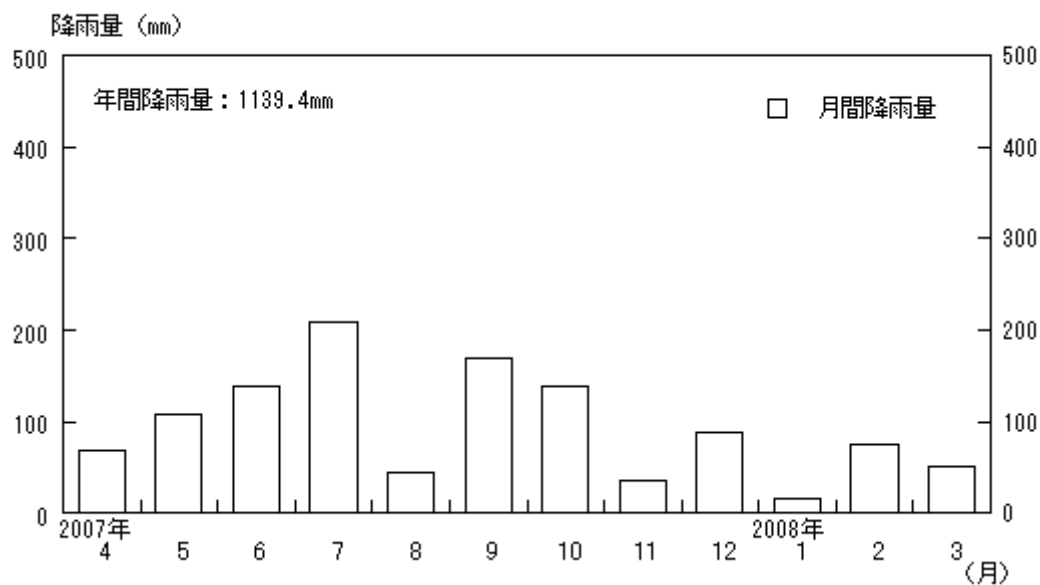


図 6.14 月間降雨量

過去 10 年間における年間降雨量は 921.1～1487.8 mm であり，平成 19 年度の年間降雨量は 1139.4mm であった。このことから，平成 19 年度の降雨量は過去 10 年間の平均並みであったといえる。

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、放出の影響が認められず、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19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6.15及び図6.16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地点毎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。

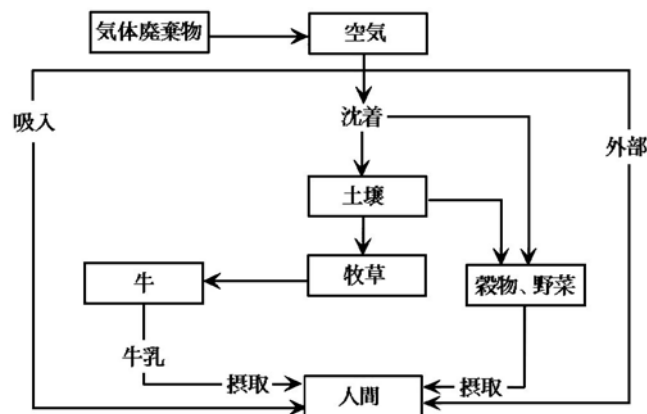


図 6.15 陸上被ばく経路（気体廃棄物）

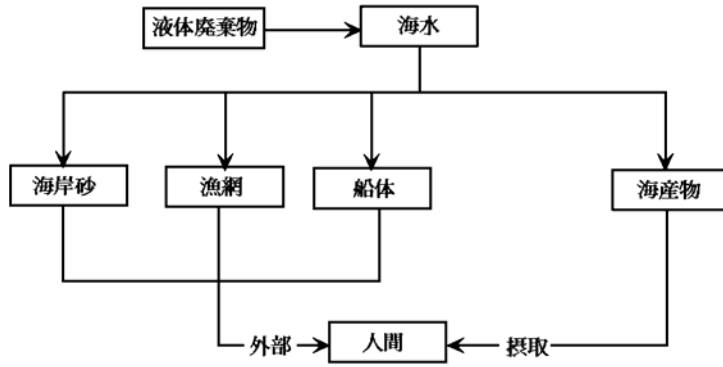


図 6.16 被ばく経路（液体廃棄物）

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 1.7×10^{-4} mSv/年であり，周辺監視区域外の線量限度（1 mSv/年）の約 0.02% 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 1.8×10^{-4} mSv/年であり，周辺監視区域外の線量限度（50 mSv/年）の約 0.0004% 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	6.5×10^{-6}	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	9.0×10^{-7}	
農・畜産物摂取による内部被ばく	1.6×10^{-4}	最大濃度地点： 主排気筒南西方向約 1600m
海産物摂取による内部被ばく	2.4×10^{-6}	
漁業・海浜利用による外部被ばく	9.9×10^{-7}	
合計	1.7×10^{-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	1.4×10^{-4}	最大濃度地点： 主排気筒南西方向約 1600m
漁業・海浜利用による外部被ばく	3.3×10^{-5}	
合計	1.8×10^{-4}	

1977年から2007年度における放出記録から算出した線量の評価結果を図6.17に示す。なお、1977年から1994年までは1月始期の1年間（1994年には1995年1月から3月分も含む15か月間）、1995年度から2007年度は4月始期の年度間の評価結果である。

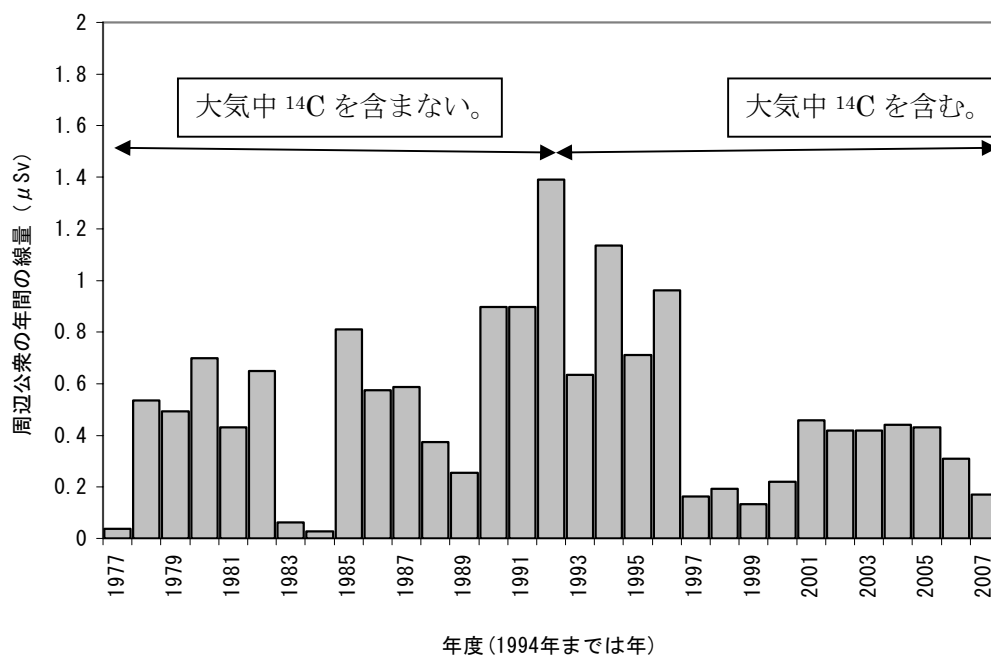


図6.17 1977年から2007年度における線量の評価結果

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。

7.1 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 19 年 4 月に，国家計量標準研究所である(独)産業技術総合研究所（以下，「産総研」と示す。）において校正された照射線量率基準測定器（空気等価電離箱式照射線量率測定装置：Exradin A6 電離箱－東洋メディック RAMTEC1000G 線量計）を用いて，照射室(A)の¹³⁷Cs 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）基準の一定性確認（1 回/年）を行った。平成 18 年度に設定した線量率基準に対して，今回測定した値の偏差は最大でも 3.1% (555MBq) であり，基準線量率の不確かさ(3.1%; k=2)の範囲内であることを確認した。

平成 19 年 12 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。

7.2 照射設備・線源

7.2.1 照射設備

(1)¹³⁷Cs 照射装置

照射線量率基準測定器を用いた測定による¹³⁷Cs 照射装置の照射線量率基準の一定性確認を，平成 14 年度から年に 1 回実施している。平成 14 年度から平成 19 年度までの照射線量率の経時変化を図 7.2 に示す。なお，本測定に用いた基準測定器は，平成 14 年と平成 18 年に産総研で校正されている。図は，平成 14 年 4 月 1 日の照射線量率を 1 として示した。また，半減期 30.07 年[1]による減衰カーブも示した。強度の異なる 4 つの線源ともに，より短い半減期をもって減衰していることが分かる。測定値のばらつきの大い 555MBq 線源を除く，3 つの線源の測定結果による回帰計算から求めた半減期は 25.81 ± 0.21 年であった。これは，¹³⁷Cs 線源に含まれる¹³⁴Cs によるものと考えられる。

線源の成績書にある“The Cs134 content is less than 1.0% of the Cs137 content.”との記載から，¹³⁷Cs 線源（REVISS 製）には半減期 2.062 年[1]の¹³⁴Cs の混在が示唆されており，¹³⁴Cs が 0.8%程度混入している場合，実効的な半減期は上記の値程度となる。¹³⁴Cs 混在の可能性については，ISO 4037-1:1996 にも言及されており，特に製造後新しい線源については，このような継続的な測定を通じて，照射線量率の経時変化を確認することが望ましいであろう。

なお，¹³⁴Cs が放出する γ線エネルギーは，0.563～1.365MeV であり，そのほとんど

が 0.6～0.8MeV であるため、 ^{137}Cs 線源の線質はほとんど変わらない。

(2) 中硬 X 線発生装置

Pantak HF-320C について、平成 19 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。また、安定した X 線出力を維持するため、インバータ周波数のずれの確認を行っている。

7.2.2 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 20 年 3 月にクラス 2 参照標準線源で校正された大面積 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) 陽極酸化被膜線源

サイクル研究所では、近年、入手が困難になった酸化ウラン面線源に代わる線源として、AEA Technology QSA 製の陽極酸化被膜線源 (^{36}Cl 及び ^{241}Am) を準備している。この線源は放射能面が酸化被膜で覆われており、耐久性、耐飛散性に優れ、表面放出率の経時変化（放射能減衰を除く）は小さいものと考えられる。

品質管理上、これらの線源の表面放出率基準の一定性を簡便に確認する方法として、ZnS(Ag) とプラスチックシンチレータを積層した大面積放射能測定装置（JREC ES-7317）を用い、測定を行った。この測定器は、一般に面線源の表面放出率の測定に用いられる 2π ガスフローカウンタと異なり、PR ガスの導入・置換が不要であり、測定が迅速に行える。今後、継続して測定を実施して、表面放出率基準の一定性確認を実施する予定である。

(3) $^{241}\text{Am-Li}$ 中性子線源

平成 19 年 4 月 29 日に使用許可を受けた $^{241}\text{Am-Li}$ 中性子線源 2 個 (Monsanto Research Corporation 製) について、平成 19 年 9 月にプルトニウム燃料第一開発室から払出し（持出し）、計測機器校正施設に受入れ（持込み）した。受入れにあたり、中性子放出角度分布の測定を行った。

今回受入れた $^{241}\text{Am-Li}$ 中性子線源は、直径 31.75mm、長さ 108mm の円筒形である。中性子放出強度は、円筒軸を垂直としたとき、軸に直交する方位角方向には依存せず、天頂角方向の依存が考えられる。そこで測定にあたり、三脚と発泡スチロールからなる支持具の上に円筒軸が水平となるよう線源を設置した。また、 ^3He 比例計数管 (51mm ϕ) と直径 151mm のポリエチレン減速材からなるボナー球を、室内散乱線の影響を低減するため、線源中心から 50cm に設置した。線源頂点方向をボナー球に向けた状態

を 0° とし、 15° ステップで線源を水平に回転させ、各角度における中性子放出強度を測定した。測定結果を図 7.3 に示す。図には、ロングカウンタを用いて測定した $^{241}\text{Am-Li}$ 、 $^{241}\text{Am-Be}$ 及び ^{252}Cf 線源（いずれも AEA Technology QSA 製）の中性子放出角度分布も示した[2]。通常、照射を行うとき、 90° 方向に被照射物を配置するため、これを 1 とすると、上下方向 (0° 及び 180°) では 0.5 程度となった。文献にある線源に比べ角度依存が大きいのが、これは線源の形状が文献のものに比べ、軸方向に長いことが原因として考えられる。

線量当量率基準（暫定値）の設定のため、 $^{241}\text{Am-Be}$ 中性子で校正された中性子線量当量率サーバイメータ（Studsvik 2202D）による測定も実施した。サーバイメータによる測定では周辺線量当量率 $H^*(10)$ しか得られないため、個人線量当量率 $H_p(10)$ は、文献[3]にある $H^*(10)$ と $H_p(10)$ のフルエンス-線量当量換算係数の比から求めた。 $^{241}\text{Am-Li}$ 線源 2 個を並べて設置したときの距離 50cm における $H^*(10)$ は $32.2\mu\text{Sv/h}$ 、 $H_p(10)$ は $33.4\mu\text{Sv/h}$ であった。（平成 20 年 4 月 1 日現在）

今後、中性子スペクトルを評価するなど、校正用線源としての活用を検討する。

7.3 基準測定器等

(1) 気温計及び気圧計

平成 20 年 1 月にデジタル温度計（横河電機 756321）及びデジタル圧力計（横河電機 767317）を横河エンジニアリングサービスで、Pt100 シース測温抵抗体（山里産業 RMB-100SY02）を山里産業で校正を行った。なお、両社は国家計量標準へのトレーサビリティを有した校正機関である。

7.4 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 220 日であった。

平成 20 年 2 月に放射性同位元素使用施設等に対する定期検査及び定期確認を受検し、合格した。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 20 年 2 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、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。

7.5 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、照射室(A)及び照射室(B)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も行った。居室系の集中管理方式空調機の撤去に伴い、機械室の内装整備を行った。駐車スペースの拡張のため、駐輪場を移設した。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] R. B. Firestone ed., “Table of Isotopes 8th Edition”
- [2] A. G. Bardell et al., “Anisotropy of Emission from Radionuclide Neutron Sources” , CIRM 24, National Physical Laboratory (1998).
- [3] H. Tagziria et al., “Measurement of the ²⁴¹Am-Li radionuclide neutron source spectrum” , *Nucl. Instrum. Meth. Phys. Res. A* **510**, p346-356 (2003)

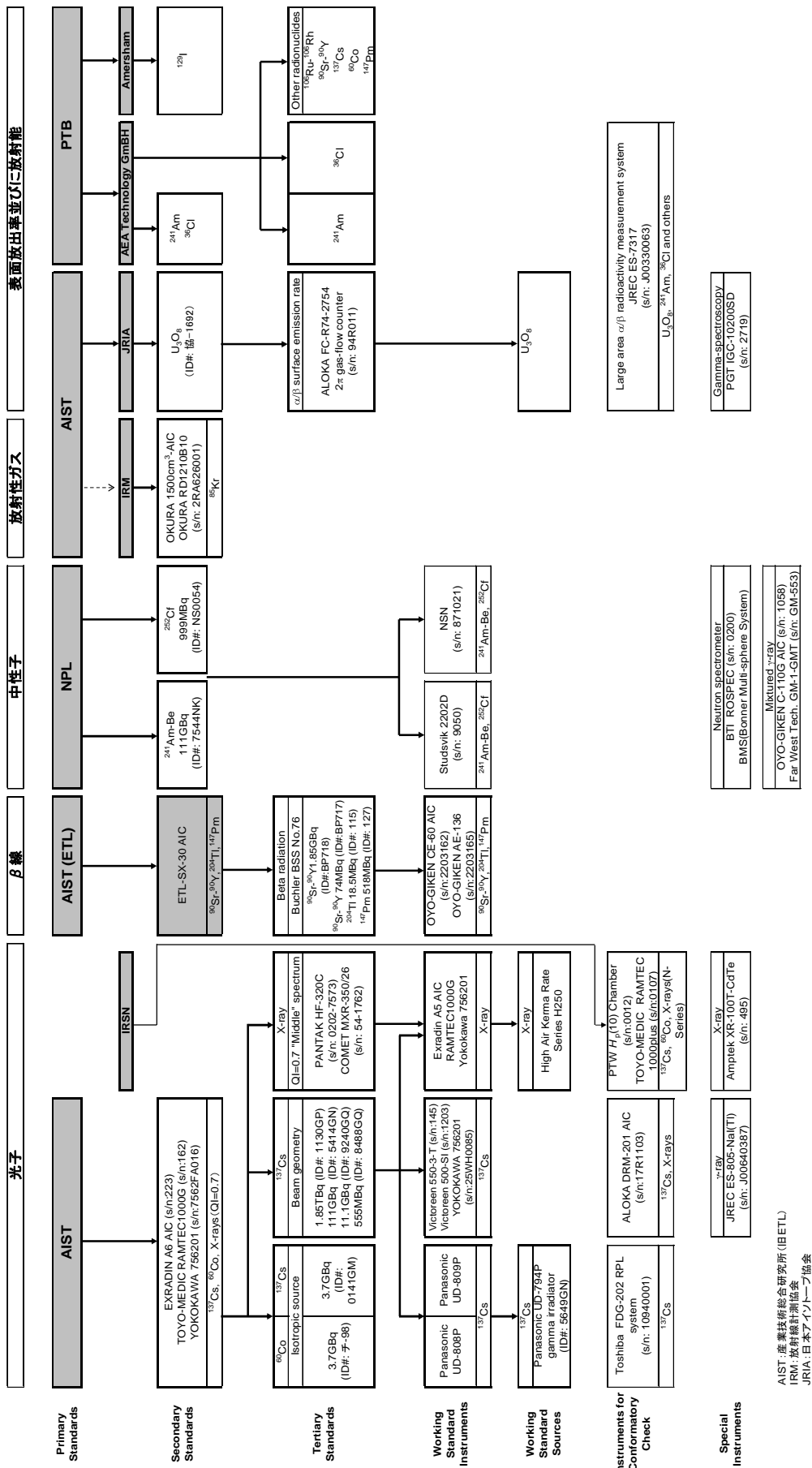


図 7.1 放射線・放射能にかかるトレーサビリティ経路

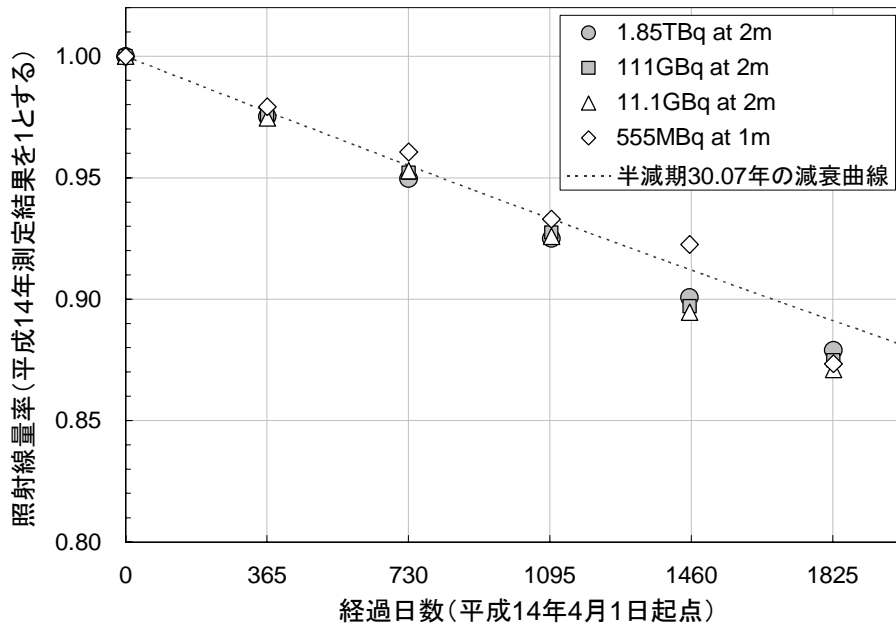


図 7.2 ^{137}Cs 照射装置の照射線量率の経年変化 (平成 14~19 年度)

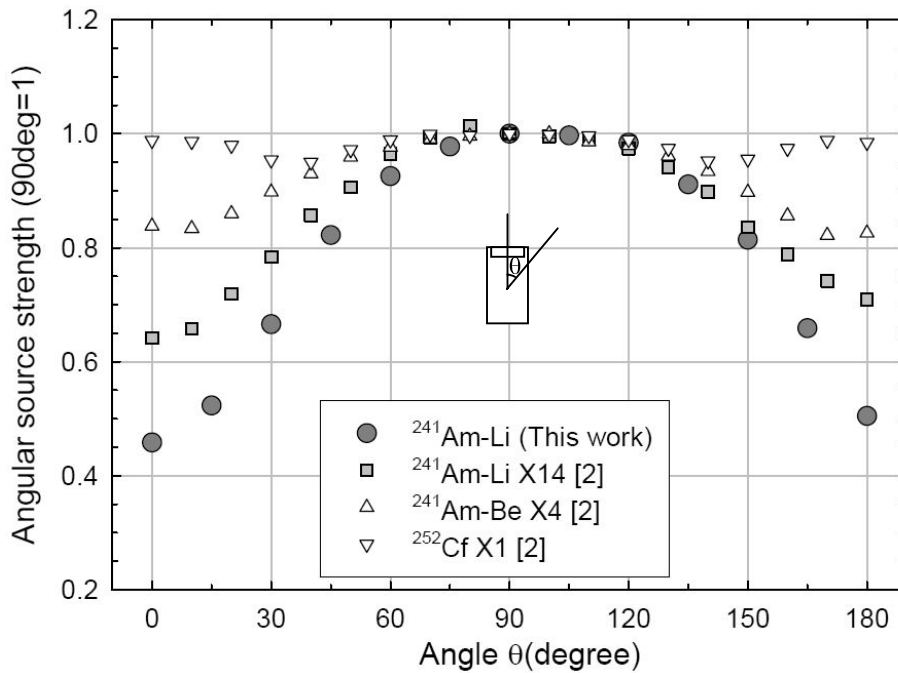


図 7.3 $^{241}\text{Am-Li}$ 線源 (公称放射能 373GBq) の中性子放出強度角度分布の測定結果 (文献[2]による $^{241}\text{Am-Li}$, $^{241}\text{Am-Be}$ 及び ^{252}Cf 線源 (AEA Technology QSA 製) の中性子強度は, 90° で規格化して示した。)

$^{241}\text{Am-Li}$ X14 型 直径 30mm, 長さ 60mm

$^{241}\text{Am-Be}$ X4 型 直径 22.4mm, 長さ 48.5mm

^{252}Cf X1 型 直径 7.8mm, 長さ 10mm

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	使用时间*2 (四半期) [時間:分]				[時間:分]				使用日数	
			1	2	3	4		1	2	3	4	1	2	3	4	*3 合計	*4 合計
Cs-137	1.85 TBq	Cs-137照射装置	436	278	115	327	1156	52:29	36:36	16:03	34:35	139:43	279:48	167	186		
Cs-137	555 MBq		186	160	56	30	432	15:50	14:32	6:22	3:04	39:48		75			
Cs-137	11.1 GBq		270	194	68	89	621	18:38	15:21	6:20	5:17	45:36		116			
Cs-137	111 GBq		286	521	376	123	1306	18:27	18:13	13:00	5:01	54:41		138			
Co-60	3.7 GBq	γ線照射装置	48	0	0	28	76	1:28	0:00	0:00	1:03	2:31	2:48	4	4		
Cs-137	3.7 GBq		6	0	0	0	6	0:17	0:00	0:00	0:00	0:17		1			
Am-241-Be	111 GBq	中性子照射装置	129	124	155	218	626	8:59	18:16	14:36	20:10	62:01	105:34	63	88		
Cf-252	999 MBq		219	37	59	116	431	16:20	1:24	1:36	24:13	43:33		78			
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	22	5	29	15	71	4:33	0:13	3:42	1:12	9:40	9:40	19	19		
Cs-137	18.5 GBq	線量計自動照射装置	0	15	33	25	73	32:15	24:20	35:45	22:30	114:50		76		76	
Sr-90	74 MBq	β線照射装置 (貯蔵箱1)	0	0	15	0	15	0:00	0:00	10:00	0:00	10:00	69:50	7	16		
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	19	0	19	0:00	0:00	59:50	0:00	59:50		11			
Pm-147	518 MBq	貯蔵箱2	0	0	0	0	0	0:00	0:00	0:00	0:00	0:00	8:24	0	2		
Co-60	37 MBq		0	0	0	0	0	0:00	0:00	0:00	0:00	0:00		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	Am-241-Li	0	0	0	0	0	0:00	0:00	3:15	0:57	4:12	4:12	2	2		
Am-241-Li	373 GBq		0	0	2	1	3	0:00	0:00	0:00	3:15	0:57		4:12		2	
Am-241-Li	343 GBq		0	0	2	1	3	0:00	0:00	0:00	3:15	0:57		4:12		2	
X線発生装置 (HF-320C)		X線発生装置	2	0	0	57	59	0:14	0:00	0:00	5:31	5:45	5:45	11	11		
220*5																	

*1 照射装置が動作した回数, *2 照射時間, *3 線源毎の使用日数, *4 照射装置毎の使用回数, *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環境監視に使用する放射線管理用機器（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。）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（不具合調査）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。

サイクル研究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 に示すように平成 18 年度に比べ，体表面モニタ，サーベイメータ，放射能測定装置等は微増である。これは老朽化機器の廃棄をおさえ性能を維持しながらも少量の新規購入や施設側からの移管替えによるものである。

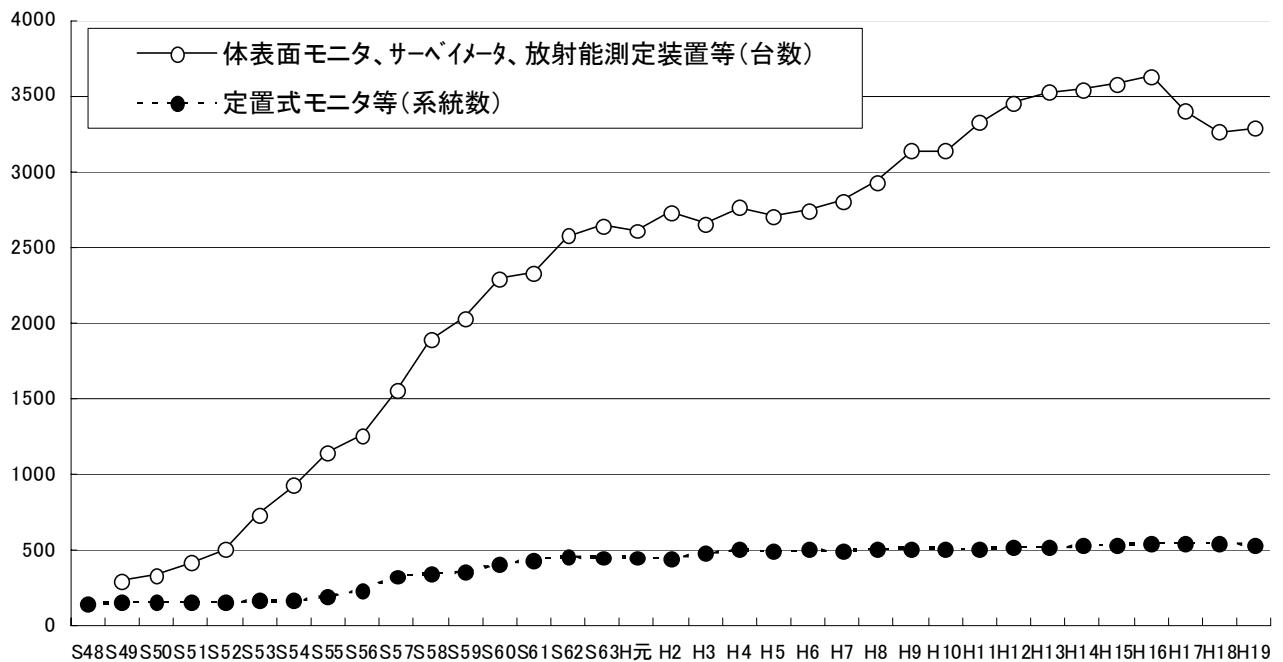


図 8.1 点検対象機器台数の推移

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 19 年度の臨界警報装置を除く放射線管理用機器に関する点検及び校正の実施状況を表 8.1 に示す。点検の頻度は、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、警報の作動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 19 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 線空気（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。ただし、転換技術開発施設においては更新が実施されたため、受入検査及び使用前検査をもって下期の総合検査とした。

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)	H19. 6. 25～H19. 6. 29	H19. 11. 12～H19. 11. 15
転換技術開発施設	8(3)*系統	H19. 7. 2～H19. 7. 6	(更新に伴い実施せず)
プルトニウム燃料第 1 開発室, 第 2 開発室	8 系統	H19. 8. 6～H19. 8. 10	H19. 12. 10～H19. 12. 14
プルトニウム燃料 第 3 開発室	14 系統	H19. 7. 26～H19. 8. 3	H19. 12. 3～H19. 12. 7
高レベル放射性物質 試験施設 (C P F)	1 系統	H19. 8. 27～H19. 8. 30	H20. 1. 29～H20. 1. 31

*更新後は 3 系統

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が、平成 19 年度は、総合検査、性能検査時にリレーなどの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 19 年 9 月 (20 台, うち再処理 12 台), 平成 19 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。

分離精製工場エアスニファブローは、長年の使用により老朽化が著しく、性能の維持が困難となりつつあるため更新を実施した。更新範囲は空気吸引装置のほか、付属装置として設置していた冷却器及びフィルタ類を撤去した。更新した空気吸引装置は、作業環境が高温条件でも安定した吸引能力を有する自冷式を設置したため、冷却器及びフィルタ類は不要となった。

本更新工事に係る作業は、更新工事作業を平成 19 年 6 月 6 日から 6 月 27 日の 16 日間、仮設ブロー撤去に係る作業は平成 19 年 7 月 25 日から平成 19 年 7 月 27 日の 3 日間でそれぞれ実施し、全体の作業期間は合計 19 日間であった。本更新工事期間中に、両系統ブローの停止期間があるため仮設ブローを設置した。一般安全については、作業区域の温度が平均約 35℃と非常に暑い状況であったが、毎日の作業前の健康チェック、スポットクーラーの配備、適度な休憩時間の確保などにより問題なく終了し、長期間による工事であったが無事故無災害で終了することができた。

本作業において汚染トラブル、人身事故、他モニタに影響を及ぼすことなく計画通りに遂行することができた。

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19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19年8月30日～10月3日に行われ、検査結果は50台全て合格であった。

また、第20回施設定期検査（第1回目）は、平成19年11月6日から平成20年2月13日に行われ、検査結果は50台全て合格であった。

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19年度の入受検査の対応等はなかった。

9. 研究開発

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による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19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、平成19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19年度は、報告書等として9件、論文投稿・掲載として13件の計22件の技術資料を作成した。

(2) 口頭発表

平成19年度は、国際会議発表が6件、保健物理学会11件、日本原子力学会5件及びその他8件の計30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 19 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	中性子校正場における散乱線の発生源
	反跳陽子検出式中性子サーベイメータの開発
	反跳 ³ He 原子核による ³ He 比例計数管のレスポンスへの影響
	高速実験炉「常陽」燃料製造工程における中性子スペクトル測定
	中性子個人線量当量基準測定器の特性評価
	ZnS (Ag) シンチレータによるエネルギー弁別法の検討
	イメージングプレートによるプルトニウム試料の画像解析法の開発
	中性子・ガンマ線非弁別測定式臨界警報装置のエネルギー及び方向依存性の評価
	臨界警報装置検出器のトリップ応答特性の評価
	臨界警報装置に与える宇宙線の影響に関する調査
個人被ばく線量測定・評価技術の高度化研究	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
	臨界事故時におけるインジウム箔スクリーニングレベルの検討
環境影響評価手法の研究	MOX 燃料模擬減速中性子校正場における電子式中性子個人線量計の特性評価
	東海再処理施設における排水中の TRU 核種に関する調査について
	海洋環境中での放射性核種の濃縮について
安全工学研究	排気筒からの拡散評価手法を用いた大気中 ³ H モニタリング結果の評価について
	核燃料施設の安全解析手法の開発・整備

9.2 放射線モニタリング技術の高度化研究

9.2.1 中性子校正場における散乱線の発生源

(1) はじめに

中性子線量計を精度よく校正するためには、校正場で発生する散乱線等による外的因子を補正する必要がある。散乱線の発生源としては、図 9.1 に示すように、線源カプセル及びその周辺構造材(線源ホルダや線源支持具)による線源散乱 (①)、室内空気による空気散乱 (②)、照射室の壁や天井等による室内散乱 (③)、さらに被校正器を支持する校正テーブルによるテーブル散乱 (④) が考えられる。これまで、①については、線源から放出される中性子の角度依存性として取扱い、モンテカルロ計算で補正係数を算出する方法[1]、②及び③については、ISO8529-2 が規定するシャドューン法や一般化フィット法(多項式フィット法)による補正方法が有効であることを検証した[2]。そこで今回は、ISO 等で補正方法の規定がない④からの散乱線影響に着目した。エリアモニタ等の重い測定器や多種多様な線量計を校正する場合、校正テーブルは丈夫で昇降機構を備える等、大きく複雑な形状にならざるを得ない。この場合、④による散乱線が無視できなくなり、②及び③と併せて複雑な影響を及ぼす可能性がある。そこで、これらの影響についてモンテカルロ計算と実験により評価し、その補正方法を検討した。

(2) 計算及び測定方法

MCNP4C2 による計算では、サイクル研究所計測機器校正施設の室内構造及び校正テーブルの主要構造をモデル化し、それぞれのモデルにおいて、線源-検出器間距離(以下、SDD と示す)を変化させたときの周辺線量当量率 $H^*(10)$ を求めた。また、測定では中性子線量当量率サーベイメータ(Studsвик 2202D)を校正テーブルに設置し、SDD を変化させたときの指示値の変化を測定した。

(3) 結果及び評価

SDD が変化したときの直接線に対する散乱線寄与の割合を図 9.2 に示す。図中の測定値は、テーブル散乱が無視できる構造の三脚上にレムカウンタを設置し、室内散乱補正を行った結果を元に、散乱線寄与の割合を評価し示している。また、計算値は、室内散乱(空気散乱含む)及びテーブル散乱による散乱線寄与の割合をそれぞれ評価した結果と、両者を足し合わせたものを示した。

計算値(室内散乱とテーブル散乱の和)と測定値はよく一致していることから、計算モデルは妥当と考える。散乱線の成分別にみると、室内散乱は遠方ほど寄与が大きくなり、テーブル散乱は近距離ほど寄与が大きくなり、遠方になるとその寄与は一定(直接線の 10%程度)になることが分かった。

室内散乱線補正を多項式フィット法で行う場合、SDD をある程度離れた条件であれば、テーブル散乱の寄与を距離に依存しない定数項で示すことで、それぞれの散乱線寄与を補正できる可能性が示唆された。

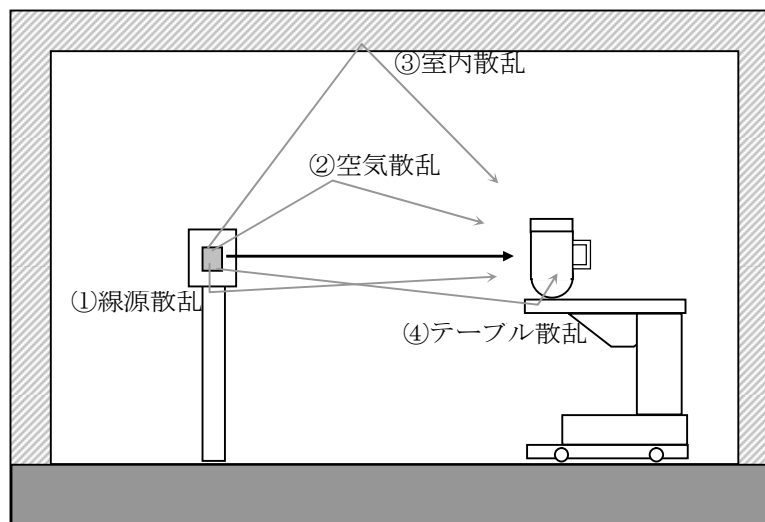


図 9.1 中性子線量計の校正に影響する散乱線の発生源

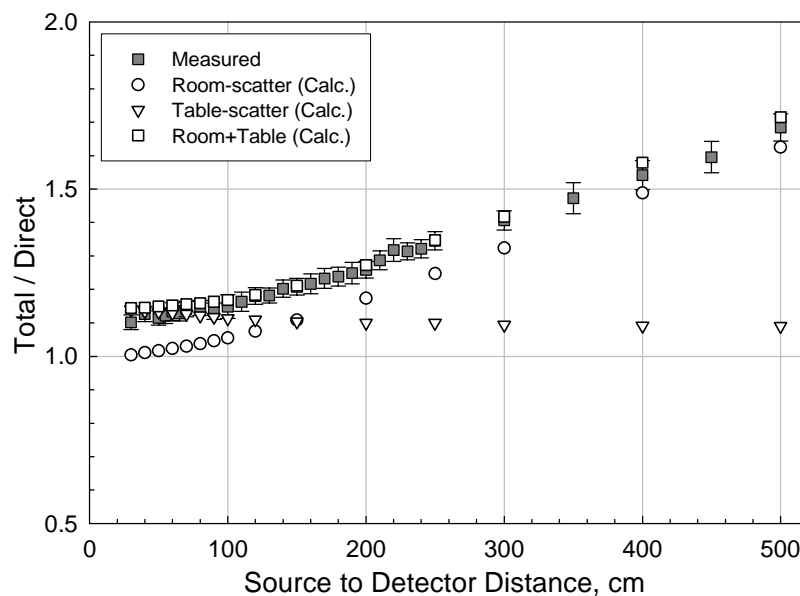


図 9.2 線源-検出器間距離の変化による散乱線寄与の割合

(線量計測課：吉田 忠義)

【参考文献】

- [1] 辻村他, 「RI 中性子線源における中性子放出角度分布の非等方性の評価」, JAEA-Research 2008-034 (2008).
- [2] 平成 15 年度放射線安全部年報, JNC TN8440 2004-011, PP. 73-74 (2004).

9.2.2 反跳陽子検出式中性子サーベイメータの開発

MOX 燃料を取り扱うグローブボックス内や放射性廃棄物ドラム缶の狭隘部などの中性子線量当量率が測定できる小形の中性子サーベイメータをアロカ(株)と共同開発している。試作機の外観を図 9.3 に示す。検出器には高速中性子測定用シンチレータ EJ-410 を用いており、検出器寸法 63mm×23cm, 検出器重量 0.5kg, 総重量 1.7kg である。

$^{241}\text{Am-Be}$, ^{252}Cf , 減速 ^{252}Cf 及び $^{241}\text{Am-Li}$ を用い、中性子感度試験を実施した結果を表 9.2 に示す。 ^{252}Cf 及び $^{241}\text{Am-Be}$ 中性子に対する感度は、 BF_3 比例計数管を用いた中性子線量当量率サーベイメータである Studsvik 2202D と同程度である。なお、反跳陽子検出式検出器の特性から、鉄との非弾性散乱によって、核分裂中性子に比べて低いエネルギーを持つ ^{252}Cf +鉄 40mm (フルエンス平均エネルギー \bar{E}_0 ; 1.6MeV) の条件では 20%程度、 \bar{E}_0 が約 0.5MeV の $^{241}\text{Am-Li}$ では 60%程度、 ^{252}Cf 感度に比べて感度低下が見られる。しかしながら、本測定器は MOX 燃料を包蔵する設備に近接した環境で用いること、すなわち、核分裂及び (α, n) 反応由来の高エネルギー中性子の測定を念頭において設計しているため、エネルギー依存の影響は小さいと考える。

^{252}Cf 中性子に対する方向特性を図 9.4 に示す。グリップ (光電子増倍管) のある方向からの入射を除き、感度変化は 20%以内である。また、 ^{241}Am γ 線 1mSv/h に対する感度は、 ^{252}Cf 中性子感度の 5%程度である。MOX 燃料製造施設の作業場においては、 γ 線と中性子の周辺線量当量率の比率が 10 を超える環境もあることから、 γ 線感度については、1%以下を目標に、更なる改良を行う予定である。



図 9.3 反跳陽子検出式中性子サーベイメータの外観

表 9.2 狭隘部測定用中性子サーベイメータの中性子感度

線源	感度 (cps/(μ Sv/h))	^{252}Cf に対する比
$^{241}\text{Am-Be}$	0.33	1.26
^{252}Cf	0.27	1.00
$^{252}\text{Cf} + \text{鉄 } 40\text{mm}$	0.21	0.83
$^{252}\text{Cf} + \text{鉄 } 40\text{mm} + \text{PMMA}60\text{mm}$	0.24	0.90
$^{252}\text{Cf} + \text{PMMA}100\text{mm}$	0.26	0.97
$^{241}\text{Am-Li}^*$	0.11	0.40

* 基準線量率は Studsvik2202D サーベイメータから求めた。

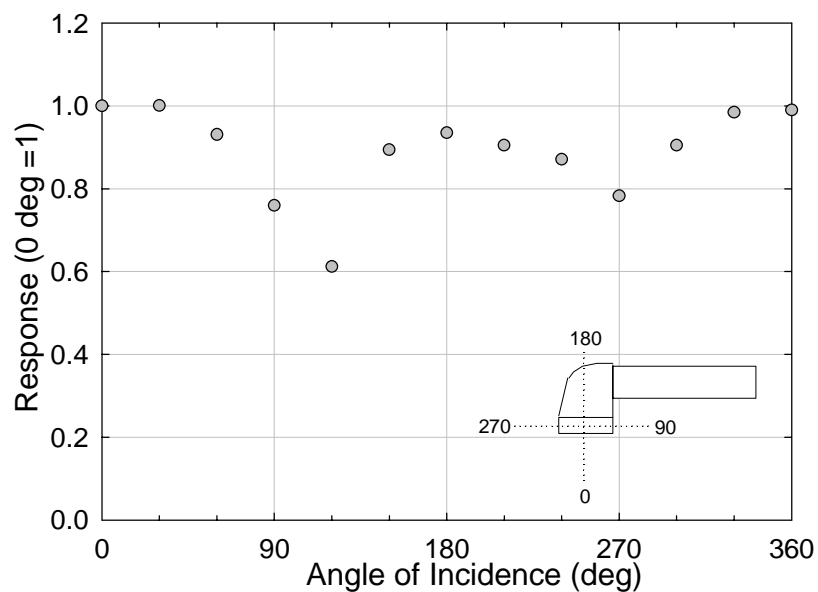


図 9.4 ^{252}Cf 中性子に対する方向特性

(線量計測課：吉田 忠義)

9.2.3 反跳 ^3He 原子核による ^3He 比例計数管のレスポンスへの影響

サイクル研究所では、 ^3He 比例計数管と直径の異なる複数の球形ポリエチレン減速材からなるボナー球スペクトロメータ（BMS）を整備している。BMSのエネルギー応答関数は、モンテカルロ計算コードMCNPによる計算と ^{252}Cf 校正場による校正で決定している[1]。MCNPによる計算では、ボナー球に中性子が入射したときの、検出器内における $^3\text{He}(n, p)$ 反応率を求めている。 (n, p) 反応はQ値764keVをもつ発熱反応であるため、単純な波高弁別法により γ 線信号との弁別測定が容易であり、そのほとんどが計数に寄与する。しかし、入射エネルギーが高くなると、これとは別に ^3He との弾性散乱反応が生じ、反跳原子核が得るエネルギーによっては、波高弁別レベルを超えて計数に寄与する可能性がある。このことを踏まえ、反跳原子核による ^3He 比例計数管のレスポンスへの影響について以下の手順で評価した。

(1) あるしきい値以上のエネルギーが反跳 ^3He 原子核に付与される割合の算出

断面積ライブラリJENDL-3.2の ^3He 弾性散乱断面積及びルシャンドル関数で表された散乱角度分布の情報から、Kinematicsの計算に基づき、あるエネルギーの中性子入射によって弾性散乱が生じたとき、反跳原子核があるしきい値以上のエネルギーをもつ割合を求めた。計算結果を図9.5に示す。例えば、2MeV単色中性子が入射したとき、しきい値が0.1MeVであれば約90%、0.7MeVであれば約50%の弾性散乱反応が計数に寄与することになる。

(2) ^3He 弾性散乱反応率の計算

単色中性子（0.1eV～15MeV）42点について、ボナー球に面平行ビームを入射させたときの弾性散乱反応率をMCNP-4C2を用いて算出した。このとき、反応した中性子のエネルギー群別に、反応率分布として求めた。

(3) 計数に寄与する ^3He 弾性散乱反応率の算出

波高弁別レベルに応じて(1)で求めた割合を、(2)で求めた反応率分布に乗じることで、計数に寄与する弾性散乱反応率を算出した。

以上の手順で得られた計数に寄与する弾性散乱反応率と、別に計算した (n, p) 反応率を足し合わせたものをレスポンスとした。

減速材を有さない ^3He 比例計数管の応答関数を図9.6に示す。弾性散乱を考慮しないものに比べて、考慮したものは中性子エネルギー100keV以上の領域でレスポンスの増加が見られる。また、しきい値（波高弁別レベル）が高くなるほど、レスポンスの増加が始まる中性子エネルギーが高くなることが分かる。しきい値を0.7MeVとしたとき、2MeV単色中性子に対するレスポンスは、弾性散乱を考慮しない場合に比べ、約2.4倍に増加する。一方、ポリエチレン減速材を取り付けた場合、レスポンスの増加はわずか（厚さ15mmの場合で0.4%）であり、反跳 ^3He 原子核による信号は、ボナー球検出器のレスポンスに対して、ほとんど影響しないことが確認された。

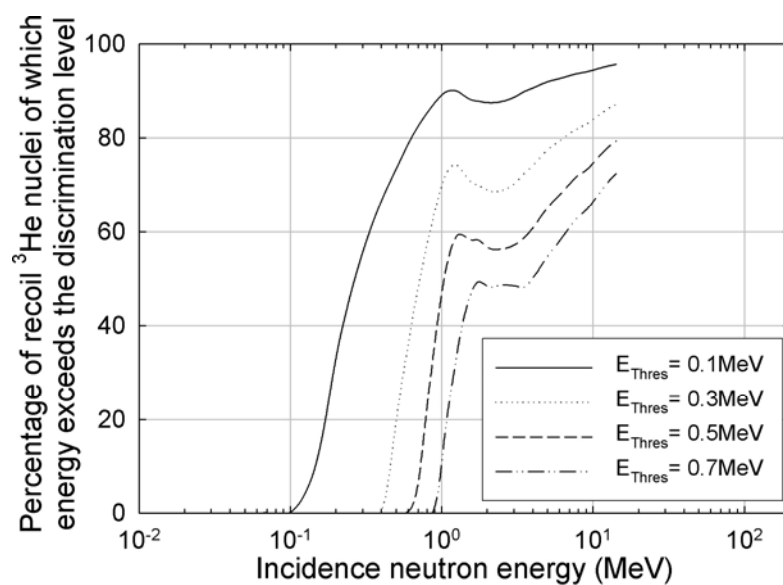


図 9.5 入射中性子エネルギーとしきい値以上のエネルギーが反跳 ^3He 原子核に付与される割合の関係

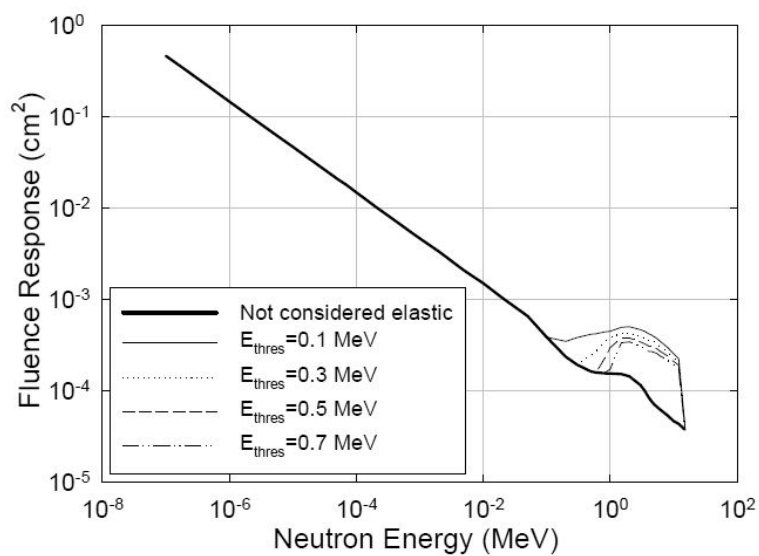


図 9.6 ^3He 比例計数管 (0.1atm;減速材なし) のエネルギー応答関数

(線量計測課：吉田 忠義)

【参考文献】

平成 16 年度放射線安全年報, JNC TN8440 2005-010, PP. 77-78 (2005).

9.2.4 高速実験炉「常陽」燃料製造工程における中性子スペクトル測定

(1) はじめに

MOX 燃料製造施設では、Pu 同位体による自発核分裂中性子と、 ^{238}Pu 等からの α 粒子と ^{18}O 等との (α, n) 反応による中性子に対する放射線管理が必要である。中性子線量計のエネルギー特性を考慮した上で、必要に応じて補正等を実施するためには、作業場の中性子スペクトルを把握することが重要である。そのため、作業場における中性子スペクトル測定を 1980 年代から行ってきた[1]。今回、燃料製造設備の更新に伴う測定対象の変化や中性子スペクトル評価技術の向上を踏まえ、作業場における中性子スペクトルの再評価を行った。

(2) 測定場所及び使用測定器

中性子スペクトル測定は、サイクル研究所プルトニウム燃料第三開発室 (Pu-3) において、平成 19 年 3 月から平成 20 年 4 月にかけて操業した高速実験炉「常陽」Mk-3 第 2 次取替燃料の製造工程 20 地点で実施した。測定器には ^3He 比例計数管 (直径 51mm) と直径の異なる 4 つの球形ポリエチレン減速材 (81mm, 111mm, 151mm 及び 231mm) からなるボナー球スペクトロメータ (BMS) を用いた。また、アンフォールディング計算コードには SAND-II を用いた。

(3) 初期推定スペクトル

MOX 燃料から放出される中性子線源スペクトルの計算に SOURCES-4C[2]、MOX 燃料を包蔵するグローブボックス (GB) などの設備と室内形状を考慮した中性子輸送計算に MCNP-4C2 を用いた。この計算結果を初期推定スペクトルとして用いた。

(4) 評価結果

MCNP を用いた中性子輸送計算における幾何形状入力のイメージを図 9.7、計算によって得られた中性子スペクトルと BMS を用いた解析結果の例を図 9.8 に示す。自発核分裂と (α, n) 反応を起源とする中性子が、GB のアクリル遮蔽体により減速され、更に室内構造材からの散乱線が加わり、 $1/E$ 減速中性子が形成される過程が分かる。BMS 測定値は計算値に比べて低エネルギー領域が高めであるが、これは同一室内の別の設備や、計算モデルに含まれない構造体からの散乱による中性子を測定しているものと考えられる。

各工程におけるフルエンス平均エネルギー \bar{E}_ϕ 及び線量当量換算係数 \bar{h}_ϕ^* を表 9.3 に、中性子スペクトルを図 9.9 に示す。Pu-3 の作業場における中性子スペクトルの特性は、①厚さ 35mm の含鉛アクリル遮蔽を有する大型 GB 周辺、②中性子遮蔽を施していない燃料集合体組立工程、及び③直接線が支配的な集合体検査設備に大きく分類できることが分かった。

なお、今回の中性子スペクトル測定結果は、1991～1993 年に測定した高速増殖炉「もんじゅ」燃料製造時の作業場における測定結果とほぼ同様な結果であった。

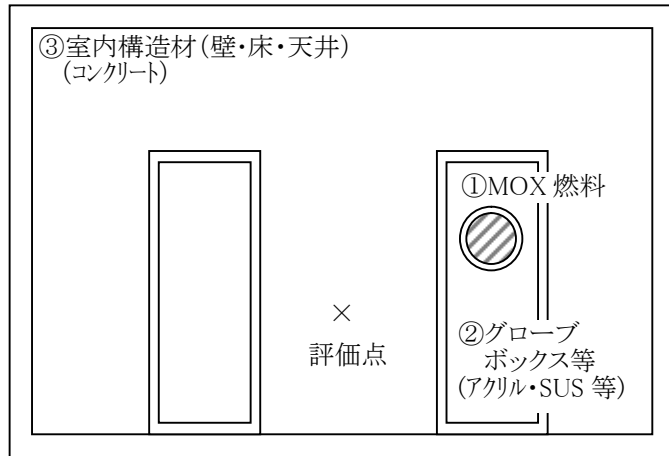


図 9.7 MCNP における幾何形状入力のイメージ

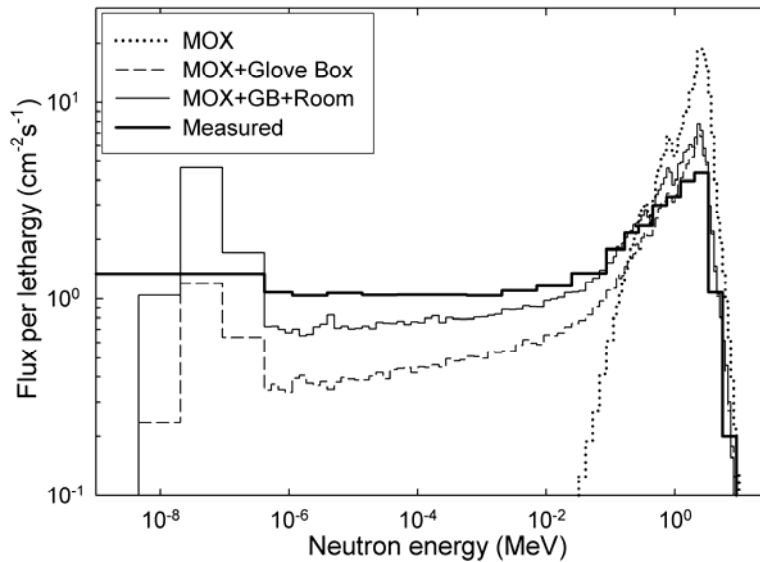


図 9.8 MCNP による中性子スペクトルの計算結果及び BMS 解析結果の例 (均一化混合設備)

表 9.3 プルトニウム燃料第三開発室の作業場における 中性子平均エネルギー及び平均周辺線量当量換算係数

工 程	フルエンス平均 エネルギー \bar{E}_ϕ (MeV)	平均周辺線量当量 換算係数 h_ϕ^* (pSvcm ²)
①大型グローブボックス周辺 (ペレット製造工程)	0.35~0.75 (0.45~0.75)	100~190 (110~170)
②燃料集合体組立工程	0.76~1.1	200~260
③集合体検査設備周辺	1.6 (1.9~2.1)	340 (320~370)

() 内は 1991~1993 年に行った測定結果を示す。

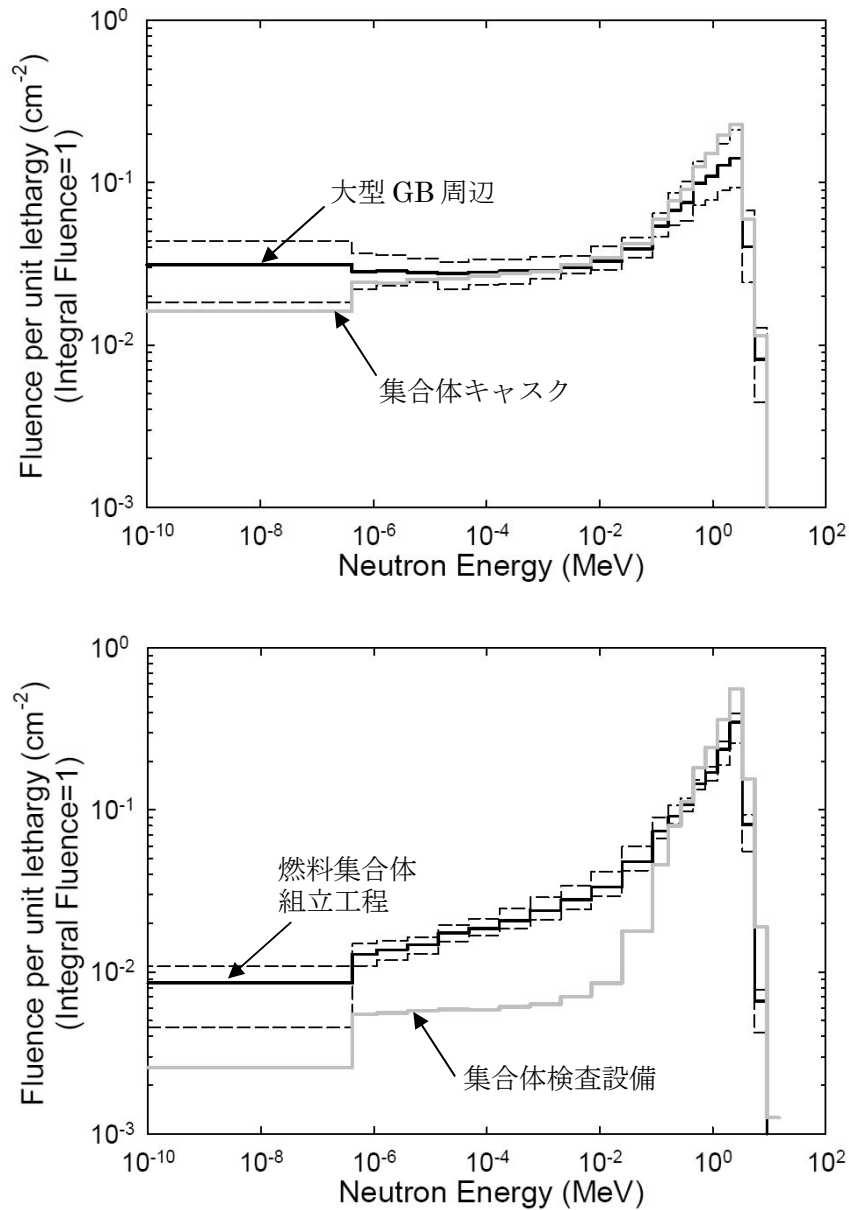


図 9.9 プルトニウム燃料第三開発室の作業場における中性子スペクトル
 (複数点の測定を行った燃料集合体組立工程は平均値を示し、最小値
 及び最大値を破線で示す。)

(線量計測課：吉田 忠義)

【参考文献】

- [1] 例えば、大和他、「プルトニウム燃料製造施設における中性子エネルギースペクトルの測定及び線量評価に関する検討」、PNC TN8410 86-08 (1986)。
- [2] E. F. Shores, “SOURCES-4C: A code system for calculating (α, n), spontaneous fission, and delayed neutron sources and spectra”, LA-UR-02-1839, Los Alamos National Laboratory (2002)

9.2.5 中性子個人線量当量基準測定器の特性評価

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、校正の基準となる中性子個人線量当量 ($H_p(10)$) を決定するための測定器 (中性子 $H_p(10)$ モニタ) を開発している[1]。本測定器は、 ^3He 比例計数管、ポリエチレン減速材及びボロンポリエチレン遮へいからなり、フルエンスレスポンスの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設計したものである。本測定器の線量当量評価精度を MOX 燃料施設模擬減速中性子校正場で調べた。

実験配置を図 9.10 に示す。実験では、モニタ正面を線源側に向けた状態で、モニタ実効中心 (^3He 比例計数管位置) を所定の試験点に設置し、パルス計数率とあらかじめ定めている基準線量当量率から線量当量率レスポンス (計数率/線量当量率) を求めた。グレーチング上の減速場 (1F 減速場) では、シャドーコーン等を使って散乱線寄与を差し引いているので、中性子の主たる入射は正面からの一方向 (uni-directional) 入射である。一方、地下減速場 (B1 減速場) では室内散乱からの寄与を含んでおり、様々な方向から中性子が入射する多方向 (multi-directional) 入射の試験条件である。

本実験で得られた線量当量率レスポンスを図 9.11 に示す。横軸は、フルエンス平均エネルギー、縦軸は、 ^{252}Cf のレスポンスを 1 とする相対レスポンスである。ここでは、本モニタの特徴をより分かり易く示すため、上側に (本来の測定対象ではない) 周辺線量当量当たりのレスポンス、下側に (測定対象である) 個人線量当量当たりのレスポンスの両方を示した。周辺線量当量レスポンスは、多方向入射条件で 1 を下回る。これは、正面以外の方向から入射する中性子は、本モニタでは検出されにくいためであり、等方的なレスポンスを持つサーベイメータ等周辺線量当量率測定器とは大きく異なる特徴である。一方、個人線量当量レスポンスについては、平均エネルギーが下がるにつれて僅かに過大応答を示す傾向がある。これは、中間エネルギー領域でやや過大応答を示すという本モニタの中性子エネルギー依存性をそのまま反映した結果である。ただし、中性子スペクトルに対する依存の度合いは十分に小さいといえ、昨年度報告した良好な方向依存性結果[2]と合わせ、本モニタは、MOX 燃料施設の作業現場において十分な精度で中性子個人線量当量を決定できると考えられる。

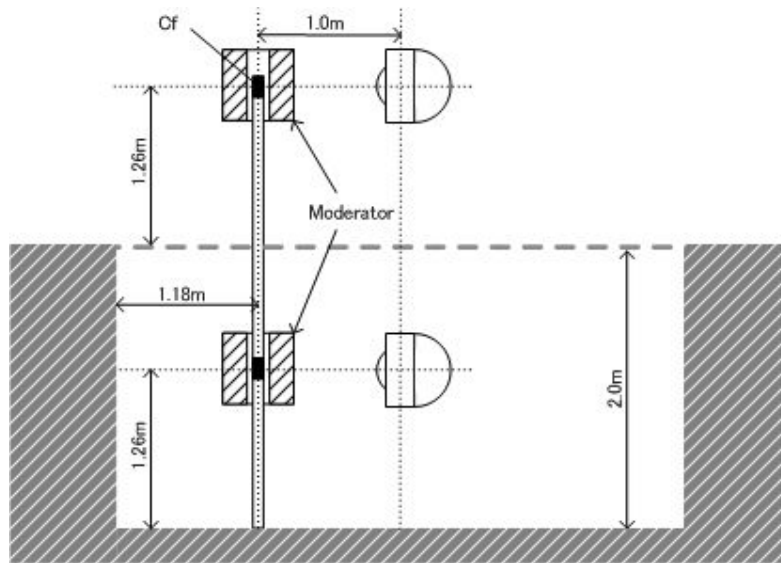


図 9.10 MOX 燃料施設模擬減速中性子校正場における中性子 $H_p(10)$ モニタ照射試験の配置 (概略)

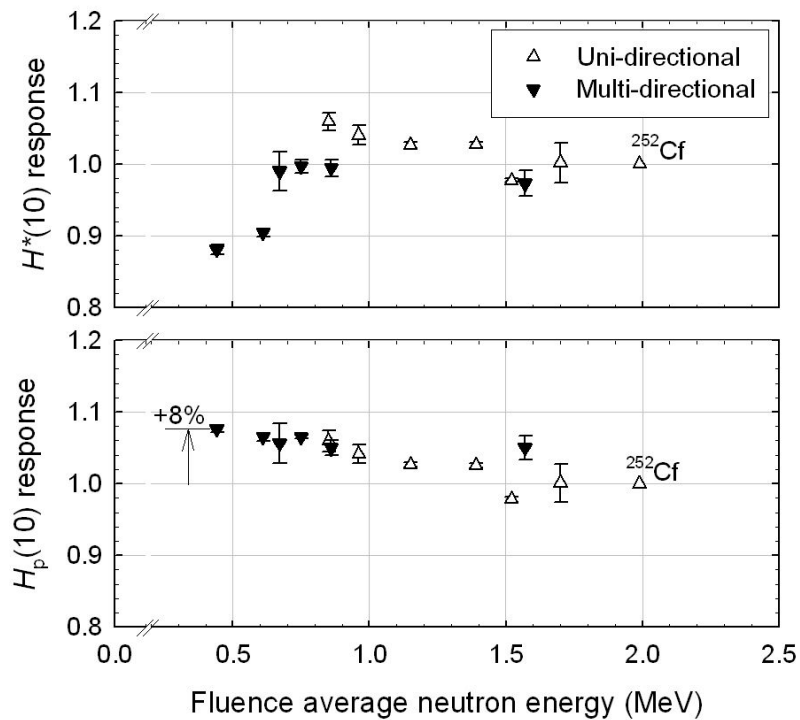


図 9.11 線量当量レスポンスの中性子エネルギー依存性
 (上：周辺線量当量率レスポンス，下：個人線量当量率レスポンス)
 横軸は、連続中性子スペクトルにおける平均エネルギーである。

(線量計測課：辻村 憲雄)

【参考文献】

- [1] N. Tsujimura *et al.*, *Radiat. Prot. Dosim.*, **126**(1-4), PP.261-264 (2007).
- [2] 平成 17 年度放射線管理部年報, JAEA-Review 2006-034, PP.77-78 (2006).

9.2.6 ZnS (Ag) シンチレータによるエネルギー弁別法の検討

(1) 目的・概要

α 線のエネルギー弁別測定には、表面障壁型半導体検出器を用いるのが一般的な方法であるが、原理的には ZnS (Ag) シンチレータで α 線のエネルギーを弁別することも可能である。

本試験は、ZnS (Ag) シンチレータでラドンに起因する計数を、どの程度カットできるか調べたものである。

(2) 試験の方法

今年度の試験に用いたのは、ZnS (Ag) シンチレーション式 α 線用サーベイメータと、排気モニタに用いられるタイプの ZnS シンチレーション検出器（以下「RD361Z」という。）及び半導体検出器である。

排気モニタ用 ZnS 検出器 RD361Z に装着する ZnS シンチレータの厚みは、 $7 \cdot 10 \cdot 12 \text{mg/cm}^2$ の 3 種類とした（粒径はシンチレータの製造上指定できなかった）。それぞれのシンチレータにおいて、Am-241 及びラドン子孫核種のスペクトルを測定した。ラドン子孫核種試料としては、メンブレンろ紙に Rn を付着させたもの、HE40T ろ紙に Rn を付着させたものの 2 種類である。

また、結果を比較するために、半導体検出器とシンチレーション式 α 線用サーベイメータでも試験を行った。サーベイメータには厚さ $7 \cdot 10 \cdot 12 \text{mg/cm}^2$ のシンチレータを装着し、検出部先端に試料をセットして測定を行った*。ただし、このシンチレータは粒径 $5 \mu\text{m}$ のものである。測定試料は RD361Z と同じとした。

*昨年度までの試験の結果で、最も良好な結果が得られた位置

(3) 試験結果

試験の結果を、図 9.12 に示す。ラドン除去率*は半導体検出器で最も良好であり、次にサーベイメータ、RD361Z の順であった。

*ラドン計数をどれくらいカット出来たかを示す値。1 に近いほど良い。ラドン除去率=1 で、ラドン計数を 100% カットできたことになる。

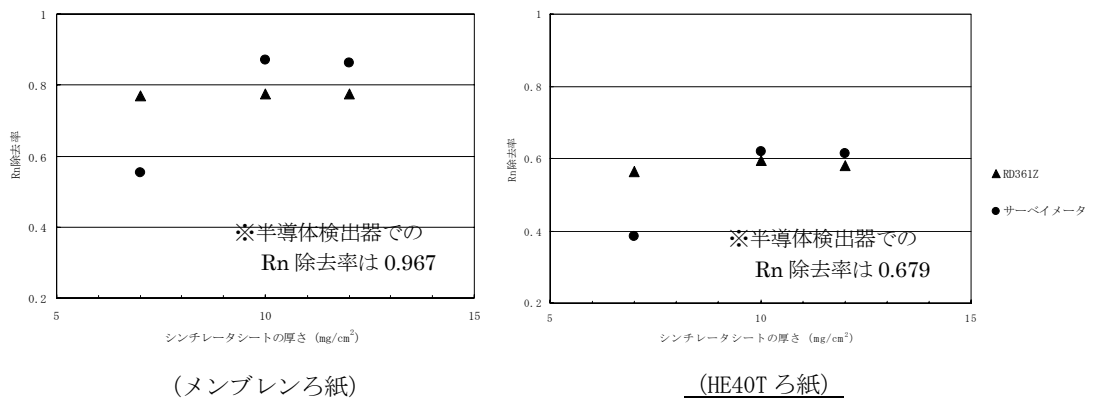


図 9.12 Rn 除去率の比較

(4) 結果について

サーベイメータよりも RD361Z のラドン除去率が劣るのは、主にアルミマイラ膜の厚さの差が原因である (RD361Z では、サーベイメータの約 3 倍)。また、検出器の特性上、ZnS シンチレータのラドン除去率が半導体検出器に比べて劣るが、極端に劣るものではないことが確認された。半導体検出器、ZnS シンチレーションサーベイメータ、RD361Z について得られた最良のラドン除去率を表 9.4 に示す。

表 9.4 検出器ごとのラドン除去率の比較

	メンブレンろ紙	HE40T ろ紙
RD361Z (シンチレータシート厚さ 10mg/cm ²)	0.776	0.594
サーベイメータ (シンチレータシート厚さ 10mg/cm ²)	0.870	0.619
半導体検出器	0.967	0.679

このように、ZnS シンチレータの Rn 除去率は、半導体に比べてメンブレンろ紙で 10~20%、HE40T で約 10%劣る。しかし、Rn 弁別は可能であることから、ZnS シンチレータを用いたラドン弁別手法は、放射線管理技術としての有用性を持っていると考えられる。

検出器として考えた場合、ZnS シンチレータはコスト面や耐久性という点で半導体検出器よりも優れている。どちらの検出器を用いたほうが良いのかは、状況によって変わるだろう。例えば、高い Rn 弁別精度が要求される場合には半導体検出器が必要だが、高湿度であったり、塵埃が多かったりするような環境下では、弁別精度が多少犠牲になるにしても耐久性の高い ZnS シンチレータを用いる方が好ましい。状況に応じてより適している検出器を選択することが必要である。

(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): PP. 394-396;1995
- [2] 平成 18 年度放射線管理部年報, JAEA-Review 2007-051, PP. 70-71 (2007).

9.2.7 イメージングプレートによるプルトニウム試料の画像解析法の開発

(1) 目的・概要

MOX 燃料製造施設の放射線管理現場へのイメージングプレート (IP) の適用を目的とした研究開発を行っている。名古屋大学と原子力機構による先行工学基礎研究 (平成 14 年～平成 17 年) で IP によるプルトニウム (Pu) 分析が実施され、Pu の検出評価及びラドン子孫核種弁別の有効性が示された。¹⁾ 本研究は、これらの研究成果を基に Pu の放射能評価、ラドン子孫核種と Pu の弁別、Pu 粒子の空気力学的放射能中央径の簡便な評価等の実用化を目指している。

平成 19 年度は、従来の ZnS シンチレータとポラロイドフィルムによるオートラジオグラフィ (以下「ZnS-ARG」という。) の代替技術の開発及び新しい画像解析法による Pu の放射能評価について実施した。

(2) 試験の方法

本研究で使用した IP は BAS-MS2325 (23cm×25cm) であり、IP 読取装置は BAS-1800 II である。また、測定前のバックグラウンド等の除去には IP Eraser 3 (IP 消去器) を用いた。

測定に使用した試料は保守作業等で採取した放射線管理試料から選定した。試料は Pu 粒子が付着したスミヤろ紙をマイラ膜で密封処理したもの及び粘着シートに Pu 粒子を付着させマイラ膜で密封処理した試料 (ラミクリーン) 12 個であり、それぞれの試料表面のマイラ膜の厚さは 4 μ m である。また、試料の選定に当たっては、粒子状 Pu の放射能評価のため、ZnS-ARG でスポット状の汚染であることを確認し選定した。IP による Pu 試料の測定時には、測定開始前に消去器で 60 分間光に当て、蓄積されたバックグラウンドを消去したのち、プルトニウム燃料第三開発室に運び、一定時間 (5 分, 10 分, 15 分, 30 分, 60 分, 180 分, 1020 分) 照射した。IP 画像の読取は、全範囲 (23 cm×25cm) を 65536 階調 (16bit), 50 μ m の解像度で行った。

画像解析には Image J を使用した。Image J は、米国国立衛生研究所 (NIH: National Institute of Health) が開発したフリーの汎用画像解析ソフトウェアで、多くの画像データ処理機能を有している。本研究において IP の画像解析に適用し、Pu の解析に有効であった。

(3) 試験結果

オートラジオグラフィの試験の結果を、図 9.13 に示す。IP は ZnS-ARG と同等の画像が得られ、カラー表示により詳細な強度分布の把握が可能であった。更に、 β 線にも感度があることから、 β 核種オートラジオグラフィとしての施設放射線管理にも適用可能である。また、Image J での画像解析により、Pu 粒子毎の放射エネルギー評価が可能であった。

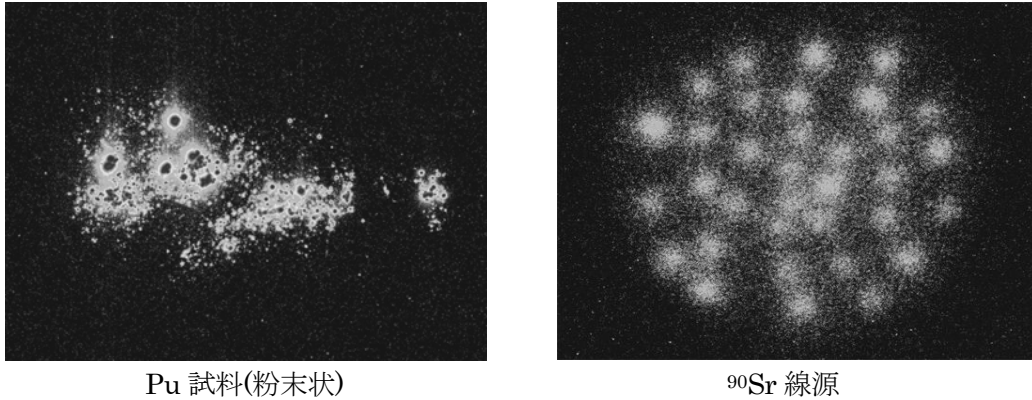


図 9.13 オートラジオグラフィ写真

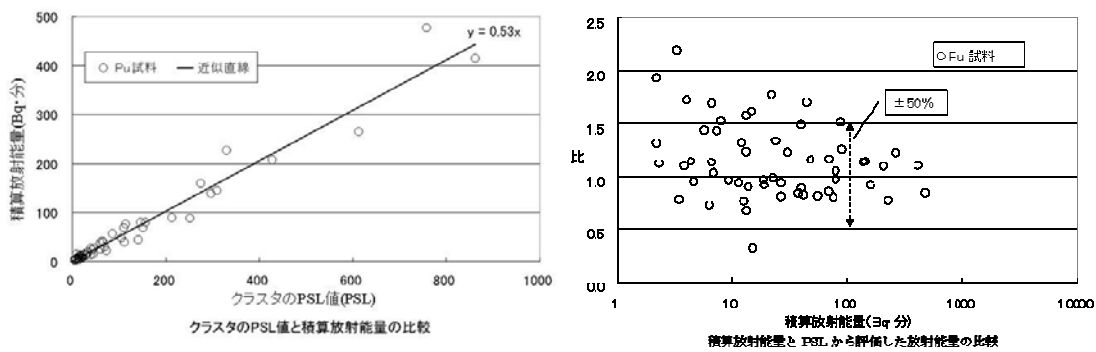


図 9.14 試験結果

図 9.14 に 12 個の試料のうち、11 個について試験結果を示す。クラスタの PSL 値と積算放射エネルギーはほぼ比例しており、これらの試験結果から求められた放射エネルギー換算式を以下に示す。

$$a = 0.53P/T \quad \dots \textcircled{1} \quad a: \text{放射エネルギー} \quad P: \text{合計 PSL 値} \quad T: \text{露光時間}$$

上記①式で放射エネルギーは、100Bq・分以上であれば±50%の範囲内で Pu 粒子毎の放射エネルギー評価が可能であることが分かった。

(4) α線スペクトルの IP 測定への影響について

放射能評価において、12 個の試料のうち 1 試料のみ明らかに結果が異なる特異的な試料があった。これは、ラミクリーンのしわや埃等の付着による試料状態によって起きたものと考えられる。他の試料についても放射エネルギー評価にばらつきがあるのは、この影響と思われる。α線のエネルギーに対する PSL 値の変動を調査することで補正できると考えられる。また、低い放射エネルギーの Pu 試料を測定する際には検出下限値を向上させるため、測定時間毎の検出下限値を求めることが望ましい。今後の調査で検討したい。

(放射線管理第 1 課：佐川 直貴)

【参考文献】

[1] J. Koarashi et al.; “A new digital autoradiographical method for identification of Pu particles using an imaging plate”, Applied Radiation and Isotopes 65 (2007) PP.413-418

9.2.8 中性子・ガンマ線非弁別測定式臨界警報装置のエネルギー及び方向依存性の評価

(1) はじめに

サイクル研究所再処理施設に設置している中性子検出式臨界警報装置の後継として現在開発中の中性子・ガンマ線非弁別測定式臨界警報装置について、 γ 線及び中性子に対するレスポンス（吸収線量率当たりの指示値）のエネルギー依存性と方向依存性を評価する。

(2) 構造

検出器は、38 mm ϕ \times 51 mm 長のプラスチックシンチレータと光電子増倍管からなる部分を、熱中性子捕獲 γ 線コンバータである Cd、さらにその周囲を厚さ 50 mm のポリエチレン減速材で覆うことによって、外部から入射する γ 線だけでなく中性子も検出するよう工夫したものである[1]。光電子増倍管のアノード電流を電圧に変換して測定することで、それぞれの放射線による（混在場の場合は両放射線による合計の）吸収線量率に比例する指示を得る。

(3) レスポンスのエネルギー及び方向依存性の評価方法

光電子増倍管のアノード電流はプラスチックシンチレータ中でのエネルギー沈着に比例するので、シンチレータに対して外部から入射する放射線のフルエンス（吸収線量）とシンチレータ中におけるエネルギー沈着量の関係を知ることで、レスポンスが得られる。ここでは、本計算にモンテカルロ輸送計算法を利用した。 γ 線又は中性子との相互作用で生じた二次 γ 線によるエネルギー沈着、中性子との相互作用で生じた反跳陽子（シンチレータ中）によるエネルギー沈着を、それぞれ MCNP4C2, MCNPX Version 26C[2]で計算した。断面積ライブラリには両コードともに JENDL-3.2 を使用し、後者においては LA-150 も併用した。 γ 線又は二次 γ 線によるエネルギー沈着の計算は、主として F6 タリー（一部で*F8 タリー）の結果そのままであるが、MCNPX での反跳陽子によるエネルギー沈着の計算（F6:h タリーを使用）でのみ、次式を用いて計算結果を電子換算エネルギー（MeVee）単位でのエネルギー沈着量 De に変換した。

$$De = \sum D(E_p) / E_p \times L(E_p)$$

ここで、 $D(E_p)$ は、F6:h タリーで得られたエネルギー沈着スペクトル、 $L(E_p)$ は、エネルギー E_p (MeV) の陽子によるシンチレーション光と同量のシンチレーション光を発生させる電子のエネルギー (MeVee) であり、SCINFUL コード[3]に組み込まれている数値テーブルから引用した。なお、本計算手法は、以前に報告した重荷電粒子によるシンチレータのレスポンス簡易計算手法[4]と汎用モンテカルロ計算コード

による計算とを結合したものである。MCNP 及び MCNPX における計算体系を図 9.15 に示す。プラスチックシンチレータ、Cd コンバータ、ポリエチレン減速材、光電子増倍管、Alハウジング、鋼板フレーム・筐体、回路基板（ベークライト）、壁固定板（ベークライト）をモデリングした。

また、計算結果の検証の目的で、 ^{60}Co 等 γ 線源、 ^{252}Cf 中性子線源を使用した実験も行った。実験では、吸収線量率（注：周辺吸収線量率（記号 $D^*(10)$ ））があらかじめ決められた位置に検出器を置き、リニアアンプの出力電圧(V)をデジタルマルチメータで計測することによって、吸収線量率レスポンス ($\text{V mGy}^{-1} \text{h}$) を求めた。

(4) 結果

正面から入射する γ 線に対する吸収線量率レスポンスのエネルギー依存性を図 9.16 に示す。ここでは、計算値、実験値ともに ^{137}Cs での値を 1 に規格化した。シンチレータの前面に配置された圧延鋼板 (4 mm) 及び減速材によって γ 線が遮へいされ、特に低エネルギー γ 線に対してレスポンスが下がるものの、臨界事故時における主たる γ 線のエネルギー範囲 (0.5 MeV~2 MeV) における変動は高々 20% ではない。また、実験値は計算値をよく再現している。図 9.17 に ^{60}Co γ 線に対する方位角方向及び天頂角方向における方向依存性を示す。光電子増倍管側から入射する場合を除き、方向依存は小さい。

^{137}Cs γ 線に対する吸収線量率レスポンスを 1 としたときの中性子に対する吸収線量率レスポンス（すなわち相対レスポンス）のエネルギー依存性を図 9.18 に示す。図には、実験値 (^{252}Cf) もプロットした。中性子エネルギー MeV 領域において反跳陽子によるレスポンスへの寄与が僅かに見られるもののほとんどは $\text{Cd}(n, \gamma)$ 反応によるものである。0.1 MeV 以下のエネルギー範囲では相対レスポンスが 1 を超えており、このため、溶液系臨界事故時に典型的な熱中性子にまでわたる広い連続スペクトル中性子の場合、1 を下回らない相対レスポンスが予想される。

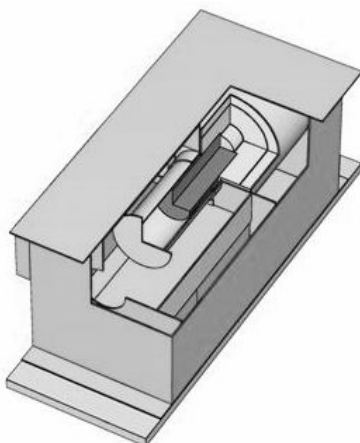


図 9.15 計算体系 (MCNP 及び MCNPX)

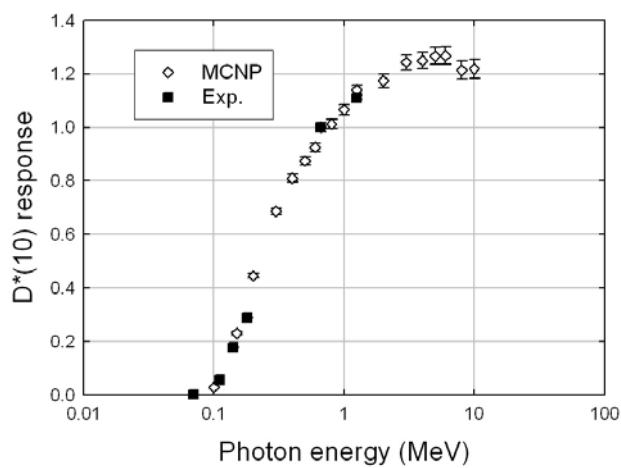


図 9.16 γ 線に対する吸収線量率レスポンスのエネルギー依存性 (正面入射時)

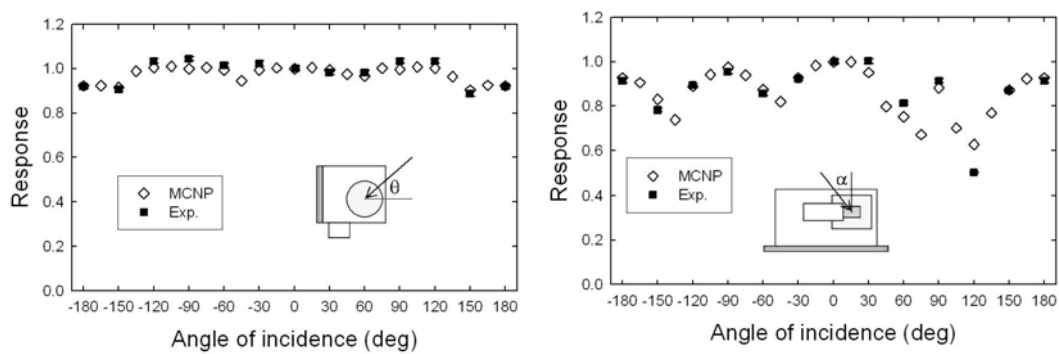


図 9.17 γ 線に対する吸収線量率レスポンスの方向依存性

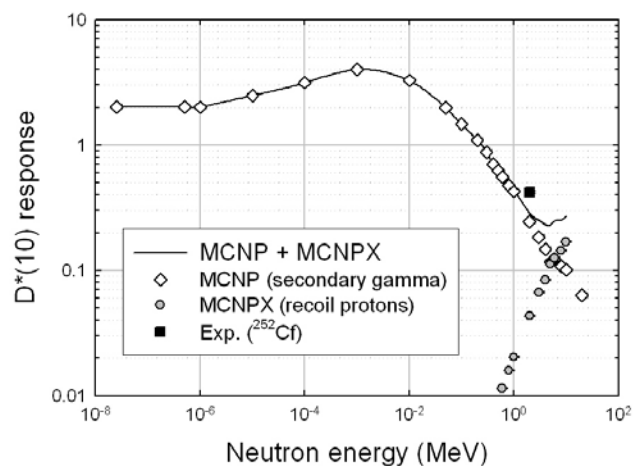


図 9.18 中性子に対する吸収線量率レスポンスのエネルギー依存性 (正面入射時)

(線量計測課: 辻村 憲雄)

【参考文献】

- [1] 辻村他, サイクル機構技報, **26**, PP. 65-66 (2005).
- [2] J. S. Hendricks *et al.*, *MCNPX, Version 26C*, LA-UR-06-7991, (2006).
- [3] J. K. Dickens, *SCINFUL: A Monte Carlo based computer program to determine a scintillator full energy response to neutron detection for En between 0.1 to 80 MeV*, ORNL-6462, (1988).
- [4] 平成 17 年度放射線管理部年報, JAEA-Review 2006-034, PP.73-74 (2006).

9.2.9 臨界警報装置検出器のトリップ応答特性の評価

臨界警報装置検出器（東芝製 RD120）のパルス状放射線に対するトリップ応答特性を評価するため、パルス信号発生装置を用いた電気試験を行った。

本器の検出部はプラスチックシンチレータと光電子増倍管からなり、光電子増倍管のアノード電流を電圧に変換して γ 線を測定する。線量率と対応付けられた、ある一定以上の電圧に達したとき、トリップ信号が出力される。今回は、検出部に放射線を照射する代わりに、光電子増倍管からの検出器信号を模擬したパルス状電流をプリアンプに入力して試験を行った。

トリップレベルを0.87mGy/hに設定し、パルス幅を変化させたときの、トリップ信号出力に要する線量率（パルス電流値から換算）及び積算線量を図9.19及び図9.20に示す。パルス幅が狭くなるほど、トリップ信号出力に要する線量率が高くなり、パルス幅1msの場合、トリップレベルの約2倍の線量率が必要となる。また、パルス幅1ms以下においては、積算線量でみると一定になる。これはCR回路の典型的な特性であり、短いパルス幅の放射線に対しては、積算線量に対してトリップレベルを設定しているように作動する。

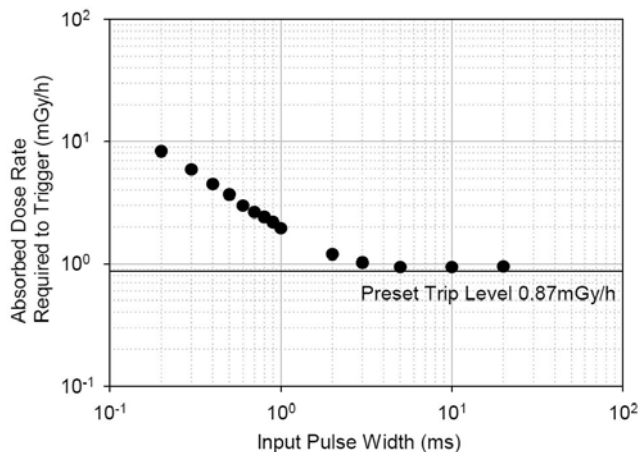


図 9.19 パルス幅とトリップ信号出力に要する線量率との関係

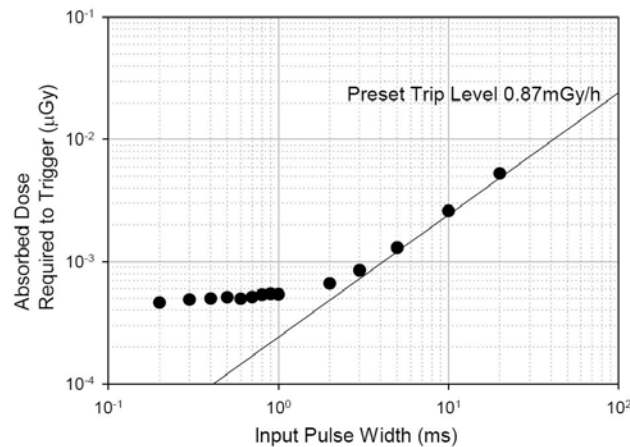


図 9.20 パルス幅とトリップ信号出力に要する積算線量との関係

（線量計測課：吉田 忠義）

9.2.10 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レベル（＝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るが、警報出力においては2 out 3の論理判定を行うことから誤警報に該当するものではない。単一検出は一過性のものであり、また、発生時に現場の放射線レベルの変動が確認されないことから、ほとんどの場合、原因の特定が困難であった。本研究は、検討された発生原因のうち唯一否定できていない“宇宙線の影響”について、検出器出力を連続監視することにより検証するものである。

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）の出力を横河製高速デジタルチャートレコーダ（DL750P）に接続したものである。本装置では、信号を5 μ 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の間記録する。これ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、検出器出力の波高分布から求めた単一検出の発生頻度が、実際に施設で発生している単一検出の発生頻度とおおむね一致することが分かっている。

19年度は従来の観測を継続する一方で機構内の連携研究として進め、新たに製作した可搬型観測装置（検出器は臨界警報装置と同じ）を用い、これまで対象外としてきた0.1V未満の波高分布の確認や、著しい検出器出力の上昇事例に関与していると考えられる“電磁カスケード”の観測を行った。

従来の観測結果及び可搬型観測装置による観測結果から求めた検出器出力の波高分布の全体像（積分スペクトル）を図9.21に示す。

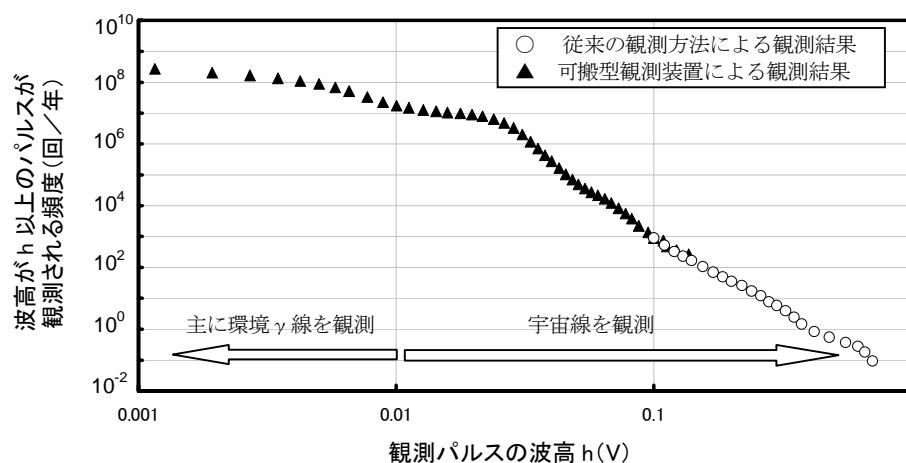


図 9.21 検出器出力の波高分布の全体像（積分スペクトル）

パルス波高はシンチレータに吸収されたエネルギーに概ね相当するため、図 9.21 は宇宙線の積分スペクトルと考えることができる。本図より、検出器出力の波高が

0.01V を越えるものは宇宙線を検出したものであり、さらに波高が 0.3V 以上での観測頻度は、高エネルギー宇宙線の飛来頻度と同様、概ねべき乗に従って減少することが確認できた。

極めて大きなエネルギーを持った宇宙線粒子が鉛などの物質に入射した際には、電磁カスケード（電子対生成と制動放射の連鎖反応）が発生することにより、プラスチックシンチレータに吸収されやすい電子及び光子が急激に増える。この結果、高エネルギー粒子を検出した場合には、検出器出力の波高が大きくなることが予想される。そこで検出器を厚さ 1cm の鉛で覆い（電磁カスケードが発生しやすい状態にし）、波高スペクトルの変化を確認した。図 9.22 に示す。

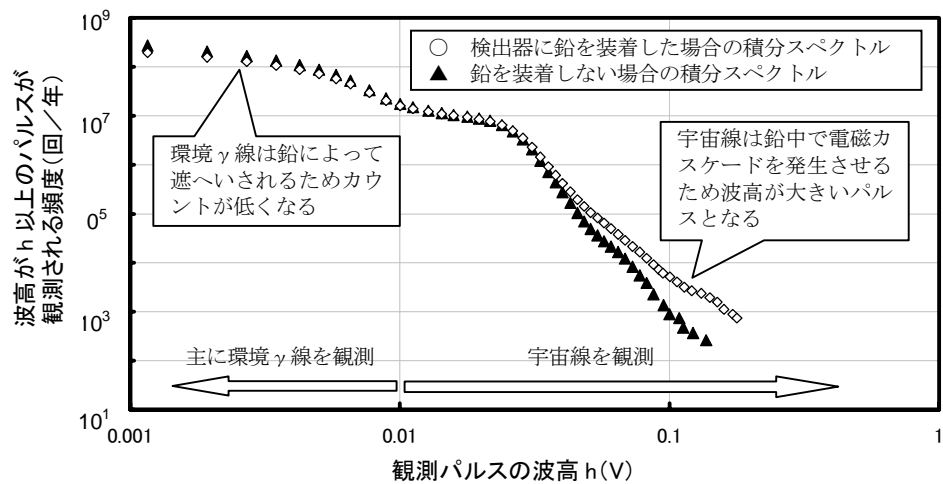


図 9.22 鉛装着による波高スペクトルの変化
(可搬型観測装置による観測)

本図より、環境 γ 線領域では鉛による遮へい効果が確認される一方で、宇宙線領域では遮へい効果はなく、むしろ鉛の装着によって波高が大きくなっていることから、電磁カスケードの寄与の可能性を示しているといえる。

次年度以降は観測を継続するとともに、線源校正及び光電子増倍管出力の直線性を確認し、単一検出発生時のプラスチックシンチレータのエネルギー沈着量を評価する予定である。また、連携研究により基礎工学研究部門 環境・放射線工学ユニットにて実施している計算コードによる評価の結果と照らし合わせ、宇宙線現象の解析を進める。

(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)

9.2.11 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

(1) はじめに

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。放射線管理第2課では、作業環境中の 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 ^{214}Po を時間間隔解析法により選択的に測定し、全 α 線計数から差し引くことによってバックグラウンドを補償した人工 α 線放出核種の測定に成功しており、本測定方法の確立に向けての実用化研究を行っている。今年度は、機構内の公募研究（マッチング研究）に採択され、提携企業と分担し実用器を目指したデータの採取及び機器の設計を行った。

- ・データ処理部の小型・軽量化
- ・データ処理ソフトウェアの設計・製作

(2) 機器の開発

[データ処理部の小型・軽量化] これまで、試験に用いていた装置のデータ処理部は大きく（W40cm×D30cm×H15cm）持ち運びが困難であった。そこで、データ処理部の小型化・軽量化を図ることにした。製作した機器は、NIM規格2幅の大きさであり、重量は約1kgと従来の約1/5とすることができた。本機器の最小弁別可能時間（不感時間）は10 μs 、時間間隔測定範囲は1~2²⁴ μs （1 μs ~16s）であり、 ^{214}Bi - ^{214}Po を測定する上で十分な性能を持つことを確認した。

[データ処理ソフトウェアの設計・製作] ソフトウェアは、市販のグラフィカル開発ソフトウェアであるLabviewを利用し、測定データをパルス時間間隔解析法で処理し、バックグラウンドを補償した α 線の計数率を自動的に計算できるように開発した。

(3) 試験方法

製作した機器を用いて、再処理施設内の人工放射性核種による影響のない場所において空気中放射性物質のモニタリング試験を行った。サンプリング部及び検出部は、再処理施設で一般的に用いられているプルトニウムダストモニタのサンプリング α 検出部（Si半導体検出器）を用いて、ろ紙（HE-40T）上に捕集した粉塵の α 線及び β 線を900s毎に連続測定を行った。結果は、製作したソフトウェアによってバックグラウンドを補償した後の計数を記録した。

(4) 結果と考察

図9.23に結果を示す。 α 線及び β 線ともに、全計数率と比較してバックグラウンド補償後の計数は0付近を示している。再処理施設等で一般的に用いられている既存の α 線ダストモニタは、パルスのエネルギー波高値により ^{214}Po の影響を低減している。図9.23(上)にエネルギースペクトルにより減算された α 線計数の変動を示す。このように全 α 線計数と比較すると計数は小さくなっているが、ろ紙や検出器までの空気による α 線の吸収効果により、全 α 線計数の30%~70%程度は減算されない。このエネルギーによる減算方法と比較しても、パルス時間間隔解析法による減算効率は大きいこ

とがわかる。一方で、パルス時間間隔解析法による減算後の計数はばらつきが大きい。この原因として、相関事象(^{214}Bi - ^{214}Po)の検出効率が低く減算過程において誤差を大きくしていること及び ^{214}Po 以外の天然放射性核種(^{218}Po , Th系列)の影響が考えられる。今後、最適なる紙・検出器の選定および不感時間の短縮など測定効率の向上を目指し機器を開発していくとともに施設内における天然放射性核種の特長について調査を行っていく予定である。

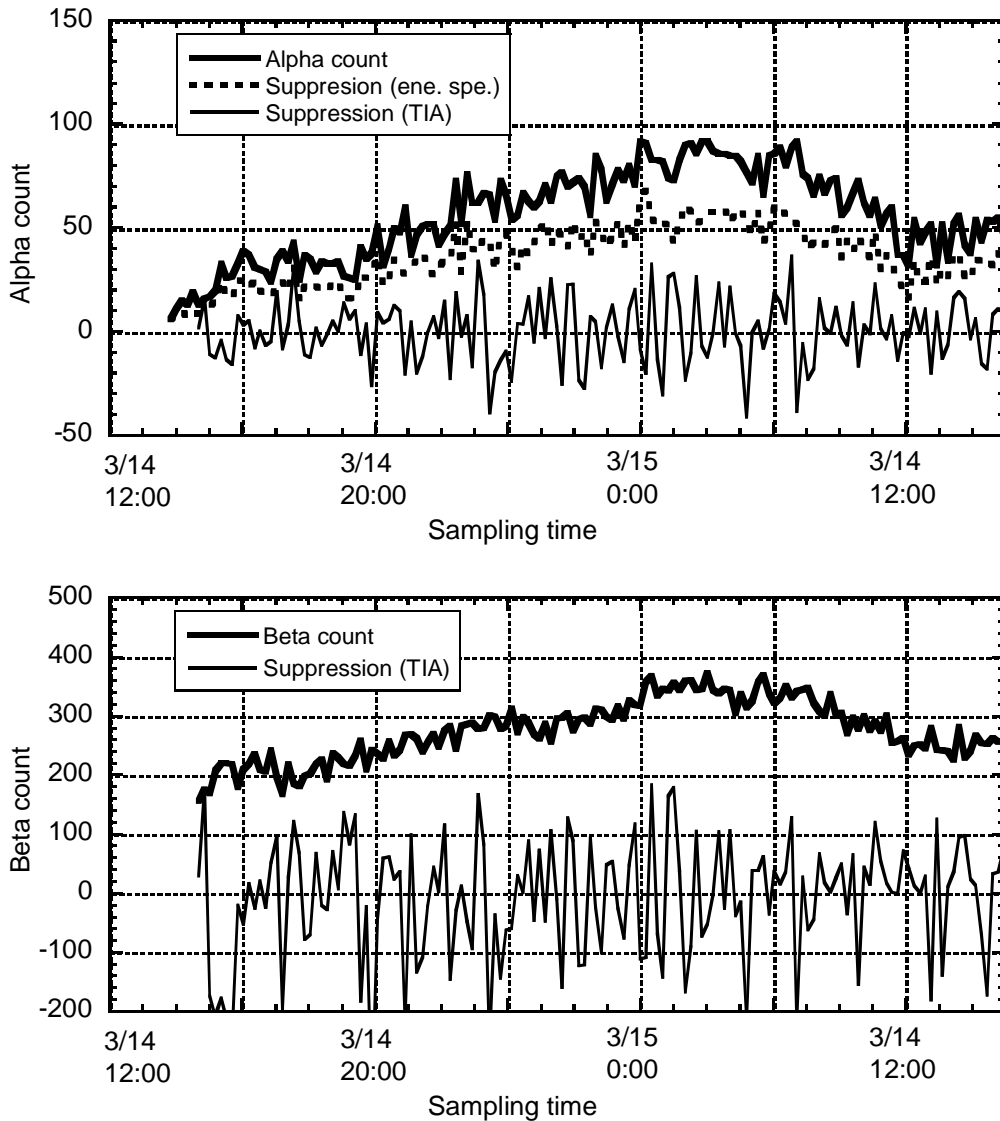


図 9.23 既存のプルトニウムダストモニタ(ene. spe.)とパルス時間間隔解析処理(TIA)による計数率の推移の比較(上: α 線; 下: β 線)

(放射線管理第2課: 眞田 幸尚)

【参考文献】

Y. Sanada et al. Development of dust monitor for rapid detection of plutonium with background compensation system, Proceeding of the AOCR-2, session 6, PP. 182-186, 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 臨界事故時におけるインジウム箔スクリーニングレベルの検討

(1) はじめに

臨界事故が万一発生した場合、適切な速やかな医療処置を必要とする高線量被ばく者を素早く識別（スクリーニング）する必要がある。このような測定においては、精度はあまり重要でなく、識別漏れ等がないよう高い検出感度が望ましい。中でも最も一般に使用されている識別手段は、インジウム箔の誘導放射能を利用する方法である。 $^{115}\text{In}(n, \gamma)^{116m}\text{In}$ 反応は熱中性子断面積が大きく、かつ ^{116m}In は適度な長さの半減期（54.4分）で β 線と γ 線を放出するため、放射線管理で使用する表面汚染（あるいは γ 線量当量率）サーベイメータでも十分にスクリーニングが可能である。

本目的のため、サイクル研究所では、TLD バッジのハンガー内部に、約 360 mg のインジウム箔をとりつけている。1980 年代に NSRR で実施した実験結果に基づき、TLD バッジ表面を端窓 GM 計数管式表面汚染サーベイメータで走査したときの計数率と線量の関係式として、 $1 \text{ kpm} = 10 \text{ mSv}$ （注 1）がこれまで使用されてきたが、このたびフランス CEA Valduc センターの SILENE 炉で新たな実験データを得たので見直すこととした。

(2) 実験方法

TLD バッジの照射実験を CEA Valduc center の SILENE 炉で実施した（注 2）。本原子炉は、溶液系臨界事故を模擬するものであり、中性子スペクトルや線量基準等が精度良く評価されているため臨界事故時線量計の国際相互比較等で利用されている[1]。

照射は、裸の原子炉で 1 回、鉛遮へい付きで 2 回の計 3 回実施した。TLD バッジは、楕円柱水ファントムに取り付け、炉心から距離 4 m に設置した。照射終了から約 3～4 時間経過した後、現地に持ち込んだ端窓 GM 計数管式表面汚染サーベイメータ（アロカ TGS-133）で badges 表面における計数率を測定した。本試験における吸収線量等は施設側によって評価されており、中性子と γ 線の合計で 1.26～4.86 Gy の範囲であった。

(3) 実験結果

図 9.24 に、端窓 GM 計数管式表面汚染サーベイメータによる計数率と、照射後の経過時間の関係を示す。従来データとの比較のため、1980 年代に NSRR で実施した実験結果[2]も示した。図中の実線は、 ^{116m}In の半減期 54.41 分に相当する減衰カーブ（実線）を観測値に当てはめた結果であり、これにより、照射直後の計数率は、サーベイメータの指示範囲上限（100 kcpm）を超える、約 1000 kcpm（Run 1, Run 3）、約 500 kcpm（Run 2）であったことが推測される。

SILENE 実験の結果に基づき、計数率 1 kcpm に相当する線量を算出した結果、裸の原子炉体系（Run 1）で約 5 mGy、鉛遮へい付き体系（Run 2 及び 3）で約 3 mGy が得られた。値の相違は、 γ 線の混在割合（合計線量への γ 線量の寄与の割合）の

違いによるものである。また、インジウムなどの熱中性子検出に基づく測定手段は、その着用位置や中性子の入射角度にも反応率が大きく依存することが指摘されているので、スクリーニングのための計数率－線量の関係式の構築にあたっては、上記の変動要因に留意し、いかなる被ばく条件であれ高線量被ばく者を見逃すことのないよう注意する必要がある。

(注1) NSRR 実験で得られた計数率－線量関係式は、1kcpm = 16 mSv (中性子線量当量) であった[1]。関係式 1 kcpm = 10 mSv は、上記の値を、端数を切り捨て保守的に解釈したものと考えられる。

(注2) 2002年6月10日から6月21日にかけて IRSN と OECD の共催で行われた臨界事故時の被ばく線量評価に関する相互比較試験(SILENE Criticality Accident Dosimetry Intercomparison Exercise)として行ったものである。

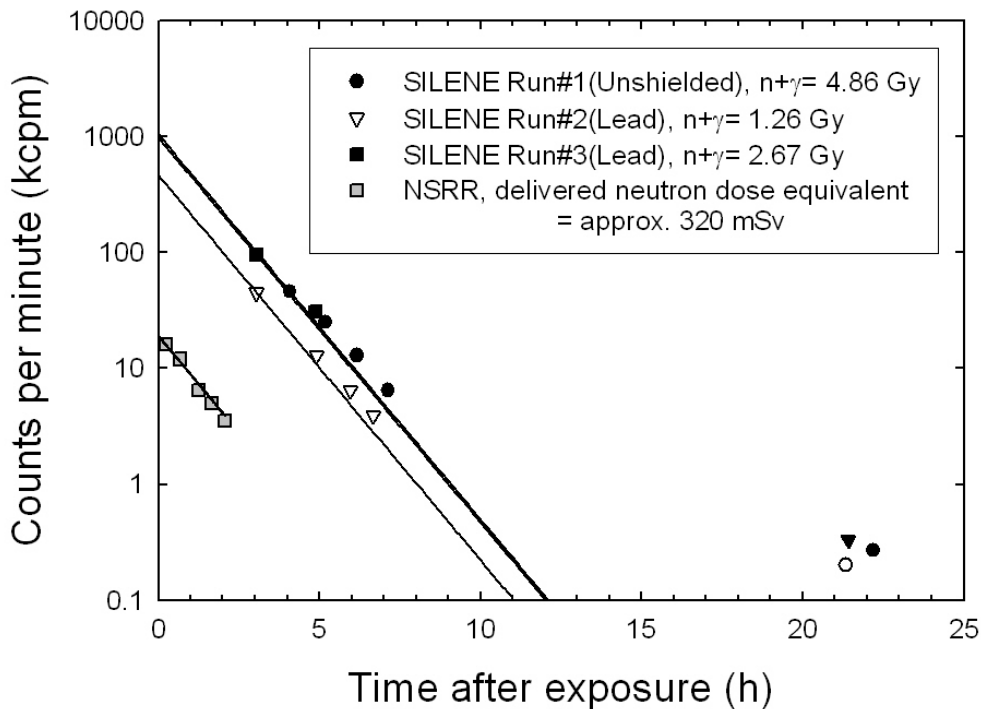


図 9.24 原子炉での照射後の経過時間と、TLD バッジ内インジウム箔の誘導放射能計数率の関係 (SILENE 実験では TGS-133, NSRR 実験では TGS-113 をサーベイメータとして使用した)

(線量計測課：辻村 憲雄)

【参考文献】

- [1] R. Médioni *et al.*, *Radiat. Prot. Dosim.*, **110**, PP. 429-436 (2004).
- [2] 小泉勝三他, PNC TN841 85-07 (1985).
- [3] 平成 17 年度放射線管理部年報, JAEA-Review 2006-034, P. 64 (2006)

9.3.2 MOX 燃料模擬減速中性子校正場における電子式中性子個人線量計の特性評価

(1) はじめに

MOX 燃料施設模擬減速中性子校正場において、二種類の国産電子式中性子個人線量計の照射試験を実施し、線量当量レスポンスのエネルギー依存性を調べた。単色中性子に対する特性データ[1]が既に報告されているが、放射線管理の実務においては、それらの線量計を実際に使用する作業場の中性子スペクトルに近い条件でのレスポンスがより重要である。

(2) 材料

以下の二種類の電子式中性子個人線量計について調べた。

- ① アロカ株式会社製 PDM-313 電子式中性子個人線量計：シリコン半導体検出器にリチウム化合物からなるコンバータを取り付けた、軽量・小形で直読式の個人線量計である。10 μ Sv 単位で被ばく線量がディスプレイに表示される。サイクル研究所では、一部の作業工程において、TLD バッジによる管理を補助する目的で使用されている。
- ② 富士電機システムズ株式会社製 NRY21 電子式中性子個人線量計：ポリエチレンとボロン化合物からなるラジエータ/コンバータをそれぞれ 2 個のシリコン半導体検出器に取り付けた直読式個人線量計である[2]。①と同様に、被ばく線量当量はディスプレイに表示されるが、今回の試験では、専用信号読取器を介してそれぞれの半導体検出器におけるカウント数として信号を得た。なお、本線量計は、サイクル研究所では使用されていないものの国内の一部の核燃料サイクル施設で既に運用されている。

(3) 実験方法

照射実験は MOX 燃料施設模擬減速中性子校正場で実施した。本減速場は、 ^{252}Cf 中性子線源に鉄やメタクリル樹脂等の減速材を組み合わせることによって、MOX 燃料製造施設の作業場と同様の特徴を持つ中性子スペクトルを実験室内に模擬するものである[3]。図 9.25 に実験配置の概略を示す。一回の照射につき、PDM-313, NRY21 それぞれ 2 個を水ファントム（外寸 30×30×15 cm）に取り付けた。また、比較対照用として TLD バッジについても同じ試験を実施した。

(4) 実験結果

個人線量計の装着した面を中性子線源の方向に向けた場合における、それぞれの線量当量レスポンスを評価した結果を図 9.26 に示す。横軸は、連続中性子スペクトルにおける平均エネルギーである。縦軸は、TLD バッジと NRY21 については ^{252}Cf におけるレスポンスを 1 に規格化した値、PDM-313 についてはメーカーの指定する校正条件 ($^{241}\text{Am-Be}$) でレスポンスを 1 に規格化した値である。実験から次の知見が得られた。

- ① アルベド線量計である TLD バッジのレスポンスは、中性子エネルギー（スペ

クトル) に大きく依存し、中性子エネルギーが下がるほど線量当量を過大に評価する傾向を持つ。なお、定常的な個人被ばく線量評価においては、代表的作業場の中性子スペクトルをあらかじめ考慮し、相対レスポンス 3~4 を想定した校正定数 (図では平均エネルギー約 0.5 MeV の点に相当) を適用することで過大評価を是正している。

- ② PDM-313 は、核分裂中性子を最大エネルギーとする中性子スペクトル場においては、典型的なアルベド線量計として振舞う。スペクトル依存の度合いは、TLD バッジと変わらない。本試験結果から、MOX 燃料施設の作業場においては、メーカーの指定する校正条件のままでもファクター2 の線量当量評価精度が期待できる。これは、単色中性子に対する性能要件を主として記述している電子式中性子個人線量計の国際規格[4]と照らし合わせたとき、厳密に合致しているわけではないが、実用上は十分に許容できる精度と解釈できる。また、 $10\mu\text{Sv}$ 単位で表示するので、TLD バッジのようなパッシブ線量計に対する日管理ツールとしても有用である。
- ③ 速中性子による線量当量寄与が大半を占める本実験フィールドにおいては、NRY21 は、反跳陽子を検出する半導体検出器が主として作動し、その計数から被ばく線量を算出する。本試験結果から、MOX 燃料施設作業場においては、 $-30\% \sim +10\%$ (正面側から主として中性子が入射する場合) の線量当量評価精度が期待される。

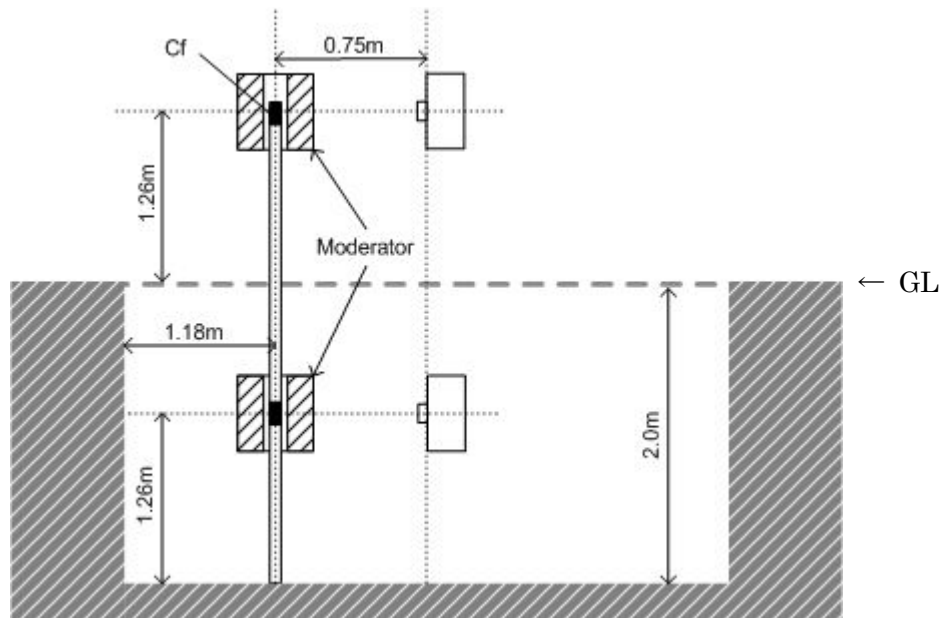


図 9.25 MOX 燃料施設模擬減速中性子校正場における中性子個人線量計照射試験の配置 (概略)

^{252}Cf 中性子線源を、室内散乱線寄与の少ない 1 階照射室 (床面積 163 m^2) 中央と、散乱線寄与の多い地下室 (同 97 m^2) 壁際に置き換えて使用する。GL= the ground level.

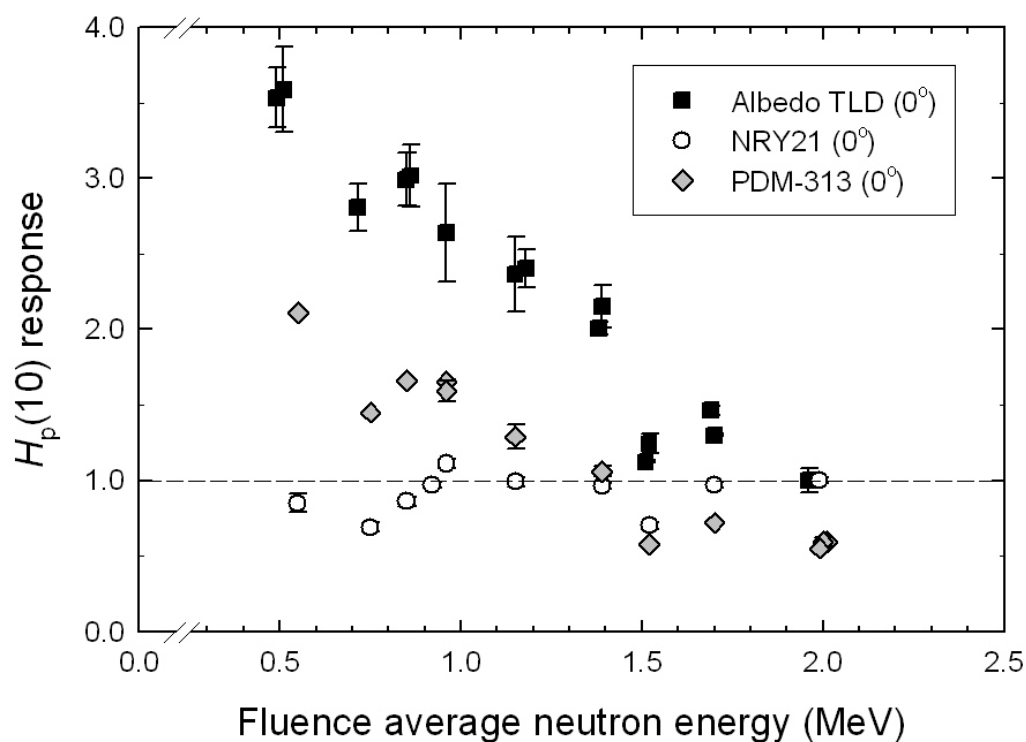


図9.26 電子式中性子個人線量計とTLDバッジの個人線量当量レスポンスの中性子エネルギー依存性

横軸は、連続中性子スペクトルにおけるフルエンス平均エネルギーである

(線量計測課：辻村 憲雄)

【参考文献】

- [1] F. d' Errico, M. Luszik-Bhadra and T. Lahaye, *Nucl. Instrum. Meth. A*, **505**, PP. 411-414 (2003).
- [2] M. Sasaki *et al.*, *Nucl. Instrum. Meth. A*, **418**, PP. 465-475 (1996).
- [3] 辻村憲雄, 吉田忠義, 高田千恵, 保健物理, **40**, PP. 354-359 2005
- [4] IEC 61526-2005, (2005).

9.4 環境影響評価手法の研究

環境監視課では、再処理施設保安規定に基づき再処理施設からの排水分析を行っている。将来の高燃焼度燃料や高速炉燃料の再処理排水を念頭においた R&D 的な意味合いから、保安規定の対象核種以外の極低レベルの TRU(超ウラン元素)や ^{99}Tc を分析し、その結果を報告した(9.4.1 参照)。また、海洋に放出された放射性核種が海産生物等にどの程度濃縮されるかを把握するため、大気圏内核実験起源の核種に関する海洋環境実フィールドデータを整理し、濃縮係数等を報告した(9.4.2 参照)。一方、再処理施設から大気放出された ^3H の挙動については、排気及び大気水分中 ^3H の実測データ、気象観測データを用いて解析、報告した(9.4.3 参照)。

9.4.1 東海再処理施設における排水中の TRU 核種に関する調査について

(1) はじめに

東海再処理施設から海洋へ放出される放射性物質は、安全審査に基づき核種毎の放出基準が再処理施設保安規定で定められ、これらの基準を十分に下回っていることを確認した後放出してきた。また TRU 核種は、全 α 放射能及び $\text{Pu}(\alpha)$ ($^{238}\text{Pu} + ^{239, 240}\text{Pu}$) として管理してきた。しかし、将来の FBR サイクルを考慮した MOX 燃料再処理においては、MA 核種を含む TRU 核種の排水中濃度の調査を進めておくことが今後極めて重要となる。そこで、その前段階として、軽水炉燃料再処理時における排水中 MA 核種を含む TRU 核種の濃度レベルを求めるために分析供試量を増やし、TRU 核種の検出限界を下げた。その取得データから規格化放出量(電力量により規格化した放出量)を求め、事前に調査した海外再処理施設との比較を行った。また東海再処理施設の実測値の妥当性を確認するために、核種間の放射能比を求め、ORIGEN2 の放射能比との比較を行った。

(2) 分析手法

今回、調査対象とした核種は ^{238}Pu , $^{239, 240}\text{Pu}$, ^{241}Pu , ^{241}Am , ^{237}Np の TRU 核種に加え、MA 核種である ^{99}Tc である。分析測定方法は、 $\text{Pu}(\alpha)$, ^{241}Am については陰イオン交換後の α -スペクトロメトリー、 ^{241}Pu は液体シンチレーションカウンターによる β 線測定、 ^{237}Np については溶媒抽出、陰イオン交換後の α -スペクトロメトリー、 ^{99}Tc については溶媒抽出後、ガスフローカウンターによる β 線測定である。なお、各核種の供試料量はそれぞれ $\text{Pu}(\alpha)$: 0.12 ℓ , ^{241}Pu : 0.08 ℓ , Am :0.2 ℓ , Np :10 ℓ , Tc :8 ℓ であった。

(3) 結果及び考察

1998～2003 年度の各核種の年平均濃度(図 9.27)は、告示に示される排水中濃度限度の約 $1/150 \sim 1/10^6$ と極めて低いレベルであった。また、 ^{241}Am , ^{237}Np は運転の有無に係らずほぼ一定のレベルであった。また、規格化放出量を用いて海外再処

理施設と比較した結果、東海再処理施設は各核種において、約 $1/100 \sim 1/10^7$ と低減化が図られていることを確認した。また東海再処理施設において、実測値の妥当性を確認するために核種間の放射能比を求め、ORIGEN2 の放射能比との比較を行ったところ、 $^{238}\text{Pu}/^{239,240}\text{Pu}$ 、 $^{241}\text{Pu}/^{239,240}\text{Pu}$ はそれぞれほぼ一致したが、 $^{237}\text{Np}/^{239,240}\text{Pu}$ 、 $^{241}\text{Am}/^{239,240}\text{Pu}$ に関しては一致しなかった。これは再処理施設の工程内における Am、Np の除染係数の違いに由来するものと推察した。

(4) 結論

今回の調査により、処理量当りの TRU 核種等の放出量に係るデータが、以下の通り得られた。

- $\text{Pu}(\alpha)$: $6.3 \times 10^{-3} \sim 1.2 \times 10^{-2}$ GBq/GWa
- ^{241}Pu : $8.4 \times 10^{-2} \sim 1.9 \times 10^{-1}$ GBq/GWa
- ^{241}Am : $7.4 \times 10^{-4} \sim 2.1 \times 10^{-3}$ GBq/GWa
- ^{237}Np : $1.8 \times 10^{-6} \sim 3.8 \times 10^{-6}$ GBq/GWa
- ^{99}Tc : $3.6 \times 10^{-4} \sim 2.1 \times 10^{-3}$ GBq/GWa

このデータは軽水炉燃料再処理時の値であるが、海外再処理施設に比べ、約 $1/100 \sim 1/10^7$ と極めて低い値であった。また実測値の妥当性を確認するために核種間の放射能比を求め、ORIGEN2 の放射能比との比較を行ったところ、 $^{238}\text{Pu}/^{239,240}\text{Pu}$ 、 $^{241}\text{Pu}/^{239,240}\text{Pu}$ はそれぞれほぼ一致したが、 $^{237}\text{Np}/^{239,240}\text{Pu}$ 、 $^{241}\text{Am}/^{239,240}\text{Pu}$ に関しては一致しなかった。これは、再処理施設において工程内における Am、Np の除染係数の違いに由来するものと推察した。Am と Np の放射能比が逆転した理由 (Am は ORIGEN よりも大きく、Np は低い理由) については、Np の濃度が極めて低いこともあり、化学形など分析法も含めて、今後も調査検討していく予定である。

今回行った東海再処理施設における排水中 TRU 核種の調査によって、将来の FBR サイクルを考慮した MOX 燃料再処理に向けて、有益な知見が得られた。

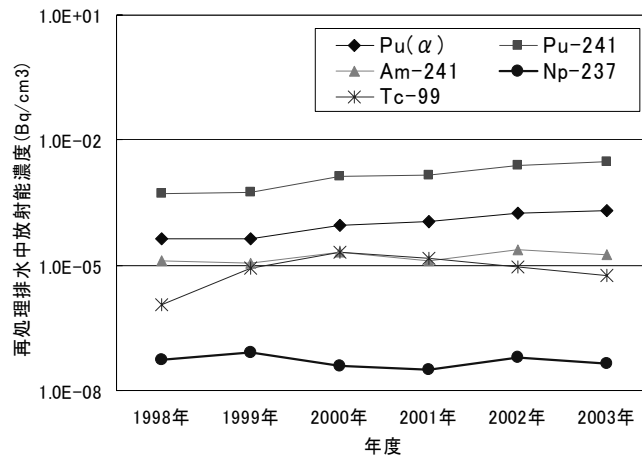


図 9.27 東海再処理施設における TRU 核種等の年平均排水中濃度の推移

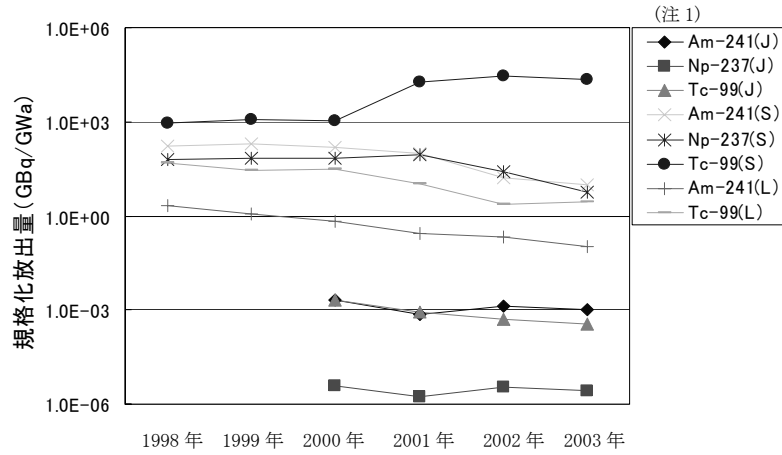


図 9.28 規格化放出量を用いた海外再処理施設との比較

(注1) J:JAEA, S:Shellafield, L:La Hague

(注2) 境界線より上半分のグラフは海外再処理, 下半分のグラフは東海再処理を表す。

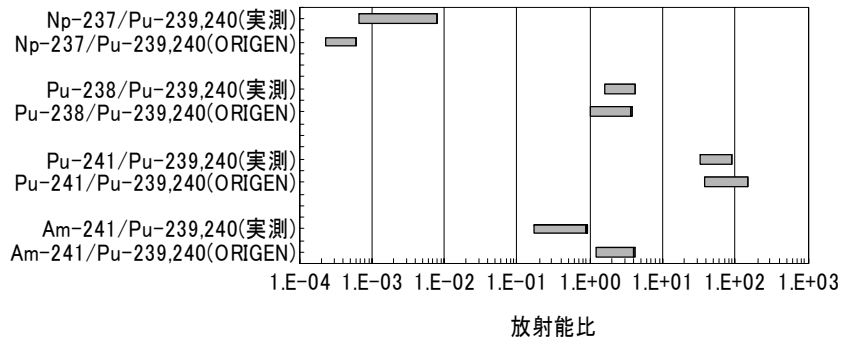


図 9.29 東海再処理施設における実測値と ORIGEN2 の放射能比の比較

(1998~2003 年度)

(環境監視課：河野 恭彦)

【参考文献】

河野恭彦, 檜山佳典, 中野政尚, 武石稔, 東海再処理施設における排水中の TRU 核種に関する調査, 第 44 回アイソトープ・放射線 研究発表会, 2007

9.4.2 海洋環境中での放射性核種の濃縮について

(1) はじめに

使用済核燃料の再処理によって、 ^3H 、F.P. (^{137}Cs 等)及びアクチノイド(Pu, Am 等)は極少量ながら海洋へ管理放出される。長半減期 α 核種は実効線量係数が大きいことから、海水-海産生物-人の経路は一般公衆の線量評価上重要となる。サイクル研究所では、1970年代から行っている東海再処理施設周辺の海洋環境放射能モニタリングで得られた実フィールドデータ (F.P., Pu, Am の主な起源は大気圏内核実験)を利用して濃縮係数を調査、報告してきた。

今回、東海再処理施設周辺の最近約20年間のモニタリング結果に基づいて、東海村地先周辺海域における表層海水、海産生物中の ^{137}Cs 、 $^{239,240}\text{Pu}$ 及び ^{241}Am 濃度から、海産生物のCs, Pu及びAmに対する濃縮係数(海産生物中濃度/海水中濃度)を算出した。また、貝類について、食性の違いにより、体内中放射性核種濃度が異なることは知られているが、Pu, Amのような α 線放出核種に対する貝の種類別の放射性核種濃度に関する報告は数少ない。そこで、アワビ及び二枚貝の種類別の濃度の違いに関する知見を以下の通りまとめた。さらに、海底土への分配係数、海岸砂への汚染係数も同様にとりまとめた。

(2) 試料採取・測定

表層海水、海産生物、海底土、海岸砂を、南北約40kmの範囲で採取した。採取した試料は、サイクル工学研究所標準分析作業法環境監視編により分析した。

(3) 結果

1987年から2004年までの東海村地先周辺海域における測定結果から、海産生物のCs, Pu, Amに対する濃縮係数、分配係数、汚染係数の幾何平均値をそれぞれ算出した(表9.5)。その結果、安全審査で使用している数値が妥当なものであることを確認した。また、カレイ類、貝類、褐藻類はその生態及び近年の海水中Pu濃度の減少により、過去に得られた濃縮係数と差が生じた。

Puにおいては、巻貝であるアワビと二枚貝のハマグリ等で3.2倍の濃縮係数の差が見られた(表9.6)。この原因としては、二枚貝はプランクトン等を食するのに対し、アワビは海藻を食するなどの食性の違いによると推定された。

(4) 結論

- ① 魚類については、各核種で同程度の値だが、貝類、褐藻類については、Csと比較して、Pu, Amの濃縮係数が大きい。
- ② 海底(付近)に生息する海産生物については、表層海水中Pu濃度の減少により、20年前と比べて表層海水に対する濃縮係数が見かけ上上昇した。
- ③ 貝類については、食性の違いにより、巻貝、二枚貝で濃縮係数が異なる。
- ④ 分配係数はCs<Pu, Amである。また、概して海底土の分配係数は、海岸砂よりも大きい。

表 9.5 濃縮係数, 分配係数, 汚染係数
(幾何平均値) [単位 : (Bq/g)/(Bq/cm³)]

種	Cs	Pu	Am
シラス	30	30	64
カレイ類	40	18	46
貝類	7.3	250	580
褐藻類	16	600	230
海底土	190	75,000	92,000
海岸砂	110	19,000	18,000

表 9.6 巻貝及び二枚貝の濃縮係数及び比

種	Cs	Pu	Am
巻貝 (アワビ)	10	670	410
二枚貝 (ハマグリ等)	7.0	210	670
比 (巻貝/二枚貝)	1.4	<u>3.2</u>	0.61

(環境監視課 : 中野 政尚)

【参考文献】

- [1] 中野政尚, 藤田博喜, 國分祐司, 武石稔, 海洋環境中での放射性核種の濃縮に関する研究～東海再処理施設周辺のモニタリング結果から～, 日本保健物理学会第41回研究発表会, 2007
- [2] 中野政尚, 竹安正則, 藤田博喜, 武石稔, 海産生物における超ウラン核種の濃縮係数について, Radioisotopes, 55(4), 2006

9.4.3 排気筒からの拡散評価手法を用いた大気中 ^3H モニタリング結果の評価について

(1) 緒言

東海再処理施設 (TRP) は、茨城県東海村に位置し、1977 年のホット試験開始以来、2006 年末までに 1136 トンの使用済み燃料を再処理してきた。再処理施設の運転においては、放出管理基準を下回る ^3H を排気筒から大気へ放出してきた。また、再処理施設保安規定に基づき TRP 周辺環境において大気中の水分を定期的に採取、 ^3H 濃度を測定している。

なお、 ^3H 放出量が最大であった 1994 年において、安全審査に基づく大気拡散手法によって算出した実効線量は、約 $6 \times 10^{-6} \text{mSv/y}$ であり、ICRP の公衆の線量限度 (1mSv/y) の約 17 万分の 1 と、極めて小さい値であった。

(2) 採取地点・大気中 ^3H の捕集および測定方法

① 採取地点：周辺監視区域外のモニタリングステーション 2 地点 (東海再処理施設から南西約 3km, 西南西約 5km 地点)

② 捕集および分析・測定方法：参考文献^[1]に従った。

「捕集」大気中に含まれる水蒸気状 (HTO) のトリチウムを、専用の捕集装置によりモレキュラーシーブ等の捕集材に 1 週間捕集した。その後、捕集したトリチウムは、窒素ガスを流しながら管状炉 (400°C) で焼き出し、HTO の試料水として回収した。なお、夏季と冬季では、空気中に含まれる水蒸気量 (絶対湿度) が異なるため、サンプリング量を調整した。

「測定方法」捕集した試料水に過酸化ナトリウムを加え蒸留精製し、得られた蒸留水 40ml と液体シンチレータ (アクアゾルー-2) 60ml を混合、加温、冷却後、一晚冷暗所に放置して測定試料とした。試料中 ^3H は、液体シンチレーションカウンタ (アロカ社製 LB-III) を用い、測定時間 50 分で 10 回測定した。

(3) 大気拡散計算

一般的に用いられている式： $C = (\chi/Q) \cdot Q$ を使用し、大気中 HTO 濃度 (C) を求めた。なお、放出量 (Q) は東海再処理施設からの排気モニタリングによって測定された ^3H の実測値、単位放出当たりの地表面空気中濃度 (χ/Q) は TRP 周辺で観測した 1 ヶ月毎の気象データ (風向, 風速, 大気安定度) を用いて、ガウスプルームモデルにより求めた。

(4) 結果および考察

東海再処理施設から南西約 3km, 西南西約 5km 地点において、2002 年度から 2006 年度までに測定された大気中 HTO 濃度 (月平均値) は、それぞれ、5.9~86 (mBq/m^3), 4.3~40 (mBq/m^3) であった。また、濃度を比較すると測定値、1 ヶ月毎の大気拡散

計算値ともおおむね南西約 3km 地点が高かった。西南西約 5km 地点は測定値に比べて、再処理施設寄与分の計算値は十分に小さな値となった。なお、西南西約 5km 地点の測定値は 1984 年度から 1994 年度にかけて福岡県で測定された水蒸気状トリチウム値 (7.8~46.1 (mBq/m³)) [2] とほぼ同値であった。このことは、西南西約 5km 地点では、再処理施設からの寄与はほとんどなく、バックグラウンド (成層圏で宇宙線により生成し地上に降下するものおよび過去の大気圏内核実験等) によるものと示唆された。そこで、南西約 3km において計算値にバックグラウンド (西南西約 5km 地点の測定値) を足し合わせた値と測定値を比較した結果、多少のばらつきはあるものの、概ね一致した。したがって、比較対象期間を 1 ヶ月とした場合でも、拡散評価が十分に妥当性を有していると言える。なお、トリチウムはウォッシュアウト等による除去作用を受けると考えられたが、比較結果からは、顕著な除去作用が確認されなかった。

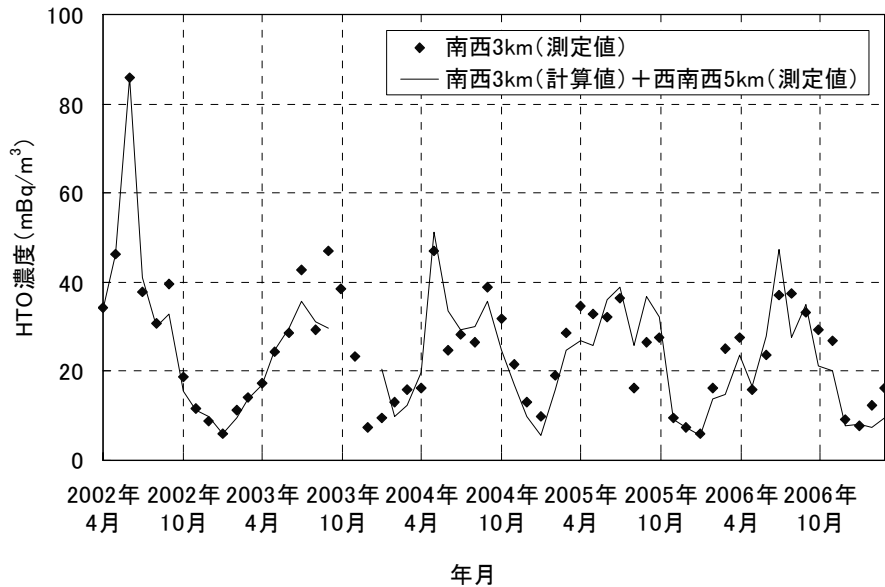


図 9.30 測定値と計算値の比較 (南西 3km)

(環境監視課：國分 祐司)

【参考文献】

- Fujita etc ; Environmental Tritium in the Vicinity of Tokai Reprocessing Plant, J. Nuclear Science and Technology, Vol. 44, No. 11, PP. 1474-1480 (2007)
- [1] 飛田他；東海事業所標準分析作業法一周辺環境管理編一，PNC TN8520 94-009 (1994)
- [2] T.Okai etc ; Variation of atmospheric tritium concentrations in three different chemical forms in Fukuoka, Japan, J. of Radioanalytical and Nuclear Chem., 239[3], PP. 527-531 (1999).
- [3] 國分祐司，中野政尚，小沼利光，武石稔，排気筒からの拡散評価手法を用いた大気中³Hモニタリング結果の評価について，日本原子力学会 2008 年 春の年会 予稿集 大阪，2008

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、許認可用安全解析コードシステム 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、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 2007 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・検討を実施するとともに、各臨界因子に対するベンチマーク評価結果の傾向を把握した。

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条件において Pu 富化度の不均一効果の検討を実施し、質量、水分含有率、反射体に対する影響について考察した⁽¹⁾。

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のために整備を実施した断面積ライブラリの追加、領域メッシュ数の拡張等に対する適用性検討を行った。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、平板状線源に対するガンマ線影響評価を実施した。

加えて、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⁽²⁾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。その他、サイクル研究所施設の遮へい設計・評価に対する協力を実施した。

(線量計測課：清水 義雄)

【参考文献】

- [1] 清水 義雄, “MOX 粉末の Pu 富化度に対する不均一効果の検討,” 日本原子力学会「2007 年秋の大会」予稿集, M35 (2007)
- [2] Y. Shimizu et al, “Parametric Studies on Nuclear Criticality Safety Design of MOX Fuel Fabrication Facility,” The 8th International Conference on Nuclear Criticality Safety (ICNC2007) Proceedings, Volume I, PP. 335-340 (2007)

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

日本原燃（株）との技術協定に基づき技術情報交換会を行った。

表 10.1 にその実績を示す。

表 10.1 教育訓練実施状況

名 称	実施日時	実施場所
臨界警報装置に係る技術 情報交換会	平成 19. 10. 11~12	日本原燃（株） 再処理工場

10.1.2 自治体等への協力

自治体などの外部関係機関（茨城県保健福祉部、茨城県立消防学校、水戸市、総務省消防庁、(財)原子力安全研究協会、水戸赤十字病院、放射線医学総合研究所、その他）からの協力依頼に基づいて、講師対応、指名専門家派遣対応を行った。

表 10.2 にその実績を示す。

表 10.2 平成 19 年度の主な自治体等への協力

日 時	場 所	協 力 状 況
H19. 7. 21	水戸医療センター	緊急被ばく医療基礎講座講師
H19. 7. 28	水戸市千波公園	水戸市防災訓練（派遣）
H19. 8. 23	茨城県笠間市	低バックグラウンド測定装置研修会講師
H19. 9. 7	原子力機構サイクル研究所	オフサイトセンター活動訓練（派遣）
H19. 9. 7～9	茨城県立中央病院	緊急被ばく医療基礎講座 I 講師
H19. 9. 19	青森県六ヶ所村	オフサイトセンター機能班訓練（派遣）
H19. 9. 28	茨城県水戸市、鉾田市	茨城県原子力総合防災訓練（派遣）
H19. 10. 1	放射線医学総合研究所	緊急被ばく救護セミナー講師
H19. 10. 3	原子力機構サイクル研究所	サーベイ教育・訓練講師
H19. 10. 24	青森県六ヶ所村	国・青森県原子力総合防災訓練（派遣）
H19. 10. 31	茨城県立消防学校	サーベイ教育・訓練講師
H19. 11. 13	水戸赤十字病院	放射線に関する勉強会講師
H19. 11. 26	放射線医学総合研究所	緊急被ばく救護セミナー講師
H19. 12. 13	水戸赤十字病院	放射線に関する勉強会講師
H20. 1. 28	放射線医学総合研究所	緊急被ばく救護セミナー講師
H20. 2. 6	原子力機構サイクル研究所	サーベイ教育・訓練講師
H20. 2. 13	静岡県御前崎市	静岡県原子力総合防災訓練（派遣）
H20. 2. 22	茨城県茨城町	サーベイ教育・訓練講師

10.2 受託調査

(1) ICP-MS を用いた環境試料中 Pu-239, 240 の弁別分析技術に関する研修

本受託は、「再処理施設の建設、運転等に関する技術協力基本協定」及び「研修に関する協定」並びに「研究に関する覚書」に基づき、日本原燃株式会社（JNFL）職員が環境試料中の極微量 Pu-239, 240 放射能濃度の誘導結合プラズマ質量分析装置（ICP-MS）による弁別測定技術を習得することを目的とし実施した。研修人数は3名であり、研修内容は以下の通りである。

- ・ 海底土を試料とした Pu-239, 240 分析（ α 線スペクトロメータ用電着試料及び ICP-MS 用試料作成に至る一連のプロセス）
- ・ Pu-238, 239, 240, 241 分析に関する情報提供
- ・ 海水試料の Pu 分析（ICP-MS 用試料作成）
- ・ 再処理施設からの排水中 Pu 分析に関する情報提供

(2) 大気拡散予測システムの比較試験に関する研究

本受託は、「再処理施設の建設、運転等に関する技術協力基本協定」及び「研究に関する覚書」に基づき、日本原燃株式会社（JNFL）が六ヶ所再処理施設用に配備した大気拡散予測システム（JEEPS）と、環境監視課が所有する大気拡散予測システム（SIERRA-II）を六ヶ所再処理施設用に改造し、JEEPS と SIERRA-II の計算結果の比較・検討を行うことにより、JEEPS の妥当性検討に資することを目的として実施した。その結果、得られた成果は以下の通りである。

- ・ 地形データの整備、計算コードの入出力の変更、GUI の改造、並びにシステムの調整・試験により、六ヶ所再処理施設用の SIERRA-II を整備した。
- ・ ベンチマーク計算条件に対して六ヶ所用 SIERRA-II で計算を実行し、JEEPS の計算結果と比較した。その結果、排気筒近傍における線量率等について、両者がほぼ一致することを確認した。

10.3 国際協力

10.3.1 海外からの研修生の受け入れ

文部科学省原子力研究交流者制度に基づき研修生を1名受け入れた。また、独立行政法人国際協力機構からの依頼に基づき、ブラジル国 IAEA 研修員を1名受け入れた。海外研修生の受け入れ状況を表 10.3 に示す。

表 10.3 平成 19 年度 海外研修生の受け入れ状況

	国 (機関)	研修内容	期間	人数
線量計測課	インドネシア (BATAN)	個人被ばく線量測定 および放射線防護計装	9/12～12/14	1名
	ブラジル (CTMSP)	核燃料サイクル施設安全 装置 (臨界警報装置)	11/12～14	1名

BATAN: National Nuclear Energy Agency

CTMSP: Centro Technologico Da Marinha em São Paulo

10.3.2 海外機関への技術指導

(1) 指導者

環境監視課 中野政尚

(2) 指導内容

文部科学省原子力研究交流制度に基づき、平成 19 年 9 月 3 日 (月) ～ 7 日 (金) の期間、インドネシア原子力庁放射性廃棄物技術センター (インドネシア・ジャカルタ) において、海洋試料中の放射性物質濃度の測定、評価等に関する講演及び技術指導を行った。

① 講演、講義 (第 1, 2, 5 日目)

- 日本原子力研究開発機構及び核燃料サイクル工学研究所の業務概要
- 東海再処理施設周辺の環境放射線モニタリングとその歴史
- 海水中 γ 線放出核種及びプルトニウム (Pu) の分析方法
- γ 線スペクトロメトリによるセシウム (Cs)-137 等の放射性物質の測定
- 海洋大循環モデルによる Cs-137 及び Pu-239, 240 の移行シミュレーション — インドネシア周辺の海水中放射性物質濃度について —
- 本実習に関するまとめ

② 実習 (第 2, 3, 4, 5 日目)

- インドネシア周辺海水中の Cs-137 分析実習
(沈殿作成—試料調整—測定—解析)

(3) 成果

講義, 実習を通して, 分析原理, 内容, 分析実技について指導した。第2日目からは, インドネシア周辺海洋で採取した40ℓの海水を用いて, Cs-137分析実習を行った。実習では, 沈殿作成, 遠心分離, 試料乾燥, ゲルマニウム検出器による γ 線測定, γ 線スペクトルの解析, 放射能濃度計算, 検出下限値計算等を通して, 実務的な注意点, ノウハウを指導した。

また, 講演に関する事項や, 分析者が普段疑問に思っている事項について相談をうけ, 回答した。その主な項目は以下の通りである。

- 原子力発電所の海洋モニタリング項目について
- 検出下限値の算出方法と低BG測定の重要性
- カリウム(K)-40分析におけるIAEA推奨値と放射性廃棄物技術センター分析値の差異の原因究明と対策
- 海水中トリウム(Th)の分析法
- Pu, Th混合トレーサー溶液からのPuとThとの分離方法

講演及び実習を通して, 放射性廃棄物技術センターの分析者の資質向上が図れたものと考えられる。

(環境監視課: 中野 政尚)

11. 環境放射線モニタリング情報

環境監視課で測定した環境放射線モニタリング情報「茨城県環境放射線監視計画に基づいた環境放射線線量率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。）」は、平成 9 年 10 月よりインターネット上に公開している。また、モニタリングポスト等で測定している環境放射線線量率のリアルタイム公開も平成 10 年 10 月より公開を継続している。公開情報のうち空間放射線線量率については、平成 19 年 4 月より単位表記を $\mu\text{Gy/h}$ から nGy/h へ変更した（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サイクル研究所内外のモニタリングポスト等による空間放射線線量率や、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もとに四半期ごとに作成し、随時更新した。

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>

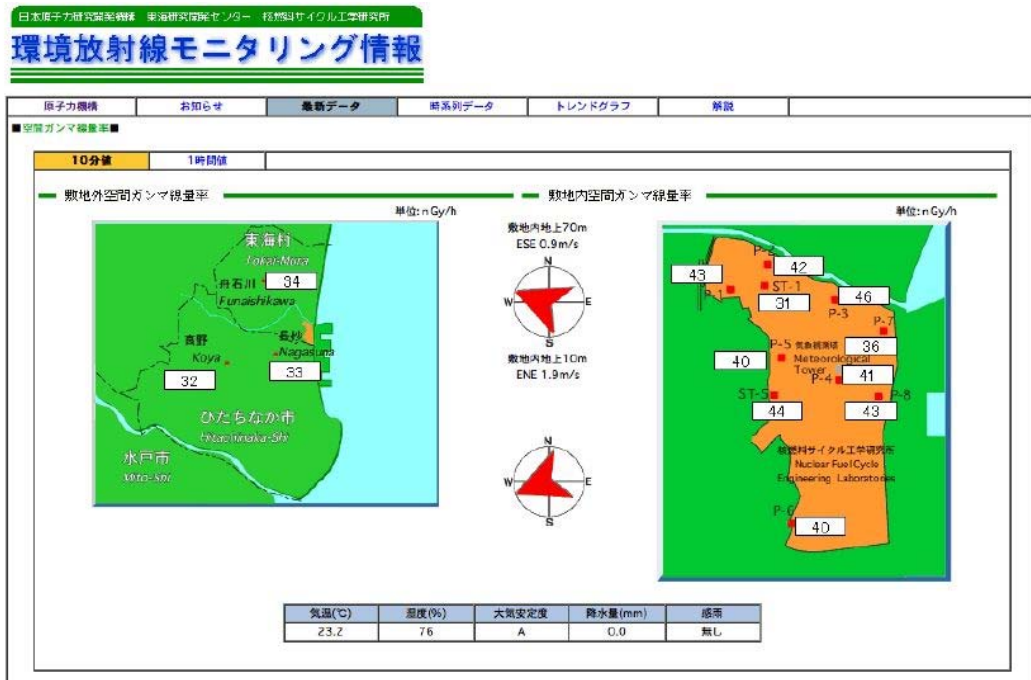


図 11.1 リアルタイム公開画面

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 19 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。）は、本委員会の開催を 3 回、その他活動内容に応じた分科会（JEAC4111 平成 19 年度特別講演会内容の周知：1 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（以下、「OHSMS／EMS」という。）の運用、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 MS 委員会開催実績

開催日	主たる議題
H19. 8. 28 (第 1 回)	<ul style="list-style-type: none"> ・保安規定品質保証関連・・・施設定期自主検査記録，環境監視委員会報告等に係る誤記関連，保安検査，部品証要領等改訂，プル転換臨界警報装置稼動前チェック，JEAC・JEAG 改訂動向等 ・OHSMS／EMS 関連・・・・・・・内部監査，自己宣言への移行検討
H19. 11. 27 (第 2 回)	<ul style="list-style-type: none"> ・保安規定品質保証関連・・・保安検査，内部監査報告，部品証要領等改訂，誤記等不適合に係る是正処置の効果の確認，水平展開，プル転換臨界警報装置稼動前チェック等 ・OHSMS／EMS 関連・・・・・・・内部監査報告
H20. 2. 8 (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インプット情報，使用施設品質保証計画書の改訂，保安検査，誤記防止に係るチェック等，予防処置，水平展開，核取検閲，年度末対応 ・OHSMS／EMS 関連・・・・・・・外部審査結果

表 12.2 MS 分科会開催実績

実施日	主たる議題
H19. 12. 21	JEAC4111 平成 19 年度特別講演会内容の周知 <ul style="list-style-type: none"> ・不適合事象に対する根本原因分析について ・調達管理内容の充実について

(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 19 年度における保安規定及び品質保証計画書の改定は、表 12.3 のとおりであり、改定のつど当部要領書への影響をレビューし反映を行なうとともに、関係者への周知，教育を行った。（表 12.3 参照）

表 12.3 平成 19 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	改定(施行)日	主な改定事由
核燃料物質 使用施設 保安規定	H19. 7. 1	・ B 棟における開発試験の取り止め ・ Pu-1 における機器の設置等
	H19. 9. 1	・ 放射性廃棄物の処理及び保管に係る見直し等
	H20. 2. 15	・ Pu-1 における機器の撤去 ・ Pu-2 における使用の目的等の変更等
再処理施設 保安規定	H19. 4. 6	・ 再処理事業規則との語句の整合化 ・ 環境放射能の監視に係る試料採取場所等の変更等
	H19. 7. 1	・ 臨界警報装置の台数削減 ・ 環境管理課長等の業務所掌の変更等
核燃料物質 使用施設 品質保証計画書	H19. 4. 16	・ 品質方針の変更
	H20. 3. 3	・ 再処理施設品質保証計画書との整合化 ・ 非常の場合に採るべき措置に係る実施責任者の見直し等
再処理施設 品質保証計画書	H19. 4. 16	・ 品質方針の変更等

② 保安規定品質保証管理要領書の制・改定

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の反映として、「不適合・是正・予防処置進捗状況の確認」、「プロセスの監視・測定対象項目への設計・開発管理及び調達管理の追加」等に係る改定を行なった。

表 12.4 平成 19 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

(イ) 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	H19. 4. 2 (7)	H19. 9. 5 (6)	H19. 11. 29(2)
内部コミュニケーション管理要領書	H16. 3. 31	H19. 11. 29(2)	—	—
教育・訓練要領書	H16. 3. 31	H19. 7. 1 (6)	H19. 9. 5 (7)	H19. 11. 29(2)
業務の計画及び実施要領書	H16. 3. 31	H19. 4. 6 (3)	H19. 9. 5 (5)	H19. 11. 29(2)
調達管理要領書	H16. 3. 31	H19. 4. 2 (5)	H19. 11. 29(2)	—
設計・開発管理マニュアル	H16. 3. 31	—	—	—
製作・施工管理マニュアル	H16. 3. 31	H19. 11. 29(2)	—	—
受注者等品質監査実施マニュアル	H16. 3. 31	—	—	—
検査及び試験管理要領書	H16. 3. 31	H19. 7. 11 (6)	H19. 11. 29(2)	—
品質保証適用施設・設備等グレード分け	H16. 3. 31	H19. 11. 29(2)	—	—
不適合管理並びに是正及び予防処置要領書	H16. 6. 7	H19. 4. 6 (3)	H19. 9. 5 (1)	H19. 11. 29(2)

(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	—	—	—
教育・訓練計画書	H18. 4. 14	H19. 11. 29(3)	—	—
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	H19. 4. 2 (4)	H19. 9. 5 (3)	H19. 11. 29(2)
再処理施設に係る放射線管理部の業務の計画	H16. 6. 7	H19. 4. 2 (4)	H19. 4. 6 (3)	H19. 11. 29(7)
職務依頼の手続きに関する規則	H14. 1. 30	—	—	—
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	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	H19. 4. 2 (4)	H19. 11. 29(3)	H20. 1. 28 (3)

* 改定事由：(1) 保安検査指導事項等への対応 (2) 内部監査における意見等への対応
 (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) 不適合を踏まえた改善事項
 (7) その他

(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
上位文書である保安規則，予防規程及び品質保証計画書の改定や運用を通じた改善事項の反映として，「非常事態の措置に係る計画（放射線管理部所掌施設編）を受けた業務計画管理の作成」，「安全管理棟に係る下限数量以下の非密封線源の取扱い」等に係る改定を行なった。

(c) 保安規定品質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 19 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 19 年度の品質目標が達成できたことを確認した。

また，平成 19 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 20 年度の品質目標を策定した。（表 12.5 参照）

表 12.5 平成 19 年度及び平成 20 年度における部品質目標内容

平成 19 年度	平成 20 年度
(1) 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	(1) 講演会等各種行事への積極的な参画
(2) 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	(2) 過去のトラブル, 事故事例等から得られた反省・教訓等に係る継承教育の実施
(3) 保安検査の確実な準備, 対応の実施	(3) 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
(4) 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	(4) 保安検査の確実な準備, 対応の実施
(5) 設備・機器保全計画に基づく計画的な点検・保守の実施	(5) 関係法令, 許認可条件, 規定, 要領等に係る計画的な教育の実施
(6) 予防保全及び事後保全の確実な実施	(6) 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の実施による作業安全の確保
(7) 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	(7) 設備・機器保全計画に基づく計画的な点検・保守の実施
(8) 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	(8) 予防保全及び事後保全の確実な実施
(9) サイクル研究所訓練計画に従い, 非常事態訓練への参加 対応実施	(9) 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
(10) 施設側と連携した非常時(異常時)訓練の実施	(10) 人事異動等に伴う対応体制の見直しの実施
(11) 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	(11) サイクル研究所訓練計画に従い, 非常事態訓練への参画対応の実施
(12) 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	(12) 施設側と連携した非常時(異常時)訓練の実施
(13) 予防処置としての水平展開の確実な実施	(13) 管理職会議, 安全衛生委員会及び安全推進協議会による保安等に関する情報共有の実施
(14) 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	(14) 各種パトロール, 意見懇談会による管理職と現場従業員との意見交換会の実施
(15) 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	(15) 保安管理部指示に基づく水平展開の確実な実施
	(16) 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
	(17) 施設定期自主検査等に係る要領等の見直し及び必要に応じ要領等の改善の実施
	(18) 外部報告連絡会による外部報告資料の確認の徹底及び必要に応じた手順書等の見直しの実施
	(19) 品質保証計画書及び要領書等の運用の検討に係るプルセンター, 保安管理部等関連部署からの要請に応じた対応

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、「業務の計画及び実施要領書」に従い、プロセスが計画どおりの結果を達成する能力があることを確認し、その結果を記録した。さらに、確認結果が良好であったものについても、合理化・省力化の観点による改善内容を記録し、四半期ごとに部長による確認を行った。

なお、JEAG4121-2005 を参考に、品質マネジメントシステムの重要なプロセスの一つである、“設計・開発管理”及び“調達管理”を監視及び測定の対象として新たに構成し、管理の充実化を図った。(H19.9.5「業務の計画及び実施要領書」改定)

(d) 品質保証に係る保安検査対応

平成 19 年度の保安検査は、保安規定品質保証導入 4 年目となり、保安活動の定着化はもとより、効果的かつ効率的な活動という観点に基づき、検査官より設定された重点項目（業務）について、プロセス型検査が実施された。また、「施設定期自主検査に関する記録の不備対策実施状況」や「外部不具合事例の水平展開実施状況」も検査対象とされた。

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た。一方、検査官より自主改善事項「発生した不適合について、原因、処置対策、対策実施状況、効果の確認などの処置状況が把握できるような台帳（リスト）の作成」の指導を受けたため、MS 委員会で検討し、当該要領書（H19.9.5）を改訂した。また、「再処理センターで発生したカバーオール汚染事象を鑑み、放 2 課が担当する施設別教育課程に身体及び衣服のサーベイに関する実技教育のポイントを反映し実施」が挙げられたため、施設別教育課程に係るテキストを整備し下半期より運用を開始した。

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に係る保安検査は、導入後 4 年が経過したことを受け、プロセス型検査として、PDCA サイクルの管理状況（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。当部においては、平成 19 年 10 月 23、24 日に線量計測課、環境監視課及び放射線管理第 2 課が受検した。

本監査において指摘事項はなく、「プロセスの監視・測定による実施状況の確認」、「予防処置のための幅広い情報収集」、「判断シートを用いた個人の力量評価の実施」及び「特作計画チェックリストを用いた作業担当課への指導の実施」等に関する良好事例 7 件、「不適合の定義の整理」、「旧文書・廃止文書の保存」及び「文書監査において改善が必要と判断された事項」等に関する観察・意見 3 件が挙げられた。

観察・意見事項については、MS 委員会において検討し、関係部門の要領書を参考に当該要領書を改訂（H19. 11. 29）した。

② 使用施設内部監査

使用施設内部監査については、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 19 年 10 月 31 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はなく、本監査において、「プロセスの監視・測定による実施状況の確認」、「予防処置のための幅広い情報収集」、及び「フロー図等を用いた分かり易い文書の作成」等に関する良好事例 6 件、「力量が評価されたプロセスの確認」に関する観察事項 1 件が挙げられた。

観察事項については、MS 委員会で検討し、当該要領書を改訂（H19. 11. 29）した。

(f) 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、改善事項等を記録した「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

再処理施設に係るマネジメントレビューは、各部センターから提出されたインプット情報を研究所として集約後、所長の確認を経て本部に提出され、理事長により実施（H20. 3. 18）された。

レビューの結果、理事長指示事項として“法令等や許認可条件に係る教育の充実”“信頼性向上に繋がる取り組みの継続によるコンプライアンスの更なる徹底”，“リスクアセスメントの推進”，“事故・トラブル等経験の共有，伝承する仕組みの整備”，“風通しのよい職場環境の構築”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 施設に係るマネジメントレビューは、所長により実施（H20. 2. 18）された。

レビューの結果、所長指示事項として“誤記等発生の原因分析及び本質改善の実施”，“根本原因分析の導入に向けた検討の開始”，“プル燃加工事業化の合理的な対応”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 20 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は6件発生しており、部「不適合管理並びに是正及び予防処置要領書」に従い、速やかな応急処置とともに、原因究明、是正及び再発防止対策について万全の対応を図り収束に至っている。(管理No.19-02については平成20年7月末に効果の確認予定)

なお、平成19年度は、電力各社における過去のデータ改ざん、事故等未報告事象等の報告が相次いだことによる機構大の点検調査等により、当部が作成・報告する記録に誤記が複数発見されたことから、より客観的な視点から複数課を横断的に確認すべくMS委員会等によるデータの健全性確認や是正処置状況の効果の確認等を行い、再発防止をより確実なものとした。(表12.6参照)

表 12.6 不適合管理対応

管理No.	区分	発生日	件名	担当課
19-01	重大	H19.5.11	再処理施設定期検査に係る自主検査記録の不備	放2課
19-02	重大	H19.5.17	保安規定に基づく定期自主検査記録の不備	線計課
19-03	軽微	H19.5.25	茨城県東海地区環境放射線監視委員会四半期報告書の報告値の訂正について	放1課
19-04	軽微	H19.5.31	分離精製工場γ線エリアモニタの誤警報吹鳴	放2課
19-05	重大	H19.7.上旬	放射線管理報告書及び環境放射線管理報告書の訂正について	環境課
19-06	軽微	H20.1.18	安全協定に基づく運転状況報告書における報告値の訂正について	放1課

② 水平展開対応

平成19年度は、安全統括部の指示に基づく社内水平展開7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、対象機器等の調査、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、本部及び所からの水平展開のみならず、当部に関連する他社の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、2件(同情報を踏まえ放射線管理第1課及び放射線管理第2課にてそれぞれ展開)の予防処置「浜岡原子力発電所 排気筒貫通部の腐食事象に伴う再処理施設/核燃料物質使用施設の排気筒におけるサンプリング配管等の調査」を実施し、同類事象発生の防止に努めた。

12.2 技術・技能認定制度

平成 19 年度の講習会及び認定試験（筆記及び実技試験）は、「TLD による外部被ばく線量評価（5 月）」、「オシロスコープの取扱（6 月、7 月）」、「全身カウンタによる内部被ばく線量評価（9 月）」、「エアマスクの取扱（10 月）」、「 γ 線核種分析装置による測定・分析（10 月）」、「 α 線スペクトロサーベイメータの取扱（12 月）」、「放射線管理員（3 月）」を実施し、各認定項目において認定取得を図った。（表 12.7 参照）

表 12.7 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	—	—	4/23 名	8/20 名	12/43 名
2. γ 線核種分析装置による測定・分析	初級:1 / 6 名 中級:0 / 1 名	初級:3 / 8 名 中級:0 / 2 名	初級:0 / 10 名 中級:0 / 2 名	初級:2 / 14 名 中級: —	初級:6 / 38 名 中級:0 / 5 名
3. オシロスコープの取扱	初級:1 / 2 名	初級:1 / 6 名	初級:4 / 15 名	初級:2 / 7 名	初級:8 / 30 名
4. TLD による外部被ばく線量評価	初級:8 / 14 名	初級:1 / 1 名	—	—	初級:9 / 15 名
5. 放射線管理員	—	—	初級:1 / 9 名	初級:3 / 14 名	初級:4 / 23 名
6. 全身カウンタによる内部被ばく線量評価	初級:5 / 12 名	初級:1 / 1 名	—	—	初級:6 / 13 名
7. α 線スペクトロサーベイメータの取扱	—	—	6/11 名	2/8 名	8/19 名

※：平成 19 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）

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19年度に作成した技術資料
- リスト2 平成19年度の口頭発表実績
- リスト3 海外出張
- リスト4 受賞状況

付録3 用語集

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気中放射性物質濃度が 1 週間平均で空気中濃度限度 $\times 1/10$ 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告した者及び妊娠中の女子を除く、女子を対象とする。

(注5) 妊娠中である女子本人の申出等により、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 (^3H 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
^3H	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) ^{129}I , ^{131}I の年間最大放出量は、合計96.2GBq (^{129}I :26.6GBq, ^{131}I :69.6GBq)を目標とする。(茨城県)

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）

（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。

原子力安全協定等に対応する放出基準であり，第 1 排水溝排水のモニタリングとして中央廃水処理場コンポジット試料を対象としている。

（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)	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			
空気水分	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	部田野	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

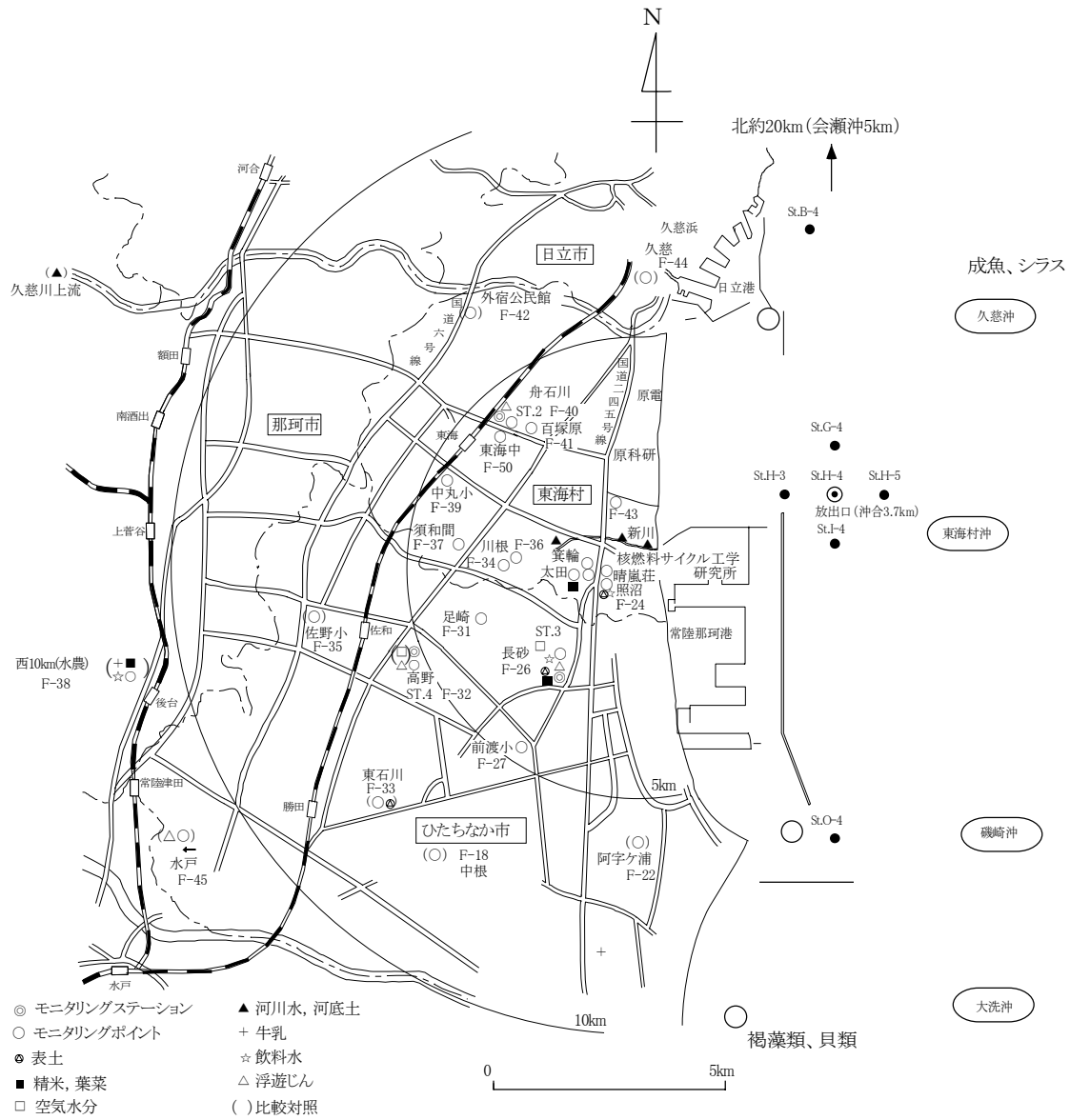
(注1) Pu-239: Pu-239, 240 を示す。

付録表 10 海洋環境監視計画

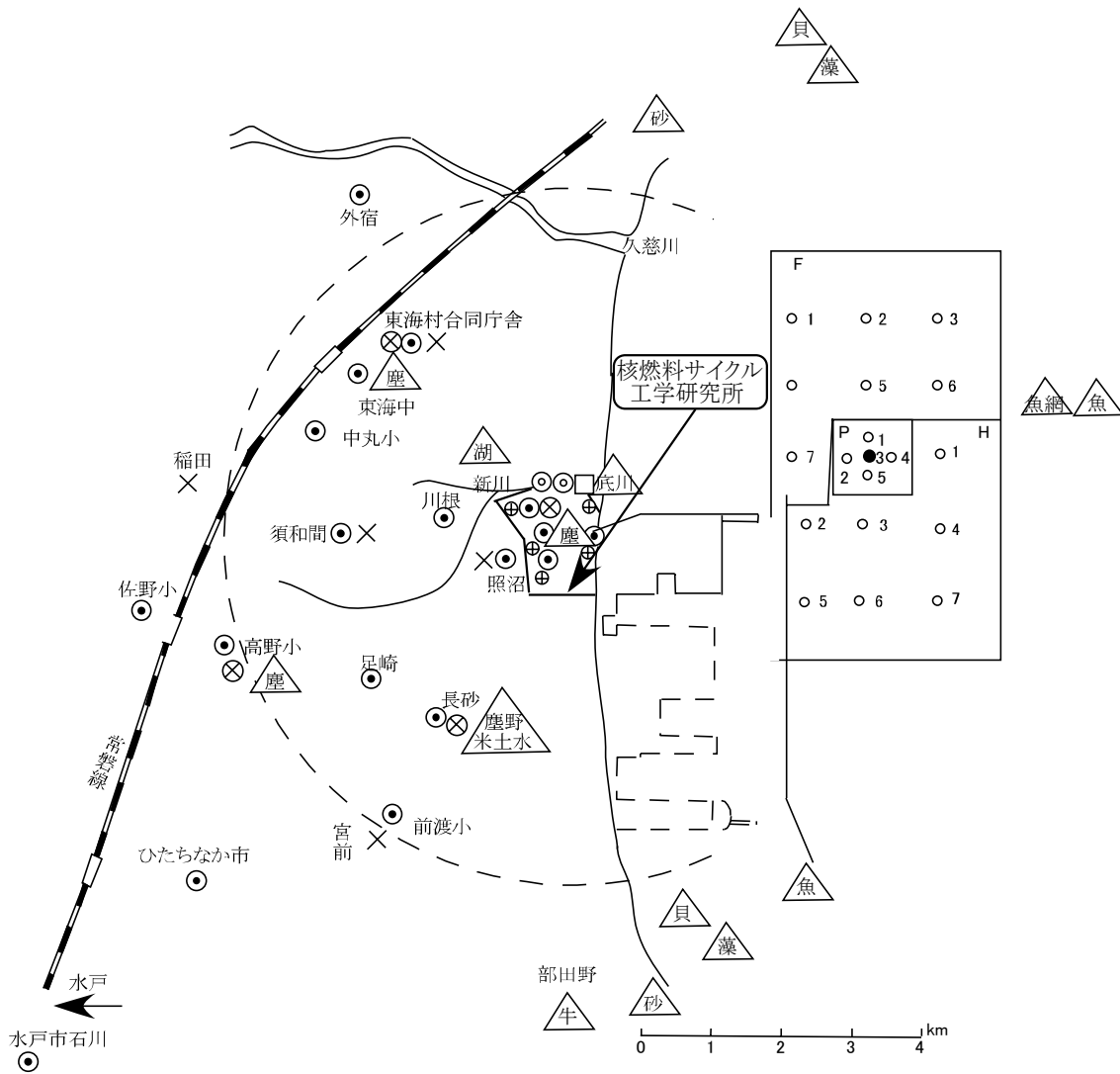
項目	保安規定に基づく測定			県監視計画に基づく報告		
	採取地点	頻度	対象核種	採取地点	頻度	対象核種
海水	放出口付近 5点	1回/3ヵ月	全β, H-3	Fサイクル研東海沖(7) H長砂沖(7) P放出口周辺(5)	4, 7, 10, 1月	H-3
		1回/年 7月	核種分析 (注1)			
	久慈沖及び磯崎沖 2点	1回/6ヵ月 7, 1月	全β, H-3		4, 10月	Mn-54, Co-60, Sr-90, Zr-95, Nb-95, Ru-106, Cs-137, Ce-144
	北約20km点 1点	1回/年 7月	全β, H-3, 核種分析 (注1)			
			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
褐藻類(ワカメ 又はヒジキ等) (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
魚網	東海村地先において曳航の魚網	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	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)

凡例						
ステーション	ポスト	TLD	空間線量率測定地点 (サーベイ)	排水	海水・海底土 採取地点	再処理排水放出口
⊗	⊕	⊙	×	⊙ □	○	●
△	塵: 塵埃、牛: 牛乳、野: 野菜、米: 精米、土: 土壌、底: 河底土、砂: 海岸砂 川: 河川水、湖: 湖沼水、水: 水道水 魚: 魚類、貝: 貝類、藻: 海藻類、漁網: 漁網					

付録2 報告・外部発表, 受賞状況等

リスト1 平成19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 中野 政尚 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18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) *1 瑞豊産業株式会社 *2 常陽産業株式会社	JAEA-Review 2007-041 (2007)
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 ング結果-2006年度- *1 常陽産業株式会社 *2 瑞豊産業株式会社 *3 株式会社 NESI	JAEA-Review 2007-044 (2007)
岡田 和彦	平成18年度放射線管理部年報	JAEA-Review 2007-051 (2007)
辻村 憲雄 吉田 忠義	RI 中性子線源における中性子放出角度分布の 非等方性の評価	JAEA-Research 2008-034 (2008)
小嵐 淳 藤田 博喜 小沼 利光*1 三上 智 秋山 聖光 武石 稔	東海再処理施設からの大気放出された ¹⁴ Cの 米への移行-モニタリングデータと簡易モ デリングアプローチ *1 株式会社 NESI	JAEA-Technology 2007-042 (2007)

JAEA-Review 2008-071

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
高崎 浩司 佐川 直貴 黒澤 重行*1 塩谷 聡 鈴木 一教 堀越 義紀 水庭 春美	イメージングプレートによるプルトニウム試料の画像解析法の開発 *1 検査開発株式会社	JAEA-Techonology 2008-028 (2008)
中野 政尚	LAMER : 海洋環境放射能による長期的地球規模リスク評価モデル	JAEA-Data/Code 2007-024 (2008)
堀越 義紀 根本 典雄 黒澤 重行*1 高崎 浩司 水庭 春美	発汗を伴う作業に適した管理区域内作業衣の素材の調査検討 *1 検査開発株式会社	JAEA-Testing 2008-003 (2008)
中野 政尚	現在・過去・未来の海を正しく予測 —LAMER を用いた放射性物質海洋拡散シミュレーション—	未来を拓く原子力 原子力機構の研究開発 成果 2007 (2007)

1.2 外部投稿・掲載（論文, note, 解説, 報告書） [1/2]

氏名	表題	誌名等
N. M. Rahman* ¹ T. Iida* ¹ F. Saito J. Koarashi H. Yamazawa* ¹ J. Moriizumi* ¹	Evaluation of aerosol sizing characteristic of an impactor using imaging plate technique * ¹ 名古屋大学	Radiat. Prot. Dosim., 123, 171-181 (2007)
N. Tsujimura T. Yoshida C. Takada T. Momose T. Nunomiya* ¹ K. Aoyama* ¹	Development of a neutron personal dose equivalent detector * ¹ 富士電機システムズ株式会社	Radiat. Prot. Dosim., 126, 261-264 (2007). First published June 2, 2007, doi:10.1093/rpd/ncm05 4
O. Kurihara C. Takada K. Takasaki K. Ito T. Momose K. Miyabe	Practical action levels for chelation therapy in plutonium inhalation using nose swab	Radiat. Prot. Dosim. 127, 411-417 (2007). First published June. 13, 2007, doi:10.1093/rpd/rcm29 5
N. Tsujimura T. Yoshida T. Momose	Calculation of anisotropy factors for radionuclide neutron sources due to scattering from source encapsulation and support structures	Radiat. Prot. Dosim., 126, 168-173 (2007). First published Jun. 16, 2007, doi:10.1093/rpd/ncm03 6.
M. Hirota O. Kurihara C. Takada K. Takasaki T. Momose S. Deji * ¹ S. Ito * ¹ T. Saze * ² K. Nishizawa * ¹	Development of ²⁴¹ Am lung monitoring system using an imaging plate * ¹ 名古屋大学 * ² 徳島大学	Health Phys., 93(1), 28-35 (2007).
辻村 憲雄 吉田 忠義	²⁴¹ Am-Be 中性子線源における中性子放出角度分布の非等方性	RADIOISOTOPES 56(9), 497-508 (2007).

1.2 外部投稿・掲載（論文, note, 解説, 報告書） [2/2]

氏名	表題	誌名等
中野 政尚	第55回原子放射線の影響に関する国連科学委員会（UNSCEAR）会合に参加して	保健物理 42(3) 189-191 (2007)
眞田 幸尚	第4回放射線安全及び計測技術国際シンポジウム（ISORD-4）の印象記	保健物理 42(4) 306-308 (2007)
小嵐 淳	放射性炭素—環境中移行のモデルに関する国際的な取り組み—	保健物理 42(4) 321-328 (2007)
中野 政尚	海産物摂取による大気圏内核実験からの実効線量の算出	保健物理 42(4) 329-340 (2007)
Fujita, H. Kokubun, Y. Koarashi, J.	Environmental tritium in the vicinity of Tokai reprocessing plant	J. Nucl. Sci. Technol., 44, 1474-1480. (2007)
O. Kurihara S. Hato K. Kanai C. Takada K. Takasaki K. Ito T. Momose H. Ikeda * ¹ M. Oeda * ¹ N. Kurosawa * ¹ K. Fukutsu * ² Y. Yamada * ² M. Akashi * ²	REIDAC - A software package for retrospective dose assessment in internal contamination with radionuclides * ¹ 株式会社 VIC * ² 放射線医学総合研究所	J. Nucl. Sci. Technol. 44(10), 1337-1346. (2007)
H. Fujita T. Hashimoto* ¹	Effects of annealing temperatures on some radiation-induced phenomena in natural quartz * ¹ 新潟大学	Radiation Measurements, 42, 156-162 (2007)

リスト 2 平成 19 年度の口頭発表実績

2.1 国際会議

氏名	表題	学会名等
Y. Shimizu Y. Suitsu T. Murakami A. Yuri	Parametric studies on nuclear criticality safety design of MOX fuel fabrication facility	8 th International Conference on Nuclear Criticality Safety (ICNC-2007) St. Petersburg, Russia May 28-June 1, 2007
Y. Sanada N. Tsujimura Y. Shimizu K. Izaki S. Furuta	Installation Places of Criticality Accident Detectors in the Plutonium Conversion Development Facility	The 4th International Symposium on Radiation Safety and Detection Technology (ISORD-4) Hanyang University, Seoul, Korea July 18-20, 2007
J. Koarashi S. Mikami Y. Nakat K. Akiyama H. Kobayashi M. Takeishi	Monitoring Methodologies and Chronology of Radioactive Airborne Releases from Tokai Reprocessing Plant	ISORD-4 2007年7月 (Seoul, Korea)
K. Ueno ^{*1} A. Yamaguchi ^{*1} K. Nakamura ^{*1} K. Maehata ^{*1} K. Ishibashi ^{*1} K. Takasaki T. Umeno ^{*2} K. Tanaka ^{*3}	Development of TES microcalorimeter for high precision spectroscopy of LX-rays emitted from transuranium elements *1 九州大学 *2 太陽日酸株式会社 *3 SIINT	ISORD-4 2007年7月 (Seoul, Korea)
M. Nakano	Study on the Worldwide Estimation of Probabilistic Effective Dose from Intake of Marine Products	ISORD-4 2007年7月 (Seoul, Korea)
H. Fujita	Retrospective Dosimetry Using Violet Thermoluminescence from Natural Quartz in Soil	ISORD-4 2007年7月 (Seoul, Korea)

2.2 日本保健物理学会 [1/2]

氏名	表題	学会名等
高田 千恵	原子力施設における外部被ばく線量評価	第41回研究発表会 2007年6月 東京
吉田 忠義 辻村 憲雄 宮田 英明* ¹	減速中性子校正場における混在 γ 線量率の測定 * ¹ 原子力技術株式会社	第41回研究発表会 2007年6月 東京
金井 克太 百瀬 琢磨 伊藤 公雄 高田 千恵 寺門 義則 栗原 治* ¹	核燃料施設におけるプルトニウム内部被ばく モニタリング技術開発と経験 * ¹ 放射線医学総合研究所	第41回研究発表会 2007年6月 東京
百瀬 琢磨 宮部 賢次郎 山田 裕司* ¹ 福津 久美子* ¹ 栗原 治* ¹ 明石 真言* ¹	吸入エアロゾル性状に起因する鼻スミア法の 不確定幅 * ¹ 放射線医学総合研究所	第41回研究発表会 2007年6月 東京
百瀬 琢磨 宮部 賢次郎 福津 久美子* ¹ 栗原 治* ¹ 山田 裕司* ¹ 明石 真言* ¹	鼻スミア濾紙における α 検出効率の検討 * ¹ 放射線医学総合研究所	第41回研究発表会 2007年6月 東京
海野 基義 江橋 勤 川崎 位 友常 裕介 秋山 聖光 江尻 英夫 小林 博英	高温多湿, 高放射線環境下における放射線防護 設備の適用に関わる研究 (放射線作業における身体負荷量の調査)	第41回研究発表会 2007年6月 東京
中野 政尚 藤田 博喜 國分 祐司 武石 稔	海洋環境中での放射性核種の濃縮に関する研究 -東海再処理施設周辺のモニタリング結果から-	第41回研究発表会 2007年6月 東京

2.2 日本保健物理学会 [2/2]

氏名	表題	学会名等
竹安 正則 小沼 利光 藤田 博喜 森澤 正人 渡辺 一*1 菅井 将光*1	東海再処理施設周辺の空間放射線線量率の変動要因について *1 常陽産業株式会社	第41回研究発表会 2007年6月 東京
井崎 賢二 猪野 和生*1	ZnS(Ag)シンチレーション検出器による α 線エネルギー弁別技術の適用評価 *1 検査開発株式会社	第41回研究発表会 2007年6月 東京
藤田 博喜 橋本 哲夫*1	天然石英粒子からの紫色熱ルミネッセンス測定による緊急時線量測定方法の開発 *1 新潟大学	第41回研究発表会 2007年6月 東京
武石 稔	内部被ばく線量評価の為にバイオアッセイ分析に関する放射能評価方法について	専門部会シンポジウム 「内部被ばく線量評価のための体外計測器に関する標準校正方法」 2008年1月 東京

2.3 日本原子力学会

氏名	表題	学会名等
眞田 幸尚 橋本 哲夫*	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 * 新潟大学	北関東支部 若手研究者発表会 2007年4月 茨城
清水 義雄	MOX 粉末の Pu 富化度に対する不均一効果の検討	2007年秋の大会 2007年9月 北九州
辻村 憲雄 吉田 忠義	中性子・ γ 線非弁別測定式臨界警報器装置の開発と特性評価	2008年春の年会 2008年3月 大阪
國分 祐司 中野 政尚 小沼 利光 武石 稔	排気筒からの拡散評価法を用いた大気中 ^3H モニタリング結果の評価について	2008年春の年会 2008年3月 大阪
武石 稔 中野 政尚 古田 定昭 宮部 賢次郎	東海再処理施設における環境モニタリングの経験	2008年春の年会 企画セッション 2008年3月 大阪

2.4 その他の学会

氏名	表題	学会名等
吉田 忠義 辻村 憲雄 古河 洋平* ¹	イメージングプレートによる ²⁴¹ Am 及び ³⁶ Cl 校正用面線源の均一性の評価 * ¹ 日本放射線エンジニアリング株式会社	第44回アイソトープ・放射線研究発表会 2007年7月 東京
河野 恭彦 檜山 桂典 中野 政尚 武石 稔	東海再処理施設における排水中の TRU核種に関する調査	第44回アイソトープ・放射線研究発表会 2007年7月 東京
渡辺 均	中国の核実験と放射線環境監視	第3回放射線防護医療研究会 2007年11月 札幌
國分 祐司 中野 政尚 武石 稔	AMS を用いた東海再処理施設周辺の土壌中 ¹²⁹ I 濃度調査に関する検討	第1回 JAEA タンデトロ ン AMS 利用報告会 2007年11月 青森県むつ市
辻村 憲雄 吉田 忠義	臨界警報装置用中性子検出器のレスポンスの評価	日本放射線安全管理学会 第6回学術大会 2007年12月 仙台
高田 千恵 中川 貴博 堀越 義紀 伊東 康久 伊藤 公雄 百瀬 琢磨	核燃料サイクル工学研究所における緊急時被ばく医療への取り組み	日本放射線安全管理学会 第6回学術大会 2007年12月 仙台
國分 祐司 中野 政尚 武石 稔	東海再処理施設周辺の土壌中 ¹²⁹ I 濃度調査	第49回環境放射能調査研究成果発表会 2007年12月 東京
辻村 憲雄	核燃料施設における中性子線量当量高精度評価のための減速中性子校正場と線量基準測定器の開発	平成19年度国際計量研究連絡委員会放射線標準分科会 2008年2月

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
伊藤 公雄	IAEA RASSC（放射線基準委員会）	オーストリア	2007. 4. 8～4. 15
高崎 浩司	平成 19 年度「原子力安全に関する国際動向調査」に係わる会議	スイス連邦	2007. 4. 24～4. 29
中野 政尚	第 55 回国連科学委員会	オーストリア	2007. 5. 20～5. 27
百瀬 琢磨	緊急被ばく医療に関する国際シンポジウム	台湾	2007. 5. 24～5. 28
小嵐 淳	IAEA EMRAS ワーキンググループ	オーストリア	2007. 5. 28～6. 3
伊藤 公雄	IAEA BSS テクニカルミーティング	オーストリア	2007. 7. 15～7. 22
中野 政尚	原子力研究交流制度による技術指導	インドネシア	2007. 9. 2～9. 8
伊藤 公雄	IAEA 第 23 回 RASSC 会議	オーストリア	2007. 10. 14～10. 20
藤田 博喜	原子力留学生	デンマーク	2008. 3. 17～

リスト4 受賞状況

氏名	標 題	表彰名・受賞年月
吉田 忠義 辻村 憲雄 宮田 英明	減速中性子校正場における混在 γ 線量率の測定	保健物理学会第41回研究発表会 保健物理学会 優秀ポスター賞 2007年6月14日～6月15日

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。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 ていー・える・でいーゆびりんぐ

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。サイクル研究所では 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者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。

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

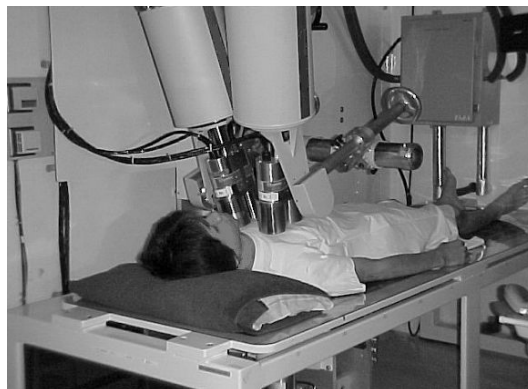
放射性物質を吸入したり、経口摂取したりすること等によって体内に取り込まれた放射性物質が生体の各所に沈着し、体内の組織(甲状腺、肺、骨髄、胃腸等)が放射線を受ける場合の被ばくをいう。内部被ばくの評価には、全身カウンタ、肺モニタ、バイオアッセイ、空気中の放射性物質濃度からの計算などの方法がある。

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

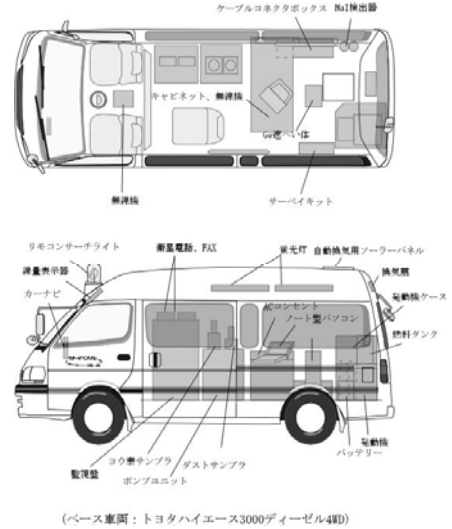
従業員の放射線障害の防止と公共の安全の確保を図るため、放射線障害防止法に基づき、放射性同位元素または放射線発生装置を使用しようとする事業者等は、放射線障害予防規定を定めることが義務づけられている。放射線障害予防規定は、国への届出が必要である。

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。

モニタリング車 もにたりんぐしゃ

空間放射線量率の連続測定記録装置，大気中の放射性ダストや放射性ヨウ素を連続採取し測定する装置などを搭載した特殊車両をいう。原子力事故時にその機動力を生かして，任意の場所で環境中の放射線量率や空気中の放射能をモニタリングすることができる。



モニタリングステーション，モニタリングポスト もにたりんぐすてーしょん，もにたりんぐぼすと

空間放射線量率を測定するための連続モニタを備えた野外観測設備をモニタリングポストという。それに加え，空気中の放射性ダスト，放射性ヨウ素を採取するためのダストサンプラー，気象観測設備を備えた野外観測設備をモニタリングステーションという。



ヨウ素 ようそ

原子番号 53 番。ハロゲン元素の一つである。海藻や海産動物中に主に有機化合物として存在する。ヨウ素の放射性同位体の ^{129}I や ^{131}I は核分裂生成物であり，原子炉や再処理施設からの排気や排水中に放出される可能性がある。 ^{129}I は半減期 1600 万年の長半減期核種であり，再処理施設の環境影響評価上重要である。また，ヨウ素は体内に摂取されると甲状腺に選択的に蓄積されることから， ^{131}I ， ^{134}I 等の短半減期の放射性ヨウ素が原子力防災において注目されている。

なお， ^{129}I は低エネルギーの β 線と γ 線しか放出しないことから，環境レベルの測定には，中性子放射化分析法や質量分析法が用いられる。

臨界 りんかい

ウランやプルトニウムなどの重い原子核が中性子と反応して 2 個又はそれ以上の核分裂生成物に分裂し，それと同時に 2～3 個の中性子を発生し，かつ大きなエネルギーを放出することを核分裂といい，この時，中性子の発生量と失われる量が等しく，中性子の時間変化がない状態（定常的に核分裂が持続）を臨界状態という。

編集者

放射線管理部

古田 定昭, 百瀬 琢磨, 田子 格

線量計測課

岡田 和彦, 辻村 憲雄, 椿 裕彦, 高田 千恵, 吉田 忠義, 竹松 光春
清水 義雄, 金井 克太, 曳沼 裕一, 中川 貴博, 前中 孝文*¹

環境監視課

武石 稔, 松浦 賢一, 渡辺 均, 中野 政尚, 今泉 謙二, 竹安 正則
森澤 正人, 國分 祐司, 河野 恭彦, 小沼 利光*²

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, 佐川 直貴

放射線管理第2課

秋山 聖光, 長谷川 市郎, 並木 篤, 遠藤 邦明, 伊東 康久, 山下 朋之,
小坪 直樹, 中田 陽, 江尻 明, 高島 英治, 飯嶋 信夫, 眞田 幸尚,
塩谷 聡, 宮内 享, 吉次 雄一, 今橋 淳史

事務局

吉田 健一

*1 検査開発株式会社

*2 株式会社 NESI

「平成 18 年度 放射線管理部年報」記載内容の訂正

「JAEA-Review 2007-051 平成 18 年度 放射線管理部年報」記載内容に誤りがありましたので、下記の通り訂正いたします。

i ページ 本文中 18～19 行目

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（誤） $9.9 \times 10^{-9} \text{mSv}$ → （正） $3.1 \times 10^{-4} \text{mSv}$ であった。

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
	積立法メートル	m ³
速度	メートル毎秒	m/s
	メートル毎秒毎秒	m/s ²
波数	毎メートル	m ⁻¹
	キログラム毎立方メートル	kg/m ³
面積密度	キログラム毎平方メートル	kg/m ²
	立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
	アンペア毎メートル	A/m
濃度	モル毎立方メートル	mol/m ³
	キログラム毎立方メートル	kg/m ³
輝度	カンデラ毎平方メートル	cd/m ²
	(数字の) 1	1
比誘電率	(数字の) 1	1

(a) 量濃度 (amount concentration) は臨床化学の分野では物質濃度 (substance concentration) とよばれる。
 (b) これらは無次元量あるいは次元 1 をもつ量であるが、そのことを表す単位記号である数字の 1 は通常は表記しない。

表 3. 固有の名称と記号で表されるSI組立単位

組立量	SI 組立単位			
	名称	記号	他のSI単位による表し方	SI基本単位による表し方
平面角	ラジアン ^(b)	rad	1 ^(b)	m/m
	ステラジアン ^(b)	sr ^(b)	1 ^(b)	m ² /m ²
周波数	ヘルツ ^(d)	Hz	1	s ⁻¹
	ニュートン	N		m kg s ⁻²
圧力, 応力	パスカル	Pa	N/m ²	m ⁻¹ kg s ⁻²
	ジュール	J	N m	m ² kg s ⁻²
仕事率, 仕事, 熱量	ワット	W	J/s	m ² kg s ⁻³
	クーロン	C		s A
電位差 (電圧), 起電力	ボルト	V	W/A	m ² kg s ⁻³ A ⁻¹
	ファラド	F	C/V	m ² kg ⁻¹ s ⁴ A ²
電気抵抗	オーム	Ω	V/A	m ² kg s ⁻³ A ⁻²
	ジーメンズ	S	A/V	m ² kg ⁻¹ s ³ A ²
コンダクタンス	ウェーバ	Wb	Vs	m ² kg s ² A ⁻¹
	テスラ	T	Wb/m ²	kg s ⁻² A ⁻¹
磁束密度	ヘンリー	H	Wb/A	m ² kg s ² A ⁻²
	セルシウス度 ^(e)	°C		K
インダクタンス	ルーメン	lm		cd sr ^(f)
	ルクス	lx		lm/m ²
放射線量	ベクレル ^(d)	Bq		s ⁻¹
	グレイ	Gy	J/kg	m ² s ⁻²
吸収線量, 比エネルギー分与, カーマ	シーベルト ^(g)	Sv	J/kg	m ² s ⁻²
	カタール	kat		s ⁻¹ mol

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

表 4. 単位の中に固有の名称と記号を含むSI組立単位の例

組立量	SI 組立単位		
	名称	記号	SI 基本単位による表し方
粘り	パスカル秒	Pa s	m ⁻¹ kg s ⁻¹
	ニュートンメートル	N m	m ² kg s ⁻²
表面張力	ニュートン毎メートル	N/m	kg s ⁻²
	ラジアン毎秒	rad/s	m m ⁻¹ s ⁻¹ = s ⁻¹
角加速度	ラジアン毎秒毎秒	rad/s ²	m m ⁻¹ s ⁻² = s ⁻²
	ワット毎平方メートル	W/m ²	kg s ⁻³
熱流密度, 放射照度	ジュール毎ケルビン	J/K	m ² kg s ⁻² K ⁻¹
	ジュール毎キログラム毎ケルビン	J/(kg K)	m ² s ⁻² K ⁻¹
比熱容量, 比エントロピー	ジュール毎キログラム	J/kg	m ² s ⁻²
	ワット毎メートル毎ケルビン	W/(m K)	m kg s ⁻³ K ⁻¹
熱伝導率	ジュール毎立方メートル	J/m ³	m ⁻¹ kg s ⁻²
	ジュール毎メートル	J/m	m kg s ⁻³ A ⁻¹
電界の強さ	クーロン毎立方メートル	C/m ³	m ⁻³ s A
	クーロン毎平方メートル	C/m ²	m ⁻² s A
電荷密度	クーロン毎平方メートル	C/m ²	m ⁻² s A
	クーロン毎平方メートル	C/m ²	m ⁻² s A
誘電率	ファラド毎メートル	F/m	m ⁻³ kg ⁻¹ s ⁴ A ²
	ヘンリー毎メートル	H/m	m kg s ⁻² A ²
モルエネルギー	ジュール毎モル	J/mol	m ² kg s ⁻² mol ⁻¹
	ジュール毎モル毎ケルビン	J/(mol K)	m ² kg s ⁻² K ⁻¹ mol ⁻¹
照射線量 (X線及びγ線)	クーロン毎キログラム	C/kg	kg ⁻¹ s A
	グレイ毎秒	Gy/s	m ² s ⁻³
放射線強度	ワット毎ステラジアン	W/sr	m ² kg s ⁻³ = m ² kg s ⁻³
	ワット毎平方メートル毎ステラジアン	W/(m ² sr)	m ² kg s ⁻³ = kg s ⁻³
酵素活性濃度	カタール毎立方メートル	kat/m ³	m ⁻³ s ⁻¹ mol

表 5. SI 接頭語

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

表 6. SIに属さないが、SIと併用される単位

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

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

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

表 8. SIに属さないが、SIと併用されるその他の単位

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

表 9. 固有の名称をもつCGS組立単位

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

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

表 10. SIに属さないその他の単位の例

名称	記号	SI 単位で表される数値
キュリー	Ci	1 Ci=3.7×10 ¹⁰ Bq
レントゲン	R	1 R=2.58×10 ⁻⁴ C/kg
ラド	rad	1 rad=1 cGy=10 ⁻² Gy
レム	rem	1 rem=1 cSv=10 ⁻² Sv
ガンマ	γ	1 γ=1 nT=10 ⁻⁹ T
フェルミ	fm	1 fm=10 ⁻¹⁵ m
メートル系カラット		1 m ³ 系カラット = 200 mg = 2×10 ⁻⁴ kg
トル	Torr	1 Torr = (101 325/760) Pa
標準大気圧	atm	1 atm = 101 325 Pa
カロリー	cal	1 cal=4.1858 J (「15°C」カロリー), 4.1868 J (「IT」カロリー) 4.184 J (「熱化学」カロリー)

