



## 平成20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 2008  
(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

March 2010

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

本レポートは日本原子力研究開発機構が不定期に発行する成果報告書です。

本レポートの入手並びに著作権利用に関するお問い合わせは、下記あてにお問い合わせ下さい。

なお、本レポートの全文は日本原子力研究開発機構ホームページ (<http://www.jaea.go.jp>)

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

## 平成20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

(2009年12月18日受理)

本報告書は、平成20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放出管理、個人被ばく管理、環境放射線及び環境放射能の監視、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20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8.5mSv、平均0.2mSv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 $2.1 \times 10^{-4}$  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なかった。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マネジメントシステムの導入以降、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 2008  
(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 18, 2009)

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 2008.

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 2008, 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 8.5 mSv and the mean annual effective dose was 0.2 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  $2.0 \times 10^{-4}$  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 サイクル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 .....	6
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 .....	15
3.3 核燃料物質使用施設等の放射線管理状況 .....	16
3.3.1 作業環境の放射線監視結果 .....	16
3.3.2 特殊放射線作業等の実施状況及び被ばく管理状況 .....	17
3.3.3 核燃料物質等及び物品等の搬出状況 .....	23
3.3.4 管理区域等の設定・解除 .....	23
3.3.5 使用施設保安検査 .....	26
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 .....	26
4. 個人被ばく管理 .....	27
4.1 サイクル研究所の個人被ばく状況 .....	27
4.2 外部被ばく管理状況 .....	28
4.2.1 実効線量 .....	28
4.2.2 等価線量 .....	29
4.3 内部被ばく管理状況 .....	30
4.4 一時立入者の線量測定状況 .....	31
4.5 マスクフィットネス試験 .....	32
5. 放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の放出管理 .....	34
5.1 放射性気体廃棄物の放出状況 .....	34
5.1.1 再処理施設 .....	34
5.1.2 使用施設等 .....	36

5.2	放射性液体廃棄物の放出状況	38
5.2.1	再処理施設	38
5.2.2	第1排水溝	40
5.2.3	第2排水溝	41
6.	環境放射線監視	42
6.1	環境放射線モニタリング	42
6.1.1	陸上環境モニタリング	42
6.1.2	海洋環境モニタリング	44
6.2	気象観測	47
6.3	環境線量評価	50
6.3.1	線量算出方法	50
6.3.2	被ばく経路	50
6.3.3	線量算出結果	51
7.	放射線・放射能標準の維持・管理	53
7.1	トレーサビリティ	53
7.2	照射設備・線源	53
7.2.1	照射設備	53
7.2.2	線源	54
7.3	基準測定器等	54
7.4	RI線源等使用記録, 官庁検査対応	55
7.5	付帯設備等	55
8.	主要な設備機器の整備, 維持管理	59
8.1	放射線管理用機器の保守校正	59
8.1.1	放射線管理用機器(臨界警報装置を除く)の定期点検状況	60
8.1.2	臨界警報装置の検査状況	60
8.1.3	主な予防保全	61
9.	研究開発	64
9.1	研究開発の推進	64
9.2	放射線モニタリング技術の高度化研究	66
9.2.1	黒鉛減速 <sup>241</sup> Am-Li中性子線源を用いる校正場の設計	66
9.2.2	中性子・ガンマ線非弁別測定式臨界警報装置の中性子吸収線量率 レスポンス試験	68

9.2.3	想定事故条件における中性子・ガンマ線非弁別測定式臨界警報装置のレスポンスの評価	70
9.2.4	過渡臨界実験装置 TRACY を用いた中性子・ガンマ線非弁別測定式臨界警報装置の作動試験	72
9.2.5	開放窓形電離箱式放射性表面汚染サーベイメータの開発	75
9.2.6	<sup>241</sup> Am 硝酸溶液を浸透させた豚皮膚片の線源効率	76
9.2.7	ZnS (Ag) シンチレータによるエネルギー弁別法の検討	79
9.2.8	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	82
9.2.9	パルス時間間隔を用いたバックグラウンド補償型ダストモニタの開発	85
9.2.10	α線・β線同時測定型体表面モニタの開発	88
9.2.11	臨界警報装置に与える宇宙線の影響に関する調査	90
9.2.12	臨界警報装置の警報設定値に関する再評価	92
9.3	個人被ばく線量測定・評価技術の高度化研究	94
9.3.1	臨界事故時における緊急対応計画のための線源条件の検討	94
9.3.2	臨界事故におけるスクリーニングのためのインジウム誘導放射能とサーベイメータ計数率の関係の評価	96
9.3.3	BOMAB ファントムによる全身カウンタの計数効率の評価	98
9.3.4	MOX 施設管理区域境界における TLD による中性子線のモニタリング	100
9.3.5	グローブボックス作業における体幹部不均等及び末端部被ばくのデータ分析	102
9.4	環境影響評価手法の研究	104
9.4.1	東海再処理施設周辺の海水中 <sup>3</sup> H 濃度及び拡散状況について	104
9.4.2	開放型沿岸域における流れに及ぼす風の効果	106
9.4.3	放射性液体廃棄物の長期的多国間放射線影響評価に関する検討	107
9.5	先行基礎工学研究	108
9.5.1	プルトニウム同位体等の LX 線高精度分光分析に係る研究	108
10.	技術支援, 国際協力	112
10.1	技術支援	112
10.1.1	日本原燃への協力協定に基づく技術支援	112
10.1.2	自治体等への協力	113
10.2	受託研究等	116

11. 環境放射線モニタリング情報.....	117
12. マネジメントシステム .....	118
12.1 品質マネジメントシステム .....	118
12.2 技術・技能認定制度 .....	124
付録 .....	125
付録1 図表 .....	126
付録2 報告・外部発表等 .....	136
付録3 用語集 .....	145

## 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 .....	6
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 .....	15
3.3 Radiation Control Activities of the Plutonium Radiation Control Section .....	16
3.3.1 Radiological Surveillance in the Work Environments .....	16
3.3.2 Specific Radiation Works .....	17
3.3.3 Release Surveys for Materials Containing Nuclear Fuel or Used in the Controlled Areas .....	23
3.3.4 Establishment and Disestablishment of Radiological Controlled Areas .....	23
3.3.5 Operational Safety Inspection on Nuclear Fuel Facilities ...	26
3.3.6 Inspection on RI Facilities .....	26
4. Personal Radiation Monitoring .....	27
4.1 General .....	27
4.2 External exposure .....	28
4.2.1 Effective Dose .....	28
4.2.2 Equivalent Dose .....	29
4.3 Internal exposure.....	30
4.4 Monitoring for Visitors .....	31

4.5	Mask Fitness Examination .....	32
5.	Discharge Management of Radioactive Gaseous Waste and Radioactive Radioactive Liquid Waste .....	34
5.1	Discharge Situation of Radioactive Gaseous Waste .....	34
5.1.1	Reprocessing Facility .....	34
5.1.2	Nuclear Fuel Material Use Institution .....	36
5.2	Discharge of Radioactive Liquid Waste .....	38
5.2.1	Reprocessing Plant .....	38
5.2.2	The 1st drain .....	40
5.2.3	The 2nd drain .....	41
6.	Environmental Radiation Survey .....	42
6.1	Environmental Radiation Monitoring .....	42
6.1.1	Terrestrial Environment Monitoring .....	42
6.1.2	Marine Environment Monitoring .....	44
6.2	Meteorological Observation .....	47
6.3	Environmental Dose Estimation .....	50
6.3.1	Dose Calculation Method .....	50
6.3.2	Exposure Pathway .....	50
6.3.3	Result of Dose Estimation.....	51
7.	Radiological Standards.....	53
7.1	Traceability .....	53
7.2	Irradiation Apparatuses and Calibration Sources .....	53
7.2.1	Irradiation Apparatuses .....	53
7.2.2	Calibration Sources .....	54
7.3	Reference Measuring Instruments .....	54
7.4	Source Records and Facility Inspection .....	55
7.5	Peripheral equipments .....	55
8.	Instrumentation Services .....	59
8.1	Maintenance and Calibration of Radiation Monitoring Instruments... ..	59
8.1.1	Maintenance and Calibration of Radiation Monitors and Survey Meters.....	60
8.1.2	Maintenance and Calibration of Criticality Accident Alarm Systems .....	60

8.1.3	Preventive Maintenance .....	61
9.	Research and Development .....	64
9.1	R&D Promotion .....	64
9.2	Advanced research of radiation monitoring technology .....	66
9.2.1	Design of a neutron calibration field with <sup>241</sup> Am-Li neutron sources housed in a graphite pile .....	66
9.2.2	Calibration of a neutron-photon criticality accident alarm system detector with respect to neutron absorbed dose rate ...	68
9.2.3	Evaluation of absorbed dose response of a neutron-photon criticality accident alarm system detector in radiation fields anticipated in criticality accidents .....	70
9.2.4	Pulse Response and Overload Testinnng of Criticality Accident Alarm System using TRACY .....	72
9.2.5	Development of a wall-less ionization chamber for radiation surface contamination measurements .....	75
9.2.6	Permeability of <sup>241</sup> Am nitric solution into pig skin tissue.....	76
9.2.7	Study on the discrimination technique of alpha rays using the ZnS(Ag) scintillation detector .....	79
9.2.8	Development of Image-Analysis Method of Plutonium Samples by Imaging Plate .....	82
9.2.9	Rapid evaluation method of airborne radioactivity using background-compensated dust monitor .....	85
9.2.10	Development of the body surface monitor for simultaneous measurement of alpha and beta rays .....	88
9.2.11	Investigation concerning influence of cosmic rays on the Criticality Accident Alarm System .....	90
9.2.12	Reevaluation of the alarm lebel of the Criticalty Accident Alarm System .....	92
9.3	Advanced research of Personal dosimetry technology .....	94
9.3.1	Study on source term for emergency action plan on a criticality accident .....	94
9.3.2	Relationship between Induced Activity of Indium and Count Rates of a Survey Meter For Screeninng Personnel Exposed in a Criticality Accident .....	96

9.3.3	Study on phantoms for field-testing of personal neutron dosimeters in more realistic exposure condition .....	98
9.3.4	Nutron monitoring at the boundaries of control areas in MOX facilities with TLD .....	100
9.3.5	Individual Dose Analysis of Non-uniform Body and Extremity Exposures During Glove Box Operations .....	102
9.4	Research of the environmental impact evaluation technique .....	104
9.4.1	Tritium concentration in seawater and its diffusion around Tokai reprocessing plant .....	104
9.4.2	Wind effect on currents in a thin surface layer of coastal waters faced Open-Sea .....	106
9.4.3	Radiological assessment of multilateral radioactive effluents in the Pacific Ocean .....	107
9.5	The JAEA Cooperative Research Scheme on the Nuclear Fuel Cycle ...	108
9.5.1	Development of TES microcalorimeter for high precision spectroscopy of LX-rays emitted from transuranium elements ..	108
10.	Technical Supports and Cooperation .....	112
10.1	Technical Supports .....	112
10.1.1	Technical Supports Based on the Cooperation Agreement to JNFL(Japan Nuclear Fuel Limited) .....	112
10.1.2	Cooperation to Local Governments .....	113
10.2	Entrusted investigation .....	116
11.	Environmental Radiation Monitoring Information .....	117
12.	Quality Assurance Activities .....	118
12.1	The Management System Promotion Committee .....	118
12.2	Qualification system of knowledge and skills for radiation control personnel .....	124
	Appendixes .....	125
	Appendix 1 Chart .....	126
	Appendix 2 Reports, Presentations .....	136
	Appendix 3 Glossary .....	145



## 1. はじめに

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

サイクル研究所におけるプルトニウムの取り扱いは、昭和 41 年、原子燃料公社時代にプルトニウム燃料第一開発室（当時第一開発室）に米国から約 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 0.7 t / 日の処理能力を持つわが国初の再処理工場が運転を開始し、平成 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 19 年 7 月までに合計 1,140 t 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、 $\alpha$  線、 $\beta$  線、 $\gamma$  線及び中性子線が混在する作業環境の放射線管理、外部被ばく及び内部被ばくの管理、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、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 20 年度の放射線管理部における重要な課題は、前年度に引き続いて、

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

## 2. 放射線管理部の組織及び業務

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

図 2.1 に組織の概略を、図 2.2 に組織体制を示す。

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

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

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

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

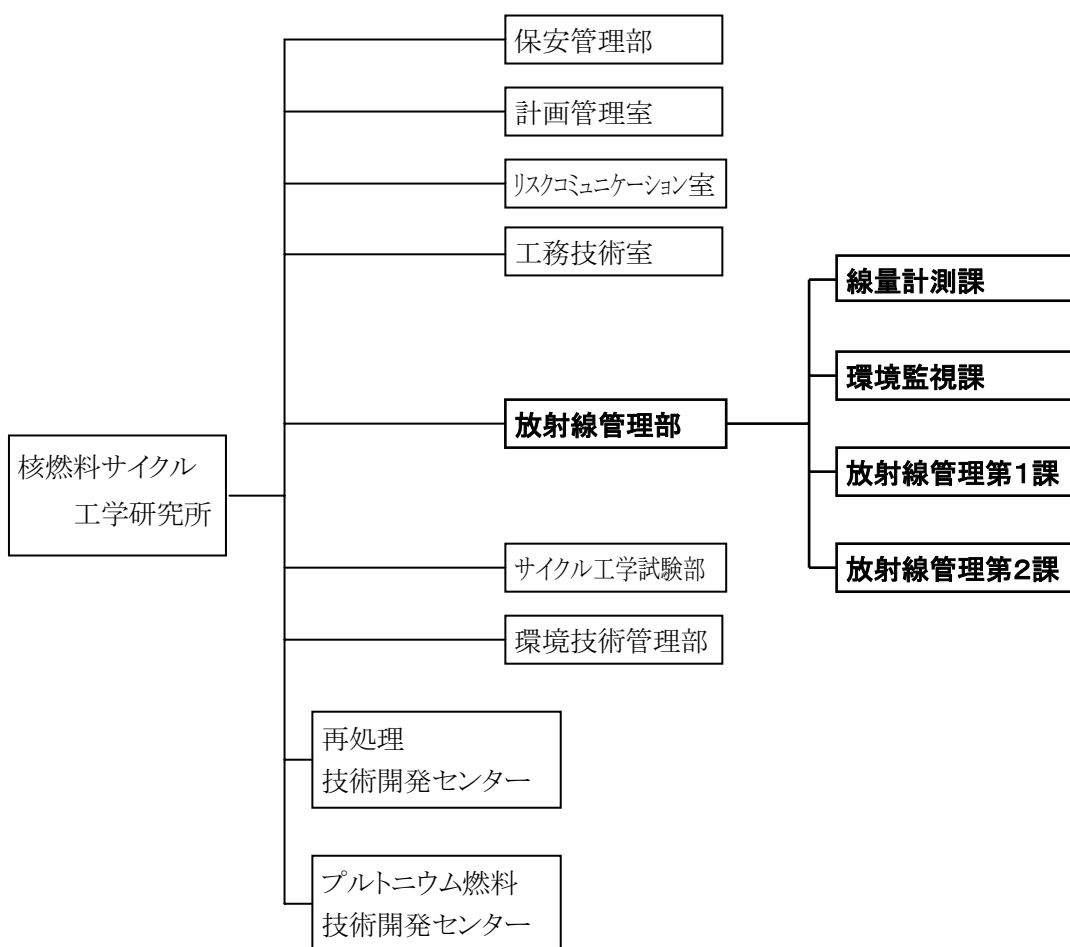


図 2.1 サイクル研究所における放射線管理部 組織概略

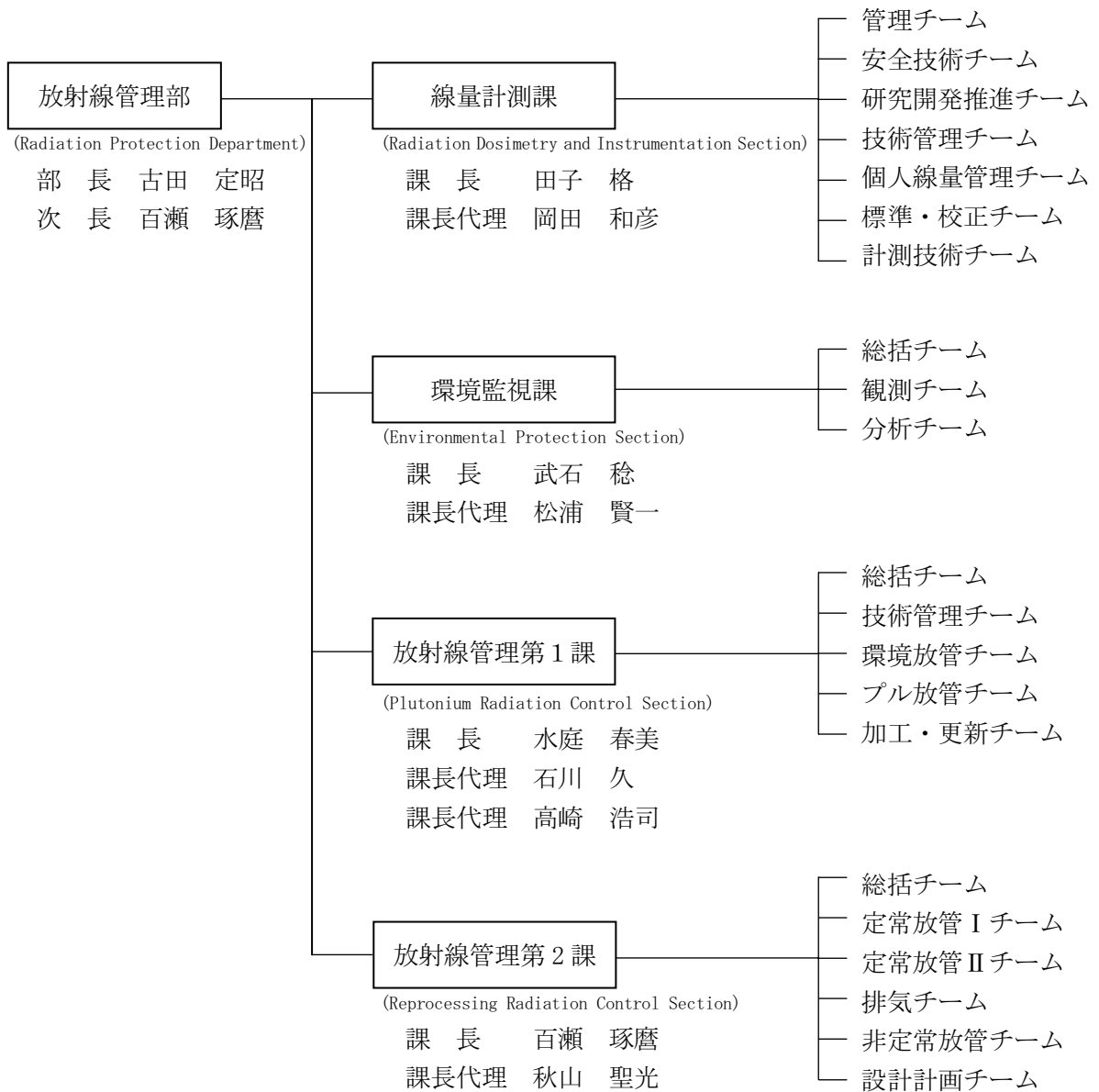


図 2.2 放射線管理部 組織体制

### 3. 施設放射線管理

#### 3.1 サイクル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（ $\alpha$ , n）反応による中性子線及び<sup>241</sup>Puの放射性壊変核種である<sup>241</sup>Amからの低エネルギー $\gamma$ 線による外部被ばくに着目し、その低減を図っている。

再処理施設においては、使用済燃料の処理及びプルトニウムとウランの混合転換処理等が行われることから、プルトニウムの取扱いに係る放射線管理に加えて、核分裂生成物（FP）からの $\beta$ 線及び $\gamma$ 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"> <li>・ 被ばく管理： <sup>234</sup>U, <sup>235</sup>U, <sup>236</sup>U, <sup>238</sup>U <sup>238</sup>Pu, <sup>239</sup>Pu, <sup>240</sup>Pu, <sup>241</sup>Pu, <sup>242</sup>Pu <sup>241</sup>Am 等</li> <li>・ 放出管理： U, Pu</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ Pu に対する<math>\alpha</math>放射能汚染管理</li> <li>・ <sup>241</sup>Am の<math>\gamma</math>線や Pu 取扱いによる中性子線に対する被ばく管理</li> <li>・ 吸入被ばくなどによる内部被ばく防止</li> <li>・ 臨界事故を想定した臨界警報装置の設置</li> <li>・ グローブボックス（以下「GB」という。）作業、負圧管理、Pu 回収設備</li> <li>・ 排気、排水管理</li> </ul>
再処理施設	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 被ばく管理： <sup>234</sup>U, <sup>235</sup>U, <sup>236</sup>U, <sup>238</sup>U <sup>238</sup>Pu, <sup>239</sup>Pu, <sup>240</sup>Pu, <sup>241</sup>Pu, <sup>242</sup>Pu <sup>241</sup>Am 等</li> <li>FP 核種（<sup>90</sup>Sr/<sup>90</sup>Y, <sup>95</sup>Zr/<sup>95</sup>Nb, <sup>106</sup>Ru/<sup>106</sup>Rh, <sup>134</sup>Cs, <sup>137</sup>Cs, <sup>144</sup>Ce/<sup>144</sup>Pr)</li> <li>・ 放射性物質（<sup>60</sup>Co, <sup>54</sup>Mn）</li> <li>・ 放出管理： <sup>3</sup>H, <sup>14</sup>C, <sup>85</sup>Kr, <sup>129</sup>I, Pu 等</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ Pu に対する<math>\alpha</math>放射能汚染管理</li> <li>・ <sup>241</sup>Am の<math>\gamma</math>線や Pu 取扱いによる中性子線に対する被ばく管理</li> <li>・ 吸入被ばくなどによる内部被ばく防止</li> <li>・ 臨界事故を想定した臨界警報装置の設置</li> <li>・ セル内の高線量作業の管理</li> <li>・ FP 核種による<math>\beta</math>・<math>\gamma</math>線被ばく管理</li> <li>・ 工程分析試料取扱に伴う手部被ばく管理</li> <li>・ 区域区分管理</li> <li>・ 排気、排水管理</li> <li>・ 環境モニタリングの実施</li> <li>・ 長半減期核種の環境モニタリングの実施（<sup>129</sup>I）</li> </ul>

表 3.2 サイクル研究所における放射線管理設備等

施設	管理区域面積 (m <sup>2</sup> )	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	7	523	346	333
プルトニウム燃料技術開発センター	54,235 <sup>(注2)</sup>	9	—	68	—	19	17	22	454	204	271
サイクル工学試験部	12,670 <sup>(注2)</sup>	3	—	5	11	19	2	1	107	81	72
環境技術管理部	31,250 <sup>(注2)</sup>	8	—	1	2	—	—	—	176	127	136
放射線管理部	820 <sup>(注2)</sup>	—	—	—	—	—	—	—	8	18	16
合計	215,275	52	56	104	97	233	26	30	1,268	776	828

(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物質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

再処理施設は、耐震指針等の改訂及び新潟県中越沖地震から得られる知見を踏まえ、耐震安全性の評価を進めるとともに、施設・設備の耐震性補強工事が実施された。このため、平成 20 年度は使用済燃料の処理運転はなかった。なお、廃棄物の処理運転及び貯蔵運転については計画どおり実施された。

#### 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を監視した結果、いずれも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、全て管理目標値（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 週間連続採取した捕集ろ紙を測定した結果、全て管理目標値（全  $\alpha$ ： $^{239}\text{Pu}$ 、全  $\beta$ ： $^{90}\text{Sr}$ ：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、全て管理目標値（ $\alpha$ ： $4 \times 10^{-2} \text{Bq/cm}^2$ 、 $\beta$ ： $4 \times 10^{-1} \text{Bq/cm}^2$ ）未満であった。

#### 3.2.2 特殊放射線作業等の実施状況及び被ばく管理状況

217 件の特殊放射線作業に対する計画の立案、放射線防護に係る放射線管理上の指導、助言及び支援などを実施した。

表 3.3 に所属別の特殊放射線作業実施件数と集団実効線量の実績を、また図 3.1 に個人の実効線量の計画値に対する実績値を示す。

また、特殊放射線作業の例として、再処理技術開発センター施設管理部分析課における作業の実施状況を紹介する。

表 3.3 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

(単位：人・mSv)

	部署名	S1		S2		A1		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	1	<0.1	3	<0.1
再処理施設 建設推進室	プロジェクト班	0	—	0	—	0	—	0	—
	耐震対応班	0	—	0	—	0	—	0	—
技術開発部	技術開発課	0	—	7	1.1	0	—	7	1.1
	ガラス固化技術課	0	—	0	—	0	—	0	—
	ガラス固化処理課	0	—	14	19.0	1	<0.1	15	19.0
	転換技術課	0	—	1	<0.1	13	40.6	14	40.6
処理部	前処理課	0	—	25	6.6	0	—	25	6.6
	化学処理第1課	0	—	19	7.8	1	<0.1	20	7.8
	化学処理第2課	0	—	18	4.6	3	<0.1	21	4.6
	化学処理第3課	0	—	9	<0.1	7	<0.1	16	<0.1
施設管理部	施設管理課	0	—	0	—	0	—	0	—
	施設保全第1課	0	—	8	0.5	0	—	8	0.5
	施設保全第2課	0	—	1	<0.1	3	0.3	4	0.3
	分析第1課	0	—	10	2.8	3	<0.1	13	2.8
	分析第2課	0	—	9	2.3	4	0.9	13	3.2
環境保全部	環境管理課	0	—	5	<0.1	7	<0.1	12	<0.1
	処理第1課	0	—	23	0.7	10	<0.1	33	0.7
	処理第2課	0	—	8	<0.1	1	<0.1	9	<0.1
放射線 管理部	線量計測課	0	—	0	—	0	—	0	—
	放射線管理第2課	0	—	3	<0.1	1	<0.1	4	<0.1
合 計		0	—	162	45.4	55	41.8	217	87.2

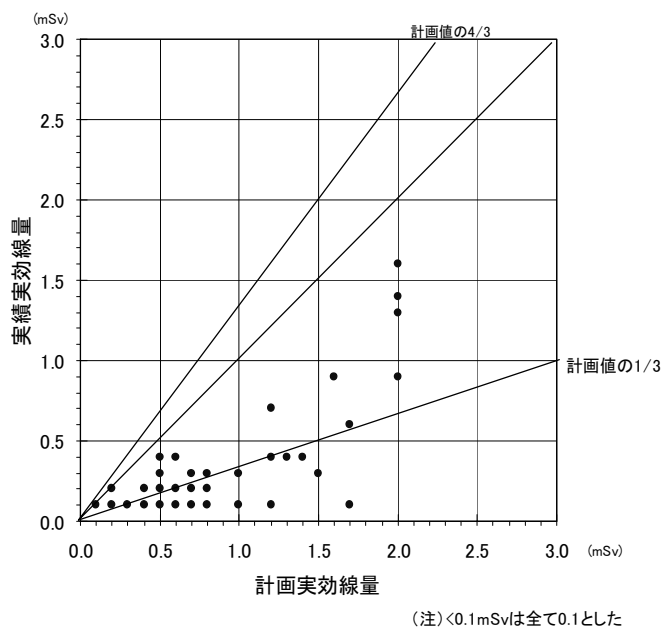


図 3.1 個人の実効線量の計画値に対する実績値

(1) グローブボックス等の解体作業

再処理施設の分析所における GB の更新に伴い、撤去した GB の減容化を図る目的で解体作業が実施された。本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。

除染室(以下「A114」という。)において、更新に伴い撤去した GB 等の解体作業が平成 20 年 9 月 1 日から 12 月 19 日までの期間で実施された。作業は、A114 の作業区域に 3 室からなるグリーンハウス(以下「GH」という。)を設置して、局所排気装置による負圧管理を行い、空气中放射性物質濃度の管理及び汚染拡大の防止に万全を期して実施した。GH の設置状況を図 3.2 に示す。なお、本作業は、作業者の内部被ばく防止の観点からエアラインマスクを装着して行うため、本装備の取扱方法や使用上の注意事項等に係る教育訓練を実施後、作業を開始した。作業中は、担当課と綿密な打合せや作業前の TBM 等を実施し、放射線安全及び一般安全の確保に努めた。



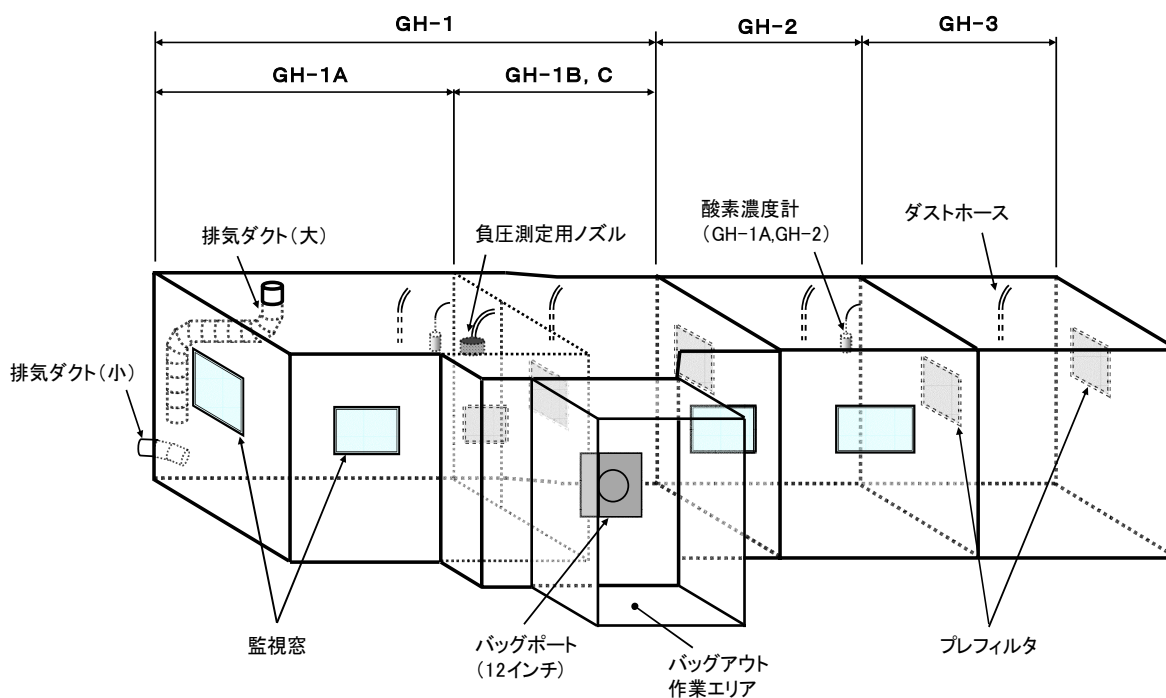


図 3.2 GH の設置状況

作業区域の線量率は、作業開始時及び必要に応じて適宜測定を行った。計画線量率は、GB の付属品である気送管表面において  $\gamma$  線  $240 \mu\text{Sv/h}$ 、 $\beta$  ( $\gamma$ ) 線  $280 \mu\text{Sv/h}$ 、また GB 本体において  $\gamma$  線  $18 \mu\text{Sv/h}$ 、 $\beta$  ( $\gamma$ ) 線  $18 \mu\text{Sv/h}$  であるのに対し、作業時の気送管表面は  $\gamma$  線  $80 \mu\text{Sv/h}$ 、 $\beta$   $\gamma$  線  $80 \mu\text{Sv/h}$  と計画値を大きく下回った。また、GB 表面は、 $\gamma$  線  $26 \mu\text{Sv/h}$ 、 $\beta$  ( $\gamma$ ) 線  $26 \mu\text{Sv/h}$  でほぼ計画値と同等の値であった。なお、分配ボックスの底部排水口付近において、計画値を上回る値 ( $\gamma$  線  $400 \mu\text{Sv/h}$ 、 $\beta$  ( $\gamma$ ) 線  $480 \mu\text{Sv/h}$ ) を検出したが、局所的な線量であったことから、鉛シートでの遮へいによる線量率の低減化措置を図るとともに、接触及び接近時間を短縮するなどの管理により被ばくの低減に努めた。また、解体作業時の GH-1A 付近の線量率は、 $\gamma$  線  $20 \mu\text{Sv/h}$ 、 $\beta$  ( $\gamma$ ) 線  $20 \mu\text{Sv/h}$  であった。なお、その他の対象物・エリアにおいては、計画値より低い値であった。

被ばく管理では、作業者の個人最大計画線量は、実効線量  $0.3\text{mSv}$ 、等価線量  $0.3\text{mSv}$  と推定した。作業時には、対象物表面や周辺エリアにおける定期的な線量率の測定や、作業用個人線量計 (アラームメータ, MD) の使用による被ばく管理及び作業時間の管理を徹底した。さらに、高線量区域への接近を可能な限り制限した。その結果、個人最大の実効線量  $0.1\text{mSv}$ 、等価線量  $0.1\text{mSv}$  と計画値の約  $1/3$  に低減することができた。

表面密度管理では、分配ボックスの底面部にスミヤ法による測定で全 $\alpha$ ： $>333\text{Bq}/\text{cm}^2$ 、全 $\beta$  ( $\gamma$ )： $1.7\text{Bq}/\text{cm}^2$  (計画値全 $\alpha$ ： $>333\text{Bq}/\text{cm}^2$ 、全 $\beta$  ( $\gamma$ )： $11\text{Bq}/\text{cm}^2$ ) と局部的ではあるが高い値が確認された。この値は計画の段階で推定されており、汚染拡大防止処置として切断前に除染及び汚染部位の固定を入念に行った。また、切断後は速やかに養生・梱包を施すとともに、養生表面や GH 内の除染を適時行い、汚染レベルの低減を図り汚染拡大防止に努めた。また、切断物品は専用の搬出エリアを設定し、バックアウトにより搬出した。その結果、主作業エリアとなる GH-1A 内において全 $\alpha$ ： $42\text{Bq}/\text{cm}^2$ 、全 $\beta$  ( $\gamma$ )： $3.5\times 10^{-1}\text{Bq}/\text{cm}^2$ 、また GH-1B 内では全 $\alpha$ ： $3.5\times 10^{-1}\text{Bq}/\text{cm}^2$ 、全 $\beta$  ( $\gamma$ )： $<4.0\times 10^{-2}\text{Bq}/\text{cm}^2$  のレベルで管理することができた。

主作業者の防護装備は、空气中放射性物質の推定濃度が全 $\alpha$ ： $4.9\times 10^{-5}\text{Bq}/\text{cm}^3$ 、全 $\beta$  ( $\gamma$ )： $2.3\times 10^{-7}\text{Bq}/\text{cm}^3$  であり、対象核種が U・Pu・FP であることからエアラインマスクを着用し、タイベックスーツと酢酸ビニールスーツを装着して実施した。(各 GH 室内の防護装備を図 3.3 に示す。) さらに、日々の汚染管理及び GH 内の負圧管理を行うことで、作業中の空气中放射性物質濃度は最大で全 $\alpha$ ： $2.0\times 10^{-5}\text{Bq}/\text{cm}^3$ 、全 $\beta$  ( $\gamma$ )： $2.9\times 10^{-7}\text{Bq}/\text{cm}^3$  とほぼ計画値と同等で、かつエアラインマスクの着用限度(全 $\alpha$ ： $5.6\times 10^{-3}\text{Bq}/\text{cm}^3$ 、全 $\beta$  ( $\gamma$ )： $2.6\times 10^{-5}\text{Bq}/\text{cm}^3$ )を2桁下回る結果となった。

上述の通り、本作業は放射線安全及び一般安全の観点において問題なく遂行された。

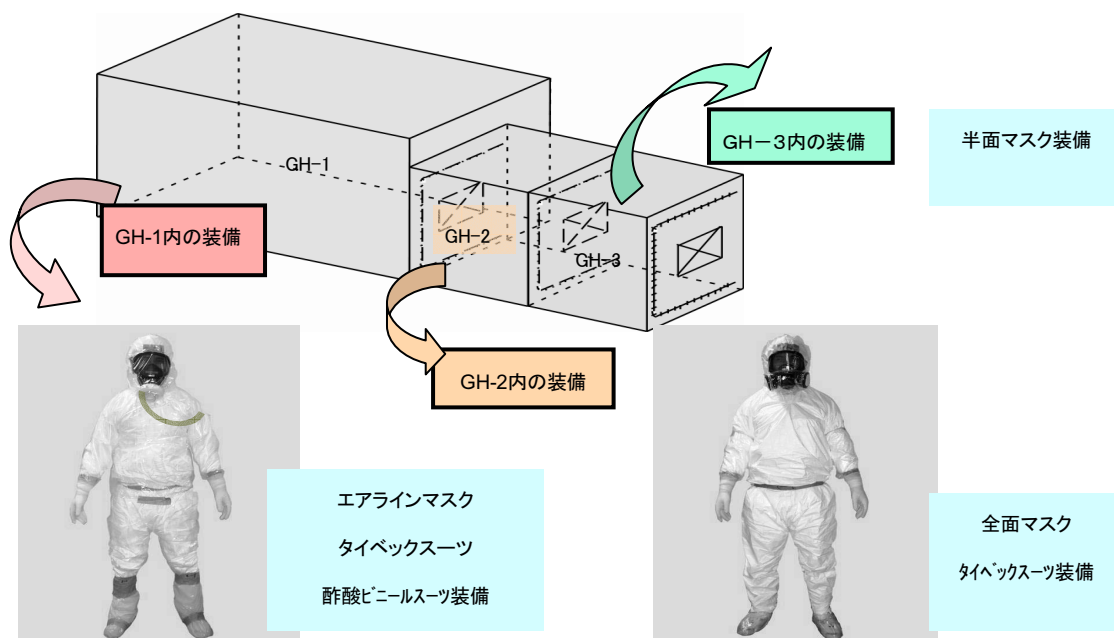


図 3.3 各 GH 内の防護装備

### 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

再処理施設保安規定に基づき、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、搬出入（運搬）に係る線量率及び表面密度を測定したが、全て管理基準値以下であった。

搬出件数の内訳は、放射性固体廃棄物及び分析試料等、再処理施設内での建屋間（貯蔵施設等）の移動に伴うものが大半を占めている。詳細を図 3.4 に示す。また、低放射性固体廃棄物の搬出状況を図 3.5 に示す。

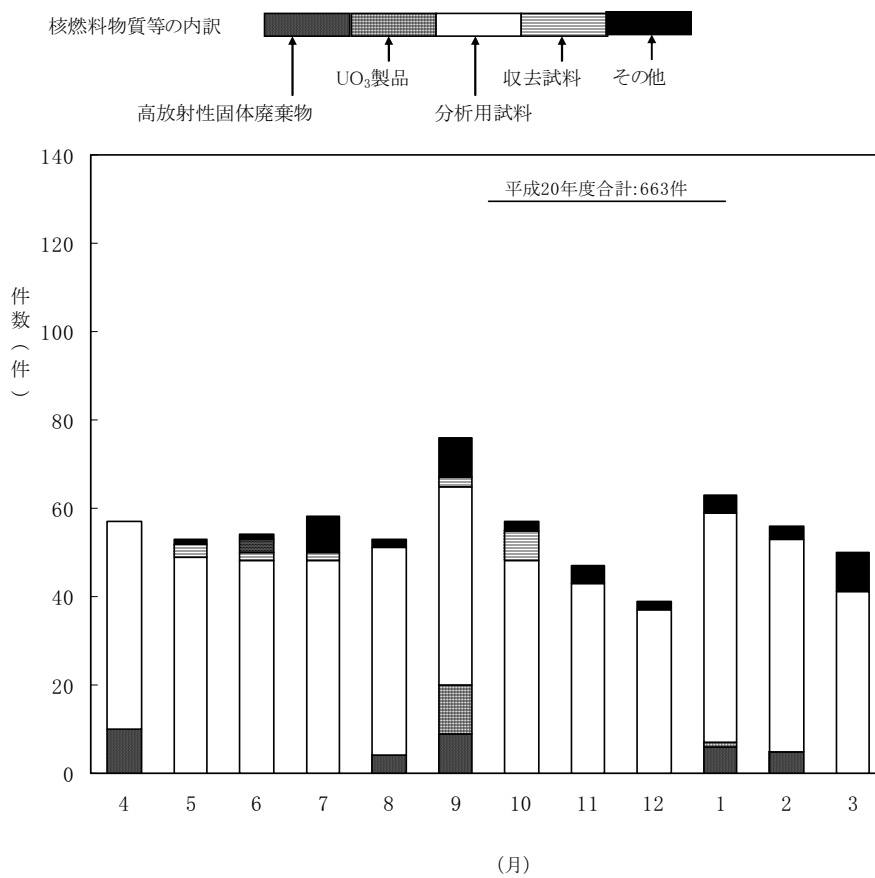


図 3.4 再処理施設における核燃料物質等（低放射性固体廃棄物を除く）の搬出状況

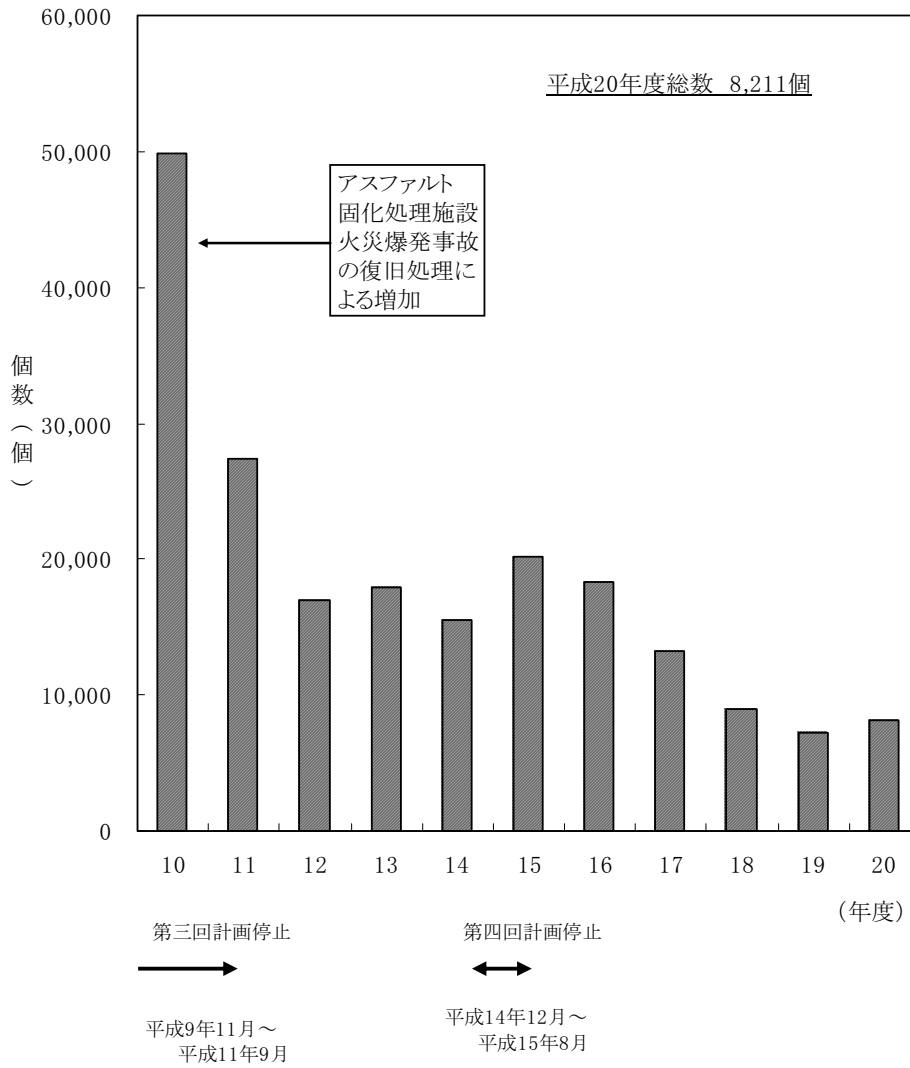


図 3.5 再処理施設での低放射性固体廃棄物の搬出状況  
(年度間推移)

(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 3.6 に物品の搬出状況を示す。測定の結果は全て検出下限値未満であった。

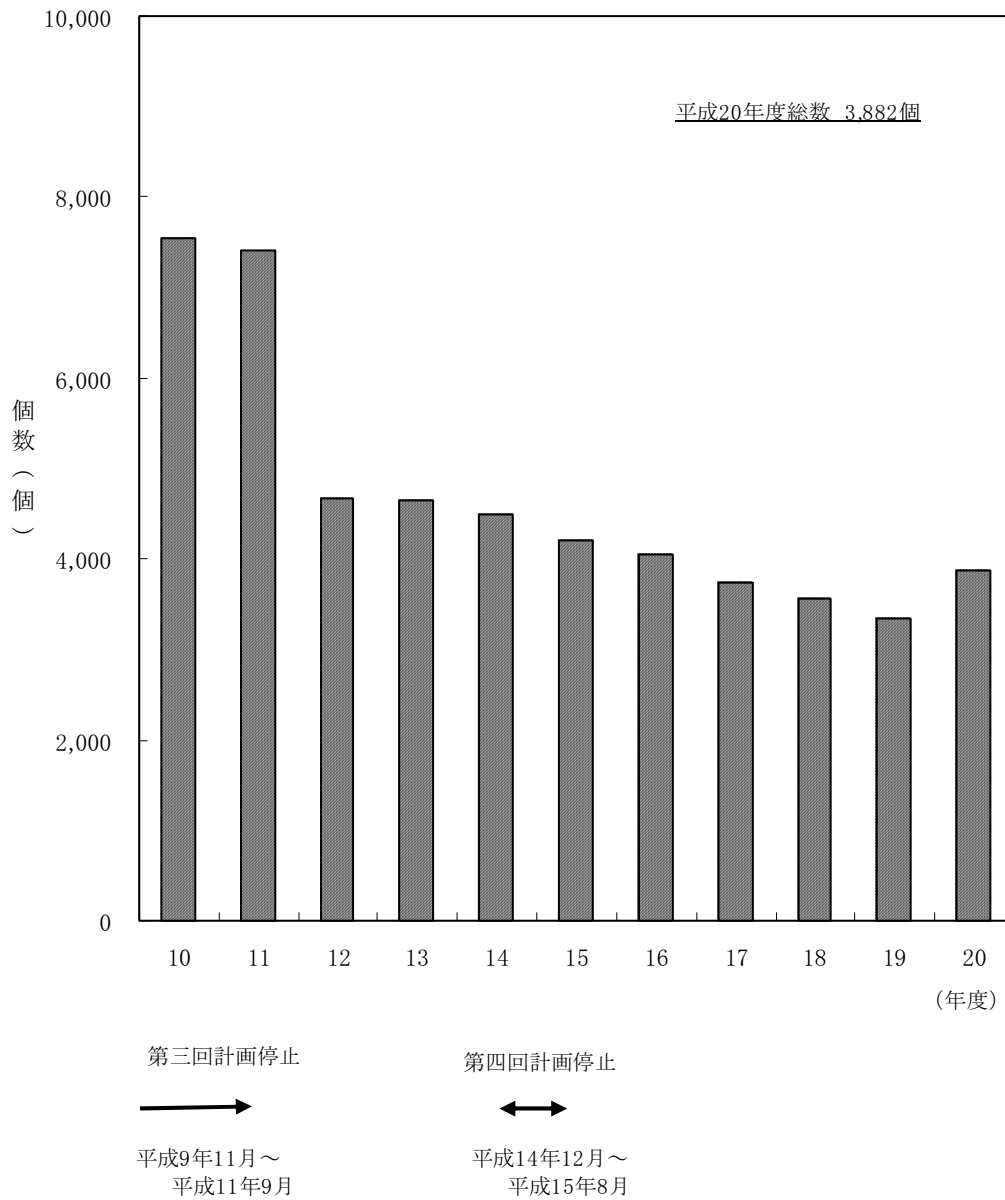


図 3.6 再処理施設での物品等搬出状況  
(年度間推移)

### 3.2.4 管理区域等の設定・解除

再処理施設保安規定に定める管理区域以外の場所を、一時的に管理区域として指定した区域（一時管理区域）及び解除した区域について表 3.4 に示す。

表 3.4 一時管理区域指定・解除

日 付	指定・解除	場 所		設定理由
		施設名	部屋名	
平成 20 年 5 月 26 日 平成 20 年 6 月 3 日	指定 解除	廃棄物処理場屋外	仮設建屋 GH 内	ドレイン配管の保守
平成 20 年 5 月 27 日 平成 20 年 6 月 11 日	指定 解除	放出廃液油分除去施設	事務室・湯沸室	アクティブトレんチの点検
平成 20 年 6 月 5 日 平成 20 年 6 月 18 日	指定 解除	除染場屋外	仮設建屋 GH 内	共同溝内の点検
平成 20 年 6 月 25 日 平成 20 年 7 月 16 日	指定 解除	分析所屋外	仮設建屋 GH 内	アクティブトレんチの点検
平成 21 年 1 月 21 日 平成 21 年 1 月 22 日	指定 解除	主排気筒	前室	換気空調ダクトの点検

### 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

平成 19 年に電力会社において、発電設備における過去のデータの改ざんが発覚した。これに伴い、サイクル研究所も国から報告書類等の再点検を指示され、施設定期自主検査に係る記録類を確認した結果、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、適切な是正対策を実施した。

#### ② 再処理施設定期検査の受検

第 20 回（平成 19 年 7 月～平成 23 年 3 月予定）施設定期検査を受検した。平成 20 年度に実施した第 20 回施設定期検査では、立会い検査の台数を昨年と同数の 54 台として平成 20 年 11 月 4 日から平成 21 年 2 月 18 日にかけて受検し、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 20 年 11 月 4 日～平成 20 年 12 月 12 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 21 年 2 月 6 日～平成 21 年 2 月 18 日までの期間中 3 日間

③ 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、耐震性補強工事を自主的に進めることになった。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行われた。

このため、施設定期検査においても計画が見直され、平成 19 年度から平成 21 年度（3 ヶ年分）をまとめて第 20 回施設定期検査として実施することになった。

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を受検したが、指摘事項等はなかった。

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	検査官コメント内容	処置結果
第 1 四半期	平成 20. 6. 16～6. 27	無し	—
第 2 四半期	平成 20. 9. 1～9. 12	無し	—
第 3 四半期	平成 20. 12. 1～12. 12	無し	—
第 4 四半期	平成 21. 2. 6～2. 20	無し	—

### 3.3 核燃料物質使用施設等の放射線管理状況

プルトニウム燃料開発施設では、「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，不稼動設備の解体撤去作業が実施され，加工施設への変更に係る申請作業（プルトニウム燃料開発施設は法令上の「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）を継続中である。

高レベル放射性物質研究施設（以下「CPF」という。）では，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実施された。

応用試験棟では，ウラン等を用いた各種試験が実施された。

ウラン濃縮施設では，廃溶媒，廃油の分解及び酸化処理試験，UF<sub>6</sub> 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が実施された。G 棟（H 棟），L 棟，J 棟，第 2 ウラン貯蔵庫，廃水処理室及び M 棟では，消費電力の低減を図る事を目的として，給排気設備の停止が計画的に実施された。また，人形峠環境技術センターにおける非管理区域の廃水配管の漏えいに係る水平展開として，G 棟（H 棟を含む），J 棟，L 棟，M 棟，廃水処理室，廃油保管庫における管理廃水設備撤去作業が実施され，屋外中間廃水ピット（G 棟，J 棟，L 棟，M 棟）及び廃油保管庫油分離槽の管理区域が解除された。さらに，中央廃水処理場，第 4 廃棄物倉庫の管理区域解除，第 2 廃棄物倉庫の RI 管理区域解除が実施された。

地層処分放射化学研究施設では，深部地層環境を模擬した雰囲気制御下において，放射性核種の溶解度，収着，拡散，コロイド試験等が実施された。

その他の使用施設等では，研究開発及び施設・設備の維持管理等が実施された。

#### 3.3.1 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を監視した結果，いずれも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，全て管理目標値（CPF：（グリーン区域）12.5  $\mu$ Sv/h，（アンバー区域）200  $\mu$ Sv/h，CPF 以外の施設：50  $\mu$ Sv/h）未満であった。

##### (2) 空气中放射性物質濃度の管理

空気モニタ及びエアスニファにより，約一週間連続採取した捕集ろ紙を測定した結果，全て管理目標値（全  $\alpha$ ，全  $\beta$ ：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 $\alpha$	全 $\beta$
プルトニウム取扱施設	$^{238}\text{Pu}$	
CPF	$^{241}\text{Am}$	$^{106}\text{Ru}$
ウラン取扱施設	$^{234}\text{U}$	$^{106}\text{Ru}$
RI取扱施設(クオリティ)	$^{244}\text{Cm}$	$^{210}\text{Pb}$

## (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、全て管理目標値 ( $\alpha$  :  $4 \times 10^{-2}\text{Bq/cm}^2$ ,  $\beta$  :  $4 \times 10^{-1}\text{Bq/cm}^2$ ) 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

71 件の特殊放射線作業に対する計画の立案、核物質防護に係る放射線管理上の指導、助言及び支援などを実施した。

特殊放射線作業の実施件数と集団実効線量の実績を表 3.7 に示す。また、特殊放射線作業の例として、サイクル工学試験部及びプルトニウム燃料技術開発センターが実施した作業における実施状況を紹介する。

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】

部署・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	—	11	<0.1	51	0.1	62	0.1
	B棟	0	—	1	<0.1			1	<0.1
環境技術管理部	第4廃棄物倉庫	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	0.8			2	0.8
	Pu-2	0	—	2	15.4			2	15.4
	Pu-3	0	—	2	26.5			2	26.5
放射線管理部	計測機器校正室	0	—	1	<0.1			1	<0.1
合計		0	—	20	42.7	51	0.1	71	42.8

(1) サイクル工学試験部

B棟におけるGB等の解体・撤去作業

実験室7（以下「B-16」という。）に設置されているGB-1, 2, 3及び実験室3（以下「B-12」という。）に設置されているオープンポートボックスをB-16のGB周辺に設置するGHで解体・撤去する作業が平成20年10月6日から平成20年12月5日までの期間で実施された。

撤去するGB内が過去の試験等で汚染しているため、本作業は、解体・撤去前の処置として設定した除染目標値まで除染する作業から行われた。その後、GB内のペイント固定を行い、GHを設置して、GB及びオープンポートボックスの解体・撤去を行った。また、本作業はGHを3段（GH-1, 2, 3）にして、汚染の拡大防止に努めて作業を行った。

作業期間中の線量率は、GB周辺で最大 $\gamma$ ：0.7 $\mu$ Sv/hであった。

表面密度は、除染前のGB内部で最大全 $\alpha$ ：10.4Bq/cm<sup>2</sup>であった。

空气中放射性物質濃度は、作業期間中、GH-1内で最大全 $\alpha$ ： $2 \times 10^{-6}$ /cm<sup>3</sup>を検出したが、GH-2, 3及びB-16室内は、全て検出下限値未満であった。

被ばく結果は、熱蛍光線量計（以下「TLD」という。）の他に、補助線量計として電子式個人線量計にて管理した結果、実効線量及び等価線量（皮膚）ともに計画値以下であった。



GB 内でのオープンポートボックス解体

GB 解体

図 3.7 GB 等の解体・撤去作業

## (2) プルトニウム燃料技術開発センター

## (a) プルトニウム燃料第一開発室における GB の撤去作業（その 3）

セラミック室(R-125)においてGB解体作業に伴う残作業として、GH外張りの撤去、GH設置エリアの床面の除染及び補修作業が、平成20年4月1日から平成20年4月16日までの期間で実施された。この作業は平成19年度から継続されていた作業である。

本作業では、GBの線量率が高いことに起因する被ばくの増加、及びGH外張りの撤去やGH設置エリアの床面の除染作業に伴う放射性物質の飛散防止に努めた。

外張り撤去作業では、ペイント固定を実施し、固定後の汚染検査（直接法）で有意な値が検出された場所では、検出下限値未満であることが確認できるまでペイント固定を繰り返し、飛散防止に努めた。

また、GH設置エリアの床面の除染及び補修作業では、床面の汚染が除去できない場所については剥離等による除染を行い、特作エリア全体にエポキシ樹脂を塗って床の補修を行った。

作業期間中はGH撤去エリアを区分し、出入りの際の靴底サーベイを徹底して行い汚染拡大防止に努めた。また、作業エリア周辺のGBについては線量率が高いため、期間中はパネル面に鉛シートで遮へい措置を施し、必要に応じて鉛エプロンを着用し被ばく低減に努めた。

作業期間中の線量率は、作業エリア周辺のGB付近で、最大 $\gamma$ 線： $15\mu\text{Sv/h}$ 、 $n$ 線： $<1.0\mu\text{Sv/h}$ であった。

表面密度は、GH撤去エリア内の床面で最大全 $\alpha$ ： $50\text{Bq}$ の汚染（直接法）を検出した。その他GH周辺は全て検出下限値未満で管理することができた。

空气中放射性物質濃度については、GH設置時のGH内部で最大全 $\alpha$ ： $1.8\times 10^{-8}\text{Bq/cm}^3$ であった。

GH 撤去後の室内の管理については、定置式 $\alpha$ 線用空気モニタ及び可搬型 $\alpha$ 線用空気モニタで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。

被ばく結果は、補助線量計（腕時計型線量計，ポケット線量計）にて日々の管理を行った結果，実効線量の計画値 1.1mSv，等価線量の計画値 1.7mSv に対し，実効線量の実績値 0.3mSv，等価線量の実績値 0.3mSv であった。



床面の汚染検査

床面の補修作業

図 3.8 GB の解体作業

(b) プルトニウム燃料第二開発室における GB の付帯設備・不要機器類の解体撤去  
(その2, その3)

仕上室 (F-101) 及び粉末調整室 (F-103) において GB 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ものである。また GB の保全作業として仕上室 (F-101) 及び粉末調整室 (F-103) のビニルバッグ交換作業も実施された。

今回の特殊放射線作業期間で主となる作業は，粉末調整室 (F-103) の不用機器類の撤去作業であり，粉末調整室 (F-103) 全体を特作エリアとして管理するという方法で実施された。本作業は，前年度からの継続作業であり，平成 20 年 4 月 1 日から平成 20 年 7 月 30 日までの期間で実施された。

作業期間中の線量率は，粉末調整室 (F-103) の撤去作業エリアで最大 $\gamma$ 線：1000  $\mu$ Sv/h， $n$ 線：7  $\mu$ Sv/h であった。

表面密度は，粉末調整室 (F-103) の撤去作業エリアで，GB 表面 (D-1) より最大全 $\alpha$ ： $5.6 \times 10^{-1}$  Bq/cm<sup>2</sup> が検出された。その他にもいくつかの汚染が検出されたが，担当課による除染，固定等の処置を施し特に問題なく管理された。

空气中放射性物質濃度は，室内は $\alpha$ 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 $\alpha$ 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。



被ばく結果は、補助線量計(ポケット線量計)にて日々の管理を行った結果、実効線量の計画値 3.4mSv, 等価線量の計画値 6.9mSv に対し、実効線量の実績値 1.1mSv, 等価線量の実績値 2.6mSv でともに計画値以下であった。



設備撤去



汚染検出箇所 (F-103)

図 3.9 不要機器類の解体撤去作業

(c) プルトニウム燃料第三開発室における受払搬送設備の撤去解体作業

(その 1, その 2)

粉末調製室(1) (FP-101), 粉末保管庫 (FP-102), 仕上検査室(2) (FP-111) 及びペレット保管庫 (FP-108) のグレーチング上に設置されている受払搬送設備の GB 撤去解体作業が実施された。受払搬送設備の撤去解体作業は 2 回目であり, 前回の粉末調製室(1) で実施した経験を基に作業が実施された。

本作業では, 受払搬送設備が設置されている工程室の設備周辺に, GH を 4 段 (GH-1, 2, 3, 4) に加えて更衣用 GH を設営し, エアラインスーツ作業で電動工具による設備の撤去解体が実施された。

GH-1 で作業者のカバーオールがエアラインスーツ作業により発汗で濡れた状態になると確実なサーベイが行えないことから, 作業者は退出の際に各 GH でサーベイを行った上で, さらに更衣用 GH で全身サーベイを行い, 乾燥したカバーオールに着替えて GH を退域する手法を採った。着替えたカバーオール (濡れた状態) については同室で乾燥後, 汚染検査を実施し洗濯場へ搬出した。

作業期間中の線量率は, 粉末調製室(1)GH-1 側面最大  $\gamma$  線 :  $300 \mu\text{Sv/h}$ , 仕上検査室(2)GH-1 側面最大  $\gamma$  線 :  $35 \mu\text{Sv/h}$  であった。線量率が高くなった要因として, GB 缶体の切断を進めるにつれ, GB の遮へい効果が無くなったこと, 細断物を梱包しコンテナに収納するまでに GH 内に一時仮置きしたことが挙げられる。表面密度は, 粉末調製室(1), 粉末保管庫 GH-1 最大全  $\alpha$  :  $83 \text{Bq/cm}^2$ , GH-2 最大全  $\alpha$  :  $2.2 \times 10^{-1} \text{Bq/cm}^2$  であった。仕上検査室(2), ペレット保管庫 GH-1 最大全  $\alpha$  :  $1.7 \times 10^2 \text{Bq/cm}^2$ , GH-2 最大全  $\alpha$  :  $5.0 \times 10^{-2} \text{Bq/cm}^2$  であった。GH-2 への汚染は, GH-1 と GH-2 境界における汚染管理が不十分であったためである。なお, 他の GH については, 検出下限値未満

であった。

空气中放射性物質濃度は、粉末調製室(1) , 粉末保管庫 GH-1 最大全 $\alpha$  :  $2.1 \times 10^{-7}$ Bq/cm<sup>3</sup>, GH-2 最大全 $\alpha$  :  $2.1 \times 10^{-8}$ Bq/cm<sup>3</sup>, 仕上検査室(2) , ペレット保管庫 GH-1 最大全 $\alpha$  :  $5.1 \times 10^{-6}$ Bq/cm<sup>3</sup>であった。作業期間中、仮設 $\alpha$ 線ダストモニタにて数回の警報が吹鳴したが一過性の汚染であることを確認後、作業を継続した。

被ばく結果は、計画値を上回ることなく管理した。実効線量の計画値 2.9mSv, 等価線量の計画値 15.7mSv に対し、実効線量の実績値 1.5mSv, 等価線量の実績値 4.6mSv でともに計画値以下であった。

なお、補助線量計として全作業員及び作業立会者は電子式個人線量計を着用し、GH 内での主作業員については、腕時計型線量計を追加し、作業期間中の被ばく管理を実施した。

本作業では、手部汚染 (C 情報) 及び付随して GH 外汚染が発生した。また作業エリア (間仕切り内) の GH 外側でも汚染が発生した。

手部汚染は、作業員が手部に違和感を覚え、汚染コントロール室 (GH-3) で RI ゴム手袋を脱装後、綿手袋のまま手部を確認したことにより、エアラインスーツ袖口部から綿手袋に汚染が付着したためである。当該作業員の全身サーベイ結果は、汚染部位 (右手平) より 500dpm (8.3Bq) の汚染が検出されたが直ちに除染を行い異常がないことを確認した。

また、GH 外汚染は、GH 内より梱包物 (放射性廃棄物) を搬出した際に各室での汚染検査が不十分であったためである。



図 3.10 受払搬送設備の撤去解体作業

### 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

周辺監視区域内における核燃料物質等の搬出に伴い、核燃料物質使用施設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1,284件であり、測定の結果、全て管理基準値以下であった。

図 3.11 に核燃料物質等の搬出件数の推移を示す。

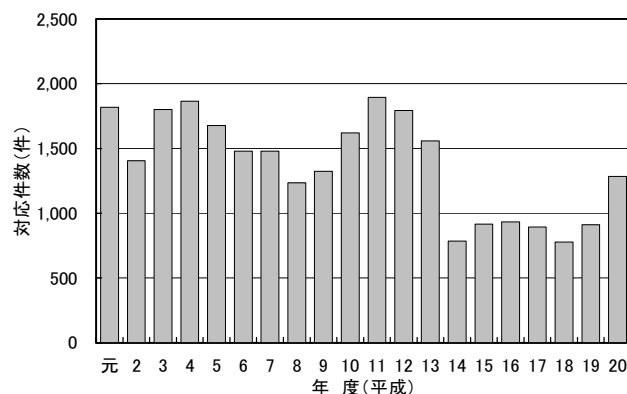


図 3.11 使用施設における核燃料物質等の搬出件数の推移

#### (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8,539件であり、測定の結果は全て管理基準値以下であった。

図 3.12 に物品搬出件数の推移を示す。

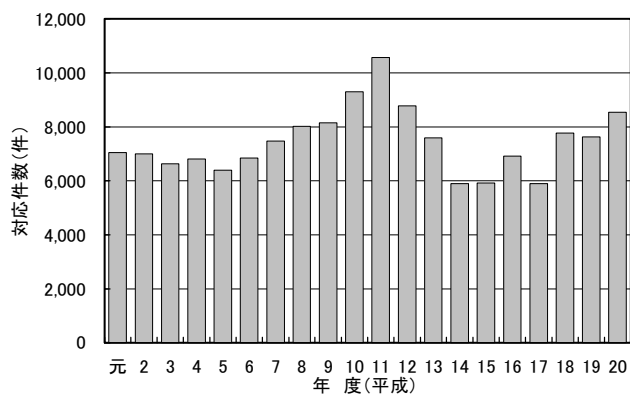


図 3.12 使用施設における物品搬出件数の推移

### 3.3.4 管理区域等の設定・解除

核燃料物質使用施設保安規定等に基づき、管理区域の解除(保安規定対象施設 5 件, 保安規則・RI 対象施設 3 件), 一時管理区域の設定及び解除(保安規定対象施設 26 件, 保安規則・RI 対象施設 28 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。また、本年度は新たな管理区域の設定はなかった(表 3.8)。表 3.9 に管理区域の解除の状況, 表 3.10, 表 3.11 に一時管理区域の設定及び解除, 表 3.12 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 管理区域の解除の状況

適用施設	解除日	解除理由
中央廃水处理場	H20. 4. 25	設備運用終了
第 4 廃棄物倉庫	H20. 7. 25	核燃料物質の保管廃棄終了
J 棟屋外中間廃水ピット	H20. 10. 1	屋外中間廃水ピット使用停止
M 棟屋外中間廃水ピット	H20. 11. 14	屋外中間廃水ピット使用停止
廃油保管庫油分離層	H20. 11. 14	設備運用終了
G 棟屋外中間廃水ピット	H20. 11. 14	屋外中間廃水ピット使用停止
L 棟屋外中間廃水ピット	H20. 11. 14	屋外中間廃水ピット使用停止
第 2 廃棄物倉庫 (RI 施設)	H21. 3. 6	放射性同位元素の保管廃棄終了

表 3.10 一時管理区域の設定及び解除の状況 (保安規定対象施設)

適用区域	指定日	解除日	設定理由
B 棟	H20. 12. 15	H20. 12. 25	(B 棟屋外) 屋外埋設配管等の撤去作業のため
	H21. 1. 5	H21. 1. 14	(B 棟屋外) 屋外埋設配管等の撤去作業のため * 南側解除は H21. 1. 9
J 棟	H20. 6. 10	H20. 7. 24	(屋外中間廃水ピット) 管理廃水設備の更新作業のため
	H20. 6. 19	H20. 6. 23	(屋外廃水トレンチ) 管理廃水設備の撤去作業のため
	H20. 6. 24	H20. 6. 27	(屋外廃水トレンチ) 管理廃水設備の撤去作業のため
	H20. 6. 30	H20. 7. 7	(屋外廃水トレンチ) 管理廃水設備の撤去作業のため
	H20. 7. 8	H20. 7. 11	(屋外廃水トレンチ) 管理廃水設備の撤去作業のため
	H20. 7. 8	H20. 7. 14	(簡易ハウス及び屋外廃水トレンチ) 管理廃水設備の撤去作業のため
	H20. 7. 14	H20. 7. 17	(簡易ハウス及び屋外廃水トレンチ) 管理廃水設備の撤去作業のため
	H20. 7. 29	H20. 7. 30	(屋外廃水トレンチ) 管理廃水設備の撤去作業のため
	H20. 8. 25	H20. 8. 26	(屋外廃水トレンチ) 配管の敷設作業のため



表 3.11 一時管理区域の設定及び解除の状況（保安規則・RI 対象施設）

適用区域	指定日	解除日	設定理由
A 棟	H20. 5. 21	H20. 5. 21	(廃水受槽) 管理廃水配管の漏洩確認作業のため
G 棟	H20. 7. 3	H20. 7. 8	(屋外廃水配管敷設範囲) 管理廃水設備の撤去作業のため
	H20. 7. 11	H20. 7. 30	(廃水トレンチ) 管理廃水設備の撤去作業のため
	H20. 7. 11	H20. 7. 28	(廃水トレンチ簡易ハウス) 管理廃水設備の撤去作業のため
	H20. 7. 29	H20. 7. 30	(廃水トレンチ簡易ハウス) 管理廃水設備の撤去作業のため
G 棟	H20. 7. 30	H20. 8. 1	(土中埋設廃水配管場所) 管理廃水設備の撤去作業のため
	H20. 8. 5	H20. 8. 6	(南側廃水配管部) 管理廃水設備の撤去作業のため
	H20. 9. 3	H20. 9. 26	(廃水ピット簡易ハウス) 管理廃水設備の撤去作業のため
G 棟付属試験室 (H 棟)	H20. 8. 1	H20. 8. 8	(廃水トレンチ) 管理廃水設備の撤去作業のため
	H20. 8. 1	H20. 8. 8	(廃水トレンチ簡易ハウス) 管理廃水設備の撤去作業のため
	H20. 8. 5	H20. 8. 6	(西側廃水配管部) 管理廃水設備の撤去作業のため
L 棟	H20. 8. 19	H20. 8. 26	(廃水トレンチ) 管理廃水設備の撤去作業のため
	H20. 8. 19	H20. 8. 26	(廃水トレンチ簡易ハウス) 管理廃水設備の撤去作業のため
	H20. 8. 25	H20. 8. 26	(土中埋設廃水配管場所) 管理廃水設備の撤去作業のため
	H20. 8. 25	H20. 9. 5	(廃水トレンチ) 管理廃水設備の撤去作業のため
	H20. 8. 25	H20. 9. 5	(廃水トレンチ簡易ハウス) 管理廃水設備の撤去作業のため
	H20. 8. 27	H20. 9. 2	(廃水トレンチ) 管理廃水設備の撤去作業のため
	H20. 8. 27	H20. 9. 2	(廃水トレンチ簡易ハウス) 管理廃水設備の撤去作業のため
	H20. 9. 2	H20. 9. 3	(屋外配管撤去場所) 管理廃水設備の撤去作業のため
	H20. 9. 3	H20. 9. 5	(廃水トレンチ簡易ハウス) 管理廃水設備の撤去作業のため
洗濯場	H20. 12. 15	H20. 12. 16	(屋外) 管理廃水配管等の改善作業のため
	H20. 12. 16	H20. 12. 19	(屋外) 管理廃水配管等の改善作業のため

適用区域	指定日	解除日	設定理由
			*一部は17日に解除
	H21. 1. 13	H21. 1. 13	(屋外) 管理廃水配管等の改善作業のため
安全管理棟	H21. 2. 12	H21. 2. 13	(倉庫, 測定室, 廊下) 管理廃水配管の更新作業のため
	H21. 2. 20	H21. 2. 23	(部長室, 安全スタッフ室, 資材置場) 管理廃水配管の更新作業のため
	H21. 2. 24	H21. 2. 25	(機械室) 管理廃水配管の更新作業のため

表 3.12 管理区域に係わる遵守事項の適用除外一覧

適用区域	除外日	復帰日	設定理由
L棟	H20. 12. 8	H20. 12. 12	(屋外) 管理区域境界扉補修

### 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、指摘事項等はなかった。

表 3.13 に保安検査の実施期間及び検査項目を示す。

表 3.13 保安検査における検査項目

実施期間	検査項目
第1回 (H20. 5. 12~14)	○保安教育・訓練の実施状況 ○水平展開の実施状況 (2007-04)
第2回 (H20. 8. 20~22)	○放射線管理の実施状況
第3回 (H20. 11. 5~7)	○品質保証活動の実施状況 ・水平展開「中部電力㈱浜岡原子力発電所における排気筒貫通部の腐食」における予防処置の事例
第4回 (H21. 3. 23~25)	○放射線管理の実施状況 ○記録及び報告の管理状況

### 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項に基づく定期検査及び定期確認はなかった。

## 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 サイクル研究所の個人被ばく状況

平成20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19年度）に比べ微増しているが，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20年度の個人線量の管理状況

放射線業務従事者数	3,232 人（うち女性17名）
集団実効線量	579.6 人・mSv
個人の平均実効線量	0.2 mSv
個人の最大実効線量	8.5 mSv

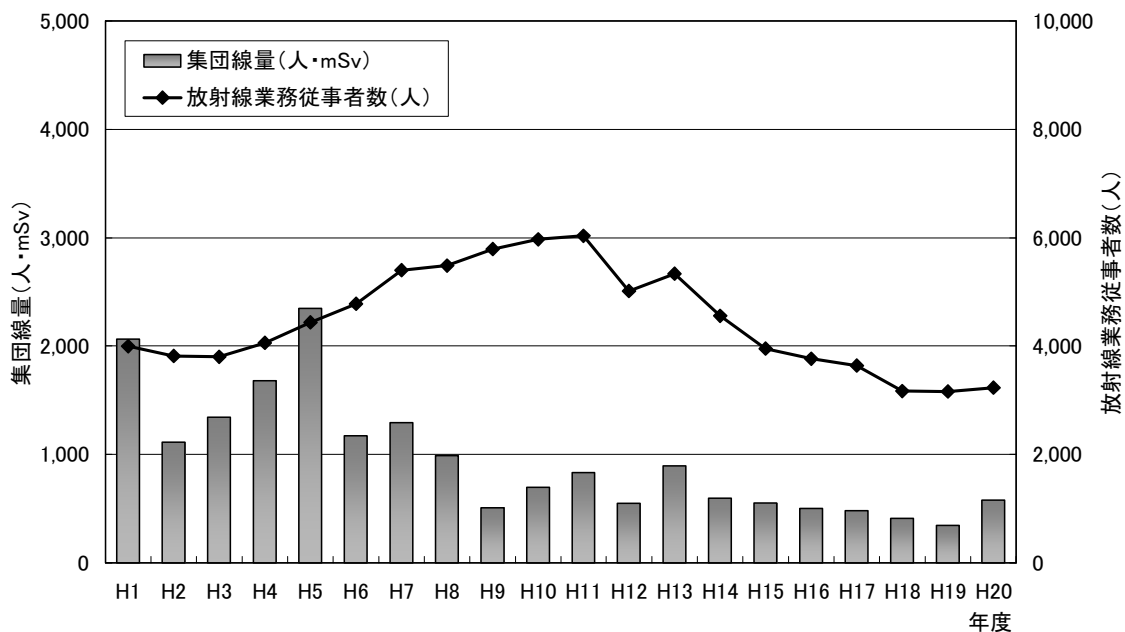


図 4.1 サイクル研究所における集団実効線量の推移

## 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20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。プルトニウム燃料技術開発センターでは、燃料製造技術開発試験が4月から始まっており、核物質の $\gamma$ 線及び中性子線の線量率が高く、その取扱量も多かったため、集団実効線量は前年度比で232.5人・mSv増加した。一方、再処理技術開発センター及びその他の部署における被ばくは、前年度と同程度であった。また、放射線業務従事者数は、ほぼ前年度と同等であった。

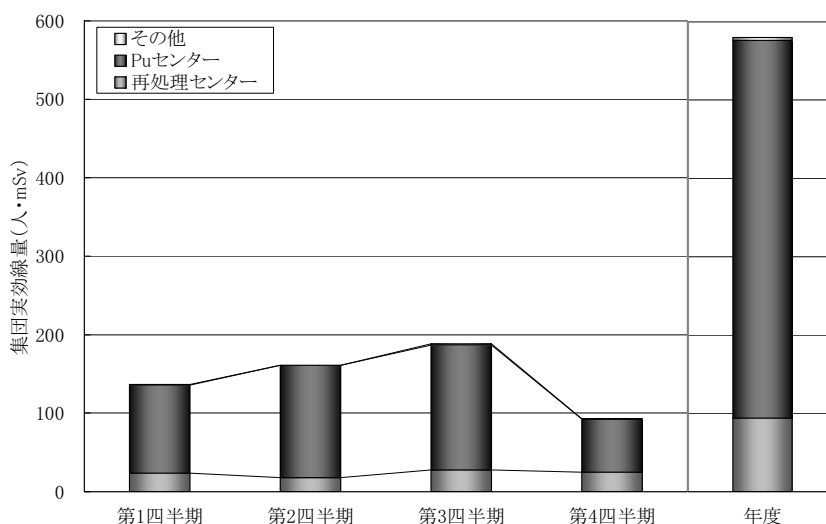


図 4.2 平成 20 年度の四半期毎の集団実効線量の推移

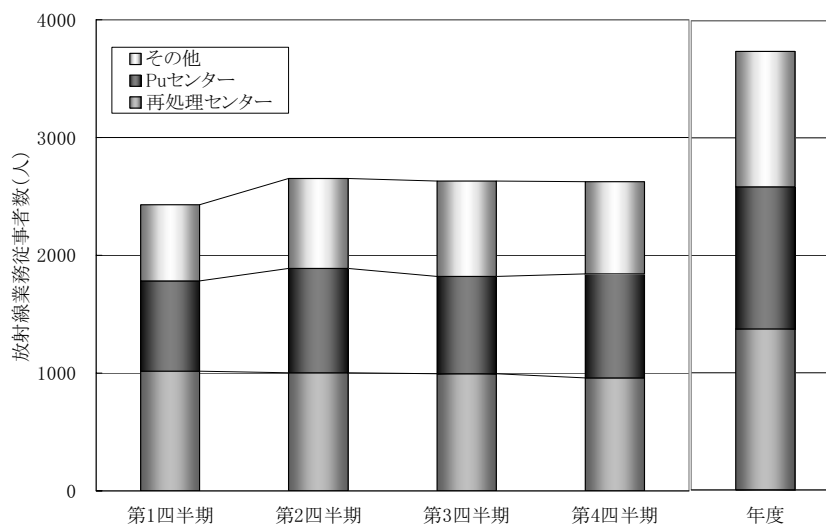


図 4.3 平成 20 年度の四半期毎の放射線業務従事者数の推移

#### 4.2.2 等価線量

平成 20 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  $\beta$ ,  $\gamma$  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 20 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	179	175	4	0	9.1
サイクル工学試験部	75	74	1	0	3.5
環境技術管理部	28	28	0	0	X
研究所全体	282	277	5	0	9.1

表 4.3  $\gamma$  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 20 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	57	19	38	0	40.4
プルトニウム燃料技術開発センター	474	215	249	10	66.5
研究所全体	531	234	287	10	66.5

## 4.3 内部被ばく管理状況

平成 20 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 176 人，肺モニタ 90 人，全身カウンタ 1,118 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 2,228 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	18	28	31	737	1,439
プルニウム燃料技術開発センター	50	59	51	31	10
サイクル工学試験部	8	6	7	94	362
環境技術管理部	6	1	1	14	88
その他	0	0	0	242	329
合計	82	94	90	1,118	2,228

## 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 20 年度において、外部被ばく及び内部被ばく共に有意な線量は検出されなかった。平成 20 年度の一時立入者の人数を表 4.5 に示す。

表 4.5 一時立入者の人数

	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	577	1,583	186
プルトニウム燃料技術開発センター	481	870	0
サイクル工学試験部	282	203	137
環境技術管理部	249	177	0
その他	94	139	33
合 計	1,683	2,972	356

#### 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。放射線管理部では呼吸保護具の使用に際して、十分安全に使用することが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及び新たに導入したマスクフィッティング装置を用いて、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。

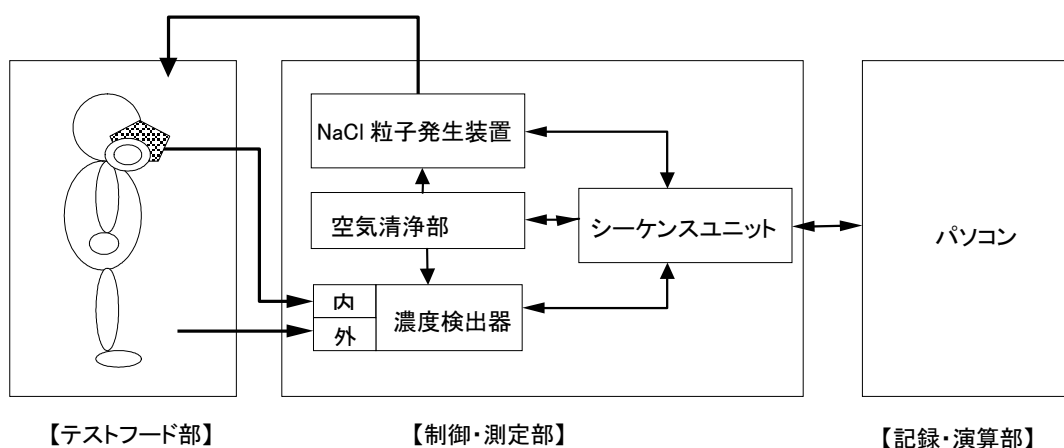


図 4.4 マスクフィットネス試験装置の概要

マスクフィッティング装置の概要を図 4.5 に示す。測定装置は検出部に光散乱方式パーティクルカウンターを使用し、ここでサンプリングエア中の一定体積中に存在する、マスクのフィルタ部を通過しない程度の比較的大きな粒子个数 ( $0.3\mu\text{m}\sim 0.5\mu\text{m}$ ) を計数する。

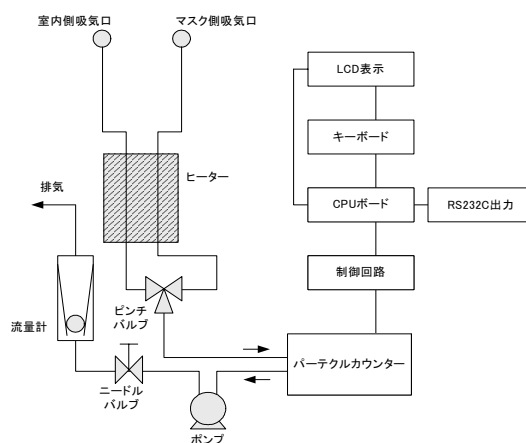


図 4.5 マスクフィッティング装置の概要



マスクフィットネス試験装置での試験は、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。

マスクフィッティング装置での試験は、検出部に光散乱方式パーティクルカウンターを使用し、漏れ率の測定は、最初に室内エア中の粉じん粒子数を測定、次にマスク装着者のマスク内部からエアを吸引し、そのエア中の粉じん粒子を測定し、この2つの値の比率を漏れ率として算出する。

試験においては、半面マスク着用者に対して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合否の判定を行った。

平成 20 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 1,535 人（マスクフィットネス試験装置：1,097 人、マスクフィッティング装置：438 人）であり、全員が合格した。図 4.6 に年度別のマスクフィットネス試験の実施状況を示す。

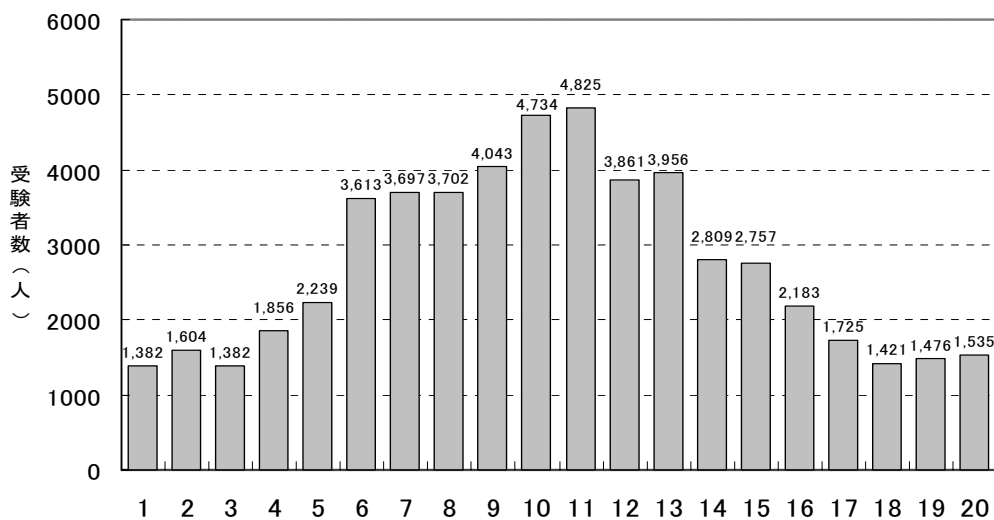


図 4.6 年度別マスクフィットネス試験実施状況

## 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、それぞれ地上高さ約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20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 ( $^{85}\text{Kr}$ ,  $^3\text{H}$ ,  $^{14}\text{C}$ ,  $^{131}\text{I}$ ,  $^{129}\text{I}$ ) 及び全 $\alpha$ ダスト、全 $\beta$ 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20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)
$^{85}\text{Kr}$	$1.9 \times 10$
$^3\text{H}$	$9.9 \times 10^2$
$^{14}\text{C}$	N. D.
$^{131}\text{I}$	N. D.
$^{129}\text{I}$	N. D.

注) N. D. は検出限界値未満での放出。

検出限界値 (濃度)  $^{14}\text{C}$  :  $4.0 \times 10^{-5}$  Bq/cm<sup>3</sup>

$^{131}\text{I}$  :  $3.7 \times 10^{-8}$  Bq/cm<sup>3</sup>

$^{129}\text{I}$  :  $3.7 \times 10^{-8}$  Bq/cm<sup>3</sup>

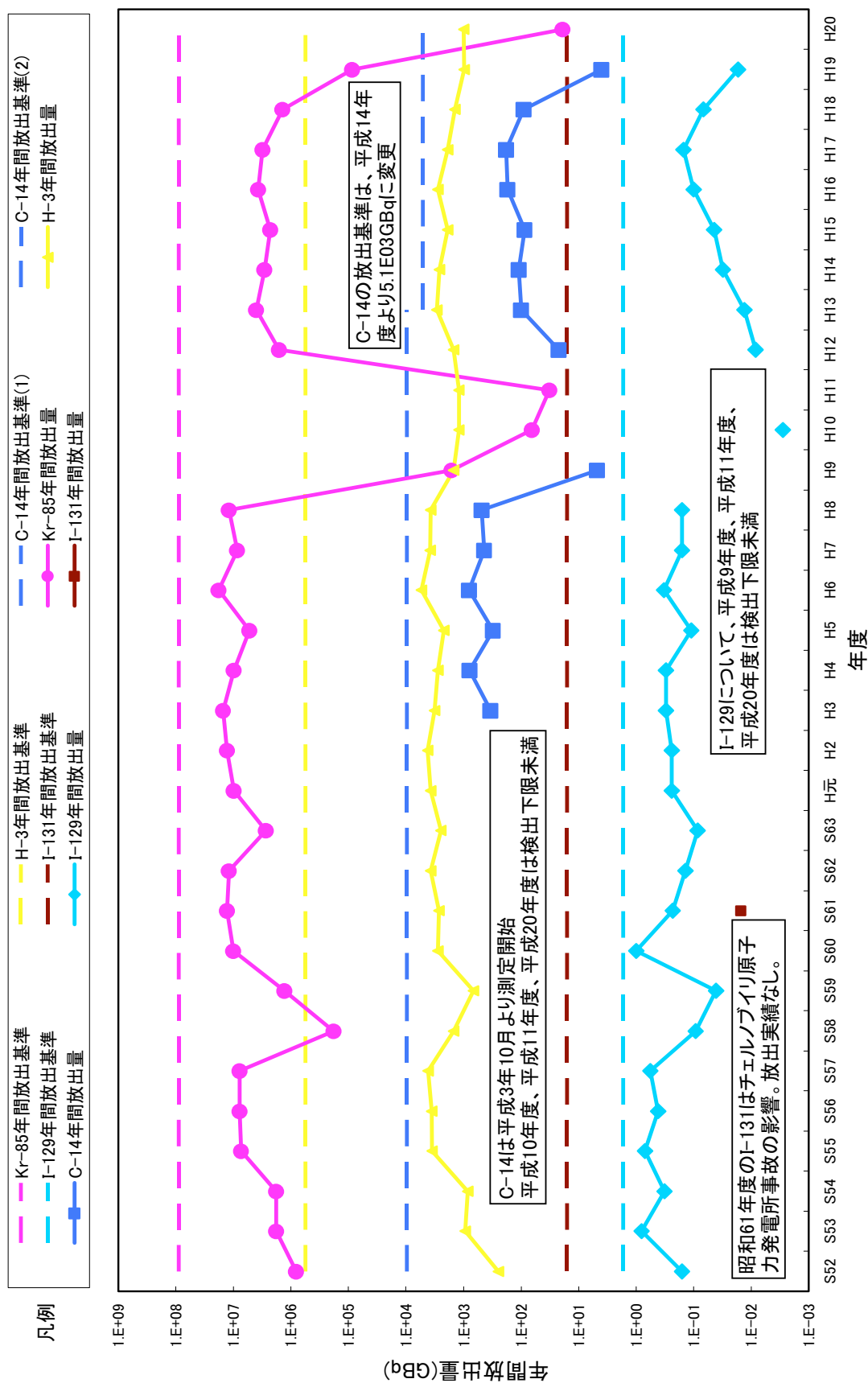


図 5.1 再処理施設から放出された放射性気体廃棄物中の主要核種の年間放出実績

### 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するとともに、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するとともに、排気筒から放出している。

平成20年度の放出監視の結果、CPFにおける主要核種 ( $^{85}\text{Kr}$ ,  $^3\text{H}$ ,  $^{131}\text{I}$ ) 及び全 $\alpha$ ダスト、全 $\beta$ 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 $\alpha$ ダスト、全 $\beta$ 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、全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。

なお、7月の先進再処理試験において冷却期間の短い使用済燃料の処理に伴い、 $^{125\text{m}}\text{Te}$ が検出されたが、平均濃度 ( $9.5 \times 10^{-8} \text{Bq/cm}^3$ ) は法令に定める周辺監視区域外の空气中の濃度限度の約1/400であった。

表 5.2 平成20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 <sup>3</sup> )			
	4月～6月	7月～9月	10月～12月	1月～3月
希ガス ( $^{85}\text{Kr}$ , $^{133}\text{Xe}$ 等)	$2.7 \times 10^{-3}$	$2.6 \times 10^{-3}$	D. L	D. L
$^3\text{H}$	D. L	D. L	D. L	D. L
$^{131}\text{I}$	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 ( $^{85}\text{Kr}$ ):  $2.4 \times 10^{-3} \text{Bq/cm}^3$

$^3\text{H}$ :  $3.7 \times 10^{-8} \text{Bq/cm}^3$

$^{131}\text{I}$ :  $3.7 \times 10^{-8} \text{Bq/cm}^3$

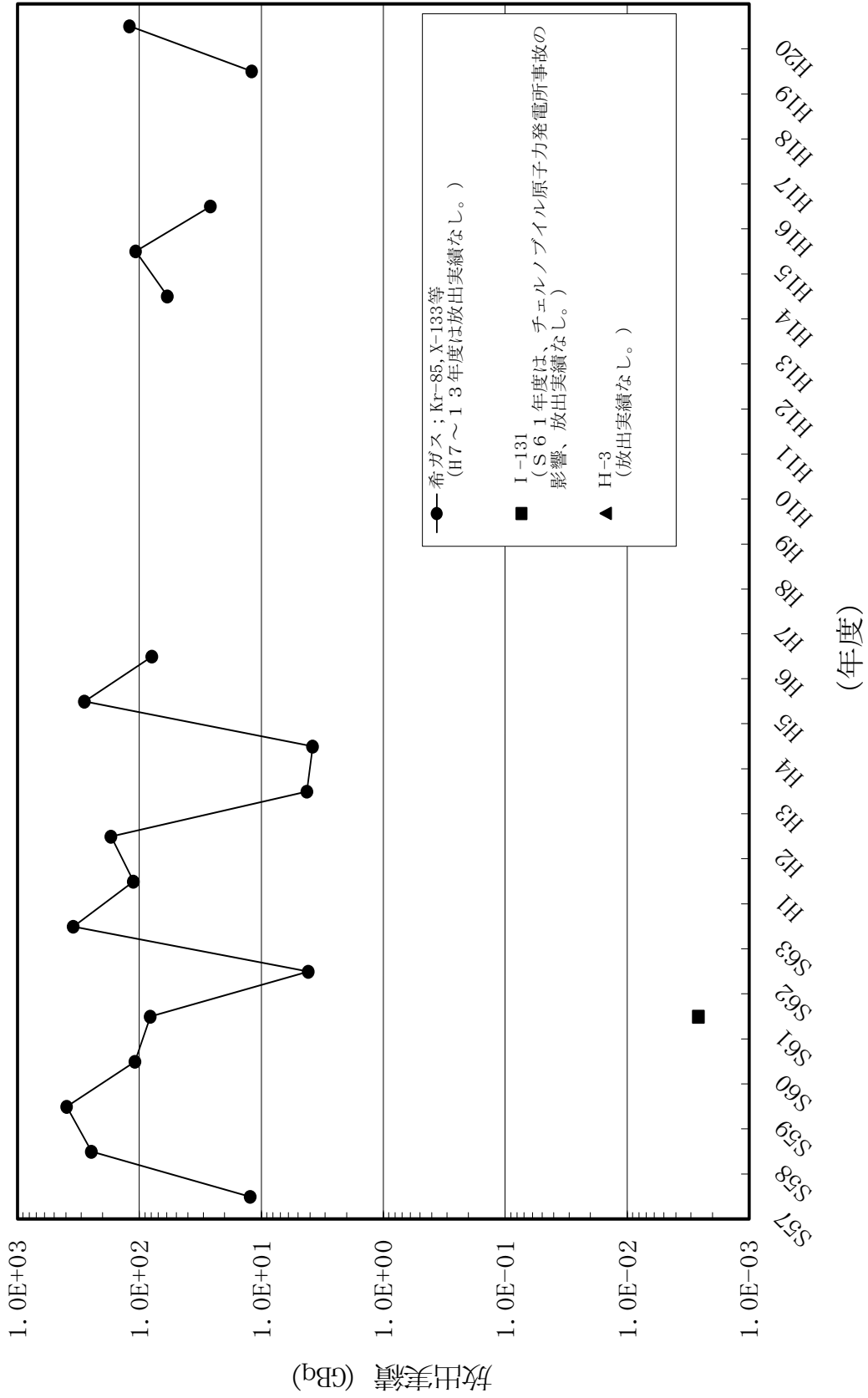


図 5.2 CPF における放射性気体廃棄物の放出実績

## 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20年度の放出前判定分析は、再処理施設排水が53件、第2排水溝系排水が46件、第1排水溝系各施設排水が122件であった。また、第1排水溝における監視として中央廃水処理場排水について20件の分析を行った。これらの全ての排水について、放射性物質濃度、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20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20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 $\alpha$ 放射能	N. D.
全 $\beta$ 放射能（ $^3\text{H}$ を除く）	N. D.
$^{89}\text{Sr}$	N. D.
$^{90}\text{Sr}$	N. D.
$^{95}\text{Zr}$ — $^{95}\text{Nb}$	N. D.
$^{103}\text{Ru}$	N. D.
$^{106}\text{Ru}$ — $^{106}\text{Rh}$	N. D.
$^{134}\text{Cs}$	N. D.
$^{137}\text{Cs}$	N. D.
$^{141}\text{Ce}$	N. D.
$^{144}\text{Ce}$ — $^{144}\text{Pr}$	N. D.
$^3\text{H}$	$4.6 \times 10^5$
$^{129}\text{I}$	N. D.
$^{131}\text{I}$	N. D.
Pu ( $\alpha$ )	$4.3 \times 10^{-1}$

注) N. D. は検出下限値未満であったことを示す。

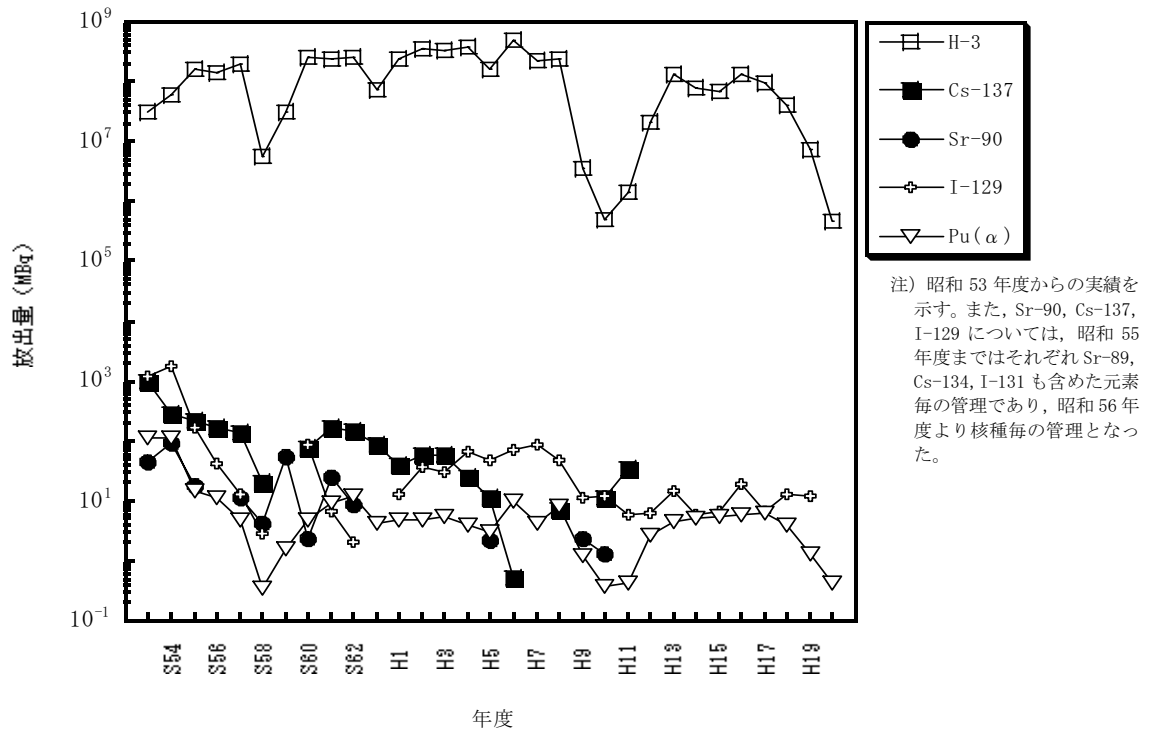


図 5.3 再処理施設における放射性液体廃棄物の放出実績

### 5.2.2 第1排水溝

平成20年度の第1排水溝における放射性液体廃棄物の放出量(第1排水溝系各施設からの放出濃度に放出水量を乗じ、それらを合計した値)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 m<sup>3</sup>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	$5.9 \times 10^{-3}$
全β放射能	N. D.
<sup>3</sup> H	N. D.
ウラン	$1.2 \times 10^{-2}$

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

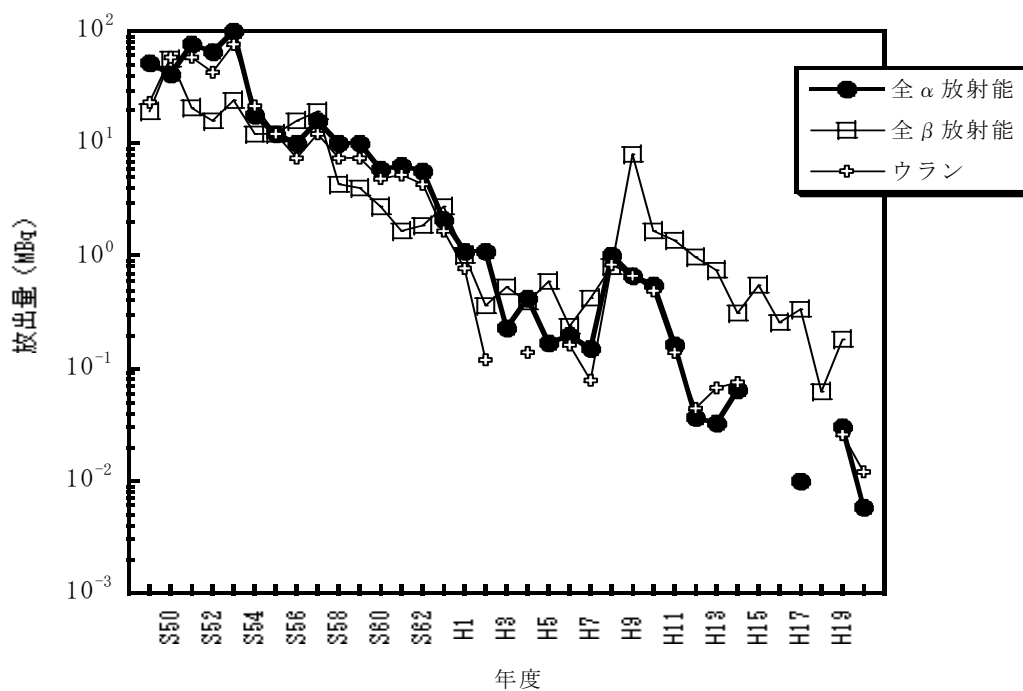


図5.4 第1排水溝における放射性液体廃棄物の放出実績



### 5.2.3 第2排水溝

平成20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量は、およそ660 m<sup>3</sup>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	$1.8 \times 10^{-2}$
全β放射能	N. D.
ウラン	N. D.
プルトニウム	$6.7 \times 10^{-3}$

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

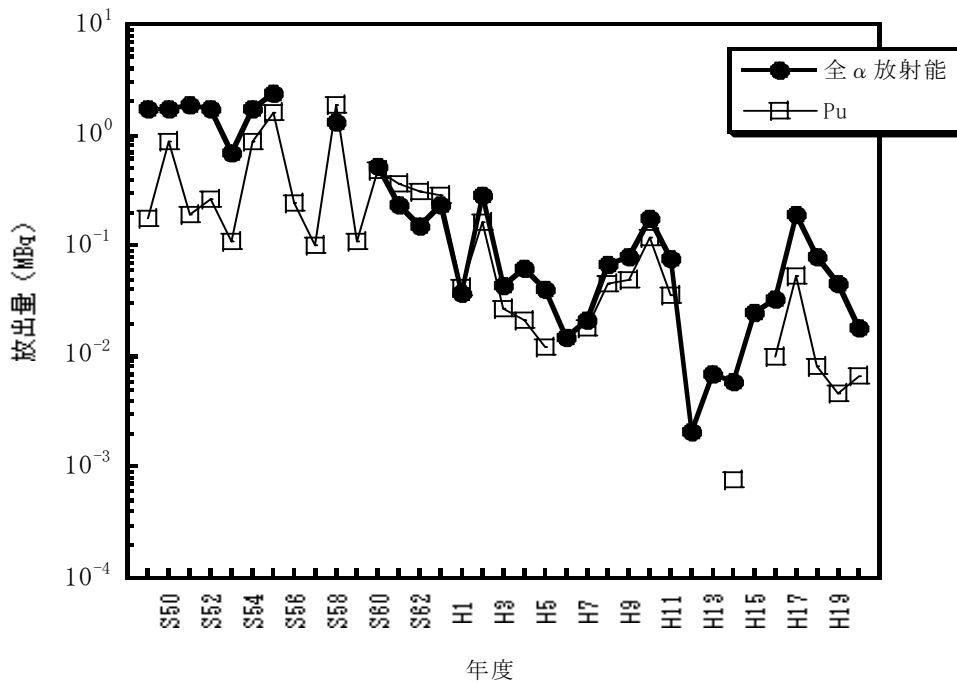


図5.5 第2排水溝における放射性液体廃棄物の放出実績

## 6. 環境放射線監視

### 6.1 環境放射線モニタリング

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  $^{129}\text{I}$  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を、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 20 年 4 月から平成 21 年 3 月において、サイクル研究所周辺の空間線量率及び空気、農作物、畜産物、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) 空気中放射性物質濃度…浮遊じん中全  $\alpha$  放射能、全  $\beta$  放射能、 $^{54}\text{Mn}$ 、 $^{60}\text{Co}$ 、 $^{90}\text{Sr}$ 、 $^{95}\text{Zr}$ 、 $^{95}\text{Nb}$ 、 $^{106}\text{Ru}$ 、 $^{137}\text{Cs}$ 、 $^{144}\text{Ce}$  及び  $^{239,240}\text{Pu}$ 、大気中  $^{131}\text{I}$  濃度、気体状  $\beta$  放射性物質濃度、水分中  $^3\text{H}$  濃度
  - (3) 雨水中放射性物質濃度… $^3\text{H}$  濃度
  - (4) 降下じん中放射性物質濃度…全  $\beta$  放射能
  - (5) 飲料水中放射性物質濃度…全  $\beta$  放射能及び  $^3\text{H}$  濃度
  - (6) 葉菜中放射性物質濃度… $^{90}\text{Sr}$ 、 $^{131}\text{I}$ 、 $^{137}\text{Cs}$  及び  $^{239,240}\text{Pu}$  濃度
  - (7) 精米中放射性物質濃度… $^{14}\text{C}$ 、 $^{90}\text{Sr}$  及び  $^{137}\text{Cs}$  濃度
  - (8) 牛乳中放射性物質濃度… $^{90}\text{Sr}$ 、 $^{131}\text{I}$  及び  $^{137}\text{Cs}$  濃度
  - (9) 表土中放射性物質濃度… $^{54}\text{Mn}$ 、 $^{60}\text{Co}$ 、 $^{90}\text{Sr}$ 、 $^{106}\text{Ru}$ 、 $^{137}\text{Cs}$ 、 $^{144}\text{Ce}$  及び  $^{239,240}\text{Pu}$  濃度
  - (10) 河川水中放射性物質濃度…全  $\beta$  放射能及び  $^3\text{H}$  濃度
  - (11) 河底土中放射性物質濃度…全  $\beta$  放射能、 $^{54}\text{Mn}$ 、 $^{60}\text{Co}$ 、 $^{106}\text{Ru}$ 、 $^{137}\text{Cs}$  及び  $^{144}\text{Ce}$  濃度
- 上記項目のうち、過去 10 年間のモニタリング結果に基づく平常の変動幅を外れた試料は、河底土中全  $\beta$  放射能濃度であり、最大値を上回った。状況及び考察等を表 6.1 に示す。

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、過去のモニタリング結果に基づく平常の変動幅内にあった。

表 6.1 再処理施設保安規定の  
平常の変動幅を外れた項目、濃度状況及び考察

項目	濃度状況	考察
再・保安規定 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730 Bq/kg・乾を上回った。 (780 Bq/kg・乾) (740 Bq/kg・乾)	分析、測定上の問題がないことから、久慈川上流で採取した河底土中の天然放射性核種(主に <sup>40</sup> 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。

以下に、降下じん中全β放射能濃度、葉菜中<sup>90</sup>Sr濃度、表土中<sup>239,240</sup>Pu濃度、河底土中全β放射能濃度の過去10年間のモニタリング結果を示す。(図6.1~6.4)

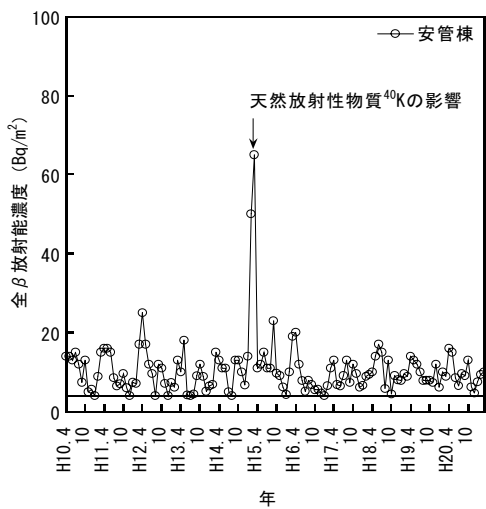


図 6.1 降下じん中全β放射能濃度

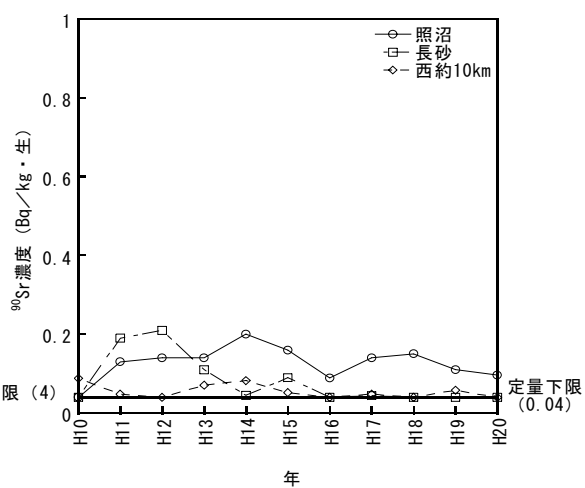


図 6.2 葉菜中<sup>90</sup>Sr濃度

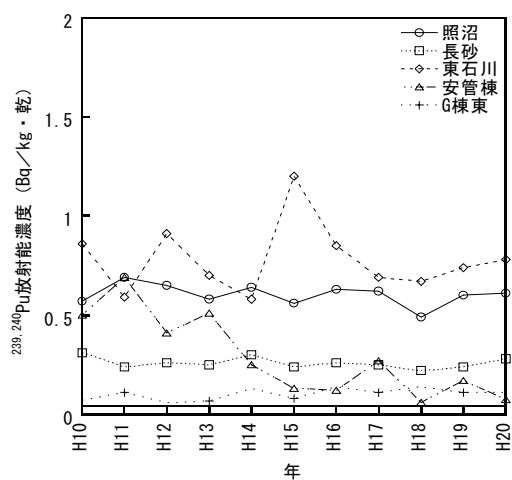


図 6.3 表土中<sup>239,240</sup>Pu濃度

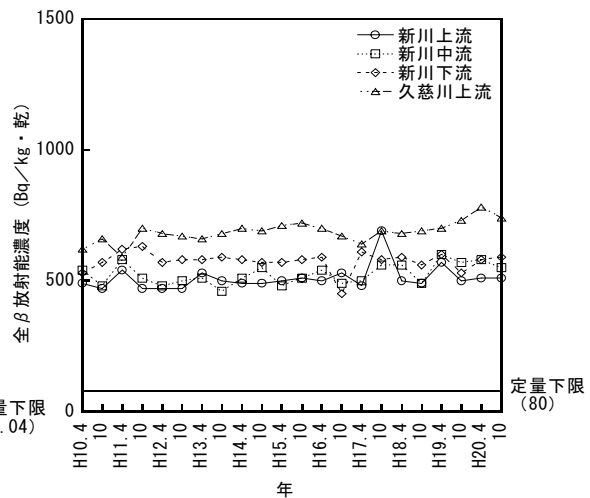


図 6.4 河底土中全β放射能濃度

### 6.1.2 海洋環境モニタリング

平成 20 年 4 月から平成 21 年 3 月において、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  $\beta$  放射能,  $^3\text{H}$ ,  $^{54}\text{Mn}$ ,  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{90}\text{Sr}$ ,  $^{95}\text{Zr}$ ,  $^{95}\text{Nb}$ ,  $^{106}\text{Ru}$ ,  $^{134}\text{Cs}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{144}\text{Ce}$  及び  $^{239,240}\text{Pu}$  濃度
- (2) 海底土中放射性物質濃度… $^{54}\text{Mn}$ ,  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{90}\text{Sr}$ ,  $^{95}\text{Zr}$ ,  $^{95}\text{Nb}$ ,  $^{106}\text{Ru}$ ,  $^{134}\text{Cs}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{144}\text{Ce}$  及び  $^{239,240}\text{Pu}$  濃度
- (3) 海岸水中放射性物質濃度…全  $\beta$  放射能,  $^3\text{H}$ ,  $^{90}\text{Sr}$ ,  $^{106}\text{Ru}$ ,  $^{134}\text{Cs}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{144}\text{Ce}$  及び  $^{239,240}\text{Pu}$  濃度
- (4) 海岸砂表面線量… $\beta$  表面計数率及び  $\gamma$  表面線量率,  $^{54}\text{Mn}$ ,  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{106}\text{Ru}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{144}\text{Ce}$  及び  $^{239,240}\text{Pu}$  濃度
- (5) 海産生物中放射性物質濃度… $^{54}\text{Mn}$ ,  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{90}\text{Sr}$ ,  $^{95}\text{Zr}$ ,  $^{95}\text{Nb}$ ,  $^{106}\text{Ru}$ ,  $^{134}\text{Cs}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{144}\text{Ce}$  及び  $^{239,240}\text{Pu}$  濃度
- (6) 魚網表面線量… $\beta$  吸収線量率及び  $\gamma$  表面線量率
- (7) 船体表面線量… $\beta$  吸収線量率及び  $\gamma$  表面線量率

上記項目のうち、過去 10 年間のモニタリング結果に基づく平常の変動幅を外れた試料としては、海底土中  $^{239,240}\text{Pu}$  濃度、海産生物（褐藻類（ワカメ又はヒジキ等）中  $^{90}\text{Sr}$  濃度が最小値を下回り、海水中全  $\beta$  放射能濃度、海岸砂表面線量（ $\beta$  表面計数率）、海産生物（カレイ又はヒラメ）中  $^{137}\text{Cs}$  濃度が最大値を上回った。状況及び考察等を表 6.2 に示す。

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、過去のモニタリング結果に基づく平常の変動幅内にあった。

表 6.2 再処理施設保安規定の  
平常の変動幅を外れた項目、濃度状況及び考察

	項 目	濃 度 状 況	考 察
再 ・ 保 安 規 定	海水（放出口付近（5点混合））中全β放射能濃度	過去10年間の平常の変動幅（定量下限値：0.04 Bq/L）を上回った。 （0.044 Bq/L）	分析，測定上の問題がないことから，海水中天然放射性核種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。
	海底土（磯崎沖）中 <sup>239, 240</sup> Pu濃度	過去10年間の最小値0.17 Bq/kg・乾を下回った。 （0.080 Bq/kg・乾）	分析，測定上の問題がないことから，阿字ヶ浦海岸の侵食により海岸砂が流出し，海底土上に沈降したことによるものと推定される。
	海岸砂表面線量（β表面計数率）（阿字ヶ浦海岸）	過去10年間の最大値86 cpmを上回った。 （88cpm）	測定上の問題がないことから，測定器の計数誤差を含めた天然放射性核種の自然変動によるものと推定される。
	海産生物（カレイ又はヒラメ）（東海村地先）中 <sup>137</sup> Cs濃度	過去10年間の最大値0.14 Bq/kg・生を上回った。 （0.16 Bq/kg・生）	分析，測定上の問題がないことから，過去の大気圏内核実験フォールアウトに起因する <sup>137</sup> Csが，魚体が大きかったために高めに濃縮されたことによるものと推定される。
	海産生物（褐藻類（ワカメ又はヒジキ等））（久慈浜地先）中 <sup>90</sup> Sr濃度	過去10年間の最小値0.022 Bq/kg・生を下回った。 （ND（<0.02 Bq/kg・生））	分析，測定上の問題がないことから，過去の大気圏内核実験フォールアウトに起因する <sup>90</sup> Srの物理的減衰や拡散を含めた自然変動によるものと推定される。

その他，海水中全β放射能濃度，海底土中<sup>239, 240</sup>Pu濃度，海産生物（カレイ又はヒラメ）中<sup>137</sup>Cs濃度，海産生物（褐藻類（ワカメ又はヒジキ等））中<sup>90</sup>Sr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）

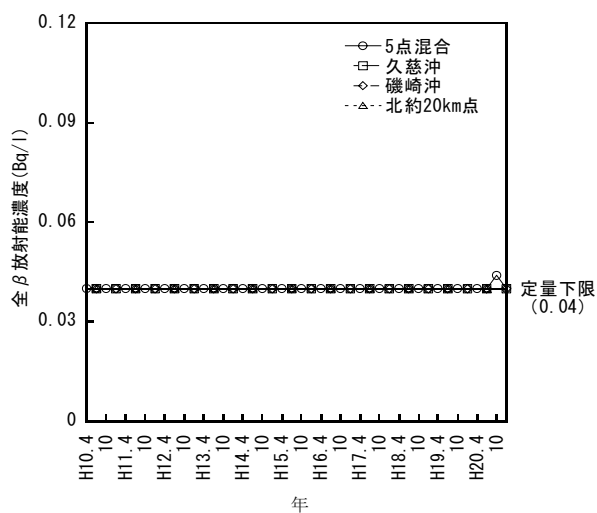


図 6.5 海水中全β放射能濃度

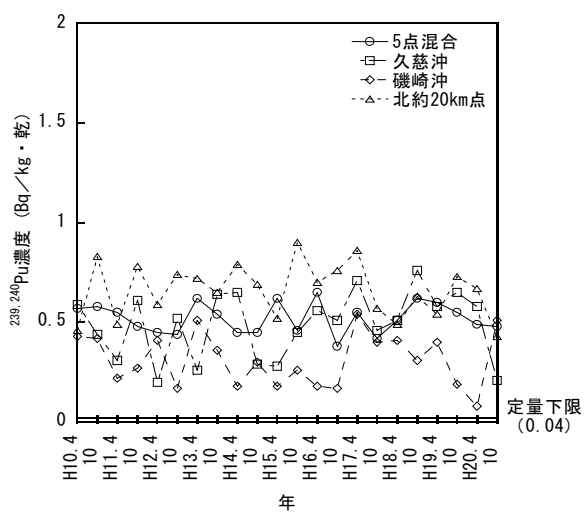


図 6.6 海底土中 <sup>239,240</sup>Pu 濃度

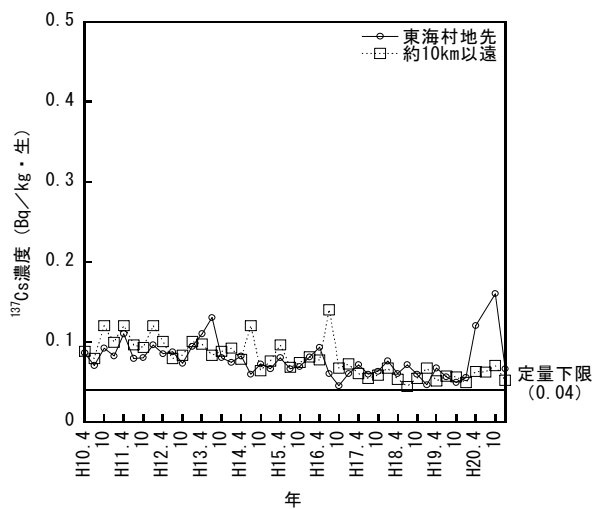


図 6.7 海産生物 (カレイ又はヒラメ) 中 <sup>137</sup>Cs 濃度

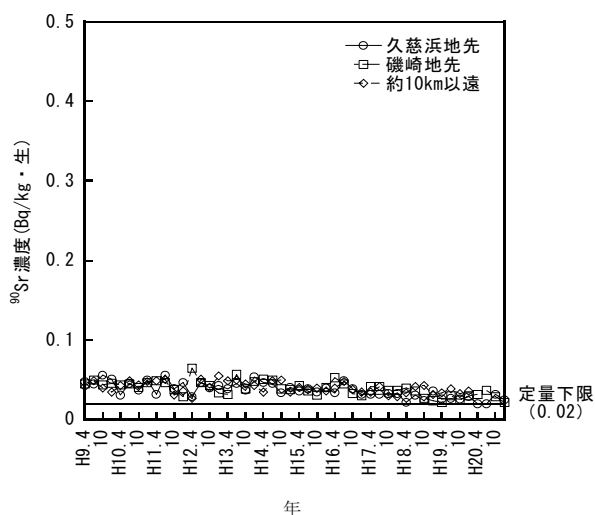


図 6.8 海産生物 (褐藻類 (ワカメ又はヒジキ等)) 中 <sup>90</sup>Sr 濃度

## 6.2 気象観測

気象の観測は、「発電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 6.3 に観測項目と測定器を示す。

平成 20 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 20 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東北東風が最多となった。

なお, 70 m 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, 10 m 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 6.3 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	サイクル研究所内
日射量	熱電堆式全天日射計	同上
放射収支量	風防型放射収支計	同上

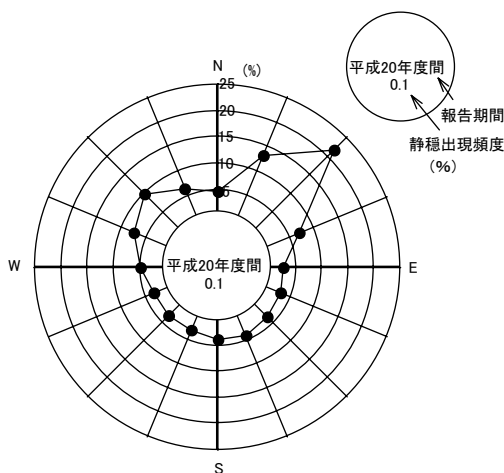


図 6.9 気象観測塔(地上 70m)  
風向出現頻度 (%)

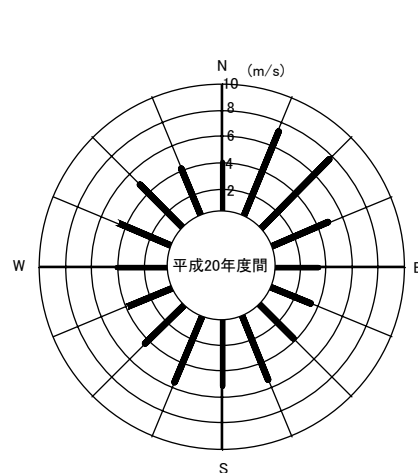


図 6.10 気象観測塔(地上 70m)  
風向別平均風速 (m/s)

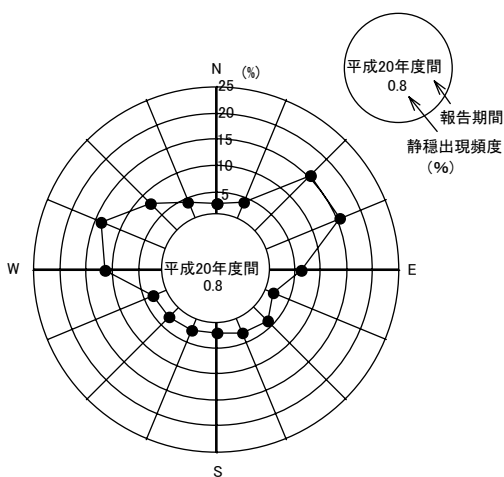


図 6.11 安全管理棟屋上(地上 10m)  
風向出現頻度 (%)

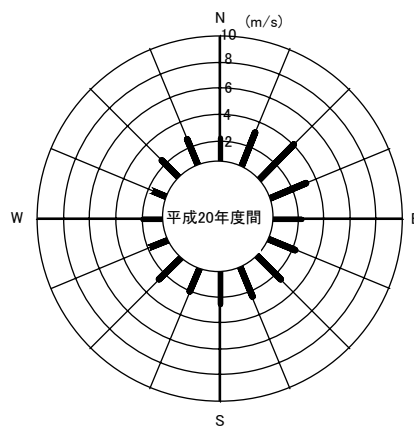


図 6.12 安全管理棟屋上(地上 10m)  
風向別平均風速 (m/s)

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 20 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 20 年度は、例年どおり D 型が 44%と最も多かった。

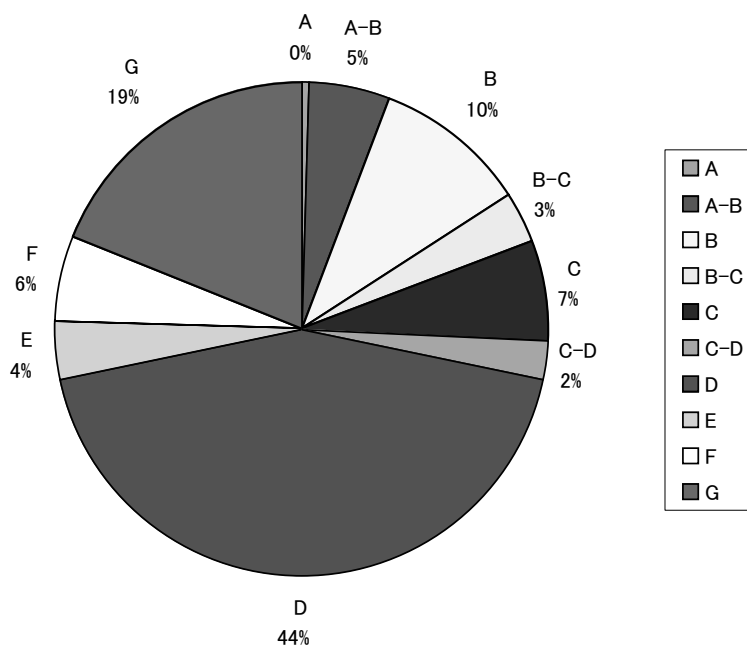


図 6.13 大気安定度出現頻度 (%)



平成 20 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、4 月であった。

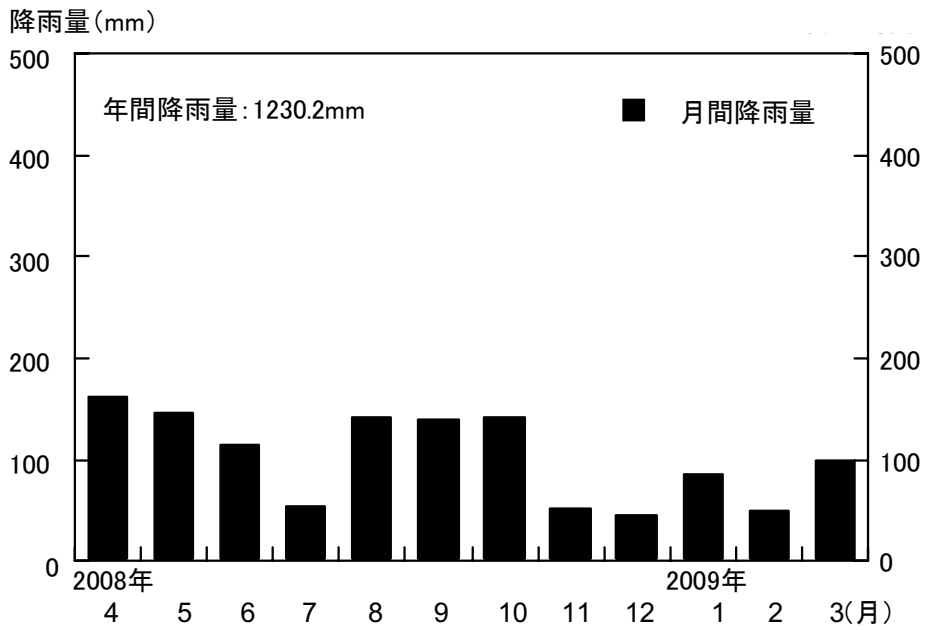


図 6. 14 月間降雨量

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 20 年度の年間降雨量は 1230. 2 mm であった。このことから、平成 20 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基に行う。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き作られたものである。

平成20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て実施した。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り、気体廃棄物に起因する実効線量は、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。液体廃棄物に起因する実効線量は、海産物摂取に伴う内部被ばく及び漁業・海浜利用による外部被ばくを考慮した。

皮膚の等価線量については、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濃度地点での等価線量に、漁業・海浜利用に起因する外部被ばくによる皮膚の等価線量を合算した。

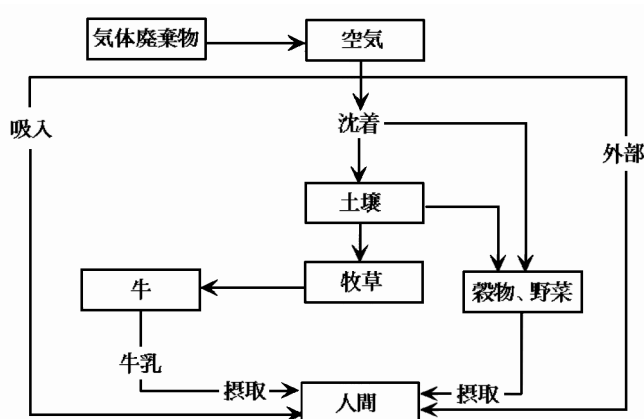


図 6.15 陸上被ばく経路（気体廃棄物）

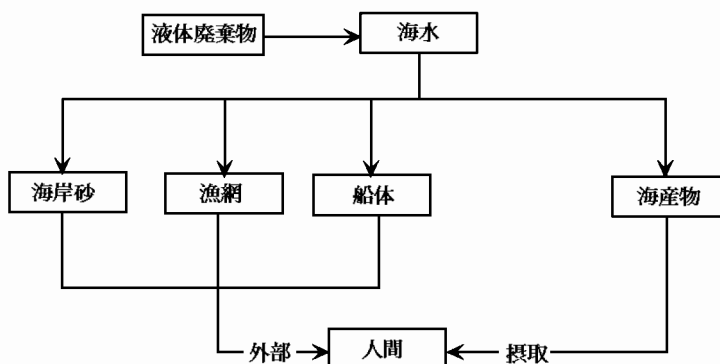


図 6.16 被ばく経路（液体廃棄物）

### 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 6.4 に示す。実効線量の合算値は約  $2.1 \times 10^{-4}$  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 6.5 に示す。皮膚の等価線量の合算値は，約  $2.5 \times 10^{-4}$  mSv/年であり，周辺監視区域外の線量限度（50 mSv/年）の約 0.0005%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 6.4 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	$8.8 \times 10^{-7}$	最大線量地点： 主排気筒南西方向約 700 m
吸入摂取による内部被ばく	$1.9 \times 10^{-6}$	
農・畜産物摂取による内部被ばく	$1.9 \times 10^{-4}$	最大濃度地点： 主排気筒南西方向約 1500 m
海産物摂取による内部被ばく	$1.1 \times 10^{-5}$	
漁業・海浜利用による外部被ばく	$6.6 \times 10^{-6}$	
合計	$2.1 \times 10^{-4}$	

表 6.5 皮膚の等価線量の算出結果

経路	皮膚の等価線量 (mSv/年)	備考
放射性雲からの外部被ばく	$2.4 \times 10^{-5}$	最大濃度地点： 主排気筒南西方向約 1500 m
漁業・海浜利用による外部被ばく	$2.2 \times 10^{-4}$	
合計	$2.5 \times 10^{-4}$	

1977年から2008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2008年度は4月始期の年度間の評価結果である。

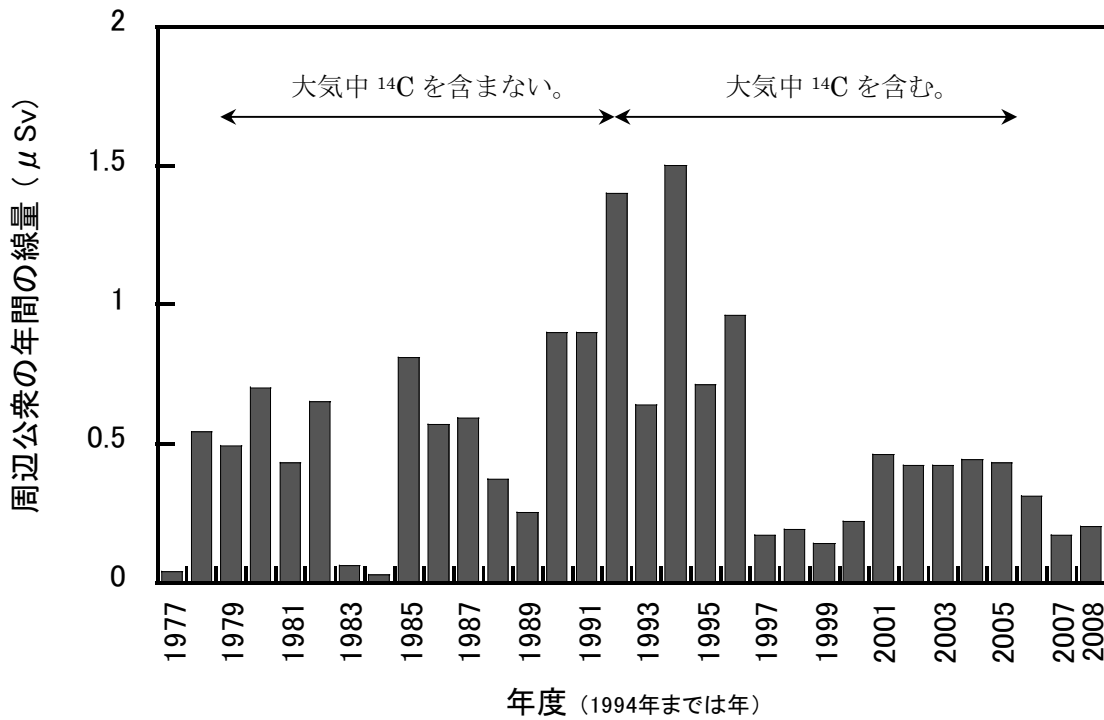


図6.17 1977年から2008年度における線量の評価結果

## 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 20 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<sup>137</sup>Cs $\gamma$ 線校正場（公称放射能 1.85 TBq，111 GBq，11.1 GBq 及び 555 MBq）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-2.9%（555 MBq）であり，基準線量率の不確かさ(4.1%；k=2)の範囲内であることを確認した。

ただし，最も放射能強度の小さい 555 MBq 線源については，今回及び過去の測定結果との比較から，範囲内であるものの現在の線量率基準が若干高めであることが分かったため，今回の測定結果を元に，線量率基準の再設定を行った。平成 18 年度に設定した線量率基準と今回再設定した値との偏差は，555 MBq 線源を除き最大でも-0.3%である。

他拠点における $\gamma$ 線校正場のトレーサビリティ確保のため，平成 20 年 4 月に高速増殖炉研究開発センター，平成 21 年 1 月に人形峠環境技術センターが所有する基準測定器の校正を実施した。

平成 20 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にて校正した。

### 7.2 照射設備・線源

#### 7.2.1 照射設備

##### (1) <sup>137</sup>Cs 照射装置

照射線量率基準測定器を用いた測定による，照射室(A)の<sup>137</sup>Cs $\gamma$ 線校正場（公称放射能 1.85 TBq，111 GBq，11.1 GBq 及び 555 MBq）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 20 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，555 MBq 線源については，<sup>137</sup>Cs の半減期 30.07 年による減衰曲線及び半減期と $y$ 切片を fitting parameter とした回帰曲線も示した。

回帰曲線から得られた半減期は， $26.8 \pm 2.2$  年と<sup>137</sup>Cs の半減期に比べて短く，半減期 2.062 年の<sup>134</sup>Cs 混在が考えられる。<sup>137</sup>Cs 線源への<sup>134</sup>Cs 混在の可能性について

は、前年度年報[1]でも報告している。回帰曲線は、555 MBq 以外の線源の測定値とも同様の傾向を示していることが分かる。

555 MBq 線源は、他の線源と比べて線量率が低いため、測定値のばらつきが大きい。例えば、平成 18 年度から 20 年度の測定値は、半減期 30.07 年の減衰曲線を基準にみると、ほぼ同程度にばらついているように見える。しかし、回帰曲線を基準とすると、平成 18 年度の測定値が、他の年度に比べて系統的に高い値を示していることが分かる。この結果を元に、平成 20 年度に線量率基準の再設定を行うこととした。

このように、線量率基準の精度向上のため、照射線量率の長期的な経時変化を確認することは有用である。

#### (2) 中硬 X 線発生装置

Pantak HF-320C について、平成 20 年 8 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、9 月頃に制御用基盤が故障し照射不能となったため、当該部品の交換を行った。

### 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 29 枚について、平成 21 年 3 月にクラス 2 参照標準線源で校正した大面積 2 $\pi$  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

酸化ウラン面線源に代わる線源として準備している陽極酸化被膜線源（主に  $^{36}\text{Cl}$  及び  $^{241}\text{Am}$ ）の品質管理のため、ZnS(Ag)・プラスチックシンチレータ積層式大面積放射能測定装置を用いた表面放出率基準の一定性確認の方法の整備を行っている。大面積 2 $\pi$  ガスフローカウンタに比べて PR ガスを用いる必要がなく、測定が迅速に行える利点をもつ。前年度に引き続き、本測定器を用いた面線源の測定を実施した結果、測定値に有意な変動は見られず、表面放出率基準の一定性が確認できた。また、遮蔽体鉛からの自然放射線や外部放射線による自然計数率の変動を抑制するため、遮蔽対策の強化を行った。

来年度以降、本装置を用いた陽極酸化被膜線源の表面放出率基準の一定性確認を本格的に実施する予定である。

### 7.3 基準測定器等

#### (1) 照射線量率基準測定器

現在運用中の照射線量率基準測定器（Exradin A6 電離箱－東洋メディック RAMTEC1000G 線量計）の後継として、電離箱部に PTW 製 TM32002、計測部に東洋メディック製 RAMTEC1000plus を用いた基準測定器を整備し、平成 20 年 11 月に  $^{137}\text{Cs}$   $\gamma$  線校正場を用いた基準校正を実施した。現在運用している基準測定器に比べて、電離箱容

積の増加(800 ml→1,000 ml)と計測部の安定性の向上により、低線量率域における測定精度の向上が期待できる。今後、後継機種への移行を検討する。

## (2) $^{85}\text{Kr}$ 放射能濃度基準測定器

再処理施設の排気筒などに設置されている放射性希ガスモニタの校正を行うため、放射性ガス校正場を整備している。放射性ガス濃度基準測定器には、通気式電離箱と振動容量電位計からなる大倉電気 RD1210B を用いており、平成 5 年及び平成 14 年に(財)放射線計測協会において、 $^{85}\text{Kr}$  による校正を行い濃度換算係数が決定されている。平成 5 年と平成 14 年の校正で得られた濃度換算係数の偏差は 2.2% であり、濃度換算係数の不確かさ 10% と比較して、有意な変化が無い安定した測定器である。

この基準測定器の濃度換算係数が、校正後に変化していないことを確認するための方法として、平成 15 年度から毎年、電離箱外部の既定の位置に同一の密封線源 ( $^{137}\text{Cs}$  公称放射能 3.7MBq) を設置して測定を行っている。平成 15 年度の測定値を基準としたとき、平成 20 年度までにおける測定値の偏差は最大でも 5.7% であり、実ガスによる校正から得られた濃度換算係数の不確かさ 10% に対して、有意な変化が無いことを確認した。

## 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 212 日であった。

照射室(B)の  $^{238}\text{Pu-Be}$  線源及び濃縮ウランコンバータ付き半導体検出器(臨界警報装置)について、IAEA による実在庫調査(PIV)を平成 21 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

石綿対策のため、低レベル照射室、線源保管室及び汚染検査室の天井材(圧縮成形石綿板)の交換を行った。また、老朽化対策のため駐車場内雨水溝の交換も行った。さらに、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] 平成 19 年度放射線管理部年報, JAEA-Review 2008-071, PP. 47-53 (2008).

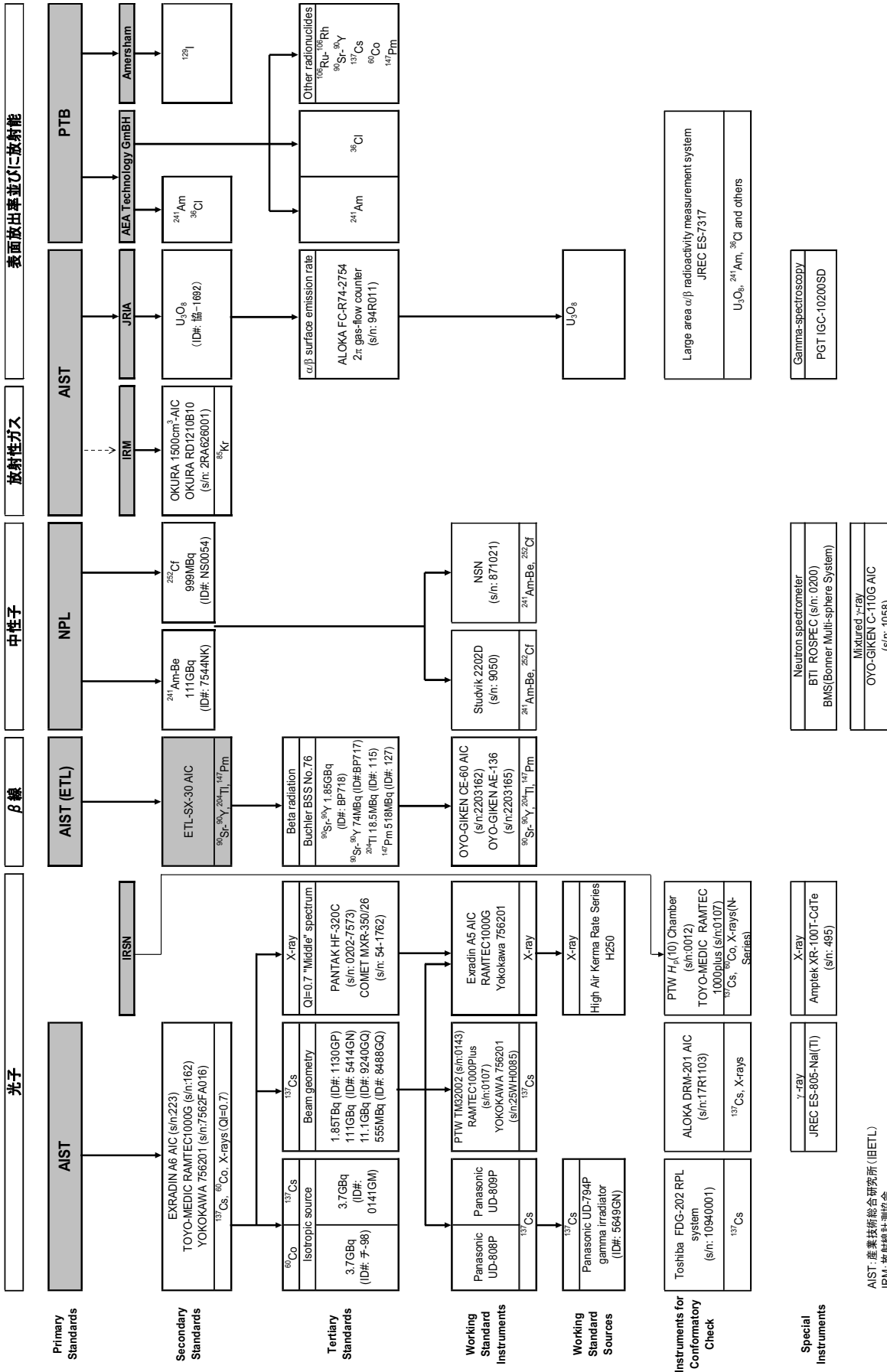


図 7.1 放射線・放射能にかかるトレーサビリティ経路

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



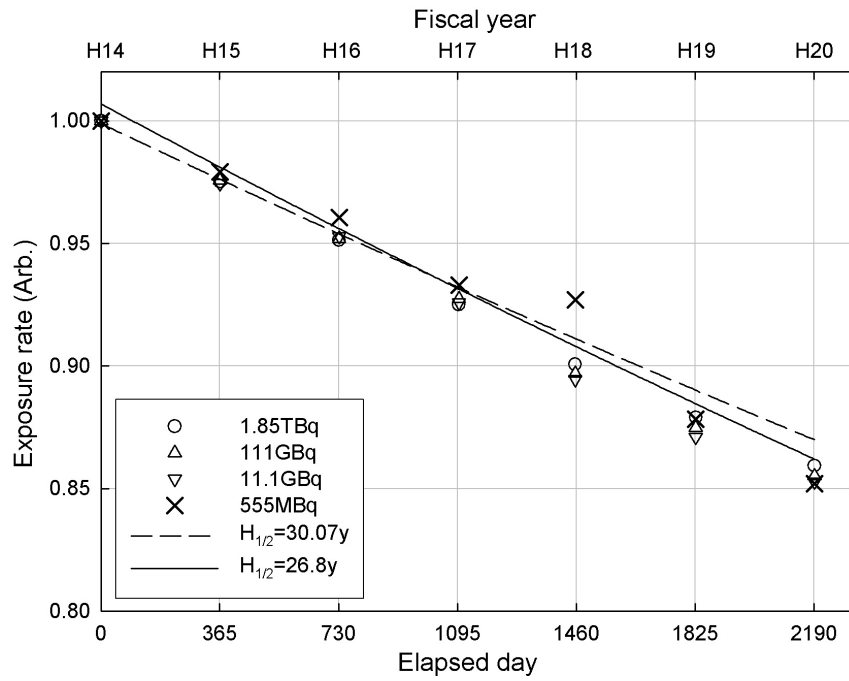


図 7.2  $^{137}\text{Cs}$  照射装置の照射線量率の経年変化（平成 14～20 年度）  
 555 MBq 線源について、破線は  $^{137}\text{Cs}$  半減期 30.07 年による減衰曲線、  
 実線は半減期と y 切片を fitting parameter とした回帰曲線を示す。

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]				使用時間*2 (四半期) [時間:分]				使用日数				
			1	2	3	4	1	2	3	4	*3	*4			
			合計				合計				合計				
Cs-137	1.85 TBq	Cs-137照射装置	419	282	179	301	1181	52:41	36:57	34:45	22:26	146:49	172	192	
Cs-137	555 MBq		202	153	71	64	490	11:50	8:27	7:05	6:24	33:46	87		
Cs-137	11.1 GBq		284	197	75	104	660	17:05	11:38	5:47	3:46	38:16	121		
Cs-137	111 GBq		248	520	187	288	1243	14:15	17:18	6:43	10:45	49:01	139		
Co-60	3.7 GBq	γ線照射装置	2	18	0	1	21	0:03	2:06	0:00	0:08	2:17	6	6	
Cs-137	3.7 GBq		1	9	0	0	10	0:01	1:12	0:00	0:00	1:13	4		
Am-241-Be	111 GBq	中性子照射装置	311	197	129	151	788	48:49	27:29	18:40	16:54	111:52	67	85	
Cf-252	999 MBq		147	116	93	93	449	48:41	7:17	18:15	15:31	89:44	70		
Pu-238-Be	370 GBq	低エネルギーγ線照射装置	0	0	0	0	0	0:00	0:00	0:00	0:00	0:00	0	28	
Am-241	296 GBq		104	31	64	8	207	4:35	1:49	6:25	0:38	13:27	28		
Cs-137	18.5 GBq	線量計自動照射装置	27	13	14	14	68	32:50	11:10	11:25	7:35	63:00	62	62	
Sr-90	74 MBq	β線照射装置 (貯蔵箱 1)	0	0	0	0	0	0:00	0:00	0:00	0:00	0:00	0	0	
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	0	0	0	0:00	0:00	0:00	0:00	0:00	0		
Pm-147	518 MBq		0	0	0	0	0	0:00	0:00	0:00	0:00	0:00	0		
Co-60	37 MBq	貯蔵箱 2	0	0	0	0	0	0:00	0:00	0:00	0:00	0:00	0	1	
Ra-226	4.07 MBq		0	0	0	0	0	0:00	0:00	0:00	0:00	0:00	0		
Ra-226	37 MBq		0	0	0	0	0	0:00	0:00	0:00	0:00	0:00	0		
Cs-137	37 MBq		0	0	0	0	0	0:00	0:00	0:00	0:00	0:00	0		
Am-241-Li	343 GBq		0	0	0	1	1	0:00	0:00	0:00	0:20	0:20	1		
Am-241-Li	373 GBq		0	0	0	1	1	0:00	0:00	0:00	0:20	0:20	1		
X線発生装置 (HF-320C)			2	0	6	130	138	138	0:11	0:00	0:18	4:03	4:32		6
															212

\*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 照射装置毎の使用日数, \*5 校正室の稼働日数 (照射装置・線源を使用した日数)

## 8. 主要な設備機器の整備，維持管理

### 8.1 放射線管理用機器の保守校正

再処理施設，核燃料物質使用施設などの施設内の放射線管理及び施設周辺の環境監視に使用する放射線管理用機器（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，再処理施設保安規定及び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。

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うち，体表面モニタ，サーベイメータ，放射能測定装置等の台数は，平成 19 年度に比べ僅かに減少した。その要因は，機器の新規購入や各部・センターからの移管による台数の増加に比べ，老朽化機器の電子部品が製造中止になり，廃棄した機器の台数が僅かに上回ったためである。

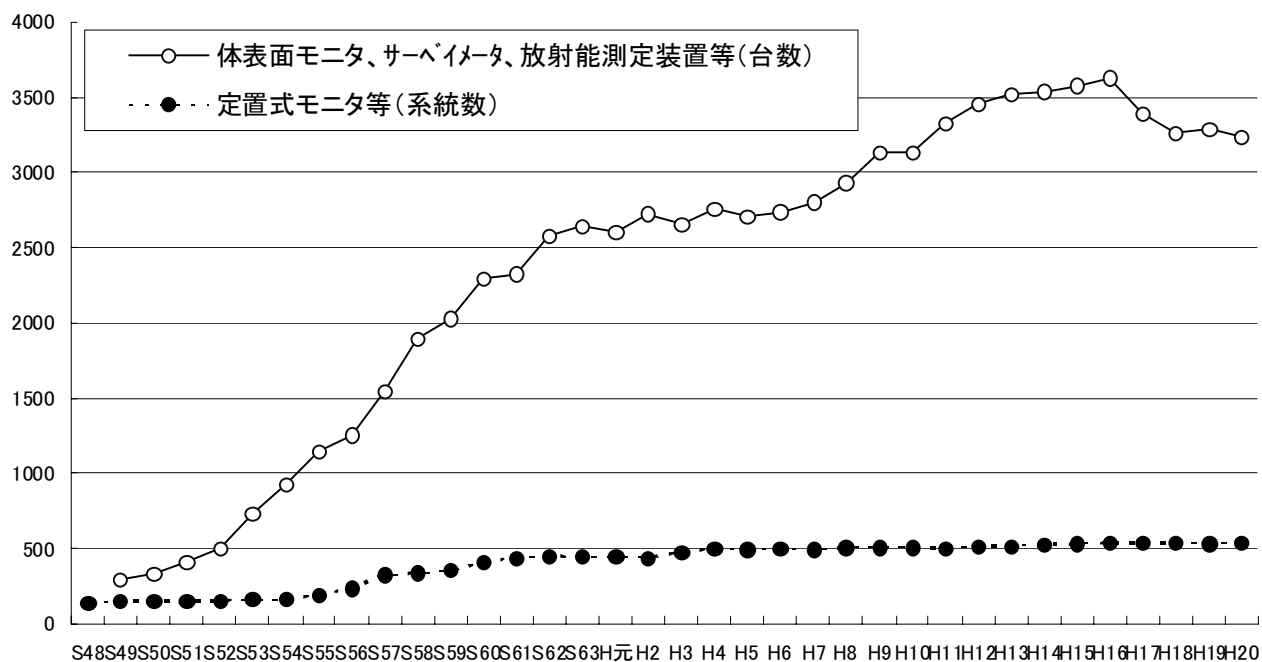


図 8.1 点検対象機器台数の推移

### 8.1.1 放射線管理用機器（臨界警報装置を除く）の定期点検状況

平成 20 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（ほぼ 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 20 年度）

区分	機器名称	点検台数
排気モニタ	ダストモニタ（ $\alpha$ 線、 $\beta$ 線）	144 系統
	ヨウ素モニタ（ $^{129}\text{I}$ 、 $^{131}\text{I}$ ）	
	希ガスモニタ（ $^{85}\text{Kr}$ ）	
定置式モニタ	$\gamma$ 線エリアモニタ	260 系統
	中性子線エリアモニタ	28 系統
	$\alpha$ 線空気（プルトニウムダスト）モニタ	104 系統
	$\beta$ 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（ $\alpha$ 線） （フットモニタ（ $\alpha$ 線）を含む）	255 台
	ハンドフットクローズモニタ（ $\beta$ 線）	121 台
サーベイメータ	表面汚染検査用サーベイメータ（ $\alpha$ 線）	960 台
	表面汚染検査用サーベイメータ（ $\beta$ 線）	483 台
	線量当量率サーベイメータ（ $\gamma$ 線）	377 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（ $\alpha$ 線、 $\beta$ 線）	181 台

### 8.1.2 臨界警報装置の検査状況

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

表 8.2 臨界警報装置の設置状況と総合検査実施期間

施設	設置台数	総合検査実施期間	
		前期	後期
再処理施設 分離精製工場	3 系統 (γ線) 1 系統 (中性子線)	H20. 7. 28～H20. 7. 28	H20. 12. 15～H20. 12. 18
転換技術開発施設	3 系統	H20. 8. 22～H20. 8. 22	H20. 11. 14～H20. 11. 14
プルトニウム燃料第 1 開発室, 第 2 開発室	8 系統	H20. 9. 22～H20. 9. 29	H21. 2. 23～H21. 2. 27
プルトニウム燃料 第 3 開発室	14 系統	H20. 8. 6～H20. 8. 12	H21. 1. 19～H21. 1. 23
高レベル放射性物質 試験施設 (C P F)	1 系統	H20. 8. 26～H20. 8. 29	H21. 1. 28～H21. 1. 30

### 8.1.3 主な予防保全

経年劣化により更新が必要となった分離精製工場の臨界警報装置の更新を平成 19 年度より開始している。今年度は、平成 20 年 7 月 16 日に設工認申請の認可を受けて、機器の製作及び機器の据付・配線工事を行った。機器の製作では、プルトニウム転換技術開発施設に導入した臨界警報装置を、分離精製工場用として以下の 3 点について再設計した。

- ・中性子検出器

プルトニウム転換技術開発施設にはない中性子検出器を製作し、機器に組み込んだ従来の臨界警報装置の中性子検出器は、ウラン濃縮ターゲット付半導体検出器であったが、更新機器では原子力機構で開発したモデレータ付プラスチックシンチレーション検出器を採用した。

- ・データ収集機能の高度化

プルトニウム転換技術開発施設で採用した検出器の出力及び機器の状況等のデータ収集装置に分離精製工場分を組み込むとともに、検出器データ表示の高速化及び機器故障情報の出力形式の見直しを行った。

- ・その他 (マイナーチェンジ)

プルトニウム転換技術開発施設と比較してフラッシュライトが 10 台増えるため、機器作動用のモジュール (遅延回路モジュール) を増やした。

製作した機器のブロック図を図 8.2 に示す。また、製作した機器を現場に設置し、メーカーによる調整及び自社試験を経て、経済産業省 原子力安全・保安院による使用前検査後、平成 21 年 9 月に運用を開始した。更新スケジュールを表 8.3 に示す。

表 8.3 MP 臨界警報装置スケジュール

	平成19年度					平成20年度												平成21年度					
	1月	2月	3月	4月	5月	6月	7月	8月	9月	10月	11月	12月	1月	2月	3月	4月	5月	6月	7月	8月	9月	10月	
許認可	△申請					△	△														△	△	△
機器製作					補正申請		認可																
据付/配線工事																							
調整作業																							
自社試験																							

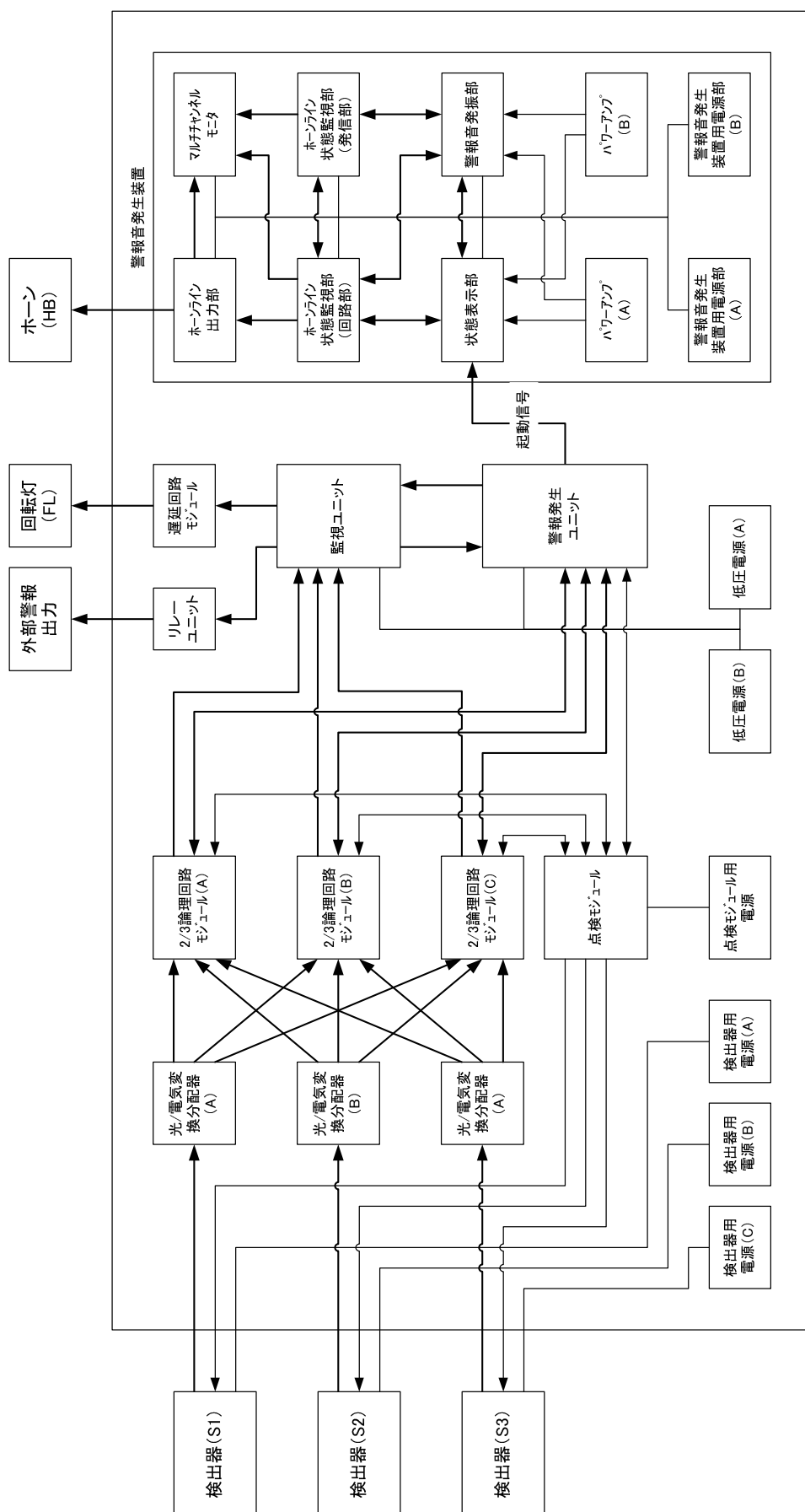


図 8.2 更新機器のブロック図

## 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 $\alpha$ 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、作業員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20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20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20年度は、報告書等として7件、論文投稿・掲載として15件の計22件の技術資料を作成した。

#### (2) 口頭発表

平成20年度は、国際会議発表が5件、保健物理学会9件、日本原子力学会4件及びその他8件の計26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 20 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	黒鉛減速 $^{241}\text{Am-Li}$ 中性子線源を用いる校正場の設計
	中性子・ガンマ線非弁別測定式臨界警報装置の中性子吸収線量率レスポンス試験
	想定事故条件における中性子・ガンマ線非弁別測定式臨界警報装置のレスポンスの評価
	過渡臨界実験装置 TRACY を用いた中性子・ガンマ線非弁別測定式臨界警報装置の作動試験
	開放窓形電離箱式放射性表面汚染サーベイメータの開発
	$^{241}\text{Am}$ 硝酸溶液を浸透させた豚皮膚片の線源効率
	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
	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
	$\alpha$ 線・ $\beta$ 線同時測定型体表面モニタの開発
	臨界警報装置に与える宇宙線の影響に関する調査
臨界警報装置の警報設定値に関する再評価	
個人被ばく線量測定・評価技術の高度化研究	臨界事故時における緊急対応計画のための線源条件の検討
	臨界事故におけるスクリーニングのためのインジウム誘導放射能とサーベイメータ計数率の関係の評価
	BOMAB ファントムによる全身カウンタの計数効率の評価
	MOX 施設管理区域境界における TLD による中性子線のモニタリング
	グローブボックス作業における体幹部不均等及び末端部被ばくのデータ分析
環境影響評価手法の研究	東海再処理施設周辺の海水中 $^3\text{H}$ 濃度及び拡散状況について
	開放型沿岸域における流れに及ぼす風の効果
	放射性液体廃棄物の長期的多国間放射線影響評価に関する検討
先行基礎工学研究	プルトニウム同位体等の LX 線高精度分光分析に係る研究

## 9.2 放射線モニタリング技術の高度化研究

### 9.2.1 黒鉛減速 $^{241}\text{Am-Li}$ 中性子線源を用いる校正場の設計

#### (1) 緒言

原子炉施設で測定された中性子スペクトルは、熱中性子から数 100 keV まで広いエネルギー範囲にわたり [1, 2], 代表的な校正用中性子線源である  $^{241}\text{Am-Be}$  や  $^{252}\text{Cf}$ , あるいは重水減速  $^{252}\text{Cf}$  による中性子スペクトルとは大きく異なる。本研究では、 $^{241}\text{Am-Li}$  中性子線源と減速材を組み合わせることによって、上記の特徴を有する中性子スペクトルを生成する中性子線源を開発する。

#### (2) 構造案

図 9.1 に、 $^{241}\text{Am-Li}$  線源と代表的な中性子線源である  $^{252}\text{Cf}$  並びに  $^{241}\text{Am-Be}$  の中性子スペクトルを比較したものを示す。 $^{241}\text{Am-Li}$  中性子線源は、 ${}^7\text{Li} + \alpha \rightarrow {}^{10}\text{B} + \text{n} - 2.79 \text{ MeV}$  反応により、最大エネルギー約 1.5 MeV, 平均エネルギー約 0.5 MeV の中性子を生成する。図から明らかなようにエネルギー分布は低い。したがって、本線源を適切な減速材で覆えば、数 100 keV から熱中性子にまでわたる広い中性子スペクトルを効率的に作り出すことができると考えられる。そこで、中性子捕獲断面積が小さく、加工しやすい黒鉛を減速材として選定した。 $^{241}\text{Am-Li}$  中性子線源を適当な大きさの球形又は立方体形黒鉛の中に配置し、漏洩する中性子を中性子線量計の校正に利用する構造案を考えた。

#### (3) 計算モデル

黒鉛減速材の形状及び寸法を決めるため、モンテカルロ粒子輸送計算コード MCNP4C2 を用いた計算を実施した。線源から表面までの厚さが 10~25 cm の球形黒鉛ならびに一辺が 50 cm の立方体黒鉛を考え、前者はその中心に、後者は表面から深さ 5~25 cm に  $^{241}\text{Am-Li}$  線源を置いた。さらに、熱中性子フルエンスの割合を調節する厚さ 1 cm のポリエチレン殻 (板) を表面に取り付けた。実際に利用する中性子線源は、米国 MRC 製の公称放射能 373 GBq と 343 GBq の二個で、 $\text{AmO}_2$  と  $\text{LiH}$  の混合物からなる線源物質をステンレス鋼製カプセル (外径 3.2 cm×高さ 10.8 cm) に封じたものであるが、計算ではこれを半径 2 cm の球とし、その中から  ${}^7\text{Li}(\alpha, \text{n})$  反応による中性子スペクトル [3] を持つ中性子を一様に発生させ、漏洩中性子スペクトルを計算した。その結果から、フルエンス平均エネルギーやスペクトル平均フルエンスー周辺線量当量換算係数等を算出した。

#### (4) 結果

計算結果の一例として、立方体黒鉛の表面から距離 50 cm における中性子スペクトルを図 9.2 に示す。図には比較のため  $^{252}\text{Cf}$  の中性子スペクトルも示す。表面から深さ 15 cm に  $^{241}\text{Am-Li}$  線源を置いたとき、フルエンス平均エネルギーで約 0.05 MeV, スペクトル平均フルエンスー周辺線量当量換算係数で約 40 pSv cm<sup>2</sup> の値を持つ、原子炉施設で測定されたものによく似た中性子スペクトルを形成した。

減速材中に配置する線源の深さが同じくらいであれば、球と立方体とで中性子スペクトルに極端に大きな違いはみられない。しかし、同じ深さであっても、線源を

減速材中心よりも表層に近い側に偏って配置した立方体の方が、線源を中心に配置した球に比べて、より多くのフルエンス（線量当量）率を得ることができること、さらに立方体の方が、減速材加工が容易であることから、立方体黒鉛パイルを基本に今後は詳細設計を行う。

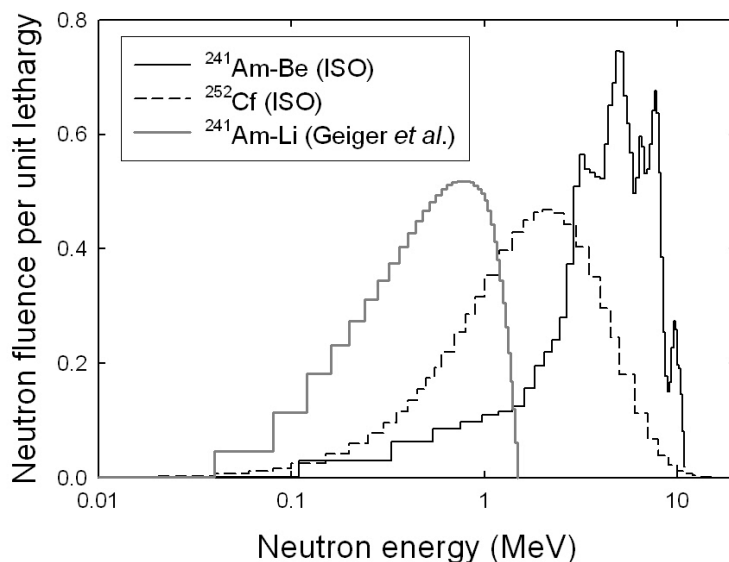


図 9.1  $^{241}\text{Am-Li}$ ,  $^{252}\text{Cf}$  並びに  $^{241}\text{Am-Be}$  線源の中性子スペクトルの比較

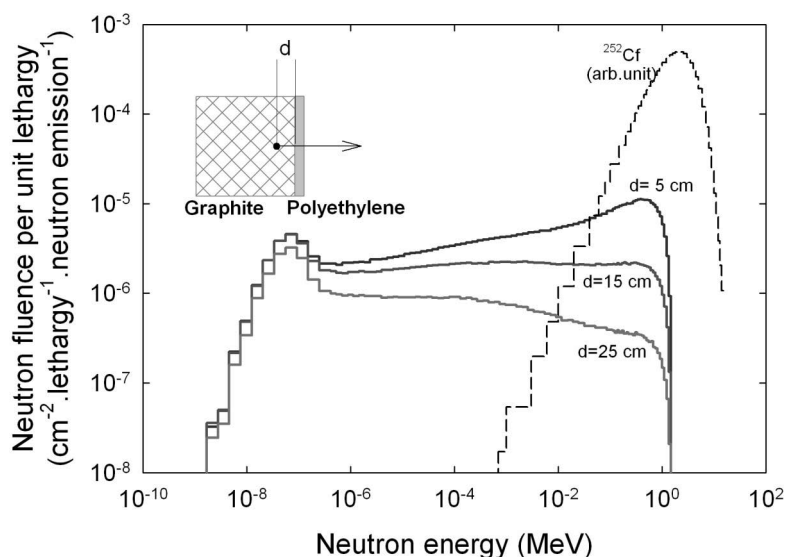


図 9.2  $^{241}\text{Am-Li}$  線源+立方体黒鉛から漏洩する中性子のスペクトル  
破線は  $^{252}\text{Cf}$  の中性子スペクトルである。

(線量計測課：辻村 憲雄)

【参考文献】

- [1] L. Lindborg *et al.*, *Radiat. Prot. Dosim.* **61**, 89-100 (1995), [2] T. Kosako *et al.*, *Nucl. Technol.* **77**, 279 (1987), [3] K. W. Geiger and L. Van der Zwan, *Health Phys.* **21**, 120 (1971).

## 9.2.2 中性子・ガンマ線非弁別測定式臨界警報装置の中性子吸収線量率レスポンス試験

### (1) 緒言

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開発した中性子・ガンマ線非弁別測定式臨界警報装置[1]（以下、「新型臨界警報装置検出器」と記す）について、その中性子吸収線量率レスポンスを、大強度の<sup>252</sup>Cf中性子線源を使用して評価する。

### (2) 実験方法

原子力科学研究所放射線標準施設棟第4照射室において、<sup>252</sup>Cf中性子線源（公称放射能 2 GBq）を用いて、新型臨界警報装置検出器に対して中性子を照射した。アンプ出力（V）をデジタルマルチメータで計測し、検出器位置での中性子吸収線量率（Gy h<sup>-1</sup>）と比べることによって、中性子吸収線量率レスポンス（VGy<sup>-1</sup>h）を得た。<sup>252</sup>Cf線源自身から放出されるガンマ線による新型検出器指示値への影響をできるだけ低減するため、<sup>252</sup>Cf線源を厚さ 50 mm の鉛ブロックで覆った条件でも同様の照射実験を行った。

裸並びに鉛ブロック付き<sup>252</sup>Cf線源での実験配置を図 9.3 に示す。<sup>252</sup>Cf線源の中心から検出器の実効中心までの距離は、それぞれ 35 cm, 38 cm とした。また、線源を挟んで新型検出器と対称な位置に、ガンマ線エネルギー補償フィルタ付き GM 検出器（Far West Technology 製 GM-1）を置き、中性子場に混在するガンマ線による線量率を評価した。

### (3) 中性子吸収線量率の計算

検出器位置での中性子吸収線量率は、実験当日の中性子線源強度とモンテカルロ輸送計算から評価した。図 9.4 に鉛ブロック遮へい条件での計算モデルを示す。計算モデルは、<sup>252</sup>Cf線源（X1 カプセル）、それを内包するステンレス鋼ホルダ、ホルダを下から支える電磁石からなる。このうち、ホルダについては文献[2]から詳細構造を得た。電磁石については、外形からカネテック製 KE-2B 電磁ホルダと同一構造であると推定し、直径 2 cm×長さ 4 cm、密度 4.77 g/cm<sup>3</sup> の鉄（質量 60 g を保存）で近似した。また、図には示していないが、鉛ブロックを置くアルミ板（50 cm×60 cm×1 cm）も考慮した。モンテカルロ輸送計算には MCNP-4C2、輸送断面積ライブラリには JENDL-3.2 を用い、F5 タリーで得たエネルギー微分フルエンスに対応する中性子フルエンスー周辺吸収線量換算係数[3]を乗じ、さらに中性子線源強度を乗じることで吸収線量率を得た。

### (4) 結果

モンテカルロ計算によって求めた中性子吸収線量率（ $D_n$ ）、GM-1 測定値に基づき算出したガンマ線空気カーマ率（ $D_\gamma$ ）、新型臨界警報装置検出器の指示値（ $D_M$ ）、 $D_g$  による指示値への寄与を補正した中性子正味の指示値（ $D_{M,n}$ ）、さらに、 $D_{M,n}$  と  $D_n$  の比を取ることで算出した吸収線量率レスポンスを表 9.2 にとりまとめた。

本実験から、<sup>252</sup>Cf の裸、鉛遮へい条件における新型臨界警報装置の中性子吸収線

量率レスポンスとして、それぞれ 0.29, 0.34 (V/mGy<sup>-1</sup>h) を得た。

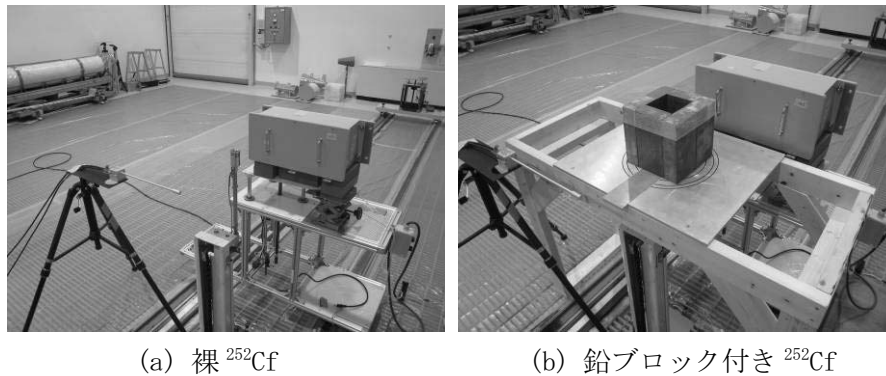


図 9.3 実験配置

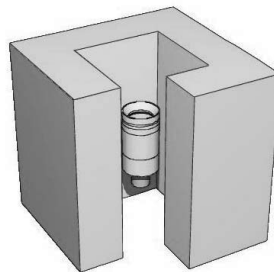


図 9.4 <sup>252</sup>Cf 線源を内包するステンレス鋼ホルダ+電磁石+鉛ブロックの計算モデル  
図では鉛ブロック 1 個に相当する部分 (10×20×5 cm<sup>3</sup>) を透明にし、内部の線源ホルダが見えるように工夫している。

表 9.2 中性子吸収線量率レスポンス

実験条件	距離 (cm)	中性子周辺吸収線量率 D <sub>n</sub> (mGy/h)	ガンマ線空気カーマ率 D <sub>γ</sub> (mGy/h)	検出器指示値 D <sub>M</sub> (V)	中性子正味指示値 D <sub>M,n</sub> (V)	中性子吸収線量率レスポンス (V/(mGy/h))
BG	-	-	-	1.00	-	-
裸	35	1.50	0.54	1.87	0.43	0.29
鉛ブロック	38	1.19	0.05	1.45	0.41	0.34

D<sub>n</sub>: MCNP 計算に基づく周辺吸収線量率,

D<sub>γ</sub>: GM-1 測定値から求めた空気カーマ率 (GM-1 は <sup>137</sup>Cs γ 線で校正)

D<sub>M</sub>: 新型臨界警報装置検出器の指示値

D<sub>M,n</sub>: D<sub>M</sub> から, (<sup>137</sup>Cs γ 線に対する新型臨界警報装置の空気カーマ率感度 0.8 V/(mGy/h) × GM-1 から求めた空気カーマ率) と BG を差し引いた中性子正味指示値。

(線量計測課: 辻村 憲雄)

参考文献

- [1] 辻村憲雄, 吉田忠義, 石井雅人, 中性子・γ 線用臨界検出器の開発, サイクル機構技報, 28, 65-66 (2005), [2] J. R. Dumais, 吉澤道夫, 山口恭弘, JAERI-Tech 98-005 (1998), [3] B. R. L. Siebert and H. Schuhmacher, *Radiat. Prot. Dosim.* **54**, 231-238 (1994).



### 9.2.3 想定事故条件における中性子・ガンマ線非弁別測定式臨界警報装置のレスポンスの評価

#### (1) 緒言

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開発した中性子・ガンマ線非弁別測定式臨界警報装置[1]（以下、「新型臨界警報装置検出器」と記す）について、実際の事故条件下における予想レスポンスを計算によって評価する。

#### (2) 応答関数

ガンマ線及び中性子に対する新型臨界警報装置検出器の周辺吸収線量率レスポンスのエネルギー依存性を図 9.5, 図 9.6 にそれぞれ示す[2]。図は、 $^{137}\text{Cs}$  ガンマ線に対する吸収線量率レスポンス実測値 (0.67 V/(mGy/h)) で規格化した相対レスポンスであり、ここでは、後述するフォールディング計算を容易にするため階段関数状に多群化した。本検出器は、校正ポイントである  $^{137}\text{Cs}$  ガンマ線よりもエネルギーの高いガンマ線に対して過大応答、エネルギーの低いガンマ線に対して過小応答する。また、中性子については、中性子エネルギー約 0.2 MeV 以上で過小応答、0.2 MeV 以下で過大応答する。

#### (3) 想定スペクトルの計算

新型臨界警報装置の設置予定箇所近傍において、万一、臨界事故が発生した場合、臨界警報装置が曝されることになる放射線のスペクトルを計算した。計算体系を図 9.7 に示す。本計算体系は、円筒タンクで近似した硝酸プルトニウム調整槽 (265v11) の周囲に球殻遮へいを配置したものである。遮へいは以下の 6 条件とした。A: コンクリート 30 cm, B: コンクリート 50 cm, C: 鉄 30 cm, D: 鉄 50 cm, E: コンクリート 30 cm+鉄 30 cm, F: コンクリート 50 cm+鉄 50 cm。なお、コンクリート組成には、JAERI M-6928 [3]のものをを用いた。

計算は、モンテカルロ輸送計算コード MCNP-4C2 の kcode (固有値計算法) で行い、調整槽の実効中心から距離 15 m の仮想的な球殻を通過する中性子とガンマ線の数をカレントタリーで求めた。調整槽と遮へいを除く部分は簡単のためボイド (真空) とした。

#### (4) フォールディング計算 (応答関数×想定スペクトル)

予想される中性子及びガンマ線スペクトルに対する相対レスポンスの計算結果を表 9.3 に示す。遮へい無し条件での中性子相対レスポンスがやや低い (~0.5) ものの、それに遮へいを追加するなどして実際の設置条件により近づけた条件では、相対レスポンスは 0.8 以上になることが示された。また、ガンマ線によるレスポンスが加わる点を考慮すると、溶液系臨界事故において想定されるほとんどの放射線スペクトルに対して、理想的なレスポンス ( $1.0 \pm 0.2$ ) を示すだろう。なお、表には、 $^{252}\text{Cf}$  中性子線源による照射実験で得られたレスポンスと本計算から求めたレスポンスの比較も示した。両者はよく一致している。

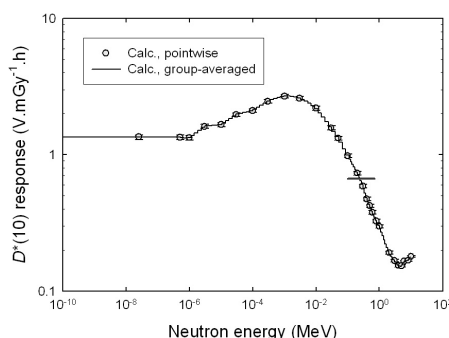
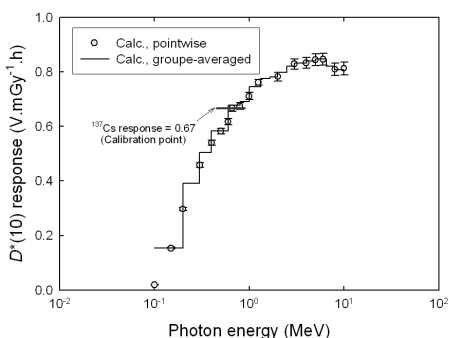


図 9.5 ガンマ線に対する吸収線量率レスポンスのエネルギー依存性（正面入射の場合）

図 9.6 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（正面入射の場合）

注) 図 9.5, 図 9.6 には, <sup>137</sup>Cs ガンマ線による校正点と, その校正点と同じ吸収線量率レスポンスを持つ点を横棒でそれぞれ示している。

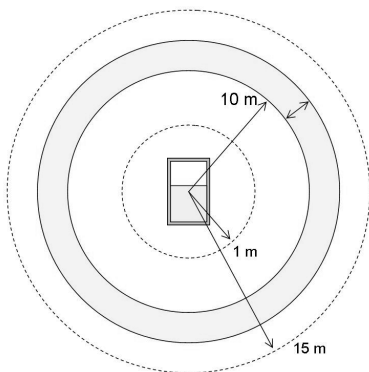


図 9.7 スペクトル計算体系（網掛け部分は遮へいである）

表 9.3 臨界事故時に予想される中性子及びガンマ線スペクトルに対する新型臨界警報装置検出器の相対レスポンス

線源	実験	計算			
	中性子レスポンス (V/(mGy/h))	中性子レスポンス (V/(mGy/h))	中性子相対レスポンス	γ線相対レスポンス	合計相対レスポンス
<sup>137</sup> Cs	—	—	—	1.00	—
<sup>252</sup> Cf	0.29	0.22	0.34	—	—
硝酸 Pu 調整槽					
遮へい無し	—	—	0.46	1.07	0.76
遮へい A	—	—	0.80	1.14	0.97
遮へい B	—	—	0.89	1.16	1.05
遮へい C	—	—	0.98	1.14	0.99
遮へい D	—	—	1.25	1.17	1.24
遮へい E	—	—	0.95	1.15	0.96
遮へい F	—	—	1.18	1.17	1.18

(線量計測課：辻村 憲雄)

【参考文献】

- [1] 辻村憲雄, 吉田忠義, 石井雅人, 中性子・γ線用臨界検出器の開発, サイクル機構技報, 28, 65-66 (2005), [2] 平成 19 年度放射線管理部年報, JAEA-Review 2008-071 (2009), [3] 小山謹二, 奥村芳弘, 古田公人, 宮坂駿一, JAERI-M 6928 (1977).

## 9.2.4 過渡臨界実験装置 TRACY を用いた中性子・ガンマ線非弁別測定式臨界警報装置の作動試験

### (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開発した中性子・ガンマ線非弁別測定式臨界警報装置[1]（以下、「新型臨界警報装置用検出器」と記す。）の試作機2台と再処理施設に実装する予定の実用機3台に対して、原子力科学研究所のTRACYを用いて、臨界事故を模擬したパルス状放射線を照射し、検出器出力の追従性及び大線量照射時における過負荷特性の評価を含む、作動試験を実施した。

### (2) 試験方法

TRACY 炉室内又は遮蔽壁(1.9m)の外側にある炉室上部室内に新型臨界警報装置用検出器を設置し、過渡出力運転に伴って発生する放射線に対する検出器出力及び炉出力信号を、高速デジタルレコーダで観測し比較することで、炉出力の変化に対する検出器出力の追従性を確認した。また、炉室内照射における検出器位置の線量を評価するため、CaSO<sub>4</sub>(Tm)を蛍光体とするTLD(Panasonic UD-808P)による測定も行った。

### (3) 試験結果

表 9.4 に示すように、運転条件が異なる試験を4回実施した。パルス半値幅12～39msの放射線を照射したとき、全ての条件でトリップ信号（線量率が警報設定値を超えた時に出力される信号）を出力することを確認した。以下に詳細について記す。

#### ① 試作機

R351, R395 及び R401 では、炉室上部室に試作機 No.1 を設置した。このときの検出器出力（アナログ及びトリップ出力信号）及び炉出力（相対値）の時間変化を図 9.8 に示す。炉出力の時間変化に対して、線量率に比例するアナログ信号の時間遅れは見られず、パルス状γ線に対し適切に応答した。また、炉出力が高い場合、アナログ信号が飽和したが、トリップ信号は適切に出力された。

R402 では過負荷特性の評価を目的として、炉室内に試作機 No.2 を設置した。TLD によるγ線量の測定結果と、炉出力及びあらかじめ評価されたγ線・中性子線量比[2]から、検出器位置における平均吸収線量率はγ線と中性子の合計で、3.7kGy/h（積算線量 80mGy）と評価された。これは IEC [3]における過負荷作動試験の要件（1kGy/h 以上）を満足するものである。

#### ② 実用機

平成20年度に製作を開始した実用機3台が、試験最終日までに完成したため、検出器単体だけでなく、2 out of 3 ロジックによる臨界事故判定を行うシステムとしての作動試験も行った。なお、実用機は耐震性を考慮した機械的構造の改良を行っているが、検出部構造を含む測定回路系は試作機と同等である。

R402 において、実用機3台を炉室上部室に設置し、検出器出力を高速デジタルレ



コード及び2 out of 3 論理モジュールへ接続して試験を行ったところ、3 台からのトリップ出力に大きな時間差（最大 2 ms 程度）は見られず、確実に臨界判定信号を出力することを確認した。照射前後における 2 out of 3 論理モジュールの状態を撮影したものを図 9.9 に示す。本モジュールは検出器からトリップ信号を受信するとその旨を示すランプが点灯し、3 台のうち 2 台の検出器から 500 ms 以内に信号を受信したときに臨界事故と判定して、判定信号を出力すると共にランプが点滅する。これらの表示はリセットされるまで保持される。この図が示すように、これらの機能が適切に作動することが確認できた。

(4) まとめ

新型臨界警報装置用検出器が、臨界事故時に想定されるパルス状でかつ大線量率の放射線に対して適切に作動し、臨界事故判定が行えることを確認した。本検出器は、既に再処理施設に据え付けられており、平成 21 年度から運用開始予定である。

(5) 謝辞

本試験の実施にあたり、會澤栄寿様をはじめ、原科研臨界技術第 1 課の皆様にご多大なご助力を頂きましたことを深謝いたします。

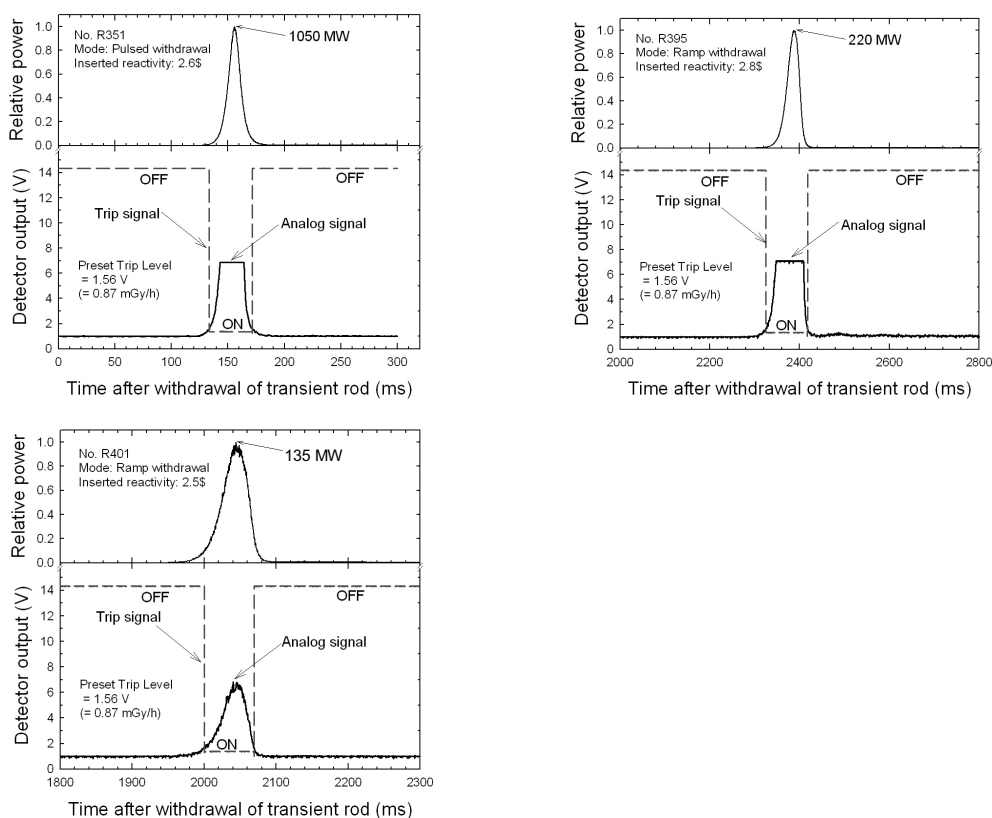


図 9.8 臨界警報装置検出器（試作器 No. 1）のアナログ及びトリップ出力および炉出力（相対値）の時間変化

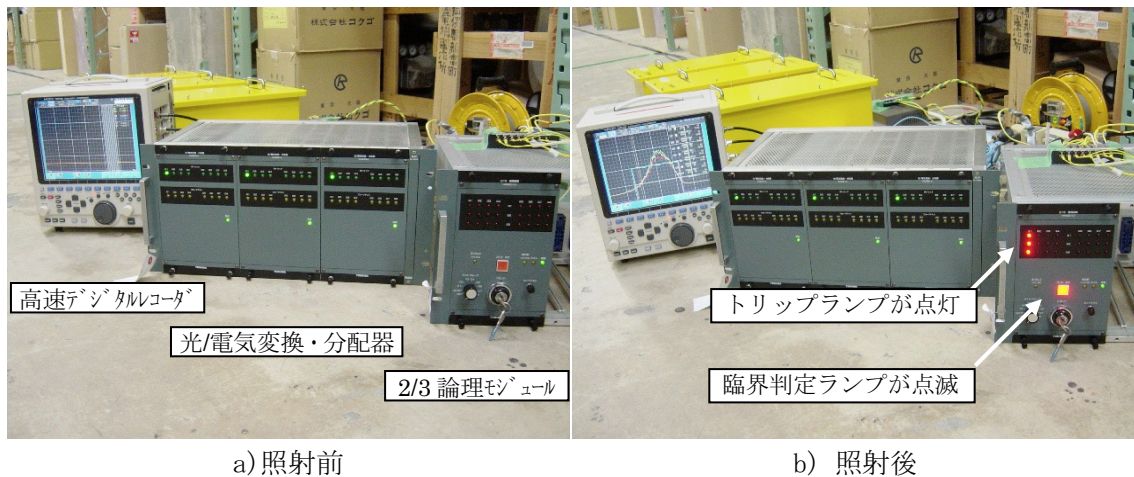


図 9.9 照射前後における 2 out of 3 論理モジュールの状態 (R402)

表 9.4 TRACY における臨界警報装置の作動試験の結果

運転番号	運転日時	運転条件	炉出力 (ピーク時)	パルス幅	設置場所	検出器	作動確認
R351	H18. 10. 11	パルス引抜 <sup>†1</sup> , 水反射 2.6\$添加	1050 MW	12 ms	遮蔽壁 外側	試作器 No. 1	良好
R395	H20. 8. 19	ランプ引抜 <sup>†2</sup> , 裸 2.8\$添加	220 MW	30 ms	遮蔽壁 外側	試作器 No. 1	良好
R401	H20. 11. 12	ランプ引抜, 水反射 2.5\$添加	135 MW	39 ms	遮蔽壁 外側	試作器 No. 1	良好
R402	H20. 11. 18	ランプ引抜, 水反射 2.5\$添加	135 MW	39 ms	遮蔽壁 外側	実装品 3台	良好
					炉室内	試作器 No. 2	良好

<sup>†1</sup>制御棒を空気圧で瞬時に引き抜く <sup>†2</sup>制御棒を電動モータで引き抜く

(線量計測課：吉田 忠義)

【参考文献】

- [1] 辻村憲雄, 吉田忠義, 石井雅人, 中性子・ $\gamma$ 線用臨界検出器の開発, サイクル機構技報, **28**, 65-66 (2005)
- [2] M. Murazaki, K. Tonoike and G. Uchiyama, "Measurement of Neutron Dose under Criticality Accident Conditions at TRACY Using TLDS", J. Nucl. Sci. Tech., **46**, 193-203 (2009)
- [3] IEC 60860, Warning equipment for criticality accidents (1987)

### 9.2.5 開放窓形電離箱式放射性表面汚染サーベイメータの開発

$\alpha$ 線の飛跡における空気の電離作用を利用して、放射性表面汚染を測定する方法を検討している。一般に $\alpha$ 線の測定によく用いられるZnS(Ag)シンチレータを用いた測定器の場合、金属配管の内面や設備等の入隅部における表面汚染や高密度の表面汚染などの測定では、検出器の寸法及び形状や、数え落としのため、測定が難しい場合がある。これらの問題を解決するアイデアの一つとして、開放窓形電離箱を用いる方法を考え、その適用可能性について検討するため、(株)応用技研の協力の下、試作機を製作した。図9.10に外観を示す。

開放窓形電離箱の測定原理を図9.11に示す。本測定器の検出部には $\alpha$ 線を電離箱内に導くための開放窓を設けている。このとき、外部からの静電誘導の影響を受けないように収集電極を高压電極の影に退避させた構造をもつ。保護膜を必要としないため、 $\alpha$ 線が減弱せずに電離箱内に到達し、電離箱内の空気をイオン化する。高压電極—収集電極間の電界によって、電子は収集電極に収集され、収集電極に接続された微小電流計によって電離電流を測定する構造となっている。

本測定器の表面放出率直線性について、 $^{241}\text{Am}$ 標準面線源に開口面積の異なるPETフィルムによるマスキングを施し、表面放出率を変化させて試験を行ったところ、 $4.7\text{ s}^{-1}\sim 190\text{ s}^{-1}$ の範囲で直線性を有していることを確認した。また、高密度汚染を想定して公称放射能3 MBqの $^{241}\text{Am}$ チェック線源2つ（表面放出率は未知）を用い、同様にマスキングによって表面放出率を変化させて試験を行ったところ、開口面積が大きくなる（表面放出率が高くなる）につれて、イオン再結合の影響と考えられる指示値の低下が見られるものの、約6 MBqの放射能に相当する高密度汚染が測定できることを確認した。

今後、低放出率における指示値安定性や、高密度汚染における直線性の改善、測定に適した電離箱形状の検討等を進めていく予定である。



図 9.10 開放形電離箱式放射性表面汚染サーベイメータの外観

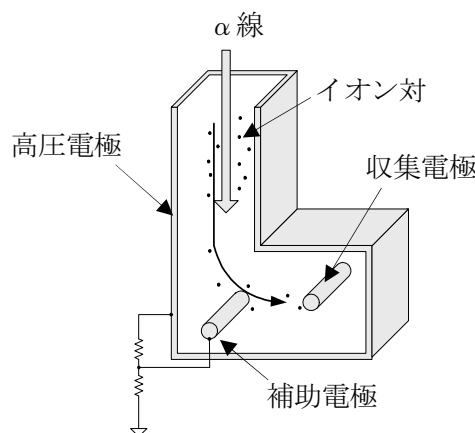


図 9.11 開放形電離箱の測定原理

(線量計測課：吉田 忠義)

### 9.2.6 $^{241}\text{Am}$ 硝酸溶液を浸透させた豚皮膚片の線源効率

#### (1) はじめに

除染が困難な身体汚染に際し、汚染核種の同定と定量は不可欠である。 $\alpha$ 核種による身体汚染を $\alpha$ 線サーベイメータ等で定量する際、皮膚組織による $\alpha$ 線の遮蔽を考慮する必要があると思われる。本研究では、人の皮膚と構造及び薬剤の浸透性が近いとされる豚の皮膚を用い、これに $^{241}\text{Am}$ 硝酸溶液を浸透させた場合の線源効率を $\alpha$ 線スペクトロメトリにより実験的に求めた。

#### (2) 実験概要

試料は次のとおり作成した。①剃刀で除毛した豚皮（生後6カ月，ランドレース種）を水洗した後，外科用メスで数 cm 角に切断。②切断した豚皮片をシャーレ内に配置し，上皮側から 0.1 ml の $^{241}\text{Am}$ 硝酸溶液を豚皮片に滴下。実験に使用した $^{241}\text{Am}$ 硝酸溶液は3種類であり，それぞれの放射能濃度及び pH を表 9.5 に示した。各溶液について10個以上の試料を作成し，後述する解析に用いた。

滴下した溶液を十分に乾燥させた後，シリコン半導体検出器を備えた $\alpha$ 線スペクトロサーベイメータ（PASS-100DD，PROTEC，Japan）で試料を測定した。その際，試料と検出器の間の空気層の厚さが一定になるように調節した。同機器のエネルギー校正は，3核種混合電着線源（ $^{237}\text{Np}$ ， $^{241}\text{Am}$ ， $^{244}\text{Cm}$ ）を使用し，空気層での $\alpha$ 線のエネルギー減衰を補正して行った。

#### (3) 結果と考察

図 9.12 に，試料の $\alpha$ 線スペクトルをエネルギー領域毎の計数比として示した。同図から，線源内での $\alpha$ 線の遮蔽が無視できる $^{241}\text{Am}$ 電着線源と比較すると， $\alpha$ 線スペクトルが低エネルギー側にシフトしていることが解る。表 9.6 には，試料の $\alpha$ 線スペクトルのピークエネルギーとピーク半値幅を，試料と同じジオメトリで測定した $^{241}\text{Am}$ 電着線源のものと比較した結果を示した。同表には，試料の計数効率も併せて示した。 $\alpha$ 線スペクトルの形状及び計数効率について，溶液の種類による顕著な差異は無かった。試料の計数効率は平均値で 0.182 (cps Bq $^{-1}$ )であり， $^{241}\text{Am}$ 電着線源に比べて 34%減少した。

上記の結果は，核種の一部が皮膚組織内に浸透したためと考えられる。この浸透の厚さを評価する一法として，円柱状の架空線源内に核種が均一に分布した場合の $\alpha$ 線スペクトルを計算し，実測された $\alpha$ 線スペクトルのピーク形状に一致する線源厚さを探索した。この架空線源は，皮膚組織による $\alpha$ 線の遮蔽効果を模擬するためのものである。 $\alpha$ 線スペクトルの計算には，T. Siiskonen と R. Pöllänen (2005) によって開発された AASI コード[1]を使用した。計算体系には，この架空線源の他に，検出器内部の有感領域と空気層を追加し，実測した試料の $\alpha$ 線スペクトルと直接比較ができるようにした。架空線源の媒質には，皮膚組織の $\alpha$ 線阻止能に近い水を

指定した。AASI コードの妥当性は、 $^{241}\text{Am}$  電着線源の  $\alpha$  線スペクトルに対するベンチマーク計算により確認した。

計算の結果、皮膚組織中の浸透厚さは数 $\mu\text{m}$ 、併せて、試料の線源効率は平均値で 0.365 ((particle/s)  $\text{Bq}^{-1}$ ) と評価された。自己吸収及び後方散乱の無い理想的な線源の場合、 $2\pi$  計測での線源効率は 0.5 であることから、これと比べると試料の線源効率は 27% ( $=1-0.365/0.5$ ) の減少となる。一方、皮膚組織中での  $\alpha$  線の飛程は約 40  $\mu\text{m}$  ( $^{241}\text{Am}$ , 5.5 MeV の場合) であるため、数  $\mu\text{m}$  の浸透厚さでは線源効率の低下にほとんど寄与しない。したがって、線源効率の減少の要因は、主として、核種の一部が毛穴内に浸入したためと推察される。毛穴内への核種の浸入は、他の研究でも明らかにされている [2]。実験で使用した豚皮の組織切片を顕微鏡観察したところ、毛穴は表皮から深さ数 mm にまで達しており、 $\alpha$  線が皮膚組織内で完全に遮蔽される可能性が高いと予想される。なお、上述した計数効率と線源効率の減少度合いの違いは、前者には空気層での  $\alpha$  線の遮蔽効果が付加されるためである。

本研究は、著者が、出向先である独立行政法人・放射線医学総合研究所において実施したものである。

表 9.5 実験に使用した  $^{241}\text{Am}$  硝酸溶液の放射能濃度及び pH

	溶液 A	溶液 B	溶液 C
放射能濃度 ( $\text{Bq ml}^{-1}$ )	498	247	43.7
pH	1.3	1.6	2.3



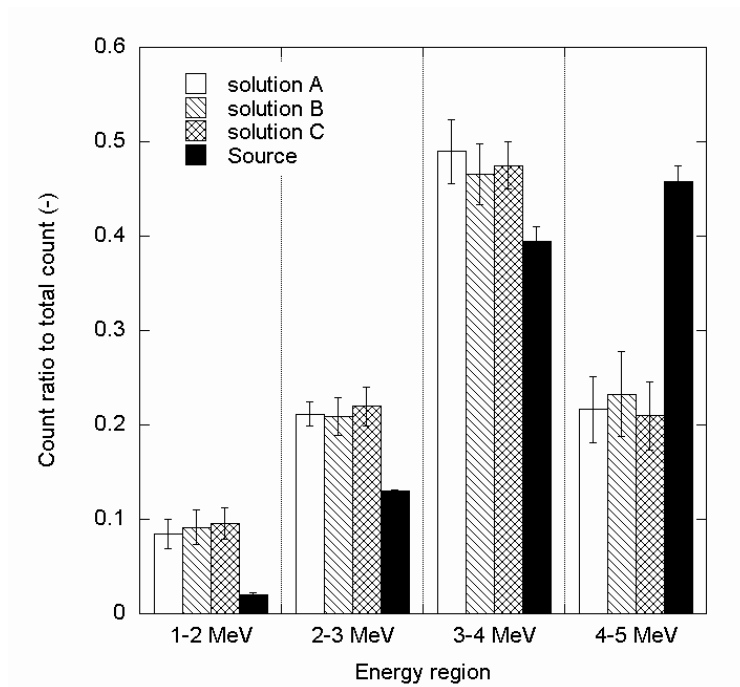


図 9.12 試料と <sup>241</sup>Am 電着線源のエネルギー領域毎の計数比

表 9.6 <sup>241</sup>Am 電着線源と比較した試料の  $\alpha$  線スペクトル変化及び試料の計数効率

	溶液 A	溶液 B	溶液 C	平均
ピークエネルギーの変化 (MeV)* <sup>1</sup>	- 0.31	- 0.22	- 0.30	- 0.28
ピーク半値幅の変化 (-)* <sup>2</sup>	1.66	1.60	1.73	1.66
計数効率 (cps Bq <sup>-1</sup> )	0.186	0.173	0.188	0.182

\*<sup>1</sup> <sup>241</sup>Am 電着線源のピークエネルギー (4.31 MeV : 空気層のため 5.49 MeV から減少) との差

\*<sup>2</sup> <sup>241</sup>Am 電着線源のピーク半値幅 (0.64 MeV) に対する比

(線量計測課 栗原 治)

[1] T. Siiskonen and R. Pöllänen, Advanced simulation code for alpha spectrometry, Nucl. Instr. Meth. A, 550, 425-434 (2005).

[2] L. A George Jr, N. L. Dockum, and L. K. Bustad, Removal of plutonium from pig skin, HW-47500, Biology research annual report for 1956, 147-156 (1956).

## 9.2.7 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

$\alpha$ 線測定による汚染管理では、天然核種であるラドン子孫核種の影響を低減するため、必要に応じて表面障壁型半導体検出器を用いたエネルギー弁別技術を適用している。しかし、半導体検出器は、耐久性や耐ノイズ性の面で他の検出器に比べて劣る部分があることから、半導体検出器に代わり得る検出器の検討を行っている。

特にシンチレーション検出器は、エネルギー測定技術として安定した利用実績があるため、 $\alpha$ 線用の検出器として幅広く用いられている ZnS (Ag) シンチレーション検出器に着目し、そのエネルギー弁別精度を把握するとともに、現場適用の可能性を確認した。

### (2) 試験

前年度までに、ZnS シンチレータシートの厚さ (ZnS の密度厚さ) が  $9\text{mg}/\text{cm}^2$  以上であればラドン子孫核種による計数を約 60%減らすことが可能であり、また、弁別精度を上げるにはシンチレーション光の減衰を限りなく小さくするか、減衰を一定にする必要があることを確認している。

平成 20 年度は現場機器への適用性を確認するため、JIS Z 4329-2004 に基づき  $^{137}\text{Cs}$  を用いた  $\gamma$ 線感度試験を実施するとともに、核燃料施設での利用を考慮し、 $^{241}\text{Am}$  を用いた  $\gamma$ 線感度試験や  $^{252}\text{Cf}$  を用いた中性子感度試験を実施した。

$\gamma$ 線感度試験は、ZnS (Ag) シンチレーション式  $\alpha$ 線用サーベイメータに  $^{137}\text{Cs}$  の  $\gamma$ 線 ( $12\text{mSv}/\text{h}$ )、 $^{241}\text{Am}$  の  $\gamma$ 線 ( $1\text{mSv}/\text{h}$ )、 $^{252}\text{Cf}$  の中性子線 ( $1\text{mSv}/\text{h}$ ) を 200 秒間照射し、得られた波高スペクトルを  $\alpha$ 線線源 ( $^{241}\text{Am}$ ) 計測時の波高スペクトルと比較することによって評価した。なお、試験に用いた ZnS 検出器のシンチレータには、良好な弁別性能を持つ厚さとして  $10\text{mg}\cdot\text{cm}^{-2}$  のものを選定し、また、既存のシンチレータとの比較を行うため、 $\gamma$ 線及び中性子線の照射試験では“シンチレータなしの場合の波高スペクトルと  $3\text{mg}\cdot\text{cm}^{-2}$  のシンチレータを使用した場合の波高スペクトルも測定した。

### (3) 試験結果

試験の結果得られた波高スペクトルを図 9.13 に示す。

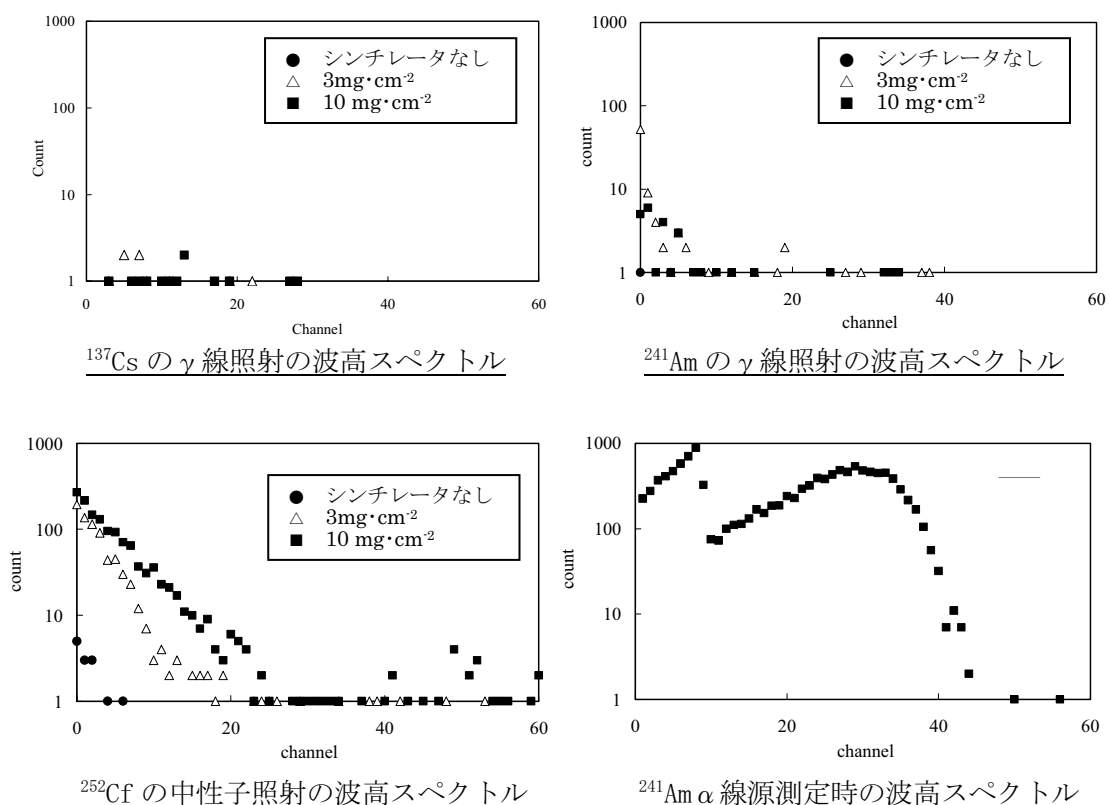


図 9.13 スペクトル一覧

<sup>241</sup>Am α 線源測定時の波高スペクトルから考えると、0~10 チャンネルの部分はノイズ領域であり、10ch にディスクリレベルを設定することによって除去される。このときの γ 線による影響は、γ 線照射時の波高スペクトルから無視できるレベルにあることが分かる。しかし、中性子線の影響は無視できず、シンチレータを既存の 3mg/cm<sup>2</sup> から 10mg/cm<sup>2</sup> に厚くすることによって更に中性子の影響が大きくなることが分かる。試験結果では、シンチレータを 3mg/cm<sup>2</sup> から 10mg/cm<sup>2</sup> に厚くすることによって <sup>252</sup>Cf の中性子線に対する感度（計数）が約 6 倍になるという結果を得ている。

中性子線によるノイズを低減する方法としては、ディスクリレベルを上げることが考えられるが、この場合、中性子線のみならず α 線の機器効率も下がるため、ディスクリレベルの変更を行う際は十分な検討が必要である。

(4) まとめ

これまでの試験結果を踏まえ、ZnS 検出器を用いた α 線エネルギー弁別を行うための条件を以下に示す。



- ① ZnS シンチレータシートの厚さ (ZnS の密度厚さ) が  $9 \text{ mg/cm}^2$  以上, かつ検出効率が落ちない厚さにする。(厚すぎると検出効率が落ちるため)
- ② シンチレータ光の減衰を低く抑えるか, 一律に減衰するようにする。
- ③ 測定試料は, できる限り  $\alpha$  線の自己吸収の少ない材質で出来たものであること。

これらの条件を満足した場合, HE-40T ろ紙に集塵したラドン子孫核種を測定した場合 ( $\alpha$  線用空気モニタとしての使用を想定), その影響 (計数) を約 60% 程度減らすことが可能となり (半導体検出器の場合は 70% 程度減らすことが可能), また, JIS 規格も満足しているため現場への適用は可能である。しかし, JIS 規格に要求のない中性子感度が問題となるため, 中性子線量率が高い場所での使用には不向きである。

半導体検出器の代用として考えた場合, ZnS 検出器は半導体検出器よりもエネルギー弁別精度が劣るものの, 経済性や耐久性に優れているため, 長所と短所を踏まえたうえで利用が期待できる。特に, エネルギー弁別精度がそれほど要求されない測定機器への適用や, エネルギー弁別を行っていなかった  $\alpha$  線測定機器 (サーベイメータなど) へのバックグラウンドの低減策としての適用は有効であると考えられる。

(放射線管理第 1 課 : 井崎 賢二)

---

【参考文献】

井崎賢二ほか, ZnS (Ag) シンチレーション検出器による  $\alpha$  線波高弁別に関する検討, JAEA-Research 2008-107

## 9.2.8 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

近年イメージングプレート（以下「IP」という。）が開発され、各分野での放射線測定への適用が検討されている。IPは、揮発性蛍光体（BaFBr:Eu<sup>2+</sup>；バリウムフッ化ハライド（ユーロピウム付活））の微結晶をポリエステル支持体上に高密度塗布させたものであり、放射線に比例した強度の情報が高分解能の画像として得られる利点がある。名古屋大学と原子力機構が行った先行工学基礎研究（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。本研究は、これらの研究成果を基にMOX燃料製造施設の放射線管理現場へのIP適用を目的とし、新しい画像解析法による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。

### (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-1800Ⅱである。また、測定前のバックグラウンド等の消去には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）であり、それぞれの試料表面のマイラ膜の厚さは4μm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シンチレータとポラロイドフィルムによって構成されるオートラジオグラフィ（以下「ZnS-ARG」という。）でスポット状の汚染であることを確認し選定した。各試料の放射エネルギーは、α線用放射能測定装置（ZnS）、β（γ）線用放射能測定装置（GM管）により30分測定し、得られた値である。Amの放射エネルギーは、γ線用核種分析装置（Ge）の分析結果（4時間）から評価した。

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、一定時間（5分、10分、15分、30分、60分、180分、360分、1440分）照射した。IP画像の読取は、全範囲（23cm×25cm）を65536階調（16bit）、50μmの解像度で行った。

画像解析は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の解析に有効であることを確認した。

### (3) 試験結果

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。また、 $\beta$ 線にも感度があることから、 $\beta$ 核種オートラジオグラフィの施設放射線管理にも適用可能である。そして、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となる。

バックグラウンド(BG)の評価方法をピクセル毎の PSL 値、面積、平均 PSL から BG 平均 PSL にしたことによる一定時間毎の変化を図 9.14 に示し、その BG 平均 PSL を使用した際の Pu 粒子定量精度を図 9.15 に示す。

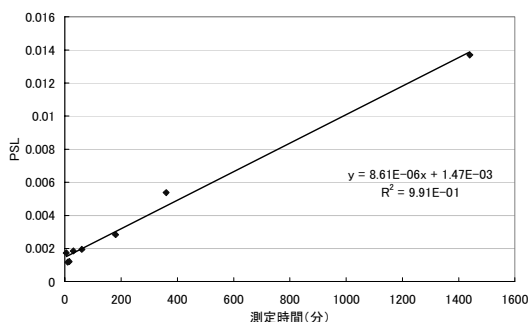


図 9.14 BG 平均 PSL の時間変化

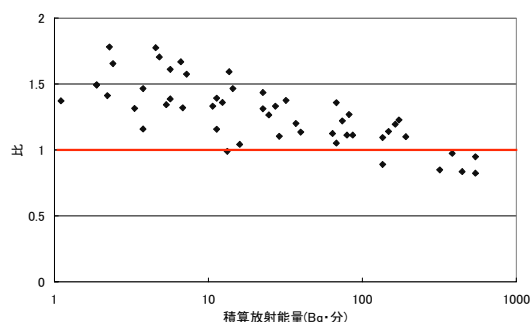


図 9.15 BG 平均 PSL の定量精度

図 9.15 に示した定量精度に使用した換算式の係数は 0.53 である。低積算放射エネルギーの場合バラツキが大きく、高積算放射エネルギーの場合定量値が低く評価されていることが分かる。高積算放射エネルギーの定量値が低く評価されてしまうのは、フェーディングの影響と考えられるため、フェーディングの補正を行い、換算係数を見直した。Pu 試料のフェーディング状況を図 9.16 に、フェーディング補正後の定量精度を図 9.17 に示す。

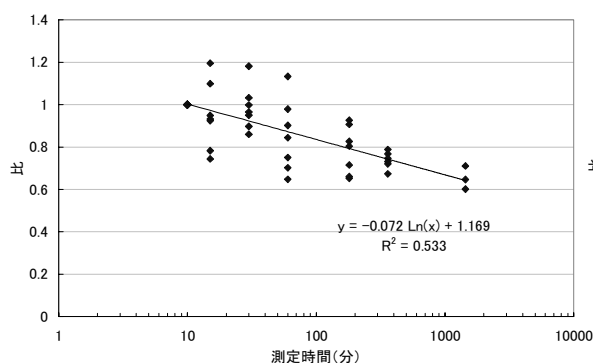


図 9.16 Pu 試料のフェーディング状況

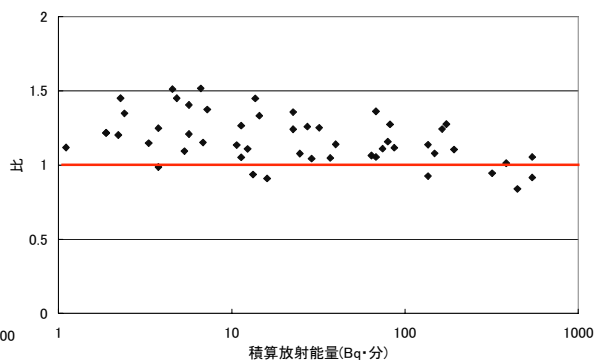


図 9.17 フェーディング補正後の定量精度

フェーディングの補正を行うことで定量精度が向上した。さらに、Pu 試料の写真と IP 画像を合成したものを図 9.18 に示す。ZnS-ARG では得られなかった Pu 試料の汚染箇所を容易に把握することが可能である。

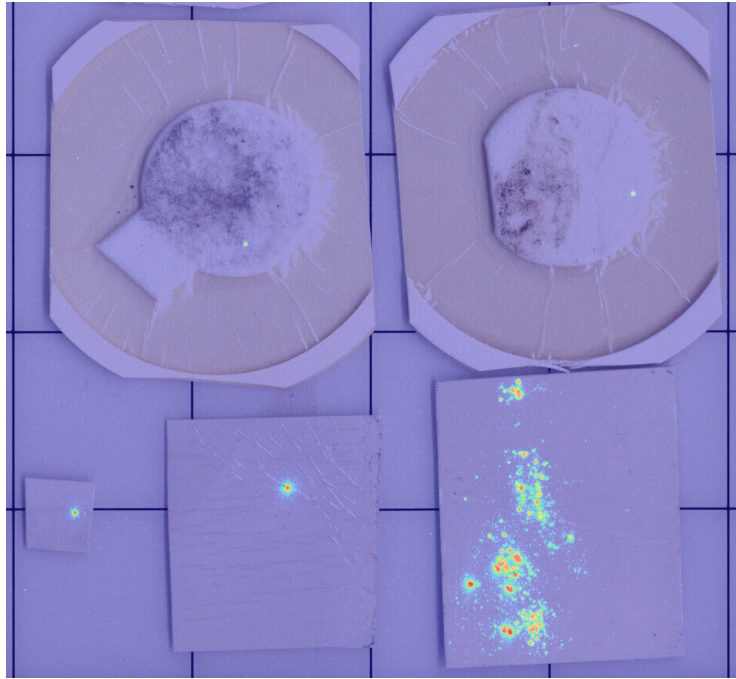


図 9.18 合成写真

また、名古屋大学との共同研究で、内部被ばく評価に必要な粒子径の測定方法 (LALS 法) の開発を行った。IP 法と LALS 法を比較測定した結果、両者は良い一致を示しており、LALS 法の信頼性を確認している。

(放射線管理第 1 課：佐川 直貴)

---

【参考文献】

高崎浩司，佐川直貴ほか，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，JAEA-Technology 2008-028

## 9.2.9 パルス時間間隔を用いたバックグラウンド補償型ダストモニタの開発

### (1) はじめに

原子力施設において放射線管理を行う上で、Rn-Tnの子孫核種は、PuやFPから放出される $\alpha$ 線や $\beta$ ( $\gamma$ )線を測定する上で妨害となるバックグラウンドである。現状の管理においては、Rn-Tnの子孫核種の減衰を待つ(3時間以上)か、 $\alpha$ 線スペクトル測定などを利用してきたが、更なる迅速性及び正確性を向上させるために時間間隔解析法に着目し、 $\alpha$ 線や $\beta$ ( $\gamma$ )線のバックグラウンドを補償する測定方法について研究を行っている。本方法は、原理的に測定対象の $\alpha$ 線や $\beta$ ( $\gamma$ )線を同時に測定できれば、検出器・試料を選ばないため、様々な放射線管理に適用できると考えられるが、最もRn-Tnの子孫核種の影響のあるダストモニタへの適用について検討した。

### (2) 研究の経緯と平成20年度研究範囲

前年度までに、上記の原理を利用したバックグラウンド補償型ダストモニタの試作器を製作し(図9.19)、従来Puなどの人工放射性核種由来の $\alpha$ 線や $\beta$ ( $\gamma$ )線を測定する上で、バックグラウンドとなっていた $^{214}\text{Bi} - ^{214}\text{Po}$ の核種ペアを減算することに成功し、本方式がバックグラウンドとなるRn-Tnの子孫核種の減算に有効であることがわかっている。一方、今年度は本モニタの実用化にあたり、残っていた以下の検討事項について研究を行った。

- 1) 相関事象率の評価と影響因子: 本方式は0-1 msの時間間隔をもつパルスペアの計数( $^{214}\text{Bi}(\beta) \rightarrow ^{214}\text{Po}(\alpha)$ )の核種ペアの放出する $\beta$ ( $\gamma$ )線と $\alpha$ 線)に相関事象率(CE: 検出器で得られた計数と $^{214}\text{Bi}(\beta) \rightarrow ^{214}\text{Po}(\alpha)$ の核種ペアの計数の比)で除し、全体の計数から差し引いた差を人工放射性核種の計数とする。相関事象率は、サンプリング場所のRn子孫核種の平衡状態( $^{218}\text{Po}$ ,  $^{214}\text{Pb}$ の影響)やTh系列の濃度、検出効率(検出器の効率、ろ紙による放射線の自己吸収等)に依存すると考えられ、効率値の評価と影響因子の評価が必要である。
- 2) 本方式は、各パルスの時間間隔測定結果から時間間隔スペクトルを作成し、 $^{214}\text{Bi}(\beta) \rightarrow ^{214}\text{Po}(\alpha)$ の計数を計算する必要があるため、モニタとして実用化するために一連の処理を自動で行う必要がある。また、データ処理部の軽量化が求められる。

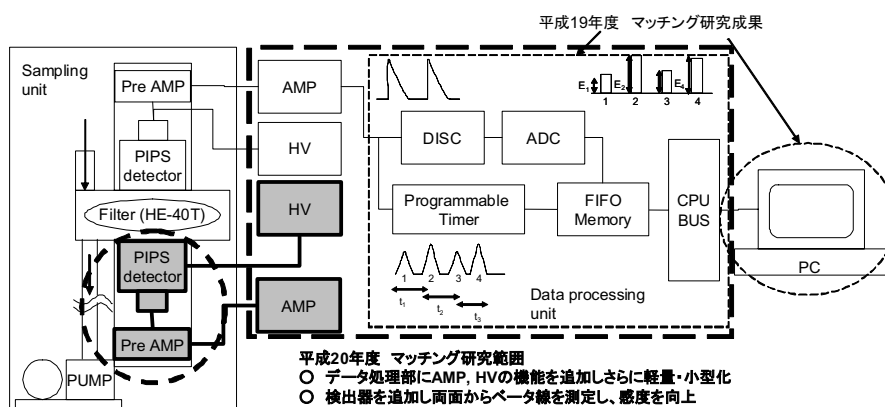


図 9.19 バックグラウンド補償型ダストモニタのブロック図と研究範囲

(3) 研究内容

1) 効率向上の検討

上記に示した検討事項 1)を踏まえ、高効率測定の検討として、ろ紙の表裏両面からの測定(4π測定)、検出器の種類(Si 半導体検出器, シンチレーション検出器)、ろ紙の種類、検出器からの距離及び真空測定等の検討を行った。これらの検討によるCEの変化について表 9.7 に示す。CEの算出条件は、再処理施設内の換気効率の低い部屋(Rn子孫核種濃度 $\alpha: 3 \times 10^{-5}$  cps/cm<sup>3</sup>;  $\beta: 6 \times 10^{-5}$  cps/cm<sup>3</sup>)を選定し、サンプリング時間 10 min で 20 分後に 100 秒間測定し算出した。以下、代表例としてろ紙の 4π測定の試験結果を示す。

図 9.19 に示すように Si 半導体検出器をろ紙の両側に配置し、β線源を用いて表側のみの効率(2π測定)と 4π測定での検出効率を比較すると、4π測定の検出効率は 2π測定の約 2 倍得られることが分かった。本検出器を用いて実際に室内で空気粉塵をサンプリングしつつ測定を行った。空気粉塵は放射線管理で一般的に用いられるろ紙(HE-40T)上に 60L/min で採取した。図 9.20 に相関事象率(CE)の比較を示す。図 9.20 のように、α線やβ(γ)線ともに検出効率の上昇により、<sup>214</sup>Bi(β)→<sup>214</sup>Po(α)の核種ペアを検出する効率が高くなることがわかる。また、計数誤差による比のばらつきも抑えられており(標準偏差; α: 0.8 倍 β: 0.7 倍)、従来の試作器よりも正確なバックグラウンド補償測定が可能であると考えられる。

現在、一般的に用いられているα線スペクトルを用いた弁別方法で、PuとRn子孫核種との弁別性能を高めるためには、エネルギー(パルスの波高値)測定の正確性を高める必要があるのに対し、本方式は放射線検出の効率を高めることにより弁別性能を高めることができる。大きな特徴(有意点)であると考えられる。また、β線に関しては、一般的になっている弁別方法がないことから、本方法の大きな有意点となると考えられる。



表 9.7 試作器と実用器（本研究）の CE の比較

項目	従来（試作器: 平成20年以前）		本研究（実用器: 平成20年）	
<b>4π測定</b>	Si半導体検出器 2π測定		Si半導体検出器 4π測定	
[条件] ろ紙 HE-40T	αCE: <b>18.5±1.1%</b>	βCE <b>9.42±0.60%</b>	αCE <b>29.2±1.70%</b>	βCE <b>10.9±0.81%</b>
<b>検出器の種類</b>	Si半導体検出器 2π測定		シンプレクソン検出器(ZnS+フッ素) 2π測定	
[条件] ろ紙 HE-40T	αCE <b>18.5±1.1%</b>	βCE <b>9.42±0.60%</b>	αCE <b>40.3±2.56%</b>	βCE <b>12.3±0.67%</b>
<b>ろ紙</b>	HE-40T (セルローズ・ガラス繊維ろ紙: 0.8μm)		PTFE (ポリテトラフルオロエチレン: 0.8μm)	
[条件] Si半導体検出器 4π測定で評価	αCE <b>29.2±1.70%</b>	βCE <b>10.9±0.81%</b>	αCE <b>37.8±0.80%</b>	βCE <b>20.8±0.80%</b>
<b>不感時間による 数え落とし</b>	<b>16 %</b>		<b>3.8 %</b> 検出器信号のアンプ高速化 and データ処理回路の高速化	

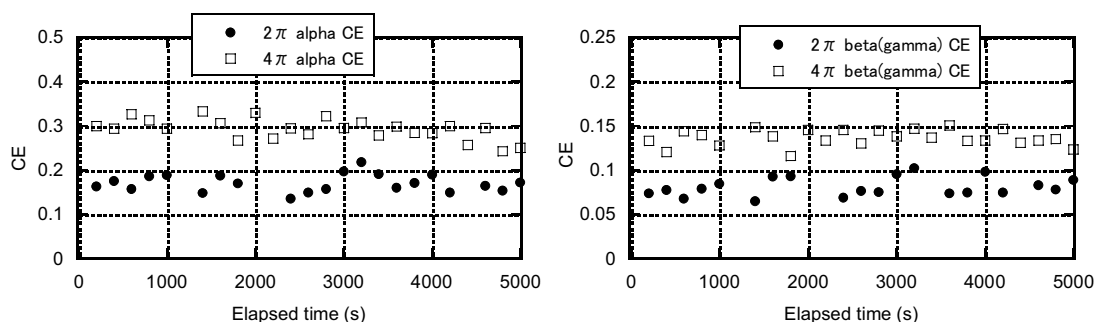


図 9.20 実試料による相関事象率(CE)の変化

2) 自動計算処理ソフトの開発及びデータ処理部の軽量化（提携先企業担当）

自動計算処理ソフトを、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、測定データを自動で処理できるように開発した。本ソフトウェアは、必要なデータ処理を数秒で行い、測定された  $^{214}\text{Bi}$ - $^{214}\text{Po}$  を全計数から差し引き、人工放射性核種の有無を表示することが可能である。また、データ処理部については、従来機器(NIM2 幅)よりさらに小型化(50mmH×150mmW×100mmL)に成功した。本機器の最小パルス弁別可能時間（不感時間）は  $10\mu\text{s}$  であり、 $^{214}\text{Bi}$ - $^{214}\text{Po}$  を測定する上で小型ながらも従来機器と同等な性能を持つことを確認した。

(4) 研究の意義と今後の展開

本制度を利用し、提携企業と2年間研究を行った結果、実用器の製作に不可欠である技術開発を行うことができた。前述のように本方式は、測定対象の  $\alpha$  線や  $\beta$  ( $\gamma$ ) 線を同時に測定できれば、検出器や試料を選ばず、様々な放射線管理機器に適用できると考えられるため、ダストモニタ以外の機器に適用可能か検討を進める予定である。

(放射線管理第2課：眞田 幸尚)

## 9.2.10 $\alpha$ 線・ $\beta$ 線同時測定型体表面モニタの開発

### (1) はじめに

再処理施設では、使用済み燃料中の核分裂生成物（FP）とウラン、プルトニウム等の $\alpha$ 線を放出する核種を取り扱うため、放射線業務従事者等の作業衣等の汚染検査においては、 $\beta$ 線に加えて $\alpha$ 線の測定が必要である。 $\alpha$ 線の空気中における飛程は短いため、従来のサーベイメータによる測定では、検出器と測定対象物表面との距離を近づけて（通常5mm程度）一定に保ち、毎秒1cm程度のゆっくりとした速度で検出器を移動させて測定する必要がある。この方法は、測定時間を要するのに加えて、作業者の個人差によってサーベイの距離や速度にばらつきを生じ、測定漏れの恐れがある。そこで、身体と検出面の密着性が良く、 $\alpha$ 線と $\beta$ 線を同時に検出することができる体表面汚染検査用のモニタ（以下「本モニタ」という）を開発した。

### (2) モニタの構造

本モニタの外観写真を図9.21に、ブロック図を図9.22に示す。検出器は、ZnS(Ag)シンチレータ+プラスチックシンチレータを用い、 $\alpha$ 線と $\beta$ 線の波形弁別によって両者の表面汚染密度をそれぞれ同時に測定することができる。測定対象部位は頭頂部を除く顔面、胸部、腹部、上肢及び下肢、手及び靴底であり、前向き及び後ろ向きの2回測定することによって身体前面と背面全体を測定する。測定値は部位別に表示される。各部に体表面との密着性をモニタする光センサーを取り付け、各部位が検出面に正しくセットされている状況でのみ測定が行われる。体表面全体を有効に検出するため、湾曲型の検出器を採用するとともに、太股、ひざ部の検出器を前後に可動可能な構造として密着性を向上させた。10個の湾曲型検出器と4個の平面型検出器を使用しているが、メンテナンス性を考慮し一つ一つの検出器を脱着することができ、さらに遮光膜の交換には工具を使用せずに行える構造とした。



図 9.21  $\alpha$ 線・ $\beta$ 線同時測定型体表面モニタ



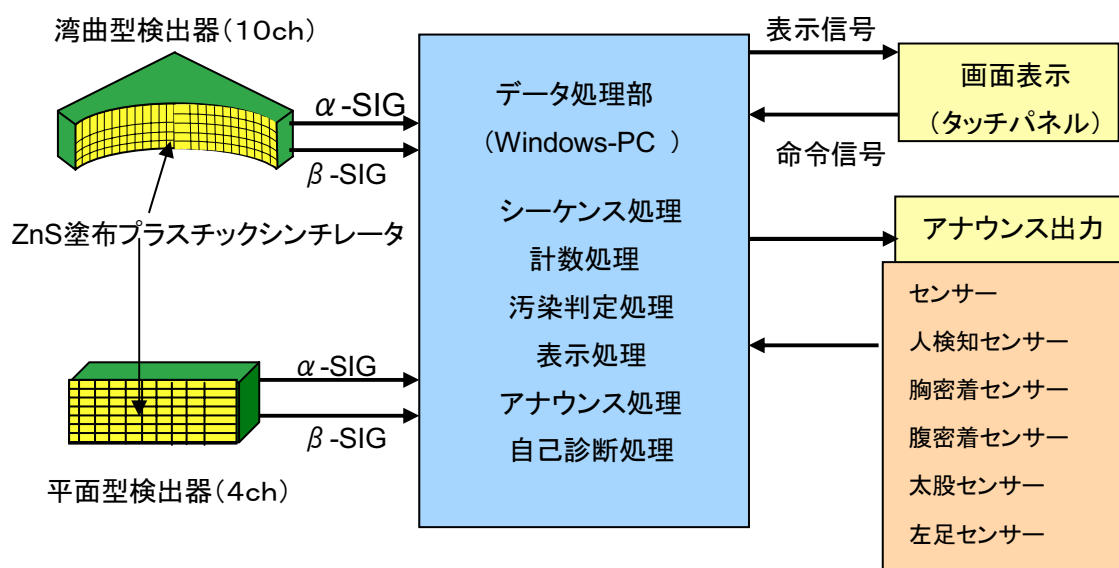


図 9.22 α線・β線同時測定型体表面モニタブロック図

(3) 性能及び適用

JIS:Z4338 (2006) に準拠し、機器効率の線源位置依存性、エネルギー特性、他の放射線による影響（バックグラウンド）、警報動作、電源電圧の変動に対する安定性の各性能を試験した。その結果同規格に定める性能の基準を満たすことを確認した。

1回20秒間の測定時間における検出下限は、法令に定める「管理区域から人が退去し、又は物品を持ち出そうとする場合の表面密度の基準（α 0.4Bq/cm<sup>2</sup>、β 4Bq/cm<sup>2</sup>）」の1/10を下回る検出感度が得られ、汚染管理に十分な感度であることを確認した。

本モニタは、平成20年10月から東海再処理施設に配備し、1台につき1日50名程度の使用実績があり、現在まで運用上の問題はなく現場の汚染管理に有効に活用している。測定方法を図9.23に示す。

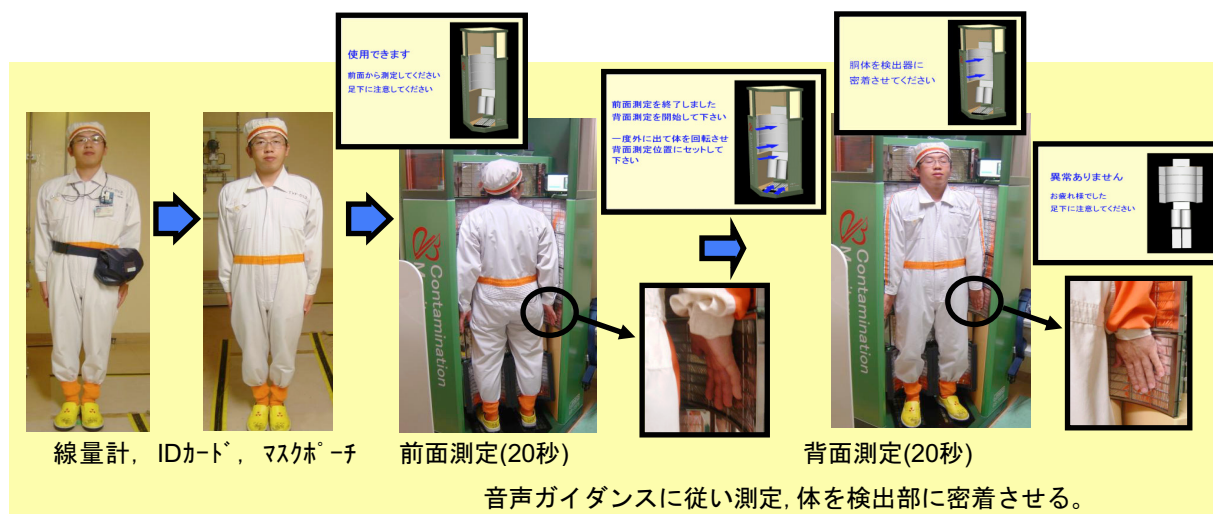


図 9.23 測定方法

(放射線管理第2課：眞田 幸尚)

### 9.2.11 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技術開発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、原因の特定が困難であった。本研究は、その原因が“宇宙線の影響”であることを、検出器出力の連続監視結果から検証するものである。

宇宙線の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、いずれかの検出器の出力が0.1V上昇すると12台全ての検出器出力を10msecの間記録する仕組みになっている（データサンプリング間隔： $5\mu\text{s}$ ）。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概ね一致することが確認されている。また、観測結果から得られる傾向が宇宙線の性質をよくあらわしているため、単一検出は宇宙線が原因となっている可能性が大きいと考えられる。

平成19年度以降は、従来の観測を継続する一方で、可搬型観測装置（検出器1台）を用いた観測を行い、宇宙線によって単一検出が生じるメカニズムの解析を行っており、検出器近傍の物質によって電磁カスケードが急激に起こり、著しい検出器出力の上昇を導くことが分かっている。

平成20年度は、シングルフェイルをもたらす宇宙線成分の解明を進めるため、建家の1階と2階での観測頻度の違いを確認した（図9.24参照）。

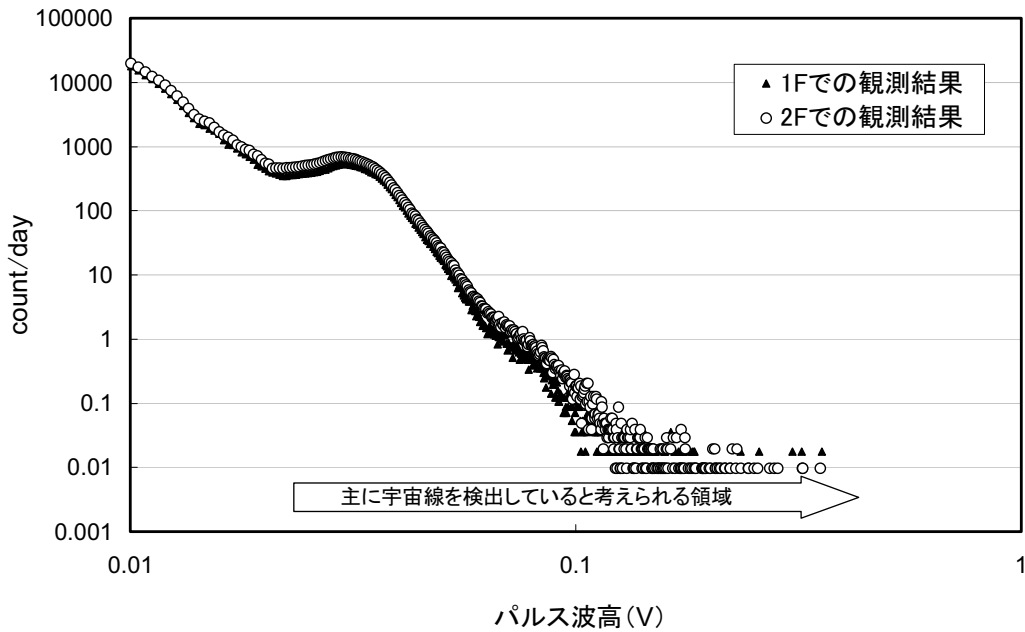


図 9.24 検出器出力の波高スペクトル (1 階と 2 階の相違)

図 9.24 より、主に宇宙線を検出している領域では、2 階での観測頻度よりも 1 階での観測頻度のほうが低くなっており、特にパルス波高が高い部分（シンチレータのエネルギー沈着が大きい部分）ほど、その傾向が顕著になっていることが分かる。これは、波高が低い部分は、遮へいされにくいミュオンによる計数が支配的であり、波高が高い部分になるにつれて、ハドロンや電磁成分による計数の割合が高くなっていることを示している。

次年度以降も観測を継続し、高エネルギー部分の評価を行うとともに、単一検出の原因と考えられる電磁カスケード（電磁成分）の影響に関する評価を行う。

(放射線管理第 1 課：井崎 賢二)

【参考文献】

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，JAEA-Research 2007-009

### 9.2.12 臨界警報装置の警報設定値に関する再評価

プルトニウム燃料技術開発施設 (Pu-1, Pu-2, Pu-3) では、技術的に臨界事故の発生は想定できないが、万一に備えて臨界警報装置を設置している。臨界警報装置の設置については、再処理施設や燃料加工施設等に設置の義務があるものの、臨界事故の想定発生場所、つまり、臨界警報装置の監視対象設備や警報設定値に関しては国内に統一した基準がない。このため、プルトニウム燃料技術開発施設の場合、ISO7753 (1987) や ANSI/ANS-8.3 (1997) を参考に、原則として核的制限値が Pu で 450g 以上の設備を対象としている。

監視対象が広範囲になると、配置する検出器の数を増やす必要があり、また、1 台の検出器でカバーする範囲が広いと、警報設定値を低く設定することになる。特にプルトニウム燃料技術開発施設ではその傾向があり、サイクル研究所内で最も低い値に設置されている。このため、宇宙線が原因と思われる単一検出は、プルトニウム燃料技術開発施設でのみ発生している状況にある。

単一検出の発生率の低減及び検出器台数の最適化を目的として、臨界警報装置の警報設定値の再評価を実施した。従来の臨界警報装置の警報設定値は、フランス CEA のコンサルテーションによる簡便式を用いて算出されており、また、簡便式自体はフランスで実施された臨界実験である CRAC 実験における実測値を基に経験的に求められた式である。サイクル研究所の再処理施設やプルトニウム転換施設における臨界警報装置の更新においては、海外の臨界警報装置の設計基準や計算コードによる遮へい計算結果に基づいて警報設定値の再評価を既に実施しており、検出器台数の最適化及び警報設定値の変更を行っている。

今回のプルトニウム燃料施設における評価では、サイクル研究所の再処理施設等の事例を参考に計算コードを用いた評価手法を参考に行うこととした。なお、計算コードによる評価 (エネルギースペクトル及び透過率の計算) については、プルトニウム燃料技術開発センター燃料技術部設計解析課に依頼した。

<CAE コンサルテーションによる簡便式 (従来の計算式) >

$$R \text{ (mR/h)} = 10^7 \text{ (mR/h)} \times (1/r^2) \times (1/2)^{t/15}$$

<再評価に用いた式>

- ・溶液系臨界の場合

$$R \text{ (mGy/h)} = 200 \text{ (mGy/sec)}^{*1} \times 3600 \text{ (sec/hour)} \times (1/r^2) \times F_s(t)$$

- ・粉末系臨界の場合

$$R \text{ (mGy/h)} = 50 \text{ (mGy/sec)}^{*1} \times 3600 \text{ (sec/hour)} \times (1/r^2) \times F_p(t)$$

\*1 英国基準 SRD R 309 Table 4 より算出した 1m 地点の  $\gamma$  線線量

凡 例

- r : 臨界発生地点から検出器までの距離 (m)
- t : 臨界発生地点から検出器までの間のコンクリートの合計の厚さ (cm)
- F<sub>S</sub> : 溶液系臨界時のγ線の透過率 (1次γ線と2次γ線の両方を考慮)
- F<sub>P</sub> : 粉末系臨界時のγ線の透過率 (1次γ線と2次γ線の両方を考慮)

遮へい計算に用いた臨界時のエネルギースペクトルについては、表 9.8 の条件のもと、計算コード MCNP5 にて評価したものである。また、γ線の透過率 (F<sub>S</sub> 及び F<sub>P</sub>) については、臨界時におけるエネルギースペクトル (γ線及び中性子線) を基に計算コード ANISN にて評価したものであり、コンクリートが間に存在する場合の計算結果を、コンクリートが存在しない場合の計算結果で除した値である。

表 9.8 選定した透過率計算用エネルギースペクトルの算出条件

物質の密度と容積	溶液系	0.03g/cm <sup>3</sup> , 43.7ℓ
	粉末系	11.47g/cm <sup>3</sup> , 2.7 ℓ
Pu-U 率		PuO <sub>2</sub> 100%
Pu fissile 率		90% ( <sup>239</sup> Pu : <sup>240</sup> Pu : <sup>241</sup> Pu=80 : 10 : 10)

計算の結果、これまでの評価式による評価結果と新しい評価式による評価結果に大きな違いはなく、警報設定値の変更を行うには至らなかった。これは、従来の評価式も新しい評価式も CRAC 実験のデータを基に評価された式であることが要因と考えられる。

今後は、検出器の再配置や臨界監視対象の見直しを視野に入れ、警報設定値の変更について検討していく。

(放射線管理第1課：井崎 賢二)

【参考文献】

眞田 幸尚ほか

” Installation places of criticality accident detectors in the plutonium conversion development facility”

Journal of Nuclear Science and Technology, Supplement 5 (June 2008) , p. 74-77(2008)

### 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緊急対応計画のための線源条件の検討

##### (1) 緒言

臨界事故を想定し、被災者及び事故対応要員の被ばくレベルを推定することは、緊急対応計画の策定や訓練計画の立案にあたり有用な情報となる。これまでに国内外の核燃料施設で発生した 22 件の臨界事故のうち 21 件が溶液系臨界事故であり、1999 年にわが国で発生した燃料加工施設における事故も溶液系臨界事故である。本件では、サイクル研究所の再処理施設における溶液系臨界事故を想定し、事故の規模及び被ばくレベルを簡便に推定するための線源条件を検討した。

##### (2) 前提条件の検討

臨界事故時の被ばくは、通常の施設運転等での被ばくとは異なる、以下のような特徴をもつ。

- ・発生頻度が非常に低い
- ・中性子線及びガンマ線両方を大量に被ばくする
- ・線量の大部分は事故発生直後の非常に短い時間に被ばくしたものである

一般に、事故の規模は核分裂数で表されるが、被ばくレベルの推定においてはこれに加えて核分裂数の時間変化、中性子及びガンマ線のフルエンススペクトル、線源-対象者間の距離及び遮へい等が重要な要素となる。ここでは核分裂数及びスペクトルに着目した。

溶液系臨界事故における第 1 パルスの核分裂数は、10 当たり  $10^{15}$  fission と言われている[1]。事故の規模を表す場合は、臨界継続時間中の出力変化を加味する必要があるが、ここでは第 1 パルスによる被ばくを検討の対象とした。

##### (3) 計算の方法と結果

放射線のスペクトルについては、球形の硝酸ウラニル溶液をモデル化し、固有値問題をモンテカルロ計算コード (MCNP4C) で計算した。ここでは濃縮度及び体積の異なるいくつかの条件で計算し、実効増倍係数が  $1.00 \pm 0.02$  が成立する場合について、球の中心から半径 1 m の仮想的な球殻から漏洩する中性子とガンマ線のカレントを評価した。結果の一例として、核分裂数  $10^{15}$  fission/0、距離 1 m の場合の線量を表 9.9 に示す。

##### (4) 考察

計算結果により判明した事項 (一部) を以下に示す。

- ・中性子スペクトルは体積に依存しない。
- ・ガンマ線スペクトルは体積より濃縮度に依存する。これは  $^{238}\text{U}$  が発生した光子を遮へいすることによるものと推察される。
- ・体積が大きい場合は自己遮へいが働くため、線量は必ずしも核分裂数に比例しない。

今回の計算評価から、核分裂数だけでなく、核分裂あたりの漏洩中性子も体積の



関数で表せることが示唆された。遮へいが無い場合は $n/\gamma$ 比も大きな変化はしないことから、少なくとも遮へいが無い状態での被ばくのレベルは溶液の体積から推定することができる。

表 9.9 種々の溶液条件における距離 1 m での組織吸収線量

		①	②	③	
溶液の条件	濃縮度 (%)	93	20	4	
	U 濃度 (g/l)	55	130	540	
	体積 (l)	28.5	100	1000	
計算	核分裂数 ( $\times 10^{16}$ fissions)	2.9	10	100	
	中性子	核分裂当たりの漏洩中性子数	0.94	0.56	0.17
		組織吸収線量換算係数 (pGy cm <sup>2</sup> )	16.7	15.9	15.8
		距離 1 m における中性子組織吸収線量 (Gy)	3.8	7.1	21
結果	ガンマ線	核分裂当たりの漏洩光子数	5.4	3.5	0.76
		組織吸収線量換算係数 (pGy cm <sup>2</sup> )	4.2	4.9	6.0
		距離 1 m における光子組織吸収線量 (Gy)	5.1	14	36
	中性子/光子比 (組織吸収線量)	0.7	0.5	0.6	

注) レセプター (ファントム等) は無い状態での吸収線量である。

(線量計測課：高田 千恵)

【参考文献】

- [1] ANSI/ANS-8.23-2007, Nuclear Criticality Accident Emergency Planning and Response, American National Standards Institute.

### 9.3.2 臨界事故におけるスクリーニングのためのインジウム誘導放射能とサーベイメータ計数率の関係の評価

#### (1) 緒言

臨界事故発生時に従事者等の被ばくの有無，レベルを即時に判断するためのスクリーニング検査では，従事者が着用していた In 片（又は箔）の誘導放射能をサーベイメータ等で測定する方法が一般的である。線量あたりの In 誘導放射能（以下、「放射能」という。）は，入射した中性子のスペクトルに依存するのに対し，放射能とサーベイメータ計数率の関係は，測定条件だけで決まる。したがって，後者の関係を事前に評価しておけば，任意の事故・被ばく条件における線量あたりの放射能を計数率に関連付けることが可能になる。この関係は原子炉等での照射実験により求めることもできるが，ここでは中性子測定器校正用として多く用いられている RI 線源である  $^{252}\text{Cf}$  を用いて評価した。

#### (2) 評価の対象

サイクル研究所では，放射線業務従事者全員が着用する TLD バッジのケース中に In 片を封入してあり（図 9.25），臨界事故の際は端窓 GM 型汚染サーベイメータ（アロカ TGS-113 等）によりケース表面での計数率を得る。本研究では，この In 片とサーベイメータの組み合わせを検討対象とした。

#### (3) 実験と計算

サイクル研究所の減速中性子校正場において， $^{252}\text{Cf}$  線源（照射時点での中性子放出率：約  $1.6 \times 10^7 \text{ sec}^{-1}$ ）を用いて照射試験を行った。In 片は線源案内管の表面（線源からの距離約 20 mm）に貼付し，その外側に PMMA 製の中空円筒型減速材筒（厚さ 100 mm）を設置した（図 9.26）。これにより，線源から放出された高速中性子と周囲の PMMA により減速された中性子の両方が In に入射し， $(n, n')$  反応による  $^{115\text{m}}\text{In}$  及び  $(n, \gamma)$  反応による  $^{116\text{m}}\text{In}$  を生成する。この条件で 8 時間の連続照射をした直後にサーベイメータで測定を行った。また， $^{115\text{m}}\text{In}$ ， $^{116\text{m}}\text{In}$  それぞれの生成量を確認するため，Ge 半導体検出器での測定も合わせて実施した。また，線源カプセル，照射装置構造，減速材等をモデル化し，MCNP-4C2 を用いたモンテカルロ計算により In 設置領域における中性子フルエンス及び In の誘導放射能等を実験した。

#### (4) 結果

実験と計算の結果（表 9.10）から，計数効率は 0.6 % (cps/Bq) と評価された。今回の  $^{252}\text{Cf}$  を用いた実験での中性子スペクトルは，溶液系臨界事故で予想されるものに比べて熱中性子の割合がかなり少ないが， $^{115\text{m}}\text{In}$  より十分多い量の  $^{116\text{m}}\text{In}$  を生成することができた。今回得られた計数効率から，様々な被ばく状況での線量と計数率の関係を検討していくことが可能である。



表 9.10 照射直後の In に対する計数効率

核種	誘導放射能 [Bq]		サーベイメータ 計数率 [cpm]	計数効率** [%]
	計算値	測定値*		
$^{115m}\text{In}$	82	78	$1.8 \times 10^3$	0.6
$^{116m}\text{In}$	$5.1 \times 10^3$	$4.1 \times 10^3$		

\* Ge 半導体検出器での測定結果

\*\* 計算により求めた誘導放射能から算出

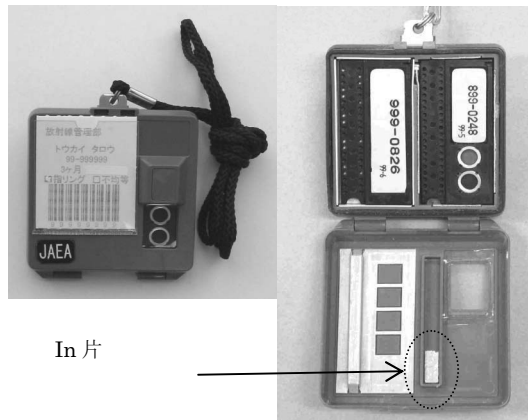


図 9.25 In を封入した TLD バッジ

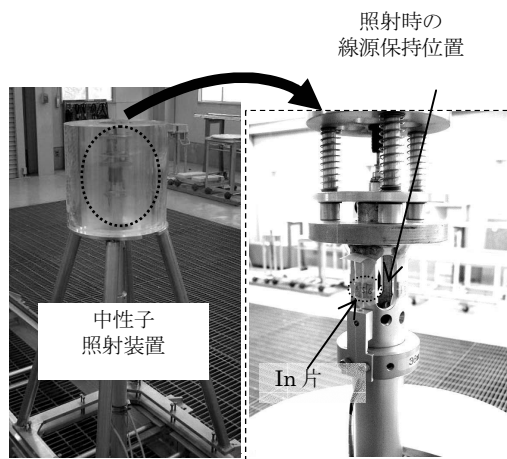


図 9.26 In 照射実験の様子

(線量計測課：高田 千恵)

### 9.3.3 BOMAB ファントムによる全身カウンタの計数効率の評価

#### (1) はじめに

サイクル研究所では、FP をはじめとする  $\gamma$  線放出核種による内部被ばくの測定を目的として全身カウンタを配備している。このうち、精密型及びスキヤニング型の全身カウンタについては、年 1 回の計数効率校正をサイクル研究所の校正用ファントムを使用して行っている。日本国内では、体外計測器のファントムに関する規格は定められていないが、米国では BOMAB ファントム<sup>1)</sup>を標準ファントムとして規格している。原子力科学研究所では、全身カウンタの校正用ファントムとして BOMAB ファントムを使用していることから、今回、原子力科学研究所との校正条件の斉一化の観点から、サイクル研究所の全身カウンタにて BOMAB ファントムの計数効率を測定し両ファントムの比較を試みた。

#### (2) 試験対象としたファントム

サイクル研究所ファントムは容器・内容物ともにアクリル樹脂製、BOMAB ファントムでは容器に高密度ポリウレタン、内容物に人体等価ポリウレタンを用いている。いずれも、 $^{40}\text{K}$ 、 $^{60}\text{Co}$ 、 $^{133}\text{Ba}$  及び  $^{137}\text{Cs}$  の 4 核種（放射能はすべて下限数量以下）を内容物に均一に分布させ、容器に密封したものである。図 9.27 に両ファントムを示す。いずれのファントムも、放射性物質を封入した円柱または楕円柱形のコンテナを組み合わせることで、人体形状を模擬するものである。サイクル研究所ファントムの身長は 171.0 cm、容積は  $5.7 \times 10^4 \text{ cm}^3$  であるのに対し、BOMAB ファントムの身長は 176.5 cm、容積は  $5.3 \times 10^4 \text{ cm}^3$  であり、BOMAB ファントムの方が身長が大きく、容積は小さい。サイクル研究所ファントムは 11 個、BOMAB ファントムは 10 個の部位からなる。

#### (3) 試験概要

BOMAB ファントムの計数効率は、サイクル研究所での通常の計数効率校正と同様の条件での測定により評価し、サイクル研究所ファントムでの校正時に求めた結果と比較した。

#### (4) 結果と考察

表 9.11 に測定結果を示す。計数効率は精密型全身カウンタでは 22~43%、スキヤニング型全身カウンタでは 6~36%、BOMAB ファントムの方が大きくなった。一般に、ファントムのサイズが小さくなると、自己吸収の割合及び検出器の測定視野から外れる割合が小さくなることなどから、計数効率は大きくなる<sup>2)</sup>。BOMAB ファントムはサイクル研究所ファントムと比較して、測定対象である体幹部（胸部及び腰部）が小さいことから、計数効率が大きくなったものと思われる。

今回の測定結果から、サイクル研究所ファントム及び BOMAB ファントムの計数効率には 20 % から 30 % の差があることが判明した。この計数効率の差異による検出下限値の違いは、預託実効線量にして  $\sim 10^{-4} \text{ mSv}$  程度であり、ファントムを変更した場合の影響は大きくないことが確認された。今後は、サイクル研究所の計数効率校正での BOMAB ファントムの採用の可否について検討していく。

(5) 謝辞

本試験では、原子力科学研究所放射線管理部線量管理課が所有する BOMAB ファントムを借用させていただきました。高橋聖氏をはじめ同課の皆様のご助力に深謝いたします。

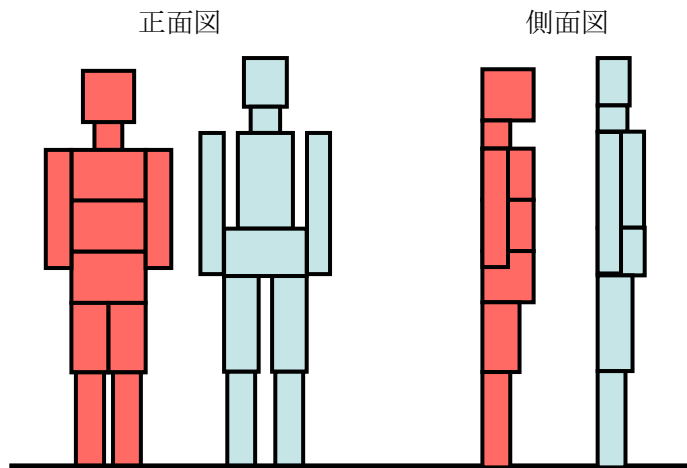


図 9.27 サイクル研究所ファントム(左)と BOMAB ファントム(右)

表 9.11 BOMAB ファントム及びサイクル研究所ファントムの測定結果

核種	エネルギー (keV)	BOMAB 計数効率 (count/photon)		サイクル研究所計数効率 (count/photon)		計数効率の比 (BOMAB/サイクル研究所)	
		精密	スキャンニング	精密	スキャンニング	精密	スキャンニング
<sup>133</sup> Ba	276.40	$7.5 \times 10^{-4}$	$3.1 \times 10^{-4}$	$5.5 \times 10^{-4}$	$2.2 \times 10^{-4}$	1.36	1.43
	302.85	$7.2 \times 10^{-4}$	$3.0 \times 10^{-4}$	$5.6 \times 10^{-4}$	$2.2 \times 10^{-4}$	1.29	1.42
	356.02	$6.7 \times 10^{-4}$	$2.9 \times 10^{-4}$	$5.2 \times 10^{-4}$	$2.1 \times 10^{-4}$	1.29	1.39
	383.85	$6.4 \times 10^{-4}$	$2.9 \times 10^{-4}$	$4.9 \times 10^{-4}$	$2.1 \times 10^{-4}$	1.31	1.38
<sup>137</sup> Cs	661.66	$4.9 \times 10^{-4}$	$2.5 \times 10^{-4}$	$3.9 \times 10^{-4}$	$1.9 \times 10^{-4}$	1.26	1.31
<sup>60</sup> Co	1173.24	$3.7 \times 10^{-4}$	$2.1 \times 10^{-4}$	$3.0 \times 10^{-4}$	$1.7 \times 10^{-4}$	1.23	1.24
	1332.50	$3.5 \times 10^{-4}$	$2.0 \times 10^{-4}$	$2.8 \times 10^{-4}$	$1.7 \times 10^{-4}$	1.25	1.23
<sup>40</sup> K	1460.81	$3.4 \times 10^{-4}$	$2.0 \times 10^{-4}$	$3.2 \times 10^{-4}$	$1.6 \times 10^{-4}$	1.06	1.22

(線量計測課 金井 克太)

[1] ANSI/HPS, “Specification for the Bottle Manikin Absorption Phantom” , N13.35-1999 (1999)

[2] Gray H. Kramer, Linda C. Burns, and Steven Guerrier, “Monte Carlo Simulation of a Scanning Detector Whole Body Counter and the Effect of BOMAB Phantom Size on the Calibration” , Health Physics. 83(4), 526-533(2002)

### 9.3.4 MOX 施設管理区域境界における TLD による中性子線のモニタリング

#### (1) はじめに

MOX 施設では、管理区域の設定基準である 1.3mSv/3 月間を超えないことを線量当量率サーベイメータによる定期的（1 回/週）な測定によって確認している。この管理方法は、線量当量率が低く変動が小さいという条件下であれば十分であるが、一部の測定ポイントでは変動の寄与を確認するため TLD での積算線量測定も行っている。

本研究では、平成 14 年度からこの管理区域境界の積算線量の測定に使用している TLD 内蔵型中性子線量当量計<sup>[1]</sup>の方向特性及び中性子エネルギー応答特性を、MOX 施設内の中性子エネルギースペクトルを模擬した条件での実験及び計算により調査した。また、これまでに測定した結果を整理し、本線量当量計による測定の有効性等を考察した。

#### (2) 性能試験

本線量当量計は、熱中性子に感度のある TLD（松下電器産業（株）製 UD-813PQ4）を立方体形状のポリエチレン製モデレータ（UD-893P）内に配置したものである。サイクル研究所の減速中性子校正場<sup>[2]</sup>で、モデレータの頂点方向からの入射に対する方向特性と MOX 施設のスペクトルにおけるエネルギー特性に関する試験を行った。加えて、モンテカルロ計算コード（MCNP5）にてモデレータを精密にモデル化した計算により、同様の性能評価を行った。

#### (3) 結果

エネルギー特性の評価結果を表 9.12 に示す。本表には比較のため、サイクル研究所で広く使用されている中性子線用サーベイメータ（Studs vik 社製 2202D）による測定結果を付した。この結果から、本線量当量計が MOX 施設の積算線量測定に十分な性能であることが確認できた。また、中性子線用サーベイメータと比較しても同等の性能を有していることも確認した。

方向特性の評価結果を図 9.28 に示す。照射には減速材なしの<sup>252</sup>Cf 線源を用いた。モデレータの表面から検出器までの距離が最も長い、立方体の頂点方向から入射した場合でも、レスポンスは正面入射に対して実験、計算とも-3.0%であり、方向依存は無視できる程小さいことがわかった。

#### (4) 運用実績

現在、本線量当量計を MOX 施設の 11 ポイントに設置し、四半期毎に測定している。MOX 施設のある測定ポイントでの平成 14 年度第 1 四半期から平成 19 年度第 4 四半期までの測定結果を図 9.29 に示す。ここで、管理区域境界に係る 3 月間の積算線量は、年間労働時間 2000 時間の 4 分の 1 に当たる 500 時間で評価するため、サーベイメータ及び積算線量計の測定値を 500 時間分に換算してプロットしている。このポイントでの線量変動は施設運転、査察対応等のための MOX 燃料移動によるものだが、サーベイメータによる測定では検出下限値（1.0mSv）未満であり変動を観測することはできなかった。しかし、本線量当量計を用いることで実際の平均線量当量率は、サーベイメータから観測された線量当量率に比べて十分に低いこと、またサーベイメータでは分からないレベルの変動を評価できることが確認された。

表 9.12 中性子線量当量計とサーベイメータの H\*(10) に対するレスポンス

中性子平均エネルギー $\bar{E}_\phi$ [MeV]	TLD 内蔵中性子線量当量計		サーベイメータ (実験値)
	実験値 -正面入射-	計算値 -正面入射-	
1.57	1.00±0.12	1.01	1.01
0.67	1.03±0.04	1.06	0.99
0.44	1.08±0.03	1.13	1.00

表中のレスポンスは、減速材なしでの <sup>252</sup>Cf に対するレスポンスで規格化した値

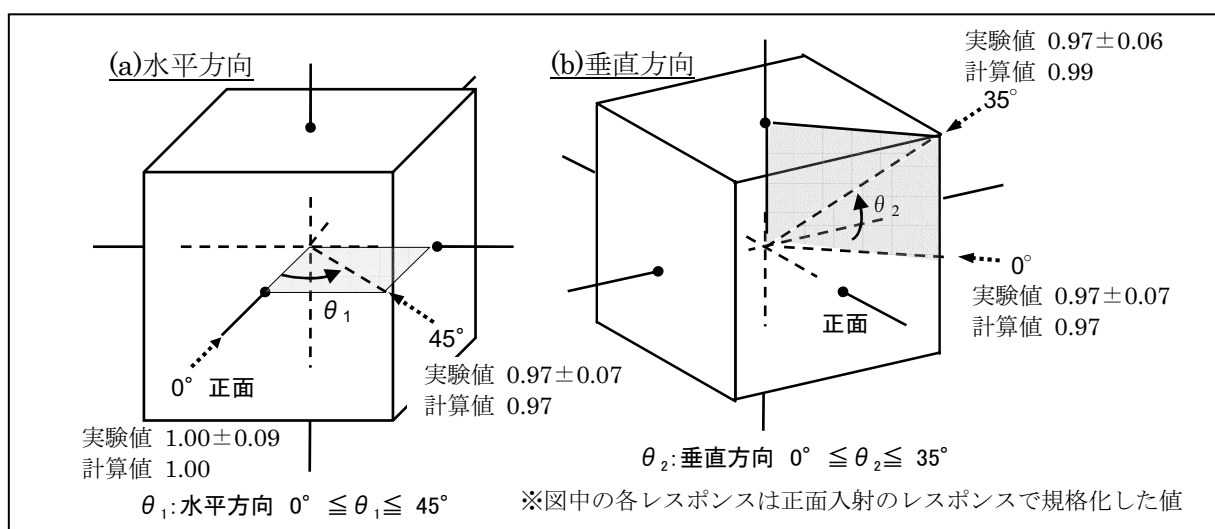


図 9.28 中性子線量当量計の方向特性結果

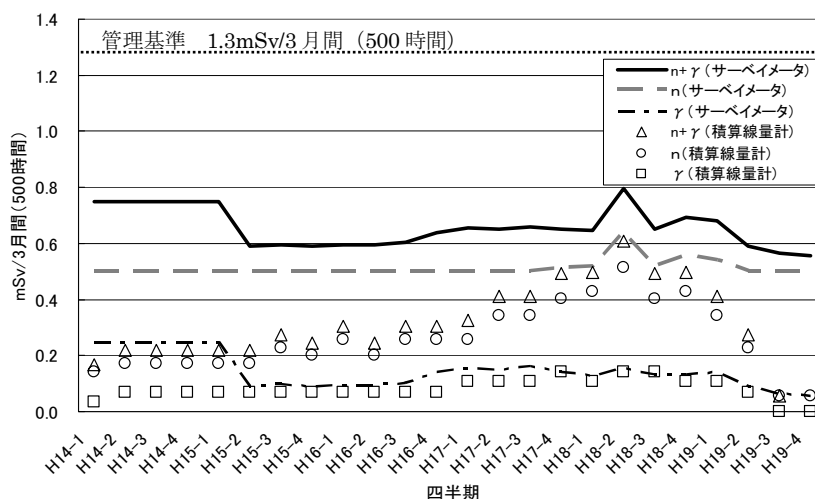


図 9.29 サーベイメータ及び積算線量計による測定結果

(線量計測課：中川 貴博)

【参考文献】

- [1] 上菟義朋, 大久保徹 保健物理 33 (2), 121-142 (1998)
- [2] 辻村憲雄, 吉田忠義, 高田千恵 保健物理 40 (4), 354-359 (2005)

### 9.3.5 グローブボックス作業における体幹部不均等及び末端部被ばくのデータ分析

#### (1) はじめに

MOX 施設のグローブボックスで燃料を取り扱う工程に従事する作業者は、防護エプロンを着用して、 $^{241}\text{Am}$  が放出する $\gamma$ 線 (60keV) による被ばくの低減を図る。この場合、作業者の体幹部被ばくは、防護エプロンで覆われた胸腹部とそれ以外の部位とで線量に差が生じる「不均等被ばく」となることから、防護エプロン外側の頸部 (上着の襟) にも別の線量計を着用し、両線量計による線量当量の加重平均として実効線量を算出する。さらに、指リング型線量計を使用して末端 (手) 部の皮膚の等価線量も評価する。胸部、頸部、手部の3部位の線量の相関関係は、グローブボックス作業での被ばく状況を表すため、この関係を調査することで被ばく状況を把握することが可能である<sup>[1]</sup>。

#### (2) 分析方法

平成20年度上期にMOX施設の燃料製造試験 (原料工程、成型工程、検査工程) に従事した作業者の被ばくデータから、胸部の $\gamma$ 線 1cm 線量当量が 0.1mSv (記録レベル) 以上であった延べ268人分のデータを分析に用いた。同一期間に同作業者が着用した胸部、頸部、手部の線量計のデータから各部位間の線量の分析を工程別に行った。

#### (3) 結果・考察

各部位間の相関図を図9.30に、線量比を表9.13に示す。ここから次のことが言える。

- ・原料工程における頸部/胸部、手部/胸部は成型工程や検査工程と比べて小さい。
- ・手部/頸部は工程に依らず同様。

線源と遮へい (防護エプロン、含鉛アクリル遮へい体、含鉛グローブ) については工程による違いはないが、作業内容については原料工程では他の2工程と比べてグローブボックス作業 (防護エプロンを着用しての作業) が少なく、設備の監視作業などの低線量率で全身被ばくとなるような作業が多い。原料工程の各部位の線量が、他の2工程と比べて低いこともグローブボックス作業が少なかったことを示唆しており、この結果、原料工程における頸部/胸部、手部/胸部は成型工程や検査工程と比べて小さくなったと考えられる。また、頸部と手部はグローブボックス作業で特異的に被ばくする部位であるため、この比は工程に依らず同じ値になったと考えられる。

#### (4) まとめ

胸部、頸部、手部の被ばくデータを工程別 (原料、成型、検査) に分析し、各部位間の線量比を確認した。これらの結果を指標として今後の被ばく状況を監視することで、これを大きく逸脱するような被ばくがあった場合、改善検討の一助とすることができる。

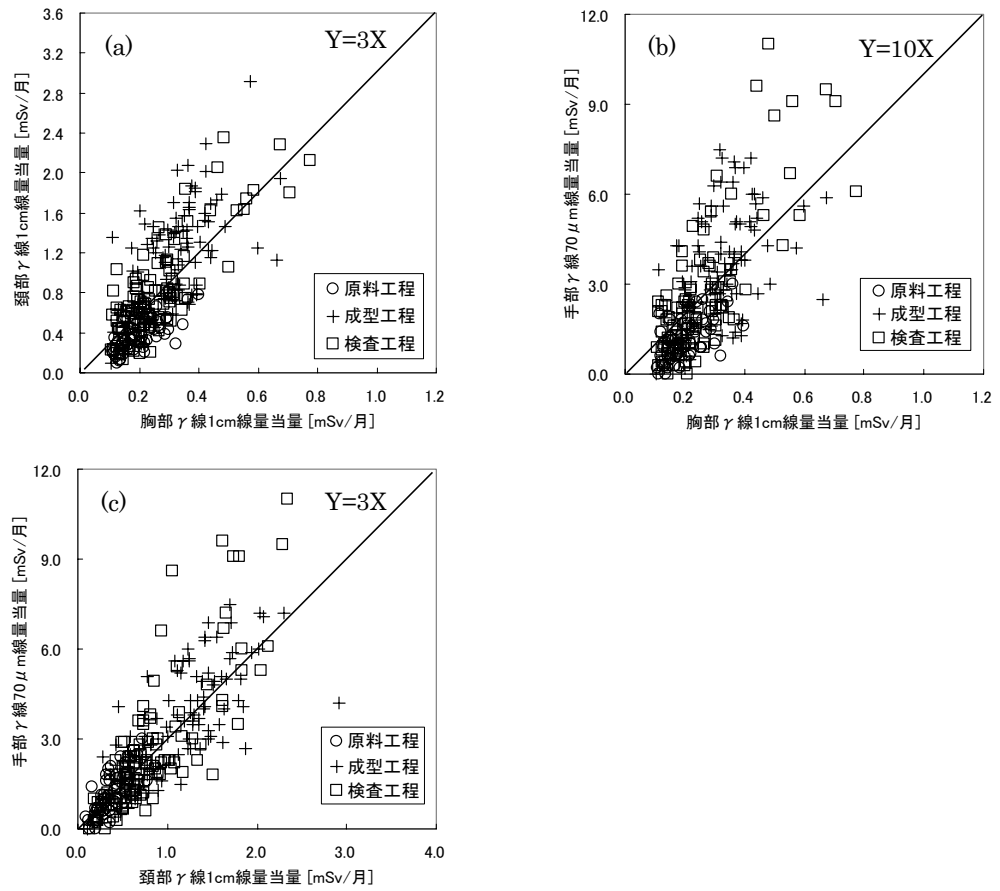


図 9.30 部位間の相関図

(a) 頸部/胸部, (b) 手部/胸部, (c) 手部/頸部

表 9.13 工程毎の各部位間の線量比

工程	頸部/胸部	手部/胸部	手部/頸部
原料	1.8	5.6	3.1
成型	3.6	11	3.1
検査	3.2	9.7	3.0

(線量計測課：中川 貴博)

【参考文献】

- [1] 辻村憲雄, 百瀬琢磨, 野村保 PNC TN8410 94-337 (1994).



## 9.4 環境影響評価手法の研究

環境監視課では、茨城県の要請に基づき再処理施設周辺海域の詳細影響調査を行っている。平成20年6月で開始から30周年を迎えたため、詳細影響調査のうち、 $^3\text{H}$ に関するデータをまとめて報告した(9.4.1 参照)。また、海中放出口付近で観測した海洋データ(流速、水温、塩分)と気象観測塔で観測した気象観測データを整理し、開放型沿岸域における流れに及ぼす風の効果について報告した(9.4.2 参照)。さらに、影響評価研究として、当課で開発した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(LAMER)を $^3\text{H}$ に適用して、放射性液体廃棄物の長期的多国間放射線影響評価に関する検討結果を報告した(9.4.2 参照)。

### 9.4.1 東海再処理施設周辺の海水中 $^3\text{H}$ 濃度及び拡散状況について

#### (1) はじめに

東海再処理施設からの低レベル放射性排水は一旦タンクに貯留し、放射性物質濃度及び一般公害物質濃度が基準値の範囲内であることを確認後、沿岸から約3.7 km沖の水深約24 m(1991年以前は約1.8 km沖の水深約16 m)の海中放出口から拡散効果を考慮して放出している。排水中に含まれる $^3\text{H}$ は他の核種に比べ放出量が多く、排水の拡散状況を確認することができる。今回、海水中 $^3\text{H}$ 濃度及び拡散状況に関するこれまでの調査結果をまとめた。

#### (2) 調査研究の概要

##### 1) トリチウムの放出実績

東海再処理施設から海洋への $^3\text{H}$ 放出量の推移を図9.31に示す。 $^3\text{H}$ の海洋放出の傾向は、燃料処理量(発電量換算)と変動が一致している。再処理施設保安規定で定める年間最大放出量(基準)は $1.9 \times 10^{15}$  Bqであり、放出量が最も多かった1994年においても、同基準の4分の1程度であった。また、ホット試験開始の1977年度から2007年度までの31年間にわたる累積放出量は $4.5 \times 10^{15}$  Bqであった。この放出量は国連科学委員会2000年報告書に示される大気圏内核実験による放出量( $1.86 \times 10^{20}$  Bq)の約40,000分の1、宇宙線による自然生成平衡量( $1.3 \times 10^{18}$  Bq)の約300分の1である。

##### 2) 試料採取・分析方法

月1回の頻度で、原子力機構が所有するモニタリング船等によって、再処理施設海洋放出口周辺の東西3 km、南北10 kmの海域内30地点において、表層海水(水深約1 m)を採取した。採取した海水試料は2回蒸留法により精製し、液体シンチレータと混合後、冷暗所にて1日以上静置したのち、液体シンチレーションカウンタを用いて、 $^3\text{H}$ を250分間測定した。

##### 3) 結果

1978年7月から2008年6月にかけて行われた全10,800件の $^3\text{H}$ 濃度調査において、分析操作等を考慮した検出下限値(40(37) Bq/L)未満のデータは10,773件(99.75%)、検出下限値を超えるデータは27件(0.25%)、また、計数値の標準偏差の3倍以上のデータは1,970件(18.24%)あった。検出下限値以上の濃度データについて、放出口からの距離別の表層海水中濃度範囲と希釈倍率を表



9.14 に示す。これまでに観測された海水中  $^3\text{H}$  濃度の最高値は、1979 年 12 月 21 日に放出口直上で観測された 1700 Bq/L であった。40(37) Bq/L 以上が検出されたポイントは、1 点（1996 年 12 月採水）を除いて放出口周辺 1 km 以内あるいは南方向であった。また、放出口からの距離が長くなるに従い、海水中  $^3\text{H}$  濃度が小さくなっていくことが確認された。希釈倍率（放出水  $^3\text{H}$  濃度を海水中  $^3\text{H}$  濃度で割った値）は、240~290,000 倍と計算された。比較的小さい希釈倍率（240~1,600 倍）の全ては、放出中に放出口の直上で採取した値である。距離別に見ると、放出口からの距離が大きくなるに従って希釈倍率が増加していく傾向が確認された。

最後に、安全審査で用いた拡散式による計算値と本調査による実測値を比較した結果、実測値は計算値よりも低く、その比は概ね 1/1~1/100 程度であることを確認した。ホット運転以前に行われた染料拡散実験結果では、その比は 1/1~1/10 程度だったが、実際の  $^3\text{H}$  放出では、染料実験のような流向軸上の採取ではなく、あらかじめ決められた格子点での採取であること等が原因で、染料拡散実験結果よりも約 1 桁低くなることもあった。

(3) 結語

30 年間にわたる東海再処理施設周辺海域の  $^3\text{H}$  濃度調査によって 10,800 件の海水中  $^3\text{H}$  濃度を測定した結果、再処理施設からの排水放出に起因する  $^3\text{H}$  濃度がスポット的に観測された。これらは、あらかじめ安全審査で評価された希釈倍率以上に希釈された正常な拡散であり、またその濃度は法令に定める周辺監視区域外の水中の濃度限度 (60,000 Bq/L) に比べて十分に低く、環境安全上問題となるレベルではないことを確認した。さらに安全審査で用いた拡散式がやや保守的な評価の傾向を有するものの、ほぼ妥当であることを確認した。

(環境監視課：中野 政尚)

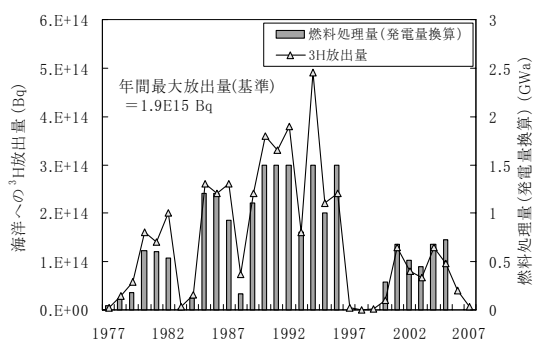


図 9.31 燃料処理量と  $^3\text{H}$  放出量の推移

表 9.14 表層海水中  $^3\text{H}$  濃度と希釈倍率

放出口からの距離 (km)	検出数	$^3\text{H}$ 濃度 (Bq/L)	希釈倍率
0	5	89~1700	240~71,000
0.35	5	56~550	15,000~88,000
1~1.41	7	57~500	7,300~97,000
2~2.25	5	52~120	47,000~110,000
3	2	41~89	100,000~140,000
5	3	41~83	71,000~290,000

【参考文献】

中野政尚, 國分祐司, 武石稔, 東海再処理施設から海洋放出されたトリチウムの海水中濃度及び拡散状況, 保健物理, 44(1), 60-65, 2009  
 中野政尚, 國分祐司, 河野恭彦, 武石稔, 東海再処理施設周辺の海水中  $^3\text{H}$  濃度及び拡散状況について, 第 50 回環境放射能調査研究成果論文抄録集, 53-54, 2008

### 9.4.2 開放型沿岸域における流れに及ぼす風の効果

東海再処理施設では、低レベル放射性液体廃棄物を東海沿岸域にバッチ放出している。排水は深度 24m の排水口から放出されるが、周囲の海水よりも高温（施設出口水温約 30℃）かつ淡水であるため、低密度水として海面付近を拡散していくことになる。このため、当海域の表層流動に強い関心を払い、再処理施設の稼動以前から染料拡散実験などを含む様々な調査を実施してきた。特に、1991 年以降は放出口付近に電磁流速計を深度 3m と 14m に設置し、10 年間に及ぶ連続観測を行ってきた。通常、沿岸域の流れと言えば潮流に大きな関心が集まるが、これまでに実施してきた観測結果では、当海域の表層流動が潮流よりも風の影響を強く受けていることを示唆していた。この海域は河川水の流入などもあって、強い密度成層が周年形成されている。安定な密度成層の上にある薄い表層（皮層）に対して風がどのような流れを作り出しているのかを、気象観測及び海象観測によって明らかにした。

沿岸水域特有の強い密度躍層の存在を考慮し、躍層以浅に注目した観測を行った結果、風と流れの変動は 1 日と数日以上の周期が卓越していた。風の長周期の変動には恒常的に北風成分が存在しており、これが沿岸部に南下流を作り出す一因となっている。また、風と 0.5m 深の流れの間には高い相関（2 年間を通じての相関係数 0.64）が得られた（図 9.32 参照）。

1 日周期の変動は、調和解析の結果、卓越する S1 分潮として現れたが、これは海陸風とそれによる吹送流であった。海陸風には S1 以外の太陽潮周期の成分も含まれており、これは対応する分潮流に吹送流成分を加える。その結果、太陽潮周期の分潮流にはあたかも潮流のように振舞う吹送流（擬似潮流）が含まれることがわかった。

（環境監視課：中野 政尚）

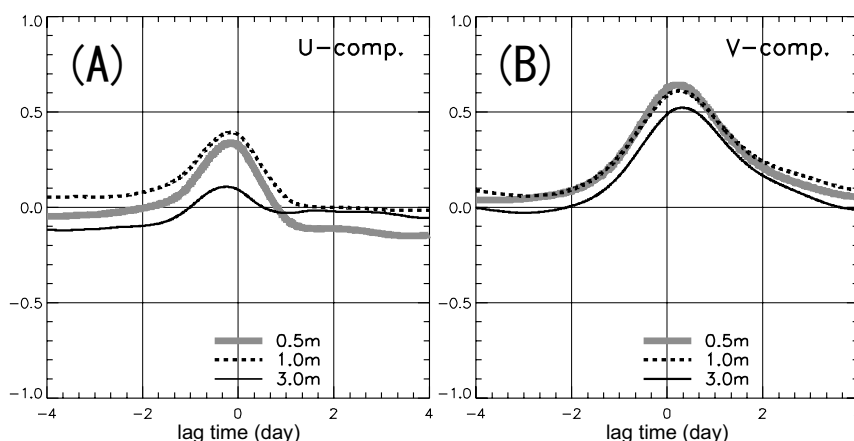


図 9.32 2 年間（2000/5/3～2002/3/18）の測定に基づく風速 - 流速間の相関係数と遅れ時間の関係（A:東西方向，B:南北方向）

#### 【参考文献】

中野政尚，磯崎久明，磯崎徳重，根本正史，蓮沼啓一，北村尚士，開放型沿岸域における流れに及ぼす風の効果，海の研究，18(1)，37-55，2009

### 9.4.3 放射性液体廃棄物の長期的多国間放射線影響評価に関する検討

#### (1) はじめに

2006 年末現在、地球上には 429 基の原子力発電所が運転しており、その設備容量は約 390 GWe である。また、日本、フランス、英国には商用再処理施設が稼働中であり、トリチウム等の液体廃棄物は各施設の基準に従い管理放出されている。個々の発電所、再処理施設においてはそれぞれに安全審査がなされている。これまでは、個々の施設の影響が十分に小さいため、多国間の複合的評価の必要性は小さかった。しかし、地球規模での環境問題に対する関心の高まりや、世界的な原子力エネルギーの需要増大を受け、今後益々多国間にわたる複合評価が必要となる。本研究では、原子力機構が開発した「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 (LAMER)」を用いて、世界の原子力施設からの放出等による長期的多国間放射線影響を定量的に計算した。

#### (2) 方法

LAMER は、海洋大循環モデルにより得られる年平均流速場と放出源情報から、放射性核種の海洋中での移流・拡散・スキャベンジング挙動をシミュレートする計算コードである。今回は、原子力発電所及び商用再処理施設からの  $^3\text{H}$  を着目核種として、海水中濃度分布を計算した。

#### (3) 結果

UNSCEAR 報告書によると、原子力発電所、商用再処理施設、大気圏内核実験による  $^3\text{H}$  の累積放出量はそれぞれ、 $1.4 \times 10^{17}$  (Bq)、 $1.3 \times 10^{17}$  (Bq)、 $1.9 \times 10^{20}$  (Bq) であるが、大気圏内核実験の寄与分は徐々に減少してきている。また、宇宙線による生成量は  $7.2 \times 10^{16}$  (Bq/a) であり、核燃料サイクル施設からの放出は自然放出量に近づくつつある。

図 9.33 に北太平洋東部における観測結果との比較を示す。計算値は観測値をよく再現できていることが確認された。また、図 9.34 には、2005 年における原子力発電所及び商用再処理施設からの放出による表層海水中  $^3\text{H}$  濃度の計算値を示す。北大西洋の濃度が比較的高いものの、ヨーロッパ周辺部を除いては、宇宙線による生成濃度 (約  $17 \text{ Bq/m}^3$ ) 未満であることが確認された。

(環境監視課：中野 政尚)

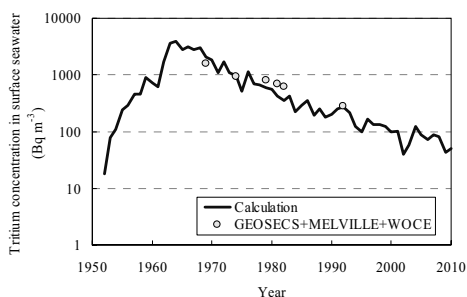


図 9.33 北太平洋東部における観測結果との比較 (計算値は、宇宙線、原子力施設、核実験の合計)

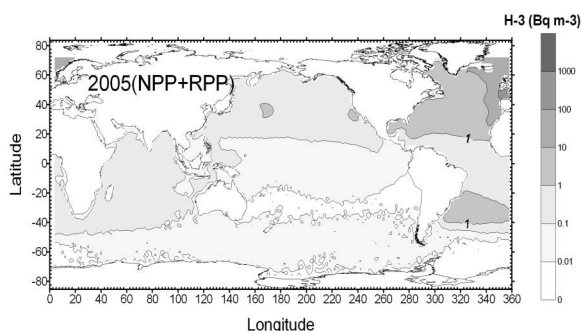


図 9.34 2005 年における原子力発電所及び商用再処理施設からの放出による表層海水中  $^3\text{H}$  濃度の計算値

#### 【参考文献】

- 中野政尚, 放射性液体廃棄物の長期的多国間放射線影響評価に関する検討, 日本保健物理学会第 42 回研究発表会, 2008
- M. Nakano, M. Takeishi, Radiological Assessment of Multilateral Radioactive Effluents in the Pacific Ocean, 16PBNC, 2008

## 9.5 先行基礎工学研究

### 9.5.1 プルトニウム同位体等の LX 線高精度分光分析に係る研究

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

プルトニウムを取扱う施設での放射線管理において、プルトニウムの放射能測定はきわめて重要であり、そのプルトニウムの測定には LX 線を測定して分析する方法がある。LX 線での測定においては、その放射率などの基礎的データが重要となるが、従来の半導体検出器はエネルギー分解能が十分ではないため、十分な LX 線の実測データが得られていない。また、LX 線の放射率も理論計算と実験データとの一致が良くなく、基礎的な物性データが不足している。近年、従来の半導体検出器よりも優れたエネルギー分解能を有する TES 型マイクロカロリメータが開発されているが、プルトニウムなどの超ウラン元素の LX 線を分析する目的で開発されたものはなかった。

本研究では、超ウラン元素の 10keV から 20keV の LX 線光子を毎秒 100 カウント以上の計数率、および半値幅 50eV 以下のエネルギー分解能で検出できる TES 型マイクロカロリメータを開発し、LX 線の微細構造及び放射率の評価を可能とすることを目的とした。LX 線放射率のデータは、現状の半導体検出器の評価精度の向上に有用である。また、TES 型マイクロカロリメータによる超ウラン元素測定の実証により新しい分析・測定技術の開発が期待できる。

#### (1) 平成 18 年度

TES 型マイクロカロリメータ素子の設計及び作製(図 9.35 参照)を行うとともに、液体ヘリウムを利用する超低温実験環境の整備が十分ではない核燃料施設等において、液体ヘリウムを供給することなく簡便な操作で、TES 型マイクロカロリメータを安定に動作させる冷凍機システムの整備を行った。

#### (2) 平成 19 年度

作製した TES 型マイクロカロリメータ素子及び SQUID 増幅器(図 9.36 参照)を液体ヘリウム不要冷凍システムで冷却し、TES 型マイクロカロリメータの動作温度を数 10 $\mu$ K 以内の温度変動で保持できていることを確認した。冷凍機からの信号線路上に通過周波数帯域可変のフィルター回路を導入し、<sup>241</sup>Am 線源から放射される LX 線を TES 型マイクロカロリメータで測定した。検出信号パルスの減衰時定数から、LX 線光子を毎秒 100 カウント以上の計数率で計測可能であることを確認した。また、液体ヘリウム不要冷凍システムの GM クーラーの振動に起因する雑音成分が大きく、測定で得られた <sup>241</sup>Am 線源の LX 線エネルギースペクトルのエネルギー分解能は半値幅で 500eV であった。

### (3) 平成 20 年度

振動の影響を極力抑制するために、GM クーラーを分離した液体ヘリウム不要型冷凍機による TES 型マイクロカロリメータ検出システムを構築した。(図 9.37 参照) 装置の改良により GM クーラーの振動の影響は抑制されたが、冷凍機内での  $^{241}\text{Am}$  線源の崩壊熱に起因する TES 型マイクロカロリメータの動作温度の変動により、エネルギー分解能が半値幅で 200eV から 400eV と向上しなかったため、 $^{241}\text{Am}$  線源を冷凍機外に設置して測定できるように Be による X 線入射窓を取り付けた。この改造により、 $^{241}\text{Am}$  線源の LX 線を最適フィルターによるデジタル波形処理することなく半値幅で 140eV 程度のエネルギー分解能で検出することが可能となった。また、サイクル研究所放射線保健室において、走査型電子顕微鏡搭載用 TES 型マイクロカロリメータ EDX システムを使った  $^{241}\text{Am}$ ,  $^{238}\text{Pu}$  及び  $^{239}\text{Pu}$  それぞれの線源から放射される LX 線を半値幅 50eV 程度のエネルギー分解能で計測し、本研究のプルトニウム同位体等の LX 線高精度分光分析を実証した。(図 9.38 参照)

本測定装置をスケールアップすることにより、従来の Ge 検出器では困難であった LX 線の分析測定による迅速・簡便な放射線管理試料(バイオアッセイ、環境試料)測定が可能となる。更に、Np-237, Cm-144 の測定にも対応できることから、FaCT プロジェクトに係わる低除染 TRU 燃料の非破壊、遠隔分析測定への適用も可能であり、LX 線を用いた超ウラン元素の分析測定への展開が期待される。

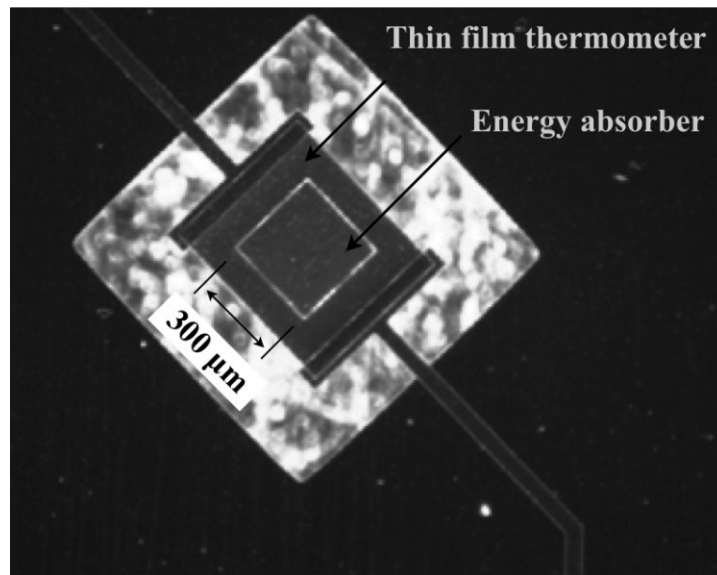


図 9.35 試作した LX 線検出用 TES 型マイクロカロリメーターチップ



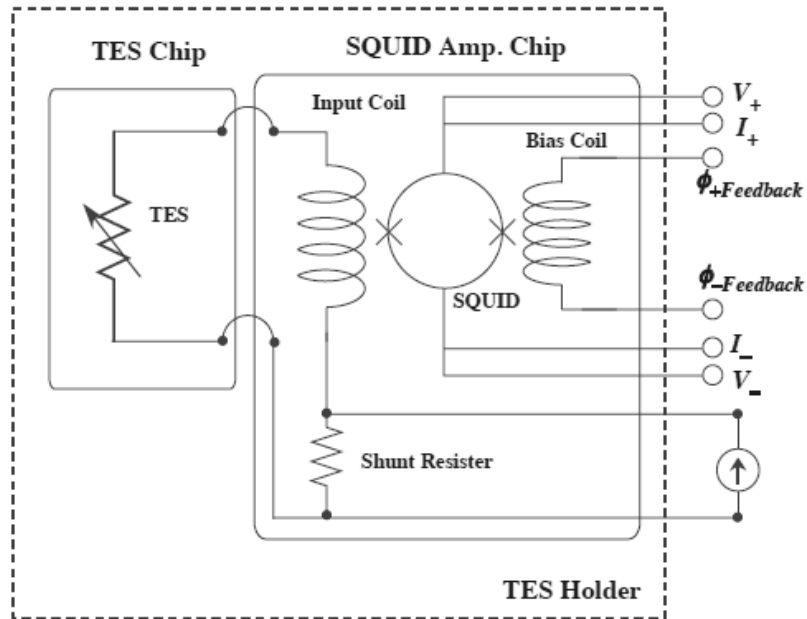


図 9.36 TES 型マイクロカロリメータと SQUID チップの取り付け配線図

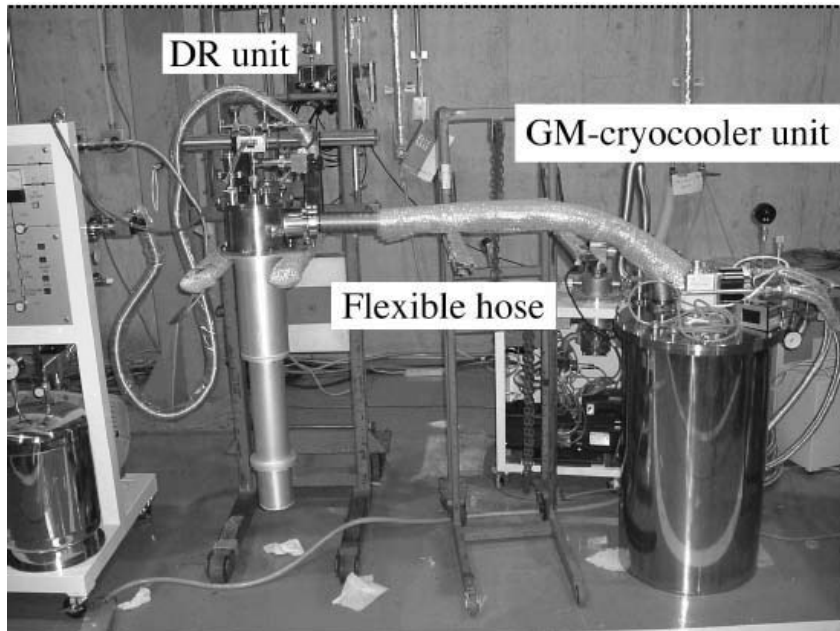


図 9.37 GM クーラーユニット分離型無冷媒希釈冷凍機



図 9.38 放射線保健室での  $^{241}\text{Am}$ ,  $^{238}\text{Pu}$  及び  $^{239}\text{Pu}$  の測定試験

(放射線管理第1課：高崎 浩司)

---

【参考文献】

- (1) Y. Yamanaka, T. Ito, T. Umeno, Y. Suzuki, S. Yoshida, Y. Kamioka, and K. Maehata, Development of GM cryocooler separate type liquid-helium-free  $^3\text{He}$ - $^4\text{He}$  dilution refrigerator system, *Journal of Physics: Conference Series*, 150, 012055, 2009, 査読無
- (2) T. Umeno, Y. Kamioka, S. Yoshida, K. Maehata, K. Ishibashi, K. Takasaki and K. Tanaka, Performance of compact liquid helium free  $^3\text{He}$ - $^4\text{He}$  dilution refrigerator directly coupled with GM cooler in TES microcalorimeter operation, *Journal of Physics: Conference Series*, 150, 012051, 2009, 査読無
- (3) Keisuke Maehata, Katsunori Ueno, Keisuke Nakamura, Takashi Yasumune, Hidehiko Arima, Kenji Ishibashi, Takahiro Umeno, Koji Takasaki, Keiichi Tanaka, Development of TES microcalorimeter for LX-ray spectroscopic analysis of transuranium elements, *Radiation Detectors and Their Uses, High Energy Accelerator Research Organization KEK Proceedings, 2008-14*, 53-62, 2009, 査読有り
- (4) Katsuhiko Ueno, Akihiro Yamaguchi, Keisuke Nakamura, Keisuke Maehata, Kenji Ishibashi, Takahiro Umeno, Keiichi Tanaka, Koji Takasaki, Development of TES microcalorimeter for high precision spectroscopy of LX-ray photons emitted from transuranium elements, *Journal of nuclear science and technology, supplement 5*, p. 522-525, 2008, 査読有り

【特許】 物質中の超ウラン元素の分析方法 (特願 2009-101363, 2009年4月17日出願)

## 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 技術支援実施状況

名 称	内容	実施日	参加者	実施場所
第 3 回放管情報 交換会	1. 更新臨界警報装置の 技術情報 2. 新型体表面モニタの 運転状況	H20. 11. 21	長谷川市郎 伊東 康久	サイクル 研究所
新型体表面モニタ 視察	新型体表面モニタの 使用状況の視察	H21. 3. 13	伊東 康久	サイクル 研究所 再処理施 設



### 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、総務省消防大学校、茨城県立消防学校、水戸市、東京消防庁三鷹消防署、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 20 年度の主な自治体等への協力

日 時	場 所	協 力 状 況
H20. 4. 10	日本アイソトープ協会	第 1 種放射線取扱主任者講習 講師
H20. 4. 24	日本アイソトープ協会	第 1 種放射線取扱主任者講習 講師
H20. 4. 24	原子力機構 サイクル研究所	総務省消防庁消防大学校「サーベイメータ取扱研修」講師
H20. 5. 7	名古屋大学大学院 生命農学研究科	放射線取扱に関する再教育訓練のための講演
H20. 5. 10 ～5. 11	青森県 六ヶ所村大石総合運動公園	六ヶ所フェスティバル'09 出展対応
H20. 5. 15	茨城県 水戸赤十字病院	水戸赤十字病院原子力災害訓練 被ばく医療に係る教育訓練 講師
H20. 6. 12	茨城県 水戸赤十字病院	放射線に関する勉強会 講師
H20. 6. 13	環境科学技術研究所	第 152 回環境研セミナー 講師
H20. 6. 16	原子力機構 サイクル研究所	東京消防庁三鷹消防署「放射線の測定・評価技術に関する実習」講師
H20. 6. 18	放射線医学総合研究所	放射線防護課程 講師
H20. 7. 5	国立病院機構 水戸医療センター	緊急被ばく医療基礎講座Ⅱ 講師
H20. 7. 10	原子力機構 サイクル研究所	原子力安全基盤機構「検査員に対する放射線管理教育」講師
H20. 7. 16	茨城県 水戸赤十字病院	放射線に関する勉強会 講師
H20. 7. 17	茨城県 県立中央病院	茨城県保健福祉部「低バックグラウンド測定装置研修会」講師
H20. 7. 19	茨城県 水戸市千波公園ふれあい広場	水戸市防災訓練

日 時	場 所	協 力 状 況
H20. 7. 29	東京都 原子力安全技術センター	SPEEDI ネットワークシステム実務講座 講師
H20. 8. 9	茨城県 水戸赤十字病院	緊急被ばく医療基礎講座Ⅰ 講師
H20. 8. 23	国立病院機構 北海道がんセンター	緊急被ばく医療基礎講座Ⅱ 講師
H20. 9. 1	東京都 千代田テクノル	検査員に対する放射線管理教育 講師
H20. 9. 4	東京都 原子力安全技術センター	緊急時モニタリング専門講座 講師
H20. 9. 6	広島県 広島国際会議場	緊急被ばく医療全国拡大フォーラム パネリスト
H20. 9. 17	原子力機構 サイクル研究所	総務省消防庁消防大学校「サーベイメ ータ取扱研修」講師
H20. 9. 17	福島県原子力災害対策センター	福島県原子力総合防災訓練(事前訓練)
H20. 9. 26	原子力機構 サイクル研究所	総務省消防庁消防大学校「サーベイメ ータ取扱研修」講師
H20. 9. 27	福島県 双葉厚生病院	緊急被ばく医療基礎講座Ⅰ 講師
H20. 9. 30	茨城県原子力オフサイトセンター 茨城県笠松運動公園体育館	「県原子力総合防災訓練」指名専門家等
H20. 10. 10	放射線医学総合研究所	緊急被ばく救護セミナー 講師
H20. 10. 15	青森県 原子力安全技術センター	緊急時モニタリング実務講座 講師
H20. 10. 18	神奈川県 横須賀市立市民病院	緊急被ばく医療基礎講座Ⅰ 講師
H20. 10. 22	福島県原子力災害対策センター	「国原子力総合防災訓練」指名専門家
H20. 10. 30	日本アイソトープ協会	第1種放射線取扱講習 講師
H20. 10. 30	茨城県 水戸赤十字病院	放射線に関する勉強会 講師
H20. 11. 4	茨城県立消防学校	放射線測定、放射線防護服着脱装 講師
H20. 11. 5	愛媛県オフサイトセンター	「県原子力防災訓練」指名専門家
H20. 11. 12	放射線医学総合研究所	韓国医療従事者向け緊急被ばく医療 トレーニングコース 講師
H20. 11. 14	石川県志賀オフサイトセンター	県原子力防災訓練 原子力安全委員会委員

日 時	場 所	協 力 状 況
H20. 11. 20	日本アイソトープ協会	第1種放射線取扱講習 講師
H20. 11. 26	茨城県 水戸赤十字病院	放射線に関する勉強会 講師
H20. 12. 4	日本アイソトープ協会	第1種放射線取扱講習 講師
H20. 12. 12	放射線医学総合研究所	第68回緊急被ばく救護セミナー 講師
H20. 12. 13	放射線安全フォーラム	第6回放射線防護研究会 講師
H20. 12. 13	神奈川県 北里大学病院	緊急被ばく医療基礎講座Ⅱ 講師
H20. 12. 19	東京都 千代田テクノル	放射線管理教育 講師
H21. 1. 15	石川県 原子力安全技術センター	行政実務講座 講師
H21. 1. 23	宮城県原子力防災対策センター	県原子力防災訓練 原子力安全委員会専門委員
H21. 1. 29	東京都 原子力安全技術センター	緊急時モニタリング専門講座 講師
H21. 1. 30	国立病院機構 大阪医療センター	緊急被ばく医療基礎講座Ⅰ 講師
H21. 1. 31	鹿児島県原子力防災センター	「県原子力防災訓練」指名専門家
H21. 2. 5	日本アイソトープ協会	第1種放射線取扱講習 講師
H21. 2. 6	放射線医学総合研究所	緊急被ばく救護セミナー 講師
H21. 2. 6	静岡県牧之原市	静岡県防災訓練
H21. 2. 12	静岡県浜岡原子力防災センター	県原子力防災訓練
H21. 2. 16	原子力機構 サイクル研究所	総務省消防庁消防大学校「身体汚染検査と除染方法」講師
H21. 2. 24 ～2. 25	原子力機構 サイクル研究所	茨城県「原子力防災関係機関の視察研修」講師
H21. 2. 25	茨城県原子力オフサイトセンター	文部科学省原子力防災訓練
H21. 3. 13	茨城県立消防学校	放射線測定、放射線防護服着脱装 講師

## 10.2 受託研究等

### (1) 安全管理技術研修

本受託は、「研修に関する協定」及び「覚書」に基づき、東電環境エンジニアリング株式会社（TEE）の職員 1 名が、海水中の  $\gamma$  線核種分析技術を習得することを目的として実施した。研修期間は約 3 ヶ月であり、研修内容は以下の通りである。

- ・ フェロシアン化ニッケル—水酸化鉄共沈法による海水中  $\gamma$  線核種分析  
    下限数量以下の非密封  $^{137}\text{Cs}$  及び  $^{241}\text{Am}$  を用いた分析回収率測定を含む一連の分析プロセスについて検討した。

## 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 $\text{nGy/h}$ 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作成し、随時更新を行っている。

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

リアルタイム公開 URL: [http://www.jaea.go.jp/04/ztokai/kankyo/realtime/map\\_10m.html](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>

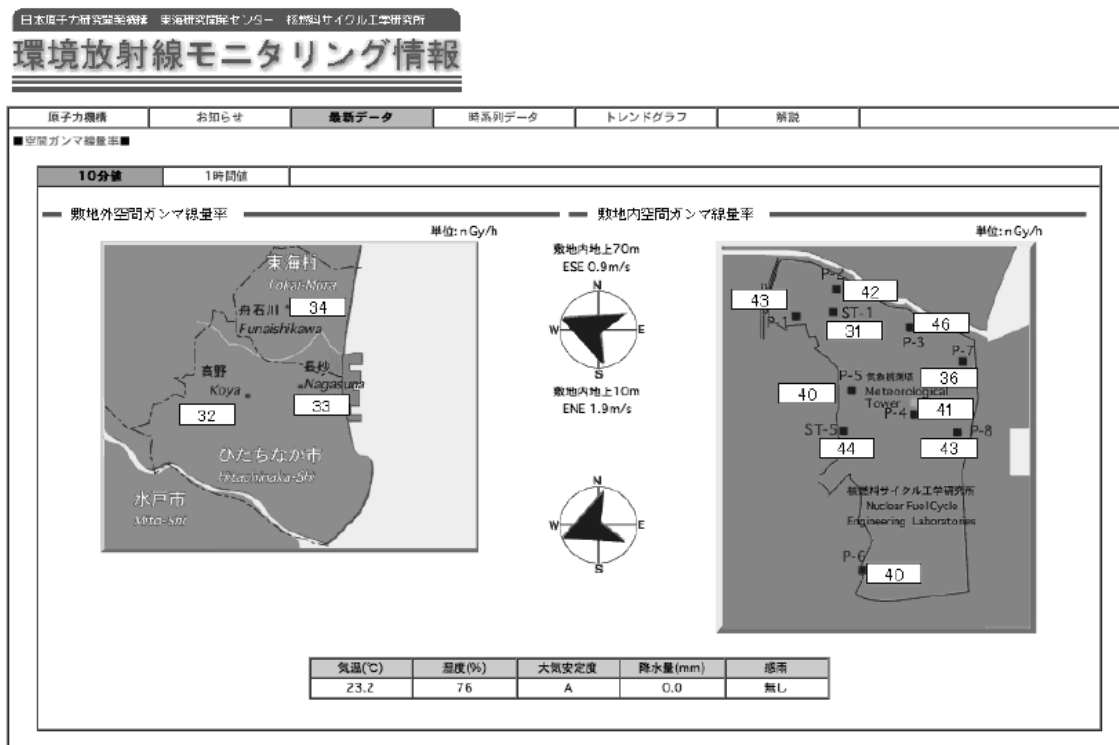


図 11.1 リアルタイム公開画面

## 12. マネジメントシステム

### 12.1 品質マネジメントシステム

#### (1) マネジメントシステム委員会の開催実績

平成 20 年度において、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。）を 3 回、その他の活動内容に応じた分科会を 2 回開催した。MS 委員会では、保安規定品質マネジメントシステム、保安規則・RI 施設品質マネジメントシステム、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。）に係る運用、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, 2 参照）

表 12.1 MS 委員会開催実績

開催日	主たる議題
H20. 4. 16 (第 1 回)	① H19 年度マネジメントレビューアウトプット ② H20 年度品質方針・目標 ③ 保安規定等の改定, 部品品質保証管理要領書の改定 ④ 保安検査, 水平展開実施状況 等
H20. 12. 19 (第 2 回)	① 法令・JEAC4111 等改正動向 ② もんじゅ保安検査結果, 他社トラブル情報 ③ 保安検査結果・予定, 内部監査結果, OHSMS/EMS 外部審査準備 ④ 部品品質保証管理要領書の改定 ⑤ H20 年度マネジメントレビュー準備 等
H21. 2. 10 (第 3 回)	① 再処理事業規則, 再処理施設保安規定の改定 ② 部品品質保証管理要領書の改定 ③ JEAC4111 の改定 ④ 不適合管理・是正処置, 水平展開実施状況 等

表 12.2 MS 分科会開催実績

開催日	主たる議題
H20. 9. 10	① 内部監査準備 ② OHSMS 基本規則の改定, 運用手順書の改定
H21. 3. 12	① 再処理事業規則改正, 再処理施設保安規定改定 ② 法令等遵守活動及び安全文化の醸成活動に関する規程類の制定及びそれらを踏まえた要領書の改定

(2) 活動実績

(a) 再処理事業規則の改正，保安規定及び品質保証計画書

平成 20 年度における法令，保安規定，品質保証計画書の改定内容は，表 12.3 のとおりである。これら上位規定等の改定を受け，当部要領書の改定の必要性についてレビュー及び反映を行なうとともに，関係者への周知と教育を実施した。(表 12.3 参照)

表 12.3 平成 20 年度における再処理事業規則，保安規定等の改定

文書名	改定(施行)日	主な改定内容
再処理事業規則	H20. 8. 25	・ 初期消火活動のための体制の整備の追加
	H21. 4. 1	・ 法令遵守，安全文化の醸成のための体制整備，作業手順書等の遵守，適正な記録・報告，技術情報の共有・不適合情報の公開，核燃料取扱主任者の職務に係る追加
再処理施設保安規定	H20. 4. 1	・ 耐震裕度向上対策工事の担当組織の追加 等
	H20. 8. 25	・ 初期消火活動の体制整備の追加 等
核燃料物質使用施設保安規定	H20. 4. 25	・ 中央廃水処理場の処理運転の終了 ・ Pu-3 の臨界管理ユニットに係る注記を追加 等
	H20. 7. 25	・ Pu-1 の臨界管理ユニットの削除 ・ CPF の臨界管理対象にウラン-233 を追加 ・ 第 4 廃棄物倉庫の使用廃止 ・ 2UWSF の廃水放出先の変更 等
	H20. 10. 1	・ プラント安全評価課長の職務の取り止め ・ 製造加工課長の職務を試験第 1 課長，第 2 課長に分割 ・ J 棟管理区域の室名称，廃水処理系統の変更 等
	H20. 11. 14	・ 廃油保管庫の油分離槽の削除 ・ M 棟の廃水処理系統の変更 ・ B 棟の固体廃棄物の廃棄施設に CPF を追加 等
	H21. 2. 18 H21. 3. 13	・ J 棟の扉の増設，廃水処理の依頼先等の明確化 ・ Pu-1 の臨界管理ユニットの追加 等
再処理施設品質保証計画書	H20. 4. 22	・ 再処理センターの組織変更 等
	H20. 12. 2	・ 品質方針の見直し
	H21. 4. 1	・ 技術情報の共有・不適合情報の公開の追加
核燃料物質使用施設品質保証計画書	H20. 4. 14	・ 品質方針の見直し
	H20. 6. 23	・ 所長，品質保証管理責任者の明確化 等
	H20. 10. 1	・ プラント安全評価課長の職務の取り止め ・ 製造加工課長の職務を試験第 1 課長，第 2 課長に分割 等
	H21. 4. 1	・ 施設保全課長の職務を管理課長，廃止措置技術課長に分割

(b) 放射線管理部品質保証管理要領書

上位文書である保安規定・品質保証計画書の改定，内部監査結果及び運用を通じた改善事項を反映して，「文書レビュー様式の改善」，「作業手順書等の明確化に伴う文書体系の見直し」等に係る改定を行なった。(表 12.4 参照)

表 12.4 平成 20 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	H20. 5. 20(4) , H20. 2. 13(1, 2, 4) H21. 4. 1(2)
内部コミュニケーション管理要領書	H16. 3. 31	—
教育・訓練要領書	H16. 3. 31	H20. 2. 13(4), H21. 4. 1(2)
業務の計画及び実施要領書	H16. 3. 31	H20. 5. 20(2), H21. 4. 1(2)
調達管理要領書	H16. 3. 31	H20. 2. 13(4)
設計・開発管理要領書	H16. 3. 31	H20. 2. 13(1, 4)
検査及び試験管理要領書	H16. 3. 31	—
品質保証適用施設・設備等グレード分け	H16. 3. 31	H20. 2. 13(1)
不適合管理並びに是正及び予防処置要領書	H16. 6. 7	H20. 5. 20(4), H20. 2. 13(1, 4) H21. 4. 1(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	—
受注者等品質監査実施要領書	H16. 3. 31	H20. 2. 13(1, 4)
製作・施工管理要領書	H16. 3. 31	H20. 2. 13(1, 4)
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	H20. 5. 20(2, 3, 4), H20. 7. 25(2)
再処理施設に係る放射線管理部の業務の計画	H16. 6. 7	H20. 5. 20(3, 4) , H21. 4. 1(2)
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	—
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	H20. 5. 20(3, 4)

\*改定事由：(1) 内部監査における意見等への対応 (2) 上位文書等との整合化  
(3) 年度切替えに伴う見直し (4) 運用下における改善事項



(c) 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 20 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、さらに部及び各課の業務内容やプロセスの監視及び測定結果、並びにマネジメントレビュー結果等も考慮の上、達成度が判定可能な目標を策定し、部員への周知と教育を行った。(表 12.5 参照)

なお、策定した品質目標は、中間期(中間報告及び暫定報告)に達成状況の確認を行い、最終報告において平成 20 年度の品質目標が達成できたことを確認した。

表 12.5 平成 20 年度における部品質目標内容

平成 20 年度
(1) 講演会等各種行事への積極的な参画 (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) 保安検査の確実な準備、対応の実施 (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) 放射線作業計画等立案時・変更時におけるリスクマネジメントの実施による作業安全の確保 (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) 予防保全及び事後保全の確実な実施 (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) 人事異動等に伴う対応体制の見直しの実施 (11) 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) 施設側と連携した非常時(異常時)訓練の実施 (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) 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) 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た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

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、監視及び測定を実施した。各業務プロセスは計画どおり進捗し、問題がないことを確認するとともに、要領書の改訂等自主的な改善も積極的に実施されていることを確認した。

③ 不適合管理、是正処置及び予防処置

・不適合管理、是正措置

平成 20 年度に発生した不適合事象は 1 件であった。当該事象については、部「不

適合管理並びに是正及び予防処置要領書」に従い、速やかに応急処置をすとも原因の究明と是正処置計画を立案し、計画に基づく処置を継続中である。(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
20-01	軽微	H20. 2. 4	再処理施設排水モニタ pH 計の動作不良について	環境監視課

・予防処置，水平展開

平成 20 年度における予防処置の実績はなかった。水平展開については，安全統括部の指示に基づく 4 件の事例及び保安管理部の指示に基づく 5 件の事例について，対象機器等の調査を実施し，必要に応じて各課手順書の改訂等，適切な対応を図った。

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，自主的な情報収集及びリスト化を行い，部内での情報共有を図ることで同類事象の発生の防止に努めた。

④ 内部監査

・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 20 年 10 月 21 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。

本監査における指摘事項はなく，「自主的な外部トラブル情報等の収集，展開」，「誤記防止のための手順書改善」等に関する良好事例が 3 件，「文書監査において改善が必要と判断された事項」に関する観察・意見が 1 件挙げられた。

観察・意見事項に対しては，MS 委員会で検討し，当該要領書の改訂 (H20. 2. 13) を行った。

・使用施設内部監査

使用施設内部監査は，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は，平成 20 年 10 月 22 日に放射線管理第 1 課が受検した。監査において指摘事項はなく，「トラブル経験等の共有化・伝承のための教育実施」，「外部報告資料のチェック体制」等に関する良好事例が 4 件挙げられた。

⑤ マネジメントレビュー

再処理施設,

レビューの結果, 理事長指示事項として“業務の計画の見える化の推進”, “QMS の理解向上の推進”, “新たな QMS 要求事項への的確な対応”, “もんじゅ不適合事象の根本原因分析に係る教訓等の情報共有”等が挙げられた。

・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」を主体に, インプット情報として取り纏めた。

・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 (H21. 3. 12) された。マネジメントレビューは, 所長により実施 (H20. 2. 26) された。

レビューの結果, 所長指示事項として“法令等の遵守, 安全文化の醸成に係る活動と現状 QMS 活動との合理化・効率化の検討”, “QMS の形骸化防止のための現行システムが有効に機能していることの評価方法の検討”, “リスクを考慮し優先順位をつけた計画的な保全の実施”等が挙げられた。

なお, 上記①, ②の指示事項に対しては, 平成 21 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。

(d) 品質保証に係る保安検査対応

① 再処理施設

平成 20 年度の保安検査は, 保安規定品質保証の導入から 5 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, プロセス型検査が実施された。

第 2 回保安検査では, 新潟県中越沖地震を受けた「初期消火活動の整備状況」, 発電所での年齢詐称を受けた「管理区域への出入管理状況」及び「外部不具合事例の水平展開実施状況」が, また通年では「不適合管理の実施状況」が重点項目として検査が実施された。検査の結果, 保安規定違反, 指摘, 改善要望事項はなく, 保安活動が適切に遂行されているとの評価を得た。

② 使用施設

使用施設に係る保安規定品質保証に係る保安検査は、導入から5年が経過したことにより、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。

12.2 技術・技能認定制度

平成20年度の講習会及び認定試験（筆記及び実技試験）は、「オシロスコープの取扱（6月、3月）」、「全身カウンタによる内部被ばく線量評価（10月）」、「 $\gamma$ 線核種分析装置による測定・分析（10月）」、「エアマスクの取扱（11月）」、「 $\alpha$ 線スペクトロサーベイメータの取扱（2月）」、「放射線管理員（2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	—	—	9 / 23 名	9 / 20 名	18/44 名
2. $\gamma$ 線核種分析装置による測定・分析	初級:1 / 7 名 中級:0 / 2 名	初級:0 / 8 名 中級:0 / 2 名	初級:4 / 15 名 中級:0 / 2 名	初級:0 / 15 名 中級: —	初級:5 / 45 名 中級:0 / 6 名
3. オシロスコープの取扱	初級:3 / 5 名	初級:4 / 7 名	初級:12/20 名	初級:3 / 5 名	初級:22/37 名
4. TLDによる外部被ばく線量評価	初級:0 / 14 名	初級:0 / 1 名	—	—	初級:0 / 15 名
5. 放射線管理員	—	—	初級:0 / 8 名	初級:2 / 13 名	初級:2 / 21 名
6. 全身カウンタによる内部被ばく線量評価	初級:2 / 12 名	初級:1 / 2 名	初級:0 / 1 名	—	初級:3 / 15 名
7. $\alpha$ 線スペクトロサーベイメータの取扱	—	—	3 / 14 名	1 / 7 名	4 / 21 名

※：平成20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20年度に作成した技術資料
- リスト2 平成20年度の口頭発表実績
- リスト3 海外出張

## 付録3 用語集

付録1 図表

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 ( $\mu$ Sv/h)	表 面 密 度	空 気 中 の 放 射 性 物 質 濃 度
グリーン区域	$\leq 12.5$	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	$\leq 500$	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  $25 \mu$  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  $500 \mu$  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 作業	S1	S2 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) : $37 \text{ mSv}/3 \text{ ヶ月}$
		S2	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) $\gamma$ 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) $\beta$ 線による線量率が $3 \text{ mSv}/\text{h}$ を超え，又は超えるおそれのあるとき ⑤ 作業開始後，作業場所における空气中放射性物質濃度が1週間平均で空气中濃度限度 $\times 1/10$ を超え，又は超えるおそれのあるとき ⑥ 作業開始後，作業場所における表面密度が，次のいずれかに該当するとき (イ) $\alpha$ 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) $\alpha$ 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 作業	A1 アンバー区域内の作業	アンバー区域において管理目標値以上の区域で実施する放射線作業または定型化されていない放射線作業
	A2		アンバー区域において管理目標値未満に管理された区域で実施する定型化された放射線作業

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、女子にあっては、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っ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）
$^{85}\text{Kr}$	$8.9 \times 10^7$
$^3\text{H}$	$5.6 \times 10^5$
$^{14}\text{C}$	$5.1 \times 10^3$
$^{131}\text{I}$	$1.6 \times 10^0$
$^{129}\text{I}$	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 <sup>3</sup> )	年間放出量（GBq）
希ガス類 ( $^{85}\text{Kr}$ , $^{133}\text{Xe}$ 等)	$4.8 \times 10^{-3}$	$2.7 \times 10^3$
$^3\text{H}$	$2.4 \times 10^{-4}$	$1.5 \times 10^3$
$^{131}\text{I}$	$2.2 \times 10^{-7}$	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 <sup>3</sup> )	1年間の最大放出量 (GBq)
全 $\alpha$ 放射能	$3.0 \times 10^{-2}$	4.1
全 $\beta$ 放射能 ( <sup>3</sup> Hを除く)	$1.2 \times 10$	$9.6 \times 10^2$
<sup>89</sup> Sr	(注1) $2.3 \times 10^{-1}$	$1.6 \times 10$
<sup>90</sup> Sr	(注1) $4.8 \times 10^{-1}$	$3.2 \times 10$
<sup>95</sup> Zr- <sup>95</sup> Nb	$5.9 \times 10^{-1}$	$4.1 \times 10$
<sup>103</sup> Ru	$9.3 \times 10^{-1}$	$6.4 \times 10$
<sup>106</sup> Ru- <sup>106</sup> Rh	7.4	$5.1 \times 10^2$
<sup>134</sup> Cs	$8.5 \times 10^{-1}$	$6.0 \times 10$
<sup>137</sup> Cs	$7.8 \times 10^{-1}$	$5.5 \times 10$
<sup>141</sup> Ce	$8.1 \times 10^{-2}$	5.9
<sup>144</sup> Ce- <sup>144</sup> Pr	1.7	$1.2 \times 10^2$
<sup>3</sup> H	$2.5 \times 10^4$	$1.9 \times 10^6$
<sup>129</sup> I	(注1) $3.7 \times 10^{-1}$	(注2) $2.7 \times 10$
<sup>131</sup> I	1.6	(注2) $1.2 \times 10^2$
Pu ( $\alpha$ )	(注1) $3.0 \times 10^{-2}$	2.3

(注1) 1ヶ月平均1日最大放出濃度

(注2) <sup>129</sup>I, <sup>131</sup>Iの年間最大放出量は、合計96.2GBq (<sup>129</sup>I : 26.6GBq, <sup>131</sup>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 <sup>3</sup>	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 <sup>-3</sup> (注 3)	——	——	
全 β 放射能	3 × 10 <sup>-2</sup> (注 3) 管理濃度 (注 4) [3.7 × 10 <sup>-3</sup> ]	——	——	
<sup>3</sup> H	6 × 10 (注 3) 管理濃度 (注 5) [1.1 × 10]	7.4 × 10 <sup>2</sup>	1.9 × 10 <sup>3</sup>	
ウラン (注 6, 7)	1 × 10 <sup>-2</sup>	7.0 × 10 <sup>2</sup>	2.1 × 10 <sup>3</sup>	放出量は <sup>234</sup> U, <sup>235</sup> U, <sup>238</sup> 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 <sup>3</sup>H 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<sup>-3</sup> Bq/cm<sup>3</sup> 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<sup>-3</sup> Bq/cm<sup>3</sup> (3 ヶ月間平均濃度)

b) 茨城県環境放射能監視計画 : 4 × 10<sup>-3</sup> Bq/cm<sup>3</sup> (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、<sup>3</sup>H の排水中濃度は 1 週間平均濃度で 1.1 × 10 Bq/cm<sup>3</sup> 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 <sup>3</sup>	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 <sup>-3</sup> （注 3）	——	——	
全 β 放射能	3 × 10 <sup>-2</sup> （注 3） 管理濃度（注 4） [3.7 × 10 <sup>-3</sup> ]	——	——	
ウラン （注 5, 7）	1 × 10 <sup>-2</sup>	8.9 × 10	2.7 × 10 <sup>2</sup>	放出量は <sup>234</sup> U, <sup>235</sup> U, <sup>238</sup> U の合計とする。
プルトニウム （注 5, 6, 7）	1 × 10 <sup>-3</sup>	8.9 × 10	2.7 × 10 <sup>2</sup>	放出量は <sup>238</sup> Pu, <sup>239</sup> Pu, <sup>240</sup> 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<sup>-3</sup> Bq/cm<sup>3</sup> 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）<sup>241</sup>Pu 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<sup>-1</sup> Bq/cm<sup>3</sup> 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

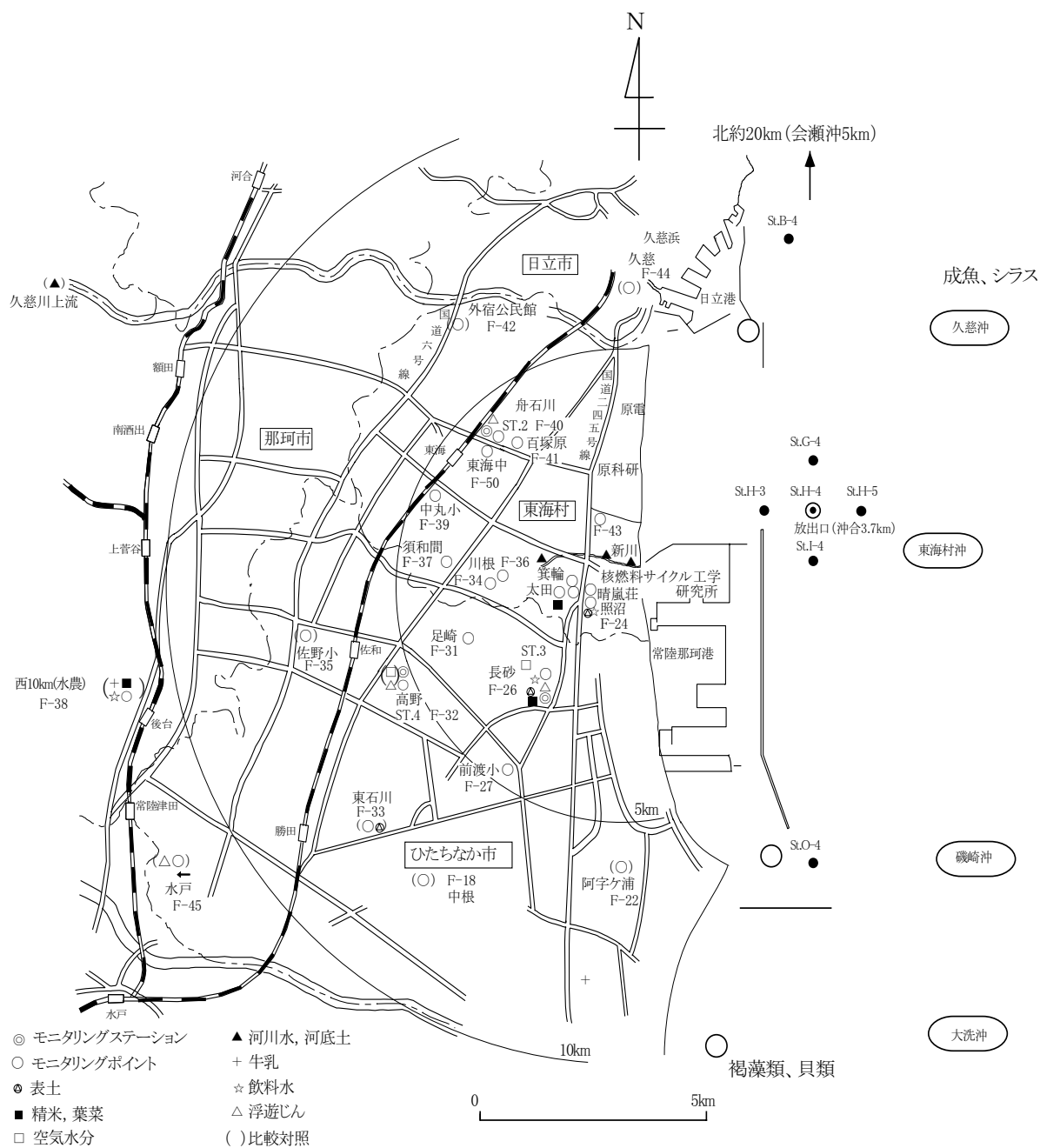
項目	保安規定に基づく測定			県監視計画に基づく報告		
	採取地点	頻度	対象核種	採取地点	頻度	対象核種
空間放射線量率	監視区域内 9点 監視区域外 3点	連続	γ線	ST-1, -2, -3, -4 ポスト-1~8, ST-5	連続	γ線
空間放射線量率 (サーベイ)				舟石川, 須和間, 照沼, 稲田, 宮前	7, 1月	γ線
空間放射線積算線量	監視区域内 15点 監視区域外 25点	1回/3ヵ月	γ線	敷地境界4地点 その他14地点	4, 7, 10, 1月	γ線
浮遊じん (塵埃)	監視区域内 3点 監視区域外 4点	1回/週	全α, 全β	ST-1, 舟石川, 長砂, 高野		
		1回/3ヵ月	Sr-90, Cs-137 Pu-239 (注1)		4, 7, 10, 1月	Mn-54, Co-60, Zr-95, Nb-95, Ru-106, Cs-137 Ce-144, Pu
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

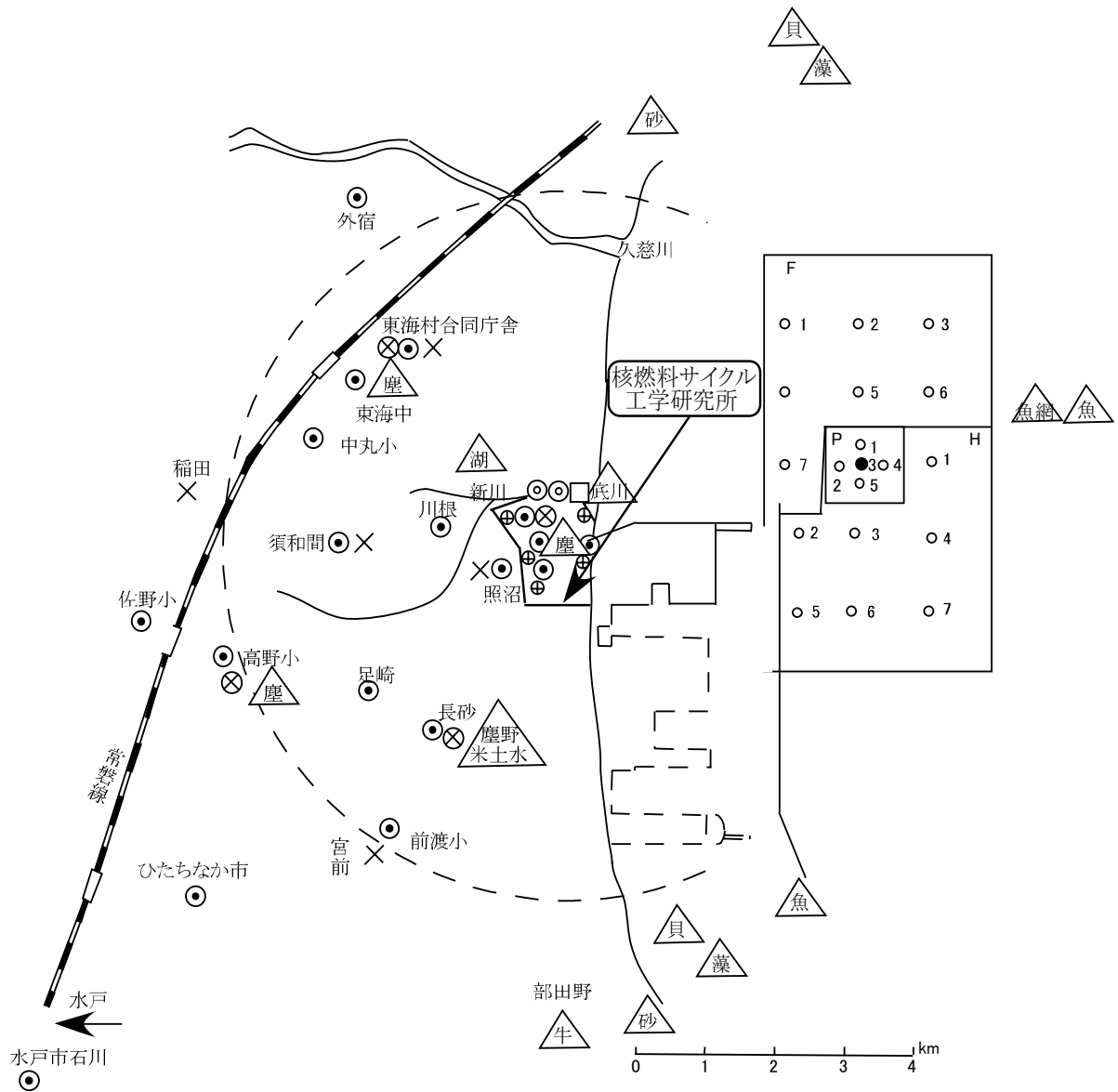
項目	保安規定に基づく測定			県監視計画に基づく報告		
	採取地点	頻度	対象核種	採取地点	頻度	対象核種
海水	放出口付近 5点	1回/3ヵ月	全β, H-3	F サイクル研東海沖 (7) H 長砂沖 (7) P 放出口周辺 (5)	4, 7, 10, 1月	H-3
		1回/年 7月	核種分析 (注1)			
	久慈沖及び磯崎沖 2点	1回/6ヵ月 7, 1月	全β, H-3		4, 10月	Mn-54, Co-60, Sr-90, Zr-95, Nb-95, Ru-106, Cs-137, Ce-144
	北約 20km 点 1点	1回/年 7月	全β, H-3, 核種分析 (注1)			
			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	1回/6ヵ月 4, 10月	全β, H-3			
	阿字ヶ浦 1点					
	南約 20km 1点	1回/年 10月	核種分析 (注1)			
	北約 20km 1点					
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・外部発表等

リスト1 平成20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 中野 政尚 國分 祐司 河野 恭彦 前嶋 恭子* <sup>1</sup>	東海再処理施設における低放射性液体廃棄物の海洋放出に係る環境モニタリング結果 －ホット試験から役務処理運転終了までに海洋環境に放出した放射性核種の影響評価について－  * <sup>1</sup> 常陽産業株式会社	JAEA-Review 2008-044 (2008)
武石 稔 松浦 賢一 渡辺 均 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 小沼 利光 井上 秀雄* <sup>1</sup> 根本 正史* <sup>1</sup> 村上 稔* <sup>1</sup> 渡辺 一* <sup>1</sup> 神長 正行* <sup>1</sup> 佐藤 由己* <sup>1</sup> 菅井 将光* <sup>1</sup> 田所 聡* <sup>1</sup> 磯野 文江* <sup>1</sup> 前嶋 恭子* <sup>1</sup> 吉井 秀樹* <sup>2</sup>	東海再処理施設周辺の環境放射線モニタリング結果 －2007年度－  * <sup>1</sup> 常陽産業株式会社 * <sup>2</sup> 瑞豊産業株式会社	JAEA-Review 2008-057 (2008)
吉田 健一	平成19年度 放射線管理部年報	JAEA-Review 2008-071 (2008)

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
武石 稔 松浦 賢一 渡辺 均 中野 政尚 河野 恭彦 檜山 佳典 藤井 純 菊地 政昭* <sup>2</sup> 佐川 文明* <sup>1</sup> 大谷 和義* <sup>2</sup>	平成 19 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)  * <sup>1</sup> 常陽産業株式会社 * <sup>2</sup> 瑞豊産業株式会社	JAEA-Review 2008-060 (2008)
中田 陽 宮内 享 秋山 聖光 百瀬 琢磨 小沢 友康* <sup>1</sup> 横田 友和* <sup>1</sup> 大友 寛之* <sup>1</sup>	再処理施設放射性気体廃棄物の放出 (1998 年度～2007 年度)  * <sup>1</sup> 検査開発株式会社	JAEA-Data/Code 2008-018 (2008)
井崎 賢二 猪野 和生* <sup>1</sup> 水庭 春美	ZnS (Ag) シンチレーション検出器による α線波高弁別に関する検討 —汚染管理機器への適用の可能性—  * <sup>1</sup> 検査開発株式会社	JAEA-Research 2008-107 (2009)
國分 祐司 中野 政尚 武石 稔	AMS を用いた土壤中 <sup>129</sup> I 濃度分析法に関する 検討	JAEA-Conf 2008-003 (2008) p. 32-35

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
Y. Sanada N. Tsujimura Y. Shimizu K. Izaki S. Furuta	Installation places of criticality accident detectors in the plutonium conversion development facility	Journal of Nuclear Science and Technology, Supplement 5 (June 2008), p. 74-77 (2008)
H. Fujita	Retrospective dosimetry using violet thermoluminescence from natural quartz in soil	Journal of Nuclear Science and Technology, Supplement 5 (June 2008), p. 147-150 (2008)
J. Koarashi S. Mikami A. Nakata K. Akiyama H. Kobayashi H. Fujita M. Takeishi	Monitoring methodologies and chronology of radioactive airborne releases from Tokai reprocessing plant	Journal of Nuclear Science and Technology, Supplement 5 (June 2008), p. 462-465 (2008)
M. Nakano M. Takeishi	Study on the worldwide estimation of probabilistic effective dose from intake of marine products	Journal of Nuclear Science and Technology, Supplement 5 (June 2008), p. 598-601 (2008)
J. Koarashi P.A. Davis* <sup>1</sup> D. Galeriu* <sup>2</sup> A. Melintescu* <sup>2</sup> M. Saito* <sup>3</sup> F. Siclet* <sup>4</sup> S. Uchida* <sup>5</sup>	Carbon-14 transfer into rice plants from a continuous atmospheric source; Observations and model predictions  * <sup>1</sup> Atomic Energy of Canada Limited * <sup>2</sup> IFIN-HH, Romania * <sup>3</sup> 京都大学 * <sup>4</sup> Electricite de France * <sup>5</sup> 放射線医学総合研究所	Journal of Environmental Radioactivity 99(10) p. 1671-1679 (2008)
M. Nakano M. Takeishi	Radiological assessment of multilateral radioactive effluents in the Pacific Ocean	Proceedings of 16th Pacific Basin Nuclear Conference (PBNC-16) (CD-ROM), 6p. (2008)
T.L. Yankovich* <sup>1</sup> J. Koarashi S.B. Kim* <sup>1</sup> P.A. Davis* <sup>1</sup>	International study on the validation of models for the environmental transfer of tritium and carbon-14  * <sup>1</sup> Atomic Energy of Canada Limited (AECL)	Applied Radiation and Isotopes 66(11) p. 1726-1729 (2008)

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
N. Tsujimura T. Yoshida T. Nunomiya * <sup>1</sup> K. Aoyama * <sup>1</sup>	Development and characterization of a neutron personal dose equivalent monitor  * <sup>1</sup> 富士電機システムズ株式会社	Proceedings of 12th International Congress of the International Radiation Protection Association (IRPA-12) (CD-ROM) , 9p. (2008)
Y. Sanada M. Nemoto * <sup>1</sup> K. Suzuki * <sup>2</sup> K. Kawai * <sup>3</sup> T. Momose	Replacement of the criticality accident alarm system in the Tokai reprocessing plant  * <sup>1</sup> 株式会社 V. I. C * <sup>2</sup> 検査開発株式会社 * <sup>3</sup> 日本放射線エンジニアリング株式会社	Proceedings of 12th International Congress of the International Radiation Protection Association (IRPA-12) (CD-ROM) , 7p. (2008)
N. Tsujimura T. Yoshida C. Takada T. Nunomiya * <sup>1</sup> K. Aoyama * <sup>1</sup>	Performance test of the electronic personal neutron dosimeter in neutron fields simulating workplaces of MOX fuel fabrication facilities  * <sup>1</sup> 富士電機システムズ株式会社	Proceedings of 12th International Congress of the International Radiation Protection Association (IRPA-12) (CD-ROM) , 8p. (2008)
J. Koarashi S. Mikami K. Akiyama M. Takeishi	Rapid detection and estimation of an unexpected atmospheric release of <sup>129</sup> I	保健物理 43(4) p.366-370
中野 政尚 國分 祐司 武石 稔	東海再処理施設から海洋放出されたトリチウムの海水中濃度及び拡散状況	保健物理 44(1) p.60-65 (2009)
中野 政尚 國分 祐司 河野 恭彦 武石 稔	東海再処理施設周辺の海水中 <sup>3</sup> H 濃度及び拡散状況について	第 50 回環境放射能調査研究成果論文抄録集(平成 19 年度) p. 53-54 (2008)
中野 政尚 磯崎 久明 磯崎 徳重 根本 正史* <sup>1</sup> 蓮沼 啓一* <sup>2</sup> 北村 尚士* <sup>2</sup>	開放型沿岸域における流れに及ぼす風の効果  * <sup>1</sup> 常陽産業株式会社 * <sup>2</sup> 株式会社海洋総合研究所	海の研究 18(1) p.37-55 (2009)
中野 政尚 國分 祐司 佐々木 剛志 武石 稔	ヘキサシアノ鉄(Ⅱ)酸ニッケルー水酸化鉄(Ⅲ)共沈法を用いた海水中 γ 線放出核種分析法	RADIOISOTOPES Vol. 58 (2) p. 61-69 (2009)

リスト2 平成20年度の口頭発表実績

2.1 国際会議

氏名	表題	学会名等
T. Momose K. Endo Y. Ito T. Yamashita A. Namiki K. Akiyama M. Takeishi I. Tago S. Furuta	Radiation Protection Feature and Research at Tokai Reprocessing Plant	International Workshop for Asian Nuclear Prospect 2008年10月 Kobe (Japan)
Y. Sanada M. Nemoto * <sup>1</sup> K. Suzuki * <sup>2</sup> K. Kawai * <sup>3</sup> T. Momose	Replacement of the Criticality Accident Alarm System in the Tokai reprocessing Plant  * <sup>1</sup> 株式会社 V. I. C * <sup>2</sup> 検査開発株式会社 * <sup>3</sup> 日本放射線エンジニアリング株式会社	12th International Congress of the International Radiation Protection Association (IRPA12) 2008年10月 Buenos Aires (Argentina)
N. Tsujimura T. Yoshida C. Takada T. Nunomiya* <sup>1</sup> K. Aoyama* <sup>1</sup>	Performance Test of the Electronic personal Neutron Dosemeter in Neutron Fielde Simulating Workplaces of MOX Fuel fabrication Facilities  * <sup>1</sup> 富士電機システムズ株式会社	12th International Congress of the International Radiation Protection Association (IRPA12) 2008年10月 Buenos Aires (Argentina)
N. Tsujimura T. Yoshida T. Nunomiya* <sup>1</sup> K. Aoyama* <sup>1</sup>	Development and characterization of a neutron personal dose equivalent monitor  * <sup>1</sup> 富士電機システムズ株式会社	12th International Congress of the International Radiation Protection Association (IRPA12) 2008年10月 Buenos Aires (Argentina)
M. Nakano M. Takeishi	Radiological Assessment of Multilateral Radioactive Effluents in the Pacific Ocean	The 16 <sup>th</sup> Pacific Basin Nuclear Conference (16PBNC) 2008年10月 Aomori (Japan)

2.2 日本保健物理学会

氏名	表題	学会名等
曳沼 裕一 眞田 幸尚 長谷川 市郎 金沢 信之 川井 啓一* <sup>1</sup> 百瀬 琢磨	プルトニウム転換技術開発施設における 臨界警報装置の更新  * <sup>1</sup> 日本放射線エンジニアリング株式会社	第42回研究発表会 2008年6月 沖縄
高崎 浩司 佐川 直貴 黒澤 重行* <sup>1</sup> 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  * <sup>1</sup> 検査開発株式会社	第42回研究発表会 2008年6月 沖縄
中川 貴博 高田 千恵 関根 伸行* <sup>1</sup> 高安 哲也* <sup>2</sup> 辻村 憲雄	MOX 施設管理区域境界における TLD による 中性子線のモニタリング  * <sup>1</sup> 株式会社 NESI * <sup>2</sup> 常陽産業株式会社	第42回研究発表会 2008年6月 沖縄
高田 千恵 中川 貴博 辻村 憲雄	臨界事故時における緊急対応計画のための 線源条件の検討	第42回研究発表会 2008年6月 沖縄
吉田 忠義 辻村 憲雄 佐川 直貴 庄司 茂	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	第42回研究発表会 2008年6月 沖縄
辻村 憲雄 吉田 忠義 高田 千恵	MOX 燃料施設を模擬した減速中性子校正場 の概要	第42回研究発表会 2008年6月 沖縄
竹安 正則 武石 稔 小沼 利光	短半減期核種の大気拡散時放射性崩壊を考 慮した事故時環境線量評価法の検討	第42回研究発表会 2008年6月 沖縄
竹安 正則 菅井 将光* <sup>1</sup> 小沼 利光 武石 稔 松浦 賢一	隣接モニタリングポストでの線量率変動の 相関性を利用した降雨時における施設放出 寄与の定量化検討  * <sup>1</sup> 常陽産業株式会社	第42回研究発表会 2008年6月 沖縄
中野 政尚	放射性液体廃棄物の長期的多国間放射線影 響評価に関する検討	第42回研究発表会 2008年6月 沖縄



2.3 日本原子力学会

氏名	表題	学会名等
竹安 正則 武石 稔	大気中ラドン壊変生成物降雨洗浄モデルを用いた降雨時空間線量率変動の解析	2008 年秋の大会 2008 年 9 月 高知
辻村 憲雄 吉田 忠義	黒鉛減速 $^{241}\text{Am-Li}$ 中性子線源を用いる中性子校正場の設計	2009 年春の年会 2009 年 3 月 東京
吉田 忠義 辻村 憲雄 山野 俊也 * <sup>1</sup>	反跳陽子検出式中性子線量当量率サーベイメータの開発  * <sup>1</sup> アロカ株式会社	2009 年春の年会 2009 年 3 月 東京
吉田 忠義	中性子 $\gamma$ 線非弁別測定式臨界警報装置の開発と特性評価	北関東支部若手研究発表会 2008 年 4 月 茨城県東海村

2.4 その他の学会等

氏名	表題	学会名等
小嵐 淳	放射性炭素の環境中移行モニタリングデータとモデル検証プロジェクトは何を示唆する？	第152回環境研セミナー 2008年6月 青森県 六ヶ所村
辻村 憲雄 吉田 忠義 布宮 智也* <sup>1</sup> 青山 敬* <sup>1</sup>	中性子個人線量計のフィールド校正のための線量当量基準測定器の開発  * <sup>1</sup> 富士電機システムズ株式会社	第45回アイソトープ・放射線研究発表会 2008年7月 東京
百瀬 琢磨	東海再処理施設の放射線管理 －30年の経験と技術的課題への取り組み－	第6回 放射線防護研究会「再処理施設の放射線安全対策」 2008年12月 東京
小嵐 淳	EMRAS-14C 環境中移行モデル検証を通して得られた成果と課題	炭素 14 の環境循環に関する研究会 2008年12月 千葉
中野 政尚 國分 祐司 河野 恭彦 武石 稔	東海再処理施設周辺の海水中 <sup>3</sup> H 濃度及び拡散状況について	第50回環境放射能調査研究成果発表会 2008年12月 東京
金澤 信之 眞田 幸尚 鈴木 秀樹 遠藤 邦明 石井 雅人* <sup>1</sup> 長谷川 市郎	信頼性を向上させた改良型臨界警報装置の開発  * <sup>1</sup> 株式会社東芝	日本放射線安全管理学会第7回学術大会 2008年12月 石川県 金沢市
高島 英治 飯嶋 信夫 山下 朋之 秋山 聖光	東海再処理施設における身体サーベイ教育プログラム	日本放射線安全管理学会第7回学術大会 2008年12月 石川県 金沢市
遠藤 邦明 飯嶋 信夫 吉次 雄一 伊東 康久 百瀬 琢磨	東海再処理施設の放射線管理 －30年の経験と技術的課題への取り組み－	第6回 再処理・リサイクル部会セミナー 2009年1月 東京

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
藤田 博喜	原子力留学生	デンマーク	2008. 3. 17～ 2009. 3. 16
中野 政尚	第 56 回原子放射線の影響に関する国連科学委員会	オーストリア ウィーン	2008. 7. 9～7. 19
眞田 幸尚	第 12 回国際放射線防護学会 (IRPA12)	アルゼンチン ブエノスアイレス	2008. 10. 20～10. 25
藤田 博喜	環境放射線（能）モニタリングに関する情報収集及び意見交換	イギリス セラフィールド	2009. 1. 18～1. 20
小嵐 淳	原子力留学生	アメリカ	2009. 3. 3～

## 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測定器 えきたいしんちれーしょんそくていき

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 こ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 (μGy/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。

$\alpha$  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全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いう。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、 $\gamma$ 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  $\beta$  崩壊してバリウム-137m ( $^{137m}\text{Ba}$ ) となり、 $\gamma$  線 (0.662MeV) を放射して安定な  $^{137}\text{Ba}$  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。 $\alpha$  線あるいは  $\beta$  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 ( $^{14}\text{N}$ ) となる。上層大気中の  $^{14}\text{N}$  と宇宙線の核反応によっても生成する元素である。トリチウムと同様に、そのエネルギーが低いため測定には液体シンチレーション測定器が用いられる。

### 中性子スペクトル ちゅうせいしすべくとる

中性子線のエネルギーの分布をいう。

### 中性子フルエンス ちゅうせいしふるえんす

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

### 中性子放射化分析法 ちゅうせいしほうしゃかぶんせきほう

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

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

### TLD 指リング てい・える・でいゆびりんぐ

手部の皮膚の被ばくを管理する為に使用される線量計である。サイクル研究所では TLD 素子を用いたものを使用しており、 $\beta$ 線及び $\gamma$ 線を測定するタイプと $\gamma$ 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： $\beta$ 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。 $\beta$ 線の最大エネルギーは、18.6keV である。半減期は 12.3 年で $\beta$ 崩壊してヘリウム-3 ( $^3\text{He}$ ) 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、 $\alpha$ 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 ( $^{239}\text{Pu}$ ) はウラン-238 ( $^{238}\text{U}$ ) の中性子捕獲によって生ずる  $^{239}\text{U}$  が、2段階の  $\beta$  崩壊をして生じる。 $^{239}\text{Pu}$  に中性子が順次捕捉されることにより  $^{240}\text{Pu}$ 、 $^{241}\text{Pu}$  等の高次のプルトニウムが生成される。

$^{239}\text{Pu}$  の  $\alpha$  線エネルギーは、5.15MeV であり、 $^{240}\text{Pu}$  の  $\alpha$  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  $\alpha$  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。

### 放射線障害予防規程 ほうしゃせんしょうがいよぼうきてい

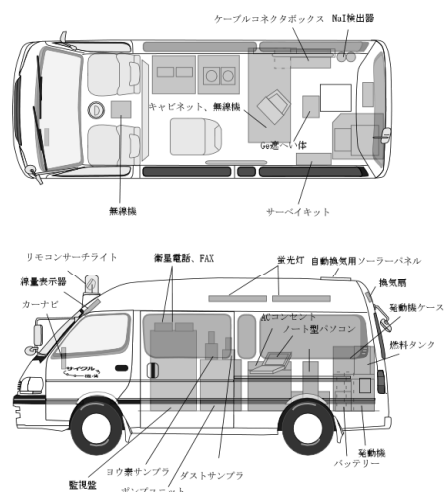
従業員の放射線障害の防止と公共の安全の確保を図るため、放射線障害防止法に基づき、放射性同位元素または放射線発生装置を使用しようとする事業者等は、放射線障害予防規定を定めることが義務づけられている。放射線障害予防規程は、国への届出が必要である。

### 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

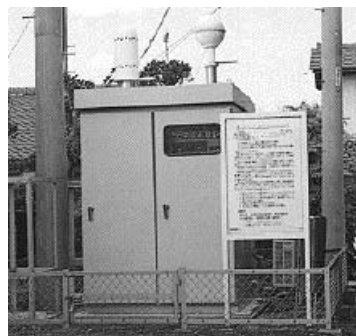
空間放射線量率の連続測定記録装置，大気中の放射性ダストや放射性ヨウ素を連続採取し測定する装置などを搭載した特殊車両をいう。原子力事故時にその機動力を生かして，任意の場所で環境中の放射線量率や空気中の放射能をモニタリングすることができる。



(ベース車両：トヨタハイエース3000ディーゼル4WD)

## 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  $^{129}\text{I}$  や  $^{131}\text{I}$  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。 $^{129}\text{I}$  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， $^{131}\text{I}$ ， $^{134}\text{I}$  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， $^{129}\text{I}$  は低エネルギーの  $\beta$  線と  $\gamma$  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 琢麿, 田子 格, 岡 努

### 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  
栗原 治, 金井 克太, 曳沼 裕一, 中川 貴博, 前中 孝文\*<sup>1</sup>

### 環境監視課

住谷 秀一, 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\*<sup>2</sup>

### 放射線管理第1課

水庭 春美, 高崎 浩司, 堀越 義紀, 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,  
中田 陽, 江尻 明, 高畠 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, 三浦 崇広\*<sup>3</sup>, 佐藤 あかね\*<sup>2</sup>

---

\*1 検査開発株式会社

\*2 株式会社 NESI

\*3 原子力技術株式会社

# 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 <sup>2</sup>
体積	立法メートル	m <sup>3</sup>
速度	メートル毎秒	m/s
加速度	メートル毎秒毎秒	m/s <sup>2</sup>
波数	毎メートル	m <sup>-1</sup>
密度、質量密度	キログラム毎立方メートル	kg/m <sup>3</sup>
面積密度	キログラム毎平方メートル	kg/m <sup>2</sup>
比体積	立方メートル毎キログラム	m <sup>3</sup> /kg
電流密度	アンペア毎平方メートル	A/m <sup>2</sup>
磁界の強さ	アンペア毎メートル	A/m
質量濃度 <sup>(a)</sup> 、濃度	モル毎立方メートル	mol/m <sup>3</sup>
質量濃度	キログラム毎立法メートル	kg/m <sup>3</sup>
輝度	カンデラ毎平方メートル	cd/m <sup>2</sup>
屈折率 <sup>(b)</sup>	(数字の) 1	1
比透磁率 <sup>(b)</sup>	(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 <sup>(b)</sup>	rad	1 <sup>(b)</sup>	m/m
立体角	ステラジアン <sup>(b)</sup>	sr <sup>(e)</sup>	1 <sup>(b)</sup>	m <sup>2</sup> /m <sup>2</sup>
周波数	ヘルツ <sup>(d)</sup>	Hz	s <sup>-1</sup>	s <sup>-1</sup>
力	ニュートン	N		m kg s <sup>-2</sup>
圧力、応力	パスカル	Pa	N/m <sup>2</sup>	m <sup>-1</sup> kg s <sup>-2</sup>
エネルギー、仕事、熱量	ジュール	J	N m	m <sup>2</sup> kg s <sup>-2</sup>
仕事率、工率、放射束	ワット	W	J/s	m <sup>2</sup> kg s <sup>-3</sup>
電荷、電気量	クーロン	C		s A
電位差 (電圧)、起電力	ボルト	V	W/A	m <sup>2</sup> kg s <sup>-3</sup> A <sup>-1</sup>
静電容量	ファラド	F	C/V	m <sup>-2</sup> kg <sup>-1</sup> s <sup>4</sup> A <sup>2</sup>
電気抵抗	オーム	Ω	V/A	m <sup>2</sup> kg s <sup>-3</sup> A <sup>-2</sup>
コンダクタンス	ジーメンズ	S	A/V	m <sup>-2</sup> kg <sup>-1</sup> s <sup>3</sup> A <sup>2</sup>
磁束	ウエーバ	Wb	Vs	m <sup>2</sup> kg s <sup>-2</sup> A <sup>-1</sup>
磁束密度	テスラ	T	Wb/m <sup>2</sup>	kg s <sup>-2</sup> A <sup>-1</sup>
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A	m <sup>2</sup> kg s <sup>-2</sup> A <sup>-2</sup>
セルシウス温度	セルシウス度 <sup>(c)</sup>	°C	K	K
光束密度	ルーメン	lm	cd sr <sup>(e)</sup>	cd
放射線種の放射能 <sup>(f)</sup>	ベクレル <sup>(d)</sup>	Bq	lm/m <sup>2</sup>	m <sup>-2</sup> cd s <sup>-1</sup>
吸収線量、比エネルギー分与、カーマ	グレイ	Gy	J/kg	m <sup>2</sup> s <sup>-2</sup>
線量当量、周辺線量当量、方向性線量当量、個人線量当量	シーベルト <sup>(g)</sup>	Sv	J/kg	m <sup>2</sup> s <sup>-2</sup>
酸素活性化	カタール	kat		s <sup>-1</sup> mol

(a) SI接頭語は固有の名称と記号を持つ組立単位と組み合わせても使用できる。しかし接頭語を付した単位はもはやコヒーレントではない。  
 (b) ラジアンとステラジアンは数字の 1 に対する単位の特別な名称で、量についての情報を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) 測光学ではステラジアンという名称と記号 sr を単位の表し方の中に、そのまま維持している。  
 (d) ヘルツは周期現象についてのみ、ベクレルは放射性核種の統計的過程についてのみ使用される。  
 (e) セルシウス度はケルビンの特別な名称で、セルシウス温度を表すために使用される。セルシウス度とケルビンの単位の大きさは同一である。したがって、温度差や温度間隔を表す数値はどちらの単位で表しても同じである。  
 (f) 放射性核種の放射能 (activity referred to a radionuclide) は、しばしば誤った用語で radioactivity<sup>(g)</sup> と記される。  
 (g) 単位シーベルト (PV.2002.70.205) についてはCIPM勧告2 (CI-2002) を参照。

表4. 単位の中に固有の名称と記号を含むSI組立単位の例

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

表5. SI接頭語

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

表6. SIに属さないが、SIと併用される単位

名称	記号	SI単位による値
分	min	1 min=60s
時	h	1 h=60 min=3600 s
日	d	1 d=24 h=86 400 s
度	°	1°=(π/180) rad
分	'	1'=(1/60)°=(π/10800) rad
秒	"	1"=(1/60)'=(π/648000) rad
ヘクタール	ha	1 ha=1 hm <sup>2</sup> =10 <sup>4</sup> m <sup>2</sup>
リットル	L, l	1 L=11.1 dm <sup>3</sup> =10 <sup>3</sup> cm <sup>3</sup> =10 <sup>-3</sup> m <sup>3</sup>
トン	t	1 t=10 <sup>3</sup> kg

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

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

表8. SIに属さないが、SIと併用されるその他の単位

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

表9. 固有の名称をもつCGS組立単位

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

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

表10. SIに属さないその他の単位の例

名称	記号	SI単位で表される数値
キュリー	Ci	1 Ci=3.7×10 <sup>10</sup> Bq
レントゲン	R	1 R=2.58×10 <sup>-4</sup> C/kg
ラド	rad	1 rad=1 cGy=10 <sup>-2</sup> Gy
レム	rem	1 rem=1 cSv=10 <sup>-2</sup> Sv
ガンマ	γ	1 γ=1 nT=10 <sup>-9</sup> T
フェルミ	f	1 f=エルミ=1 fm=10 <sup>-15</sup> m
メートル系カラット		1メートル系カラット=200 mg=2×10 <sup>-4</sup> kg
トル	Torr	1 Torr=(101 325/760) Pa
標準大気圧	atm	1 atm=101 325 Pa
カロリ	cal	1 cal=4.1868 J (「15°C」カロリ)、4.1868 J (「IT」カロリ)、4.184 J (「熱化学」カロリ)
マイクロン	μ	1 μ=1 μm=10 <sup>-6</sup> m



