



JAEA-Review

2021-075

DOI:10.11484/jaea-review-2021-075

## 令和元年度 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 Year 2019

放射線管理部

Radiation Protection Department

核燃料・バックエンド研究開発部門

核燃料サイクル工学研究所

Nuclear Fuel Cycle Engineering Laboratories

Sector of Nuclear Fuel, Decommissioning and Waste Management Technology Development

March 2022

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

# JAEA-Review

本レポートは国立研究開発法人日本原子力研究開発機構が不定期に発行する成果報告書です。本レポートはクリエイティブ・コモンズ表示 4.0 国際 ライセンスの下に提供されています。本レポートの成果（データを含む）に著作権が発生しない場合でも、同ライセンスと同様の条件で利用してください。(<https://creativecommons.org/licenses/by/4.0/deed.ja>)  
なお、本レポートの全文は日本原子力研究開発機構ウェブサイト (<https://www.jaea.go.jp>)より発信されています。本レポートに関しては下記までお問合せください。

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 JAEA イノベーションハブ 研究成果利活用課  
〒 319-1195 茨城県那珂郡東海村大字白方 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.

This work is licensed under a Creative Commons Attribution 4.0 International License (<https://creativecommons.org/licenses/by/4.0/deed.en>).

Even if the results of this report (including data) are not copyrighted, they must be used under the same terms and conditions as CC-BY.

For inquiries regarding this report, please contact Institutional Repository and Utilization Section, JAEA Innovation Hub, Japan Atomic Energy Agency.

2-4 Shirakata, 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

# 令和元年度 放射線管理部年報

日本原子力研究開発機構 核燃料・バックエンド研究開発部門  
核燃料サイクル工学研究所

放射線管理部

(2021年12月2日受理)

本報告書は、令和元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及び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。

令和元年度においては、放射線業務従事者の年実効線量は個人最大で 5.3 mSv、平均 0.1 mSv 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令和元年度における年実効線量の評価値は最大で  $1.6 \times 10^{-4}$  mSv であった。これらはいずれも保安規定等に定められている基準未満であった。サイクル研究所周辺の環境監視の結果についても、東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故等の影響により、平常の変動幅を外れる項目等はあったが、再処理施設等のサイクル研究所施設に起因する異常は認められなかった。

また、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。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 Year 2019

Radiation Protection Department

Nuclear Fuel Cycle Engineering Laboratories,  
Sector of Nuclear Fuel, Decommissioning and Waste Management Technology Development  
Japan Atomic Energy Agency  
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received December 2, 2021)

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 year (FY) 2019.

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 FY 2019, the results of radiological monitoring showed the situation to be normal, and no radiological incident or accident occurred. The maximum annual effective dose to radiation workers was 5.3 mSv, and the mean annual effective dose was 0.1 mSv. Individual doses were kept within the annual dose limit specified in the safety regulations. The maximum estimated effective dose caused by gaseous and liquid effluents from the TRP to imaginary members of the public around the Laboratories was  $1.6 \times 10^{-4}$  mSv. The environmental monitoring and effluent control were performed appropriately in compliance with safety regulations and standards. Due to the accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station, some of the measurement data did not fall within the normal range, but it was confirmed that the facilities of the Nuclear Fuel Cycle Engineering Laboratories, such as the TRP, did not have any impact on the environment.

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 introduced to safety regulation since FY 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 .....	5
3.1 サイクル研究所における放射線管理の概要.....	5
3.2 再処理施設の放射線管理状況 .....	6
3.2.1 作業環境の放射線監視結果 .....	6
3.2.2 特殊放射線作業等の実施状況及び被ばく管理状況.....	7
3.2.3 核燃料物質等及び物品等の搬出状況 .....	14
3.2.4 管理区域等の設定・解除 .....	22
3.2.5 再処理施設 施設定期自主検査 .....	23
3.2.6 再処理施設保安検査 .....	23
3.2.7 所内モニタリングポスト・ステーションの伝送多様化.....	25
3.3 核燃料物質使用施設等の放射線管理状況 .....	26
3.3.1 作業環境の放射線監視結果 .....	27
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.....	29
3.3.3 核燃料物質等及び物品等の搬出状況 .....	32
3.3.4 管理区域等の設定・解除 .....	33
3.3.5 使用施設保安検査 .....	34
3.3.6 放射性同位元素等の使用施設に係る定期検査及び定期確認.....	37
4. 個人被ばく管理 .....	38
4.1 サイクル研究所の個人被ばく状況 .....	38
4.2 外部被ばく管理状況 .....	38
4.2.1 実効線量 .....	38
4.2.2 等価線量 .....	40
4.3 内部被ばく管理状況 .....	40
4.4 一時立入者の線量測定状況 .....	41
4.5 マスクフィットネス試験 .....	41

5.	放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の放出管理.....	43
5.1	放射性気体廃棄物の放出状況 .....	43
5.1.1	再処理施設 .....	43
5.1.2	使用施設等 .....	46
5.2	放射性液体廃棄物の放出状況 .....	48
5.2.1	再処理施設（海中放出管） .....	48
5.2.2	第1排水溝 .....	50
5.2.3	第2排水溝 .....	51
6.	環境放射線監視 .....	52
6.1	環境放射線モニタリング .....	52
6.1.1	再処理施設保安規定に基づく環境放射線モニタリング.....	52
6.1.2	茨城県環境放射線監視計画に基づく環境放射線モニタリング.....	57
6.2	気象観測 .....	61
6.2.1	風向出現頻度及び風向別平均風速 .....	61
6.2.2	大気安定度 .....	62
6.2.3	降雨量 .....	63
6.3	環境線量評価 .....	64
6.3.1	線量算出方法 .....	64
6.3.2	被ばく経路 .....	64
6.3.3	線量算出結果 .....	66
7.	放射線・放射能標準の維持・管理 .....	68
7.1	トレーサビリティ .....	68
7.2	照射設備・線源 .....	68
7.2.1	照射設備 .....	68
7.2.2	線源 .....	69
7.3	基準測定器等 .....	69
7.4	放射性同位元素等使用記録，官庁検査対応等.....	70
7.5	計測機器校正施設の維持・管理 .....	71
8.	主要な設備機器の整備，維持管理 .....	75
8.1	放射線管理用機器の保守校正 .....	75
8.1.1	定期的な検査及び校正の状況 .....	75
8.1.2	定期的な検査における予防保全の実施.....	76
8.1.3	事後保全による放射線管理用機器の修理対応.....	76
8.1.4	高経年化機器に対する延命化対策の検討.....	77

8.2	高経年化機器の更新 .....	85
8.2.1	第二付属排気筒トリチウムカーボンサンプラの更新.....	85
8.2.2	プルトニウム燃料第三開発室における臨界警報装置の更新.....	87
8.3	高経年化機器の維持管理に係る点検 .....	87
8.3.1	排気モニタサンプリング配管の点検 .....	87
9.	研究開発 .....	88
9.1	研究開発の推進 .....	88
9.2	放射線モニタリング技術の高度化研究 .....	90
9.2.1	東海再処理施設における $\gamma$ 線スペクトロメトリによる $\gamma$ 線測定器の性能評価.....	90
9.2.2	表面汚染検査におけるサーベイメータの走査速度と汚染検知の関係....	92
9.2.3	廃炉や廃止措置における空气中放射性物質濃度のその場測定に向けた $\alpha$ 線用ダストモニタの要素技術開発.....	94
9.3	個人被ばく線量測定・評価技術の高度化研究.....	96
9.3.1	VARSKIN による皮膚被ばく線量の計算・評価.....	96
9.3.2	被ばく管理用線量計の特性調査及び水晶体被ばく線量評価法の検討....	98
9.3.3	サイクル研究所における女性の放射線業務従事者の線量限度に対する 意識調査結果 .....	100
9.3.4	体幹部不均等被ばくと複数バッジ着用の基準について.....	102
9.3.5	東電福島第一原発緊急作業従事者の被ばく線量の再構築に関する研究..	104
9.3.6	MOX 燃料施設における水晶体及び末端部の中性子線・ $\gamma$ 線被ばく評価 ..	106
9.4	環境影響評価手法の研究 .....	107
9.4.1	土壤中放射性セシウム濃度の変動要因の調査.....	107
9.5	除染技術の研究 .....	109
9.5.1	空気汚染に伴う身体汚染時の新たな除染方法の検討.....	109
9.6	汚染事象への対応 .....	111
9.6.1	プルトニウム燃料第二開発室の管理区域内における汚染について.....	111
10.	技術支援, 国際協力 .....	115
10.1	日本原燃株式会社への技術支援 .....	115
10.1.1	日本原燃株式会社への協力協定に基づく技術支援.....	115
10.2	講師派遣, 見学対応等 .....	115
10.2.1	外部関係機関への協力 .....	115
10.2.2	施設見学対応 .....	117
10.2.3	学生実習対応 .....	117

11. 環境放射線モニタリング情報 .....	118
12. マネジメントシステム .....	119
12.1 品質マネジメントシステム .....	119
12.2 技術・技能認定制度 .....	136
13. 安全衛生に係る活動 .....	137
13.1 各種委員会の開催 .....	137
13.2 安全衛生活動計画 .....	137
13.3 安全衛生内部監査 .....	140
14. 保安検査対応 .....	141
14.1 再処理施設保安検査 .....	141
14.2 核燃料物質使用施設保安検査 .....	142
付録 .....	143
付録1 図表 .....	144
付録2 報告・外部発表等, 受賞状況等 .....	155
付録3 用語集 .....	165

## Contents

1. Introduction .....	1
2. Organization and tasks of Radiation Protection Department .....	2
3. Facility radiation control .....	5
3.1 General .....	5
3.2 Activities of the reprocessing radiation control section .....	6
3.2.1 Radiological monitoring in the work environments .....	6
3.2.2 Specific radiation works .....	7
3.2.3 Release surveys for materials containing nuclear fuel and articles used in the controlled areas .....	14
3.2.4 Establishment and disestablishment of radiological controlled areas .....	22
3.2.5 Periodic inspection on TRP .....	23
3.2.6 Operational safety inspection on TRP .....	23
3.2.7 Transmit diversity of rate monitoring posts and stations for ambient dose rate in Nuclear Cycle Engineering Laboratories ....	25
3.3 Activities of the plutonium radiation control section .....	26
3.3.1 Radiological surveillance in the work environments .....	27
3.3.2 Specific radiation works .....	29
3.3.3 Release surveys for materials containing nuclear fuel and articles used in the controlled areas .....	32
3.3.4 Establishment and disestablishment of radiological controlled areas .....	33
3.3.5 Operational safety inspection on nuclear fuel facilities .....	34
3.3.6 Inspection on RI facilities .....	37
4. Personal radiation monitoring .....	38
4.1 General .....	38
4.2 External exposure .....	38
4.2.1 Effective dose .....	38
4.2.2 Equivalent dose .....	40
4.3 Internal exposure .....	40

4.4	Monitoring for visitors .....	41
4.5	Mask fitness examination .....	41
5.	Effluent monitoring of radioactive gaseous and liquid waste .....	43
5.1	Airborne emissions .....	43
5.1.1	Reprocessing plant .....	43
5.1.2	Nuclear fuel material use institution .....	46
5.2	Liquid Discharges .....	48
5.2.1	Reprocessing plant (The sea release pipe) .....	48
5.2.2	The 1st drain .....	50
5.2.3	The 2nd drain .....	51
6.	Environmental radiation survey .....	52
6.1	Environmental radiation monitoring .....	52
6.1.1	Environmental radiation monitoring based on “Safety Regulations for the Reprocessing Plant of JAEA” .....	52
6.1.2	Environmental radiation monitoring based on “Environmental Radiation Program” decided by Ibaraki prefectural government ...	57
6.2	Meteorological observation .....	61
6.2.1	Appearance frequency of wind direction and average wind velocity by wind direction .....	61
6.2.2	Atmospheric stability .....	62
6.2.3	Amount of rainfall .....	63
6.3	Environmental dose estimation .....	64
6.3.1	Dose calculation method .....	64
6.3.2	Exposure pathway .....	64
6.3.3	Result of dose estimation .....	66
7.	Radiological standards .....	68
7.1	Traceability .....	68
7.2	Irradiation apparatus and calibration sources .....	68
7.2.1	Irradiation apparatus .....	68
7.2.2	Calibration sources .....	69
7.3	Reference instruments .....	69
7.4	Source records and facility inspection .....	70
7.5	Maintenance of instrument calibration facility .....	71

8.	Instrumentation services .....	75
8.1	Maintenance and calibration of radiation monitoring instruments .....	75
8.1.1	Maintenance and calibration of radiation monitors and survey meters .....	75
8.1.2	Preventive maintenance .....	76
8.1.3	Corrective maintenance .....	76
8.1.4	Examination of the aging instruments .....	77
8.2	Replacement of aging instruments .....	85
8.2.1	Replacement of tritium carbon sampler of second sub stack at TRP .....	85
8.2.2	Replacement of criticality accident alarm system for Plutonium Fuel Production Facility .....	87
8.3	Inspection for operation and maintenance of aging instruments.....	87
8.3.1	Inspection of exhaust monitor sampling piping.....	87
9.	Research and development .....	88
9.1	R&D promotion .....	88
9.2	Advanced research of radiation monitoring technology .....	90
9.2.1	Performance evaluation of dosimeters using gamma-ray spectrometry at Tokai Reprocessing Plant .....	90
9.2.2	Detection and scanning speed using survey meters in the surface contamination inspection .....	92
9.2.3	Development of direct-type alpha dust monitor for in-situ measurement of airborne concentration during fuel debris retrieval and decommissioning of nuclear fuel cycle facilities .....	94
9.3	Advanced research of personal dosimetry technology .....	96
9.3.1	Calculation and evaluation of skin dose using VARSKIN .....	96
9.3.2	Current issues in radiation protection in Nuclear Fuel Cycle Engineering Laboratories; Next personal dosimeter and eye lens dosimetry .....	98
9.3.3	Attitude survey on dose limits for female workers in Nuclear Cycle Engineering Laboratories, Japan Atomic Energy Agency.....	100
9.3.4	Non-uniform exposure to the body trunk and some practical criteria on multibadging/multiple dosimetry.....	102
9.3.5	Study on dose reconstruction for emergency workers for Fukushima Daiichi Nuclear Power Station accident.....	104
9.3.6	Evaluation of gamma and neutron dose to eye-lens and hand at a MOX fuel facility.....	106

9.4	Research of the environmental impact evaluation technique .....	107
9.4.1	Research of factors varying radiocesium concentration in soil...	107
9.5	Research of the decontamination technique .....	109
9.5.1	Examination of a new decontamination method for contamination on skin and clothes due to radioactive air pollution.....	109
9.6	Response on contamination event .....	111
9.6.1	Contamination in radiation controlled area at PFPF.....	111
10.	Technical supports and cooperation .....	115
10.1	Technical supports to JNFL (Japan Nuclear Fuel Limited) .....	115
10.1.1	Technical supports based on the cooperation agreement to JNFL..	115
10.2	Lecturer dispatch, visitor guidance, etc. ....	115
10.2.1	Cooperation with the external organizations .....	115
10.2.2	Visitors .....	117
10.2.3	Trainees .....	117
11.	Environmental radiation monitoring information .....	118
12.	Quality assurance activities .....	119
12.1	The management system promotion committee .....	119
12.2	Qualification system of knowledge and skills for radiation control personnel .....	136
13.	Response to safety and health activity .....	137
13.1	Holding of committees about safety and health .....	137
13.2	Safety and health activity plans .....	137
13.3	Internal audits about safety and health .....	140
14.	Operational safety inspection .....	141
14.1	Operational safety inspection on TRP .....	141
14.2	Operational safety inspection on nuclear fuel facilities .....	142
	Appendixes .....	143
	Appendix 1 Charts .....	144
	Appendix 2 Reports, presentations .....	155
	Appendix 3 Glossary .....	165

## 編集者・事務局リスト

### 編集者

#### 放射線管理部

住谷 秀一, 高田 千恵, 辻村 憲雄

#### 線量計測課

高嶋 秀樹, 高畠 英治, 細見 健二, 滝本 美咲, 星 勝也,  
今橋 淳史, 佐々木 一樹

#### 環境監視課

中田 陽, 金井 克太, 西村 周作, 永岡 美佳, 前原 勇志, 山田 椋平,  
松尾 一樹, 内山 怜

#### 放射線管理第1課

川崎 位, 中川 貴博, 山崎 巧, 塩谷 聡, 高野 裕子, 磯崎 航平<sup>+1</sup>,  
本田 文弥, 川上 陽子, 椎名 健<sup>\*1</sup>, 大圖 誠典<sup>\*1</sup>

#### 放射線管理第2課

井崎 賢二, 國分 祐司, 森藤 将之, 海野 基義, 高橋 映奈,  
藤澤 真, 坂下 慧至<sup>+2</sup>, 富岡 哲史, 馬籠 悠生, 石井 達也,  
飯澤 将伍, 奥山 駿, 鈴木 敬, 深澤 聡

### 事務局

辻村 憲雄, 山田 椋平, 中川 貴博, 宮内 亨, 金井 克太,  
横山 裕也, 猪野 和生<sup>\*2</sup>

---

\*1 株式会社アセンド

\*2 検査開発株式会社

現所属 (令和3年11月時点)

+1 人形峠環境技術センター 安全管理課

+2 安全・核セキュリティ統括部 危機管理課

This is a blank page.

## 1. はじめに

核燃料サイクル工学研究所（以下、「サイクル研究所」という。）放射線管理部は、研究所内の再処理施設、プルトニウム燃料施設並びにその関連研究施設等における放射線管理、放射線業務従事者の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放射性物質についての環境放射線監視等を主たる業務とし、研究所周辺の住民及び研究所内の従業員等の放射線安全を確保し、施設の安定な運転及び関連する研究開発の推進に貢献することを目標に、次に示す3点を重要な事項として掲げている。

- 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

本報告書は、サイクル研究所内における放射線管理部の活動のうち、令和元年度（平成31年4月、令和元年5月～令和2年3月）の実施状況を取りまとめたものである。

この期間中における研究所内の主要な施設の稼働状況は、以下の通りである。再処理施設については、平成30年6月に廃止措置計画の認可を受け、保有する放射性液体廃棄物に伴うリスクの早期低減を当面の最優先課題とし、これを安全・確実に進めるため、施設の高経年化対策と新規基準を踏まえた安全性向上対策を進めている。その中でも、前年度から一部装置などの更新工事が行われていたガラス固化技術開発施設では、7月8日からガラス固化処理運転が再開されたが、装置の不具合によって7月28日に運転を中断した。核燃料物質使用施設については、プルトニウム燃料第一、第二及び第三開発室等で小規模MOX試験やMOX燃料開発に係る分析等が継続して行われた。

当部におけるトピックスとしては、前年度（平成31年1月30日）に発生したプルトニウム燃料第二開発室における汚染への放射線管理対応での課題整理と対策を、令和元年度においても引き続き当部における最優先かつ最重要業務として対応した。その具体的な内容については、第9章（9.6）にとりまとめられているので、そちらを参照していただきたい。

放射線管理の知見や経験の文書化は、そのエッセンスを要領書や手順書に集約したり、定期レビューにおいてそれを改善したりすることによって、その知見や経験そのものの有用性を益々高めることができる。本報告書に対して、関係各位からのご意見や評価をお寄せいただければ幸甚である。

## 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・河川への放出監視を行っている。

放射線管理第1課は、使用施設等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。

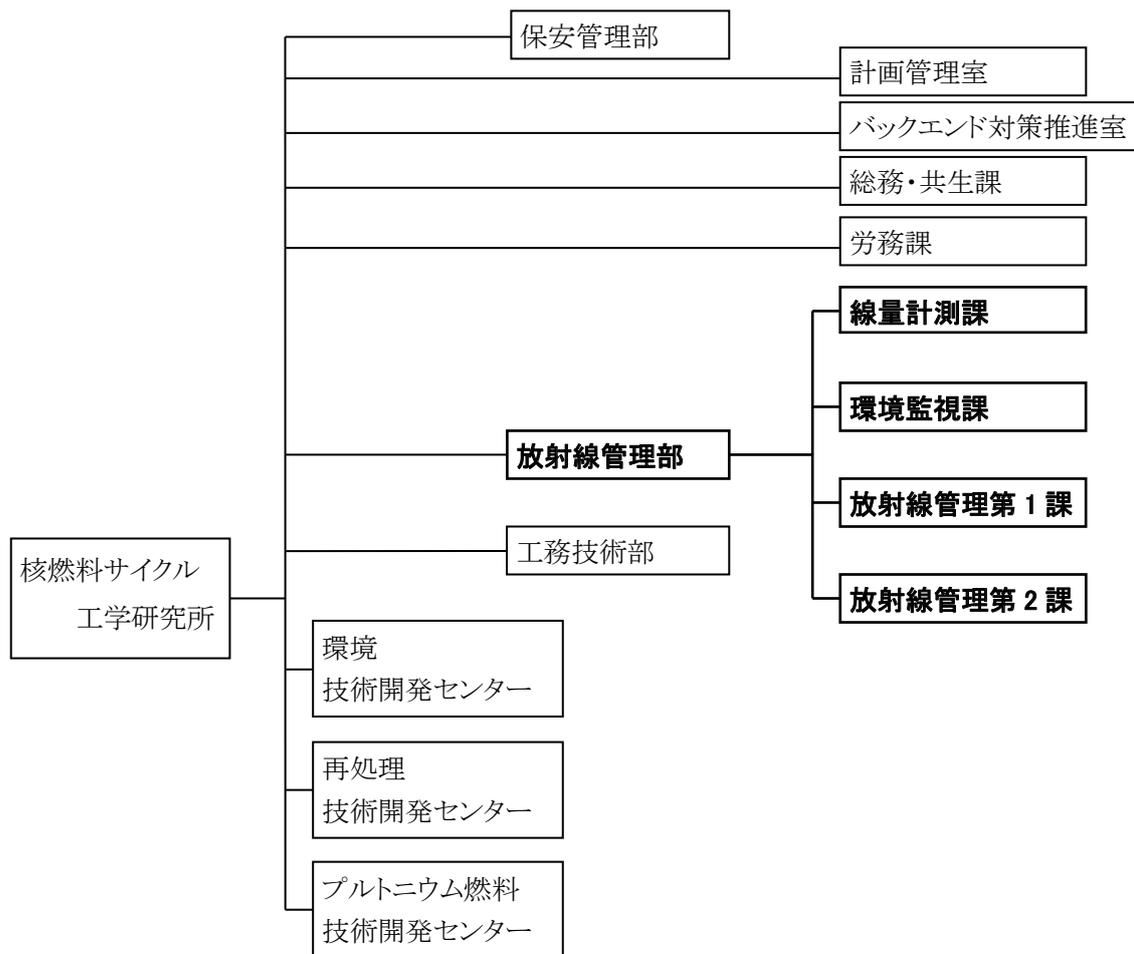


図 2.1 サイクル研究所における放射線管理部 組織概略（平成 31 年 4 月 1 日現在）

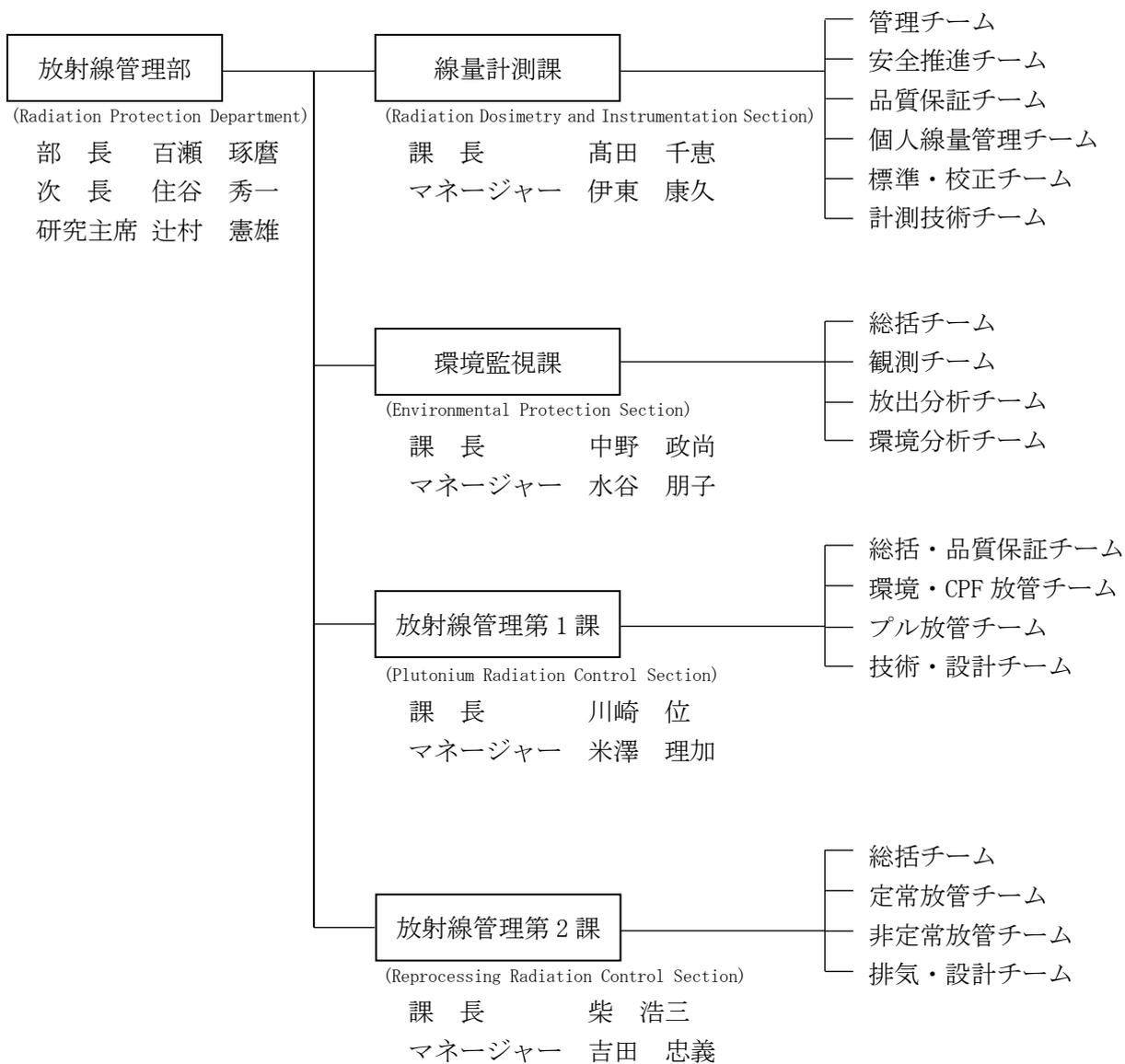


図 2.2(1) 放射線管理部 組織体制 (平成 31 年 4 月 1 日現在)

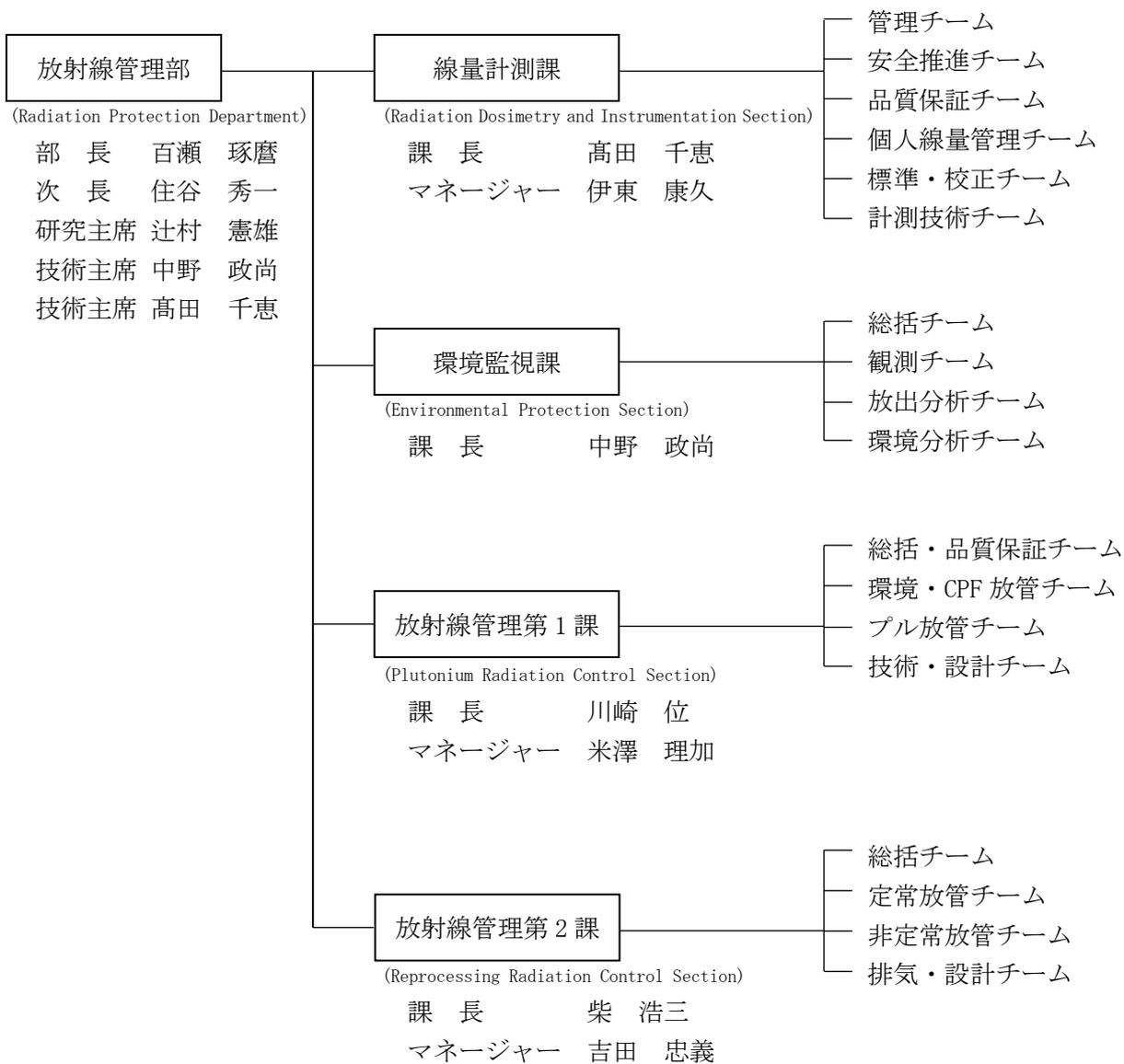


図 2.2(2) 放射線管理部 組織体制 (令和元年 7 月 1 日現在)

### 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核燃料物質を取り扱う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、放射性同位元素等規制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。

核燃料物質使用施設のうちプルトニウム燃料施設では、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  $^{241}\text{Pu}$  の放射性壊変核種である  $^{241}\text{Am}$  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： <math>^{234}\text{U}</math>, <math>^{235}\text{U}</math>, <math>^{236}\text{U}</math>, <math>^{238}\text{U}</math> <math>^{238}\text{Pu}</math>, <math>^{239}\text{Pu}</math>, <math>^{240}\text{Pu}</math>, <math>^{241}\text{Pu}</math>, <math>^{242}\text{Pu}</math> <math>^{241}\text{Am}</math> 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>・ <math>^{241}\text{Am}</math> 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。）作業の管理、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： <math>^{234}\text{U}</math>, <math>^{235}\text{U}</math>, <math>^{236}\text{U}</math>, <math>^{238}\text{U}</math> <math>^{238}\text{Pu}</math>, <math>^{239}\text{Pu}</math>, <math>^{240}\text{Pu}</math>, <math>^{241}\text{Pu}</math>, <math>^{242}\text{Pu}</math> <math>^{241}\text{Am}</math> 等</li> <li>FP 核種 (<math>^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}</math>, <math>^{95}\text{Zr}/^{95}\text{Nb}</math>, <math>^{106}\text{Ru}/^{106}\text{Rh}</math>, <math>^{134}\text{Cs}</math>, <math>^{137}\text{Cs}</math>, <math>^{144}\text{Ce}/^{144}\text{Pr}</math>)</li> <li>・ 放射性物質 (<math>^{60}\text{Co}</math>, <math>^{54}\text{Mn}</math>)</li> <li>・ 放出管理： <math>^3\text{H}</math>, <math>^{14}\text{C}</math>, <math>^{85}\text{Kr}</math>, <math>^{129}\text{I}</math>, 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>・ <math>^{241}\text{Am}</math> 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 (<math>^{129}\text{I}</math>)</li> </ul>

表 3.2 令和元年度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	310	333
プルトニウム燃料技術開発センター	54,235 <sup>(注2)</sup>	9	—	66	—	18	17	22	456	204	507
環境技術開発センター	41810 <sup>(注2)</sup>	9	—	6	13	19	2	1	244	186	233
放射線管理部	820 <sup>(注2)</sup>	—	—	—	—	—	—	—	8	18	16
合計	213,165	50	56	104	98	233	26	30	1,255	717	803

(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

#### (1) 令和元年度における主要トピックス

- ① ガラス固化処理運転 (19-1 キャンペーン) について、令和元年7月8日から開始したが、流下ノズルの不具合発生により令和元年7月28日に運転を一時停止し、令和2年2月4日に正式に運転終了となった。
- ② 放射線管理用機器の保守に係る対応として、分析所 (CB) のガンマ線エリアモニタ、ベータ線ダストモニタ及びプルトニウムダストモニタの現場警報器について音声合成警報器の部品交換を実施した。

#### 3.2.1 作業環境の放射線監視結果

##### (1) 線量率の管理

令和元年度において、エリアモニタによる連続監視及びサーベイメータによる測定の結果、すべて管理目標値 (グリーン区域: 12.5 μSv/h, アンバー区域: 25 μSv/h) <sup>注)</sup> 未満であった。

注) 管理区域内は放射線リスクにより、グリーン区域、アンバー区域等に区分している。

## (2) 空气中放射性物質濃度の管理

令和元年度において、ダストモニタ及びエアスニファにより、作業環境の空気を1週間連続採取した捕集ろ紙の測定を実施した結果、管理目標値※を超える値は検出されなかった。なお、管理区域内は負圧管理されているため、外気が流入しやすい管理区域境界付近のエリアでは、事故起源の放射性核種の影響により全 $\beta$ 放射能濃度（一週間平均濃度）が検出下限濃度（ $4 \times 10^{-9}$  Bq/cm<sup>3</sup>）を超えて検出される場合もあった。

※管理目標値（全 $\alpha$ ：<sup>239</sup>Pu，全 $\beta$ ：<sup>90</sup>Sr 1週間平均で濃度限度 $\times 1/10 \times 1/5$ ）

## (3) 表面密度の管理

令和元年度において、スミヤ法による試料採取・測定を実施した結果、管理区域内の表面密度は、すべて管理目標値（ $\alpha$ ： $4 \times 10^{-2}$  Bq/cm<sup>2</sup>， $\beta$ ： $4 \times 10^{-1}$  Bq/cm<sup>2</sup>）未満であった。

## 3.2.2 特殊放射線作業等の実施状況及び被ばく管理状況

本年度の特殊放射線作業は、合計で130件（A2特作を除く）が実施された。本年度は、各担当課における施設・設備の保守点検作業等が行われ、これらの作業に対する計画の立案、作業中の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確実に行った。

表3.2.2-1に再処理廃止措置技術開発センター内各課における特殊放射線作業実施件数と集団実効線量の実績を、図3.2.2-1に個人の実効線量の計画値に対する実績値を示す。

また、本年度実施された特殊放射線作業の一例として、分離精製工場で実施されたPu精製セル（R015）内点検、第二付属排気筒トリチウム・カーボンサンプラの更新について紹介する。

表 3.2.2-1 再処理技術開発センターにおける特殊放射線作業実施件数と集団実効線量  
(平成31年4月～令和2年3月)

(線量単位：人・mSv)

部名	課室名	S1		S2		A1		合 計	
		件数	線量	件数	線量	件数	線量	件数	線量
技術部	計画管理課	0	—	0	—	0	—	0	—
	品質保証課	0	—	0	—	0	—	0	—
	核物質管理課	0	—	0	—	1	<0.1	1	<0.1
	廃止措置技術課	0	—	0	—	0	—	0	—
ガラス固化部	ガラス固化管理課	0	—	3	<0.1	2	<0.1	5	<0.1
	ガラス固化技術課	0	—	0	—	0	—	0	—
	ガラス固化処理課	0	—	16	4.4	3	<0.1	19	4.4
施設管理部	施設管理課	0	—	0	—	0	—	0	—
	前処理施設課	0	—	21	0.1	3	<0.1	24	0.1
	化学処理施設課	0	—	15	1.2	2	<0.1	17	1.2
	転換施設課	0	—	5	54.7	0	—	5	54.7
	施設保全第1課	0	—	7	<0.1	1	<0.1	8	<0.1
	施設保全第2課	0	—	2	<0.1	1	<0.1	3	<0.1
	分析課	0	—	21	2.0	0	—	21	2.0
環境保全部	環境管理課	0	—	10	<0.1	1	<0.1	11	<0.1
	処理第1課	0	—	8	0.8	0	—	8	0.8
	処理第2課	0	—	3	<0.1	1	<0.1	4	<0.1
放射線管理部	線量計測課	0	—	0	—	0	—	0	—
	環境監視課	0	—	0	—	0	—	0	—
	放射線管理第2課	0	—	4	<0.1	0	—	4	<0.1
合 計		0	—	115	63.2	15	<0.1	130	63.2

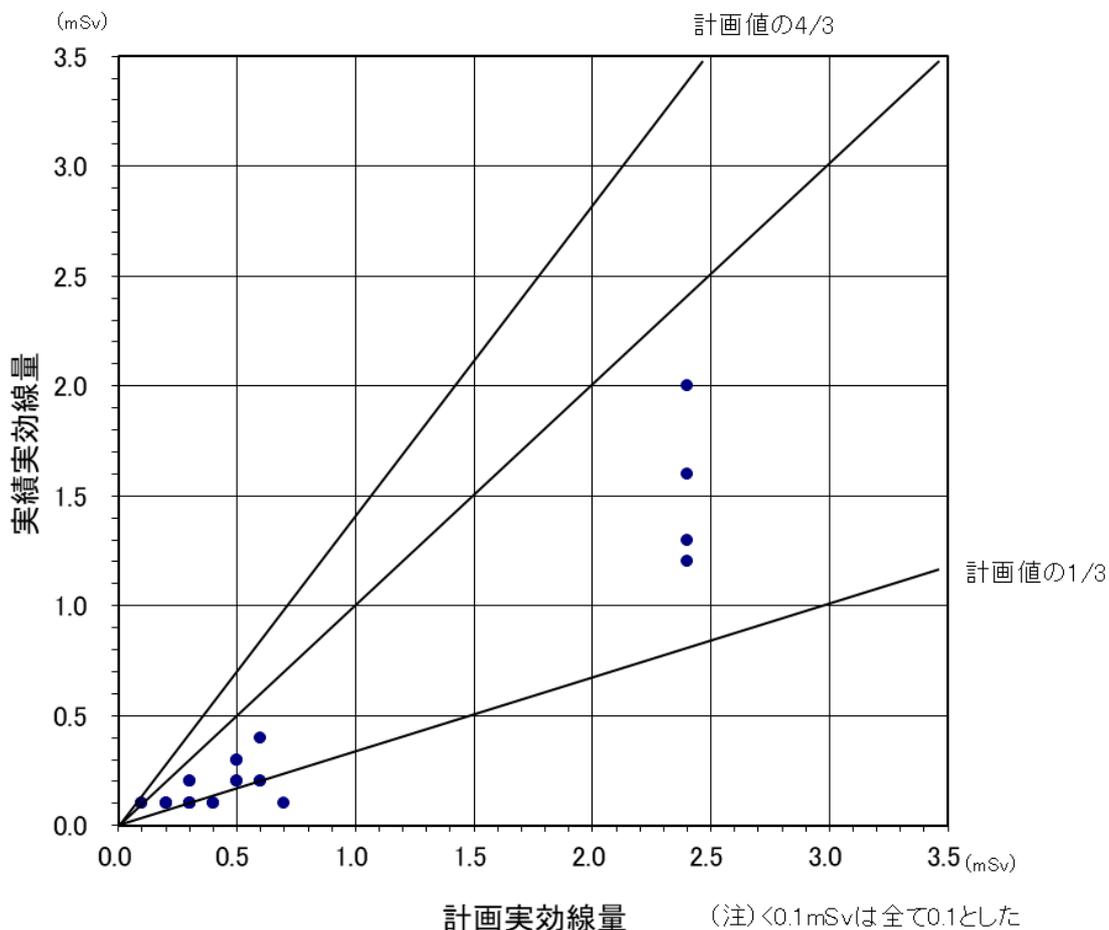


図 3.2.2-1 個人の実効線量の計画値に対する実績値

(1) Pu 精製セル (R015) 内点検

1) 作業概要

分離精製工場のプルトニウム精製セル (R015) 内の機器類や設備, ドリップトレイ等の健全性確認及び共用期間中の検査 (ISI) を行うため,  $\alpha$  タイトパネルを取外してセル内へ入域し, 点検作業を実施した。また, 本作業におけるセル内への入退域については, プルトニウムによる汚染拡大防止及び内部被ばく防止の観点から, エアラインマスクの着用及び3室からなるグリーンハウス (以下, 「GH」という。) を設営し, 汚染管理を行った。本特殊放射線作業における放射線管理結果及び作業風景写真を図 3.2.2-2 に示す。

作業前のモックアップ風景



作業風景（入域準備）



作業風景（サーベイ・脱装）



図 3. 2. 2-2 作業風景写真：Pu 精製セル（R015）内点検

## 2) 作業中の放射線管理

## ① 線量率の管理

線量率管理は、作業中適宜対象物並び作業区域の線量率測定を実施した。その結果、作業実施時の作業対象物の最大線量率は、セル内配管表面における $\gamma$  : 22  $\mu$  Sv/h,  $\beta \gamma$  : 28  $\mu$  Sv/h であり、計画値 ( $\gamma$  : 100  $\mu$  Sv/h,  $\beta \gamma$  : 120  $\mu$  Sv/h) を下回る結果であった。また、作業区域の最大線量率については、セル内地下部分の空間で $\gamma$ ,  $\beta \gamma$  : 12  $\mu$  Sv/h であり、計画値 ( $\gamma$ ,  $\beta \gamma$  : 10  $\mu$  Sv/h) と同等の結果であった。線量率の測定結果は全て計画値と同等又はそれ以下の値であり、管理上の問題はなかったが、更なる被ばく低減の観点から、作業中の管理としてセル内の放射線状況について適宜作業員へ周知するとともに、対象物へは必要時以外接近しないように注意喚起を行い、安全作業に努めた。

## ② 表面密度の管理

表面密度管理は、作業開始時及び作業中適宜汚染状況を確認するため、対象物及び作業エリアについて、スミヤ法にて実施した。

その結果、作業中の最大はセル入口踊り場付近での $\alpha$  :  $7.5 \times 10^2$  Bq/cm<sup>2</sup> であり、計画値 ( $\alpha$  :  $1.0 \times 10^4$  Bq/cm<sup>2</sup>) を下回る値であった。

また、計画値未満ではあったものの、汚染箇所がセル入口踊り場付近であったこと及び高汚染であることから、汚染拡大防止措置として粗除染を行うとともに、養生シートの設置、さらに濡れキムタオルの設置やセル退出時のエアラインホースの除染等を助言するとともに、GH の負圧管理を確実に行った。その結果、GH 外への汚染の拡大はなく、表面密度管理に問題なかった。

作業員の最終身体サーベイにおいては、作業期間中 2 件の防護装備上の汚染事象 (排気弁カバー等から最大で $\alpha$  :  $6.0 \times 10^{-2}$  Bq/cm<sup>2</sup>) が確認されているが、汚染部の固定や皮膚サーベイ等を確実にかつ速やかに対応したことで、汚染の拡大等なく管理できた。

汚染の要因として防護装備脱装時のクロスコンタミネーション等が考えられるため、作業手順に基づき丁寧な脱装や除染等を行うよう助言を行ったことで、それ以降の汚染の発生はなかったことから、作業員の汚染管理についても問題なく管理できたと考える。

## ③ 空气中放射性物質濃度の管理

空气中の放射性物質濃度は、過去の同種作業の実績値 (最大値) から推定した値を呼吸保護具の選定に係る予想濃度 (管理値) とし、 $\alpha$  :  $3.6 \times 10^{-5}$  Bq/cm<sup>3</sup> を算出した。また、呼吸保護具は、着用限度が予想濃度を十分上回るエアラインマスクを選定して作業を実施した。

作業区域内における空气中の放射性物質濃度管理は、仮設アルファ線ダストモニ

タ及び既設エアスニファにより作業中連続してセル内及び GH 内・外の監視・測定を行うことにより、日々の空気汚染管理を確実に行った。その結果、セル内において、仕掛品整理作業時に最大で 350 cpm のダスト濃度の上昇が確認されたが、管理値 (1000 cpm) を下回る値であった。また、ろ紙回収後の放射能測定装置及び空気試料測定装置による最終評価においては、セル内において  $\alpha : 3.1 \times 10^{-6} \text{ Bq/cm}^3$ 、GH-1 内において  $\alpha : 3.8 \times 10^{-9} \text{ Bq/cm}^3$  の有意値が検出されたが、いずれもエアラインマスク及び全面マスクの着用限度を十分下回る値であり、呼吸保護具の選定に問題はなかった。その他 GH-2 内、GH 外においては全て検出下限値未満であり、空気汚染管理上問題なかった。

これら作業結果から、作業中の床面への濡れキムタオル養生やセル内作業員へのダスト濃度の周知、舞い上がり防止に関する注意喚起等を適宜行っていたことが、ダスト濃度の急激な上昇等の抑制に効果的に働いたと考えられる。

#### ④ 作業員の被ばく管理

本作業における個人の計画被ばく線量算出については、前回は行われた同セル内作業のモニタリング実績から、実効線量、等価線量 (体幹部・皮膚) 及び等価線量 (末端部・皮膚) いずれも検出下限値未満 (X mSv) と被ばく線量を評価・推定し、作業を実施した。

作業員の被ばく管理については、APD (警報付きポケット線量計) を着用し日々の管理を実施するとともに、測定結果を累積・評価した。

その結果、計画通り作業員全員が実効線量、等価線量 (体幹部・皮膚) 及び等価線量 (末端部・皮膚) いずれも検出下限値未満 (X mSv) であり、被ばく管理に問題はなかった。

## (2) 第二附属排気筒トリチウム・カーボンサンプラの更新

### 1) 作業概要

TVF 施設 A212 に設置している第二附属排気筒トリチウムサンプラ及びカーボンサンプラを更新した。装置の冗長化を図るために同様の装置を同施設 A212, 213 にそれぞれ 1 台ずつ設置した。また、同施設 G140 室に監視するための状態表示用モニタを設置し、サンプラとモニタ間に新規の制御ケーブルを敷設した。

なお、令和元年度では配管の敷設し、A213 に装置を設置した。

本特作における放射線管理結果及び作業風景写真を図 3.2.2-3 に示す。

A213 設置場所（更新前）



作業風景（制御ケーブル敷設）



作業風景（配管敷設時）



作業風景（配管つなぎ込み時）



作業風景（装置据付時）



設置完了



図 3.2.2-3 作業風景写真：第二付属排気筒トリチウム・カーボンサンプラの更新

2) 作業中の放射線管理

① 線量率の管理

線量率管理は、作業中適宜対象物並び作業エリアの線量率測定を実施した。その結果、 $\gamma$  及び  $\beta \gamma$  共に  $<1.0 \mu\text{Sv/h}$  であり、計画値通り全て検出下限値未満であり問題はなかった。

② 表面密度の管理

表面密度管理は、作業開始時及び作業中適宜汚染状況の有無を確認するため、対象物及び作業区域についてスミヤ法にて実施した。

その結果、 $\alpha : <4.0 \times 10^{-2} \text{ Bq/cm}^2$ ,  $\beta \gamma : <4.0 \times 10^{-1} \text{ Bq/cm}^2$  であり、計画値通り全て検出下限値未満であり問題はなかった。

③ 空气中放射性物質濃度の管理

空气中の放射性物質濃度は、過去の実績において一度も汚染が確認されていない事から、表面密度にて管理を行った。

その結果、対象物及び作業区域において表面汚染が無いことから、作業期間中全て検出下限値未満であると評価した。

④ 作業者の被ばく管理

本作業における個人の最大計画被ばく線量算出については事前モニタリングの結果から、実効線量  $<0.1 \text{ mSv}$ ・等価線量（体幹部） $<0.1 \text{ mSv}$ ・等価線量（手部） $<0.1 \text{ mSv}$  と作業項目毎の放射線状況の被ばく線量を評価・推定し作業を実施した。

作業者の被ばく管理については、MD（半導体ポケット線量計）を着用し日々の管理を実施するとともに管理・評価した。

その結果、作業者の個人被ばくは、実効線量  $<0.1 \text{ mSv}$ ・等価線量（体幹部） $<0.1 \text{ mSv}$ ・等価線量（手部） $<1.0 \text{ mSv}$  であり、作業者全員が記録レベル未満で問題はなかった。

3.2.3 核燃料物質等及び物品等の搬出状況

(1) 核燃料物質等

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

搬出件数の内訳は、放射性固体廃棄物、分析試料等の再処理施設内の各建屋間（貯蔵施設等）の移動に伴うものが大半を占めていた。詳細な件数内訳を図 3.2.3-1 に示す。また、低放射性固体廃棄物の搬出状況を図 3.2.3-2 に示す。

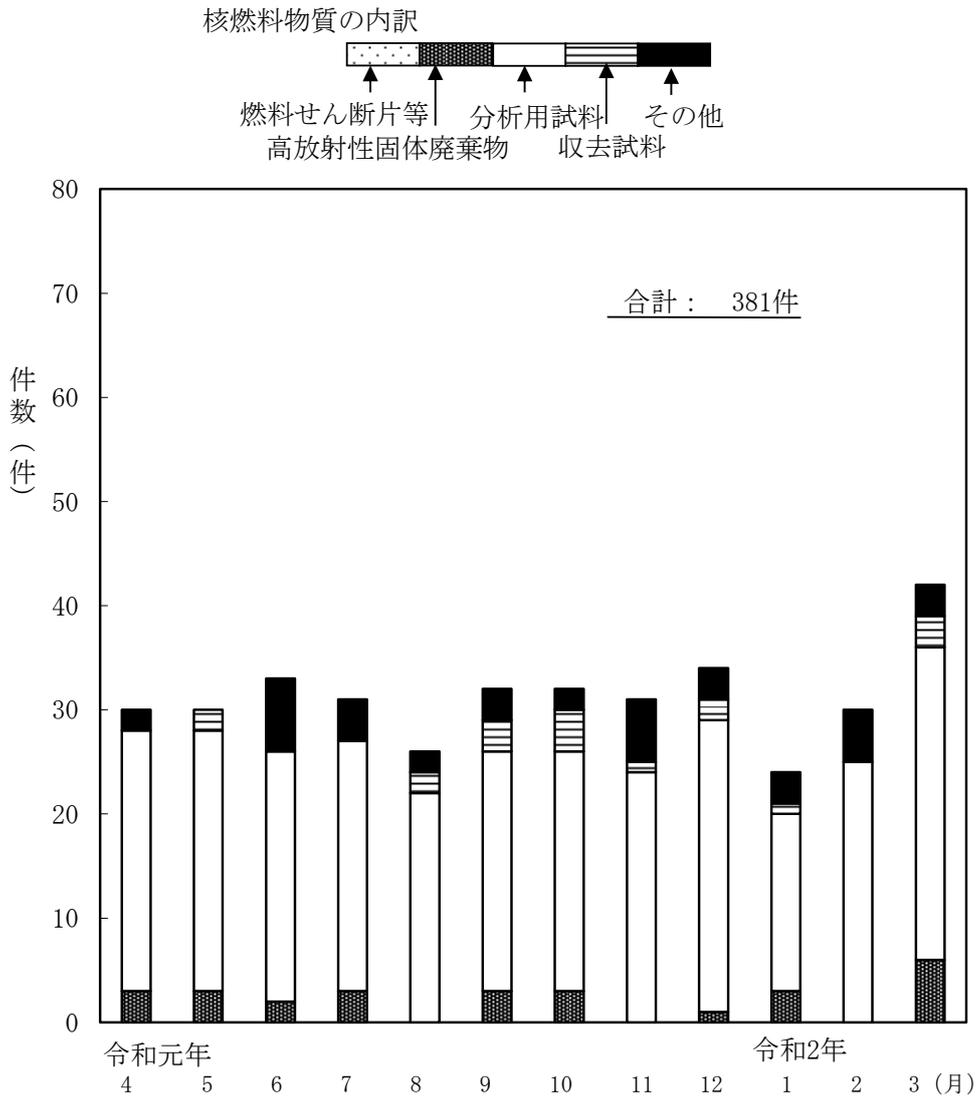


図 3.2.3-1 核燃料物質（低放射性固体廃棄物を除く）等の搬出状況（令和元年度）

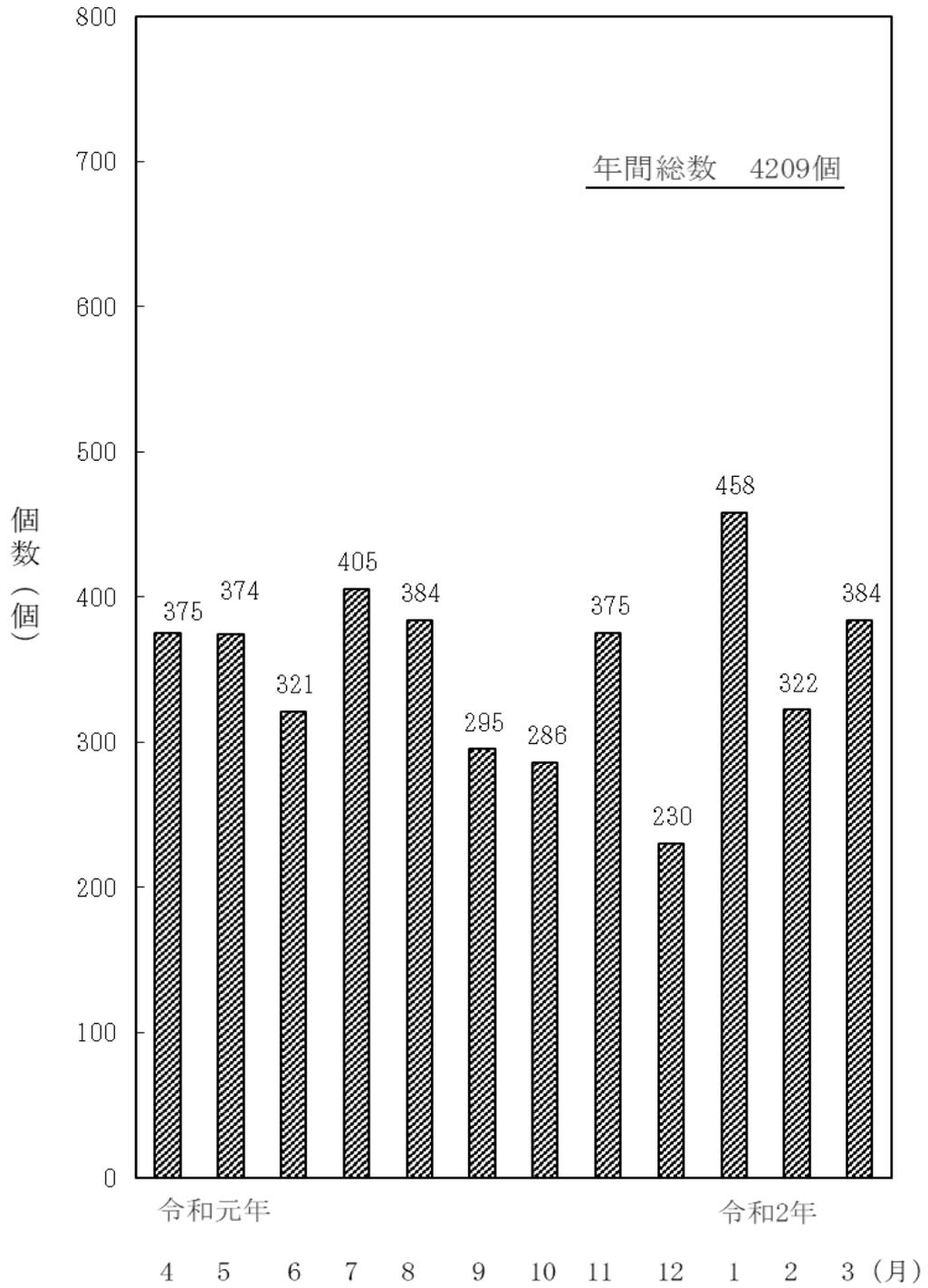


図 3.2.3-2 再処理施設での低放射性固体廃棄物の搬出状況 (令和元年度)

(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 3.2.3-3 に物品の搬出状況を示す。これらの測定の結果は、すべて検出下限値未満であった。

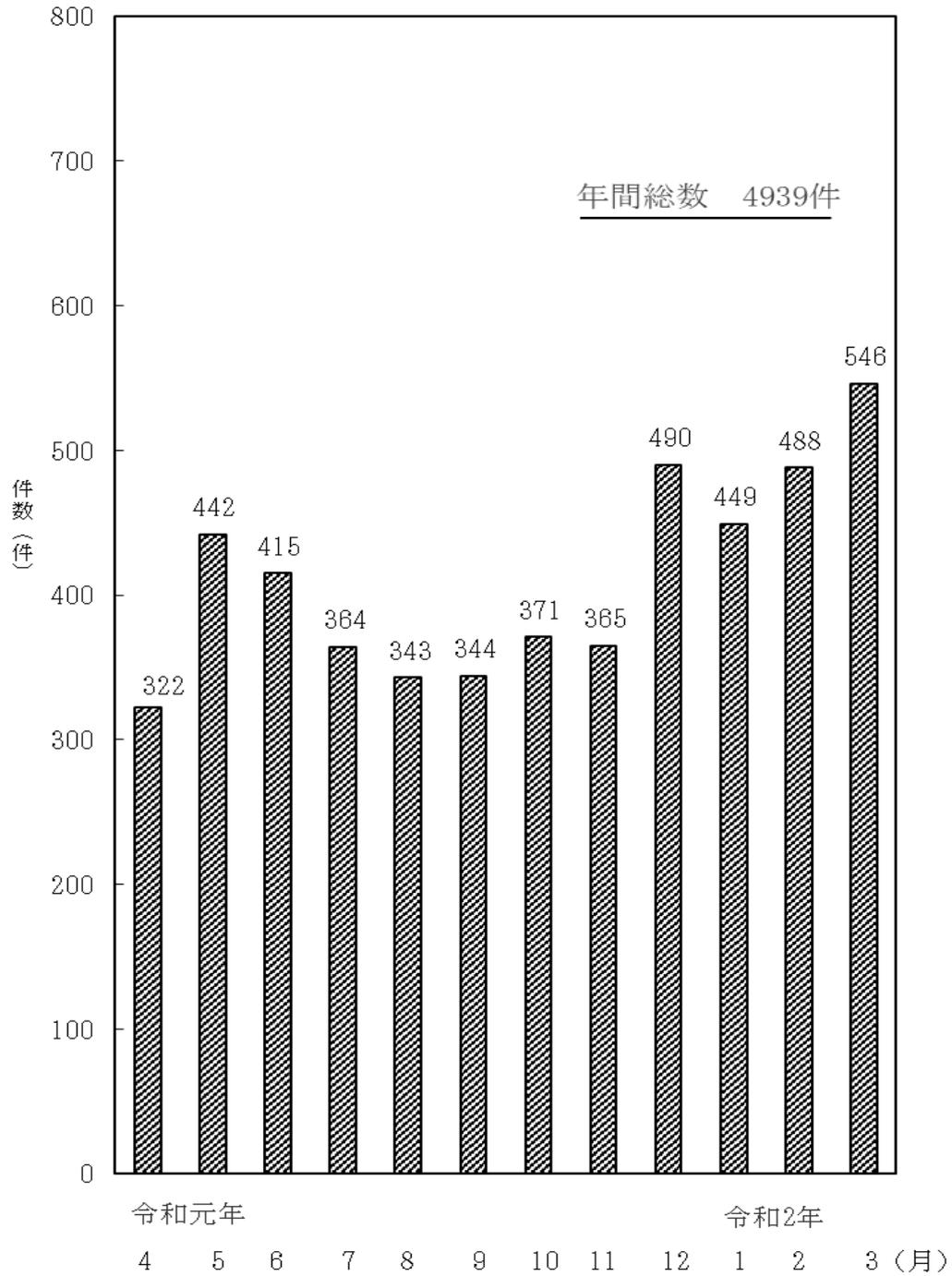


図 3.2.3-3 再処理施設における物品等搬出状況（令和元年度）

(3) 平成 26 年度から令和元年度の推移

核燃料物質等，低放射性固体廃棄物及び，物品等について平成 26 年度から令和元年度の年度別推移を図 3.2.3-4 に示す。また，図 3.2.3-5 に核燃料物質等，低放射性固体廃棄物及び，物品等の年度別搬出状況を示す。

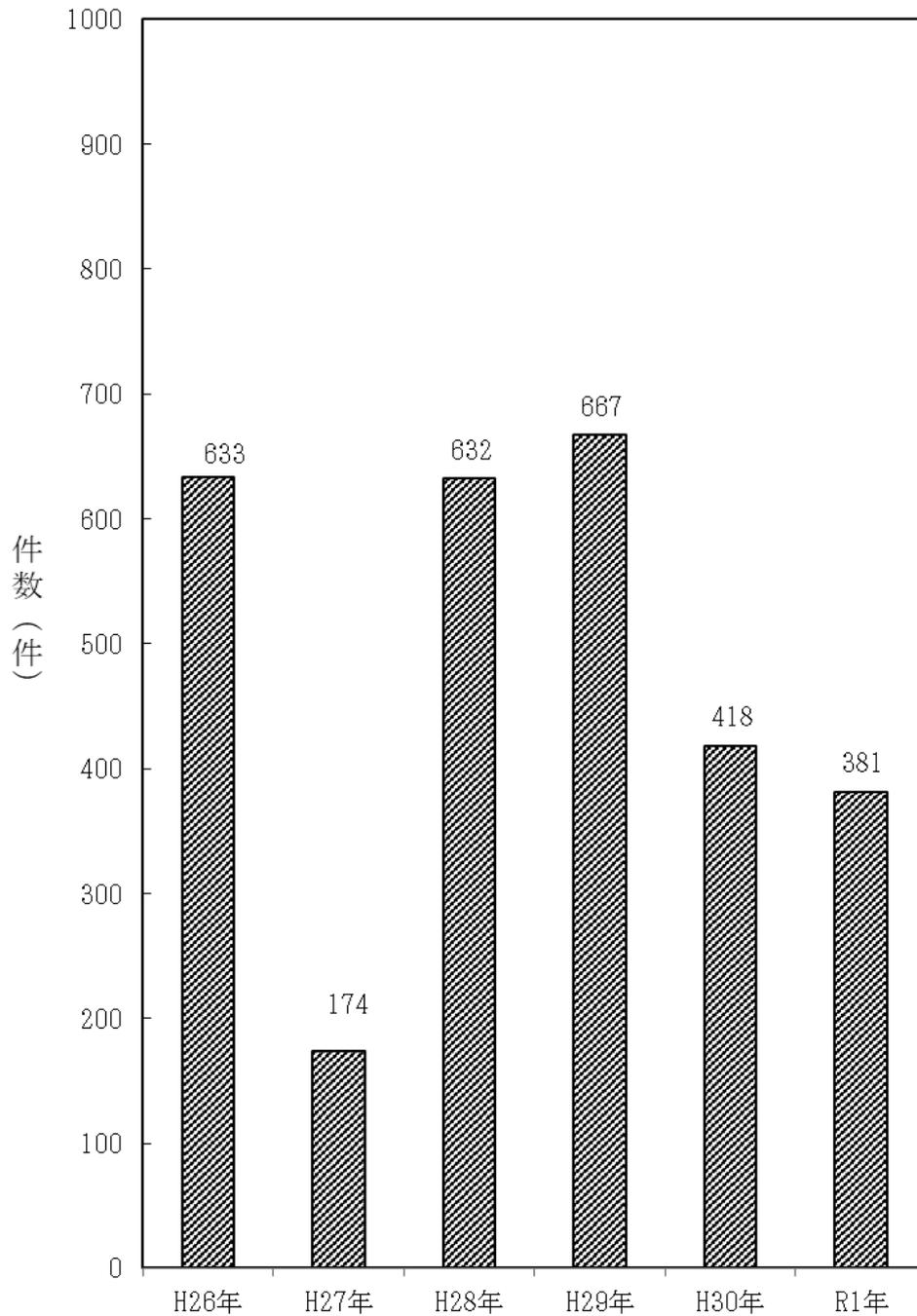


図 3.2.3-4 (1) 再処理施設における搬出状況の年度別推移(核燃料物質等)

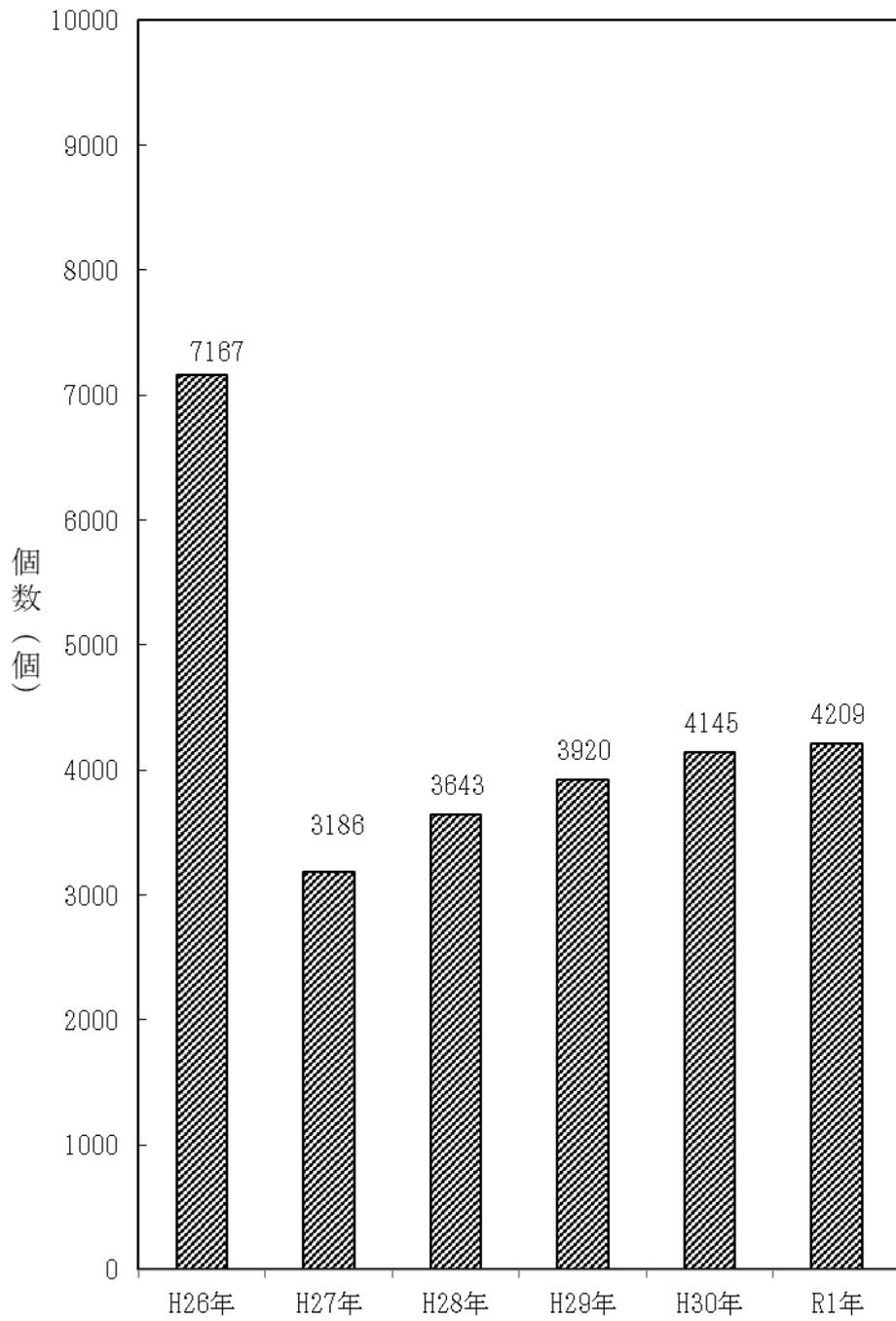


図 3. 2. 3-4 (2) 再処理施設における搬出状況の年度別推移 (低放射性固体廃棄物)

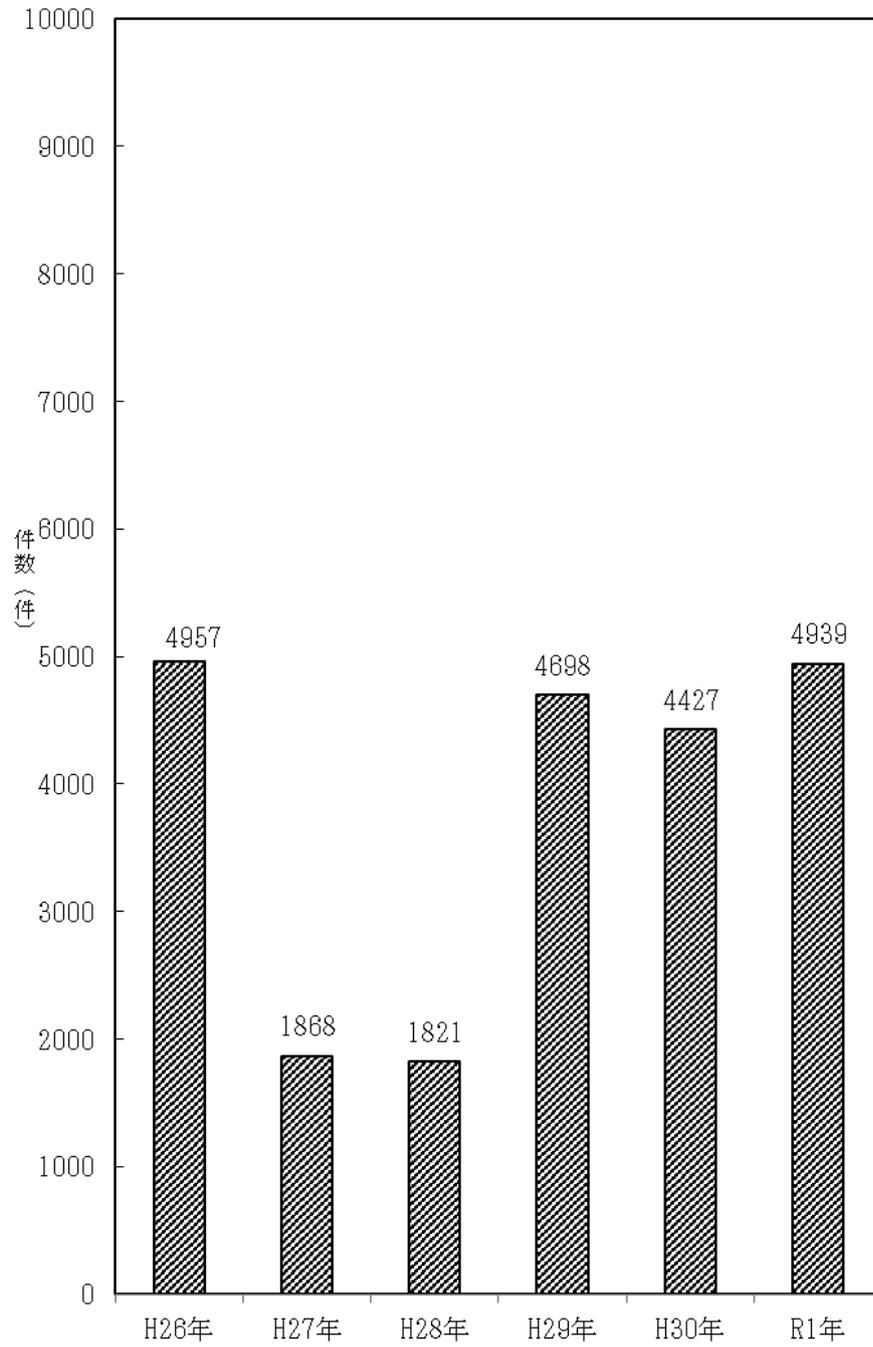


図 3. 2. 3-4 (3) 再処理施設における搬出状況の年度別推移 (物品等)

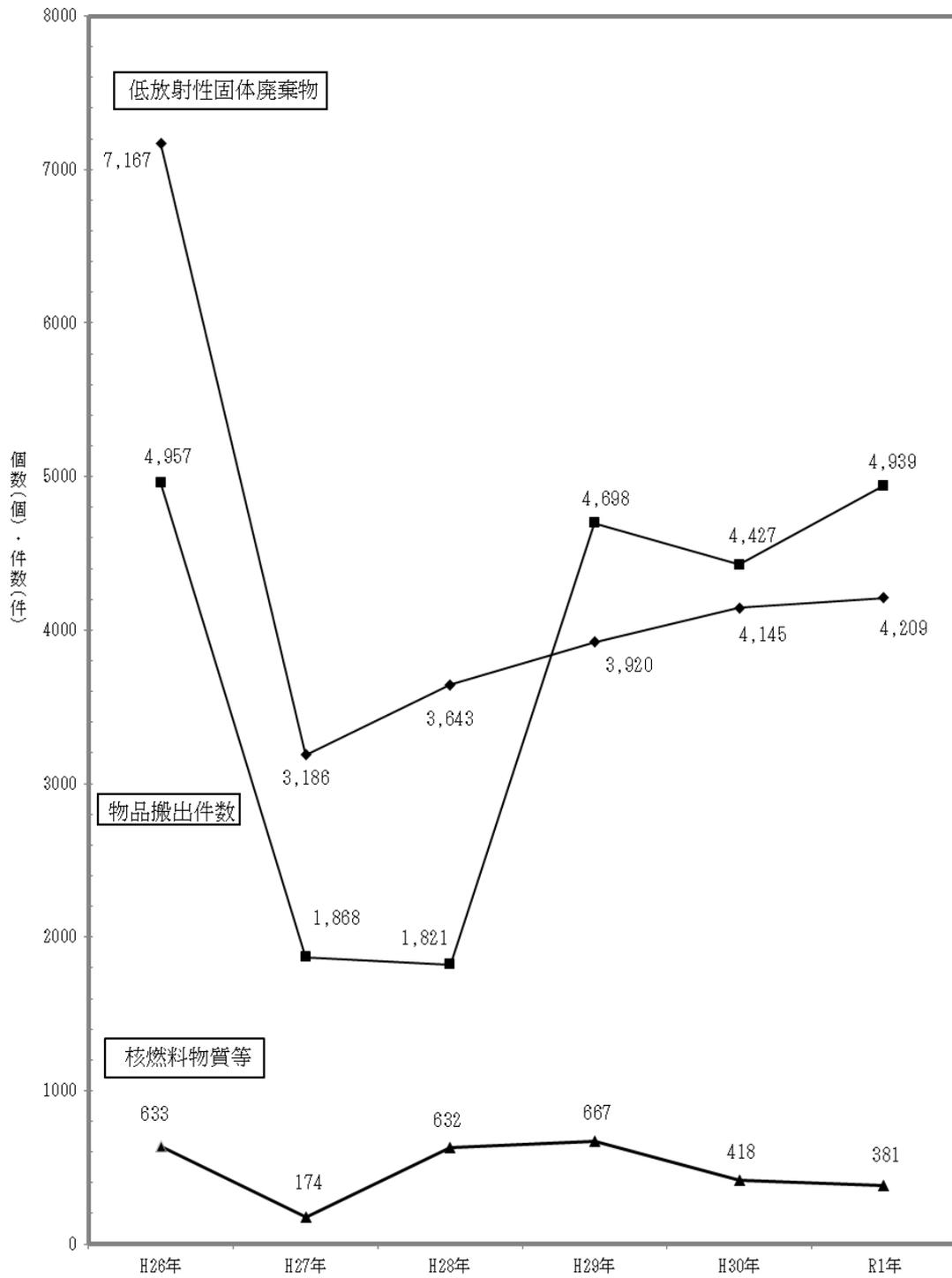


図 3. 2. 3-5 低放射性固体廃棄物及び物品，核燃料等の搬出状況

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）及び解除した区域を表 3.2.4 に示す。

表 3.2.4 再処理施設における管理区域の設定の状況  
(令和元年度) (1/2)

期間	建屋名	室名
H31.03.13 ～R1.05.28	屋外	ピット(1)及び入り口周辺
H31.04.04 ～R1.05.31	屋外	ピット(2)及び入り口周辺
R1.08.19 ～R1.09.24	分析所	ユーティリティ室 (W004) 入気室 (W006) ユーティリティ分配室 (W007) 配管通路室 (W032) 試験室の地下 (W040)
R1.09.02 ～R1.09.04	焼却施設	階段室 (W101)
R1.10.28	分離精製工場	廊下 (G350) に接する窓ガラス外部 (3 箇所)
R1.10.29	分離精製工場	廊下 (G349) に接する窓ガラス外部 (2 箇所)
R1.10.29	分離精製工場	廊下 (G450) に接する窓ガラス外部 (2 箇所)
R1.10.31	分離精製工場	廊下 (G450) に接する窓ガラス外部 (2 箇所)
R1.10.31	分離精製工場	廊下 (G550) に接する窓ガラス外部 (2 箇所)
R1.11.01	分離精製工場	廊下 (G550) に接する窓ガラス外部 (2 箇所)
R1.11.01	分離精製工場	廊下 (G050) に接する窓ガラス外部
R1.11.01	分離精製工場	廊下 (G650) に接する窓ガラス外部
R1.11.07	分離精製工場	中央制御室 (G549) の二重窓ガラスの間 (3 箇所)

表 3.2.4 再処理施設における管理区域の設定の状況  
(令和元年度) (2/2)

期間	建屋名	室名
R1. 11. 08	分離精製工場	中央制御室 (G549) の二重窓ガラスの間 (3箇所)
R1. 11. 08	分離精製工場	廊下 (G349) に接する窓ガラス外部
R1. 11. 12	分離精製工場	廊下 (G349) に接する窓ガラス外部 (2箇所)
R1. 11. 15	分離精製工場	試薬調整区域 (G643) に接する窓ガラス外部
R2. 02. 12 ~R2. 03. 19	分析所	ユーティリティ室 (W004) 入気室 (W006) ユーティリティ分配室 (W007) 配管通路室 (W032) 試験室の地下 (W040)

### 3.2.5 再処理施設 施設定期自主検査 (令和元年度)

#### (1) 令和元年度

##### ① 施設定期自主検査実績

令和元年 12 月 23 日から 12 月 26 日にかけて、令和元年度施設定期自主検査として、「建家・構築物の健全性確認」を行った。その結果、異常は確認されなかった。

### 3.2.6 再処理施設保安検査 (令和元年度)

原子炉等規制法第 50 条の 5 に基づき、保安検査が行われた。

表 3.2.6 に保安検査実施状況を示す。

表 3.2.6 保安検査実施状況（令和元年度）

実施日時	結 果
平成 31 年 4 月 1 日 10 時 15 分～10 時 30 分	違反なし
令和元年 6 月 12 日 10 時 20 分～11 時 20 分	違反なし
令和元年 7 月 19 日 13 時 30 分～14 時 10 分	違反なし
令和元年 9 月 13 日 10 時 00 分～10 時 35 分	違反なし
令和元年 10 月 28 日 10 時 00 分～11 時 00 分	違反なし
令和元年 12 月 11 日 10 時 00 分～10 時 30 分	違反なし
令和 2 年 1 月 17 日 10 時 00 分～11 時 00 分	違反なし
令和 2 年 2 月 28 日 10 時 05 分～10 時 35 分	違反なし
令和 2 年 3 月 11 日 10 時 05 分～10 時 25 分	違反なし
令和 2 年 3 月 31 日 10 時 00 分～10 時 30 分	違反なし

### 3.2.7 所内モニタリングポスト・ステーションの伝送多様化

環境監視課では、再処理施設保安規定に基づく空間放射線線量率の監視を行うことを目的としてサイクル研究所内外にモニタリングポスト・モニタリングステーションを設置しており、測定した空間放射線線量率のデータを光ケーブルに用いて環境監視テレメータシステムに収集している。

第45回原子力規制委員会[1]及び第24回東海再処理施設等安全監視チーム会合[2]の結果、令和元年度中にサイクル研究所周辺監視区域内モニタリングポストの伝送系の多様性確保をすべきとの意見をいただいた。この意見を踏まえ、核サ研周辺監視区域内のモニタリングポスト・モニタリングステーションについて、主回線としての既設光ケーブルによる専用回線に加え、副回線として衛星回線用通信機器を用いた無線伝送系の拡充（図3.2.7）を行うことで、伝送系の多様性確保を図ることにより、東海再処理施設等からの放射性物質の影響の監視強化を行った。



図 3.2.7 衛星回線用のアンテナ設備

#### 【参考文献】

- [1] 原子力規制委員会，平成30年度原子力規制委員会 第45回会議議事録  
<https://www.nsr.go.jp/data/000256232.pdf>（参照 2021年9月1日）。
- [2] 原子力規制委員会，東海再処理施設等安全監視チーム 第24回  
<https://www.nsr.go.jp/data/000257158.pdf>（参照 2021年9月1日）。

### 3.3 核燃料物質使用施設等の放射線管理状況

核燃料物質使用施設等の主な運転状況を以下に記述する。

#### 【環境技術開発センター】

- B棟では、フード設備の解体撤去作業施設の維持・管理が継続して行われた。
- 高レベル放射性物質研究施設（以下、「CPF」という。）では、福島試料の分析及びマニプレータの保守作業・廃棄物仕分け作業等が行われた。令和元年7月23日、操作室A（管理区域）において、保守作業中に鉛遮へい体及び遮へいカバーが落下し作業員が右手指を負傷する事象が発生した。なお、負傷した作業員に汚染は無かった。
- J棟では、廃水処理及び溶媒除去試験等が行われた。
- 東海事業所第2ウラン貯蔵庫では、UF6の貯蔵及び施設の維持・管理が継続して行われた。
- ウラン系廃棄物貯蔵施設（以下、「UWSF」という。）では、ウラン系取扱施設で発生した放射性廃棄物（フィルタ）の受け入れ作業等が行われた。
- 第2ウラン系廃棄物貯蔵施設（以下、「第2UWSF」という。）では、ウラン系廃棄物の受け入れ、詰替室のパネルハウス内にてドラム缶の内容物詰替え作業及びM棟への払い出し作業が行われた。
- 焼却施設では、ウラン系取扱施設で発生した放射性可燃廃棄物の焼却作業が継続して行われた。
- L棟では、施設の維持・管理が継続して行われた。また、三菱原子燃料株式会社からの劣化ウラン粉末受入れ準備が行われた。
- 洗濯場では、ウラン系取扱施設等で使用した管理区域内作業衣類の洗濯業務が継続して行われた。
- 地層処分放射化学研究施設（以下、「クオリティ」という。）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、コロイド試験等が継続して行われた。
- 廃油保管庫、廃水処理室、M棟、A棟及び応用試験棟では、施設の維持・管理が継続して行われた。

A棟、J棟、東海事業所第2ウラン貯蔵庫、第2UWSF、焼却施設、廃水処理室、M棟、応用試験棟、L棟及び洗濯場では、施設の消費電力の低減を図る事を目的とし、給排気設備を計画的に停止した。

#### 【プルトニウム燃料技術開発センター】

- プルトニウム燃料第一開発室（以下、「Pu-1」という。）では、小規模MOX試験及び分析・物性測定等が行われた。
- ウラン貯蔵庫では、継続的な貯蔵管理が行われた。
- プルトニウム燃料第二開発室（以下、「Pu-2」という。）では、残存核燃料物質の

処理作業，小規模 MOX 試験及び分析・物性測定等が行われた。F-104 での GB 解体・撤去作業（S2）が行われた。

- プルトニウム燃料第三開発室（以下，「Pu-3」という。）では，各種試験試料等の計量分析及び設備の保守点検等が行われた。また残存汚染リスクの高い工程室（FP-109，FP-111）における汚染検査等，FP-103 の GB（S2）解体・撤去作業が行われた。
- プルトニウム廃棄物処理開発施設（以下，「PWTF」という。）では廃棄物前処理作業や設備の保守点検が行われた。
- プルトニウム廃棄物貯蔵施設（以下，「PWSF」という。）では，管理区域解除に向けた物品搬出及び汚染検査（G1）が開始された（令和元年 8 月～）。
- 第二プルトニウム廃棄物貯蔵施設（以下，「第 2PWSF」という。）では，プルセクター施設からの放射性廃棄物の受け入れが行われた。
- 燃料製造機器試験室（以下，「モックアップ室」という。）では，設備の保守点検が行われた。

#### 【放射線管理部】

- 安全管理棟では，各部・センターからの依頼による放出判定サンプル等の分析作業及び環境監視業務等が継続して行われた。
- 計測機器校正室では，ガンマ線源の更新及び放射線管理機器の点検・校正が継続して行われた。また，特定放射性同位元素に係る防護措置が令和元年 9 月 1 日に施行された。

### 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，作業環境の線量率，表面密度の管理において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，使用施設は全て管理目標値（CPF：（グリーン区域） $12.5 \mu\text{Sv/h}$ ，（アンバー区域） $200 \mu\text{Sv/h}$ ，CPF 以外の施設： $50 \mu\text{Sv/h}$ ）以下，RI 取扱施設も全て管理の目安値以下であった。

#### (2) 空气中放射性物質濃度の管理

定置式空気モニタ及びエアスニファによる一週間連続採取及びろ紙測定の結果は，全施設において全て管理目標値以下であった。主な施設の対象核種を表 3.3.1 に示す。

表 3.3.1 主な施設の主要核種

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 ( $\alpha : 4 \times 10^{-2}$  Bq/cm<sup>2</sup>,  $\beta : 4 \times 10^{-1}$  Bq/cm<sup>2</sup>) 以下であった。

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

令和元年度は 84 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 3.3.2-1 に示す。また,特殊放射線作業の実施状況を 2 件紹介する。

表 3.3.2-1 令和元年度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
環境 技術開発センター	CPF	0	—	12	<0.1	20	<0.1	32	<0.1
	応用試験棟	0	—	1	<0.1			1	<0.1
	B棟	0	—	1	<0.1			1	<0.1
	L棟	0	—	4	<0.1			4	<0.1
プルトニウム燃料 技術開発センター	Pu-1	0	—	8	14.5 ※1			8	14.5
	Pu-2	0	—	17	39.0 ※2			17	39.0
	Pu-3	0	—	20	67.0 ※3			20	67.0
	PWSF	0	—	1	<0.1			1	<0.1
合計		0	—	64	120.5			20	X

※1：MOX燃料を用いた試験及び付随する作業3件の合算値

※2：貯蔵室内核燃料物質取扱作業,グローブボックス解体作業及び工程室内汚染検査等13件の合算値

※3：ペレット製造工程の保守作業,グローブボックス解体作業及び工程室内汚染検査等11件の合算値

(1) Pu-2におけるグローブボックスの解体・撤去作業

① 作業概要

湿式室(2)(F-104)に設置されているW-9,F-1(一部)設備の解体・撤去作業が,令和元年7月22日から令和2年2月28日の期間で実施された。なお本作業は,平成30年7月17日から実施されていたが,平成31年1月30日に発生したPu-2粉末調整室(A-103)における汚染事象により,一時中断された後,上記期間に

実施された。

② 作業者の被ばく低減措置

本作業は、解体用 GH を設営し、エアラインスーツにより解体・撤去を実施した(図 3.3.2-1 参照)。高線量箇所については、鉛シートによる遮蔽を行い被ばく低減に努めた。

③ 作業中の放射線管理

1) 線量率の管理

作業開始前及び作業中適宜、作業エリアの線量率を測定し、被ばくの低減に努めた。作業期間中の最大は  $\gamma$  線 :  $55 \mu\text{Sv/h}$ 、中性子線 :  $1.0 \mu\text{Sv/h}$  であった。

2) 空气中放射性物質濃度の管理

GH-1, 2 については可搬型  $\alpha$  線用空気モニタで連続監視を実施し、空气中放射性物質濃度の最大は GH-1 で  $4.6 \times 10^{-4} \text{Bq/cm}^3$ 、その他の作業エリアはエアスニファで管理し、測定の結果は全て検出下限値未満であった。

3) 表面密度の管理

作業期間における表面密度は、GH-1 で最大  $1.6 \times 10^3 \text{Bq/cm}^2$ 、GH-2 で最大  $2.7 \times 10^{-1} \text{Bq/cm}^2$ 、その他の作業エリアは全て検出下限値未満であった。

4) 作業者の被ばく管理

作業員は胸部にポケット線量計を着用し、作業期間毎の管理値を超えないよう管理が実施された。被ばく管理結果は、第 2 四半期の実効線量計画値は 3.0 mSv、等価線量計画値は 15 mSv に対し、実効線量実績値は 0.1 mSv、等価線量実績値は 1.7 mSv であり、第 3 四半期の実効線量計画値は 3.3 mSv、等価線量計画値は 17.6 mSv に対し、実効線量実績値は 0.6 mSv、等価線量実績値は 7.2 mSv であり、第 4 四半期の実効線量計画値は 1.1 mSv、等価線量計画値は 3.3 mSv に対し、実効線量実績値は記録レベル未満、等価線量実績値は 0.3 mSv と計画値を大幅に下回った結果であった。



図 3.3.2-1 エアラインスーツによる GH-1 内解体作業風景

(2) Pu-3 におけるグローブボックスの解体・撤去作業

① 作業概要

粉末調製室(1) (FP-101)に設置されている FPG-03a, b, c 設備の解体・撤去作業が、令和元年9月2日～令和2年3月31日の期間で実施された。

② 作業者の被ばく低減措置

本作業は、解体用 GH を設営し、エアラインスーツにより解体・撤去を実施した(図 3.3.2-2 参照)。高線量箇所については、鉛シートによる遮蔽を行った。

③ 作業中の放射線管理

1) 線量率の管理

作業開始前及び作業中適宜作業エリアの線量率測定を継続して行い、被ばくの低減に努めた。作業期間中の最大は  $\gamma$  線 : 1000  $\mu$  Sv/h, 中性子線 : 4.0  $\mu$  Sv/h であった。

2) 空气中放射性物質濃度の管理

室内は定置式  $\alpha$  線用空気モニタで管理を実施し、GH-1, 2 については可搬型  $\alpha$  線用空気モニタで連続監視し GH-3, 4 その他作業エリア内をエアスニファで行った。作業期間中の空气中放射性物質濃度は GH-1 で最大  $5.4 \times 10^{-3}$  Bq/cm<sup>3</sup>, GH-2 で最大  $8.1 \times 10^{-6}$  Bq/cm<sup>3</sup>, その他のエリアは全て検出下限値未満であった。

3) 表面密度の管理

作業期間中の表面密度は GH-1 で  $1.6 \times 10^3$  Bq/cm<sup>2</sup>, GH-2 で 3.5 Bq/cm<sup>2</sup>, その他 GH-3・4 及び室内の作業区域は全て検出下限値未満であった。

4) 作業者の被ばく管理

作業員は胸部にポケット線量計を着用し、作業期間毎の管理値を超えないよう管理が実施された。被ばく管理結果は、第2四半期の実効線量計画値は 0.7 mSv, 等価線量計画値は 1.3 mSv に対し、実効線量実績値は 0.2 mSv, 等価線量実績値は 0.4 mSv であり、第3四半期の実効線量計画値は 2.7 mSv, 等価線量計画値は 22.9 mSv に対し、実効線量実績値は 0.8 mSv, 等価線量実績値は 5.6 mSv であり、第4四半期の実効線量計画値は 2.7 mSv, 等価線量計画値は 20.7 mSv に対し、実効線量実績値は 0.3 mSv, 等価線量実績値は 3.9 mSv と計画値を下回った結果であった。



図 3.3.2-2 エアラインスーツによる GH-1 内での解体作業風景

### 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等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令和元年で 261 件であり、測定の結果、全て管理基準値以下であった。

図 3.3.3-1 に核燃料物質等の搬出件数の推移を示す。

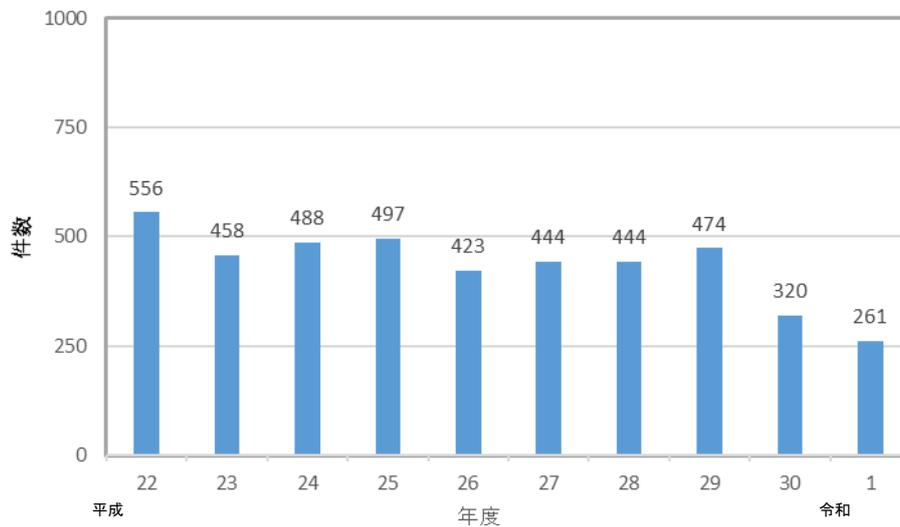


図 3.3.3-1 使用施設における核燃料物質等の搬出件数の推移

(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令和元年で5,893件であり、測定の結果は全て管理基準値以下であった。

図3.3.3-2に物品搬出件数の推移を示す。

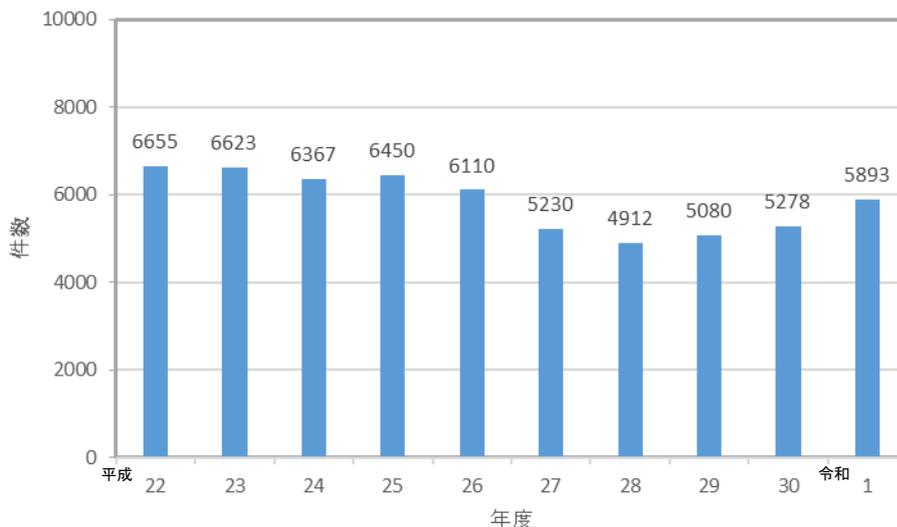


図 3. 3. 3-2 使用施設における物品搬出件数の推移

3.3.4 管理区域等の設定・解除

令和元年度は核燃料物質使用施設保安規定等に基づく管理区域の設定及び解除は無かった。一時管理区域の指定・解除に係る対応は3件であった。表3.3.4-1に一時管理区域の指定・解除を示す。

保安規則に基づく一時管理区域の指定・解除に係る対応は2件であった。表3.3.4-2に一時管理区域の指定・解除を示す。

この期間の表面密度及び線量率の測定結果は、保安規定等に定められている基準値以下であることを確認した。

表 3. 3. 4-1 一時管理区域の指定・解除 (保安規定対象施設)

適用区域	指定日	解除日	指定理由
焼却施設	R1. 10. 31	R1. 10. 31	排水受槽：排水受槽年次点検
B棟	R2. 1. 15	R2. 1. 15	屋外（建屋東側）：廃棄物搬出
UWSF	R2. 3. 25	R2. 3. 25	屋外廃水ピット：屋外廃水ピット年次点検

表 3.3.4-2 一時管理区域の指定・解除（保安規則対象施設）

適用区域	指定日	解除日	指定理由
応用試験棟	R2. 2. 18	R2. 2. 18	屋外（建屋北側）：ユーティリティ配管工事
応用試験棟	R2. 3. 4	R2. 3. 4	屋外（建屋北側）：排水管年次点検

令和元年度，保安規定に基づく管理区域に係る遵守事項等の適用除外はなく，保安規則に基づく管理区域に係る遵守事項等の適用除外に係る対応は1件であった。表 3.3.4-3 に管理区域に係る遵守事項の適用除外一覧を示す。

適用除外に伴う表面密度及び線量率の測定結果は，保安規定等に定められている基準値以下であることを確認した。

表 3.3.4-3 管理区域に係る遵守事項等の適用除外一覧

適用区域	除外日	復帰日	除外理由
計測機器校正室	R1. 10. 15	R1. 10. 16	屋外管理区域：除草作業及び除草剤散布のため。

### 3.3.5 使用施設保安検査

原子炉等規制法第 56 条の 3 第 5 項に基づき，四半期毎に核燃料物質使用施設保安検査を受検しているが，令和元年度（平成 31 年度）は令和 2 年度から新たな検査制度を円滑かつ適切に開始するため，保安検査期間を 10 週程度に拡大し，新検査制度の試運用と保安検査を一体的に実施することとなった。核燃料物質使用施設保安検査に係る対応状況を表 3.3.5-1 に示す。

表 3.3.5-1 核燃料物質使用施設保安検査に係る対応状況(1/3)

No	実施日	検査内容	結果
1	H31.4.8 ~ 4.26	運転管理, 臨界安全管理, 保守管理及びプルトニウム燃料第二開発の管理区域内における汚染(法令報告事象)に係る対応及び復旧状況	<p>《指摘事項等》</p> <p>プルトニウム燃料第一開発室において確認された, 一部の空気モニタサンプリング流量が事業者の管理基準を下回っていた件については, サンプリング流量は, 警報設定及び内部被ばくの評価等に用いられる重要な要素であることを認識し, サンプリング流量の確保及び空气中放射性物質濃度の評価方法の検討を実施する必要がある。</p> <p>《指摘事項等に対する処置》</p> <p>不適合管理(放1-2019-03)にて実施し, 是正処置の有効性レビューの部長承認をもって全て完了した。(R1.10.2)</p>
2	R1.5.9 ~ 5.28	保守管理, 放射性固体廃棄物の管理, 放射性気体・液体廃棄物の管理, 火災防護(1年検査(設備))及び非常時等の措置	放射線管理第1課(放管1課)に係る指摘事項等はなかった。
3	R1.6.3 ~ 6.27	臨界安全管理, 放射性気体・液体廃棄物の管理, 非常時等の措置, 品質マネジメントシステムの運用	<p>《指摘事項等》</p> <p>Pu-3 空気汚染時退避訓練において, 以下の指摘事項等を受けた。</p> <p>①ダストモニタサンプリング用漏斗は GH-1 の天井部分から垂れており, 目線の位置より高い場所での作業となるため, 配管時に踏み台を使用してはいかがか。一般安全の観点からも気がかりである。</p> <p>②ダストモニタサンプリング用ホースの漏斗と GH 導入口部分は隙間がしやすい箇所であるため, テープで固定してはいかがか。</p> <p>③可搬型ダストモニタのチャートレコーダーを起動していなかったのではないのか。</p> <p>④放射線計測室において作業責任者クラスの者が半面マスク着用していなかった。</p> <p>《指摘事項等に対する処置》</p> <p>①脚立や踏み台の使用に関しては当日の反省でも抽出された課題であるため, 今後使用するよう, 放管1課内に周知を行った。</p> <p>②当日の作業者に聴取したところ, 固定していなかったため, 今後は固定するよう周知・徹底を図る。</p> <p>③可搬型ダストモニタの指示値は現場で動きがあるたびに2名の放射線管理員が確認していたものの, チャートレコーダーに関しては動かした</p>

表 3. 3. 5-1 核燃料物質使用施設保安検査に係る対応状況 (2/3)

No	実施日	検査内容	結果
			<p>つもりになっていた。反省事項として抽出し、可搬型ダストモニタに「チャートレコーダー起動」に関する表示を行う。本件は部レベルの是正処置プログラムにて改善を図る。</p> <p>④放射線計測室にて請負の現場責任者クラスの者がマスクの着用をしていなかった。聞き取りの結果、その者は訓練開始時には現場の保安要員として訓練外であったが、訓練の途中から、訓練参加者として若手参加者の防護装備着補助に加わっていたことがわかった。訓練に参加した時点からはマスクを着用すべきであった。今後は保安要員と訓練参加者との区別及び意識付けを徹底する。本件は部レベルの是正処置プログラムにて改善を図る。</p>
4	R1. 7. 8 , R1. 7. 11	放射性気体・液体廃棄物の管理	放管 1 課に係る指摘事項等はなかった。
5	R1. 7. 11 , R1. 7. 12	J 棟における排気中放射性物質濃度の管理について	放管 1 課に係る指摘事項等はなかった。
6	R1. 8. 8	空气中放射性物質の管理と低減	放管 1 課に係る指摘事項等はなかった。
7	R1. 9. 13	プルトニウム燃料第 2 開発室汚染事象に係る対策の実施状況について	放管 1 課に係る指摘事項等はなかった。
8	R1. 10. 7	プルトニウム燃料第三開発室の臨界安全管理 (B02020) ガイドに基づく記録確認, 現場確認	《気付き事項》 チャート紙打点の薄さに関する気づきを受けた。
9	R1. 10. 24	J 棟及び東海事業所第 2 ウラン貯蔵庫 (以下, 「第 2U 庫」という) の放射線モニタリング設備 (BR0090) ガイドに基づく記録確認, 現場確認	放管 1 課に係る指摘事項等はなかった。
10	R1. 10. 28	プルトニウム燃料第一開発室及びウラン貯蔵庫の放射性気体・液体廃棄物の管理 (BR0050) ガイドに基づく記録確認, 現場確認 (現場確認は, ウラン貯蔵庫を除く。)	放管 1 課に係る指摘事項等はなかった。
11	R1. 11. 18	放射線被ばく ALARA 活動 (BR0030) に係る記録確認, 現場確認	放管 1 課に係る指摘事項等はなかった。

表 3.3.5-1 核燃料物質使用施設保安検査に係る対応状況(3/3)

No	実施日	検査内容	結果
12	R1.12.11	プルトニウム燃料第二開発室のサーベイランス試験(B00010)ガイドに基づく記録確認, 現場確認	放管1課に係る指摘事項等はなかった。
13	R1.12.12	CPFにおける放射線被ばく評価及び個人モニタリング(BR0020)ガイドに基づく記録確認と現場確認	放管1課に係る指摘事項等はなかった。
14	R2.1.28	プルトニウム燃料第三開発室の放射線被ばく管理(BR0010)ガイドに基づく記録確認及び現場確認	放管1課に係る指摘事項等はなかった。
15	R2.2.10	2020年2月6日の保安検査において, 検査官の気付きとされた事項等について, その後の対応状況について	<p>《気付き事項》 R2年2月6日のプルトニウム燃料第二開発室に係る保安検査にて, 以下の気付き事項が挙げられた。 ①管理区域出口における退出モニタ警報吹鳴対応者の半面マスク着用の不備 ②監視盤内での物品の保管</p> <p>《気付き事項に対する改善処置》 ①不適合管理(放1-2019-10)にて実施中。 ②監視盤内へのデータロガーの設置は問題ないと考えるが, 設置目的の明確化のため, 監視盤表面及び盤内の設置場所付近にデータロガーの設置目的, 期間等記載した表示を行った。(R2.2.10)</p>
16	R2.3.5	保安検査(R2.2.6)の気付き事項等に係るその後の対応状況についての確認	放管1課に係る指摘事項等はなかった。
17	R2.3.16	放射線被ばくの管理(BR0010), 放射線被ばく評価及び個人モニタリング(BR0020), 放射線被ばくALARA活動(BR0030), 空気中放射性物質の管理と低減(BR0040)及び放射性気体・液体廃棄物の管理(BR0050)ガイドに基づく記録確認	放管1課に係る指摘事項等はなかった。

### 3.3.6 放射性同位元素等の使用施設に係る定期検査及び定期確認

「放射性同位元素等の規制に関する法律」第12条9項及び同10項に基づく定期検査及び定期確認の対応はなかった。

## 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

令和元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 30 年度）と比較すれば低下したが、平年並みのレベルであった。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 令和元年度の個人線量の管理状況

放射線業務従事者数	2,670 人（うち女性 39 名）
集団実効線量	213.3 人・mSv
個人の平均実効線量	0.1 mSv
個人の最大実効線量	5.3 mSv

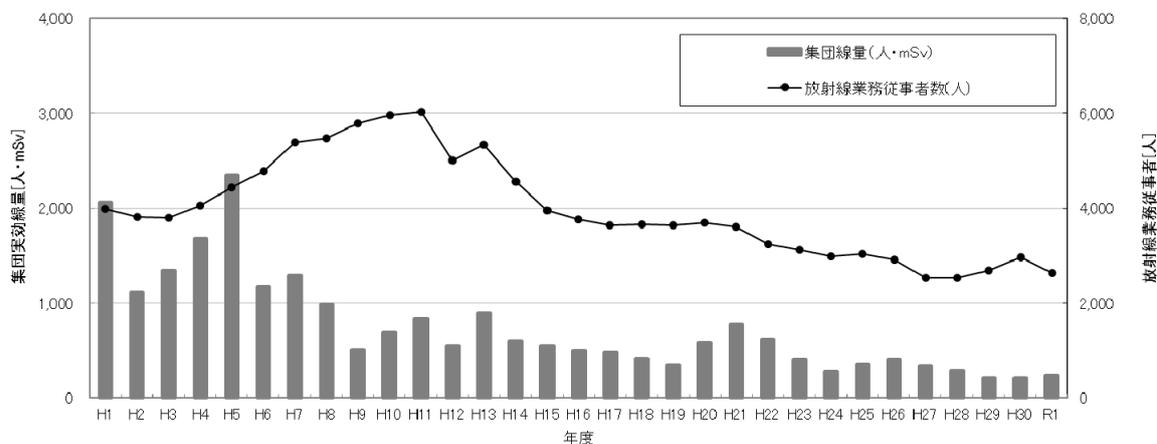


図 4.1 サイクル研究所における集団実効線量の推移

### 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、令和元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 4.2.1-1 及び図 4.2.1-2 に示す。プルトニウム燃料技術開発センターでは、平成 31 年 1 月に発生したプルトニウム燃料第二開発室での汚染事象への対応のため、第 1 四半期の作業時間が減少したことで、集団実効線量が前年度から 14.1 人・mSv 減少した。再処理廃止措置技術開発センターでは、プルトニウム転換技術開発施設にてスラッジ安定化処理を開始したため、前年度から 13.8 人・mSv 増加した。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、前年度とほぼ同等であった。

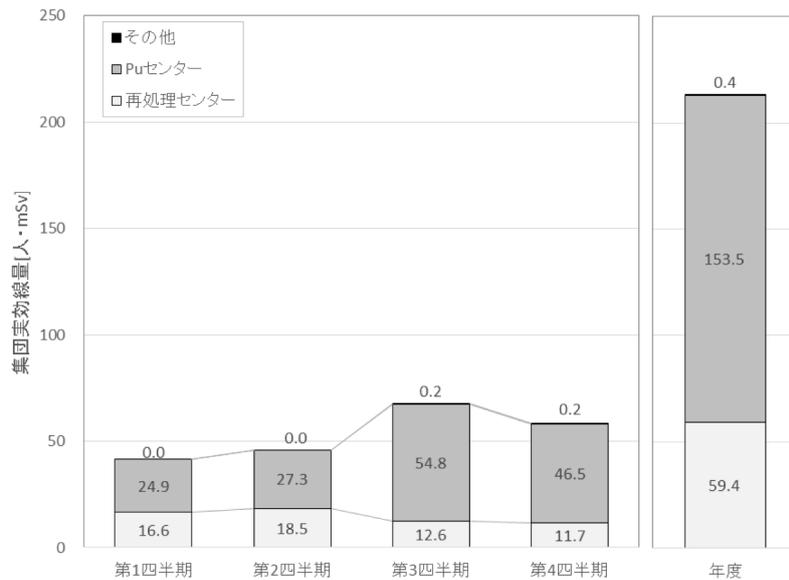


図 4.2.1-1 令和元年度の四半期毎の集団実効線量の推移

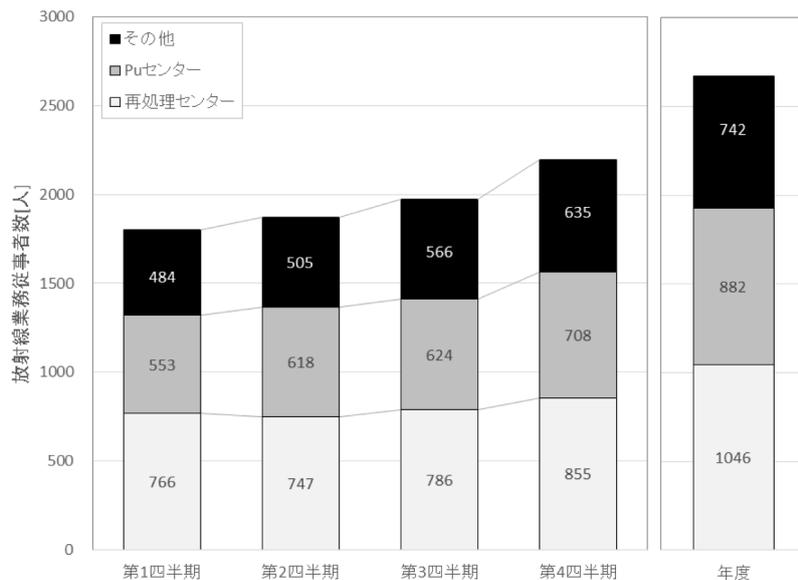


図 4.2.1-2 令和元年度の四半期毎の放射線業務従事者数の推移

#### 4.2.2 等価線量

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。TLD 指リングで評価した、令和元年度の末端部皮膚（手部）の等価線量について、表 4.2.2 に分布及び個人の最大等価線量を示す。

表 4.2.2 令和元年度の末端部皮膚（手部）の等価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)	1 mSv 以上 50 mSv 以下 (人)	50 mSv を 超える (人)	個人の最大 (mSv)
再処理廃止措置技術開発センター	261	225	36	0	48.9
プルトニウム燃料技術開発センター	363	252	111	0	22.8
環境技術開発センター	142	137	5	0	2.7
研究所全体	766	614	152	0	48.9

なお、令和3年4月1日に眼の水晶体の等価線量の線量限度に係る法令が改正され、現在の 150 mSv/年から 100 mSv/5 年及び 50 mSv/年となる。これまで、所内において眼の水晶体の等価線量が 20 mSv/年を超えた放射線作業の実績があったことを踏まえ、昨年度に引き続き、眼の水晶体の等価線量の測定及び評価に関する検討を実施している。詳細は、9.3.2 に記す。

#### 4.3 内部被ばく管理状況

令和元年度において、放射性物質の吸入摂取等による内部被ばく事象はなかった。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 82 人、全身カウンタ 996 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 1,518 人の全身カウンタ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 4.3 に尿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 4.3 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			
再処理廃止措置技術開発センター	21	18	18	682	926
プルトニウム燃料技術開発センター	52	50	50	8	3
環境技術開発センター	21	14	14	98	342
その他	0	0	0	208	247
合計	94	82	82	996	1,518

#### 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。令和元年度において、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。令和元年度の一時立入者の人数を表 4.4 に示す。

表 4.4 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 受検者 (のべ人数)
再処理廃止措置技術開発センター	587	531	331
プルトニウム燃料技術開発センター	352	653	0
環境技術開発センター	571	182	152
その他	164	111	38
合 計	1,674	1,477	521

#### 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。

マスクフィッティング装置の概要を図 4.5-1 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個数(0.3  $\mu\text{m}$ ~0.5  $\mu\text{m}$ )を計数する。

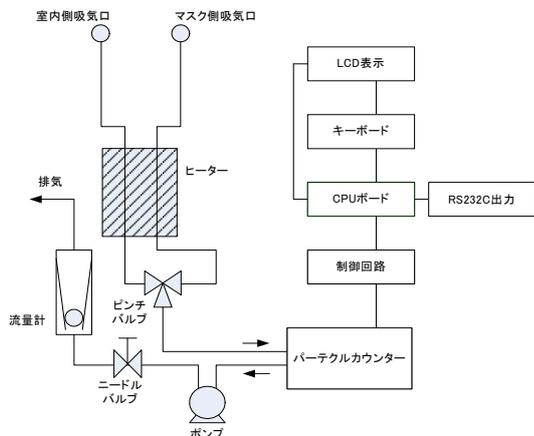


図 4.5-1 マスクフィッティング装置の概要

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。

令和元年度に実施したマスクフィッティング装置での試験の受験者は、延べ1,095人であり、全員が合格した。図 4.5-2 に年度別のマスクフィッティング装置での試験の実施状況を示す。

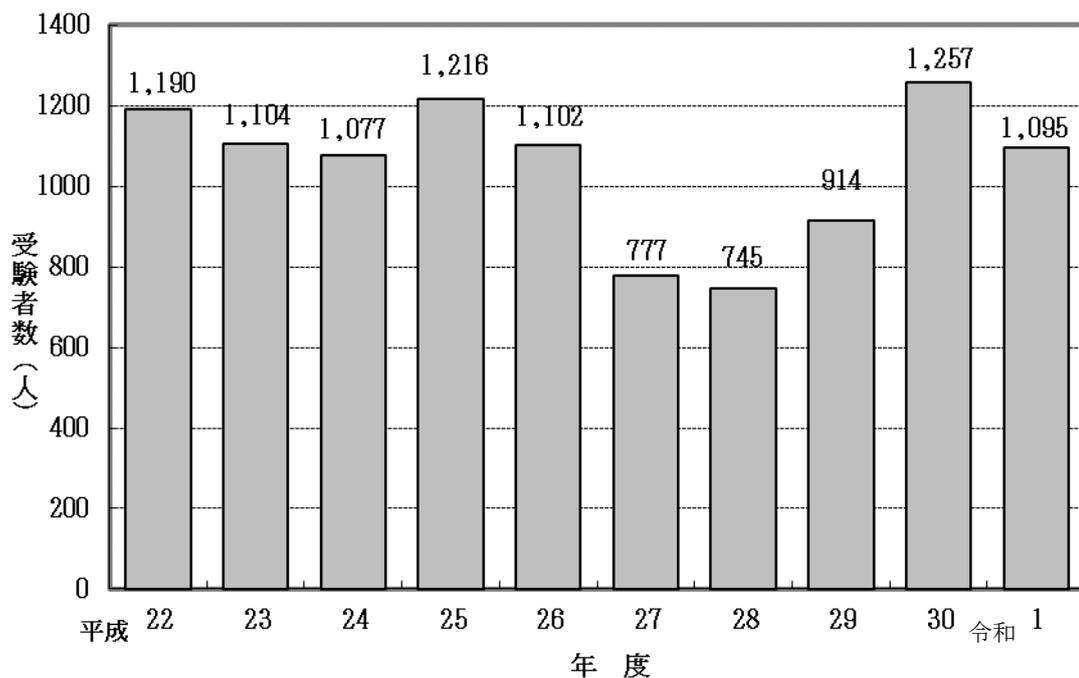


図 4.5-2 年度別マスクフィットネス試験実施状況

## 5. 放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の放出管理

### 5.1 放射性気体廃棄物の放出状況

#### 5.1.1 再処理施設

再処理施設から発生する放射性気体廃棄物は、高性能フィルタ等により放射性物質を可能な限り除去した後、主排気筒、第一付属排気筒及び第二付属排気筒から放出されている。放出に当たり、各排気筒に設置された排気モニタにより排気中の放射性物質の濃度及び放出量を監視している。

令和元年度において、主排気筒、第一付属排気筒、第二付属排気筒の主要核種 ( $^{85}\text{Kr}$ ,  $^3\text{H}$ ,  $^{14}\text{C}$ ,  $^{131}\text{I}$ ,  $^{129}\text{I}$ ) 及び主要核種を除く放射性物質 ( $\alpha$ 線を放出する放射性物質及び $\alpha$ 線を放出しない放射性物質) については、再処理施設保安規定に定める放出基準(付録表 4, 表 6 参照) 及び平成 30 年度に追加された放出管理目標値(付録表 5 参照) を超えるものはなかった。

##### (1) 局所排気のモニタの監視結果

令和元年度については、放射線管理基準に定める管理目標値(付録表 7 参照) を超えるものはなかった。

##### (2) 主排気筒、第一付属排気筒及び第二付属排気筒の排気モニタの監視結果

高放射性廃液のリスク低減化の観点から、令和元年度(19-1 キャンペーン令和元年 7 月 8 日～令和 2 年 2 月 4 日) において、高放射性廃液のガラス固化処理運転を実施したことにより、第二付属排気筒から  $^{14}\text{C}$  を検出した。

表 5.1.1-1 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を示す。

図 5.1.1-1 に再処理施設から放出された放射性気体廃棄物の主要核種の年間放出量を示す。

表 5.1.1-1 令和元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)
$^{85}\text{Kr}$	微
$^3\text{H}$	$7.7 \times 10$
$^{14}\text{C}$	4.0
$^{131}\text{I}$	微
$^{129}\text{I}$	微

注) 「微」は、対象核種の測定結果が検出下限値未満の時の放出量を示す。

検出下限値：  
 $^{85}\text{Kr}$  :  $2.4 \times 10^{-3}$  Bq/cm<sup>3</sup>  
 $^3\text{H}$  :  $3.7 \times 10^{-5}$  Bq/cm<sup>3</sup>  
 $^{14}\text{C}$  :  $4.0 \times 10^{-5}$  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>

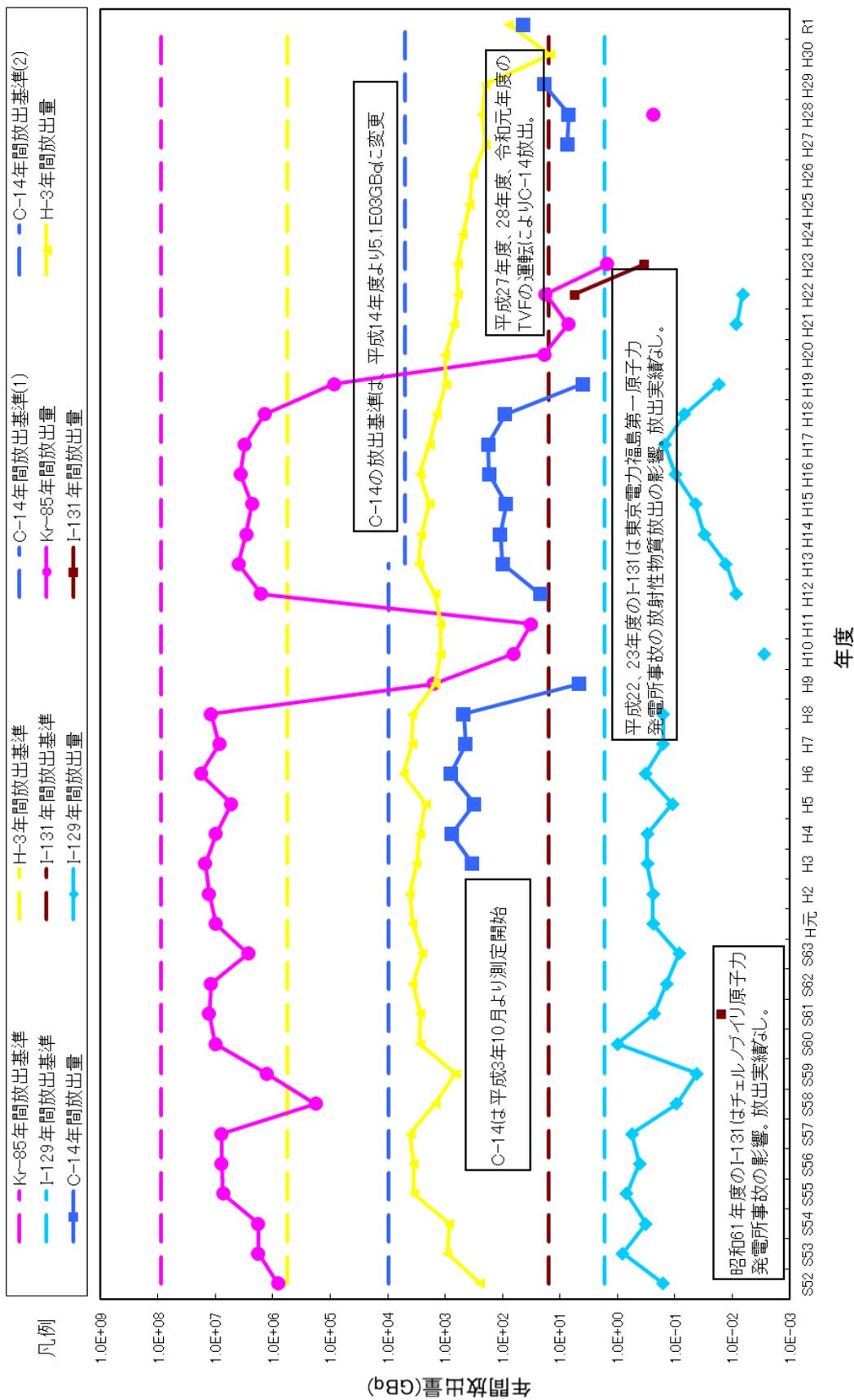


図 5.1.1-1 再処理施設から放出された放射性気体廃棄物中の主要核種の年間放出量

### 5.1.2 使用施設等

プルトニウム燃料開発施設，ウラン取扱施設等から発生する放射性気体廃棄物は，高性能フィルタにより気体廃棄物に含まれる放射性物質を可能な限り除去した後，排気モニタもしくは排気サンプ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。

令和元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かった。

表5.1.2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5.1.2にCPFにおける放射性気体廃棄物の放出実績を示す。

表 5.1.2 令和元年度の 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)	D. L	D. L	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 ( $^{85}\text{Kr}$ ) :  $2.4 \times 10^{-3}$  Bq/cm<sup>3</sup>

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

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

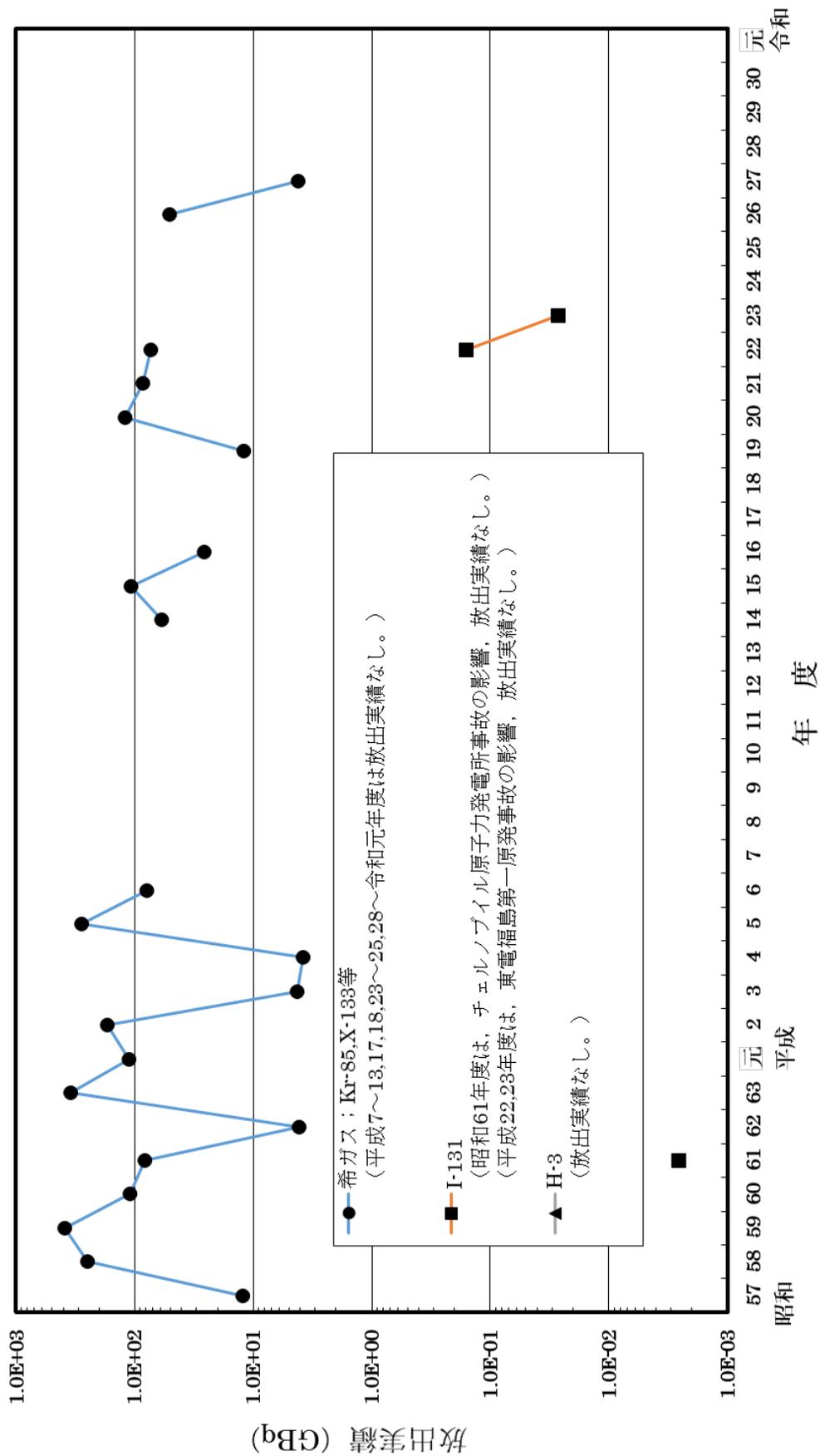


図 5. 1. 2 CPF における放射性気体廃棄物の放出実績

## 5.2 放射性液体廃棄物の放出状況

核燃料施設及びRI施設の放射性液体廃棄物は、蒸発濃縮、化学処理、吸着処理、希釈処理等により液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に、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）からサイクル研究所外へ放出されている。

放射性液体廃棄物の放出管理は、廃液試料（放出バッチ毎の放出廃液）中の放射能濃度が、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定める基準を超えていないことを放出前に確認することで管理している。また、当該廃液中の一般公害物質のpH、浮遊物質（SS）、化学的酸素要求量（COD）等の濃度についても、水質汚濁防止法、茨城県条例及び環境省令に定める基準を超えていないことを確認している。

### 5.2.1 再処理施設（海中放出管）

令和元年度の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 5.2.1 に示す。また、主な核種の年間放出量の推移を図 5.2.1 に示す。

再処理施設では、平成19年7月30日から施設定期検査を開始し、そのまま平成30年6月13日から廃止措置に着手しており、使用済燃料の処理は行っていない。また、ガラス固化技術開発施設は令和元年7月の1月間運転した。

令和元年度の放出量についてもこれまでと同様、全て基準値（付録表8参照）を下回っていた。なお、令和元年度の放出回数は29件であった。

表 5.2.1 海中放出管における放射性液体廃棄物の年間放出量

核種	定量下限値 (Bq/cm <sup>3</sup> )	令和元年度 放出量(MBq)
全α放射能	$1.1 \times 10^{-3}$	微
全β放射能 ( <sup>3</sup> Hを除く)	$2.2 \times 10^{-2}$	微
<sup>89</sup> Sr	$2.2 \times 10^{-3}$	微
<sup>90</sup> Sr	$1.1 \times 10^{-3}$	$7.1 \times 10^{-1}$
<sup>95</sup> Zr— <sup>95</sup> Nb	$4.3 \times 10^{-3}$	微
<sup>103</sup> Ru	$1.1 \times 10^{-3}$	微
<sup>106</sup> Ru— <sup>106</sup> Rh	$3.2 \times 10^{-2}$	微
<sup>134</sup> Cs	$1.1 \times 10^{-3}$	微
<sup>137</sup> Cs	$1.8 \times 10^{-3}$	微
<sup>141</sup> Ce	$2.2 \times 10^{-3}$	微
<sup>144</sup> Ce— <sup>144</sup> Pr	$2.2 \times 10^{-2}$	微
<sup>3</sup> H	3.7	$5.9 \times 10^4$
<sup>129</sup> I	$1.4 \times 10^{-3}$	微
<sup>131</sup> I	$1.8 \times 10^{-3}$	微
Pu(α)	$3.7 \times 10^{-5}$	微

注) 表中「微」とあるのは、排水の測定において全て定量下限値未満であったことを示す。

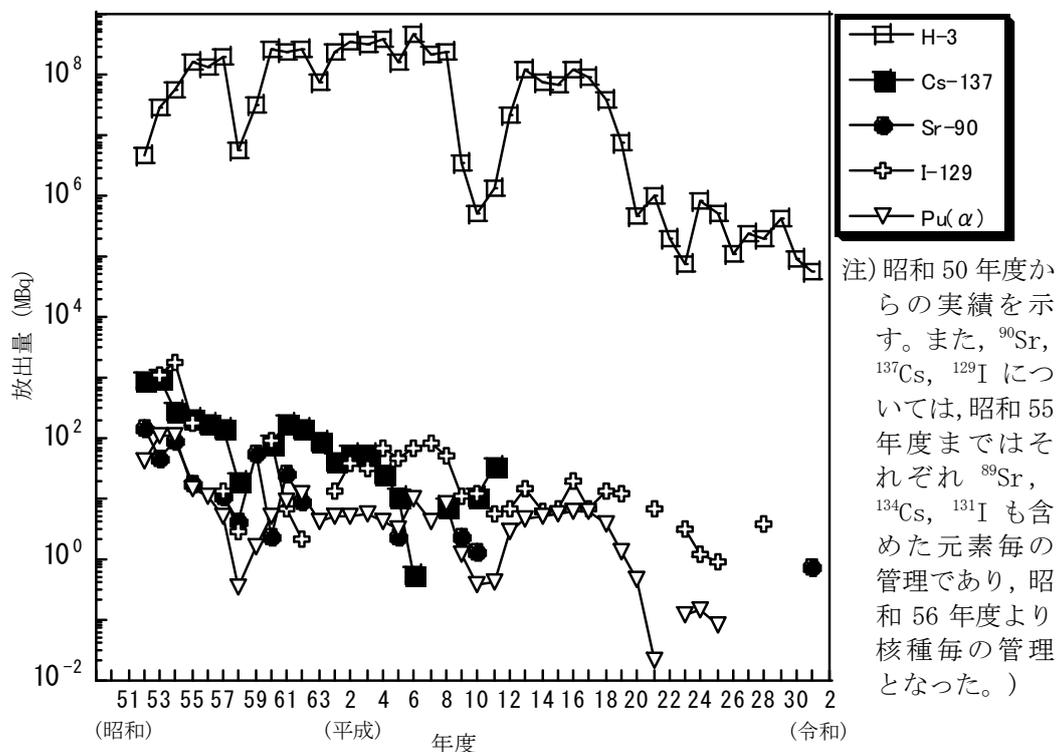


図 5.2.1 海中放出管から放出された放射性液体廃棄物の主な核種の年間放出量の状況

### 5.2.2 第1排水溝

令和元年度の第1排水溝（中央排水処理場）における放射性液体廃棄物の放出量を表5.2.2に、これらの年間放出量の推移を図5.2.2に示す。また、令和元年度の年間排水量は第1排水溝が182,316 m<sup>3</sup>、中央廃水処理場が2,275 m<sup>3</sup>であった（第1排水溝における排水は、中央廃水処理場にて各施設の管理区域から放出される排水を一般雑排水で希釈して放出している）。

排水中の全β放射能は定量下限値を上回って検出されたものの、周辺監視区域にかかる排水基準（付録表9参照）を十分に下回っていた。

なお、平成27年度下期以降は、1回/週の頻度で試料を採取し、放射性物質等の分析・測定を行い、一般排水系の放射性物質濃度に異常がないことを監視している。

表5.2.2 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	定量下限値 (Bq/cm <sup>3</sup> )	令和元年度 放出量(MBq)
全α放射能	$1.0 \times 10^{-4}$	微
全β放射能	$1.8 \times 10^{-4}$	$2.1 \times 10^{-1}$
<sup>3</sup> H	3.7	微
ウラン	$1.0 \times 10^{-4}$	微

注) 表中「微」とあるのは、排水の測定において全て定量下限値未満であったことを示す。

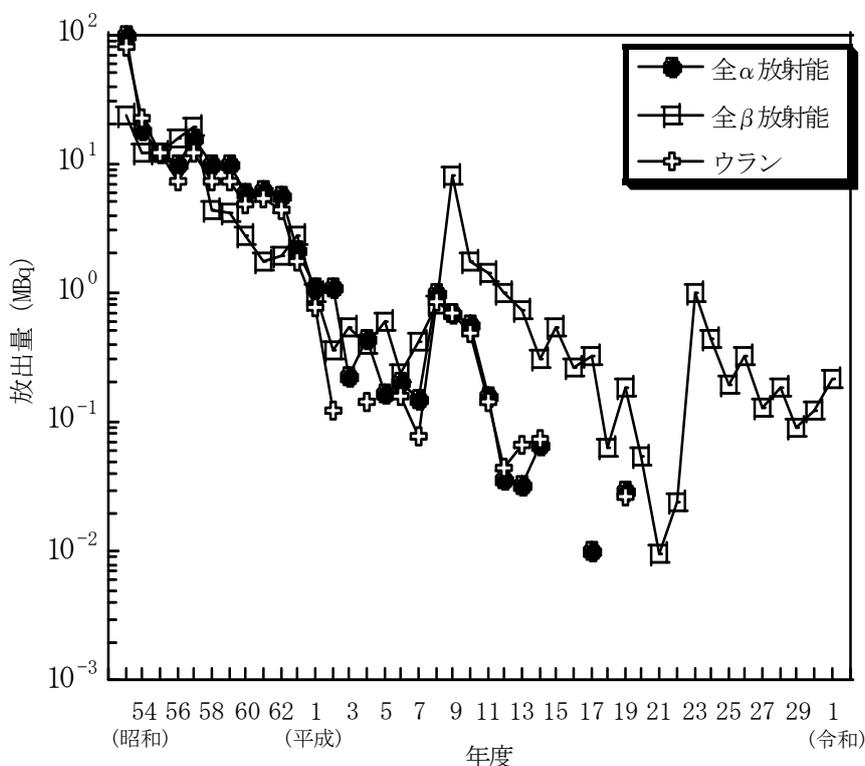


図5.2.2 第1排水溝から放出された放射性液体廃棄物の年間放出量の状況

5.2.3 第2排水溝

令和元年度の第2排水溝における放射性液体廃棄物の放出量（第2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5.2.3に、これらの年間放出量の推移を図5.2.3に示す。また、令和元年度の年間排水量は64 m<sup>3</sup>であった。

令和元年度の放出量について、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 5.2.3 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	定量下限値 (Bq/cm <sup>3</sup> )	令和元年度 放出量(MBq)
全α放射能	1.0×10 <sup>-4</sup>	微
全β放射能	2.2×10 <sup>-3</sup>	微
ウラン	1.0×10 <sup>-4</sup>	微
プルトニウム	3.7×10 <sup>-5</sup>	微

注) 表中「微」とあるのは、排水の測定において全て定量下限値未満であったことを示す。

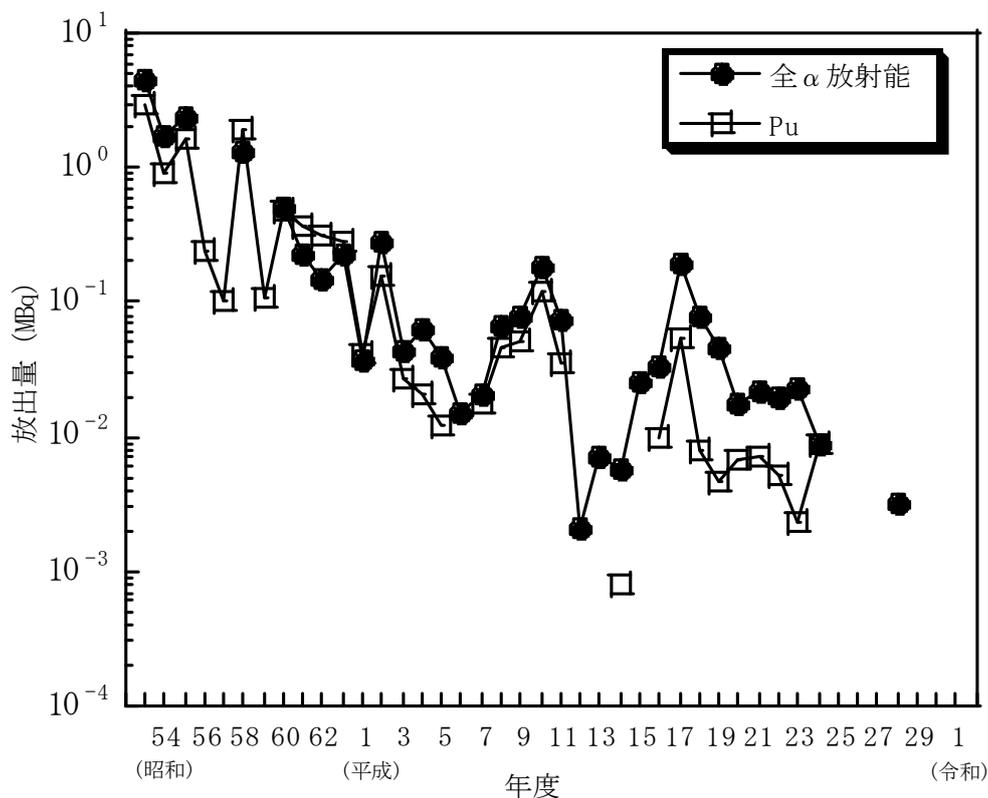


図 5.2.3 第2排水溝から放出された放射性液体廃棄物の年間放出量の状況

## 6. 環境放射線監視

### 6.1 環境放射線モニタリング

環境放射線モニタリングは、再処理施設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に起因する周辺公衆の線量（実効線量，等価線量）評価を行うため，再処理施設保安規定に基づく環境放射線モニタリング計画及び茨城県東海地区環境放射線監視委員会が定める茨城県環境放射線監視計画に基づき，陸上環境モニタリング及び海洋環境モニタリングを実施している。

再処理施設保安規定に基づく環境放射線モニタリング計画を付録表 11, 12 に，茨城県環境放射線監視計画を付録表 13, 14 に示す。また，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を付録図 1 に，茨城県環境放射線監視計画図（サイクル研究所実施分）を付録図 2 に示す。

#### 6.1.1 再処理施設保安規定に基づく環境放射線モニタリング

再処理施設保安規定の陸上環境放射能監視計画（付録表 11）及び海洋環境放射能監視計画（付録表 12）に基づき，空間放射線，空気，農畜産物，表土，海水，海底土，海産生物等の環境試料中の放射性物質濃度の測定を行った。

令和元年度の環境放射線モニタリング結果では，天然放射性核種及び東電福島第一原発事故由来核種の環境変動により，いくつかの項目で平常の変動幅の上限値を超過した。

なお，平常の変動幅は，平成 30 年度より測定値が東電福島第一原発事故影響を含んでいることを考慮し，東電福島第一原発事故後のデータを含めて設定している [3]。

---

#### 【参考文献】

- [3] 中野政尚ほか，東海再処理施設周辺の環境放射線モニタリングにおける東電原発事故後の平常の変動幅の設定，保健物理，Vol. 52, No. 4, pp. 275-284, 2017.

(1) 陸上環境放射能監視計画

令和元年度における陸上環境放射能監視計画に基づく分析測定結果では、天然放射性核種及び東電福島第一原発事故由来核種の環境変動により、平常の変動幅を外れた項目が確認された。令和元年度における平常の変動幅を外れた測定対象、測定項目及び期間とその要因を表 6.1.1-1 に示し、それらの過去 10 年間のモニタリング結果を図 6.1.1-1～図 6.1.1-5 に示す。

表 6.1.1-1 平常の変動幅を外れた陸上環境放射能監視項目の測定対象、測定項目及び期間とその要因

測定対象		測定項目	期間	要因
空間 放射線	積算 線量	$\gamma$ 線	第 3 四半期, 第 4 四半期	天然放射性核種及び東電福島第一原発事故由来核種の環境変動による
葉菜		$^{137}\text{Cs}$	10 月	東電福島第一原発事故由来の $^{137}\text{Cs}$ の環境変動による
表土		$^{137}\text{Cs}$	12 月	東電福島第一原発事故由来の $^{137}\text{Cs}$ の環境変動による

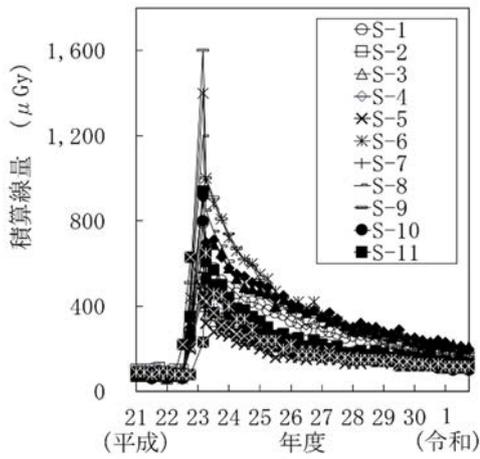


図 6.1.1-1 空間放射線 (積算線量: 所内)

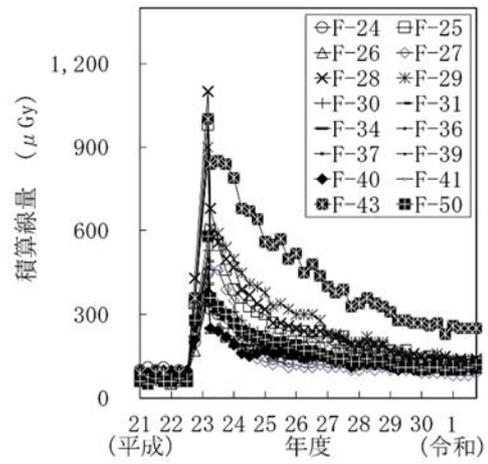


図 6.1.1-2 空間放射線  
(積算線量: 監視対象)

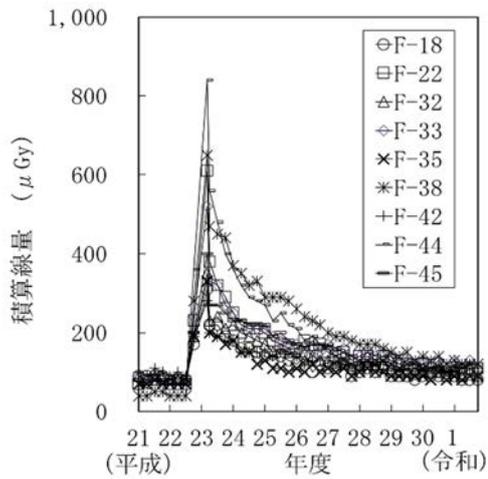


図 6.1.1-3 空間放射線  
(積算線量: 比較対照)

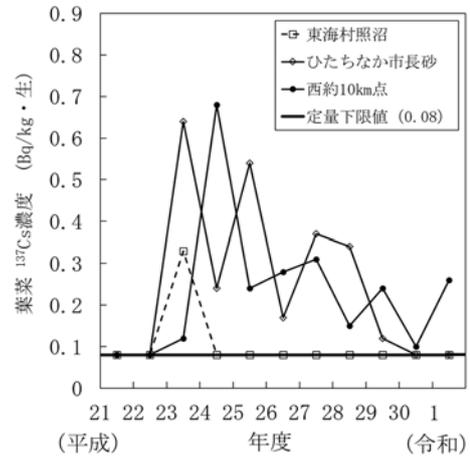


図 6.1.1-4 葉菜 (<sup>137</sup>Cs)

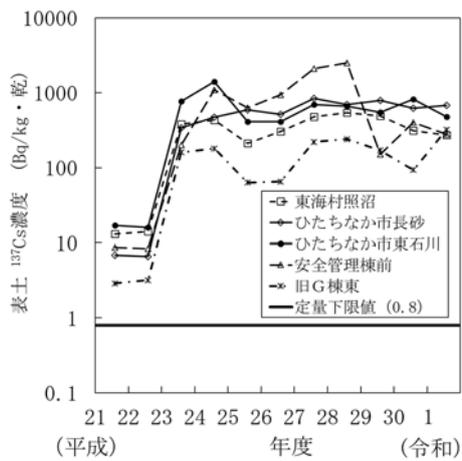


図 6.1.1-5 表土 (<sup>137</sup>Cs)

(2) 海洋環境放射能監視計画

令和元年度における海洋環境放射能監視計画に基づく分析測定結果では、東電福島第一原発事故由来核種の環境変動により、平常の変動幅を外れた項目が確認された。令和元年度における平常の変動幅を外れた測定対象、測定項目及び期間とその要因を表 6.1.1-2 に示し、それらの過去 10 年間のモニタリング結果を図 6.1.1-6～図 6.1.1-9 に示す。

表 6.1-1-2 平常の変動幅を外れた海洋環境放射能監視項目の測定対象、測定項目及び期間とその要因

測定対象	測定項目	期間	要因
海水	$^{137}\text{Cs}$	7 月	東電福島第一原発事故由来の $^{137}\text{Cs}$ の環境変動による
海底土	$^{137}\text{Cs}$	4 月, 10 月, 11 月	東電福島第一原発事故由来の $^{137}\text{Cs}$ の環境変動による
海産生物	シラス	10 月	東電福島第一原発事故由来の $^{137}\text{Cs}$ の環境変動による
	貝類	12 月, 3 月	東電福島第一原発事故由来の $^{137}\text{Cs}$ の環境変動による

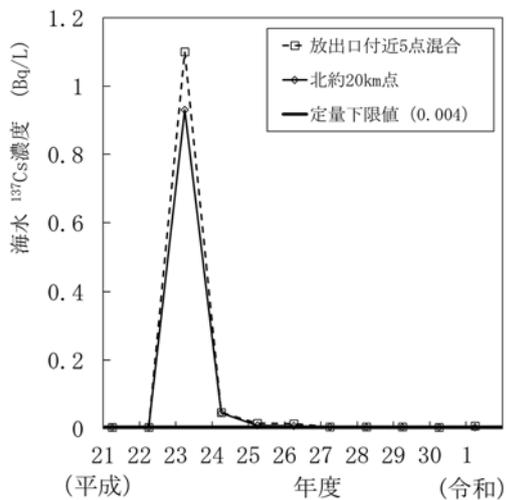


図 6.1.1-6 海水 ( $^{137}\text{Cs}$ )

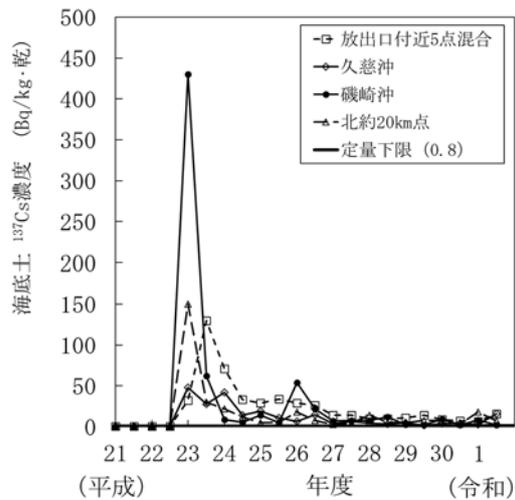


図 6.1.1-7 海底土 ( $^{137}\text{Cs}$ )

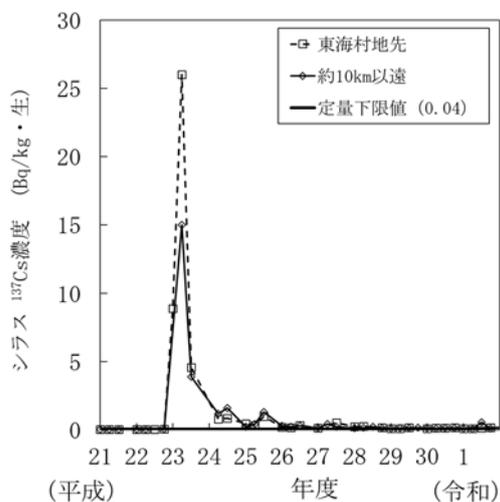


図 6.1.1-8 海産生物 (シラス  $^{137}\text{Cs}$ )

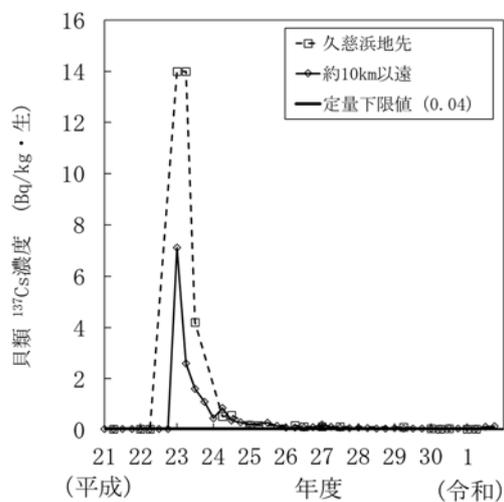


図 6.1.1-9 海産生物 (貝類  $^{137}\text{Cs}$ )

### 6.1.2 茨城県環境放射線監視計画に基づく環境放射線モニタリング

茨城県環境放射線監視計画の線量率等測定及び環境試料中放射能測定（付録表 11, 12）に基づき、空間放射線、大気、農畜産物、陸土、陸水、海洋、海産物、漁網における放射性物質濃度の測定を行った。

令和元年度の環境放射線監視結果では、平成 23 年 3 月に発生した東電福島第一原発事故の影響が確認された（表 6.1.2-1, 表 6.1.2-2）。これらの東電福島第一原発事故の影響がみられた項目について、過去 10 年間のモニタリング結果を図 6.1.2-1～図 6.1.2-14 に示す。

なお、平成 23 年度においては、茨城県の「特別調査」に基づき、空間γ線量率、農畜産物（精米）、土壌、海水及び海産物の監視は行わなかった。

表 6.1.2-1 東電福島第一原発事故の影響がみられた線量率測定項目（監視計画表 3）及び期間

項目		期間
空間放射線	空間γ線量率 (サーベイ)	第 2 四半期, 第 4 四半期
	空間γ線量率 (ステーション)	第 1 四半期～第 4 四半期
	空間γ線量率 (ポスト)	第 1 四半期～第 4 四半期
	積算線量	第 1 四半期～第 4 四半期

表 6.1.2-2 東電福島第一原発事故の影響がみられた環境試料中放射能測定項目（監視計画表 4）、核種及び期間

項目	核種等	期間
農畜産物	精米	<sup>137</sup> Cs 10 月
陸土	土壌	<sup>137</sup> Cs 5 月, 11 月
	河底土	<sup>137</sup> Cs 4 月, 10 月
	海岸砂	<sup>137</sup> Cs 7 月, 1 月
陸水	河川水	<sup>137</sup> Cs 4 月, 10 月
	湖沼水	<sup>137</sup> Cs 4 月, 10 月
海洋	海水	<sup>137</sup> Cs 10 月
	海底土	<sup>137</sup> Cs 7 月, 9 月, 2 月, 3 月
海産物	魚類 〔シラス及びヒラメ, カレイ, イシモチ, チダイ, スズキ〕	<sup>137</sup> Cs 4 月, 9 月, 11 月, 2 月

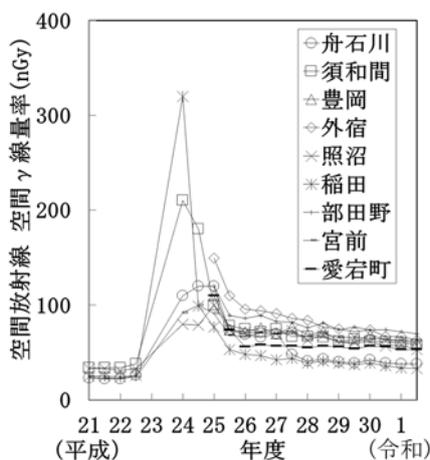


図 6. 1. 2-1 空間  $\gamma$  線量率(サーベイ)

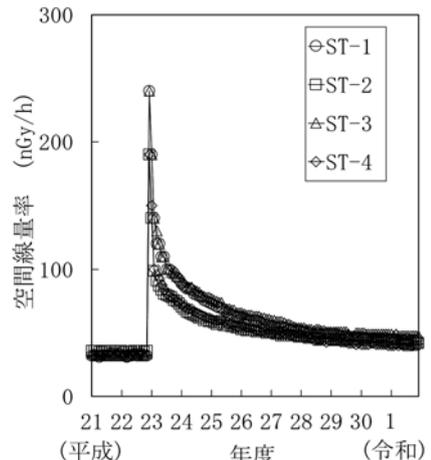


図 6. 1. 2-2 空間  $\gamma$  線量率(ステーション)

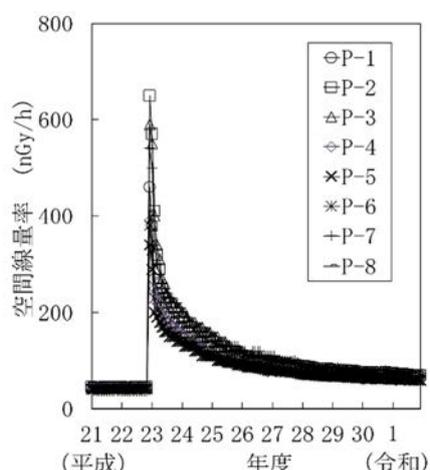


図 6. 1. 2-3 空間  $\gamma$  線量率(ポスト)

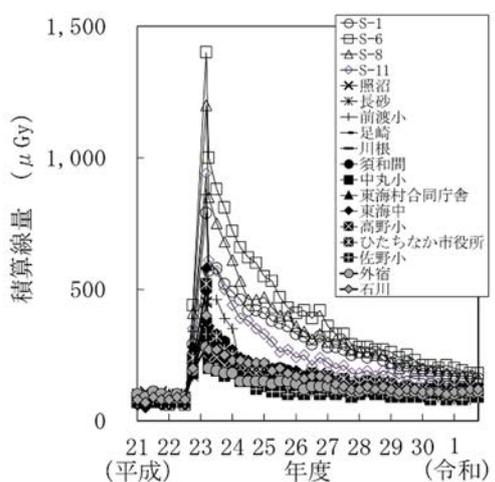


図 6. 1. 2-4 積算線量

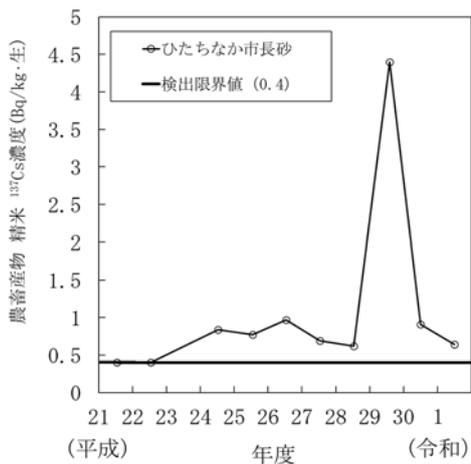


図 6. 1. 2-5 農畜産物 精米( $^{137}\text{Cs}$ )

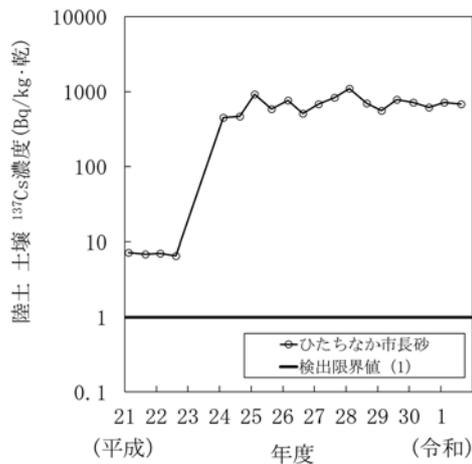


図 6. 1. 2-6 陸土 土壌( $^{137}\text{Cs}$ )

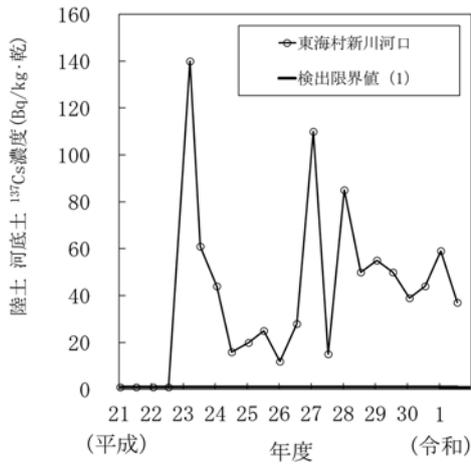


図 6.1.2-7 陸土 河底土 ( $^{137}\text{Cs}$ )

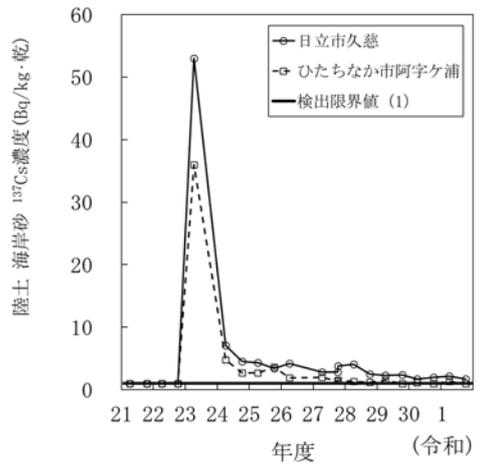


図 6.1.2-8 陸土 海岸砂 ( $^{137}\text{Cs}$ )

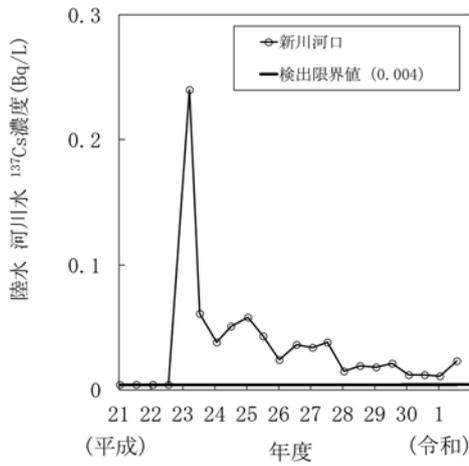


図 6.1.2-9 陸水 河川水 ( $^{137}\text{Cs}$ )

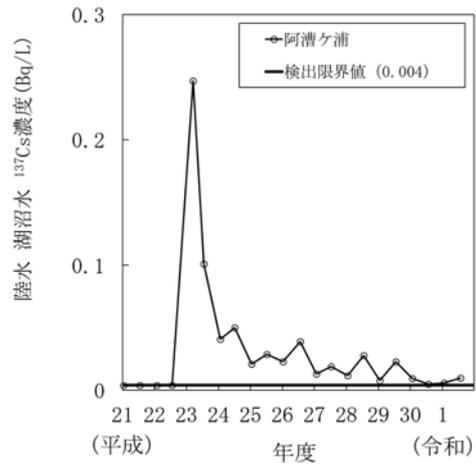


図 6.1.2-10 陸水 湖沼水 ( $^{137}\text{Cs}$ )

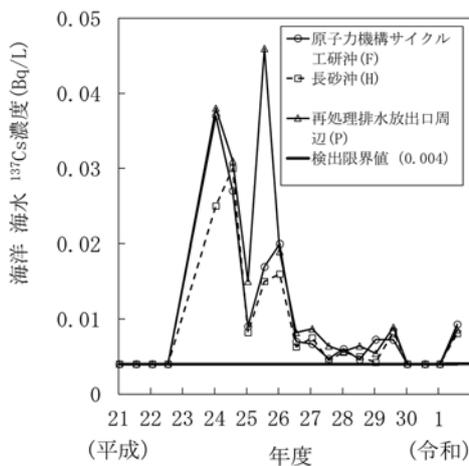


図 6.1.2-11 海洋 海水 ( $^{137}\text{Cs}$ )

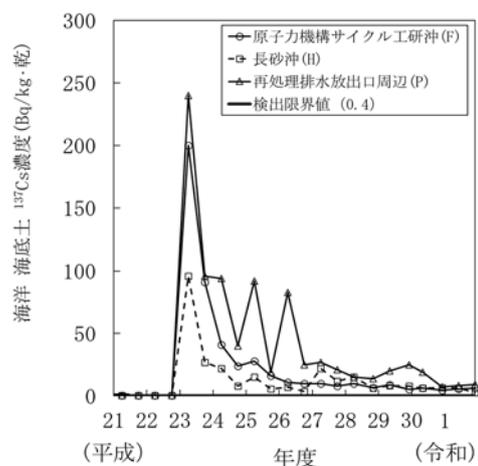


図 6.1.2-12 海洋 海底土 ( $^{137}\text{Cs}$ )

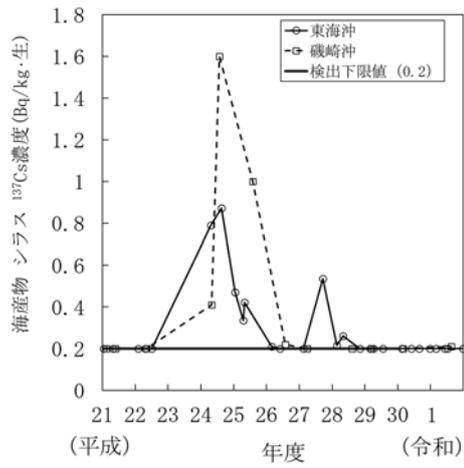


図 6.1.2-13 海産物 魚類 シラス ( $^{137}\text{Cs}$ )

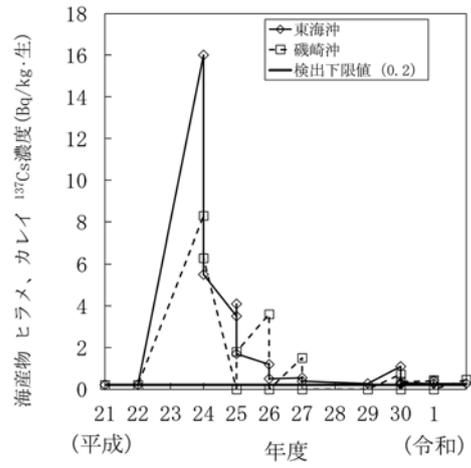


図 6.1.2-14 海産物 魚類 ヒラメ, カレイ ( $^{137}\text{Cs}$ )

## 6.2 気象観測

気象の観測は、再処理施設から放出される放射性気体廃棄物の大気拡散評価等を行うため、再処理施設保安規定に定める観測を「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）に基づき実施している。気象観測項目と測定器を表6.2-1に示す。

表 6.2-1 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	安全管理棟塔屋上
	ドップラーソーダ	モニタリングポスト4付近
風速	風車型自記風速計 (平均装置付)	安全管理棟塔屋上
	ドップラーソーダ	モニタリングポスト4付近
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

### 6.2.1 風向出現頻度及び風向別平均風速

令和元年度にドップラーソーダ（海拔100 m）及び安全管理棟塔屋上（海拔20 m）で観測した風向出現頻度並びに風向別平均風速を図6.2.1-1～図6.2.1-4に示す。

なお、海拔100 m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、海拔20 m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。

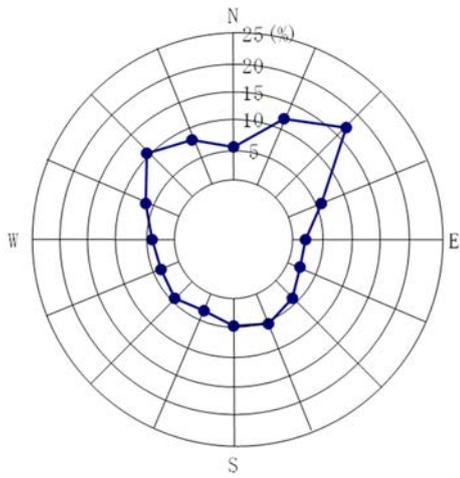


図 6.2.1-1 風向出現頻度(%)  
ドップラーソーダ(海拔 100 m)

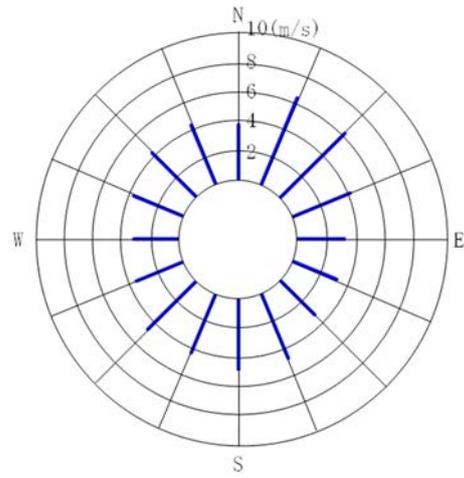


図 6.2.1-2 風向別平均風速(m/s)  
ドップラーソーダ(海拔 100 m)

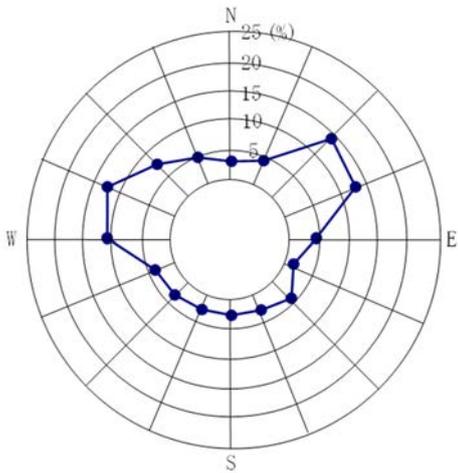


図 6.2.1-3 風向出現頻度(%)  
ドップラーソーダ(海拔 20 m)

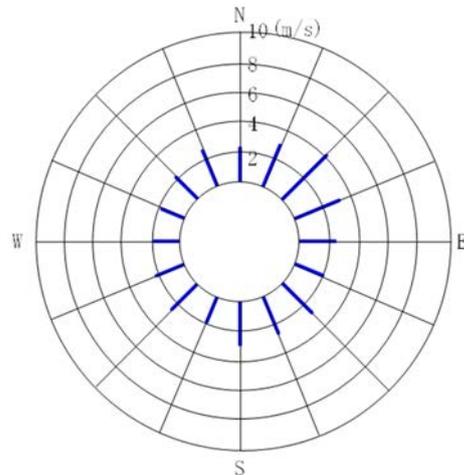


図 6.2.1-4 風向別平均風速(m/s)  
ドップラーソーダ(海拔 20 m)

## 6.2.2 大気安定度

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。令和元年度の大気安定度頻度を図 6.2.2-1 に示す。大気安定度は、気象指針の大気安定度分類により、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。

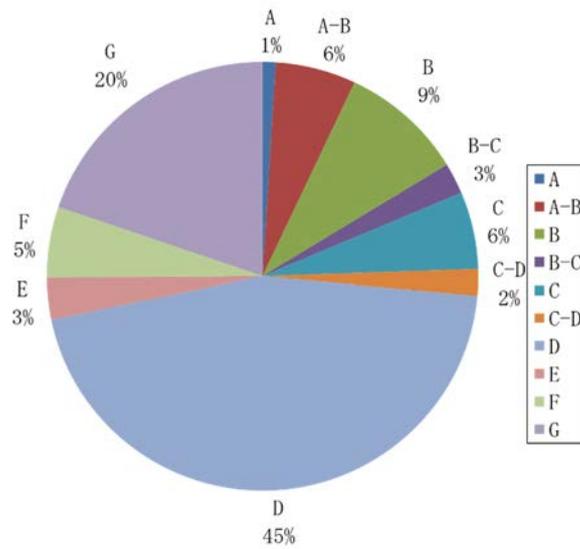


図 6.2.2-1 大気安定度出現頻度 (%)

### 6.2.3 降雨量

令和元年度における月間降雨量を図 6.2.3-1 に示す。また、年度降雨量は 1187.5mm であった。

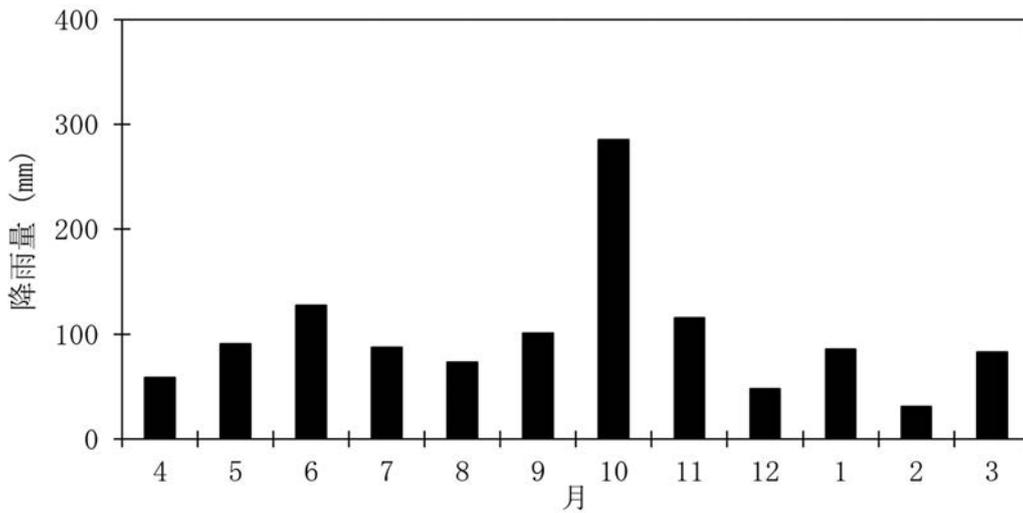


図 6.2.3-1 令和元年度月間降雨量

## 6.3 環境線量評価

### 6.3.1 線量算出方法

一般公衆の受ける線量の評価は、再処理事業指定申請書に記載する方法にて算出している。算出にあたっての評価モデルは、再処理施設の安全審査において、周辺の自然環境、農業、漁業活動、人口分布状況等に基づいて作成されたものである。

線量評価に用いるデータは、6.1 節（環境放射線モニタリング）の測定値としているが、異常を示す測定値はなく、再処理施設からの放出の影響が認められないことから、放出源情報（放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の放出量）とした。なお、放出源情報で有意に検出されなかった放射性核種については、定量下限値の濃度で放出されたものと仮定した。

環境モニタリングの結果は、6.1 節で示したように多くの項目で東電福島第一原発事故の影響が認められたが、再処理施設の運転状況から、自然の環境変動の範囲を超えるような寄与が再処理施設からあったとは考えられず、環境監視の実測値による評価が困難であったことから、放出記録に基づき年度ごとの周辺公衆の線量を算出した。

### 6.3.2 被ばく経路

算出する線量は、放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の放出に起因する実効線量及び皮膚の等価線量を対象とした。算出にあたって考慮すべき放射性気体廃棄物を起因とする被ばく経路を図 6.3.2-1 に、放射性液体廃棄物を起因とする被ばく経路を図 6.3.2-2 に示す。

#### (1) 放射性気体廃棄物に起因する線量評価

放射性雲からの外部被ばく（地表に沈着する放射性物質による外部被ばくを含む）、吸入摂取による内部被ばく及び農・畜産物の摂取による内部被ばくについて行う。

#### (2) 放射性液体廃棄物に起因する線量評価

海産物摂取に伴う内部被ばく並びに漁業活動及び海浜利用による外部被ばくについて行う。

#### (3) 実効線量に係る被ばく経路の合算

放射性雲からの外部被ばく（地表に沈着する放射性物質による外部被ばく）及び吸入摂取による内部被ばくは、同一地点において同時に被ばくするものとして実効線量を加算する。

さらに、この値に、農・畜産物摂取及び海産物摂取による内部被ばく並びに漁業活動及び海浜利用による外部被ばくによる実効線量を加算する。

#### (4) 皮膚の等価線量に係る被ばく経路の合算

放射性雲からの外部被ばく及び地表に沈着する放射性物質による外部被ばくは、同一地点において同時に被ばくするものとして加算する。

さらに、この値に、漁業活動及び海浜利用による外部被ばくによる組織の等価線量を加算する。

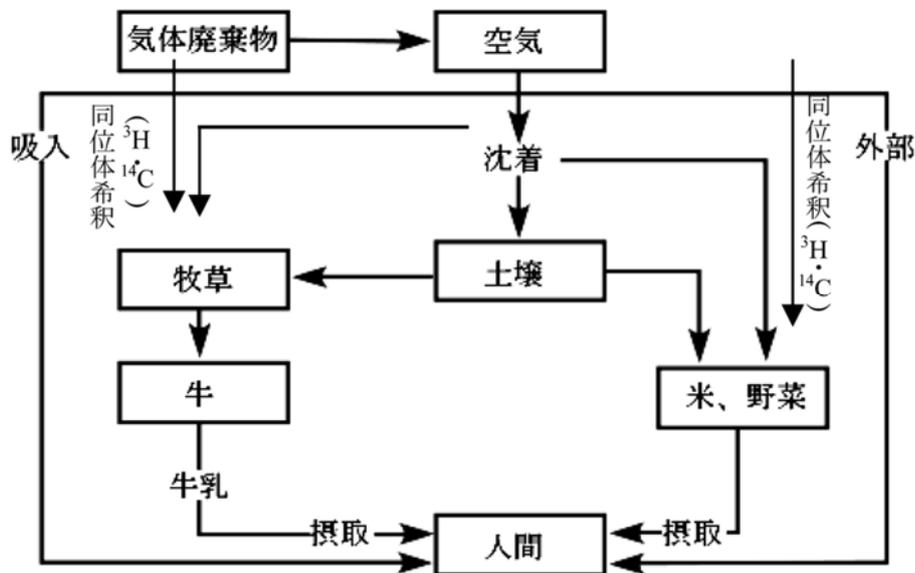


図 6.3.2-1 放射性気体廃棄物を起因とする被ばく経路

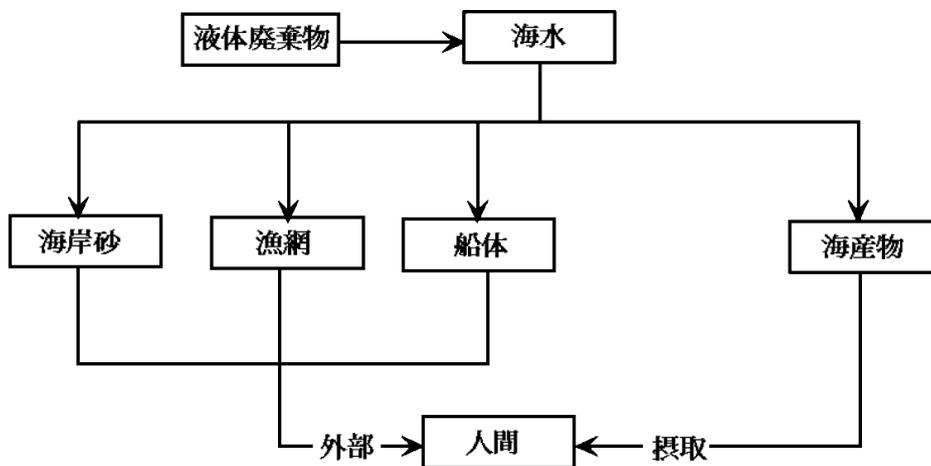


図 6.3.2-2 放射性液体廃棄物を起因とする被ばく経路

### 6.3.3 線量算出結果

#### (1) 実効線量

放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の放出に起因する実効線量の算出結果を表 6.3.3-1 に示す。

実効線量の合計値は、 $1.6 \times 10^{-4}$  mSv/年であり、法令に定める周辺監視区域外の線量限度（1 mSv/年）の約 0.02%であった。

#### (2) 皮膚の等価線量

放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の放出に起因する皮膚の等価線量の算出結果を表 6.3.3-2 に示す。

皮膚の等価線量の合計値は、 $3.8 \times 10^{-5}$  mSv/年であり、法令に定める周辺監視区域外の線量限度（50 mSv/年）の約 0.00008%であった。

表 6.3.3-1 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	$7.8 \times 10^{-7}$	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	$9.1 \times 10^{-7}$	
農・畜産物摂取による内部被ばく	$1.6 \times 10^{-4}$	最大線量地点： 主排気筒南西方向 約 800 m
海産物摂取による内部被ばく	$9.3 \times 10^{-7}$	
漁業・海浜利用による外部被ばく	$5.7 \times 10^{-7}$	
合計	$1.6 \times 10^{-4}$	

表 6.3.3-2 皮膚の等価線量の算出結果

経路	皮膚の等価線量 (mSv/年)	備考
放射性雲からの外部被ばく	$1.9 \times 10^{-5}$	最大線量地点： 主排気筒南西方向 約 800 m
漁業・海浜利用による外部被ばく	$1.9 \times 10^{-5}$	
合計	$3.8 \times 10^{-5}$	



## 7. 放射線・放射能標準の維持・管理

計測機器校正施設において、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伴う放射線測定に関連する放射線・放射能標準の維持・管理を以下のとおり実施した。

### 7.1 トレーサビリティ

計測機器校正施設における放射線・放射能標準に係るトレーサビリティ経路を図 7.1-1 に示す。

照射室 (A) の $\gamma$ 線校正場において、平成 30 年 10 月に線量率基準を設定して以降は、毎年 4 月に照射線量率基準の妥当性確認を実施している。測定には、国家計量標準機関である国立研究開発法人産業技術総合研究所（以下、「産総研」という。）において校正された照射線量率基準測定器を用いた。妥当性確認の結果を表 7.1-1(a)及び(b)に示す。今年度は、特定放射性同位元素の防護措置（詳細は「7.4 放射性同位元素等使用記録、官庁検査対応等」に示す。）に伴い、校正場に構造物が増えたことから、校正場への影響を評価するため、4 月に加えて 9 月にも妥当性確認を実施している。いずれも線量率基準の不確かさの範囲内であることを確認した。

他拠点の $\gamma$ 線校正場のトレーサビリティ確保のため、各拠点が所有する基準測定器の校正を実施した。表 7.1-2 に実績を示す。

令和 2 年 1 月に、公益社団法人日本アイソトープ協会において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）の校正を実施した。

### 7.2 照射設備・線源

#### 7.2.1 照射設備

##### (1) コリメート形 $\gamma$ 線照射装置

コリメート形 $\gamma$ 線照射装置は、 $^{137}\text{Cs}$   $\gamma$ 線源を 4 個（公称放射能 1.85 TBq, 111 GBq, 11.1 GBq 及び 555 MBq）格納している。線源及び照射距離（1.0 m から 4.0 m まで）の組み合わせを変化させることにより、周辺線量当量率で最小約 3  $\mu\text{Sv/h}$  から最大約 150 mSv/h までの範囲にわたり照射が可能である（平成 31 年 4 月 1 日時点）。今年度においては、故障等無く稼働することができた。

##### (2) 中硬 X 線発生装置

平成 28 年 2 月に管電流が印加できず、X 線照射ができない事象が発生して以降、復旧の目途が立たないため、運用を停止している。

##### (3) 中性子照射装置

中性子照射装置は、 $^{252}\text{Cf}$  中性子線源（公称放射能 999 MBq）及び  $^{241}\text{Am-Be}$  線源（公称放射能 111 GBq）を格納している。線源及び照射距離（0.3 m から 3.0 m まで）の組み合わせを変化させることにより、周辺線量当量率で  $^{252}\text{Cf}$  は最小約 6.8  $\mu\text{Sv/h}$  から最大約 6.8 mSv/h まで、 $^{241}\text{Am-Be}$  は最小約 8  $\mu\text{Sv/h}$  から最大約 840  $\mu\text{Sv/h}$  まで

の範囲にわたり照射が可能である（平成 31 年 4 月 1 日時点）。本年度においては、故障等無く稼働することができた。

(4)  $^{241}\text{Am}$   $\gamma$  線照射用線源容器

容器には  $^{241}\text{Am}$   $\gamma$  線源（296 GBq）が収納されている。線源からの距離 1.0 m において周辺線量当量率で約 600  $\mu\text{Sv/h}$  の 60 keV  $\gamma$  線を照射することが可能である（平成 31 年 4 月 1 日時点）。本年度においては、故障等無く稼働することができた。

(5)  $\gamma$  線照射装置

高経年化による作動不良が生じているため、平成 23 年度より運用を停止している。本照射装置に装備している  $^{60}\text{Co}$   $\gamma$  線源（公称放射能 3.7 GBq）については、装置から取り出して、コリメート形  $\gamma$  線照射装置へ装荷することを計画している。

(6)  $\beta$  線照射装置

本装置は、Buchler 社製 Beta Secondary Standard BSS であり、 $^{90}\text{Sr}$ - $^{90}\text{Y}$  線源（公称放射能 74 MBq 及び 1.85 GBq）、 $^{204}\text{Tl}$ （公称放射能 18.5 MBq）及び  $^{147}\text{Pm}$  線源（公称放射能 518 MBq）を装備している。電気総合技術研究所（現在の産総研）の出張校正により、7 mg/cm<sup>2</sup> 組織吸収線量率及び 300 mg/cm<sup>2</sup> 組織吸収線量率が値付けされており、国家計量標準にトレーサブルな  $\beta$  線場である。今年度においては、眼の水晶体線量限度の引き下げに関連し、市販の水晶体用線量計の特性評価試験等に活用され、様々な試験データを取得することができた。

## 7.2.2 線源

(1) 酸化ウラン面線源

令和 2 年 3 月に、表面汚染サーベイメータ及び放射性ダストモニタの校正に用いる実用標準線源である酸化ウラン面線源について、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、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

陽極酸化被膜線源（主に  $^{36}\text{Cl}$  及び  $^{241}\text{Am}$ ）について、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て、表面放出率基準の一定性確認を実施した。本測定器は、 $2\pi$  ガスフローカウンタと異なり、PR ガスの導入や置換が不要であり、迅速に測定できる。平成 20 年 9 月に本測定器で測定したときの線源ごとの計数率と、令和元年度に測定した計数率を比較すると、表面放出率が著しく高い及び低い線源並びに低エネルギー  $\beta$  線源（ $^{14}\text{C}$  及び  $^{147}\text{Pm}$ ）を除き、 $\pm 10\%$  で一致することを確認した。

## 7.3 基準測定器等

(1) 照射線量率基準測定器

平成 23 年度から基準測定器として、PTW Freiburg GmbH の TM32002 電離箱及び東洋メディック株式会社製の RAMTEC1000Plus 線量計を使用している。本測定器は、平成 27 年 12 月に産総研において校正された。照射線量率  $2.03 \times 10^{-1} \sim 1.52 \times 10^5$  mR/h

(空気カーマ率  $5.24 \times 10^{-8} \sim 3.93 \times 10^{-2}$  C/kg/h) において得られた校正定数は、前回(平成 21 年 11 月)の校正結果と不確かさ(0.8~6.0%)の範囲で一致した。

なお、副基準測定器として Standard Imaging の Exradin A6 電離箱、東洋メディック株式会社の RAMTEC1000G 線量計を使用している。

(2)  $^{85}\text{Kr}$  放射能濃度基準測定器

7 月に通気式電離箱と振動容量電位計から構成される放射性ガス濃度基準測定器(大倉電気株式会社製, RD1210B)について、密封線源( $^{137}\text{Cs}$  公称放射能 3.7 MBq)を用いた濃度換算係数の一定性確認を実施した。基準測定器は平成 14 年に公益財団法人放射線計測協会において校正されている。平成 15 年度の測定値を基準としたとき、今年度の測定値の偏差は-6.5%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、有意な変化がないことを確認した。なお、後継の基準測定器として、新たな振動容量電位計(株式会社川口電機製作所製 MMA-II-17D-CM)の導入を検討している。

#### 7.4 放射性同位元素等使用記録、官庁検査対応等

放射性同位元素等の使用時間を表 7.4-1 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、192 日であった。

8~9 月及び 2~3 月に、放射性同位元素取扱施設定期自主検査を実施し、照射装置や施設の遮蔽機能等について、性能に異常がないことを確認した。

2 月に、照射室(B)の中性子照射装置に格納されている  $^{238}\text{Pu}$ -Be 線源について、IAEA による実在庫確認(PIT)及び実在庫検認(PIV)を受検し、適切に管理されていることが確認された。

平成 19 年 3 月までに入手した 3.7 MBq 以下の密封線源及び表示付認証機器(校正用線源)を適正に管理するため、研究所通達に基づく管理台帳を整備している。令和 2 年 3 月末時点において、経過措置対象の線源 48 個、表示付認証機器 7 台及び下限数量以下の線源 166 個並びにウラン線源等 64 個、合計 285 個について在庫及び健全性を確認した。

令和元年 9 月 1 日に「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」が改正され「放射性同位元素等の規制に関する法律」(以下、「RI 規制法」という。)が施行されたことに伴い、特定放射性同位元素の防護措置が義務付けられた。計測機器校正施設においては、障壁の設置、監視装置の整備等、必要な措置を法令施行までに完了することが出来た。

令和元年 11 月に、RI 規制法第 43 条の 2 に基づく立入検査を受検した。指摘事項はなく、特定放射性同位元素の防護措置が適切に実施されていることを確認された。令和 2 年 2 月に RI 規制法第 12 条の 9 に基づく定期検査及び同法第 12 条の 10 に基づく定期確認を受検した。指摘事項はなく、施設が適正に運営管理されていることを確認された。

## 7.5 計測機器校正施設の維持・管理

標準管理業務に必要な設備等及び計測機器校正施設ユーティリティ設備の全般について適切に維持・管理を実施した。標準管理業務に必要な設備として、クレーン、照射位置決めレーザ及び長さ測定器等について、定期的に点検を実施した。

ユーティリティ設備として、火災報知設備、空調・排気設備等について、定期的に点検を実施した。また、屋外管理区域の保護・維持のため、除草作業を実施した。

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「計測機器校正施設 運転管理要領」について、適宜、見直しを実施した。

計測機器校正施設での火災を想定し、避難訓練を計画・実施したほか、施設従業員に対し必要な教育・訓練を実施した。

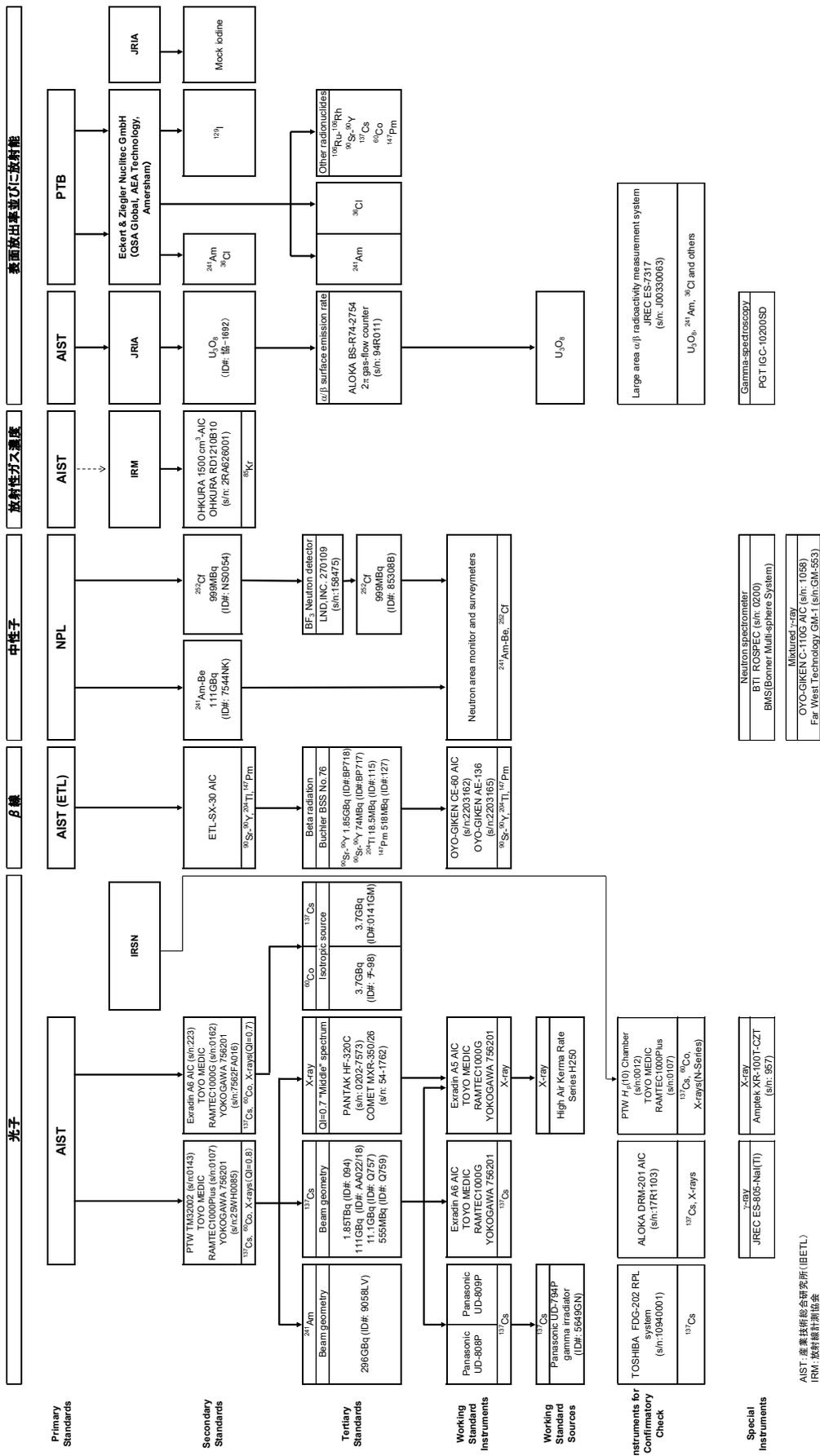


図 7.1-1 放射線・放射能のトレーサビリティ経路

表 7.1-1(a) 線量率基準の妥当性確認試験の結果 (平成 31 年 4 月)

公称放射能 GBq	試験点 m	線量率基準 mR/h	測定値 mR/h	偏差 %	不確かさ %
1850	2.0	3638.8	3621.0	-0.49	1.8
111	2.0	253.37	253.40	0.01	1.9
11.1	2.0	22.855	22.847	-0.03	2.3
0.555	1.0	4.6603	4.6551	-0.11	4.1

表 7.1-1(b) 線量率基準の妥当性確認試験の結果 (令和元年 9 月)

公称放射能 GBq	試験点 m	線量率基準 mR/h	測定値 mR/h	偏差 %	不確かさ %
1850	2.0	3603.6	3589.0	-0.41	1.8
111	2.0	250.92	250.58	-0.13	1.9
11.1	2.0	22.634	22.608	-0.11	2.3
0.555	1.0	4.6152	4.6096	-0.12	4.1

表 7.1-2 他拠点が所有する  $\gamma$  線基準測定器の校正

年月	拠点
令和元年 12 月	大洗研究所
令和 2 年 2 月	高速増殖原型炉もんじゅ
令和 2 年 3 月	新型転換炉原型炉ふげん

表 7.4-1 計測機器校正施設における RI 線源等の年間使用回数、使用時間及び使用日数（令和元年度）

核種	許可数量	照射装置等	使用回数 <sup>*1</sup> （四半期）[回]					合計	使用時間 <sup>*2</sup> （四半期）[時間：分]					合計	使用日数	
			1	2	3	4	合計		1	2	3	4	合計		<sup>*3</sup>	<sup>*4</sup>
Cs-137	1.85 TBq	コリメータ形 γ線照射装置	386	300	229	216	1131	35:08	30:45	25:02	24:50	115:45	166	183		
Cs-137	111 GBq		299	329	232	261	1121	13:23	16:04	10:16	7:54	47:37	154			
Cs-137	11.1 GBq		248	201	60	55	564	14:34	12:39	4:37	3:23	35:13	114			
Cs-137	555 MBq		193	140	12	26	371	13:21	10:43	1:17	2:24	27:45	82			
Co-60	3.7 GBq	γ線照射装置	0	0	0	0	0	0:00	0:00	0:00	0:00	0:00	0	0		
Cs-137	3.7 GBq		0	0	0	0	0	0:00	0:00	0:00	0:00	0:00	0	0		
Am-241-Be	111 GBq	中性子照射装置	78	177	144	81	480	18:15	22:42	8:46	20:22	70:05	85	99		
Cf-252	999 MBq		30	74	27	30	161	12:33	18:59	2:17	26:05	59:54	54			
Pu-238-Be	370 GBq		0	0	0	0	0	0:00	0:00	0:00	0:00	0:00	0			
Cs-137	18.5 GBq	線量計自動照射装置	10	3	4	6	23	4:50	1:40	1:40	3:00	11:10	23	23		
Sr-90	74 MBq	β線照射装置 (貯蔵箱 1)	0	10	11	2	23	0:00	2:39	2:21	0:43	5:43	7	13		
Sr-90	1.85 GBq		23	30	39	4	96	14:32	1:48	2:04	3:19	21:43	11			
Tl-204	18.5 MBq		0	0	2	0	2	0:00	0:00	0:10	0:00	0:10	2			
Pm-147	518 MBq		0	0	2	0	2	0:00	0:00	0:17	0:00	0:17	2			
Co-60	37 MBq	貯蔵箱 2	0	0	0	0	0	0:00	0:00	0:00	0:00	0:00	0	19		
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	296 GBq		67	10	6	4	87	3:41	1:03	0:23	0:11	5:18	17			
Am-241-Li	343 GBq		0	0	0	2	2	0:00	0:00	0:00	4:17	4:17	2			
Am-241-Li	373 GBq	0	0	0	2	2	0:00	0:00	0:00	4:17	4:17	2				
X線発生装置 (HF-320C)		X線発生装置	0	0	0	0	0	0:00	0:00	0:00	0:00	0:00	0	0		
※ 線源更新日 (H30.9.28) 以降の使用状況													192 <sup>*5</sup>			

\*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等の施設内の放射線管理及び施設周辺環境監視に用いられ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の放射線測定器，環境放射線監視設備，臨界警報装置等を含む。）について，機器の安定稼働及び測定値の信頼性を確保するため，予防保全（時間計画保全）を基本とした保守を実施している。

放射線管理用機器の保全体系を図 8.1 に示す。定期保全においては，再処理施設及び核燃料物質使用施設の保安規定並びに放射線障害予防規程等に基づく定期的な検査及び校正（以下，「保安規定等に基づく検査」という。）を行い，機器の機能及び性能が所定の基準を満たすことを確認している。また，定期保全の一環として，機器の不具合発生リスク低減を目的とした自主的な検査（部品交換等の判断目安となる機器の変調や劣化傾向の観察）を実施している。経時的に消耗する部品については，経時保全として計画的に部品交換を実施している。事後保全においては，速やかな修理対応を行うため，交換用の検出器，計測モジュール，電子部品等の調達・在庫管理を行うことに加えて，臨界警報装置や定置式モニタ等の重要機器については，交換用検出器等の定期的な検査及び校正並びに常時通電（ウォーミングアップ稼働）を実施し，即座に交換可能な状態を維持している。

#### 8.1.1 定期的な検査及び校正の状況

令和元年度における放射線管理用機器に対する定期的な検査及び校正の実施状況を表 8.1.1-1 及び表 8.1.1-2 に示す。表 8.1.1-1 では，再処理施設及び核燃料物質使用施設の保安規定において整備が要求される機器について，保安規定等に基づく検査を実施した台数を施設ごとに集計している。また，表 8.1.1-2 では研究所全体で使用されている主な放射線管理用機器（保安規定等に基づく検査対象機器以外も含む。）について，機器ごとに集計している。

検査及び校正の頻度は，再処理施設及び核燃料物質使用施設の保安規定並びに放射線障害予防規程等に年 1 回（又は 1 回以上）実施することが定められている。サーベイメータ類，放射能測定装置については年に 1 回実施しており，臨界警報装置や定置式モニタ等の重要機器については年に 2 回実施している。

保安規定等に基づく検査の試験項目は，指示精度試験，感度・計数効率試験，警報作動試験の 3 つを基本とし，感度・計数効率試験は，国際又は国家計量標準にトレーサブルな標準線源を用いて実施することで，放射線管理用機器の測定値の正当性を保証するための定期校正を兼ねさせている。その他，自主的な検査の試験項目として，高圧・低圧電源の出力電圧やリップル電圧測定，GM 管のプラトー測定，ダストモニタ

( $\alpha$ 線)用半導体検出器のノイズレベル測定等を行い、機器の変調や劣化傾向の把握に努めている。

### 8.1.2 定期的な検査における予防保全の実施

#### (1) 定期保全による部品交換等

令和元年度における再処理施設及び核燃料物質使用施設で実施した定期的な検査において、予防保全を含めた部品交換等を実施した件数を表 8.1.2 に示す。部品交換等の件数や対応内容は例年から大きな変化はなく、表面汚染サーベイメータ ( $\alpha$ 線) については、機器の配備台数及び使用頻度が多いことから、膜破損による膜交換が多く発生していると考えられる。また、表面汚染サーベイメータ ( $\beta$ 線) 及びハンドフットモニタ ( $\beta$ 線) については GM 管交換が毎年一定数発生しているが、これは GM 管の経年劣化 (プラトー傾斜不良) によるものと考えられる。

#### (2) 経時保全による部品交換等

排気モニタにおいて、施設から放出される排気をサンプリングするため、ドライポンプを多く用いている。ドライポンプはカーボンブレード (ポンプ内空気吸引のための羽根) が運転に伴い経時的に摩耗し、特にポンプ起動時に破損しやすいことが過去の経験から分かっている。そこで、予防保全の観点から、ポンプの定格出力に応じて年に 1 回又は 2 年に 1 回の頻度で、分解点検清掃及び摩耗部品の部品交換を行っている。

経時保全によりドライポンプの故障はほとんど発生しなくなったが、ロータやシリンダ等の消耗部品ではないポンプ躯体の劣化も確認されているため、ドライポンプ本体の更新を検討しないといけない時期に入っている。

### 8.1.3 事後保全による放射線管理用機器の修理対応

令和元年度における放射線管理用機器の修理対応件数を表 8.1.3 に示す。

#### (1) 機器全般

多くの機器が購入後 20 年以上経過して高経年化していることもあり、メーカーのメンテナンスサポート期間が終了している又は修理に必要な部品が製造中止になっており、1 件あたりの修理対応にかかる時間は年々増加する傾向にある。互換性のある部品の調査や調達、処分機器から部品をピックアップする等の工夫により修理対応を継続させているが、修理不能と判断する場合も散見されるようになっている。

#### (2) 定置式モニタ類

ダストモニタ ( $\alpha$ 線) の修理において、従来から使用している表面障壁形半導体検出器 (SSD) よりも耐久性が優れているイオン注入形半導体検出器 (SSD-i) への交換を平成 23 年 3 月から開始している。

令和元年度末時点で、対象モニタ 103 台中 50 台 (48.5%) について、SSD-i による運用がされており、今後も継続的に SSD-i へ移行していく予定である。

## (3) 体表面汚染モニタ類

機器の高経年化により高圧電源調整用の可変抵抗が劣化しているものが見られ、可変抵抗の再調整又は可変抵抗自体の交換対応を行っている。その他、使用時にケーブルに負荷をかけてしまうことが要因と考えられる衣服部検出器のケーブル不良が多く発生している。対策として、衣服部検出器のケーブル付け根部分にスパイラルチューブを取り付け、ケーブルの曲げ角度を緩やかにすることで、故障頻度の低減に努めている。

## (4) サーベイメータ類

表面汚染サーベイメータ( $\alpha$ 線)は、測定対象に検出器を密着させて測定する必要があることから、検出部表面の遮光膜と測定対象が接触し、膜破損が生じるケースが多くみられる。また、使用者の不適切な取り扱いが要因と考えられるメータ破損や光電子増倍管の破損も多く発生している。取扱い方法の改善については、放管員による立哨指導などを通じて、利用者への注意喚起を継続して行っている。

## (5) 放射能測定器類

放射能測定器類については、設置場の作業環境(高温多湿等)の影響によりバックグラウンドが上昇する事象が発生している。対策として、設置場の作業環境の改善(常時空調、直射日光防止等)又は設置場の変更等の対応を行っている。

## 8.1.4 高経年化機器に対する延命化対策の検討

高経年化機器については、計画的な更新(全体更新又は部分更新)が必要である一方で更新に係る予算確保が厳しい側面もあるため、更新するまでの期間、適切な保守管理を行うための延命化対策を検討し、取り組んでいる。製造終了した部品については、同等の性能を有する部品を調査し、性能の同等性確認を行うことで交換用部品を確保している。また、定置式モニタの計測モジュール等の重要なものについては、市販されている汎用品で対応できない場合、メーカーに改廃設計を依頼し新規製作することで交換用部品を確保している。表 8.1.4 に令和元年度における交換用部品の同等性確認及び改廃設計の実施状況を示す。

表 8.1.1-1 放射線管理用機器の定期的な検査及び校正の状況（令和元年度）

a) 再処理施設保安規定

機器名称	検査校正台数	単位
定置式モニタ設備	340	系統
臨界警報装置	7	系統
ハンド・フット・クローズモニタ類	159	台
サーベイメータ類	716	台
放射線測定器類	46	台
環境監視野外設備	12	系統
合 計	1280	

b) 核燃料物質使用施設保安規定

機器名称	検査校正台数	(単位)
定置式モニタ類	155	系統
臨界警報装置	23	系統
手足等のモニタ類	159	台
サーベイメータ類	844	台
放射能測定器類	107	台
合 計	1288	

表 8.1.1-2 主な放射線管理用機器の検査及び校正の状況（令和元年度）

機器名称	検査校正台数	(単位)
定置式モニタ類		
ダストモニタ (α線)	103	系統
ダストモニタ (β線)	99	
エリアモニタ (γ線)	238	
エリアモニタ (中性子線)	28	
排気モニタ	42	
臨界警報装置	30	系統
体表面汚染モニタ類		
ハンドフットモニタ (α線)	230	台
ハンドフットモニタ (α/β線)	33	
ハンドフットモニタ (β線)	92	
サーベイメータ類		
表面汚染サーベイメータ (α線)	915	台
表面汚染サーベイメータ (α/β線)	28	
表面汚染サーベイメータ (β線)	474	
スペクトルサーベイメータ (α線)	27	
線量当量 (率) サーベイメータ (γ線)	348	
線量当量 (率) サーベイメータ (中性子線)	58	
放射能測定器類		
放射能測定装置 (α線)	90	台
放射能測定装置 (α/β線)	49	
放射能測定装置 (β線)	25	
核種分析装置 (α線)	12	
核種分析装置 (γ線)	7	
可搬形モニタ類		
可搬形ダストモニタ (α線)	42	台
可搬形ダストモニタ (α/β線)	8	
可搬形ダストモニタ (β線)	31	
可搬形希ガスモニタ	10	
可搬形エリアモニタ (γ線)	31	
電子式個人線量計 (γ線)	329	台
環境監視野外設備		
モニタリングポスト	8	系統
モニタリングステーション	4	
合計	3391	

表 8.1.2 主な放射線管理用機器の検査時における部品交換等の状況（令和元年度）

a) 再処理施設

機器名称	対応	対応件数
ハンドフットモニタ（ $\alpha$ 線）	膜交換	0
	電子部品等交換	1
ハンドフットモニタ（ $\alpha/\beta$ 線）	膜交換	4
	電子部品等交換	0
ハンドフットモニタ（ $\beta$ 線）	膜交換	0
	GM管交換	17
	電子部品等交換	0
表面汚染サーベイメータ（ $\alpha$ 線）	膜交換	88
	電子部品等交換	20
表面汚染サーベイメータ（ $\beta$ 線）	GM管交換	36
放射能測定装置（ $\beta$ 線）	GM管交換	6
	電子部品等交換	5

b) 核燃料物質使用施設

機器名称	対応	対応件数
ハンドフットモニタ（ $\alpha$ 線）	膜交換	0
	電子部品等交換	2
	ケーブル交換	2
ハンドフットモニタ（ $\alpha/\beta$ 線）	膜交換	1
ハンドフットモニタ（ $\beta$ 線）	電子部品等交換	1
	GM管交換	4
表面汚染サーベイメータ（ $\alpha$ 線）	膜交換	31
	電子部品等交換	4
表面汚染サーベイメータ（ $\beta$ 線）	GM管交換	17
放射能測定装置（ $\alpha$ 線）	電子部品等交換	3
放射能測定装置（ $\beta$ 線）	GM管交換	4
	電子部品等交換	2

表 8.1.3 主な放射線管理用機器の修理状況（令和元年度）

機器名称	対応件数
定置式モニタ類	64
臨界警報装置	5
体表面汚染モニタ類	254
サーベイメータ類	708
放射能測定器類	28
環境監視野外設備	6
その他	47
合計	1112

※調査依頼の件数も含む。

表 8.1.4 交換用部品の同等性確認及び改廃設計の状況（令和元年度）（1/2）

部品名称	部品の用途	型式		改廃設計の有無
		元製品	代替製品	
DRM 用押しボタンスイッチ	DRM (RU738/A/B, RU535A/B) 前面パネルの操作スイッチ (UP, SFT, S/R, SEL, RST) の交換用部品として使用する。	TM1-01 TM2-01-L5 TM2-01-L2	TMG1-01 TMG2-21-L5 TMG2-21-L2	無
ハンドフットモニタ ( $\alpha/\beta$ 線) 用アルミマイラ膜	ハンドフットモニタ ( $\alpha/\beta$ 線) の光による計数を防ぐための遮光膜として使用する。	K-AM-3B	K-AM-7	無
警報変換器等の警報出力用リレー	警報変換器 (RU740/A/B, RU563A/B) 及び信号切換器 (RU723) の警報出力用リレーとして使用する。	APG2122	ES5140	有
記録計	環境監視野外設備等に用いられている記録計であり、指示値を記録するために使用する。	$\mu$ R180T	$\mu$ R20000	無
$\alpha/\beta$ 同時サーベイメータ用アルミマイラ膜	$\alpha/\beta$ 同時サーベイメータの光による計数を防ぐための遮光膜として使用する。	K-AM-3B	K-AM-7	無
定置式モニタ用 GM 管	定置式モニタ【ダストモニタ ( $\beta$ 線), 排気モニタ ( $\beta$ 線)】に使用している GM 管 (富士電機株式会社製 NGMH-9310) の代替 GM 管 (LND 製 7313) として使用する。	NGMH-9310	7313	無
LED ランプ	定置式モニタの各モジュール, ユニットの電源ランプ, 表示ランプ等を使用している LED ランプの交換用部品として使用する。	TLG145 TLR145	TLG143 TLR143	無
マスフローメータ表示器	排気モニタに使用しているマスフローメータ表示器 (J 棟, B 棟, ウラン貯蔵庫) の代替表示器として使用する。	WSM-30D-2	A6111-10	無
ネオンブラケット	定置式モニタの各モジュール, ユニットの電源ランプ, 表示ランプ等を使用しているネオンブラケットの交換用部品として使用する。	BN-22 (AC110V)	BN-9-C (AC110V)	無

表 8.1.4 交換用部品の同等性確認及び改廃設計の状況（令和元年度）（2/2）

部品名称	部品の用途	型式		改廃設計の有無
		元製品	代替製品	
ダストモニタ(α線)検出部ブリアンプレート	ダストモニタ(α線)検出部(RD622B/G2/G3/G4/G5/G6/G7)のブリアンプレートとして使用する。	D-315B	D-315B (改版設計)	有
ゲートモニタ(β線)用アンチバックスクリーン	ゲートモニタ(β線)の手足等を感じ取るセンサーとして使用する。	E3S-BR11 (復帰反射形)	E3Z-R61 (復帰反射形)	無
波高分析器	定置式モニタ類の波高分析器として使用する。	D-521	D-521A D-521A opt-002	無

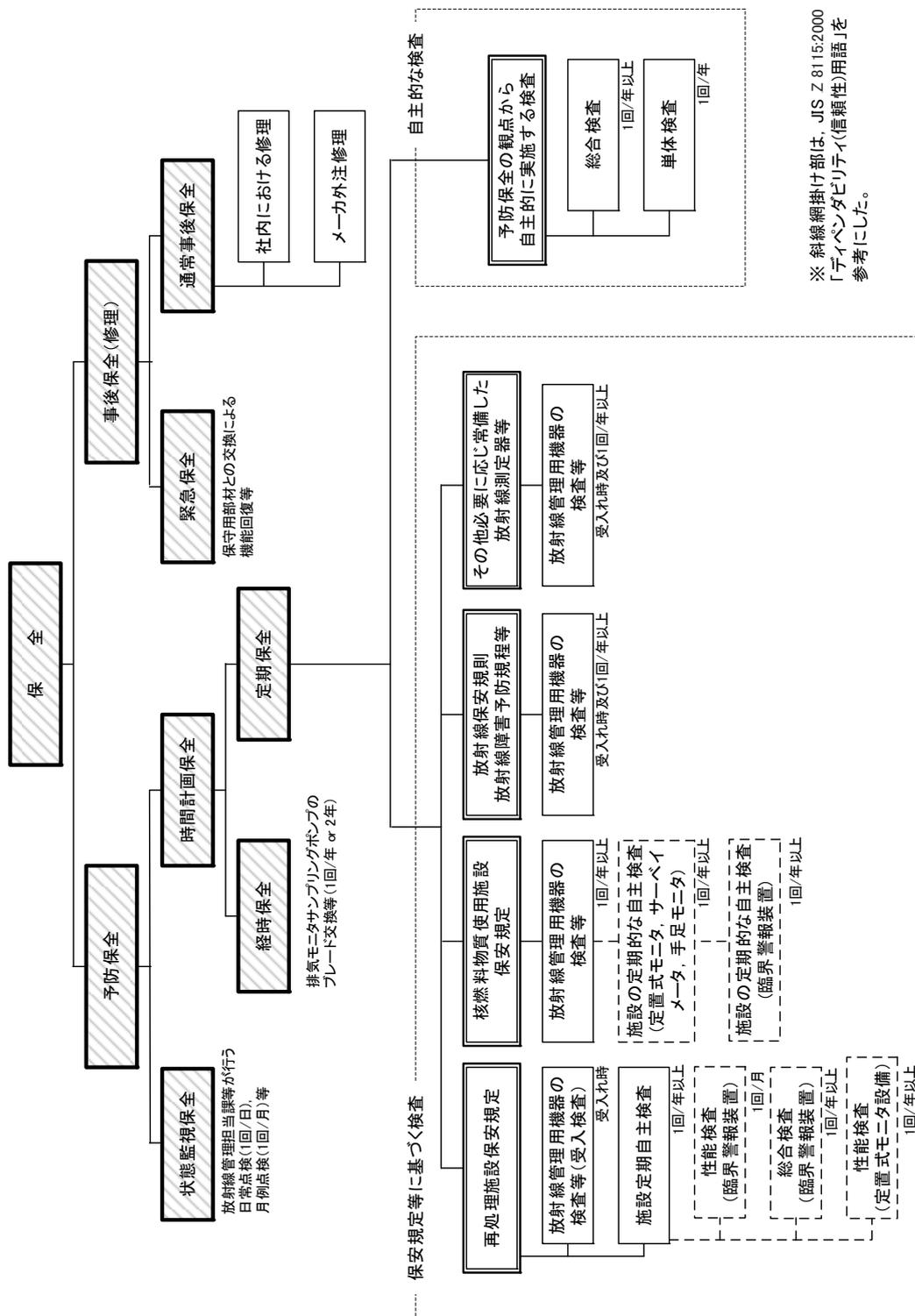


図 8.1 放射線管理用機器の保全体系

## 8.2 高経年化機器の更新

### 8.2.1 第二付属排気筒トリチウムカーボンサンプラの更新

ガラス固化技術開発施設の2階（TVF A212）に設置している第二付属排気筒トリチウムサンプラ及びカーボンサンプラは、平成7年12月に使用前検査に合格し、20年以上稼働しているため、経年劣化に伴う保全として更新を行うこととした。

トリチウムサンプラは、排気中の湿度分を冷却凝縮法により、水として捕集回収する装置で、主排気筒に同一仕様の装置を2系統設置し、並列運転している。更新後のトリチウムのサンプリング方式については、既設と同様の水分凝縮法によるものとするが、更新にあたりカーボンサンプラと同様の機能を付加した設計とすることで、合理化を図った。図8.2.1に更新前後のトリチウムカーボンサンプラ概略図を示す。

更新業務は平成30年度より実施した。令和元年度までの主な実施内容は以下の通りである。

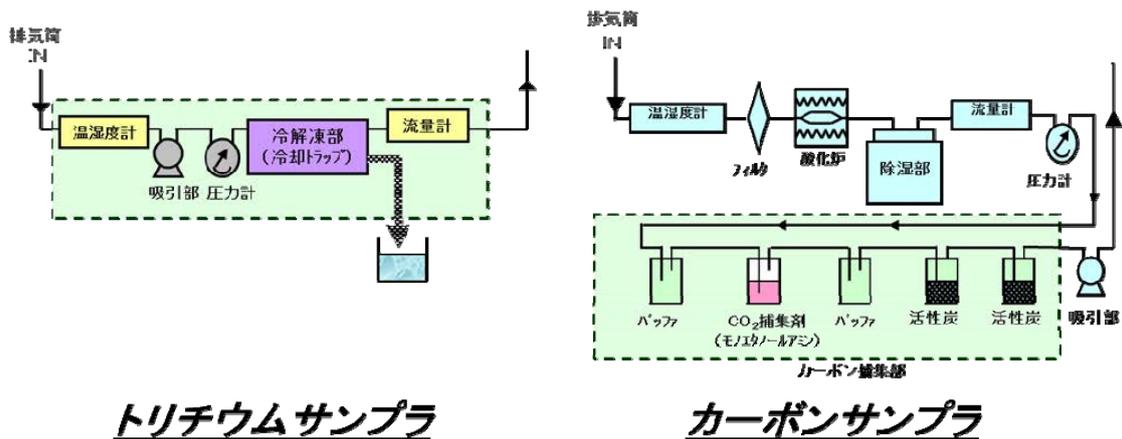
#### 平成30年度

- 1) 装置の要求機能の整理及び仕様書作成
- 2) 更新に係る発注業務（発注範囲については、設計、製作、据付、調整、試験検査の全てを一括発注とした。）
- 3) 原子力規制庁面談対応（廃止措置計画変更認可申請の必要性の確認）
- 4) 廃止措置計画変更認可手続き
- 5) 契約締結後の進捗管理

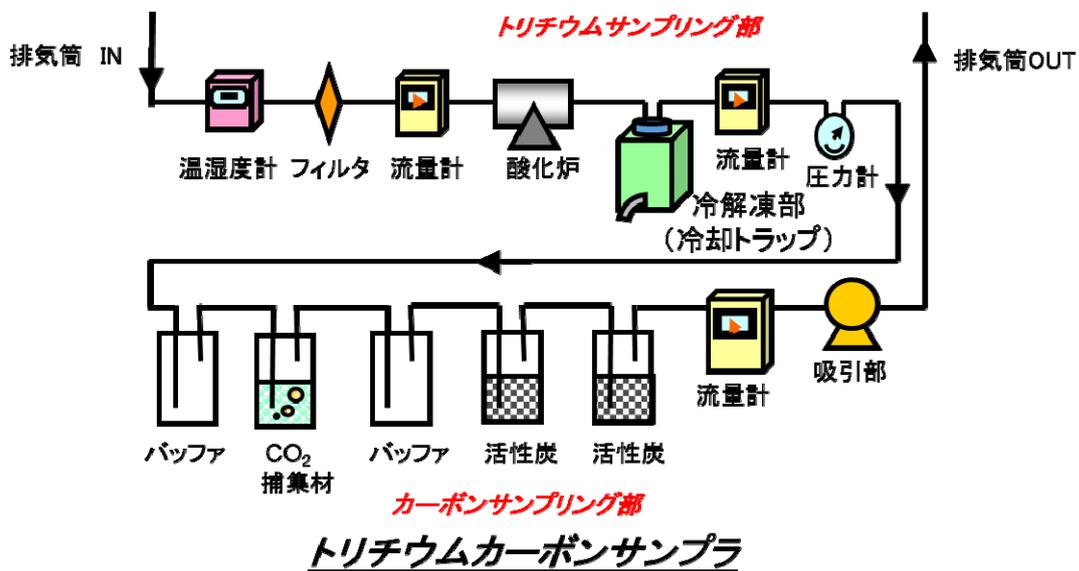
#### 令和元年度

- 6) 撤去・据付の保安立会
- 7) 調達検査時の立会
- 8) 独立検査の実施

なお、契約は平成30年9月に締結され、令和2年6月に更新が完了する予定である。



(a) 更新前



(b) 更新後

図 8.2.1 トリチウムカーボンサンプラ更新概略図

### 8.2.2 プルトニウム燃料第三開発室における臨界警報装置の更新

令和元年度にプルトニウム燃料第三開発室 臨界警報装置の製作の契約が締結 (R1.12.24) となり、令和3年9月末までの期間で実施されることとなった。令和元年度は製作メーカーから提出される提出図書の確認業務を行った。更新は、装置の製作、装置の据付作業、装置の調整・試験と大きく3つに分けて実施する計画である。

## 8.3 高経年化機器の維持管理に係る点検

### 8.3.1 排気モニタサンプリング配管の点検

全ての屋外対象配管について点検した結果、L棟のサンプリング配管サポートのボルトの脱落が確認された。昨年度と同様、サンプリング配管には支障はなく、放射線管理上の問題はないが、施設側と調整し対策をとることとした。なお、サンプリングは実施できており、放射線管理上の問題は発生していない。A棟のサンプリング配管サポートのUボルト腐食については、施設側によって補修が行われた。また、屋内のサンプリング配管には腐食等はないことを確認した。

## 9. 研究開発

### 9.1 研究開発の推進

サイクル研究所では、わが国最初の再処理施設やMOX燃料施設があり、それらの施設では安全の確保を最優先に研究開発が進められ、放射線管理部では、保安規定や県協定等に基づく放射線管理や環境監視を実施している。これらの放射線管理や環境監視に関して、より詳細にデータを取得することにより十分に余裕を持って実施されていることの確認や、より効果的かつ効率的な測定手法や分析手法を開発することによる実務の最適化や高度化を目的として各種の研究開発を進めている。これらの研究は、施設で取り扱われる核燃料物質からの $\alpha$ 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、作業者の被ばく線量の測定・評価技術の高度化に関する研究、また、再処理施設では多くの種類の核分裂生成物 (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日本原子力研究開発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、日本原燃株式会社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。

令和元年度においては、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、外部発表状況は、以下の通りである。

#### (1) 技術資料

報告書等として 2 件、論文投稿・掲載として 7 件の計 9 件の技術資料を作成した。

#### (2) 口頭発表

国際会議発表が 3 件、保健物理学会 13 件、日本原子力学会 6 件及びその他 12 件の計 34 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 令和元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	東海再処理施設における $\gamma$ 線スペクトロメトリによる $\gamma$ 線測定器の性能評価
	表面汚染検査におけるサーベイメータの走査速度と汚染検知の関係
	廃炉や廃止措置における空气中放射性物質濃度のその場測定に向けた $\alpha$ 線用ダストモニタの要素技術開発
個人被ばく線量測定・評価技術の高度化研究	VARSKIN による皮膚被ばく線量の計算・評価
	被ばく管理用線量計の特性調査 及び水晶体被ばく線量評価法の検討
	日本原子力研究開発機構核燃料サイクル工学研究所における女性の放射線業務従事者の線量限度に対する意識調査結果
	体幹部不均等被ばくと複数バッジ着用の基準について
	東電福島第一原発緊急作業従事者の被ばく線量の再構築に関する研究
	MOX 燃料施設における水晶体及び末端部の中性子線・ $\gamma$ 線被ばく評価
環境影響評価手法の研究	土壌中放射性セシウム濃度の変動要因の調査
除染技術の研究	空気汚染に伴う身体汚染時の新たな除染方法の検討
汚染事象への対応	プルトニウム燃料第二開発室の管理区域内における汚染について

## 9.2 放射線モニタリング技術の高度化研究

### 9.2.1 東海再処理施設における $\gamma$ 線スペクトロメトリによる $\gamma$ 線測定器の性能評価

#### (1) 目的・概要

核燃料サイクル工学研究所の再処理施設（以下、「東海再処理施設」という。）では使用済み核燃料の受け入れ、せん断、溶解、抽出を行いPu及びU製品の精製や工程中に発生する放射性廃棄物の処理などを行ってきた過程で、各工程または設備内に種々の放射性核種が分布している。放射線管理を行うため、電離箱式サーベイメータやTLDなどのガンマ線測定器を用いてモニタリングを実施しているが、これらはそれぞれに測定器固有のエネルギー特性を有している。そこで東海再処理施設で用いている測定器の測定精度を検証するため、工程内の $\gamma$ 線のエネルギー分布をEMF211型NaI(Tl)ガンマ線スペクトロメータ（以下、「 $\gamma$ 線スペクトロメータ」という。）で測定した。今回は代表的な6つの工程である使用済み核燃料のせん断工程、U・Puの分離精製工程、U製品貯蔵工程においてエネルギー分布を測定した。この結果と種々の $\gamma$ 線測定器のエネルギー応答関数を用いて、レスポンスの評価をした結果を報告する。

#### (2) 試験方法

図9.2.1-1に試験に使用した測定器を示す。NaI(Tl) $\gamma$ 線スペクトロメータを用いて再処理施設内の工程を測定し、得られたエネルギー分布と施設内で用いている $\gamma$ 線測定器のエネルギー応答関数を用いて(1)式からレスポンス $R_i$ を求めた

$$R_i = \int_0^E r_i(e) \cdot h(e) de / \int_0^E h(e) de \quad \dots (1)$$

ここで $r_i(e)$ は $\gamma$ 測定器 $i$ の応答関数、 $h(e)$ は $\gamma$ 線スペクトル、 $e$ はエネルギーとする。

#### (3) 結果

$\gamma$ 線スペクトロメータから得られた代表的な工程における $\gamma$ 線スペクトルを図9.2.1-2に示す。この結果から工程によって $\gamma$ 線のエネルギー分布が異なることが分かった。また、電離箱式サーベイメータ(ICS-321B)と個人被ばく線量計として用いるTLD(UD-808)のレスポンスを評価した結果を図9.2.1-3に示す。それぞれ、U・Pu混合酸化物貯蔵工程は1.00と0.93、使用済み核燃料のせん断工程は1.00と0.98、U製品貯蔵工程は1.04と0.97となった。概ね良い応答が得られたため、東海再処理施設で使用している $\gamma$ 線測定器の妥当性を再確認することができた。



NaI(Tl)  $\gamma$  線スペクトロメータ

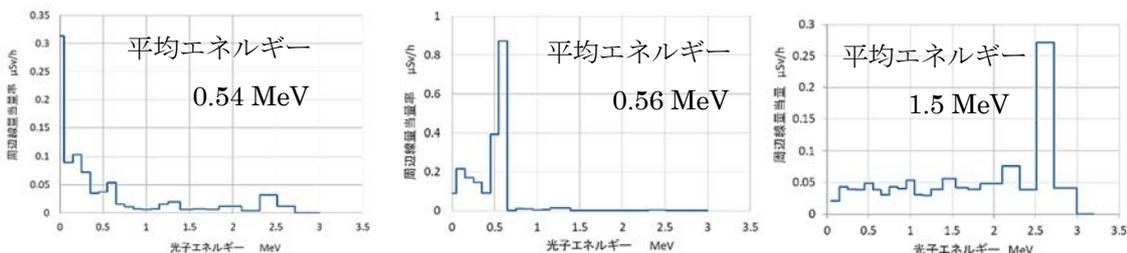


TLD バッジ



電離箱式サーベイメータ

図 9.2.1-1 測定器の外観



(a) U・Pu 混合酸化物貯蔵工程 (b) 使用済み核燃料のせん断工程 (c) U 製品貯蔵工程

図 9.2.1-2 東海再処理施設の代表的な工程における  $\gamma$  線スペクトル

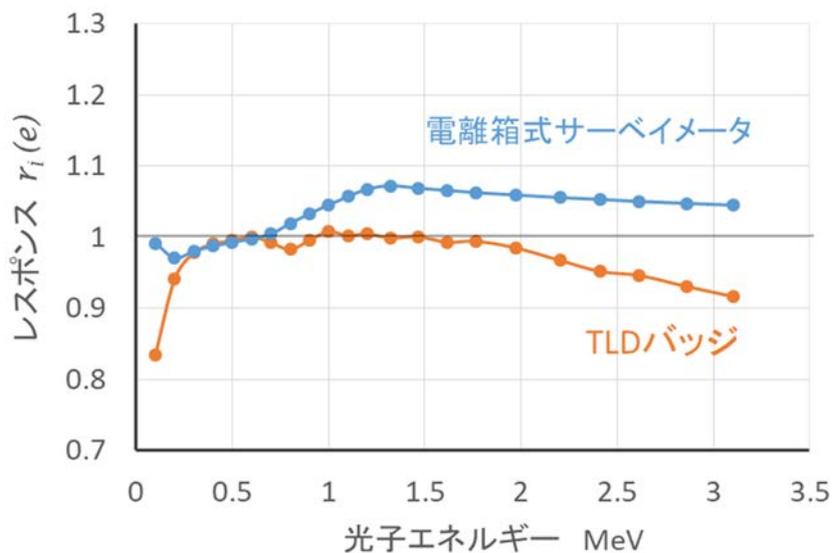


図 9.2.1-3 レスポンス評価

(放射線管理第2課：坂下 慧至)

## 9.2.2 表面汚染検査におけるサーベイメータの走査速度と汚染検知の関係

### (1) 目的

表面汚染管理において、汚染を確実に発見することが重要であり、その際にサーベイメータの走査速度が大きく影響する。そのためサーベイ走査速度を変化させた実験を行い、速度と指示値の関係から、汚染を正確に検知することができるサーベイ走査について検討した。

### (2) 方法

サーベイメータは日立製作所製 TCS-321 ( $\alpha$ 線用)及び TGS-146 ( $\beta$ 線用)を共に時定数 10 秒で用いた。一定速度で直線的に移動できる直動アクチュエータにより、線源を 10~90 (mm/s)で移動させ、デジタルレコーダーを接続したサーベイメータにより指示値の変化を記録した。なお、線源は直径 3~5 cmの大きさで、強度の異なる 2 種類を使用した。実験装置の外観図を図 9.2.2-1 に示す。

### (3) 結果

線源を一定速度で移動させて測定したところ、速度が速いほど指示値は低い値を示した。図 9.2.2-2 に各速度における移動距離と指示値の変化を示す。静止させた状態で測定した指示値に対する比を応答率とすると、最も速度の遅い 10 mm/s でも  $\alpha$ 線用、 $\beta$ 線用ともに 50%を切る値となった。また、線源強度の異なる線源（高計数率： $\alpha$ 線 120 Bq  $\beta$ 線 800 Bq、低計数率： $\alpha$ 線 10 Bq  $\beta$ 線 70 Bqに相当）の応答率は $\alpha$ 線、 $\beta$ 線ともに大きな違いは見られなかった。 $\alpha$ 線用サーベイメータにおける走査速度と応答率の関係を表 9.2.2-1 に示す。

### (4) まとめ

線源強度によって応答率の変化が大きく見られないことを踏まえて、各速度でサーベイメータを移動させた場合に、サーベイメータの検出下限値に達する汚染レベルを算出した。その結果、 $\alpha$ 線、 $\beta$ 線ともに法令上の管理区域からの持出基準（ $\alpha$ ：0.4 Bq/cm<sup>2</sup>、 $\beta$ ：4 Bq/cm<sup>2</sup>）は十分に判断可能であることがわかった。一方、研究所内で自主的に定めている管理目標値レベル（法令上の管理基準の 1/10 の値）汚染は判断できないことがわかった。しかし、実務における表面汚染検査のサーベイ操作においては計数を確認した時点で、20 秒~30 秒静止させて指示値を読み取る。20 秒静止したときの指示値を時定数を基に計算した結果、実務におけるサーベイ操作であれば、管理目標値レベルの汚染は判断可能である。なお、サーベイ走査中に計数音を確認できる確率をポアソン分布から求めたところ、 $\alpha$ 線において 10mm/s で走査した場合に計数音を確認できる確率は 80%以上であった。

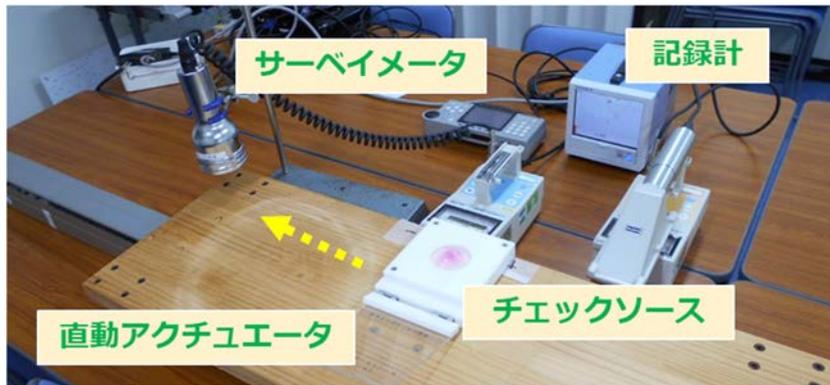


図 9.2.2-1 実験装置外観図

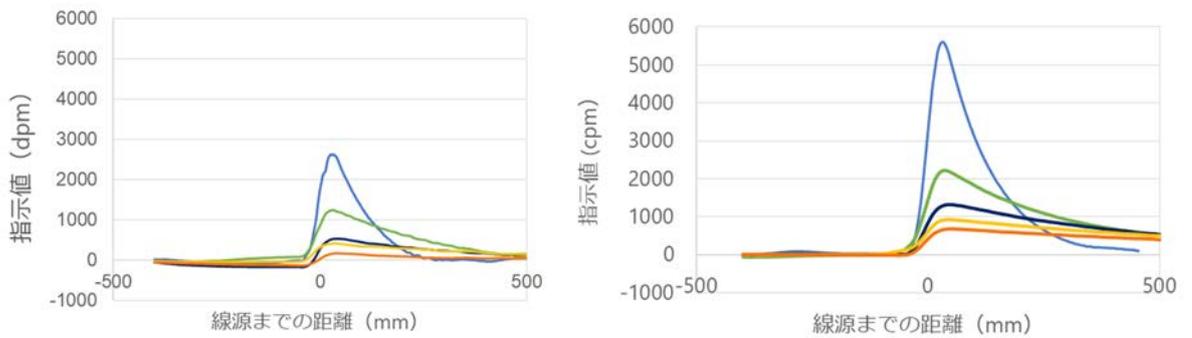


図 9.2.2-2 各速度における移動距離と指示値の変化 (左:  $\alpha$  右:  $\beta$ )

表 9.2.2-1 サーベイメータ走査速度と応答率の関係(高計数率)

走査速度 (mm/s)	応答率 (%) (左: $\alpha$ 右: $\beta$ )	
10	37.4 $\pm$ 4.0	48.1 $\pm$ 6.3
30	17.4 $\pm$ 4.9	18.8 $\pm$ 4.0
50	7.4 $\pm$ 3.2	11.5 $\pm$ 2.2
70	5.9 $\pm$ 3.1	8.0 $\pm$ 2.5
90	2.5 $\pm$ 3.6	5.8 $\pm$ 2.2

(放射線管理第2課：高橋 映奈)

### 9.2.3 廃炉や廃止措置における空气中放射性物質濃度のその場測定に向けた $\alpha$ 線用ダストモニタの要素技術開発

#### (1) 背景及び研究目的

福島第一原子力発電所における燃料デブリの取り出し時や核燃料施設の廃止措置における核燃料付着物の解体においては、粒子の飛散が想定される。特に燃料デブリの取出しにおける安全管理の観点からは、作業箇所近傍での非常に高濃度の空气中放射性物質濃度、特に $\alpha$ 濃度の測定が望ましいものの、従来より核燃料施設で使用されてきたSi半導体(SSBD)を用いた $\alpha$ 線用ダストモニタでは計数の飽和や耐湿性、ろ紙の目詰まり等の課題があった。本件では捕集ろ紙を使わず、扁平型流路を流れるエアロゾルからの $\alpha$ 線を直接計測するダストモニタを試作し、性能評価を実施した。

#### (2) 装置の製作と試験

高濃度の空气中 $\alpha$ 粒子濃度のその場測定を目的として、図9.2.3-1に示すような測定系を試作した。具体的には流路加熱ヒータ、扁平流路、ZnSシンチレータおよび光電子増倍管を組み合わせることにより、流路内を流れるエアロゾルからの $\alpha$ 線を直接計測可能とした。計数の飽和を軽減するため、多チャンネルの光電子増倍管を用い、そのチャンネルごとに個別計数回路を設けた。試作した検出部に対して、表面放出率が既知の $U_3O_8$ 線源を用いた計数効率試験および高計数率対応試験として、約3 MBqの $^{241}Am$ 線源を用いた計数試験を実施した。また、弘前大学が所有するラドンチャンバーを用いて検出部を曝露することにより、空气中放射性物質濃度変化に対する追従性を確認した。

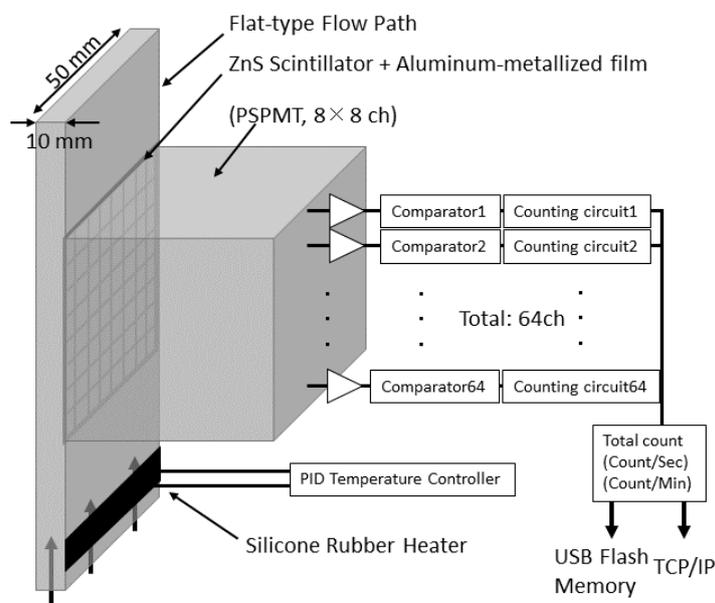


図 9.2.3-1 試作したその場ダストモニタの模式図  
(扁平流路内のエアロゾルからの $\alpha$ 線を直接計数する。)

## (3) 結果とまとめ

U<sub>3</sub>O<sub>8</sub>線源に対する計数効率は 80.8% (2 $\pi$ )であった。また、約 3MBq の <sup>241</sup>Am 線源に対しては  $2.1 \times 10^7$  cpm の計数率を記録した。これは従来の SSBD を用いた  $\alpha$ 線用ダストモニタの 10 倍以上の計数率である。曝露試験の結果、試作した検出部はチャンバー内のラドン濃度  $\alpha$ 濃度 になめらかに追従することが確認された。今後は試作した検出部と吸引装置を組み合わせ、高濃度の空气中放射性物質が発生する場におけるフィールド試験等を実施し、廃炉や廃止措置への適用性を検証していく。

(放射線管理第 1 課：坪田 陽一)

### 9.3 個人被ばく線量測定・評価技術の高度化研究

#### 9.3.1 VARSKIN による皮膚被ばく線量の計算・評価

##### (1) 背景・目的

皮膚線量は、皮膚汚染の測定によって得られた表面汚染密度とその密度から皮膚吸収線量率に換算する係数（以下、「換算係数」という。）を利用して評価される。このとき用いられる換算係数は、出典が様々で世界的に統一されたものはない。国内では『被ばく線量の測定・評価マニュアル[4]』等に収録されたものが知られているが、いずれも 15 年以上も前の文献に基づいている。本発表では、これまで国内外で使用されてきた換算係数について特徴等を整理するとともに、代表的核種について、皮膚線量評価計算コード VARSKIN[5]を用いて計算した換算係数（以下、「VARSKIN 換算係数」という。）と比較し、その結果を報告する。また、データ収集時に VARSKIN がアップデートされたため、旧リビジョンの VARSKIN と換算係数を比較し、数値が変化しないことを確認する。

##### (2) 方法

VARSKIN は、いわゆる点積分核法を基本とする組織吸収線量の計算に、後方散乱の適切な補正を組み込んだ計算コードである（図 9.3.1）。VARSKIN は、GUI 化されており、核種、汚染形状、汚染面積、表面汚染密度、遮へいの厚さ等のパラメータを入力すると皮膚線量を容易に計算できる。本件では、最新版である VARSKIN6.2 を用いて、皮膚深さ（7 mg/cm, 40 mg/cm）と汚染面積（1 cm, 100 cm）の条件を変え代表的核種の換算係数を計算する。併せて、VARSKIN6.0 を用いて計算した換算係数と比較する。

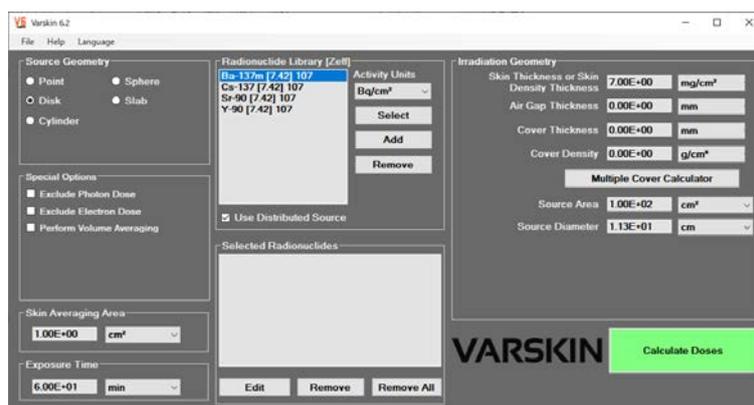


図9.3.1 皮膚線量評価計算コードVARSKIN6.2の計算条件入力画面

##### (3) 結果・まとめ

VARSKIN 換算係数と文献[6]～文献[8]の換算係数を比べた結果の抜粋を表 9.3.1 に示す。文献[6]及び文献[7]は、点積分核法、文献[8]はモンテカルロ計算に基づくものである。点積分核法に基づく換算係数は、一般に保守的な結果を与えると言われるが、VARSKIN 換算係数は、むしろ文献[8]に一致することが確認された。また、

VARSKIN のリビジョンによる大きな差がないことも確認された。VARSKIN は、任意の条件で計算が可能であること、 $\beta$ 線だけでなく必要に応じて $\gamma$ 線の評価が可能であること等の利点がある。今後、VARSKIN 換算係数を研究所内のマニュアル類に反映するとともに、計算結果は、外部利用が可能なデータ集として公開することを目指している。

表9.3.1 各文献とVARSKINの換算係数の比較

核種	文献[6]	文献[7]	文献[8]	VARSKIN6.2	
	$\beta$	$\beta+\gamma$	$\beta$	$\beta$	$\gamma$
$^{90}\text{Sr}$	1.90	—	1.478	1.34	0
$^{90}\text{Sr} / ^{90}\text{Y}$	4.43	3.5	—	2.96	0
$^{90}\text{Y}$	2.49	2.0	1.775	1.61	0
$^{137}\text{Cs}$	2.1	1.6	1.537	1.30	0
$^{137\text{m}}\text{Ba}$	—	—	—	$1.52 \times 10^{-1}$	$1.56 \times 10^{-2}$

皮膚深さ7 mg/cm<sup>2</sup>, 汚染面積100 cm<sup>2</sup>における代表的核種の換算係数 (mGy/h per kBq/cm<sup>2</sup>)

(線量計測課：内田 真弘)

【参考文献】

- [4] 公益財団法人原子力安全技術センター, 被ばく線量の測定・評価マニュアル第1部, 2000, pp. 91-106
- [5] Vered Anzenberg Shaffer, VARSKIN 6: A Computer Code for Skin Contamination Dosimetry, NUREG/CR-6918, Rev. 3, 2018.
- [6] 龍福 廣ほか, 点積分核法による $\beta$ 線皮膚線量の評価, JAERI-M 7354, 1977, 59p.
- [7] D. Delacroix. et al., Radionuclide and Radiation Protection Data Handbook, Radiation Protection Dosimetry, vol. 76, Issue 1-2, 1998.
- [8] W. G. Cross. et al., Beta Ray Dose Distributions from Skin Contamination, Radiation Protection Dosimetry, vol 40, Issue 3, 1992, pp. 149-168.

### 9.3.2 被ばく管理用線量計の特性調査及び水晶体被ばく線量評価法の検討

#### (1) 研究の目的・概要

本テーマにおいて、以下の2つの内容を行った。

##### 1) 被ばく管理用線量計の特性調査

TLD線量計が2019年9月で生産終了となることから、これに代わる線量計の候補2種の特性調査を進めている。本研究では、サイクル研究所の放射線環境を踏まえた適用性検討を目的として、中性子に対するエネルギー依存性及び方向依存性の調査を行う。

##### 2) 水晶体被ばく線量評価法の検討

2021年4月から眼の水晶体等価線量限度が引き下げられることを受け、新しい線量限度の下での被ばく管理方法の検討を進めている。サイクル研究所ではこれまでに、頭頸部に着用したTLD線量計を用いた水晶体等価線量の評価を行っている。本研究では、眼近傍に着用可能な水晶体用線量計DOSIRIS（以下、「DOSIRIS」という）の現場着用試験を行い、従来の方法による評価結果との比較を行う。

#### (2) 研究内容および成果の概要

##### 1) 被ばく管理用線量計の特性調査

TLD線量計と、それに代わる候補であるOSL線量計・ガラス線量計に固体飛跡検出器（以下、「CR39」という。）を内蔵し、計測機器校正室において、中性子線源（<sup>252</sup>Cf, <sup>241</sup>Am-Be）と減速材を組み合わせた中性子場での照射試験を実施した。

エネルギー依存性の調査結果を図9.3.2-1に示す。高エネルギー（平均2.3 MeV, 4.4 MeV）の中性子が主要となる放射線環境では、TLD線量計と各線量計のCR39の測定結果に差が見られる。一方、低エネルギー（平均0.86 MeV）の中性子が主要となる放射線環境では、差は小さくなった。よって、低エネルギー中性子の寄与が主要となる核サ研の放射線環境における運用では、どの線量計も同等の性能を持つと考えられる。

また、方向依存性の調査結果を図9.3.2-2に示す。入射角0°と60°におけるTLD線量計とCR39の照射結果を比較すると、どの線量計に内蔵されているCR39においてもTLD線量計より方向依存性が大きいことが分かった。

今後は、実際の作業環境における中性子に対する特性を調査する必要がある。

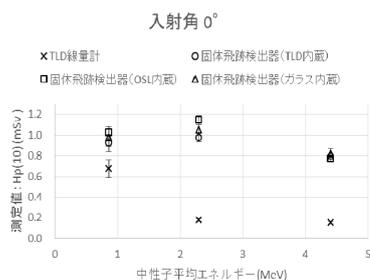


図 9.3.2-1 エネルギー依存性の調査結果。  
エラーバーには標準誤差を記載。

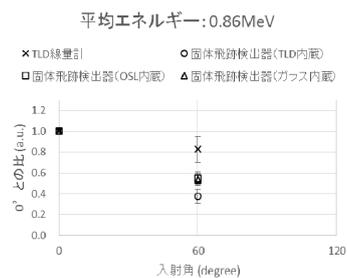


図 9.3.2-2 方向依存性の調査結果。  
エラーバーには標準誤差を記載。

2) 水晶体被ばく線量評価法の検討

令和2年1月から2月にかけて、プルトニウム転換技術開発施設, Pu-1, Pu-2の作業者について、頭頸部用 TLD 線量計の着用と同時に両眼近傍に DOSIRIS を着用する試験を実施した。着用例を図 9.3.2-3 に示す。頭頸部用 TLD 線量計の評価値と DOSIRIS 左右平均の評価値との相関を図 9.3.2-4 に示す。評価値の一致を表す破線付近に、作業者の多くが分布していた。一方、頭頸部に対して、両眼近傍の値が2倍大きい作業者がいたため、作業内容の聞き取り調査を行った。調査の結果、当該作業者は周辺の作業者より低い位置で GB 作業を行っていたため、試料と作業者頭部の高低差が影響していると考えられる。今後、調査対象を広げ、水晶体用線量計の着用を要する作業を選定する必要がある。

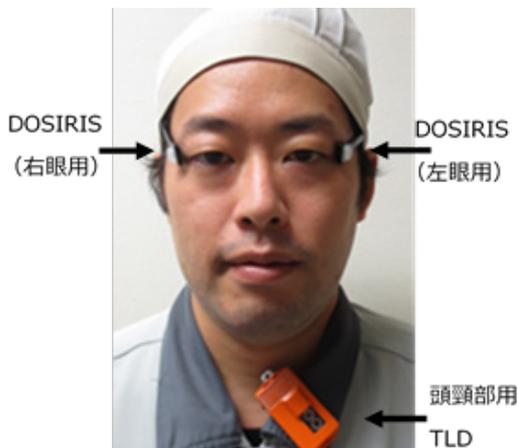


図 9.3.2-3 DOSIRIS と TLD 線量計の着用例

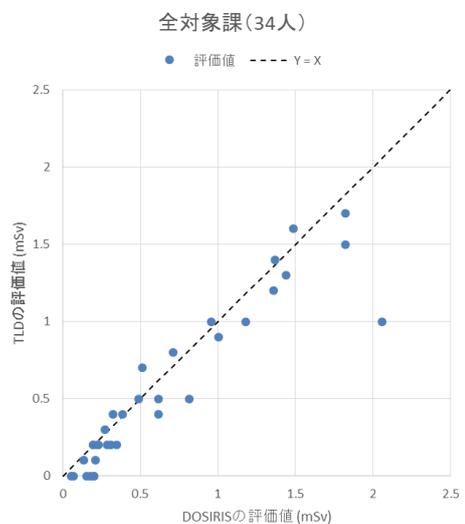


図 9.3.2-4 DOSIRIS と TLD 線量計の評価値

(3) 今後の展開

1) 被ばく管理用線量計の特性調査

- ・人体模擬ファントムを用いた作業環境での線量測定試験
- ・作業者の現場着用試験

2) 水晶体被ばく線量評価法の検討

- ・他の部署及び作業環境での現場着用試験
- ・水晶体用線量計の着用を要する作業の選定

(線量計測課 内田 真弘)

### 9.3.3 サイクル研究所における女性の放射線業務従事者の線量限度に対する意識調査結果

#### 【背景及び目的】

現在、原子力規制委員会放射線審議会において、国内法令への ICRP2007 年勧告の取り入れが検討されている。当該勧告では、現行法令にある線量管理における男女の区別は妊娠中を除き不要としているため、女性の放射線業務従事者（以下、単に「女性」という。）の線量管理が論点のひとつとなっている。核燃料サイクル工学研究所においては、近年、男女とも線量限度に近くなるような被ばくの実績はないが、全女性の被ばく測定を 1 月ごとに実施している（1 月管理）他、調査レベルを男性と別に定めている。法令改正がなされた場合には、これら管理の変更の検討が必要となる。そこで、当研究所にて、女性に対する特別な線量限度（以下、「女性の線量限度」という。）の捉え方を調査した。

#### 【調査方法】

2019 年 6 月及び 10 月、サイクル研究所の女性（職員及び協力会社員）とその上司を対象に無記名アンケートを実施した。質問内容は、放射線審議会に提出された関係団体意見書のうち、配布資料 144-2-4 号（電気事業連合会による発電所勤務者を対象としたアンケート結果報告）[9]と同様とし、女性には女性の線量限度の捉え方を、上司には女性の線量限度を理由とした男女の作業内容の区別の有無や女性の線量限度の廃止による女性の作業内容の変更の可能性を、選択式及び自由記述にて質問した。回答の傾向を単純集計ならびに年齢及び従事年数とのクロス集計で分析し、同資料及び資料 145-1-2 号（日本看護連盟による看護職を対象としたアンケート調査結果）[10]と比較した。

#### 【調査結果】

女性：回答者（33 名。回収率 100 %）の年齢は 40 代以下で、20 代・従事年数 5 年未満が 42 %を占める。全体の 52 %は妊娠に気づかない期間の胎児の保護等を理由に、妊娠中以外も 1 月管理であることに安心を感じている。他方、緊急作業に就けないことを含めた職域の制限を感じている者が 30 %、線量限度の有無によらない母子の保護の必要性や男女共同参画の観点から女性の線量限度は不要とした者が 17 %いた。女性の線量限度を不要とする意見は、従事年数が短い群及び 10 年以上の長い群にて見られた（図 9.3.3）。

上司：回答者（36 名）の 8 %は、男女の作業内容を区別している。また、区別はせずとも女性に対して被ばくしないよう注意喚起した経験等の記述から、有意に被ばくする作業の少ない当研究所においても、妊娠の有無によらず女性に特別な配慮

をしている上司が多いことが示唆された。女性の線量限度の廃止による作業変更の可能性はある、またはわからないとの回答は 33%に上った。この他、プライバシー保護の観点で、電離則が要求する女性の管理の適用除外における医師の診断の必要性を疑問視する意見があった。

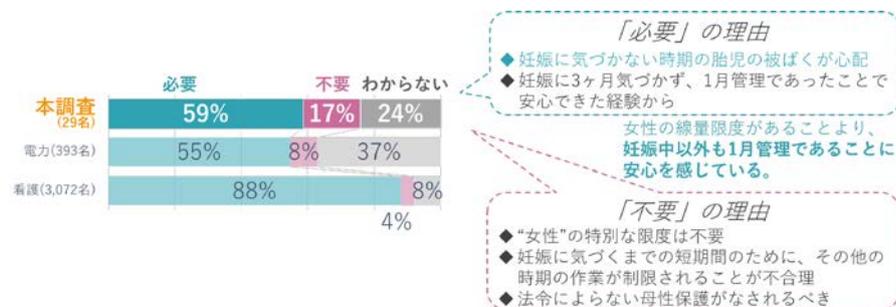


図 9.3.3 女性に対する特別な線量限度の必要性に対する女性従事者の回答

**【考察】**

現行の1月管理は多くの女性に安心を与えており、法令改正後も継続する意義がある。その他については、不都合を感じている女性の割合の高さを考慮し、法令改正内容に応じた変更を検討したい。一方で、自由記述から、一部の職場にて女性の過剰な保護や放射線感受性の性差の誤解が生じていると推察されるため、コミュニケーションと正しい理解が、法令改正に関わらず取り組むべき課題だと言える。

(線量計測課：滝本 美咲)

**【参考文献】**

- [9] 原子力規制委員会, 第 144 回総会放射線審議会配布資料 144-2-4 号「女性の放射線業務従事者の放射線管理に関するアンケートについて (報告)」, <https://www.nsr.go.jp/data/000264571.pdf> (参照: 2021 年 10 月 26 日).
- [10] 原子力規制委員会, 第 145 回総会放射線審議会配布資料 145-1-2 号「関係団体意見書等」, <https://www.nsr.go.jp/data/000273522.pdf> (参照: 2021 年 10 月 26 日).

#### 9.3.4 体幹部不均等被ばくと複数バッジ着用の基準について

胸部又は腹部に取り付けた一個の個人線量計では、その着用者の全身の被ばく線量を代表できない場合がある。このような状況は、一般に「体幹部不均等被ばく」と呼ばれ、必要に応じて二個以上の個人線量計が使用される。国内外の事例やこれまでの経緯を参考にその運用基準について考察する。

状況に応じて複数の個人線量計を使うという考えは古く、例えば、IAEA Safety series No. 14 [11]の4.5.1.3に“In situations where the radiation distribution is not uniform it may be necessary to wear dosimeters in several places on the body, so that an adequate assessment of the exposure can be made.”という一般論が示されている。ただし、何を以て not uniform とするかの基準はない。一方、1980年頃、米国原子力発電運転協会は、複数の個人線量計の指示値の間に違いがあるといえるかどうかの基準について検討し[12]、その骨子は、ANSI/HPS N13.41-1997 ”Criteria for Performing Multiple Dosimetry” [13]の新規制定に反映された。その改訂版[14]では、胸腹部と別の部位とで線量が50%異なる場合に、個人線量計を追加するとある。ここで数値50%の出处は、ICRP Publ 75 [15]で言う測定の不確かさ（ファクター1.5）である。ただし、米国の場合、複数の個人線量計で測定した値の加重平均から実効線量（当量）を算定してもよいし、その代わりに最大値を割り当ててもよいなど運用は弾力的である。エネルギー省研究所の中には、複数の個人線量計の指示値間の相違ではなく、胸腹部での線量と実効線量（当量）の相違に着目して、運用基準を定めているところもある。

一方、我が国では、体表面の複数の位置における線量の相違よりも、胴体に取り付ける個人線量計の指示値と実効線量（当量）をどう関係付けるかという点を中心に議論が進められてきた。1988年以前については、胸腹部に着ける主線量計とそれとは異なる位置に着ける副線量計の間で仮に指示値に相違があったとしても、それが、例えば当時の線量限度の比、全身線量の事実上の年限度5 remと四半期限度3 remを1年当たりに換算した12 remの比（2.4倍）に満たないのであれば、有意な相違とは見なされない—したがって、この場合は、副線量計は必要とされない—とする考えもあったかもしれない。それと同じような解釈が、1989年以降、例えば実効線量（当量）と水晶体組織線量当量（等価線量）の比（3倍）を利用して行われたというのもありそうな話に思える。

我が国では、1989年から、体幹部不均等被ばくのときに複数の個人線量計の指示値の加重平均から実効線量（当量）を算定する管理が行われてきたが、そうした管理をどのような条件下で行うべきかについて、まとまった議論はこれまであまりなされなかった。一般論としては、「複数の個人線量計を着ける必要があるかどうかは、不均等の程度と線量当量の大きさの両方によって変わる」とされる。このうち前者の条件については、この論考の中で紹介した数値だけを取り上げても、1.5倍、2.4倍、3倍がある。この中で最も厳しいといえる条件は1.5倍だが、理想的な条件下でともかく、実務レベルでどこまで真に対応できるかは、ある程度の移行期間

をおいた調査研究が必要であろう。

なお、実効線量の算定にあつては、個人線量計の指示値に加重する部位別加重係数が必要である。現在の係数は、ICRP Publ 60 の組織加重係数に基づいたものだが、それを今後も使い続けるのか、それとも ICRP Publ 103 [16]の組織加重係数をもとに計算し直すのか決める必要がある。表 9.3.4 に、国内と米国でこれまで使用されてきた部位別加重係数の比較を示す。残りの臓器に対する組織加重係数を、「最大の線量を受ける部位に」に割り当てるか、それぞれの頭頸部等各部位に振り分けるかによって係数の値に若干の違いが生じているが、日米でそれほど大きな差異は見当たらない。

表 9.3.4 体幹部不均等被ばく時に実効線量（当量）の算定に使用する部位別加重係数

	日本国内		ANSI/HPS N13.41-2011 [14]		
	Publ 26 (~2000 年度)	Publ 60 (2001 年度~)	Publ 26	Publ 60	Publ 103
最大の線量を受ける部位	0.30 †	0.06 †	—	—	—
頭部・頸部	0.05	0.05	0.10	0.10	0.12
胸部・上腕部	0.33	0.44	0.39 (0.38+0.01*)	0.31 (0.30+0.01*)	0.41 (0.40+0.01*)
腹部・大腿部	0.32	0.45	0.51 (0.50+0.01*)	0.59 (0.58+0.01*)	0.47 (0.46+0.01*)

† 残りの組織に対する組織加重係数と同じ値である。

\* 上腕・大腿それぞれについて 0.005 という値が割り振られている。

(放射線管理部：辻村 憲雄)

【参考文献】

- [11] IAEA, The Basic Requirements for Personnel Monitoring, Safety series No. 14, 1965, 44p.
- [12] C. G. Hudson, The need for dosimetry multibadging at nuclear power plants, Radiation Protection Management, vol.1, no.2, 1984, pp.43-49.
- [13] ANSI/HPS, Criteria for Performing Multiple Dosimetry, N13.41-1997, 20p.
- [14] ANSI/HPS, Criteria for Performing Multiple Dosimetry, N13.41-2011, 25p.
- [15] ICRP, General Principles for the Radiation Protection of Workers, ICRP Publication 75, 1997, 62p.
- [16] ICRP, The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, ICRP Publication 103, 2007, 332p.

### 9.3.5 東電福島第一原発緊急作業従事者の被ばく線量の再構築に関する研究

#### (1) はじめに

外部被ばくの防護においては、体表面に付けた個人線量計で実測した実用量をもって実効線量などの防護量の代替とする管理が一般に行われる。しかしながら、事故時の線量評価や疫学調査においては、その線量計の指示値を臓器線量に関連付けるなどの必要がある。また、そのとき、使用された防護装備等によってもたらされる放射線遮へい効果を線量評価に適切に反映させることが望ましい。そこで、東電福島第一原発事故の際に、緊急作業従事者らが使用していた全面マスク（株式会社重松製作所製 GM165DC，バイザーの厚さ 1.5 mm）についてβ線の遮へい効果を調べる。なお、本研究は、厚生労働省労災疾病臨床研究事業費補助金による「放射線業務従事者の健康影響に関する疫学研究」の一部として行われたものである。

#### (2) 方法

人体形状を有する RANDO ファントムの頭部のうち眼を含むスライス部分（ただし、組織等価材で模造したもの）の水晶体部分に組織等価 TLD（蛍光体： $\text{Li}_2\text{B}_4\text{O}_7(\text{Cu})$ ，モデル：Panasonic UD-807）を埋め込み、同じ線量のβ線を照射したときの全面マスク有り無しでの TLD 指示値の変化を調べる。使用するβ線源は、公称放射能 1.85 GBq の  $^{90}\text{Sr}+^{90}\text{Y}$  であり、軟組織の深さ 7  $\text{mg}/\text{cm}^2$  と 300  $\text{mg}/\text{cm}^2$  における組織吸収線量率（それぞれ  $H_p(0.07)$ ， $H_p(3)$  に相当する）がそれぞれ測定によって決定されている。線源から水晶体に埋め込んだ TLD までの距離は、50 cm とし、また頭部ファントムは、正面向きと左 45 度向きとする。なお、本  $^{90}\text{Sr}+^{90}\text{Y}$  線源のβ線残留最大エネルギー（ $\sim 1.97$  MeV）は、緊急作業時の主たる線源である放射性ヨウ素（ $^{132}\text{I}$ ）のβ線最大エネルギー（2.14 MeV）に近い。図 9.3.5 に実験写真を示す。

#### (3) 結果

表 9.3.5 に、β線による  $H_p(3)$  及び  $H_p(0.07)$  基準値、全面マスク有り無し両条件での TLD 測定による水晶体等価線量を示す。マスク無しの場合、TLD による水晶体等価線量は、 $H_p(3)$  に対して 0.85～1.03 倍、 $H_p(0.07)$  に対して 0.35～0.43 倍であった。一方、マスク有りの場合、TLD による水晶体等価線量は、 $H_p(3)$  に対して 0.11～0.13 倍、 $H_p(0.07)$  に対して 0.049～0.052 倍であった。この比は入射角度にそれほど大きく依存しないこともこの実験から確認された。

β線による水晶体等価線量は、個人線量計のβ線  $H_p(0.07)$  指示値から、表 9.3.5 に示した換算係数を用いて、次式から算定することができる。

$$D_\beta = f_\beta \times M_\beta$$

ここで、

$M_\beta$ : β線による  $H_p(0.07)$  指示値 (mSv)

$D_\beta$ : β線による水晶体等価線量 (mSv)

$f_\beta$ : 全面マスクのβ線遮へい効果を含むβ線  $H_p(0.07)$  からβ線による水晶体等価線量への換算係数（全面マスク無し：0.39，有り：0.051）

ここで、換算係数は、正面入射と 45 度入射における実験データの平均とした。

また、個人線量計の着用位置と水晶体の位置とで線量率に勾配が予想される場合は、別の考察が必要である。

表 9.3.5 緊急作業従事者が使用していた全面マスクによるβ線遮へい効果

ファントム	全面マスク	入射角度 (°)	基準線量*		TLD による水晶体等価線量		
			$H_p(3)$ (mSv)	$H_p(0.07)$ (mSv)	$H_{lens}^\dagger$ (mSv)	$\frac{H_{lens}}{H_p(3)}$	$\frac{H_{lens}}{H_p(0.07)}$
RANDO	無し	0	2.18	5.28	2.13, 2.34	1.03 ‡	0.42 ‡
		45	2.17	5.25	0.46, 3.22	0.85 ‡	0.35 ‡
	有り	0	31.8	77.1	3.56, 4.50	0.13 ‡	0.052 ‡
		45	31.9	77.2	0.59, 7.03	0.11 ‡	0.049 ‡
PMMA 平板(参考)	無し	0	2.09	5.17	2.31, 2.18	1.07	0.43

\* マスク無し，入射角度0度での値

† それぞれ左目，右目に埋め込んだTLDの測定値

‡ ある特定の方向からだけβ線を被ばくするとは考えにくいいため，ここでは，左右の平均値を使用



図 9.3.5 β線照射試験の配置 (左：全面マスク無し，右：全面マスク有り)

(放射線管理部：辻村 憲雄)

### 9.3.6 MOX 燃料施設における水晶体及び末端部の中性子線・ $\gamma$ 線被ばく評価

#### (1) 背景及び目的

組織反応に関する ICRP 声明を受けて国内法令の見直しが検討され、水晶体の等価線量限度は実効線量と同じ「5年間で 100 mSv かつ年間最大 50 mSv」に引き下げられる見込みである。サイクル研究所における水晶体の線量は、均等被ばくの場合は胸部、不均等被ばくの場合は頸部に着けた TLD バッジで評価しているが、この線量限度引き下げに対し、現在の管理方法を適用できるかを検討する必要がある。

本研究では、MOX 燃料を取り扱うグローブボックスでのグローブ作業を模擬したファントムを実フィールドに設置し、水晶体付近（頭部）・頸部・胸部の $\gamma$ 線及び中性子線量の実測による比較試験を行った。また、グローブ作業では末端部（手部）の管理も重要であることから併せて試験を実施した。

#### (2) 試験内容

サイクル研究所の MOX 燃料施設において、中性子線量率の高い GB を選定し、中性子線・ $\gamma$ 線の線量率分布を測定した。なお、中性子線量の測定には、小さく軽量の中性子線用サーベイメータ（以下、軽量型という。）とレムカウンタ（型式 Studsvik 2202D）の 2 種類のサーベイメータを使用し、軽量型を用いて GB 内外の線量率を測定した。

この測定結果を元に、頭部・胸部・末端部を模擬したファントムを中性子線量率の高い GB 前に設置し、試験を実施した。ファントムを設置した様子を図 9.3.6-1 に示す。 $\gamma$ 線については TLD、中性子線については、TLD・固体飛跡検出器・バブル線量計をファントム上に配置して被ばく線量を実測した。

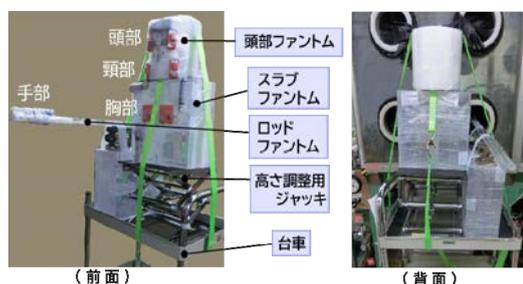


図 9.3.6-1 作業者を模擬したファントムをグローブボックス前面に設置した様子

#### (3) 試験結果

グローブ作業の環境における中性子線・ $\gamma$ 線の線量率分布を測定したところ、軽量型はレムカウンタと比較して測定部が小型であるため、GB 内外の線量率を測定でき、ポートの内部と表面の線量率の比を把握することができた。

作業者を模擬したファントムと線量計を用いて実測した末端部（手部）と体幹部の $\gamma$ 線・中性子被ばく線量の比はポートの内部と表面の線量率の比と同程度であった。また、中性子被ばく線量は頭部（水晶体部とみなした場合）の値と胸部の値はほぼ同じであった。 $\gamma$ 線被ばく線量は頭部 $\leq$ 胸部 $<$ 頸部であり、今回の試験では胸部の値を超えることはなかった。以上の結果から、今回の試験環境においては現在の管理方法でも水晶体の等価線量は過小評価にはならないと推測された。

(放射線管理第 1 課：大津 彩織)

## 9.4 環境影響評価手法の研究

### 9.4.1 土壌中放射性セシウム濃度の変動要因の調査

#### (1) 調査の目的・概要

放射線管理部環境監視課では、サイクル研究所周辺の環境モニタリングを行い、施設から放出される可能性のある放射性物質の濃度を監視している。

この環境モニタリングにおいて、東電福島第一原発（以下「1F」という。）事故の影響により、様々な環境試料中の放射性セシウム（ $^{134}\text{Cs}$  及び  $^{137}\text{Cs}$ ）濃度が上昇した。1F 事故から約 8 年が経過した 2019 年度時点においては、ほとんどの環境試料中の放射性セシウム濃度は、物理半減期あるいは、風雨などの自然要因によって単調な減少傾向を示しているが、土壌中  $^{137}\text{Cs}$  濃度においては、単調な減少傾向は見られず、大きな変動を示している。

本調査では、土壌中の放射性セシウム濃度の変動要因を解明するために、木が多く茂っている研究所内地点にて腐葉土層、土壌層（環境モニタリング対象）に区別して試料採取を行い、その  $^{137}\text{Cs}$  濃度を調査した。図 9.4.1-1 に土壌採取の様子を示す。



図 9.4.1-1 土壌採取の様子



図 9.4.1-2 リタートラップ

#### (2) 実験方法

土壌の採取は、2017 年 11 月 9 日に、サイクル研究所内で行った。まず、 $3 \times 3 \text{ m}^2$  の採取エリアを設定し、その採取エリアを  $50 \times 50 \text{ cm}^2$  の小領域（36 領域）に分けた。小領域の各々について、 $20 \times 20 \text{ cm}^2$  の正方形内の腐葉土を全て採取して、次に  $7.5 \times 7.5 \text{ cm}^2$  の正方形内の土壌を採取した。土壌は、地表面から 0～5 cm 層の土壌とその下の 5～10 cm 層の土壌に分けて採取した。また、図 9.4.1-2 のリタートラップを土壌試料採取地点付近に 3 ヲ所設置して、1 ヲ月に 1 回の頻度で 7 回（7 ヲ月間）落葉植物を採取した。

採取した土壌は  $105^\circ\text{C}$  で 5 日間以上乾燥させた後、ふるい分けをして 2 mm 以下の試料とし、均一化した後、測定容器に封入した。腐葉土及び落葉植物は  $105^\circ\text{C}$  で 5 日間以上乾燥させた後、ミキサーで粉碎し、測定容器に封入した。 $^{137}\text{Cs}$  濃度の定量には Ge 半導体検出器による  $\gamma$  線スペクトロメトリーで 1 万秒測定した。

(3) 調査結果

図 9.4.1-3 に落葉植物 (3 カ所×7 カ月分の平均値) 及び腐葉土層, 土壤層 (0~5 cm, 5~10 cm) の土壤 (それぞれ 36 領域の平均値) の  $^{137}\text{Cs}$  濃度を示す。藤田らの調査の結果, 腐葉土層の  $^{137}\text{Cs}$  濃度は, 土壤層に比べ高いことが分かっている [17]。本調査においても腐葉土層の  $^{137}\text{Cs}$  濃度は, 土壤層の濃度に比べ, 1 桁以上高く, 腐葉土の土壤試料への混入がモニタリング結果の変動要因であることが明らかとなった。腐葉土層が混入する原因は, 腐葉土層と土壤層に明確な区切りがなく, 目視による現行の採取手法では, その 2 層を完全に分離することができないためである。

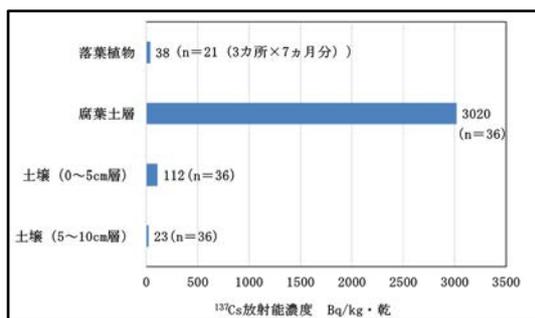


図 9.4.1-3 落葉植物・腐葉土層・土壤層の  $^{137}\text{Cs}$  濃度

そこで, 腐葉土の密度 (約  $0.9 \text{ g/cm}^3$ ) と土壤の密度 (約  $1.5 \text{ g/cm}^3$ ) が異なっていることを利用し, 測定容器に入れた試料密度から腐葉土の混入割合を推測する方法を考案した。図 9.4.1-4 に本調査における結果 (土壤層 0~5 cm) 及び 1F 事故後の環境モニタリングにおける結果の試料密度と  $^{137}\text{Cs}$  濃度の関係を示す。その結果, 密度が小さくなるほど, 放射性セシウム濃度が高くなる相関が見られ, 腐葉土の混入割合が土壤試料の  $^{137}\text{Cs}$  濃度を変化させていることが分かった。

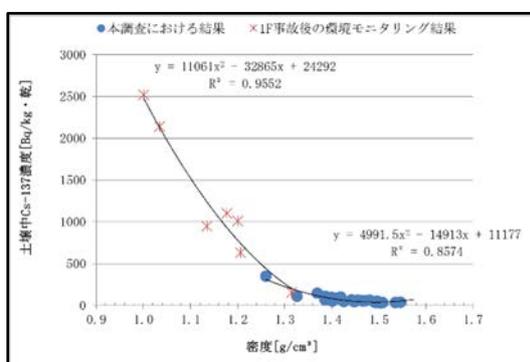


図 9.4.1-4 試料密度と  $^{137}\text{Cs}$  濃度の関係

また, 平成 29 年度時点では, 落葉植物から新たに供給される  $^{137}\text{Cs}$  量は, 腐葉土層, 土壤層に現在保持されている量に比べて十分に小さく, 土壤層の濃度へ影響は与えないことが分かった。

以上の調査結果を踏まえると, 今後は腐葉土の分解に伴い腐葉土層から土壤層へ放射性セシウムが移行するため, 採取時に腐葉土の混入がない場合においても土壤層の濃度が高くなることが予想される。

そのため, 今後の土壤のモニタリング結果は, さらに注視していく必要がある。

【参考文献】

[17] 藤田博喜ほか, 表土中放射性セシウム濃度の変動傾向に係る調査, KEK Proceedings 2017-6, 2017, pp. 35-39.

## 9.5 除染技術の研究

### 9.5.1 空気汚染に伴う身体汚染時の新たな除染方法の検討

#### (1) 目的

管理区域内での作業において空気汚染が発生した場合、複数人の身体汚染が考えられる。この場合、汚染部のテープ固定、水を染み込ませた紙製ウエス（濡れキムタオル）等での拭き取り、防護衣の脱装等の従来の除染方法では多大な時間を要する。特に顔周辺（半面マスク周辺、接顔部（狭隘部））の汚染は、付着時間が長いと内部被ばくリスクが高まるため、迅速に除染することが必要である。そこで、本研究では内部被ばく防止の観点から、従来よりも迅速な新しい除染方法および汚染拡大防止方法を検討する。

#### (2) 試験方法と結果

身体汚染の作業員が複数いる場合の除染の迅速化を目的とし、これまで身体除染で主流に行ってきた拭き取り法に加え、高性能排気フィルターが装備された、半導体施設等で用いられている掃除機による吸引除染を試みた。除染効果の確認を行うために、粉末汚染を模擬した蛍光粉末をカバーオールや手の甲（皮膚）などの対象物に付着させ、除染前後の蛍光粉末の蛍光強度比（除去率）から従来の拭き取り除染と新たな吸引除染での比較を行った。拭き取り除染は濡れキムタオルで蛍光粉末の付着部を1回拭き取り、吸引除染はノズルを肌にはほぼ密着させて1回スライドさせた。図9.5.1-1に吸引除染前後を撮影した結果を示す。吸引除染による除去率は65%～90%程度となり、拭き取り除染による除去率とほぼ同程度であった。

また、新たな汚染拡大防止方法としては、大面積テープによる汚染固定を行った。従来のテープによる汚染固定は50 mmのテープ（レガテープ）を用いているが、ゴム手袋を装着しての操作性の悪い作業でもあり、テープの切り貼りに時間を要している。そこで、大面積のテープ（320 mm×230 mm）を作成し、従来の汚染固定からの迅速化を図った。

その結果、従来の汚染固定から作業時間を約40%短縮することができた。

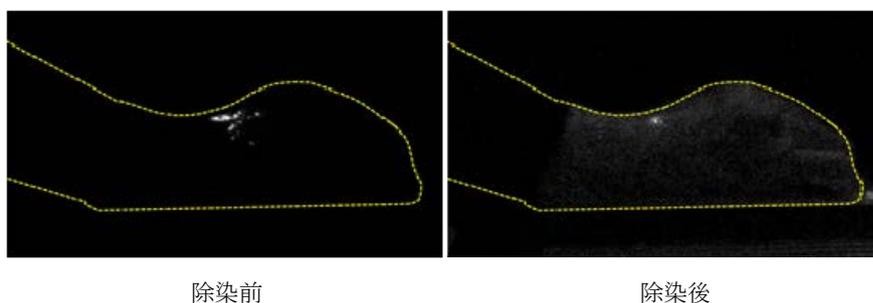


図9.5.1-1 手の甲に付着させた蛍光粉末を吸引除染した様子（点線は手の輪郭を示す）

#### (3) まとめ

試験結果より、新たに考案する吸引除染及び大面積テープによる汚染固定は、共に従来の方法より迅速化が期待されることが確認された。特に吸引除染については、

拭き取りしづらい狭隘部（外耳の内側や面体接触部）に対しては有効であると考えられることから、従来よりも迅速な除染が期待される。

今後は、狭隘部の効果的な吸引除染のために掃除機のノズル部の形状等を検討し、更なる除染効果の向上を図る予定である。

（放射線管理第1課：本田 文弥）

## 9.6 汚染事象への対応

### 9.6.1 プルトニウム燃料第二開発室の管理区域内における汚染について

平成 31 年 1 月 30 日に発生したプルトニウム燃料第二開発室(以下、「Pu-2」という。)の管理区域内における汚染について事象の概要、放射線管理上の問題点と再発防止対策及び身体汚染措置要領書の改善についてとりまとめた。

#### 9.6.1.1 事象の概要

同日 14 時 24 分頃、Pu-2 粉末調整室 (A-103) において、核燃料物質を収納している金属製の貯蔵容器 2 本(アルミニウム製とステンレス鋼製(以下、「ステンレス缶」という。))をそれぞれ二重に梱包している樹脂製の袋の交換作業中に、ステンレス缶を梱包している二重目の樹脂製の袋表面等から汚染が検出されるとともに、室内に設置された $\alpha$ 線用空気モニタの警報が吹鳴した。粉末調整室 (A-103) における空気中放射性物質の濃度については、 $\alpha$ 線用空気モニタの指示値(最大約 3100 cpm)から 1 週間の平均濃度として評価した濃度の  $9.1 \times 10^{-7}$  Bq/cm<sup>3</sup> に上昇し、警報設定値(約 290 cpm)から 1 週間の平均濃度として評価した濃度の  $7 \times 10^{-8}$  Bq/cm<sup>3</sup> を超えた。その後は安定し、ほとんど変動がない状態が継続した。これらの値は、モニタ指示値から 1 週間の平均濃度として評価しているものであるが、法令に定める放射線業務従事者の呼吸する空気中濃度限度(プルトニウム-238(不溶性の酸化物以外の化合物): 3 ヶ月間における平均濃度  $7 \times 10^{-7}$  Bq/cm<sup>3</sup>)を超えるおそれがあることから、粉末調整室 (A-103) を核燃料物質使用施設保安規定に基づく立入制限区域に設定した。警報吹鳴時点で、粉末調整室 (A-103) には、作業員 9 名がおり、全員半面マスクを着用していた。作業員 9 名のうち 6 名は、粉末調整室 (A-103) から炉室 (A-102)、仕上室 (A-101)、廊下に設置されたグリーンハウスを経由して、廊下に退出した。残りの作業員 3 名は、仕上室 (A-101) からグリーンハウスを経由せずに廊下に退出した。作業衣・半面マスク脱装後の作業員 9 名に対する仕上室 (A-101)、グリーンハウス内での複数回の身体汚染検査の結果、検出下限値未満であったことをもって 19 時 08 分に皮膚汚染はないと判断した。また、作業員 9 名全員の鼻腔汚染検査の結果が検出下限値未満であったこと及び半面マスク面体内側の汚染検査の結果が検出下限値未満であったことをもって 19 時 18 分に内部被ばくはないと判断した。

本事象の原因は、ステンレス缶表面が核燃料物質により汚れた状態でステンレス缶のバッグアウト作業を行ったこと、その過程で一重目の樹脂製の袋に穴が開いたことにより汚染が発生し、それに気付かずにバッグアウト作業を継続したこと、バッグアウト作業後の梱包物表面の汚染検査、外観確認を行わずに二重梱包作業に移行したことにより汚染を拡大させたことであり、それにより立入制限区域設定を必要とする空気汚染に至ったものと推定された。

### 9.6.1.2 放射線管理上の問題点と再発防止対策

#### (1) 問題点

今回の事象について汚染発生から作業員が管理区域を退出するまでの一連の処置・行動に関し検証評価を実施した結果、身体汚染が発生した場合の措置に関するガイドライン（平成 29 年 6 月に発生した大洗研究開発センター燃料研究棟における汚染事象の反省から原子力機構共通で制定された。以下、「ガイドライン」という。）の基本原則「当事者及び周囲の者の内部被ばくの発生・進展を防止するため、当該部屋及び当事者の汚染状況を考慮した措置（呼吸保護具の装着、当該部屋からの退出、汚染拡大防止措置及び除染）を行う」に必ずしも則した行動がとられていないことが分かった。また、汚染が発生した部屋からの退出後に実施した身体汚染検査についても複数の不十分な点があったことがわかった。このうち特に汚染発生から作業員が管理区域を退出するまでに実施した放射線管理対応について抽出した 7 項目の問題点を以下に挙げる。

- ① 身体汚染検査を実施するまでの初動対応に課題があり作業員の速やかな退出に時間を要した。
- ② 退避場所の床養生の範囲が狭いことから、クロスコンタミネーションが起こった可能性があった。
- ③ 身体汚染検査での測定において、ガイドライン及びそれを基に放射線管理部署が定めた要領書等で規定されている方法が徹底されなかった。
- ④ ガイドラインは、身体汚染検査の実施方法について臨機応変な対応ができるように記載していなかった。
- ⑤ 念のためのシャワーや拭き取り等の処置は行わなかった。
- ⑥  $\alpha$ 線スペクトルの測定をせずにラドン・トロンの子孫核種による影響と判断した。
- ⑦ 身体汚染時における測定記録の作成、メモ及び試料の保管が不適切であった。

#### (2) 再発防止策

以下の再発防止策を実施・開始した。これらの対策は原子力機構の他の事業所へ水平展開し、今後も再発防止の取組みを徹底するなど継続的に実施することが重要である。

- ① ガイドラインの基本原則に基づき放射線管理部署内で、統一した対応を図るとともに身体汚染が発生した場合における放射線管理対応を迅速かつ的確に実施することを目的とした要領書の見直しを実施した。
- ② 身体汚染検査対応に係る放管員の役割分担を明確にし、訓練を実施することでその実効性を確認した。
- ③ 各現場において起こりうると考えられる厳しい状況を想定し、大規模な汚染事象が発生した場合における緊急時対応の機能向上を目的とした実効性のある訓練を計画・実施する。

### 9.6.1.3 身体汚染措置要領書の改善

身体汚染発生時の措置方法については、原子力機構共通のガイドラインを基に当部でも「身体汚染が発生した場合の措置等要領書」（以下、「要領書」という。）を制定していたが、今回の事象で有効に活用できない部分があった。そこで今回の反省を踏まえた改善を行ったので、その概要について紹介する。

#### (1) 改善点

要領書には、身体汚染が発生した場合の措置、身体除染の処置、身体除染器材の管理などについて定められているが、9.6.1.2 で示した問題点について、以下のようない見直しを行い、要領書に明記した。

- ① 内部被ばく及びそのおそれがある場合には、汚染拡大を許容してでも速やかに当事者を当該部屋から退出させる。また、ダストモニタが吹鳴した場合は、退室及び入室禁止を放送等でも周知する。
- ② 退避及び防護衣を脱装する場所並びにサーベイエリアは、当事者の人数に見合った十分な広さ、クロスコンタミネーションを考慮した場所を選定して養生する。
- ③ 身体汚染検査の方法について、当事者が退出する段階に応じて、(1)汚染レベルの把握のための簡易検査、(2)汚染の有無を確認するための測定、及び(3)汚染の無いことを確認するための測定、と目的ごとに測定方法を定める。測定方法の概要を表9.6.1.3に示す。
- ④ 高レベルの空気汚染又は広範囲の身体汚染が生じた場合には、最終的な身体汚染検査の結果が検出下限値未満であっても、念のためのシャワーや拭き取り等を検討する。
- ⑤ 身体汚染検査において、検出下限値を超える計数について、天然核種（ラドン・トロンの子孫核種など）の影響によるものと判断する場合には、 $\alpha$ 線スペクトルの測定などを行い、その結果を記録する。
- ⑥ 身体汚染時における測定記録は複数人で十分確認するとともに、メモ及び内部被ばく評価に必要な試料（鼻スミヤろ紙など）は、不適合管理が終了するまで保管する。

#### (2) 教育訓練

見直した要領書については、放管員に教育・周知を行うとともに、事例研究や訓練を繰り返し実施することで、力量向上に努めている。今後も訓練等で得られた知見を要領書に反映して、実効性を高めていく考えである。

表 9.6.1.3 退出する段階に応じた身体汚染検査の方法（ $\alpha$ 線の場合）

測定方法	(1)	(2)及び(3)
時定数	3秒又は10秒	10秒
測定距離	1～2 cm	5 mm以下又は密着
走査速度	5 cm/秒以下	1 cm/秒以下
測定時間	計数音又は指針が振れたら走査を停止し、時定数の2～3倍の間保持して測定する。	
備考	除染・脱装のための大まかな汚染レベル把握が目的であり、測定結果は概算値とする。	特に(3)においては全身について網羅性のある測定を行う。

(放射線管理第1課：磯崎 航平，田村 健 放射線管理第2課：吉田 忠義)

## 10. 技術支援，国際協力

### 10.1 日本原燃株式会社への技術支援

#### 10.1.1 日本原燃株式会社への協力協定に基づく技術支援

新型コロナウイルス感染症の感染防止及び拡大防止の観点から，令和元年度は，日本原燃株式会社との技術協定に基づく技術情報交換会は行わなかった。

### 10.2 講師派遣，見学対応等

#### 10.2.1 外部関係機関への協力

##### (1) 原子力防災訓練への指名専門家等の派遣

原子力緊急時支援・研修センター等を通して国及び自治体から協力依頼のあった原子力防災訓練に対して，依頼内容に応じた指名専門家及び対応要員を選出し現地へ派遣して，オフサイトセンター（以下，「OFC」という。）での機能班，環境放射線モニタリング，救護所での住民サーベイなどの諸活動を適切に対応した。

なお，派遣する指名専門家及び対応要員については対応経験の少ない者を優先して選出し，諸活動の経験を踏まえた原子力防災に係る人材の育成を図っている。

表 10.2.1-1 にその実績を示す。

表 10.2.1-1 原子力防災訓練への指名専門家及び対応要員の派遣状況

期 日	訓練名	人 数
R1.9.17 ～11.20	愛媛県原子力防災訓練	1
R1.11.8 ～11.10	島根県原子力防災訓練	2
R1.11.16 ～11.17	富山県原子力防災訓練	1
R1.11.17	石川県原子力防災訓練	1
R1.11.26 ～11.29	北海道原子力防災訓練	1

##### (2) 緊急被ばく医療及び放射線管理に関する教育への講師派遣

###### (i) 緊急被ばく医療基礎講座

文部科学省から委託を受けた公益財団法人原子力安全研究協会から協力依頼のあった「緊急被ばく医療基礎講座」に対して，依頼内容に応じた講師を選出し会

場へ派遣して、当該講座 I では除染・搬送に係る講義を適切に対応した。  
表 10.2.1-2 にその実績を示す。

表 10.2.1-2 緊急被ばく医療基礎講座への講師の派遣状況

期 日	場 所	人 数	講座名
R2.2.18	原子力科学研究所 日立製作所日立総合病院	2	緊急被ばく医療処置訓練

(ii) 消防大学校等の放射線管理に関する教育への講師派遣

保安管理部を通して総務省消防庁消防大学校及び茨城県立消防学校から協力依頼のあった消防職員を対象とした「放射線管理に関する教育」に対して、依頼内容に応じた講師を選出し教育会場へ派遣して、放射線の基礎知識、放射線測定機器の取扱い、放射線防護衣の着脱装に係る講義と実習を適切に対応した。

なお、派遣する実習対応要員については部内の中堅の従業員から選出し、実習での説明や質疑応答の経験を通じた指導能力の向上を図っている。

表 10.2.1-3 にその実績を示す。

表 10.2.1-3 消防大学校等の放射線管理に関する教育への講師の派遣状況

期 日	場 所	人 数	教育名
R2.2.14	サイクル研究所	5名	消防大学校幹部科（第37期） 「放射線測定」

### 10.2.2 施設見学対応

管理部等を通して依頼をもらった施設見学に対して、依頼内容に応じた説明者を選出して、放射線管理部所掌施設を中心とした見学対応を適切に対応した。

表 10.2.2-1 にその実績を示す。

表 10.2.2-1 放射線管理部所掌施設の見学対応状況

期 日	見学者（所属）	担当課
H31.4.3	令和2年度入社希望学生	環境監視課
R1.6.12	東海大学	線量計測課
R1.6.25	日本原燃株式会社	放射線管理第2課
R1.6.27	筑波大学	線量計測課
R1.7.8	講師育成研修「環境放射能モニタリングコース」	環境監視課
R1.7.9	セラフィールド	放射線管理第2課
R1.7.24	原子力人材育成・確保協議会	線量計測課
R1.7.25	高卒採用に係る見学	線量計測課
R1.8.7	東京電力ホールディングス株式会社	環境監視課
R1.8.8	佐賀玄海中学校	線量計測課
R1.8.30	R2年度 原子力機構新卒採用予定者	環境監視課
R1.11.29	芝浦工業大学他	放射線管理第2課
R1.12.16	R2年度 検査開発株式会社新入社員	環境監視課
R1.12.24	長岡技術科学大学	線量計測課
R2.2.19	IAEA トレーニングコース	放射線管理第2課

### 10.2.3 学生実習対応

管理部及び計画管理室を通して依頼のあった原子力教育大学連携ネットワーク等に係るサイクル研究所施設を活用した学生実習を適切に対応した。

表 10.2.3-1 にその実績を示す。

表 10.2.3-1 原子力教育大学連携ネットワーク等の学生実習対応状況

期 日	教育名 (内容)	人 数	実施場所
R1.11.25 ～11.29	令和元年度 原子力教育大学連携 ネットワーク核燃料サイクル実習	22名	計測機器校正室, 安全管理棟

## 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。（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>

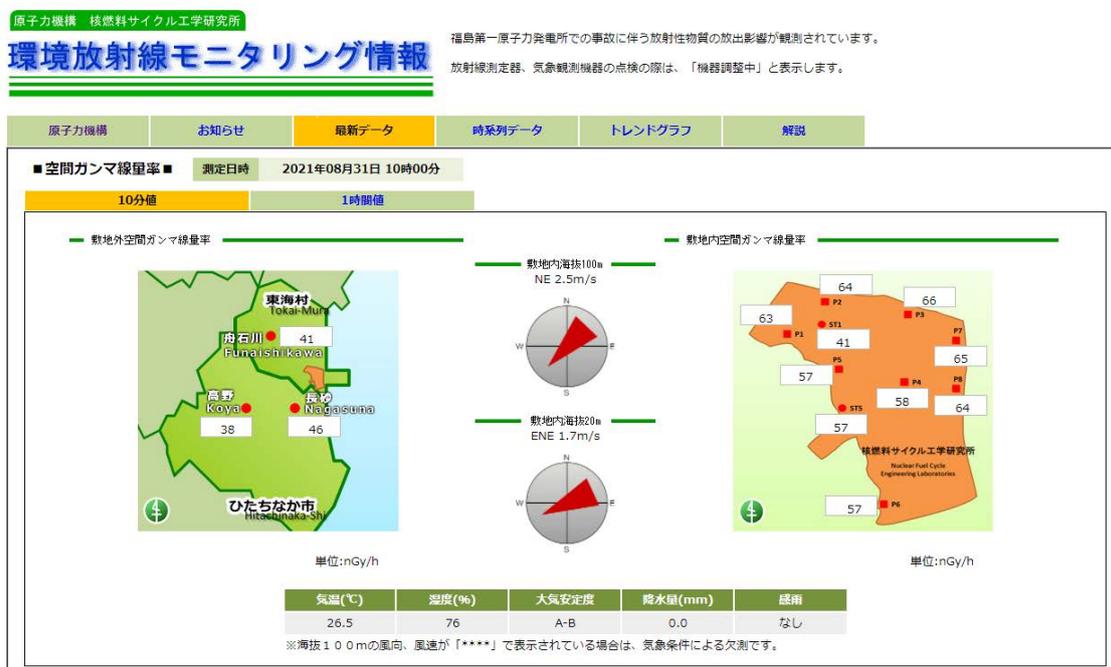


図 11.1 リアルタイム公開画面

## 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

令和元年度における放射線管理部の品質保証活動状況を以下に示す。

#### ① マネジメントシステム推進委員会の開催実績

令和元年度における放射線管理部マネジメントシステム推進委員会(以下、「MS委員会」という。)は、必要の都度開催し、品質マネジメントシステムの運用管理に係る審議を行った(表 12.1-1 参照)。

表 12.1-1 MS委員会開催実績

開催日	主な議題
R2.2.21 (第1回)	Pu-2汚染事象を踏まえた文科大臣指示に基づく水平展開及び、特別安全強化事業所に伴う対応における、管理者(課長及びMG)の力量評価の改訂について
R2.3.30 (第2回)	法令改正に伴う保安規定及び品質保証計画書の変更に係る情報及び、これを踏まえた部第二次文書等の改訂に係る情報共有

(1) 品質保証に係る活動実績

- ・放射線管理部品質保証管理要領書の改定

上位文書である保安規定や品質保証計画書等の改定, 保安検査や内部監査結果及び運用を通じた改善事項を反映し, 各要領書の改定を行った (表 12. 1-2 参照)。

表 12. 1-2 令和元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 (1/2)

文書名	施行日	主な改訂理由
文書・記録 管理要領書 (放 Q-A)	H31. 4. 1	<ul style="list-style-type: none"> <li>・文書の廃止に係る様式の追加</li> <li>・マネジメントシステム推進委員会会則の品証体系への組み入れに伴う見直し</li> <li>・記載の適正化に伴う見直し</li> </ul>
教育・訓練 要領書 (放 Q-C)	H31. 4. 1	<ul style="list-style-type: none"> <li>・別添 2～5 における記載の部内統一化</li> <li>・所要の見直し (記載の適正化)</li> </ul>
	R2. 2. 28	<ul style="list-style-type: none"> <li>・水平展開 (2019 内 013) を踏まえた, 管理者の力量評価及び教育・訓練実施内容の妥当性確認に係る記載の明確化</li> <li>・所要の見直し (様式内の不要な罫線の削除等)</li> </ul>
業務の計画及び 実施要領書 (放 Q-D)	H31. 4. 1	<ul style="list-style-type: none"> <li>・設計及び工事に係る対象業務の発生の伴い, 再処理施設品質保証計画書に基づく技術基準規則適用事項を追記</li> <li>・所要の見直し (記載の適正化)</li> </ul>
調達管理要領書 (放 Q-E)	H31. 4. 1	<ul style="list-style-type: none"> <li>・他部・センターとの横並び及び運用を踏まえた様式の構成の見直し</li> <li>・所要の見直し (記載の適正化)</li> </ul>
	R1. 9. 1	<ul style="list-style-type: none"> <li>・「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」が「放射性同位元素等の規制に関する法律」に名称変更したことに伴う見直し</li> </ul>
	R1. 11. 25	<ul style="list-style-type: none"> <li>・特別監査 (Pu-2 汚染事象) の Pu センターに対する意見を踏まえた見直し</li> <li>・所要の見直し (記載の適正化)</li> </ul>
設計・開発 管理要領書 (放 Q-F)	H31. 4. 1	<ul style="list-style-type: none"> <li>・設計及び工事に係る対象業務の発生の伴い, 再処理施設品質保証計画書に基づく技術基準規則適用事項を追記</li> </ul>
検査及び試験 管理要領書 (放 Q-I)	H31. 4. 1	<ul style="list-style-type: none"> <li>・上位規程等との整合に伴う見直し</li> <li>・所要の見直し (記載の具体化, 適正化)</li> </ul>

(イ) 部第二次文書 (2/2)

文書名	施行日	主な改訂理由
品質保証適用 施設・設備等 グレード分け (放 Q-J)	H31. 4. 1	・ 所要の見直し (記載の適正化)
	R1. 9. 1	・ 「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」が「放射性同位元素等の規制に関する法律」に名称変更したことに伴う見直し
不適合管理並び に是正及び 予防処置要領書 (放 Q-K)	H31. 4. 1	・ 改元を踏まえた不適合管理報告書における管理番号の附番方法の見直し ・ 部レベルの是正処置プログラム (CAP) の本格運用に伴う不適合管理検討会審議検討事項の追記
	R1. 10. 21	・ 研究所通達「原子力規制関係法令等に基づく通報連絡要領について」の改正に伴う変更 ・ 所「不適合管理並びに是正及び予防処置要領書」との整合 ・ 改元に伴う変更
	R2. 1. 1	・ 所「不適合管理並びに是正及び予防処置要領書」を受け、「5.5 水平展開」に保安管理部長からの水平展開に基づく予防処置等の実施について追記する。

(ロ) 部第三次文書 (1/2)

文書名	改定日	主な改定理由
核燃料物質使用 施設に係る 放射線管理部 の業務の計画 (放 Q-Dd-001)	H31. 4. 1	・ 年度切り替えに伴う見直し ・ 所要の見直し (記載の適正化)
	R1. 8. 30	・ 「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」が「放射性同位元素等の規制に関する法律」に名称変更したことに伴う見直し ・ 「核燃料物質使用施設保安規定」の変更に伴う見直し ・ 所要の見直し (記載の適正化)
再処理施設に 係る放射線管 理部の業務の 計画 (放 Q-Dd-002)	H31. 4. 1	・ 年度切り替えに伴う見直し ・ 所要の見直し (記載の適正化等)
	R1. 7. 16	・ 「原子力事業者等による放射線管理等報告の合理化のための原子力規制委員会関係規則の整備に関する規則」の平成 31 年 4 月 1 日施行分の適用開始に伴う見直し
職務依頼の手 続きに関する 規則 (放 Q-Dd-003)	H31. 4. 1	・ 依頼項目の追加 ・ 所要の見直し (記載の適正化)

(ロ) 部第三次文書 (2/2)

文書名	改定日	主な改定理由
身体汚染が発生した場合の措置等要領書 (放 Q-Dd-006)	H31. 4. 22	・不適合「プルトニウム燃料第二開発室の管理区域内における汚染 (法令報告) における放野戦管理対応の不備」に係る是正処置計画を踏まえた見直し
	R1. 6. 3	・身体汚染が発生した場合の措置に関するガイドラインの改訂に伴う見直し
	R1. 7. 16	・最終的な身体サーベイに係る手順の明確化及び様式の追加
コミュニケーション管理要領書 (放 Q-Dd-007)	H31. 4. 1	・保安活動に係る会議体として、設備保全検討委員会を追記
マネジメントシステム推進委員会規則 (放 Q-Dd-008)	H31. 4. 1	・品証体系への組み入れに伴う文書様式の見直し
放射線保安規則及び放射線障害予防規程適用施設に係る放射線管理部の品質保証管理要領・業務の計画 (放 Q-Dd-010)	H31. 4. 1	・年度切り替えに伴う見直し ・所要の見直し (記載の適正化)
	R1. 9. 1	・「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」が「放射性同位元素等の規制に関する法律」に名称変更したことに伴う見直し ・「放射線障害予防規程」の変更に伴う見直し ・所要の見直し (記載の適正化)
建家・構築物の健全性確認に係る施設定期自主検査要領書 (放 Q-Ii-001)	R1. 10. 21	・再処理廃止措置技術開発センター規則「施設定期自主検査要領書 建屋・構築物の健全性確認」の改訂に伴う見直し
不適合管理検討会運営要領 (放 Q-Kk-001)	H31. 4. 1	・部品質保証管理要領書との文書様式の統一 ・部レベルの是正処置プログラム (CAP) の本格運用に伴う審議検討事項の追記

(2) 品質マネジメントシステムの運用管理

・品質目標リスト

前年度のマネジメントレビュー結果や理事長及び所長が定める品質方針を踏まえ策定された、研究所の品質目標等を受け、部及び課の品質目標を策定し、周知・教育するとともに、目標の達成に向けた活動を実施した（表 12. 1-3 参照）。

なお、策定した品質目標は、中間報告及び暫定報告として達成状況の確認を行い、最終報告において目標が達成できたことを確認した。

表 12. 1-3 部品質目標内容 (1/7)

目標内容	要求事項		達成状況等
	管理 尺度	目標 値	
<p>基本動作を徹底するため、各作業における「基本動作」とは具体的に何か、その基本動作を確実に行うためにはどうすれば良いか等についてチーム単位で議論を行い、共通認識（意識）を持たせるための活動を行う。</p> <p>（例：TBM, KY, 小集団活動）</p>	<p>活動の実施件数</p>	<p>1件以上/チーム</p>	<p>【目標の達成状況】</p> <p>達成</p> <p>【実施内容】</p> <p>部内各課において、基本動作の徹底に係る共通認識を持つための活動を実施した。主な実施内容としては以下の通り。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● CPFにおける不祥事賞を踏まえた水平展開としてKY-TBM手法に係る教育を実施した。（線量計測課）</li> <li>● チーム単位で安全作業ハンドブック等を用いて議論を行い、議論の結果で得たチーム共通目標をKYシートに記載して使用することとした。（環境監視課）</li> <li>● チーム単位で意見交換を行い、その結果について課内全員に周知し、意識の共有化を図った。（放射線管理第1課）</li> <li>● Pu-2汚染事象を受けた事例研究をチーム単位で行い、作業中にいつもと違う状況や状態が発生した際の基本動作について議論を行い、上位者への連絡、安全最優先、作業の中断、他者及び自身の安全確保、役割分担の明確化などの重要性について、共通認識（意識）を持たせるための活動を行った。（放射線管理第2課）</li> </ul>

表 12.1-3 部品質目標内容 (2/7)

目標内容	要求事項		達成状況等
	管理 尺度	目標 値	
<p>日々の業務における事故・トラブルのリスクを最小限にするため以下の活動を行う。</p> <p>①潜在的リスクの高い作業を各課2件以上抽出し、その作業に関係する従業員全員がそのリスクについて共通認識を持つための確認・意見交換を行う。</p>	①作業の抽出、リスクの確認の完了時期	① 7月 末	<p>【目標の達成状況】</p> <p>達成</p> <p>【実施内容】</p> <p>①リスクアセスメントの実施結果に基づき、潜在的リスクの高い作業を抽出し、当該作業に関係する作業員全員でそのリスクについて共通認識を持つための確認・意見交換を実施した。</p> <p>線量計測課</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 鉄室作業</li> <li>● 中性子照射装置の保守作業</li> </ul> <p>環境監視課</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 排水の中和処理作業</li> <li>● 酸の小分け作業</li> </ul> <p>放射線管理第1課</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 排気サンプリング配管の点検</li> <li>● 放射性物質等の搬出入に係る表面密度等の評価</li> </ul> <p>放射線管理第2課</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 課「放射線管理手順書」において対策前のリスクアセスメントの評価結果が高い26件</li> </ul>
<p>②抽出したリスクに対する低減化対策（よりよくするための工夫等も含む）を、ハード及びソフトの両面から検討し、必要な改善を行う。なお、改善に時間がかかる場合は改善計画を作成する。</p>	②-1 低減化 対策の 検討終 了時期	②-1 9月 末	<p>②-1 抽出したリスクに対する低減化対策を、ハード及びソフトの両面から検討を行った。</p> <p>線量計測課</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 鉄室作業</li> <li>● 中性子照射装置の保守作業</li> </ul> <p>環境監視課</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 排水の中和処理作業</li> <li>● 酸の小分け作業</li> <li>● TLDの保管差作業</li> </ul> <p>放射線管理第1課</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 排気サンプリング配管の点検</li> <li>● 放射性物質等の搬出入に係る表面密度等の評価</li> <li>● <math>\gamma</math>線用核種分析装置の操作</li> </ul>

表 12.1-3 部品質目標内容 (3/7)

目標内容	要求事項		達成状況等
	管理 尺度	目標 値	
			放射線管理第2課 <ul style="list-style-type: none"> <li>● 課「放射線管理手順書」において対策前のリスクアセスメントの評価結果が高い26件</li> </ul> 仮設モニタや非常用発電機など重量のある機器の取り扱い
	②-2 低減化 対策の 完了時 期（又 は計画 作成時 期）	②-2 12月 末	②-2 上記の検討結果を踏まえ、以下の作業におけるリスクに対する低減化対策及び手順書の改訂を実施した 線量計測課 <ul style="list-style-type: none"> <li>● 鉄室作業</li> <li>● 中性子照射装置の保守作業</li> </ul> 環境監視課 <ul style="list-style-type: none"> <li>● 排水の中和処理作業</li> <li>● 酸の小分け作業</li> <li>● TLDの保管差作業</li> </ul> 放射線管理第1課 <ul style="list-style-type: none"> <li>● 排気サンプリング配管の点検</li> <li>● 放射性物質等の搬出入に係る表面密度等の評価</li> <li>● <math>\gamma</math>線用核種分析装置の操作</li> </ul> 放射線管理第2課 <ul style="list-style-type: none"> <li>● 仮設モニタや非常用発電機など重量のある機器の取り扱い</li> </ul>
③抽出したリスクに関連する事故・トラブルが発生した場合の対処に係る教育（勉強会）を実施する。	③教育 （勉強 会）の 終了時 期	③2 月末	③抽出したリスクに関連する事故・トラブルが発生した場合の対処について、以下の通り教育（勉強会）を実施した。 線量計測課 <ul style="list-style-type: none"> <li>● 鉄室作業</li> <li>● 中性子照射装置の保守作業</li> </ul> 環境監視課 <ul style="list-style-type: none"> <li>● 排水の中和処理作業</li> <li>● 酸の小分け作業</li> <li>● TLDの保管差作業</li> </ul>

表 12.1-3 部品質目標内容 (4/7)

目標内容	要求事項		達成状況等
	管理 尺度	目標 値	
			<p>放射線管理第1課</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 排気サンプリング配管の点検</li> <li>● 放射性物質等の搬出入に係る表面密度等の評価</li> <li>● <math>\gamma</math>線用核種分析装置の操作</li> </ul> <p>放射線管理第2課</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 仮設モニタや非常用発電機など重量のある機器の取り扱い</li> </ul> <p><b>【評価】</b></p> <p>①効果</p> <p>目標①, ②: 潜在的なリスクの抽出及び共通認識を持つための活動並びにそれらのリスクに対する低減化対策を行うことで, 事故・トラブル発生リスク低減に効果があったものと評価する。</p> <p>目標③: 抽出したリスクに関連する事故・トラブルが発生した場合の対処に係る教育を行うことで, 万が一の場合に備えることができる。</p> <p>②課題等</p> <p>日々変化する現場の状況を的確にとらえ, 今後も継続的にリスクの把握・認識及び対策実施のための活動と共通認識を持つための活動を継続する。</p>
<p>作業計画の打ち合わせやTBM, KYにおいて, 通常と異なる事象が発生した際の行動について, 各自の役割を含めて共通認識を持つための活動を行う。</p>	<p>各自の役割分担の確認</p>	<p>4回以上/年</p>	<p><b>【目標の達成状況】</b></p> <p>達成</p> <p><b>【実施内容】</b></p> <p>通常と異なる事象が発生した際の行動について, 各自の役割を含めて共通認識を持つための活動を実施した。</p> <p><b>【主な活動内容】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 保安連絡会等において, TBM, KYを行い, 業務に対する各自の役割の明確化, 作業での危険への感受性を高める活動を行った。</li> </ul>

表 12.1-3 部品質目標内容 (5/7)

目標内容	要求事項		達成状況等
	管理 尺度	目標 値	
			<ul style="list-style-type: none"> <li>● 9月から特別安全強化事業所に係る活動として、サイクル研安全作業3原則を作業前に唱和し、基本動作の徹底を意識づける活動を行った。</li> <li>● 3H作業において、作業前の打ち合わせやTBM, KY時に作業における役割や異常があった場合の行動について共有化を図った。</li> <li>● スポット役務契約についても同様に、作業前に作業計画を用い、基本動作の徹底に係る共通認識を持つための活動を行った。</li> </ul> <p>【評価】</p> <p>①効果 通常と異なる事象が発生した際の行動や役割について、各自が認識を深めることができた。</p> <p>②課題等 3H作業において、作業前の打ち合わせやTBM, KY時に作業における役割や異常があった場合の行動について、今後も継続して共有化を図っていく。</p>
<p>上位文書の意図（考え方）が要領・手順書に的確に反映されているかの確認するために以下を行う。</p> <p>①業務との関連、保安等の観点から特に重要な文書を選定し、その文書を上位文書とする要領・手順書について、上位文書の意図が的確に反映されているかの確認を行う。</p>	<p>①-1 確認対象とする上位文書の選定完了時期</p> <p>①-2 要領書・手順書への反映状況の確認</p>	<p>①-1 7月 末</p> <p>①-2 9月 末</p>	<p>【目標の達成状況】 達成</p> <p>【実施内容】</p> <p>①-1 業務との関連、保安等の観点から特に重要な文書として「身体汚染が発生した場合の措置に関するガイドライン」（以下「ガイドライン」という）を選定した。</p> <p>①-2 ガイドラインを上位文書とする各課の関連文書（部「身体汚染が発生した場合の措置等要領書」、 「安全作業基準（安全管理棟）」、課手順書等）について、上位文書の意図（考え方）が的確に反映されているかの確認を行った。</p>

表 12.1-3 部品質目標内容 (6/7)

目標内容	要求事項		達成状況等
	管理 尺度	目標 値	
<p>②定型化された作業に係る要領や手順書について、作業の実態に合った内容になっているか（実効性の面での課題など）を確認し、必要であれば実効性のあるものに見直す。</p>	<p>②レビュー及び必要な改訂の完了時期</p>	<p>②3月末</p>	<p>②定型化された作業に係る要領や手順書について、年度末の定期文書レビューにおいて実効性の観点等から確認を行い、海底が必要と判断した 243 文書（部文書、各課文書合計）について、3月末までに改訂を行った。</p> <p>なおレビューにおいては、特別安全強化事業所としての対応及び CPF 不祥事賞に係る水平展開の対応を含め実施した。</p> <p><b>【評価】</b></p> <p>①効果 目標①：部三次文書「身体汚染が発生した場合の措置等要領書」について、ガイドラインの意図（考え方）を的確に反映するとともに、使用者がより分かりやすくなるように改善を行うことができた。</p> <p>目標②：CPF 不祥事賞を踏まえ、作業員目線での理解のしやすさ、誤解のない記載になっているか、潜在リスクが考慮されているか等の観点により作業手順書の見直しを行うことで、より実効性のある手順書へ改善することができた。</p> <p>②課題等 今後も施設の作業環境や作業状況の変化に応じて手順書等の見直しを行っていく。</p>
<p>作業の計画段階及び実施段階において、保安上必要な情報を確実に共有できるようにするため、以下の活動を行う。</p> <p>①作業員間のコミュニケーションにおける課題を抽出する。</p>	<p>①課題の抽出完了時期</p>	<p>①7月末</p>	<p><b>【目標の達成状況】</b> 達成</p> <p><b>【実施内容】</b></p> <p>①作業の計画段階及び実施段階において、保安上必要な情報を確実に共有できるようにするため、作業員間のコミュニケーションにおける課題の抽出を行った。</p>

表 12.1-3 部品質目標内容 (7/7)

目標内容	要求事項		達成状況等
	管理 尺度	目標 値	
②抽出された課題に対し、必要な改善を行う。なお、改善に時間がかかる場合は改善計画を作成する。	②改善策の実施完了時期 (又は計画作成時期)	②12月末	<p>②抽出された課題について、必要な改善を実施した。</p> <p>線量計測課</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 情報伝達方法（イヤホンマイクの使用等）、KY・TBM実施時等において共有すべき情報の再確認等、必要な改善を行った。</li> </ul> <p>環境監視課</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● モニタリング船「せいかい」運航作業手順書について、ホールドポイントを明確にするための改訂を行った。</li> </ul> <p>放射線管理第1課</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 汚染事象発生時に現場指揮所の課長が現場状況を把握するため、現場の課員に対して問いかけを行うチェックシートを作成し、現場指揮所における対応に使用することとした。</li> </ul> <p>放射線管理第2課</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● Pu-2汚染事象の件を踏まえ、それぞれの立場においてあげてほしい情報、挙げるべきと考える情報をアンケートによる調査を行い、抽出された具体的事例のポイントについて紹介を行った。</li> </ul> <p>【評価】</p> <p>①効果 抽出された課題を改善していくことで、保安上の円滑なコミュニケーションを図ることができる他、コミュニケーションの問題による事故・トラブルの未然防止や拡大防止に効果が期待できる</p> <p>②課題等 コミュニケーションは保安上重要であるため、今後も作業中はもとより日常でも良好なコミュニケーションの維持・向上を図る。</p>

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、部「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

令和元年度に発生した不適合事象は、線量計測課 1 件、環境監視課 1 件、放射線管理第 1 課 12 件、放射線管理第 2 課 4 件であり、すべてランク B であった。平成 31 年 4 月 18 日に発生した 1 件を除き、すべて管理区域内での発生である。

各不適合事象については、部「不適合管理並びに是正及び予防処置要領書」に従い、速やかに不適合の処理行くとともに、原因の特定とその結果に基づく是正処置計画の立案及び計画に基づく処置を行った（表 12. 1-4 参照）。

表 12. 1-4 不適合事象 (1/2)

発生日	発生課	発生場所	件名
H31. 3. 31 H31. 4. 1	放射線管理第 2 課	再処理施設 プルトニウム転換技術開発施設 トランスマッタ室 (A226)	プルトニウム転換技術開発施設 プルトニウムダストモニタ (Pu-12) の警報吹鳴 (誤警報)
H31. 4. 7	放射線管理第 1 課	プルトニウム廃棄物処理開発施設 (PWTF) 前処理室 (P-201)	プルトニウム廃棄物処理開発施設 (PWTF) α 線用空気モニタ (α-15) の警報誤吹鳴
H31. 4. 18	環境監視課	安全管理棟 居室 【非管理区域】	再処理施設保安規定に基づく海洋放出記録における誤記
H31. 4. 22	放射線管理第 1 課	プルトニウム燃料第一開発室 (Pu-1)	プルトニウム燃料第一開発室 (Pu-1) における α 線用空気モニタのサンプリング流量管理の不備
H31. 4. 25	放射線管理第 1 課	プルトニウム燃料第三開発室 (Pu-3) 分析物性室 (FQ-201)	プルトニウム燃料第三開発室 (Pu-3) α 線用空気モニタ (α-14) の警報誤吹鳴
R1. 5. 12	放射線管理第 1 課	プルトニウム廃棄物処理開発施設 (PWTF) 前処理室 (P-201)	プルトニウム廃棄物処理開発施設 (PWTF) α 線用空気モニタ (α-15) の警報誤吹鳴 (R1. 5. 12)
R1. 6. 1	放射線管理第 1 課	プルトニウム燃料第一開発室 (Pu-1) EPMA 室 (R-136)	プルトニウム燃料第一開発室 (Pu-1) α 線用空気モニタ (α-1) の警報誤吹鳴 (R1. 6. 1, 6. 2)

表 12. 1-4 不適合事象 (2/2)

発生日	発生課	発生場所	件名
R1. 8. 9	放射線管理第1課	プルトニウム廃棄物処理開発施設 (PWTF) 前処理室 (P-201)	プルトニウム廃棄物処理開発施設 (PWTF) $\alpha$ 線用空気モニタ ( $\alpha$ -15) の警報誤吹鳴 (R1. 8. 9)
R1. 8. 29	放射線管理第1課	L棟 放射線管理室	L棟における排気モニタによる排気の連続監視の不具合 (R1. 8. 29)
R1. 10. 12	放射線管理第2課	分析所 安全管理室 (G220)	分析所 安全管理室への雨水流入について
R1. 10. 26	放射線管理第2課	再処理施設 第二低放射性廃液蒸発処理施設 試薬調整室 (A-3)	第二低放射性廃液蒸発処理施設 ガンマ線エリアモニタ ( $\gamma$ -2) の警報吹鳴 (誤警報)
R1. 11. 8	放射線管理第1課	プルトニウム廃棄物処理開発施設 (PWTF) 解体前廃棄物一時保管室 (1) (P-002)	プルトニウム廃棄物処理開発施設 (PWTF) $\alpha$ 線用空気モニタ ( $\alpha$ -5) の警報誤吹鳴 (R1. 11. 8)
R1. 11. 22	放射線管理第2課	再処理施設 低放射性固体廃棄物クレーン室 (A114)	廃棄物処理場 ベータ線ダストモニタ ( $\beta$ 3-4) の指示値 低下
R2. 1. 8	線量計測課	計測機器校正室 照射室 (B)	計測機器校正室における異臭の発生
R2. 1. 17	放射線管理第1課	プルトニウム燃料第一開発室 (Pu-1) 高温物性室 (R-232)	プルトニウム燃料第一開発室 (Pu-1) $\alpha$ 線用空気モニタ ( $\alpha$ -11) の警報誤吹鳴 (R2. 1. 17)
R2. 2. 6	放射線管理第1課	プルトニウム燃料第二開発室 (Pu2)	管理区域出口における退出モニタ警報吹鳴対応者の半面マスク着用の不備
R2. 3. 11	放射線管理第1課	プルトニウム廃棄物処理開発施設 (PWTF) 解体前廃棄物一時保管室 (1) (P-002)	プルトニウム廃棄物処理開発施設 (PWTF) $\alpha$ 線用空気モニタ ( $\alpha$ -5) の警報誤吹鳴 (R2. 3. 11)
R2. 3. 20	放射線管理第1課	プルトニウム燃料第二開発室 (Pu-2) 湿式室 (3) (F-114)	プルトニウム燃料第二開発室 (Pu-2) における $\alpha$ 線用空気モニタ ( $\alpha$ -17) の警報誤吹鳴 (R2. 3. 20)

・予防処置, 水平展開

令和元年度においては、水平展開情報やメーカーからの保守情報等を踏まえた予防処置について、該当する案件はなかった。

また、社内外における水平展開情報については、保安管理部長の指示に基づき、確認・調査を実施し、必要に応じ関連する文書の改訂等の処置を行った。（表 12. 1-5 参照）

さらに、周知事項については、速やかに部内全従業員への周知を行った。

表 12. 1-5 水平展開（周知を除く）実施状況

件名
大洗研究所 廃棄物処理建家（JWTF）における負傷者の発生について
原子力科学研究所第1研究棟におけるノートパソコンからの発煙について 「身体汚染が発生した場合の措置に関するガイドライン」改訂に伴う要領等の見直し
原子力機構における事故・トラブル防止に向けた対応報告書に基づく水平展開
核燃料サイクル工学研究所高レベル放射性物質研究施設における負傷者の発生を踏まえた水平展開
JMTR 二次冷却系統の冷却塔倒壊に係る法令報告を踏まえた水平展開
管理区域内での現場作業等に用いる装置・治具等の工夫、改良等に関する水平展開
核燃料サイクル工学研究所ガラス固化技術開発施設における保安管理物品の盗難を踏まえた水平展開
「島根原子力発電所における線量当量率測定記録等の廃棄」に係る水平展開
JMTR 二次冷却系統の冷却塔倒壊事象を踏まえた屋外にある木造以外の設備に対する水平展開
核燃料サイクル工学研究所高レベル放射性物質研究施設における負傷者の発生を踏まえた水平展開
Pu-2 管理区域退出の身体・衣服等汚染検査時における HFCM 警報吹鳴時の不適切な対応に係る水平展開
タンクローリー安全装置（安全弁）の腐食事象を踏まえた水平展開
自動火災報知機の誤作動防止策に関する水平展開

④ 内部監査

令和元年度における原子力安全監査及び使用施設等内部監査について、毎年受査し、監査結果として挙げられた不適合や意見等について、適切に処置を行った(表 12.1-6 参照)。

表 12.1-6 原子力安全監査(再処理施設)実施状況

年度	受検部署	対象業務	意見等
原子力安全監査 (再処理施設)	線量計測課	放射線管理部の保安活動に係る品質保証活動の調整に係る業務 (工事に係るシステム)	意見等なし
	放射線管理 第2課	施設放射線理に係る業務 (特殊放射線作業管理)	意見等なし
原子力安全監査 /使用施設等内 部監査 (使用施設)	線量計測課	放射線管理部の保安活動に係る品質保証活動の調整に係る業務	意見等なし
	放射線管理 第1課	使用施設の放射線管理に係る業務	意見等なし
使用施設等内部 監査 (政令41条非 該当施設等)	線量計測課	放射線管理部の保安活動に係る品質保証活動の調整に係る業務	意見等なし
	放射線管理 第1課	使用施設の放射線管理に係る業務	意見等なし

⑤ マネジメントレビュー

再処理施設, 使用施設, 政令 41 条非該当使用施設及び放射線障害予防規程施設 (以下, 「使用施設等」という。) におけるマネジメントレビューについては, 本部「マネジメントレビュー実施要領」及び所「マネジメントレビュー実施要領書」に基づき, 年度中期 (理事長レビューのみ) 及び年度末に品質保証活動の実施状況を取りまとめ, インプット情報として報告を行った。

また, 各マネジメントレビューにおけるアウトプットについては, 次年度の品質目標へ反映するなど, 速やかに活動を展開し, 改善を行った。

・再処理施設

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 (研究所の管理責任者) の確認を経て安全・核セキュリティ統括部長に提出され, 理事長によりマネジメントレビューが実施された (表 12. 1-7 参照)。

表 12. 1-7 理事長マネジメントレビューアウトプット (1/2)

期間	改善指示事項
中期	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 管理責任者は, 次年度から開始される新検査制度の本格運用に向け, 組織体制の整備, 必要な許認可申請, QMS文書等の制定・改訂を漏れなく対応すること。</li> <li>● 管理責任者は, 文部科学大臣指示に基づく対策の対応について, 計画的に進めるとともに, 重要度, 優先度を決めて, フォローを確実に実施すること。なお, 保安規定に基づく品質保証の適用外の拠点においても, 各拠点長は, 同様の対応を行うこと。</li> <li>● 管理責任者は, 限られた資源を有効に活用する視点から, 継続して業務の無理, 無駄を排除し, 業務の効率化を進めること。</li> <li>● 管理責任者は, 老朽化した設備の保全に抜けが発生しないように対応すること。</li> <li>● 拠点長は, 核燃料サイクル工学研究所の事案を踏まえ, 必要な場合は請負企業の状況をよく把握し, 安全意識の向上と安全活動を徹底するため, 請負企業幹部とコミュニケーションを図ること。</li> <li>● 管理責任者は, 特別安全強化事業所の指定解除に向けて請負企業も含めて安全意識の向上と安全活動を徹底すること。また, 請負企業の状況をよく把握するため, 請負企業幹部とコミュニケーションを図ること。</li> <li>● 各拠点等の長は, 重点活動項目の有効性評価について, 計画どおりに活動できれば問題なしとせず, 活動の結果の方が大事であるとの認識に立って評価を行うこと。</li> </ul>

表 12.1-7 理事長マネジメントレビューアウトプット (2/2)

期間	改善指示事項
年度末	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 管理責任者は、新検査制度の本格運用に係る体制と仕組み、従業員への教育など、実施状況を継続的に把握し、必要な改善を実施すること。</li> <li>● 管理責任者は、文部科学大臣指示に基づく対策の実施状況をフォローするとともに、本対策による副作用の有無も含めて、有効性を評価し、必要な改善を実施すること。なお、保安規定を有さない拠点についても、各拠点の長は安全確保の視点から同様の対応を行うこと。</li> <li>● 管理責任者は、機構全体の安全規制に係る計画的な推進に向け、各拠点が実施する許認可案件などに関して、規制庁の審査状況やその動向の把握に努め、部門を超えた情報共有と相互支援に努めること。</li> <li>● 管理責任者は、限られた資源を有効に活用する視点から、引き続き業務の無理、無駄を排除し、業務の効率化を進めること。</li> <li>● 管理責任者は、「特別安全強化事業所」としての活動成果を踏まえ、請負企業とも連携を図りながら、リスクに対する感受性の向上と安全意識の浸透に、継続的に取り組むこと。</li> <li>● 管理責任者は、TRP廃止措置及びTVFの運転再開に係る業務について、機構の有識者やメーカの英知とパワーを結集し、スピード感をもって対応すること。</li> <li>● 各拠点長等は、「現場力強化」のため、マネジメントオブザーベーション等の手法を活用して、現場を管理する課長クラスを中心としたミドルアップダウン活動を推進すること。</li> <li>● 各拠点長等は、自らの業務に関連する「法令及びルールへの遵守」を活動の重点項目として、拠点の状況を踏まえ、現場に有効な活動を検討し実施すること。</li> </ul>

・使用施設等

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、所長によりマネジメントレビューが実施された（表 12.1-8 参照）。

表 12.1-8 所長マネジメントレビューアウトプット

改善指示事項
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ CAP 活動を通じて、リスク情報の共有と必要な改善に取り組むこと。</li> <li>・ TVF 盗難事案を踏まえた改善に継続して取り組むこと。</li> </ul>

## 12.2 技術・技能認定制度

技術・技能認定制度は、部制定文書「放射線管理部 技術・技能認定制度の運用要領」に基づき、放射線管理部の業務を遂行するにあたり、部内従業員における技術・技能の向上、業務遂行意識の高揚、社内信頼感の向上に資することを目的とする制度である。

令和元年度の講習会及び認定試験（筆記及び実技試験）は、「エアマスクの取扱」、「 $\gamma$ 線核種分析装置による測定・分析」、「オシロスコープの取扱」、「TLD による外部被ばく線量評価」、「放射線管理員」、「全身カウンタによる内部被ばく線量評価」、「 $\alpha$ 線スペクトロサーベイメータの取扱」を実施し、各認定項目において認定取得を図った（表 12.2-1 参照）。

表 12.2-1 各認定項目における各課の認定取得者数（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	1名	—	4名	3名	8名
2. $\gamma$ 線核種分析装置による測定・分析	初級：1名	初級：2名	初級：2名	初級：2名	初級：7名
3. オシロスコープの取扱	初級：3名 中級：1名	初級：1名	初級：1名 中級：2名	初級：3名	初級：8名 中級：3名
4. TLD による外部被ばく線量評価	3名	—	1名	2名	6名
5. 放射線管理員	—	—	初級：3名	初級：4名	初級：7名
6. 全身カウンタによる内部被ばく線量評価	初級：1名	—	—	初級：2名	初級：3名
7. $\alpha$ 線スペクトロサーベイメータの取扱	—	—	2名	4名	6名

## 13. 安全衛生に係る活動

### 13.1 各種委員会の開催

#### 13.1.1 安全衛生委員会

部の安全衛生委員会は毎月最終水曜日に開催し、研究所の安全衛生委員会報告、安全主任者会議報告、衛生管理者会議報告、電気保安委員会報告、交通安全委員会報告、事故トラブル等報告、水平展開報告、保安トピックス紹介、保安教育訓練計画の審議と報告などを行った。また、各課では部の安全衛生委員会を受け、毎月1回開催した。

#### 13.1.2 放射線管理部 安全衛生強化推進協議会

毎月第3火曜日に開催し、各課の保安活動状況、作業環境測定実施状況報告、四半期毎の個人被ばく状況報告、安全トピックス（サイクル研究所月間行事の紹介、安全ニュース・安全衛生瓦版・安全衛生シート・事象報告シート・安全情報等）の紹介、各種規程類の変更情報の紹介、研究所交通安全情報の紹介と交通事故防止の協力要請などを行い、協力会社との安全情報共有と安全衛生活動の推進を図った。

その他、安全衛生強化推進協議会会員による合同巡視は、年3回（6月、9月、12月）実施した。巡視結果は翌月の協議会で指摘事項、及びその処置について報告を行った。

#### 13.1.3 研究所 安全衛生強化推進協議会（定例会、総会）

##### ・定例会

年4回（四半期1回）開催され、水戸労働基準監督署への安全衛生管理状況報告、各部センターでの安全衛生強化推進協議会の活動状況、サイクル研究所におけるトピックス等の紹介が行われた。

##### ・総会

年1回（第4四半期）に開催（2部構成）され、第1部として当該年度の活動結果報告、監査結果の報告、翌年度の研究所安全衛生強化推進協議会の活動計画案の審議、役員を選出、安全衛生強化推進協議会会則の改正紹介、年度の安全表彰一覧の紹介、研究所安全衛生管理に関する実施計画（案）の紹介、当該年度の原子力機構における労働災害発生状況等の紹介が行われた。

第2部として、労働安全等に係る講演会が行われた。

### 13.2 安全衛生活動計画

サイクル工学研究所の安全衛生管理方針に基づき、放射線管理部の安全衛生活動計画を作成し、これを実施した。令和元年度の実施状況を表13.2に示す。

表 13.2 安全衛生活動計画の実施状況(1/2)

研究所		放射線管理部	
方針	目標	実施内容	実施状況
<p>上級管理者(所長, 部・センター長)による安全確保への取り組みを強化(安全意識の浸透, 課題の把握等)する。</p>	<p>所長, 部・センター長は, 巡視, 懇談等を実施し, 安全に関する声かけなど従業員との情報共有や相互理解を深める。</p>	<p>放射線管理部長は, 巡視, 懇談等を実施し, 安全に関する声かけなど作業員との情報共有や相互理解を深める。</p>	<p>部長巡視及び部長懇談会を実施し, 情報共有と相互理解を深めた。</p>
<p>現場力(現場が自らの意思で進化しようとする力)の強化のための現場を管理する課長クラスを中心としたミドルアップダウン活動を推進する。</p> <p>全ての作業員一人ひとりが現場を重視(3現主義)し, リスクに対する感受性を高め, リスクの低減を目指した保安活動を推進する。</p> <p>安全声かけ運動や危険体感教育等を行い, 初心者, ベテランを問わず全ての従業員が基本に立ち戻って, 不安全行為の撲滅を図る。</p>	<p>職場に存在する具体的な危険源について, 初心者は体得を熟練者は初心に帰ることを目的として, 危険体感教育を実施する。</p>	<p>—</p>	<p>危険体感教育(保安管理部開催)の参加者が, 各課の課会と部安全衛生委員会にて情報共有した。</p>
	<p>危険に対する感受性を高めることを目的として, リスクアセスメント講習会を開催する。</p>	<p>危険に対する感受性を高めることを目的として, 所内で実施されるリスクアセスメント講習会に参加するとともに, その内容を部内, 課内に展開(課会, 安全衛生委員会, 教育等)する。</p>	<p>リスクアセスメント講習会(保安管理部開催)の参加者が, 部安全衛生委員会にて情報共有した。また, 各課においては課会で情報共有した。</p>
	<p>危険に対する感受性や問題解決能力を高めることを目的として, KY教育を実施する。</p>	<p>危険に対する感受性や問題解決能力を高めることを目的として, KY教育を実施する。</p>	<p>KY教育(保安管理部開催)の参加者が, 部安全衛生委員会及び各課の課会にて情報共有した。</p>
	<p>管理職による相互パトロール(部・センター内の他部署間等)を実施し, 必要な改善を行う。</p>	<p>部内の課間において, 管理職による相互パトロール(課内パトロールへの他課管理職の受け入れ及び他課パトロールへの管理職の参加)を実施し, その結果に基づき必要な改善を行う。</p>	<p>他課管理職を受け入れたパトロールを実施し, その結果に基づき必要な改善を行った。</p>
<p>自らの業務に関連する法令及びルールを把握する。 規則, 要領(マニュアル)等について, 関連する法令等への適合性の確保, 実行性の確認及び必要な改善を行う。</p>	<p>自らの業務に対する要領書等における要求事項等を再確認するため, 関係者への教育を実施する。</p>	<p>自らの業務に対する要領書等における要求事項等を再確認するため, 関係者への教育を実施する。</p>	<p>自らの業務に対する要領書等における要求事項等を再確認するための教育を各課で実施した。</p>

表 13.2 安全衛生活動計画の実施状況(2/2)

研究所		放射線管理部	
方針	目標	実施内容	実施状況
<p>仲間を尊重し, 風通しの良い職場環境をつくる。 速やかな「報告, 連絡, 相談」(普段と違う状況, 課題, 改善事項等)を徹底する。</p>	<p>課室会等で安全に関する情報共有に努める。また, この場を通して適宜, 「報・連・相」の徹底について意識付けを行う。</p>	<p>課会等で安全に関する情報共有に努める。また, この場を通して適宜, 「報・連・相」の徹底について意識付けを行う。</p>	<p>各課の課会において, 安全に関する情報共有に努めるとともに「報・連・相」の徹底について意識付けを行った。</p>
<p>請負企業との協働による保安活動に取り組む。</p>	<p>請負企業と合同で保安パトロールを実施し, 必要な改善を行う。</p>	<p>請負企業と合同で保安パトロールを実施し, 必要な改善を行う。</p>	<p>放射線管理部安全衛生強化推進協議会会員と合同パトロールを実施し, 指摘事項に対する必要な改善(仮置き表示の見直し, 固縛による転倒防止等)を行った。</p>
<p>「快適職場づくり」を目指した活動を推進する。</p>	<p>職場の環境美化及び快適な作業環境づくり等を実施する。</p>	<p>不要物による負傷などの未然防止の視点を含めた課長職場巡視を実施する。</p>	<p>毎月課長巡視を実施し, 不要物による負傷などの未然防止に努めた。</p>

### 13.3 安全衛生内部監査

サイクル工学研究所安全衛生管理規則第 40 条に基づき、年 1 回の安全衛生定期内部監査が実施された。監査基準は、安全衛生管理規則及び関連文書（共通管理基準・要領、共通安全作業基準・要領、各課のマニュアル等）とし、安全衛生活動計画の実施状況、作業安全管理、教育訓練及び前年度負傷報告の安全管理対応状況・教育状況を監査項目として内部監査が実施された。

令和元年度は放射線管理第 1 課を監査対象として、

- 安全衛生活動計画の実施状況(重点項目:共通安全作業要領「A-10 安全衛生に係るリスクアセスメント実施要領」に基づくワークシートにおける危険源、作業状況等の確認)
- 作業安全管理(重点項目:ワークシートにおける危険源、作業状況等の確認)
- 教育及び訓練

以上の項目について監査が行われた結果、重大な不適合、軽微な不適合及び観察事項はなかった。

## 14. 保安検査対応

### 14.1 再処理施設保安検査

令和元年度における再処理施設保安検査は、下表の検査項目について受検した（表 14.1 参照）。

検査結果として、保安規定違反はなく、指摘事項や意見及び自主的に行う改善事項等については、速やかに改善を実施した。

表 14.1 再処理施設保安検査受検項目

回	検査項目
第 1 回	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 運転管理の実施状況</li> <li>・ 調達管理の実施状況</li> <li>・ マネジメントレビューの実施状況</li> <li>・ 保守管理の実施状況</li> <li>・ 不適合管理, 是正処置及び予防処置の取組状況</li> <li>・ 事業者の安全確保活動（巡視・点検等）の実施状況</li> <li>・ 過去のコメント事項のフォローアップ</li> </ul>
第 2 回	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 緊急安全対策等の実施状況及び既設の関連設備及び資機材の管理状況</li> <li>・ 放射性固体廃棄物管理の実施状況</li> <li>・ 運転管理の実施状況</li> <li>・ 保安教育・訓練の実施状況</li> <li>・ 施設管理の実施状況</li> <li>・ 不適合管理, 是正処置及び予防処置の取組状況</li> <li>・ 事業者の安全確保活動（巡視・点検等）の実施状況</li> </ul>
第 3 回	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 運転管理の実施状況</li> <li>・ 保安教育の状況</li> <li>・ 廃棄物管理の状況</li> <li>・ 管理区域等の管理状況</li> <li>・ 放射性気体廃棄物等の放出管理状況</li> <li>・ 工程管理の実施状況</li> <li>・ 非常事態の措置</li> </ul>
第 4 回	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 運転管理の状況</li> <li>・ 新規制基準を踏まえた対策の実施状況</li> <li>・ 施設の管理状況</li> <li>・ 被ばく管理の実施状況</li> <li>・ 放射性廃棄物等の放出管理状況</li> <li>・ 環境監視の実施状況</li> </ul>

## 14.2 核燃料物質使用施設保安検査

令和元年度における核燃料物質使用施設保安検査は、下表の検査項目について受検した（表 14.2 参照）。

検査結果として、保安規定違反はなく、指摘事項や意見及び自主的に行う改善事項等については、速やかに改善を実施した。

表 14.2 核燃料物質使用施設保安検査受検項目

回	検査項目
第 1 回	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 運転管理の実施状況</li> <li>・ 臨界安全管理の実施状況</li> <li>・ 保守管理の実施状況</li> <li>・ 火災防護の実施状況</li> <li>・ 放射線防護の実施状況</li> <li>・ 放射性気体・液体廃棄物管理の実施状況</li> <li>・ 放射性固体廃棄物管理の実施状況</li> <li>・ 非常時等の措置の実施状況</li> <li>・ 品質マネジメントシステムの運用</li> </ul>
第 2 回	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 施設操作の実施状況</li> <li>・ 保守管理の実施状況</li> <li>・ 非常時の措置の実施状況</li> <li>・ 放射線防護の実施状況</li> <li>・ 放射性廃棄物管理の実施状況</li> <li>・ プルトニウム燃料第二開発室汚染事象に係る対策の実施状況（追加検査）</li> </ul>
第 3 回	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 施設操作の実施状況</li> <li>・ 保守管理の実施状況</li> <li>・ 放射性廃棄物管理の実施状況</li> <li>・ 放射線管理の実施状況</li> <li>・ 非常時の措置の実施状況</li> </ul>
第 4 回	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 施設操作の実施状況</li> <li>・ 保守管理の実施状況</li> <li>・ 品質保証活動の実施状況</li> <li>・ 燃料体管理の実施状況</li> <li>・ 放射性廃棄物管理の実施状況</li> <li>・ 放射線管理の実施状況</li> <li>・ 非常時の措置の実施状況</li> <li>・ プルトニウム燃料第二開発室汚染事象に係る対策の実施状況（追加検査）</li> </ul>

# 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 再処理施設における放射性気体廃棄物中の主要核種を除く放射性物質の放  
出の基準(主排気筒, 第一付属排気筒及び第二付属排気筒)
- 付録表 6 再処理施設における放射性気体廃棄物の管理目標値  
(局所排気)
- 付録表 7 CPFにおける排気に係る管理目標値(基準値)
- 付録表 8 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 9 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 10 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 11 再処理保安規定に基づく環境放射線モニタリング計画  
陸上環境放射能監視計画
- 付録表 12 再処理保安規定に基づく環境放射線モニタリング計画  
海洋環境放射能監視計画
- 付録表 13 茨城県環境放射線監視計画 線量率等測定
- 付録表 14 茨城県環境放射線監視計画 環境試料中放射能測定
- 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・外部発表等, 受賞状況等

- リスト 1 令和元年度に作成した研究開発報告書類
- リスト 2 令和元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 か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 か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 か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	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 : $3.7 \text{ mSv/3 カ月}$ 等価線量 (皮ふ) : $37 \text{ mSv/3 カ月}$
	S2	① 作業者の実効線量が， $1 \text{ mSv/週}$ 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 $10 \text{ mSv/週}$ 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 $0.5 \text{ mSv/h}$ 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 $3 \text{ mSv/h}$ を超え，又は超えるおそれのあるとき ⑤ 作業開始後，作業場所における空気中放射性物質濃度が 1 週間平均で空気中濃度限度 $\times 1/10$ を超え，又は超えるおそれのあるとき ⑥ 作業開始後，作業場所における表面密度が，次のいずれかに該当するとき (イ) $\alpha$ 線を放出する放射性物質について， $0.4 \text{ Bq/cm}^2$ 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， $4 \text{ Bq/cm}^2$ 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
	A1 A2	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 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	100 mSv/5 年 (注 2)
		50 mSv/年 (注 3)
		5 mSv/3 カ月 (注 4)
	等価線量	内部被ばく 1 mSv (注 5)
		眼の水晶体 150 mSv/年 (注 3)
		皮膚 500 mSv/年 (注 3)
	腹部表面 2 mSv (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)	3.7 mSv/3 カ月	20 mSv/年かつ 13 mSv/3 カ月	100 mSv/5 年かつ 50 mSv/年
	等価線量 (皮膚)	37 mSv/3 カ月	130 mSv/3 カ月	500 mSv/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)	3.7 mSv/3 カ月	5 mSv/3 カ月
妊娠中の女子	実効線量	—	内部被ばくについては 1 mSv/当該期間 (注 4)
	等価線量 (腹部表面)	1 mSv/当該期間	2 mSv/当該期間

- (注1) 実効線量は、外部被ばくと内部被ばくによる線量の合計について定められている。
- (注2) 原因調査レベルを変更することができる。ただし、女子にあつては、妊娠不能と診断された者及び妊娠する意思のない旨を書面で申告した者に限る。
- (注3) 妊娠不能と診断された者及び妊娠する意思の無い旨を書面で申告した者。
- (注4) 当該期間とは、妊娠の事実について本人の申出等があつた時点から出産までの期間とする。

付録表 4 再処理施設における放射性気体廃棄物中の主要核種の  
1年間の最大放出量（基準値）

（主排気筒，第一付属排気筒，第二付属排気筒の合計）

主要核種	1年間の最大放出量（GBq）	1年間の放出管理目標値（GBq）
$^{85}\text{Kr}$	$8.9 \times 10^7$	$2.0 \times 10^6$
$^3\text{H}$	$5.6 \times 10^5$	$1.0 \times 10^4$
$^{14}\text{C}$	$5.1 \times 10^3$	—
$^{131}\text{I}$	$1.6 \times 10^0$	—
$^{129}\text{I}$	1.7	—

付録表 5 再処理施設における放射性気体廃棄物中の主要核種を除く放射性物質の放出の基準

（主排気筒，第一付属排気筒及び第二付属排気筒）

主要核種以外の放射性物質	3か月間平均の放射性物質濃度（Bq/cm <sup>3</sup> ）
α線を放出する放射性物質	$2.2 \times 10^{-8}$
α線を放出しない放射性物質	$1.1 \times 10^{-4}$

付録表 6 再処理施設における放射性気体廃棄物の管理目標値  
（局所排気）

放射性物質の種類	3か月の平均濃度（Bq/cm <sup>3</sup> ）
α線を放出する放射性物質	$3 \times 10^{-10}$
α線を放出しない放射性物質	$8 \times 10^{-8}$
$^{131}\text{I}$	$5 \times 10^{-7}$
$^{129}\text{I}$	$1 \times 10^{-7}$
$^{85}\text{Kr}$	$1 \times 10^{-2}$

付録表 7 CPF における排気に係る管理目標値（基準値）

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

付録表 8 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 (MBq)	1 年間の放出管理目標値 (GBq)
全 α 放射能	$3.0 \times 10^{-2}$	$4.1 \times 10^3$	—
全 β 放射能 ( <sup>3</sup> H を除く)	$1.2 \times 10$	$9.6 \times 10^5$	—
<sup>89</sup> Sr	(注 1) $2.3 \times 10^{-1}$	$1.6 \times 10^4$	—
<sup>90</sup> Sr	(注 1) $4.8 \times 10^{-1}$	$3.2 \times 10^4$	—
<sup>95</sup> Zr- <sup>95</sup> Nb	$5.9 \times 10^{-1}$	$4.1 \times 10^4$	—
<sup>103</sup> Ru	$9.3 \times 10^{-1}$	$6.4 \times 10^4$	—
<sup>106</sup> Ru- <sup>106</sup> Rh	7.4	$5.1 \times 10^5$	—
<sup>134</sup> Cs	$8.5 \times 10^{-1}$	$6.0 \times 10^4$	—
<sup>137</sup> Cs	$7.8 \times 10^{-1}$	$5.5 \times 10^4$	—
<sup>141</sup> Ce	$8.1 \times 10^{-2}$	$5.9 \times 10^3$	—
<sup>144</sup> Ce- <sup>144</sup> Pr	1.7	$1.2 \times 10^5$	—
<sup>3</sup> H	$2.5 \times 10^4$	$1.9 \times 10^9$	$4.0 \times 10^4$
<sup>129</sup> I	(注 1) $3.7 \times 10^{-1}$	(注 2) $2.7 \times 10^4$	—
<sup>131</sup> I	1.6	(注 2) $1.2 \times 10^5$	—
Pu (α)	(注 1) $3.0 \times 10^{-2}$	$2.3 \times 10^3$	—

(注 1) 1 か月平均 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  $9.62 \times 10^4$  MBq (<sup>129</sup>I :  $2.66 \times 10^4$  GBq, <sup>131</sup>I :  $6.96 \times 10^4$  GBq) を目標とする (茨城県)。

付録表 9 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 10 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 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> ]	——	——	
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 11 再処理保安規定に基づく環境放射線モニタリング計画  
陸上環境放射能監視計画

測定対象		採取		測定		備考
		採取点	頻度	項目	頻度	
空間放射線	線量率	周辺監視区域内 9点* 周辺監視区域外 3点*	連続	γ線	連続	モニタリングポスト：8基 モニタリングステーション：4基
	積算線量	周辺監視区域内 15点* 周辺監視区域外 25点*	連続	γ線	1回/3か月	モニタリングポイント (TLD使用)
空気	浮遊じん	周辺監視区域内 3点 周辺監視区域外 4点	連続	全α放射能 全β放射能	1回/週	測定試料は採取点別混合
				<sup>90</sup> Sr, <sup>137</sup> Cs, <sup>239</sup> Pu	1回/3か月	
	ヨウ素	周辺監視区域内 1点 周辺監視区域外 3点	連続	<sup>131</sup> I	1回/週	モニタリングステーション
		気体状β放射能濃度		周辺監視区域内 1点* 周辺監視区域外 3点*	連続	<sup>85</sup> Kr
水分	周辺監視区域外 2点	連続	<sup>3</sup> H	1回/月	モニタリングステーション（ひたちなか市長砂，高野） 採取不能の場合はこの限りではない。	
雨水	周辺監視区域内 1点	連続	<sup>3</sup> H	1回/月	安全管理棟屋上 採取不能の場合はこの限りではない。	
降下じん	周辺監視区域内 1点	連続	全β放射能	1回/月	安全管理棟屋上	
飲料水	周辺監視区域内 1点 周辺監視区域外 3点	1回/3か月	全β放射能 <sup>3</sup> H	1回/3か月	周辺監視区域外3点：東海村照沼，ひたちなか市長砂，西約10 km点	
葉菜	周辺監視区域外 3点	1回/3か月	<sup>131</sup> I	1回/3か月	周辺監視区域外3点：東海村照沼，ひたちなか市長砂，西約10 km点 採取不能の場合はこの限りではない。	
			<sup>90</sup> Sr, <sup>137</sup> Cs, <sup>239</sup> Pu	1回/年		
精米	周辺監視区域外 3点	1回/年	<sup>14</sup> C, <sup>90</sup> Sr	1回/年	周辺監視区域外3点：東海村照沼，ひたちなか市長砂，西約10 km点 採取不能の場合はこの限りではない。	
牛乳	周辺監視区域外 2点	1回/3か月	<sup>131</sup> I	1回/3か月	周辺監視区域外2点：ひたちなか市部田野，西約10 km点 採取不能の場合はこの限りではない。	
			<sup>90</sup> Sr	1回/年		
表土	周辺監視区域内 2点 周辺監視区域外 3点	1回/年	<sup>90</sup> Sr, <sup>137</sup> Cs, <sup>239</sup> Pu	1回/年		
河川水	新川 3点	1回/6か月	全β放射能 <sup>3</sup> H	1回/6か月		
	久慈川上流 1点					
河底土	新川 3点	1回/6か月	全β放射能	1回/6か月		
	久慈川上流 1点					

\* : 各測定対象の測定地点数を示す。  
 連続：点検，保守などに伴う一時的な停止を除く。  
<sup>239</sup>Pu: <sup>239</sup>, <sup>240</sup>Puを示す。

付録表 12 再処理保安規定に基づく環境放射線モニタリング計画  
海洋環境放射能監視計画

測定対象	採取		測定		備考	
	採取点	頻度	項目	頻度		
海水	放出口付近 5点	1回/3か月	全β放射能, <sup>3</sup> H	1回/3か月	5点混合試料について測定	
			核種分析	1回/年		
	久慈沖及び磯崎沖 2点	1回/6か月	全β放射能, <sup>3</sup> H	1回/6か月		
	北約20km点 1点	1回/年	全β放射能, <sup>3</sup> H 核種分析	1回/年		
海底土	放出口付近 5点	1回/6か月	核種分析	1回/6か月	5点混合試料について測定	
	久慈沖及び磯崎沖 2点	1回/6か月	核種分析	1回/6か月		
	北約20km点 1点	1回/6か月	核種分析	1回/6か月		
海岸水	久慈浜海岸 1点	1回/6か月	全β放射能, <sup>3</sup> H	1回/6か月		
	阿字ヶ浦海岸 1点		核種分析	1回/年		
	南北約20km点各1点					
海岸砂	久慈浜海岸 1点*	1回/3か月	表面線量	1回/3か月		
	阿字ヶ浦海岸 1点*					
	南北約20km点各1点*					
海産物	シラス	東海村地先 1点	1回/3か月	核種分析	1回/3か月	採取不能の場合はこの限りではない。
		約10km以遠 1点				
	カレイ 又は ヒラメ	東海村地先 1点	1回/3か月	核種分析	1回/3か月	採取不能の場合はこの限りではない。
		約10km以遠 1点				
貝類	久慈浜地先 1点	1回/3か月	核種分析	1回/3か月	採取不能の場合はこの限りではない。	
	約10km以遠 1点					
褐藻類(ワカメ又はヒジキ等)	久慈浜地先 1点 磯崎地先 1点 約10km以遠 1点	1回/3か月	核種分析	1回/3か月	採取不能の場合はこの限りではない。	
漁網	東海村地先において曳航の漁網	1回/3か月	表面線量	1回/3か月	モニタリングに係る船が曳航する漁網について測定	
船体	甲板	1回/3か月	表面線量	1回/3か月	モニタリングに係る船の甲板に取り付けた模擬片について測定	

\* : 各測定対象の測定地点数を示す。  
核種分析の対象核種は, <sup>90</sup>Sr, <sup>106</sup>Ru, <sup>134</sup>Cs, <sup>137</sup>Cs, <sup>144</sup>Ce 及び <sup>239</sup>Pu とする。  
<sup>239</sup>Pu : <sup>239</sup>, <sup>240</sup>Pu を示す。

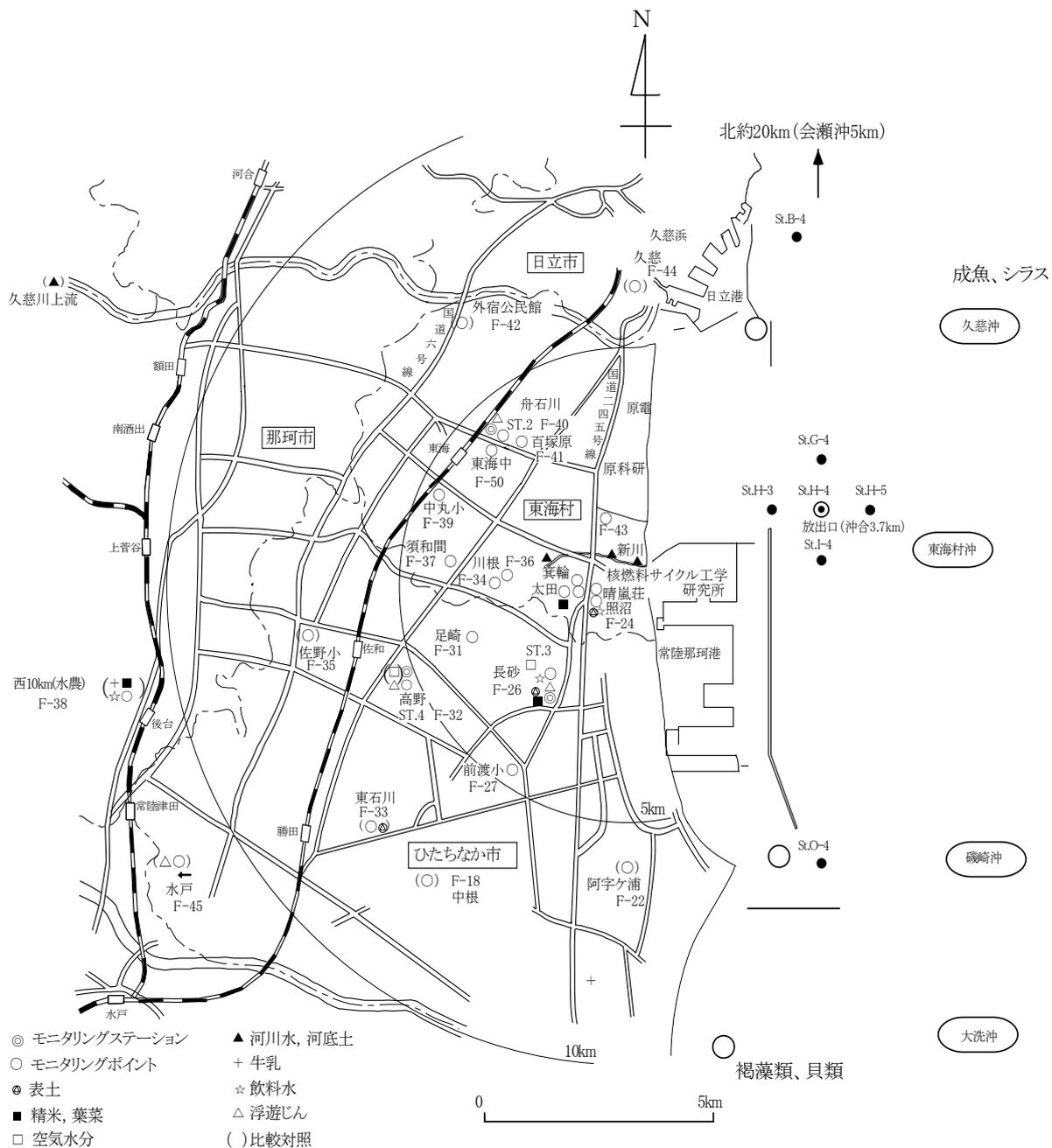
付録表 13 茨城県環境放射線監視計画 線量率等測定

項目	頻度	地点数	測定月	地点	
空間放射線	空間γ線量率 (サーベイ)	2回/年	9	7, 1	舟石川, 須和間, 豊岡, 外宿, 照沼, 稲田, 部田野, 宮前, 愛宕町
	空間γ線量率 (ステーション・ポスト)	連続	9 (MS: 4, MP: 5)	毎月	構内 (ST-1), 舟石川, 長砂, 高野 境界 (MP-1, MP-6, ST-5, MP-7, MP-8)
	積算線量	4回/年	18	6, 9, 12, 3	境界 (4), 照沼, 川根, 須和間, 外宿, 中丸小, 東海村合同庁舎, 東海中, 長 砂, 足崎, 前渡小, 高野小, 佐野小, ひたちなか市役所, 石川

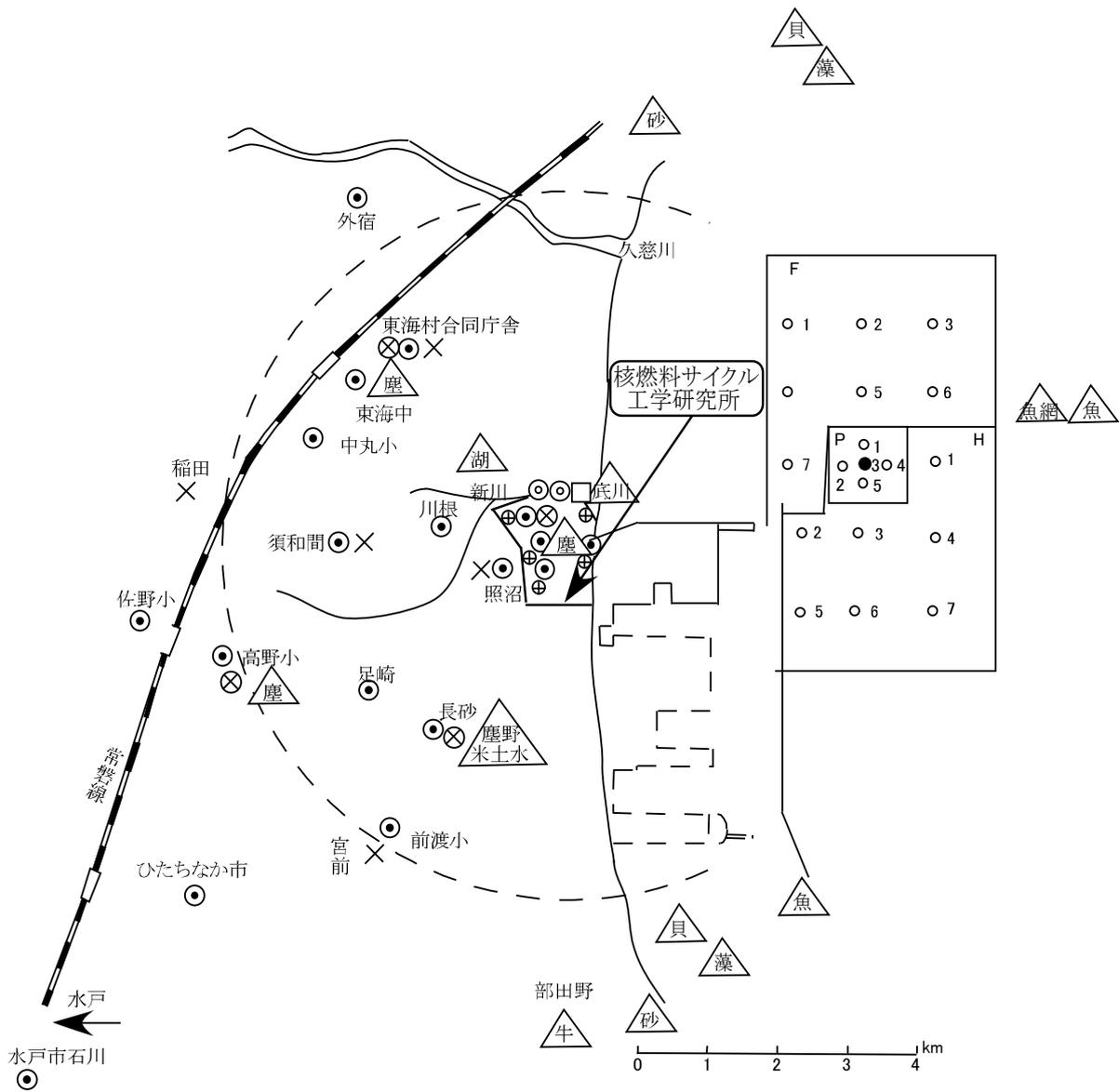
※下線部については、平成 25 年 4 月 1 日に文部科学省水戸原子力事務所が廃止になったことに伴い追加された。

付録表 14 茨城県環境放射線監視計画 環境試料中放射能測定

項目	頻度	核種等	地点数	測定月	地点	
大気	塵埃 (ステーション)	1回/月	Mn, Co, Zr, Nb, Ru, Cs, Ce	4	毎月	構内 (ST-1), 舟石川, 長砂, 高野
		4回/年	Pu		4, 7, 10, 1	
農畜産物	原乳	4回/年	I	1	4, 7, 10, 1	部田野
		2回/年	Sr, Cs	1	4, 10	
	葉菜 ホウレン草, ハクサイ, キャベツのうち一種	2回/年	Sr, I, Cs	1	収穫期	長砂
		精米	1回/年	C, Sr, Cs	1	収穫期
陸土	土壌	2回/年	Mn, Co, Ru, Cs, Ce	1	5, 11	長砂
	河底土	2回/年	Mn, Co, Ru, Cs, Ce	1	4, 10	新川河口
	海岸砂	2回/年	Mn, Co, Ru, Cs, Ce	2	7, 1	久慈, 阿字ヶ浦
陸水	河川水	2回/年	<sup>3</sup> H, Mn, Co, Ru, Cs, Ce	1	4, 10	新川河口
	湖沼水	2回/年	<sup>3</sup> H, Mn, Co, Ru, Cs, Ce	1	4, 10	阿漕ヶ浦
	飲料水	2回/年	<sup>3</sup> H, Mn, Co, Ru, Cs, Ce (水道水)	1	4, 10	長砂 (那珂川)
海洋	海水	4回/年	<sup>3</sup> H	3	4, 7, 10, 1	F: 原子力機構サイクル工研沖 (7) H: 長砂沖 (7) P: 再処理排水放出口周辺 (5)
		2回/年	Mn, Co, Sr, Zr, Nb, Ru, Cs, Ce	3	4, 10	
	海底土	2回/年	Mn, Co, Sr, Zr, Nb, Ru, Cs, Ce, Pu	3	7, 1	F: 原子力機構サイクル工研沖 (7) H: 長砂沖 (7) P: 再処理排水放出口周辺 (5)
海産物	魚類 シラス及びヒラメ, カレイ, イシモチ, チダイ, スズキ	2回/年	Mn, Co, Sr, Zr, Nb, Ru, Cs, Ce, Pu	2	収穫期	東海沖, 磯崎沖
	貝類 アワビ, ハマガリ, コタマ貝, 赤貝, ウバ貝のうち2種	2回/年		2	収穫期	久慈浜又は東海, 磯崎
	海藻類 ヒジキ, ワカメ, アサメのうち2種	2回/年		2	収穫期	久慈浜, 磯崎
漁網	表面吸収線量 率 (β, γ)	2回/年		1	7, 1	東海沖



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, 受賞状況等

リスト1 令和元年度に作成した研究開発報告書類

1.1 原子力機構レポート (JAEA-Technology, Research, Review, その他) (1/2)

氏名	題名	レポート No. 等
中野 政尚 藤井 朋子 根本 正史 飛田 慶司 河野 恭彦 細見 健二 西村 周作 松原 菜摘 前原 勇志 成田 亮介 國富 優花 渡辺 均 小沼 利光※1 藤井 純※2 神長 正行※2 菅井 将光※2 渡辺 一※2 田所 聡※2 佐藤 由己※2 前嶋 恭子※2 笹谷 真司※2 寺門 亮※2 猪原 直人※2 田山 智博※2 伊藤 奎昌※2 榎戸 侑香※2	東海再処理施設周辺の環境放射線モニタリング結果; 2018 年度 Annual report on the environmental radiation monitoring around the Tokai Reprocessing Plant FY2018  ※1 株式会社 NESI ※2 株式会社アセンド	JAEA-Review 2019-048, 2020/03
中野 政尚 藤井 朋子 永岡 美佳 井上 和美 小池 優子 山田 椋平 吉井 秀樹※1 大谷 和義※1 檜山 佳典※1 菊地 政昭※1 大貫 泰弘※1 山田 詩織※1 酒井 光雄※2	平成 30 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) Annual report on the effluent control of low level liquid waste in Nuclear Fuel Cycle Engineering Laboratories FY2018  ※1 日本試験検査株式会社 ※2 核燃料サイクル工学研究所 工務技術部 ※3 株式会社アセンド	JAEA-Review 2019-045, 2020/03

1.1 原子力機構レポート (JAEA-Technology, Research, Review, その他) (2/2)

氏名	題名	レポートNo.等
浅野 直紀※2 寺田 秀行※2 石山 道※2 清水 治憲※2 小松 誠司※2 岡田 典之※3 金田 美治※3		

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
片岡 憲昭※1 中寫 純也※2 三輪 一爾※3 廣田 誠子※4 坪田 陽一 山田 椋平 藤通 有希※5 石川 純也※6 砂押 正章※7	放射線防護と放射線生物のお見合い; 若手研 同士の合同勉強会 Joint meeting of young researchers in the field of radiation protection and radiation biology ※1 東京都立産業技術研究センター ※2 原子力科学研究部門 ※3 安全研究・防災支援部門 ※4 広島大学 ※5 電力中央研究所 ※6 杏林大学 ※7 量子科学技術研究開発機構	保健物理 54(2), pp.140-145, 2019/06
辻村 憲雄	全β放射能測定法と核実験フォールアウト Gross beta radioactivity measurement method and nuclear fallout	Isotope News (763), pp.42-43, 2019/06
横山 須美※1 浜田 信之※2 辻村 憲雄	Recent discussions toward regulatory implementation of the new occupational equivalent dose limit for the lens of the eye and related studies in Japan 日本における眼の水晶体の新しい職業線量限 度の規制導入および関連研究への最近の議論 ※1 藤田医科大学 ※2 電力中央研究所	International Journal of Radiation Biology 95(8), pp.1103-1112, 2019/08

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
山口 敦史※1 村松 はるか※2 林 佑※2 湯浅 直樹※3 中村 圭佑 滝本 美咲 羽場 宏光※1 小無 健司※4 渡部 司※4 菊永 英寿※4 前畑 京介※3 山崎 典子※2 満田 和久※2	Energy of the $^{229}\text{Th}$ nuclear clock isomer determined by absolute $\gamma$ -ray energy difference 絶対 $\gamma$ 線エネルギー差による $^{229}\text{Th}$ の時計遷移エネルギーの決定  ※1 理化学研究所 ※2 宇宙航空研究開発機構 ※3 九州大学 ※4 東北大学	Physical Review Letters 123(22), pp. 222501_1-222501_6, 2019/11
斎藤 公明※1 三上 智※1 安藤 真樹※1 松田 規宏※2 木名瀬 栄※2 津田 修一※3 吉田 忠義 佐藤 哲朗※4 関 暁之※1 山本 英明 眞田 幸尚※2 Wainwright- Murakami Haruko ※5 武宮 博※6	Summary of temporal changes in air dose rates and radionuclide deposition densities in the 80 km zone over five years after the Fukushima Nuclear Power Plant accident 福島原子力発電所80km圏内における空間線量率及び放射性核種沈着量の事故後5年間における経時変化の総括  ※1 安全研究・防災支援部門 ※2 福島研究開発部門 ※3 原子力科学研究部門 ※4 日立ソリューションズ東日本 ※5 Lawrence Berkeley National Laboratory ※6 システム計算科学センター	Journal of Environmental Radioactivity 210, pp. 105878_1-105878_12, 2019/12
前田 剛	日本保健物理学会講演「ICRP 勧告取入れにおける国内動向」印象記 Impressions of Japan Health Physics Society Lecture, "Domestic Trend about Incorporating ICRP Recommendations"	保健物理 54(4), pp. 220-221, 2019/12
辻村 憲雄	「1954年に日本各地で観測された雨水中全 $\beta$ 放射能の再検討」の訂正 Corrigenda; Review on the gross beta activity in rainwater observed throughout Japan in 1954	保健物理 54(4), pp. 205, 2019/12

リスト2 令和元年度の口頭発表実績

2.1 国際会議

氏名	表題	学会名等
藤田 博喜 百瀬 琢磨	Radiation protection in Nuclear Fuel Cycle Engineering Laboratories in Japan Atomic Energy Agency 日本原子力研究開発機構核燃料サイクル工学研究所における放射線防護	Canadian Radiation Protection Association's 2019 Conference 2019/05, Ottawa
永岡 美佳 藤田 博喜 相田 卓※1 Smith, R. ※2	Pretreatment technique of environmental and bioassay sample for radioactivity analysis using supercritical water reaction 超臨界水を用いた環境試料及びバイオアッセイ試料における放射能分析の前処理技術  ※1 福岡大学 ※2 東北大学	64th Annual Radiobioassay and Radiochemical Measurements Conference (RRMC 2019), 2019/10, Santa Fe
坪田 陽一 本田 文弥 中川 貴博 川崎 位 池田 篤史※1 玉熊 佑紀※1 床次 眞司※2 百瀬 琢磨	Development of direct-type alpha dust monitor for in-situ measurement of airborne concentration during fuel debris retrieval and decommissioning of nuclear fuel cycle facilities 廃炉や廃止措置における空气中放射性物質濃度のその場測定に向けた直接測定型 α 線用ダストモニタの開発  ※1 福島研究開発部門 ※2 弘前大学	Joint JHPS-SRP-KARP Workshop of Young Generation Network 2019/12, Sendai

2.2 日本保健物理学会(1/3)

氏名	表題	学会名等
大津 彩織 坪田 陽一 内田 真弘 中川 貴博 川崎 位	MOX 燃料施設における水晶体及び末端部の中性子線・γ線被ばく評価 Evaluation of gamma and neutron dose to eye-lens and hands at MOX fuel facility	第2回日本放射線安全管理学会・日本保健物理学会合同大会 2019/12, 仙台
山田 椋平 松尾 一樹 永岡 美佳 中野 政尚	Tritium カラムの性能評価 Performance evaluation of Tritium column	第2回日本放射線安全管理学会・日本保健物理学会合同大会 2019/12, 仙台
内田 真弘 山崎 巧 高田 千恵 辻村 憲雄	VARSKIN による皮膚被ばく線量の計算・評価 Calculation and evaluation of skin dose using VARSKIN	第2回日本放射線安全管理学会・日本保健物理学会合同大会 2019/12, 仙台

2.2 日本保健物理学会(2/3)

氏名	表題	学会名等
奥山 駿	ZnS(Ag)シンチレータを用いたラドン子孫核種影響低減型ダストモニタ検出器の開発 Development of a dust monitor detector reducing radon progeny impact using ZnS(Ag) scintillator	第2回日本放射線安全管理学会・日本保健物理学会合同大会 2019/12, 仙台
磯崎 航平 田村 健 吉田 忠義 中川 貴博 川崎 位 百瀬 琢磨	核燃料サイクル工学研究所プルトニウム燃料第二開発室の管理区域内における汚染について, 1; 事象の概要 Contamination in the controlled area at the Plutonium Fuel Fabrication Facility in Nuclear Fuel Cycle Engineering Laboratories, 1; Brief overview of the event	第2回日本放射線安全管理学会・日本保健物理学会合同大会 2019/12, 仙台
田村 健 磯崎 航平 吉田 忠義 中川 貴博 川崎 位 百瀬 琢磨	核燃料サイクル工学研究所プルトニウム燃料第二開発室の管理区域内における汚染について, 2; 放射線管理上の問題点と対策 Contamination in the controlled area at the Plutonium Fuel Fabrication Facility in Nuclear Fuel Cycle Engineering Laboratories, 2; Problems on radiation management and countermeasures	第2回日本放射線安全管理学会・日本保健物理学会合同大会 2019/12, 仙台
吉田 忠義 磯崎 航平 田村 健 中川 貴博 川崎 位 百瀬 琢磨	核燃料サイクル工学研究所プルトニウム燃料第二開発室の管理区域内における汚染について, 3; 身体汚染措置要領書の改善 Contamination in the controlled area at the Plutonium Fuel Fabrication Facility in Nuclear Fuel Cycle Engineering Laboratories, 3; Improvement of manuals for body radioactive decontamination	第2回日本放射線安全管理学会・日本保健物理学会合同大会 2019/12, 仙台
山頭 匡治※1 辻村 憲雄 星 勝也 青木 克憲※2 谷村 嘉彦※3 吉富 寛※3 横山 須美※1	散乱線を含む高 $\gamma$ 線場における不均等被ばく時の水晶体等価線量評価 Evaluation of eye lens dose in non-uniform scattered radiation fields ※1 藤田医科大学 ※2 核燃料バックエンド研究開発部門 ※3 原子力科学研究部門	第2回日本放射線安全管理学会・日本保健物理学会合同大会 2019/12, 仙台
辻村 憲雄 横山 須美※	体幹部不均等被ばくと複数バッジ着用の基準について Non-uniform exposure to the body trunk and some practical criteria on multibadging/multiple dosimetry ※藤田医科大学	第2回日本放射線安全管理学会・日本保健物理学会合同大会 2019/12, 仙台

2.2 日本保健物理学会(3/3)

氏名	表題	学会名等
坂下 慧至 高橋 映奈 吉田 忠義 柴 浩三	東海再処理施設における $\gamma$ 線スペクトロメトリによる $\gamma$ 線測定器の性能評価 Performance evaluation of dosimeters using gamma-ray spectrometry at Tokai Reprocessing Plant	第2回日本放射線安全管理学会・日本保健物理学会合同大会 2019/12, 仙台
滝本 美咲 山崎 巧 高田 千恵	日本原子力研究開発機構核燃料サイクル工学研究所における女性の放射線業務従事者の線量限度に対する意識調査結果 Attitude survey on dose limits for female workers in Nuclear Cycle Engineering Laboratories, Japan Atomic Energy Agency	第2回日本放射線安全管理学会・日本保健物理学会合同大会 2019/12, 仙台
坪田 陽一 本田 文弥 中川 貴博 川崎 位 玉熊 佑紀※ 床次 眞司※ 百瀬 琢磨	廃炉や廃止措置における空气中放射性物質濃度のその場測定に向けた $\alpha$ 線用ダストモニタの要素技術開発 Development of elemental technology for alpha-ray dust monitor for in-situ measurement of radioactive aerosol in dismantling and decommissioning  ※弘前大学	第2回日本放射線安全管理学会・日本保健物理学会合同大会 2019/12, 仙台
高橋 映奈 坂下 慧至 柴 浩三 吉田 忠義	表面汚染検査におけるサーベイメータの走査速度と汚染検知の関係 Detection and scanning speed using survey meters in the surface contamination inspection	第2回日本放射線安全管理学会・日本保健物理学会合同大会 2019/12, 仙台

2.3 日本原子力学会

氏名	表題	学会名等
辻村 憲雄 横山 須美※1 岩井 敏※2 高木 俊治※3	水晶体の線量モニタリングの在り方について How should we monitor to adequately estimate equivalent dose of the lens of the eye for radiation workers?  ※1 藤田医科大学 ※2 原子力安全推進協会 ※3 三菱総合研究所	日本原子力学会 2020 年春の年会 2020/3, 福島
細川 知敬※ 藤原 英城※ 鴨志田 修一※ 安齋 喜代志※ 中野 政尚 小池 優子 山田 椋平 永岡 美佳	全α放射能濃度分析のための脱塩処理方法の確立, 1; 固相抽出剤を用いた脱塩処理試験の検討概要 Development of the desalting method for total alpha activity determination, 1; Introduction and overview of the desalting performance test by solid-phase extraction  ※日本原燃	日本原子力学会 2020 年春の年会 2020/3, 福島
中野 政尚 小池 優子 山田 椋平 永岡 美佳 細川 知敬※ 藤原 英城※ 鴨志田 修一※ 安齋 喜代志※	全α放射能濃度分析のための脱塩処理方法の確立, 2; 固相抽出剤を用いた脱塩処理試験の結果 Development of the desalting method for total alpha activity determination, 2; Result of the desalting performance test by solid-phase extraction  ※日本原燃	日本原子力学会 2020 年春の年会 2020/3, 福島

2.4 その他の学会等(1/3)

氏名	表題	学会名等
大津 彩織 坪田 陽一 内田 真弘	MOX 燃料施設における水晶体及び末端部の中性子線・γ線被ばく評価 Evaluation of gamma and neutron dose to eye-lens and hand at a MOX fuel facility	平成 31 年度日本原子力学会北関東支部若手研究者発表会 2019/4, 東海
奥山 駿	ZnS(Ag)シンチレータを用いたラドン子孫核種影響低減型ダストモニタ検出器の開発 Development of a dust monitor detector reducing radon progeny impact using ZnS (Ag) scintillator	平成 31 年度日本原子力学会北関東支部若手研究者発表会 2019/4, 東海

2.4 その他の学会等(2/3)

氏名	表題	学会名等
坂下 慧至 高橋 映奈 吉田 忠義 柴 浩三	再処理施設における異なる測定器を用いた線量評価結果の検証 Verification of measurements of gamma dose with various dosimeters at Tokai Reprocessing Plant	平成 31 年度日本原子力学会北関東支部若手研究者発表会 2019/4, 東海
前原 勇志	松林における Cs-137 の動態調査 Research of dynamics varying radiocesium concentration in soil	平成 31 年度日本原子力学会北関東支部若手研究者発表会 2019/4, 東海
内田 真弘 星 勝也 山崎 巧 辻村 憲雄 高田 千恵	皮膚線量評価計算コード VARSKIN6.2 における衣服による遮蔽効果の検証 Verification of shielding effect of clothes in VARSKIN 6.2; Computer code for skin contamination dosimetry	平成 31 年度日本原子力学会北関東支部若手研究者発表会 2019/4, 東海
高橋 映奈 坂下 慧至 吉田 忠義 柴 浩三	表面汚染サーベイメータの走査速度と汚染検知の関係 Surface contamination detecting and scanning speed using survey meters	平成 31 年度日本原子力学会北関東支部若手研究者発表会 2019/4, 東海
辻村 憲雄	管理基準と不均等被ばく Radiological control standards in non-uniform exposure conditions	日本保健物理学会シンポジウム「水晶体防護に係るガイドラインを考える」 2019/7, 東京
山口 敦史※1 村松 はるか※2 林 佑※3 満田 和久※2 湯浅 直樹※3 前畑 京介※3 中村 圭佑※4 滝本 美咲 菊永 英寿※5	超伝導遷移端カロリメータによるトリウム 229 アイソマーエネルギーの測定 Energy measurement of the lowest isomer level in Th-229 by transition edge sensors  ※1 理化学研究所 ※2 宇宙航空研究開発機構 ※3 九州大学 ※4 安全・核セキュリティ統括部 ※5 東北大学	日本物理学会 2019 年秋季大会(物性) 2019/9, 岐阜
辻村 憲雄	焼津港で観測された第五福竜丸の放射性表面汚染 Estimation of the magnitude of radioactive surface contamination on Daigo Fukuryu Maru at Yaizu port	第 7 回日本放射線事故・災害医学会年次学術集会 2019/9, 仙台

2.4 その他の学会等(3/3)

氏名	表題	学会名等
横山 裕也 藤田 博喜 中野 政尚 高田 千恵 百瀬 琢磨 栗原 治※1 明石 眞言※2	東電福島第一原発緊急作業従事者の線量再構築のための尿中ヨウ素-129 分析法の開発 Development of iodine-129 analysis method in urine sample for dose reconstruction of emergency workers at the TEPCO Fukushima Daiichi NPS  ※1 量子科学技術研究開発機構 ※2 龍ヶ崎保健所	第7回日本放射線事故・災害医学会年次学術集会 2019/9, 仙台
辻村 憲雄 星 勝也 山崎 巧 百瀬 琢磨 青木 克憲※1 吉富 寛※2 谷村 嘉彦※2 横山 須美※3	$^{90}\text{Sr} + ^{90}\text{Y}$ $\beta$ 線場における水晶体モニタリング法の検討; 全面マスクによる遮へい効果と線量計装着位置 Study on eye lens monitoring in $^{90}\text{Sr} + ^{90}\text{Y}$ beta field; The Shielding afforded with the full-face respirator masks and proper dosimeter positioning  ※1 東濃地科学センター 保安管理課 ※2 原子力科学研究部門 ※3 藤田医科大学	第34回「放射線検出器とその応用」研究会 2020/1, つくば
岩田 圭弘※ 永岡 美佳 松原 菜摘	レーザー共鳴イオン化を用いた同位体存在度の低いストロンチウム90の迅速分析技術開発 Development of technology to rapidly analyze strontium-90 with low isotope abundance by laser resonant ionization  ※東京大学	令和元年度原子力システム研究開発事業; 英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業成果報告会 2020/1, 東京

リスト3 海外出張（国際学会発表に伴う出張を除く）

出張者	件名	国	期間
細見健司	原子力人材育成センター フォローアップ研修 「環境放射能モニタリングコース」に参加	インドネシア	R1.9.8～ 9.11
横山裕也	原子力人材育成センター フォローアップ研修 「環境放射能モニタリングコース」に参加	インドネシア	R1.9.8～ 9.14
成田亮介	原子力人材育成センター フォローアップ研修 「環境放射能モニタリングコース」に参加	モンゴル	R1.9.8～ 9.14
横山裕也	原子力人材育成センター フォローアップ研修 「環境放射能モニタリングコース」に参加	フィリピン	R1.9.29～ 10.5
中野政尚	原子力人材育成センター フォローアップ研修 「環境放射能モニタリングコース」に参加	トルコ	R1.10.5～ 10.8

### 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性同位元素等の規制に関する法律（旧名 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。令和2年10月現在、最新の勧告は2007年刊行のものであり、現行法令への取り込みが審議されている。

#### 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1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ために、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。

#### 核燃料物質等 かくねんりょうぶっしつとう

核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物の総称をいう。

#### 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**

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

### 記録レベル **きろくれべる**

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

### 空間放射線量率 **くうかんほうしゃせんりょうりつ**

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

### 原因調査レベル **げんいんちょうされべる**

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

### 原子炉等規制法 **げんしろとうきせいほう**

正式名称は「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」といい、核物質の取扱い全般の規制に係る法律である。「炉規法」又は「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、さらに核燃料物質並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

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，以下のとおり。

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る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及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 25 mm 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

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 (0.662 MeV) 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1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、10 m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。 $\beta$ 線の最大エネルギーは、156 keVである。半減期は、5730年で $\beta$ 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毎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ために使用される線量計である。サイクル研究所では TLD 素子を用いたものを使用しており、β線及びγ線を測定するタイプとγ線のみを測定するタイプがある。指リング線量計は主に、グローブ作業に従事する作業者に対して適用される。

### 定置式モニタ ていちしきもにた

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

主な定置式モニタは、以下のとおり。

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

空気中放射性物質濃度測定用：β線ダストモニタ、プルトニウムダストモニタ

### テレメータシステム

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、核燃料物質使用施設保安規定及び再処理施設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

原子番号1番水素の放射性同位元素。β線の最大エネルギーは、18.6 keVである。半減期は12.3年でβ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、空气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

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

### 肺モニタ はいもにた

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



### 半面マスク はんめんますく

作業者の内部被ばく防止のために使用される呼吸保護具である。半面マスクは、口と鼻の部分のみをカバーし、面体に取り付けてある粒子フィルタで空気をろ過しながら呼吸するもので、小型軽量であるため取扱いが容易である。

### プルトニウム

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、5.15 MeV であり、 $^{240}\text{Pu}$  の  $\alpha$  線エネルギーは、5.16 MeV 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。

### 放射性同位元素等の規制に関する法律 ほうしゃせいどういげんそとうのきせいにかんするほうりつ

令和元年 9 月 1 日の法令改正により「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」から改称された。略称は「放射性同位元素等規制法」。この法律に基づき、放射性同位元素、放射線発生装置及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、賃貸及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及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。

### 放射線管理基準 ほうしゃせんかんりきじゅん

再処理施設保安規定、核燃料物質使用施設保安規定、放射線保安規則に基づき、再処理施設及び核燃料物質使用施設における放射線管理の細則を定めたもの。

### 放射線障害防止法 ほうしゃせんしょうがいぼうしほう

正式名称を「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、令和元年 9 月 1 日の法令改正により法律名が「放射性同位元素等の規制に関する法律」に改称された。当該項目を参照すること。

### 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、放射性同位元素等規制法に基づき、放射性同位元素又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。

### 放射線保安規則 ほうしゃせんほあんきそく

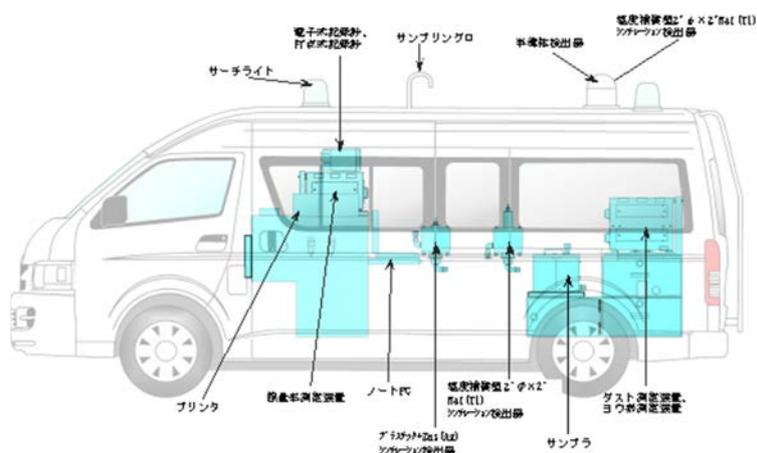
原子炉等規制法施行令第41条（施設検査等を要する核燃料物質）には該当しない核燃料物質使用施設に対し、原子炉等規制法第56条の3（保安規定）に準拠して、サイクル研究所における核燃料物質等の使用、貯蔵、廃棄及び運搬に係る保安について定めたもの。

### 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。

### モニタリングカー

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



### モニタリングステーション, モニタリングポスト

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 1,600 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。



