

## 平成21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 2009  
(Document on Present State of Affairs)

放射線管理部

Radiation Protection Department

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 Decommissioning and Radioactive Waste Management

March 2015

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

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

独立行政法人日本原子力研究開発機構 研究連携成果展開部 研究成果管理課  
〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根2 番地4  
電話 029-282-6387, Fax 029-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

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

## 平成 21 年度 放射線管理部年報

日本原子力研究開発機構 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

(2015 年 2 月 4 日受理)

本報告書は、平成 21 年度に核燃料サイクル工学研究所（以下、「サイクル研究所」という）放射線管理部が実施した施設の放射線管理及び放出管理，個人被ばく管理，環境放射線及び環境放射能の監視，放射線管理用機器等の保守管理，研究開発及び技術支援等の業務について取りまとめたものである。

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

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

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

平成 21 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 9.7mSv，平均 0.2mSv であった。再処理施設から放出された放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物に起因する拡散計算に基づく施設周辺の公衆の年実効線量の評価値は  $1.8 \times 10^{-4}$  mSv であった。この結果，保安規定等に定められている基準を超える事例は無かった。また，環境監視の結果についても，通常の変動範囲内であり，異常は認められなかった。

放射線防護に関連する研究開発及び技術開発の実施，それらの成果の公表にも積極的に取り組んだ。

また，品質保証活動に関しては，平成 16 年度からの保安規定に基づく品質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 2009  
(Document on Present State of Affairs)

Radiation Protection Department

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

(Received February 4, 2015)

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 2009.

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

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

In fiscal 2009, 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 9.7 mSv and the mean annual effective dose was 0.2 mSv. Individual doses were kept within the annual dose limit specified in the safety regulations. The estimated effective dose caused by gaseous and liquid effluents from the TRP to imaginary members of the public around the Laboratories was  $1.8 \times 10^{-4}$  mSv. The environmental monitoring and effluent control were performed appropriately in compliance with safety regulation and standards.

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

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



# 目 次

|                                         |    |
|-----------------------------------------|----|
| 1. はじめに .....                           | 1  |
| 2. 放射線管理部の組織及び業務 .....                  | 2  |
| 3. 施設放射線管理 .....                        | 4  |
| 3.1 サイクル研究所における放射線管理の概要 .....           | 4  |
| 3.2 再処理施設の放射線管理状況 .....                 | 6  |
| 3.2.1 作業環境の放射線監視結果 .....                | 6  |
| 3.2.2 特殊放射線作業等の実施状況及び被ばく管理状況 .....      | 6  |
| 3.2.3 核燃料物質等及び物品の搬出状況 .....             | 12 |
| 3.2.4 管理区域等の設定・解除 .....                 | 16 |
| 3.2.5 再処理施設第 20 回施設定期検査（平成 21 年度） ..... | 16 |
| 3.2.6 再処理施設保安検査 .....                   | 16 |
| 3.3 核燃料物質使用施設等の放射線管理状況 .....            | 17 |
| 3.3.1 作業環境の放射線監視結果 .....                | 18 |
| 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 .....      | 18 |
| 3.3.3 核燃料物質等及び物品の搬出状況 .....             | 23 |
| 3.3.4 管理区域等の設定・解除 .....                 | 24 |
| 3.3.5 使用施設保安検査 .....                    | 26 |
| 3.3.6 放射線同位元素等の使用施設に係る定期検査及び定期確認 .....  | 26 |
| 4. 個人被ばく管理 .....                        | 27 |
| 4.1 サイクル研究所の個人被ばく状況 .....               | 27 |
| 4.2 外部被ばく管理状況 .....                     | 28 |
| 4.2.1 実効線量 .....                        | 28 |
| 4.2.2 等価線量 .....                        | 29 |
| 4.2.3 TLD 指リング線量計の統一に向けた準備 .....        | 29 |
| 4.3 内部被ばく管理状況 .....                     | 31 |
| 4.4 一時立入者の線量測定状況 .....                  | 32 |
| 4.5 マスクフィットネス受検状況 .....                 | 33 |
| 5. 放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の放出管理 .....        | 35 |
| 5.1 放射性気体廃棄物の放出状況 .....                 | 35 |
| 5.1.1 再処理施設 .....                       | 35 |

|       |                                                           |    |
|-------|-----------------------------------------------------------|----|
| 5.1.2 | 核燃料物質使用施設 .....                                           | 37 |
| 5.2   | 放射性液体廃棄物の放出状況 .....                                       | 39 |
| 5.2.1 | 再処理施設（海中放出管） .....                                        | 39 |
| 5.2.2 | 第1排水溝 .....                                               | 41 |
| 5.2.3 | 第2排水溝 .....                                               | 42 |
| 6.    | 環境放射線監視 .....                                             | 43 |
| 6.1   | 環境放射線モニタリング .....                                         | 43 |
| 6.1.1 | 陸上環境モニタリング .....                                          | 43 |
| 6.1.2 | 海洋環境モニタリング .....                                          | 46 |
| 6.2   | 気象観測 .....                                                | 48 |
| 6.3   | 環境線量評価 .....                                              | 51 |
| 6.3.1 | 線量算出方法 .....                                              | 51 |
| 6.3.2 | 被ばく経路 .....                                               | 51 |
| 6.3.3 | 線量算出結果 .....                                              | 52 |
| 7.    | 放射線・放射能標準の維持・管理 .....                                     | 55 |
| 7.1   | トレーサビリティ .....                                            | 55 |
| 7.2   | 照射設備・線源 .....                                             | 55 |
| 7.2.1 | 照射設備 .....                                                | 55 |
| 7.2.2 | 線源 .....                                                  | 56 |
| 7.3   | 基準測定器等 .....                                              | 57 |
| 7.4   | RI 線源等使用記録，官庁検査対応 .....                                   | 57 |
| 7.5   | 付帯設備等 .....                                               | 58 |
| 8.    | 主要な設備機器の整備，維持管理 .....                                     | 63 |
| 8.1   | 放射線管理用機器の保守校正 .....                                       | 63 |
| 8.1.1 | 放射線管理用機器（臨界警報装置を除く）の定期点検状況 .....                          | 64 |
| 8.1.2 | 臨界警報装置の検査状況 .....                                         | 64 |
| 8.1.3 | 主な予防保全 .....                                              | 65 |
| 9.    | 研究開発 .....                                                | 69 |
| 9.1   | 研究開発の推進 .....                                             | 69 |
| 9.2   | 放射線モニタリング技術の高度化研究 .....                                   | 71 |
| 9.2.1 | $^{241}\text{Am-Li}$ 線源における中性子放出角度分布の非等方性 .....           | 71 |
| 9.2.2 | モンテカルロ計算による MOX 燃料取扱グローブボックス近傍の<br>中性子エネルギー・方向分布の評価 ..... | 73 |

|        |                                                                             |     |
|--------|-----------------------------------------------------------------------------|-----|
| 9.2.3  | 電子式中性子個人線量計校正装置の設計 .....                                                    | 75  |
| 9.2.4  | ボクセルフアントムを用いる体外計測法の高度化技術の開発 .....                                           | 77  |
| 9.2.5  | 異なる校正経路を持つボナー球スペクトロメータを用いた中性<br>子校正場の検証 .....                               | 85  |
| 9.2.6  | MOX 燃料施設における中性子線量計のレスポンス変化の予測分析 ..                                          | 88  |
| 9.2.7  | 反跳陽子検出式中性子サーベイメータのフィールド試験 .....                                             | 91  |
| 9.2.8  | イメージングプレートによるプルトニウム試料の画像解析法の<br>開発 .....                                    | 93  |
| 9.2.9  | 自然放射線によるダストモニタ指示値の変動傾向解析に基づく<br>施設設計への反映事項 .....                            | 99  |
| 9.2.10 | 臨界警報装置に与える宇宙線の影響に関する調査 .....                                                | 101 |
| 9.2.11 | $\beta$ - $\alpha$ 同時測定法を応用した低バックグラウンド放射能測定法の<br>開発 -エアスニファろ紙の迅速評価方法- ..... | 103 |
| 9.2.12 | 再処理施設における換気停止時の放射線管理 -ダストモニタへ<br>のラドン子孫核種の影響- .....                         | 105 |
| 9.2.13 | $\alpha$ ・ $\beta$ 同時測定型サーベイメータの高計数率特性 .....                                | 107 |
| 9.3    | 個人被ばく線量測定・評価技術の高度化研究 .....                                                  | 109 |
| 9.3.1  | サイクル研究所の肺モニタリングにおける胸部厚評価 .....                                              | 109 |
| 9.3.2  | ICP-MS を用いた尿中ウラン迅速分析法の開発 .....                                              | 112 |
| 9.4    | 環境影響評価手法の研究 .....                                                           | 114 |
| 9.4.1  | 降雨時の施設寄与線量率の弁別に関する研究 .....                                                  | 114 |
| 9.4.2  | 想定事故時線量評価方法の高度化に関する研究 .....                                                 | 117 |
| 9.4.3  | 放射性廃棄物の長期的多国間放射線影響評価に関する検討 .....                                            | 119 |
| 9.4.4  | AMS を用いた土壌中 $^{129}\text{I}$ 分析に関する前処理法の検討 .....                            | 120 |
| 9.4.5  | 東海再処理施設における排水中の超ウラン核種に関する調査 .....                                           | 122 |
| 9.5    | 先行基礎工学研究 .....                                                              | 127 |
| 9.5.1  | GPS 高エネルギー分解能シンチレータによる高信頼性 $\alpha$ 線波高<br>弁別検出器の開発 .....                   | 127 |
| 9.6    | 京都大学原子炉実験所共同利用研究 .....                                                      | 129 |
| 9.6.1  | 緊急時被ばく線量測定を目指した放射線誘起ルミネッセンスの<br>基礎的研究 .....                                 | 129 |
| 10.    | 技術支援, 国際協力 .....                                                            | 130 |
| 10.1   | 日本原燃(株)への技術支援 .....                                                         | 130 |
| 10.1.1 | 日本原燃(株)への協力協定に基づく技術支援 .....                                                 | 130 |
| 10.1.2 | 日本原燃(株)からの受託業務 .....                                                        | 132 |

|                                     |     |
|-------------------------------------|-----|
| 10.2 国際協力 .....                     | 132 |
| 10.2.1 文部科学省原子力研究交流制度に基づく技術支援 ..... | 132 |
| 10.3 講師派遣，見学対応等 .....               | 133 |
| 10.3.1 外部関係機関への協力 .....             | 133 |
| 10.3.2 施設見学対応 .....                 | 139 |
| 10.3.3 学生実習対応 .....                 | 140 |
| 11. 環境放射線モニタリング情報 .....             | 141 |
| 12. マネジメントシステム等 .....               | 142 |
| 12.1 品質マネジメントシステム .....             | 142 |
| 12.2 OHSMS/EMS 活動 .....             | 149 |
| 12.3 技術・技能認定制度 .....                | 153 |
| 付録 .....                            | 155 |
| 付録1 図表 .....                        | 157 |
| 付録2 報告・外部発表，受賞状況等 .....             | 167 |
| 付録3 用語集 .....                       | 178 |

# Contents

|                                                                                                      |    |
|------------------------------------------------------------------------------------------------------|----|
| 1. Introduction .....                                                                                | 1  |
| 2. Organization and business of radiation protection department .....                                | 2  |
| 3. Facility radiation control .....                                                                  | 4  |
| 3.1 General .....                                                                                    | 4  |
| 3.2 Radiation control activities of the reprocessing radiation<br>control section .....              | 6  |
| 3.2.1 Radiological surveillance in the work environments .....                                       | 6  |
| 3.2.2 Specific radiation works .....                                                                 | 6  |
| 3.2.3 Release surveys for materials containing nuclear fuel or<br>used in the controlled areas ..... | 12 |
| 3.2.4 Establishment and disestablishment of radiological<br>controlled areas .....                   | 16 |
| 3.2.5 20th periodic inspection on TRP .....                                                          | 16 |
| 3.2.6 Operational safety inspection on TRP .....                                                     | 16 |
| 3.3 Radiation control activities of the plutonium radiation<br>control section .....                 | 17 |
| 3.3.1 Radiological surveillance in the work environments .....                                       | 18 |
| 3.3.2 Specific radiation works .....                                                                 | 18 |
| 3.3.3 Release surveys for materials containing nuclear fuel or<br>used in the controlled areas ..... | 23 |
| 3.3.4 Establishment and disestablishment of radiological<br>controlled areas .....                   | 24 |
| 3.3.5 Operational safety inspection on nuclear fuel facilities .....                                 | 26 |
| 3.3.6 Inspection on RI facilities .....                                                              | 26 |
| 4. Personal radiation monitoring .....                                                               | 27 |
| 4.1 General .....                                                                                    | 27 |
| 4.2 External exposure .....                                                                          | 28 |
| 4.2.1 Effective dose .....                                                                           | 28 |
| 4.2.2 Equivalent dose .....                                                                          | 29 |
| 4.2.3 Preparations for unification of TLD finger rings .....                                         | 29 |
| 4.3 Internal exposure .....                                                                          | 31 |

|       |                                                                                      |    |
|-------|--------------------------------------------------------------------------------------|----|
| 4.4   | Monitoring for visitors .....                                                        | 32 |
| 4.5   | Mask fitness examination .....                                                       | 33 |
| 5.    | Discharge management of radioactive gaseous waste and radioactive liquid waste ..... | 35 |
| 5.1   | Discharge situation of radioactive gaseous waste .....                               | 35 |
| 5.1.1 | Reprocessing plant.....                                                              | 35 |
| 5.1.2 | Nuclear fuel cycle engineering laboratories .....                                    | 37 |
| 5.2   | Discharge of radioactive liquid waste .....                                          | 39 |
| 5.2.1 | Reprocessing plant (The sea release pipe) .....                                      | 39 |
| 5.2.2 | The 1st drain .....                                                                  | 41 |
| 5.2.3 | The 2nd drain .....                                                                  | 42 |
| 6.    | Environmental radiation survey .....                                                 | 43 |
| 6.1   | Environmental radiation monitoring .....                                             | 43 |
| 6.1.1 | Terrestrial environment monitoring .....                                             | 43 |
| 6.1.2 | Marine environment monitoring .....                                                  | 46 |
| 6.2   | Meteorological observation .....                                                     | 48 |
| 6.3   | Environmental dose estimation .....                                                  | 51 |
| 6.3.1 | Dose calculation method .....                                                        | 51 |
| 6.3.2 | Exposure pathway .....                                                               | 51 |
| 6.3.3 | Result of dose estimation.....                                                       | 52 |
| 7.    | Radiological standards .....                                                         | 55 |
| 7.1   | Traceability .....                                                                   | 55 |
| 7.2   | Irradiation apparatuses and calibration sources .....                                | 55 |
| 7.2.1 | Irradiation apparatuses .....                                                        | 55 |
| 7.2.2 | Calibration sources .....                                                            | 56 |
| 7.3   | Reference measuring instruments .....                                                | 57 |
| 7.4   | Source records and facility inspection .....                                         | 57 |
| 7.5   | Peripheral equipments .....                                                          | 58 |
| 8.    | Instrumentation services .....                                                       | 63 |
| 8.1   | Maintenance and calibration of radiation monitoring instruments.....                 | 63 |
| 8.1.1 | Maintenance and calibration of radiation monitors and survey meters .....            | 64 |

|        |                                                                                                                                                                              |     |
|--------|------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-----|
| 8.1.2  | Maintenance and calibration of criticality accident alarm systems .....                                                                                                      | 64  |
| 8.1.3  | Preventive maintenance .....                                                                                                                                                 | 65  |
| 9.     | Research and development .....                                                                                                                                               | 69  |
| 9.1    | R&D promotion .....                                                                                                                                                          | 69  |
| 9.2    | Advanced research of radiation monitoring technology .....                                                                                                                   | 71  |
| 9.2.1  | Angular anisotropy of neutron emission from an $^{241}\text{Am-Li}$ neutron source .....                                                                                     | 71  |
| 9.2.2  | Monte carlo calculations of neutron energy and directional distribution around MOX fuel handling gloveboxes .....                                                            | 73  |
| 9.2.3  | Design of a calibration assembly for electronic personal neutron dosimeters .....                                                                                            | 75  |
| 9.2.4  | Development of advanced technique for in vivo counting using a voxel phantom .....                                                                                           | 77  |
| 9.2.5  | Validation measurements of neutron calibration field spectra using an independent multisphere spectrometer system with different constructions and calibration pathway ..... | 85  |
| 9.2.6  | Prediction analysis of dose equivalent responses of neutron dosimeters used at a MOX fuel facility.....                                                                      | 88  |
| 9.2.7  | Field testing of a neutron survey meter based on the recoil proton measurements.....                                                                                         | 91  |
| 9.2.8  | Development of image-analysis method of plutonium samples by imaging plate .....                                                                                             | 93  |
| 9.2.9  | Suggestion for design of ventilation system based on trend analysis of dust monitoring data under normal conditions .....                                                    | 99  |
| 9.2.10 | Investigation concerning influence of cosmic rays on the criticality accident alarm system .....                                                                             | 101 |
| 9.2.11 | Development of new analytical method for low background -Application to dust filter used in radiation management- .....                                                      | 103 |
| 9.2.12 | Radiation management under circumstances of ventilation stop at the reprocessing plant - Effect of dust monitoring by radon progenies - .....                                | 105 |
| 9.2.13 | High count-rate characteristic of alpha-beta survey meter .....                                                                                                              | 107 |
| 9.3    | Advanced research of Personal dosimetry technology .....                                                                                                                     | 109 |
| 9.3.1  | Equations for estimating chest wall thickness in lung counting at JAEA-NCL.....                                                                                              | 109 |

|        |                                                                                                                                         |     |
|--------|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-----|
| 9.3.2  | Development of rapid analytical method for uranium in human urine with Inductively Coupled Plasma Mass Spectrometry .....               | 112 |
| 9.4    | Research of the environmental impact evaluation technique .....                                                                         | 114 |
| 9.4.1  | Discrimination of facility-oriented ambient dose rate during rainfall .....                                                             | 114 |
| 9.4.2  | Advancement of dose assessment technique for postulated accident .....                                                                  | 117 |
| 9.4.3  | Long-term and multilateral radiological assessment of radioactive waste.....                                                            | 119 |
| 9.4.4  | Development on pretreatment of analysis method of $^{129}\text{I}$ in soil using accelerator mass spectrometry.....                     | 120 |
| 9.4.5  | Survey of transuranium nuclides in low level liquid effluents from the Reprocessing Plant .....                                         | 122 |
| 9.5    | The JAEA cooperative research scheme on the nuclear fuel cycle .....                                                                    | 127 |
| 9.5.1  | Development of a highly-reliable energy separation type alpha monitor based on a GPS high-energy resolution scintillator .....          | 127 |
| 9.6    | Joint use research at the Kyoto University Research Reactor Institute .....                                                             | 129 |
| 9.6.1  | Radiation-induced luminescence for applying to retrospective dosimetry .....                                                            | 129 |
| 10.    | Technical Supports and Cooperation .....                                                                                                | 130 |
| 10.1   | Technical supports to JNFL(Japan Nuclear Fuel Limited) .....                                                                            | 130 |
| 10.1.1 | Technical supports based on the cooperation agreement to JNFL(Japan Nuclear Fuel Limited) .....                                         | 130 |
| 10.1.2 | Entrusted investigation from JNFL(Japan Nuclear Fuel Limited) .....                                                                     | 132 |
| 10.2   | International cooperation .....                                                                                                         | 132 |
| 10.2.1 | Technical supports based on the sponsorship by the MEXT (Ministry of Education, Culture, Sports, Science and Technology of JAPAN) ..... | 132 |
| 10.3   | Lecturer dispatch, visitor guidance, etc.....                                                                                           | 133 |
| 10.3.1 | Cooperation with the external organs concerned .....                                                                                    | 133 |
| 10.3.2 | Efforts to Visitor .....                                                                                                                | 139 |
| 10.3.3 | Efforts to practical trainings .....                                                                                                    | 140 |



|                                                                                            |     |
|--------------------------------------------------------------------------------------------|-----|
| 11. Environmental radiation monitoring information .....                                   | 141 |
| 12. Quality assurance activities .....                                                     | 142 |
| 12.1 The management system promotion committee .....                                       | 142 |
| 12.2 OHSMS/EMS Activities .....                                                            | 149 |
| 12.3 Qualification system of knowledge and skills for radiation control<br>personnel ..... | 153 |
| Appendixes .....                                                                           | 155 |
| Appendix 1 Chart .....                                                                     | 157 |
| Appendix 2 Reports, presentations .....                                                    | 167 |
| Appendix 3 Glossary .....                                                                  | 178 |

## 執筆者リスト

### 編集者

#### 放射線管理部

古田 定昭, 百瀬 琢麿, 田子 格, 岡 努

#### 線量計測課

岡田 和彦, 辻村 憲雄, 椿 裕彦, 高田 千恵, 吉田 忠義, 竹松 光春  
栗原 治, 金井 克太, 曳沼 裕一, 中川 貴博, 前中 孝文<sup>\*1</sup>

#### 環境監視課

住谷 秀一, 松浦 賢一, 渡辺 均, 中野 政尚, 今泉 謙二, 竹安 正則  
森澤 正人, 國分 祐司, 河野 恭彦, 小沼 利光<sup>\*2</sup>

#### 放射線管理第1課

水庭 春美, 高崎 浩司, 堀越 義紀, 田崎 隆, 井崎 賢二, 佐川 直貴

#### 放射線管理第2課

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

### 事務局

吉田 健一, 三浦 崇広<sup>\*3</sup>, 佐藤 あかね<sup>\*2</sup>

---

\*1 検査開発株式会社

\*2 株式会社 NESI

\*3 原子力技術株式会社

## 1. はじめに

サイクル研究所 放射線管理部における業務の目標は、施設周辺の住民及び放射線業務従事者等の放射線安全を確保し、施設の安定的な運転、研究開発の推進に寄与することである。それらの目標を達成するために、次に示す3点を重要な事項と掲げて業務を遂行している。

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

サイクル研究所におけるプルトニウムの取り扱いは、昭和41年、原子燃料公社時代にプルトニウム燃料第一開発室（当時プルトニウム燃料第一開発室）に米国から約260gのプルトニウムを受け入れたときから始まった。昭和47年にはプルトニウム燃料第二開発室において高速実験炉「常陽」用燃料の製造を開始し、平成元年からはプルトニウム燃料第三開発室等において高速増殖原型炉「もんじゅ」用燃料の製造を開始した。また、昭和52年には0.7t／日の処理能力を持つわが国初の再処理工場が運転を開始し、平成18年3月末をもって電気事業者との再処理役務契約に基づく処理を終了して研究開発運転に移行し、平成19年7月までに合計1,140tの使用済み燃料（主に軽水炉と新型転換炉「ふげん」）を処理してきた。このほかにもサイクル研究所にはこれらの施設に付随する核燃料物質及び放射性同位元素を取り扱う施設が多数存在する。これらの施設における放射線管理の特徴は、 $\alpha$ 線、 $\beta$ 線、 $\gamma$ 線及び中性子線が混在する作業環境の放射線管理、外部被ばく及び内部被ばくの管理、再処理施設に起因する核分裂生成物等に関する環境放射線監視等である。長年にわたるこれらの放射線管理の経験は、要領書や手順書に集約しており、保安規定等に組み込まれた品質マネジメントシステムによって体系的に運用し、定期的にレビューして改善を図っている。

平成21年度の特筆事項としては、再処理施設分離精製工場臨界警報装置の更新と、モニタリング船「せいかい」の小型化改修といった高経年化対策を実施したことである。

なお、平成17年10月に日本原子力研究開発機構発足後からは、当部と原子力科学研究所放射線管理部との間で連携・融合による業務の効率的な推進に向けた協議と検討に取り組んでいる。

本報告書は、平成21年度の放射線管理部における業務の実施状況を取りまとめたものであり、関係各位からのご意見や評価をお寄せいただければ幸いである。

## 2. 放射線管理部の組織及び業務

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

図2.1に組織の概略を、図2.2に組織体制を示す。

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

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

放射線管理第1課は、使用施設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の業務を行っている。

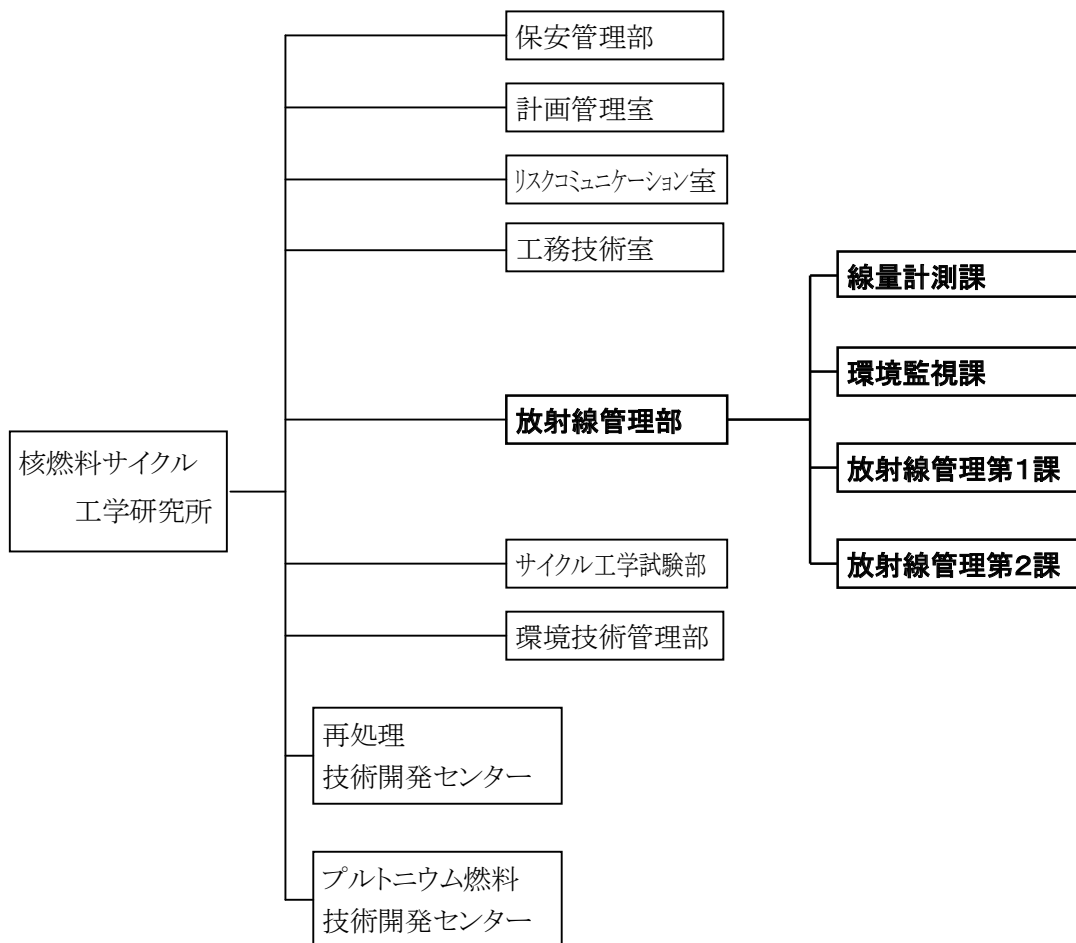


図 2.1 サイクル研究所における放射線管理部 組織概略（平成 21 年 4 月 1 日現在）

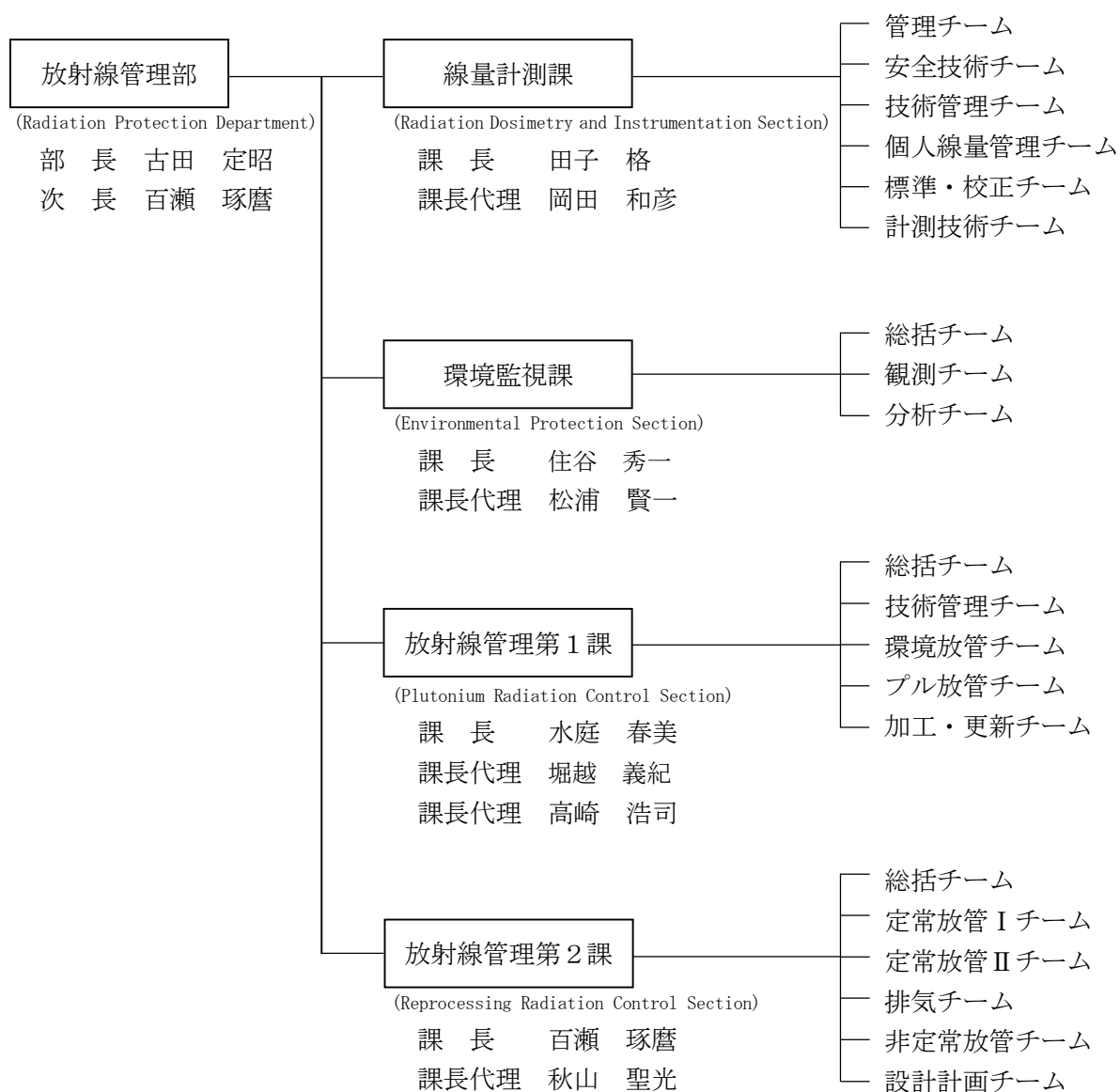


図 2.2 放射線管理部 組織体制(平成 21 年 4 月 1 日現在)

### 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使用施設及び再処理施設の核燃料物質を取り扱う施設（以下、「核燃料施設」という。）のほか、放射線障害防止法に基づく放射性同位元素等を取り扱う施設（以下、「R I 施設」という。）が設置されている。

特に、核燃料物質使用施設のプルトニウム取扱施設に係る放射線管理は、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に伴うプルトニウムの閉じ込めや汚染管理による内部被ばくの防止、プルトニウム同位体からの自発核分裂や $\alpha$ -n 反応の中性子線及び $^{241}\text{Pu}$ 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の低減を図っている。

また、再処理施設に係る放射線管理は、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に伴う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。

核燃料物質を取り扱う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、放射線管理を要する施設一覧を表 3.3 に示す。

表 3.1 核燃料施設に係る放射線管理の特徴

| 施設         | 主な核種                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                              | 特 徴                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                               |
|------------|-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| プルトニウム取扱施設 | <ul style="list-style-type: none"> <li>被ばく管理<br/><math>^{234}\text{U}</math>, <math>^{235}\text{U}</math>, <math>^{236}\text{U}</math>, <math>^{238}\text{U}</math><br/><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><br/><math>^{241}\text{Am}</math> 等</li> <li>放出管理<br/>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の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。）作業に伴う手部被ばく管理</li> <li>排気や排水の放出管理</li> </ul>                                                                                                                              |
| 再処理施設      | <ul style="list-style-type: none"> <li>被ばく管理<br/><math>^{234}\text{U}</math>, <math>^{235}\text{U}</math>, <math>^{236}\text{U}</math>, <math>^{238}\text{U}</math><br/><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><br/><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>,<br/><math>^{106}\text{Ru}/^{106}\text{Rh}</math>, <math>^{134}\text{Cs}</math>, <math>^{137}\text{Cs}</math>,<br/><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<br/><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, Puの中性子線やFP核種の<math>\beta</math><math>\gamma</math>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>工程分析試料の取扱いに伴う手部被ばく管理</li> <li>区域区分管理, 排気や排水の放出管理</li> <li>長半減期核種 (<math>^{129}\text{I}</math>) を含めた環境モニタリングの実施</li> </ul> |

表 3.2 主要施設における放射線管理設備等

| 施設所掌部署                   | 管理<br>区域<br>面積<br>(m <sup>2</sup> ) | 排気モニタ<br>(ch) |            | ダスト<br>モニタ<br>(ch) |    | エリア<br>モニタ<br>(ch) |    | 臨界<br>警報<br>装置<br>(ch) | エア<br>スニ<br>ファ<br>(個) | 定点ポイント |     |
|--------------------------|-------------------------------------|---------------|------------|--------------------|----|--------------------|----|------------------------|-----------------------|--------|-----|
|                          |                                     | 排気筒           | 局所・<br>中間  | α                  | β  | γ                  | n  |                        |                       | 線量     | 表面  |
| 再 処 理 技 術<br>開 発 セ ン タ ー | 116,300                             | 32<br>(注1)    | 56<br>(注1) | 30                 | 84 | 195                | 7  | 7                      | 523                   | 329    | 333 |
| プルトニウム燃料<br>技術開発センター     | 54,235 <sup>(注2)</sup>              | 9             | —          | 68                 | —  | 19                 | 17 | 22                     | 454                   | 204    | 271 |
| サ イ ク ル<br>工 学 試 験 部     | 12,670 <sup>(注2)</sup>              | 3             | —          | 5                  | 12 | 19                 | 2  | 1                      | 107                   | 81     | 72  |
| 環境技術管理部                  | 31,250 <sup>(注2)</sup>              | 8             | —          | 1                  | 2  | —                  | —  | —                      | 176                   | 114    | 122 |
| 放 射 線 管 理 部              | 820 <sup>(注2)</sup>                 | —             | —          | —                  | —  | —                  | —  | —                      | 8                     | 18     | 16  |
| 合 計                      | 215,275                             | 52            | 56         | 104                | 98 | 233                | 26 | 30                     | 1,268                 | 746    | 814 |

(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。

表 3.3 放射線管理を要する施設一覧

| 所掌部署                     | 施設名 (略称)                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                         |
|--------------------------|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 再 処 理 技 術<br>開 発 セ ン タ ー | 分析所 (CB), 分離精製工場 (MP), 除染場 (DS), 廃棄物処理場 (AAF), 第二低放射性廃液蒸発処理施設 (E), 第三低放射性廃液蒸発処理施設 (Z), 放出廃液油分除去施設 (C), ウラン貯蔵所 (U03), 第二ウラン貯蔵所 (2U03), 第三ウラン貯蔵所 (3U03), プルトニウム転換技術開発施設 (Pu-con), ウラン脱硝施設 (DN), 焼却施設 (IF), クリプトン回収技術開発施設 (Kr), アスファルト固化処理施設 (ASP), 廃溶媒処理技術開発施設 (ST), ガラス固化技術開発施設 (TVF), スラッジ貯蔵場 (LW), 第二スラッジ貯蔵場 (LW2), 廃溶媒貯蔵場 (WS), 高放射性廃液貯蔵場 (HAW), 高放射性固体廃棄物貯蔵庫 (HASWS), 第二高放射性固体廃棄物貯蔵庫 (2HASWS), 第一低放射性固体廃棄物貯蔵場 (LASWS), 第二低放射性固体廃棄物貯蔵場 (2LASWS), アスファルト固化体貯蔵施設 (AS I), 第二アスファルト固化体貯蔵施設 (AS II) |
| プルトニウム燃料<br>技術開発センター     | プルトニウム燃料第一開発室 (Pu-1), ウラン貯蔵庫, プルトニウム燃料第二開発室 (Pu-2), プルトニウム燃料第三開発室 (Pu-3), プルトニウム廃棄物処理開発施設 (PWTF), プルトニウム廃棄物貯蔵施設 (PWSF), 第二プルトニウム廃棄物貯蔵施設 (2PWSF), 燃料製造機器試験室                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                       |
| サイクル工学試験部                | B棟, 高レベル放射性物質研究施設 (CPF), A棟, 応用試験棟                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                               |
| 環 境 技 術 管 理 部            | J棟, 東海事業所第2ウラン貯蔵庫, ウラン系廃棄物貯蔵施設 (UWSF), 第2ウラン系廃棄物貯蔵施設 (2UWSF), 焼却施設, 廃油保管庫, 廃水処理室, M棟, 第2廃棄物倉庫, 第3廃棄物倉庫, 第5廃棄物倉庫, 第6廃棄物倉庫, G棟, L棟, 洗濯場, 地層処分放射化学研究施設 (ケリティ)                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                       |
| 放 射 線 管 理 部              | 安全管理棟, 計測機器校正施設, 放射線保健室                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                          |

### 3.2 再処理施設の放射線管理状況

再処理施設は、平成 19 年 7 月 30 日より第 20 回施設定期検査を受検している。また、その後の耐震指針等の改訂及び新潟県中越沖地震から得られる最新の知見を踏まえた耐震安全性評価を進めるとともに、耐震性向上のために実施する必要な施設・設備の補強工事のため、使用済燃料の処理運転は実施していない。なお、廃棄物の処理運転及び貯蔵運転については計画どおり実施された。

一方、平成 21 年 4 月 6 日の海中放出管の施設定期自主検査における漏えい試験（工業用水を用いた加圧試験）の結果、海中放出管に漏えい箇所が存在する可能性があることが判断された。その後の漏えい箇所確認調査により亀裂状の傷が確認された。確認された漏えい箇所には袋クランプ装着による補修が行われ、漏えい試験にて漏れがないことが確認されたことから、10 月 31 日より平成 22 年 2 月 25 日まで再処理施設の放射性液体廃棄物の海洋放出が実施された。

#### 3.2.1 作業環境の放射線監視結果

作業環境の線量率、空气中放射性物質濃度及び表面密度を監視した結果、すべてのモニタリングポイント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結果及びサーベイメータによる測定結果は、すべて管理目標値（グリーン区域：12.5  $\mu$ Sv/h、アンバー区域：25  $\mu$ Sv/h）未満であった。

注）管理区域内は放射線レベルによりグリーン区域、アンバー区域等に区分（付録表 1 参照）されている。

##### (2) 空气中放射性物質濃度の管理

ダストモニタ及びエアスニファにて 1 週間連続採取した捕集ろ紙の放射能測定装置による測定結果は、すべて管理目標値〔1 週間平均で、濃度限度（全  $\alpha$  は  $^{239}\text{Pu}$ ，全  $\beta$  は  $^{90}\text{Sr}$ ） $\times 1/10 \times 1/5$ 〕未満であった。

##### (3) 表面密度の管理

スミヤ法にて採取した試料の放射能測定装置による測定結果は、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

##### (1) 概況

特殊放射線作業（付録表 2 参照）は、合計で 186 件〔放射線管理基準に定める A 2 作業（アンバー区域内において管理目標値以下に管理されている場所で実施する定型化された放射線作業）を除く〕が実施された。これらの作業に対する計画立案時及び作業中における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実施した結果、作業における個人の実効線量をほぼ計画値以下に管理することができた。



課別の特殊放射線作業実施件数と集団実効線量の実績を表 3.4 に、また、個人の  
実効線量の計画値に対する実績値を図 3.1 に示す。昨年度と比べて、実施件数は 31  
件減少したが集団実効線量は 58.6 人・mSv 増加した。その主な要因は、施設保全第  
1 課が実施した分離精製工場内換気ダクト等の耐震性向上工事の実施である。

表 3.4 再処理技術開発センターにおける特殊放射線作業実施件数と集団実効線量

(単位：人・mSv)

|                | 課室名         | S1 |    | S2  |      | A1 |       | 合 計 |       |
|----------------|-------------|----|----|-----|------|----|-------|-----|-------|
|                |             | 件数 | 線量 | 件数  | 線量   | 件数 | 線量    | 件数  | 線量    |
| センター           | 計 画 管 理 課   | 0  | —  | 0   | —    | 0  | —     | 0   | —     |
|                | 品 質 保 証 課   | 0  | —  | 0   | —    | 0  | —     | 0   | —     |
|                | 核 物 質 管 理 課 | 0  | —  | 0   | —    | 2  | <0.1  | 2   | <0.1  |
| 再処理施設<br>建設推進室 | プロジェクト班     | 0  | —  | 0   | —    | 0  | —     | 0   | —     |
|                | 耐 震 対 応 班   | 0  | —  | 2   | <0.1 | 0  | —     | 2   | <0.1  |
| 技術開発部          | 技 術 開 発 課   | 0  | —  | 5   | 1.1  | 0  | —     | 5   | 1.1   |
|                | ガラス固化技術課    | 0  | —  | 0   | —    | 0  | —     | 0   | —     |
|                | ガラス固化処理課    | 0  | —  | 9   | 0.4  | 1  | <0.1  | 10  | 0.4   |
|                | 転 換 技 術 課   | 0  | —  | 2   | <0.1 | 12 | 49.7  | 14  | 49.7  |
| 処 理 部          | 前 処 理 課     | 0  | —  | 26  | 9.0  | —  | —     | 26  | 9.0   |
|                | 化学処理第 1 課   | 0  | —  | 15  | 12.1 | 1  | <0.1  | 16  | 12.1  |
|                | 化学処理第 2 課   | 0  | —  | 12  | 3.7  | 1  | <0.1  | 13  | 3.7   |
|                | 化学処理第 3 課   | 0  | —  | 4   | 0.6  | 5  | <0.1  | 9   | 0.6   |
| 施設管理部          | 施 設 管 理 課   | 0  | —  | 1   | <0.1 | 0  | —     | 1   | <0.1  |
|                | 施設保全第 1 課   | 0  | —  | 4   | <0.1 | 4  | 57.6  | 8   | 57.6  |
|                | 施設保全第 2 課   | 0  | —  | 3   | 0.2  | 0  | —     | 3   | 0.2   |
|                | 分 析 第 1 課   | 0  | —  | 6   | 2.6  | 4  | <0.1  | 10  | 2.6   |
|                | 分 析 第 2 課   | 0  | —  | 8   | <0.1 | 4  | 4.9   | 12  | 4.9   |
| 環境保全部          | 環 境 管 理 課   | 0  | —  | 13  | 0.1  | 2  | <0.1  | 15  | 0.1   |
|                | 処 理 第 1 課   | 0  | —  | 22  | 3.8  | 6  | <0.1  | 28  | 3.8   |
|                | 処 理 第 2 課   | 0  | —  | 2   | <0.1 | 2  | <0.1  | 9   | <0.1  |
| 放射線管理部         | 線 量 計 測 課   | 0  | —  | 0   | —    | 0  | —     | 0   | —     |
|                | 放射線管理第 2 課  | 0  | —  | 2   | <0.1 | 1  | <0.1  | 3   | <0.1  |
| 合 計            |             | 0  | —  | 136 | 33.6 | 45 | 112.2 | 186 | 145.8 |

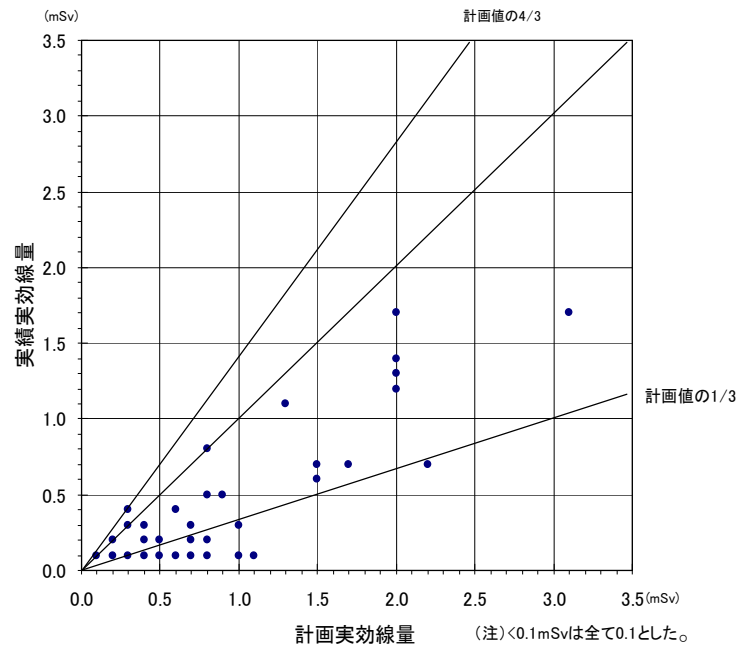


図 3.1 個人の実効線量の計画値に対する実績値

## (2) 取り組み事例

特殊放射線作業の放射線管理事例として、化学処理第1課が実施した「せん断オフガス系アムリ弁の交換作業」に係る放射線管理及び被ばく低減化の取り組み内容を紹介する。

### ① 作業概要

- ・MP除染保守セル（以下、「R333」という。）に設置されているせん断オフガス系アムリ弁を予防保全の観点から交換する作業
- ・アムリ弁：使用済燃料せん断片の分配器及び濃縮ウラン溶解槽の換気の仕切りや調節に使用する弁で、設置後約16年経過
- ・作業期間：平成21年10月21日～12月11日
- ・作業区域：主作業はR333、補助作業区域はエアロックセル（以下、「R335」という。）及び汚染機器調整室（以下、「A356」という。）とし、R333にはA356からR335を経由して入室
- ・汚染コントロール：A356に5室からなるパネルハウス（以下、「PH」という。）を設置し、セル換気による負圧維持を管理して空气中放射性物質濃度管理及び汚染拡大防止に万全を期した。
- ・防護装備：セル内作業者はエアラインマスク、タイベックスーツ、酢酸ビニールスーツを着装し、PH内作業者は全面マスク、タイベックスーツを着装
- ・作業区域の配置を図3.2に、作業風景を図3.3に、防護装備を図3.4に示す。

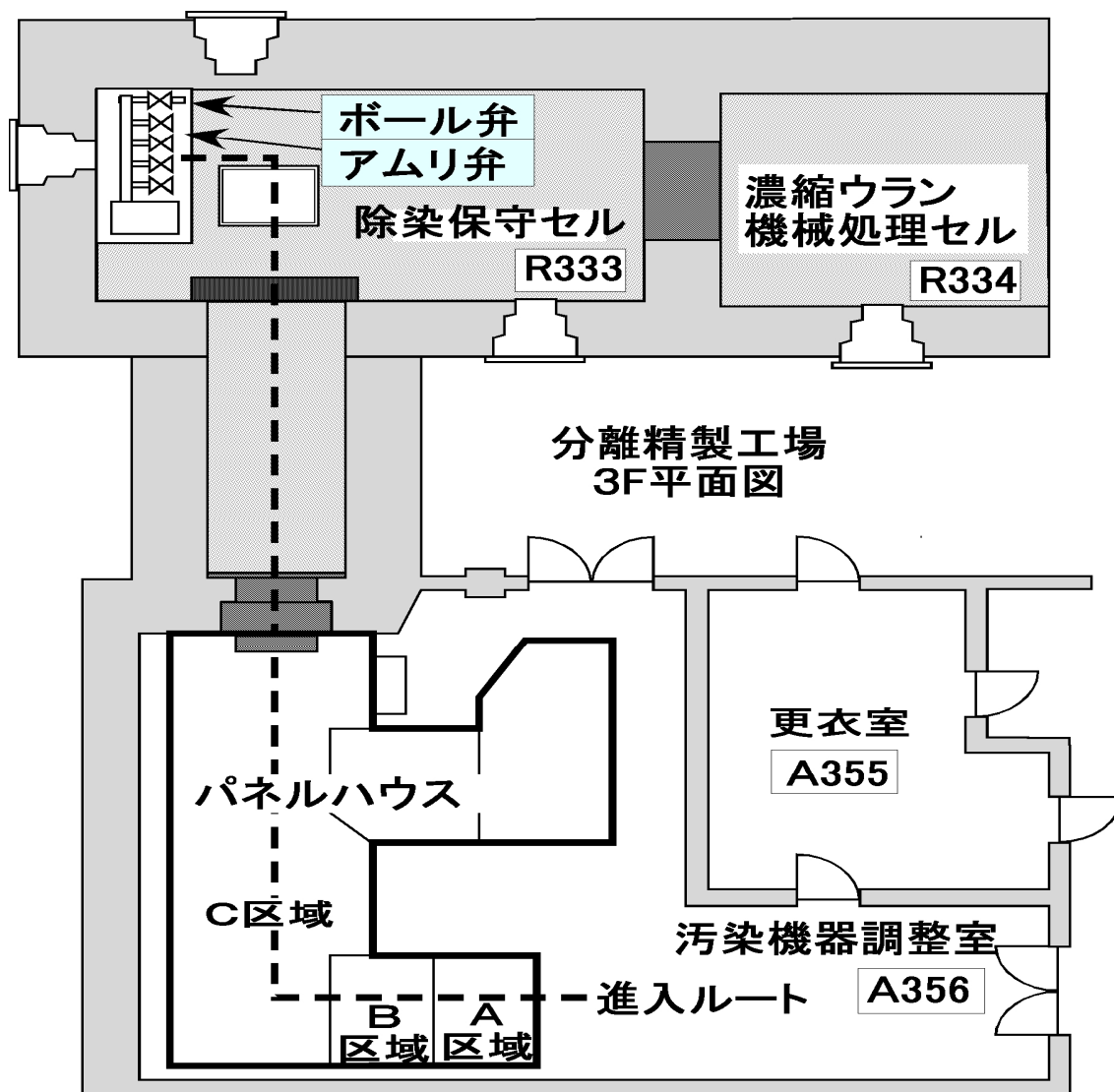


図 3.2 作業区域の配置



図 3.3 作業風景 (R335 内)



図 3.4 防護装備

## ② 放射線防護に係る事前措置

- セル内の汚染レベルを下げるための除染
  - 試薬等によるセル内配管内部の除染
  - 拭き取り法とドライアイスブラスト法による R333 内の床、壁、機器等の除染  
(R333 内の除染は濃縮ウラン機械処理セル操作区域 (以下、「G346」という。) から遠隔操作にて実施)
- 作業者の被ばく低減化を図るためのモックアップ訓練 (非管理区域に実機を模倣した設備を設営し、アムリ弁交換に必要な手順と操作を確認)
- 作業者の内部被ばく防止を図るためのエアラインマスクの教育訓練 (作業で装着するエアラインマスクの取扱方法や使用上の注意事項等を確認)
- 化学処理第 1 課とのコミュニケーションの徹底 (作業に係る綿密な打合せ、作業前の TBM 等による放射線安全及び一般安全の確保を確認)

## ③ 放射線管理状況と放射線防護上の措置

## (a) 線量率

- 作業開始時と作業中 (適宜) に、作業区域の線量率を測定
- 計画時最大であったアムリ弁表面の線量率は、事前の除染 (純水と硝酸による洗浄) の効果により  $\gamma$  線を低減
  - $\gamma$  線      50mSv/h  $\rightarrow$  10mSv/h
  - $\beta$   $\gamma$  線 >100mSv/h  $\rightarrow$  >100mSv/h
- 作業位置の線量率は、計画時と同等 ( $\gamma$  線 1.0mSv/h,  $\beta$   $\gamma$  線 2.0mSv/h)  
R333 内床面等局部的には一部計画を上回る値を確認したが、放射線遮へい (鉛) による線量率低減を図った。

(b) 被ばく

- ・実効線量は作業モニタリング用 TLD バッジ，等価線量（手部）は作業モニタリング用 TLD 指リングの測定値で評価
- ・作業単位及び一日の実効線量は作業用個人線量計（アラームメータ，MD）の測定値で管理するとともに，セル内入室時間管理の徹底，高線量率箇所への接近の制限を図った。
- ・局部的に計画を上回った R333 内床面等の箇所については，放射線遮へい（鉛）による線量率低減と当該箇所への接触・接近時間短縮による足元の局所被ばく低減を図った。
- ・上記の管理を実施した結果，個人最大の実効線量と等価線量を低減  
 実効線量 1.4mSv → 0.7mSv（計画値の 1/2）  
 等価線量 1.4mSv → 0.7mSv（計画値の 1/2）  
 等価線量（手部） 記録レベル未満（ $\gamma \cdot \beta$  : <3.0mSv） → 同左

(c) 表面密度

- ・作業開始時と作業中（適宜）に，各 PH 内の表面密度をスミヤ法で測定
- ・PH 内（A 区域(脱装エリア)を除く）の表面密度は，計画値未満で管理  
 全  $\alpha$  1.0Bq/cm<sup>2</sup> 未満  
 全  $\beta \gamma$  55.6Bq/cm<sup>2</sup> 未満
- ・PH 内（A 区域(脱装エリア)）の表面密度は，管理目標値未満で管理  
 全  $\alpha$  <4.0×10<sup>-3</sup>Bq/cm<sup>2</sup>  
 全  $\beta \gamma$  <4.0×10<sup>-2</sup>Bq/cm<sup>2</sup>  
 作業期間中において，一部に全  $\beta \gamma$  で 3.1×10<sup>-1</sup>Bq/cm<sup>2</sup> の汚染を確認したが，速やかに除染を行い PH 外への汚染拡大防止を図った。
- ・PH 外の A356 内の表面密度は，検出下限値未満で管理  
 全  $\alpha$  <2.6×10<sup>-3</sup>Bq/cm<sup>2</sup>  
 全  $\beta \gamma$  <7.4×10<sup>-3</sup>Bq/cm<sup>2</sup>

(d) 空气中放射性物質濃度

- ・R333 内及び PH 内（C 区域）の空气中放射性物質濃度を仮設  $\beta \gamma$  線ダストモニタで連続的に測定，監視
- ・日々の空気汚染管理及び PH 内の負圧管理の徹底
- ・上記の管理を実施した結果，最大値を計画時と同等で維持し，防護装備：エアラインマスクの着用限度（カッコ内）を十分に下回る作業環境を確保  
 全  $\alpha$  4.3×10<sup>-6</sup>Bq/cm<sup>3</sup> → 3.1×10<sup>-6</sup>Bq/cm<sup>3</sup> (5.6×10<sup>-3</sup>Bq/cm<sup>3</sup>)  
 全  $\beta \gamma$  1.1×10<sup>-5</sup>Bq/cm<sup>3</sup> → 3.0×10<sup>-5</sup>Bq/cm<sup>3</sup> (1.4×10<sup>-2</sup>Bq/cm<sup>3</sup>)

### 3.2.3 核燃料物質等及び物品の搬出状況

#### (1) 核燃料物質等

管理区域から搬出された核燃料物質等の件数は8,677件で、搬出に係る線量率及び表面密度の測定結果はすべて管理基準値以下であった。

搬出件数8,677件のうち約93%を低放射性固体廃棄物が占めており、残る約7%の大半は分析用試料であり、搬出件数と内訳は前年度と同程度であった。低放射性固体廃棄物を除いた核燃料物質等の今年度の搬出状況を図3.5に、平成11年度以降における低放射性固体廃棄物の搬出状況（推移）を図3.6に示す。

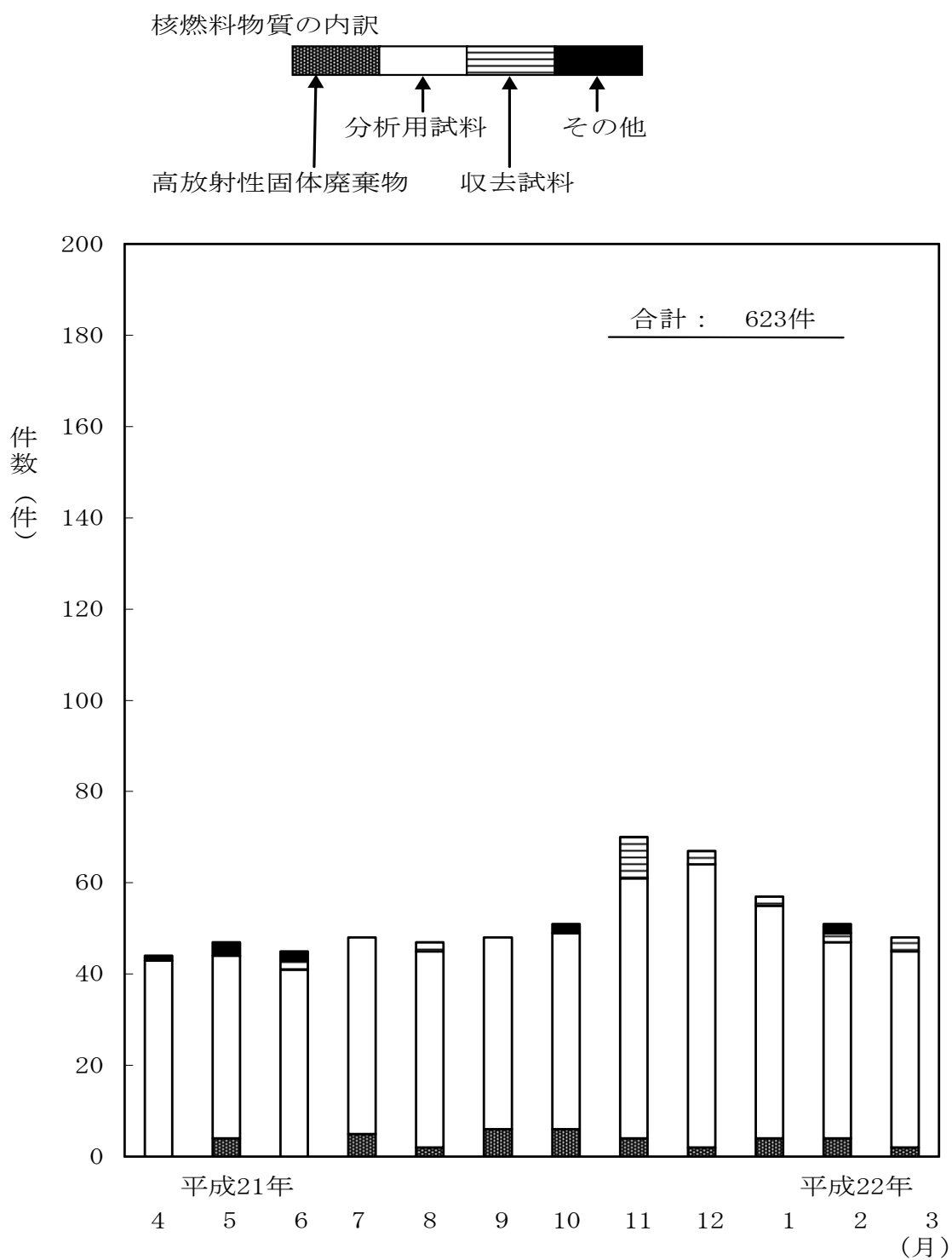


図 3.5 再処理施設における核燃料物質等  
(低放射性固体廃棄物を除く) の搬出状況

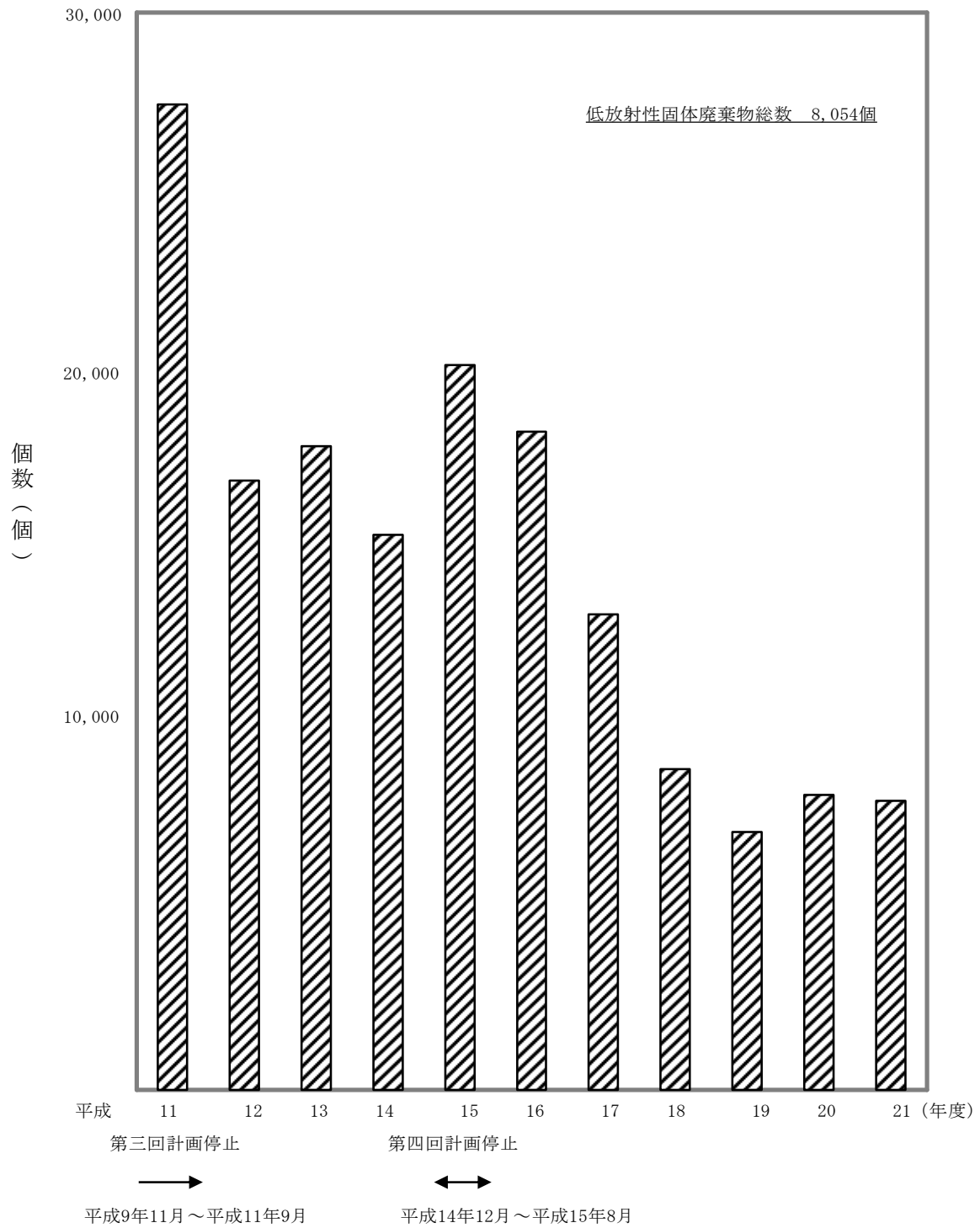


図 3.6 再処理施設での低放射性固体廃棄物の搬出状況（推移）



## (2) 物品

管理区域から搬出された物品の件数は 4,748 件で、搬出時の汚染検査結果はすべて管理基準値未満であった。搬出件数は前年度より 866 件増加した。平成 11 年度以降における物品の搬出状況（推移）を図 3.7 に示す。

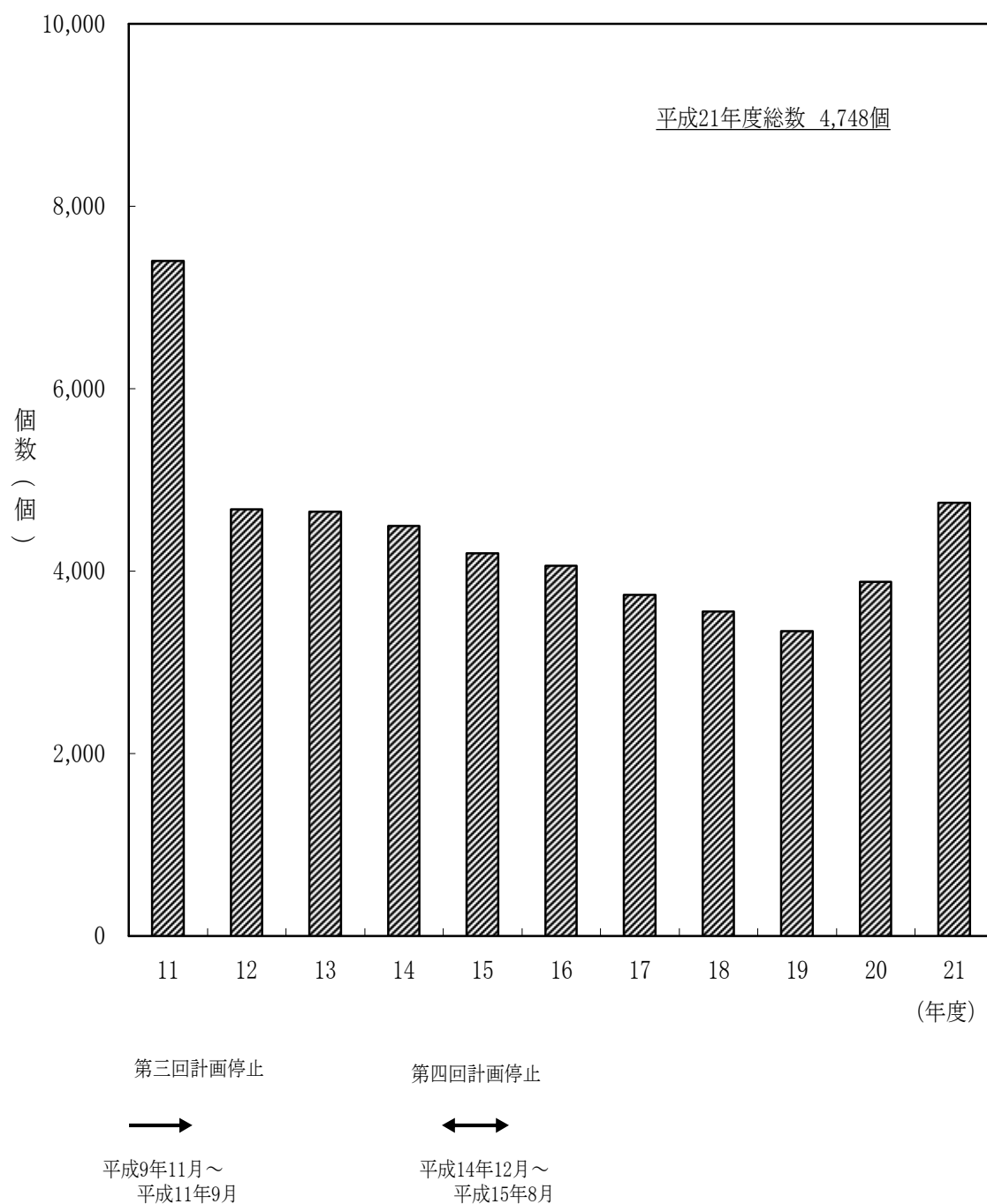


図 3.7 再処理施設での物品搬出状況（推移）

### 3.2.4 管理区域等の設定・解除

再処理施設保安規定に基づく、管理区域の設定及び解除、一時管理区域の指定及び解除、立入規制区域の設定及び解除、立入制限区域の設定及び解除はなかった。

### 3.2.5 再処理施設第 20 回施設定期検査（平成 21 年度）

#### ① 耐震性向上工事に伴う施設定期検査計画の変更

再処理施設では、耐震に係わる再評価を実施して、必要な耐震性向上工事を自主的に進めており、平成 19 年度から平成 22 年 12 月まで再処理の運転を停止することなど計画の見直しが行われた。

上記見直しを受けて、施設定期検査においても計画の変更が行われ、第 20 回施設定期検査は平成 19 年度から平成 22 年度（4 年分）をまとめて実施することとなった。

#### ② 再処理施設定期検査の受検

施設定期検査は、立会検査の定置式モニタ類台数を 50 台として、平成 21 年 11 月 10 日から平成 22 年 2 月 15 日にかけて受検した結果、全ての検査において合格の判定であった。

##### ・「定置式モニタ類の性能検査」の検査期間

平成 21 年 11 月 10 日～平成 21 年 12 月 11 日までの期間中 8 日間

##### ・「線量率及び空気中の放射性物質濃度の測定」の検査期間

平成 22 年 2 月 3 日～平成 22 年 2 月 15 日までの期間中 3 日間

### 3.2.6 再処理施設保安検査

原子炉等規制法第 56 条の 3 第 5 項に基づく保安検査を四半期毎に受検した結果、すべての期間において指摘事項等はなかった。保安検査実施状況を表 3.5 に示す。

表 3.5 保安検査実施状況

| 時 期     | 期 間                | 指摘事項等 | 処置結果 |
|---------|--------------------|-------|------|
| 第 1 四半期 | H21. 5. 18～ 5. 29  | 無し    | —    |
| 第 2 四半期 | H21. 8. 31～ 9. 11  | 無し    | —    |
| 第 3 四半期 | H21. 11. 30～12. 11 | 無し    | —    |
| 第 4 四半期 | H22. 1. 29～ 2. 12  | 無し    | —    |

### 3.3 核燃料物質使用施設等の放射線管理状況

#### (1) プルトニウム燃料技術開発センター

プルトニウム燃料開発施設 (Pu-1, Pu-2, Pu-3, PWTf 等) では、「もんじゅ」燃料の製造条件確認試験, 実規模 MOX の試験 (フェーズ 4), 「常陽」燃料の製造, 連続焼結設備の運転, MOX 燃料開発に係る物性測定・分析, 不稼動設備の解体撤去作業が実施された他, 加工施設への変更に係る申請作業 (核燃料物質使用施設であるプルトニウム燃料開発施設の一部を「加工施設」に変更する許認可) を継続中である。

燃料製造機器試験室では, 排気筒の更新工事が実施された。

#### (2) サイクル工学試験部

C P F では, 照射済試験燃料を用いた溶解試験, 直接抽出試験等の湿式再処理試験及び乾式再処理試験が実施された。

応用試験棟では, ウラン等を用いた各種試験及び試験室 4 の新設工事が実施された。一方, 平成 21 年 9 月 17 日に, 3 階試験室 2 (管理区域) から階下の 2 階会議室 (非管理区域) への漏水が確認された。原因調査により試験室 2 の排水配管接続部の塩化ビニル継手の亀裂部からの漏水が鋳鉄製継手と排水配管の外面を伝い, コンクリート床から剥がれた塩化ビニルシートと排水配管との間に浸入し, 排水配管貫通部に充填したモルタルと 3 階コンクリート床との接合部及びコンクリート床のひび等を通して 2 階会議室の天井部にまで浸透し, 2 階会議室の吊天井及び床面へ至る漏水経路が確認された。放射線状況は, 2 階会議室 (非管理区域) の表面密度は検出下限値未満であった。試験室 2 の排水トラップ付近の表面密度は, 全  $\alpha$  が最大  $5.6 \times 10^{-2} \text{Bq/cm}^2$ , 全  $\beta$  ( $\gamma$ ) が最大  $1.3 \text{Bq/cm}^2$  であったが, 除染によって検出下限値未満となった。線量率及び空气中放射性物質濃度は, 全て検出下限値未満であった。

また, サイクル工学試験部施設では, サイクル研究所の環境マネジメントシステムに基づく「省エネルギー・省資源推進」の一環として, 計画的に施設の給排気設備の停止が実施された。

#### (3) 環境技術管理部

J 棟では, 廃溶媒, 廃油の分解・酸化処理試験,  $\text{UF}_6$  詰替作業が実施された。

M 棟では, ウラン系固体廃棄物の減容処理作業が実施された。

第 2UWS F では, ウラン系固体廃棄物の受入れ, 詰替室のパネルハウス内でのドラム缶のバンド交換作業が実施された。

第 1, 第 3, 第 5, 第 6 廃棄物倉庫では, 第 2UWS F へのウラン系固体廃棄物移動作業の完了後に, 当該施設の管理区域解除が実施された。

クオリティでは, 深部地層環境を模擬した雰囲気制御下において, 放射性核種の溶解度, 収着, 拡散, コロイド試験等が実施された。

また, 環境技術管理部施設においても, サイクル研究所の環境マネジメントシステムに基づく「省エネルギー・省資源推進」の一環として, 計画的に施設の給排気

設備の停止が実施された。

### 3.3.1 作業環境の放射線監視結果

作業環境の線量率，空气中放射性物質濃度及び表面密度を監視した結果，すべてのモニタリングポイント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結果及びサーベイメータによる測定結果は，すべて管理目標値（C P F のグリーン区域：12.5  $\mu$  Sv/h，アンバー区域：200  $\mu$  Sv/h，C P F 以外の施設：50  $\mu$  Sv/h）未満であった。

#### (2) 空气中放射性物質濃度の管理

空気モニタ及びエアスニファにて約1週間連続採取した捕集ろ紙の放射能測定装置による測定結果は，すべて管理目標値〔1週間平均で，濃度限度（全 $\alpha$ と全 $\beta$ の核種は表3.6のとおり） $\times 1/10$ 〕未満であった。

表 3.6 施設ごとの濃度限度に係る対象核種

| 施 設                 | 全 $\alpha$        | 全 $\beta$         |
|---------------------|-------------------|-------------------|
| プルトニウムを取り扱う施設       | $^{238}\text{Pu}$ |                   |
| C P F               | $^{241}\text{Am}$ |                   |
| ウ ラ ン を 取 り 扱 う 施 設 | $^{234}\text{U}$  | $^{106}\text{Ru}$ |
| ク オ リ テ イ           | $^{244}\text{Cm}$ | $^{210}\text{Pb}$ |

#### (3) 表面密度の管理

スミヤ法にて採取した試料の放射能測定装置による測定結果は，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。

### 3.3.2 特殊放射線作業等の実施状況及び被ばく管理状況

#### (1) 概況

特殊放射線作業は，合計で69件〔放射線管理基準に定めるA2作業（アンバー区域内において管理目標値以下に管理されている場所で実施する定型化された放射線作業）を除く〕が実施された。これらの作業に対する計画立案時及び作業中における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実施した結果，作業における個人の実効線量を全て計画値以下に管理することができた。

部署別の特殊放射線作業実施件数と集団実効線量の実績を表3.7に示す。昨年度と比べて，実施件数は2件減少したが集団実効線量は7.7人・mSv増加した。その主な要因は，Pu-3で実施した燃料製造技術開発試験に係る設備の運転及びメンテナンス作業の実施である。

表 3.7 使用施設における特殊放射線作業の実施件数と集団実効線量

【単位：人・mSv】

| 部署・施設名               |       | S1 |    | S2 |      | A1 |     | 合計 |      |
|----------------------|-------|----|----|----|------|----|-----|----|------|
|                      |       | 件数 | 線量 | 件数 | 線量   | 件数 | 線量  | 件数 | 線量   |
| サイクル工学試験部            | C P F | 0  | —  | 12 | <0.1 | 50 | 0.5 | 62 | 0.5  |
| 環 境 技 術 管 理 部        | G 棟   | 0  | —  | 2  | <0.1 |    |     | 2  | <0.1 |
| プルトニウム燃料<br>技術開発センター | Pu-3  | 0  | —  | 5  | 50.0 |    |     | 5  | 50.0 |
| 合 計                  |       | 0  | —  | 19 | 50.0 | 50 | 0.5 | 69 | 50.5 |

## (2) 取り組み事例（その1）

特殊放射線作業の放射線管理事例として、環境技術管理部が実施した「UF<sub>6</sub>取扱設備の減容処理」に係る放射線管理及び被ばく低減化の取り組み内容を紹介する。

## ① 作業概要

- ・ G棟に設置されていた UF<sub>6</sub> 取扱設備（配管、ポンプ及びサポート等）を減容処理する作業
- ・ 作業期間：平成 22 年 1 月 27 日～2 月 19 日
- ・ 作業区域：主作業は作業室(13)
- ・ 汚染コントロール：作業室(13)に簡易ハウスを設置し、配管切断時には排気カートを稼働して汚染拡大防止を図った。
- ・ 防護装備：簡易ハウス内作業者は全面マスク、タイベックスーツを着装
- ・ 作業風景を図 3.8 に示す。



図 3.8 作業風景（簡易ハウス内）

## ② 放射線防護に係る事前措置

- ・ 切断工具（電動パイプカッター、バンドソー）の取扱い等に係る教育訓練
- ・ 配管切断時の汚染拡大防止を図るための排気カートの使用
- ・ 廃止措置技術課とのコミュニケーションの徹底（作業に係る綿密な打合せによる放射線安全及び一般安全の確保を確認）

## ③ 放射線管理状況と放射線防護上の措置

## (a) 線量率

- ・ 作業開始時と作業終了時に、作業区域の線量率を測定
- ・ 計画時最大であった配管内面の線量率は、減容処理した配管内部（平割に切断した）表面の線量率と同等（ $\gamma$  線： $1.8 \mu\text{Sv/h}$ ）
- ・ 作業位置の線量率は、計画時と同等（ $\gamma$  線： $<0.5 \mu\text{Sv/h}$ ）

## (b) 被ばく

- ・ 実効線量を作業モニタリング用 TLD バッジの測定値で評価
- ・ 個人最大の実効線量、等価線量（体幹部）は、計画時と同等（記録レベル未



満：<0.1mSv)

- ・個人最大の等価線量（手部）は，計画時と同等（記録レベル未満：<3.0mSv）

(c) 表面密度

- ・作業開始前，作業中（適宜）と作業終了時に，作業区域の表面密度をスミヤ法で測定
- ・作業区域の表面密度は，管理目標値未満で管理

全  $\alpha$  <  $4.0 \times 10^{-3} \text{Bq/cm}^2$

全  $\beta \gamma$  <  $4.0 \times 10^{-2} \text{Bq/cm}^2$

作業期間中において，一部（平割に切断した配管内部）に全  $\alpha$  で  $8.3 \text{Bq/cm}^2$ ，全  $\beta$  で  $52 \text{Bq/cm}^2$  の固着性汚染を確認したが，速やかに除染を行い作業区域への汚染拡大防止を図った。

(d) 空气中放射性物質濃度

- ・簡易ハウス内の空气中放射性物質濃度を仮設  $\beta$  線用ダストモニタで連続的に測定，監視
- ・作業区域の空气中放射性物質濃度は，管理目標値未満で管理

全  $\alpha$  <  $3.7 \times 10^{-10} \text{Bq/cm}^3$

全  $\beta \gamma$  <  $1.5 \times 10^{-9} \text{Bq/cm}^3$

(3) 取り組み事例（その2）

特殊放射線作業の放射線管理事例として，プルトニウム燃料技術開発センターが実施した「不稼働GBの解体・撤去」に係る放射線管理及び被ばく低減化の取り組み内容を紹介する。

本特殊放射線作業は平成21年9月9日～平成22年2月26日の期間を3つの段階に分けて実施された。第1段階はGB解体準備作業（9月9日～9月30日），第2段階はGB解体作業（10月1日～12月18日），第3段階はGH除染・解体作業（1月5日～2月26日）であった。このうち，取り組み事例として紹介するのは，解体するGB内に滞留した核燃料物質を有し，線量率が高く，作業者の被ばく管理が最も重要課題であった第2段階とする。

① 作業概要

- ・Pu-3の粉末調製室(1)に設置されていた不稼働GBの粉末混合設備(FPG-01b)及び添加剤受入・秤量設備(FPG-01c)を解体撤去する作業
- ・作業は，GB本体及び内装設備を裁断し梱包してコンテナに収納することと，内装設備裁断時に設備内に滞留する核燃料物質(粉末)を回収するものである。
- ・作業期間：平成21年9月9日～平成22年2月26日
- ・作業区域：主作業は原料詰替室（以下，「FW-004」という。）
- ・汚染コントロール：FW-004に4室からなるグリーンハウス（以下，「GH」という。），更衣室1室，コンテナハウス1室を設置し，排気設備による負圧維持を

管理して空气中放射性物質濃度管理及び汚染拡大防止に万全を期した。

- ・更衣室は、作業員が着用し発汗で濡れたカバーオールを、更衣室内で乾燥させた上で再度汚染検査するために設置した。
- ・コンテナハウスは、GH-1 から搬出される裁断・梱包物をコンテナに収納するために設置した。
- ・作業区域の配置を図 3.9 に、作業風景を図 3.10 に示す。



解体撤去用 GH, コンテナハウス

図 3.9 作業区域の配置



解体撤去状況

図 3.10 作業風景

## ② 放射線防護に係る事前措置

- ・作業員の内部被ばく防止を図るためのエアラインスーツの教育訓練（作業で装着するエアラインスーツの取扱方法や使用上の注意事項等を確認）
- ・解体工具（チップソー、ロータバンドソー、ディスクグラインダ、ニブラ、セーバーソー）の取扱い等に係る教育訓練
- ・配管切断時の汚染拡大防止を図るための排気カートの使用
- ・廃止措置技術開発課とのコミュニケーションの徹底（作業に係る綿密な打合せによる放射線安全及び一般安全の確保を確認）

## ③ 放射線管理状況と放射線防護上の措置

### (a) 線量率

- ・作業開始時と作業中（適宜）に、作業区域の線量率を測定
- ・計画時最大であった GH-1 室内（内装装置）の線量率は、 $\gamma$  線：17mSv/h
- ・GH 外側最大の線量率は、 $\gamma$  線：40  $\mu$  Sv/h、中性子線：2.0  $\mu$  Sv/h

### (b) 被ばく

- ・実効線量を作業モニタリング用 TLD バッジの測定値で評価
- ・個人最大の実効線量：2.6mSv（計画値：3.6mSv）
- ・個人最大の等価線量：29.1mSv（計画値：35.9mSv）



## (c) 表面密度

- 作業開始前，作業中（適宜）と作業終了時に，作業区域の表面密度をスミヤ法で測定

- GH-1 室内最大の表面密度

$$\text{全}\alpha : 3.3 \times 10^2 \text{ Bq/cm}^2$$

- GH-2 室内最大の表面密度

$$\text{全}\alpha : 4.2 \text{ Bq/cm}^2$$

その他のエリアの表面密度は，全て検出下限値未満

## (d) 空气中放射性物質濃度

- GH 内の空气中放射性物質濃度を仮設  $\alpha$  線用ダストモニタで連続的に測定，監視

- GH-1 室内最大

$$\text{全}\alpha : 5.0 \times 10^{-4} \text{ Bq/cm}^3$$

- GH-2 室内最大

$$\text{全}\alpha : 3.8 \times 10^{-7} \text{ Bq/cm}^3$$

その他のエリアは，全て検出下限値未満

## 3.3.3 核燃料物質等及び物品の搬出状況

## (1) 核燃料物質等

管理区域から搬出された核燃料物質等の件数は 640 件で，搬出に係る線量率及び表面密度の測定結果はすべて管理基準値以下であった。

平成元年度以降における核燃料物質等の搬出状況（推移）を図 3.11 に示す。

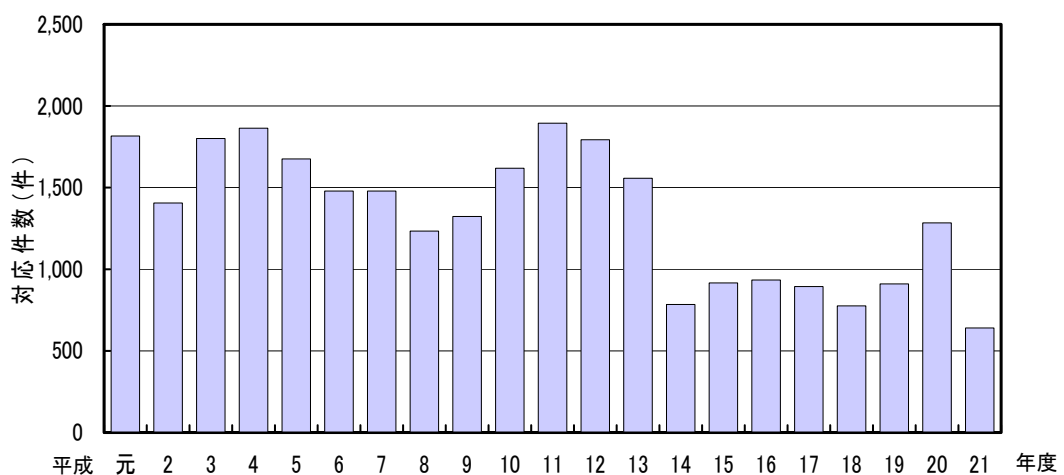


図 3.11 使用施設での核燃料物質等の搬出状況（推移）

## (2) 物品

管理区域から搬出された物品の件数は7,457件で、搬出時の汚染検査結果はすべて管理基準値未満であった。搬出件数は前年度より1,082件減少した。平成元年度以降における物品の搬出状況（推移）を図3.12に示す。

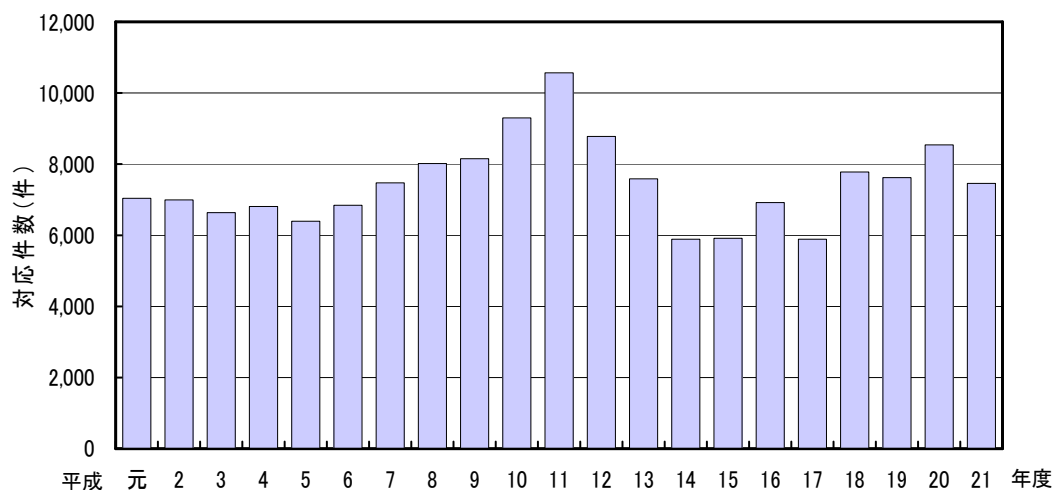


図 3.12 使用施設での物品の搬出状況（推移）

## 3.3.4 管理区域等の設定・解除

## (1) 核燃料物質使用施設保安規定適用施設

核燃料物質使用施設保安規定に基づく、管理区域の設定及び解除、一時管理区域の指定及び解除、立入制限区域の設定及び解除、管理区域に係る遵守事項等の適用除外の実績は以下のとおりであり、上記に係る放射線状況の測定結果はすべて管理基準値未満であった。

① 管理区域の設定なし、解除は4件（管理区域の解除状況を表3.8に示す。）

表 3.8 管理区域の解除状況

| 施設                       | 解除日        | 解除理由                |
|--------------------------|------------|---------------------|
| 第 2, 第 3, 第 5, 第 6 廃棄物倉庫 | H21. 9. 15 | ウラン系固体廃棄物<br>保管廃棄終了 |

- ② 一時管理区域の指定及び解除は4件(一時管理区域の指定及び解除状況を表3.9に示す。)

表 3.9 一時管理区域の指定及び解除状況

| 施設      | 指定日         | 解除日         | 指定理由                          |
|---------|-------------|-------------|-------------------------------|
| P u - 1 | H21. 11. 16 | H21. 11. 17 | (仮設エアロック室)<br>GB 新設に伴う資材搬入のため |
|         | H21. 12. 7  | H21. 12. 8  |                               |
|         | H21. 12. 18 | H21. 12. 18 |                               |
| M 棟     | H22. 1. 7   | H22. 1. 8   | (更衣室)<br>管理区域出入口のテンキー化工事のため   |

- ③ 立入制限区域の設定及び解除, 管理区域に係る遵守事項等の適用除外はなかった。

(2) 放射線保安規則適用施設

放射線保安規則に基づく, 管理区域の設定及び解除, 一時管理区域の指定及び解除, 立入制限区域の設定及び解除, 管理区域に係る遵守事項等の適用除外の実績は以下のとおりであり, 上記に係る放射線状況の測定結果はすべて管理基準値未満であった。

- ① 管理区域の設定及び解除, 立入制限区域の設定及び解除はなかった。
- ② 一時管理区域の指定及び解除は 3 件 (一時管理区域の指定及び解除状況を表 3.10 に示す。)

表 3.10 一時管理区域の指定及び解除状況

| 施設    | 指定日        | 解除日        | 指定理由                              |
|-------|------------|------------|-----------------------------------|
| 応用試験棟 | H21. 9. 18 | H21. 9. 24 | (2 階会議室)<br>非管理区域への漏水事象に伴う措置のため   |
|       | H21. 10. 5 | H21. 10. 9 | (2 階会議室)<br>非管理区域への漏水事象に伴う原因調査のため |
|       | H22. 3. 29 | H22. 3. 30 | (2 階会議室)<br>排水配管の通水検査のため          |

- ③ 管理区域に係る遵守事項等の適用除外は3件（管理区域に係る遵守事項等の適用除外状況を表3.11に示す。）

表 3.11 管理区域に係わる遵守事項の適用除外状況

| 適用区域         | 除外日         | 復帰日         | 設定理由                                      |
|--------------|-------------|-------------|-------------------------------------------|
| 応用試験棟        | H21. 8. 24  | H21. 8. 28  | (工学試験室)<br>非常扉の更新のため                      |
| 計測機器<br>校正施設 | H21. 10. 6  | H21. 10. 7  | (屋外管理区域)<br>屋外管理区域の除草<br>作業及び除草剤散布<br>のため |
|              | H21. 10. 28 | H21. 10. 28 |                                           |

(3) 放射線障害予防規程適用施設

放射線障害予防規程に基づく、管理区域の設定及び解除、立入制限区域の設定及び解除はなかった。

### 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項に基づく保安検査を四半期毎に受検した結果,すべての期間において指摘事項等はなかった。保安検査実施状況を表3.12に示す。

表 3.12 保安検査実施状況

| 時 期   | 期 間               | 指摘事項等 | 処置結果 |
|-------|-------------------|-------|------|
| 第1四半期 | H21. 6. 15～ 6. 17 | 無し    | —    |
| 第2四半期 | H21. 9. 1～ 9. 3   | 無し    | —    |
| 第3四半期 | H21. 12. 1～12. 3  | 無し    | —    |
| 第4四半期 | H22. 3. 17～ 3. 19 | 無し    | —    |

### 3.3.6 放射線同位元素等の使用施設に係る定期検査及び定期確認

放射線障害防止法第12条の9に基づく定期検査及び第12条の10に基づく定期確認はなかった。

## 4. 個人被ばく管理

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

### 4.1 サイクル研究所の個人被ばく状況

サイクル研究所の個人線量の管理状況は、表 4.1 に示すとおり、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、前年度に比べ微増しているが、全体の傾向としては、平成 8 年度以降 1 人・Sv 以下で推移しており、平年並みのレベルである。サイクル研究所の集団実効線量の推移を図 4.1 に示す。

表 4.1 個人線量の管理状況

|           |                    |
|-----------|--------------------|
| 放射線業務従事者数 | 3,231 人（うち女性 22 名） |
| 集団実効線量    | 776.9 人・mSv        |
| 個人の平均実効線量 | 0.2 mSv            |
| 個人の最大実効線量 | 9.7 mSv            |

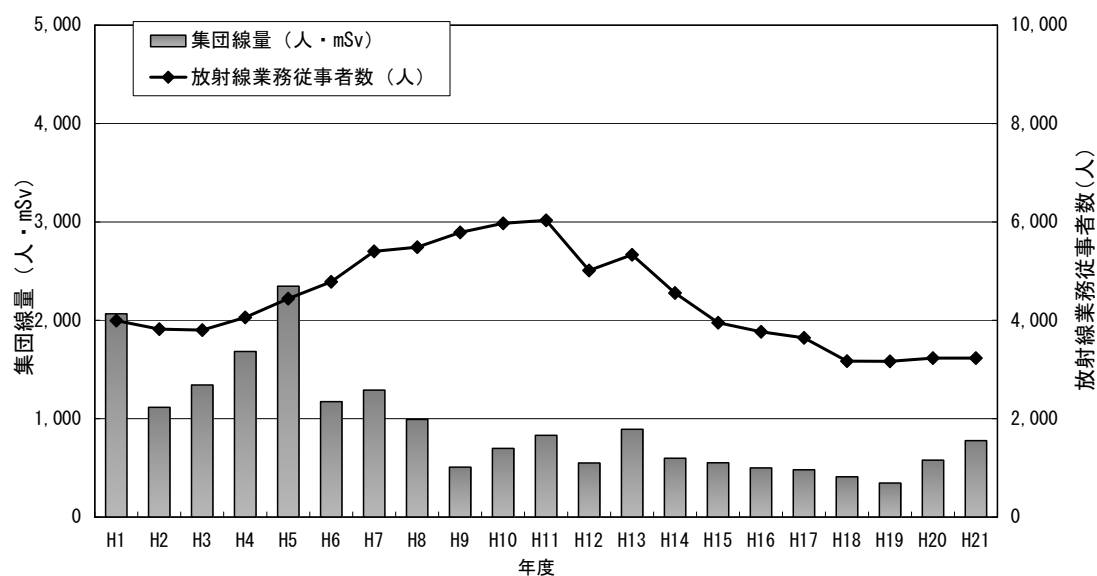


図 4.1 サイクル研究所における集団実効線量の推移

## 4.2 外部被ばく管理状況

### 4.2.1 実効線量

TLDバッジで評価した放射線業務従事者の実効線量について、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。各四半期及び年間の各センターでの集団実効線量を図4.2に、放射線業務従事者の人数を図4.3に示す。プルトニウム燃料技術開発センターでは、昨年から継続された燃料製造技術開発試験に加え、不稼動GBの解体・撤去作業の実施により、集団実効線量が前年度比で141.5人・mSv増加した。一方、再処理技術開発センターでは、MP換気ダクト等の耐震性向上対策工事の実施により、集団実効線量が前年度比で52.1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、ほぼ前年度と同等であった。

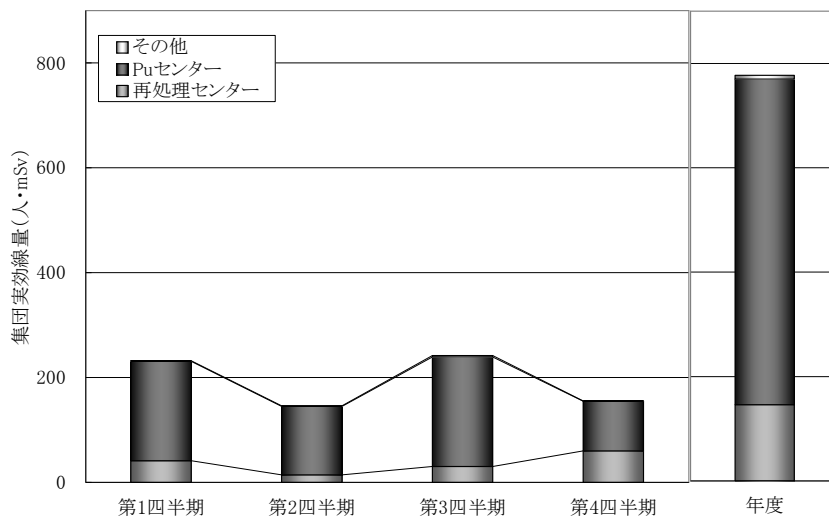


図 4.2 四半期毎（推移）及び年間の集団実効線量

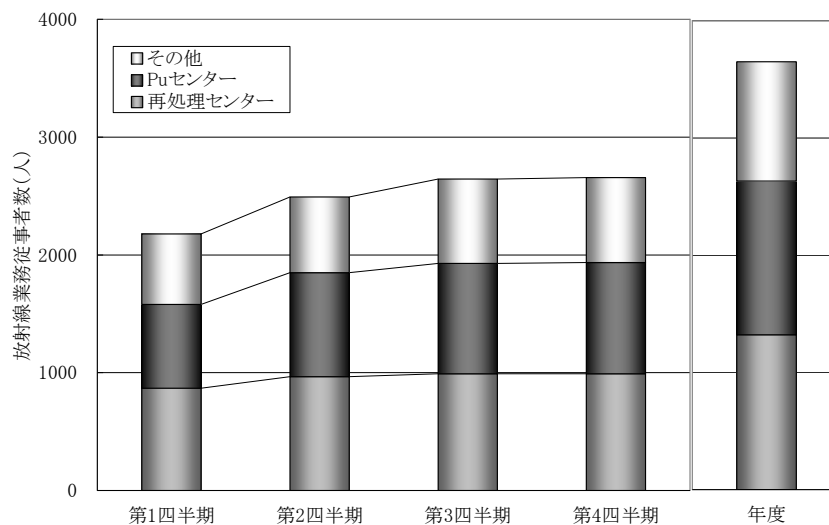


図 4.3 四半期毎（推移）及び年間の放射線業務従事者数

#### 4.2.2 等価線量

TLD指リングで評価した放射線業務従事者の末端部皮膚（手部）の等価線量について、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。等価線量の分布及び個人の最大について、 $\beta$ 、 $\gamma$ 線用での評価を表4.2に、 $\gamma$ 線用での評価を表4.3に示す。

表 4.2 末端部皮膚（手部）の等価線量の分布及び個人の最大  
（ $\beta$ 、 $\gamma$ 線用のTLD指リングでの評価）

|             | 管理対象<br>人数<br>(人) | 検出限界<br>未満<br>(人) | 3mSv 以上<br>50mSv 以下<br>(人) | 50mSv を<br>超える<br>(人) | 個人の最大<br>(mSv) |
|-------------|-------------------|-------------------|----------------------------|-----------------------|----------------|
| 再処理技術開発センター | 234               | 232               | 2                          | 0                     | 3.5            |
| サイクル工学試験部   | 77                | 76                | 1                          | 0                     | 11.5           |
| 環境技術管理部     | 31                | 31                | 0                          | 0                     | 0              |
| 研究所全体       | 342               | 339               | 3                          | 0                     | 11.5           |

表 4.3 末端部皮膚（手部）の等価線量の分布及び個人の最大  
（ $\gamma$ 線用のTLD指リングでの評価）

|                  | 管理対象<br>人数<br>(人) | 検出限界<br>未満<br>(人) | 0.2mSv 以上<br>50mSv 以下<br>(人) | 50mSv を<br>超える<br>(人) | 個人の最大<br>(mSv) |
|------------------|-------------------|-------------------|------------------------------|-----------------------|----------------|
| 再処理技術開発センター      | 55                | 16                | 39                           | 0                     | 38.0           |
| プルトニウム燃料技術開発センター | 446               | 211               | 226                          | 9                     | 69.7           |
| 研究所全体            | 501               | 227               | 265                          | 9                     | 69.7           |

#### 4.2.3 TLD指リング線量計の統一に向けた準備

$\gamma$ 線用TLD指リング（以下、「 $\gamma$ リング」という。）は運用開始から20年以上が経過しており、経年劣化やメーカーでの製造中止等のため、数年以内に必要数を確保できなくなるおそれがあることから、これを平成21年度で廃止し、22年4月1日をもって所内の指リング線量計を $\beta$ ・ $\gamma$ 線用TLD指リング（以下、「 $\beta$ ・ $\gamma$ リング」という。）に統一することとし、21年度はこの準備として、標準校正場での特性試験及びプルトニウム燃料技術開発センターでの着用試験等の実施、記録レベル変更による再処理施設での特殊放射線作業の作業管理への影響調査、放射線管理基準や個人被ばく管理手順書等の改訂作業等を行った。

なお、統一後に所内全域で使用される $\beta$ ・ $\gamma$ リング用のTLD素子（UD-807P）は、平

成 18 年度から再処理技術開発センター，C P F 等で使用しているもので，測定・運用の実績は良好であったが金属製のケースは $\gamma$ リングと同様の状況であることから，この機会に合わせて樹脂製のケースに変更することとした。加えて，指リングの測定結果から評価する手部の皮膚等価線量の記録レベルについて，これまでは使用する指リング別に定められていた（ $\beta + \gamma$  線：3.0 mSv， $\gamma$  線：0.2 mSv）ものを「1.0 mSv」に統一することとした。これらの変更概要を表 4.4 に示す。この変更により，個人被ばく管理に係る測定・評価作業の合理化及び品質向上の実現が期待できる。

表 4.4 T L D 指リングの変更概要

|                    | 変更前                                                                                                      |                                                                                                             | 変更後                                                                                                        |
|--------------------|----------------------------------------------------------------------------------------------------------|-------------------------------------------------------------------------------------------------------------|------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 名称                 | $\beta \cdot \gamma$ リング                                                                                 | $\gamma$ リング                                                                                                | $\beta \cdot \gamma$ リング                                                                                   |
| 対 象 施 設            | 再処理施設（転換施設を除く），C P F 等                                                                                   | プルトニウム取扱施設，再）転換施設等                                                                                          | 全施設                                                                                                        |
| T L D 素子型番         | UD-807P                                                                                                  | UD-110S                                                                                                     | UD-807P                                                                                                    |
| 蛍 光 体              | ${}^7\text{Li}_2{}^{11}\text{B}_4\text{O}_7(\text{Cu})$                                                  | $\text{CaSO}_4(\text{Tm})$                                                                                  | ${}^7\text{Li}_2{}^{11}\text{B}_4\text{O}_7(\text{Cu})$                                                    |
| T L D 素 子 形 状      | ディスク<br>(ID 番号あり)<br> | ガラスアンプル<br>(ID 番号なし)<br> | ディスク<br>(ID 番号あり)<br> |
| 外 観                | 金属製<br>               | 金属製<br>                  | 樹脂製<br>               |
| 線量評価の特徴            | 1 個の素子により $\beta$ 線及び $\gamma$ 線の合計値を評価                                                                  | $\gamma$ 線を低線量から評価可能                                                                                        | 1 個の素子により $\beta$ 線及び $\gamma$ 線の合計値を評価                                                                    |
| 記 録 レ ベ ル          | $\beta$ 線+ $\gamma$ 線： 3 mSv                                                                             | $\gamma$ 線： 0.2 mSv                                                                                         | $\beta$ 線+ $\gamma$ 線： 1 mSv                                                                               |
| 読 取 及 び<br>データ管理方法 | T L D バッジ自動読取装置により自動測定。測定値はオンラインで線量管理システムに登録。                                                            | T L D 自動読取装置に素子をセットして測定。測定値は手入力で線量管理システムに登録。                                                                | T L D バッジ自動読取装置により自動測定。測定値はオンラインで線量管理システムに登録。                                                              |



### 4.3 内部被ばく管理状況

放射線業務従事者の放射性物質の吸入摂取等による内部被ばくの事例はなかった。

定常モニタリングとして、作業環境中の放射性物質濃度の測定結果による放射線業務従事者の線量を評価した結果、すべての従事者において記録レベル（1 mSv）未満であった。また、尿バイオアッセイ 171 人、肺モニタ 92 人、全身カウンタ 1,113 人の測定を評価した結果、すべての測定者において異常は認められなかった。バイオアッセイ等の定常モニタリングの測定人数を表 4.5 に示す。

その他、放射線業務従事者の指名及び解除に伴う全身カウンタ 2,289 人の測定を実施した結果においてもすべての測定者において異常は認められなかった。

表 4.5 定常モニタリングの測定人数

|                  | 定期尿バイオアッセイ(人) |    | 定期肺モニタ(人) | 定期全身カウンタ(人) | 指名・解除に伴う全身カウンタ(人) |
|------------------|---------------|----|-----------|-------------|-------------------|
|                  | U             | Pu |           |             |                   |
| 再処理技術開発センター      | 20            | 27 | 32        | 744         | 1,512             |
| プルトニウム燃料技術開発センター | 46            | 57 | 52        | 32          | 18                |
| サイクル工学試験部        | 8             | 7  | 7         | 94          | 346               |
| 環境技術管理部          | 5             | 1  | 1         | 15          | 98                |
| その他の             | 0             | 0  | 0         | 228         | 315               |
| 合 計              | 79            | 92 | 92        | 1,113       | 2,289             |

#### 4.4 一時立入者の線量測定状況

TLDによる一時立入者（放射線業務従事者以外の者で管理区域に一時的に立ち入る者）の線量を測定した結果、すべての一時立入者において有意な線量は検出されなかった。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った一時立入者に対する全身カウンタによる内部被ばくを測定した結果もすべての受検者において有意な線量は検出されなかった。一時立入者の人数を表4.6に示す。一時立入者数は、前年度と比べて約1,200人減少となった。主な理由は、再処理海中放出管のトラブルを受けて再処理施設における見学者の受け入れが制限されたためである。

表 4.6 一時立入者の人数

|                  | 一時立入者<br>(延べ人数) | 一時立入者<br>[見学者]<br>(延べ人数) | 全身カウンタ<br>受検者<br>(延べ人数) |
|------------------|-----------------|--------------------------|-------------------------|
| 再処理技術開発センター      | 505             | 361                      | 228                     |
| プルトニウム燃料技術開発センター | 476             | 909                      | 0                       |
| サイクル工学試験部        | 269             | 366                      | 118                     |
| 環境技術管理部          | 254             | 174                      | 0                       |
| その他の             | 70              | 205                      | 0                       |
| 合 計              | 1,574           | 2,015                    | 346                     |

#### 4.5 マスクフィットネス受検状況

核燃料施設で放射線業務従事者が使用する半面マスクと使用者顔面とのマスクフィットネス（密着性）について、マスクフィッティング装置にて確認した結果、すべての受検者において合格であった。マスクフィットネス受検者数の推移状況を図 4.4 に示す。

前年度はマスクフィットネス試験装置及びマスクフィッティング装置を併用していたが、今年度はマスクフィッティング装置による運用（マスクフィットネス試験装置は予備機扱い）に変更した。以下に、マスクフィットネスの方法と各装置の概要を記す。

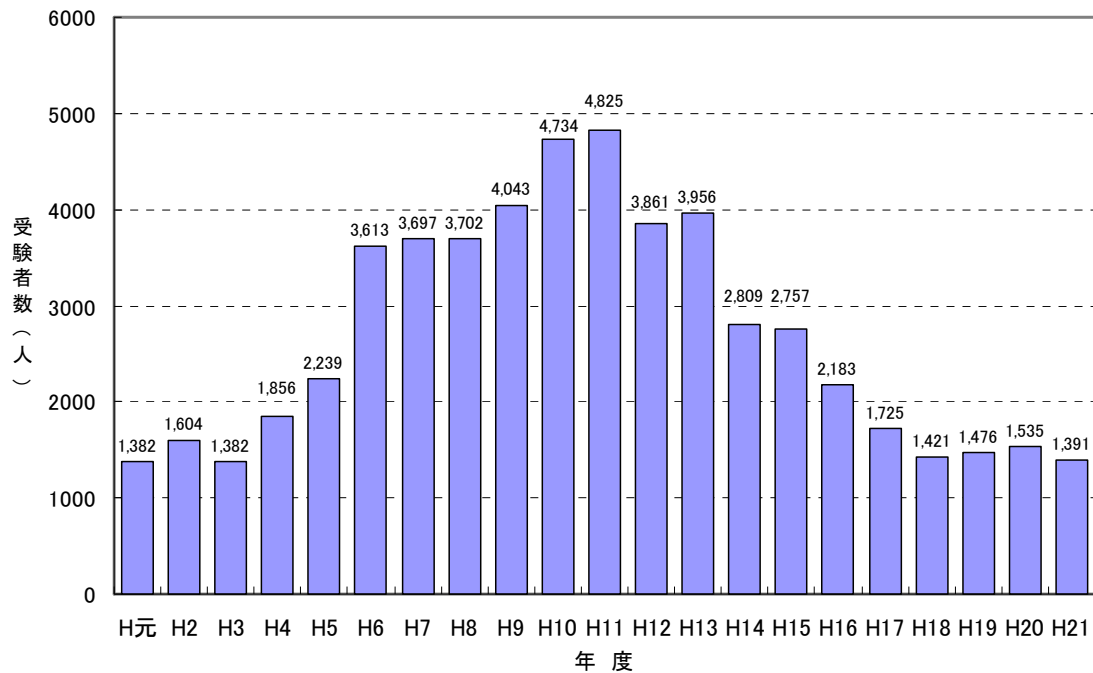


図 4.4 マスクフィットネスの受検状況（推移）

##### ① マスクフィットネス

受検者に半面マスクを着用させた状態で、マスク外部（測定室内）の粉じん粒子数とマスク内部の粉じん粒子数を測定し、双方の比率（漏れ率）を算出した結果を、マスクフィットネス合否として評価するものである。

フィットネスの確認に合わせて、受検者に対する半面マスクの装着方法の指導を実施している。

##### ② マスクフィッティング装置

検出器に光散乱方式パーティクルカウンターを使用し、半面マスクのフィルタを通過しない程度の比較的大きな粒子（ $0.3\mu\text{m}\sim 0.5\mu\text{m}$ ）の個数を計数する。マスクフィッティング装置の概要を図 4.5 に示す。

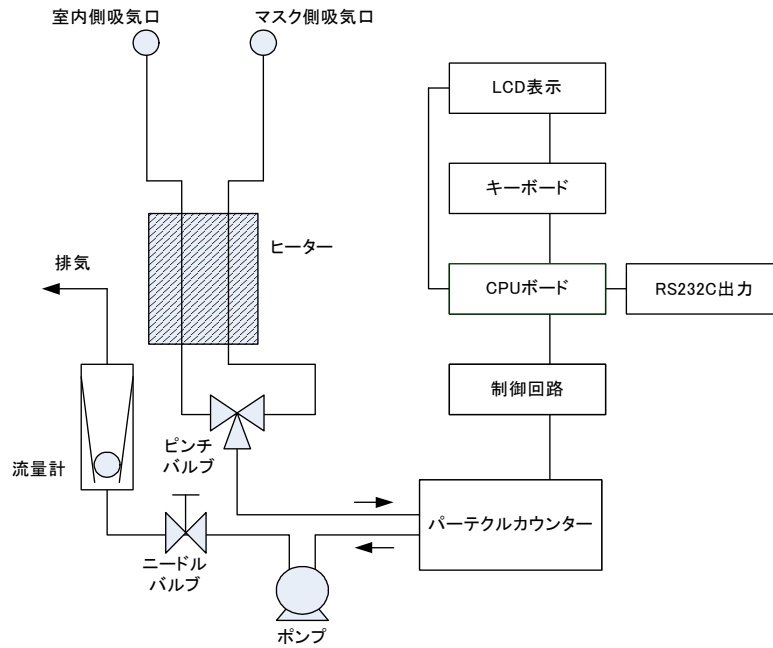


図 4.5 マスクフィッティング装置の概要

### ③ マスクフィットネス試験装置

装置は、テストフード部、制御・測定部、記録・演算部より構成する。

制御・測定部にて NaCl 粒子（平均径  $0.3\mu\text{m}$ ）を発生して、テストフード部内に一定濃度の NaCl 粒子を連続供給する。検出器に光散乱方式パーテクルカウンターを使用し、マスク外部と内部の NaCl 粒子数を測定して漏れ率を算出する。マスクフィットネス試験装置の概要を図 4.6 に示す。

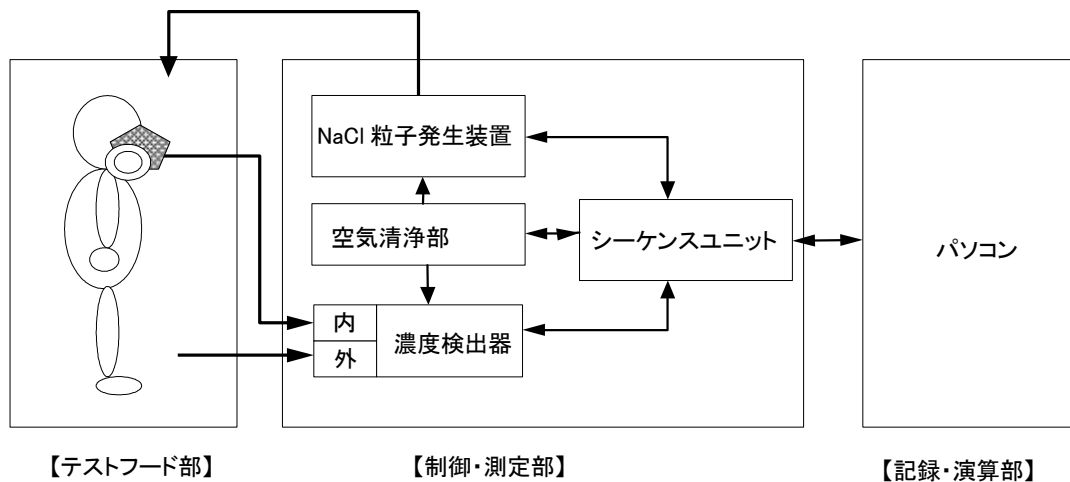


図 4.6 マスクフィットネス試験装置の概要

## 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

核燃料施設及びR I 施設の放射性気体廃棄物は、高性能フィルタ等により気体廃棄物に含まれる放射性物質を可能な限り除去した後に、排気筒や排気口から施設外へ放出されている。

放射性気体廃棄物の放出管理は、排気筒や排気口に設置した排気モニタにて放射性気体廃棄物中の濃度と放出量を連続的に測定・監視するとともに、排気モニタや排気サンプラにて約1週間連続的に採取した排気試料（捕集ろ紙や捕集剤）の放射能測定装置による測定結果から排気中放射性物質濃度と放出量を算出し管理している。

なお、R I 施設については、当該施設における放射性同位元素の使用実績から計算によって算出しているが、許可を受けた最大使用量を超える使用はない。

#### 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、地上高さ約90mの主排気筒、第一付属排気筒及び第二付属排気筒から放出されている。

放射性気体廃棄物の放出を監視した結果は、主排気筒、第一付属排気筒及び第二付属排気筒の監視項目〔主要核種（ $^{85}\text{Kr}$ 、 $^3\text{H}$ 、 $^{14}\text{C}$ 、 $^{131}\text{I}$ 、 $^{129}\text{I}$ ）、全 $\alpha$ ダスト及び全 $\beta$ ダスト〕のすべてにおいて、再処理施設保安規定に定める年間放出量の放出基準（付録表4参照）を超えるものはなかった。

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表5.1に、昭和52年度以降における放射性気体廃棄物の主要核種の年間放出量の状況を図5.1に示す。

表 5.1 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）           |
|------------------|----------------------|
| $^{85}\text{Kr}$ | 7.2                  |
| $^3\text{H}$     | $7.0 \times 10^2$    |
| $^{14}\text{C}$  | N. D.                |
| $^{131}\text{I}$ | N. D.                |
| $^{129}\text{I}$ | $8.4 \times 10^{-3}$ |

注）N. D. は検出限界値未満での放出。

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

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

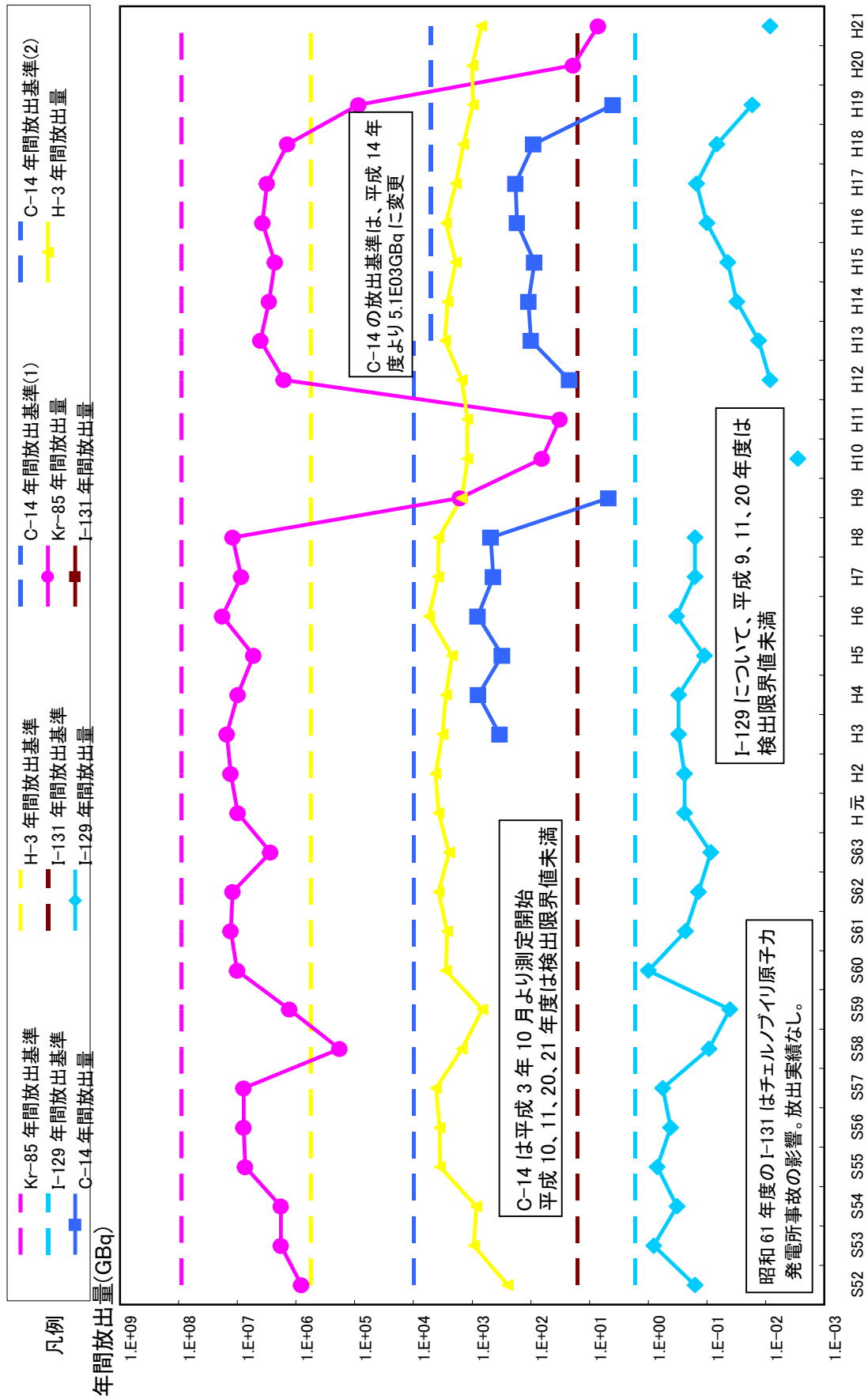


図 5.1 再処理施設から放出された放射性気体廃棄物中の主要核種の年間放出量の状況

### 5.1.2 核燃料物質使用施設

核燃料物質使用施設から発生する放射性気体廃棄物は、当該施設の排気筒又は排気口から放出されている。

放射性気体廃棄物の放出を監視した結果は、各排気筒及び排気口の監視項目〔全 $\alpha$ ダスト、全 $\beta$ ダスト及びC P Fにおける主要核種 ( $^{85}\text{Kr}$ ,  $^3\text{H}$ ,  $^{131}\text{I}$ )〕のすべてにおいて、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。

核燃料物質使用施設のうちC P Fにおける放射性気体廃棄物中の主要核種の3月間平均濃度を表 5.2 に、また、昭和 57 年度以降における放射性気体廃棄物中の主要核種の年間放出量の状況を図 5.2 に示す。

表 5.2 C P Fにおける放射性気体廃棄物中の主要核種の3月間平均濃度

| 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<br>( $^{85}\text{Kr}$ , $^{133}\text{Xe}$ 等) | $2.8 \times 10^{-3}$       | 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) 主要核種は、原子力安全協定に基づく報告対象核種。

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>

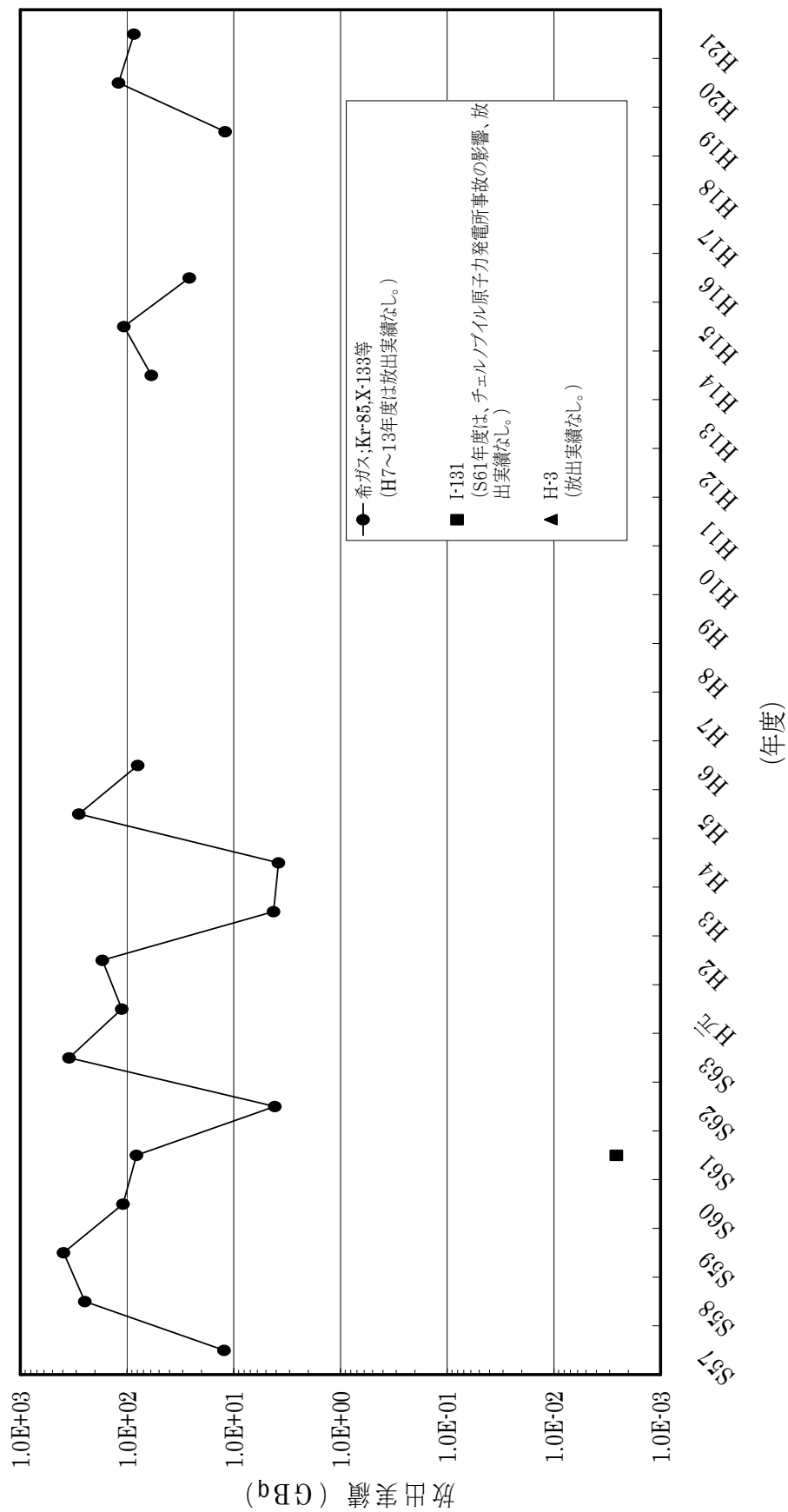


図 5.2 C P F から放出された放射性気体廃棄物中の主要核種の年間放出量の状況



## 5.2 放射性液体廃棄物の放出状況

核燃料施設及びR I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、放出前に放出判定の分析（放出前判定分析）依頼を受けた廃液試料（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、放射能測定装置等による測定結果から確認（環境監視課長の承認）し管理している。また、当該廃液中の一般公害物質のpH、SS、COD等の濃度が、水質汚濁防止法及び茨城県条例に定める基準を超えていないことを確認し管理している。環境監視課長の承認を受けた廃液が再処理施設海中放出管等から放出される。

### 5.2.1 再処理施設（海中放出管）

放出前判定分析を受けた再処理施設排水は17件（一時放出における漏えい試験は含まず。）であった。放射性液体廃棄物の放出を監視した結果は、海中放出管の監視項目〔全 $\alpha$ 放射能、全 $\beta$ 放射能（ $^3\text{H}$ を除く）、 $^{89}\text{Sr}$ 、 $^{90}\text{Sr}$ 、 $^{95}\text{Zr}$ – $^{95}\text{Nb}$ 、 $^{103}\text{Ru}$ 、 $^{106}\text{Ru}$ – $^{106}\text{Rh}$ 、 $^{134}\text{Cs}$ 、 $^{137}\text{Cs}$ 、 $^{141}\text{Ce}$ 、 $^{144}\text{Ce}$ – $^{144}\text{Pr}$ 、 $^3\text{H}$ 、 $^{129}\text{I}$ 、 $^{131}\text{I}$ 、 $\text{Pu}(\alpha)$ 〕のすべてにおいて、再処理施設保安規定に定める放出基準（付録表6参照）を超えるものはなかった。

海中放出管から海洋へ放出された放射性液体廃棄物の年間放出量を表5.3に示す。また、昭和53年度以降における放射性液体廃棄物中の主な核種の年間放出量の状況を図5.3に示す。

なお、平成21年4月6日に実施された海中放出管の定期自主検査において、海中放出管に漏えい箇所があることが確認された。その後、漏えい箇所を暫定補修したのち、漏えいがないことを確認しながら海洋放出（一時放出）が実施された。一時放出の回数は、排水放出32回、漏えい試験23回の合計55回であった。一時放出の期間における放出廃液中のサンプリング評価にて検出された核種は、 $\text{H-3}$ 、 $\text{I-129}$ 及び $\text{Pu}(\alpha)$ のみであった。

表 5.3 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                                  | 年間放出量 (MBq)          |
|-------------------------------------|----------------------|
| 全 $\alpha$ 放射能                      | N. D.                |
| 全 $\beta$ 放射能 ( $^3\text{H}$ を除く )  | N. D.                |
| $^{89}\text{Sr}$                    | N. D.                |
| $^{90}\text{Sr}$                    | N. D.                |
| $^{95}\text{Zr} - ^{95}\text{Nb}$   | N. D.                |
| $^{103}\text{Ru}$                   | N. D.                |
| $^{106}\text{Ru} - ^{106}\text{Rh}$ | N. D.                |
| $^{134}\text{Cs}$                   | N. D.                |
| $^{137}\text{Cs}$                   | N. D.                |
| $^{141}\text{Ce}$                   | N. D.                |
| $^{144}\text{Ce} - ^{144}\text{Pr}$ | N. D.                |
| $^3\text{H}$                        | $1.0 \times 10^6$    |
| $^{129}\text{I}$                    | 6.5                  |
| $^{131}\text{I}$                    | N. D.                |
| Pu ( $\alpha$ )                     | $2.0 \times 10^{-2}$ |

注) N. D. は定量下限値未満であったことを示す。

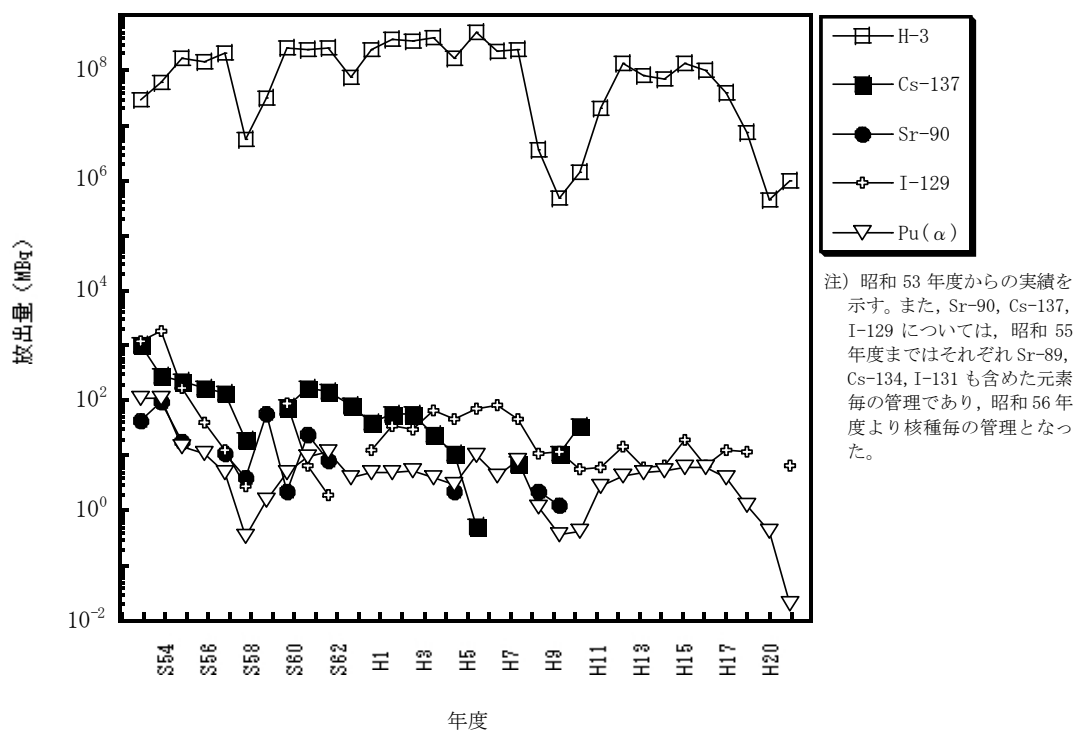


図 5.3 海中放出管から放出された放射性液体廃棄物中の主な核種の年間放出量の状況

### 5.2.2 第1排水溝

放出前判定分析を受けた第1排水溝系各施設排水は141件であった（第1排水溝の監視としての中央廃水処理場排水分析は25件）。放射性液体廃棄物の放出を監視した結果は、第1排水溝の監視項目〔全 $\alpha$ 放射能、全 $\beta$ 放射能、 $^3\text{H}$ 、ウラン〕のすべてにおいて、周辺監視区域に係る排水の放出基準（付録表7参照）を超えるものはなかった。なお、第1排水溝から新川へ放出された放射性液体廃棄物の年間排水量は、約1,700 m<sup>3</sup>であった。

第1排水溝から新川へ放出された放射性液体廃棄物の年間放出量（第1排水溝系各施設からの放出濃度に放出水量を乗じ、それらを合計した値）を表5.4に示す。また、昭和49年度以降における放射性液体廃棄物の年間放出量の状況を図5.4に示す。

表5.4 第1排水溝における放射性液体廃棄物の年間放出量

| 核種             | 放出量(MBq)             |
|----------------|----------------------|
| 全 $\alpha$ 放射能 | N. D.                |
| 全 $\beta$ 放射能  | N. D.                |
| $^3\text{H}$   | N. D.                |
| ウラン            | $6.2 \times 10^{-3}$ |

注) N. D. は定量下限値未満（全 $\alpha$ 放射能： $1.0 \times 10^{-4} \text{ Bq/cm}^3$ 、全 $\beta$ 放射能： $2.2 \times 10^{-3} \text{ Bq/cm}^3$ 、 $^3\text{H}$ ： $3.7 \text{ Bq/cm}^3$ ）であったことを示す。

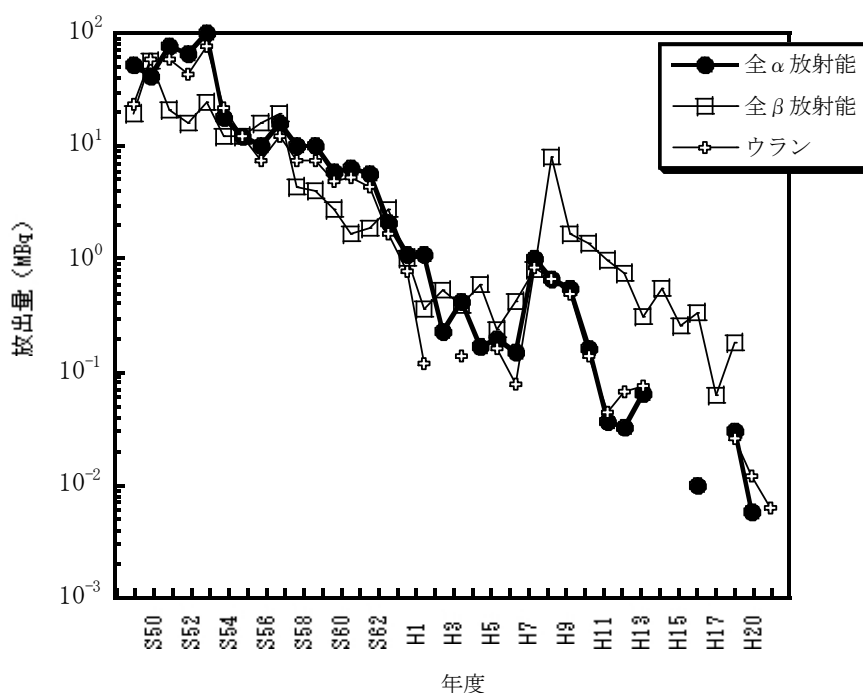


図5.4 第1排水溝から放出された放射性液体廃棄物の年間放出量の状況

### 5.2.3 第2排水溝

放出前判定分析を受けた第2排水溝系排水は34件であった。放射性液体廃棄物の放出を監視した結果は、第2排水溝の監視項目〔全 $\alpha$ 放射能、全 $\beta$ 放射能、ウラン、プルトニウム〕のすべてにおいて、周辺監視区域に係る排水の放出基準（付録表8参照）を超えるものはなかった。なお、第2排水溝から海洋へ放出された放射性液体廃棄物の年間排水量は、約540 m<sup>3</sup>であった。

第2排水溝から海洋へ放出された放射性液体廃棄物の年間放出量を表5.5に示す。また、昭和49年度以降における放射性液体廃棄物の年間放出量の状況を図5.5に示す

表5.5 第2排水溝における放射性液体廃棄物の年間放出量

| 核種             | 放出量(MBq)             |
|----------------|----------------------|
| 全 $\alpha$ 放射能 | $2.2 \times 10^{-2}$ |
| 全 $\beta$ 放射能  | N. D.                |
| ウラン            | N. D.                |
| プルトニウム         | $7.0 \times 10^{-3}$ |

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

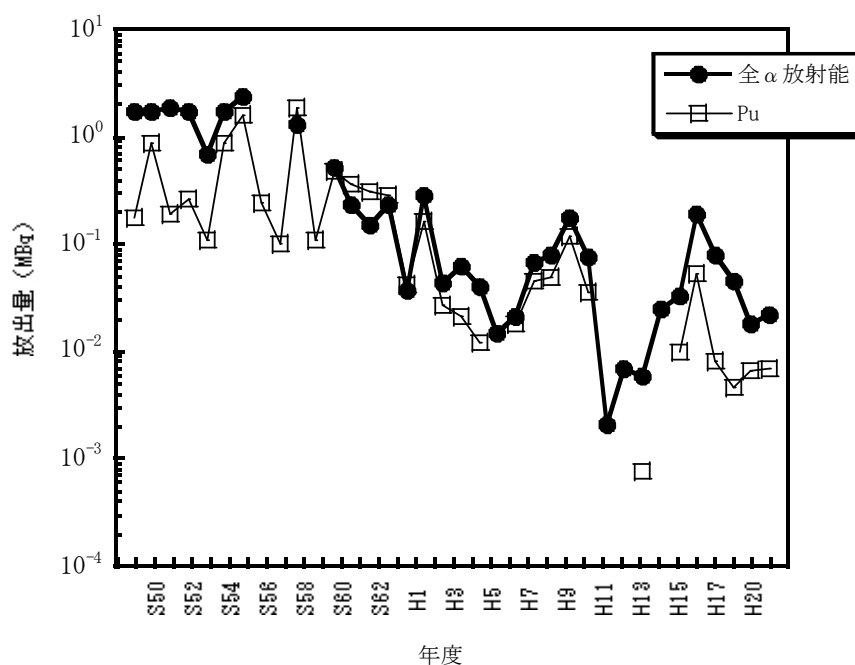


図5.5 第2排水溝から放出された放射性液体廃棄物の年間放出量の状況

## 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定める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。

陸上環境モニタリングに係る陸上環境放射能監視計画を付録表9に，海洋環境モニタリングに係る海洋環境放射能監視計画を付録表10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。

さらに，原子力安全委員会が決定した再処理施設周辺の環境放射線モニタリング計画に定められた補足的調査項目である畑土中  $^{129}\text{I}$  濃度に係るモニタリングを実施している。

#### 6.1.1 陸上環境モニタリング

陸上環境モニタリングは，陸上環境放射能監視計画（付録表9参照）に示す以下の項目について，空間線量率及び空気，農作物，畜産物，土壌などの試料中の放射性物質濃度の測定により実施した。

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

陸上環境モニタリング結果は，再処理施設保安規定の項目について，過去10年間における平常の変動幅内に測定値が推移していることを確認した。また，茨城県環境放射線監視計画の項目については，東海村外宿公民館の積算線量が平常の変動幅（上限）を外れた最大値となったこと，それ以外は過去の平常の変動幅内に測定値が推移して

いることを確認した。東海村外宿公民館の積算線量に最大値を確認した状況及び考察を表 6.1 に示す。

表 6.1 茨城県環境放射線監視計画の平常の変動幅を外れた項目、状況及び考察

|        | 項 目                  | 状 況                                                                                                    | 考 察                                                                                                                  |
|--------|----------------------|--------------------------------------------------------------------------------------------------------|----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 県・監視計画 | 空間放射線積算線量<br>(外宿公民館) | 第3四半期 0.11mGy/3ヶ月,<br>第4四半期 0.10mGy/3ヶ月で,<br>合計 0.21mGy/6ヶ月となり,<br>過去の平常の変動幅の上限<br>(0.19mGy/6ヶ月)を上回った。 | 周辺環境の変化(平成21年4月のアスファルト舗装に伴う碎石の敷設)による自然放射線の増加と推定(環境ガンマ線の in-situ 測定の結果, フォールアウト核種( $^{137}\text{Cs}$ )以外の人工核種は検出されず。) |

以下に、陸上環境モニタリング結果の一例として、過去 10 年間における飲料水中全  $\beta$  放射能濃度、牛乳中  $^{90}\text{Sr}$  濃度、表土中  $^{239,240}\text{Pu}$  濃度、降下じん中全  $\beta$  放射能濃度の状況を図 6.1 から図 6.4 に示す。

飲料水中全  $\beta$  放射能濃度（図 6.1）、牛乳中  $^{90}\text{Sr}$  濃度（図 6.2）は、地点ごとの違いは見られず、過去 10 年間における大きな変動は見られない。

表土中  $^{239,240}\text{Pu}$  濃度（図 6.3）は、地点ごとの違いは見られるものの、過去 10 年間における大きな変動は見られない。

降下じん中全  $\beta$  放射能濃度（図 6.4）は、平成 14 年度に上昇が見られる（降下じんの増加に伴う土壌中の天然放射性物質  $^{40}\text{K}$  の寄与による影響であり、人工放射性核種によるものではない）ものの、これを除くと過去 10 年間における大きな変動は見られない。

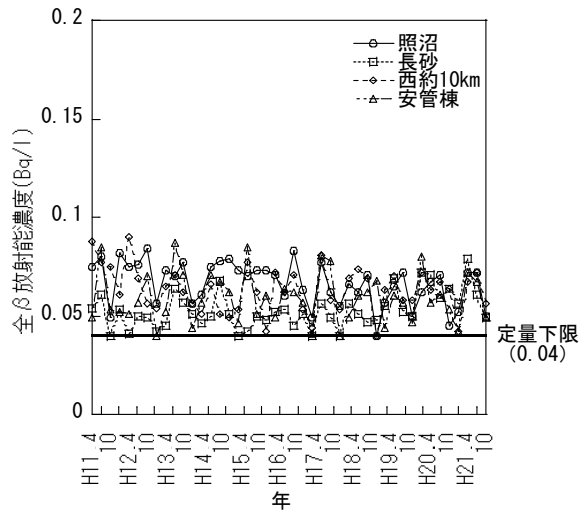


図 6.1 飲料水中全  $\beta$  放射能濃度

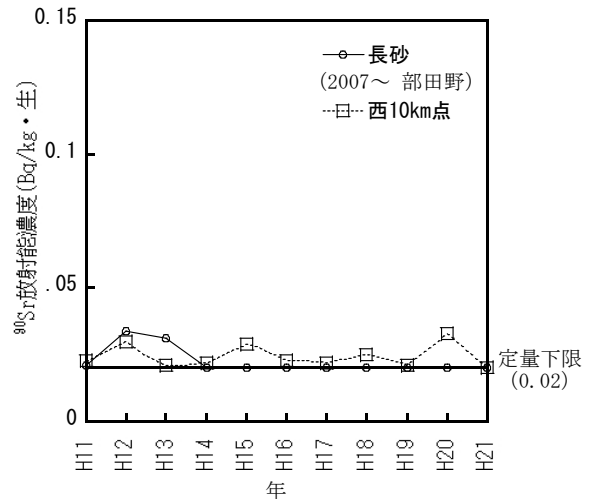


図 6.2 牛乳中  $^{90}\text{Sr}$  濃度

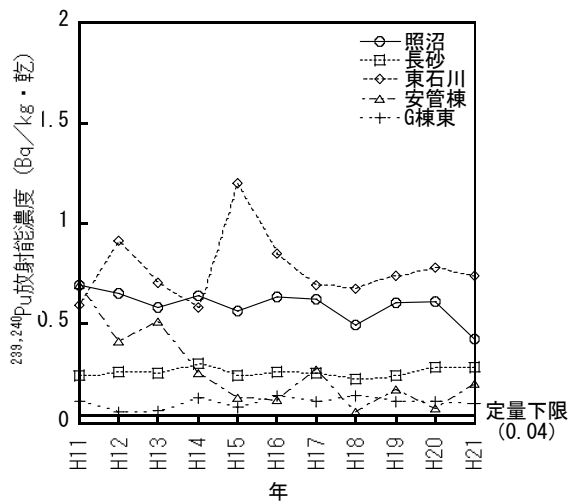


図 6.3 表土中  $^{239,240}\text{Pu}$  濃度

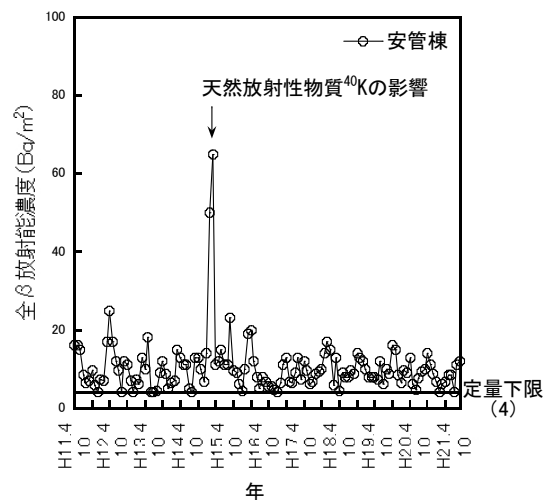


図 6.4 降下じん中全  $\beta$  放射能濃度

### 6.1.2 海洋環境モニタリング

海洋環境モニタリングは、海洋環境放射能監視計画（付録表 10 参照）に示す以下の項目について、魚介類、海藻、海水や海底土などの試料中の放射性物質濃度の測定により実施した。

- ① 海水中放射性物質濃度…全  $\beta$  放射能,  $^3\text{H}$ ,  $^{54}\text{Mn}$ ,  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{90}\text{Sr}$ ,  $^{95}\text{Zr}$ ,  $^{95}\text{Nb}$ ,  $^{106}\text{Ru}$ ,  $^{134}\text{Cs}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{144}\text{Ce}$  及び  $^{239,240}\text{Pu}$  濃度
- ② 海底土中放射性物質濃度… $^{54}\text{Mn}$ ,  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{90}\text{Sr}$ ,  $^{95}\text{Zr}$ ,  $^{95}\text{Nb}$ ,  $^{106}\text{Ru}$ ,  $^{134}\text{Cs}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{144}\text{Ce}$  及び  $^{239,240}\text{Pu}$  濃度
- ③ 海岸水中放射性物質濃度…全  $\beta$  放射能,  $^3\text{H}$ ,  $^{90}\text{Sr}$ ,  $^{106}\text{Ru}$ ,  $^{134}\text{Cs}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{144}\text{Ce}$  及び  $^{239,240}\text{Pu}$  濃度
- ④ 海岸砂表面線量… $\beta$  表面計数率及び  $\gamma$  表面線量率,  $^{54}\text{Mn}$ ,  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{106}\text{Ru}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{144}\text{Ce}$  及び  $^{239,240}\text{Pu}$  濃度
- ⑤ 海産生物中放射性物質濃度… $^{54}\text{Mn}$ ,  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{90}\text{Sr}$ ,  $^{95}\text{Zr}$ ,  $^{95}\text{Nb}$ ,  $^{106}\text{Ru}$ ,  $^{134}\text{Cs}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{144}\text{Ce}$  及び  $^{239,240}\text{Pu}$  濃度
- ⑥ 漁網表面線量… $\beta$  吸収線量率及び  $\gamma$  表面線量率
- ⑦ 船体表面線量… $\beta$  吸収線量率及び  $\gamma$  表面線量率

海洋環境モニタリング結果は、再処理施設保安規定の項目について、過去 10 年間に於ける平常の変動幅内に測定値が推移していることを確認した。また、茨城県環境放射線監視計画の項目については、海藻類（ワカメ）中  $^{90}\text{Sr}$  濃度及び海底土中  $^{239,240}\text{Pu}$  濃度が平常の変動幅（下限）を外れた最小値となったこと、それ以外は過去の平常の変動幅内に測定値が推移していることを確認した。海藻類（ワカメ）中  $^{90}\text{Sr}$  濃度及び海底土中  $^{239,240}\text{Pu}$  濃度に最小値を確認した状況及び考察を表 6.2 に示す。

表 6.2 茨城県環境放射線監視計画の平常の変動幅を外れた項目、状況及び考察

|        | 項 目                                        | 状 況                                               | 考 察                                                                  |
|--------|--------------------------------------------|---------------------------------------------------|----------------------------------------------------------------------|
| 県・監視計画 | 海産生物中 $^{90}\text{Sr}$ 濃度<br>海藻類：ワカメ<br>磯崎 | 検出限界値（0.04 Bq/kg・生）未滿と、過去の最小値（0.041Bq/kg・生）を下回った。 | 過去の大気圏内核実験のフォールアウトに起因する $^{90}\text{Sr}$ の物理的減衰や拡散を含めた自然変動によるものと推定   |
|        | 海底土中 $^{239,240}\text{Pu}$ 濃度<br>長砂沖       | 0.36 Bq/kg・乾と、過去の最小値（0.37Bq/kg・乾）を下回った。           | 過去の大気圏内核実験のフォールアウトに起因する $^{239,240}\text{Pu}$ の統計的変動を含めた自然変動によるものと推定 |



以下に、海洋環境モニタリング結果の一例として、過去 10 年間における河川水中全  $\beta$  放射能濃度、海底土中  $^{239,240}\text{Pu}$  濃度、海産生物（シラス）中  $^{137}\text{Cs}$  濃度、海産生物（褐藻類（ワカメ又はヒジキ等））中  $^{90}\text{Sr}$  濃度の状況を図 6.5 から図 6.8 に示す。

河川水中全  $\beta$  放射能濃度（図 6.5）、海底土中  $^{239,240}\text{Pu}$  濃度（図 6.6）、海産生物（シラス）中  $^{137}\text{Cs}$  濃度（図 6.7）、海産生物（褐藻類（ワカメ又はヒジキ等））中  $^{90}\text{Sr}$  濃度（図 6.8）は、過去の大気圏内核実験によるフォールアウトの影響が減少してきており、徐々にあるが過去 10 年間に於いて減少傾向が見られる。

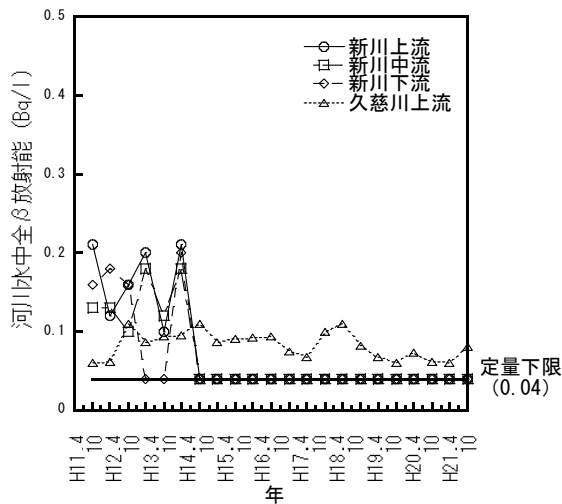


図 6.5 河川水中全  $\beta$  放射能濃度

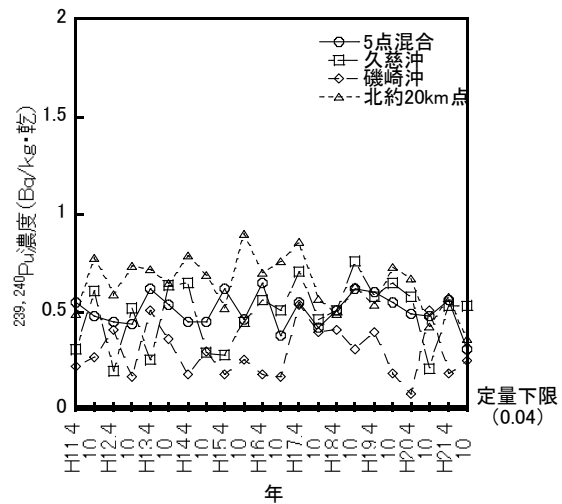


図 6.6 海底土中  $^{239,240}\text{Pu}$  濃度

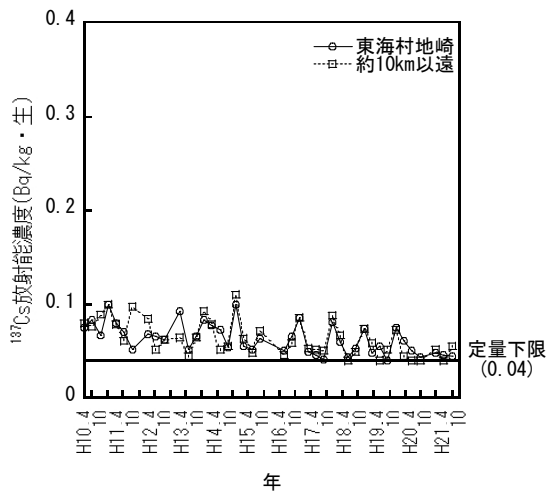


図 6.7 海産生物（シラス）中  $^{137}\text{Cs}$  濃度

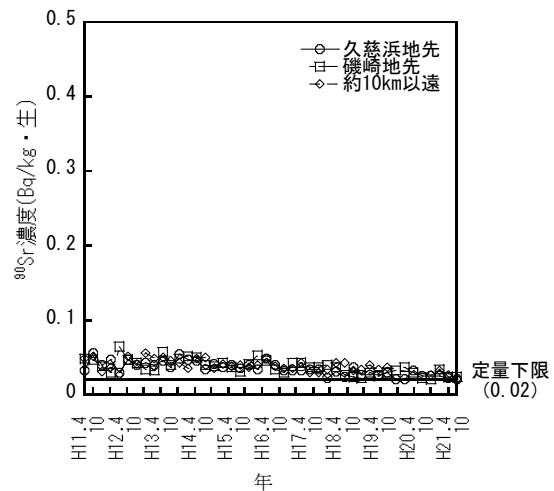


図 6.8 海産生物（褐藻類（ワカメ又はヒジキ等））中  $^{90}\text{Sr}$  濃度

## 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6.3に示す。

表 6.3 気象観測項目と測定器

| 観測項目 |   | 測定器                 | 備 考            |
|------|---|---------------------|----------------|
| 風    | 向 | 自記風向計               | 気象観測塔及び安全管理棟屋上 |
| 風    | 速 | 風車型自記風速計<br>(平均装置付) | 同上             |
| 降    | 雨 | 量                   | 転倒マス型雨量計       |
| 大    | 気 | 温                   | 度              |
| 日    | 射 | 量                   | 熱電堆式全天日射計      |
| 放    | 射 | 収                   | 支              |
| 量    |   | 風防型放射収支計            | 同上             |

気象観測塔における風向・風速は、再処理施設の排気筒高さ付近を代表するデータとして観測し、再処理施設からの排気放出管理及び大気拡散評価等に用いる。安全管理棟における風向・風速は、敷地を代表する地上風のデータとして観測している。

また、安全管理棟における風速は地上風を代表するデータとして、サイクル研究所内の日射量及び放射収支量は敷地内の平地の路地のデータとして観測し、拡散評価における大気安定度の決定に用いる。

### (1) 風向・風速

気象観測塔（標高約100m：標高約30mの地点に設置された地上約70mの塔）及び安全管理棟屋上（標高約20m：標高約10mの地点に設置された地上10mの建家風上）にて観測した風向出現頻度並びに風向別平均風速の状況を図6.9から図6.12に示す。

気象観測塔における風向出現頻度（図6.9）は通年同様に北東風が最多となり、その平均風速（図6.10）は約8m/s、静穏状態（風速0.5m/s未満）の年間出現頻度は約0.1%であり、再処理事業指定申請書に記載する気象条件との相違はなかった。

安全管理棟における風向出現頻度（図6.11）は北東風が最多となり、その平均風速（図6.12）は約4m/sであった。

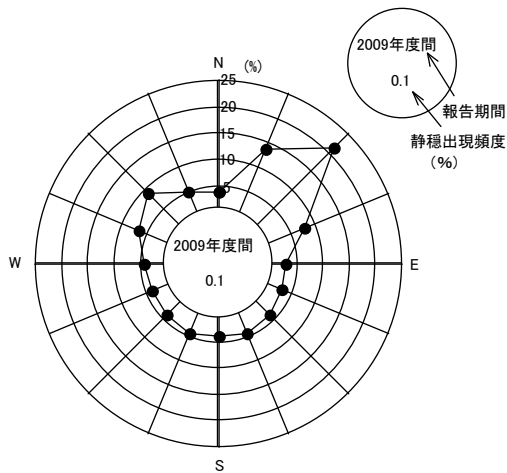


図 6.9 気象観測塔(地上 70m)  
風向出現頻度 (%)

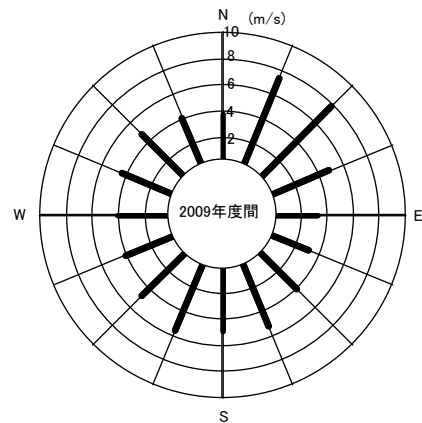


図 6.10 気象観測塔(地上 70m)  
風向別平均風速 (m/s)

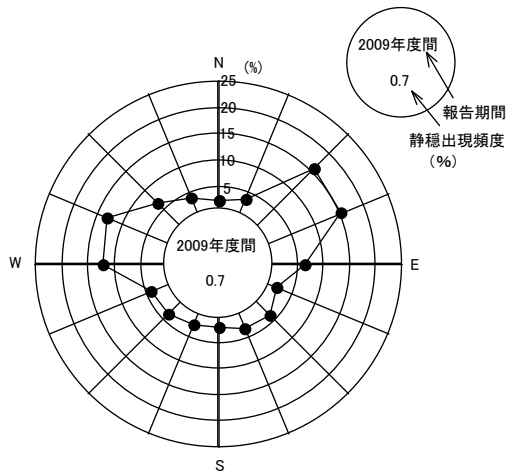


図 6.11 安全管理棟屋上(地上 10m)  
風向出現頻度 (%)

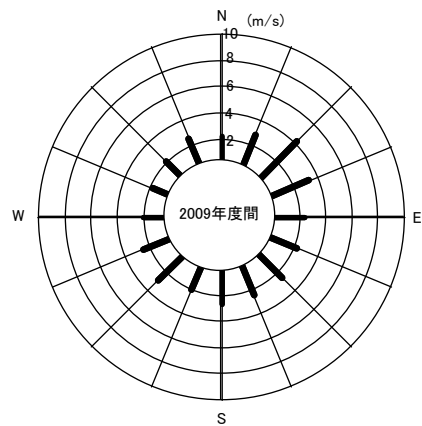


図 6.12 安全管理棟屋上(地上 10m)  
風向別平均風速 (m/s)

## (2) 大気安定度

大気安定度は、放出された放射性気体廃棄物の拡散状況（拡散しやすさ）を表す指標として用い、気象指針の大気安定度分類にて 10 区分（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）に分類される。

サイクル研究所内にて観測・評価した大気安定度出現頻度の状況を図 6.13 に示す。

大気安定度出現頻度（図 6.13）は、通年同様にD型が最多（45%）となり、再処理事業指定申請書に記載する気象条件との相違はなかった。

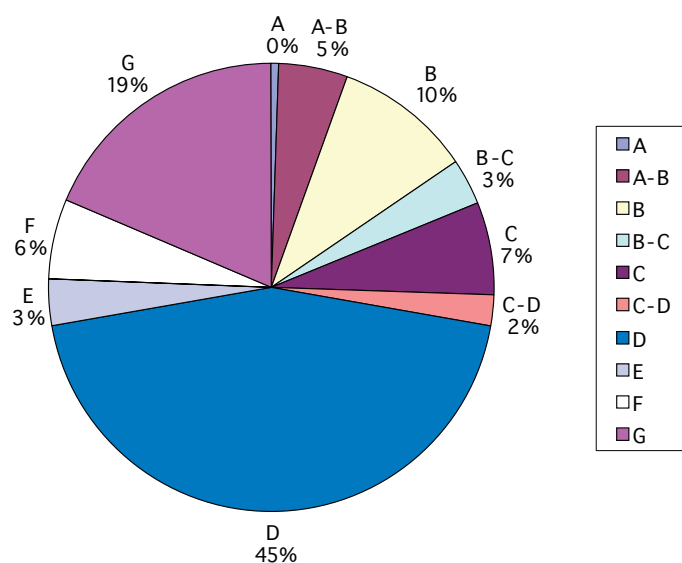


図 6.13 大気安定度出現頻度

## (3) 降雨量

降雨量は、陸上環境モニタリングの雨水中放射性物質濃度の測定等に用いる。

安全管理棟屋上にて観測した月間降雨量の状況を図 6.14 に示す。

月間降雨量（図 6.14）は、10 月が最多となった。また、年度降雨量は 1104.5 mm で、過去 10 年間ににおける年度降雨量（921.1～1487.8 mm）と比べて平年並みの量であった。

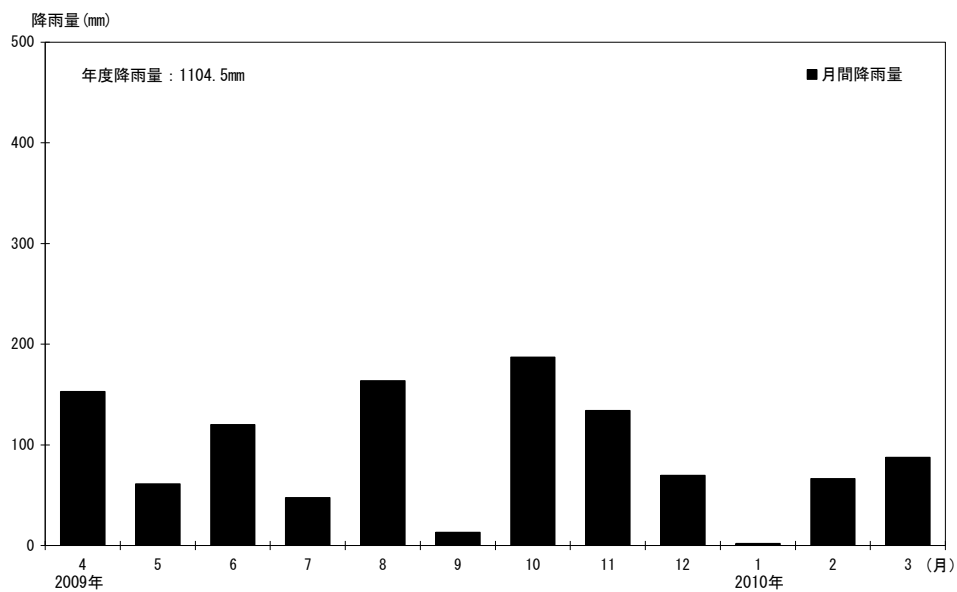


図 6.14 月間降雨量

## 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。

### 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 6.15 に、放射性液体廃棄物を起因とする被ばく経路を図 6.16 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、吸入摂取による内部被ばく、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、吸入摂取による内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。

#### (5) その他

再処理施設海中放出管の漏えいに関しては、4月6日の漏えい及び12月25日の海中作業の不具合時の放出と、漏えい箇所暫定補修後の海洋放出（一時放出）に分けて評価して加算した。

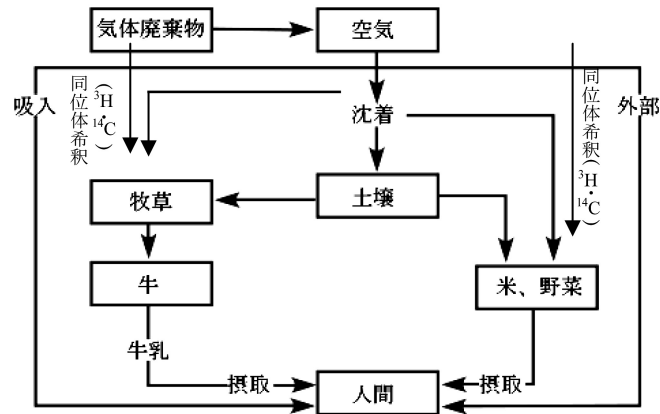


図 6.15 放射性気体廃棄物を起因とする被ばく経路

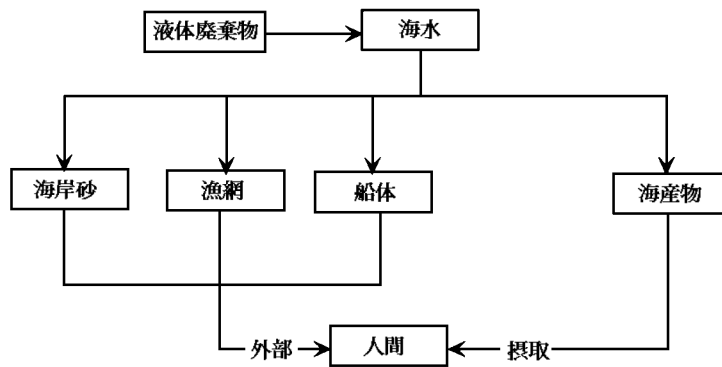


図 6.16 放射性液体廃棄物を起因とする被ばく経路

### 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 6.4 に示す。

実効線量の合計値は約  $1.8 \times 10^{-4}$  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 6.5 に示す。

皮膚の等価線量の合計値は約  $4.8 \times 10^{-5}$  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 0.0001% であった。

表 6.4 実効線量の算出結果

| 経 路                     | 実効線量<br>(mSv/年)      | 備 考                         |
|-------------------------|----------------------|-----------------------------|
| 放 射 性 雲 か ら の 外 部 被 ば く | $9.0 \times 10^{-7}$ | 最大線量地点：<br>主排気筒南西方向約 700 m  |
| 吸 入 摂 取 に よ る 内 部 被 ば く | $1.4 \times 10^{-6}$ |                             |
| 農・畜産物摂取による内部被ばく         | $1.8 \times 10^{-4}$ | 最大濃度地点：<br>主排気筒南西方向約 1600 m |
| 海産物摂取による内部被ばく           | $1.3 \times 10^{-6}$ |                             |
| 漁業活動及び海浜利用による外部被ばく      | $7.3 \times 10^{-7}$ |                             |
| 合 計                     | $1.8 \times 10^{-4}$ |                             |

表 6.5 皮膚の等価線量の算出結果

| 経 路                     | 皮膚の等価線量<br>(mSv/年)   | 備 考                         |
|-------------------------|----------------------|-----------------------------|
| 放 射 性 雲 か ら の 外 部 被 ば く | $2.4 \times 10^{-5}$ | 最大濃度地点：<br>主排気筒南西方向約 1600 m |
| 漁業活動及び海浜利用による外部被ばく      | $2.5 \times 10^{-5}$ |                             |
| 合 計                     | $4.8 \times 10^{-5}$ |                             |

以下に、1977 年（昭和 52 年）から 2009 年度（平成 21 年度）における放出源情報に基づく線量の評価結果の状況を図 6.17 に示す。1977 年から 1994 年までは 1 月始期の 1 年間（1994 年には 1995 年 1 月から 3 月分も含む 15 か月間）の、1995 年度からは 4 月始期の年度間の評価結果であるが、いずれの年も 1 mSv/年未満であった。また、線量評価に用いた実効線量係数等は、評価年度の適用法令等に基づく値である。

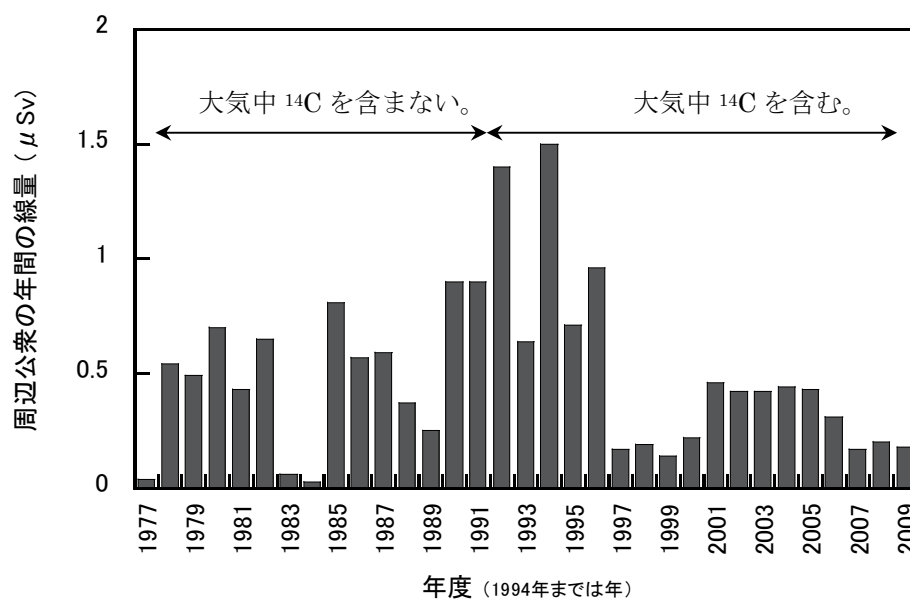


図 6.17 1977 年から 2009 年度における線量の評価結果 (実効線量(全身))

## (3) 線量算出結果の訂正について

## ① 変換係数の誤設定による計算の誤り

線量計算に用いる“放射性液体廃棄物の放出量に係る変換係数”の誤設定による計算の誤りが平成21年度に発見されたため、平成17年度、平成18年度及び平成19年度の一般公衆の実効線量の評価のうち「放射性液体廃棄物による実効線量」を表6.6 のとおり訂正した。

表6.6 放射性液体廃棄物による実効線量 (単位：mSv/y)

| 年度       | 液体廃棄物<br>訂正前         | 液体廃棄物<br>訂正後         | 液体廃棄物訂正後：内訳          |                      |
|----------|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|
|          |                      |                      | 内部被ばく                | 外部被ばく                |
| 平成 17 年度 | $1.6 \times 10^{-5}$ | $1.7 \times 10^{-5}$ | $1.4 \times 10^{-5}$ | $2.8 \times 10^{-6}$ |
| 平成 18 年度 | $9.1 \times 10^{-6}$ | $9.5 \times 10^{-6}$ | $7.5 \times 10^{-6}$ | $2.0 \times 10^{-6}$ |
| 平成 19 年度 | $3.4 \times 10^{-6}$ | $3.5 \times 10^{-6}$ | $2.5 \times 10^{-6}$ | $9.9 \times 10^{-7}$ |

## ② 再処理施設海中放出管からの漏えい

4月6日に確認された「再処理施設海中放出管からの漏えい」を踏まえて、平成19年度及び平成20年度の一般公衆の実効線量の評価のうち「放射性液体廃棄物による実効線量」を表6.7 のとおり訂正した。

表6.7 放射性液体廃棄物による実効線量 (単位：mSv/y)

| 年度       | 液体廃棄物<br>訂正前         | 液体廃棄物<br>訂正後         | 液体廃棄物訂正後：内訳          |                      |
|----------|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|
|          |                      |                      | 内部被ばく                | 外部被ばく                |
| 平成 19 年度 | $3.5 \times 10^{-6}$ | $6.4 \times 10^{-6}$ | $4.5 \times 10^{-6}$ | $1.9 \times 10^{-6}$ |
| 平成 20 年度 | $7.2 \times 10^{-6}$ | $1.8 \times 10^{-5}$ | $1.1 \times 10^{-5}$ | $6.6 \times 10^{-6}$ |



## 7. 放射線・放射能標準の維持・管理

施設の放射線管理，個人被ばく管理及び環境放射線監視における放射線測定に関連する放射線・放射能標準の維持・管理を以下の通り，計測機器校正施設で実施した。

### 7.1 トレーサビリティ

図 7.1 に，放射線・放射能にかかるトレーサビリティ経路を示す。

平成 21 年 4 月に，国家計量標準研究所である(独)産業技術総合研究所（以下，「産総研」と示す。）において校正された照射線量率基準測定器（空気等価電離箱式照射線量率測定装置：Exradin A6 電離箱－東洋メディック RAMTEC1000G 線量計）を用いて，照射室(A)の $^{137}\text{Cs}$   $\gamma$ 線校正場（公称放射能 1.85 TBq, 111 GBq, 11.1 GBq 及び 555 MBq）における照射線量率（空気カーマ率）基準の一定性確認（1 回/年）を行った。平成 20 年度に設定した線量率基準に対して，今回測定した値の偏差は最大でも-1.9%（555 MBq）であり，基準線量率の不確かさ(4.1%; k=2)の範囲内であることを確認した。

平成 21 年 12 月に酸化ウラン面線源のクラス 2 参照標準線源（協-1692 及び協-1216）を日本アイソトープ協会で校正した。

### 7.2 照射設備・線源

#### 7.2.1 照射設備

##### (1) $^{137}\text{Cs}$ 照射装置

照射線量率基準測定器を用いた測定による， $^{137}\text{Cs}$  照射装置（公称放射能 1.85 TBq, 111 GBq, 11.1 GBq 及び 555 MBq）の照射線量率基準の一定性確認を平成 14 年度から年に 1 回実施している。平成 14 年度から平成 21 年度までの照射線量率の経年変化を図 7.2 に示す。なお，本測定に用いた基準測定器は，平成 14 年と平成 18 年に産総研で校正されている。図は，平成 14 年 4 月 1 日の照射線量率を 1 として示し， $^{137}\text{Cs}$  の半減期 30.07 年による減衰曲線，及び線量率が低くばらつきが大きい 555MBq 線源を除く 3 つの線源の平均値に対する回帰曲線も示した。回帰曲線から得られた見かけ上の半減期は  $26.3 \pm 0.4$  年であり，平成 19 年度及び 20 年度の年報でも報告のとおり，微量の短半減期核種の混在が考えられる。減衰補正において半減期として 30.07 年を用いた場合，見かけ上の半減期との違いによって生じる線量率の偏差は 1 年間で 0.3%である。

なお，短半減期核種は時間の経過とともに減衰し，見かけ上の半減期は  $^{137}\text{Cs}$  の半減期 30.07 年に近づくと考えられる。今後も継続して観測していく。

##### (2) 中硬 X 線発生装置

Pantak HF-320C について，平成 21 年 10 月にメーカーによる点検整備を行った。X

線管球及び高電圧発生器の高圧ケーブルソケット部のグリスアップを行い、冷却用オイルの交換も併せて行った。また、メインブレーカの交換も行った。

### (3) RI 使用履歴管理システム

照射装置の中で最も使用頻度が高い  $^{137}\text{Cs}$  照射装置と中性子照射装置の使用履歴を自動で取り込み、法令等に基づく放射性同位元素の使用、保管、廃棄に係る帳票類の作成を支援する「RI 使用履歴管理システム」について、4 月より本格運用を開始した。 $^{137}\text{Cs}$  照射装置及び自動校正台車の制御を行う自動校正台システムも含めたシステム構成を図 7.3 に示す。

本システムの導入により、施設内で使用する放射性同位元素の使用履歴の 9 割以上を自動取り込みすることができ、帳票類の適正な作成、省力化を図ることができた。また、許可使用時間（40 時間/週）の超過を警告する機能も有しており、照射装置類の適正な運転管理に資することができる。

## 7.2.2 線源

### (1) 酸化ウラン面線源

表面汚染サーベイメータや放射性ダストモニタの校正に用いる実用標準線源である酸化ウラン面線源 28 枚について、平成 22 年 3 月にクラス 2 参照標準線源で校正した大面積  $2\pi$  ガスフローカウンタを用いて、その表面放出率の値付け作業を実施した。

### (2) 陽極酸化被膜線源

酸化ウラン面線源に代わる線源として AEA Technology QSA 製の陽極酸化被膜線源（主に  $^{36}\text{Cl}$  及び  $^{241}\text{Am}$ ；計 73 枚）を準備している。この線源は放射能面が酸化被膜で覆われており、耐久性、耐飛散性に優れ、表面放出率の経時変化（放射能減衰を除く）は小さいものと考えられる。そのことを確認するため、 $\text{ZnS(Ag)} \cdot \text{プラスチックシンチレータ積層式大面積放射能測定装置}$ を用いた表面放出率基準の一定性確認を実施した。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・置換が不要であり、測定が迅速に行える。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、平成 21 年 9 月に測定した計数率を比較すると、表面放出率が極めて低い線源や低エネルギー  $\beta$  線源（ $^{14}\text{C}$  及び  $^{147}\text{Pm}$ ）を除き、 $\pm 2\%$  で一致することを確認した。今後、線源の健全性を確認する方法として用いることを検討する。

### (3) $^{241}\text{Am-Li}$ 中性子線源

$^{241}\text{Am-Li}$  中性子線源は、 $\text{Li}(\alpha, n)$  反応によって生じる最大エネルギー 1.5 MeV、平均エネルギー  $\bar{E}$  450 keV の中性子を放出する線源であり、一般に中性子測定器の校正に用いられる  $^{241}\text{Am-Be}$  ( $\bar{E}=4.4$  MeV)、 $^{252}\text{Cf}$  ( $\bar{E}=2.3$  MeV) と比べ、低いエネルギーの中性子を放出することを特徴とする。しかし、ターゲットとなる Li 中の不純物 Be

による ${}^9\text{Be}(\alpha, n){}^{12}\text{C}$ 反応によって、最大エネルギー11 MeV の中性子が混在することがある。そこで、 ${}^9\text{Be}(\alpha, n){}^{12}\text{C}$ 反応によって励起された ${}^{12}\text{C}^*$ が基底状態に遷移するときに放出される4.439 MeV の $\gamma$ 線が観測されるかどうか、Ge 半導体式スペクトロメータを用いて測定した。

線源中心から30 cm の位置に検出器を設置し、 ${}^{241}\text{Am}$ からの $\gamma$ 線(59.3 keV)を遮蔽するため線源周辺に厚さ3 mm 程度の鉛板を配置した。また、比較のため ${}^{241}\text{Am-Be}$ 線源についても同様の配置で測定を行った。両線源からの $\gamma$ 線を測定した時のパルス波高スペクトルを図7.4に示す。 ${}^{241}\text{Am-Be}$ 線源では4.439 MeV の $\gamma$ 線による光電ピーク等が観測されたが、 ${}^{241}\text{Am-Li}$ 線源においては観測されなかった。このことから、 ${}^{241}\text{Am-Li}$ 線源にはほとんど不純物Beが含まれていないものと考えられる。

### 7.3 基準測定器等

#### (1) 照射線量率基準測定器

平成21年10月～11月に、次期の基準測定器として使用予定の照射線量率基準測定器(PTW TM32002 電離箱—東洋メディック RAMTEC1000Plus 線量計)を産総研で校正した。TM32002 電離箱(電離箱体積1000cm<sup>3</sup>)は、従来から使用しているA6 電離箱(電離箱体積800cm<sup>3</sup>)に比べて体積が大きく、線量計の安定度も改善されているため、特に低線量率域における精度向上が期待される。

#### (2) ${}^{85}\text{Kr}$ 放射能濃度基準測定器

平成14年に(財)放射線計測協会において校正された放射性ガス濃度基準測定器(通気式電離箱と振動容量電位計からなる大倉電気 RD1210B)について、密封線源( ${}^{137}\text{Cs}$  公称放射能3.7MBq)を用いた感度(濃度換算係数)の一定性確認を平成21年7月に行った。平成15年度の測定値を基準としたとき、平成21年度における測定値の偏差は5.7%であり、実ガスによる校正から得られた濃度換算係数の不確かさ10%に対して、有意な変化が無いことを確認した。

### 7.4 RI 線源等使用記録、官庁検査対応

照射室別のRI線源等の使用時間を表7.1に示す。許可使用時間である40時間/週を超えることは無かった。照射室の年間稼働日数は196日であった。

照射室(B)の ${}^{238}\text{Pu-Be}$ 線源について、IAEAによる実在庫調査(PIV)を平成22年2月に受検した。また、平成19年3月までに入手した3.7MBq以下の密封線源及び表示付認証機器(校正用線源)について適正管理を行うため、サイクル研究所通達に基づく管理台帳を整備している。これに基づき、経過措置対象の線源52個、下限数量以下の線源150個及び表示付認証機器3個並びにウラン線源等70個について在庫及び健全性の確認を行い、適正に管理されていることを確認した。

## 7.5 付帯設備等

経年変化対応として、低レベル照射室及び汚染検査室の床面塗装補修を行った。また、照射装置制御室（準備室）の空調機の更新、照射室(A)の自動校正台システムの天板駆動部の部品交換を行った。さらに、クレーン等の定期的な点検も実施した。

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

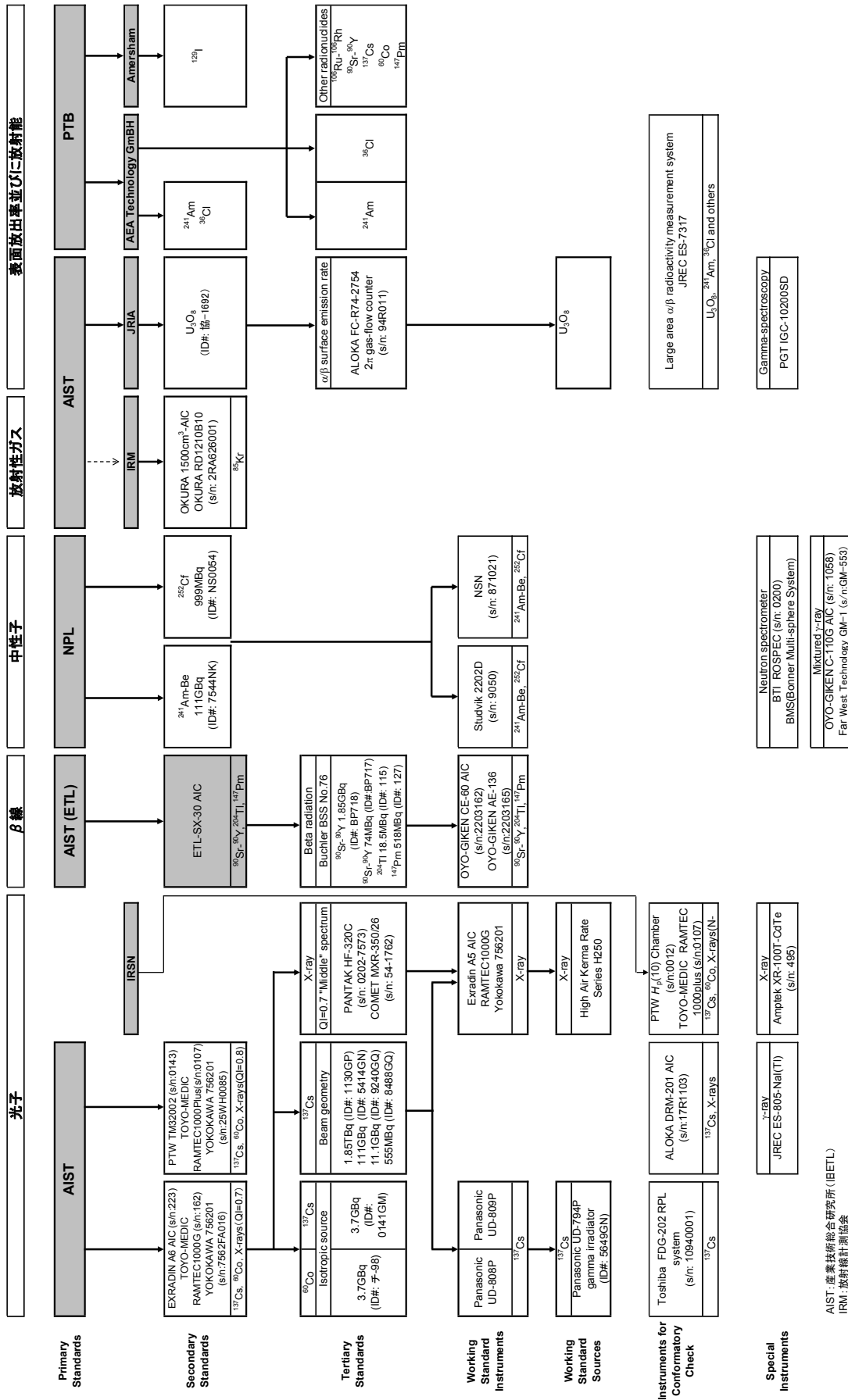


図 7.1 放射線・放射能にかかるトレーサビリティ経路

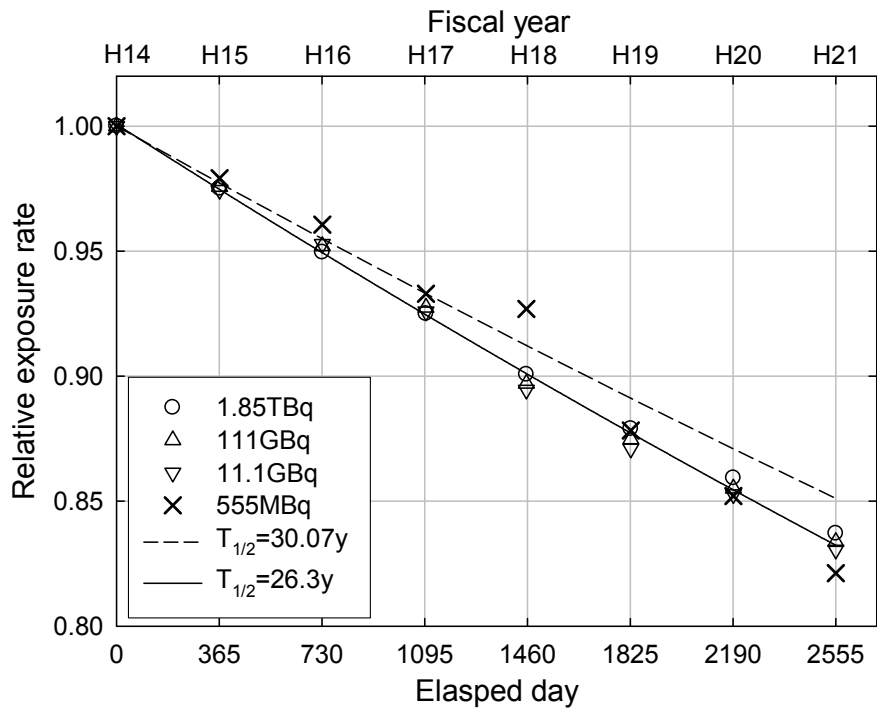


図 7.2  $^{137}\text{Cs}$  照射装置の照射線量率の経年変化（平成 14～21 年度）

破線は  $^{137}\text{Cs}$  半減期 30.07 年による減衰曲線を示す。

また、実線は 555MBq 線源を除く 3 つの線源の平均値に対して、半減期と y 切片を fitting parameter とした回帰曲線を示す。

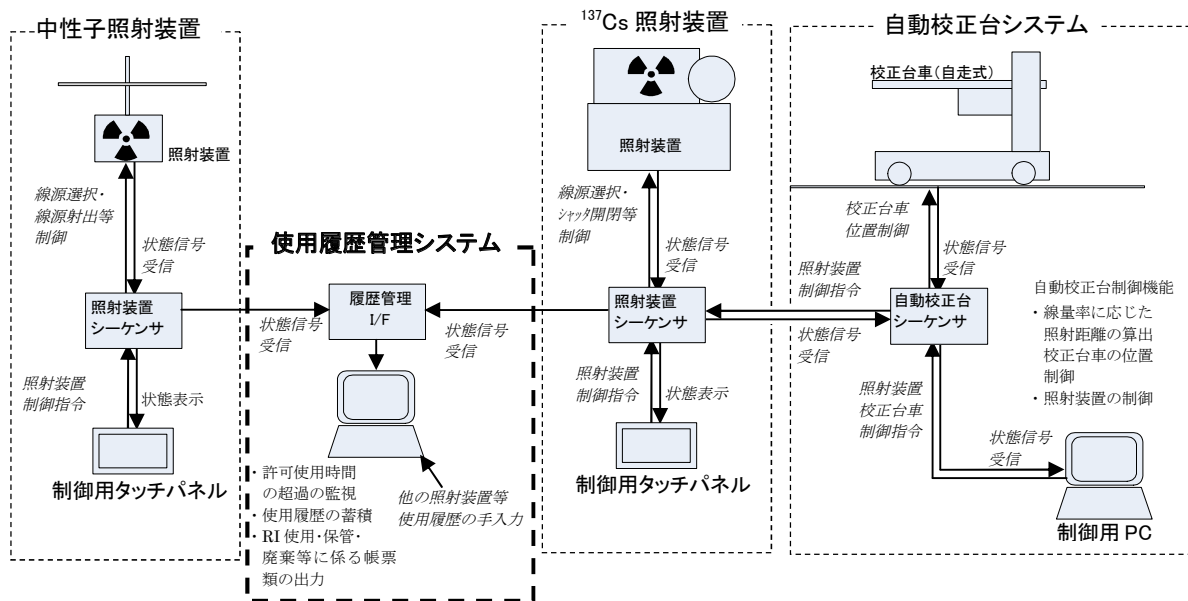


図 7.3 RI 使用履歴管理システムのシステム構成

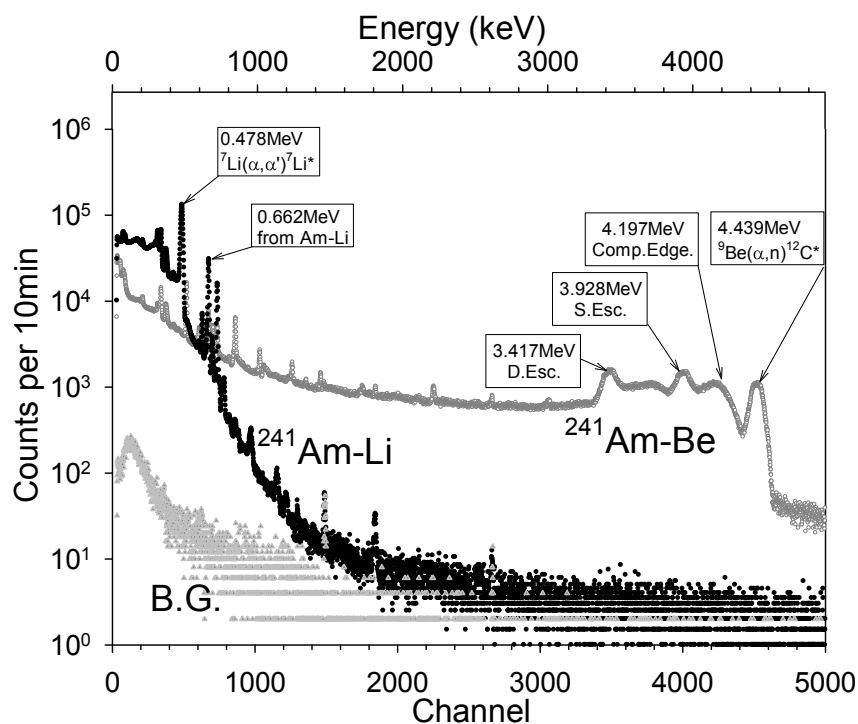


図 7.4  $^{241}\text{Am-Li}$  及び  $^{241}\text{Am-Be}$  中性子線源からの  $\gamma$  線を測定した時のパルス波高スペクトル

縦軸は測定時間 10 分間あたりの計数率として示した。測定時間はそれぞれ B.G. : 300 秒間,  $^{241}\text{Am-Li}$  : 1200 秒間,  $^{241}\text{Am-Be}$  : 866 秒間である。

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

| 核種               | 許可数量      | 照射装置等                     | 使用回数*1 (四半期) [回] |     |     |     | 使用時間*2 (四半期) [時間：分] |      |       |       | 使用日数  |       |        |     |     |
|------------------|-----------|---------------------------|------------------|-----|-----|-----|---------------------|------|-------|-------|-------|-------|--------|-----|-----|
|                  |           |                           | 1                | 2   | 3   | 4   | 合計                  | 1    | 2     | 3     | 4     | 合計    | *3 合計  | *4  |     |
| Cs-137           | 1. 85 TBq | Cs-137照射装置                | 370              | 297 | 136 | 346 | 1149                |      | 37:51 | 44:44 | 18:28 | 20:48 | 121:51 | 162 | 176 |
| Cs-137           | 555 MBq   |                           | 266              | 103 | 29  | 24  | 422                 |      | 17:04 | 11:25 | 1:30  | 2:10  | 32:09  | 67  |     |
| Cs-137           | 11. 1 GBq |                           | 322              | 134 | 38  | 168 | 662                 | 3277 | 17:51 | 10:55 | 2:32  | 5:01  | 36:19  | 106 |     |
| Cs-137           | 111 GBq   |                           | 245              | 453 | 34  | 312 | 1044                |      | 10:04 | 16:41 | 1:23  | 6:14  | 34:22  | 125 |     |
| Co-60            | 3. 7 GBq  | γ線照射装置                    | 5                | 1   | 0   | 26  | 32                  |      | 0:10  | 0:08  | 0:00  | 0:38  | 0:56   | 5   | 5   |
| Cs-137           | 3. 7 GBq  |                           | 7                | 0   | 0   | 0   | 7                   | 39   | 0:08  | 0:00  | 0:00  | 0:00  | 0:08   | 1   |     |
| Am-241-Be        | 111 GBq   | 中性子照射装置                   | 101              | 196 | 157 | 55  | 509                 |      | 16:24 | 23:10 | 20:08 | 4:00  | 63:42  | 57  | 87  |
| Cf-252           | 999 MBq   |                           | 32               | 50  | 79  | 58  | 219                 | 728  | 81:38 | 27:16 | 43:15 | 6:14  | 158:23 | 41  |     |
| Pu-238-Be        | 370 GBq   |                           | 0                | 0   | 0   | 0   | 0                   |      | 0:00  | 0:00  | 0:00  | 0:00  | 0:00   | 0   |     |
| Am-241           | 296 GBq   |                           | 88               | 59  | 8   | 2   | 157                 | 157  | 4:12  | 17:29 | 0:24  | 0:16  | 22:21  | 24  |     |
| Cs-137           | 18. 5 GBq | 低エネルギーγ線照射装置<br>線量計自動照射装置 | 25               | 19  | 9   | 19  | 72                  | 72   | 24:15 | 22:35 | 8:00  | 13:50 | 68:40  | 62  | 62  |
| Sr-90            | 74 MBq    | β線照射装置<br>(貯蔵箱 1)         | 18               | 0   | 7   | 0   | 25                  |      | 3:45  | 0:00  | 1:09  | 0:00  | 4:54   | 3   | 3   |
| Sr-90            | 1. 85 GBq |                           | 0                | 0   | 0   | 0   | 0                   | 25   | 0:00  | 0:00  | 0:00  | 0:00  | 0:00   | 0   |     |
| Tl-204           | 18. 5 MBq |                           | 0                | 0   | 0   | 0   | 0                   |      | 0:00  | 0:00  | 0:00  | 0:00  | 0:00   | 0   |     |
| Pm-147           | 518 MBq   |                           | 0                | 0   | 0   | 0   | 0                   |      | 0:00  | 0:00  | 0:00  | 0:00  | 0:00   | 0   |     |
| Co-60            | 37 MBq    | 貯蔵箱 2                     | 0                | 0   | 0   | 0   | 0                   |      | 0:00  | 0:00  | 0:00  | 0:00  | 0:00   | 0   | 4   |
| Ra-226           | 4. 07 MBq |                           | 0                | 0   | 0   | 0   | 0                   | 8    | 0:00  | 0:00  | 0:00  | 0:00  | 0:00   | 0   |     |
| Ra-226           | 37 MBq    |                           | 0                | 0   | 0   | 0   | 0                   |      | 0:00  | 0:00  | 0:00  | 0:00  | 0:00   | 0   |     |
| Cs-137           | 37 MBq    |                           | 0                | 0   | 0   | 0   | 0                   |      | 0:00  | 0:00  | 0:00  | 0:00  | 0:00   | 0   |     |
| Am-241-Li        | 343 GBq   |                           | 2                | 0   | 0   | 2   | 4                   |      | 0:50  | 0:00  | 0:00  | 0:35  | 1:25   | 4   |     |
| Am-241-Li        | 373 GBq   |                           | 2                | 0   | 0   | 2   | 4                   |      | 0:50  | 0:00  | 0:00  | 0:35  | 1:25   | 4   |     |
| X線発生装置 (HF-320C) |           | X線発生装置                    | 17               | 36  | 14  | 17  | 84                  | 84   | 1:56  | 2:58  | 1:10  | 1:27  | 7:31   | 8   | 8   |
|                  |           |                           |                  |     |     |     |                     |      |       |       |       |       | 196*5  |     |     |

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



## 8. 主要な設備機器の整備，維持管理

### 8.1 放射線管理用機器の保守校正

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

サイクル研究所全体で保守校正の対象としている放射線管理用機器のうち，体表面モニタ，サーベイメータ，放射能測定装置等の台数は，平成 20 年度に比べて僅かに減少した。その要因は，機器の新規購入や各部・センターからの移管による台数の増加に比べて老朽化機器の電子部品が製造中止になり，廃棄した機器の台数が僅かに上回ったためである。点検対象機器台数の推移を図 8.1 に示す。

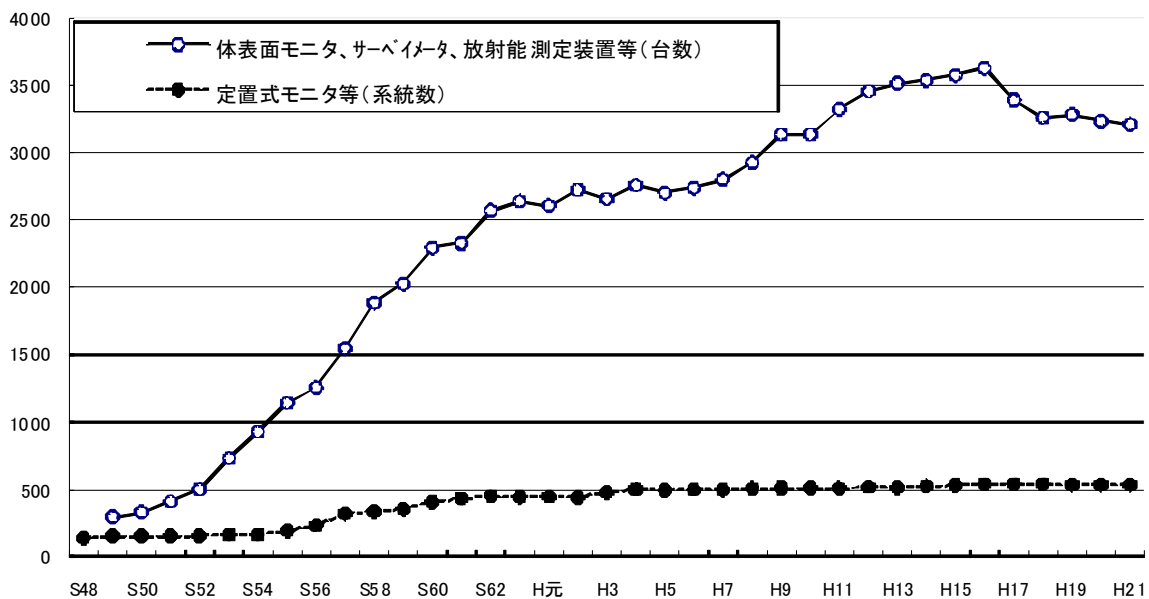


図 8.1 点検対象機器台数の推移

### 8.1.1 放射線管理用機器（臨界警報装置を除く）の定期点検状況

平成 21 年度の臨界警報装置を除く放射線管理用機器に関する点検及び校正の実施状況を表 8.1 に示す。点検の頻度は、サーベイメータ類は年に 1 回、その他の定置式モニタや放射能測定装置等は年に 2 回（ほぼ 6 ヶ月毎に実施）としている。点検の項目は、警報の作動確認や校正用の線源を用いた感度検査、指示精度の検査等である。表 8.1 に含まれる機器以外にも環境監視用のモニタリングステーション、再処理施設排水モニタやモニタリングポストに設置されている放射線測定器類についても同様に点検を実施している。

点検結果としては、特に問題となるような不具合は認められなかった。

表 8.1 主な放射線管理用機器の点検状況（平成 21 年度）

| 区分       | 機器名称                                                                                                          | 点検台数   |
|----------|---------------------------------------------------------------------------------------------------------------|--------|
| 排気モニタ    | ダストモニタ（ $\alpha$ 線、 $\beta$ 線）<br>ヨウ素モニタ（ $^{129}\text{I}$ 、 $^{131}\text{I}$ ）<br>希ガスモニタ（ $^{85}\text{Kr}$ ） | 144 系統 |
| 定置式モニタ   | $\gamma$ 線エリアモニタ                                                                                              | 260 系統 |
|          | 中性子線エリアモニタ                                                                                                    | 28 系統  |
|          | $\alpha$ 線空気（プルトニウムダスト）モニタ                                                                                    | 104 系統 |
|          | $\beta$ 線ダストモニタ                                                                                               | 99 系統  |
| 体表面汚染モニタ | ハンドフットクロズモニタ（ $\alpha$ 線）<br>（フットモニタ（ $\alpha$ 線）を含む）                                                         | 257 台  |
|          | ハンドフットクロズモニタ（ $\beta$ 線）                                                                                      | 121 台  |
| サーベイメータ  | 表面汚染検査用サーベイメータ（ $\alpha$ 線）                                                                                   | 958 台  |
|          | 表面汚染検査用サーベイメータ（ $\beta$ 線）                                                                                    | 469 台  |
|          | 線量当量率サーベイメータ（ $\gamma$ 線）                                                                                     | 324 台  |
|          | 線量当量率サーベイメータ（中性子線）                                                                                            | 56 台   |
| 放射能測定装置  | 放射能測定装置（ $\alpha$ 線、 $\beta$ 線）                                                                               | 182 台  |

### 8.1.2 臨界警報装置の検査状況

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

表 8.2 臨界警報装置の設置台数と総合検査実施期間

| 施設                          | 設置台数                      | 総合検査実施期間              |                       |
|-----------------------------|---------------------------|-----------------------|-----------------------|
|                             |                           | 上期                    | 下期                    |
| 再処理施設<br>分離精製工場             | 3 系統 (γ 線)<br>1 系統 (中性子線) | ※                     | ※                     |
| 転換技術開発施設                    | 3 系統                      | H21. 9. 7～H21. 9. 11  | H22. 2. 22～H22. 2. 26 |
| プルトニウム燃料第<br>1 開発室, 第 2 開発室 | 8 系統                      | H21. 8. 4～H21. 8. 10  | H22. 1. 25～H22. 1. 29 |
| プルトニウム燃料<br>第 3 開発室         | 14 系統                     | H21. 8. 18～H21. 8. 24 | H22. 1. 5～H22. 1. 12  |
| 高レベル放射性物質<br>試験施設 (C P F)   | 1 系統                      | H21. 9. 2～H21. 9. 4   | H22. 2. 3～H22. 2. 5   |

※分離精製工場における臨界警報装置については、設計及び工事の方法（平成20年7月16日付け「平成20・01・11原第10号」）にて認可した「分離精製工場の放射線管理施設の一部変更・更新，分離精製工場の計測制御系統施設の一部変更」に係る工事による使用前検査が終了（H21. 8. 25, 28: 基盤機構, H21. 9. 15: 保安院）であることから平成21年度 of 分離精製工場の臨界警報装置に関連する総合検査は検査対象から除く。

### 8.1.3 主な予防保全

#### (1) 臨界警報装置

経年劣化により更新が必要となった分離精製工場の臨界警報装置の更新を平成19年度より開始した。今年度は、平成20年7月16日に設工認申請の認可を受けて、製作した機器の据付・配線工事を行った。据付・配線工事は以下の順序で行った。

- ① 工事設計：配線ルート of 設計及び機器据付位置 of 墨出しを行う。
- ② 機器据付工事：機器 of 搬入及び機器 of 据付を行う。検出器(12 台)，警報機器（ホーン：41 台；フラッシュライト：20 台），監視盤(3 台)，中継盤(1 台)，光成端箱(1 台)。
- ③ 電線管設置・壁貫通工事：施設内に設置されているダクトから，機器まで電線管を設置する。
- ④ 配線工事：設定した配線ルートにメタル及び光ケーブルを配線する。
- ⑤ 工事検査：決められた配線が，決められたルートに配線されていることを確認する。
- ⑥ 配線接続作業：配線したケーブルを機器に接続する。
- ⑦ 電源への接続：無停電電源に機器を接続する。

⑧ 機器の調整：製作メーカーにより機器の調整・試験を行う。

これらの工事期間中は、基本的に旧臨界警報装置を作動させることにより、施設内の臨界監視を継続させた。旧装置と干渉する箇所の作業や、電源の切り替え時には必要に応じて核物質の移動禁止措置をとり、臨界警報装置による臨界監視を停止した。

工事期間は 141 日間を要し、のべ作業員数は 1994 人であった。表 8.3 に工事に関連した作業日数、作業員数及び据付機器数を示す。工事は予定通り無事故無災害で完遂することができた。更新した臨界警報装置の写真を図 8.2 に、製作した臨界警報装置のブロック図を図 8.3 に示す。

その後、自社試験を経て、経済産業省 原子力安全・保安院による使用前検査合格後(平成 21 年 9 月 16 日)、平成 21 年 9 月 18 日に運用を開始した。更新スケジュールを表 8.4 に示す。

(2) 排気モニタ

排気モニタ関係の予防保全は、排気空気試料をサンプリングするためにドライポンプについて、平成 21 年 8 月 (13 台, 再処理: 7 台, その他: 6 台), 平成 21 年 9 月 (7 台, 再処理: 5 台, その他: 2 台), 平成 21 年 10 月 (13 台, 再処理: 8 台, その他: 5 台) 及び平成 22 年 2 月 (9 台, 再処理: 3 台, その他: 6 台) に保守(分解点検清掃及び摩耗部品の交換等)を実施した。

点検結果としては、特に問題となるような不具合は認められなかった。

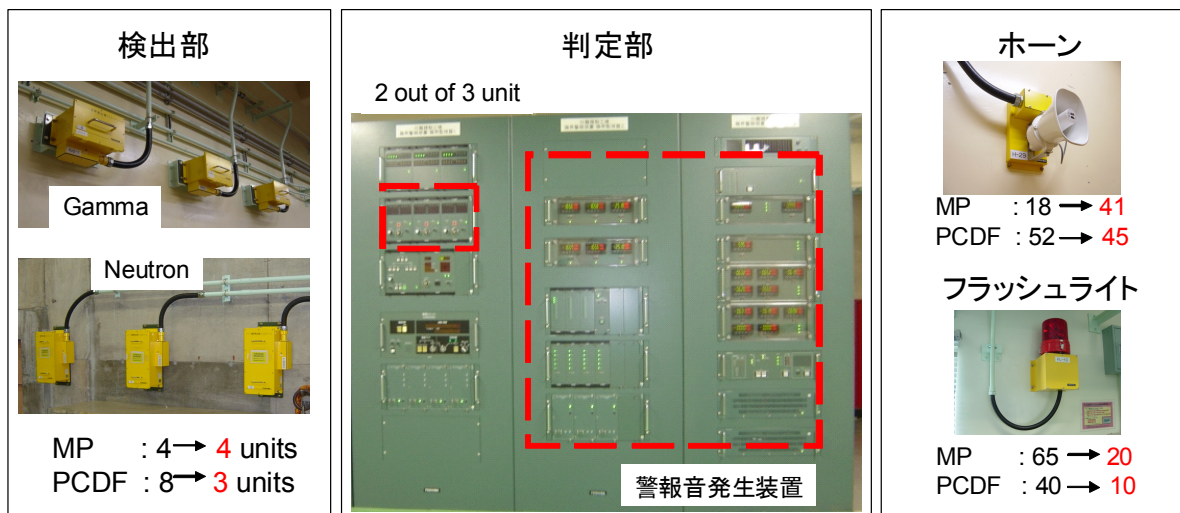


図 8.2 臨界警報装置更新機器

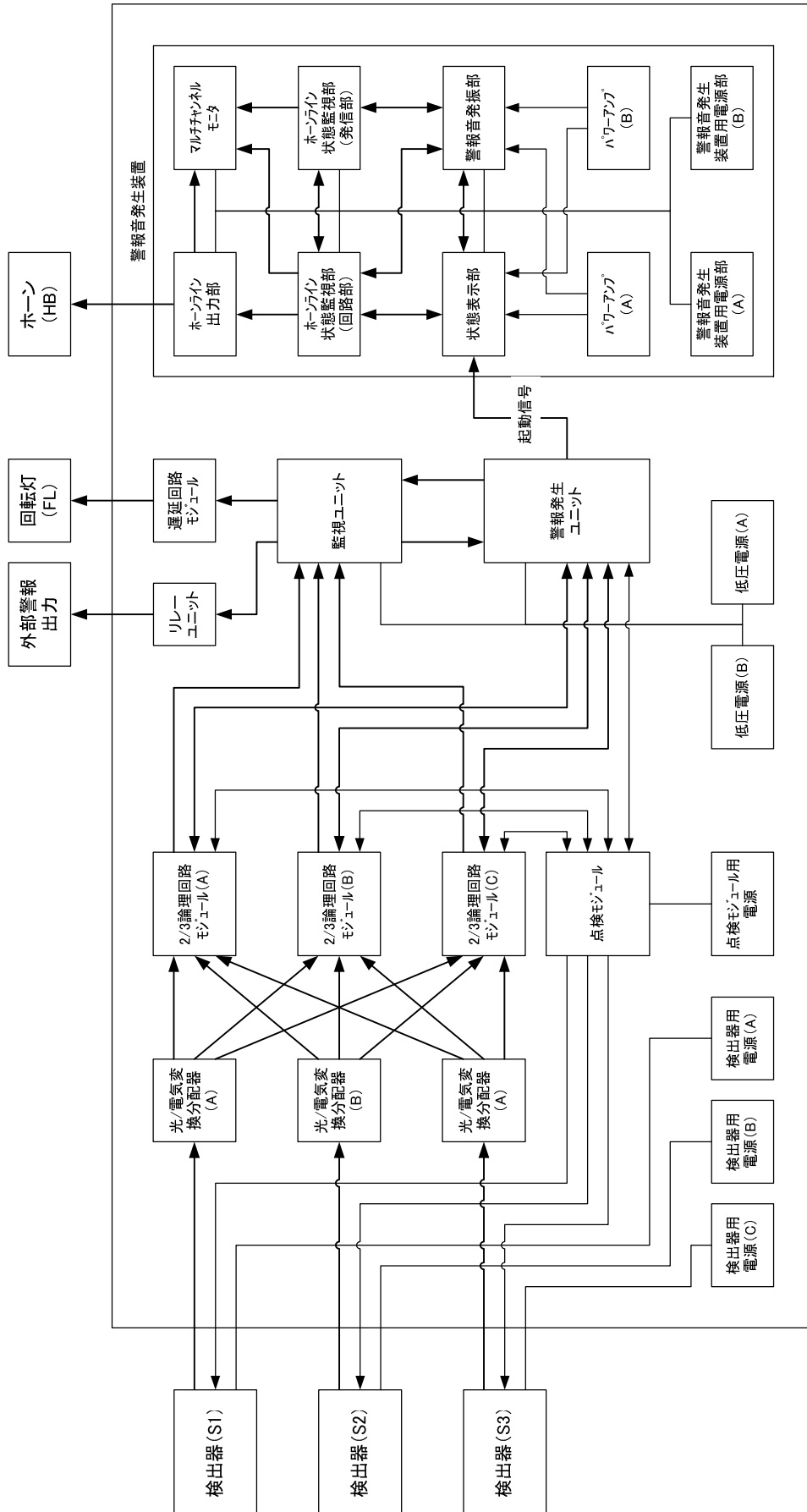


図 8.3 更新した臨界警報装置のブロック図

表 8.3 臨界警報装置据付調整工事にかかる規模

| 項目   |               | MP       | Pu-con   |
|------|---------------|----------|----------|
| 作業工程 | 作業日数          | 141 日    | 201 日    |
|      | 作業時間          | 1,628 時間 | 1,397 時間 |
|      | のべ作業員         | 1,994 人  | 993 人    |
|      | のべ立会人数(JAEA)  | 775 人    | 298 人    |
| 作業内容 | のべ据付機器        | 76 台     | 68 台     |
|      | 壁貫通箇所         | 42 箇所    | 45 箇所    |
|      | 新設電線管距離       | 1,390 m  | 570 m    |
|      | のベケーブル長 (メタル) | 22,200 m | 6,900 m  |
|      | のベケーブル長 (光)   | 4,100 m  | 4,300 m  |

表 8.4 MP 臨界警報装置更新スケジュール

|         | 平成19年度  |    |    | 平成20年度 |    |           |         |    |    |     |     |     |    |    |    | 平成21年度 |    |    |    |    |            |            |         |  |  |
|---------|---------|----|----|--------|----|-----------|---------|----|----|-----|-----|-----|----|----|----|--------|----|----|----|----|------------|------------|---------|--|--|
|         | 1月      | 2月 | 3月 | 4月     | 5月 | 6月        | 7月      | 8月 | 9月 | 10月 | 11月 | 12月 | 1月 | 2月 | 3月 | 4月     | 5月 | 6月 | 7月 | 8月 | 9月         | 10月        |         |  |  |
| 許認可     | △<br>申請 |    |    |        |    | △<br>補正申請 | △<br>認可 |    |    |     |     |     |    |    |    |        |    |    |    |    | △<br>使用前検査 | △<br>合格証交付 | △<br>認可 |  |  |
| 機器製作    |         |    |    |        |    |           |         |    |    |     |     |     |    |    |    |        |    |    |    |    |            |            |         |  |  |
| 据付/配線工事 |         |    |    |        |    |           |         |    |    |     |     |     |    |    |    |        |    |    |    |    |            |            |         |  |  |
| 調整作業    |         |    |    |        |    |           |         |    |    |     |     |     |    |    |    |        |    |    |    |    |            |            |         |  |  |
| 自社試験    |         |    |    |        |    |           |         |    |    |     |     |     |    |    |    |        |    |    |    |    |            |            |         |  |  |

## 9. 研究開発

### 9.1 研究開発の推進

サイクル研究所では、わが国最初の再処理施設や MOX 燃料施設があり、それらの施設では安全の確保を最優先に研究開発が進められ、放射線管理部では、保安規定や県協定等に基づく放射線管理や環境監視を実施している。これらの放射線管理や環境監視に関して、より詳細にデータを取得することにより十分に余裕を持って実施されていることの確認や、より効果的かつ効率的な測定手法や分析手法を開発することによる実務の最適化や高度化を目的として各種の研究開発を進めている。これらの研究は、施設で取り扱われる核燃料物質からの  $\alpha$  線や中性子線による作業環境におけるモニタリング技術の高度化に関する研究や、作業員の被ばく線量の測定・評価技術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)再処理施設の運転や影響評価手法等の基礎データとして利用されるとともに、分析手法の一部はわが国の標準的なマニュアルにも採用されている。

平成 21 年度においては、表 9.1 に示す研究開発等を自主的に行い、放射線管理技術の向上に努めた。

なお、平成 21 年度における外部発表状況は、以下の通りである。

#### (1) 技術資料

平成 21 年度は、報告書等として 4 件、論文投稿・掲載として 27 件の計 31 件の技術資料を作成した。

#### (2) 口頭発表

平成 21 年度は、国際会議発表が 13 件、保健物理学会 9 件、日本原子力学会 1 件及びその他 11 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 平成 21 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    | $^{241}\text{Am-Li}$ 線源における中性子放出角度分布の非等方性                            |
|                      | モンテカルロ計算による MOX 燃料取扱グローブボックス近傍の中性子エネルギー・方向分布の評価                      |
|                      | 電子式中性子個人線量計校正装置の設計                                                   |
|                      | ボクセルフアントムを用いる体外計測法の高度化技術の開発                                          |
|                      | 異なる校正経路を持つボナー球スペクトロメータを用いた中性子校正場の検証                                  |
|                      | MOX 燃料施設における中性子線量計のレスポンス変化の予測分析                                      |
|                      | 反跳陽子検出式中性子サーベイメータのフィールド試験                                            |
|                      | イメージングプレートによるプルトニウム試料の画像解析法の開発                                       |
|                      | 自然放射線によるダストモニタ指示値の変動傾向解析に基づく施設設計への反映事項                               |
|                      | 臨界警報装置に与える宇宙線の影響に関する調査                                               |
|                      | $\beta$ - $\alpha$ 同時測定法を応用した低バックグラウンド放射能測定法の開発<br>-エアスニファろ紙の迅速評価方法- |
|                      | 再処理施設における喚気停止時の放射線管理 -ダストモニタへのラドン子孫核種の影響-                            |
|                      | $\alpha$ ・ $\beta$ 同時測定型サーベイメータの高計数率特性                               |
| 個人被ばく線量測定・評価技術の高度化研究 | サイクル研究所の肺モニタリングにおける胸部厚評価                                             |
|                      | ICP-MS を用いた尿中ウラン迅速分析法の開発                                             |
| 環境影響評価手法の研究          | 降雨時の施設寄与線量率の弁別に関する研究                                                 |
|                      | 想定事故時線量評価方法の高度化に関する研究                                                |
|                      | 放射性廃棄物の長期的多国間放射線影響評価に関する検討                                           |
|                      | AMS を用いた畑土中 $^{129}\text{I}$ 分析に関する前処理法の検討                           |
|                      | 東海再処理施設における排水中の超ウラン核種に関する調査                                          |
| 先行基礎工学研究             | GPS 高エネルギー分解能シンチレータによる高信頼性 $\alpha$ 線波高弁別検出器の開発                      |
| 京都大学原子炉実験所共同利用研究     | 緊急時被ばく線量測定を目指した放射線誘起ルミネッセンスの基礎的研究                                    |



## 9.2 放射線モニタリング技術の高度化研究

### 9.2.1 $^{241}\text{Am-Li}$ 線源における中性子放出角度分布の非等方性

#### (1) 緒言

$^{241}\text{Am-Li}$  中性子線源は、 $^{241}\text{Am}$  の  $\alpha$  粒子とターゲット  $^7\text{Li}$  との核反応 ( $^7\text{Li} + \alpha \rightarrow ^{10}\text{B} + n - 2.79 \text{ MeV}$ ) によって中性子を発生する。平均中性子エネルギーは約 0.5 MeV, 最大エネルギーは約 1.4 MeV である。保障措置における非破壊測定 (NDA) 等の目的で利用される線源であるが[1], 我々は、その特異なエネルギーに着目し、中性子線量計の校正に使用することを検討している[2]。本研究では、 $^{241}\text{Am-Li}$  中性子線源を校正用線源として使用するにあたって必要な情報の一つである中性子放出角度分布を計算と測定によって評価する。

#### (2) 線源仕様

評価対象線源は、米国 Monsanto Research Corporation 製のもので、元来は NDA 装置 Random Driver に付属する中性子源であった。公称放射能 343 GBq と 373 GBq の計二個があり、中性子放出率は両者合計で毎秒約  $10^6$  である。線源物質は、 $\text{AmO}_2$  と水素化リチウム ( $\text{LiH}$ ) の混合物からなり、外径 38 mm×長さ 108 mm のステンレス鋼製二重カプセルに封じられている。

#### (3) 計算及び測定方法

計算によって中性子放出角度分布を求めるため、カプセルの構造図面ならびに線源の出荷記録からターゲット物質の質量等の情報を入手し、それらに基づき精密な MCNP 中性子輸送計算モデルを構築した。Tagziria ら[3]は、一部の  $^{241}\text{Am-Li}$  中性子線源に Be が不純物として含まれていることを指摘しているが、Ge 半導体検出器を用いたガンマ線スペクトルの観察によって本線源には Be は混入していないことを確認した。このため、 $\alpha$  粒子とターゲットとの核反応によって発生する中性子のスペクトルには、 $^7\text{Li}(\alpha, n)$  反応断面積に基づき Geiger ら[4]が計算したものをを用い、それを  $^{241}\text{AmO}_2$  と  $\text{LiH}$  の均一な混合物からなる線源物質領域から一様に発生させた。線源の実効中心を中心とする半径 100 cm の球の表面を天頂方向から同一立体角で 40 分割した帯状検出器で、カプセル外に漏れ出る中性子のスペクトラルフルエンスを計算した。また、線源物質が  $^{241}\text{AmO}_2$  と金属 Li のみ、すなわち水素が含まれないと仮定した条件でも同様の計算を行った。

一方、測定では、 $^3\text{He}$  比例計数管とポリエチレン球 (外径 151 mm) からなる中性子検出器を用いた。線源を水平に倒した状態で三脚に設置し、線源-検出器間距離を 50 cm に固定したまま線源を 15 度ステップで回転させることによって、天頂角方向の中性子放出角度分布を測定した。なお、ここでは、放出角度によって中性子スペクトルが大きく変化しないという仮定のもと計数が中性子フルエンスに比例するとした。

#### (4) 結果

天頂角方向における中性子フルエンス分布 (放出角度分布) を図 9.1 に示す。実線で示した計算値と◇で示した実験値 (ともに  $90^\circ$  で 1 に規格化) はよく一致する。線源カプセルの形状が細長いため、側面である  $90^\circ$  方向に大きく広がった非等方な分布を示す。図に

は、ターゲットが Li のみの（水素を含まない）条件での結果も破線で示す。両計算結果の比較から、水素元素が放出角度分布に大きく影響していることが分かる。このことは、中性子放出角度分布を計算で求める場合、線源カプセルの内部構造を適切にモデル化することが重要であることを示す。

計算及び実験の結果から本  $^{241}\text{Am-Li}$  線源の非等方性補正係数は 1.13 と評価された。この値は、別に報告されている  $^{241}\text{Am-Li}$  線源 (X14 型) の補正係数 1.08 [5] に比べてかなり大きい。これは、本線源の形状 (外径 38 mm×長さ 108 mm) が X14 型線源 (同 30 mm×60 mm) よりも細長いためと考えられる。

#### 参考文献

- [1] J. E. Foley and L. R. Cowder, Assay of the uranium content of rover scrap with the random source interrogation system, LA-5692-MS (1974).
- [2] N. Tsujimura and T. Yoshida, Design of a graphite-moderated  $^{241}\text{Am-Li}$  neutron field to simulate reactor spectra, *Radiat. Meas.* (2010), doi:10.1016/j.radmeas.2010.07.011
- [3] H. Tagziria, *et al.*, Measurement and Monte Carlo modelling of the JRC  $^{241}\text{Am-Li}(\alpha, n)$  source spectrum, *Radiat. Prot. Dosim.* 110, 129 (2004).
- [4] K. W. Geiger and L. Van der Zwan, *Health Phys.* 21, 120 (1971).
- [5] A. G. Bardell, *et al.*, Anisotropy of emission from radionuclide neutron sources, NPL CIRM 24 (1998).

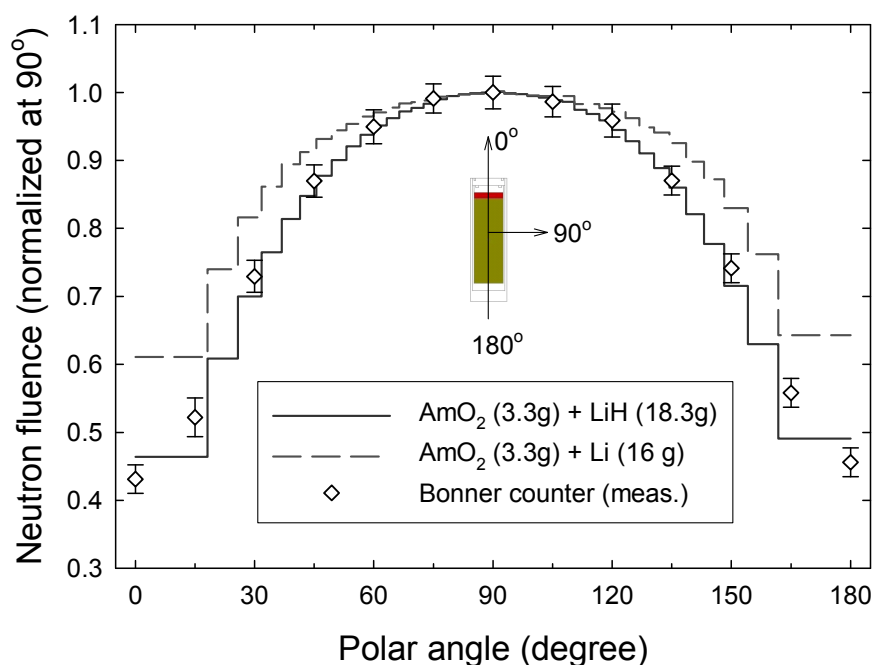


図 9.1  $^{241}\text{Am-Li}$  線源 (公称放射能 373 GBq) の中性子放出角度分布  
計算値 (実線と破線), 実測値 (◇)

### 9.2.2 モンテカルロ計算による MOX 燃料取扱グローブボックス近傍の中性子エネルギー・方向分布の評価

#### (1) 目的

作業場に複数の線源があったり、それぞれの線源が広がっていたりする場合、作業者の受ける放射線の分布は複雑になる。特に、エネルギーだけで値が決まる周辺線量当量に対して、個人線量当量や実効線量は入射方向の関数でもあるため、その分布によってこれらの値に大きな相違が生じる可能性がある。そこで、MOX 燃料施設の代表的な工程を対象に、モンテカルロ計算によって作業者位置における中性子のエネルギー分布と方向分布を求め、上記線量を計算し、それらの値の違いを調べる。

#### (2) 作業場概要

プルトニウム燃料第三開発室のペレット製造工程を対象とした。本工程室には、燃料製造機器を包蔵する幅 3 m×高さ 3 m×奥行き 1 m の大型 GB が 8 基設置されている。ステンレス鋼のフレームからなる GB は、パネル面が厚さ 10 mm のアクリル樹脂であり、さらに厚さ 35 mm の含鉛アクリル板を表面に持つ。

#### (3) 計算方法

計算には、モンテカルロ粒子輸送計算コード MCNP-4C2 (核データライブラリ JENDL-3.2) を用いた。コンクリート床、壁並びに天井と 8 基の GB からなる計算モデルを図 9.2 に示す。GB の内部構造については、燃料製造機器を個々にモデル化するのではなく、GB に含まれる機器の合計質量 (平均約 3 トン) を保存した低密度のステンレス鋼が均一に含まれていると近似し、また GB 表面については簡単のため全てのグローブポートをふさいだ。線源中性子スペクトルには、燃料組成に基づき SOURCES-4C コードで計算したものを扱い、ある特定の GB だけから又はすべての GB から同じ強度で中性子を放射する板状線源 (2.4 m×2.4 m) を想定した。

代表的な作業者位置 5 箇所を選んで、床から 120 cm の高さに直径 30 cm の面検出器を GB パネルと平行に置き、通過する中性子のスペクトラルカレントをエネルギー 115 群並びに入射角度 12 群のマトリクスとして求めた。ここで、入射角度は、面検出器の法線ベクトルと入射する中性子の方向ベクトルのなす角であり、GB 側の  $2\pi$  の空間 (前方側) については、図 9.3 に示すように入射角度  $0^\circ$  (GB と対峙する向きに相当する)、 $10.6^\circ$ 、 $23.7^\circ$ 、 $38.1^\circ$ 、 $52.9^\circ$ 、 $67.7^\circ$  及び  $90^\circ$  で 6 群に仕分けした。なお、それぞれの角度区間は、 $15^\circ$  ステップで数値が与えられている ICRP Publ. 74 の個人線量当量換算係数に対応したものである。

MCNP 計算によって得られるエネルギー  $i$  群、入射角度  $j$  群の中性子フルエンスを  $\Phi_{i,j}$  とするとき、周辺線量当量  $H^*$  並びに個人線量当量  $H_p$  は次式で表される。

$$H^* = \sum_{i=1}^{115} \sum_{j=1}^{12} h_i^* \Phi_{i,j}$$

$$H_p = \sum_{i=1}^{115} \sum_{j=1}^6 h_{i,j}^p \Phi_{i,j}$$

ここで、 $h^*_i$  は、エネルギー*i* におけるフルエンスー周辺線量当量換算係数、 $h^p_{i,j}$  は、エネルギー*i*、入射角度 *j* におけるフルエンスー個人線量当量換算係数である。

一方、任意の入射角度についてではなく前方入射 (AP) や後方入射 (PA) 等の代表的な曝露ジオメトリについてのみ換算係数が与えられている実効線量については、計算で得られた詳細な方向分布を前方入射成分 (*j*=1~6 の区間に相当) と後方入射成分 (同, *j*=7~12) に二分し、それぞれが AP 並びに PA 成分として入射すると近似することによって求めた。比較のため個人線量当量についても同様に仮定した曝露条件で改めて計算した。

$$E_{AP+PA} = \sum_{i=1}^{115} \sum_{j=1}^6 h^{EAP}_i \Phi_{i,j} + \sum_{i=1}^{115} \sum_{j=7}^{12} h^{EPA}_i \Phi_{i,j}$$

$$H'_p = \sum_{i=1}^{115} \sum_{j=1}^6 h^p_{i,j=1} \Phi_{i,j}$$

ここで、 $h^{EPA}_i$ 、 $h^{EPA}_i$  は、それぞれ AP、PA 条件でのエネルギー*i* におけるフルエンスー実効線量換算係数である。 $h^p$  については、ここでは AP 成分だけを考えればよいので、正面入射に相当する換算係数 (*j*=1) のみを使った。

#### (4) 結果

計算結果の一例として、全 GB から中性子を一齐に放射した場合における、室内中央 GB と GB に挟まれた位置での結果を記す。この位置は、方向分布が最も複雑になるケースである。作業者が GB に面する位置においては、周辺線量当量  $H^*$  に対する個人線量当量  $H_p$  の比は 0.60 であり、後方側からの入射成分による違いが生じた。また、この方向分布を AP 成分と PA 成分の和からなるものとして近似して算出した実効線量  $E_{AP+PA}$  は、AP 成分だけを想定して算出した個人線量当量  $H'_p$  とほぼ同等の値になることが分かった。

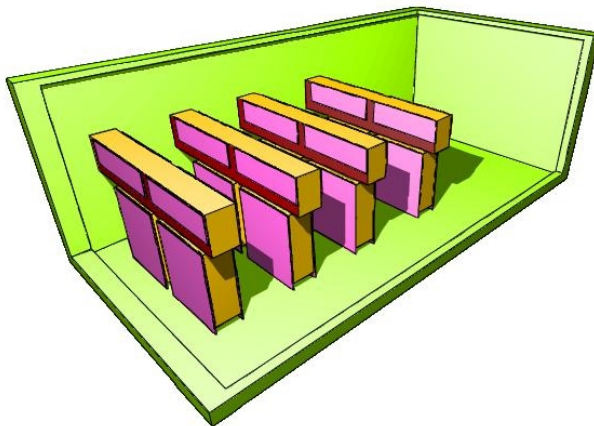


図 9.2 MCNP 工程室内計算モデル

工程室は長さ 21.4 m×幅 10.6 m×高さ 7.3 m であり、  
3 m×3 m×1 m の GB が計 8 基設置されている。

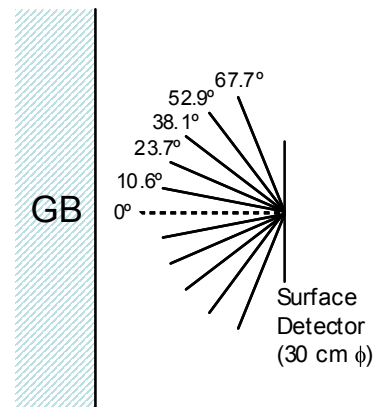


図 9.3 MCNP 計算における検出器イメージ (角度ビン構造)

### 9.2.3 電子式中性子個人線量計校正装置の設計

#### (1) 緒言

RI 中性子線源を使用して電子式個人線量計を校正する場合、ファントムの表面に線量計を取り付け照射する方法と、ファントムを使用するのではなく固定した線源－線量計幾何学条件を備えた専用照射装置を利用する方法がある。後者の方法は、多数個の線量計を効率良く校正するのに適切である。電子式中性子個人線量計は、原子力機構においても一部の事業所において既に採用されていることから、それらの校正に資するべく RI 中性子線源を用いる専用校正装置を設計する。

#### (2) 設計要件

対象とする線量計は、外寸 62 mm×106 mm×20 mm、高速中性子用×1 個並びに熱（低速）中性子用×1 個の計 2 個の半導体センサーを搭載する国産電子式線量計である。数千台もの線量計の処理を目的に  $^{252}\text{Cf}$  線源を使用する自動校正装置[1]が既に実用化されているが、ここでは、数 10～数 100 個程度の処理用として  $^{241}\text{Am-Be}$  線源（37 GBq）を使用する簡素なマニュアル式のものを考える。

校正装置は、一回の照射で複数の線量計を照射できる構造で、また、比較的短時間で十分な計数を得ることができるようできるだけ線量計を線源に近接させる一方、線量計の位置を精度良く再現できるよう構造を工夫する必要がある。

#### (3) 構造の検討

上記設計要件を達成するため、直径及び高さが数 10 cm 程度の円柱形減速材の中心部に  $^{241}\text{Am-Be}$  線源を、その周囲に複数台の線量計を同心円に配置する構造を考案した。この構造の場合、装置自身が減速材とファントムを兼ねるので高速中性子と熱中性子の同時照射を可能にする。

詳細寸法を決定するため、減速材内部における中性子線量当量率を MCNP-4C モンテカルロ中性子輸送計算により計算した。減速材はポリエチレン（密度  $0.95\text{ g cm}^{-3}$ ）とし、 $^{241}\text{Am-Be}$  線源の中性子スペクトルは IS08529-1（JIS Z4521）から引用した。中性子 1 放出あたりのセンサー位置における中性子フルエンスを計算で求め、それに換算係数を乗じることによって、同位置における高速中性子成分（1 MeV 以上、高速中性子センサーのしきいエネルギーにはほぼ相当する）、熱中性子成分（0.4 eV 以下）それぞれの線量当量を得た。その結果に、 $^{241}\text{Am-Be}$  線源の中性子放出率（ $2.25 \times 10^6\text{ s}^{-1}$ ）を乗じて、線量当量率に換算した。

#### (4) 最終設計案と線量当量率計算結果

最終設計案を図 9.4 に示す。減速材は、直径 40 cm×高さ 30～40 cm の円柱ポリエチレンであり、中央に線源挿入孔、線源中心から距離 10 cm の同心円上に計 6 個の線量計を収容するスロットを持つ。線源－線量計センサー間のスペース（高さ 4 cm）はボイドとし、線源からの高速中性子はその強度を損なうことなく直接センサーに入射するようにした。線量計を校正する場合は、まず線量計を各スロットに収容し、次に  $^{241}\text{Am-Be}$  線源を先端に詰めたパイプを上から挿入することによって照射を開始する。

モンテカルロ計算の結果、センサー位置において速中性子 ( $>1$  MeV) で約  $3 \text{ mSv h}^{-1}$ 、熱中性子で約  $0.2 \text{ mSv h}^{-1}$  の線量当量率を得ることができていることが分かった。6 台の線量計を同時照射することができるので、1 時間の照射を 1 日に 5 回実施するとすれば、約 10 日間で 300 台を処理することができる。

また、モンテカルロ計算によって得られたその他の知見を以下に列挙する。(1) 線量計を収容しない空のスロットがあっても中性子線量当量率に変化はない。(2)  $^{241}\text{Am}$  からの  $\gamma$  線を遮へいするため、線源周囲に厚さ 5 mm の鉛を配置したとしても中性子線量当量率は変化しない。(3) 減速材をポリエチレンからアクリルに変更すると線量当量率が約 10% 変化する。(4) コンクリート床からの散乱線影響は十分に小さい、(5) 減速材中で発生する捕獲ガンマ線による線量率はセンサー位置で約  $35 \cdot \text{Sv h}^{-1}$  であり、十分に小さい (速中性子線量当量率の 1% 程度)。

#### 参考文献

- [1] 谷口和史, 吉田公一, 青山敬, ユーザー (原子力発電所) における中性子校正の現状, 日本保健物理学会シンポジウム講演要旨集, 2005 年 2 月 28 日, 文京シビックホール, 東京.

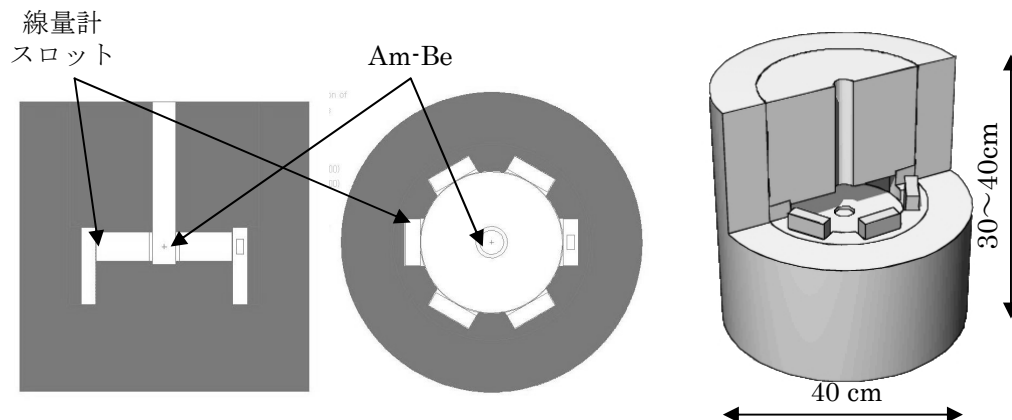


図 9.4 電子式中性子個人線量計校正装置の構造  
左：垂直断面図，中央：水平断面図，右：透視図



#### 9.2.4 ボクセルファントムを用いる体外計測法の高度化技術の開発

##### (1) はじめに

ボクセルファントムとは、X線 CT や MRI から得られた人体の断面撮像画像を微小な直方体（ボクセル）によって区分し、その各直方体に組織の元素組成や密度に応じた数値データを配列した、計算機上のファントムである<sup>1)</sup>。近年の典型的なボクセルファントムは、数 mm 角程度の微小なボクセルサイズを達成しており、リアリスティックな人体を表現することが可能になっている<sup>2)</sup>。ボクセルファントムは、従来まで利用されてきた MIRD ファントムを基礎とする数学ファントムに置き換えられ、放射線防護のための線量係数の算定に利用される予定である<sup>3)</sup>。放射性核種による体内汚染を定量するための代表的な手法である体外計測法においても、ボクセルファントムを活用した研究が進められている<sup>4)5)6)</sup>。体外計測法で重要となるのは、線源となる体内の汚染部位と放射線検出器との幾何学的条件で決定される計数効率である。したがって、精密なボクセルファントムに対する放射線検出器の応答をシミュレートすることにより、計数効率の精度向上が期待できる。計算シミュレーションでは、核種の体内動態を考慮した放射能分布を任意に与えることも可能である。こうした背景を受け、著者は、欧州線量評価研究グループ（EURADOS）が2009年度に主催した「体外計測における計算シミュレーションに係る相互比較試験」<sup>7)</sup>に参加し、試験結果を提出した。本試験の目的は、ボクセルファントムを用いるシミュレーション技術に関して各国の水準を把握するとともに、計算シミュレーションを行う上での様々な問題点を抽出することにあると見られる。本稿では、この相互比較試験の概要と著者が行った計算シミュレーションのアプローチについて報告する。

##### (2) 国際相互比較試験の概要

2009年度に、EURADOSの主催で、「体外計測における計算シミュレーションに係る相互比較試験」（“Intercomparison on Monte Carlo modeling on in vivo measurements of lung contamination with a Livermore phantom”）が開催された。本試験はEURADOSのHP上にアナウンスされ、試験問題（タスク）がボクセルファントムのデータとともに公開された。試験参加者は、タスクで要求された計算シミュレーションを各自で行い、その結果を指定されたフォーマットに記入し、期日まで主催者側に送付する。今回の試験は、4個の平板型 Ge 半導体検出器を備えた肺モニタによって、<sup>241</sup>Am ポイント線源及びリバモアファントムを測定した時の応答関数を計算シミュレーションで評価するものである。リバモアファントムには、濃縮ウランを含む肺線源が内蔵されている。肺モニタに関しては、検出器内部の構造物が詳細に示された図面が与えられており、その情報から、サイクル研で所有する肺モニタ（キャンベラ製 ACT-II, GL3825）と同一のものと推察された。今回の試験では、全部で3つのタスクが与えられており、この内の2つを期日（2009年度末）に回答した。残りの1つのタスクについては、現在進行中である。以下に各タスクの内容を記述する。

- タスク 1：単一の <sup>241</sup>Am ポイント線源に対する光子スペクトルの計算シミュレーション
- タスク 2：肺計測の計算シミュレーション
- タスク 3：自らが所有する肺モニタシステムに対する計算シミュレーション：計数効率の最適化

タスク 1 と 2 が既に回答したタスクである。Ge 半導体検出器のエネルギービンの設定やピーク幅に関する特性データは、各タスクで指定されている。検出器の位置は、線源に対する相対座標として与えられている。タスク 2 の測定ジオメトリを図 9.5 に示す。

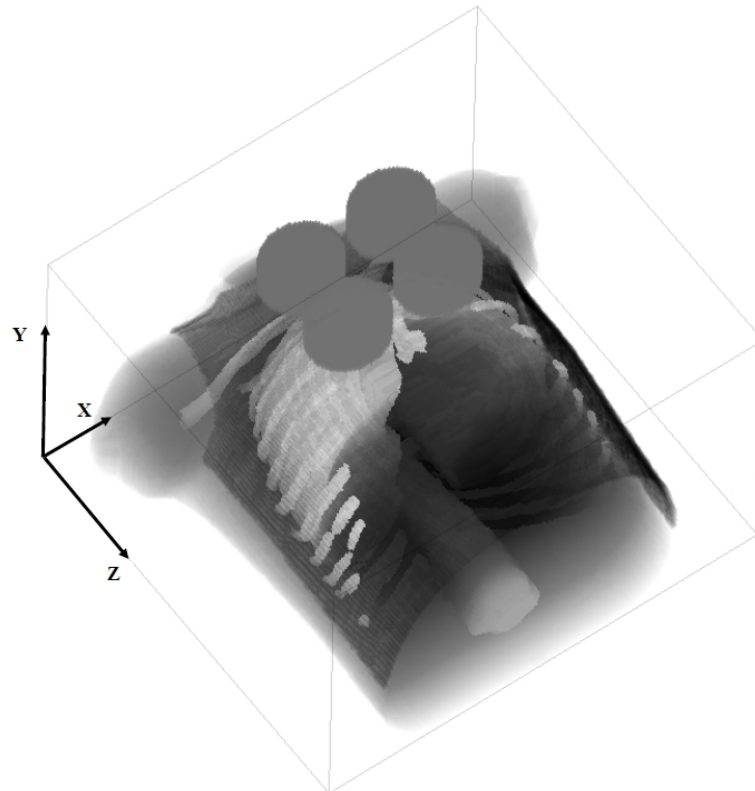


図 9.5 タスク 2 の測定ジオメトリ  
(リバモアファントムの上の 4 個の円筒が Ge 半導体検出器)

### (3) 計算シミュレーションの方法

計算シミュレーションには MCNPX2.6 を使用した。MCNPX は MCNP の拡張版として開発され、MCNP では対応していない様々な荷電粒子の輸送計算が行える他、取り込めるボクセルデータも MCNP に比べて増加している。以下は、タスク 2 における計算シミュレーションの方法を中心に述べる。

リバモアファントムのボクセルデータは、2mm 角の立方体ボクセルで与えられており、全ボクセル数は約 850 万であった。ボクセルデータを MCNPX のインプットファイルに記述する際、連続する同一物質のボクセルに対するデータの圧縮と線源ボクセルの位置の抽出を自作したプログラムによって行った。リバモアファントムの計算モデリングについては、図 9.6 に示すように画像上で確認を行った。



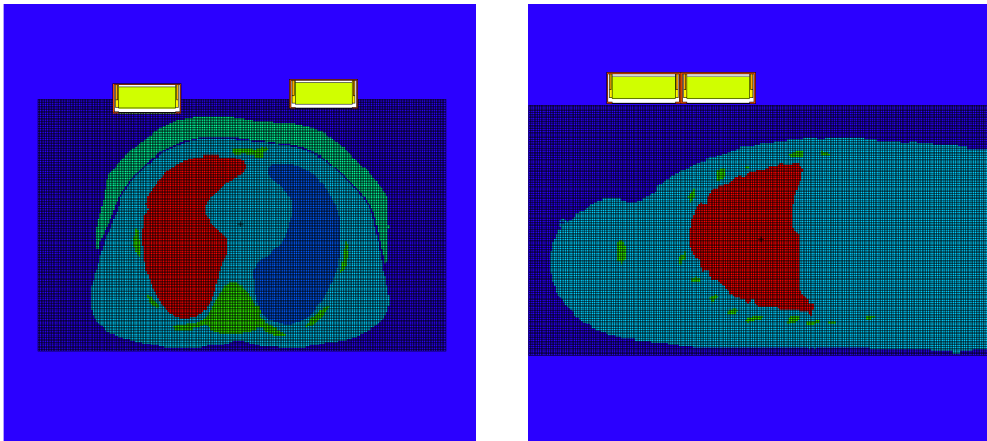


図 9.6 リバモアファントムの計算モデリング (タスク 2)

肺モニタを構成する Ge 半導体検出器の応答関数は、Pulse Height Tally (PHT) を用いてシミュレートした。PHT は、検出器内の有感領域へエネルギー付与を、入射する光子のイベント毎に記録する。二次電子の輸送計算は、TTB (Thick Target Bremsstrahlung) モデルによって近似した。この近似により、二次電子の物質内での輸送を詳細に行う計算方法 (MODE PE) に比べて計算時間を大幅に短縮することが可能となり、計算結果にも差異がほとんど見られないことを確認した。PHT で得られた応答関数は、実際の検出器の応答を模擬するため、全吸収ピークの半値幅 (FWHM) に対応したガウス関数でフォールディングを行った。

リバモアファントム内には、濃縮ウランが均一に分布した肺線源が内蔵される。タスク 2 では、親核種である  $^{234}\text{U}$ 、 $^{235}\text{U}$  及び  $^{238}\text{U}$  の放射能のみが与えられた。これらの核種の子孫核種についても計算シミュレーションで考慮する必要があるため、子孫核種の放射能を放射平衡を仮定して決定した。計算シミュレーションの対象とした核種は、 $^{234}\text{U}$ 、 $^{235}\text{U}$ 、 $^{230}\text{Th}$ 、 $^{231}\text{Th}$ 、 $^{234}\text{Th}$  及び  $^{234\text{m}}\text{Pa}$  の合計 6 核種とし、崩壊データには主催者側から推奨されたものを計算に用いた。タスク 2 で要求された検出器の応答関数を得るため、上記核種毎及び左右の肺線源毎に合計 12 個のインプットファイルを作成し、個別に計算を行った。これらの計算結果は 1 光子当たりで規格化された応答関数であるため、それぞれの核種の光子放出率を乗じ、全ての応答関数を合成した。

#### (4) 計算シミュレーションの検証

今回、回答したタスク (タスク 1 とタスク 2) の要求事項では無いが、サイクル研で所有する肺モニタ及びリバモアファントムを用いて、実験値との比較により、計算シミュレーションの検証を行った。実験は厚さ 20 cm の鉄遮へい室内で行い、実験の測定ジオメトリは、それぞれのタスクにおいて指示されたものと同様になるようにした。計算シミュレーションの方法は基本的に相互比較試験と同様であるが、応答関数のエネルギービン及びピーク半値幅関数は、実際に使用した Ge 半導体検出器の設定に一致するように、計算シミュレーション上で考慮した。

# ● タスク 1

タスク 1 では、 $^{241}\text{Am}$  ポイント線源に対する Ge 半導体検出器の応答関数を求める。図 9.7 に示すように、検出器アレイの中央真下に  $^{241}\text{Am}$  ポイント線源を配置した。 $^{241}\text{Am}$  ポイント線源は厚さ 5 mm のアクリル板の上にあり、計算シミュレーションにおいて  $^{241}\text{Am}$  ポイント線源とともにアクリル板をモデリングした。

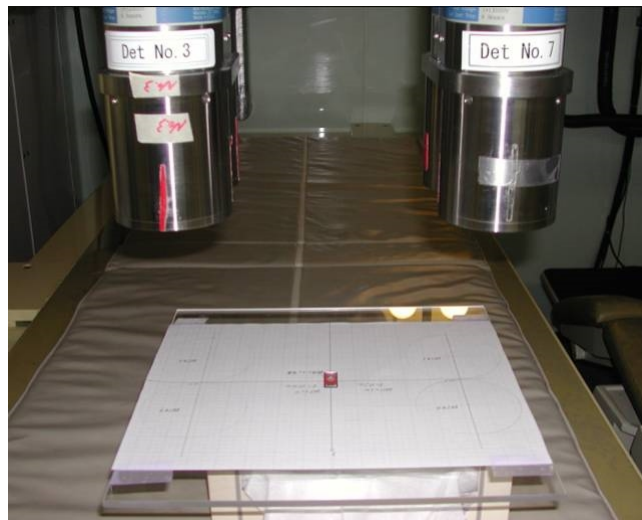


図 9.7 実験における測定ジオメトリ（タスク 1）

図 9.8 に Ge 半導体検出器の応答関数の実験値と計算値を比較して示した。同図の応答関数は、4 個の Ge 半導体検出器の合計値に対するものである。計算シミュレーションは、実験で得られた Ge 半導体検出器の応答関数を全般的に良好に再現している。 $^{241}\text{Am}$  の 59.5 keV の  $\gamma$  線に対するピーク効率、実験値の  $7.45\text{E-}03$  (cps Bq $^{-1}$ ) に対して、計算値では  $7.97\text{E-}03$  (cps Bq $^{-1}$ ) であった。計算値が実験値に比べて 7% 高い結果となったが、これは結晶の表面近傍に放射線に対する不感層が形成されたためと推定される。計算シミュレーションでは、検出器メーカーから提示された結晶寸法に忠実にモデリングをしているため、不感層による計数損失は考慮されない。59.5 keV の  $\gamma$  線ピークのコンプトン散乱領域及び特性 X 線の谷部分では、実験値と計算値に比較的大きな差異を生じている。この差異の原因は明らかではないが、一部には不感層の存在が関与していると思われる。計算コードの違い (MCNP5 と MCNPX2.6) 及び計算方法の違い (MODE PE と MODE P with TTB model) が計算結果に与える影響はほとんど無かった。

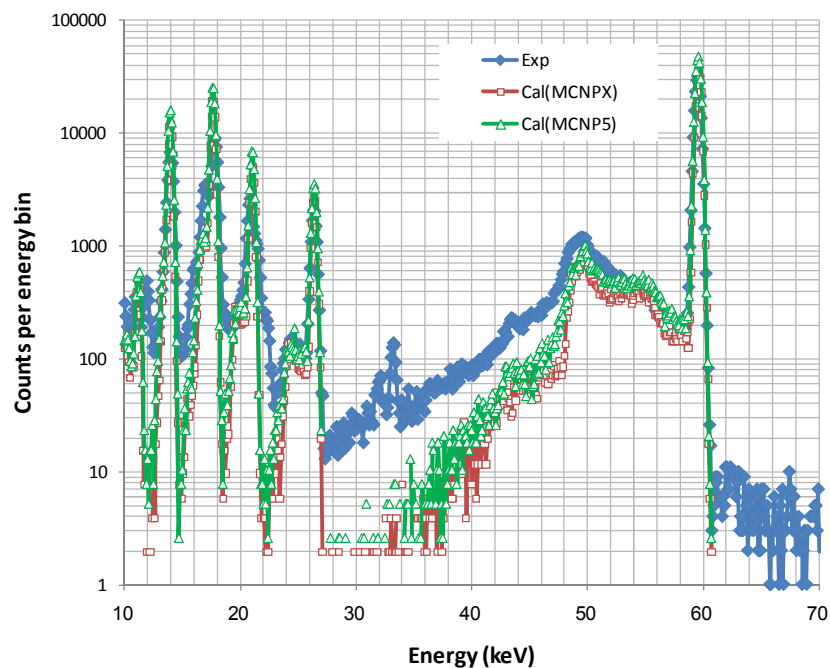


図 9.8 Ge 半導体検出器の応答関数に対する実験値と計算値との比較（タスク 1）

## ● タスク 2

タスク 2 ではリバモアファントムに対する Ge 半導体検出器の応答関数を求める。Ge 半導体検出器は、リバモアファントムの背面に対して水平に配置される。実験における測定ジオメトリを図 9.9 に示す。

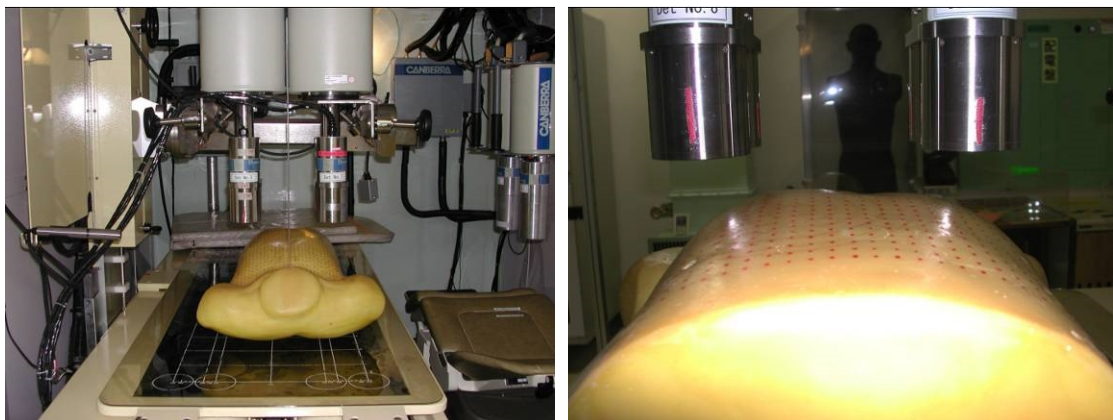


図 9.9 実験における測定ジオメトリ（タスク 2）

サイクル研で所有している肺線源には濃縮ウランのものは無いため、天然ウランのもので代用した。この天然ウランを含んだ肺線源は、重量のみで値付けがされているため、典型的な天然ウランの比放射能 ( $25.2 \text{ Bq mg}^{-1}$ ) 及び同位体放射能比 ( $^{234}\text{U} : ^{235}\text{U} : ^{238}\text{U} = 48.9\% : 2.2\% : 48.9\%$ ) を仮定して、ウラン同位体の放射能を決定した。リバモアファントムの実験スペクトルは、ブランクの肺線源をファントムに内蔵して得られたスペクトルを差し引いた、ウラン肺線源の寄与分

のみのスペクトルとして求めた。これは、リバモアファントムの測定では十分な計数を得るのに時間を要したことから、計算シミュレーションでは考慮しない自然放射線による計数寄与を除去するためであった。図 9.10 に Ge 半導体検出器の応答関数の実験値と計算値を比較して示した。スペクトル上の主要ピークである、63.3 keV ( $^{234}\text{Th}$ )、143.8 keV ( $^{235}\text{U}$ ) 及び 185.7 keV ( $^{235}\text{U}$ ) の計数効率は、計算値は約 10%の範囲で実験値と一致した。

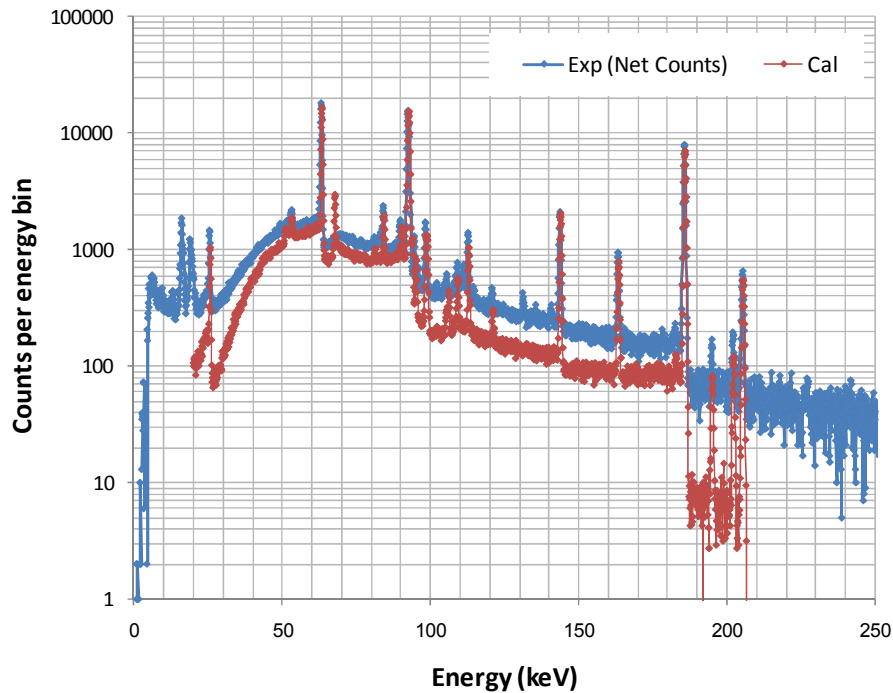


図 9.10 Ge 半導体検出器の応答関数に対する実験値と計算値との比較（タスク 2）

コンプトン散乱領域では、計算値が実験値に対して全般的に過小評価する傾向がある。この原因の一つとして、計算シミュレーションでは考慮していない、200 keV 以上の $\gamma$ 線の放出があると考えられた。そこで、天然ウラン肺線源を内蔵したリバモアファントムを、約 2 MeV までの光子の測定が可能な同軸型 Ge 半導体検出器（相対効率 50 %）で計測したところ、図 9.11 に示すように 743 keV、766 keV、1002 keV 付近に線源起源のピークが確認された。これらのピークは、肺モニタの測定エネルギーの上限が約 400 keV であることから、これまで実測で確認できておらず、また、主催者から提供された崩壊データにも含まれていなかった。上記 3 本のピークは、 $^{234\text{m}}\text{Pa}$ からの放出 $\gamma$ 線と見られる。今回確認できたピークは比較的高いエネルギーの光子であり、胸部軟組織による減衰が少ないことから、ウランの吸入汚染における体外計測に際し、有効になると思われる。

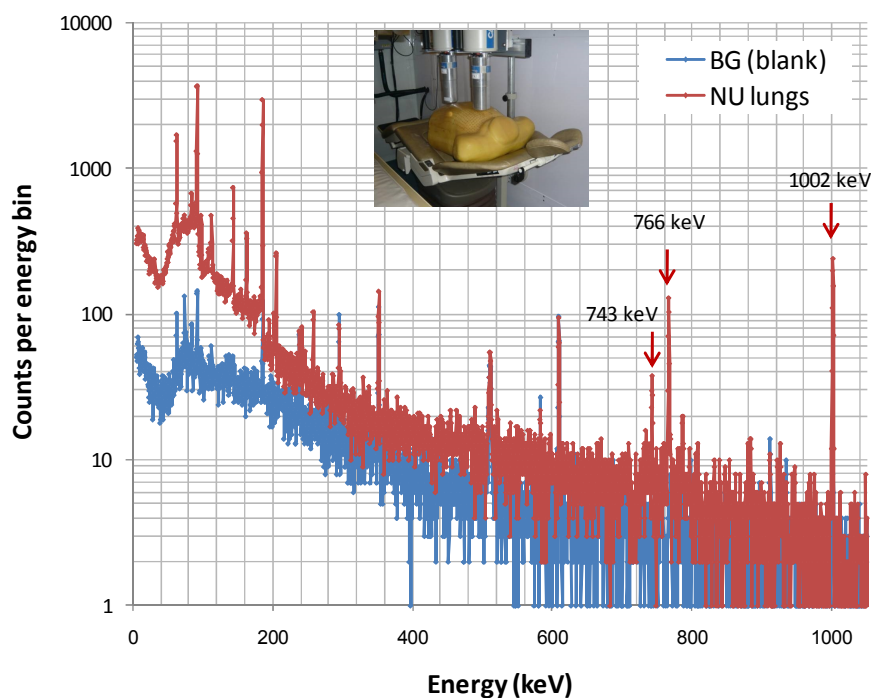


図 9.11 1 MeV 付近までのリバモアファントムの  $\gamma$  線スペクトル

(5) まとめ

欧州線量評価研究グループ（EURADOS）が主催した「体外計測における計算シミュレーションに係る相互比較試験」に参加し、その試験結果（タスク 1, 2）を報告した。汎用輸送計算コード MCNPX を用いて、ボクセルファントムに対する体外計測機器の応答関数を計算シミュレーションによって評価するための手法を確立した。リバモアファントムに対する肺モニタの応答関数を、計算シミュレーションによって再現できることを確認した。今後、ボクセルファントムを利用した計算シミュレーションを活用し、体外計測法の高度化を図ってゆく。

参考文献

1. 日本保健物理学会, 高度人体ファントム専門研究会成果報告書 (1998).
2. International Commission on Radiological Protection. *Adult Reference Computational Phantoms*. ICRP Publication 110. (Elsevier Ltd.) (2010).
3. International Commission on Radiological Protection. *The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection*. ICRP Publication 103. (Elsevier Ltd.) (2007).
4. Hunt, J. G., Bertelli, L., Dantas, B. M., Lucena, E. *Calibration of in vivo measurement systems and evaluation of lung measurements uncertainties using voxel phantom*. Radiat. Prot. Dosim. 76(3), pp. 179-184 (1998).
5. Hunt, J. G., Dantas, B. M., Lucena, E. *Calibration of an in vivo measurement system using voxel phantom*. Radiat. Prot. Dosim. 79(1-4), pp. 425-427 (1998).
6. Kinase, S., Takagi, S., Noguchi, H., Saito, K. Application of voxel phantoms and Monte Carlo method to whole-body counter calibration. Radiat. Prot. Dosim. 125(1-4), pp. 189-193 (2007).
7. Intercomparison on Monte Carlo modeling of in vivo measurements of lung contamination with a Livermore phantom. Available at <http://www.euradnews.org/fullstory.php?storyid=230314> (Last accessed on 26 July 2010).



### 9.2.5 異なる校正経路を持つボナー球スペクトロメータを用いた中性子校正場の検証

#### (1) 緒言

サイクル研究所の計測機器校正施設（ICF）では、中性子線量計の校正並びに実作業環境における中性子スペクトルに対するレスポンス変化を評価するため、 $^{252}\text{Cf}$  及び  $^{241}\text{Am-Be}$  速中性子校正場並びに MOX 燃料施設の作業場を模擬した  $^{252}\text{Cf}$  減速中性子校正場[1]を整備している。中性子フルエンス率  $\phi$  及び線量当量率  $H$  は、モンテカルロ中性子輸送計算やボナー球スペクトロメータ（BMS）による測定結果から決定している。これら諸量の検証を行うため、構造と校正経路の異なる別の BMS を用いた測定を実施した。

#### (2) 校正場の概要

##### (a) 速中性子校正場

ICF は 1 階と地階からなる平屋建てで、1 階部分は室内散乱線を極力低減させるため、床面をグレーチング構造、さらに天井と外壁二面を軽量コンクリート製としている。通常地下 4 m に格納された  $^{252}\text{Cf}$  及び  $^{241}\text{Am-Be}$  中性子線源を地上階まで空気圧によって移送し、線源案内管先端にある電磁石で保持して照射する。中性子放出率は英国標準研究所 NPL で校正されている。MCNP-4C2 による線源及び周辺構造体の詳細モデルから、非等方性補正係数や線量当量換算係数を算出して、基準線量率となる  $\phi$  及び  $H$  を決定している[2]。

##### (b) 減速中性子校正場

第一の減速中性子校正場（1F 減速場）は、前記の校正場をベースに、室内散乱線による寄与の少ないグレーチング上で  $^{252}\text{Cf}$  線源の周囲に厚さ鉄(40 mm)、PMMA(15～100 mm)製の中空円筒形減速材を配置する。第二の減速中性子校正場（B1 減速場）は、 $^{252}\text{Cf}$  線源をワイヤ駆動によって地階の案内管途中に固定して使用するもので、地階の床、壁などからの室内散乱線を活用し、さらに鉄(100 mm)、PMMA(100 mm)板などを追加することによって、1F 減速場に比べてより減速された中性子スペクトルを生成する。基準線量率となる  $\phi$  及び  $H$  は、ICF で整備した BMS（ICF-BMS）を用いた測定と、NEUPAC83[3]によるアンフォールディングから中性子スペクトルを評価して決定している。ICF-BMS は、東京大学原子核研究所の BMS[4]を参考に作られており、直径 51 mm の  $^3\text{He}$  比例計数管及び 8 個の Cd カバー付球形ポリエチレン減速材（直径 81～281 mm）からなる。応答関数は、減速材ごとに測定したポリエチレン密度と設計情報を元に MCNP による計算から求め、積分応答を前記の  $^{252}\text{Cf}$  速中性子校正場を用いて校正している。

#### (3) 今回使用した BMS (J-BMS)

Centronic 製の BMS を用いた。独国標準研究所 PTB が設計したもので、直径 32 mm の  $^3\text{He}$  比例計数管及び直径の異なる 12 個の球形ポリエチレン減速材(76 mm～305 mm  $\phi$ )からなる。応答関数も PTB から与えられており、PTB が所有する同一形式の BMS

との比較校正が行われており、ICF-BMS とは独立した校正経路を持つ。

#### (4) 測定方法

J-BMS を用いて、以下に示す速中性子校正場並びに減速中性子校正場の代表として減速条件の異なる 3 種類について測定を行った。

- ①  $^{252}\text{Cf}$  速中性子校正場
- ②  $^{241}\text{Am-Be}$  速中性子校正場
- ③ 1F 減速場  $^{252}\text{Cf} + \text{PMMA } 100\text{mm}$
- ④ B1 減速場  $^{252}\text{Cf}$  減速材なし
- ⑤ B1 減速場  $^{252}\text{Cf} + \text{鉄 } 100\text{mm} + \text{PMMA } 100\text{mm}$

線源-検出器間距離は、B1 減速場は 100 cm とした。また、速中性子校正場及び 1F 減速場は 120 cm とし、シャドーコーン等を用いて室内散乱線補正を行った。

アンフォールディングには GRAVEL-FC3.3 を用い、初期推定スペクトルは、②以外は MCNP による計算値、②は JIS Z4521 に示す  $^{241}\text{Am-Be}$  スペクトルを用いた。

#### (5) 結果

J-BMS の測定から得られた減速中性子校正場の中性子スペクトルを図 9.12 に示す。スペクトル形状は、ICF-BMS 測定値とほとんど違いが見られなかった。J-BMS 測定値から求めた  $\phi$  及び周辺線量当量率  $H^*(10)$  と基準線量率との比を表 9.2 に示す。 $^{252}\text{Cf}$  及び  $^{241}\text{Am-Be}$  速中性子校正場の  $\phi$  及び  $H^*(10)$  に対して、J-BMS 測定値は最大 1% の差であり、非常によく一致した。また、減速中性子校正場の  $\phi$  及び  $H^*(10)$  についても J-BMS 測定値は最大 2% 及び 4% の差であり、J-BMS の応答関数の不確かさ 4% の範囲で一致した。このことは ICF の中性子校正場の基準線量率が確かであることを示している。

#### 謝辞

本研究を実施するにあたり、日本原燃(株)放射線管理部より Centronic 製 BMS を借用し貴重なデータを得ることができました。関係各位に深く感謝いたします。

表 9.2 中性子放出率当たりの中性子フルエンス率  $\phi$  及び周辺線量当量率  $H^*(10)$  並びに基準線量率との比 (線源-検出器間距離: 1F 120 cm, B1 100 cm)

| 校正場      | 線源/減速条件                                                                       | J-BMS 測定値                                   |                                        | 基準線量率との比 |           |
|----------|-------------------------------------------------------------------------------|---------------------------------------------|----------------------------------------|----------|-----------|
|          |                                                                               | $\phi$<br>( $\text{cm}^{-2}\text{s}^{-1}$ ) | $H^*(10)$<br>( $\mu\text{Sv h}^{-1}$ ) | $\phi$   | $H^*(10)$ |
| 速中性子校正場  | $^{252}\text{Cf}$ (1F)                                                        | 6.09E-06                                    | 8.42E-06                               | 0.99     | 1.00      |
|          | $^{241}\text{Am-Be}$ (1F)                                                     | 6.07E-06                                    | 8.54E-06                               | 1.00     | 1.00      |
| 減速中性子校正場 | $^{252}\text{Cf} + \text{PMMA } 100\text{ mm}$ (1F)                           | 3.86E-06                                    | 2.49E-06                               | 0.99     | 1.00      |
|          | $^{252}\text{Cf}$ (B1)                                                        | 1.34E-05                                    | 1.57E-05                               | 1.02     | 1.04      |
|          | $^{252}\text{Cf} + \text{鉄 } 100\text{ mm} + \text{PMMA } 100\text{ mm}$ (B1) | 3.78E-06                                    | 1.56E-06                               | 1.00     | 1.04      |

(1F) 地上階グレーチング床上, 直接線のみ (B1) 地階コンクリート床上, 室内散乱線含む



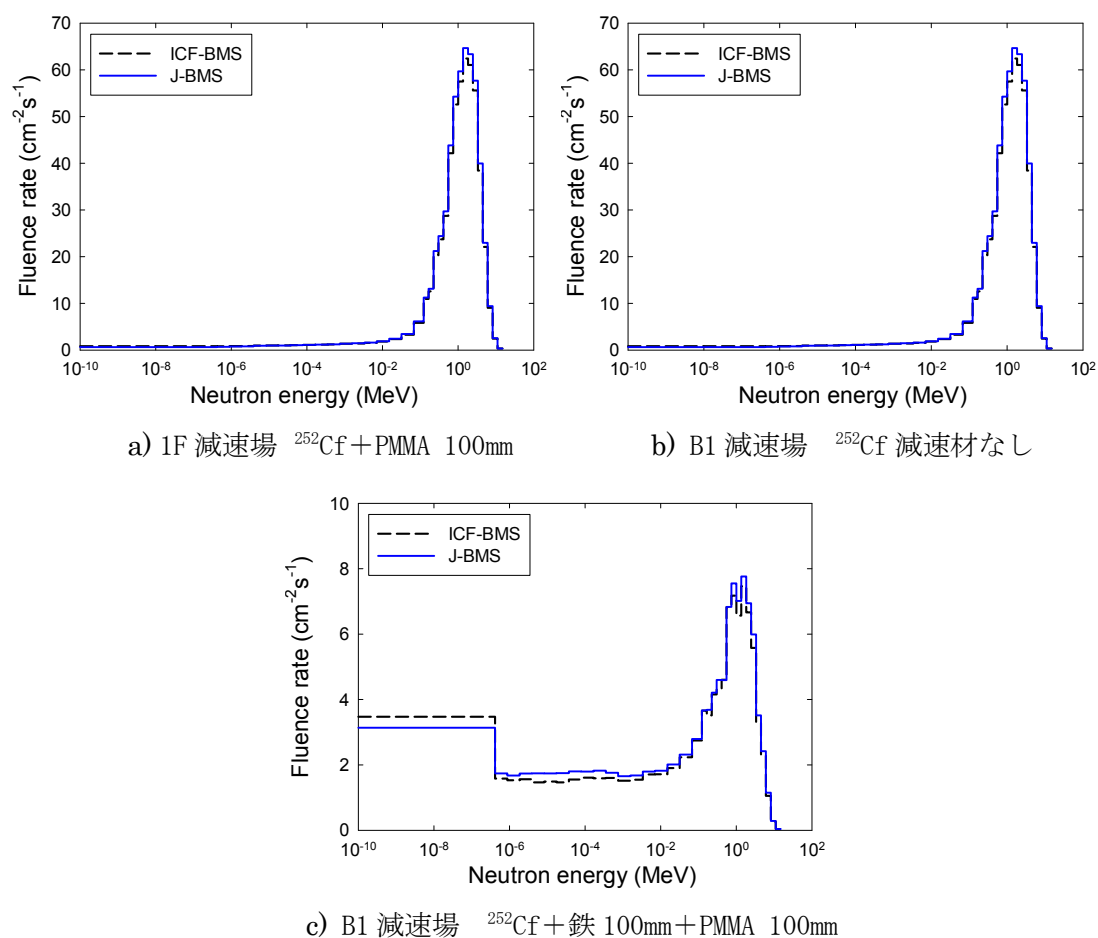


図 9.12 J-BMS の測定から得られた減速中性子校正場の中性子スペクトル

#### 【参考文献】

- [1] 辻村憲雄, 吉田忠義, 高田千恵, 保健物理, 40, pp. 354-359 (2005).
- [2] 辻村憲雄, 吉田忠義, JAEA-Research 2008-034 (2008).
- [3] T. Nakazawa and A. Sekiguchi, UTNL-R 96, 東京大学大学院工学研究科附属原子力工学研究施設 (1981).
- [4] Y. Uwamino, T. Nakamura, A. Hara, *Nucl. Instrum. Method. A* 239, pp.299-309 (1985).

### 9.2.6 MOX 燃料施設における中性子線量計のレスポンス変化の予測分析

#### (1) 緒言

MOX 燃料施設においては、Pu 同位体からの自発核分裂や  $^{238}\text{Pu}$  等からの  $\alpha$  線と  $^{18}\text{O}$  等との ( $\alpha, n$ ) 反応による中性子に対する放射線管理が必要であることから、種々の中性子線量計（個人線量計やサーベイメータ等）を用いた測定が行われている。これらの測定の精度を予測するため、MOX 燃料施設の作業場におけるボナー球スペクトロメータ（BMS）の測定から得られた中性子スペクトル情報と代表的な中性子線量計 6 種類の応答関数によるフォールディング計算から、その線量当量レスポンスを評価し、中性子スペクトルの変化による測定への影響を分析した。

#### (2) 評価方法

中性子線量計の応答関数を  $R(E)$ 、線量計に入射する中性子スペクトルを  $\phi(E)$  としたとき、中性子線量計の線量当量レスポンス  $R_H$  は、

$$R_H = \frac{M}{H} = \frac{\int \phi(E)R(E)dE}{\int \phi(E)h(E)dE}$$

から求められる。ここで  $M$  は中性子線量計の指示値、 $H$  は線量当量である。評価した中性子線量計は、a) Studsvik 製 2202D サーベイメータ、b) 富士電機システムズ製 NSN1 サーベイメータ、c) アロカ製 TPS-451C サーベイメータ、d) Panasonic 製 UD-809P アルベド TLD、e) 富士電機システムズ製 NRY21 電子式個人線量計、及びサイクル研究所で開発中の f) 中性子個人線量当量基準測定器 ( $H_p(10)$  モニタ) [1, 2] である。それぞれの応答関数を図 9.13 に示す。

また、中性子スペクトルには、プルトニウム燃料第三開発室の MOX 燃料製造工程の作業場 20 地点における BMS の測定から得られた中性子スペクトル情報[3, 4]を用いた。中性子スペクトルから求めたフルエンス平均エネルギー  $\bar{E}_\phi$ 、平均線量当量換算係数等のパラメータを表 9.3 に示す。

$h(E)$  は ICRP Publ. 74 にあるフルエンス-線量当量換算係数であり、a)～c)については周辺線量当量換算係数、d)～f)については個人線量当量換算係数を用いて  $R_H$  を算出した。個人線量当量換算係数は、エネルギーだけではなく入射角度にも依存するため、ここでは正面方向入射のみを仮定し、入射方向  $0^\circ$  の換算係数を用いた。

#### (3) 評価結果

6 種類の中性子線量計の線量当量レスポンスを図 9.14 に示す。ここでは  $^{252}\text{Cf}$  に対するレスポンスを 1 として示した。また、2202D 及び NSN1 については、BMS との比較測定から実験的に求めたレスポンスも示した。中性子サーベイメータはスペクトル依存が小さく、2202D では最大 5%程度の変化でしかない。NSN1 でも 30%程度の過大応答であった。フォールディング計算と実験から求めたレスポンス変化の傾向はおおむね一致した。一方、個人線量計では、NRY21 で最大 40%程度の過小応答がみられた。UD-809P では  $^{252}\text{Cf}$  に対するレスポンスと比べて約 7 倍の過大応答を示

す。ただし、実際の線量評価では補正係数 0.3 を乗ずるため、作業者の被ばくの大部分を占める燃料ペレット製造工程 ( $\bar{E}_\phi < 0.75$  MeV) では、最大 2 倍程度の保守的評価を行っていることとなり、補正係数は妥当であろう。また、 $H_p(10)$  モニタは、スペクトル依存が小さいことを確認した。

#### (4) 今後の予定

個人線量計については、スペクトル依存だけでなく入射方向依存の影響も考慮する必要がある。フォールディング計算から予測したレスポンス変化を検証するため、個人線量当量のエネルギー及び方向依存に合致したレスポンスを持つ  $H_p(10)$  モニタを用いた、作業場における比較測定試験を実施することを計画している。

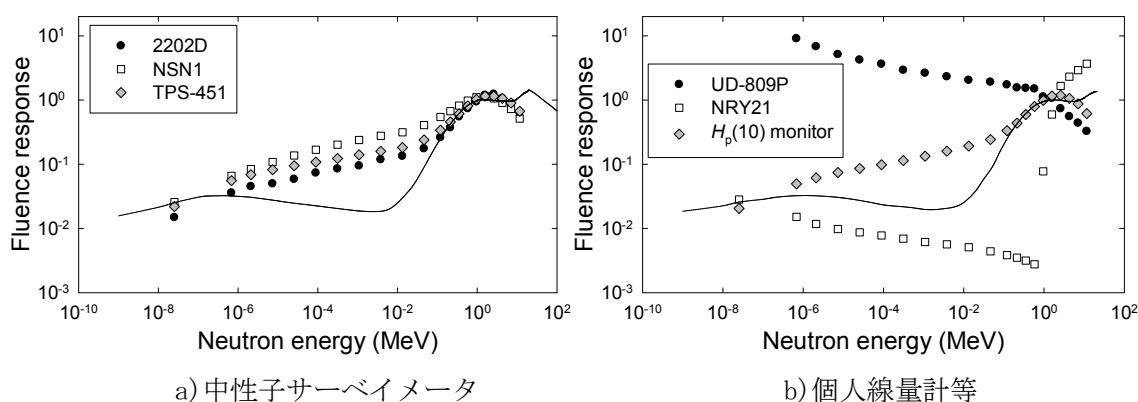


図 9.13 中性子線量計の応答関数（基準方向からの入射に対して）

a) については周辺線量当量換算係数、b) については個人線量当量換算係数を実線で併せて示した。それぞれの応答関数は、 $^{252}\text{Cf}$  に対する応答を 1 (NRY21 の低速中性子センサについては熱中性子に対する応答を 1) として示した。また、応答関数は、2202D については文献[5]、NSN1 及び TPS-451 については文献[6]、UD-809P については文献[7]、NRY21 については文献[8]から引用した。

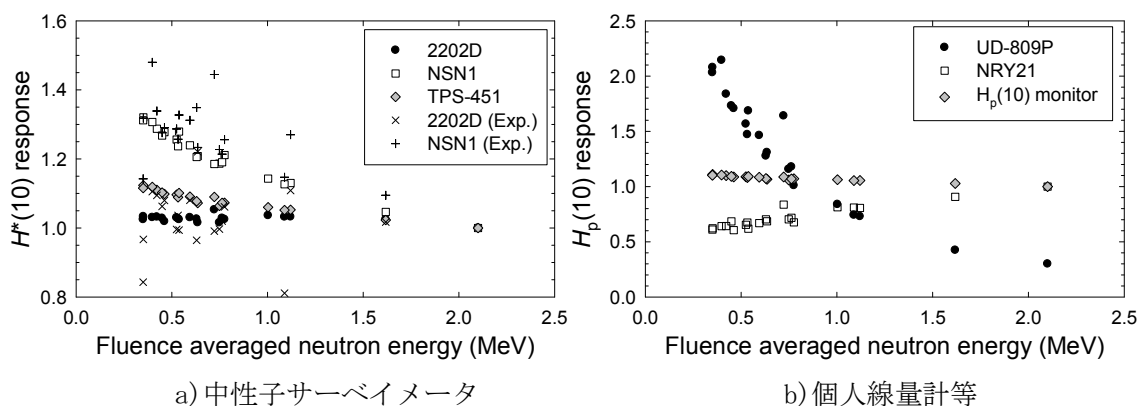


図 9.14 中性子線量計の線量当量レスポンス

ここでは  $^{252}\text{Cf}$  に対する線量当量レスポンスを 1 として示す。ただし、UD-809P については、更に補正係数 0.3 を乗じたものを示す。2202D 及び NSN1 の実験値は、それぞれの指示値を BMS の測定値で除して求めた。

表 9.3 プルトニウム燃料第三開発室の作業場における中性子スペクトルから求めたフルエンス平均エネルギー  $\bar{E}_\phi$ ，平均周辺線量当量換算係数  $\bar{h}^*$ ，平均個人線量当量換算係数  $\bar{h}_{p,0^\circ}$  及び平均実効線量換算係数  $\bar{h}_E(\text{AP})$ （ただし， $\bar{h}_{p,0^\circ}$ ， $\bar{h}_E(\text{AP})$  は前方入射を仮定する。）

| 測定位置 | 工程 <sup>†1</sup> | $\bar{E}_\phi$<br>(MeV) | $\bar{h}^*$<br>(pSv cm <sup>2</sup> ) | $\bar{h}_{p,0^\circ}$<br>(pSv cm <sup>2</sup> ) | $\bar{h}_E(\text{AP})$<br>(pSv cm <sup>2</sup> ) | $\frac{\bar{h}^*}{\bar{h}_E(\text{AP})}$ | $\frac{\bar{h}_{p,0^\circ}}{\bar{h}_E(\text{AP})}$ |
|------|------------------|-------------------------|---------------------------------------|-------------------------------------------------|--------------------------------------------------|------------------------------------------|----------------------------------------------------|
| 1    | PP               | 0.53                    | 139                                   | 145                                             | 113                                              | 1.23                                     | 1.28                                               |
| 2    | PP               | 0.53                    | 139                                   | 144                                             | 113                                              | 1.23                                     | 1.27                                               |
| 3    | PP               | 0.35                    | 100                                   | 104                                             | 80.8                                             | 1.24                                     | 1.29                                               |
| 4    | PP               | 0.42                    | 115                                   | 120                                             | 93.7                                             | 1.23                                     | 1.28                                               |
| 5    | PP               | 0.46                    | 128                                   | 133                                             | 102                                              | 1.25                                     | 1.30                                               |
| 6    | PP               | 0.45                    | 117                                   | 122                                             | 95.9                                             | 1.22                                     | 1.27                                               |
| 7    | PP               | 0.64                    | 161                                   | 167                                             | 131                                              | 1.23                                     | 1.27                                               |
| 8    | PP               | 0.35                    | 100                                   | 104                                             | 80.5                                             | 1.24                                     | 1.29                                               |
| 9    | PP               | 0.40                    | 107                                   | 112                                             | 87.4                                             | 1.22                                     | 1.28                                               |
| 10   | PP               | 0.54                    | 144                                   | 150                                             | 116                                              | 1.24                                     | 1.29                                               |
| 11   | PP               | 0.63                    | 158                                   | 164                                             | 130                                              | 1.22                                     | 1.26                                               |
| 12   | PP               | 0.75                    | 185                                   | 192                                             | 151                                              | 1.23                                     | 1.27                                               |
| 13   | PP               | 0.59                    | 154                                   | 160                                             | 126                                              | 1.22                                     | 1.27                                               |
| 14   | AS               | 1.1                     | 257                                   | 267                                             | 216                                              | 1.19                                     | 1.24                                               |
| 15   | AS               | 0.72                    | 164                                   | 171                                             | 141                                              | 1.16                                     | 1.21                                               |
| 16   | AS               | 1.1                     | 249                                   | 259                                             | 210                                              | 1.19                                     | 1.23                                               |
| 17   | AS               | 1.0                     | 229                                   | 239                                             | 194                                              | 1.18                                     | 1.23                                               |
| 18   | AS               | 0.78                    | 201                                   | 209                                             | 163                                              | 1.23                                     | 1.28                                               |
| 19   | FA               | 1.6                     | 337                                   | 351                                             | 290                                              | 1.16                                     | 1.21                                               |
| 20   | TP               | 0.76                    | 186                                   | 194                                             | 154                                              | 1.21                                     | 1.26                                               |

†1 略称は、PP: 燃料ペレット製造工程，AS: 燃料集合体組立工程，FA: 集合体検査設備，TP: 集合体キャスクを示す。

#### 【参考文献】

- [1] 平成 19 年度放射線管理部年報，JAEA-Review 2008-071，pp.69-70 (2008)．
- [2] N. Tsujimura *et al.*, *proc. of IRPA12* (2008) (CD-ROM)．
- [3] 平成 19 年度放射線管理部年報，JAEA-Review 2008-071，pp.66-68 (2008)．
- [4] N. Tsujimura *et al.*, *J. Nucl. Sci. Technol.* 41(Suppl. 4), pp.203-206
- [5] D. T. Barlett *et al.*, NRPB-R333(rev), National Radiological Protection Board (2002)．
- [6] J. Saegusa *et al.*, *Nucl. Instr. and Meth. A* 516 (2004)．
- [7] 岩井敏，林津雄厚，PNC TJ1214 88-001 (1988)
- [8] 辻村憲雄，東北大学修士論文 (1993)．

### 9.2.7 反跳陽子検出式中性子サーベイメータのフィールド試験

#### (1) 緒言

MOX 燃料を取扱う G B 内などの狭隘部や物品表面の線量率などの測定が可能な、速中性子用シンチレータを用いた小形の中性子サーベイメータをアロカ(株)と開発している[1]。 $\gamma$ 線感度を低減するため、シンチレータと光電子増倍管を覆うハウジング部分の材質をタングステン合金(シンチレータ前面部分は鉛 1mm)に変更したものを製作した。検出器重量は 2.1 kg である。改造後の検出器の性能を確認するため校正場における特性試験を実施し、更に実作業環境におけるフィールド試験を行った。

#### (2) 校正場における試験

$^{241}\text{Am-Be}$ 、 $^{252}\text{Cf}$ 、減速  $^{252}\text{Cf}$  及び  $^{241}\text{Am-Li}$  を用いた中性子感度試験の結果を表 9.4、 $^{252}\text{Cf}$  に対する方向特性を図 9.15 に示す。改造前と比べてエネルギー特性、方向特性共に大きな変化はなかった。 $\gamma$ 線感度については、材質の変更により  $^{241}\text{Am}$   $\gamma$  線 1  $\text{mSv h}^{-1}$  に対するレスポンスが、5.3%から 0.6%まで低下した。また、実効エネルギー 54.1keV の X 線 10  $\text{mSv h}^{-1}$  に対するレスポンスは 0.1%であった。 $^{241}\text{Am}$   $\gamma$  線が優勢な MOX 燃料施設において使用する上で十分な性能であろう。

#### (3) 実作業環境におけるフィールド試験

実作業環境におけるレスポンス変化を確認するため、プルトニウム燃料第三開発室の MOX 燃料製造工程の作業場 11 地点において、サイクル研究所内で主に使用している Studsvik 2202D 中性子サーベイメータとの比較測定試験を行った。測定地点における中性子スペクトルは事前の測定により把握している[2]。両測定器とも  $^{252}\text{Cf}$  で校正を行い、作業場における測定では 2202D と本測定器を約 30 cm 離して設置し、同時に測定を行った。また、測定位置による線量率の違いを打ち消すため、両者の位置を入れ替えて測定を行い、2 回測定の平均から指示値を求めた。今回の測定条件では、2202D のスペクトル依存が小さいことが分かっているため、本測定値の指示値を 2202D の指示値で除することにより、本測定器のレスポンスを求めた。

試験結果を表 9.5 に示す。中性子平均エネルギーの低下によってレスポンスが下がる傾向が見られた。また、比較的核分裂スペクトルに近い集合体検査設備(測定位置 19)においてもレスポンスは 0.83 であり、全測定にわたって系統的に過小応答を示し、その平均は  $0.70 \pm 0.09$  であった。これは、スペクトル依存だけでなく方向依存による影響も含まれていると考えられる。これを補正するため、係数 1.5 を指示値に乗ずることで、実作業環境において  $\pm 25\%$  の精度で測定できることが分かった。

#### (4) 今後の予定

現在、 $\gamma$ 線遮へいの最適化を図った更に軽い検出器(検出器重量 0.9 kg)を製作している。今後、特性試験及びフィールド試験を実施していく。

表 9.4 反跳陽子検出式中性子サーベイメータの中性子感度

| 線源／減速材                           | 平均エネルギー<br>(MeV) | 感度<br>( $s^{-1} \mu Sv^{-1} h$ ) | レスポンス<br>( $^{252}Cf$ を 1 とする) |
|----------------------------------|------------------|----------------------------------|--------------------------------|
| $^{241}Am$ -Be                   | 3.8              | 0.29                             | 1.40                           |
| $^{252}Cf$                       | 2.0              | 0.21                             | 1.00                           |
| $^{252}Cf$ +鉄 40 mm              | 1.5              | 0.18                             | 0.84                           |
| $^{252}Cf$ +鉄 40 mm + PMMA 60 mm | 0.85             | 0.19                             | 0.89                           |
| $^{241}Am$ - $Li^{†1}$           | 0.5              | 0.08                             | 0.37                           |

†1 基準線量率は Studsvik 2202D サーベイメータから求めた。

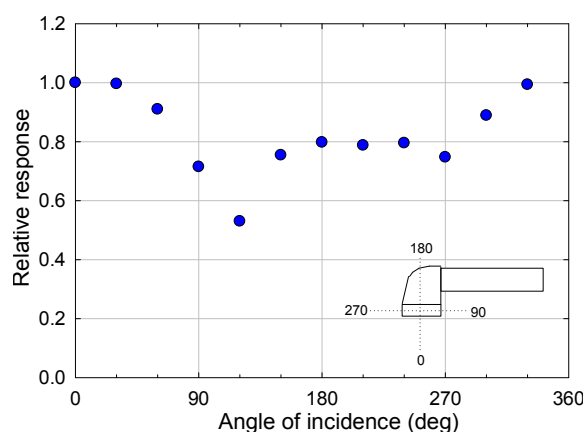
図 9.15  $^{252}Cf$  中性子に対する方向特性

表 9.5 プルトニウム燃料第三開発室の作業場におけるフィールド試験の結果

| 測定位置 <sup>†1</sup> | 工程 <sup>†2</sup> | 平均エネルギー<br>(MeV) | レスポンス( $^{252}Cf$ を 1 とする) |                          |
|--------------------|------------------|------------------|----------------------------|--------------------------|
|                    |                  |                  | 補正前                        | 補正後 <sup>†3</sup>        |
| 1                  | PP               | 0.53             | 0.76                       | 1.14                     |
| 2                  | PP               | 0.53             | 0.51                       | 0.76                     |
| 3                  | PP               | 0.35             | 0.64                       | 0.97                     |
| 5                  | PP               | 0.46             | 0.63                       | 0.94                     |
| 6                  | PP               | 0.45             | 0.76                       | 1.14                     |
| 7                  | PP               | 0.64             | 0.74                       | 1.11                     |
| 14                 | AS               | 1.1              | 0.69                       | 1.04                     |
| 16                 | AS               | 1.1              | 0.79                       | 1.18                     |
| 17                 | AS               | 1.0              | 0.72                       | 1.07                     |
| 19                 | FA               | 1.6              | 0.83                       | 1.25                     |
| 20                 | TP               | 0.76             | 0.66                       | 1.00                     |
| 最小～最大 (平均)         |                  |                  | 0.51～0.83<br>(0.70±0.09)   | 0.77～1.25<br>(1.05±0.13) |

†1 測定位置番号は表 9.3 の第 1 欄と対応している。

†2 略称は、PP: 燃料ペレット製造工程, AS: 燃料集合体組立工程,  
FA: 集合体検査設備, TP: 集合体キャスクを示す。

†3 本測定器の指示値に補正係数 1.5 を乗じた。

#### 【参考文献】

- [1] 平成 19 年度放射線管理部年報, JAEA-Review 2008-071, pp.62-63 (2008).  
[2] 平成 19 年度放射線管理部年報, JAEA-Review 2008-071, pp.66-68 (2008).

### 9.2.8 イメージングプレートによるプルトニウム試料の画像解析法の開発

#### (1) 目的・概要

近年イメージングプレート（以下「IP」という。）が開発され、各分野での放射線測定への適用が検討されている。IPは、揮発性蛍光体（BaFBr:Eu<sup>2+</sup>；バリウムフッ化ハライド（ユーロピウム付活））の微結晶をポリエステル支持体上に高密度塗布させたものであり、放射線に比例した強度の情報が高分解能の画像として得られる利点がある。名古屋大学と機構が行った先行工学基礎研究（平成14年～平成17年）でIPによるPu分析が実施され、Puの検出評価及びラドン子孫核種弁別の有効性が示された。本研究は、これらの研究成果を基にMOX燃料製造施設の放射線管理現場へのIP適用を目的とし、新しい画像解析法によるPuの放射能評価、ラドン子孫核種とPuの弁別、Pu粒子の空気力学的放射能中央径の簡便な評価等の実用化を目指している。

#### (2) 試験

本研究で使用したIPはBAS-MS2325（23cm×25cm）であり、IP読取装置はBAS-1800Ⅱである。また、測定前のバックグラウンド等の消去にはIP Eraser 3（IP消去器）を用いた。

使用するIPは均一性を確認するため計測機器校正室に設置される測定器校正用のCs-137線源（1.85TBq）を用いて4mの距離からγ線を照射した。この結果から得られたIPの測定評価エリアにおいて保守作業等で採取した放射線管理試料を測定し、α線用放射能測定装置で求めた放射エネルギーと比較した。これらの試料はPu粒子が付着したスミヤロ紙や空ろ紙をマイラ膜で密封処理したもの及び粘着シートにPu粒子を付着させマイラ膜で密封処理した試料（ラミクリーン）であり、それぞれの試料表面のマイラ膜の厚さは4μmである。また、試料の選定に当たっては、粒子状Puの放射能評価のため、ZnSシンチレータとポラロイドフィルムによって構成されるオートラジオグラフィ（以下「ZnS-ARG」という。）でスポット状の汚染であることを確認した。

IPによるPu試料の測定時には、測定開始前に消去器で60分間光に当て、蓄積されたバックグラウンドを消去した後、一定時間（5分、10分、15分、30分、60分、180分、360分、1440分）接触測定した。IP画像の読取は、全範囲（23cm×25cm）65536階調（16bit）、50μmの解像度である。

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



## (3) 試験結果

IP の照射試験の結果、IP の読取時に発生する IP 周辺部の 10mm 範囲は IP の無い部分を含むため一様性は良くないものの、中央領域 (20mm×230mm) の均一性は±5%以内であることを確認した。IP の感度分布を図 9.16 に示す。

放射能評価では、バックグラウンドを 99.0%取り除く PSL 値を閾値として Pu のスポットを抽出し、面積 40 ピクセル以上のスポットを Pu と特定した。Pu のスポットは IP 上の配置位置からも確認した。Pu スポットの断面の PSL 強度を図 9.17 に示す。そして、Pu スポットの放射エネルギーは、識別した Pu スポットの放射能当りの PSL 強度と照射時間を最小二乗法により分析し、フェーディングを考慮した放射能評価式から求めた。フェーディングは 5 分間の接触測定の場合と 10 分以上の接触測定の場合で測定時間に対する PSL 強度に異なる傾向がみられた。そのため、図 9.18 に示すように放射能評価式は 5 分間と 10 分以上の場合でそれぞれ求めた。これは、フェーディングが 10 分以内で急激な変化があり、5 分間の接触測定では安定していない可能性がある。また、Pu スポットの PSL 強度はバックグラウンドの平均 PSL 強度と対象スポットのサイズの積から計算した。

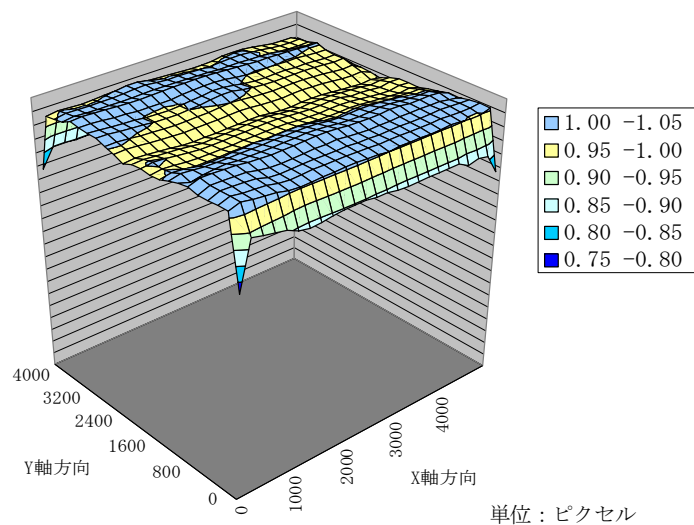


図 9.16 IP の感度分布



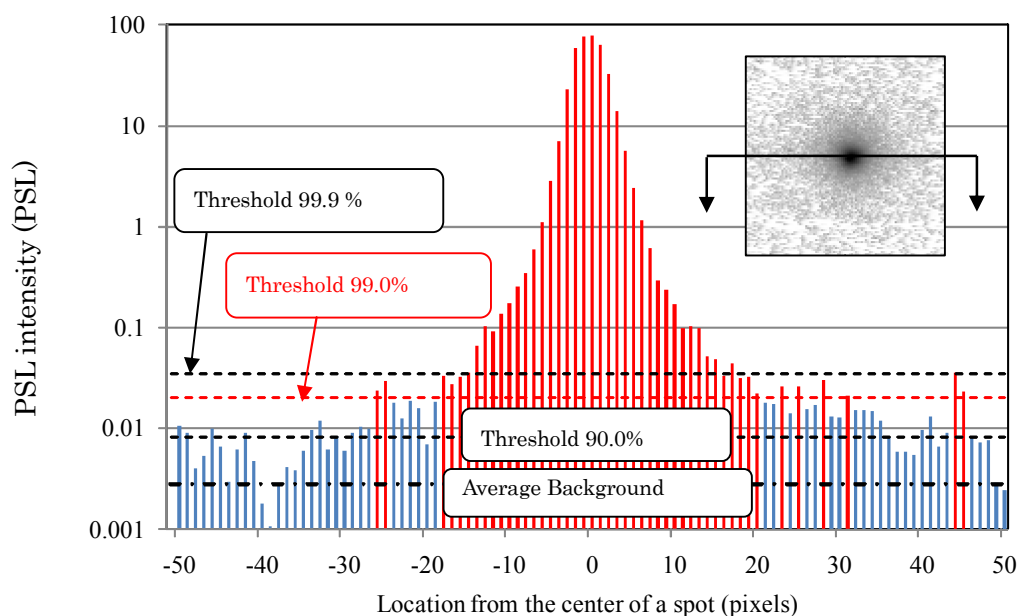


図 9.17 スポットの断面の PSL\*強度

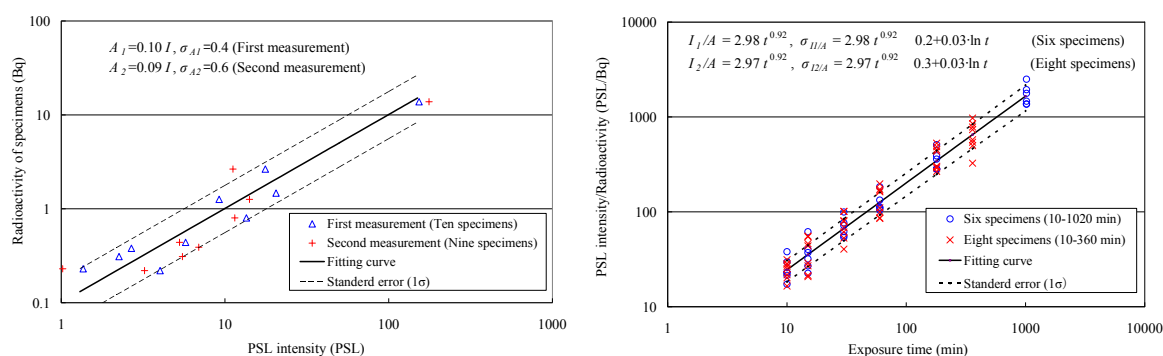


図 9.18 5 分間及び 10 分間以上の場合の放射能評価式

さらに評価式を粉末状の放射線管理試料に適用し、PSL 画像から放射能量を推定した結果、推定された放射能量は放射能測定装置で求めた放射能量と誤差の範囲内で一致した。粉末状試料の PSL 強度から求めた放射能量と放射能測定装置で求めた放射能量を比較した結果を図 9.19 に示す。

※PSL 値(Photo Stimulated Luminescence)：放射線量に比例する発光量

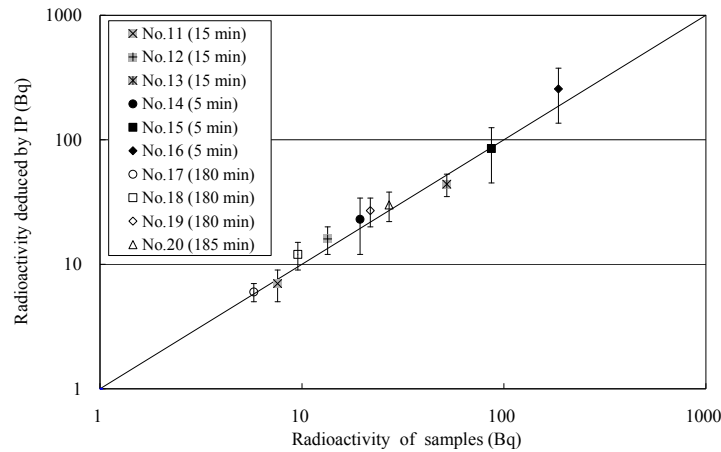


図 9.19 粉末状試料の放射能評価

## (4) まとめ

本研究の結果から得られたプルトニウム評価方法は以下の通りである。

- ① IP への試料の配置は、IP 感度の均一性を考慮して周囲の 10mm を除く中央領域 (20mm×230mm) とする。また、試料を配置しないバックグラウンドの評価領域をあらかじめ定めておく。
- ② 試料と IP との接触測定は、温度変化の小さな場所で行い、IP は接触測定後に直ちに読み取る。照射時間は、目標とする検出レベルとともに、試料の放射エネルギーから IP の測定の上限を超えないよう選定する。さらに照射時間は、10 分以上が望ましいが、試料の放射エネルギーによって IP の測定の上限を超える場合は、5 分間の接触測定での評価も可能とする。
- ③ バックグラウンド領域の評価結果からバックグラウンドの約 99.0% を含む PSL 強度を閾値として、PSL 画像のスポットを抽出する。さらに 40 ピクセル以上のスポットを抽出することにより、プルトニウムのスポットを特定する。
- ④ 識別したプルトニウムのスポット領域の PSL 強度から平均バックグラウンドを差し引き、プルトニウムのスポットの PSL 強度  $I_i$  を評価する。プルトニウムのスポットの放射エネルギー  $A_i$ 、相対誤差  $\sigma_R$  及び合計の放射エネルギー  $A_T$  は以下の式で推定する。

- (a) 照射時間  $t$  が 5 分間の場合の 1 スポットの放射エネルギー  $A_i$

$$A_i = 0.1 I_i, \quad \sigma_R = \pm 0.4$$

- (b) 照射時間  $t$  が 10 分以上の場合の 1 スポットの放射エネルギー  $A_i$

$$A_i = 0.33 I_i t^{-0.92}, \quad \sigma_R = \pm \sqrt{4 \times 10^{-2} + 9 \times 10^{-4} (\ln t)^2}$$

- (c) 複数のスポットの合計の放射エネルギー  $A_T$

$$A_T = \sum A_i, \quad \sigma_R \text{ (相対誤差は 1 スポットの場合と同じ)}$$

この IP によるプルトニウム評価法を MOX 燃料製造施設の汚染管理に適用することにより、従来の放射線検出器では困難であった汚染分布の可視化及び個々の粒子の汚染レベルの把握による汚染対応の迅速化、除染の効率化など作業環境の安全性の向上が期待できる。今後、内部被ばく線量評価に必要なプルトニウムの粒子径の簡便な評価法、ラドン子孫核種とプルトニウムの識別、汚染箇所の直接測定法などの開発により更なる適用研究が考えられる。

---

#### 【参考文献】

- (1) International Committee on Radiation Protection, Dose Coefficients for Intakes of Radionuclides by Workers, ICRP Publication 68, 9 and 77, Pergamon Press, Oxford (1994).
- (2) K. Koizumi et al.; “Size determination of airborne plutonium by autoradiography using intensifier screen”, Japanese Journal of Health Physics, 14(1979), pp. 163-170 [Japanese].
- (3) T.S. Rao et al.; “Quantitative estimation of plutonium-rich areas in thorium-based MOX fuels using alpha autoradiography technique”, Radiation Measurements 36 (2003) pp.747-750.
- (4) J. Miyahara et al.; “A new type of X-ray area detector utilizing laser stimulated luminescence”, Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A 246 (1986), pp. 572-578.
- (5) K. Nishizawa and T. Saze; “The Status Quo Concerning Application of Imaging Plate to Radiation Protection Measurements and Problems to Solved”, Japanese Journal of Health Physics, 34, No.1 (1999), pp.29-35 [Japanese].
- (6) C. J. Zeissler et al.; “Detection and Characterization of Radioactive Particles”, Applied Radiation and Isotopes, 49 No.9 (1998), pp.1091-1097.
- (7) C. J. Zeissler et al.; “Radioactive particle analysis by digital autoradiography”, Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry, 248, No.2 (2001), pp. 407-412.
- (8) J. Koarashi et al.; “A new digital autoradiographical method for identification of Pu particles using an imaging plate”, Applied Radiation and Isotopes 65 (2007), pp.413-418.
- (9) National Institutes of Health; available from <http://rsb.info.nih.gov/ij/> (accessed 2009-12-15).
- (10) Fujifilm Co.; Multi Gauge Ver. 3.0 Operating Guide, Fujifilm Co. (2007) 14.
- (11) H. Ohuchi, A. Yamadera; “Dependence of fading patterns of photo-stimulated

- luminescence from imaging plates on radiation, energy, and image reader” , Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A 490, pp.573-582(2002).
- (12) T. Bücherl et al; “Quantitative measurements on thermal neutron detectors based on storage phosphors” , Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A 333, pp.502-506 (1993).

### 9.2.9 自然放射線によるダストモニタ指示値の変動傾向解析に基づく施設設計への反映事項

#### (1) 目的・概要

核燃料施設では、万一の事故時における内部被ばくを防止するため、空気汚染を迅速に検知することは重要である。我々は、異常の有無の判断を確実に行えるよう、平常時における $\alpha$ 線用ダストモニタ指示値の変動傾向を把握すると共に、指示値変動に大きく寄与する施設の換気設備設計への反映事項をまとめた。

#### (2) 試験

サイクル研究所における核燃料物質使用施設内に設置された $\alpha$ 線用ダストモニタの過去5年間の指示値データと気象データを照らし合わせることにより、気象条件との相関を確認した。また、必要に応じて $^{222}\text{Rn}$ 濃度やエアロゾル濃度の変動と比較し、モニタ指示値の変動要因を追求した。

#### (3) 結果

ワンスルー換気方式と循環換気方式の施設では以下の変動傾向が見られた。

- ① ワンスルー換気方式を採用している施設の指示値変動は、外気の影響を大きく受ける。特にサイクル研究所は海岸に面していることから、風向きの変化（海風と山風）の影響が顕著に確認された（図 9.20）。これは、海洋にはラドン源やエアロゾル源が少ないことや海風の風速が比較的強いことが関係していると考えられる。
- ② 循環換気方式を採用している施設の指示値変動の要因は外気の取込みが少ないため、比較的指示値変動が少なく、施設内で発生するラドンや人の立入りで生じるエアロゾルの影響が主となる。また、室外空気をトランスファより取り込んでいる部屋や大きい部屋などは空気が漂う時間が長く、ラドンが壊変する確率が高くなるためダストモニタの指示値が高くなる傾向にあった（図 9.21）。

#### (4) 施設設計への提言

指示値変動を抑えるには循環換気方式が有効である。また、指示値を下げるにはラドン濃度の減少（発生源となる壁面へのペイント）、ラドンの壊変率の低減（空気の滞留時間の短縮）、エアロゾル濃度の減少（エアロゾル発生源の除去、施設給気フィルタの性能向上、要所でのエアロゾル除去）が効果的であると考えられる。

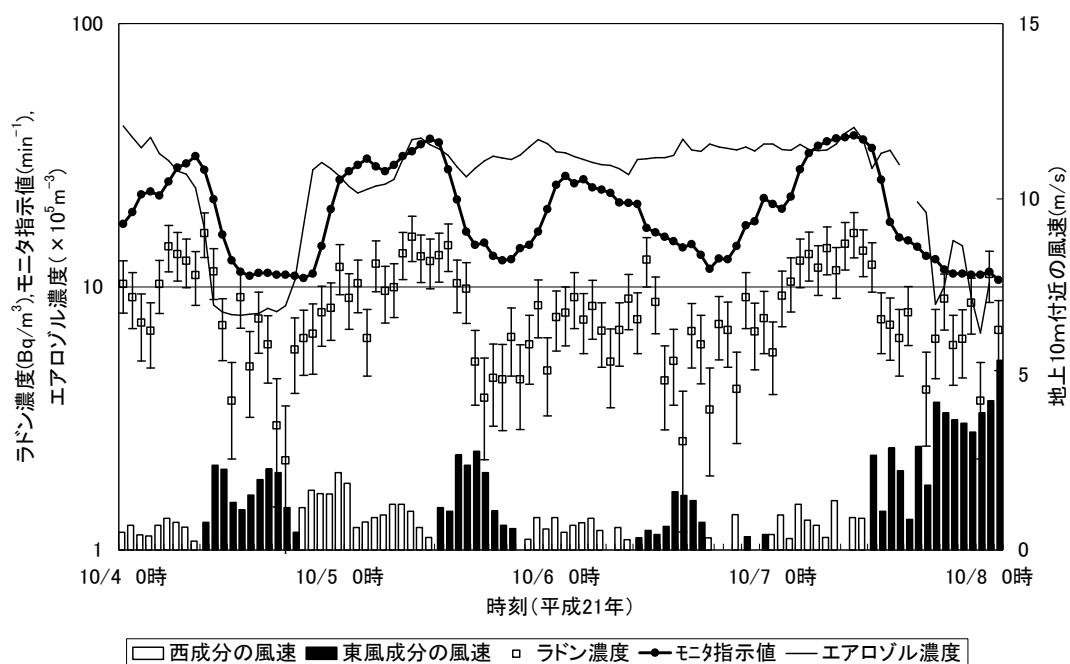


図 9.20 ワンススルー換気方式施設における指示値変動の例

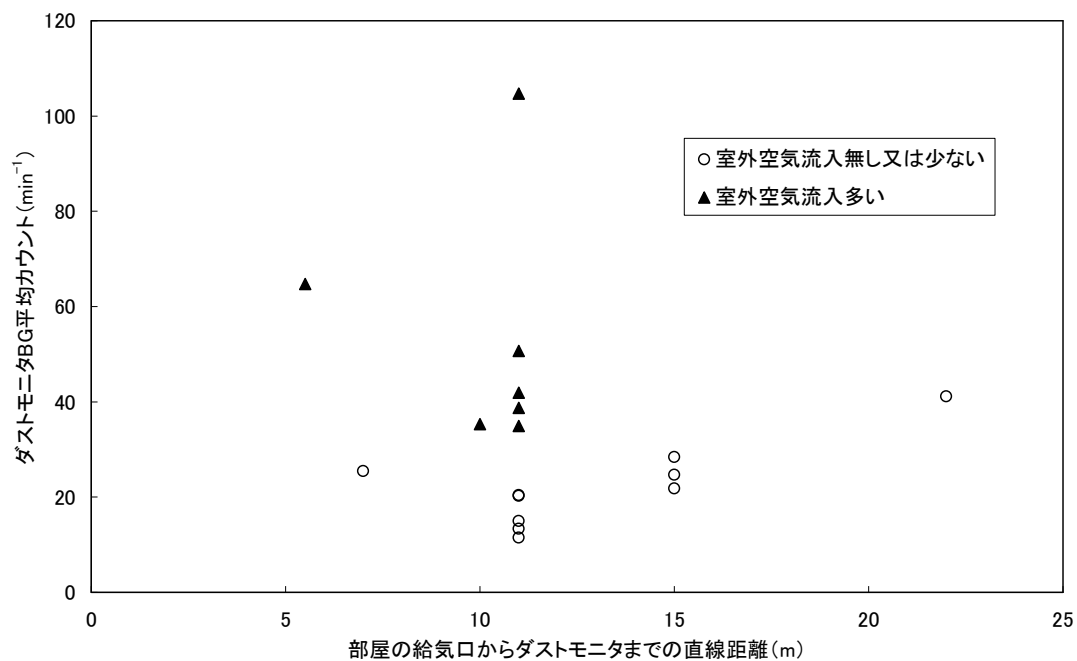


図 9.21 循環換気方式施設における指示値と空気滞留時間の関係

### 9.2.10 臨界警報装置に与える宇宙線の影響に関する調査

臨界警報装置はサイクル研究所内の6つの施設に設置されているが、そのうちプルトリウム燃料施設に設置された臨界警報装置において、単一検出が年に数回の頻度で発生している。単一検出とは、検出器3台で構成される検出部において、1台の検出器でのみトリップレベル（＝警報設定レベル）を超える出力変動が確認される事象であるが、警報出力においては2 out 3の論理判定を行うことから誤警報に該当するものではない。単一検出は一過性のものであり、また、発生時に現場の放射線レベルの変動が確認されないことから、原因の特定が困難であった。本研究は、その原因が“宇宙線の影響”であることを、検出器出力の連続監視結果から検証するものである。

宇宙線影響を評価するための観測装置は、やぐら形に配置した12台の臨界警報装置用の検出器（プラスチックシンチレーション検出器）の出力を横河電機（株）製高速デジタルチャートレコーダ（DL750P）に接続したもので、いずれかの検出器の出力が0.1V上昇すると12台全ての検出器出力を10msecの間記録する仕組みになっている（データサンプリング間隔： $5\mu s$ ）。これまでの観測結果から、臨界警報装置は宇宙線を検出しており、また、検出器出力の波高分布から求めた単一検出の発生頻度が、実際に施設で発生している単一検出の発生頻度とおおむね一致することが確認されている。また、観測結果から得られる傾向が宇宙線の性質をよくあらわしているため、単一検出は宇宙線が原因となっている可能性が大きいと考えられる。

平成19年度以降は従来の観測を継続する一方で、可搬型観測装置（検出器1台）を用いた観測を行い、宇宙線によって単一検出が生じるメカニズムの解析を行っている。

平成19年度は、シンチレータを厚さ1cmの鉛で覆うことによって、波高の大きなパルスの観測頻度が高くなることを確認した。これは、検出器近傍の物質によって電磁カスケードが急激に起こり、著しい検出器出力の上昇をもたらすためであり、機構内の連携研究制度により放射線防護研究 Gr が実施した計算コードによる評価においても確認されている。

平成20年度は、シングルフェイルをもたらす宇宙線成分の解明を進めるため、建家の1階と2階でそれぞれ観測（波高スペクトルの測定）を行ったところ、波高の小さなパルスの観測頻度は変わらないものの、波高の大きなパルスの観測頻度が1階で下がる傾向にあることを確認した。これは透過率の高い“ミューオン”が低エネルギー成分を占め、透過率が若干劣るハドロンを起因とする“電磁成分”がシングルフェイルに寄与するような高エネルギー成分を占めていると考えられている。

平成21年度は、シングルフェイルに寄与するような高エネルギー成分の解析を進めた。これまでの計算コードによる評価結果からは、高エネルギー成分は空気シャワーの中心部の数mの範囲内に存在することが明らかになっている。そこで、空気シャワーの中心部をとらえた場合は、設置された12台の検出器の出力がすべて変動すると考え、同時観測した検出器数ごとの傾向を把握した（図9.22）

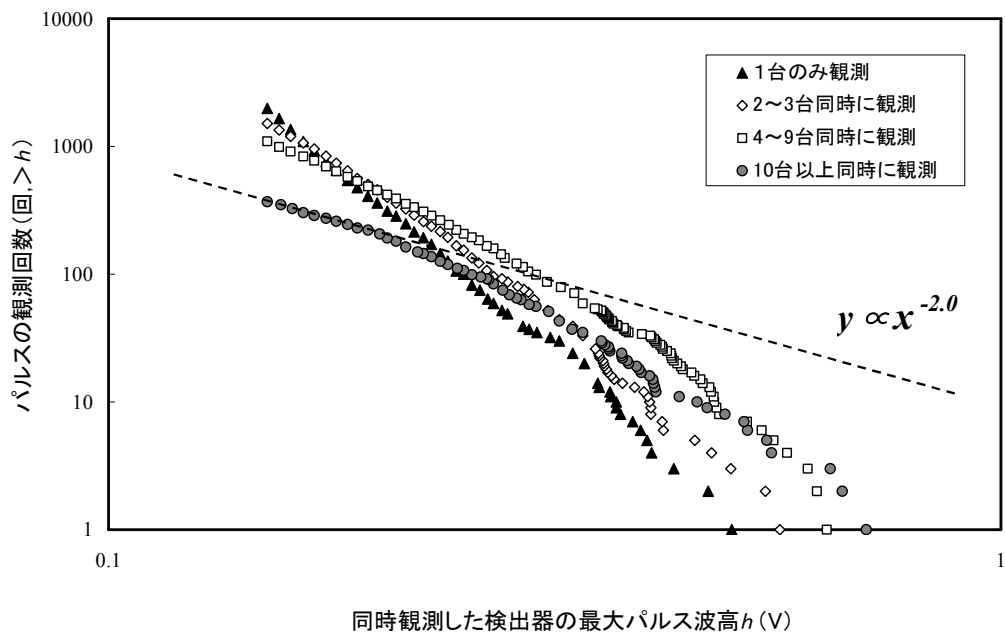


図 9.22 同時観測事例のパルス波高と観測頻度の関係

この結果、検出器出力の上昇が小さい場合は、1 台の検出器のみで出力変動が確認されるケースが多いのに対し、検出器出力の変動が大きい場合は、複数の検出器で観測されるケースがほとんどであることが分かった。

また、計算コードによる評価ではパルス波高(=トリップレベル)と観測頻度(トリップ回数)の関係は $y \propto x^{-2 \sim 3}$ 程度になると推測されているのに対し、観測結果では $y \propto x^{-4 \sim 6}$ 程度になっていたが、同時観測事例のみを統計することで計算コードによる評価に近づくことが分かった。これは、計算コードによる評価では宇宙線の飛来方向にシンチレータ(検出器)を配置しているため、計算結果が空気シャワーの中心部の傾向を表していると考えられる。

#### 【参考文献】

井崎賢二ほか、臨界警報装置に与える宇宙線の影響に関する調査, JAEA-Research 2007-009, 2007, p. 38



### 9.2.11 $\beta$ - $\alpha$ 同時測定法を応用した低バックグラウンド放射能測定法の開発-エアスニファろ紙の迅速評価方法-

#### (1) はじめに

原子力施設の放射線管理を行う上で、Rn-Tn の子孫核種は Pu や FP から放出される $\alpha$ 線や $\beta(\gamma)$ 線を測定する上でバックグラウンド（測定上の妨害）となる。現状の管理においては、Rn-Tn の子孫核種の減衰を待つ(3 時間以上)か、 $\alpha$ 線スペクトル測定などを利用してきたが、更なる迅速性及び正確性を向上させるために、時間間隔解析法に着目し、 $\alpha$ 線や $\beta(\gamma)$ 線のバックグラウンドを低減する測定方法について研究を行っている。本方法は、 $^{214}\text{Bi}$  と  $^{214}\text{Po}$  の $\beta(\gamma)$ 線と $\alpha$ 線のパルス間隔が極短いことを利用し、パルス間の時間間隔の差異で人工放射性核種と弁別する。これまで、ダストモニタの試作器を製作し、 $\alpha$ 線及び $\beta$ 線のバックグラウンド低減に有効であることを確認している。

今回、更なる現場適用を検討するために、再処理施設内の空気粉塵を採取し、バッチ測定を行っているエアスニファろ紙の測定および評価を行った。

#### (2) 試験方法

装置は、ホスウィッチ検出器とプラスチックシンチレーション検出器を組み合わせろ紙を  $4\pi$  測定することができる検出部と検出器からの信号間の時間間隔を測定し、リスト形式でテキスト形式として保存できるデータ処理部で構成されている。システムの不感時間は、パルサーによる電気信号入力試験により、システム全体で  $5\ \mu\text{s}$  と評価されている ( $^{214}\text{Bi}$ - $^{214}\text{Po}$  の数え落とし 4%)。本機器で得られたデータから、式(1)にあてはめ  $^{214}\text{Bi}$ - $^{214}\text{Po}$  を減算し、人工放射性核種の計数率( $C_a$ )を求める。

$$C_a = (N_{\text{all}} - N_{0-1\text{ms}} / \text{EC}) / t \quad (1)$$

ここで、 $N_{\text{all}}$ :  $\alpha$ 線 ( $\beta$ 線) の計数、 $N_{0-1\text{ms}}$ : 0-1ms の時間間隔である計数、 $t$ : 測定時間とする。また、EC は相関事象率とし、 $N_{0-1\text{ms}}/\text{全}\alpha$  or  $\beta$ 計数をあらかじめ人工放射性核種のない環境で設定する。 $C_a$  の検出下限値は、 $N_{0-1\text{ms}}$  をバックグラウンド計数とし、その標準偏差から計算できる。

試料は、再処理施設内の空气中放射性物質濃度を管理するために設置されているエアスニファで、作業環境の空気粉塵を 60 L/min で採取し、1 分後に 180 s 測定した。採取したデータから EC( $\alpha$  or  $\beta$ )を算出し、実測値から人工放射性核種の検出下限値を計算した ( $2\sigma$ )。

#### (3) 結果と考察

##### ・ 相関事象率(EC)

再処理施設に設置されているエアスニファによって、採取された空気粉塵試料(100 サンプル)採取し、EC の測定を行った (サンプリング時間 1 時間以上)。図 9.23 に $\alpha$ 及び $\beta$ の全計数率と EC を示す。全計数率が高くなるとともに、EC のばらつきは小さくなり、平均値は $\alpha$ で 0.549、 $\beta$ で 0.159 となった。ろ紙上には、 $^{214}\text{Bi}$ - $^{214}\text{Po}$  以外にも  $^{218}\text{Po}$ 、 $^{214}\text{Pb}$  が存在しており、これらの核種は、EC のばらつきの要因となる。 $^{218}\text{Po}$  及び  $^{214}\text{Pb}$  の影響を評価するために、再処理施設内で最も計数率の高い場所で調査したサンプリ

ング時間と EC との関係を図 9.24 に示す。 $\alpha$  の EC は、サンプリング時間が 30 分まで、 $^{218}\text{Po}$  が全 $\alpha$ 線に占める割合が高いため緩やかに上昇し、30 分以降は緩やかに下降する。一方、 $\beta$  の EC は  $^{214}\text{Pb}$  の半減期が長いから、サンプリング時間によって全 $\beta$ 線に対する割合が大きく変化しないため、一定であった。以上のことから、 $^{218}\text{Po}$  の影響を最小にするため、空気粉塵のサンプリング時間は 30 分以上必要であると考えられる。

・ 検出下限値

上記で得られた EC( $\alpha$  or  $\beta$ ) と実測値から人工放射性核種の検出下限値を評価した。図 9.25 に減算後の計数率 (絶対値) について示す。また、計数誤差から算出した減算後の計数率の誤差について実線で示す。このように、実測値は計算値の範囲内に入る。この減算後の計数率をバックグラウンドとすれば、本方法で検出できる人工放射性核種の検出下限値を求めることができる。

(4) まとめ

$\beta$ - $\alpha$  同時測定法を応用した低バックグラウンド放射能測定法の現場適用について、再処理施設で空気粉塵試料を採取し、一定の条件の下、検出効率や検出下限値について評価した。今後、さらにパラメータの最適化を進めていく予定である。

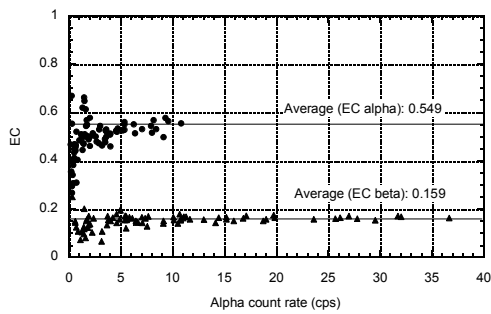


図 9.23 空気粉塵試料 (エアスニファろ紙) の相関事象率 (EC) (●:  $\alpha$ , ▲:  $\beta$ )

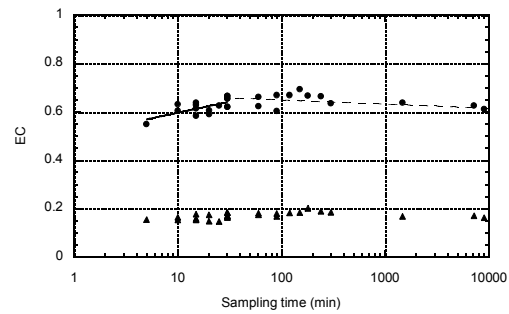


図 9.24 サンプリング時間と相関事象率 (EC) の関係 (●:  $\alpha$ , ▲:  $\beta$ )

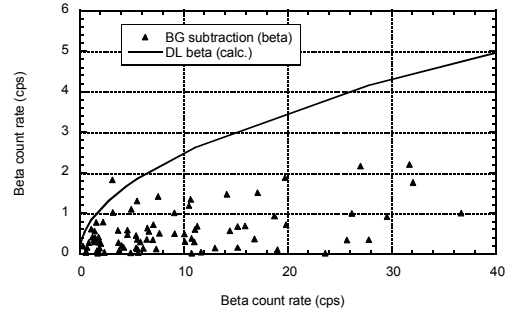
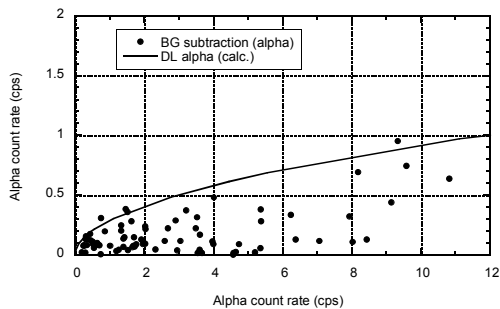


図 9.25 バックグラウンド減算後の計数率 (絶対値) (左:  $\alpha$ , 右:  $\beta$ )

## 9.2.12 再処理施設における換気停止時の放射線管理 -ダストモニタへのラドン子孫核種の影響-

### (1) はじめに

再処理施設等の核燃料物質を非密封で取扱う施設において、作業員の内部被ばくを低減するため、ダストモニタにより空气中放射性物質濃度の連続的な測定・監視を行っている。施設外への放射性物質の放出を防ぐために、核燃料取扱施設内の空気は強制的に換気されており、自然界に存在する Rn からの子孫核種濃度は環境中に比べて低く、施設内における人工放射性物質の検出に大きく影響しない。しかしながら、激甚災害時や換気制御のトラブルによって施設の換気が停止した場合、ダストモニタに対する Rn 子孫核種の影響が大きくなり、人工放射性核種の検出が難しくなると考えられる。そこで、本研究では、稼動前の施設において換気停止した状態における Rn 子孫核種のダストモニタへの影響について調査し、換気停止時の空气中放射性物質濃度の管理方法について検討した。

### (2) 試験方法

試験は、平成 21 年に 2 回行われた施設の無停電電源点検時に施設の換気設備を停止した期間前後に実施した。換気停止日を以下に示す。なお、各ダストモニタの警報設定値は法令に定められる空气中放射性核種濃度限度の 1/10 として、 $\alpha$  線ダストモニタが  $7 \times 10^{-8}$  Bq/cm<sup>3</sup>、 $\beta$  線ダストモニタが  $3 \times 10^{-5}$  Bq/cm<sup>3</sup> に設定されている ( $\alpha$ : Pu-239;  $\beta$ : Sr-90)。

試験期間(1):平成 21 年 7 月 31 日 14:00 ～平成 21 年 8 月 10 日 9:30 (約 9.8 日)

試験期間(2):平成 21 年 10 月 23 日 13:35 ～平成 21 年 11 月 2 日 13:40 (約 10 日)

### (3) 結果と考察

図 9.26 に試験期間(1)における施設換気停止時のダストモニタ指示値 (10 分測定)を示す。ダストモニタの指示値は Rn 子孫核種の影響により、作業員の施設への出入りがない場合には一定の割合で上昇したが、施設内で作業員が移動するごとに、指示値は上下した。換気運転時の換気停止時の最大指示値は、換気運転時の平均指示値と比較して、 $\alpha$  ダストモニタで 450 倍、 $\beta$  ダストモニタで 413 倍であった。また、換気停止後、現行の警報設定値を超えるまでの時間は、最短で  $\alpha$  ダストモニタで 480 分、 $\beta$  ダストモニタで 1315 分であった。

このような状況下では、ある一定のレベルで警報値を設定する方法では管理が難しい。そこで、過去数分間の指示値の標準偏差を計算し、その標準偏差を超えた場合に警報を発報する管理方法について検討した。今回のモニタリング結果では、30 分間におけるダストモニタの指示値の標準偏差は、最大  $\alpha$ : 4.0 cps、 $\beta$ : 6.8 cps であった。参考までに、本データで  $\alpha$ 、 $\beta$  ダストモニタの 1 週間平均空气中放射性物質濃度を計算すると、 $\alpha$ :  $9.7 \times 10^{-8}$  Bq/cm<sup>3</sup> 及び  $\beta$ :  $1.4 \times 10^{-7}$  Bq/cm<sup>3</sup> となる。この数字は、現在の管理で使用されている DAC の 1/10 ( $\alpha$ :  $7 \times 10^{-8}$  Bq/cm<sup>3</sup> 及び  $\beta$ :  $3 \times 10^{-5}$  Bq/cm<sup>3</sup>) を下回るため、本方法で十分な管理が行うことができる。

## (4) まとめ

試験の結果、換気停止時のような高バックグラウンド環境下においては、過去 30 分程度の指示値の標準偏差を計算し、警報設定とすることが有効であることがわかった。実際の警報設定値については、今後さらなる試験データを採取し、最適化する必要がある。

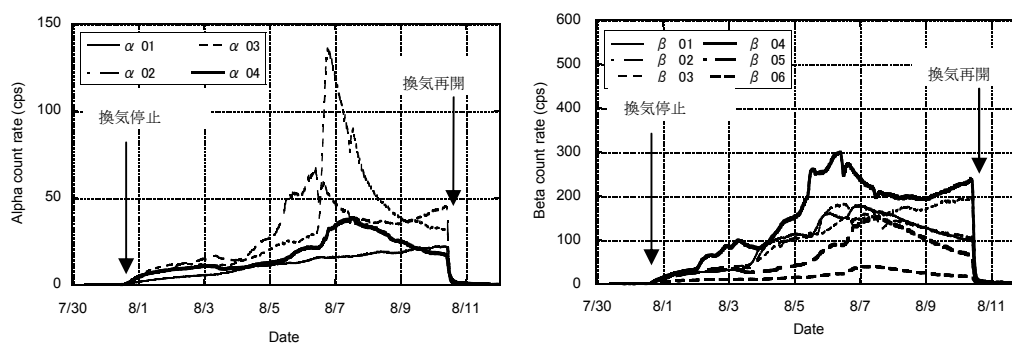


図 9.26 換気停止時のダストモニタ指示値（左:  $\alpha$ ダストモニタ; 右:  $\beta$ ダストモニタ）

## 参考文献

飯嶋信夫, 眞田幸尚, 山下朋之, 百瀬琢磨: 再処理施設における換気停止時の放射線管理 - ダストモニタへのラドン子孫核種による影響- 日本放射線安全管理学会第 8 回学術大会予稿集 p. 81, 長崎, 2009. 12

### 9.2.13 $\alpha \cdot \beta$ 同時測定型サーベイメータの高計数率特性

#### (1) はじめに

近年、ZnS シンチレーション検出器とプラスチックシンチレーション検出器を組み合わせ、 $\alpha$ 線と $\beta$ 線を同時に測定するサーベイメータが市販されている。このようなサーベイメータは、従来 $\alpha$ 線と $\beta$ 線を別々に測定していた「手間」が省略されるため、多くの原子力施設で導入されている。

ここでは、再処理施設等の核燃料物質を取り扱う施設に特有であると考えられる $\alpha$ 線と $\beta$ 線が混在し、かつそれぞれの放射能が数kBqを超える放射能試料に対する $\alpha \cdot \beta$ 同時測定型サーベイメータの特性について評価した。

#### (2) 試験方法

サーベイメータは、わが国で最も普及しているA社製の $\alpha$ - $\beta$ 同時測定型サーベイメータを対象とした。本サーベイメータは、ZnS シンチレーション検出器とプラスチックシンチレーション検出器を重ねて配置し、2つのフォトマルでそれぞれ $\alpha$ 線及び $\alpha + \beta$ 線の計数をカウントしている。 $\beta$ 線の計数は、 $\alpha$ 線の後に800 $\mu$ sの不感時間を設定することによって、 $\alpha + \beta$ 線の経数から $\beta$ 線のみを表示させている。

本サーベイメータの高計数率特性を評価するために、再処理施設のセル内において2種類の高計数率なスミヤ試料を採取した(試料1:  $\alpha$ 7000kcpm,  $\beta$ 5kcpm; 試料2:  $\alpha$ 900kcpm,  $\beta$ 700kcpm)。採取した試料は、飛散防止のためラップフィルムの膜で覆った後、プラスチックフィルムで $\alpha$ 線を遮へいし、 $\beta$ 線の計数を記録した。その後、プラスチックフィルムに穴を開け、 $\alpha$ 線の計数を調整し $\beta$ 線計数の変動を記録した(カウンタモード)。なお、 $\alpha$ 線と $\beta$ 線の単独測定時の高計数率特性については、それぞれ2線源法から不感時間を求めることにより確認しており、 $\alpha$ 線及び $\beta$ 線ともサーベイメータのスケアラモード時の表示上限である100kcpmまで数え落としの影響はない。

#### (3) 結果

$\alpha$ 線の計数率と $\beta$ 線の計数率の関係について、図9.27に示す。図に示すように、 $\beta$ 計数率の異なった両試料とも、 $\alpha$ 線の計数率が9kcpmを越えた付近から $\beta$ 線の数え落としが10%を越え、60kcpmで数え落としが50%となった。これは、上記で示したように、 $\alpha$ と $\beta$ の弁別のために設定された不感時間(800 $\mu$ s)の影響と考えられる。そこで、不感時間を100 $\mu$ sに設定した試作器を製作し、試料2を用いて同様な試験を行った。結果を図9.28に示す。図のように、試作器は100kcpmまで数え落としの影響を受けないことがわかった。

#### (4) まとめ

$\alpha$ - $\beta$ 同時測定型サーベイメータの、 $\alpha$ 線と $\beta$ 線を同時に測定した場合の高計数率特性について試験を行った。試験の結果、 $\alpha$ 線が9kcpm以上ある場合には、 $\beta$ 線計数に不感時間(800 $\mu$ s)の補正が必要であることがわかった。また、 $\alpha$ 線と $\beta$ 線を弁別するために設けている不感時間を短くする(800 $\mu$ s $\rightarrow$ 100 $\mu$ s)ことによって、この特性は大きく改善することがわかった。再処理施設等で、作業管理等で高計数率(10kcpm)の試

料を $\alpha$ 線及び $\beta$ 線を同時に測定する必要がある場合には、不感時間の補正をするか不感時間を短くする改造が必要である。なお、汚染管理や出入り管理等の低計数率試料の測定や、高計数率であっても $\alpha$ 線か $\beta$ 線を個別に測定する場合には、不感時間による数え落としを考慮する必要は無い。むしろ、GM サーベイメータの不感時間(200-300  $\mu$ s)を考慮すると、不感時間の数え落としに対する性能はよい。今後、この性能を考慮しながら現場の放射線管理に適用していくことが必要である。

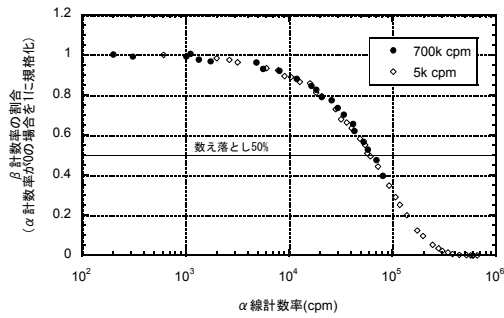


図 9.27  $\alpha$ 線の計数と $\beta$ 線の数え落としの関係

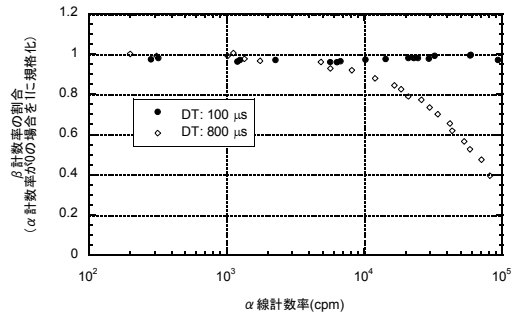


図 9.28  $\alpha$   $\beta$  弁別のための不感時間短縮と $\beta$ 線の数え落としの関係



### 9.3 個人被ばく線量測定・評価技術の高度化研究

#### 9.3.1 サイクル研究所の肺モニタリングにおける胸部厚評価

##### (1) 緒言

肺モニタリングでは、肺に沈着した Pu や  $^{241}\text{Am}$  から放出される低エネルギーの  $\gamma$  線や特性 X 線が測定の対象であることから、肺と体表面との間の胸部軟組織の厚さ（胸部厚）の評価が重要な課題となる。そのため、多くの研究者によって、体重や身長等の実測値とあらかじめ設定した簡易評価式から胸部厚を求める方法が提案されている。

サイクル研究所では、過去に数回、作業者の胸部厚を超音波測定装置（Aloka 社製 SSD-500）を用いて測定し<sup>1)</sup>、平均値に最も近い胸部厚のファントムを使用した校正結果に基づいて肺モニタの検出下限値を設定しているが、個々の被検者の胸部厚評価には肺モニタ（Canberra 社製 ACT-II）に予め組み込まれた評価式（Fry, 1980）<sup>2)</sup>をそのまま使用している。また、胸部厚は体位の違いにより変化するという報告<sup>3)</sup>があるが、当研究所で胸部厚測定を行った当時は座位であった肺モニタの測定体位は、現在は（他の体外計測機器との配置の都合から）仰臥位に変更されている。

このため、現在の測定体位での胸部厚の測定及び（この結果を踏まえた）研究所独自の胸部厚評価式の導出の検討を予定している。今回はその予備調査として、前回測定時のデータを使用して胸部厚評価式の形式の検討を行った。

##### (2) 胸部厚評価式の検討方法

今回使用した実測値は、1997 年～1998 年の定期肺モニタリング受検者 91 人を対象に測定したものである。このデータの概要を表 9.6 に示す。胸部厚評価式は、文献<sup>2), 3)</sup>に基づき以下の 3 種類の形式で導出した。なお、Fry の式は①式の形式である。

|   |                                                            |                      |
|---|------------------------------------------------------------|----------------------|
| ① | $CWT = a + b \left( \frac{W}{H} \right)$                   | ここで、<br>CWT：胸部厚（cm）  |
| ② | $CWT = a + b \left( \frac{W}{H^2} \right)$                 | W：体重（kg）<br>H：身長（cm） |
| ③ | $CWT = a + b \left( \frac{W}{H^2} \right) + c(\text{age})$ | age：年齢（year）         |

##### (3) 結果と考察

導出した 3 種類の胸部厚評価式及び Fry の式のパラメータ及び実測値との比較を表 9.7 に、導出した①式形式の評価式及び Fry の評価式と実測値との比較を図 9.29 に示す。いずれの式も実測値との相関は高く、よく一致した。しかし、年齢による補正項の含まれた③式を含め、3 種類の評価式の差はほとんど見られなかったことから、これらの是非を論ずることは困難であり、今後新たな測定値を用いて評価式を検討する際も、この 3 種類の形式で行う必要がある。

次に、胸部厚の評価値と実測値との差が肺モニタの測定結果に与える影響を、対象核種のうち最も検出下限値の低い<sup>241</sup>Amの測定について検討した。

サイクル研究所の肺モニタの<sup>241</sup>Amに対する計数効率は校正用ファントムの胸部厚を変えた測定により、胸部厚1mmごとに3.3%変化するという結果が得られている(図9.30)。ANSIの基準<sup>4)</sup>では、内部被ばくの直接測定における測定結果の相対誤差の範囲は-25%から50%であり、これを胸部厚に置き換えると-10 mmから10 mmに相当する。このことから、胸部厚評価を簡易式で行う場合は、評価値と実測値との差がこの範囲に収まる必要があることが確認された。なお、今回導出した3種類の評価式により算出した評価値と実測値との差はいずれもこの範囲内であった。

表 9.6 サイクル研究所の作業員 91 人の体格指標及び胸部厚

|      | 年齢(year) | 身長(cm) | 体重(kg) | 胸部厚(cm) |
|------|----------|--------|--------|---------|
| 平均   | 29.5     | 171    | 66.3   | 2.27    |
| 標準偏差 | 5.7      | 5.7    | 9.2    | 0.42    |
| 最大値  | 47       | 186    | 96.0   | 3.65    |
| 最小値  | 20       | 160    | 52.0   | 1.56    |

表 9.7 今回検討した胸部厚評価式のパラメータ及び実測値との比較

| 評価式の形式      |                                                | ①式         | ②式                 | ③式                 | Fry の式    |
|-------------|------------------------------------------------|------------|--------------------|--------------------|-----------|
| パラメータ       | a (cm)                                         | -0.250     | -0.431             | -0.576             | -0.14     |
|             | b (cm/kg)⋯①, Fry<br>(cm <sup>2</sup> /kg)⋯②, ③ | 6.50       | $1.19 \times 10^3$ | $1.17 \times 10^3$ | 6.0       |
|             | c (cm/y)                                       | -          | -                  | 0.006              | -         |
| 実測値との<br>比較 | 相関                                             | 0.76       | 0.78               | 0.79               | 0.76      |
|             | 標準誤差                                           | 2.7        | 2.6                | 2.6                | 2.7       |
|             | 実測値との差 (mm)                                    | -8.8 ~ 6.1 | -7.8 ~ 6.3         | -8.4 ~ 6.5         | -10 ~ 5.1 |

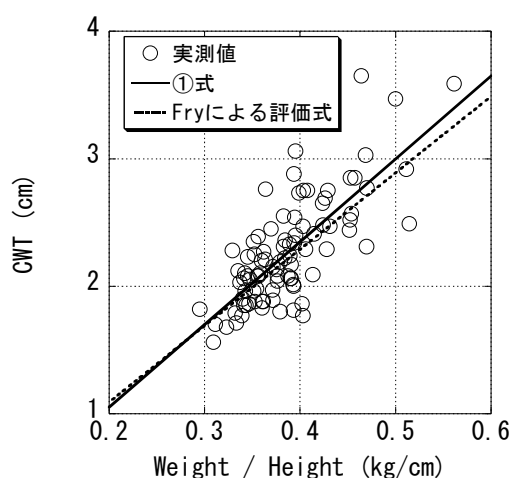


図 9.29 胸部厚評価式と実測値  
(①式及び Fry による評価式)

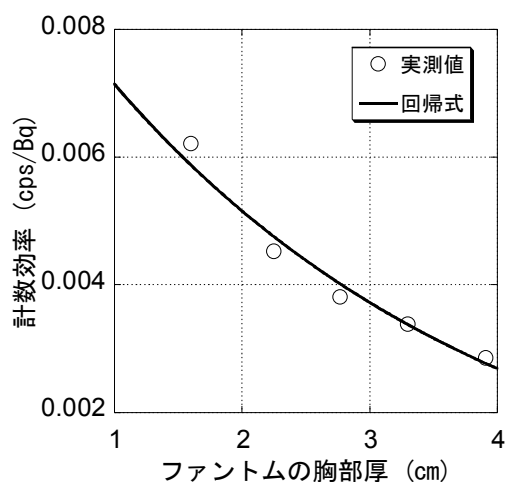


図 9.30 胸部厚と計数効率



参考文献

- [1] 大塚隆宏, 百瀬琢磨, 小泉勝三, 篠原邦彦, 超音波診断装置を用いた胸部軟組織厚の測定, 日本保健物理学会第31回研究発表会, 1996.
- [2] F. A. Fry and T. Sumerling, “Measurements of chest wall thickness for assessment of Plutonium in human lungs”, Health Physics 39, pp.89-92(1980).
- [3] G. H. Kramer, B. M. Hauck and A. A. Steve, “Chest wall thickness measurements and the dosimetric implications for male workers in uranium industry”, Health Physics 80(1), pp.74-80(2001).
- [4] ANSI/HPS, “Performance criteria for radiobaioassay”, N13.30-1996 (1996).

### 9.3.2 ICP-MS を用いた尿中ウラン迅速分析法の開発

#### (1) 緒言

環境監視課では、放射線業務従事者の内部被ばく管理の一環として、作業者の尿中ウラン濃度の測定を定期的実施している。このバイオアッセイにおいて、測定法は $\alpha$ 線スペクトロメトリー法を使用している。しかし、この方法には、①測定時間が長時間であること、②質量分析法と比較して検出限界値が高いため、大量の供試量が必要であること、③検出器の汚染等の更なる改善点がある。このため、ウラン-238 ( $^{238}\text{U}$ ) の半減期が長いことに着目し、誘導結合プラズマ質量分析装置(ICP-MS)を用いた測定法をバイオアッセイに適用するための検討実験を行った。ここでは、①測定条件、②試薬や器具等からの汚染量の把握、③供試量の検討を行った結果について記載する。

#### (2) 実験方法

##### 【予備実験】

まず、器具に含まれるウランから試料中への浸出量を把握するために、本実験で用いるフッ素樹脂製器具とこれまでに使用してきたガラス容器の比較を行った。蒸留水を試料とし、超高純度硝酸（多摩化学工業，TAMAPURE-AA-10，超高純度試薬）を 10mL，超高純度過塩素酸（関東化学，Ultrapure，超高純度試薬）を数滴加え、本実験と同じ回数（3 回）の有機物分解を繰り返した。有機物分解後、1mol/L 硝酸を 25mL 加えて、サンドバス上で加熱溶解した。放冷後、50mL テフロン製メスフラスコに超純水を加えて 50mL に定容し、測定用試料とした。 $^{238}\text{U}$  は、四重極型 ICP-MS（PMS2000，YOKOGAWA 社製）で測定した。これらの実験を各器具について、5 件ずつ行った。その測定結果を比較したところ、ガラス器具を用いて分析した測定試料がフッ素樹脂製器具を用いた測定試料より約 5～6 倍高いウラン計数率であった。

##### 【本実験】

サイクル研究所の放射線業務従事者（今回対象とした者の尿は、放射線管理の結果よりウランの吸入、経口摂取がないことを確認している。ゆえに、当従事者の尿はバックグラウンドレベルと考えられる。）14 名の尿試料を用い、供試量は 1 試料につき 10mL とした。分析・測定方法は、上記の予備実験と同様の方法を用いた。上記の予備実験の結果から、ビーカー及びメスフラスコ等の実験器具は、全てフッ素樹脂製のものを使用した。本分析法を図 9.31 に示す。なお、この条件での検出下限値は 0.64ng/L (8.0  $\mu\text{Bq/L}$ ) であった。

#### (3) 結果及び今後の課題

本実験[2]の尿中  $^{238}\text{U}$  の分析結果は、0.67～18.3ng/L (8.3～230  $\mu\text{Bq/L}$ ) であった。この結果は、[1]の報告値 19～51ng/L (240～630  $\mu\text{Bq/L}$ ) より平均で 1 桁低い値が得られた。この違いは、フッ素樹脂製器具を用いたことから、ガラス器具よりもバックグラウンドの影響の少ないことが理由である。今回の分析は約半日という短時間で、尿中  $^{238}\text{U}$  濃度を得られるため、事故時や緊急時の有用な分析法であると考え

る。今後は、非放射線業務従事者も含めてさらに多くの分析を行い、バックグラウンドレベルの把握に努めて行きたい。

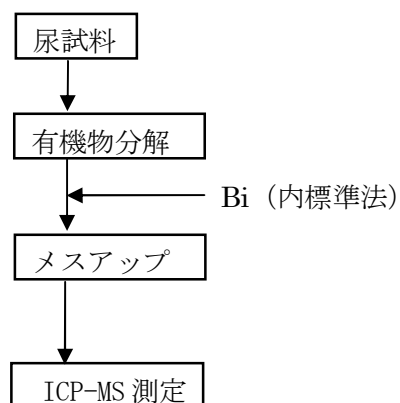


図 9.31 尿中ウラン分析法

---

【参考文献】

- [1] 水谷朋子, 尿中ウラン濃度のバックグラウンドレベルについて, 第 3 回放射線安全管理学会 2004.
- [2] 河野恭彦, 檜山佳典, 渡辺均, 武石稔, ICP-MS を用いた尿中ウラン迅速分析法の開発, 第 42 回日本保健物理学会研究発表会, 2009.

## 9.4 環境影響評価手法の研究

環境監視課では、再処理施設保安規定、茨城県環境放射線監視計画に基づきサイクル研究所内 10 箇所、サイクル研究所外 3 箇所で空間放射線線量率を測定している。今回、線量率変動の際の原因特定に資する目的で、降雨時の施設寄与線量率の弁別について検討した(9.4.1 参照)。また、影響評価研究として、想定事故時線量評価においては放射性壊変を考慮した高度化について検討した(9.4.2 参照)。さらに、当課で開発した海洋環境放射能による長期的地球規模リスク評価モデル(LAMER)を  $^{129}\text{I}$  に適用して、放射性液体廃棄物の長期的多国間放射線影響評価に関する検討結果を報告した(9.4.3 参照)。

一方、環境試料及び排水試料中放射性核種の分析手法や挙動に関する研究として、AMS を用いた畑土中  $^{129}\text{I}$  分析に関する前処理法の検討(9.4.4 参照)、再処理施設における排水中の超ウラン核種に関する調査(9.4.5 参照)を実施した。

### 9.4.1 降雨時の施設寄与線量率の弁別に関する研究

#### (1) はじめに

モニタリングポストおよびモニタリングステーション(以下、MP、MS という。)において連続測定している空間放射線線量率は、地殻ガンマ線、大気中ラドン等の自然放射線の他、原子力施設から放出された放射性気体廃棄物、更には医療用 RI 投与患者や非破壊検査等の人工放射線により変動する。

これまで、線量率と通過率、風向風速などの気象データをもとに変動要因をリアルタイムに推定する方法を検討してきた。この方法では、非降雨時には精度よく変動要因の判定を行うことが可能であったが、降雨による線量率上昇時に人工放射線での上昇が重なった場合、これらを弁別することが困難であった。本研究では、降雨時においても人工放射線の寄与分を定量的に弁別ができる方法を検討した。

#### (2) 弁別方法の検討

##### 1) 空間放射線線量率変動要因の推定

空間放射線線量率の変動のしきい値を非降雨時における 24 時間移動平均  $+3\sigma$  とし、線量率上昇を弁別した。弁別された日時について通過率、 $^{85}\text{Kr}$  放出率、風向、降雨などの情報により変動要因を推定するプログラムを作成した。しきい値を超えた事例は、降雨、再処理施設からの  $^{85}\text{Kr}$  放出、核燃料物質の輸送、放射線測定器の校正(X線照射)であった。

最多要因である降雨による線量率上昇はラドン( $^{222}\text{Rn}$ )の壊変生成物である鉛( $^{214}\text{Pb}$ )やビスマス( $^{214}\text{Bi}$ )等によるものと知られている。

##### 2) 降雨時の定量的弁別手法の検討

降雨による線量率上昇と人工放射性核種による上昇を弁別する方法として、降雨による上昇については局舎間で線量率変動に相関関係があることに着目した。他局舎の線量率変動から当該局舎における降雨による線量率上昇を推定し、他要因による上昇との弁別を試みた。

## ① 局舎間の相関係数

降雨毎に局舎間の線量率相関係数は変化したが、10 分値での相関係数 ( $R^2$ ) は 0.8～1.0 程度であった (図 9.32)。

主排気筒を中心として対照方位に設置している局舎をペアとし、相関式から降雨による線量率の推定値を求めた。図 9.33 に降雨時の X 線照射による線量率上昇分の弁別例、図 9.34 に降雨時の  $^{85}\text{Kr}$  の放出による風下方位での線量率上昇分の弁別例を示す。

## ② 相関式の標準化

リアルタイムに弁別することを考え、相関式の標準化を検討した。過去 1 年の降雨について 1 回／月程度で無作為に抽出し、それぞれ相関係数、相関式を比較した。

これにより代表となる相関式を決定した。当日の降雨時の相関式による推定値と年間の相関式から導いた推定値を比較しても大きな差がなかった。これにより相関式を固定しての算出が可能であることを確認した。

③ 降雨時の  $^{85}\text{Kr}$  放出寄与分の解析

2007 年 2 月 14 日の降雨時に、相関式により降雨による線量率を定量化した。そして、 $^{85}\text{Kr}$  放出に伴う線量率を弁別した。弁別された線量率は 4 nGy/h であった (図 9.34)。再処理施設からの  $^{85}\text{Kr}$  放出に伴う線量率は、大気拡散計算コード (SIERRA-II) により計算できる。同日時に、SIERRA-II により計算された線量率は 3 nGy/h であり、弁別された線量率とファクタ 2 で一致した。この結果より、降雨に伴う線量率は相関関係により定量化され、 $^{85}\text{Kr}$  放出に伴う線量率は SIERRA-II により解析できることを確認した。

## (3) 結語

降雨時の施設寄与線量率の弁別に関して種々の検討をした結果、以下の結果を得た。

- 降雨時においても再処理施設からの  $^{85}\text{Kr}$  放出、X 線照射、 $^{99\text{m}}\text{Tc}$  等の RI 投与患者、放射性廃棄物輸送など、低エネルギーの  $\gamma$  線については、通過率の低下により空間放射線線量率への影響を確認できた。
- 局舎間の線量率の相関式は、降雨時も含めて標準化でき、実測値と標準相関式による推定値の差は概ね 3 nGy/h 以内であった。
- 再処理施設からの  $^{85}\text{Kr}$  放出に伴う線量率上昇分は、SIERRA-II により算出された線量率と比較的よい一致を示した。

将来的には、従来の変動要因推定プログラムに局舎間の標準相関式を組み込むことで、リアルタイムに降雨時の人工放射線の影響を弁別し、変動要因の推定に資することが可能となる。

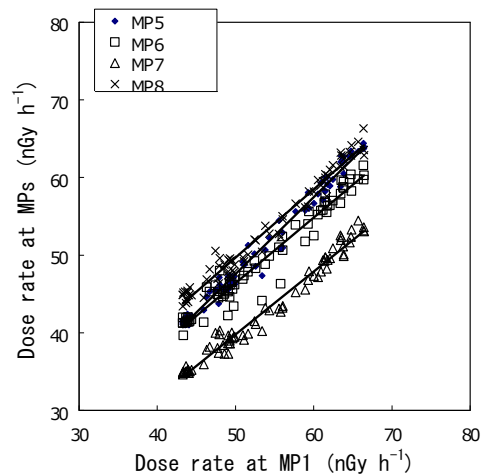


図 9.32 降雨時のモニタリングポスト線量率の相関関係 (2007 年 8 月 22-23 日の降雨)

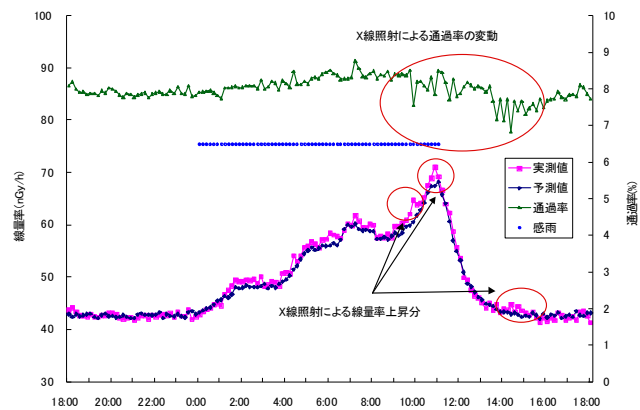


図 9.33 降雨時における線量率上昇の弁別例

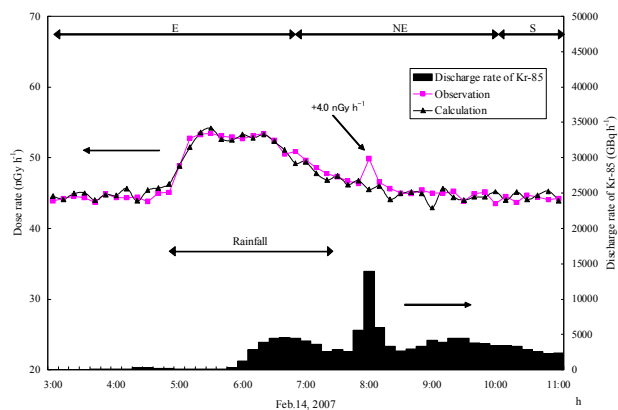


図 9.34 降雨時線量率相関関係を利用した  $^{85}\text{Kr}$  放出に伴う線量率の弁別

#### 【参考文献】

- (1) 小沼利光, 竹安正則, 水谷朋子, 武石稔, 森澤正人, 渡辺一, 菅井将光, 空間放射線線量率上昇時の定量的弁別手法の適用, 日本保健物理学会第 43 回研究発表会, 2009.
- (2) M. Takeyasu, T. Onuma and M. Takeishi, Determination of the variation of environmental radiation due to the ground deposition of atmospheric  $^{222}\text{Rn}$  decay products during rainfall: Utilization of the correlation between the variations observed at neighboring monitoring posts, J. Radioanal. Nucl. Chem. Vol. 284, pp. 635-639, 2010.

### 9.4.2 想定事故時線量評価方法の高度化に関する研究

#### (1) はじめに

原子力施設の想定事故時の一般公衆の線量計算は、通常、気象指針に基づき行われる。しかし、気象指針は、安全側の評価の観点から、放出された核種の大気拡散時の放射性壊変を無視している。そのため、再処理施設の仮想的臨界事故時のように、半減期が短い核種の放出が想定される場合には、放出核種（親核種）による線量を過大に評価する恐れがあると同時に、生成する壊変生成物による線量を評価できない恐れがある。本研究では、放出核種の大気拡散時の放射性壊変を考慮し線量を計算するコードを開発した。さらに、仮想的臨界事故時の線量を放射性壊変を考慮して計算し、計算結果の検討を行った。

#### (2) 方法

原子力機構では、気象指針に記載された方法に基づき、想定事故時の評価に使用する、濃度および線量率を計算するためのコード（PANDA）を整備してきた。本研究では、放出された核種が大気拡散中に放射性崩壊するとともに、第1世代の壊変生成物が生成することを考慮できるように PANDA を改良した。改良点については、他計算コード等との比較により検証した。

#### (3) 結果

臨界事故時の放射線エネルギーに関する指針に基づき臨界事故時に放出される放射性希ガスの核種組成を設定し、再処理施設での放出条件および気象条件をもとに、線量の試算を行った。その結果を図 9.35 及び図 9.36 に示す。ここで風下距離が長いほど線量が低下し、風下 1 km で、放射性壊変を考慮しなかった場合と比較して線量が約 30%低下した。なお、生成した壊変生成物による線量は比較的小さかった。以上の結果から、再処理施設の仮想的臨界事故のように短半減期核種が放出される場合の現行の気象指針に基づく線量評価に対する安全裕度が明らかとなった。

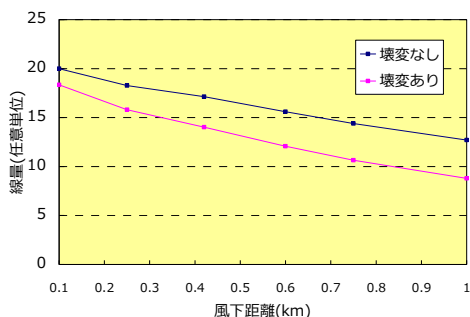


図 9.35 風下方位距離と線量の関係

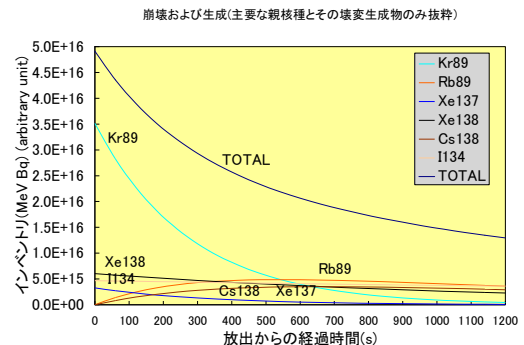


図 9.36 放出核種の崩壊と壊変生成物の生成

【参考文献】

M. Takeyasu, M. Nakano, S. Sumiya, H. Nemoto, M. Kanno and N. Kurosawa, Development of calculation code for estimating radiation dose for hypothetical accident of nuclear facility considering radioactive decay chain during atmospheric dispersion of released radionuclides, 13-P-4, Proceedings of the Asian and Oceanic Congress of Radiation Protection-3, 2010.



### 9.4.3 放射性廃棄物の長期的多国間放射線影響評価に関する検討

#### (1) はじめに

海洋環境放射能による長期的地球規模リスク評価モデル (LAMER) を開発し、これまでに地球規模の  $^3\text{H}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{239,240}\text{Pu}$  の海水中三次元濃度分布を計算によって再現してきた。今回,  $^{129}\text{I}$  について再処理施設, 大気圏内核実験等からの放出を考慮し, 地球規模の海水中三次元濃度分布を計算し, 検討したので, その結果を報告する。

#### (2) 方法

LAMER は, 海洋大循環モデルにより得られる年平均流速場と放出源情報から, 放射性核種の海洋中での移流・拡散・スキヤベンジング挙動をシミュレートできる計算コードである。移流・拡散にはランダムウォーク法, スキヤベンジングには溶存態・粒子態間の可逆モデルを用いる。 $^{129}\text{I}$  の分布を計算するにあたっては, 放出源として再処理施設 (商用, 軍用), 大気圏内核実験, 宇宙線による自然生成を考慮し, それぞれの放出源についてスキヤベンジング過程を考慮せずに, 大気, 海洋起源別に海水中  $^{129}\text{I}$  濃度分布を計算した。さらに計算結果を, 加速器質量分析装置による他研究者の測定結果と比較した。

#### (3) 結果

UNSCEAR 報告書等に公開されているデータから推定した商用・軍用再処理施設, 大気圏内核実験による  $^{129}\text{I}$  の累積放出量を使用した。2005 年における表層海水中  $^{129}\text{I}$  濃度計算値を図 9.37 に示す。北大西洋の濃度が比較的高く, 太平洋では 2~3 桁低い濃度が計算された。また, 起源別に  $^{129}\text{I}$  濃度を調査したところ, 北西太平洋においては欧米の再処理施設からの大気放出からの寄与が大部分を占めていると計算された (図 9.38)。しかしながら, 計算値は実測値と比べると全体的傾向として半分程度の濃度しか得られず, 計算に使用した放出源の他にも大きな放出源 (旧ソ連の軍事用再処理施設等) が存在することが推察される。

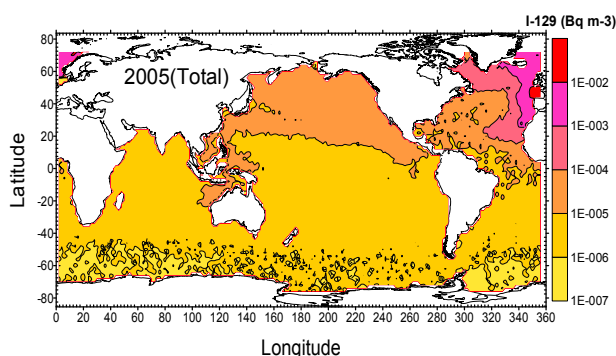


図 9.37 表層海水中  $^{129}\text{I}$  濃度計算値 (2005 年)

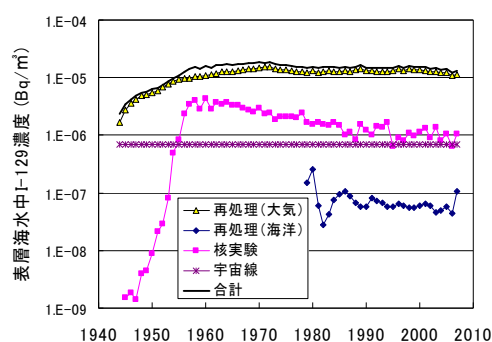


図 9.38 北西太平洋 (148E, 41N) における表層海水中  $^{129}\text{I}$  濃度の起源別経年変化

#### 【参考文献】

中野政尚, 地球規模のヨウ素-129 海洋拡散シミュレーション, 日本保健物理学会第 43 回研究発表会, 2009.

#### 9.4.4 AMS を用いた土壤中 $^{129}\text{I}$ 分析に関する前処理法の検討

##### (1) はじめに

環境監視課では、環境試料中の極低レベルのヨウ素-129 ( $^{129}\text{I}$ ) は通常の分析法では測定できないことから、中性子放射化分析 (NAA) 法[1]を独自に開発してこれまで用いてきている。NAA 法は、試料へ中性子を照射するため、原子炉の運転状況に影響され、加えて実験者の被ばくのおそれもある。また、1度に数試料程度しか原子炉にて中性子照射できないことから、多数の試料の分析には時間を有する。更に、試料を作成する際に、ガラス細工 (石英アンブル封入) をするなど分析技術者の熟練が必要である。一方、NAA 法に比べて試料作製が比較的簡便であり、また同時に多試料の測定が可能であり、更に3桁程度検出感度がよいとされる加速器質量分析装置 (AMS) を利用した  $^{129}\text{I}$  測定法[2]が報告されている。そこで、AMS 法を再処理施設周辺で採取した土壤中  $^{129}\text{I}$  分析へ適用するため、 $^{127}\text{I}$  による希釈などの試料調製方法を含めた前処理方法[3]を検討した。また、AMS 法の健全性を確認するため、AMS 法を用いて得られた測定値と、これまで NAA 法で得られた測定値とを比較・検討したのでその結果について報告する。

##### (2) 実験

###### a, 【NAA 法】

サイクル機構東海事業所標準分析作業法—周辺環境管理編[4]に従い分析・測定した。

###### b, 【AMS 法】

土壤を  $70^{\circ}\text{C}$  で乾燥後、2mm メッシュの篩いで分け、2mm 以下の土壤のうち 5g 又は 10g を NAA 法と同様の燃焼装置で燃焼し、ヨウ素 (I) を活性炭に捕集後、水酸化ナトリウム (NaOH) 水溶液で浸出した。その後、I を溶媒抽出法により精製し、AMS 法で測定するため最終的にヨウ化銀 ( $\text{AgI}$ ) 沈殿とした。熱伝導度と電気伝導率をあげるため、 $\text{AgI}$  を重量比で約 2.5 倍のニオブ (Nb) と混合した後、AMS 測定用専用容器に充填し、原子力機構むつ事務所に設置されている AMS で  $^{129}\text{I}/^{127}\text{I}$  原子数比を測定した。

ここで、AMS 法は試料中の  $^{129}\text{I}/^{127}\text{I}$  原子数比が  $10^{-12}$  から  $10^{-10}$  の範囲内において測定値の信頼性が高いとされている。一方、これまで NAA 法を用い測定してきた土壤は  $^{129}\text{I}/^{127}\text{I}$  原子数比が  $10^{-8}$  程度である。AMS 法を用いて土壤試料中の  $^{129}\text{I}/^{127}\text{I}$  原子数比を測定するためには原子数比を調整する必要がある。この調整には、①燃焼前の土壤へ直接原子数比希釈用  $^{127}\text{I}$  を添加 (「土壤添加法」)、②NaOH 水溶液による浸出液に原子数比希釈用  $^{127}\text{I}$  を添加 (「浸出液添加法」) の 2 種類の方法をそれぞれ検討した。

##### (3) 結果及び考察

①土壤添加法及び②浸出液添加法のそれぞれで得られた  $^{129}\text{I}/^{127}\text{I}$  原子数比と NAA 法で得られた原子数比との比較結果を図 9.39 に示す。この図から、

① 土壤添加法を採用した AMS 法の測定結果では、多少ばらつきがあるものの、NAA 法での測定結果とほぼ同等の原子数比が得られた。

② 浸出液添加法を採用した AMS 法の測定結果では、NAA 法での測定結果よりも全体的に低い原子数比であった。

以上のことから、原子数比希釈用  $^{127}\text{I}$  を NaOH 浸出液に加える「②浸出液添加法」

では焼き出し時における回収率が 100%でない場合、やや過小評価するおそれがある。その場合「①土壌添加法」のように燃焼前に直接添加する必要があることが確認できた。

今後は、土壌添加法を用いることで、再処理施設周辺の土壌中  $^{129}\text{I}/^{127}\text{I}$  原子数比を測定することが出来ると考えられる。

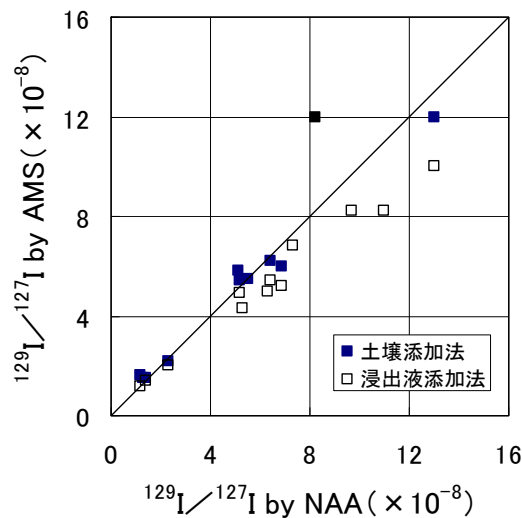


図 9.39  $^{129}\text{I}/^{127}\text{I}$  原子数比比較

#### 【参考文献】

- [1] 武石稔, 並木篤, 片桐裕実, 石田順一郎, 野村保, 岩井誠: “環境試料中の  $^{127}\text{I}$  及び  $^{129}\text{I}$  の中性子放射化分析法”, PNC TN843 85-39, 1985.
- [2] 鈴木崇史, 北村敏勝, 甲昭二, 外川織彦, 木下尚喜, 天野光: ” 加速器質量分析装置 ヨウ素ラインの性能”, JAEA-Technology 2006-018, 2006.
- [3] 國分祐司, 中野政尚, 住谷秀一: ” AMS を用いた畑土中  $^{129}\text{I}$  分析に関する前処理法の検討”, JAEA Conf 2010-001, pp. 26-29, 2010.
- [4] 渡辺均, 清水武彦, 住谷秀一, 森澤正人, 森田重光, 吉田美香, 中野政尚, 飛田和則: ” 東海事業所標準分析作業法—周辺環境管理編—”, PNC TN8520 94-009 (1994).

#### 9.4.5 再処理施設における排水中の超ウラン核種に関する調査

##### (1) 緒言

再処理施設から海洋放出される液体廃棄物のモニタリング（以下、「排水モニタリング」と記す）では、主な核種（ $^3\text{H}$ ,  $^{90}\text{Sr}$ ,  $^{129}\text{I}$ ,  $^{137}\text{Cs}$  等）の他、 $\text{Pu}(\alpha)$ （ $^{238}\text{Pu}$ ,  $^{239,240}\text{Pu}$  の和）の $\alpha$ 線放出核種についても測定が行われてきた。ただし、 $\text{Pu}$ 以外の $\alpha$ 線放出核種は、その濃度レベルが低いことから、核種毎ではなく、 $\alpha$ 線放出核種の全放射エネルギー（全 $\alpha$ 放射能）として測定、管理がなされてきた。

今後さらなるウラン資源の有効利用に向けて、必要不可欠な高速増殖炉サイクルにおいて、混合酸化物燃料を高燃焼度で利用することから、マイナーアクチニド（MA; Minor Actinide）核種を含めた超ウラン（TRU; Trans Uranium）核種の含有量が多くなると考えられる。このため、排水放出管理上、MA核種を含めたTRU核種のモニタリングは極めて重要になると考えられる。また、これらの核種は実効線量係数が大きく、環境へ多量に放出された場合には、公衆の線量評価上においても重要となる。よって、排水中のこれらの核種の濃度、放出量を把握することが必要となってくる。

そこで本調査では、高速増殖炉燃料再処理時の放出管理に向けた前段階として、軽水炉燃料再処理時における排水中TRU核種等の濃度確認を行うために、下記の1～3を行った。

1. 供試料量を可能な限り増やし、検出限界値を下げることで、通常の放出モニタリングで $\text{Pu}(\alpha)$ として合算している $^{238}\text{Pu}$ ,  $^{239,240}\text{Pu}$ を別々に取り扱い、また全 $\alpha$ 放射能として一括管理している $^{237}\text{Np}$ 及び $^{241}\text{Am}$ といったTRU核種の濃度レベルを調査する。さらに $^{99}\text{Tc}$ は、比較的実効線量係数が大きく、また半減期も長いから、環境への影響が懸念されることから、TRU核種と合わせて調査する。
2. 取得した再処理施設の上記核種の放出量を、使用済燃料が発電した電力量で規格化することによって、海外再処理施設と放出量を比較する。
3. 再処理施設の実測値の妥当性を確認するために、燃焼計算コードによる燃料中の放射能比と、再処理施設内における除染係数から、排水中の放射能比を算出し、実測値と比較する。

##### (2) 分析手法

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

## (3) 結果及び考察

## 1. 年度平均放射能濃度及び放出放射能

再処理施設における 1998～2003 年度の各核種の年平均放射能濃度は次の通りであった。

$$\begin{aligned} {}^{238}\text{Pu} &: 3.0 \times 10^{-5} \sim 1.3 \times 10^{-4} \text{ (Bq/cm}^3\text{)} \\ {}^{239,240}\text{Pu} &: 1.2 \times 10^{-5} \sim 6.5 \times 10^{-5} \text{ (Bq/cm}^3\text{)} \\ {}^{241}\text{Pu} &: 5.2 \times 10^{-4} \sim 3.1 \times 10^{-3} \text{ (Bq/cm}^3\text{)} \\ {}^{241}\text{Am} &: 1.1 \times 10^{-5} \sim 2.3 \times 10^{-5} \text{ (Bq/cm}^3\text{)} \\ {}^{237}\text{Np} &: 3.1 \times 10^{-8} \sim 8.3 \times 10^{-8} \text{ (Bq/cm}^3\text{)} \\ {}^{99}\text{Tc} &: 1.2 \times 10^{-6} \sim 2.1 \times 10^{-5} \text{ (Bq/cm}^3\text{)} \end{aligned}$$

上記の各年平均濃度は告示別表に示される排水中濃度限度に比べて、約 1/150～1/10<sup>6</sup>と極めて低いレベルであった。

## 2. 規格化放出量

再処理の過程で発生する放射性廃棄物中の壊変生成物や TRU 核種など放射能は、燃焼度 (GWh/t) やウラン燃料処理量 (t) に依存する。再処理施設と海外再処理施設では、それぞれの施設における設計処理量が大きく異なり、例えば、英国 British Nuclear Fuel Ltd (BNFL) のセラフィールド再処理施設では、その設計処理量が再処理施設の約 6 倍である。そこで発生した電気エネルギーに換算した燃料処理量(電力量換算処理量：単位 GWh) を用いて、海外再処理施設と比較することとし、放出放射能を電力量換算処理量で除して算出する規格化放出量を算出した。

まず、再処理施設における規格化放出量と、海外商用再処理施設である BNFL のセラフィールド再処理施設、仏国 Areva NC (前 Cogema) 社のラ・アーク再処理施設における規格化放出量と比較した。その結果、再処理施設における調査対象各核種の規格化放出量は、<sup>3</sup>H を除いて英仏再処理施設の約 1/100～1/10<sup>7</sup>と極めて低く、放出量の低減化が図られていることを確認した (図 9.40)。この違いは、下記の 1)～2) が理由として考えられる。

- 1). 再処理施設と海外再処理施設では放射性液体廃棄物の処理方法が異なる。
- 2). 再処理施設の放射性液体廃棄物の放出基準が異なる。

1) について、再処理施設は、主に蒸発缶による蒸発処理によって放射性液体廃棄物を処理しているが、海外再処理施設では、主にイオン交換処理、凝集沈殿処理によって処理している。蒸発処理は、蒸発缶に熱を加えて、廃液を気化させるため、トリチウム (<sup>3</sup>H) 等の気化する放射性物質以外は効率的に取り除くことが出来る。しかし、凝集沈殿処理は蒸発処理に比べてエネルギーはかからないものの、化学試薬で放射性物質を沈殿させてから、濾過装置で放射性物質を取り除くため、蒸発処理より除染係数 (処理前の核種量を処理後の核種量で除した数値) が小さい。ただし、海外再処理施設も、高・中放射性廃液に蒸発処理を取り入れ、さらなる放出量低減化に努めている。再処理施設は、燃料処理量が少ないことから、結果として東



海再処理施設の廃液量が諸外国の再処理施設より相対的に少なく、ほとんどの放射性廃液の蒸発処理が可能であることから、規格化放出量が小さくなったと考えられる。

次に2)について、再処理施設と海外再処理施設の全 $\alpha$ 放射能の放出基準値（海洋放出）を比較すると、海外再処理施設の方が $10^3 \sim 10^4$ 倍大きい。海外再処理施設は、これらの高い放出基準に基づく放出管理を行っていることも、規格化放出量が大きく異なっている理由の1つと考えられる。

### 3. 施設運転条件（情報）に基づく計算（推定）値との比較

再処理施設内において、Pu, Am, Npは抽出分離、精製、除染工程を経て、それぞれの化学的性質により分離される。各工程において、核種の分離性能を表す数値である除染係数は既知であるので、計算によって排水中に含まれる核種の濃度レベルを推定することは可能であると考えられる。そこで、今回の調査で定量した排水中 TRU 核種の濃度の妥当性を確認するため、ORIGEN と除染係数によって排水中の核種の放射能を求め、その値を実測値と比較した。なお、ORIGEN とは、米国オークリッジ国立研究所で開発された同位体の生成と消滅を計算するコードである。比較にあたり、工程毎の排水の希釈等の作業に、依存されにくいパラメータである放射能比を用いた。排水中の各核種間の放射能比と、ORIGEN で算出された使用済核燃料中の核種間の放射能比に、工程内の除染係数を乗じて求めた放射能比をそれぞれ求め、2つの値を比較した。なお今回の調査で用いた ORIGEN の主な計算条件は、実際に処理した使用済燃料と同じであり、燃焼度 4513～34056 (MWd/t)、比出力 16.3～34 (MW/t)、冷却日数 1551～10982 (day) とした。計算値と実測値の比較では使用済燃料の受入れから、低放射性廃液の海洋放出までの除染係数を用いた。その値は Pu: 約  $5.3 \times 10^{14}$ , Am: 約  $1.7 \times 10^{15}$ , Np: 約  $3.7 \times 10^{14}$  であり、 $Am > Pu > Np$  である。

今回比較した核種間の放射能比は、 $^{238}\text{Pu}/^{239,240}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Pu}/^{239,240}\text{Pu}$ ,  $^{237}\text{Np}/^{239,240}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Am}/^{239,240}\text{Pu}$  であり、それぞれの値は良く一致した（図 9.41）。ゆえに今回の調査の分析値は、妥当な結果と考えられる。

なお、比較した核種間の放射能比の実測値及び ORIGEN と除染係数から求めた計算範囲は次の通りである。括弧内の値が ORIGEN の計算範囲を表す。

$$\begin{aligned} ^{238}\text{Pu}/^{239,240}\text{Pu} &: 2.1 \sim 2.6 \quad (1.6 \sim 2.6) \\ ^{241}\text{Pu}/^{239,240}\text{Pu} &: 41 \sim 52 \quad (38 \sim 110) \\ ^{237}\text{Np}/^{239,240}\text{Pu} &: 4.2 \times 10^{-4} \sim 5.0 \times 10^{-3} \\ &\quad (2.2 \times 10^{-4} \sim 6.1 \times 10^{-4}) \\ ^{241}\text{Am}/^{239,240}\text{Pu} &: 0.86 \sim 4.5 \quad (1.8 \sim 3.2) \end{aligned}$$

### (4) 結論

再処理施設において、軽水炉燃料再処理時の排水中 TRU 核種等の濃度、放出量、放射能比等を調査したところ、以下の結果を得た。

- 1). 再処理施設の排水中 MA 核種等を含む TRU 核種の放射能濃度が、告示に定められる濃度基準より約  $1/150 \sim 1/10^6$  と十分低く管理されていることを確認した。
  - 2). 東海再処理施設の規格化放出量を、海外再処理施設と比較した結果、再処理施設は今回の調査対象核種において、約  $1/100 \sim 1/10^7$  と十分な低減化が図られていることを確認した。
  - 3). 今回の調査で得られた各核種の分析結果の妥当性を確認するために、ORIGEN で算出された核種間の放射能比に、工程内の除染係数を乗じて求めた放射能比との比較を行った。比較した  $^{238}\text{Pu}/^{239, 240}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Pu}/^{239, 240}\text{Pu}$ ,  $^{237}\text{Np}/^{239, 240}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Am}/^{239, 240}\text{Pu}$  は、一致した。したがって、今回の調査の分析結果は妥当であると考えられた。
- 今回の調査によって、将来の高速増殖炉サイクルを考慮した混合酸化物燃料の再処理に向け、排水放出管理に関する基礎的な比較データを得ることができた。今後さらに再処理施設の TRU 核種の詳細な濃度データを得るために、簡便で迅速な排水中 TRU 核種の分析法の開発に取り組んでいく。

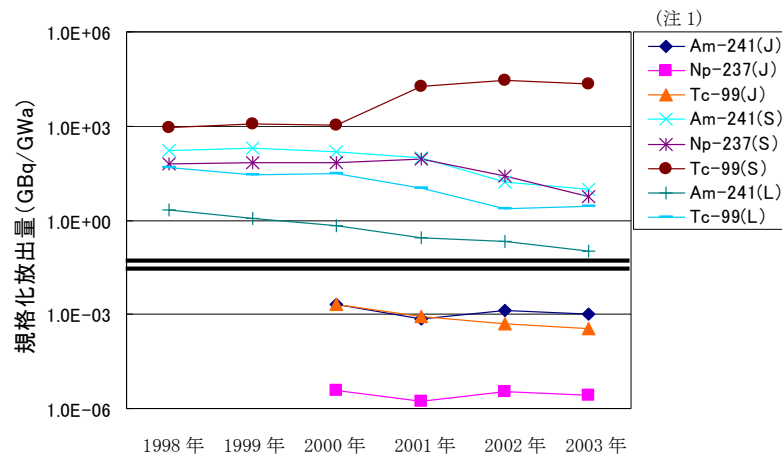


図 9.40 規格化放出量を用いた海外再処理施設との比較

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

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

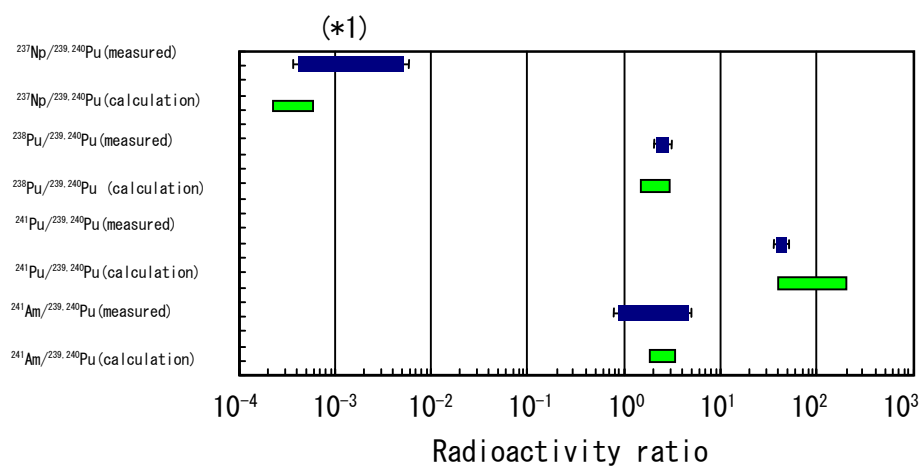


図 9.41 再処理施設における実測値と ORIGEN2 の放射能比の比較  
(1998～2003 年度)

(\*1) グラフ中の横バーは誤差を示している。

#### 【参考文献】

- 1) 河野恭彦, 檜山佳典, 中野政尚, 武石稔, 東海再処理施設における排水中の TRU 核種に関する調査, 第 44 回アイソトープ・放射線 研究発表会, 2007.
- 2) 河野恭彦, 檜山佳典, 中野政尚, 武石稔, 東海再処理施設における排水中の超ウラン核種に関する調査, 日本保健物理学会誌 44(2), pp. 209-217, 2007.



## 9.5 先行基礎工学研究

### 9.5.1 GPS 高エネルギー分解能シンチレータによる高信頼性 $\alpha$ 線波高弁別検出器の開発

平成 21 年度から平成 23 年度までの計画で、北海道大学との共同研究によりこれまでに存在しなかった  $\alpha$  線のエネルギー弁別が可能なシンチレーション検出器を開発している。シンチレーション検出器は、すでに  $\beta$  線ダストモニタ等の連続モニタリング設備に適用され、耐ノイズ性や耐久性の面で非常に優れた実績があるため、既存の  $\alpha$  線ダストモニタ用検出器（半導体検出器）の代替として期待できる。また、シンチレータ自体は加工しやすく様々な形状の検出器が製作可能であることから、プルトニウム取扱施設の汚染管理技術の向上に結びつく様々な測定装置の開発が可能になると考えられる。

MOX 燃料に含まれる  $^{238}\text{Pu}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{242}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Am}$ ,  $^{235}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}$  は 4.2～5.5MeV の  $\alpha$  線を放出する。一方、環境中にはラドン娘核種である  $^{218}\text{Po}$ ,  $^{212}\text{Bi}$ ,  $^{214}\text{Po}$ ,  $^{212}\text{Po}$  が存在し、6.0～8.8MeV の  $\alpha$  線を放出する。放射線管理第 1 課では ZnS の質量厚さを変える事で、 $\alpha$  線に対するエネルギー弁別を行いラドン起因の  $\alpha$  線を 60%程度除去する事に成功した。一方、ZnS は半透明な多結晶体でありエネルギー弁別の点で改善余地が残っている。

北海道大学では希土類酸化物シンチレータの開発を行ってきており、BGO シンチレータの 7.5 倍、エネルギー分解能:5%, 減衰時間:50～60ns, 潮解性無しという高性能シンチレータ GPS ( $\text{Ce}:\text{Gd}_2\text{Si}_2\text{O}_7$ ) の合成に成功している。潮解性ならびに自己放射能を持たないシンチレータとして GPS は最高レベルのエネルギー分解能を持つ。GPS は Ce 濃度によって結晶構造と発光特性が変わることが分かっており、 $\alpha$  線計測に最適化した大面積シンチレータプレートの開発、現場適用試験を行い、プルトニウム取扱い施設で使用可能な高性能  $\alpha$  線ダストモニタの開発を目指している。

#### (1) 平成 21 年度

CZ 炉を用いた TSSG (Top Seeded Solution Growth) 法による低 Ce 濃度 GPS の合成の試みとシンチレータプレートの試作を行った。

低 Ce 濃度 GPS の合成については 8 回にわたる合成により合成条件の最適化を進め、最終的に最大  $3 \times 1 \times 1 \text{ cm}$  の単結晶部分を含む多結晶体を焼結体シードから合成することに成功した。発光強度を測定したところ、 $\alpha$  線に対して最大で GS0 の 3.8 倍、Ce 濃度 10%GPS の 1.7 倍であることを確認したが、一方で発光の減衰時間が 150ns と大幅に遅くなることも分かった（参考：ZnS は 200ns）。エネルギー分解能についてはアーリーングにより改善することが分かり、今回合成した結晶では 5.7%であった。

シンチレータプレートの試作については、TSSG 法をもちいて合成した低 Ce 濃度 GPS の透明な部分を選別し、粒径を  $25 \mu\text{m}$ ,  $50 \mu\text{m}$ ,  $100 \mu\text{m}$  にそろえた上で塗布を試みた。

この結果、 $\alpha$ 線用途ではさらに粒径を細かくすることが均一性を上げる上で必要なことが分かった。また作製した試料を研磨したところ、 $50\mu\text{m}$ 以下の厚さの試料を均一に研磨するためには作業方法の改善が必要なが分かり、来年度以降改善を行うこととした。

## 9.6 京都大学原子炉実験所共同利用研究

### 9.6.1 緊急時被ばく線量測定を目指した放射線誘起ルミネッセンスの基礎的研究

現在、予め線量計を設置していない場所での放射線線量測定は困難であり、JCO 臨界事故のような予期せぬ場所での事故の際には、その周辺住民の線量を把握するまでに多くの時間を要する。このため、環境監視課では、天然鉱物からの放射線誘起ルミネッセンス現象を使用した放射線線量測定法の確立を目指して、これまでに研究を行ってきた。放射線誘起ルミネッセンス現象の応用的な研究（年代測定等）は世界的に広く行われているが、その発光機構に関する研究は必ずしも進展していない。特に日本で産出する鉱物については、その発光特性が海外のものと大きく異なるため、その発光機構はほとんど解明されていない。そこで、京都大学原子炉実験所の共同利用において、日本で産出する鉱物のうち、石英からの放射線誘起ルミネッセンスの発光機構を明らかにすることを目的として、研究を行っている。

平成 21 年度において、茨城県で採取した表土及び畑土から天然石英粒子を抽出し、この石英粒子に、熱処理、ガンマ線照射及び光照射等を行い、電子スピン共鳴（ESR）法によりその放射線誘起シグナルの観測を行った。

## 10. 技術支援，国際協力

### 10.1 日本原燃(株)への技術支援

#### 10.1.1 日本原燃(株)への協力協定に基づく技術支援

##### (1) 再処理事業部放射線管理部への支援

日本原燃(株)との技術協定に基づき，再処理事業部放射線管理部との間で放射線測定技術等の技術情報交換会を3テーマについて計5回実施した。表 10.1 に当該交換会の実績を示す。

東海再処理施設での開発・導入実績を踏まえて情報を提供した体表面モニタについては，日本原燃(株)の再処理施設においても導入されることとなった。

また，再処理施設の規格・基準の標準化を目的として日本原燃(株)が作成を進めている「核燃料サイクル施設放射線モニタリング指針」の整備に際しては，その指針原案に対し東海再処理施設放射線管理の経験・実績を踏まえた助言等を行った。本指針の作成については来年度以降，放出管理モニタリング，作業環境モニタリング等の個別モニタリングについて検討されることから，今後も継続して協力していく。

その他，東海再処理施設内で研修を行っている原子燃料分析有限責任事業組合への放射線管理教育を2回実施した（5月22日：23名，9月4日：22名）。

表 10.1 再処理事業部放射線管理部との技術情報交換会実施状況

| 期 日                                    | 場 所         | 参加者                              | 内 容                              |
|----------------------------------------|-------------|----------------------------------|----------------------------------|
| H21. 7. 16<br>～ 7. 17                  | 日本原燃        | 秋山 聖光<br>伊東 康久<br>塩谷 聡           | 体表面モニタ等の技術情報提供を含む情報交換            |
| H21. 9. 30<br>H22. 2. 25<br>H22. 3. 12 | サイクル<br>研究所 | 百瀬 琢磨<br>秋山 聖光<br>遠藤 邦明<br>山下 朋之 | 再処理施設における放射線管理に関する規格・標準化に係る情報交換  |
| H21. 12. 17                            | サイクル<br>研究所 | 秋山 聖光                            | 再処理施設における放射線管理の経験・技術開発経緯等に係る意見交換 |

##### (2) 燃料製造部への支援

日本原燃(株)との技術協定に基づき，燃料製造部との間で J-MOX 放射線管理情報連絡会を計2回実施した。表 10.2 に当該連絡会の実績を示す。

平成 22 年度に，プルトニウム燃料製造施設における放射線管理業務に係る日本原燃(株)研修生を1名受け入れることとなった。

表 10.2 燃料製造部との技術情報連絡会実施状況

| 期 日         | 場 所         | 参加者                                              | 内 容                                                                                                                         |
|-------------|-------------|--------------------------------------------------|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| H21. 8. 28  | サイクル<br>研究所 | 水庭 春美<br>堀越 義紀<br>高崎 浩司<br>柴 浩三<br>井崎 賢二         | 1. 加工施設の許認可進捗状況<br>2. 線量当量率測定, 空气中濃度測定の考え方<br>3. J-MOX 固定式モニタの概要<br>4. Ludlum 社製 $\alpha$ 線汚染モニターの性能確認<br>5. 日本原燃(株)研修生の受入れ |
| H21. 12. 18 | サイクル<br>研究所 | 水庭 春美<br>高崎 浩司<br>柴 浩三<br>井崎 賢二<br>山崎 巧<br>佐川 直貴 | 1. 加工施設の許認可進捗状況<br>2. 設工認申請ヒアリングにおけるトピックス<br>3. 性能検査 (ダストモニタ, エリアモニタ, 排気モニタ)<br>4. 日本原燃(株)研修生の受入れ                           |

## (3) 東電環境エンジニアリング(株)の研修

東電環境エンジニアリング(株) (TEE) との研修に関する協定及び覚書に基づき, TEE 職員 1 名をサイクル研究所 (放射線管理部環境監視課) に受け入れ, 海水中の  $\gamma$  線核種分析技術の習得を目的とした研修を 3 か月間に亘り実施した。表 10.3 に当該研修の実績を示す。

表 10.3 東電環境エンジニアリング(株)の研修実施状況

| 期 日                  | 場 所         | 内 容                                                                                                                       |
|----------------------|-------------|---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| H21. 5. 11<br>～ 8. 7 | サイクル<br>研究所 | フェロシアン化ニッケル-水酸化鉄共沈法による海水中 $\gamma$ 線核種分析 (下限数量以下の非密封 $^{137}\text{Cs}$ 及び $^{241}\text{Am}$ を用いた分析回収率測定を含む一連の分析プロセス技術を習得) |

### 10.1.2 日本原燃㈱からの受託業務

日本原燃㈱からの受託業務として、以下の業務を実施し、結果を報告書にまとめて提出した。

- ・六ヶ所再処理工場に係る中性子スペクトル測定評価

本受託では、「再処理施設の建設、運転等に関する技術協力基本協定」及び「技術協力の実施に関する協定」に基づき、六ヶ所再処理施設内の代表的な作業場について、ボナー球スペクトロメータを用いた中性子スペクトルの測定及び評価並びに測定に係る技術指導を行った。測定評価によって得られた成果は、当施設内における中性子線量計を用いた線量評価において、スペクトル依存による測定精度への影響評価及びその補正方法、並びに中性子モニタリングの最適化等の検討を行うために必要な基礎データとして利用できる。

## 10.2 国際協力

### 10.2.1 文部科学省原子力研究交流制度に基づく技術支援

文部科学省原子力研究交流制度に基づき、ベトナム社会主義共和国から研究員1名をサイクル研究所（放射線管理部環境監視課）に受け入れ、環境放射線モニタリング技術の習得を目的とした研修を3か月間に亘り実施した。表10.4に当該研修の実績を示す。

表 10.4 文部科学省原子力研究交流制度研究員の研修実施状況

| 期 日                 | 場 所         | 機関名    | 内 容                 |
|---------------------|-------------|--------|---------------------|
| H21. 8.27<br>～11.19 | サイクル<br>研究所 | VAEC*1 | 再処理施設周辺の環境放射線モニタリング |

\*1: Institute for Technology of Radioactive and Rare Elements, Vietnam Atomic Energy Commission

### 10.3 講師派遣，見学対応等

#### 10.3.1 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 10.5 にその実績を示す。

表 10.5 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                | 対応内容                                                                                                                           |
|------------------------|-----------------------------------|--------------------|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| H21. 7. 25             | 茨城県水戸市総合防災訓練<br>(水戸市千波公園)         | 7 名                | 住民サーベイ要員<br>ホールボディカウンタ車対応要員                                                                                                    |
| H21. 10. 29            | 北海道原子力防災訓練<br>(泊 OFC)             | 1 名                | OFC 医療班員                                                                                                                       |
| H21. 12. 21<br>～12. 22 | 国及び茨城県原子力総合防<br>災訓練<br>(茨城 OFC 他) | 2 日間<br>のべ<br>63 名 | OFC 放射線班員<br>OFC 医療班員<br>原子力安全委員会調査委員<br>県モニタリングセンター要員<br>現地モニタリング班員<br>海洋サーベイ要員<br>スクリーニング要員<br>要援護者避難同行放射線管理要員<br>自家用車避難訓練要員 |
| H21. 12. 22            | 福島県国民保護共同訓練<br>(福島 OFC)           | 1 名                | 原子力安全委員会緊急事態応急対策<br>調査委員                                                                                                       |
| H22. 2. 4              | 静岡県原子力防災訓練<br>(牧ノ原市相良公民館)         | 2 名                | 住民サーベイ要員                                                                                                                       |
| H22. 3. 12             | 文部科学省原子力防災訓練<br>(茨城 OFC)          | 2 名                | OFC 放射線班員<br>OFC 医療班員                                                                                                          |

## (2) 緊急被ばく医療基礎講座への講師派遣

文部科学省から委託を受けた財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、当該講座Ⅱではホールボディカウンタに係る講義を適切に対応した。

また、弘前大学において開催された「緊急被ばく医療国際シンポジウム」に講演者を派遣して、“ $\alpha$ 核種の体内汚染の測定について”と題した講演を実施した。

表 10.6 にその実績を示す。

表 10.6 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             |
|-------------|--------------|-----|-----------------|
| H21. 7. 11  | 石川県 金沢医療センター | 1 名 | 緊急被ばく医療基礎講座Ⅰ    |
| H21. 8. 1   | 茨城県立中央病院     | 3 名 | 緊急被ばく医療基礎講座Ⅰ    |
| H21. 8. 1   | 青森県 弘前大学     | 1 名 | 緊急被ばく医療国際シンポジウム |
| H21. 9. 26  | 福島県立医科大学附属病院 | 2 名 | 緊急被ばく医療基礎講座Ⅱ    |
| H21. 11. 7  | 新潟県立がんセンター   | 2 名 | 緊急被ばく医療基礎講座Ⅱ    |
| H21. 12. 19 | 長崎県 長崎医療センター | 1 名 | 緊急被ばく医療基礎講座Ⅰ    |



## (3) 水戸赤十字病院放射線勉強会への講師派遣

水戸赤十字病院から協力依頼のあった看護師, 放射線技師, 事務員を対象とした「放射線勉強会」に対して, 依頼内容に応じた講師を選出し病院へ派遣して, 初級編では放射線の基礎知識に係る講義と放射線測定の実習を, 応用編では緊急被ばく医療対応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若手と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したコミュニケーション能力の向上を図っている。

表 10.7 にその実績を示す。

表 10.7 水戸赤十字病院放射線勉強会への講師の派遣状況

| 期 日         | 場 所     | 人 数 | 研修名         |
|-------------|---------|-----|-------------|
| H21. 6. 30  | 水戸赤十字病院 | 8 名 | 放射線勉強会（初級編） |
| H21. 7. 30  | 水戸赤十字病院 | 7 名 | 放射線勉強会（応用編） |
| H21. 10. 14 | 水戸赤十字病院 | 7 名 | 放射線勉強会（初級編） |
| H21. 12. 2  | 水戸赤十字病院 | 7 名 | 放射線勉強会（応用編） |

## (4) 消防大学校等の放射線管理に関する教育への講師派遣

保安全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した指導能力の向上を図っている。

表 10.8 にその実績を示す。

表 10.8 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                                    |
|------------------------|----------|-----|----------------------------------------|
| H21. 7. 7              | サイクル研究所  | 6 名 | 総務省消防庁消防大学校警防科第 85 期<br>「放射線測定機器の取扱研修」 |
| H21. 11. 9             | 茨城県立消防学校 | 8 名 | 消防職員専科教育第 20 期救助科<br>「放射線に関する教育」       |
| H21. 11. 18<br>～11. 19 | サイクル研究所  | 8 名 | 総務省消防庁消防大学校警防科第 86 期<br>「放射線測定機器の取扱研修」 |
| H22. 2. 19             | 茨城県立消防学校 | 5 名 | 特殊災害科<br>「放射線に関する教育」                   |

## (5) その他外部関係機関への講師派遣

(財)原子力安全技術センターなどの外部関係機関から協力依頼のあった案件に対して、依頼内容に応じた講師を選出し会場へ派遣して、当該講義等を適切に対応した。

表 10.9 にその実績を示す。

表 10.9 その他外部関係機関への講師の派遣状況(1/2)

| 日 時             | 場 所                 | 人数  | 協 力 状 況                                   |
|-----------------|---------------------|-----|-------------------------------------------|
| H21.4.9         | (社)日本アイソトープ協会       | 1 名 | 第 1 種放射線取扱主任者講習会 講師                       |
| H21.4.23        | (社)日本アイソトープ協会       | 1 名 | 第 1 種放射線取扱主任者講習会 講師                       |
| H21.6.18        | (独)放射線医学総合研究所       | 1 名 | 「放射線防護課程」講師                               |
| H21.7.1<br>～7.2 | 島根県 (財) 原子力安全技術センター | 1 名 | 「原子力防災研修講座」講師                             |
| H21.7.16        | (社)日本アイソトープ協会       | 1 名 | 第 1 種放射線取扱主任者講習会 講師                       |
| H21.7.30        | 日本原燃株式会社            | 1 名 | 放射線管理に関する教育「皮膚除染方法に関する講義と実習」講師            |
| H21.9.1         | 核融合科学研究所            | 1 名 | 「トリチウム研究会」講師                              |
| H21.9.2<br>～9.3 | 東京都 (財) 原子力安全技術センター | 1 名 | 「原子力防災研修講座」講師                             |
| H21.9.9         | 東京都 (財) 原子力安全技術センター | 1 名 | 「原子力防災研修講座」講師                             |
| H21.9.28        | 東京都 日本大学            | 1 名 | 日本放射化学会年会・第 53 回放射化学討論会 講師                |
| H21.10.26       | 東京都 (財) 原子力安全技術センター | 1 名 | 「ウラン又はトリウムを含む原材料、製品等の安全確保に関するガイドライン説明会」講師 |
| H21.10.28       | 国立大学法人 東京大学環境安全本部   | 1 名 | 放射線計測に関する研究協力 講師                          |
| H21.10.29       | (社)日本アイソトープ協会       | 1 名 | 第 1 種放射線取扱主任者講習会 講師                       |

表 10.9 その他外部関係機関への講師の派遣状況 (2/2)

| 日 時         | 場 所                     | 人数  | 協 力 状 況                                        |
|-------------|-------------------------|-----|------------------------------------------------|
| H21. 11. 4  | 大阪府 (財) 原子力安全<br>技術センター | 1 名 | 「ウラン又はトリウムを含む原材料, 製品等の安全確保に関するガイドライン<br>説明会」講師 |
| H21. 11. 17 | 東京都 (財) 原子力安全<br>技術センター | 1 名 | 「原子力防災研修講座」講師                                  |
| H21. 12. 3  | (社) 日本アイソトープ<br>協会      | 1 名 | 第 1 種放射線取扱主任者講習会 講師                            |
| H21. 12. 17 | (社) 日本アイソトープ<br>協会      | 1 名 | 第 1 種放射線取扱主任者講習会 講師                            |
| H21. 12. 22 | 東京都 品川イースト<br>ワンタワー     | 1 名 | 「緊急被ばく医療人材育成に関する検<br>証会」専門家                    |

## 10.3.2 施設見学対応

管理部等を通して依頼をあ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 10.10 にその実績を示す。

表 10.10 放射線管理部所掌施設の見学対応状況

| 期 日       | 見学者名（人数）                           | 見学場所                         | 対応人数 |
|-----------|------------------------------------|------------------------------|------|
| H21.5.15  | 東京大学大学院原子力専攻学生等<br>(5名)            | 放射線保健室，医務棟<br>個人被ばく管理棟       | 1名   |
| H21.7.1   | 茨城キリスト教大学看護学部学生<br>(43名)           | 安全管理棟，放射線保健室<br>個人被ばく管理棟，医務棟 | 9名   |
| H21.7.7   | ひたちなか市社会福祉協議会<br>(28名)             | 安全管理棟                        | 1名   |
| H21.7.14  | 東海南中学生職場体験<br>(5名)                 | 安全管理棟，放射線保健室<br>個人被ばく管理棟，医務棟 | 3名   |
| H21.8.4   | 理化学研究所&高輝度光科学研究<br>センター<br>(13名)   | 放射線管理第2課居室等                  | 4名   |
| H21.9.11  | 筑波大学医学専門学群医学類第5<br>年次学生<br>(13名)   | 安全管理棟，放射線保健室<br>個人被ばく管理棟，医務棟 | 4名   |
| H21.9.14  | 筑波大学医学専門学群看護・医療<br>科学学類第4年次学生 (7名) | 安全管理棟，放射線保健室<br>個人被ばく管理棟，医務棟 | 4名   |
| H21.10.7  | 放射線医学総合研究所<br>(2名)                 | 安全管理棟，放射線保健室<br>個人被ばく管理棟     | 3名   |
| H21.10.16 | ひたちなか市原子力施設見学会<br>(30名)            | 安全管理棟                        | 1名   |
| H21.10.27 | ひたちなか市ふれあいネット会<br>(35名)            | 安全管理棟                        | 1名   |
| H21.11.29 | 日本赤十字放射線技師会・関東甲<br>信越地区<br>(61名)   | 計測機器校正施設<br>放射線保健室，医務棟       | 7名   |
| H22.2.1   | 東京都中学校理科教育研究会会長<br>等<br>(2名)       | 安全管理棟<br>個人被ばく管理棟            | 2名   |
| H22.2.10  | 筑波大学医学専門学群医学類第5<br>年次学生<br>(4名)    | 安全管理棟，放射線保健室<br>個人被ばく管理棟，医務棟 | 5名   |
| H22.3.9   | 地方公共団体及び地元防災関係機<br>関等の視察・研修会 (10名) | 放射線保健室，医務棟<br>個人被ばく管理棟       | 10名  |

## 10.3.3 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 10.11 にその実績を示す。

表 10.11 学生実習対応状況

| 期 日                 | 教育名<br>(内容)                                                    | 人 数  | 主な実施場所                              |
|---------------------|----------------------------------------------------------------|------|-------------------------------------|
| H21. 8.24<br>～ 8.28 | 夏期休暇学生実習(インターンシップ)<br>((環境) 土壌中放射能測定に係る実習)                     | 1 名  | 安全管理棟及び周辺                           |
| H21. 8.24<br>～ 8.29 | 夏期休暇学生実習(インターンシップ)<br>((線計)放射線被ばく評価等に係る基礎実習)                   | 1 名  | 個人被ばく管理棟及び計測機器校正施設                  |
| H21. 8.27           | 原子力教育大学連携ネットワーク<br>夏期短期学生実習<br>((線計)実効線量測定実習(環境)土壌中放射能測定に係る実習) | 7 名  | 個人被ばく管理棟,<br>計測機器校正施設,<br>安全管理棟及び周辺 |
| H21. 9. 8           | 原子力教育大学連携ネットワーク<br>夏期学生実習<br>((線計)実効線量測定実習)                    | 21 名 | 個人被ばく管理棟及び計測機器校正施設                  |
| H21.12. 3           | 原子力教育大学連携ネットワーク<br>短期学生実習<br>((環境)土壌中放射能測定に係る実習)               | 7 名  | 安全管理棟及び周辺                           |

## 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し、随時更新を行っている。

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

リアルタイム公開 URL: [http://www.jaea.go.jp/04/ztokai/kankyo/realtime/map\\_10m.html](http://www.jaea.go.jp/04/ztokai/kankyo/realtime/map_10m.html)

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

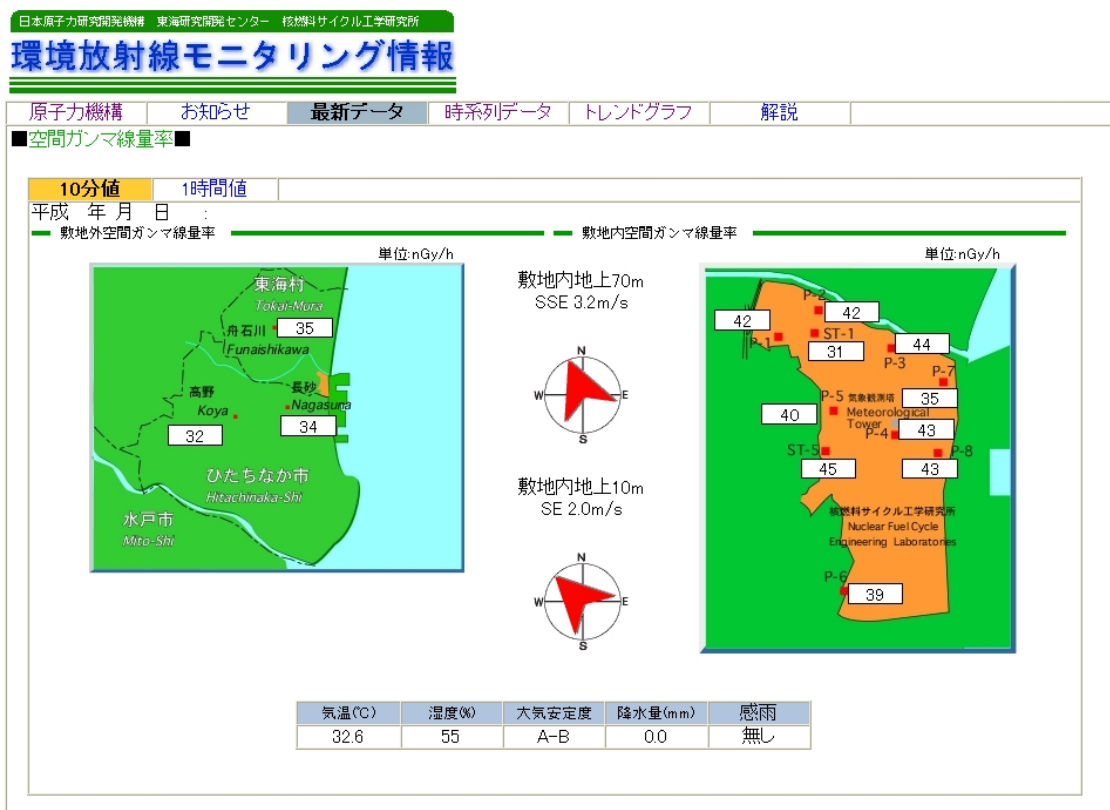


図 11.1 リアルタイム公開画面

## 12. マネジメントシステム等

### 12.1 品質マネジメントシステム

#### (1) マネジメントシステム委員会の開催実績

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。）は今年度 5 回開催し、保安規定品質マネジメントシステム、保安規則・RI 施設品質マネジメントシステム、労働安全衛生／環境マネジメントシステム（以下、「OHSMS／EMS」という。）に係る運用、維持及び改善による機能向上等に係る審議を行った。（表 12.1 参照）

表 12.1 MS 委員会開催実績

| 開催日                   | 主たる議題                                                                                                                              |
|-----------------------|------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| H21. 6. 19<br>(第 1 回) | ① 第 1 回 保安検査報告<br>② 品質保証管理要領書等の改訂について<br>③ 平成 20 年度 品質保証活動のデータ分析結果について<br>④ 安全文化の醸成，法令等の遵守に係る取組みについて<br>⑤ 自主水平展開について 等             |
| H21. 8. 21<br>(第 2 回) | ① 軽微な不適合『液体廃棄物の海洋放出に起因する線量の計算の誤りについて』について                                                                                          |
| H21. 10. 8<br>(第 3 回) | ① 平成 21 年度 内部監査について<br>② 第 2 回 保安検査報告<br>③ 不適合管理・是正・予防処置，水平展開，情報共有について<br>④ 第 2 回 再処理・廃棄物管理事業者技術情報共有会議報告<br>⑤ OHSMS／EMS 中間報告について 等 |
| H21. 11. 5<br>(第 4 回) | ① 平成 21 年度 内部監査結果について                                                                                                              |
| H22. 3. 8<br>(第 5 回)  | ① 平成 21 年度 品質保証活動のデータ分析について<br>② 品質保証管理要領書等の改訂について<br>③ 平成 21 年度 マネジメントレビューアウトプットについて<br>④ 再処理事業規則の改正について<br>⑤ 第 4 回 保安検査について 等    |



## (2) 活動実績

## (a) 保安規定及び品質保証計画書

平成 21 年度における保安規定、品質保証計画書の改定内容は、表 12.2 のとおりである。これら上位規定等の改定を受け、当部要領書の改定の必要性についてレビュー及び反映を行なうとともに、関係者への周知・教育を実施した。

表 12.2 平成 21 年度における保安規定等の改定

| 文書名                | 改定(施行)日   | 主な改定理由                                                                                                                  |
|--------------------|-----------|-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 再処理施設<br>保安規定      | H21.4.1   | ・ 再処理事業規則の改正（法令遵守のための体制の明確化，作業手順書等の明確化等）                                                                                |
| 核物質使用施設<br>保安規定    | H21.4.1   | ・ 環境技術管理部の組織改正<br>・ B 棟のグローブボックス全基，オープンポートボックス全基及びグローブボックス内負圧警報装置並びにグローブボックス系排風機の撤去                                     |
|                    | H21.9.15  | ・ 第 2, 3, 5, 6 廃棄物倉庫の廃止<br>・ プルトニウム燃料第二開発室におけるコンテナ廃棄物前処理設備及びこれを収納するグローブボックス No. M-1 並びにグローブボックス No. M-1 に接続するエアロック装置の撤去 |
|                    | H21.12.10 | ・ プルトニウム燃料第三開発室の受払搬送設備，混合・造粒設備及びグローブボックス No. FPG-10a～c の新設                                                              |
| 再処理施設<br>品質保証計画書   | H21.4.1   | ・ 再処理事業規則の改正及び再処理施設保安規定の改定（作業手順書等の明確化，不適合の情報公開，調達管理に必要な技術情報の提供）                                                         |
| 核物質使用施設<br>品質保証計画書 | H21.4.1   | ・ 環境技術管理部の組織改正<br>・ 品質方針の変更<br>・ 各部・センターにおける文書名等の変更                                                                     |
|                    | H21.7.8   | ・ プルトニウム燃料技術開発センターにおける「経年変化評価実施要領書」の制定                                                                                  |

## (b) 放射線管理部品質保証管理要領書

上位文書である保安規定・品質保証計画書の改定、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て、「作業手順書等の明確化に伴う見直し」、「他再処理事業者との技術情報の共有」等に係る改定を行なった。(表 12.3 参照)

表 12.3 平成 21 年度における放射線管理部第二次文書及び第三次文書の改定

## (イ) 部第二次文書

| 文書名                 | 制定日        | 改定日（主な改定理由*）                  |
|---------------------|------------|-------------------------------|
| 文書・記録管理要領書          | H16. 3. 31 | H21. 4. 1 (1), H21. 7. 3 (3)  |
| 教育・訓練要領書            | H16. 3. 31 | H21. 4. 1 (1), H21. 7. 3 (1)  |
| 業務の計画及び実施要領書        | H16. 3. 31 | H21. 4. 1 (1), H21. 7. 22 (3) |
| 調達管理要領書             | H16. 3. 31 | H21. 4. 1 (1)                 |
| 設計・開発管理要領書          | H16. 3. 31 | —                             |
| 検査及び試験管理要領書         | H16. 3. 31 | H21. 4. 1 (2), H21. 7. 22 (5) |
| 品質保証適用施設・設備等グレード分け  | H16. 3. 31 | —                             |
| 不適合管理並びに是正及び予防処置要領書 | H16. 6. 7  | H21. 4. 1 (1), H21. 6. 15 (1) |

## (ロ) 部第三次文書

| 文書名                                             | 制定日        | 改定日（主な改定理由*）                                 |
|-------------------------------------------------|------------|----------------------------------------------|
| 教育・訓練計画書                                        | H18. 4. 14 | —                                            |
| 核燃料物質使用施設に係る放射線管理部の業務の計画                        | H16. 3. 31 | H21. 5. 1 (4), H21. 7. 3 (1), H21. 9. 15 (1) |
| 再処理施設に係る放射線管理部の業務の計画                            | H16. 6. 7  | H21. 4. 1 (1), H21. 7. 22 (3)                |
| 職務依頼の手続きに関する規則                                  | H14. 1. 30 | H21. 7. 22 (5)                               |
| 再処理施設の運転前・停止後における部長点検要領書                        | H18. 1. 30 | —                                            |
| 放射線保安規則及び放射線障害予防規程適用施設に係る放射線管理部の品質保証管理要領書・業務の計画 | H18. 3. 31 | H21. 5. 1 (4)                                |
| 受注者等品質監査実施要領書                                   | H16. 3. 31 | —                                            |
| 製作・施工管理要領書                                      | H16. 3. 31 | —                                            |

\* 主な改定理由：(1) 上位文書等の変更に伴う見直し (2) 内部監査における意見等の反映  
 (3) 保安検査における意見等の反映 (4) 年度切替えに伴う見直し  
 (5) 運用下における改善事項

## (c) 品質マネジメントシステムの運用管理

## ① 品質目標リスト

平成 21 年度理事長及び所長策定の品質方針, 前年度マネジメントレビュー結果を踏まえて策定された研究所の品質目標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, 目標達成に向けた活動を実施した。(表 12.4 参照)

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

表 12.4 平成 21 年度における部品質目標内容

| 平成 21 年度                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                          |
|---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| (1) 過去のトラブル, 事故事例等から得られた反省・教訓等に係る教育の実施<br>(2) 保安管理部指示に基づく水平展開の実施<br>(3) 他原子力事業者の事故・トラブル等情報に係る情報共有と水平展開の実施<br>(4) 安全ニュース等の朝会, 課会等における情報共有の実施<br>(5) 作業計画書等作成時における各自の役割とホールドポイントの明確化の実施 (作業実施時における各自の役割と責任分担の明確化による安全意識の醸成)<br>(6) 原子炉等規制法, 保安規定及び作業手順書等に基づく保安活動の確実な実施<br>(7) 適切な保安検査対応の実施<br>(8) 施設定期自主検査や外部報告連絡会議等における記載の不備, 計算ミス防止対策の継続と必要に応じた要領書改定等の改善の実施<br>(9) 関係法令, 許認可条件, 規定, 要領とその遵守に係る教育の確実な実施<br>(10) JEAC4111 等の改正情報を把握し, 下部要領書等の見直しと必要に応じた改定の実施<br>(11) 部「放射線管理部施設における保全計画書」の見直しと必要に応じた点検頻度の基準に係る妥当性確認の実施<br>(12) 部「放射線管理部施設における保全計画書」に基づく確実な点検・保守の確実な実施<br>(13) 作業計画策定時と変更時のリスクアセスメント及び作業計画書への反映の実施<br>(14) 不適合管理要領書の見直しと必要に応じた改定の実施<br>(15) 施設側と連携した非常事態の措置に係る訓練の実施<br>(16) 安全衛生委員会, 安全推進協議会, 各種パトロールによる保安等に関する情報交換の実施<br>(17) 部長等との安全に関する意見懇談会の実施<br>(18) 課会, 夕会等における職場内リスクの情報共有の実施<br>(19) 部「業務の計画及び実施要領書」の適切性のレビューと必要に応じた改定の実施<br>(20) 品質保証に係る文書間の不整合や記載ミス等の発生防止に関するレビューと必要な改善の実施 |

## ② プロセスの監視及び測定

品質保証計画書で定められた対象プロセス (運用管理, 資源運用, 業務計画・実施, 評価・改善) について, 「業務の計画及び実施要領書」に従い, 監視及び測定を実施した。各業務プロセスは計画どおり進捗し, 問題がないことを確認するとともに, 要領書の改訂等自主的な改善も積極的に実施されていることを確認した。

## ③ 不適合管理，是正処置及び予防処置

## ・ 不適合管理，是正措置

平成 21 年度に発生した不適合事象は，軽微な不適合「液体廃棄物の海洋放出に起因する線量の計算の誤り（環境監視課）」1 件であった。当該事象については，部「不適合管理並びに是正及び予防処置要領書」に従い，速やかに応急処置をするとともに原因の究明と是正処置計画を立案し，計画に基づく処置が完了した。なお，効果の確認については，今年度分の線量評価の際（平成 22 年 5 月）に実施する予定である。

## ・ 予防処置，水平展開

平成 21 年度における予防処置の実績はなかった。水平展開については，安全統括部の指示に基づく 7 件の事例及び保安管理部の指示に基づく 6 件の事例について，確認・調査を実施し，必要に応じ各課手順書の改訂，設備・機器等へのハード的な処置を図った。

また，本部及び所からの水平展開のみならず，当部に関連する他社のトラブル情報等について，自主的な情報収集及びリスト化を行い，部内での情報共有を図ることで同類事象の発生の防止に努めた。

## ④ 内部監査

## ・ 原子力安全監査

監査基準は，JEAC4111，再処理施設品質保証計画書及びそれに基づく関連要領書類，監査項目は，前年度のマネジメントレビューに基づく活動，事故トラブルに関する水平展開の実施状況や品質保証計画書に規定する要求事項とし，プロセスアプローチ型監査（以下，「PA 型」という。）を中心として実施された。当部においては，平成 21 年 10 月 20 日に線量計測課（逐条型，テーマ：部の品質保証の取り纏め）及び環境監視課（PA 型，テーマ：屋外モニタリング設備の維持管理），10 月 21 日に放射線管理第 2 課（PA 型，テーマ：作業環境の放射線管理）が受検した。

本監査における指摘事項はなく，「業務計画の品質目標と目標リストの関係」，「分析すべきデータの明確化」等の意見 4 件，「JEAC 改訂資料の作成等」等の良好事例 2 件が挙げられた。他部・センターの監査結果及び運用下における自主的な改善も踏まえ，MS 委員会において，部要領書の改訂の可否を検討（H21.11.5）した結果，早急に改訂を要する事項はないことから，22 年度監査までの期間において，上位規定の改訂等に併せ適切なタイミングにて実施する。

- ・使用施設内部監査

使用施設内部監査は、平成 20 年度と同様、原子力安全監査との一部複合監査として実施された。使用施設内部監査のみの受検は、平成 20 年 10 月 21 日に放射線管理第 1 課が受検した。本監査における指摘事項はなく、「業務計画の品質目標と目標リストの関係」、「分析すべきデータの明確化」等の意見 4 件、「JEAC 改訂資料の作成等」等の良好事例 2 件が挙げられた。原子力安全監査同様に 22 年度監査までの期間において、上位規定の改訂等に併せ適切なタイミングにて実施する。

#### 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 RI 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、四半期ごとに部内各課の品質保証活動を集約し、改善事項等を記録した「プロセスの監視及び測定結果」を主体に、インプット情報として取り纏めた。

- ・再処理施設

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（サイクル研究所の管理責任者）の確認を経て安全統括部長（本部の管理責任者）に提出され、理事長により実施（H22. 3. 4）された。

レビューの結果、“業務の計画の見える化の推進”，“施設・設備への経年に応じた保守管理の実施”，“水平展開による予防処置の促進”，“新たな QMS 要求事項への的確な対応”等の改善事項が示された。

- ・使用施設、政令 41 条非該当使用施設及び RI 施設

各部センターから提出されたインプット情報を管理責任者による集約、確認を経て、所長により実施（H22. 2. 10）された。

レビューの結果，“老朽化施設・設備の安全に与える影響，リスクを考慮した計画的な更新等の実施”，“現状の資源の有効活用した上での業務の合理化・効率化の促進”等の改善事項が示された。

なお、上記に示す指示事項に対しては、平成 22 年度の品質方針及び所の品質目標を踏まえ、部及び各課の品質目標に取り入れ、年度内の達成を目標に改善に資するものである。

#### (d) 保安検査対応

##### ① 再処理施設

平成 21 年度の主な検査項目は、第 1 回保安検査では“省令改正（平成 21 年 4 月 1 日施行）に伴う体制整備の取り組み状況”，“海中放出管からの漏えいに

係る対応状況”，第2回保安検査では“環境監視に係る計画，実施，評価及び改善”，“液体廃棄物の実効線量誤計算への対応の実施状況”，第3回保安検査では“省令改正に伴う保安規定改正（平成21年4月1日施行）に係る保安活動の実施状況”，第4回保安検査では“放射線管理用機器等の管理の実施状況”であり，これらの検査項目について，プロセス型による検査が実施された。

検査の結果，保安規定違反，指摘，改善要望事項はなく，保安活動が適切に遂行されているとの評価を得た。なお，第2回保安検査における検査官意見「液体廃棄物の実効線量誤計算を受けた，計算により作成している記録における計算式の再確認」については，部内水平展開を実施（H21.9.29）し，計算式に問題がないことを確認するとともに，表計算シートの使用及びその検証について手順書に明記する等の改訂（H21.10.30）を図った。

## ② 使用施設

平成21年度の主な検査項目は，第2回保安検査では“設備の経年劣化対策の実施状況”，“屋外排気ダクトの巡視・点検の実施状況”，第4回保安検査では“水平展開の対応状況”であり，これらの検査項目について PDCA（計画・実施・評価・改善）による検査が実施された。検査の結果，保安規定違反，指摘，改善要望事項はなく，保安活動が適切に遂行されているとの評価を得た。



## 12.2 OHSMS/EMS 活動

### (1) 各種委員会の開催実績

#### 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、サイクル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が実施された。

また、各課では部の安全衛生委員会を受け、毎月 1 回実施した。

#### 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、研究所交通安全の紹介と交通事故防止の協力要請などが行われ、協力会社との情報共有と安全衛生の推進が図られた。

その他、安全衛生強化推進協議会会員による合同巡視は、平成 21 年度に 3 回実施された（6/1, 9/7, 12/7）。巡視結果について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。

#### ③ サイクル研究所安全衛生強化推進協議会（定例会と総会）

サイクル研究所安全衛生強化推進協議会定例会は、4 回（5/28, 8/27, 11/27, 2/25）開催され、各部センターでの安全衛生強化推進協議会の実績等が紹介された。

また、研究所安全衛生強化推進協議会総会は、平成 22 年 3 月 26 日に開催され、平成 21 年度の活動結果報告、監査結果の報告、平成 22 年度のサイクル研究所安全衛生強化推進協議会の活動計画案の審議、平成 22 年度役員の選出、安全衛生強化推進協議会会則の改正紹介、平成 21 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、平成 21 年度のサイクル研究所従業員における交通事故分析結果の紹介がなされた。

その他、水戸労働基準監督署安全衛生課長による講演会（演題：「機械設備の災害防止対策から」）が実施された。

### (2) OHSMS/EMS の運用管理

#### ① OHSMS/EMS 目標リスト

安全統括部の平成 20 年度の安全衛生活動の総括とサイクル研究所の平成 21 年度の安全衛生に関する実施方針等を踏まえて策定された研究所の OHSMS/EMS 目標リストを受け部及び課の OHSMS/EMS 目標リストを策定し、周知・教育するとともに、目標達成に向けた活動を実施した。（表 12.5～12.6 参照）

なお、策定した OHSMS/EMS 目標リストは、中間報告及び暫定報告で達成状況の確認を行い、最終報告において OHSMS/EMS 目標が達成できたことを確認した。

表 12.5 平成 21 年度における部 OHSMS 目標リスト

| 平成 21 年度                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                       |
|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 1. 安全確保を最優先とする<br>(1) 作業計画書の作成時に各自の役割と責任及びホールドポイントの明確化の実施<br>(2) 安全ニュース等及び安全情報の朝会, 課会等における情報共有の実施<br>(3) 水平展開実施要領に基づく水平展開の実施又は周知の実施<br>(4) 部長が必要と判断する事故・故障等に係る自主的な水平展開の実施<br>2. 法令及びルール(社会との約束を含む)を守る<br>(1) 関係法令, 要領(マニュアル)等の教育の実施<br>(2) 作業計画書(変更時を含む)への関係法令, 規程, 要領等の要求事項の反映<br>3. リスクを考えた保安活動に努める<br>(1) 運転要領・マニュアル類(作動原理等も含む)の周知教育の実施<br>(2) 施設・設備の運転訓練の実施<br>(3) 作業の実態に応じたリスクアセスメントの実施<br>(4) 定常作業における作業計画時又は作業開始前に既存のリスクアセスメント結果について, 再確認の実施<br>(5) サーベイ強化の活動の実施<br>(6) 部独自の認定制度に基づく活動の実施<br>(7) KY教育等の基本動作の徹底に係る活動の実施<br>(8) 現場の実態に応じた従業員への基本動作に係る実務教育・訓練の実施<br>4. 双方向のコミュニケーションを推進する<br>(1) 部長等との安全に関する懇談会等の実施<br>(2) 課会, 夕会等における職場内リスク(通報連絡, 不具合, 保安検査等)の情報共有の実施<br>5. 健康管理の充実と労働衛生活動に積極的に取り組む<br>(1) 労務課等が実施する健康管理に関する行事への参加<br>(2) 管理職等による勤務時間外労働の適正な管理の実施<br>(3) 居室等の環境美化等の実施又は現場作業における快適な作業環境づくりの実施<br>6. 気がかりなリスクの改善<br>(1) トリチウム捕集(装置の稼動)時のガラス器具の爆発破損及び飛散防止の実施 |

表 12.6 平成 21 年度における部 EMS 目標リスト

| 平成 21 年度                                                                                                                                                                                         |
|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 1. 省エネルギー・省資源の推進<br>(1) 運用手順書に基づく公用車燃料使用量の低減活動を実施<br>(2) 運用手順書に基づく上水道・工業用水使用量の低減活動を実施<br>(3) 冷凍高圧ガス製造施設(代替フロン等 3 ガス)の日常点検の実施<br>2. 一般廃棄物・産業廃棄物の低減<br>(1) 種別管理の徹底及び教育の実施<br>(2) 適正な保管管理の維持(点検の実施) |



## ② 教育管理

平成 21 年度の OHSMS/EMS 活動方針に基づき、4 月に年度の OHSMS/EMS 教育・訓練計画を作成し、教育を実施した。教育実績については、3 月末に部長承認を受けた。

## ③ 不適合管理，是正処置及び予防処置

## ・ 不適合管理，是正措置

平成 21 年度に発生した不適合事象は、軽微な不適合「水質汚濁防止法特定施設（洗浄施設）の廃止及び設置未届けについて（環境監視課）」1 件であった。当該事象については、部「不適合管理並びに是正及び予防処置要領書」に従い、速やかに是正処置を実施するとともに原因の究明と是正処置計画を立案し、計画に基づく処置が完了した。

## ・ 部長が必要と判断する水平展開

部長が必要と判断する水平展開を 4 件と労働安全衛生法に係る水平展開 1 件を実施し、必要に応じ各課手順書の改訂、設備・機器等へのハード的な処置を図った。

また、本部及びサイクル研究所からの水平展開のみならず、当部に関連する他社のトラブル情報等について、放射線管理部 安全衛生強化推進協議会等で情報共有を図ることで同類事象の発生の防止に努めた。

以下に取り組み状況を示す。

## (a) 第 1 四半期

高所作業・足場からの墜落防止に着目し、要領書・手順書、ワークシート及び機器等について再確認した結果、すべて処置済みであることを確認した。

## (b) 第 2 四半期

熱中症予防に着目し、作業環境、運用中及び作成中の要領書・手順書等の該当箇所を確認した結果、以下の 3 件の該当文書を抽出したが、既に予防対策が図られており、当該文書の見直しは不要であった。

イ) 環境監視屋外設備類の保守校正業務に係る作業手順書

ロ) 草刈り作業（内部実施）

ハ) 校正室の整備作業手順書

対策として朝会や TBM 等において熱中症に係る注意喚起を図るとともに、必要に応じて携帯型熱中症計を屋外作業時に活用している。

## (c) 第 3 四半期

法規制等の届出確認に着目し、「法規制等要求事項対象特定リスト」の該当する法規制等の届出（報告）項目と、登録原本と現物との照合確認を行った結果、届出等の処置が必要な対象事項はなかったが、一部の特定リストについて最新の情報に更新した。

また、機械・設備等を複数台有するものについては、識別シールを貼付し

識別管理を徹底した。

(d) 第4四半期

火気使用場所での危険源の排除に着目し、火気使用作業・環境における可燃性物質を含む製品の使用状況（使用場所・危険源の評価）を確認し、有機溶剤使用時の同一作業場内における火気・発火源の使用禁止を明確にした。

また、各課において大洗のスプレー缶火災に対する注意喚起教育等を実施した。

(e) 冷凍高圧ガス製造施設からの冷媒ガスの漏えいについて

部内の冷凍高圧ガス製造施設（第1・2製造施設）を対象とし、冷媒配管の割れ防止措置を点検した結果、必要な箇所に結束バンドによる固縛が講じられていることを確認した。また、契約請求仕様書に、当該作業が確実に遂行できる力量を確認する記載と高圧ガス保安協会が認定した「冷凍空調施設工事事業所認定証」を提出させることにした。

④ 内部監査

監査基準は、「労働安全衛生マネジメントシステム基本規則」、「環境マネジメントシステム基本規則」及びそれらに基づく関連要領書類、監査項目は、「水平展開に関する事項」、「前年度のマネジメントレビューのアウトプットの結果」及び「昨年度の監査結果の対応状況」を重点事項として、プロセスアプローチ型監査を中心として実施された。

当部においては、平成21年11月19日に受検した。

監査の結果として、重大な不適合、軽微な不適合及び観察事項はなかったが、放射線管理第2課のワークシートにおいて、要領書では、リスクアセスメントを実施し対策を終了した場合、対策実施年月を記載することとなっているが、記載されていないワークシートがあったとの意見を受け、直ちに修正するとともに、各課において再度ワークシートの見直しを行った。

⑤ 定期審査

審査項目（要素）は、JIS Q14001/ISO14001(2004/2004版)/OHSAS 18001(2007年版)に基づく関連要領書類として、当研究所は平成22年2月22日から2月24日の日程で外部審査が実施され、当部においては、平成22年2月23日に線量計測課と環境監視課が受検した。

放射線管理部の部員構成、各課の業務内容を説明し、不適合発生・是正処置・予防処置報告書によりEMS不適合があった旨（「水質汚濁防止法特定施設（洗浄施設）の廃止及び設置未届について」）を説明した。

その他、目標リスト、内部監査結果の部としての捉え方、教育訓練などのインタビューに対して、部としての対応状況を説明した。

OHSMS/EMS が大組織の中で規格に基づいて運用されており、初期に比べてシステムの理解が進んでいる。特に、文書管理が良くできており、KKH 評価委員会に「登録維持」の報告をするとの講評を受けた。

気づいた点として、「課・グループの目標は重点課題目標の達成度の指標として明確にすることが望まれる」、「リスク低減策として指揮者が監視を指示するという例があったが、さらにハード指向の対策が望まれる」などの意見がだされた。

### 12.3 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。

平成 21 年度の講習会及び認定試験（筆記及び実技試験）は、「オシロスコープの取扱（7 月）」、「 $\gamma$  線核種分析装置による測定・分析（10 月）」、「エアマスクの取扱（11 月）」、「 $\alpha$  線スペクトロサーバイメータの取扱（2 月）」、「放射線管理員（2 月）」を実施し、各認定項目において認定取得を図った。（表 12.7 参照）

表 12.7 各認定項目における各課の認定取得者数（今年度認定者／累積認定者）

| 認定項目                                 | 線量計測課                    | 環境監視課                    | 放射線管理<br>第 1 課           | 放射線管理<br>第 2 課      | 合計                       |
|--------------------------------------|--------------------------|--------------------------|--------------------------|---------------------|--------------------------|
| 1. エアマスクの取扱                          | 初級:0/ 1 名                | —                        | 0 /22 名                  | 5 /24 名             | 5 /47 名                  |
| 2. $\gamma$ 線核種分析装置<br>による測定・分析      | 初級:0 / 6 名<br>中級:0 / 2 名 | 初級:0 / 8 名<br>中級:0 / 2 名 | 初級:0 /15 名<br>中級:0 / 2 名 | 初級:3 /18 名<br>中級: — | 初級:3 /47 名<br>中級:0 / 6 名 |
| 3. オシロスコープの<br>取扱                    | 初級:1 / 6 名               | 初級:2 / 7 名               | 初級:3 /18 名               | 初級:1 / 4 名          | 初級:7 /35 名               |
| 4. TLD による外部<br>被ばく線量評価              | 初級:0 /13 名               | 初級:0 / 1 名               | —                        | —                   | 初級:0 /14 名               |
| 5. 放射線管理員                            | 初級:0/ 1 名                | —                        | 初級:1/ 7 名                | 初級:1 /12 名          | 初級:2 /20 名               |
| 6. 全身カウンタに<br>よる内部被ばく<br>線量評価        | 初級:0 /12 名               | 初級:0 / 2 名               | 初級:0 / 1 名               | —                   | 初級:0 /15 名               |
| 7. $\alpha$ 線スペクトロ<br>サーバイメータの<br>取扱 | 初級:0/ 1 名                | —                        | 4 /17 名                  | 2 / 7 名             | 6 /25 名                  |

This is a blank page.

# 付 録

## 付録 1 図表

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

## 付録 2 報告・外部発表, 受賞状況等

- リスト 1 平成 21 年度に作成した研究開発報告書類
- リスト 2 平成 21 年度の口頭発表実績
- リスト 3 海外出張

## 付録 3 用語集

This is a blank page.

## 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<br>( $\mu$ Sv/h) | 表 面 密 度                    | 空気中の放射性物質濃度                             |
|-------------|------------------------|----------------------------|-----------------------------------------|
| グリーン区域      | $\leq 12.5$            | 告示に定められた表面密度限度以下の区域        | 3 ヶ月間についての平均濃度が告示に定められた濃度限度以下の区域        |
| *<br>アンバー区域 | $\leq 500$             | 告示に定められた表面密度限度を超えるおそれのある区域 | 3 ヶ月間についての平均濃度が告示に定められた濃度限度を超えるおそれのある区域 |
| レッド区域       | $> 500$                | 告示に定められた表面密度限度を超えるおそれのある区域 | 3 ヶ月間についての平均濃度が告示に定められた濃度限度を超えるおそれのある区域 |

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

付録表 2 特殊放射線作業の区分

| 区 分     |      |    | 定 義                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                |
|---------|------|----|------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 特殊放射線作業 | S 作業 | S1 | S2 作業の定義に該当し、さらに下記の原因調査レベルを超え又は超えるおそれがある作業を行うとき<br>実効線量 : $3.7 \text{ mSv}/3 \text{ ヶ月}$<br>等価線量 (皮膚) : $37 \text{ mSv}/3 \text{ ヶ月}$                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                              |
|         |      | S2 | ① 作業者の実効線量が、 $1 \text{ mSv}/\text{週}$ を超え、又は超えるおそれのあるとき<br>② 作業者の等価線量 (皮膚) が $10 \text{ mSv}/\text{週}$ を超え、又は超えるおそれのあるとき<br>③ レッド区域に立ち入るとき<br>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<br>(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<br>(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<br>⑤ 作業開始後、作業場所における空气中放射性物質濃度が 1 週間平均で空气中濃度限度 $\times 1/10$ を超え、又は超えるおそれのあるとき<br>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<br>(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<br>(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<br>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再処理技術開発センター内各課長、放射線管理第 2 課長が特に必要と認めた場合 |
|         | A 作業 | A1 | アンバー区域において管理目標値以上の区域で実施する放射線作業または定型化されていない放射線作業                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                    |
|         |      | A2 | アンバー区域において管理目標値未満に管理された区域で実施する定型化された放射線作業                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                          |

付録表 3 放射線業務従事者の線量限度及び勧告レベル等

## 放射線業務従事者の線量限度

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

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

（注2） 5 年とは平成 13 年 4 月 1 日以降 5 年ごとに区分した期間とする。

（注3） 4 月 1 日を始期とする 1 年間とする。

（注4） 妊娠不能と診断された者、妊娠の意思のない旨を再処理技術開発センター長、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、再処理技術開発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<br>レベル（注 2） | 要警戒の<br>勧告レベル           | 作業制限の<br>勧告レベル          |
|----------------|---------------|------------------|-------------------------|-------------------------|
| 放射線業務<br>従 事 者 | 実効線量<br>（注 1） | 3.7mSv/3 ヶ月      | 20mSv/年かつ<br>13mSv/3 ヶ月 | 100mSv/5 年かつ<br>50mSv/年 |
|                | 等価線量<br>（皮膚）  | 37mSv/3 ヶ月       | 130mSv/3 ヶ月             | 500mSv/年                |

## (2) 付加適用事項

| 区 分                 | 項 目            | 要警戒の<br>勧告レベル | 作業制限の<br>勧告レベル               |
|---------------------|----------------|---------------|------------------------------|
| 女子（注 3 及び<br>下記を除く） | 実効線量（注 1）      | 3.7mSv/3 ヶ月   | 5mSv/3 ヶ月                    |
| 妊娠中の女子              | 実効線量           | —             | 内部被ばくについては<br>1mSv/当該期間（注 4） |
|                     | 等価線量<br>（腹部表面） | 1mSv/当該期間     | 2mSv/当該期間                    |

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

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

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

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



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

（主排気筒，第一付属排気筒，第二付属排気筒の合計）

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

付録表 5 CPF における排気に係る管理目標値（基準値）

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

付録表 6 再処理施設における海洋放出モニタリング対象核種  
及び放出基準

| 区分                                    | 最大放出濃度<br>(Bq/cm <sup>3</sup> ) | 1 年間の最大放出量<br>(MBq)     |
|---------------------------------------|---------------------------------|-------------------------|
| 全 $\alpha$ 放射能                        | $3.0 \times 10^{-2}$            | $4.1 \times 10^3$       |
| 全 $\beta$ 放射能 ( $^3\text{H}$ を除く)     | $1.2 \times 10$                 | $9.6 \times 10^5$       |
| $^{89}\text{Sr}$                      | (注 1) $2.3 \times 10^{-1}$      | $1.6 \times 10^4$       |
| $^{90}\text{Sr}$                      | (注 1) $4.8 \times 10^{-1}$      | $3.2 \times 10^4$       |
| $^{95}\text{Zr}$ – $^{95}\text{Nb}$   | $5.9 \times 10^{-1}$            | $4.1 \times 10^4$       |
| $^{103}\text{Ru}$                     | $9.3 \times 10^{-1}$            | $6.4 \times 10^4$       |
| $^{106}\text{Ru}$ – $^{106}\text{Rh}$ | 7.4                             | $5.1 \times 10^5$       |
| $^{134}\text{Cs}$                     | $8.5 \times 10^{-1}$            | $6.0 \times 10^4$       |
| $^{137}\text{Cs}$                     | $7.8 \times 10^{-1}$            | $5.5 \times 10^4$       |
| $^{141}\text{Ce}$                     | $8.1 \times 10^{-2}$            | $5.9 \times 10^3$       |
| $^{144}\text{Ce}$ – $^{144}\text{Pr}$ | 1.7                             | $1.2 \times 10^5$       |
| $^3\text{H}$                          | $2.5 \times 10^4$               | $1.9 \times 10^9$       |
| $^{129}\text{I}$                      | (注 1) $3.7 \times 10^{-1}$      | (注 2) $2.7 \times 10^4$ |
| $^{131}\text{I}$                      | 1.6                             | (注 2) $1.2 \times 10^5$ |
| Pu ( $\alpha$ )                       | (注 1) $3.0 \times 10^{-2}$      | $2.3 \times 10^3$       |

(注 1) 1 ヶ月平均 1 日最大放出濃度

(注 2)  $^{129}\text{I}$  ,  $^{131}\text{I}$  の年間最大放出量は, 合計  $9.62 \times 10^4 \text{MBq}$  ( $^{129}\text{I}$  :  $2.66 \times 10^4 \text{GBq}$ ,  
 $^{131}\text{I}$  :  $6.96 \times 10^4 \text{GBq}$ ) を目標とする。(茨城県)

付録表 7 第 1 排水溝排水の放出基準（基準値及び管理の目標値）

| （注 1）<br>放射能及び核種 | 濃度限度<br>Bq/cm <sup>3</sup>                                       | 3 ヶ月間放出量<br>MBq（注 2） | 年間放出量<br>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）<br>管理濃度（注 4）<br>[3.7×10 <sup>-3</sup> ] | ——                   | ——                  |                                                                      |
| <sup>3</sup> H   | 6×10（注 3）<br>管理濃度（注 5）<br>[1.1×10]                               | 7.4×10 <sup>2</sup>  | 1.9×10 <sup>3</sup> |                                                                      |
| ウラン<br>（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,<br><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)

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

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

（注 7）ウランの濃度限度は，原子力安全協定の「管理の目標値」を用いる。

付録表 8 第2排水溝排水の放出基準（基準値及び管理の目標値）

| （注1）<br>放射能及び核種      | 濃度限度<br>Bq/cm <sup>3</sup>                                     | 3ヵ月間放出量<br>MBq（注2） | 年間放出量<br>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）<br>管理濃度（注4）<br>[3.7×10 <sup>-3</sup> ] | ——                 | ——                  |                                                                         |
| ウラン<br>（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,<br><sup>238</sup> U の合計とする。    |
| プルトニウム<br>（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,<br><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。

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

（注6）<sup>241</sup>Puについては、全α放射能及び全β放射能測定法により管理ができないため、月合成試料から別途に分析・測定し、管理する。この濃度限度は法令により2×10<sup>-1</sup> Bq/cm<sup>3</sup>とする。

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

付録表 9 陸上環境放射能監視計画

|                   | 保安規定に基づく測定               |          |                               | 県監視計画に基づく報告                       |                 |                                                          |
|-------------------|--------------------------|----------|-------------------------------|-----------------------------------|-----------------|----------------------------------------------------------|
| 項 目               | 採取地点                     | 頻 度      | 対象核種                          | 採取地点                              | 頻 度             | 対象核種                                                     |
| 空間放射線量率           | 監視区域内 9 点<br>監視区域外 3 点   | 連続       | $\gamma$ 線                    | ST-1, -2, -3, -4<br>ポスト-1~8, ST-5 | 連続              | $\gamma$ 線                                               |
| 空間放射線量率 (サーベイ)    |                          |          |                               | 舟石川, 須和間, 照沼, 稲田, 宮前              | 7, 1 月          | $\gamma$ 線                                               |
| 空間放射線積算線量         | 監視区域内 15 点<br>監視区域外 25 点 | 1 回/3 ヶ月 | $\gamma$ 線                    | 敷地境界 4 地点<br>その他 14 地点            | 4, 7, 10, 1 月   | $\gamma$ 線                                               |
| 浮遊じん (塵埃)         | 監視区域内 3 点<br>監視区域外 4 点   | 1 回/週    | 全 $\alpha$ , 全 $\beta$        | ST-1,<br>舟石川, 長砂, 高野              |                 |                                                          |
|                   |                          | 1 回/3 ヶ月 | Sr-90, Cs-137<br>Pu-239 (注 1) |                                   | 4, 7, 10, 1 月   | Mn-54, Co-60, Zr-95, Nb-95, Ru-106, Cs-137<br>Ce-144, Pu |
| 大気中ヨウ素            | 監視区域内 1 点<br>監視区域外 3 点   | 1 回/週    | I-131                         |                                   |                 |                                                          |
| 気体状 $\beta$ 放射能濃度 | 監視区域内 1 点<br>監視区域外 3 点   | 連続       | Kr-85                         |                                   |                 |                                                          |
| 空気水分              | 監視区域外 2 点                | 1 回/月    | H-3                           |                                   |                 |                                                          |
| 雨 水               | 監視区域内 1 点                | 1 回/月    | H-3                           |                                   |                 |                                                          |
| 降下じん              | 監視区域内 1 点                | 1 回/月    | 全 $\beta$                     |                                   |                 |                                                          |
| 飲料水               | 監視区域内 1 点<br>監視区域外 3 点   | 1 回/3 ヶ月 | 全 $\beta$ , H-3               | 長 砂                               | 4, 10 月         | 全 $\beta$ , H-3                                          |
| 葉 菜               | 監視区域外 3 点                | 1 回/3 ヶ月 | I-131                         | 長 砂                               | 2 回/年 (4, 10 月) | Sr-90, I-131, Cs-137                                     |
|                   |                          | 1 回/年    | Sr-90, Cs-137<br>Pu-239 (注 1) |                                   |                 |                                                          |
| 精 米               | 監視区域外 3 点                | 1 回/年    | C-14, Sr-90                   | 長 砂                               | 1 回/年 10 月      | C-14, Sr-90, Cs-137                                      |
| 牛 乳               | 監視区域外 2 点                | 1 回/3 ヶ月 | I-131                         | 部田野                               | 4, 7, 10, 1 月   | I-131                                                    |
|                   |                          | 1 回/年    | Sr-90                         |                                   | 4, 10 月         | Sr-90, Cs-137                                            |
| 表 土               | 監視区域内 2 点<br>監視区域外 3 点   | 1 回/年    | Sr-90, Cs-137<br>Pu-239 (注 1) | 長 砂                               | 5, 11 月         | Mn-54, Co-60, Ru-106, Cs-137<br>Ce-144                   |
| 河川水               | 新川 3 点<br>久慈川上流 1 点      | 1 回/6 ヶ月 | 全 $\beta$ , H-3               | 新川河口                              | 4, 10 月         | 全 $\beta$ , H-3                                          |
| 湖沼水               |                          |          |                               | 阿漕ヶ浦                              | 4, 10 月         | 全 $\beta$ , H-3                                          |
| 河底土               | 新川 3 点<br>久慈川上流 1 点      | 1 回/6 ヶ月 | 全 $\beta$                     | 新川河口                              | 4, 10 月         | Mn-54, Co-60, Ru-106, Cs-137<br>Ce-144                   |

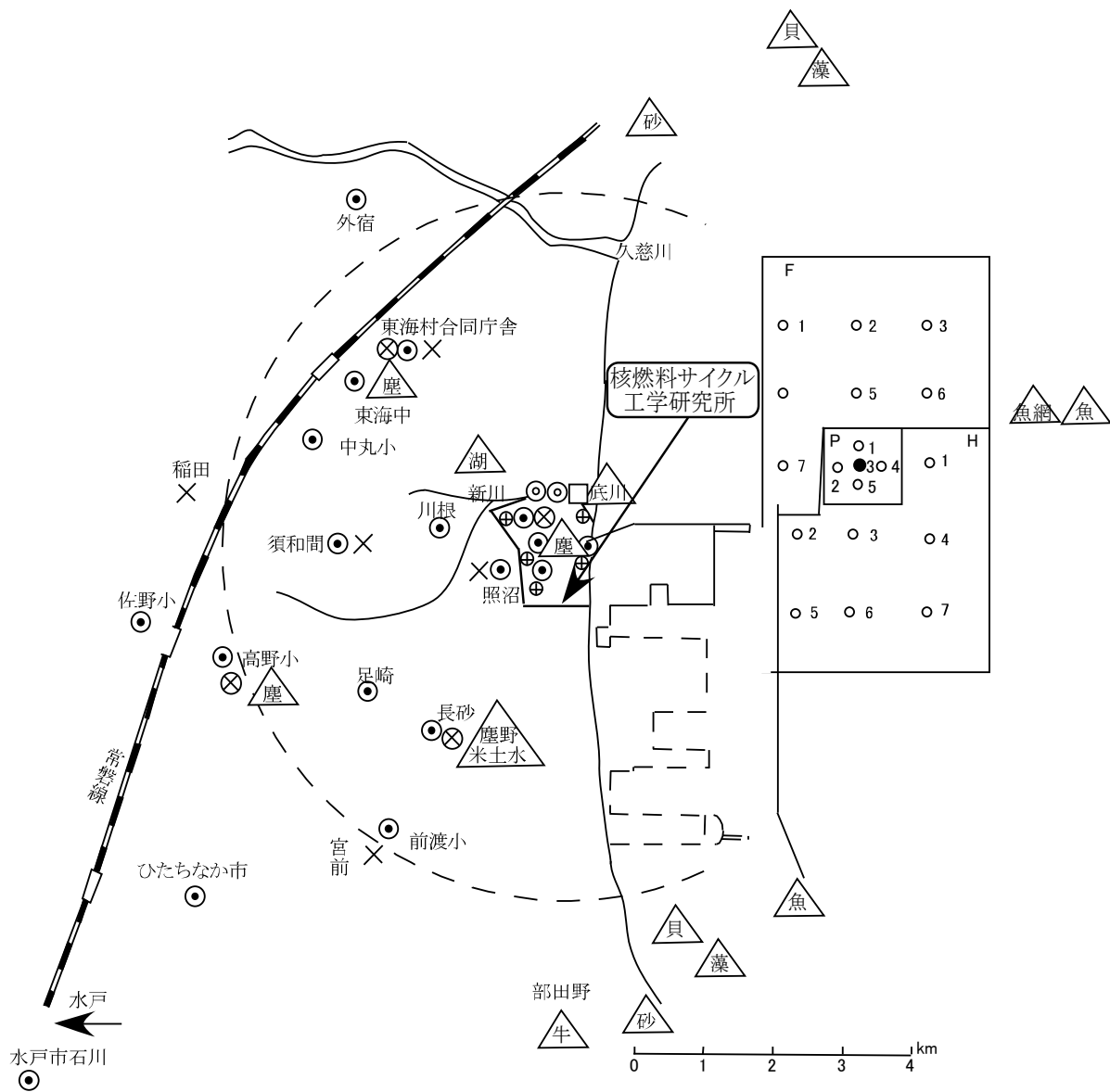
(注 1) Pu-239: Pu-239, 240 を示す。

付録表 10 海洋環境放射能監視計画

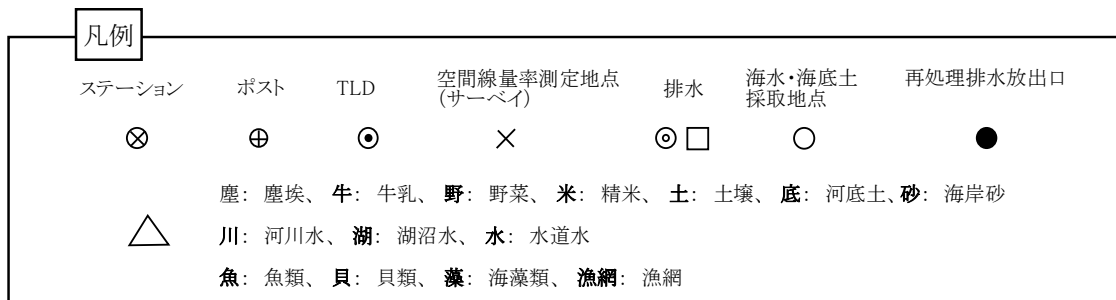
| 項 目                      | 保安規定に基づく測定                                    |                        |                               | 県監視計画に基づく報告                             |                |                                                               |
|--------------------------|-----------------------------------------------|------------------------|-------------------------------|-----------------------------------------|----------------|---------------------------------------------------------------|
|                          | 採取地点                                          | 頻 度                    | 対象核種                          | 採取地点                                    | 頻 度            | 対象核種                                                          |
| 海 水                      | 放出口付近 5点                                      | 1回/3ヵ月                 | 全 $\beta$ , H-3               | F サイクル研東海沖(7)<br>H 長砂沖(7)<br>P 放出口周辺(5) | 4, 7, 10, 1月   | H-3                                                           |
|                          |                                               | 1回/年<br>7月             | 核種分析<br>(注1)                  |                                         |                |                                                               |
|                          | 久慈沖及び磯崎沖 2点                                   | 1回/6ヵ月<br>7, 1月        | 全 $\beta$ , H-3               |                                         | 4, 10月         | Mn-54, Co-60, Sr-90, Zr-95, Nb-95, Ru-106, Cs-137, Ce-144     |
|                          | 北約 20km 点 1点                                  | 1回/年<br>7月             | 全 $\beta$ , H-3, 核種分析<br>(注1) |                                         |                |                                                               |
|                          |                                               |                        |                               |                                         | 1回/月           | 全 $\beta$ , H-3 (30点)<br>Cs-137 (7点)                          |
| 海底土                      | 放出口付近 5点<br>久慈沖及び磯崎沖 2点<br>北約 20km 点 1点       | 1回/6ヵ月<br>4, 10月       | 核種分析<br>(注1)                  | F サイクル研東海沖(7)<br>H 長砂沖(7)<br>P 放出口周辺(5) | 7, 1月          | Mn-54, Co-60, Sr-90, Zr-95, Nb-95, Ru-106, Cs-137, Ce-144, Pu |
| 海岸水                      | 久慈浜 1点<br>阿字ヶ浦 1点                             | 1回/6ヵ月<br>4, 10月       | 全 $\beta$ , H-3               |                                         |                |                                                               |
|                          | 南約 20km 1点<br>北約 20km 1点                      | 1回/年<br>10月            | 核種分析<br>(注1)                  |                                         |                |                                                               |
| 海岸砂                      | 久慈浜 1点<br>阿字ヶ浦 1点<br>南約 20km 1点<br>北約 20km 1点 | 1回/3ヵ月<br>4, 7, 10, 1月 | 表面線量                          | 久慈浜<br>阿字ヶ浦                             | 7, 1月          | Mn-54, Co-60, Ru-106, Cs-137, Ce-144                          |
| シラス                      | 東海村地先 1点<br>約 10km 以遠 1点                      | 1回/3ヵ月                 | 核種分析<br>(注1)                  | 東海沖<br>磯崎沖                              | 2回/年           | Mn-54, Co-60, Sr-90, Zr-95, Nb-95, Ru-106, Cs-137, Ce-144, Pu |
| カレイまたはヒラメ                | 東海村地先 1点<br>約 10km 以遠 1点                      | 1回/3ヵ月<br>4, 7, 10, 1月 | 核種分析<br>(注1)                  | 東海沖<br>磯崎沖                              | 2回/年           | Mn-54, Co-60, Sr-90, Zr-95, Nb-95, Ru-106, Cs-137, Ce-144, Pu |
| 貝類<br>(県2種類)             | 久慈浜地先 1点<br>約 10km 以遠 1点                      | 1回/3ヵ月<br>4, 7, 10, 1月 | 核種分析<br>(注1)                  | 久慈浜 (東海)<br>磯崎                          | 2回/年<br>(計4試料) | Mn-54, Co-60, Sr-90, Zr-95, Nb-95, Ru-106, Cs-137, Ce-144, Pu |
| 褐藻類(ワカメ又はヒジキ等)<br>(県2種類) | 久慈浜地先 1点<br>磯崎地先 1点<br>約 10km 以遠 1点           | 1回/3ヵ月<br>4, 7, 10, 1月 | 核種分析<br>(注1)                  | 久慈浜<br>磯崎                               | 2回/年<br>(計4試料) | Mn-54, Co-60, Sr-90, Zr-95, Nb-95, Ru-106, Cs-137, Ce-144, Pu |
| 漁網                       | 東海村地先において曳航の漁網                                | 1回/3ヵ月                 | 表面線量                          | 東海沖                                     | 4, 10月         | 表面吸収線量率<br>$\beta$ , $\gamma$                                 |
| 船体                       | 甲板                                            | 1回/3ヵ月                 | 表面線量                          |                                         |                |                                                               |

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

– 165 –



付録図2 茨城県環境放射線監視計画図(核燃料サイクル工学研究所実施分)





## 付録 2 報告・外部発表, 受賞状況等

## リスト 1 平成 21 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                     |
|----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|---------------------------------------------------------------------------------------------------|--------------------------------|
| 武石 稔<br>松浦 賢一<br>渡辺 均<br>中野 政尚<br>河野 恭彦<br>檜山 佳典<br>藤井 純* <sup>1</sup><br>菊地 政昭* <sup>2</sup><br>佐川 文明* <sup>1</sup><br>大谷 和義* <sup>2</sup>                                                                                                                                                                                                                          | 平成 20 年度 核燃料サイクル工学研究所放出<br>管理業務報告書 (排水)<br><br>* <sup>1</sup> 常陽産業株式会社<br>* <sup>2</sup> 瑞豊産業株式会社 | JAEA-Review 2009-039<br>(2009) |
| 武石 稔<br>住谷 秀一<br>松浦 賢一<br>渡辺 均<br>中野 政尚<br>竹安 正則<br>磯崎 久明<br>磯崎 徳重<br>森澤 正人<br>藤田 博喜<br>水谷 朋子<br>國分 祐司<br>加藤 千明<br>小沼 利光<br>根本 正史<br>井上 秀雄* <sup>1</sup><br>村上 稔* <sup>1</sup><br>渡辺 一* <sup>1</sup><br>神長 正行* <sup>1</sup><br>佐藤 由己* <sup>1</sup><br>菅井 将光* <sup>1</sup><br>田所 聡* <sup>1</sup><br>磯野 文江* <sup>1</sup><br>前嶋 恭子* <sup>1</sup><br>吉井 秀樹* <sup>2</sup> | 東海再処理施設周辺の環境放射線モニタリン<br>グ結果-2008 年度-<br><br>* <sup>1</sup> 常陽産業株式会社<br>* <sup>2</sup> 瑞豊産業株式会社    | JAEA-Review 2009-048<br>(2009) |

## 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                     |
|-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|------------------------------------------------|--------------------------------|
| 住谷 秀一<br>松浦 賢一<br>中野 政尚<br>竹安 正則<br>森澤 正人<br>小沼 利光<br>藤田 博喜<br>水谷 朋子<br>渡辺 一* <sup>1</sup><br>菅井 将光* <sup>1</sup> | 環境放射線（能）監視マニュアル<br><br>* <sup>1</sup> 常陽産業株式会社 | JAEA-Review 2009-064<br>(2009) |
| 放射線管理部                                                                                                            | 平成 20 年度 放射線管理部年報                              | JAEA-Review 2009-078<br>(2009) |

## 1.2 外部投稿・掲載（論文，note，解説，報告書）〔1/3〕

| 氏 名                                                                                                                                                       | 表 題                                                                                                                                                                                                                                                    | 誌名等                                                                            |
|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|--------------------------------------------------------------------------------|
| 竹安 正則<br>菅井 将光<br>小沼 利光<br>武石 稔                                                                                                                           | Determination of the variation of environmental radiation due to the ground deposition of atmospheric $^{222}\text{Rn}$ decay products during rainfall; Utilization of the correlation between the variations observed at neighboring monitoring posts | Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry 284(3), pp. 635-639 (2010)    |
| 前畑 京介* <sup>1</sup><br>中村 圭祐<br>安宗 貴志* <sup>1</sup><br>石橋 健二* <sup>1</sup><br>高崎 浩司<br>田中 啓一* <sup>2</sup><br>小田原 成計* <sup>2</sup><br>永田 篤士* <sup>2</sup> | Development of a TES microcalorimeter for spectroscopic measurement of LX-rays emitted by transuranium elements<br><br>* <sup>1</sup> 九州大学<br>* <sup>2</sup> SII ナノテクノロジー                                                                              | Journal of Nuclear Science and Technology 47(3), pp. 308-313 (2010)            |
| 水谷 朋子<br>小嵐 淳<br>武石 稔                                                                                                                                     | Monitoring of low-level radioactive liquid effluent in Tokai reprocessing plant                                                                                                                                                                        | Journal of Nuclear Science and Technology 46(7), pp. 665-672 (2009)            |
| 高崎 浩司<br>小林 博英<br>鈴木 秀樹<br>牛込 定治* <sup>1</sup>                                                                                                            | Wide-range krypton gas monitor using a plastic scintillation detector operated in current mode with a gate circuit<br><br>* <sup>1</sup> 株式会社東芝                                                                                                        | Journal of Nuclear Science and Technology 47(3), pp. 255-261 (2010)            |
| 小嵐 淳<br>三上 智<br>秋山 聖光<br>武石 稔                                                                                                                             | Rapid detection and estimation of an unexpected atmospheric release                                                                                                                                                                                    | Japanese Journal of Health Phys 43(4), pp. 366-370 (2008)                      |
| 河野 恭彦<br>檜山 佳典<br>中野 政尚<br>武石 稔                                                                                                                           | 東海再処理施設における排水中の超ウラン核種等に関する調査                                                                                                                                                                                                                           | 保健物理 44(2), pp. 209-217 (2009)                                                 |
| 辻村 憲雄<br>吉田 忠義                                                                                                                                            | Neutron Spectra Measurements at the JAEA MOX Fuel Facility                                                                                                                                                                                             | Progress in Nuclear Science and Technology (Internet), 1, pp. 154-157, 2011/02 |
| 辻村 憲雄<br>吉田 忠義                                                                                                                                            | New criticality accident alarm system detectors at the JAEA Tokai Reprocessing Plant                                                                                                                                                                   | Progress in Nuclear Science and Technology (Internet), 1, pp. 202-205, 2011/02 |
| 高田 千恵<br>中川 貴博<br>辻村 憲雄                                                                                                                                   | Relationship between induced Activity of Indium and Count Rates of Survey Meter for Screening Personnel Exposed in a Criticality Accident                                                                                                              | Journal of Nuclear Science and Technology, Vol11, pp. 122-125, 2011/02         |

## 1.2 外部投稿・掲載（論文，note，解説，報告書）〔2/3〕

| 氏 名                                                                                                           | 表 題                                                                                                                                                   | 誌名等                                                                 |
|---------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|---------------------------------------------------------------------|
| 國分 祐司<br>藤田 博喜<br>中野 政尚<br>住谷 秀一                                                                              | Tritium Concentration and Diffusion in Seawater Discharged from Tokai Reprocessing Plant                                                              | Progress in Nuclear Science and Technology, 1, pp.384 -387, 2011/02 |
| 水谷 朋子<br>小沼 利光<br>菅井 将光* <sup>1</sup><br>渡辺 一* <sup>1</sup><br>森澤 正人<br>竹安 正則<br>住谷 秀一                        | Measurement of environmental $\gamma$ -ray dose rate around the Nuclear Fuel Cycle Engineering Laboratories, JAEA<br><br>* <sup>1</sup> 常陽産業株式会社      | Progress in Nuclear Science and Technology, 1, pp.380-383, 2011/02  |
| 藤田 博喜                                                                                                         | Application of TL-OSL from surface soil to retrospective dosimetry                                                                                    | Radiation Measurements, 46(12), pp. 1870-1872, 2011/12              |
| 藤田 博喜<br>Jain Mayank* <sup>1</sup><br>Murray Andrew* <sup>1</sup>                                             | Utilisation of OSL from table salt in retrospective dosimetry<br><br>* <sup>1</sup> Risoe DTU                                                         | 保健物理, 46(1), pp. 60-65, 2011/06                                     |
| 廣田 昌大<br>高田 千恵<br>高崎 浩司<br>百瀬 琢磨<br>栗原 治<br>佐藤 卓也* <sup>1</sup><br>伊藤 茂樹* <sup>2</sup><br>西澤 邦彦* <sup>2</sup> | Feasibility of in vivo measurement of <sup>239</sup> Pu distribution in lungs using an imaging plate.<br>* <sup>1</sup> 徳島大学<br>* <sup>2</sup> 名古屋大学  | APPLIED RADIATION AND ISOTOPES69(5), pp. 808-813, 2011              |
| 栗原 治<br>西藤 文博<br>小嵐 淳<br>金 ウンジュ* <sup>1</sup>                                                                 | An Imaging plate technique for evaluating energy attenuation in evaporated samples with different surface conditions<br><br>* <sup>1</sup> 放射線医学総合研究所 | Radiation Protection Dosimetry, No. 4, pp. 584-589, 2010/06         |
| 古田 定昭                                                                                                         | NORMを含む物質の工業利用の現状                                                                                                                                     | Isotope News, No. 668, 2009/12                                      |
| 中野 政尚<br>檜山 佳典<br>渡辺 均<br>住谷 秀一                                                                               | 液体シンチレーションカウンタを用いた排水中 <sup>89</sup> Sr 及び <sup>90</sup> Sr 迅速分析法                                                                                      | Radioisotopes, 59(5), pp. 319-328, 2010/05                          |
| 百瀬 琢磨                                                                                                         | 日本保健物理学会特別シンポジウム「放射線審議会・原子力安全委員会にける放射線防護に係る基本的考え方の検討状況について」参加印象記                                                                                      | 日本原子力学会誌, 52(6), pp. 364, 2010/06                                   |

## 1.2 外部投稿・掲載（論文，note，解説，報告書）〔3/3〕

| 氏 名                                                                             | 表 題                                                                                                                                  | 誌名等                                                                                                                                 |
|---------------------------------------------------------------------------------|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 藤田 博喜                                                                           | シンポジウム：UNSCEAR の最新動向と放射線防護研究の展望                                                                                                      | 日本保健物理学会，<br>NEWSLETTER, No. 57,<br>pp12-15, 2010-03                                                                                |
| 藤田 博喜                                                                           | デンマーク・リソ国立研究所への留学                                                                                                                    | 保健物理<br>Hoken buturi<br>44 (3), pp266-268,<br>2009-09                                                                               |
| 國分 祐司                                                                           | 第5回放射線安全及び計測技術国際シンポジウム（ISORD-5）の印象記                                                                                                  | 保健物理，<br>No. 45, pp. 12-14,<br>2010-03                                                                                              |
| 中野 政尚<br>國分 祐司<br>住谷 秀一                                                         | 地球規模のヨウ素-129 海洋拡散シミュレーション                                                                                                            | 第2回 JAEA タンデトロン<br>AMS 利用報告会論文<br>集, pp. 109-112, 2009-11                                                                           |
| 國分 祐司<br>中野 政尚<br>住谷 秀一                                                         | AMS を用いた畑土中 $^{129}\text{I}$ 分析に関する前処理法の検討                                                                                           | 第2回 JAEA タンデトロン<br>AMS 利用報告会論文<br>集, pp. 26-29, 2009-11                                                                             |
| 古田 定昭                                                                           | 日本放射線安全管理学会研究発表「パネルディスカッション放射線管理関連の各学会等はそれぞれ何を目標しているか」印象記                                                                            | 保健物理<br>Hoken buturi 44(1),<br>pp19-20, 2009-03                                                                                     |
| 百瀬 琢磨<br>栗原 治<br>高田 千恵<br>古田 定昭                                                 | Radiation detection and measurement in patients contaminated with alpha emitters                                                     | Proceeding of 1st<br>International<br>symposium on radiation<br>emergency medicine in<br>Hirosaki university,<br>pp. 65-72, 2010/07 |
| 眞田 幸尚<br>石井 雅人* <sup>1</sup><br>長谷川 市郎<br>金澤 信之<br>近澤 達哉* <sup>2</sup><br>百瀬 琢磨 | Replacement of the Criticality Accident Alarm System in the Tokai Reprocessing Plant<br><br>* <sup>1</sup> 東芝<br>* <sup>2</sup> 検査開発 | Proceeding of CSNI<br>workshop on Ageing<br>Management of Fuel<br>Cycle Facilities,<br>pp. 351-370, 2010/11                         |
| 辻村 憲雄<br>吉田 忠義                                                                  | Design of a Graphite-Moderated $^{241}\text{Am}$ -Li Neutron Field to Simulate Reactor Spectra                                       | Radiation Measurements<br>Volume 45,<br>pp. 1359-1362, 2010/12                                                                      |

## リスト2 平成21年度の口頭発表実績

## 2.1 国際会議〔1/2〕

| 氏 名                                                                             | 表 題                                                                                                                                       | 学会名等                                                                                                              |
|---------------------------------------------------------------------------------|-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 古田 定昭<br>米原 英典* <sup>1</sup>                                                    | Status of Industrial Use of NORM and the Regulation Policy in Japan<br><br>* <sup>1</sup> 放射線医学総合研究所                                      | 6th International symposium on Naturally Occurring Radioactive Material<br>2010年3月<br>Marrakech (Morocco)         |
| 百瀬 琢磨<br>栗原 治<br>高田 千恵<br>古田 定昭                                                 | Radiation detection and measurement in patients contaminated with alpha emitters                                                          | 1st International symposium on radiation emergency medicine in Hirosaki university<br>2009年8月<br>Hirosaki (Japan) |
| 高田 千恵<br>辻村 憲雄                                                                  | DOSE CALIBRATION OF INDIUM FOIL DOSEMETER FOR PRERSONNEL SCREENING IN CRITICALTY ACCIDENTS                                                | European Conference on Individual Monitoring of Ionizing Radiation<br>2010年3月<br>ギリシャ                             |
| 辻村 憲雄<br>吉田 忠義                                                                  | Design of a Graphite-Moderated <sup>241</sup> Am-Li Neutron Field to Simulate Reactor Spectra                                             | 11th Neutron and Ion Dosimetry Symposium (NEUDOS-11)<br>2009年10月<br>Cape Town (South Africa)                      |
| 眞田 幸尚<br>石井 雅人* <sup>1</sup><br>長谷川 市郎<br>金澤 信之<br>近澤 達哉* <sup>2</sup><br>百瀬 琢磨 | Replacement of the Criticality Accident Alarm System in the Tokai Reprocessing Plant<br><br>* <sup>1</sup> 東芝<br>* <sup>2</sup> 検査開発      | CSNI workshop on Ageing Management of Fuel Cycle Facilities<br>2009年10月<br>Paris (France)                         |
| 高田 千恵<br>中川 貴博<br>辻村 憲雄                                                         | Relationship between induced Activity of Indium and Count Rates of Survey Meter for Screening Personnel Exposed in a Criticality Accident | Fifth International Symposium on Radiation Safety and Detection Technology (ISORD-5)<br>2009年7月 北九州               |

## 2.1 国際会議〔2/2〕

| 氏 名                                                                                                                                                                                           | 表 題                                                                                                                                              | 学会名等                                                                                                   |
|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|--------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 栗原 治<br>金 ウンジュ* <sup>1</sup><br>上田 順一* <sup>1</sup><br>山田 裕司* <sup>1</sup><br>城戸 寛子* <sup>2</sup><br>小栗 朋美* <sup>2</sup><br>根本 慎太郎* <sup>2</sup><br>根本 誠* <sup>2</sup><br>明石 真言* <sup>1</sup> | Development of accurate radioactivity assessment system for radiation survey with various<br><br>* <sup>1</sup> 放射線医学総合研究所<br>* <sup>2</sup> VIC | Fifth International Symposium on Radiation Safety and Detection Technology (ISORD-5)<br>2009 年 7 月 北九州 |
| 辻村 憲雄<br>吉田 忠義                                                                                                                                                                                | Neutron Spectra Measurements at the JAEA MOX Fuel Facility                                                                                       | Fifth International Symposium on Radiation Safety and Detection Technology (ISORD-5)<br>2009 年 7 月 北九州 |
| 辻村 憲雄<br>吉田 忠義                                                                                                                                                                                | A New Criticality Accident Alarm System Detector in the JAEA Tokai Reprocessing Plant                                                            | Fifth International Symposium on Radiation Safety and Detection Technology (ISORD-5)<br>2009 年 7 月 北九州 |
| 藤田 博喜                                                                                                                                                                                         | APPLICATION OF TL-OSL FROM SURFACE SOIL TO RETROSPECTIVE DOSIMETRY                                                                               | 16th International Conference on Solid State Dosimetry<br>2010 年 9 月<br>Sudney (Australia)             |
| 藤田 博喜<br>Jain Mayank* <sup>1</sup><br>Murray Andrew* <sup>1</sup>                                                                                                                             | Utilization of OSL from natural quartz in soil to retrospective dosimetry<br><br>* <sup>1</sup> Risoe DTU                                        | Asia-Pacific symposium on Radiochemistry<br>2009 年 11 月<br>Napa, California (U. S. A)                  |
| 國分 祐司<br>藤田 博喜<br>中野 政尚<br>住谷 秀一                                                                                                                                                              | Tritium Concentration and Diffusion in Seawater Discharged from Tokai Reprocessing Plant                                                         | Fifth International Symposium on Radiation Safety and Detection Technology (ISORD-5)<br>2009 年 7 月 北九州 |
| 水谷 朋子<br>小沼 利光<br>菅井 将光* <sup>1</sup><br>渡辺 一* <sup>1</sup><br>森澤 正人<br>竹安 正則<br>住谷 秀一                                                                                                        | Measurement of environmental gamma-ray dose rate around Nuclear Fuel cycle Engineering Laboratories, JAEA<br><br>* <sup>1</sup> 常陽産業株式会社         | Fifth International Symposium on Radiation Safety and Detection Technology (ISORD-5)<br>2009 年 7 月 北九州 |

## 2.2 日本保健物理学会〔1/2〕

| 氏 名                                                                   | 表 題                                                                       | 学会名等                         |
|-----------------------------------------------------------------------|---------------------------------------------------------------------------|------------------------------|
| 伊東 康久<br>秋山 聖光<br>百瀬 琢磨<br>田口 静雄* <sup>1</sup><br>石井 慎哉* <sup>1</sup> | $\alpha \cdot \beta$ 線同時測定型体表面モニタの開発<br>* <sup>1</sup> 日本放射線エンジニアリング株式会社  | 第 43 回研究発表会<br>2009 年 6 月 大阪 |
| 辻村 憲雄<br>吉田 忠義                                                        | MOX 燃料取扱いグローブボックス周辺における中性子エネルギー及び方向分布のモンテカルロ計算                            | 第 43 回研究発表会<br>2009 年 6 月 大阪 |
| 吉田 忠義<br>辻村 憲雄<br>石井 雅人* <sup>1</sup>                                 | 過度臨界実験装置 TRACY を用いた臨界警報装置の作動試験<br>* <sup>1</sup> 株式会社東芝                   | 第 43 回研究発表会<br>2009 年 6 月 大阪 |
| 栗原 治<br>金 ウンジュ<br>結城 正則<br>中田 章史<br>高島 良生<br>高田 実佐紀                   | 241Am 硝酸溶液の豚皮膚組織への浸透： $\alpha$ 線スペクトロメトリによる考察                             | 第 43 回研究発表会<br>2009 年 6 月 大阪 |
| 高田 千恵<br>中川 貴博<br>辻村 憲雄<br>寺門 義則* <sup>1</sup>                        | 臨界事故におけるスクリーニングのためのインジウム誘導放射性とサーベイメータ計数率の関係の評価<br>* <sup>1</sup> 常陽産業株式会社 | 第 43 回研究発表会<br>2009 年 6 月 大阪 |
| 中川 貴博<br>高田 千恵<br>辻村 憲雄<br>山崎 巧<br>檜村 慎也* <sup>1</sup>                | グローブボックス作業における体幹部不均等及び末端部被ばくのデータ分析<br>* <sup>1</sup> 常陽産業株式会社             | 第 43 回研究発表会<br>2009 年 6 月 大阪 |
| 中野 政尚<br>武石 稔                                                         | 地球規模のヨウ素-129 海洋拡散シミュレーション                                                 | 第 43 回研究発表会<br>2009 年 6 月 大阪 |



## 2.2 日本保健物理学会〔2/2〕

| 氏 名                                                                                   | 表 題                                                   | 学会名等                         |
|---------------------------------------------------------------------------------------|-------------------------------------------------------|------------------------------|
| 河野 恭彦<br>檜山 佳典<br>渡辺 均<br>武石 稔                                                        | ICP-MS を用いた尿中ウラン迅速分析法の開発                              | 第 43 回研究発表会<br>2009 年 6 月 大阪 |
| 小沼 利光<br>竹安 正則<br>水谷 朋子<br>武石 稔<br>森澤 正人<br>渡辺 一* <sup>1</sup><br>菅井 将光* <sup>1</sup> | 空間放射線線量率上昇時の定量的弁別方法の検討<br><br>* <sup>1</sup> 常陽産業株式会社 | 第 43 回研究発表会<br>2009 年 6 月 大阪 |

## 2.3 日本原子力学会

| 氏 名            | 表 題                                             | 学会名等                        |
|----------------|-------------------------------------------------|-----------------------------|
| 辻村 憲雄<br>吉田 忠義 | モンテカルロ計算による MOX 燃料取扱グローブボックス近傍の中性子エネルギー・方向分布の評価 | 2010 年春の大会<br>2010 年 3 月 茨城 |

## 2.4 その他の学会等〔1/2〕

| 氏 名                                                 | 表 題                                                                         | 学会名等                                                 |
|-----------------------------------------------------|-----------------------------------------------------------------------------|------------------------------------------------------|
| 辻村 憲雄<br>吉田 忠義                                      | 241Am-Li 線源における中性子放出角度分布の非等方性                                               | 第46回アイソトープ・放射線研究発表会<br>2009年7月 東京                    |
| 中野 政尚<br>檜山 佳典<br>渡辺 均<br>住谷 秀一<br>武石 稔             | 液体シンチレーションカウンタを用いた排水中 89Sr 及び 90Sr 迅速分析法                                    | 第46回アイソトープ・放射線研究発表会<br>2009年7月 東京                    |
| 國分 祐司<br>中野 政尚<br>住谷 秀一<br>武石 稔                     | 加速器質量分析装置を用いた畑土 129I 分析法の開発                                                 | 第46回アイソトープ・放射線研究発表会<br>2009年7月 東京                    |
| 中野 政尚<br>國分 祐司<br>住谷 秀一                             | 地球規模のヨウ素-129 海洋拡散シミュレーション                                                   | 第2回 JAEA タンデトロ<br>ン AMS 利用報告会<br>2009年11月 青森県む<br>つ市 |
| 國分 祐司<br>中野 政尚<br>住谷 秀一                             | AMS を用いた畑土中 <sup>129</sup> I 分析に関する前処理法の検討                                  | 第2回 JAEA タンデトロ<br>ン AMS 利用報告会<br>2009年11月 青森県む<br>つ市 |
| 山崎 巧<br>井崎 賢二<br>水庭 春美                              | 自然放射線によるダストモニタ指示値の変動傾向解析に基づく施設設計への反映事項                                      | 日本放射線安全管理学<br>会第8回学術大会<br>2009年12月 長崎                |
| 佐川 直貴<br>黒澤 重行<br>高崎 浩司<br>水庭 春美                    | MOX 燃料製造施設の放射線管理へのイメージングプレート適用                                              | 日本放射線安全管理学<br>会第8回学術大会<br>2009年12月 長崎                |
| 飯嶋 信夫<br>眞田 幸尚<br>山下 朋之<br>百瀬 琢磨                    | 再処理施設における換気停止時の放射線管理-ダストモニタへのラドンモニタへのラドン子孫核種による影響-                          | 日本放射線安全管理学<br>会第8回学術大会<br>2009年12月 長崎                |
| 塩谷 聡<br>平山 努 <sup>*1</sup><br>江橋 勤<br>並木 篤<br>百瀬 琢磨 | 再処理工場における放射線管理の経験<br>-プロセス溶液分析用グローブボックスの解体作業-<br><br><sup>*1</sup> 検査開発株式会社 | 日本放射線安全管理学<br>会第8回学術大会<br>2009年12月 長崎                |

## 2.4 その他の学会等〔2/2〕

| 氏 名   | 表 題                                 | 学会名等                                                          |
|-------|-------------------------------------|---------------------------------------------------------------|
| 井崎 賢二 | 核燃料サイクル施設におけるプルトニウムの汚染管理の現状と今後の技術開発 | 独立行政法人日本学術振興会 結晶成長の化学と技術 第 161 回委員会第 62 回研究会<br>2010 年 1 月 宮城 |
| 中野 政尚 | 公衆被ばくおよび放射線事故からの被ばくに関する最新の検討        | 原子力安全委員会主催<br>UNSCEAR シンポジウム<br>2010 年 1 月 東京                 |

## リスト 3 海外出張（リスト 2 に掲げる国際会議の発表に伴うものを除く）

| 氏 名  | 内 容    | 行 先  | 日 程         |
|------|--------|------|-------------|
| 小嵐 淳 | 原子力留学生 | アメリカ | 2009. 3. 3～ |

## 付録3 用語集

### ICRP 1990年勧告 ICRP 1990ねんかんこく

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

### エアスニファ

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

### 液体シンチレーション測定器 えきたいしんちれーしょんそくていき

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

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

### 外部被ばく がいぶひばく

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

### 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

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

## 記録レベル きろくれべる

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

## 空間放射線量率 くうかんほうしゃせんりょうりつ

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

## クラス2参照標準線源 くらす2さんしょうひょうじゅんせんげん

国家標準機関が表面放出率を校正した参照標準線源 (クラス1参照標準線源という。) を用いて校正した仲介測定器を用いて、表面放出率を校正した参照標準線源。

## 原因調査レベル げんいんちょうされべる

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

## 原子炉等規制法 げんしろとうきせいほう

正式名称は「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」といい、核物質の取扱い全般の規制に係る法律である。「炉規法」または「炉規制法」とも略称される。製錬、加工、原子炉の設置・運転等、貯蔵、再処理、廃棄といった事業別の規定が中心をな

しており、さらに核燃料物質ならびに国際規制物資の使用に関する規制等も記されている。

### 国際放射線防護委員会 こくさいほうしゃせんぼうごいいんかい

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

### 個人線量当量 こじんせんりょうとうりょう

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

### サーベイメータ さーべいめーた

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

主なサーベイメータは、以下の通り。

線量率測定用: 電離箱式サーベイメータ, 中性子サーベイメータ

表面密度測定用: GM管式サーベイメータ, シンチレーション式サーベイメータ

### 再処理 さいしより

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

### 実効線量 じっこうせんりょう

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

### 質量分析法 しつりょうぶんせきほう

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

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

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

### 集団線量 しゅうだんせんりょう

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

### 周辺線量当量 しゅうへんせんりょうとうりょう

被ばく管理上重要な線量限度は実効線量および等価線量で定められているが、実効線量を直接測定することは不可能である。そこで、サーベイメータや個人線量計により実際に測定でき、かつ、実効線量を下回ることなく常に安全側に評価できる量として、周辺線量当量や個人線量当量が定められている。周辺線量当量は、作業環境モニタリングに用いる量で、サーベイメータ、放射線モニタで測定される。

### 人工放射性核種 じんこうほうしゃせいかくしゅ

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

### スミヤ法 すみやほう

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

### 積算線量 せきさんせんりょう

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



### セシウム-137 セしうむ-137

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



### 全身カウンタ ぜんしんかうんた

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



### 線量限度 せんりょうげんど

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

### 大気安定度 たいきあんていど

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

### ダイレクトサーベイ法 だいくとさーべいほう

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

### 炭素-14 たんそ-14

原子番号 12 番炭素の放射性同位元素。 $\beta$ 線の最大エネルギーは、156keV 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ごとにフル



エンスで与えられている。

### 中性子放射化分析法 ちゅうせいしほうしゃかぶんせきほう

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

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

### TLD 指リング ていー・える・でいーゆびりんぐ

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

### 定置式モニタ ていちしきもにた

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

主な定置式モニタは、以下の通り。

線量率測定用：ガンマ線エリアモニタ、中性子線エリアモニタ

空气中放射性物質濃度測定用： $\beta$ 線ダストモニタ、プルトニウムダストモニタ

### テレメータシステム てれめーたしすてむ

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

### 天然放射性核種 てんねんほうしゃせいかくしゅ

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

## 等価線量 とうかせんりょう

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

## 特殊放射線作業 とくしゅほうしゃせんさぎょう

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

## トリチウム とりちうむ

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

## 内部被ばく ないぶひばく

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

## バイオアッセイ ばいおあっせい

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

## 肺モニタ はいもにた

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



## 半面マスク はんめんますく

作業者の内部被ばく防止のために使用される呼吸保護具である。

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

## プルトニウム ぷるとにうむ

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

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

## 保安規定 ほあんきてい

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

## 放射線管理基準 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サイクル研究所の内部制本文書。

再処理施設放射線管理基準と核燃料物質使用施設放射線管理基準がある。

## 放射線障害防止法 ほうしゃせんしょうがいぼうしほう

正式名称は「放射性同位元素等による放射線障害の防止に関する法律」といい、「RI 法」とも略称される。この法律に基づき、放射性同位元素、放射線発生装置および放射性同位元素により汚染された物に関して、使用、販売、賃貸および廃棄が規制されている。

原子炉等規制法で規制されている核燃料物質および核原料物質は放射性同位元素から除外されている。また、「薬事法」で規定される医薬品も規制対象から除外されている。

## 放射線障害予防規程 ほうしゃせんしょうがいよぼうきてい

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

## 放射線保安規則 ほうしゃせんほあんきそく

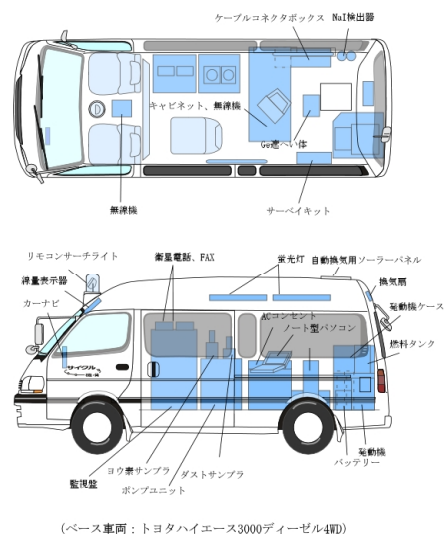
原子炉等規制法施行令第 41 条（施設検査等を要する核燃料物質）には該当しない核燃料物質使用施設に対し、原子炉等規制法第 56 条の 3（保安規定）に準拠して核燃料物質等の使用、貯蔵、廃棄及び運搬に係る保安について定めたサイクル研究所の内部制定文書。

## MOX 燃料 もつくすねんりょう

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

## モニタリング車 もにたりんぐしゃ

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



## モニタリングステーション、モニタリングポスト もにたりんぐすてーしょん、もにたりんぐぽすと

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



## ヨウ素 ようそ

原子番号 53 番。ハロゲン元素の一つである。海藻や海産動物中に主に有機化合物として存在する。ヨウ素の放射性同位体の  $^{129}\text{I}$  や  $^{131}\text{I}$  は核分裂生成物であり、原子炉や再処理施設からの排気や排水中に放出される可能性がある。 $^{129}\text{I}$  は半減期 1600 万年の長半減期核種であり、再処理施設の環境影響評価上重要である。また、ヨウ素は体内に摂取されると甲状腺

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。

This is a blank page.



# 国際単位系（SI）

表 1. SI 基本単位

| 基本量   | SI 基本単位 |     |
|-------|---------|-----|
|       | 名称      | 記号  |
| 長さ    | メートル    | m   |
| 質量    | キログラム   | kg  |
| 時間    | 秒       | s   |
| 電流    | アンペア    | A   |
| 熱力学温度 | ケルビン    | K   |
| 物質량   | モル      | mol |
| 光度    | カンデラ    | cd  |

表 2. 基本単位を用いて表されるSI組立単位の例

| 組立量                     | SI 基本単位      |                    |
|-------------------------|--------------|--------------------|
|                         | 名称           | 記号                 |
| 面積                      | 平方メートル       | m <sup>2</sup>     |
| 体積                      | 立法メートル       | m <sup>3</sup>     |
| 速度                      | メートル毎秒       | m/s                |
| 加速度                     | メートル毎秒毎秒     | m/s <sup>2</sup>   |
| 波数                      | 毎メートル        | m <sup>-1</sup>    |
| 密度, 質量密度                | キログラム毎立方メートル | kg/m <sup>3</sup>  |
| 面積密度                    | キログラム毎平方メートル | kg/m <sup>2</sup>  |
| 比体積                     | 立方メートル毎キログラム | m <sup>3</sup> /kg |
| 電流密度                    | アンペア毎平方メートル  | A/m <sup>2</sup>   |
| 磁界の強さ                   | アンペア毎メートル    | A/m                |
| 量濃度 <sup>(a)</sup> , 濃度 | モル毎立方メートル    | mol/m <sup>3</sup> |
| 質量濃度                    | キログラム毎立法メートル | kg/m <sup>3</sup>  |
| 輝度                      | カンデラ毎平方メートル  | cd/m <sup>2</sup>  |
| 屈折率 <sup>(b)</sup>      | (数字の) 1      | 1                  |
| 比透磁率 <sup>(b)</sup>     | (数字の) 1      | 1                  |

(a) 量濃度 (amount concentration) は臨床化学の分野では物質濃度 (substance concentration) ともよばれる。

(b) これらは無次元量あるいは次元 1 をもつ量であるが、そのことを表す単位記号である数字の 1 は通常は表記しない。

表 3. 固有の名称と記号で表されるSI組立単位

| 組立量                           | SI 組立単位               |                   |                      |                                                                |
|-------------------------------|-----------------------|-------------------|----------------------|----------------------------------------------------------------|
|                               | 名称                    | 記号                | 他のSI単位による表し方         | SI基本単位による表し方                                                   |
| 平面角                           | ラジアン <sup>(b)</sup>   | rad               | 1 <sup>(b)</sup>     | m/m                                                            |
| 立体角                           | ステラジアン <sup>(b)</sup> | sr <sup>(c)</sup> | 1 <sup>(b)</sup>     | m <sup>2</sup> /m <sup>2</sup>                                 |
| 周波数                           | ヘルツ <sup>(d)</sup>    | Hz                |                      | s <sup>-1</sup>                                                |
| 力                             | ニュートン                 | N                 |                      | m kg s <sup>-2</sup>                                           |
| 圧力, 応力                        | パスカル                  | Pa                | N/m <sup>2</sup>     | m <sup>-1</sup> kg s <sup>-2</sup>                             |
| エネルギー, 仕事, 熱量                 | ジュール                  | J                 | N m                  | m <sup>2</sup> kg s <sup>-2</sup>                              |
| 仕事率, 工率, 放射束                  | ワット                   | W                 | J/s                  | m <sup>2</sup> kg s <sup>-3</sup>                              |
| 電荷, 電気量                       | クーロン                  | C                 |                      | s A                                                            |
| 電位差 (電圧), 起電力                 | ボルト                   | V                 | W/A                  | m <sup>2</sup> kg s <sup>-3</sup> A <sup>-1</sup>              |
| 静電容量                          | ファラド                  | F                 | C/V                  | m <sup>-2</sup> kg <sup>-1</sup> s <sup>4</sup> A <sup>2</sup> |
| 電気抵抗                          | オーム                   | Ω                 | V/A                  | m <sup>2</sup> kg s <sup>-3</sup> A <sup>-2</sup>              |
| コンダクタンス                       | ジーメンズ                 | S                 | A/V                  | m <sup>-2</sup> kg <sup>-1</sup> s <sup>3</sup> A <sup>2</sup> |
| 磁束                            | ウェーバ                  | Wb                | Vs                   | m <sup>2</sup> kg s <sup>-2</sup> A <sup>-1</sup>              |
| 磁束密度                          | テスラ                   | T                 | Wb/m <sup>2</sup>    | kg s <sup>-2</sup> A <sup>-1</sup>                             |
| インダクタンス                       | ヘンリー                  | H                 | Wb/A                 | m <sup>2</sup> kg s <sup>-2</sup> A <sup>-2</sup>              |
| セルシウス温度                       | セルシウス度 <sup>(e)</sup> | °C                |                      | K                                                              |
| 光束度                           | ルーメン                  | lm                | cd sr <sup>(c)</sup> | cd                                                             |
| 照射度                           | ルクス                   | lx                | lm/m <sup>2</sup>    | m <sup>-2</sup> cd                                             |
| 放射性核種の放射能 <sup>(f)</sup>      | ベクレル <sup>(d)</sup>   | Bq                |                      | s <sup>-1</sup>                                                |
| 吸収線量, 比エネルギー分与, カーマ           | グレイ                   | Gy                | J/kg                 | m <sup>2</sup> s <sup>-2</sup>                                 |
| 線量当量, 周辺線量当量, 方向性線量当量, 個人線量当量 | シーベルト <sup>(g)</sup>  | Sv                | J/kg                 | m <sup>2</sup> s <sup>-2</sup>                                 |
| 酸素活性化                         | カタール                  | kat               |                      | s <sup>-1</sup> mol                                            |

(a) SI接頭語は固有の名称と記号を持つ組立単位と組み合わせても使用できる。しかし接頭語を付した単位はもはやコヒーレントではない。

(b) ラジアンとステラジアンは数字の 1 に対する単位の特別な名称で、量についての情報をつたえるために使われる。実際には、使用する時には記号rad及びsrが用いられるが、習慣として組立単位としての記号である数字の 1 は明示されない。

(c) 測光学ではステラジアンという名称と記号srを単位の表し方の中に、そのまま維持している。

(d) ヘルツは周期現象についてののみ、ベクレルは放射性核種の統計的過程についてののみ使用される。

(e) セルシウス度はケルビンの特別な名称で、セルシウス温度を表すために使用される。セルシウス度とケルビンの単位の大きさは同一である。したがって、温度差や温度間隔を表す数値はどちらの単位で表しても同じである。

(f) 放射性核種の放射能 (activity referred to a radionuclide) は、しばしば誤った用語で"radioactivity"と記される。

(g) 単位シーベルト (PV.2002.70,205) についてはCIPM勧告2 (CI-2002) を参照。

表 4. 単位の中に固有の名称と記号を含むSI組立単位の例

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

表 5. SI 接頭語

| 乗数               | 接頭語 | 記号 | 乗数                | 接頭語 | 記号 |
|------------------|-----|----|-------------------|-----|----|
| 10 <sup>24</sup> | ヨ   | Y  | 10 <sup>-1</sup>  | デ   | d  |
| 10 <sup>21</sup> | ゼ   | Z  | 10 <sup>-2</sup>  | セ   | c  |
| 10 <sup>18</sup> | エ   | E  | 10 <sup>-3</sup>  | ミ   | m  |
| 10 <sup>15</sup> | ペ   | P  | 10 <sup>-6</sup>  | マイ  | μ  |
| 10 <sup>12</sup> | テ   | T  | 10 <sup>-9</sup>  | ナ   | n  |
| 10 <sup>9</sup>  | ギ   | G  | 10 <sup>-12</sup> | ピ   | p  |
| 10 <sup>6</sup>  | メ   | M  | 10 <sup>-15</sup> | フェ  | f  |
| 10 <sup>3</sup>  | キ   | k  | 10 <sup>-18</sup> | ア   | a  |
| 10 <sup>2</sup>  | ヘ   | h  | 10 <sup>-21</sup> | ゼ   | z  |
| 10 <sup>1</sup>  | デ   | da | 10 <sup>-24</sup> | ヨ   | y  |

表 6. SIに属さないが、SIと併用される単位

| 名称    | 記号   | SI 単位による値                                                  |
|-------|------|------------------------------------------------------------|
| 分     | min  | 1 min=60s                                                  |
| 時     | h    | 1 h=60 min=3600 s                                          |
| 日     | d    | 1 d=24 h=86 400 s                                          |
| 度     | °    | 1°=(π/180) rad                                             |
| 分     | ′    | 1′=(1/60)°=(π/10800) rad                                   |
| 秒     | ″    | 1″=(1/60)′=(π/648000) rad                                  |
| ヘクタール | ha   | 1 ha=1 hm <sup>2</sup> =10 <sup>4</sup> m <sup>2</sup>     |
| リットル  | L, l | 1 L=1 l=1 dm <sup>3</sup> =10 <sup>-3</sup> m <sup>3</sup> |
| トン    | t    | 1 t=10 <sup>3</sup> kg                                     |

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

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

表 8. SIに属さないが、SIと併用されるその他の単位

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

表 9. 固有の名称をもつCGS組立単位

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

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

表 10. SIに属さないその他の単位の例

| 名称        | 記号   | SI 単位で表される数値                                                         |
|-----------|------|----------------------------------------------------------------------|
| キュリー      | Ci   | 1 Ci=3.7×10 <sup>10</sup> Bq                                         |
| レントゲン     | R    | 1 R=2.58×10 <sup>-4</sup> C/kg                                       |
| ラド        | rad  | 1 rad=1 cGy=10 <sup>-2</sup> Gy                                      |
| レム        | rem  | 1 rem=1 cSv=10 <sup>-2</sup> Sv                                      |
| ガンマ       | γ    | 1 γ=1 nT=10 <sup>-9</sup> T                                          |
| フェルミ      | f    | 1 フェルミ=1 fm=10 <sup>-15</sup> m                                      |
| メートル系カラット |      | 1 メートル系カラット=200 mg=2×10 <sup>-4</sup> kg                             |
| トル        | Torr | 1 Torr=(101 325/760) Pa                                              |
| 標準大気圧     | atm  | 1 atm=101 325 Pa                                                     |
| カロリ       | cal  | 1 cal=4.1858 J (「15°C」カロリー), 4.1868 J (「IT」カロリー) 4.184 J (「熱化学」カロリー) |
| マイクロン     | μ    | 1 μ=1 μm=10 <sup>-6</sup> m                                          |

