



保健物理－研究と管理－ No.45

(2002年度)

2003年11月

日本原子力研究所
東海研究所保健物理部
那珂研究所管理部安全管理課
高崎研究所管理部安全管理課
大洗研究所保安管理室放射線管理課
関西研究所管理部安全管理課
むつ事業所管理部保安管理課

日本原子力研究所
Japan Atomic Energy Research Institute

本レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。
入手の問合せは、日本原子力研究所研究情報部研究情報課（〒319-1195 茨城県
那珂郡東海村）あて、お申し越し下さい。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料
センター（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費
頒布を行っております。

This report is issued irregularly.
Inquiries about availability of the reports should be addressed to Research
Information Division, Department of Intellectual Resources, Japan Atomic Energy
Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 〒319-1195, Japan.

保健物理—研究と管理—No.45

(2002 年度)

日本原子力研究所

東海研究所保健物理部

那珂研究所管理部安全管理課

高崎研究所管理部安全管理課

大洗研究所保安管理室放射線管理課

関西研究所管理部安全管理課

むつ事業所管理部保安管理課

(2003 年 10 月 1 日受理)

本報告書は、日本原子力研究所における放射線防護に係わる 2002 年度の活動をまとめたものであり、東海研究所、那珂研究所、高崎研究所、大洗研究所、関西研究所及びむつ事業所における環境モニタリング、施設及び作業者の放射線管理、個人線量管理及び放射線管理用機器の管理に関する業務の概要と、関連する技術開発の概要を記載するとともに、東海研究所保健物理部の放射線リスク、内部被ばく防護、外部被ばく防護、線量計測技術に関する研究活動の概要を記載している。

放射線業務従事者等の個人被ばく管理においては、保安規定等に定められた線量限度を超える被ばくはなかった。また、各施設から放出された気体及び液体廃棄物について、その量又は濃度は保安規定等に定められた放出管理目標値又は放出管理基準値以下であった。

東海研究所保健物理部の研究活動においては、主として、放射線の初期影響過程のメカニズムの解明研究と発がん数理モデルの開発、高エネルギー加速器等の利用開発に伴う内部及び外部被ばく線量評価と防護に関する研究、連続スペクトルを有する中性子校正場のトレーサビリティの確立に関する技術開発を行った。

Annual Report on the Activities of Health Physics in JAERI in 2002
(April 1, 2002 ~ March 31, 2003)

Department of Health Physics, Tokai Research Establishment
Safety Division, Naka Fusion Research Establishment
Safety Division, Takasaki Radiation Chemistry Research Establishment
Radiation Control Division, Oarai Research Establishment
Safety Division, Kansai Research Establishment
Operation Safety Administration, Mutsu Establishment

Japan Atomic Energy Research Institute
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received October 1, 2003)

This annual report describes the activities of radiation protection practices and research in JAERI in the 2002 fiscal year. The report covers environmental monitoring around the facilities, radiation protection of workplace and workers, individual monitoring, maintenance of monitoring instruments, and development of radiation protection technologies, which were performed at the establishments of Tokai, Naka, Takasaki, Oarai, Kansai and Mutsu of JAERI. The report also includes the research activities on radiation risk studies, radiation dosimetry studies and radiation measurement technology development, which were carried out by four research laboratories of the Department of Health Physics in the Tokai Research Establishment.

There were no occupational exposures exceeding the prescribed dose limits. No effluent releases were recorded, which exceeded the prescribed limits for the amount and concentration of radioactivity of gaseous release and liquid waste.

As for the research activities, studies were conducted focusing mainly on the following themes: study on microscopic mechanism of radiation effects, development of mathematical carcinogenic model, studies on dosimetry and protection for high-energy accelerator utilization and establishment of traceability for neutron calibration fields with extent energy spectra.

Keywords: Health Physics, Radiation Protection, Environmental Monitoring, Individual Monitoring, Monitoring Instruments, Radiation Risk, Radiation Dosimetry, Radiation Measurement, Occupational Exposure, Effluent Release.

目 次

1. 保健物理研究	7
1.1 放射線リスク研究	8
1.1.1 放射線誘発DNA損傷のシミュレーション	9
1.1.2 DNA修復に関するシミュレーション計算	11
1.1.3 細胞集団発がん数理モデル	13
1.1.4 放射線エネルギーの直接付与によって生じるDNA損傷の化学的性質の解析	15
1.1.5 環境リスクイメージ形成のプロセスの分析	17
1.2 内部被ばく防護研究	19
1.2.1 線量係数に及ぼす崩壊データベースの影響	20
1.2.2 高エネルギー中性子照射により生成される放射性塩素ガスの性状	22
1.2.3 日本人成人男性ボクセルファントムを用いた吸収割合評価	24
1.2.4 日本人の尿中のウランレベルと体内動態データの評価	27
1.2.5 光子用人体組織等価材の開発（2）	29
1.3 外部被ばく防護研究	31
1.3.1 線量計算用放射線データ編集手法の改良（2）	32
1.3.2 臨界事故時中性子被ばくにおける体内ナトリウムの放射化に関する解析	34
1.3.3 中性子ファントム用軟組織等価材料の合成と特性評価	36
1.3.4 高エネルギー粒子照射による人体内エネルギー沈着の特徴	38
1.3.5 液体シンチレータと ⁶ Li+ZnS(Ag)シートを組み合わせた中性子モニタ用検出器の開発	40
1.4 線量計測技術開発	42
1.4.1 スペクトル可変校正場の開発 －開発目的とスペクトル試計算－	43
1.4.2 減速型基準移行用中性子測定器の開発 －RI線源及び単色中性子を用いた試験－	45
1.4.3 ファントム材質及び寸法の違いが中性子個人線量計校正に及ぼす影響	47
1.4.4 放射能汚染の測定用NaI(Tl)シンチレーション棒状検出器の基礎特性	49
1.4.5 低エネルギー領域特性を改善した高効率γ線検出器の開発	51
1.4.6 低エネルギー用高効率γ線検出器のバックグラウンド低減に関する考察	53
2. 東海研究所の放射線管理	57
2.1 管理の総括業務	58
2.1.1 管理区域	58

2.1.2 排気及び排水の管理データ	59
2.1.3 環境における放射性希ガス及び液体廃棄物による実効線量	65
2.1.4 事故等による放射能汚染及び被ばく	66
2.1.5 放射性同位元素の保有状況	66
2.1.6 原子力施設の申請等に係る線量評価	67
2.2 環境放射線（能）の管理	68
2.2.1 環境放射線のモニタリング	68
2.2.2 環境試料のモニタリング	74
2.2.3 排気・排水及び環境試料の化学分析	79
2.2.4 放射線管理試料の計測	81
2.3 施設の放射線管理	83
2.3.1 RI 製造棟の管理区域内改修工事における放射線管理	83
2.3.2 JRR-4 における小動物照射実験に伴う放射線管理	86
2.3.3 再処理特別研究棟解体実地試験における放射線管理（5）	87
2.3.4 フッ素実験室の管理区域解除作業	89
2.3.5 核分裂中性子照射による ^{82}Br の生成とその捕集効率	91
2.3.6 原子力船「むつ」使用済燃料輸送容器の汚染除去作業	93
2.3.7 電源特会施設の管理区域解除（2）	94
2.3.8 搬出物品モニタの基本特性（1）	96
2.3.9 搬出物品モニタの基本特性（2）	98
2.4 個人線量の管理	100
2.4.1 外部被ばく線量の管理	100
2.4.2 内部被ばく線量の管理	103
2.4.3 個人被ばく線量等の登録管理	105
2.5 放射線計測器の管理	106
2.5.1 サーベイメータ等の管理	106
2.5.2 放射線モニタ等の管理	106
2.5.3 校正設備の管理	108
2.6 技術開発	109
2.6.1 気象データ統計解析コード(W-View)の開発	111
2.6.2 蛍光ガラス線量計による積算線量評価	113
2.6.3 加速器地区の放射線管理用モニタ集中監視システム更新	115
2.6.4 表面汚染検査計シミュレーションソフトの作成（2）	117
2.6.5 端窓型 GM 計数管の寿命評価	119
2.6.6 放射線管理帳票作成プログラムの改修	121
2.6.7 モニタ警報信号転送システムの開発	123

2.6.8 熱中性子校正場の更新	125
2.6.9 迷路型全身カウンタのジオメトリーの決定とピーク効率校正	127
2.6.10 HTTR 異常時放射線監視システムの開発	130
 3. 那珂研究所の放射線管理	132
3.1 環境放射線（能）の管理	132
3.2 施設の放射線管理	133
3.3 個人線量の管理	135
3.4 放射線計測器の管理	136
3.5 放射性同位元素の保有状況	137
 4. 高崎研究所の放射線管理	138
4.1 環境放射線（能）の管理	138
4.2 施設の放射線管理	140
4.3 個人線量の管理	142
4.4 放射線計測器の管理	143
4.5 放射性同位元素等の保有状況	144
 5. 大洗研究所の放射線管理	146
5.1 管理の総括業務	146
5.1.1 管理区域	147
5.1.2 排気及び排水の管理データ	149
5.1.3 環境における放射性希ガス及び液体廃棄物による実効線量	153
5.1.4 事故等による放射能汚染及び被ばく	154
5.1.5 放射性同位元素の保有状況	154
5.2 環境放射線（能）の管理	155
5.2.1 環境放射線のモニタリング	155
5.2.2 環境試料のモニタリング	158
5.3 施設の放射線管理	163
5.3.1 HTTR1 次ヘリウム循環機フィルタ交換作業における放射線管理	163
5.4 個人線量の管理	167
5.4.1 外部被ばく線量の管理	167
5.4.2 内部被ばく線量の管理	168
5.5 放射線計測器の管理	169
5.5.1 サーベイメータ等の管理	169
5.5.2 放射線モニタ等の管理	170

5.5.3 放射線管理試料の計測	171
 6. 関西研究所の放射線管理	172
6.1 環境放射線の管理	172
6.2 木津地区の放射線管理	174
6.3 個人線量の管理	175
6.4 放射線計測器の管理	176
6.5 放射性同位元素の保有状況	177
 7. むつ事業所の放射線管理	178
7.1 環境放射線（能）の管理	178
7.2 施設の放射線管理	183
7.3 個人線量の管理	186
7.4 放射線計測器の管理	187
7.5 放射性同位元素等の保有状況	188

付 錄

1. 外部投稿	191
2. JAERI-(Research, Data/Code, Tech, Review, Conf)レポート	196
3. 所内資料	198
4. 口頭発表及び講演	199
5. 特許及び登録	206
6. 受託調査・研究	206
7. 講師招へい（講演）	206
8. 所外研修コースへの協力	206
9. 所内研修コースへの協力	207

Contents

1. Research on Health Physics	7
1.1 Research on Radiation Risk	8
1.1.1 Simulation of Radiation Induced DNA Damage	9
1.1.2 DNA Oxidative Damage and Repair : MD Studies	11
1.1.3 Mathematical Model of the Process of Carcinogenesis	13
1.1.4 Chemical Analysis of DNA Damage Induced by Direct Energy Transfer from Radiation	15
1.1.5 Analysis of Image Production Process for Environmental Risks	17
1.2 Research on Internal Dosimetry	19
1.2.1 Effect of Nuclear Decay Data on Dose Coefficients	20
1.2.2 Characterization of ^{38}Cl and ^{39}Cl Produced by High Energy Neutron Irradiation	22
1.2.3 Evaluation of Absorbed Fractions in Japanese Adult Male Voxel Phantom	24
1.2.4 Level of Natural Uranium in Urine of Japanese Population and its Application to Uranium Biokinetic	27
1.2.5 Development of Tissue Substitutes for Photon (2)	29
1.3 Research on External Dosimetry	31
1.3.1 Improvement of Computational Method to Produce Radiation Data Used for Dose Calculation (2)	32
1.3.2 Activation of Sodium in Human Body for Neutron Exposure in Criticality Accident	34
1.3.3 Synthesis and Characterization of a Soft-tissue Substitute for Neutron Dosimetry	36
1.3.4 Profile of Energy Deposition in Human Body Irradiated by High Energy Particles	38
1.3.5 Development of Neutron-monitor Detector Using Liquid Organic Scintillator Coupled with $^6\text{Li}+\text{ZnS}(\text{Ag})$ Sheet	40
1.4 Development of Calibration Standards and Measurement	42
1.4.1 Development of Spectrum Changeable Neutron Calibration Fields —Objective and Simulations of Neutron Spectra—	43
1.4.2 Development of a Moderated Neutron Detector for Establishment of Reference Neutron Field —Test for RI Neutrons and Mono-energetic Neutrons—	45

1.4.3	Effects of Phantom Material and Size on Calibration of Neutron Personal Dosimeters	47
1.4.4	Characteristics of a NaI(Tl) Scintillation Bar Detector for Measurement of Radioactive Contamination —Position and Energy Resolution	49
1.4.5	Development of High Efficiency Detector Improved for Low Energy Gamma-ray Detection	51
1.4.6	Background Characteristics of a Large-area Scintillation Detector Designed for in-situ Low Energy Gamma Spectrometry	53
2.	Radiation Control in Tokai Research Establishment	57
2.1	General	58
2.1.1	Controlled Areas	58
2.1.2	Release of Radioactive Gaseous and Liquid Wastes	59
2.1.3	Effective Dose due to Radioactive Noble Gases and Liquid Effluents in Environment	65
2.1.4	Radiological Incidents	66
2.1.5	Inventory of Radioisotopes	66
2.1.6	Public Dose Assessment for the Application of the Modification to the Nuclear Reactor License	67
2.2	Environmental Monitoring	68
2.2.1	Monitoring for Environmental Radiation	68
2.2.2	Monitoring for Environmental Samples	74
2.2.3	Chemical Analysis for Released Radioactive Materials and Environmental Samples	79
2.2.4	Measurement of Radioactivity in Samples	81
2.3	Radiation Monitoring in Facilities	83
2.3.1	Radiation Monitoring on the Repair Works in Radioisotope Production Laboratory	83
2.3.2	Radiation Monitoring on Irradiation Experiment for Rats and Mice in JRR-4	86
2.3.3	Radiation Monitoring on the Actual Dismantling Activity in Reprocessing Facility (5)	87
2.3.4	Work on Release of Controlled Area in Fluorine Chemistry Laboratory	89
2.3.5	Production of ^{82}Br by Fission Neutron Irradiation and Collection Efficiency of ACF Filter	91

2.3.6	Decontamination Work for Spend Fuel Transportation Cask of Nuclear Ship "MUTSU"	93
2.3.7	Work on Release of Controlled Area in Special Account Law for Electric Power Development Promotion Facility (2)	94
2.3.8	Characteristics of Articles Surface Contamination Monitor (1)	96
2.3.9	Characteristics of Articles Surface Contamination Monitor (2)	98
2.4	Individual Monitoring	100
2.4.1	Monitoring for External Exposure	100
2.4.2	Monitoring for Internal Exposure	103
2.4.3	Registration of Personnel Exposure	105
2.5	Maintenance of Monitors and Survey Meters	106
2.5.1	Maintenance of Survey Meters	106
2.5.2	Maintenance of Monitors	106
2.5.3	Maintenance of Calibration Equipment	108
2.6	Technical Development	109
2.6.1	Development of Statistical Analysis Code for Meteorological Data (W-View)	111
2.6.2	Environmental Dose Measurement with Radiophoto Luminescent Glass Dosimeters	113
2.6.3	Renewal of Centralized Monitoring System for Radiation Monitors in Accelerator Facility Area	115
2.6.4	Development of GM Surface Contamination Survey Meter Simulation Program (2)	117
2.6.5	Lifetime Evaluation of End-window Geiger-muller Tube	119
2.6.6	Repair of Program for Making a List of Radiation Control	121
2.6.7	Development of Alarm Signal Transfer System for Radiation Monitor	123
2.6.8	Renewal of Thermal Neutron Calibration Fields	125
2.6.9	Geometry and Peak Efficiencies of the Whole-body Counter with Maze-type Shielding Room	127
2.6.10	Development of the Surveillance System of Unusual Radiation Levels in the HTTR	130
3.	Radiation Control in Naka Fusion Research Establishment	132
3.1	Environmental Monitoring	132
3.2	Radiation Monitoring in Facilities	133
3.3	Individual Monitoring	135

3.4 Maintenance of Monitors and Survey Meters	136
3.5 Inventory of Radioisotopes	137
4. Radiation Control in Takasaki Radiation Chemistry Research Establishment	138
4.1 Environmental Monitoring	138
4.2 Radiation Monitoring in Facilities	140
4.3 Individual Monitoring	142
4.4 Maintenance of Monitors and Survey Meters	143
4.5 Inventory of Radioisotopes	144
5. Radiation Control in Oarai Research Establishment	146
5.1 General	146
5.1.1 Controlled Areas	147
5.1.2 Releases of Radioactive Gaseous and Liquid Wastes	149
5.1.3 Effective Dose due to Radioactive Noble Gases and Liquid Effluents in Environment	153
5.1.4 Radiological Incidents	154
5.1.5 Inventory of Radioisotopes	154
5.2 Environmental Monitoring	155
5.2.1 Monitoring for Environmental Radiation	155
5.2.2 Monitoring for Environmental Samples	158
5.3 Radiation Monitoring in Facilities	163
5.3.1 Radiation Control in the Work with Filter Exchange of Primary Gas Circulator of the HTTR	163
5.4 Individual Monitoring	167
5.4.1 Monitoring for External Exposure	167
5.4.2 Monitoring for Internal Exposure	168
5.5 Maintenance of Monitors and Survey Meters	169
5.5.1 Maintenance of Survey Meters	169
5.5.2 Maintenance of Monitors	170
5.5.3 Measurement of Radioactivity in Samples	171
6. Radiation Control in Kansai Research Establishment	172
6.1 Environmental Monitoring	172
6.2 Radiation Monitoring in Facilities on the Kizu Site	174
6.3 Individual Monitoring	175

6.4 Maintenance of Monitors and Survey Meters	176
6.5 Inventory of Radioisotopes	177
7. Radiation Control in Mutsu Establishment	178
7.1 Environmental Monitoring	178
7.2 Radiation Monitoring in Facilities	183
7.3 Individual Monitoring	186
7.4 Maintenance of Monitors and Survey Meters	187
7.5 Inventory of Radioisotopes	188

Appendix

1. Journal Papers	191
2. Papers Published as JAERI—(Research, Data/Code, Tech, Review, Conf) Report	196
3. Papers Published as Internal Report	198
4. Oral Presentations	199
5. Patents	206
6. Entrusted Works	206
7. Lectures by Outside Persons	206
8. Training Courses for Outside Organizations	206
9. Training Courses in JAERI	207

This is a blank page.

まえがき

日本原子力研究所東海研究所保健物理部及び各支分事業所関連部における保健物理部門の業務には、保健物理研究と放射線管理業務がある。保健物理研究では、科学的基盤に立脚した合理的な放射線防護体系の構築に貢献することを目標に、原子力委員会の原子力長期計画及び原子力安全委員会の安全研究年次計画に取り上げられている幾つかの研究課題に重点を置き研究開発を進めている。放射線管理業務では、日本原子力研究所の各事業所の様々な研究開発を円滑に推進するために、施設及び放射線業務従事者の放射線管理、並びに施設周辺住民の放射線に対する安全確保に係る業務を遂行している。

2002年度の保健物理研究において、放射線リスクに関する研究では、放射線の初期影響過程の微視的なメカニズムを解明するために、DNAの損傷及び修復に関するシミュレーション計算を実施するとともに、陽子線による飛跡構造計算コードを開発した。内部被ばく防護に関する研究では、大強度陽子加速器施設における内部被ばく線量評価技術を確立するために、高エネルギー中性子でArガスを照射したときに生成されるガス状成分を分析し性状を解明した。外部被ばく防護に関する研究では、高エネルギー放射線に対する線量評価法を確立するために、高エネルギー粒子が人体に入射した際に生成される種々の2次荷電粒子のLET及び吸収線量への寄与割合を定量的に明らかにした。線量計測技術の開発では、連続スペクトルを有する中性子校正場のトレーサビリティーを確立するために、減速型基準移行用中性子測定器を開発し、検出器応答性能を実験及び計算で確認した。

2002年度の放射線管理業務では、東海研究所及び各支分事業所における原子炉施設、核燃料物質使用施設等の施設周辺のモニタリング、施設及び放射線業務従事者の放射線管理、個人被ばく線量の管理、放射線測定器の維持管理等の業務を2001年度に引き続き滞りなく実施した。また、放射線測定機器、モニタ集中監視装置等の更新整備を年次計画に沿って進めるとともに、放射線管理業務に関連する技術開発を行い、管理の効率化と機能の充実を図った。さらに、施設の老朽化等に適切に対処するとともに、放射線管理技術者の育成に努めた。

日本原子力研究所と核燃料サイクル開発機構の二法人統合に関する2001年12月の政府決定を受け、新法人における保健物理研究と放射線管理業務のあり方等に関する検討を行っている。

また、放射線防護や原子力防災に係る所内外の研修事業に協力するとともに、国等からの要請に基づき防護基準の策定等に係る検討に貢献した。

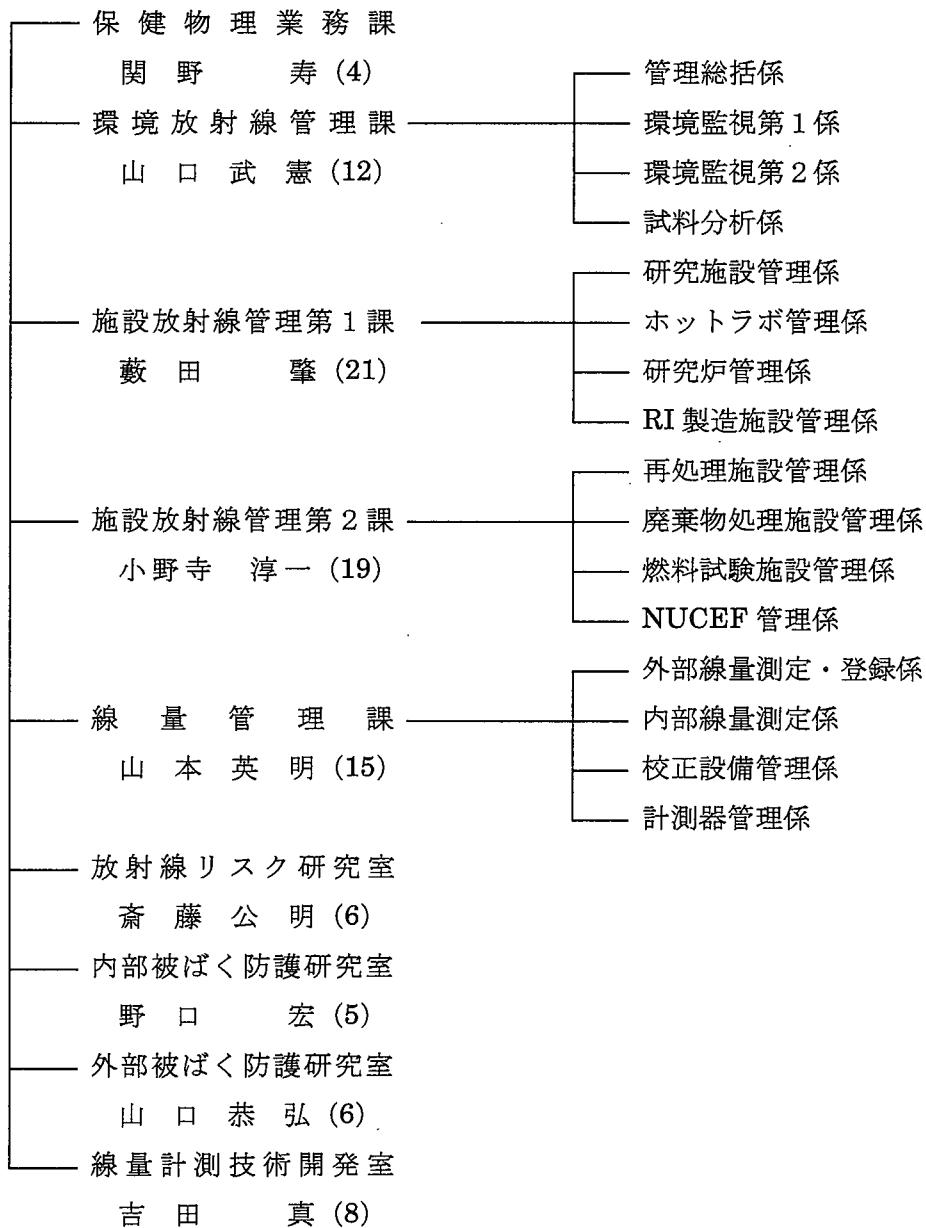
(松鶴 秀夫)

東海研究所保健物理部

松 鶴 秀 夫 (108)

2003 年 3 月 31 日現在

() 内職員数



那珂研究所管理部

日 垣 衆 司
安 全 管 理 課
松 下 紘 三 (7)

保安管理係
放射線管理第1係
放射線管理第2係

高崎研究所管理部

山 根 芳 文
安 全 管 理 課
佐 藤 隆 一 (6)

保安管理係
放射線管理第1係
放射線管理第2係

大洗研究所保安管理室

茂 木 春 義
放 射 線 管 理 課
佐 藤 信 行 (22)

個人線量係
環境監視係
廃棄物処理施設係
JMTR 係
ホットラボ係
HTTR 係

関西研究所管理部

富 田 祐 介
安 全 管 理 課
間 辺 巍 (4)

むつ事業所管理部

田 中 貢
保 安 管 理 課
三 浦 吉 史 (5)

保安管理係
放射線管理係
環境監視係

as of March 31, 2003

() : Number of Personnel

Department of Health Physics,

Tokai Research Establishment (108)

- Health Physics Administration Division (4)
- Environment Radiation Control Division (12)
- Facility Radiation Control Division I (21)
- Facility Radiation Control Division II (19)
- Dosimetry Management Division (15)
- Radiation Risk Analysis Laboratory (6)
- Internal Dosimetry Laboratory (5)
- External Dosimetry Laboratory (6)
- Calibration Standards and Measurement Division (8)

Department of Administrative Services,

Naka Fusion Research Establishment

Safety Division (7)

Department of Administrative Services,

Takasaki Radiation Chemistry Research Establishment

Safety Division (6)

Office of Operational Safety Administration,

Oarai Research Establishment

Radiation Control Division (22)

Department of Administrative Services,

Kansai Research Establishment

Safety Division (4)

Department of Administrative Services,

Mutsu Establishment

Operation Safety Administration Division (5)

研 究

Research

This is a blank page.

1. 保健物理研究

保健物理研究では、放射線リスクに関する研究、内部被ばく防護に関する研究、外部被ばく防護に関する研究及び線量計測技術の開発を実施した。

放射線リスクに関する研究では、放射線の初期影響過程の微視的なメカニズムを解明するために、突然変異性を示す酸化性損傷である 8-オキソグアニンに対する分子動力学シミュレーションを行い、損傷による静電エネルギーの変化の効果を明らかにした。また、シミュレーション計算に必要な基礎データを得るために、DNA 損傷の化学的性質に関する実験解析を開始した。高 LET 放射線による DNA 損傷等を解析するために、陽子線による飛跡構造計算コードを開発した。腫瘍形成過程について解析可能な発がん数理モデルの開発を進めた。環境中で事故が発生しその影響が人体に及ぶ場合のリスク判断に関する調査を実施した。

内部被ばく防護に関する研究では、大強度陽子加速器施設における内部被ばく線量評価技術を確立するために、高エネルギー中性子で Ar ガスを照射したときに生成されるガス状成分を分析し性状を解明した。約 740 核種を対象に、内部被ばく線量計算における放射性核種崩壊データベースの更新の影響を調べた。光子の吸収割合に関して、日本人平均男性ボクセルファントムとボクセル化した MIRD ファントムを用いた場合を比較し、両者の差の原因を解析した。核破碎核種等の体外計測に必要な呼吸気道ファントムを開発するために、人体各部の組織等価材を合成し、光子透過率等の特性を評価した。ウランを扱わない職業人を対象として、プラズマ誘導結合型質量分析装置を用いて尿中 ^{238}U を測定し、バックグラウンドレベルが対数正規分布であることを明らかにした。

外部被ばく防護に関する研究では、高エネルギー放射線に対する線量評価法を確立するために、高エネルギー粒子が人体に入射した際に生成される種々の 2 次荷電粒子の LET 及び吸収線量への寄与割合を定量的に明らかにした。また、広エネルギー帯域用新型中性子モニタを開発するために、ホスウィッチ型検出器を試作し、十分な入射粒子弁別性能を有することを確認した。中性子線量計測用ファントムに用いる軟組織等価材の特性を実験及び計算で解析し、十分な性能を有することを確認した。臨界事故時の迅速な線量評価法を開発するために、人体内の ^{24}Na 生成量から吸収線量への換算係数を計算し、実験により検証した。

線量計測技術の開発では、加速器中性子源を用いたスペクトル可変校正場を開発するために、減速材の種類や放出角度と平均エネルギーや線量率の関係を計算により評価した。連続スペクトルを有する中性子校正場のトレーサビリティを確立するために、減速型基準移行用中性子測定器を開発し、検出器応答性能を実験及び計算で確認した。低レベル放射性廃棄物等の迅速な放射能測定技術を開発するために、高効率ハイブリッド検出器の基礎特性試験を実施した結果、低エネルギー領域の検出限界を大幅に改善できた。放射性核種の汚染評価に用いるため、棒状 NaI(Tl)シンチレータを用いた簡易測定システムの基礎特性試験を行い、位置分解能及びエネルギー分解能を評価した。

(山口 恭弘)

1.1 放射線リスク研究

放射線リスクに関する研究は、最新の科学的知見に基づいた合理的な放射線防護システムの基盤を提供することを目的としている。このために、分子レベルにおける放射線影響の機構解明を目指し、DNA 損傷過程及び修復過程に関するシミュレーションを用いた研究を実施している。また、シミュレーション計算の基礎データを取得する目的で、DNA 損傷の化学的性質を調べる研究を行った。一方、メカニズムに立脚した放射線影響評価手法の開発に貢献することを目指し、細胞発がんモデルの開発を進めている。さらに、健康影響の共通リスク指標の理解に資するため、リスクの受容・認知の調査を行った。2002 年度の主な研究内容・成果は以下のとおりである。

(1) DNA 鎖切断誘発過程のモンテカルロシミュレーション

高 LET 放射線による飛跡構造及び DNA 損傷の性質について解明する研究の一環として、陽子線による飛跡構造計算コードを開発した。このコードでは、減速の途中で陽子 (H^+) が電荷交換により水素原子 (H^0) に変換する過程及びその逆の過程も考慮し、 H^+ あるいは H^0 による直接の電離・励起、並びに 2 次電子による電離・励起によるエネルギー付与過程を詳細にシミュレーションできる。テスト計算により、妥当なシミュレーションが行われることを確認した。

(2) DNA 損傷認識と修復に関する分子動力学シミュレーション

突然変異性を示す酸化性損傷である 8-オキソグアニンに対する分子動力学シミュレーションを昨年に引き継ぎ行った。今年度は特に、損傷による静電エネルギーの変化に関する詳細な解析を実施した。その結果、DNA の損傷部分とその他の部分の間には強い静電反発力が生じ、これにより塩基が DNA 外に飛び出すフリップアウト現象や DNA 構造の崩壊が引き起こされることが分った。

(3) DNA 損傷の化学的性質の解析

DNA 損傷及び修復過程のシミュレーション計算に関する基礎データを取得する目的で、DNA 損傷の化学的性質を実験により解析する研究を開始した。放射線による直接効果で生成される損傷の中で、修復され難い生物影響上重要な損傷の化学形態を明らかにすることを目指している。手始めに、DNA を構成する塩基の一つであるチミンに γ 線と軟 X 線を照射して生成物の解析を行った。

(4) 癌がん数理モデルの開発

細胞集団の物理的なダイナミクスを考慮し、腫瘍形成過程について解析できる癌がん数理モデルの開発を進めている。今年度は、細胞の状態を記述する物理パラメータを様々に変化させて解析を行った結果、がん細胞の増殖形態には 3 つのパターンが存在し、がん細胞が腫瘍の形態を形成しながら発達するには特定の物理的条件を満たす必要があることが明らかになった。

(5) 環境リスクイメージ形成のプロセスの分析

環境中における事故で人体に影響が及ぶ場合のリスク判断を下す時に、事故がなくても存在するバックグラウンドリスクが判断にどのような影響を及ぼすかを、一般公衆に対する質問紙調査により調べた。バックグラウンドリスクを提示した場合としない場合で、リスク判断に明らかな差異が見られた。

(斎藤 公明)

1.1.1 放射線誘発 DNA 損傷のシミュレーション

放射線による生物学的效果を理解する上で、生体分子におけるエネルギー付与の微視的空間分布は重要である。これまで放射線による電離で生成した電子のナノスケールでの挙動及び電子に励起されて生じるラジカルの拡散過程をシミュレーションし、DNA鎖切断を評価するコードを整備・使用して、エネルギー付与分布とDNA鎖切断スペクトルの関係について研究を行ってきた。さらに放射線の線質による生体影響の違いの原因を、このような微視的シミュレーションで解明するためには、異なる線質の放射線の微視的なエネルギー付与を評価する必要がある。そこで、荷電粒子として最も基本的な陽子を対象とし、生体内での陽子によるエネルギー付与及び電子生成計算を行うプログラムを作成した。このプログラムは、陽子から生成する2次電子（デルタ線）及び陽子からの直接電離によるエネルギー付与を考え、ナノスケール（DNA レベル）での微視的エネルギー付与分布をシミュレーションするものである。

陽子（～数 100MeV）が人体に入射した際のエネルギー付与分布をシミュレーションするためのモデルは、陽子が水を通過した場合の次の物理過程を考慮して作成した。

- (1) 原子核との弾性・非弾性散乱
- (2) 陽子の電子捕獲による電荷交換過程
- (3) 原子の電離・励起（これから生成するデルタ線発生分布も含む）

陽子と水の間に生じる相互作用は、主に束縛電子との非弾性衝突（電離・電気的励起など）と弾性散乱である。陽子は弾性散乱によって進行方向が変わるが、エネルギーの移行は起こらない。エネルギーの移行は、電離・励起によって生じるため、エネルギー付与分布のシミュレーションには、非弾性衝突のみを考慮した。これは電子の場合と同様である。陽子の場合に電子と大きく異なる過程は、電荷交換過程である。これは、陽子がプラグビークの領域 ($< 0.3\text{MeV}$) にまで減速すると、高い確率で生じるようになる。すなわち、陽子が電子を捕獲して中性の原子になり、またこれが電子を剥ぎ取られて陽子になる過程である。この過程で生じる電子捕獲によって、作用の対象となる分子はイオン化する。また、電子損失によって中性原子の軌道電子が陽子と同じ速さで前方に飛び出しが、作用の対象分子のイオン化は生じない。この電荷交換過程により、 H^+ が生成する場合と H^0 が生成する場合がある。これらの過程を考慮して、微視的な飛跡構造を得るには、各種の断面積データが必要になる。そこで、先行研究により整備されてきている陽子の水分子に対する電子捕獲、電子損失、電離断面積を収集・分析し、これをモデル作成に用いた^{1),2)}。水分子についてのデータは気相のものであるが、密度を 1 g cm^{-3} として液相の場合の外挿値とした。2次電子エネルギースペクトルは、断面積の信頼性を確かめられている Rudd model による計算値を用いた^{3),4)}。これらのデータを用い、陽子の水における初期エネルギー付与の微視的空間分布を得ることのできるモンテカルロ飛跡計算コードを作成した。このコードを用いて得られた飛跡構造の例を図 1.1.1-1 および図 1.1.1-2 に示す。今後は、中性子による DNA 損傷研究へこのコードを利用したいと考えている。

（渡辺 立子）

参考文献

- 1) Miller J H and Green E S: Radiat. Res. 54, 343 (1973).
- 2) Toburen L H et al.: Phys. Rev. 171 114 (1968).
- 3) Rudd M E et al.: Phys. Rev. A., 31, 492 (1985).
- 4) Rudd M E et al.: Phys. Rev. A., 38, 6129 (1988).

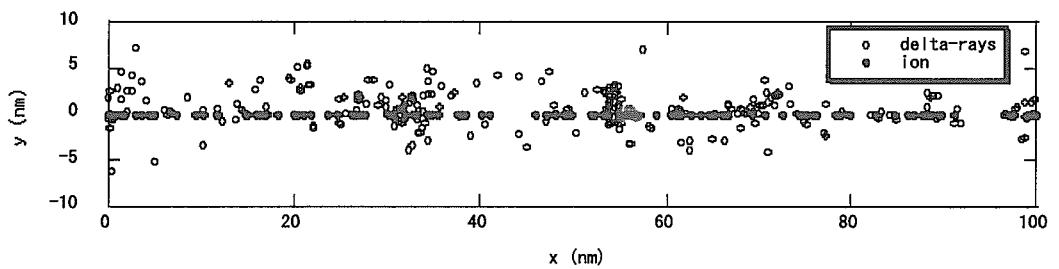


図 1.1.1-1 700 keVの陽子の水中でのエネルギー付与分布の例

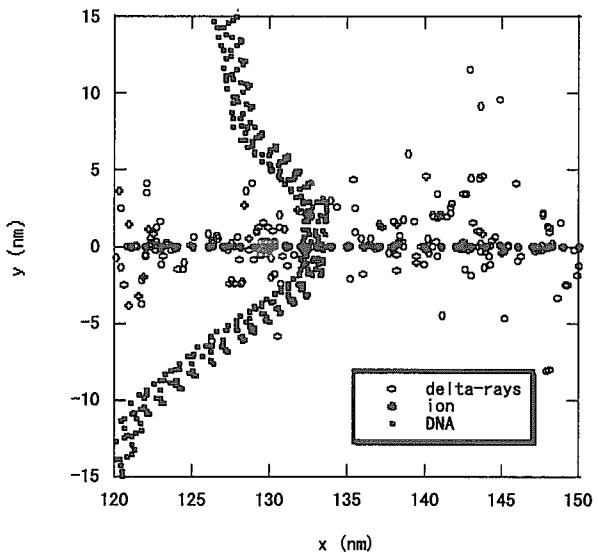


図 1.1.1-2 ブラッギピーク付近 (~100 keV)の陽子の水中でのエネルギー付与分布とDNA二重らせんモデルとのスケールの比較

1.1.2 DNA Oxidative Damage and Repair: MD Studies

– Role of Electrostatic Energy in Recognition –

Among the oxidative DNA lesions, the 7,8-dihydro-8-oxoguanine (8-oxoG), formed by oxidation of a guanine base in DNA, is considered to be one of the major endogenous mutagens contributing broadly to spontaneous cell transformation. Its frequent mispairing with adenine during replication increases the number of G-C → T-A transversion mutations. This mutation is among the most common somatic mutations detected in human cancers. Molecular dynamics (MD) simulations were performed for several DNA segments in lengths between 15 and 30 base pairs. These segments were lesioned with one or two 8-oxoGs' (modified nucleotide). In one DNA segment the native guanines at nucleotides positions 17 and 19 were replaced with two 8-oxoGs'. The analysis of results was focused on the electrostatic energy that is supposed to be significant factor causing the disruption of DNA base stacking in DNA duplex and may also to serve as a signal toward the repair enzyme informing on the presence of the lesion. The repulsive interaction between 8-oxoG and the entire DNA molecule was observed, which caused the extrahelical position of 8-oxoG. The repulsive electrostatic interaction between both 8-oxoG lesions contributed to the flipping out of one 8-oxoG and to the local instability of the lesioned DNA region. This position originates hole in DNA structure that may facility docking of enzyme into DNA. The extrahelical 8-oxoG may be also inserted into the enzyme cavity to further enhance stability of DNA-enzyme complex. The electrostatic potential at the surface of DNA close to the lesions has more negative value than the same region on the native DNA. This electrostatic potential may signal presence of the lesion to the repair enzyme. In order to determine the changes induced by the 8-oxoG lesion the MD simulation was performed also for the identical molecular system with the native DNA molecule. In this simulation, the native DNA did not undergo any significant structural changes and its B-DNA structure was well kept throughout the simulation. These results shall serve as a template for further studies of factors contributing to proper recognition of the oxidative base lesion and for the study on dynamical process of DNA-repair enzyme complex formation.

(M.Pinak)

References

- 1) PINAK, M.: Impact of the 8-oxoguanine on B-DNA molecule – molecular dynamics study, *J.Mol.Struct: THEOCHEM*, 583, 189 (2002).
- 2) PINAK, M.: 8-oxoguanine lesioned B-DNA molecule complexed with repair enzyme hOGG1 – molecular dynamics study, *J.Comput.Chem.* 24, 898 (2003).
- 3) PINAK, M.: Electrostatic energy analysis of 8-oxoguanine DNA lesion – molecular dynamics study. *Computers & Chem.*, (in press).

- 4) PINAK, M.: Impact of radiation damages on DNA structure determined by computational simulations, Central European Journal of Physics, 1, 179, (2003).
- 5) PINAK, M.: Recognition of carcinogenic DNA lesions by repair enzymes - molecular dynamics investigation, AACR Conference: Frontiers in Cancer Prevention Research. Boston, USA, October 14, (2002).
- 6) PINAK, M. and LAAKSONEN, A.: The effect of multiple 8-oxoguanine DNA lesions on DNA and its recognition by repair enzyme hOGG1 - molecular dynamics study, Biophysical Society 47th Annual Meeting, San Antonio, USA, March 1, (2003).

Table 1.1.2 - 1 Electrostatic energy of nucleotide with respective base. The specific value at the lesions is in bold. Calculated for all nucleotides within the simulated DNA segment (30-mers') and averaged over 1 ns of MD simulation.

Base	adenine	thymine	cytosine	guanine	8-oxoG
Electrostatic energy [kcal/mol]	15	0	-45	-37	-48

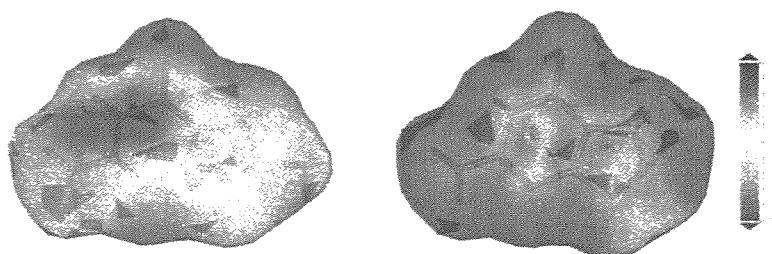


Fig. 1.1.2 - 1 Graphical representation of surface potential of native guanine (left) and 8-oxoG (right). Arrows point on the regions around C8-H8 and C8-O8 of native guanine and 8-oxoG, respectively. Surface potential of the 8-oxoG is more negative compared if with native guanine (surface of the same shadow connects all points that have the same potential value).

1.1.3 細胞集団発がん数理モデル

生物メカニズムに基づく放射線による発がんのリスクを評価する目的で、数理モデルの構築をしている。放射線による発がん過程の実験モデルとしてよく使用されるのは、放射線を照射した細胞の培養系である。発がんまでのプロセスを経時変化で見てみると、まず細胞内に進行した放射線によりDNAに損傷が生じ、その損傷を修復酵素が認識して修復を行う。ある特定の遺伝子において、修復されなかった傷が変異として残った場合、細胞がん化への一步を踏み出すことになる。ここで一般に、このような特定の遺伝子への変異が蓄積され、いわゆる多段階変化を通して細胞はがん化する。一般に遺伝子の突然変異の結果、その表現型も変化する場合もあり、それがフィードバックとして細胞内のダイナミクスに影響を与えていると考えられるが、通常の多段階モデルではそのような影響を取り入れるのは非常に困難であった。そこで、細胞レベルにおけるダイナミクスを以下のように物理的、生物的なレベルに分けて記述した細胞集団の発がんモデルを構築している。1) 細胞集団の物理的なダイナミクス(接着、変形/移動), 2) 多段階のがん化, 3) 細胞死, 4) 細胞分裂。

細胞の状態変化におけるパラメータは、主に各段階における細胞死の割合、及び突然変異率である。各細胞は突然変異の結果、がん化のより高い段階へと進行するが、その際細胞の物理的な特性も変化する。モデルにおけるパラメータを変化させてシミュレーションを行ったところ、がん細胞が増殖しない定常状態、がん細胞が増殖して系全体に広がる状態、及びがん細胞が腫瘍状の形態を形成しながら発達する状態という、大きく分けて3種類の状態が生じることがわかった。図1.1.3-1は腫瘍状の形態を形成する場合の各ステップにおけるシミュレーションのスナップショットである。このスナップショットから、変異を蓄積させた細胞ががん化し、腫瘍を形成する様が見て取れる。同じシミュレーションにおける、各段階の細胞数の経時変化のプロットが図1.1.3-2である。この図からも、がん細胞が時間とともに非線形に増殖していく様子がわかる。

モデル自体が空間構造を持つため、それに付随する任意パラメータ、例えば他の細胞とのコミュニケーション効果などを省略することが可能であり、腫瘍の形態と発がんプロセスの関係など、これまでなかなか議論することの難しかった領域も調べることが可能であると期待される。また、シミュレーションによって細胞がん化から腫瘍形成までを調べることが可能なため、将来的に細胞レベルにおける発がんと“個体における発がん”(腫瘍がある程度の大きさになるまで)の関係について議論が可能になると考えられる。つまり、細胞内の分子生物学的なダイナミクスと、もっとマクロで個体レベルの発がんに関係したこれまでの“発がんリスク”とを関連付けて議論できるのではないかと期待される。

(大内 則幸)

参考文献

- 1) MOLECULAR BIOLOGY OF THE CELL 3rd Ed. Alberts, et. Al. Garland Publishing (1994).
- 2) J.A.Graizer, F.Graner Phys. Rev. E 47, 2128 (1993).
- 3) N.B.Ouchi, et.al. Physica A (to be published).

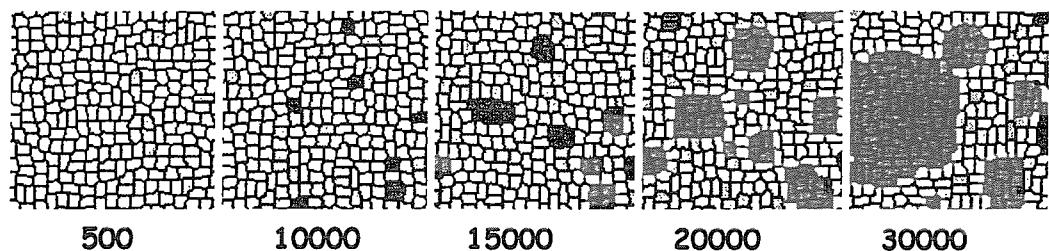


図 1.1.3-1 シミュレーションのスナップショット

色の濃いものががん化の度合いが高く、黒いものががん細胞である。細胞数は約 250 個。

図中の数字はシミュレーションのタイムステップ。

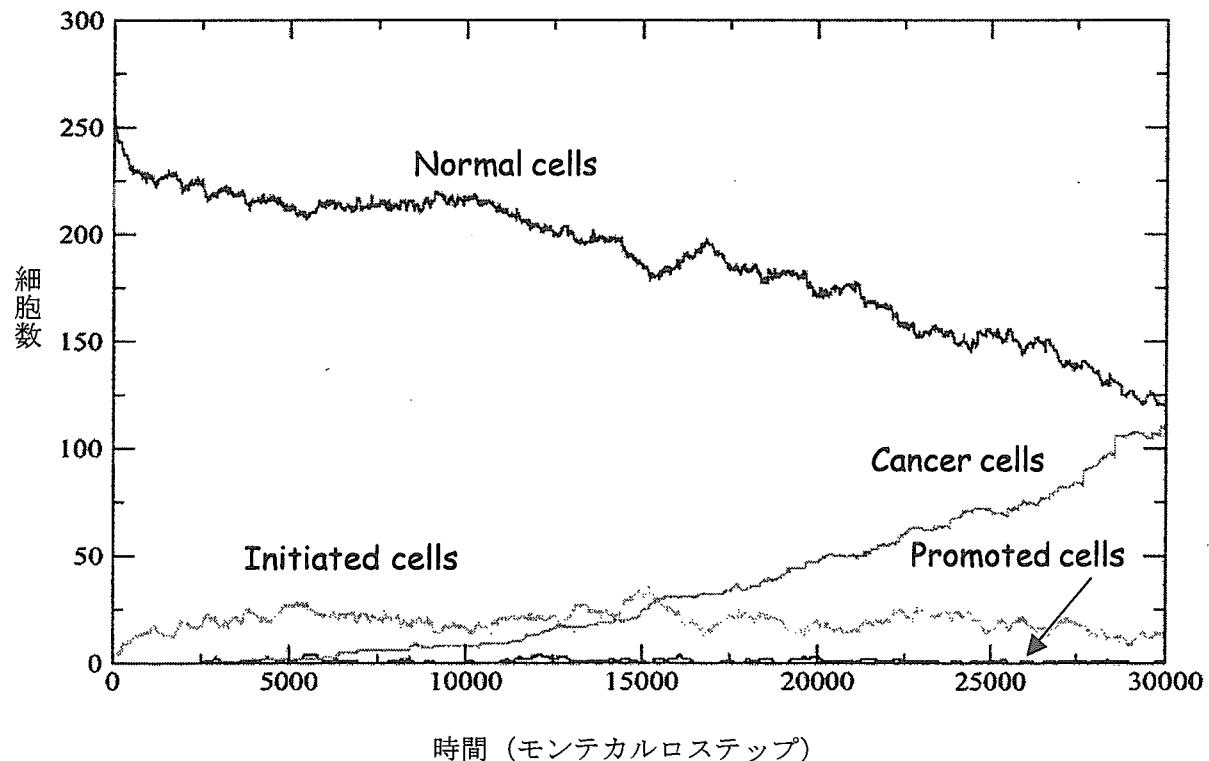


図 1.1.3-2 シミュレーションにおける細胞数の時間変化。

1.1.4 放射線エネルギーの直接付与によって生じるDNA損傷の化学的性質の解析

従来、放射線によるDNA損傷の原因のほとんどは、水の放射線分解によって生じるOHラジカルとされ(間接効果)、この効果によって生じる核酸塩基損傷の化学構造が多数決定された。さらに、化学合成による含損傷塩基オリゴヌクレオチドを用いて各種修復酵素による修復機能の研究もなされ、多くの反応速度論的な情報が得られている。一方、入射放射線(あるいは2次電子)からの直接エネルギー付与による損傷(直接効果)については希少な現象として大方無視され、その損傷の化学的性質はほとんど知られていない。さらに、付与された放射線エネルギーとDNA分子変化に関する定量的性質もほとんど知られていない。本研究は、上述の放射線生物学におけるニッチ領域を補完すべく、DNA損傷の化学的実態及び定量的性質を追求するものである。

上記目的の初期アプローチとして、DNA塩基の一つであるチミンを照射用試料に選択した。また放射線源として、高フラックス単色軟X線を取り出せる放射光(関西研究所 SPring-8(BL23SU))及び⁶⁰Coγ線(高崎研究所)を用いた。チミンはSiプレートに真空蒸着したものを用い、真空中で照射を行った。放射光のエネルギーは、窒素K殻吸収端下(395 eV)、同殻吸収端上共鳴吸収ピークの一つ(407 eV)、酸素K殻吸収端上共鳴吸収ピークの一つ(538 eV)を用いた。照射サンプルは高速液体クロマトグラフィー(HPLC)により解析した¹⁾。

HPLC分析の結果、放射光、γ線のいずれにおいても、チミン分解物の種類に大きな違いはなかった。分解物には、dihydrothymine(DHT)、5-hydroxymethyluracil(HMU)、5-formyluracil(foU)が含まれていることがわかった。放射光照射の場合には、uracil(U)もわずかながら確認できたが、γ線照射では検出限界に近くU生成の確認には至らなかった。また、両光源とともにチミンより疎水性の未知化合物(Product 2-4等)が認められた(図1.1.4-1)。これら疎水性の化合物はいずれも260nm付近にUV吸収が存在することから、それらのいくつかはチミンのπ電子共鳴系を残したチミンの多量体であると考えられる。

放射光エネルギー間及びγ線で、定量的に明確な違いが認められた(図1.1.4-2)。吸収エネルギー生成量関係の傾きは、γ線>>395 eV光子≒407 eV光子>538 eV光子であった。HPLCで確認できる化合物はプレートに残っているもののみであり、プレートから離脱した低分子フラグメントの量的性質については不明であるが、吸収エネルギーが同じでも照射光子エネルギーによってチミン分解物が定量的に違うということが明らかになった。これは、それぞれの2次電子スペクトル及びその飛跡密度の違いを反映していると考えられる。また、放射光軟X線照射の場合、チミン多量体と予想されるProduct 2-4等の生成率が、γ線照射の場合より高い傾向が認められた。飛跡密度が高い、あるいは低エネルギー電子近傍の物質間ではラジカル同士の結合反応などが生じやすく、そのために元の物質より疎水性の化合物がより多く生成することをこの結果は示唆している。

(赤松憲)

参考文献

- 1) Akamatsu K., Fujii K. and Yokoya A.: Radiat. Res., (to be published).

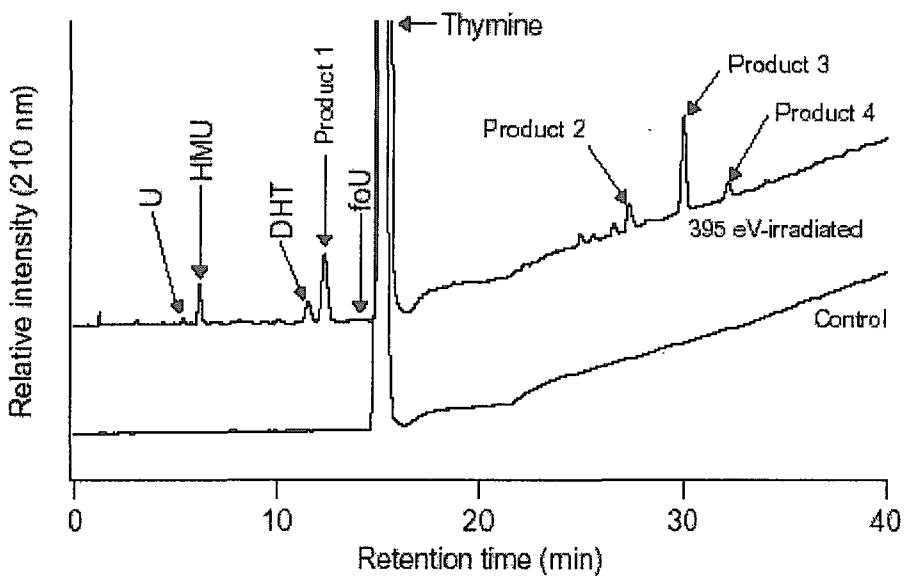
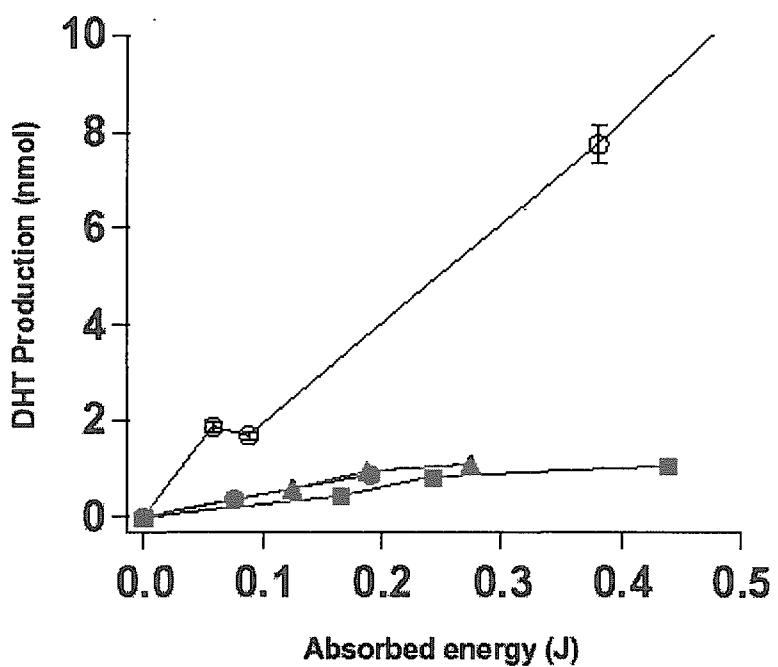


図 1.1.4-1 395 eV の放射光単色軟 X 線を照射したチミンの HPLC クロマトグラム

図 1.1.4-2 吸収エネルギーと DHT 生成量の関係
(● : 395 eV、▲ : 407 eV、■ : 538 eV、○ : γ 線)

1.1.5 環境リスクイメージ形成のプロセスの分析

(1) 研究背景

「リスク」は、一般的には「望ましくない結果をもたらす確率」と「その望ましくない結果の程度」の2値により決定されると定義されている。例えば、放射線被ばく事故によるリスクは、被ばくにより発がんする確率と発がんした場合の死亡確率（あるいは余命損失）で表すことができる。一方、リスクに関する判断を人間が行う場合には、このほかに日常的リスクの存在も重要な判断の要素となる。放射線のリスクでは、環境放射線による日常的な被ばくの存在は無視できない。しかし、ある事象に対するリスク判断モデルには「日常的リスク」のパラメータは一般に含まれておらず、上記の2値が独立に人間により評価され、その主観的評価の組み合わせによりリスク判断が決定されるとしている。本実験では、一般公衆のリスク判断において、日常的リスクがどのような影響を及ぼすか、また、上記の2値は独立に判断されているのかを分析することを目的とした。

(2) 実験

(a) 被験者

一般公衆55人を対象とした。

(b) 要因配置

次のような3要因配置を行った。

(I) 事故によるリスク発生確率（事故確率）は10/100万、1000/100万、5万/100万、40万/100万の4種類とした。

(II) 事故が起きてしまった場合の死亡確率として5%、40%の2種類を考えた。

(III) 事故に遭遇しない場合のバックグラウンドリスク発生確率（バック確率）としては、①事故確率より低い（差が小）、②事故確率より低い（差が大）、③事故確率より高い（差が小）、④事故確率より高い（差が大）の4つの状況を想定した。

(c) 手続き

上記の要因を様々に組み合わせた質問を作成し、被験者に対する質問紙調査を行った。順序効果を考慮して、質問項目はランダムに提示した。

(d) 質問紙項目

本実験では既存のイメージを排除するため、架空の有害物質 α 並びに病気「トラテーマ」をリスク源として使用した。バックグラウンドリスクがあるケースとないケースを想定し、それぞれ次のような情報提示を行った。

[バック確率なし項目] 工場の事故により有害物質 α が漏れた。有害物質 α により病気「トラテーマ」になる可能性がある。「トラテーマ」になると死亡する可能性もある。

[バック確率項目] 上記の条件に次を付加する。事故に遭遇せず日常生活を送っているだけで「トラテーマ」にかかる可能性がある。

被験者によるリスク評価は、情報・要因を提示した後、事故についてどう感じるかを「非常に恐ろしい」を1、「全く恐ろしくない」を0として、その間の任意の数を回答してもらうことにより行った。

(3) 本実験の仮説

以下の3つの仮説設定を行った。

- (a) バック確率は、発生確率の評価に影響を及ぼす。
- (b) バック確率が事故確率より高いか低いかにより、リスク評価の差異がみられる。また、その程度は死亡確率が高くなれば強まる。
- (c) バック確率と事故確率の類似度が、リスク評価に影響を及ぼす。つまり、差値が大きくなればリスク評価も過大又は過小評価される。

(4) 結果

仮説(a)について：バック確率を所与とした場合には、確率値の大小にかかわらず、所与としない場合より、事故によるリスクを低く評価された。この結果により、(a)は支持された。また、バック確率より事故確率が高い場合でも、一般的にバック確率が提示されない場合に比べて事故イメージは改善されることが分かった。

仮説(b)について：死亡確率40%のケースにおいてのみ、バック確率が事故確率より低い方が、高い場合に比べてリスク評価が高い傾向がみられた。つまり、死亡確率が事故への衝撃度に影響を及ぼし、相対的に事故への反応が敏感になるといえた。このことから、リスク評価は死亡確率値と発生確率値の2値の独立評価ではなく、日常的なリスクの発生確率を含めた3値が互いに影響を及ぼし、イメージが形成されるといえた。

仮説(c)について：バック確率と事故確率の差異が大きいケースでは、バック確率が事故確率より大きい場合は過小評価が、反対に小さい場合は過大評価がみられた。このことから、リスク評価は日常リスクとの相対比較で行われており、日常リスクに関する情報の提示は重要であるといえる。

(斎藤 聖子)

1.2 内部被ばく防護研究

原研が整備した新しい線量計算用放射性核種崩壊データベース DECDC と従来用いられてきた崩壊データベース (ICRP Publication 38) の違いが線量係数 (Sv/Bq) に及ぼす影響を明らかにするため、DECDC を用いて約 740 核種の線量係数を計算し、ICRP Publication 38 に基づいて計算した線量係数との違いを解析した。その結果、約 80% の核種について、その違いは±5% 以内であり、崩壊データベースの違いの影響は小さいことが分かった。しかし、いくつかの核種については大きな差が見られ、 β 線及び電子線のエネルギーと放出率の更新がこの違いに最も影響していることが明らかとなった。

大強度陽子加速器施設における作業者の安全確保に必要な内部被ばく線量評価及び防護技術を確立するため、TIARA の高エネルギー準単色中性子を Ar ガスに照射し、核反応によって生成された浮遊性放射性ガスの性状を調べた。その結果、生成された放射性塩素は活性炭素繊維フィルタに捕集されるガス状成分として存在するとともに、壁面に沈着しやすいこと、さらに、放射性硫黄が酸性ガス状成分として存在することが明らかとなった。

線量係数の評価に必要な放射線エネルギーの吸収割合について、日本人に対する信頼性の高い値を評価し、吸収割合に及ぼす体格、姿勢及び性の影響を解明することを目的に、これまでに日本人成人男性の平均的体格を有する全身ボクセルファントム（以下「JM ファントム」という。）を開発した。2002 年度は JM ファントムにおける吸収割合の特性を明らかにするため、光子の吸収割合を評価するとともに、ボクセル化した MIRD 型ファントムの吸収割合と比較した。その結果、いくつかの臓器の吸収割合について、臓器の形状や臓器間の距離の差に起因すると考えられる違いのあることが分かった。

核破碎核種や低エネルギー光子放出核種の体外計測に必要な呼吸気道ファントムを開発するため、呼吸気道部等を表現するのに必要な人体の肺、軟組織、筋肉、筋肉+10% 脂肪、軟骨、喉頭、気管、甲状腺、腎臓、肝臓、皮膚、脳について、それぞれの組織等価材を開発した。Pu の LX 線と同程度なエネルギーの光子を放出する ^{99m}Nb (16.6keV) を用いて、これらの等価材の光子透過率及び密度を実測した。その結果、開発した組織等価材はいずれも ICRP Publication 23 の Reference Man のデータと良く一致することが分かった。

ウランの摂取量を尿のバイオアッセイにより正確に評価するためには、日常の食事等から摂取されるウランの尿中排泄量のバックグラウンドレベルを把握しておく必要がある。このため、ウランによる職業被ばくのない成人男性 154 名及び成人女性 14 名のボランティアから尿試料を採取し、尿中の ^{238}U とクレアチニン濃度をプラズマ誘導結合型質量分析装置により測定した。その結果、尿中 ^{238}U のバックグラウンドレベルは対数正規分布をしていることを明らかにした。また、この結果を用いて、この集団の胃腸管吸収割合 (f_1 値) を算出した。

(野口 宏)

1.2.1 線量係数に及ぼす崩壊データベースの影響

国際放射線防護委員会 (ICRP) が提供してきた内部被ばく線量評価のための線量係数 (Sv/Bq) は、これまで ICRP Publication 38¹⁾に示された線量計算用崩壊データに基づいて計算されてきた。最近、原研は Publication 38 に収録されている約 820 核種のデータを更新するとともに、加速器施設等で生成される約 160 核種を追加した新しい線量計算用放射性核種崩壊データベース DECDC を整備した²⁾。本研究では、DECDC を用いて ICRP Publication 72³⁾に収録されている約 740 核種の線量係数を再計算し、ICRP Publication 38 の崩壊データに基づく線量係数との違いを解析した。

線量係数の計算には、原研が開発した線量係数計算用コード DOCAP を用いた。線量係数に及ぼすコードの違いの影響を排除するため、Publication 38 の崩壊データを用いた線量係数もこのコードを用いて計算した。線量係数は、公衆（成人、15 歳、10 歳、5 歳、1 歳、3 か月児）に対して、経口摂取及び吸入摂取別に計算した。吸入摂取時のエアロゾルの粒径は 1μm とし、吸収速度（タイプ F, M, S）別に計算した。また、同じ核種について複数の f_1 値が ICRP によって与えられている場合は、それごとに計算した。さらに、線量係数の違いを解析するため、次式で表される線量係数の差 D (%) を計算した。

$$D = 100 \times (e_{\text{DECDC}} - e_{\text{ICRP38}}) / e_{\text{ICRP38}}$$

ここで、 e_{DECDC} : DECDC で計算した線量係数 (Sv/Bq), e_{ICRP38} : ICRP Publication 38 で計算した線量係数 (Sv/Bq) とする。

計算結果の例として、公衆成人及び 3 か月児に対する経口摂取時の D の頻度分布を図 1.2.1-1 と 1.2.1-2 に、それぞれ示す。その結果、いずれの場合も約 80% の核種について D は ±5% 以内であり、崩壊データベースの更新の影響は小さかった。しかし、いくつかの核種については大きな差が見られた。図 1.2.1-1において、D が 100% 以上の核種は Th-231, Tl-194, Ir-192n, Eu-155 であり、-30% 以下の核種は Te-123, Ce-135, Ta-173, Tb-156n であった（核種名の表記は DECDC に基づく）。3 か月児に対する頻度分布もほぼ同じ分布をしている。他の年齢及び吸入摂取に関する D の頻度分布もほぼ同様な傾向であった。しかし、核種ごとの D の値は年齢、摂取形態、吸収速度によって異なる場合が見られた。崩壊データベースの違いにより D に差が現れた原因を解析するため、β 線及び電子線のエネルギーと放出率、γ 線及び X 線のエネルギーと放出率及び半減期の 3 種類のデータの更新と D の関係を調べた。その結果、β 線及び電子線のエネルギーと放出率の更新が最も影響していることが明らかとなった。

(野口 宏)

参考文献

- 1) ICRP: ICRP Publication 38 (1983).
- 2) Endo, A., Yamaguchi, Y.: J. Nucl. Sci. Technol., 38, 689 (2001).
- 3) ICRP: ICRP Publication 72 (1996).

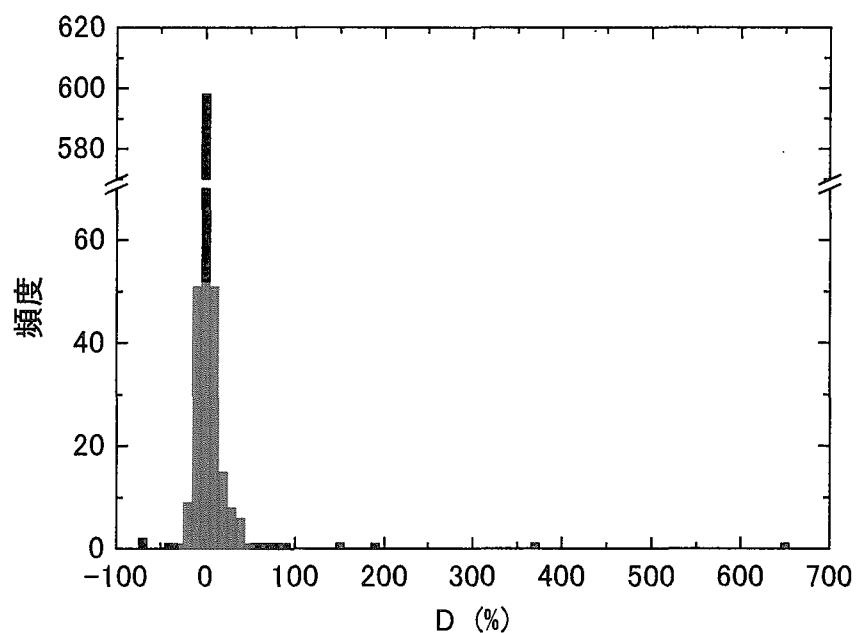


図 1.2.1-1 経口摂取時の公衆成人に対する線量係数の差 D の頻度分布

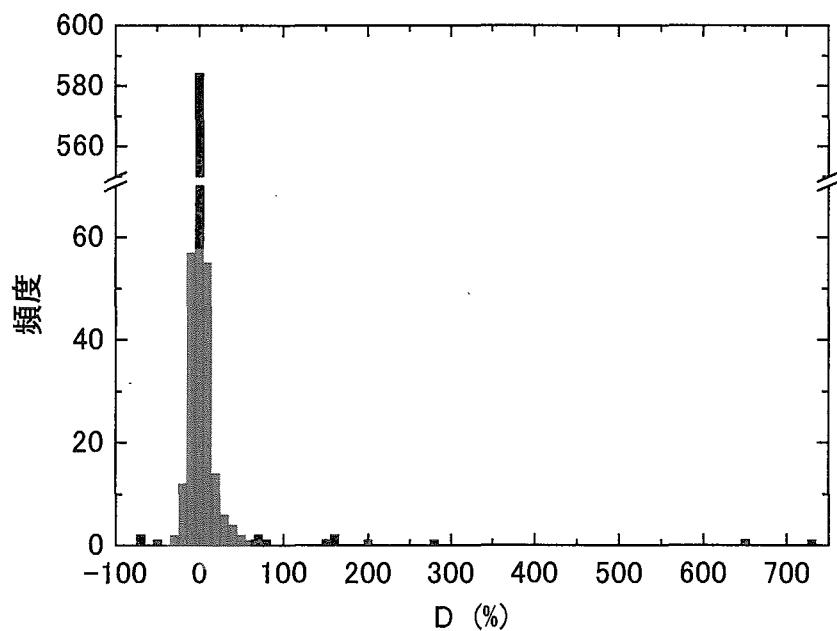


図 1.2.1-2 経口摂取時の公衆 3 か月児に対する線量係数の差 D の頻度分布

1.2.2 高エネルギー中性子照射により生成される放射性塩素ガスの性状

高エネルギー陽子加速器施設においては陽子の発生にともない、周辺機器及び加速器室内の空気が核破碎反応等により放射化され、様々な粒子状及びガス状の放射性核種が生成される。このような施設において、空気中に浮遊する放射性核種の吸入による内部被ばく線量を評価し、また、内部被ばく防護技術を検討する上では、生成核種の性状（粒径分布、化学形等）に関する情報がきわめて重要となる。このため、これまで原研・大学プロジェクト共同研究「陽子加速器施設における放射線安全性に関する研究」の一環として、高崎研 TIARA 準単色中性子照射場を利用して核反応によって生成された浮遊性核種の性状に関する実験を行ってきた^{1),2)}。2002 年度は、Ar ガスに中性子を照射して生成された放射性塩素の性状を調べる実験を行った。

実験は、TIARA 第 3 軽イオン室 LC0 コースにて実施した。照射容器（20 cm $\phi \times 100$ cm）内に Ar ガス及び乾燥空気を 9 : 1 の割合で封入し、40 MeV の準単色中性子を 90 分間照射した。照射期間中、流量率 3 l/min で照射容器内のガスを循環し、粒子捕集用ミリポアフィルタ（1 段）、酸性ガス捕集用アルカリ (Na_2CO_3) 含浸フィルタ（2 段）及び活性炭素纖維フィルタ（ACF）（3 段）から構成されたサンプラーを用いて、中性子照射により生成された放射性核種を弁別捕集した。照射終了後、フィルタを通過したガス状成分の有無を調べるために、ドライアイス・アセトンで冷却したステンレス鋼容器（160 cm³、約 20 g 粒状活性炭入）を ACF フィルタの後段に設置し、20 分間捕集を行った。また、放射性核種の照射容器内壁への沈着を調べるために、内壁表面にアルミ薄膜（6 cm $\phi \times 23$ 枚）を貼り、捕集終了後に容器から取り出して放射能を測定した。捕集フィルタ及びアルミ薄膜の放射能測定にはガスフローカウンタを用い、核種分析には Ge 半導体検出器を用いた。ステンレス鋼容器に捕集されたガス状成分の放射能測定には通気型のガス用電離箱を用いた。

図 1.2.2-1 に、容器内壁に貼ったアルミ薄膜の γ 線スペクトルを示す。この結果から、内壁に沈着した放射性核種は主に放射性塩素（ ^{38}Cl 及び ^{39}Cl ）であることが分かった。図 1.2.2-2 に各捕集フィルタの放射能をガスフローカウンタにより測定した結果を示す。ミリポアフィルタに捕集された量は全フィルタに捕集された量のわずか 4% であり、アルカリ含浸フィルタに 34%， ACF フィルタに 62% が捕集された。さらに、アルカリ含浸フィルタ及び ACF フィルタに捕集された成分は、そのほとんどが 1 段目に捕集された。ミリポアフィルタは捕集量が少なく核種を同定することができなかつたが、他のフィルタについて核種同定を行った結果、アルカリ含浸フィルタからは放射性硫黄（ ^{38}S ）が、 ACF フィルタからは放射性塩素（ ^{38}Cl 及び ^{39}Cl ）が検出された。また、アルミ薄膜の放射能測定結果から、容器内壁面に沈着した放射性塩素の量を算出した結果、ACF フィルタより約 240 倍高い値となった。これらのことから、放射性塩素は ACF フィルタに捕集されるガス状成分及び壁面に沈着しやすい成分として存在すること、放射性硫黄は酸性ガス状成分として存在することが明らかとなった。なお、ステンレス鋼容器からは放射能が検出されなかったことから、本実験では、ACF フィルタを通過した放射性ガス状成分は存在しなかつたと考えられる。

これらの放射性核種の性状に関するデータは、加速器施設における内部被ばく線量評価法及び被ばく防護技術を開発する上で有用な基礎的データになるものと考えられる。

（横山 須美）

参考文献

- 1) Endo, A. et al.: Appl. Radiat. Isotopes, 56, 615 (2002).
- 2) 佐藤薰他：“中性子照射による放射性エアロゾルの生成に及ぼす添加エアロゾルの影響”，日本原子力学会2002年秋の大会（第Ⅰ分冊）, 177 (2002).

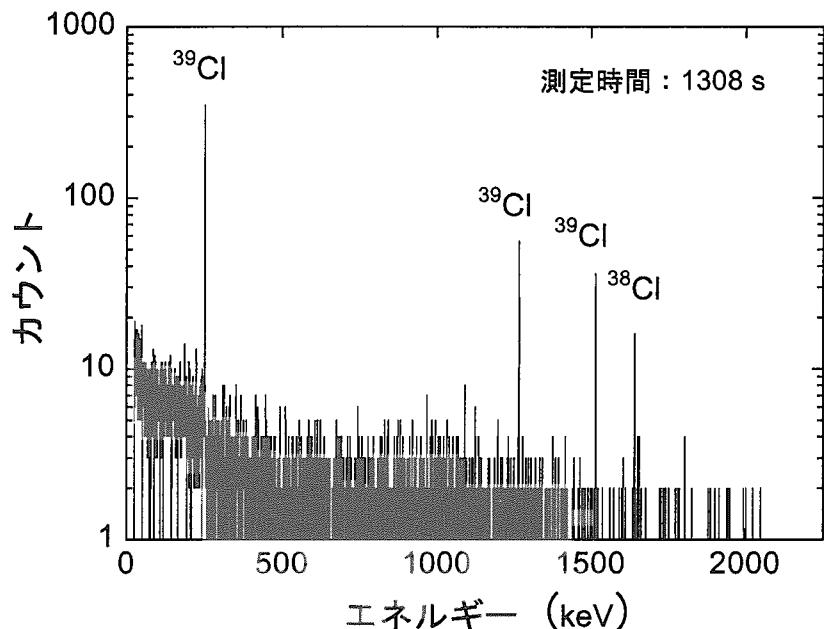
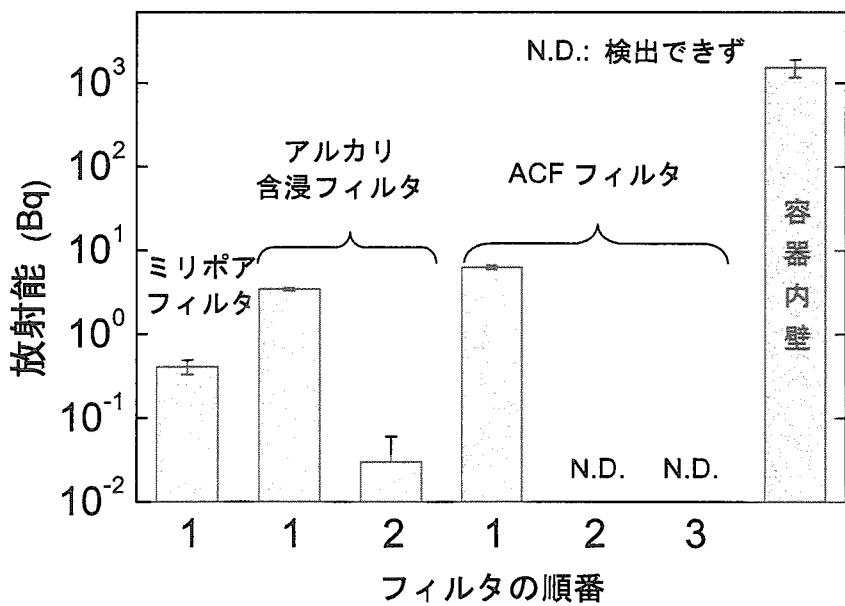
図 1.2.2-1 容器内壁に貼ったアルミ薄膜の γ 線スペクトル

図 1.2.2-2 各捕集フィルタの放射能測定結果

1.2.3 日本人成人男性ボクセルファントムを用いた吸収割合評価

信頼性の高い内部被ばくの線量係数 (Sv/Bq) を求めるためには、吸収割合（線源臓器から放出された放射線の全エネルギーのうち、標的臓器に吸収される割合）を正確に評価する必要がある。そこで、1999年度より、日本人に対する信頼性の高い吸収割合を評価し、それに及ぼす体格、姿勢及び性別の影響を解明する目的で、種々の体格の日本人のCT画像データを基に、コンピュータ上に臓器形状等を精密に再現したボクセルファントムを開発してきた^{1),2)}。2001年度には、日本人成人男性の平均的体格を有する成人男性ボクセルファントム（以下「JM ファントム」という。）を完成させた³⁾。2002年度は、開発した JM ファントムにおける光子の吸収割合を評価するとともに、ボクセル化した MIRD 型ファントム（以下「Voxel-MIRD ファントム」という。）の吸収割合と比較することによって、JM ファントムにおける吸収割合の特性を明らかにした。

吸収割合は、線源臓器が標的臓器と同じ又は線源臓器と標的臓器が違うケースについて計算した。線源として仮定した臓器領域は、脳、甲状腺、胸腺、肺、心臓壁、肝臓、副腎、腎臓、脾臓、脾臓、精巣、筋肉、脂肪、胆嚢、骨（骨髄を含む）、及び心臓、胆嚢、胃、小腸、上部大腸、下部大腸、膀胱等の内容物である。線源は線源臓器及び内容物に均一に分布し、0.1, 0.5, 1.0, 4.0 MeV の単色光子が放出されると仮定した。光子の吸収割合は、比吸収割合評価コード EGS4-UCSAF⁴⁾を用いて計算した。光子の断面積データは PHOTX^{*1}を用い、電子輸送には PRESTA^{*2}を使用した。相対誤差を 5%以下にするため、各計算において 2×10^7 から 2×10^9 個のヒストリーを発生させた。線源臓器と標的臓器が同じ場合について、0.1MeV の光子が放出されたと仮定したときの JM ファントムと Voxel-MIRD ファントムの吸収割合の比を図 1.2.3-1 に示す。計算した臓器のうち、JM ファントムの脳、胸腺、腎臓における吸収割合は、Voxel-MIRD ファントムと良く一致した。これは、両ファントムにおけるこれらの臓器の形状に大きな差が無いためと考えられる。一方、JM ファントムの副腎、脾臓、肺における吸収割合は、Voxel-MIRD ファントムと比較して約 20%異なることが明らかになった。これらの臓器のうち、肺については、JM ファントムの方が Voxel-MIRD ファントムよりも左右両肺間の距離が短いため、JM ファントムの吸収割合が大きくなつたと考えられる。さらに、副腎及び脾臓に関しては、両ファントムにおける臓器形状の差異が大きく影響していると考えられる。

線源臓器が腎臓である場合の種々の臓器に対する JM ファントムの吸収割合と Voxel-MIRD ファントムの吸収割合の比を表 1.2.3-1 に示す。この比は、標的臓器が下部大腸であるときが最も大きく、0.05MeV のエネルギーのとき 6.3 であった。また、吸収割合の比は、胃壁、脾臓、精巣、胸腺、甲状腺が標的臓器のときに比較的大きく、0.05MeV のエネルギーのとき、3 以上であった。これらの臓器における吸収割合の違いは、臓器間距離の違いが大きく影響していると考えられる。

また、線源臓器が脾臓である場合の JM ファントムの吸収割合と Voxel-MIRD ファントムの吸収割合の比を表 1.2.3-2 に示す。標的臓器が下部大腸、小腸、上部大腸、精巣、膀胱壁等の場合にお

*1 EGS4 コード用の材質データを作成するための PEGS4 プログラムで用いる光子断面積データ

*2 低エネルギー電子の軌跡をシミュレーションするためのプログラム

いて吸収割合に差が認められた。特に、下部大腸における吸収割合の比は 11.3 であり、両ファントムにおいて顕著な違いが認められた。

今後は、日本人女性並びに小柄な男性及び大柄な男性の精密全身ボクセルファントムの開発を行い、体格及び性が吸収割合に及ぼす影響の解析を進める予定である。

(佐藤 薫)

参考文献

- 1) 野口 宏：保健物理—管理と研究— No.42, JAERI-Review 2001-007, 29 (2001).
- 2) 佐藤 薫：保健物理—管理と研究— No.43, JAERI-Review 2001-041, 27 (2001).
- 3) 佐藤 薫：保健物理—管理と研究— No.44, JAERI-Review 2002-036, 25 (2002).
- 4) Kinase, S., et al.: Radiat. Protect. Dosim., (in press).

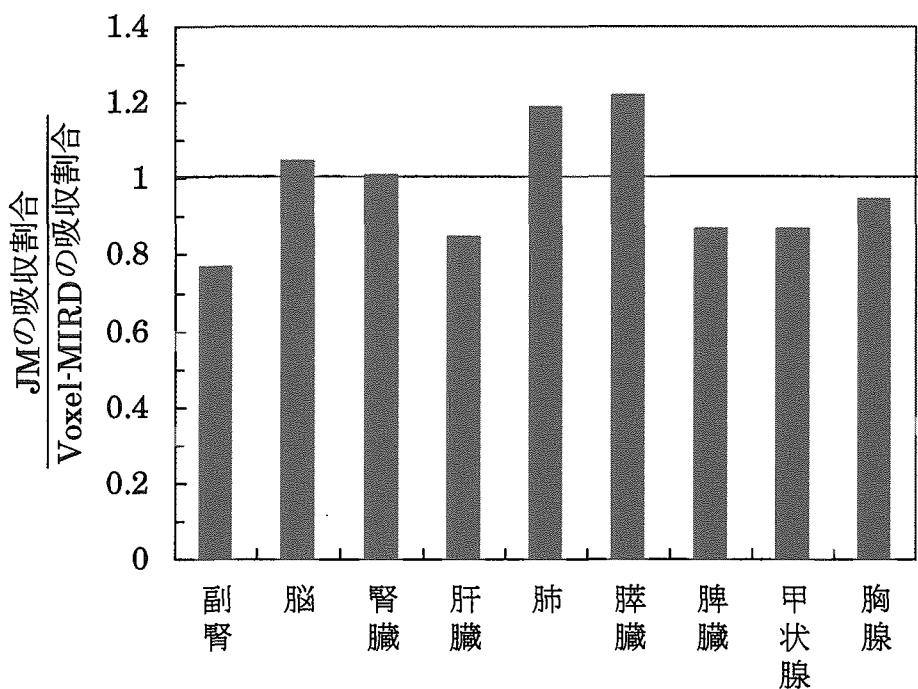


図 1.2.3-1 JM と Voxel-MIRD ファントムにおける吸収割合の比
(0.1MeV 光子が放出され、線源臓器と標的臓器が同じであると仮定)

表 1.2.3-1 線源臓器を腎臓としたときの Voxel-MIRD ファントムの吸収割合に対する JM ファントムの吸収割合の比

標的臓器	光子エネルギー(MeV)				
	0.05	0.1	0.5	1	4
副腎	1.4	1.3	1.3	1.3	1.2
脳	2.4	2.6	2.2	1.9	1.5
胆嚢壁	1.4	1.2	1.2	1.2	1.2
下部大腸壁	6.3	3.5	3.0	2.8	2.4
小腸 (内容物含む)	2.0	1.5	1.5	1.4	1.4
胃壁	3.2	2.6	2.7	2.7	2.6
上部大腸壁	2.6	1.8	1.9	1.9	1.7
心臓壁 (内容物含む)	2.0	1.6	1.6	1.5	1.4
腎臓	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0
肝臓	1.5	1.3	1.3	1.3	1.3
肺	2.8	2.5	2.3	2.2	2.1
脾臓	4.2	3.5	3.6	3.6	3.6
皮膚	0.5	0.7	0.7	0.7	0.7
脾臓	1.2	1.2	1.2	1.2	1.2
精巣	3.1	3.0	2.2	2.1	1.7
胸腺	3.8	2.5	2.2	1.9	1.9
甲状腺	4.6	5.0	3.0	2.3	1.9
膀胱壁	2.7	2.0	1.7	1.6	1.4

表 1.2.3-2 線源臓器を脾臓としたときの Voxel-MIRD ファントムの吸収割合に対する JM ファントムの吸収割合の比

標的臓器	光子エネルギー(MeV)				
	0.05	0.1	0.5	1	4
副腎	1.2	1.1	1.2	1.2	1.2
脳	1.1	1.4	1.3	1.2	1.2
胆嚢壁	1.6	1.4	1.6	1.5	1.5
下部大腸壁	11.3	4.9	4.1	3.7	3.3
小腸 (内容物含む)	5.3	3.0	3.0	3.0	2.7
胃壁	1.4	1.4	1.4	1.4	1.4
上部大腸壁	3.5	2.3	2.3	2.3	2.1
心臓壁 (内容物含む)	0.8	0.8	0.8	0.9	0.9
腎臓	2.0	1.7	1.7	1.7	1.7
肝臓	1.7	1.5	1.5	1.5	1.5
肺	1.2	1.3	1.3	1.4	1.4
脾臓	1.2	1.2	1.2	1.2	1.3
皮膚	0.8	0.8	0.8	0.8	0.8
脾臓	0.4	0.5	0.5	0.5	0.5
精巣	6.6	3.7	2.9	2.4	1.9
胸腺	1.4	1.3	1.3	1.3	1.4
甲状腺	2.3	2.6	2.4	1.9	1.8
膀胱壁	4.7	2.3	2.0	1.7	1.6

1.2.4 Level of Natural Uranium in Urine of Japanese Population and its Application to Uranium Biokinetic

Uranium is an important, natural occurring element that is widely used in nuclear industry. Monitoring of uranium intake is normally based on measurements of its daily urinary excretion. To determine the extent of uranium exposure to workers, it is necessary to know the baseline of daily excreted uranium for occupationally unexposed subjects. The normal uranium excretion levels in background subjects, along with their daily intake of uranium, can provide useful information on gastrointestinal (GI) absorption factor (f_1).

The present study was undertaken to obtain the background level of urinary uranium concentration for a group of Japanese individuals as no results have been reported for Japanese population since early 70th.^{1),2),3),4)} These data were used then to estimate the daily urinary excretion of uranium and GI absorption factor (f_1) for this population group.

Urine samples were collected from presumably healthy volunteers working at JAERI and likely living in Ibaraki (Mito City) area. The volunteers were asked to specify samples by gender and age ranges (from 20 to 29 years; from 30 to 39 years; from 40 to 50 years and over 50 years). None of the subjects had a known exposure to uranium. In total 168 urine samples were collected from 14 female and 154 male subjects. For each urine specimen, concentrations of urinary creatinine (CRE, g/l) and ^{238}U (ng/l) were measured with high performance liquid chromatography and flow-injection extraction chromatography ICP-MS, respectively. The arithmetic mean of urinary ^{238}U concentrations found was 5.4 ng/l (median = 4.3 ng/l) for the total population with 3.0 ng/l (median = 2.1 ng/l) for females and 5.6 ng/l (median = 4.6 ng/l) for males. The log-transformed data were checked for normality of distribution using the Shapiro-Wilk test at 0.05 significant level P . The uranium concentration was found to be log-normally distributed. The geometric means (G.M.) and geometric standard deviations (G.S.D. in parenthesis) were calculated as 4.3 ng/l (1.9) for the total population, 2.6 ng/l (1.8) and 4.5 ng/l (1.9) for females and males respectively. The influence of sex was investigated using nonparametric Mann-Whitney U -test for medians. Statistically significant different between women and men in urinary ^{238}U concentrations was found ($P < 0.05$). The results of the Kruskal-Wallis test demonstrated that variation among medians for urinary uranium concentrations was not significantly different between the population age groups ($P = 0.82$).

Concentrations of ^{238}U were corrected for the effect of dilution using CRE measurements giving uranium concentrations normalized to CRE (UNORM , ng/g-CRE). Then, an amount of daily excreted ^{238}U was calculated based on the average of 1.5 grams of daily excreted CRE. The mean amount of daily excreted uranium was calculated 7.1 ng/d (median = 6.0 ng/d) with G.M. of 6.0 ng/d (G.S.D. = 1.8) for the total population. No statistically

significant difference was found in daily uranium excretion between male and female subjects ($P = 0.42$) by the Mann-Whitney test. However, variation among medians calculated with Kruskal-Wallis statistic was significant difference between the age population groups ($P < 0.05$).

A uranium GI factor, f_1 , was calculated for each participant:

$$f_1 = (\text{uranium excretion in urine}) / (\text{uranium intake with diet}).$$

From literature data for Ibaraki (Mito City) area an average dietary uranium intake for general population has been estimated as 0.83 μg .^{5),6),7)}

The range of f_1 values obtained for all 168 participants was from 0.002 to 0.031. Because of the variability and non-Gaussian distribution of the f_1 , the median (0.007), rather than the arithmetic mean (0.009) or the geometric mean (0.007), was considered to be the most appropriate estimate of the central value of f_1 . The range of values obtained for females was from 0.004 to 0.016 with a median of 0.009. For males, the f_1 values ranged from 0.002 to 0.031 with a median of 0.007. The P value obtained with the Mann-Whitney test was 0.39, which suggests that the f_1 value is gender-independent. Using the Kruskal-Wallis test, statistically significance difference ($P < 0.05$) was found between the medians for the f_1 values for the age population groups.

(S. Tolmachyov)

References

- 1) Matsuda K.: Japanese J. Hyg., 26, 438 (1971).
- 2) Matsuda K.: Japanese J. Hyg., 26, 442 (1971).
- 3) Matsuda K.: Japanese J. Hyg., 26, 447 (1971).
- 4) Yamamoto T., et al.: J. Radiat. Res. 15, 156 (1974).
- 5) Shiraishi K., et al.: Health Phys. 63, 187 (1992).
- 6) Shiraishi K and Yamamoto M.: J. Radioanal. Nucl. Chem. 196, 89 (1995).
- 7) Shiraishi K., McInroy, J.F., Igarashi Y.: J. Nutr. Sci. Vitaminol. 36, 81 (1990).

1.2.5 光子用人体組織等価材の開発（2）

本研究では、2001年度¹⁾に引き続き、呼吸気道ファントムを開発するため、呼吸気道部等を表現するのに必要な人体の肺、軟組織、筋肉、筋肉+10%脂肪、軟骨、喉頭、気管、甲状腺、腎臓、肝臓、皮膚、脳について、それぞれの組織等価材を開発した。組織等価材は、Basic Data Method²⁾に基づき、最適質量割合のリン酸エステルを添加したポリウレタンベースのものとした。肺等価材の製作においては、人体の肺と同様に、低密度化(0.26g/cm^3)する必要があるため、低密度化が可能なポリウレタンの主原料であるポリオール2種類とイソシアネートを混合し、従前発泡剤として利用されたCFC(フロン)の代わりに水を用い、発泡し密度調整した。等価材開発で参照する人体組織の光子減弱係数は、組織や臓器の元素組成として、ICRP Reference Man (Publ.23)³⁾のデータを用い、光子減弱係数データベース XCOM version3.1⁴⁾により算出した。開発した組織等価材の透過率は、図1.2.5-1に示すように、PuのLX線と同程度なエネルギーの光子を放出する^{93m}Nb(16.6keV)を用いて実測評価した。

図1.2.5-2に肺、軟組織及び筋肉等価材の光子透過率実測結果(記号)とそれぞれの組織の光子透過率計算値(ICRP Reference Manのデータから算出、線)を示す。いずれの組織等価材の光子透過率実測結果も、計算値と一致することが示されている。また、密度についても実測評価した結果、ICRP Reference Manのデータと最大8%以内の相違であった。他の組織等価材についても、光子透過率及び密度の実測結果は、ICRP Reference Manのデータと良く一致することが分かった。

以上のことから、本研究で開発した組織等価材は、実測による光子透過率及び密度評価の結果、16.6 keV光子に対しそれぞれの組織に対して有用であることが分かった。

(木名瀬 栄)

参考文献

- 1) Kinase, S. et al. : RADIOISOTOPES 52 (6), 277 (2003).
- 2) White, D. R. : Phys. Med. Biol., 22 (5), 889 (1977).
- 3) ICRP Publ. 23 : Pergamon Press, New York (1975).
- 4) Berger, M. J., Hubbell, J. H., Seltzer, S. M., et al. : XCOM: Photon Cross Section Database (1999), Online. Available : <http://physics.nist.gov/xcom> (2001, July 4). National Institute of Standards and Technology, Gaithersburg, MD.

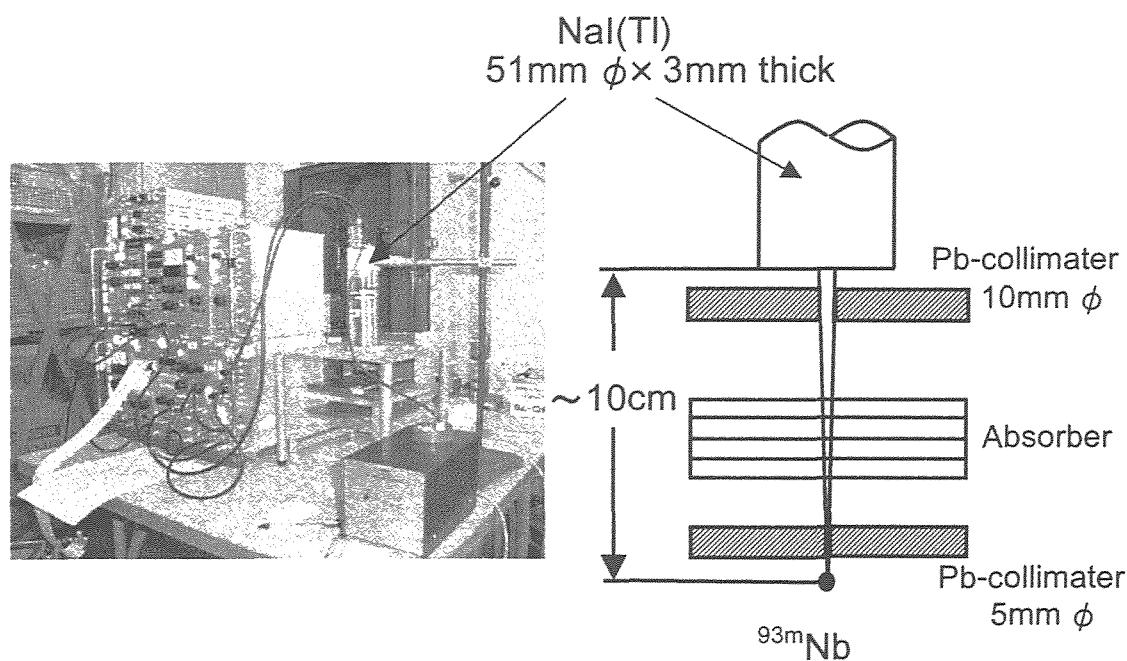


図 1.2.5-1 光子透過率測定装置

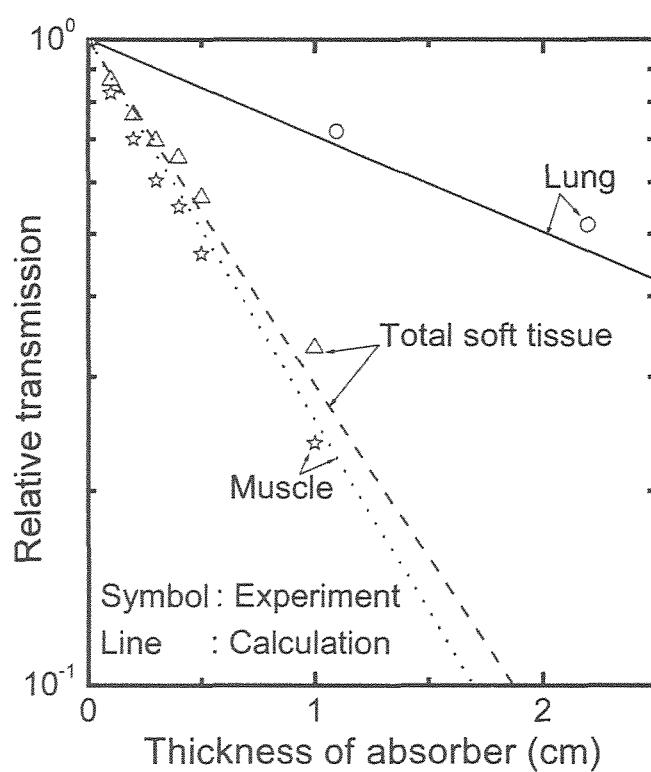


図 1.2.5-2 組織等価材の光子透過率

1.3 外部被ばく防護研究

先に公開した線量計算用放射性核種崩壊データベース DECDC を基に、ICRP Publication 38 に替わる新しいデータベースを開発している。2002 年度は、微視的な線量評価に不可欠な X 線及び Auger 電子スペクトルを詳細かつ短時間で計算する手法を開発した。

核燃料施設の臨界事故時に、人体内の元素の放射化量から被ばく線量を精度良く評価する手法を開発している。2002 年度は、モンテカルロ粒子輸送計算コード及び数学人体モデルを用いて、人体の各部位における吸収線量と ^{24}Na の生成量を計算した。また、過渡臨界実験装置 (TRACY) を用いて、ナトリウムの放射化に関する検証実験を行った。その結果、吸収線量と ^{24}Na の生成量の関係や ^{24}Na の生成の体内分布の特徴を定量的に明らかにできた。

実験的検証に立脚した中性子線量評価法を確立するために、中性子線量計測用ファントムの開発を行っている。2002 年度は、軟組織等価材として開発した材料の性能を調べるために、0.565, 5MeV 単色中性子、40, 65MeV 準単色中性子及び ^{252}Cf 核分裂中性子に対する吸収線量分布の測定実験を行った。また、モンテカルロ粒子輸送計算コードを用いて解析を行った。その結果、開発した材料は、数 MeV 以上の中性子に関して吸収線量分布が人体組織中のものと 10% 以内で一致することから、中性子線量計測用ファントム材料として利用できることが分かった。

高エネルギー加速器施設や宇宙環境において重要な高エネルギー粒子による人体の被ばくの特徴を詳細に解析した。高エネルギー粒子による被ばくでは、入射粒子の他に多数の 2 次荷電粒子が大きな影響を持つ可能性があるので、モンテカルロ粒子輸送コードを用いて吸収線量へのこれらの粒子の寄与を評価した。その結果、一般的に入射粒子のエネルギーが高くなるほど 2 次粒子の線量寄与が大きくなること、人体組織へのエネルギー沈着の大部分が、電子や陽電子と同程度の低い LET を持つ荷電粒子により付与されることが分かった。

高エネルギー加速器施設においては、遮へい体を透過し広いエネルギー分布を持つ中性子の線量評価が重要な課題である。このような中性子を対象とした新型モニタを 1999 年度から開発している。2002 年度は、液体シンチレータの周りに ^6Li 含有 ZnS(Ag)シートを巻いたホスウィッチ型検出器を試作し、光子、速中性子、熱中性子の弁別測定特性を調べた。その結果、シンチレータの発光の減衰時間の違いから、各入射粒子を十分弁別できることが分かった。また、この検出器にスペクトル荷重関数 (G 関数) を適用して線量率を評価できることが分かった。このことから、本検出器の広エネルギー帯域用中性子モニタへの適用の見通しが得られた。

(山口 恭弘)

1.3.1 線量計算用放射線データ編集手法の改良（2）

本研究では、最新の核構造データファイル (ENSDF) 及び計算手法を用いて、これまで線量計算に広く利用されてきた放射性核種放射線データ集 ICRP Publ.38 (以下「ICRP38」という。) を更新する新しいデータベースの開発を進めている。2001年度は、マイクロドシメトリで必要とされるX線、Auger電子の詳細スペクトルを計算するために、これらの発生源となる電子捕獲等により生じる電子軌道の空孔分布を詳細に計算する方法を開発した¹⁾。2002年度は、これらの空孔分布情報に、最新の原子データを適用し、X線及びAuger電子スペクトルを計算する手法を開発した。

計算の手順を図1.3.1-1に示す。X線、Auger電子スペクトルを計算する原子データとして、評価済み原子データライブラリ EADL²⁾を用いた。EADLは、原子番号1から100の元素に対して、軌道電子の結合エネルギー、Dirac-Hartree-Salteの相対論的方法を用いて計算された輻射遷移確率、非輻射遷移確率等の副殻・緩和パラメータを収録している。また、軌道間の電子の遷移に伴い発生するX線、Auger電子に対し、EADLからエネルギー及び強度を計算するプログラム RELAX³⁾を基にSRELAXサブルーチンを開発し、これをICRP38の編集に用いられたEDISTRコード⁴⁾に組み込んだ。これにより、ENSDFを用いて、原子核の崩壊の過程において生成される電子軌道の空孔分布、そしてそれに続く原子の緩和過程で放出されるX線、Auger電子等の詳細スペクトルを一貫して計算することができる。ICRP38に対して用いられた手法では、K殻及びL殻の空孔を対象に、X線26種類、Auger電子27種類のみが計算されていた。これに対し、本方法では、K殻からQ殻が関与するX線154種類、Auger電子、また、ICRP38では考慮されていないCoster-Kronig電子を合わせて2429種類まで計算可能となった。

図1.3.1-2に、¹²⁵IのAuger及びCoster-Kronig電子スペクトルを示す。本手法による各遷移の電子強度は、モンテカルロ法で計算された結果⁵⁾と良く一致している。モンテカルロ法は、¹²⁵Iのような崩壊形式が単純な核種に適用が限られ、また、多くの計算時間を要する。これに対し、本方法により、複雑な崩壊形式に対しても、短時間で詳細スペクトルデータを算出することが可能となつた。

今後は、ICRP38において残された課題である自発核分裂放射線に対する計算手法の改良を行う。そして、ICRP38に替わる新しい放射性核種放射線データベースの開発のための計算手法を確立する。

(遠藤 章)

参考文献

- 1) 遠藤 章：保健物理－管理と研究－No.42, JAERI-Review 2001-007, 122 (2001).
- 2) Cullen, D.E. et al.: UCRL-50400, Vol.6, Rev. 5 (1997).
- 3) Cullen, D.E. et al.: UCRL-ID-110438 (1992).
- 4) Dillman, L.T.: ORNL/TM-6689 (1980).
- 5) Howell, R.W.: Med. Phys., 19, 1371 (1992).

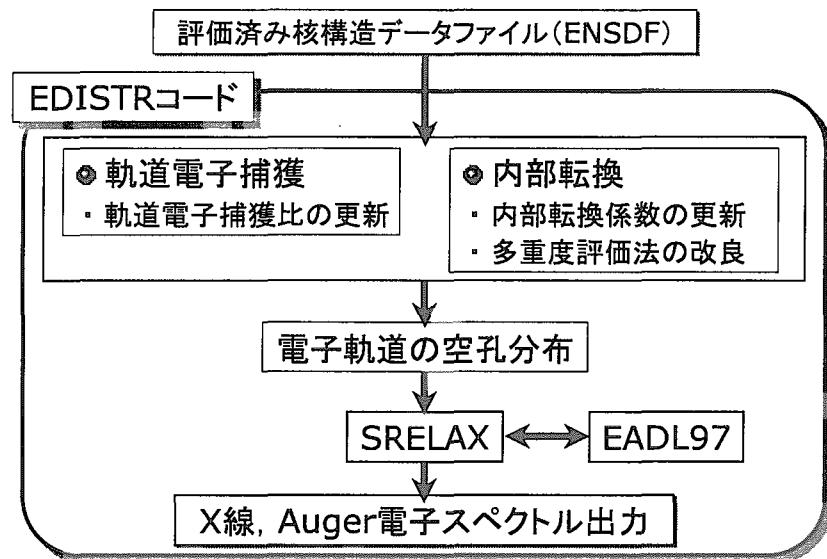
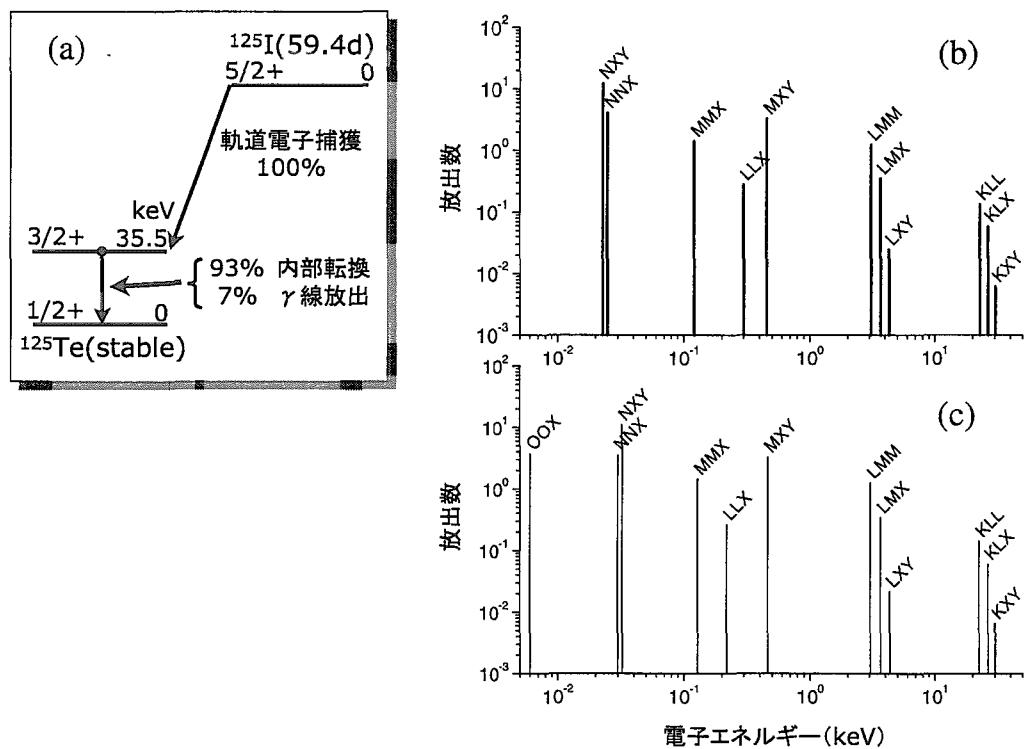


図 1.3.1-1 詳細 X 線, 電子スペクトル計算方法の手順

図 1.3.1-2 ^{125}I の崩壊スキームと Auger 及び Coster-Kronig 電子スペクトル
(a) ^{125}I の崩壊スキーム, (b)開発した方法によるスペクトル, (c)モンテカルロ法によるスペクトル

1.3.2 臨界事故時中性子被ばくにおける体内ナトリウムの放射化に関する解析

臨界事故時において、線量計や何らかの検出器による計測情報が得られない状況では、生体や着用物の放射化量に基づき線量を推定せざるを得ない。中でも、ナトリウムは人体 1kgあたり 1.4g 存在し、中性子捕獲反応断面積も比較的大きい。そのため、過去のいくつかの事故でもナトリウムの中性子捕獲反応により人体内に生成された ^{24}Na 量に基づき線量が推定された。2001 年度には、モンテカルロ粒子輸送計算コード MCNP-4B により、種々の入射中性子エネルギーに対する生成 ^{24}Na 量から被ばく線量への換算係数に関する解析を行った¹⁾。しかし、この手法により線量を正確に推定するためにはさらに詳細に検討すべき問題がいくつかある。特に、体内での透過距離の違いにより中性子の熱化の様態が異なり、これにより変化する生成 ^{24}Na 量が線量評価に影響を与える。そこで、中性子被ばくに対する人体中のナトリウムの放射化に関して下記の解析を行った。

MCNP-4B コードを用いて、中性子が数学人体モデルに平行入射する場合の線量及び ^{24}Na の生成率を計算した。硝酸ウラニル溶液及びステンレス製容器からなる球体系について KCODE 法により計算した中性子エネルギースペクトルを用いた¹⁾。人体モデルの外形を MIRD-5 型ファントムと同じとし、軟組織、骨及び肺の 3 組織を定義した。胴体を 32 領域に分割して、各領域における吸収線量及び ^{24}Na の生成率を計算した。また、原研 NUCEF の過渡臨界実験施設 (TRACY) において、ナトリウムの放射化に関する実験を行った。炉心タンク表面から約 190cm 離れた場所に 30×30×15cm の寸法を有する水スラブファントムを設置した。水ファントムの内部及び表面のいくつかの場所に、NaCl 溶液を入れたアンプルを配置した。中性子を照射した後、ウェル型 NaI(Tl) 検出器でアンプル内の溶液中に生成された ^{24}Na の比放射能値を測定した。

表 1.3.2-1 に、2 つの異なる照射ジオメトリに対する胴体上部の吸収線量及び ^{24}Na 生成量を中性子進行方向深さに対して示す。また、全身軟組織中に生成される ^{24}Na から中性子線量への換算係数を併せて示す。全体への寄与が大きいと考えられる深さ 10cmまでの領域では、両照射条件下で線量はほぼ同じ値となったが、 ^{24}Na 生成量に大きな差が見られる。これは、側方照射条件においては照射投影面積が小さく、中性子が熱化される前に体外へより多く漏出するためである。図 1.3.2-1 に、実験で水ファントム中に配置した各アンプル中で生成した ^{24}Na 量の比較を示す。結果は、タンク側入射面から深さ 5-6cm の中央部の放射能値を 1.00 とした相対値で表示されている。実験条件について MCNP-4B コードで解析した結果、カッコ内の数値が示すように実験結果とほぼ同様の傾向を示した。また、実験条件とほぼ同じエネルギースペクトルを有する中性子線源及び人体模型を用いて ^{24}Na 生成量を計算した。胴体中央部の深さ 5-6cm における生成量を 1.00 とした場合、深さ 9-10cm の値は 0.67 となって、実験結果とほぼ同様となった。この結果は、中性子被ばくにて ^{24}Na が体内で均一に生成されないことを示しており、例えば血液中に生成した ^{24}Na 量に基づき事故時の線量を推定する場合に問題となる。

(高橋 史明)

参考文献

- 1) 高橋 史明：保健物理－管理と研究－No.44, JAERI-Review 2001-036, 42 (2002).

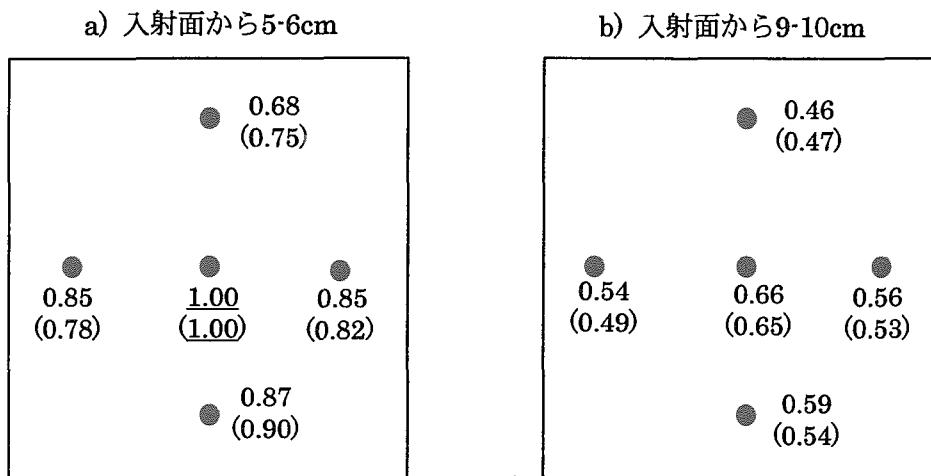
表 1.3.2-1 各照射条件における胴体上部の中性子線量、 ^{24}Na 生成量分布及び全身中性子線量への換算係数

人体中深さ ^{*2}	前方照射条件		右側方照射条件	
	線量 ^{*1} (pGy)	比放射能 ^{*1} ($^{24}\text{Na}\cdot\text{Bq}/^{23}\text{Na}\cdot\text{g}$)	線量 ^{*1} (pGy)	比放射能 ^{*1} ($^{24}\text{Na}\cdot\text{Bq}/^{23}\text{Na}\cdot\text{g}$)
0-10 cm	15.1	2.39×10^{-7}	15.0	1.70×10^{-7}
10-20 cm	5.33	9.69×10^{-8}	6.54	9.61×10^{-8}
20-30 cm			2.01	3.03×10^{-8}
30-40 cm			0.579	6.45×10^{-9}
線量換算係数 ^{*3} Gy/($^{24}\text{Na}\cdot\text{Bq/g}$)		6.37×10^{-5}		8.42×10^{-5}

*1：中性子フルエンス当たりの値

*2：最外部からの深さ

*3：全身軟組織中に生成される ^{24}Na の比放射能値から全身中性子線量への換算係数



()内 : MCNP-4B による解析結果

図 1.3.2-1 TRACY に設置した水ファントム内の ^{24}Na 生成量分布(入射面から 5-6cm の中央における ^{24}Na 比放射能値を 1.00 とした相対値)

1.3.3 中性子ファントム用軟組織等価材料の合成と特性評価

実験的検証に立脚した中性子線量評価法を確立するために、中性子用精密人体ファントムの開発を行っている。中性子は原子核との相互作用によってエネルギーを付与するため、中性子線量評価に使用する物理ファントムには、人体と等価な元素組成をした固形の材料が必要であるが、人体組成と同等の高い酸素含有量を有する固体材料の開発は極めて困難であった。

本研究では、物理ファントムの主材料である人体軟組織等価材料の開発を2000年度から行っている。2001年度には、検出器の壁材用に開発された組織等価材料A150と比較して酸素含有量が約4倍高い人体軟組織等価材料を開発した¹⁾。開発した材料に対するカーマ係数と本材料中の吸収線量分布の計算結果から、本材料は人体軟組織に対して高い等価性をもつことが分かった。

2002年度には、開発した材料の組織等価性を実験的に検証するために、材料内の吸収線量分布を測定し、計算結果と比較した。放射線標準施設棟の中性子場において、検出部が組織等価材料壁と炭素壁から成る2種類の電離箱（FWT社製、IC-17及びIC-17G）を使用して、²⁵²Cf中性子源に対する本材料（30cm×30cm×15cm厚、スラブ形状）内の吸収線量分布を対電離箱法²⁾によって評価した。測定を行った位置は、スラブ中心軸上深さ2.3, 6.5, 11.3cmと、スラブ試験体の前面及び背面である。吸収線量分布の計算には、モンテカルロ粒子輸送計算コードMCNP-4Bを用いた。

図1.3.3-1に、スラブ内の中性子及び光子に対する吸収線量分布の測定結果を計算結果とともに示す。中性子と光子に対する吸収線量分布の各測定結果は、計算結果と誤差範囲内で一致している。本材料内の吸収線量分布の入射中性子エネルギーに対する依存性を評価するために、開発した材料、人体軟組織³⁾、A150及び水について、スラブ（30cm×30cm×15cm厚）体系内の吸収線量分布を同様の手法で計算した。図1.3.3-2に、単色中性子エネルギー0.1, 1, 14MeV及び²⁵²Cf核分裂中性子スペクトルをもつ点等方線源に対するスラブ内の吸収線量分布を、人体軟組織内の計算値に対する比で表した結果を示す。1MeV, 14MeV及び²⁵²Cf中性子に対して、人体軟組織の主要な4元素（水素、炭素、窒素、酸素）のみで構成される本材料内の吸収線量分布は、人体軟組織と10%以内で一致している。この結果から、中性子の線量評価上重要な数MeVから14MeVまでの中性子エネルギー範囲において、開発した材料は中性子線量評価用ファントム材料として利用できることが示された。現在、本材料の中性子エネルギーに対する特性評価を系統的に行うために、単色中性子源（0.565, 5MeV）及び準単色中性子源（40, 65MeV）を用いた吸収線量分布測定を行っている。今後、肺及び骨に対する組織等価材料の合成を行い、同様の手法を用いて特性評価を行う予定である。

(津田 修一)

参考文献

- 1) 津田 修一：保健物理－管理と研究－No.44, JAERI-Review 2001-036, 38 (2002).
- 2) ICRU Report 26 (1977).
- 3) ICRU Report 44 (1989).

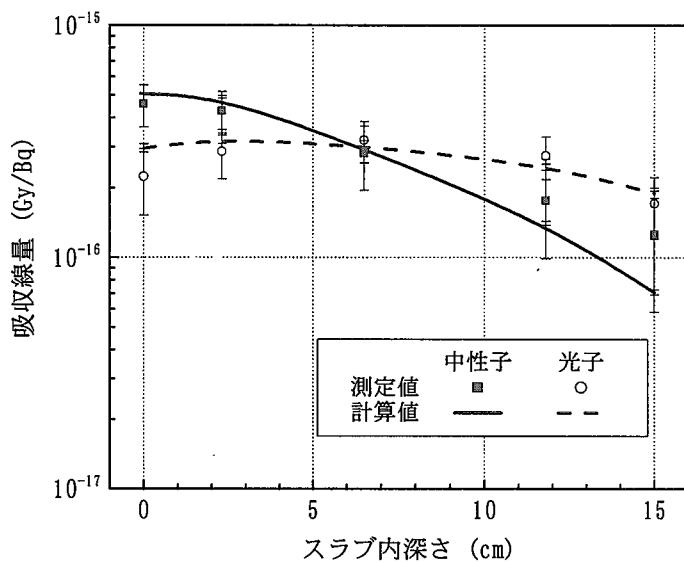
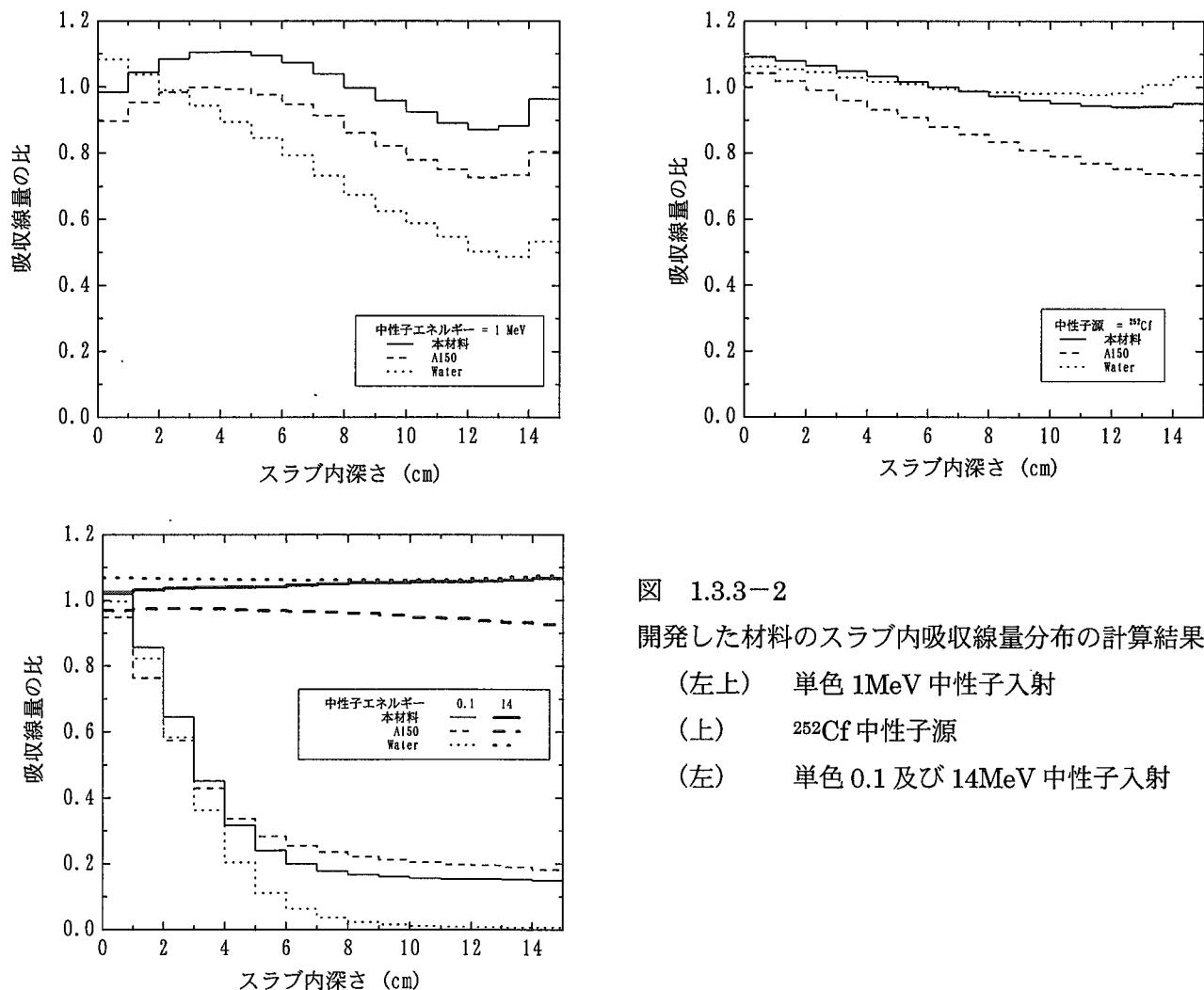
図 1.3.3-1 ^{252}Cf 中性子源を用いたスラブ内吸収線量分布結果

図 1.3.3-2

開発した材料のスラブ内吸収線量分布の計算結果

(左上) 単色 1MeV 中性子入射

(上) ^{252}Cf 中性子源

(左) 単色 0.1 及び 14MeV 中性子入射

1.3.4 高エネルギー粒子照射による人体内エネルギー沈着の特徴

(1) 序言

高エネルギー加速器施設の遮へい設計や宇宙ステーションでの長期滞在を計画する際、高エネルギー粒子による被ばくが問題となる。高エネルギー粒子が人体に入射した場合、多数の2次荷電粒子が人体内で生成され、それらにより付与されたエネルギーが吸収線量に対して大きな割合を占める。しかし、現状の放射線防護システムは、これら2次粒子の種類やエネルギーを考慮せず、入射粒子の種類及びエネルギーからその線質（放射線荷重係数 w_R ）を評価している。この単純化された方法は、吸収線量の大部分が1次粒子による寄与である低エネルギー荷電粒子入射や、2次粒子のエネルギーが低くカーマ近似が成立する低エネルギー中性子入射に対しては有効である。しかし、数100MeV以上の高エネルギー粒子入射に対しては、2次粒子が人体内で複雑な粒子カスケードを引き起こしながらエネルギー付与するため、1次粒子の特徴だけではその線質を適切に表現できない。したがって、そのような高エネルギー粒子入射に対する適切な線質の表現方法を開発するため、人体内エネルギー沈着に寄与する荷電粒子の特徴を詳細に解析した。

(2) 計算方法

表1.3.4-1に示す照射条件に対して解析を行った。これらの照射条件に対して、モンテカルロ粒子輸送計算コード PHITS¹⁾及び人体形状ファントム MIRD⁵⁾を用いてシミュレーション計算を行い、吸収線量に寄与する荷電粒子の特徴を解析した。その際、荷電粒子の特徴を表す指標として、荷電粒子の種類及び水中での線エネルギー付与 (LET) を採用した。また、PHITSは、電子、光子及び20MeV以下の中性子に対する輸送を扱えないため、輸送計算においてこれらの粒子が発生した場合は、粒子輸送計算コード EGS4³⁾及びMCNP-4B⁴⁾による接続計算を行った。

(3) 結果及び結論

解析結果の例として、100MeV, 1, 10, 100GeVの陽子等方入射に対して、エネルギー沈着に寄与する荷電粒子の種類及びLETの関数として表した全身の吸収線量分布を図1.3.4-1に示す。図より、1次粒子である陽子だけでなく、多数の2次粒子がエネルギー沈着に寄与していることが分かる。また、それら2次粒子の寄与は、一般に入射エネルギーが高くなるほど大きくなる。

図1.3.4-2に、等方照射による全吸収線量の中で、10keV/ μm 以上のLETを持つ荷電粒子により付与されたエネルギーの割合を示す。図より、これらの寄与は、中性子入射の場合は最大20%，それ以外の粒子の場合は最大10%程度であることが分かる。この結果より、高エネルギー粒子照射によるエネルギー沈着の大部分が10keV/ μm 以下の低LET粒子により付与されていることが明らかとなった。今後は、これらのデータを元に、より信頼性の高い線質の表現方法を開発する。

(佐藤 達彦)

参考文献

- 1) Iwase, H., Niita, K. and Nakamura, T.: J. Nuc. Sci. Technol. 39(11) 1142 (2002).
- 2) Cristy, M. and Eckerman, K. F.: ORNL/TM-8381/VI (1987).
- 3) Nelson, W. R., Hirayama, H. and Rogers, W. O.: SLAC-265 Stanford University (1985).
- 4) Briesmeister, J. F.: LA-12625-M (1997).

表 1.3.4-1 照射条件

入射粒子	陽子, 中性子, π^\pm
入射エネルギー (GeV)	0.1, 0.2, 0.5, 1, 2, 3, 5, 10, 20, 50, 100, 200
照射条件	前方照射(AP), 等方照射(ISO)

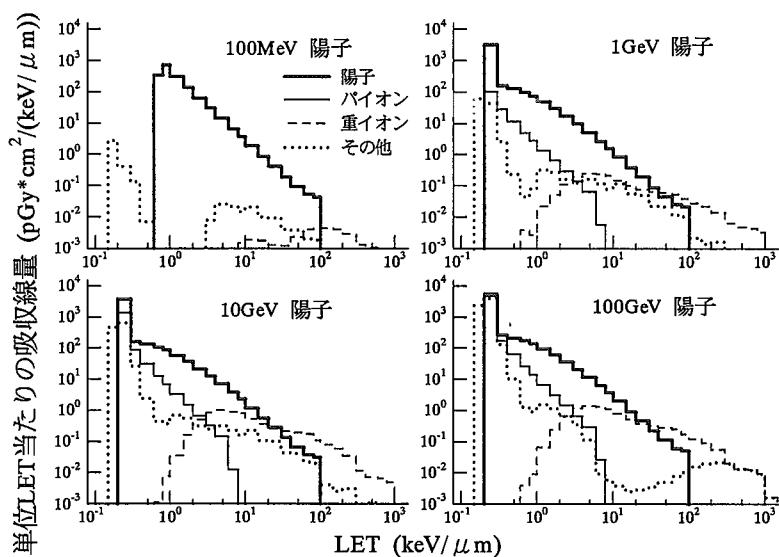
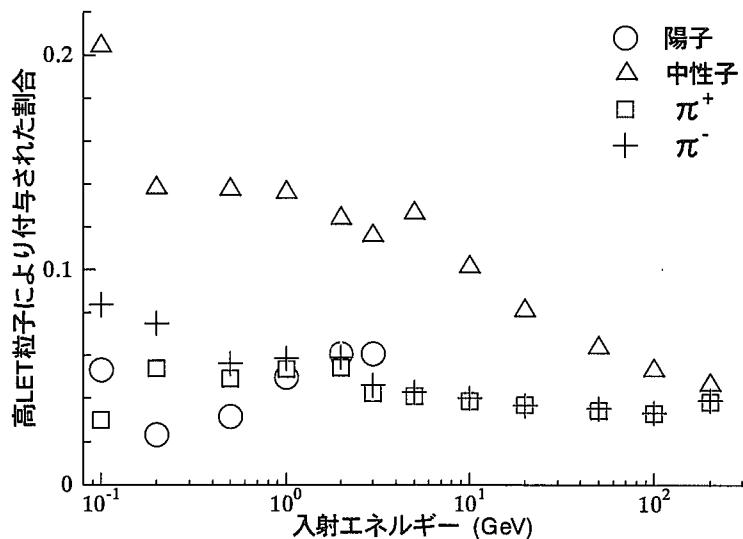


図 1.3.4-1 陽子等方入射に対して、エネルギー沈着に寄与する荷電粒子の種類及び LET の関数として表した全身の吸収線量分布

図 1.3.4-2 等方照射における全吸収線量の中で、 $10 \text{ keV}/\mu\text{m}$ 以上の LET を持つ荷電粒子により付与されたエネルギーの割合

1.3.5 液体シンチレータと ${}^6\text{Li}+\text{ZnS(Ag)}$ シートを組み合わせた中性子モニタ用検出器の開発

(1) 序言

高エネルギー加速器施設における放射線安全管理上、熱エネルギーから数 100MeV までの中性子による線量を適切に測定できるモニタの開発が必要とされている。本研究では、これまでに有機液体シンチレータ BC501A (NE213 に相当) を用い、シンチレータの発光量から線量を直接評価できるスペクトル荷重関数¹⁾ (G 関数) を適用することにより、数 MeV から 100MeV までの中性子線量を測定する方法を開発した²⁾。しかし、BC501A は、数 MeV 以下の中性子に対する感度がほとんどない。そこで、低エネルギー側へ測定範囲を拡張するために、 ${}^6\text{Li}$ 含有 ZnS(Ag)シートと BC501A を組み合わせたホスウィッチ型検出器の開発に着手した。

(2) 測定原理

検出器の構造を図 1.3.5-1 に示す。この検出器は、直径 12.7cm、長さ 12.7cm の円柱状 BC501A の外周に ${}^6\text{Li}$ 含有 ZnS(Ag)シートを巻き付けた構造を持つ。この検出器に入射した光子及び数 MeV 以上の中性子は、それぞれ電子及び反跳陽子を生成し、BC501A を発光させる。また、熱中性子は、ZnS(Ag)シート中に含有されている ${}^6\text{Li}$ に捕獲され、(n, α)反応から放出される α 線により ZnS(Ag)シートを発光させる。このように、光子、速中性子、熱中性子による発光は、独自の反応経路により引き起こされ、それぞれの減衰時間は約 10nsec, 100nsec, 3μsec と異なる。したがって、その差による波形の違いを調べることにより入射粒子を弁別できる。

数 MeV 以上の中性子による線量は、速中性子入射に限定した発光量分布に G 関数を適用することにより導出できる。また、熱中性子に対しても感度があるため、 ${}^6\text{Li}$ の反応率が線量換算係数に対応するようにモニタを設計すれば、数 MeV 以下の中性子による線量も測定可能となる。

(3) 特性試験及び結果

東海研究所放射線標準施設棟において、 ${}^{252}\text{Cf}$ 及び ${}^{241}\text{Am}\cdot\text{Be}$ 中性子源を用いて検出器の粒子弁別性能に関する特性試験を行った。その結果を図 1.3.5-2 に示す。熱中性子と他の粒子は、ダイノード信号の立ち上がり時間の差により弁別され、速中性子と光子は、アノード信号の全発光量と減衰部分の発光量の 2 次元プロットにより弁別される。これらの結果から、本検出器の粒子弁別特性は極めて優れていることが分かった。また、高崎研究所 TIARA の準単色中性子場を用いて、40.3MeV 中性子に対する本検出器の応答関数を測定した。その結果及び SCINFUL-CG³⁾を用いて計算した H*(10)を求めるための G 関数を図 1.3.5-3 に示す。これらの値を乗じて積分することにより求めた線量率は 11.9(μSv/h)であり、既に値付けされた場の中性子フルエンスより求めた値 11.2(μSv/h)とほぼ一致した。これらの結果より、本検出器が広帯域中性子モニタとして適用できる見通しを得た。

(佐藤 達彦)

参考文献

- 1) Oyama, Y., Sekiyama, K. and Maekawa, H.: Fusion Technol. 26(3), pt2, 1098 (1994).
- 2) Kim, E. et al.: Radiat. Prot. Dosim., 102(1), 31 (2002).
- 3) Kim, E., Endo, A. and Yamaguchi, Y.: J. Nucl. Sci. Technol. Suppl. 2, 693 (2002).

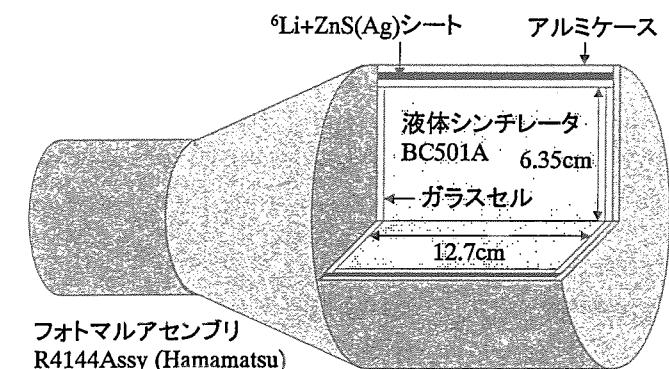


図 1.3.5-1 検出器の概略

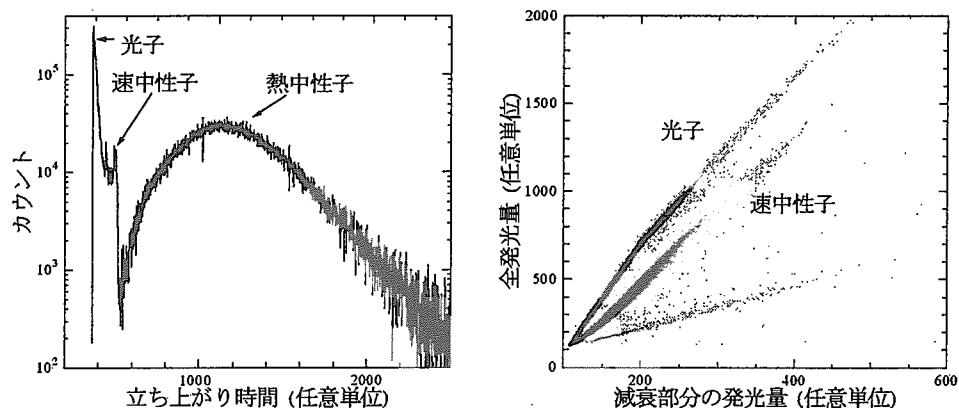
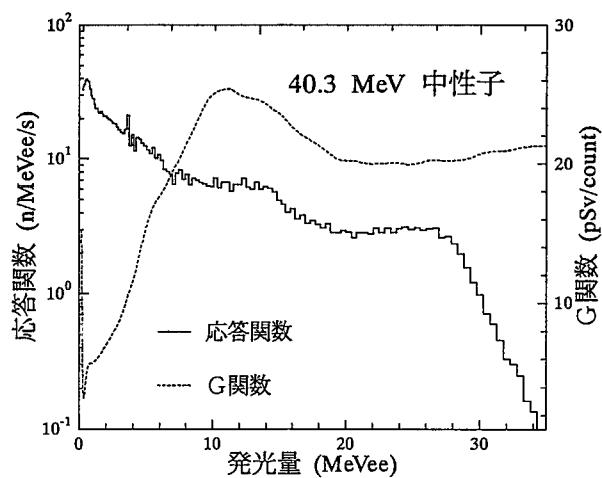


図 1.3.5-2 ダイノード信号の立ち上がり時間（左図）及びアノード信号の全発光量と減衰部分の発光量の2次元プロット（右図）

図 1.3.5-3 SCINFUL-CG を用いて計算した $H^*(10)$ を求めるための G 関数及び 40.3MeV 中性子に対する応答関数の測定値

1.4 線量計測技術開発

線量計測技術の開発では、放射線計測の品質保証で重要な校正及びトレーサビリティに関する技術開発と、廃棄物や環境を対象とした微弱放射線モニタリングに関する技術開発を行っている。

中性子線量計の校正技術に関しては、放射線標準施設棟の4MV 静電型加速器を用いた中性子校正場の開発を行っている。中性子線量計のエネルギー特性は良好ではないため、作業場の中性子スペクトルに対応させた校正場（スペクトル可変校正場）が必要である。加速器中性子源を種々の減速材で覆った場合のスペクトルを計算した結果、減速材の種類及び角度を変えることにより平均エネルギーを大きく変えられること、校正に必要な線量率が得られることが明らかになった。

スペクトル可変校正場のような連続スペクトルを有する中性子校正場のトレーサビリティを確立するためには、1つで広いエネルギー範囲にわたる測定が可能な基準移行用測定器が必要である。このため、減速材中の熱中性子分布からエネルギー情報を取り出す減速型基準移行用中性子測定器を開発している。これまで開発した減速材及び位置検出型比例計数管を組み合わせた測定器について、RI 中性子源及び単色中性子を用いた試験を行った結果、モンテカルロ計算で求めた検出器応答が実験結果を十分な精度で再現することが分かった。

個人線量計の校正にはファントムが必要である。この校正用ファントムについて、いくつかの国際機関から異なるファントムが推奨されている。そこで、ファントムの材質及び寸法の違いが中性子線量計の読み値等に与える影響を実測と計算から評価した。その結果、寸法の違いによる影響は材質の違いに比べて小さいこと、後方散乱特性の観点からは水ファントムが優れていることが明らかになった。

微弱放射線モニタリングに関する技術開発では、NaI(Tl)シンチレーション棒状検出器の基礎特性試験及び低エネルギー領域の特性を改善した高効率 γ 線検出器の開発を行った。

原子力施設等における汚染評価においては、汚染位置と放出 γ 線エネルギー情報を得ることが重要である。これらの測定を効率的に行うためには広い面積を有する測定器が有利であるが、複雑な測定システムは管理測定には向きである。そこで、NaI(Tl)シンチレーション棒状検出器を用いた簡易なシステムの適用性を検討するために基礎特性試験を行った。その結果、 ^{137}Cs 及び ^{60}Co に対して3から4cmの位置分解能及び7から10%のエネルギー分解能が得られることが分かった。

低レベル放射性廃棄物等の放射能の迅速測定には、大面積プラスチックシンチレーション検出器が用いられる。しかし、大面積プラスチックシンチレーション検出器は、数百 keV 以下の低エネルギー領域の検出性能が良くない。このため、プラスチックシンチレータと薄いCsI(Tl)シンチレータを組み合わせた高効率ハイブリッド検出器を開発している。試験器を用いた基礎特性試験の結果、立ち上がり時間の差を利用した波形弁別によりプラスチックシンチレータと CsI(Tl)からの信号を分離可能であること、低エネルギー領域の検出限界放射能を1桁以上改善可能であることを明らかにした。また、本高効率ハイブリッド検出器の室内バックグラウンド放射線に対する遮へいについて、モンテカルロ計算により検討した結果、厚さ約2cmの鉛で十分であることが分かった。

(吉澤 道夫)

1.4.1 スペクトル可変校正場の開発 一開発目的とスペクトル試計算一

中性子線量計を用いた管理計測で線量当量を正しく評価するためには、作業場の中性子スペクトルに近い条件で線量計を校正することにより、線量計指示値と真の線量当量との差異を少なくすることが必要である。このため放射線標準施設棟では、加速器中性子源を利用し、種々の作業場のスペクトルに対応した減速中性子校正場（スペクトル可変校正場）の整備を計画している¹⁾。スペクトル可変校正場を設計する上で、中性子の発生強度、減速材による中性子の減速効果等の基礎的な情報を予め得ておく必要がある。今年度は、モンテカルロ計算によりスペクトルを評価し、その特徴をまとめた。また、本校正場の開発を進める上での基本的な方針について整理した。

一例として、p-Li反応により生ずる中性子を種々の材質の球体で減速させたときのスペクトルを計算した。計算は MCNP-ANT コードシステム²⁾を用いて行った。計算体系を図 1.4.1-1 に示す。ターゲットは厚さ $0.4 \mu\text{m}$ の LiF、陽子エネルギーは 2.299 MeV (0° 方向の中性子エネルギーで 565 keV に相当)とした。減速材はターゲット部が中心になるよう配置した直径 35 cm のポリエチレン、黒鉛、重水 (D_2O) 及び直径 17.5 cm のベリリウム (Be) 球のいずれかとした。検出器は点検出器とし、ターゲットから 3 m 位置で、陽子ビーム方向に対し 0° から 150° の角度に 30° 毎に設定した。図 1.4.1-2 に角度 0° の検出器について得られたスペクトルを、単位フルエンスあたりに規格化して示した。材質の違いによりスペクトル形状が大きく異なっている。その他の角度の検出器については、角度の違いによりターゲットで発生した中性子の直接線に対応するピークエネルギーの位置がシフトするとともに、減速材の実質的な厚みが変化するためスペクトル形状の変化がみられた。得られたスペクトルのフルエンス平均エネルギー $\langle E_n \rangle$ 及びフルエンス率 ϕ を表 1.4.1-1 にまとめた。減速材を変え、検出器の角度を変化させることにより、 $\langle E_n \rangle$ は 10 keV から 540 keV と幅広い範囲で可変となる。また $140 \sim 5600 \text{ cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$ のフルエンス率 (1 m 位置、ビーム電流 $50 \mu\text{A}$ 時) が得られる。これは周辺線量当量率 $H^*(10)$ で $10 \mu\text{Sv h}^{-1} \sim 7 \text{ mSv h}^{-1}$ に相当する。より厚いターゲットを用いることで校正作業に必要な十分なフルエンス率が得られる。さらに、ターゲットの種類及び加速粒子の種類とエネルギーを組み合わせることにより、既存の RI 線源やその減速場（重水減速 ^{252}Cf 線源、コンクリート減速場）における校正では得られない、幅広い $\langle E_n \rangle$ を有する場が得られる。

作業場のスペクトルは多種多様であり、特定のスペクトルについてはそのまま模擬することが可能だが、個々について模擬することは現実的でない。そのため例えば $\langle E_n \rangle$ や、エネルギー応答の異なる 2 つの検出器の指示値の比のような、適切なエネルギー指標によって分類された校正場を作ることが必要となる。作業場で簡便に知ることが可能なエネルギー指標を決める必要がある。また、作業場のエネルギー指標に近いエネルギー指標を有する校正場を分類の中から選択し、線量計の校正を行うとともに、選択した校正場を用いた場合における線量計の指示値と真の線量当量との関係について押さえが必要となる。

(三枝 純)

参考文献 1) 三枝純 他 : JAERI-Conf 2003-002, 57 (2003).

2) Yoshizawa M. et al.: J. Nucl. Sci. and Technol., Suppl. 2, 1240 (2002).

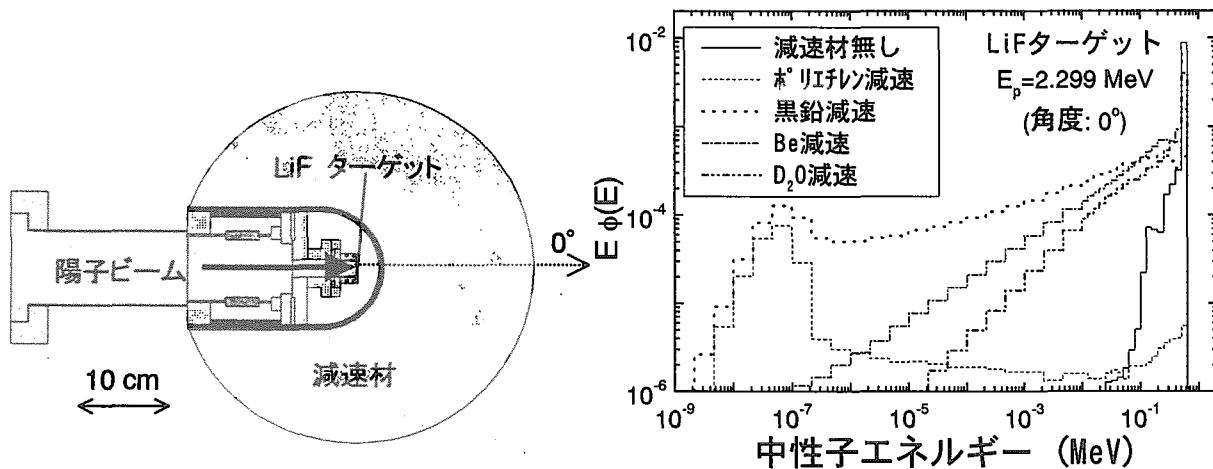


図 1.4.1-1 ターゲット部及び減速材の計算体系

図 1.4.1-2 種々材質の球体により減速された中性子スペクトル

表 1.4.1-1 種々の材質の球体により減速された中性子スペクトルの平均エネルギー $\langle E_n \rangle$ 及びフルエンス率 ϕ (LiF ターゲット使用, $E_p=2.299\text{MeV}$ の陽子を入射)

角度 θ (度)	フルエンス平均エネルギー; $\langle E_n \rangle$ (keV)				
	減速材 無し	ポリエチレン 減速 ^{*1}	黒鉛 減速	Be 減速	D ₂ O 減速
0	538	13	91	218	344
30	531	11	84	206	327
60	389	10	67	164	246
90	286	9.9	51	136	199
120	245	13	39	135	195
150	275	21	34	124	178

θ	ターゲットより1m 位置におけるフルエンス率; ϕ ^{*2} ($\text{cm}^{-2}\text{s}^{-1}$)				
	減速材 無し	ポリエチレン 減速	黒鉛 減速	Be 減速	D ₂ O 減速
0	5657	158	2004	2141	2688
30	4484	155	1927	2098	2482
60	2385	147	1766	1903	1931
90	708	143	1549	1622	1438
120	598	221	1409	1471	1447
150	186	407	1349	1011	933

*1 減速材直径; ポリエチレン, 黒鉛, D₂O:35cm, Be:17.5cm

*2 陽子ビーム電流; 50 μA

1.4.2 減速型基準移行用中性子測定器の開発 —RI 線源及び単色中性子を用いた試験—

既存の中性子線量計に実際の作業場で適用可能な校正定数を与えるためには、その作業場を模擬した連続スペクトルを有する中性子場において校正することが適切である。このような連続スペクトル中性子校正場のトレーサビリティの確立に関して、広いエネルギー範囲で中性子フルエンスを測定することができる測定器（減速型基準移行用中性子測定器）を開発中である。これまでに減速材の設計・試作¹⁾ 及び位置検出型^{3)He} 比例計数管の製作及び特性評価²⁾を行ってきた。今回これらを組合せた測定器を RI 中性子線源及び加速器を利用した単色中性子で照射して、特性試験を行った。

放射線標準施設棟第4照射室において、²⁵²Cf 及び²⁴¹Am-Be 線源からの中性子を測定した。測定器は 10cm 厚ポリエチレン製周辺遮へい体の中に入れて、周りから入り込む散乱中性子成分の混入を防いだ。それぞれの線源からの中性子に対して得られた^{3)He} 計数管の検出位置分布（検出器応答）を図 1.4.2-1 に示す。また、図中には MCNP-4B で計算したそれぞれの線源に対する検出器応答を実線及び破線で示してある。実測結果と計算結果は良く一致しており、線源からの中性子スペクトルの違いに起因する応答の違いが現れている。この結果から、アンフォールディングを実施することにより、線源の中性子スペクトルを求められるものと考えられる。なお、検出位置が 50cm より後方では実測と計算で差が出ているが、この領域では計数管に中性子が前面から直接入射して、検出されるストリーミング成分の寄与や照射室のコンクリート壁で散乱された中性子の寄与が大きい。今回の計算では、ストリーミングに大きく影響するコネクタ形状を正確に入力していないこと、照射室の壁まで含めた計算を行っていないため、差が生じているものと考えられる。

さらに、放射線標準施設棟にある 4MV ペレトロン加速器と p-Li 反応及び d-D 反応を利用した 144keV, 565keV, 5.0MeV の単色中性子校正場^{3), 4)}で特性試験を行った。この測定では周辺遮へい体は利用せず、シャドーコーン法を用いて周辺からの散乱線による計数を差し引いた。図 1.4.2-2 にそれぞれの中性子エネルギーでの一次線に対する検出器応答の測定結果と MCNP-4B によるシミュレーション計算結果を比較した様子を示す。実験結果と計算結果は良く一致し、MCNP-4B を用いた計算により測定器の応答関数が精度良く得られることが分かった。

産業技術総合研究所の国家標準場において、原研で行った試験と同じエネルギー（144, 565keV, 5.0MeV）で単色中性子照射試験を行った。その結果、感度などは原研単色中性子校正場で得られた値とほぼ同じであることが確認された。

（谷村 嘉彦）

参考文献

- 1) 谷村 嘉彦：保健物理－管理と研究－No.43, JAERI-Review 2001-041, 57 (2001).
- 2) 谷村 嘉彦：保健物理－管理と研究－No.44, JAERI-Review 2002-036, 54 (2002).
- 3) 谷村 嘉彦：保健物理－管理と研究－No.44, JAERI-Review 2002-036, 49 (2002).
- 4) 吉澤 道夫：JAERI-Conf 2003-002, 22 (2003).

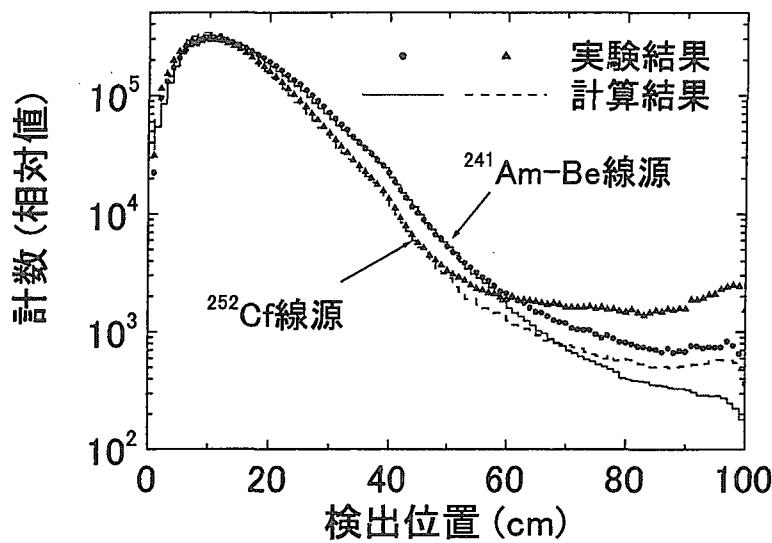


図 1.4.2-1 RI 中性子線源からの中性子による測定器の応答を実測した結果と MCNP-4B による計算結果の比較。実験は放射線標準施設棟第 4 照射室で行った。

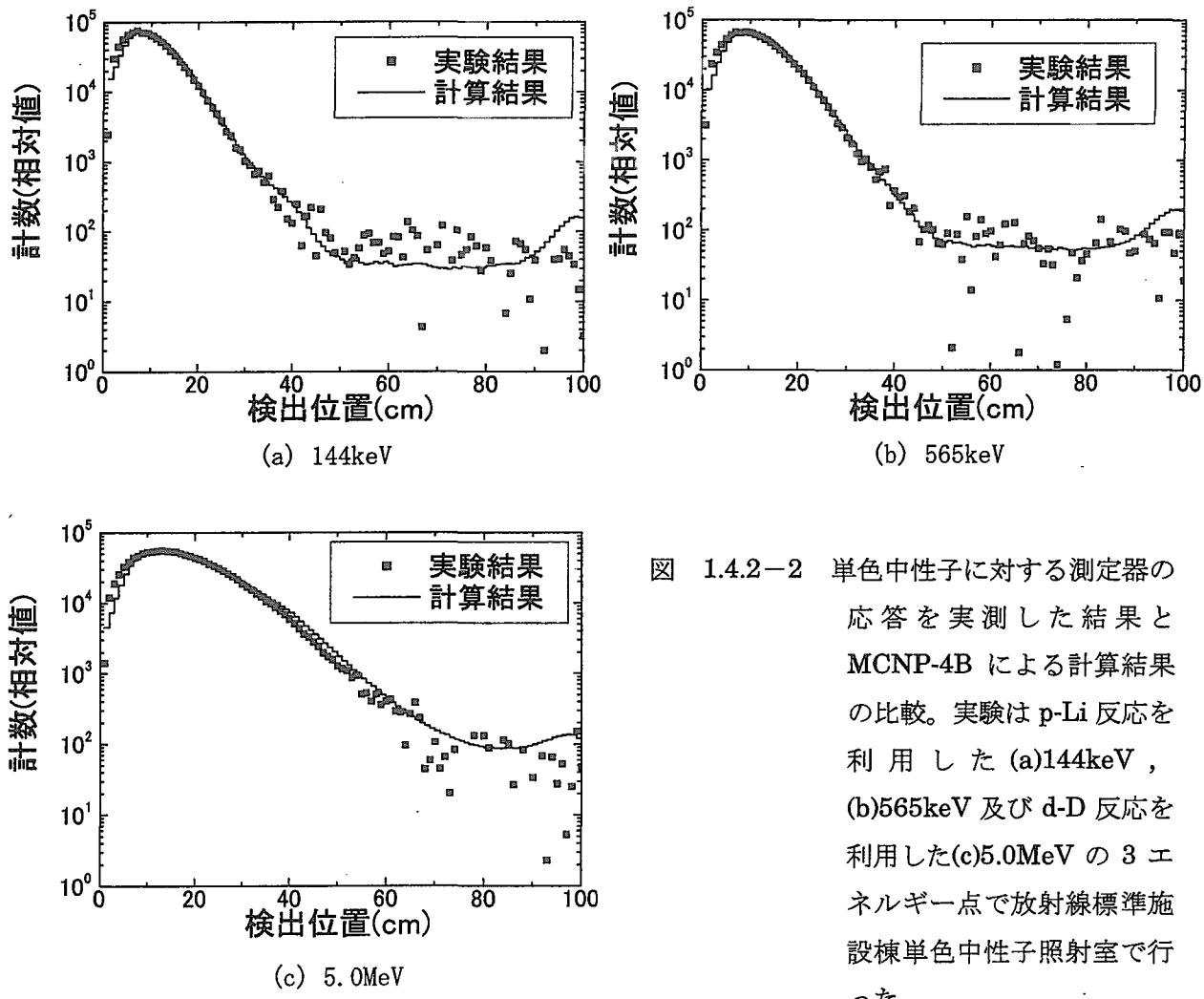


図 1.4.2-2 単色中性子に対する測定器の応答を実測した結果と MCNP-4B による計算結果の比較。実験は p-Li 反応を利用した (a)144keV, (b)565keV 及び d-D 反応を利用した(c)5.0MeV の 3 エネルギー点で放射線標準施設棟単色中性子照射室で行った。

1.4.3 ファントム材質及び寸法の違いが中性子個人線量計校正に及ぼす影響

中性子個人線量計（以下「線量計」という。）の校正にはファントムが必要である。我が国では主に $40 \times 40 \times 15\text{cm}^3$ のアクリルファントム（P-40）¹⁾を用いてきた。一方、ICRUは線量換算係数が計算された ICRU 組織からなる $30 \times 30 \times 15\text{cm}^3$ のファントム（ICRU 組織ファントム）と同じ寸法のアクリルファントム（P-30）を線量計の校正に用いることを推奨している²⁾。また、ISOは $30 \times 30 \times 15\text{cm}^3$ の大きさで、前面 2.5mm、その他の面 1cm 厚のアクリル壁を有する水ファントム（PW）の使用を推奨している³⁾。そこで、これらのファントムの材質及び寸法の違いが、線量計の読み値及びファントム表面でのフルエンスに及ぼす影響について、実測と計算から評価した。

熱中性子及び ^{252}Cf , ^{241}Am -Be 線源からの速中性子を対象とし、線量計を各ファントムに装着し、その読み値を比較した。線量計として我が国で広く用いられているアロカ社 PDM303（各ファントムあたり 5 台）、富士電機社 NRY（3 台）、千代田テクノル社 WNP（3 素子）及び長瀬ランダウア社 NT（3 素子）を対象とした。PDM303 は熱センサを、NRY は熱及び速中性子センサを有する電子式線量計である。WNP と NT は共にエネルギー特性改良型の固体飛跡検出器である。熱中性子については、黒鉛パイアル表面より 40cm の位置で 0.3mSv を照射した。その際、熱外中性子の読み値への寄与を Cd 差法により差し引いた。速中性子については線源一ファントム表面間距離を 75cm とし、 $H_p(10)$ でそれぞれ 2 から 30mSv, 0.8mSv を照射した。また、電子式線量計に対する室内散乱線の読み値への寄与をシャドーコーン法又は多項式フィット法により差し引いた。次に実測と同じ照射条件で、モンテカルロ計算コード MCNP により、各ファントム中央で、ファントム表面より 1cm 線源側の位置におけるスペクトル及びフルエンス（直接線+後方散乱線）を求め、比較した。

照射結果を表 1.4.3-1 に示す。どの線源についても、P-30 に装着した線量計の読み値は、P-40 に装着した場合と有意な差はない。また、PW に装着した場合、P-30 に比べ、PDM303 で低くなる傾向があるが、他については有意な差がみられない。モンテカルロ計算により得られたスペクトル及びフルエンスを図 1.4.3-1 及び表 1.4.3-2 に示す。これらより、入射中性子が熱中性子の場合などのファントムを用いても全フルエンスの差異は 2% 以内にあること、速中性子を P-30, P-40 に照射すると PW に比べ 100keV 以上の中性子の後方散乱成分が増え、全フルエンスとして 5% から 8% 増すこと、PW は ICRU 組織ファントムと最も近い後方散乱特性を有することが分かる。

以上の結果から、ファントム寸法の違いによる影響は材質の違いによる影響に比べて小さいこと、後方散乱特性の観点で PW が優れていることが分かった。しかし、実際の校正においては PW は長時間の照射中に前面がわずかに膨らんだり、気泡が生ずるなど、実用上扱いにくい場合もある。そのため、入射中性子が熱中性子の場合や、固体飛跡検出器を照射した場合のように、ファントムの違いによる影響が測定の不確かさに比べ非常に小さいならば、P-30, P-40 で代用可能といえる。

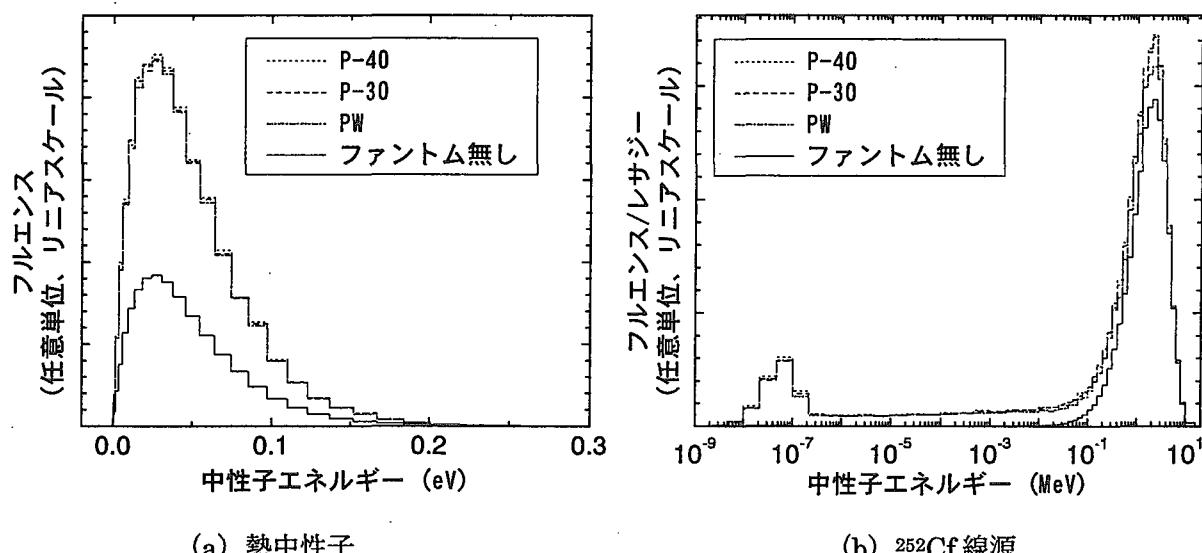
（三枝 純）

参考文献

- 1) JIS: JIS Z4331 (1995).
- 2) ICRU: ICRU Report 39 (1985).
- 3) ISO: ISO 8329-3 (1998).

表 1.4.3-1 各ファントムに装着した線量計の読み値の比（実測）

線源	電子式線量計		固体飛跡検出器	
	PDM303	NRY ^{*1}	WNP	NT
P-40ファントム / P-30ファントム				
熱中性子 ^{*2}	—	1.00 ± 0.05 ^{*3}	1.01 ± 0.01	1.05 ± 0.07
²⁵² Cf	1.00 ± 0.02	1.01 ± 0.02	0.97 ± 0.02	0.99 ± 0.05
²⁴¹ Am-Be	1.01 ± 0.04	1.00 ± 0.04	0.99 ± 0.05	1.11 ± 0.10
PWファントム / P-30ファントム				
熱中性子	—	0.97 ± 0.05	1.02 ± 0.02	1.05 ± 0.03
²⁵² Cf	0.96 ± 0.02	0.99 ± 0.03	0.97 ± 0.02	1.03 ± 0.05
²⁴¹ Am-Be	0.91 ± 0.01	0.98 ± 0.03	1.04 ± 0.03	0.96 ± 0.08

^{*1} 热センサと速センサの合計^{*2} Cdカットオフエネルギー以下^{*3} 平均値の実験標準偏差より算出

(a) 热中性子

(b) ²⁵²Cf 線源

図 1.4.3-1 ファントム表面における中性子スペクトル（計算）

表 1.4.3-2 ファントム表面における全フルエンスの比（計算）
(ICRU組織ファントムを1とする)

線源	ICRU組織ファントム	P-40	P-30	PW
熱中性子	1	1.02 ^{*1}	1.01	1.01
²⁵² Cf	1	1.07	1.05	1.00
²⁴¹ Am-Be	1	1.08	1.06	1.00

^{*1} 不確かさはいずれも0.5%以下

1.4.4 放射能汚染の測定用 NaI(Tl)シンチレーション棒状検出器の基礎特性

原子力施設や RI 使用施設の床面や大型物品等の汚染評価において、汚染位置や放出される放射線のエネルギー情報を得ることは重要である。 β 線検出器では測定が困難な ^{54}Mn のような核種に対して、あるいは浸透汚染に対しては γ 線の測定が必要となる。広範囲を効率的に測定するためには、広い面積を有した検出器¹⁾や格子状の複数の検出器²⁾が有効であるが、このような検出システムには多くの測定用モジュール等を必要とするため管理測定には向きである。そこで、比較的簡単なシステムを用いて汚染位置や放出される γ 線のエネルギーの情報を得るために、NaI(Tl)シンチレーション棒状検出器の適用を検討した。本報告では、検出器の基礎特性を解析した結果を述べる。

使用したシンチレータの寸法は $6.35 \times 6.35 \times 71.12\text{ cm}^3$ であり、位置情報を光の減衰から得るためにシンチレータの表面は全反射しないように研磨してある。直径 5.08 cm の2本の光電子増倍管(PMT)が、棒状検出器の長軸方向の両端に光学的に接合されている。図1.4.4-1に、棒状検出器及び測定システムの概要を示す。任意の位置に入射した γ 線がシンチレータと相互作用すると、その位置における発光が両端のPMT_A及びPMT_Bにおいて検出される。その際、検出される光は、発光位置と検出位置との距離に応じて指數関数的に減衰されている。両端のPMTから出力される信号は、增幅回路を介して二次元パラメータマルチチャンネル解析装置に入力され、両出力信号の同期事象のみXY座標上に記録される。両端の信号の出力波高比から発光位置(γ 線の入射位置)が、また両者を合成した波高からエネルギーの情報を得られる。

^{60}Co 線源からのコリメートした γ 線を検出器の長軸上に 5cm 間隔で入射し、その全測定結果を二次元にプロットした結果を図1.4.4-2に示す。XY軸はそれぞれPMT_A及びPMT_Bからの出力波高値を示し、各座標における強度が計数となる。原点を通過する直線が検出位置に対応しており、図中に示す直線は検出器の中央位置(0cm)を示している。検出位置は、この直線と軸により構成される角度 θ (図1.4.4-2を参照)との関係で表すことができる。また、直線上の強度分布が、検出位置における波高分布となる。ある波高に着目した場合(例えば1333keVピーク部分)，同一波高の座標を結ぶ曲線は理想的には0cm位置を中心として対称的な形状となる。しかし、本検出器においては、端部付近における対称性が良くない。この原因としては、光の集光窓とシンチレータとの光学的な接合状態に起因する受光感度の違いが考えられる。検出器中央(0cm)への入射に対する測定結果に関し、1333keVピークに対する位置分布及び入射 γ 線の波高分布を、それぞれ図1.4.4-3(a)及び(b)に示す。0cm位置における位置分解能は半値幅で 3.1cm であり、半値幅で評価したエネルギー分解能は 6.3% であった。 ^{137}Cs 線源からのコリメートした γ 線を0cm位置に入射した場合、位置及びエネルギー分解能はそれぞれ 3.4cm 及び 9.8% であった。 20cm 及び $+20\text{cm}$ 位置に γ 線を入射させた場合でも、各線源に対する位置及びエネルギー分解能は、0cm位置における値とそれ数%程度で一致した。棒状検出器の位置及びエネルギー分解能に関する基礎的な性能を元に、今後、棒状検出器の放射能汚染測定への適用に向けた特性評価試験を行う。

(大石 哲也)

参考文献 1) I. Auler, E. Neukäter and M. Franz, et al.: Appl. Radat. and Isot., 53, 331 (2000).

2) H. Ezure, S. Miyasaka, H. Kutoda, et al.: JAERI-Conf 95-015, 290, (1995).

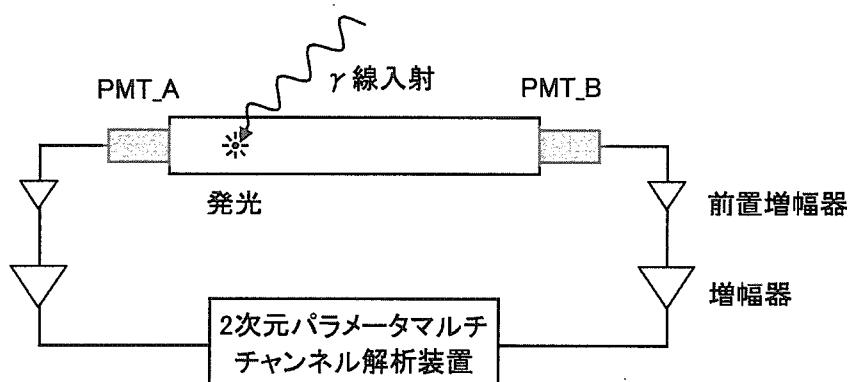


図 1.4.4-1 NaI(Tl)シンチレーション棒状検出器を用いた測定系

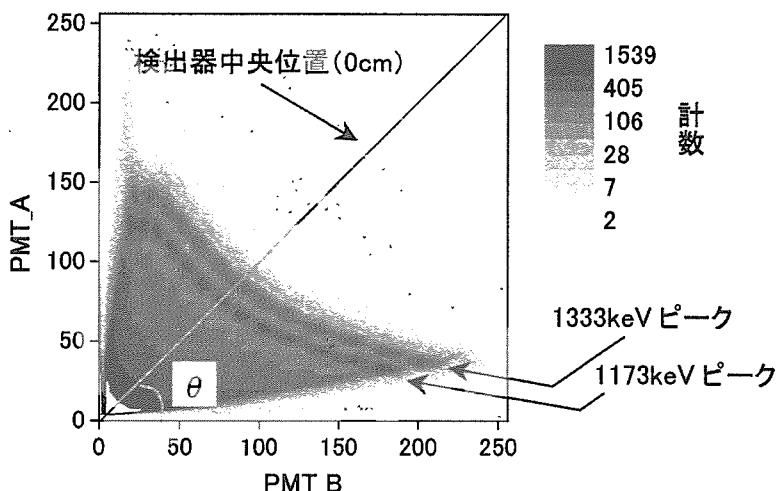
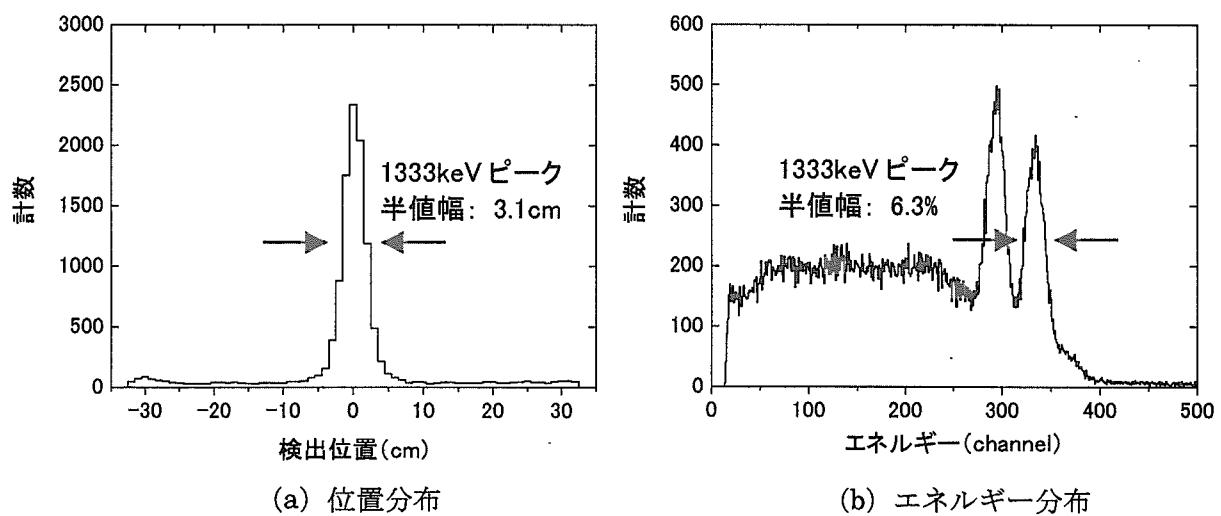
図 1.4.4-2 コリメータを用いた⁶⁰Co線源に対する測定結果の二次元プロット

図 1.4.4-3 コリメートビームの中央位置入射に対する (a) 位置分布及び (b) エネルギー分布

1.4.5 低エネルギー領域特性を改善した高効率 γ 線検出器の開発

大面積シンチレーション検出器は、原子炉や放射線関連施設の利用や解体にともない多量に発生する大型の低レベル放射性廃棄物に対し、高効率で迅速な放射能評価を可能とする。原子炉などの特別な施設を除き、多くの放射線関連施設では様々な核種が使用されているため、従来の大面積プラスチックシンチレーション検出器（以下「PLS 検出器」という。）では対応できない低エネルギー γ 線測定も可能とする必要がある。そこで、低エネルギー領域の測定を可能にするため、CsI(Tl)とプラスチックシンチレータ（BC-400）とを組み合わせた高効率 γ 線検出器（以下「ハイブリッド検出器」という。）を開発した。本報告では、電磁力スケードモンテカルロ計算コード EGS4 によって得られた検出器の基礎特性及び波形弁別特性を述べる。

低エネルギー γ 線に対し高効率な検出特性を与えるため、PLS 検出器の前面に薄板の CsI(Tl)を光学結合したホスウィッチ型の検出器構造を採用した。検出器の構造を図 1.4.5-1 に示す。CsI(Tl)の寸法は $200 \times 200 \times 3\text{mm}^3$ 、BC-400 は同じ面積で厚さが 50mm である。 γ 線との相互作用で発生したシンチレーションは 127mm ϕ の光電子増倍管に導かれる。ハイブリッド検出器は全計数測定による放射能評価に加え、波形解析で CsI(Tl)成分を取り出して低エネルギー γ 線の全吸収ピーク解析を行うことができる。基礎特性評価は 50.8mm ϕ のシンチレータの試験器を用いて行った。

試験器のライズタイム解析結果を図 1.4.5-2 に示す。BC-400 と CsI(Tl)の時間ピークの分離性能を示す性能指数¹⁾ から十分な分離が確認できた。また、複合成分の時間ピークが観測された。この成分は、主に BC-400 で後方散乱した γ 線が CsI(Tl)に再入射し相互作用した結果生じるもので、エネルギースペクトル中に妨害ピークを発生する。大面積シンチレータを用いた場合には複合成分の寄与が増すため、波形解析で複合成分を明確に区別する必要があると考えられる。

20keV から 1500keV の光子をハイブリッド検出器の入射面に対して垂直照射した場合の EGS4 による検出効率の計算結果を図 1.4.5-3 に示す。CsI(Tl)の効率は、300keV より低いエネルギーの光子に対し高くて、500keV 以上の光子に対し十分低い値であった。BC-400 への光子の入射は 100keV から始まり、BC-400 の効率は 250keV 以上で平均 24% であった。複合成分の寄与は最大 14% に及び、平均で 8% 程度の寄与があった。ハイブリッド検出器の全効率と PLS 検出器の効率とを比較した結果、ハイブリッド検出器は有意に高い効率を有していることが分かった。

試験器と PLS 検出器の検出限界放射能を評価した結果を図 1.4.5-4 に示す。検出器の側面と背面に厚さ約 2cm の鉛遮へいを設けた状態で試験した。 γ 線の放出率は 1 と規格化した。全吸収ピーク解析で実験的に評価していないエネルギー領域を EGS4 による計算評価で補った。その結果、低エネルギー領域では PLS 検出器と比較して 1 衍以上の検出限界放射能の向上が見られた。CsI(Tl)成分の全吸収ピーク解析は 400keV 以下の γ 線測定に対して有用であることが分かった。

以上の結果から、ハイブリッド検出器は低エネルギー領域まで測定可能であり、放射線関連施設から発生する廃棄物等への確認測定への応用が期待できる。

（山外 功太郎）

参考文献

- 1) Winyard R. A. et al.: Nucl. Instrum. Meth., 95, 141 (1971).

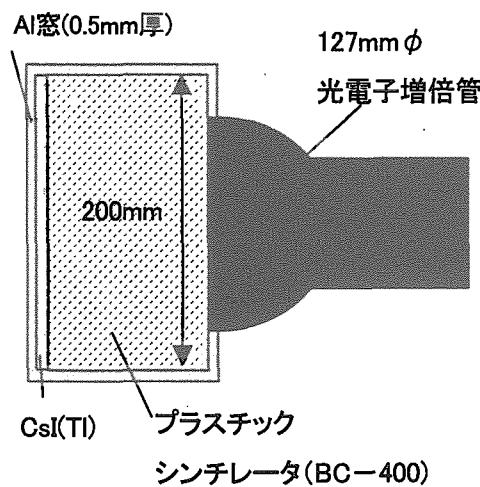


図 1.4.5-1 ハイブリッド検出器の構造

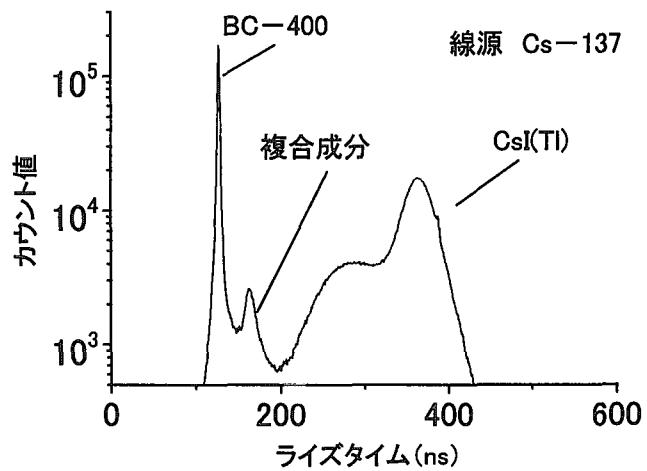


図 1.4.5-2 試験器のライズタイム分布

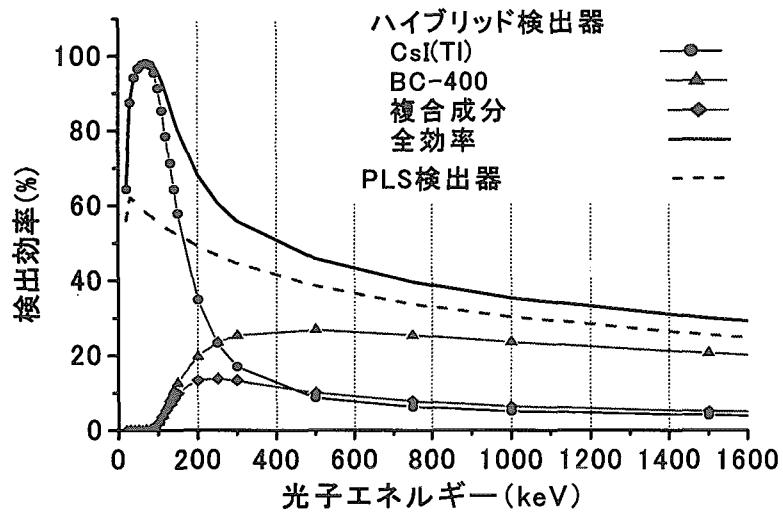


図 1.4.5-3 ハイブリッド検出器とPLS検出器の検出効率の比較

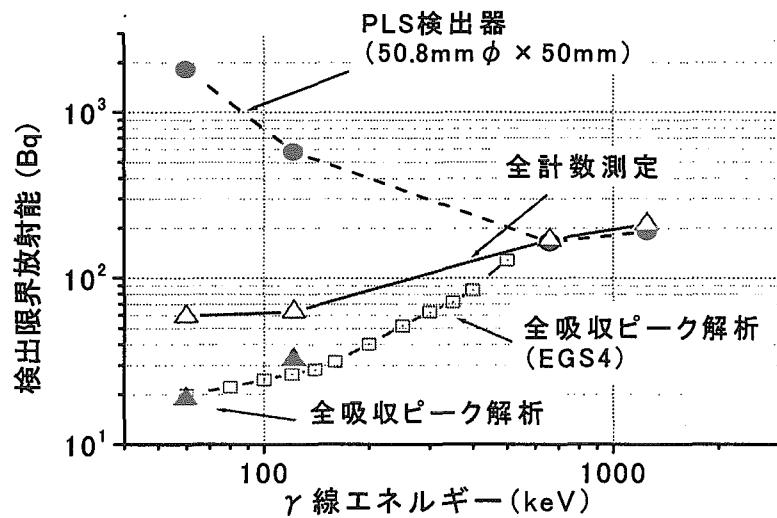


図 1.4.5-4 試験器とPLS検出器の検出限界放射能の比較

1.4.6 低エネルギー用高効率 γ 線検出器のバックグラウンド低減に関する考察

(1) 目的・手法

屋内や屋外における γ 線表面汚染の可能性がある箇所で汚染がないことを確認するときには、とくに低エネルギー γ 線放出核種の検出が問題になる。このための検出器として、現場で高効率に測定できることが望ましく、一般に広い入射面積をもつシンチレータが選ばれる。しかし、現場測定では、充分な遮へい材を用いることができないため、建物や大地等に含まれている自然放射性核種からのバックグラウンド放射線が大量に検出器に入射して、低エネルギー γ 線の検出を妨害する。また、無用なシンチレータの厚さはバックグラウンド計数を増大させる結果となる。このため、広面積シンチレーション検出器の低エネルギー領域スペクトル測定において、遮へい材によるバックグラウンド低減の効果及びシンチレータの厚さを決めるうえで必要な薄いシンチレータの応答特性について、シミュレーション計算による考察を行った。

図1.4.6-1に、評価した検出器の体系の例を示す。検出器は、前面の薄いCsI(Tl)シンチレータとその背後のプラスチックシンチレータからなるホスウィッチ型とし、さらに背後からのバックグラウンド放射線を遮るために鉛遮へいから構成されるものとした。ここでは、 γ 線輸送計算コードEGS4を用いて、本検出器のバックグラウンド放射線に対する性能を評価した。コンクリートの厚さが25cmで内部半径が2.5mの球殻モデルの部屋を考え¹⁾、検出器をその中央部においてCsI(Tl)の波高スペクトルを計算した。球殻中に、自然放射性核種の主たる3成分(K-40, U系列, Th系列)が一様に分布していると仮定した。

(2) 結果・考察

図1.4.6-2に、バックグラウンド放射線に対する遮へいの効果を示す。遮へい材通過後のエネルギースペクトルをプロットしたものである。測定の対象エネルギー領域を300keV以下とするならば、薄い厚さの鉛でも充分に遮へいの効果が大きいことが分かる。2cm厚でも1/100程度の低減が期待できる。しかし、薄い鉄を遮へい材として用いた場合では、同じ重量厚(図では、鉄2.9cmと鉛2cmが同等)でも原子番号が小さいために、低エネルギー領域においては遮へい能力が小さい。

次に、前面の薄いCsI(Tl)シンチレータの応答に、どのエネルギー帯の γ 線が関わっているのかについて明らかにした。バックグラウンド放射線に対する結果を図1.4.6-3に示す。図中の点線が入射エネルギーフルエンスを表している。考察が容易なように、CsI(Tl)シンチレータの応答関数はエネルギー分解能に応じた分散をさせていないため、実際の形状とは異なる。この例では、厚さ3mmのCsI(Tl)では、100keV以下の γ 線は、ほとんどが光電効果により全吸収されていることが分かる。100keV以上では、エネルギーが増すとともに点線との差が大きくなり、コンプトン効果の寄与の増大を表している。なお、低エネルギー領域におけるK-40やU, Th系列の高いエネルギーの γ 線に起因したコンプトン成分の寄与はかなり小さいことが分かった。今後は、これらの基礎的な検討を踏まえて、ホスウィッチ型高効率 γ 線検出器の最適化を実施する。

(堤 正博)

参考文献

- 1) Tsutsumi, M. et al.: J. Nucl. Sci. Technol., 38, 1109 (2001).

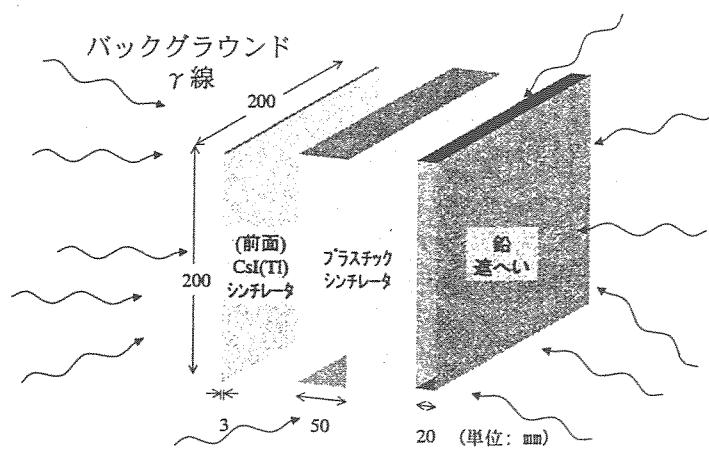


図 1.4.6-1 ホスウィッチ型高効率検出器の計算体系の例

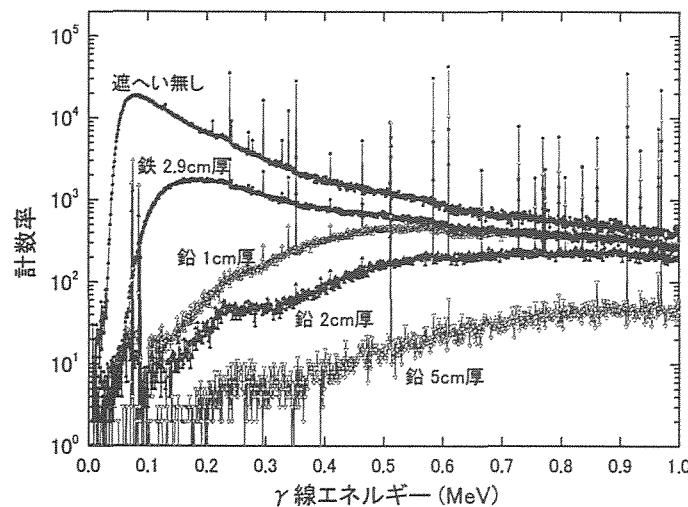


図 1.4.6-2 背後からのバックグラウンド放射線に対する遮へい効果

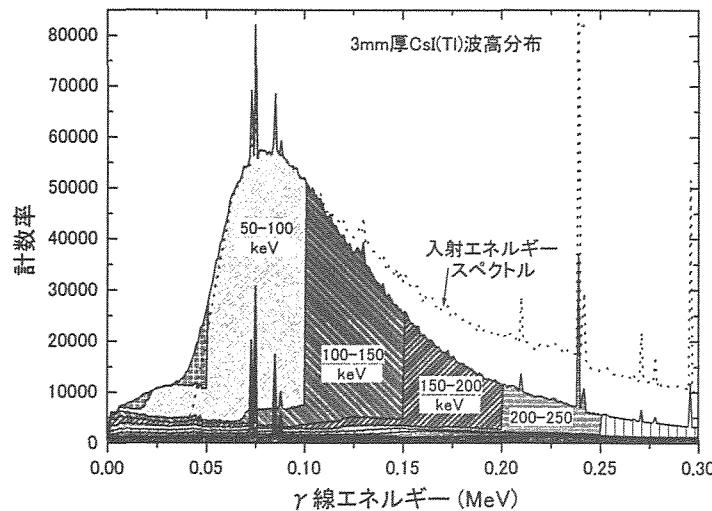


図 1.4.6-3 検出器応答を形成する入射エネルギー別 γ 線の寄与

放射線管理

Radiation Control

This is a blank page.

2. 東海研究所の放射線管理

原子炉施設、核燃料物質使用施設等の環境放射線管理、施設放射線管理、個人被ばく管理及び放射線管理用機器の管理の業務を2001年度に引き続き滞りなく実施した。また、放射線測定機器、モニタ集中監視装置等の更新整備を年次計画に沿って実施し、放射線管理の効率化と機能の充実を図った。

2002年度に東海研究所の各施設から放出された気体及び液体廃棄物中の放射性物質の量又は濃度は、いずれも保安規定等に定められた放出管理目標値又は放出管理基準値以下であった。年間の総放出量に基づいて算出した周辺環境における実効線量は $3.5 \times 10^{-2} \mu\text{Sv}$ であり、原子炉施設保安規定に定められた実効線量の線量目標値と比較して十分低い値であった。また、事故等による放射線被ばく及び放射能汚染はなかった。

原子炉施設、核燃料物質使用施設等における作業環境の監視及び作業者の放射線被ばくの管理では、作業環境モニタリングや被ばくに関して異常はなく、放射線管理上の問題はなかった。

東海研究所では、原研全事業所の放射線業務従事者の被ばく線量測定結果をとりまとめた。各事業所の作業に関して、保安規定に定められた線量限度及び警戒線量を超える被ばくはなかった。2002年度における原研全事業所の実効線量に関しては、最大6.2mSv、平均0.04mSvであり、集団実効線量は297.6人・mSvであった。

放射線管理技術の開発では、以下の各項目を実施し放射線管理技術の向上を図った。気体廃棄物の放出による環境影響評価のための「気象データ統計処理解析コード(W-View)」を開発した。環境 γ 線の積算線量測定に蛍光ガラス線量計を導入するために、TLDの測定結果との比較解析を5年間にわたり実施し、蛍光ガラス線量計への移行の見通しを得た。燃料試験施設の帳票作成プログラムに、放射線管理試料の集中計測の結果をオンラインで取り込む等の機能を追加した。原子力災害時の地方公共団体等への支援の準備として、放射線作業者の年齢層以外の体格に対して迷路型全身カウンタの校正等を行った。熱中性子校正場用の黒鉛パイルを更新し、中性子フルエンス率等のデータを整備した。

放射線安全教育に関して、国際原子力総合技術センターにおける各種研修講座、放射線業務従事者訓練等に、放射線管理の専門家を講師及び実習指導員として派遣し協力するとともに、各放射線作業現場における作業者の放射線安全教育訓練に積極的に協力した。また、保健物理部門以外の18名の職員を対象に放射線管理実務研修を実施した。

(山口 恭弘)

2.1 管理の総括業務

2002年度に各施設から放出された気体及び液体廃棄物中の放射性物質の量及び濃度は、いずれも保安規定に定められた放出の基準値及び放出管理目標値以下であった。また、年間総放出量に基づいて算出した周辺環境における実効線量は $3.5 \times 10^{-2} \mu\text{Sv}$ であり、原子炉施設保安規定に定められた実効線量当量の線量目標値と比較して十分に低い値であった。なお、2002年度は事故等による放射能汚染及び被ばくはなかった。

(山口 武憲)

2.1.1 管理区域

原子炉施設保安規定第2編第10条、第11条、核燃料物質使用施設等保安規定第2編第9条、第10条、放射線障害予防規定第50条、第51条及び少量核燃料物質使用施設等保安規程第45条に基づき設定されている第1種管理区域及び第2種管理区域について図2.1.1-1に示す(一時的に設定されたものは除く)。

2002年度中に一時的に設定された管理区域の件数は、第1種管理区域42件、第2種管理区域2件であった。その主な設定理由は、第1種管理区域は排気フィルタ交換などの排気設備の保守作業等(26件)、排水設備の保守作業等(14件)、第2種管理区域はX線透過装置試運転等(2件)であった。

(菊地 正光)

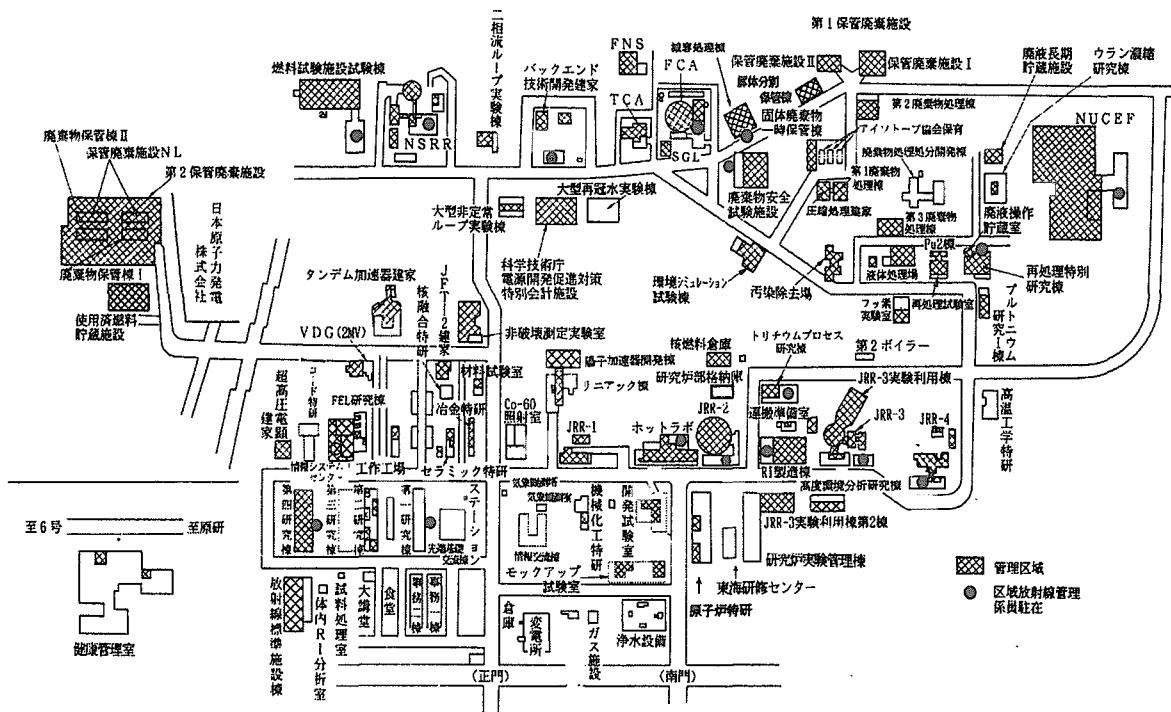


図 2.1.1-1 管理区域の位置（2003年3月現在）

2.1.2 排気及び排水の管理データ

(1) 放出放射性塵埃及び放射性ガス

2002年度に各施設から放出された放射性塵埃及び放射性ガスの核種別の年間放出量及び年間平均濃度を表2.1.2-1に示す。各施設からの放出量及び年間平均濃度は、いずれも保安規定等に定められている放出の基準値を超えていなかった。

(2) 放射性液体廃棄物

2002年度に各施設から放出された放射性廃液の排水溝の流量から求めた排水溝別の1日平均濃度、3か月平均濃度の最大値及び年間放出放射能量を表2.1.2-2に示す。

排水溝へ放出された廃液の年間放出量は、 ^3H , ^{14}C 以外の核種が $2.6 \times 10^7 \text{Bq}$, ^3H が $3.0 \times 10^{10} \text{Bq}$, ^{14}C が 0 Bq であった。これらの値を2001年度と比較すると、 ^3H , ^{14}C 以外の核種で31%減、 ^3H で25%減となっている。

排水溝における1日平均濃度の最大値は、 ^3H , ^{14}C 以外の核種で $2.8 \times 10^{-3} \text{Bq/cm}^3$, 3月間の平均濃度の最大値は、 ^3H , ^{14}C 以外の核種で $4.6 \times 10^{-5} \text{Bq/cm}^3$ であった。

各排水溝への放出量、1日平均濃度等は、いずれも保安規定等に定められている放出の基準値を超えていなかった。なお、廃棄物処理場へ処理のために送られた廃液の年間放出量は、 β , γ 線放出核種 $1.0 \times 10^{10} \text{Bq}$ であった。この値は、2001年度と比較すると41%減となっている。

(3) 放出管理目標値との比較

原子炉施設から放出された気体廃棄物のうち、放出管理目標値が定められている核種の年間放出放射能量と放出管理目標値との比較を表2.1.2-3に示す。

全施設から排水溝へ放出された放射性廃液中の年間放出放射能量と放出管理目標値との比較を表2.1.2-4に示す。

これらの値は、いずれも放出管理目標値を十分に下回っていた。

(菊地 正光)

表 2.1.2-1 各施設における放射性塵埃及び放射性ガスの年間放出量及び年間平均濃度

(東海研究所, 2002 年度)

項目		放射性塵埃 ^{††}			放射性ガス			
施設名		核種	年間放出量 ^{††} (Bq)	年間平均濃度 ^{††} (Bq/cm ³)	核種 ^{††}	年間放出量 ^{††} (Bq)	年間平均濃度 ^{††} (Bq/cm ³)	
第4研究棟	西棟	全β ²⁴¹ Am ⁶⁰ Co ¹³¹ I	— 0 0 1.1×10 ⁴	<7.4×10 ⁻¹¹ <4.9×10 ⁻¹¹ <7.4×10 ⁻¹¹ <7.4×10 ⁻¹¹	HTO HT	0 0	<3.1×10 ⁻⁶ <1.4×10 ⁻⁶	
		全β ²⁴¹ Am ⁶⁰ Co ¹³¹ I	— 0 0 0	<8.6×10 ⁻¹¹ <5.7×10 ⁻¹¹ <8.6×10 ⁻¹¹ <7.1×10 ⁻¹¹	HTO HT	0 0	<6.1×10 ⁻⁶ <5.9×10 ⁻⁶	
		—	—	—	HTO HT	0 0	<6.8×10 ⁻⁶ <6.8×10 ⁻⁶	
		全β ²⁴¹ Am ⁶⁰ Co	— 0 0	<3.1×10 ⁻¹¹ <2.1×10 ⁻¹¹ <3.1×10 ⁻¹¹	⁴¹ Ar ⁸⁵ Kr	3.3×10 ⁴ 4.7×10 ⁴	<1.0×10 ⁻⁵ <1.2×10 ⁻⁵	
冶金特研		全β ²³⁴ U ⁶⁰ Co	— 0 0	<8.9×10 ⁻¹¹ <5.7×10 ⁻¹¹ <8.9×10 ⁻¹¹	—	—	—	
セラミック特研		全β 全α ⁶⁰ Co	— — 0	<8.9×10 ⁻¹¹ <5.5×10 ⁻¹¹ <8.9×10 ⁻¹¹	HTO HT	6.0×10 ⁴ 0	5.4×10 ⁻⁶ <4.9×10 ⁻⁶	
タンデム加速器		全β ²³⁹ Np ⁶⁰ Co	— 0 0	<8.9×10 ⁻¹¹ <5.7×10 ⁻¹¹ <8.9×10 ⁻¹¹	—	—	—	
ホットラボ	主排気口	全β ²³⁹ Pu ¹¹³ Sb ^{113m} Te ¹³⁷ Cs	— 0 4.0×10 ⁵ 8.0×10 ⁴ 0	<9.6×10 ⁻¹¹ <5.8×10 ⁻¹¹ <2.0×10 ⁻¹⁰ <1.1×10 ⁻¹⁰ <2.1×10 ⁻¹⁰	⁸⁵ Kr	0	<6.7×10 ⁻⁵	
	副排気口	全β ¹³⁷ Cs	— 0	<9.6×10 ⁻¹¹ <1.8×10 ⁻¹⁰	—	—	—	
JRR-1		全β ⁶⁰ Co	— 0	<3.8×10 ⁻¹¹ <3.8×10 ⁻¹¹	—	—	—	
JRR-2		全β 全α ⁶⁰ Co ¹³¹ I	— — 0 0	<3.6×10 ⁻¹¹ <2.2×10 ⁻¹¹ <1.5×10 ⁻¹¹ <2.1×10 ⁻¹¹	³ H ⁴¹ Ar	2.0×10 ¹¹ 0	4.6×10 ⁻⁵ <5.5×10 ⁻⁵	
JRR-3		全β 全α ⁶⁰ Co ¹³¹ I	— — 0 0	<9.1×10 ⁻¹¹ <5.8×10 ⁻¹¹ <3.6×10 ⁻¹¹ <1.1×10 ⁻¹¹	³ H ⁴¹ Ar	2.1×10 ¹⁰ 1.9×10 ¹⁰	<6.4×10 ⁻⁵ <1.9×10 ⁻⁵	
実験利用棟第2棟		全β ²³⁹ Np ⁶⁰ Co	— 0 0	<8.9×10 ⁻¹¹ <5.8×10 ⁻¹¹ <8.9×10 ⁻¹¹	³ H	0	<3.3×10 ⁻⁵	
JRR-4		全β 全α ⁶⁰ Co ¹³¹ I	— — 0 0	<3.6×10 ⁻¹¹ <2.4×10 ⁻¹¹ <1.5×10 ⁻¹¹ <7.3×10 ⁻¹¹	⁴¹ Ar	1.0×10 ⁴	<1.6×10 ⁻⁵	
開発試験室 VHTRC		全β 全α ⁶⁰ Co ¹³¹ I	— — 0 0	<3.9×10 ⁻¹¹ <2.4×10 ⁻¹¹ <1.5×10 ⁻¹¹ <3.2×10 ⁻¹¹	—	—	—	

項目		放射性塵埃 ^{*1}			放射性ガス		
施設名		核種	年間放出量 ^{*1} (Bq)	年間平均濃度 ^{*1} (Bq/cm ³)	核種 ^{*2}	年間放出量 ^{*1} (Bq)	年間平均濃度 ^{*1} (Bq/cm ³)
開発試験室 同位体分離研究室		全β 全α ²³⁵ U _{nat}	— — 0	<3.7×10 ⁻¹¹ <2.6×10 ⁻¹¹ <2.6×10 ⁻¹¹	—	—	—
R I 製造棟	200番	全β ¹³⁷ Cs	— 0	<7.0×10 ⁻¹¹ <7.0×10 ⁻¹¹	³ H	0	<5.2×10 ⁻⁴
	300番	全β ²⁴¹ Am ³⁶ S ¹³⁷ Cs	— 0 4.8×10 ⁵ 0	<3.8×10 ⁻¹¹ <2.6×10 ⁻¹¹ <1.5×10 ⁻¹¹ <3.8×10 ⁻¹¹	³ H ⁴¹ Ar	6.1×10 ¹ 3.0×10 ¹	<1.4×10 ⁻⁴ <8.0×10 ⁻⁴
	400番	全β ²⁴¹ Am ¹³⁷ Cs	— 0 0	<3.8×10 ⁻¹¹ <2.6×10 ⁻¹¹ <3.8×10 ⁻¹¹	HTO HT	5.1×10 ¹ 1.4×10 ¹¹	<1.4×10 ⁻⁴ 2.4×10 ⁻³
	600番	全β ³⁶ S ⁶⁰ Co ¹³¹ I ¹³³ I	— 5.7×10 ¹ 0 2.4×10 ² 1.5×10 ⁴	<4.5×10 ⁻¹¹ <5.0×10 ⁻¹¹ <4.5×10 ⁻¹¹ <1.0×10 ⁻¹¹ <1.5×10 ⁻¹¹	—	—	—
核燃料倉庫		全β ²³⁵ U _{nat}	— 0	<3.8×10 ⁻¹¹ <2.3×10 ⁻¹¹	—	—	—
高度環境分析 研究棟		全α ²³⁹ Pu	— 0	<5.7×10 ⁻¹¹ <5.7×10 ⁻¹¹	—	—	—
トリチウムプロセス 研究棟		全β ²³⁵ U _{nat}	— 0	3.6×10 ⁻¹¹ <5.8×10 ⁻¹¹	HTO HT	1.3×10 ¹¹ 3.8×10 ¹	3.9×10 ⁻⁵ 1.1×10 ⁻⁵
Pu研究1棟	スタック I	全β ²³⁹ Pu ¹⁰⁶ Ru	— 0 0	<1.7×10 ⁻¹¹ <4.5×10 ⁻¹¹ <1.7×10 ⁻¹¹	—	—	—
	スタック II・III	全β ²³⁹ Pu ¹⁰⁶ Ru	— 0 0	<3.4×10 ⁻¹¹ <8.9×10 ⁻¹¹ <3.4×10 ⁻¹¹	—	—	—
再処理特別 研究棟	スタック I	全β ²³⁹ Pu ¹³⁷ Cs	— 0 0	<1.7×10 ⁻¹¹ <4.5×10 ⁻¹¹ <1.7×10 ⁻¹¹	—	—	—
	スタック II	全β ²³⁹ Pu ¹³⁷ Cs	— 0 0	<1.7×10 ⁻¹¹ <4.5×10 ⁻¹¹ <1.7×10 ⁻¹¹	—	—	—
Pu研究2棟		全β ²³⁵ U _{nat}	— 0	<7.2×10 ⁻¹¹ <1.9×10 ⁻¹¹	—	—	—
再処理試験室		全β ²³⁵ U _{nat}	— 0	<1.7×10 ⁻¹¹ <4.5×10 ⁻¹¹	—	—	—
フッ素実験室		全β ¹⁴⁷ Pt ¹⁴⁷ I	— 0 0	<1.7×10 ⁻¹¹ <4.5×10 ⁻¹¹ <6.0×10 ⁻¹¹	—	—	—
ウラン濃縮研究棟		全β ²³⁵ U _{nat}	— 0	<1.7×10 ⁻¹¹ <4.5×10 ⁻¹¹	—	—	—
汚染除去施設		全β ¹³⁷ Cs ²⁴¹ Am	— 0 0	<2.9×10 ⁻¹¹ <5.0×10 ⁻¹¹ <1.6×10 ⁻¹¹	—	—	—
第1廃棄物処理棟		全β ¹³⁷ Cs ²⁴¹ Am	— 0 0	<2.9×10 ⁻¹¹ <5.0×10 ⁻¹¹ <1.6×10 ⁻¹¹	³ H	0	<1.3×10 ⁻⁴
第2廃棄物処理棟		全β ¹³⁷ Cs ²⁴¹ Am ^{125m} Te	— 0 0 2.9×10 ⁵	<6.9×10 ⁻¹¹ <1.1×10 ⁻¹¹ <3.9×10 ⁻¹¹ <4.2×10 ⁻¹¹	—	—	—
解体分別保管棟		全β ¹³⁷ Cs ²⁴¹ Am	— 0 0	<2.9×10 ⁻¹¹ <4.4×10 ⁻¹¹ <1.6×10 ⁻¹¹	—	—	—

項目 施設名	放射性塵埃 ^{*1}			放射性ガス			
	核種	年間放出量 ^{*2} (Bq)	年間平均濃度 ^{*3} (Bq/cm ³)	核種 ^{*4}	年間放出量 ^{*2} (Bq)	年間平均濃度 ^{*3} (Bq/cm ³)	
第3廃棄物処理棟	全β ¹³⁷ Cs ¹⁴¹ Am	— 0 0	<2.9×10 ⁻¹⁰ <5.3×10 ⁻¹⁰ <1.6×10 ⁻¹⁰	—	—	—	
圧縮処理施設	全β ¹³¹ I ¹³⁷ Cs ¹⁴¹ Am	— 1.2×10 ⁴ 0 0	<2.9×10 ⁻¹⁰ <1.1×10 ⁻¹⁰ <5.3×10 ⁻¹⁰ <1.6×10 ⁻¹⁰	—	—	—	
液体処理施設	全β ¹³⁷ Cs ¹⁴¹ Am	— 0 0	<2.9×10 ⁻¹⁰ <2.9×10 ⁻¹⁰ <1.6×10 ⁻¹⁰	—	—	—	
減容処理棟	全β ¹³⁷ Cs ¹⁴¹ Am	— 0 0	<2.9×10 ⁻¹⁰ <3.5×10 ⁻¹⁰ <1.6×10 ⁻¹⁰	³ H	0	<2.1×10 ⁻⁴	
環境シミュレーション試験棟	全β ¹³⁷ Cs ¹³⁷ Np	— 0 0	<7.3×10 ⁻¹¹ <7.3×10 ⁻¹¹ <6.4×10 ⁻¹¹	—	—	—	
廃棄物安全試験施設	全β ¹⁴¹ Am ¹³⁷ Cs	— 0 0	<3.1×10 ⁻¹¹ <2.8×10 ⁻¹¹ <3.1×10 ⁻¹¹	—	—	—	
電源特会施設	全β ⁶⁰ Co	— 0	<1.3×10 ⁻¹⁰ <1.3×10 ⁻¹⁰	—	—	—	
FCA・SGL	全β ¹³⁷ Cs ¹³¹ I ²³⁹ Pu	— 3.8×10 ⁴ 0	<1.9×10 ⁻¹⁰ <4.4×10 ⁻¹⁰ <2.2×10 ⁻¹⁰ <1.2×10 ⁻¹⁰	—	—	—	
TCA	全β ⁶⁰ Co ¹³¹ I ²³⁴ U	— 0 0 0	<2.1×10 ⁻¹⁰ <7.1×10 ⁻¹⁰ <2.5×10 ⁻¹⁰ <1.4×10 ⁻¹⁰	—	—	—	
FNS	全β	—	<3.6×10 ⁻¹⁰	³ H ¹⁵ N	7.7×10 ¹¹ 4.7×10 ¹¹	6.4×10 ⁻⁴ <2.7×10 ⁻⁴	
バックエンド技術開発建家	全β ⁶⁰ Co	— 0	<3.8×10 ⁻¹⁰ <3.8×10 ⁻¹⁰	—	—	—	
NSRR	原子炉棟	全β 全α ⁶⁰ Co ¹³¹ I	— — 0 0	<1.9×10 ⁻¹⁰ <1.2×10 ⁻¹⁰ <6.7×10 ⁻¹⁰ <8.4×10 ⁻¹⁰	⁴¹ Ar	3.7×10 ³	<5.3×10 ⁻⁴
	燃料棟	全β ⁶⁰ Co	— 0	<1.9×10 ⁻¹⁰ <8.2×10 ⁻¹⁰	—	—	—
燃料試験施設	全β ¹¹³ Sb ¹³¹ I ²³⁹ Pu ¹³⁷ Cs	— 2.6×10 ⁴ 0 0 0	<4.4×10 ⁻¹⁰ <1.8×10 ⁻¹⁰ <8.0×10 ⁻¹⁰ <2.9×10 ⁻¹⁰ <1.0×10 ⁻¹⁰	⁸⁵ Kr	1.1×10 ¹⁷	<8.8×10 ⁻⁴	
NUCEF	全β ⁷⁵ Br ¹³¹ I ¹³⁷ Cs ²³⁹ Pu	— 1.7×10 ⁵ 7.9×10 ⁵ 0 0	<8.2×10 ⁻¹¹ <1.6×10 ⁻¹⁰ <1.0×10 ⁻¹⁰ <1.1×10 ⁻¹⁰ <1.4×10 ⁻¹⁰	¹³³ Xe ⁸⁵ Kr	3.5×10 ¹¹ 5.4×10 ¹⁰	<6.8×10 ⁻⁴ <6.8×10 ⁻⁴	

*1 挥発性核種も含む。

*2 検出下限濃度以上の放出量の合計。検出下限濃度未満の場合は、放出量を0とした。なお、全α・全βについては、評価を行っていないため「—」とした。

*3 1年間連続して排気装置を運転した場合の総排風量で年間放出量を除した値。ただし、この値が検出下限濃度未満の場合は “<（検出下限濃度）” とした。

*4 核種欄が「—」の施設は、放射性ガスの発生はない。

表 2.1.2-2 放射性廃液の排水溝における平均濃度・年間放出量

(東海研究所, 2002 年度)

排水溝名	排水溝における濃度及び年間放出量		
	1日平均濃度の最大値 ^{#3} (Bq/cm ³)	3か月平均濃度の最大値 ^{#3} (Bq/cm ³)	年間放出量 ^{#2} (Bq)
第1排水溝	³ H, ¹⁴ C 以外 : 1.7×10^{-4} (3.9×10^{-5})	³ H, ¹⁴ C 以外 : 2.8×10^{-6} (1.9×10^{-6})	³ H, ¹⁴ C 以外 : 2.2×10^6 (1.6×10^6) (内訳) $\begin{array}{l} {}^{35}\text{S} : 1.8 \times 10^5 \\ {}^{60}\text{Co} : 5.2 \times 10^5 \\ \quad (3.7 \times 10^5) \\ {}^{90}\text{Sr} : 1.7 \times 10^4 \\ {}^{137}\text{Cs} : 1.4 \times 10^6 \\ \quad (1.0 \times 10^6) \\ {}^{232}\text{Th} : 2.4 \times 10^4 \end{array} \quad \begin{array}{l} {}^{234}\text{U} : 2.5 \times 10^4 \\ \quad (7.8 \times 10^2) \\ {}^{238}\text{U} : 2.1 \times 10^4 \\ {}^{237}\text{Np} : 1.3 \times 10^4 \\ \quad (1.2 \times 10^4) \\ \text{U}_{\text{nat}} : (1.2 \times 10^5) \\ {}^{241}\text{Am} : (1.2 \times 10^5) \end{array}$
	³ H : 1.8×10^{-4} (1.8×10^{-4})	³ H : 1.7×10^{-6} (2.1×10^{-6})	³ H : 5.9×10^5 (1.2×10^6)
第2排水溝	³ H, ¹⁴ C 以外 : 2.8×10^{-3} (1.1×10^{-3})	³ H, ¹⁴ C 以外 : 4.6×10^{-5} (1.3×10^{-4})	³ H, ¹⁴ C 以外 : 2.4×10^7 (1.6×10^8) (内訳) $\begin{array}{l} {}^{24}\text{Na} : 6.1 \times 10^5 \\ {}^{57}\text{Co} : 1.7 \times 10^5 \\ {}^{60}\text{Co} : 1.3 \times 10^6 \\ \quad (6.5 \times 10^7) \\ {}^{85}\text{Sr} : 1.5 \times 10^6 \\ {}^{90}\text{Sr} : 6.9 \times 10^5 \\ {}^{99m}\text{Tc} : 1.4 \times 10^7 \\ {}^{106}\text{Ru} : (1.0 \times 10^6) \end{array} \quad \begin{array}{l} {}^{110m}\text{Ag} : 3.9 \times 10^6 \\ {}^{129}\text{I} : (4.3 \times 10^3) \\ {}^{137}\text{Cs} : 1.6 \times 10^6 \\ \quad (6.1 \times 10^7) \\ {}^{234}\text{U} : (3.8 \times 10^4) \\ {}^{239}\text{Pu} : (9.8 \times 10^4) \\ {}^{241}\text{Am} : (2.8 \times 10^7) \end{array}$
	³ H : 4.9×10^{-1} (1.2×10^{-2})	³ H : 3.0×10^{-2} (3.8×10^{-4})	³ H : 3.0×10^{10} (3.6×10^8)
第3排水溝	¹⁴ C : (1.6×10^{-2})	¹⁴ C : (1.5×10^{-3})	¹⁴ C : (2.3×10^9)
	³ H, ¹⁴ C 以外 : 7.9×10^{-5} (3.6×10^{-4})	³ H, ¹⁴ C 以外 : 1.1×10^{-5} (9.4×10^{-5})	³ H, ¹⁴ C 以外 : 9.3×10^3 (1.5×10^5) (内訳) $\begin{array}{l} {}^{60}\text{Co} : (1.4 \times 10^5) \\ {}^{137}\text{Cs} : 9.3 \times 10^3 \end{array} \quad \begin{array}{l} {}^{234}\text{U} : (4.0 \times 10^3) \\ {}^{239}\text{Pu} : (3.3 \times 10^3) \end{array}$
	³ H : 2.7×10^{-1}	³ H : 6.1×10^{-2}	³ H : 6.7×10^7

廃棄物処理場へ搬出 ^{*1}		排水溝における濃度及び年間放出量			
年間放射能量 (Bq)	廃液量 (m ³)	1日平均濃度 の最大値 ^{*3} (Bq/cm ³)	3か月平均濃度 の最大値 ^{*3} (Bq/cm ³)	年間放出量 ^{*2} (Bq)	廃液量 (m ³)
$\beta \cdot \gamma$: 1.0×10^{10}	7.0×10^2	${}^3\text{H}, {}^{14}\text{C}$ 以外 : 2.8×10^{-3} (1.1×10^{-3})	${}^3\text{H}, {}^{14}\text{C}$ 以外 : 4.6×10^{-5} (1.3×10^{-4})	${}^3\text{H}, {}^{14}\text{C}$ 以外 : 2.6×10^7 (1.6×10^8) (内訳) ${}^{24}\text{Na}$: 6.1×10^5 ${}^{35}\text{S}$: 1.8×10^5 ${}^{57}\text{Co}$: 1.7×10^5 ${}^{60}\text{Co}$: 1.9×10^6 (6.6×10^7) ${}^{85}\text{Sr}$: 1.5×10^6 ${}^{90}\text{Sr}$: 7.1×10^5 ${}^{99m}\text{Tc}$: 1.4×10^7 ${}^{106}\text{Ru}$: (1.0×10^6) ${}^{110m}\text{Ag}$: 3.9×10^6 ${}^{129}\text{I}$: (4.3×10^3) ${}^{137}\text{Cs}$: 3.0×10^6 (6.2×10^7) ${}^{232}\text{Th}$: 2.4×10^4 ${}^{234}\text{U}$: 2.5×10^4 (4.3×10^4) ${}^{238}\text{U}$: 2.1×10^4 ${}^{237}\text{Np}$: 1.3×10^4 (1.2×10^4) ${}^{239}\text{Pu}$: (1.0×10^5) ${}^{241}\text{Am}$: (2.8×10^7) ${}^{235}\text{U}_{\text{nat}}$: (1.2×10^5)	4.2×10^4
合計		${}^3\text{H}$: 2.8×10^{10}	${}^3\text{H}$: 4.9×10^{-1} (1.2×10^{-2})	${}^3\text{H}$: 6.1×10^{-2} (3.8×10^{-4})	${}^3\text{H}$: 3.0×10^{10} (3.6×10^8)
			${}^{14}\text{C}$: (1.6×10^{-2})	${}^{14}\text{C}$: (1.5×10^{-3})	${}^{14}\text{C}$: (2.3×10^9)

*1 所外施設（放射線医学総合研究所、日本アイソトープ協会）及び国際原子力総合技術センターからの廃液は含まれていない。

*2 検出下限濃度以上と未満の放出量を区分して集計した。検出下限濃度未満の放出量については、検出下限濃度で放出したとして放出量を計算し、() 内に示した。

*3 検出下限濃度以上の放出量を排水溝流量で除した値の最大値。検出下限濃度未満の放出量については、検出下限濃度で放出したとして同様に計算し、() 内に示した。

表 2.1.2-3 気体廃棄物の年間放出量と放出管理目標値との比較

(東海研究所, 2002 年度)

原子炉施設	種類	核種	放出管理目標値 (Bq/年)	年間放出量* (Bq)	年間放出量 放出管理目標値
JRR-2	放射性ガス	^3H	9.6×10^{12}	2.0×10^{11}	2.1×10^{-2}
JRR-3	放射性希ガス	^{41}Ar	6.2×10^{13}	2.0×10^{10}	3.2×10^{-4}
	放射性ガス	^3H	7.4×10^{12}	2.1×10^{10}	2.8×10^{-3}
JRR-4	放射性希ガス	^{41}Ar	9.6×10^{11}	1.0×10^9	1.0×10^{-3}
NSRR	放射性希ガス	主に $^{41}\text{Ar}, ^{135}\text{Xe}$	4.4×10^{13}	3.7×10^9	8.4×10^{-5}
	放射性よう素	^{131}I	4.8×10^9	0	0
STACY TRACY	放射性希ガス	主に $^{89}\text{Kr}, ^{138}\text{Xe}$	8.1×10^{13}	3.5×10^{11}	4.3×10^{-3}
	放射性よう素	^{131}I	1.5×10^{10}	7.9×10^5	5.3×10^{-5}
	プルトニウム (アメリシウムを含む)	主に $^{239}\text{Pu}, ^{241}\text{Pu}$	4.0×10^7	0	0

* 検出下限濃度未満は放出量を 0 として集計した。

表 2.1.2-4 液体廃棄物の年間放出量と放出管理目標値との比較

(東海研究所, 2002 年度)

核種		放出管理目標値 (Bq/年)	年間放出量* (Bq)	年間放出量 放出管理目標値
$^3\text{H}, ^{14}\text{C}$ 以外の核種	総量	1.8×10^{10}	2.6×10^7	1.4×10^{-3}
	^{60}Co	3.7×10^9	1.9×10^6	5.1×10^{-4}
	^{137}Cs	3.7×10^9	2.9×10^6	7.8×10^{-4}
^3H		2.5×10^{13}	3.0×10^{10}	1.2×10^{-3}
^{14}C		1.1×10^{11}	0	0

* 第 1, 第 2, 第 3 排水溝の合計値

2.1.3 環境における放射性希ガス及び液体廃棄物による実効線量

原子炉施設保安規定に基づき、東海研究所の周辺監視区域における放射性希ガス及び液体廃棄物による年間の実効線量を算出した。

放射性希ガスに起因する年間の実効線量を、放出管理目標値が定められている JRR-3, JRR-4, NSRR, STACY 及び TRACY について 2002 年度の気象統計を用いて算出した。その結果、実効線量が最大となった地点は、NUCEF 南西方向の周辺監視区域境界で $1.7 \times 10^{-2} \mu\text{Sv}$ であった。原子炉施設毎の実効線量を表 2.1.3-1 に示す。また、 γ , β 線による皮膚及び γ 線による水晶体の組織線量は、それぞれ $4.2 \times 10^{-2} \mu\text{Sv}$, $3.3 \times 10^{-2} \mu\text{Sv}$ であった。

液体廃棄物に起因する年間の実効線量を、東海研究所全施設から放出された¹⁴C を除く³H, ⁶⁰Co, ¹³⁷Cs 等の核種について算出した。その結果は、 $1.8 \times 10^{-2} \mu\text{Sv}$ であった。核種別の実効線量を表 2.1.3-2 に示す。

放射性希ガス及び液体廃棄物による実効線量の合計は $3.5 \times 10^{-2} \mu\text{Sv}$ であり、原子炉施設保安規定に定められている周辺監視区域外における年間の実効線量の目標値 $50 \mu\text{Sv}$ の約 0.1% であった。

(菊地 正光)

表 2.1.3-1 放射性希ガスによる年間実効線量

(東海研究所, 2002 年度)

原子炉施設	年間放出量 [*] (Bq)	NUCEF 南西の周辺監視区域外における年間の実効線量 (μSv)
JRR-3	2.0×10^{10}	9.2×10^{-4}
JRR-4	1.0×10^9	2.1×10^{-4}
NSRR	3.7×10^9	1.4×10^{-5}
STACY TRACY	3.5×10^{11}	1.6×10^{-2}
合 計		1.7×10^{-2}

* 検出下限濃度未満は放出量を 0 として集計した。

表 2.1.3-2 液体廃棄物による年間実効線量

(東海研究所, 2002 年度)

核 種	年間放出量(Bq)*	年間の実効線量(μSv)
³ H, ¹⁴ C 以外 の核種	⁶⁰ Co	1.9×10^6
	¹³⁷ Cs	2.9×10^6
	その他	2.1×10^7
³ H	3.0×10^{10}	2.6×10^{-4}
合 計		1.8×10^{-2}

* 検出下限濃度未満は放出量を 0 として集計した。

2.1.4 事故等による放射能汚染及び被ばく

2002 年度は事故等による放射能汚染及び被ばくはなかった。

(菊地 正光)

2.1.5 放射性同位元素の保有状況

許可使用に係る放射性同位元素の保有状況調査は、東海研究所放射線障害予防規定第 48 条に基づき、2002 年 9 月及び 2003 年 3 月の 2 回実施した。また、3.7MBq 以下の密封線源についても、2002 年 12 月末現在の保有状況の調査を実施した。表 2.1.5-1 に放射性同位元素の保有状況を示す。

(菊地 正光)

表 2.1.5-1 放射性同位元素保有状況

(東海研究所, 2002 年度)

施設名	密封されていない放射性同位元素 (2003年3月31日現在)			密封された放射性同位元素 (2003年3月31日現在)				3.7MBq 以下の密封線源 (2002年12月31日現在)			
	保有量(Bq)	主要核種名	核種数	保有量(Bq)	主要核種名	核種数	個数	保有量(Bq)	主要核種名	核種数	個数
第2研究棟				1.6×10^{11}	$^{55}\text{Fe}, ^{137}\text{Cs}$	6	10	5.2×10^7	$^{137}\text{Cs}, ^{241}\text{Am}$	18	702
第3研究棟								1.6×10^7	$^{137}\text{Cs}, ^{241}\text{Am}$	29	286
第4研究棟	2.6×10^9	$^{85}\text{Kr}, ^{241}\text{Am}$	54	7.4×10^{13}	$^{60}\text{Co}, ^{85}\text{Kr}$	4	7	1.1×10^7	$^{137}\text{Cs}, ^{241}\text{Am}$	27	177
放射線標準施設棟	2.1×10^8	$^3\text{H}, ^{85}\text{Kr}$	12	3.6×10^{12}	$^{60}\text{Co}, ^{241}\text{Am}$	12	50	1.1×10^8	$^{137}\text{Cs}, ^{241}\text{Am}$	29	210
F E L研究棟				5.7×10^6	^{137}Cs	1	1	1.8×10^6	$^{152}\text{Eu}, ^{241}\text{Am}$	7	14
タンデム加速器建家	1.1×10^6	$^{203}\text{Po}, ^{237}\text{Np}$	3					2.1×10^6	$^{60}\text{Co}, ^{241}\text{Am}$	14	11
セラミック特研	3.1×10^7	$^3\text{H}, ^{60}\text{Co}$	2								
冶金特研	6.3×10^9	^{90}Tc	1					1.0×10^6	$^{137}\text{Cs}, ^{241}\text{Am}$	9	17
J F T-2建家								2.3×10^5	$^{137}\text{Cs}, ^{241}\text{Am}$	2	2
開発試験室								2.4×10^5	^{137}Cs	1	1
J RR-2								3.2×10^6	$^{60}\text{Co}, ^{137}\text{Cs}$	9	107
原子炉特研				1.5×10^{12}	$^{60}\text{Co}, ^{241}\text{Am-Be}$	3	10	4.1×10^7	$^{60}\text{Co}, ^{241}\text{Am}$	17	228
J RR-3				1.8×10^{11}	$^{241}\text{Am-Be}$	2	3	1.6×10^7	$^{137}\text{Cs}, ^{241}\text{Am}$	17	69
JRR-3 実験利用棟第1棟								9.3×10^6	^{137}Cs	1	7
JRR-3 実験利用棟第2棟	1.6×10^7	$^{22}\text{Na}, ^{137}\text{Cs}$	15	5.1×10^9	$^{57}\text{Co}, ^{241}\text{Am}$	2	2	4.0×10^6	$^{137}\text{Cs}, ^{241}\text{Am}$	21	90
J RR-4				1.8×10^{11}	$^{241}\text{Am-Be}$	1	3	3.5×10^6	$^{60}\text{Co}, ^{241}\text{Am}$	9	22
ホットラボ	5.8×10^{10}	$^{60}\text{Fe}, ^{60}\text{Co}$	16	3.3×10^7	$^{60}\text{Co}, ^{152}\text{Eu}$	1	1	1.6×10^6	$^{137}\text{Cs}, ^{241}\text{Am}$	8	55
ラジオアイソトープ製造棟	6.6×10^{12}	$^3\text{H}, ^{14}\text{C}$	25	5.2×10^{11}	$^{60}\text{Co}, ^{241}\text{Am}$	9	27	3.0×10^7	$^{137}\text{Cs}, ^{152}\text{Eu}$	18	107
J RR-1	4.0×10^3	$^{22}\text{Na}, ^{60}\text{Co}$	5					7.5×10^5	$^{137}\text{Ba}, ^{137}\text{Cs}$	6	11
高温工学特研								9.6×10^6	$^{137}\text{Cs}, ^{241}\text{Am}$	11	19
トリチウムプロセス研究棟	1.7×10^{13}	^3H	1					3.1×10^6	$^3\text{H}, ^{137}\text{Cs}$	6	47
ブレントニウム研究1棟	1.3×10^{11}	$^{241}\text{Am}, ^{237}\text{Np}$	4	2.5×10^9	$^{237}\text{Np}, ^{241}\text{Am}$	3	6	1.5×10^7	$^{90}\text{Sr}, ^{241}\text{Am}$	14	27
再処理特別研究棟								1.2×10^6	$^{60}\text{Co}, ^{241}\text{Am}$	16	12
高度環境分析研究棟								1.1×10^6	$^{60}\text{Co}, ^{241}\text{Am}$	21	26
汚染除去場	1.5×10^4	$^{60}\text{Co}, ^{137}\text{Cs}$	3					3.4×10^4	$^{60}\text{Co}, ^{137}\text{Cs}$	2	1
廃棄物安全試験施設	3.6×10^{14}	$^{90}\text{Sr}, ^{137}\text{Cs}$	17	6.0×10^{12}	^{60}Co	1	4	3.8×10^6	$^{137}\text{Cs}, ^{241}\text{Am}$	23	65
環境バーレンジ試験棟	2.0×10^7	$^{14}\text{C}, ^{90}\text{Tc}$	17					5.6×10^6	$^{60}\text{Co}, ^{137}\text{Cs}$	6	59
FCA				5.1×10^{11}	$^{241}\text{Am}, ^{232}\text{Cr}$	7	12	3.3×10^6	$^{137}\text{Cs}, ^{241}\text{Am}$	14	39
TCA				5.1×10^{11}	$^3\text{H}, ^{232}\text{Cr}$	3	7	5.8×10^6	$^{60}\text{Co}, ^{241}\text{Am}$	11	21
FNS	2.1×10^{11}	$^3\text{H}, ^{60}\text{Co}$	11	5.5×10^9	$^{137}\text{Cs}, ^{232}\text{Cr}$	4	4	4.8×10^6	$^3\text{H}, ^{241}\text{Am}$	15	52
NSRR				1.1×10^{11}	$^{241}\text{Am-Be}$	1	1	2.4×10^6	$^{137}\text{Cs}, ^{241}\text{Am}$	12	21
バックエンド技術開発建家	3.5×10^6	$^{60}\text{Co}, ^{137}\text{Cs}$	3					8.5×10^6	$^{137}\text{Cs}, ^{241}\text{Am}$	15	87
大型非定常ループ実験棟				1.8×10^{12}	$^{137}\text{Cs}, ^{241}\text{Am}$	2	23				
燃料試験施設実験棟								1.6×10^7	$^{137}\text{Cs}, ^{241}\text{Am}$	13	39
NUCEF	1.6×10^9	$^3\text{H}, ^{241}\text{Am}$	23	1.5×10^{12}	$^3\text{H}, ^{60}\text{Co}$	5	12	1.9×10^8	$^{137}\text{Cs}, ^{241}\text{Am}$	31	200
体内R-I分析室								7.2×10^5	$^{14}\text{C}, ^{241}\text{Am}$	10	79
移動式全身カウンタ								6.1×10^4	$^{60}\text{Co}, ^{137}\text{Cs}$	7	2
第2廃棄物処理棟								1.3×10^6	$^{137}\text{Cs}, ^{241}\text{Am}$	7	94
第3廃棄物処理棟								5.0×10^5	$^{137}\text{Cs}, ^{241}\text{Am}$	10	11
解体分別保管棟								9.3×10^5	^{60}Co	1	16
合 計	3.8×10^{14}			9.1×10^{13}			183	5.7×10^8			3033

2.1.6 原子力施設の申請等に係る線量評価

- (1) 原子炉施設 (NSRR) の設置変更許可申請に係る環境への影響評価を平常時及び事故時について、ヒアリングを受けるとともに関係資料の作成に協力した。
- (2) 核燃料物質使用施設の許可変更申請に係る線量評価を行い、安全対策書及び障害対策書共通編の資料作成に協力した。

(菊地 正光)

2.2 環境放射線（能）の管理

東海研究所の周辺監視区域内外における環境放射線及び環境試料のモニタリングを 2001 年度に引き続き実施した。実施項目は、モニタリングポストや環境放射線観測車を用いた環境中の空気吸収線量率の監視、土壤、大気塵埃、沿岸海域の海水、海産生物、農産物等環境試料の採取とそれらに含まれる放射性核種の濃度の測定、気象観測等である。これらのモニタリング結果には異常は認められず、東海研究所周辺の環境放射線・放射能のレベルは引き続き通常の変動範囲内にあることが確認された。また、東海研究所の原子炉施設等から放出された排気及び排水中の ^{89}Sr , ^{90}Sr 及び環境試料中の ^{90}Sr , $^{239+240}\text{Pu}$ の放射能濃度を化学分析により求めたが、いずれも異常は認められなかつた。

上記の監視・観測の他、次の業務を行つた。

- (1) 老朽化により、モニタリングポストの空間 γ 線量率モニタ 4 局の更新を行うとともに、使用前検査を受検し合格した。
- (2) 茨城県の依頼によるウラン加工事業所排水口近辺土砂中のウラン分析を行い、結果を報告した。

(松浦 賢一)

2.2.1 環境放射線のモニタリング

(1) 空気吸収線量率の監視

モニタリングポスト (MP) 及びモニタリングステーション (MS) による空気吸収線量率の測定結果をそれぞれ表 2.2.1-1, 表 2.2.1-2 に示す。表中の「最大」は 10 分間平均の月間最大値である。これらの測定結果は、平常の変動範囲内であり異常は認められなかつた。モニタリングポストでの最大値は、放射性廃棄物の輸送による影響であった。また、モニタリングステーションでの最大値は、すべてが降雨の影響によるものであった。

(2) 大気塵埃中の長半減期放射能濃度の監視

モニタリングステーションのダストサンプラーにおいて集塵した試料について、大気塵埃中の長半減期放射能濃度の測定を行つた。各月毎の平均値を図 2.2.1-1 に示す。大気中の全 α 放射能濃度及び全 β 放射能濃度は、固定ろ紙式ダストモニタにより放射性塵埃をろ紙上に 1 週間連続捕集し、捕集後 72 時間以上経過した後、測定評価したものである。これらの測定結果は平常の変動範囲内であり、異常は認められなかつた。

(3) 定点における γ 線空気吸収線量率の監視

定点における γ 線空気吸収線量率は、2002 年 4 月と 10 月に 5 地点での測定を実施した。測定結果は、表 2.2.1-3 に示すとおり平常の変動範囲内であり、異常は認められなかつた。また、茨城県緊急時モニタリング地点 80 か所を年 4 回にわけて実施し、緊急時サーバイのための地点把握と平常時レベルの基礎データを得た。

(4) 環境中の積算線量の監視

TLDによる3ヶ月間の積算線量測定について、2002年6月、9月、12月及び2003年3月に実施した。測定結果は、表2.2.1-4に示すとおり平常の変動範囲内であり、異常は認められなかった。

(5) γ 線空気吸収線量率の走行測定

環境放射線観測車による走行サーベイを2002年5月に実施し、緊急時サーベイのための平常時レベルの基礎データを得た。

(6) 気象観測

東海研究所の敷地を代表する気象資料を得るため、風向風速、大気安定度等の各気象要素について連続観測を行い、データを保存した。

(7) その他の管理業務

老朽化対策のため進めているモニタリングポストのモニタ更新は、空間 γ 線量率モニタ4局(MP-22, 23, 24, 25)の更新を完了し、更新に係る国の使用前検査及び保安規定の改正を行った。また、気象観測塔更新のための調査観測として、10m高、20m高及び40m高の風向風速観測のための代替観測設備を整備し、比較観測を開始した。

(橋 晴夫、関田 勉)

表 2.2.1-1 モニタリングポストにおける空気吸収線量率の月平均値と月間最大値

(東海研究所, 2002年度) (単位: nGy/h)

MP No.			年月										年間	標準偏差		
			2002年													
構内 ポスト	MP-11	平均	45	45	45	44	44	44	45	46	45	45	43	43	45	0.9
		最大	55	66	64	56	54 ^{*2}	68	61	55 ^{*2}	59	66	56	57	68	—
	MP-12	平均	41	40	41	40	39	40	40	40	40	40	40	39	40	0.6
		最大	53	63	62	58	47	72	58	51	57	60	54	54	72	—
	MP-13	平均	40	40	41	39	40	40	40	41	41	43	40	40	40	1.0
		最大	51	62	61	53	47	69	59	50	63	59	52	58	69	—
	MP-14	平均	46	46	46	45	45	45	45	45	46	45	43	45	45	0.8
		最大	104 ^{*1}	60	66	54	61 ^{*1}	64	77 ^{*1}	66 ^{*1}	70 ^{*1}	86 ^{*1}	75 ^{*1}	60 ^{*1}	104 ^{*1}	—
	MP-15	平均	42	42	42	42	42	43	43	44	44	45	45	42	43	1.2
		最大	52	60	59	51	48	61	56	51	58	63	56	56	63	—
	MP-16	平均	34	34	34	33	33	34	34	34	34	34	34	34	34	0.4
		最大	49	61	58	50	43	69	57	47	59	58	49	55	69	—
	MP-17	平均	36	36	36	36	36	37	37	37	37	37	36	36	36	0.5
		最大	45	55	50	46	45	60	54	46	51	53	45	54	60	—
	MP-18	平均	39	39	39	38	38	39	39	39	39	39	39	39	39	0.4
		最大	47	51	50	46	44	57	49	45	59	49	47	50	59	—
	MP-19	平均	38	38	38	38	38	38	38	39	39	39	40	40	39	0.8
		最大	52	51	51	48	43	56	47	45	58	48	54	58	58	—
構外 ポスト	MP-21	平均	39	39	39	39	38	39	39	39	39	39	39	39	39	0.3
		最大	52	56	55	49	45	59	51	50	58	56	52	53	59	—
	MP-22	平均	37	37	37	37	37	41	43	44	44	44	43	44	41	3.3
		最大	48	58	53	48	46	64	59	53	64	63	54	62	64	—
	MP-23	平均	33	33	33	33	33	36	40	40	40	40	41	37	3.6	
		最大	44	54	51	45	42	60	61	50	62	60	52	61	62	—
	MP-24	平均	36	36	36	35	35	38	45	46	46	46	46	43	41	5.0
		最大	45	53	50	45	44	57	60	53	65	62	57	63	65	—
	MP-25	平均	32	32	32	32	32	34	38	39	39	39	39	41	36	3.7
		最大	43	52	50	44	41	60	55	48	61	58	52	59	61	—

(注) 検出器は、NaI(Tl)シンチレーション型DBM又はDWM方式であり、「最大」は、10分間平均の月間最大値を示す。なお、MP-22～25は、モニタ更新により測定値が変化したため、標準偏差が大きくなっている。

*¹ 廃棄物輸送による影響

*² 東京大学原子炉のスカイシャイン実験の影響

表 2.2.1-2 モニタリングステーションにおける空気吸収線量率の月平均値と月間最大値

(東海研究所, 2002年度) (単位: nGy/h)

年 月 MS No.	2002年												2003年			年間	標準偏差
	4月	5月	6月	7月	8月	9月	10月	11月	12月	1月	2月	3月					
MS-1	平均	33	33	33	33	34	34	33	34	33	33	33	33	33	33	0.5	
	最大	42	48	47	42	40	57	46	41	45	48	42	45	57	—		
MS-2	平均	31	31	31	31	31	31	31	32	31	31	31	31	31	31	0.3	
	最大	42	49	46	42	38	54	43	37	47	43	42	45	54	—		
MS-3	平均	31	31	31	30	30	31	30	31	31	31	30	31	31	31	0.5	
	最大	43	51	45	41	40	54	43	44	50	48	40	49	54	—		
MS-4	平均	43	41	41	42	43	42	43	44	43	43	43	43	43	43	0.9	
	最大	54	62	61	54	59	70	57	53	56	59	55	62	70	—		

(注) 検出器は、NaI(Tl)シンチレーション型DBM方式であり、「最大」は、10分間平均の月間最大値を示す。

表 2.2.1-3 定点における γ 線空気吸収線量率測定結果

(東海研究所, 2002年度) (単位: nGy/h)

地 点 名	測定期間		2002年4月22日 ～4月23日	2002年10月25日 ～10月29日
1 舟石川 (原電住宅)			24.6	24.6
2 照沼 (如意輪寺)			37.5	37.9
3 宮前 (酒列神社)			26.1	25.8
4 須和間 (住吉神社)			38.9	39.0
5 稲田 (今花島神社)			30.0	29.8

表 2.2.1-4 積算線量測定結果

(東海研究所, 2002年度) (単位: μGy)

地 点 番 号	測定期間 測定 地点名	第1四半期		第2四半期		第3四半期		第4四半期		年間 積算 線量	
		2002年3月29日 ~ 6月28日		2002年6月28日 ~ 9月27日		2002年9月27日 ~ 12月26日		2002年12月26日 ~ 2003年3月27日			
		測定値	91日換算 線量	測定値	91日換算 線量	測定値	91日換算 線量	測定値	91日換算 線量		
M-1	構内(MS-1)	90	90	93	93	85	86	89	89	358	
M-2	周辺監視区域境界 (MP-1)	94	94	93	93	89	90	98	98	375	
M-8	周辺監視区域境界 (ブル研裏)	81	81	77	77	73	74	71	71	303	
M-9	周辺監視区域境界 (MP-7)	73	73	72	72	67	68	71	71	284	
M-11	周辺監視区域境界 (MP-8)	85	85	85	85	79	80	89	89	339	
M-13	構内(MS-2)	94	94	91	91	89	90	94	94	369	
M-17	宿	89	89	85	85	88	89	83	83	346	
M-18	新川下流	83	83	90	90	91	92	89	89	354	
M-19	阿漕ヶ浦南西	56	56	53	53	54	55	54	54	218	
M-20	阿漕ヶ浦西	83	83	100	100	97	98	79	79	360	
M-21	白方	76	76	75	75	73	74	75	75	300	
M-22	原電グラウンド北 西	92	92	87	87	85	86	87	87	352	
M-26	川根	87	87	84	84	84	85	83	83	339	
M-29	須和間(MS-3)	83	83	78	78	77	78	80	80	319	
M-30	龜下(MS-4)	116	116	109	109	105	106	110	110	441	
M-53	東海中	61	61	59	59	57	58	61	61	239	
M-44	豊岡1	85	85	79	79	77	78	74	74	316	
M-56	豊岡2	86	86	87	87	85	86	84	84	343	
M-57	豊岡3	89	89	81	81	80	81	78	78	329	
M-58	水戸気象台	69	69	67	67	64	65	66	66	267	

(注) 表中各測定値は、5cm厚の鉛箱内の値(宇宙線、自己汚染などの寄与分)を差し引いてある。

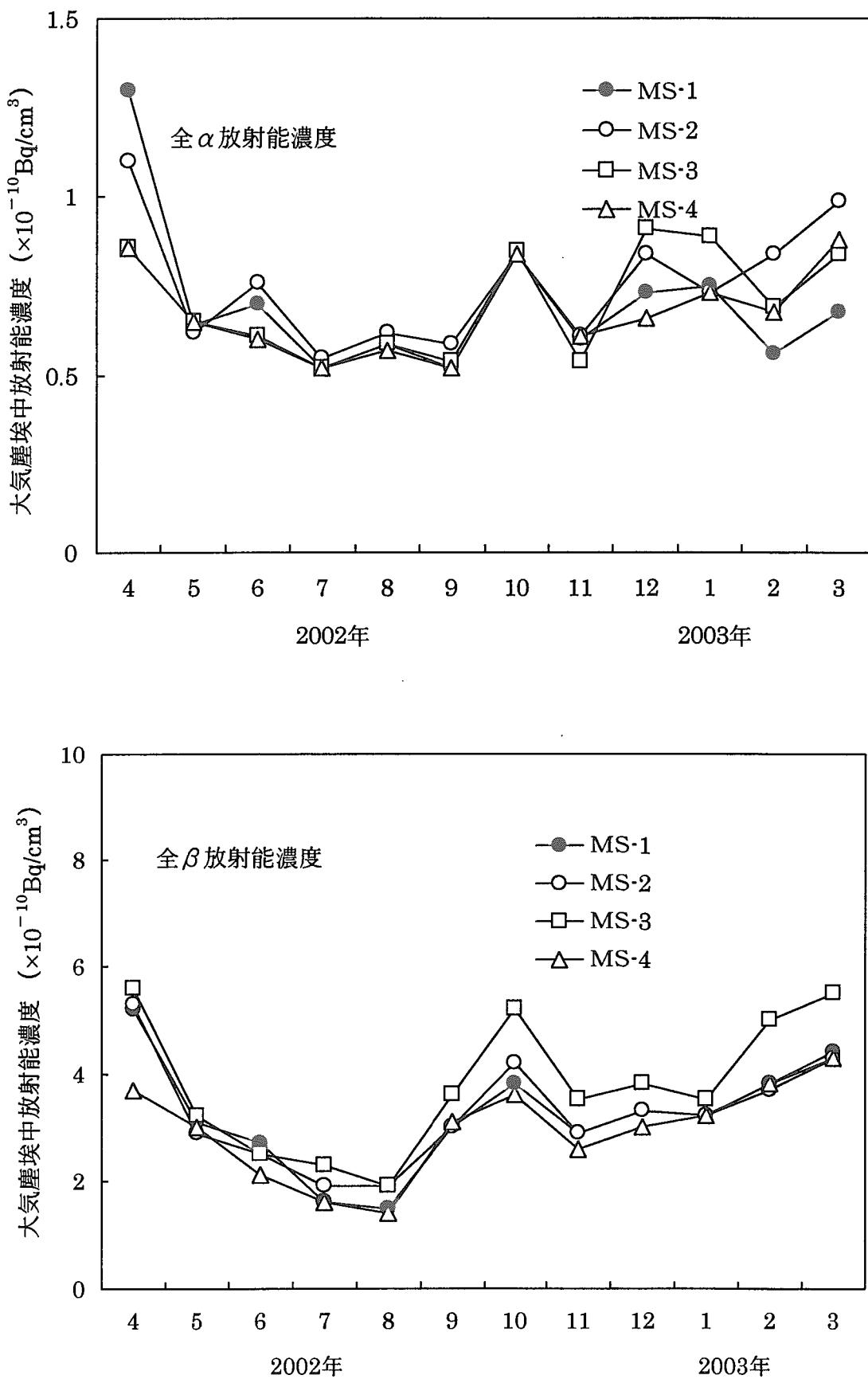


図 2.2.1-1 モニタリングステーションにおける大気塵埃中長半減期放射能濃度の月平均

2.2.2 環境試料のモニタリング

(1) 環境試料中の放射能濃度

飲料水、河川水、農産物、土壌、沿岸海域の海水、海産生物、海底土及び排水口近辺土砂各試料について、全 β 放射能濃度及び放射性核種濃度の測定を行った。測定結果を表 2.2.2-1(a)及び(b)に示す。

(2) 大気塵埃中の放射性核種濃度

モニタリングステーションにおいて連続集塵したろ紙について、1か月ごとに放射性核種濃度の測定を行った。モニタリングステーション No.3(須和間)における測定結果を表 2.2.2-2 に示す。

(3) 降下塵中の放射能量

大型水盤により 1か月ごとに採取した降下塵について、全 β 及び核種別放射能の測定を行った。測定結果を表 2.2.2-3 に示す。

(4) 降雨中の全 β 放射能濃度

降水採取装置により採取した降雨について、全 β 放射能濃度を測定した。1か月間における平均濃度の測定結果を表 2.2.2-4 に示す。

(5) 排水溝排水中の放射能濃度

第1及び第2排水溝において連続採水装置により1週間ごとに採取した試料及び第3排水溝において毎週1回採取した試料について、全 β 及び ^{3}H 放射能濃度を測定した。1か月間における平均濃度の測定結果を表 2.2.2-4 に示す。

(6) 大気中のトリチウム濃度

研究所構内及び周辺の計6地点において、1週間から10日ごとに大気中のトリチウム(HTO, HT)濃度の測定を行った。このうちの3地点(試料処理室, MP-17, MP-22)の大気中 HTO 濃度の測定結果を図 2.2.2-1 に示す。

(1)から(6)までの測定値は、例年の変動範囲内であり、施設からの放出放射性物質による影響は認められなかった。

(木内 伸幸, 鈴木 武彦)

表 2.2.2-1(a) 環境試料中の放射性核種濃度

(東海研究所, 2002年度)

種類	採取月	採取地点	全 β	^{54}Mn	^{60}Co	$^{90}\text{Sr}^{\ast 2}$	^{95}Zr	^{95}Nb	^{106}Ru	^{137}Cs	^{144}Ce	$^{239+240}\text{Pu}^{\ast 2}$	単位
精米 ^{*1}	10月	東海村 須和間	1.8E-2 < 7.3E-6 < 8.5E-6 < 2.0E-5 < 1.3E-5 < 1.2E-5 < 5.6E-5							2.6E-5 < 2.8E-5			
カレイ ^{*3}	5月	東海研沖	1.4E-1 < 2.0E-5 < 2.4E-5 < 1.6E-5 < 3.3E-5 < 2.0E-5 < 1.4E-4							1.5E-4 < 9.8E-5 < 1.3E-6			Bq/g生
	11月		1.5E-1 < 2.4E-5 < 3.1E-5 < 1.7E-5 < 4.3E-5 < 3.0E-5 < 1.8E-4							1.1E-4 < 1.1E-4 < 7.4E-7			
	6月		6.3E-2 < 1.8E-5 < 2.2E-5	1.7E-5 < 3.5E-5 < 2.9E-5 < 1.3E-4						4.4E-5 < 9.8E-5 < 9.5E-7			
	11月		8.6E-2 < 1.5E-5 < 2.0E-5 < 1.3E-5 < 2.7E-5 < 2.0E-5 < 1.1E-4							4.9E-5 < 6.2E-5 < 9.6E-7			
海底土	7月	東海研沖 C海域	7.3E-1 < 1.2E-4 < 1.3E-4 < 1.5E-4 < 3.0E-4 < 2.2E-4 < 1.0E-3							3.9E-4 < 1.6E-3	2.4E-4		
	1月		7.3E-1 < 2.0E-4 < 1.2E-4 < 1.5E-4 < 3.2E-4 < 2.3E-4 < 1.1E-3							4.3E-4 < 2.2E-3	2.7E-4		
	7月	東海研沖 旧C海域	1.0E 0 < 2.8E-4 < 2.4E-4 < 1.5E-4 < 4.4E-4 < 3.2E-4 < 1.6E-3							3.1E-4 < 2.1E-3	1.5E-4		
	1月		1.1E 0 < 3.2E-4 < 2.0E-4 < 1.4E-4 < 4.5E-4 < 3.6E-4 < 1.6E-3							4.1E-4 < 2.5E-3	2.0E-4		
	7月	東海研沖 旧D海域	7.4E-1 < 1.9E-4 < 1.3E-4 < 1.3E-4 < 2.7E-4 < 1.9E-4 < 9.2E-4							7.5E-4 < 1.2E-3	3.8E-4		
	1月		6.7E-1 < 1.8E-4 < 1.1E-4 < 1.3E-4 < 2.5E-4 < 1.8E-4 < 8.9E-4							5.4E-4 < 1.2E-3	6.1E-4		
土壤	5月	東海研 構内	7.6E-1 < 1.0E-4 < 1.2E-4	—		< 2.3E-4 < 1.8E-4 < 8.6E-4				5.9E-4 < 1.1E-3	—		
	11月		6.6E-1 < 1.1E-4 < 1.1E-4	—		< 2.5E-4 < 1.7E-4 < 8.1E-4				1.4E-3 < 9.2E-4	—		
	5月	東海村 須和間	6.0E-1 < 1.9E-4 < 1.2E-4	—		< 2.7E-4 < 2.0E-4 < 1.1E-3				2.6E-2 < 1.4E-3	—		
	11月		6.2E-1 < 1.4E-4 < 1.4E-4	—		< 3.1E-4 < 2.3E-4 < 1.2E-3				1.9E-2 < 1.3E-3	—		
	5月	東海村 石神	6.6E-1 < 5.7E-4 < 3.7E-4	—		< 9.3E-4 < 6.5E-4 < 3.5E-3				5.6E-2 < 3.6E-3	—		
	11月		5.5E-1 < 6.0E-4 < 4.0E-4	—		< 9.2E-4 < 6.8E-4 < 3.3E-3				4.0E-2 < 2.5E-3	—		
	5月	ひたちなか 市 稲田	3.5E-1 < 5.1E-4 < 3.2E-4	—		< 7.3E-4 < 5.3E-4 < 2.9E-3				5.2E-3 < 2.6E-3	—		
	11月		3.9E-1 < 5.6E-4 < 3.6E-4	—		< 8.3E-4 < 5.9E-4 < 2.9E-3				1.9E-2 < 2.2E-3	—		
	5月	ひたちなか 市 高場	3.5E-1 < 5.6E-4 < 3.4E-4	—		< 7.8E-4 < 6.2E-4 < 3.0E-3				2.5E-2 < 3.2E-3	—		
	11月		3.7E-1 < 3.8E-4 < 3.4E-4	—		< 7.6E-4 < 5.7E-4 < 3.0E-3				3.2E-2 < 2.5E-3	—		
	5月	那珂町 横堀	3.0E-1 < 5.5E-4 < 3.4E-4	—		< 7.5E-4 < 5.9E-4 < 2.8E-3				1.8E-2 < 3.2E-3	—		
	11月		3.3E-1 < 4.9E-4 < 3.4E-4	—		< 7.4E-4 < 5.7E-4 < 2.6E-3				2.3E-2 < 2.1E-3	—		
排水口 近辺 土砂	7月	第1排水 溝出口	6.5E-1 < 8.9E-5 < 1.1E-4	—		< 2.2E-4 < 1.7E-4 < 7.1E-4				9.7E-5 < 9.9E-4	—		
	1月		7.2E-1 < 1.0E-4 < 1.2E-4	—		< 2.2E-4 < 1.7E-4 < 8.3E-4 < 8.8E-5				7.6E-4	—		
	7月	第2排水 溝出口	6.6E-1 < 7.8E-5 < 1.2E-4	—		< 1.9E-4 < 1.5E-4 < 7.7E-4				1.3E-4 < 9.6E-4	—		
	1月		6.8E-1 < 1.6E-4 < 1.1E-4	—		< 2.2E-4 < 1.6E-4 < 7.5E-4				1.9E-4 < 9.8E-4	—		
	7月	第3排水 溝出口	7.6E-1 < 1.6E-4 < 1.1E-4	—		< 2.1E-4 < 1.6E-4 < 7.4E-4				9.4E-5 < 9.6E-4	—		
	1月		7.7E-1 < 1.6E-4 < 1.2E-4	—		< 2.1E-4 < 1.6E-4 < 7.5E-4				1.0E-4 < 1.0E-3	—		

*1 ^{14}C の濃度: 2.4E-1(Bq/gC) *2 ^{90}Sr 及び $^{239+240}\text{Pu}$ は、化学分析により求めた。 *3 可食部

表 2.2.2-1(b) 環境試料中の放射性核種濃度

(東海研究所, 2002年度)

種類	採取月	採取地点	全 β	^3H	^{54}Mn	^{60}Co	^{90}Sr	^{95}Zr	^{95}Nb	^{106}Ru	^{131}I	^{137}Cs	^{144}Ce	単位
飲料水	4月	東海村 阿漕ヶ浦	5.5E-5	1.0E-3	< 3.4E-5	< 4.3E-5	—	< 6.0E-5	< 4.0E-5	< 2.8E-4	< 1.4E-4	< 3.8E-5	< 1.8E-4	Bq/cm^3
	10月		8.2E-5	6.1E-4	< 3.8E-5	< 4.3E-5	—	< 8.5E-5	< 5.8E-5	< 2.8E-4	< 1.3E-4	< 3.2E-5	< 1.5E-4	
	4月	東海村 須和間	1.0E-4	7.5E-4	< 6.4E-7	< 7.4E-7	—	< 1.4E-6	< 9.0E-7	< 6.5E-6	< 1.7E-4	< 3.9E-7	< 5.4E-6	
	10月		1.0E-4	< 5.9E-4	< 6.9E-7	< 8.3E-7	—	< 1.4E-6	< 6.9E-7	< 5.7E-6	< 1.3E-4	< 3.9E-7	< 4.4E-6	
	4月	那珂研 構内	6.8E-5	1.1E-3	< 3.9E-5	< 4.7E-5	—	< 5.8E-5	< 4.6E-5	< 3.4E-4	< 2.0E-4	< 4.1E-5	< 1.8E-4	
	10月		9.0E-5	< 5.6E-4	< 3.8E-5	< 5.3E-5	—	< 8.0E-5	< 5.7E-5	< 3.2E-4	< 1.4E-4	< 3.2E-5	< 1.5E-4	
河川水	4月	久慈川 取水口	6.2E-5	7.6E-4	< 3.7E-5	< 3.7E-5	—	< 6.8E-5	< 4.7E-5	< 3.0E-4	< 2.2E-4	< 3.4E-5	< 2.3E-4	Bq/cm^3
	10月		1.1E-4	< 5.7E-4	< 3.3E-5	< 4.7E-5	—	< 7.9E-5	< 6.8E-5	< 3.1E-4	< 1.5E-4	< 3.3E-5	< 2.4E-4	
	4月	久慈川 河口	1.4E-5	1.1E-3	< 8.8E-7	< 9.1E-7	—	< 1.6E-6	< 8.4E-7	< 7.5E-6	< 2.0E-4	< 6.5E-7	< 3.9E-6	
	10月		1.8E-5	< 6.1E-4	< 8.4E-7	< 1.0E-6	—	< 1.6E-6	< 1.2E-6	< 7.7E-6	< 1.6E-4	< 6.9E-7	< 5.3E-6	
海水	4月	東海研沖 C海域	2.9E-5	3.1E-3	< 6.7E-7	< 6.7E-7	3.1E-6	< 1.2E-6	< 6.2E-7	< 5.8E-6	—	1.6E-6	< 4.3E-6	Bq/cm^3
	10月		2.0E-5	4.1E-3	< 5.4E-7	< 6.2E-7	2.8E-6	< 1.4E-6	< 6.7E-7	< 4.7E-6	—	1.8E-6	< 3.5E-6	
	4月	東海研沖 旧C海域	3.1E-5	3.7E-3	< 7.4E-7	< 8.3E-7	3.7E-6	< 1.4E-6	< 9.3E-7	< 6.5E-6	—	1.7E-6	< 3.6E-6	
	10月		1.8E-5	2.4E-3	< 6.0E-7	< 6.1E-7	< 2.1E-6	< 1.4E-6	< 7.7E-7	< 4.8E-6	—	1.9E-6	< 3.5E-6	
	4月	東海研沖 旧D海域	2.4E-5	3.6E-3	< 1.0E-6	< 1.1E-6	< 1.5E-6	< 2.2E-6	< 1.6E-6	< 7.6E-6	—	1.4E-6	< 1.0E-5	
	10月		1.5E-5	1.3E-3	< 6.0E-7	< 6.1E-7	3.0E-6	< 1.4E-6	< 6.9E-6	< 4.8E-6	—	1.5E-6	< 3.4E-6	
牛乳	5月	ひたちなか市長砂	4.9E-2	—	< 1.4E-5	< 1.8E-5	—	< 2.8E-5	< 1.7E-5	< 1.1E-4	< 1.5E-4	1.4E-5	< 7.1E-5	Bq/cm^3
	11月		5.1E-2	—	< 1.0E-5	< 1.2E-5	—	< 1.7E-5	< 1.3E-5	< 7.5E-5	< 1.5E-4	< 9.2E-6	< 5.3E-5	
ほうれん草	4月	東海村 須和間	1.7E-1	—	< 2.1E-5	< 2.7E-5	3.3E-5	< 4.0E-5	< 3.6E-5	< 1.7E-4	< 2.6E-4	6.9E-5	< 1.1E-4	Bq/g
	10月		1.8E-1	—	< 2.2E-5	< 2.8E-5	7.8E-5	< 4.2E-5	< 2.9E-5	< 1.5E-4	< 2.5E-4	< 1.9E-5	< 9.8E-5	
ワカメ	5月	日立市 久慈浜	2.1E-1	—	< 2.7E-5	< 3.2E-5	—	< 4.9E-5	< 3.2E-5	< 1.9E-4	< 2.0E-4	< 2.5E-5	< 1.2E-4	Bq/g
アラメ	11月		3.6E-1	—	< 3.9E-5	< 5.6E-5	—	< 9.8E-5	< 6.7E-5	< 3.2E-4	< 2.7E-4	6.2E-5	< 2.1E-4	

表 2.2.2-2 大気塵埃（モニタリングステーションNo.3）中の放射性核種濃度

(東海研究所, 2002年度)

採取年月	^7Be	^{54}Mn	^{60}Co	^{95}Zr	^{95}Nb	^{106}Ru	^{137}Cs	^{144}Ce	単位
2002年4月	4.5E-3	< 6.2E-6	< 7.2E-6	< 1.5E-5	< 1.1E-5	< 5.3E-5	< 5.6E-6	< 2.7E-5	Bq/m^3
	3.3E-3	< 4.3E-6	< 5.2E-6	< 1.2E-5	< 8.0E-6	< 4.2E-5	< 4.7E-6	< 2.6E-5	
	1.8E-3	< 5.8E-6	< 6.3E-6	< 1.3E-5	< 8.2E-6	< 4.9E-5	< 5.2E-6	< 3.3E-5	
	1.7E-3	< 6.2E-6	< 7.5E-6	< 1.5E-5	< 9.7E-6	< 5.2E-5	< 6.2E-6	< 3.2E-5	
	1.4E-3	< 4.4E-6	< 5.1E-6	< 1.0E-5	< 6.9E-6	< 3.9E-5	< 4.3E-6	< 2.5E-5	
	3.3E-3	< 6.4E-6	< 7.1E-6	< 1.2E-5	< 1.0E-5	< 4.8E-5	< 5.3E-6	< 2.5E-5	
	4.1E-3	< 6.3E-6	< 7.0E-6	< 1.4E-5	< 9.9E-6	< 5.5E-5	< 5.3E-6	< 2.7E-5	
	3.1E-3	< 5.3E-6	< 5.9E-6	< 1.2E-5	< 8.6E-6	< 4.1E-5	< 4.5E-6	< 2.4E-5	
	3.5E-3	< 6.4E-6	< 7.3E-6	< 1.5E-5	< 1.1E-5	< 5.5E-5	< 5.9E-6	< 2.8E-5	
	2.8E-3	< 5.1E-6	< 5.8E-6	< 1.1E-5	< 8.2E-6	< 4.4E-5	< 4.4E-6	< 2.2E-5	
	3.9E-3	< 5.4E-6	< 6.5E-6	< 1.5E-5	< 1.0E-5	< 5.2E-5	< 5.4E-6	< 2.5E-5	
	4.4E-3	< 5.7E-6	< 4.6E-6	< 1.2E-5	< 6.7E-6	< 3.6E-5	< 4.2E-6	< 2.6E-5	

表 2.2.2-3 降下塵中の全 β 及び核種別放射能

(東海研究所, 2002年度)

採取年月	全 β	^7Be	^{54}Mn	^{60}Co	^{95}Zr	^{95}Nb	^{106}Ru	^{137}Cs	^{144}Ce	単位
2002年4月	1.8E+1	1.2E+2	< 1.0E-1	< 6.7E-2	< 1.7E-1	< 1.4E-1	< 5.1E-1	1.2E-1	< 4.8E-1	Bq/m ²
5月	1.9E+1	1.8E+2	< 5.7E-2	< 5.7E-2	< 1.3E-1	< 6.5E-2	< 4.7E-1	< 5.7E-2	< 3.7E-1	
6月	1.2E+1	1.5E+2	< 5.0E-2	< 5.8E-2	< 1.1E-1	< 6.3E-2	< 4.6E-1	< 5.5E-2	< 3.6E-1	
7月	6.1E 0	4.1E+1	< 4.4E-2	< 4.9E-2	< 9.4E-2	< 6.1E-2	< 4.0E-1	< 4.6E-2	< 2.5E-1	
8月	4.3E 0	3.1E+1	< 3.9E-2	< 5.2E-2	< 9.0E-2	< 6.0E-2	< 3.6E-1	< 4.3E-2	< 2.6E-1	
9月	1.6E+1	2.0E+2	< 4.6E-2	< 5.4E-2	< 9.9E-2	< 7.1E-2	< 3.7E-1	< 4.1E-2	< 2.4E-1	
10月	8.8E 0	7.5E+1	< 4.2E-2	< 4.9E-2	< 9.1E-2	< 6.6E-2	< 3.8E-1	< 4.2E-2	< 2.8E-1	
11月	5.8E 0	5.2E+1	< 4.7E-2	< 5.3E-2	< 1.0E-1	< 7.2E-2	< 4.2E-1	< 4.3E-2	< 2.0E-1	
12月	8.9E 0	6.4E+1	< 4.7E-2	< 5.6E-2	< 1.1E-1	< 7.6E-2	< 4.0E-1	< 4.9E-2	< 3.5E-1	
2003年1月	8.1E 0	5.6E+1	< 5.0E-2	< 4.6E-2	< 1.2E-1	< 6.2E-2	< 3.6E-1	< 4.1E-2	< 2.6E-1	
2月	1.0E+1	1.4E+2	< 4.6E-2	< 5.2E-2	< 1.1E-1	< 5.7E-2	< 3.7E-1	< 4.4E-2	< 2.8E-1	
3月	1.0E+1	7.9E+1	< 4.2E-2	< 4.5E-2	< 1.1E-1	< 6.5E-2	< 3.6E-1	< 4.2E-2	< 2.7E-1	

表 2.2.2-4 降雨中の全 β 放射能濃度及び排水溝における排水中放射能濃度

(東海研究所, 2002年度)

採取年月	降雨 全 β 全 β	第1排水溝 全 β	第2排水溝 全 β	第2排水溝 ^3H	第3排水溝 全 β	単位
2002年4月	2.2E-4	1.1E-4	1.1E-4	6.1E-3	8.1E-5	Bq/cm ³
5月	< 2.0E-4	1.3E-4	1.2E-4	8.2E-3	1.1E-4	
6月	< 2.0E-4	1.3E-4	1.3E-4	1.6E-2	1.2E-4	
7月	< 2.0E-4	1.2E-4	1.2E-4	8.6E-3	1.1E-4	
8月	< 2.1E-4	1.3E-4	1.1E-4	5.9E-3	1.0E-4	
9月	< 2.0E-4	1.3E-4	1.3E-4	< 4.8E-3	1.2E-4	
10月	2.0E-4	1.3E-4	1.1E-4	< 4.7E-3	9.5E-5	
11月	1.4E-4	1.3E-4	1.2E-4	7.0E-3	8.0E-5	
12月	< 1.5E-4	1.3E-4	1.0E-4	7.9E-3	8.1E-5	
2003年1月	< 1.3E-4	1.2E-4	9.4E-5	< 4.0E-3	8.4E-5	
2月	1.3E-4	1.2E-4	9.1E-5	4.1E-3	8.6E-5	
3月	1.3E-4	1.0E-4	9.0E-5	< 3.3E-3	6.5E-5	

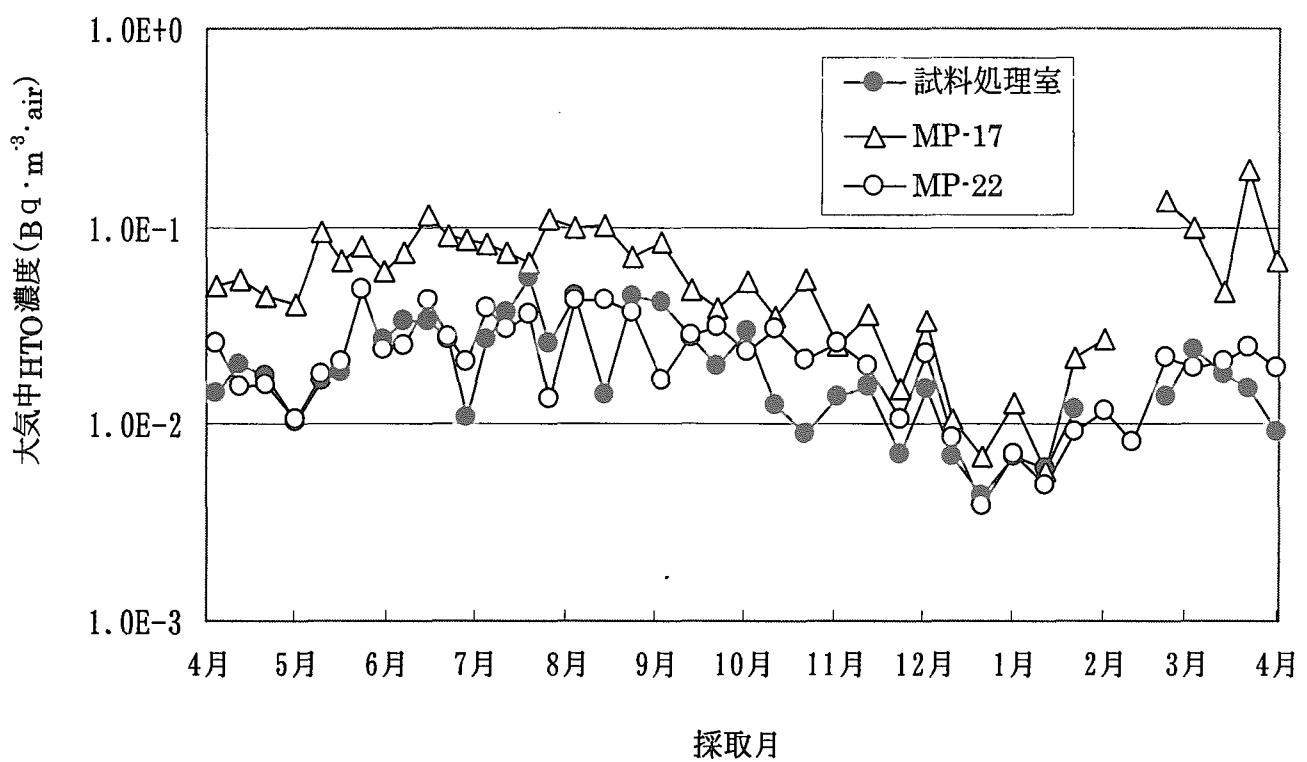


図 2.2.2-1 大気中HTO濃度の測定結果

2.2.3 排気・排水及び環境試料の化学分析

(1) 排気及び排水中の ^{89}Sr と ^{90}Sr の化学分析

2002 年度に東海研究所の原子炉施設等から放出された排気及び排水中の ^{89}Sr と ^{90}Sr の放射能濃度を「発電用軽水型原子炉施設における放出放射性物質の測定に関する指針」を準用し、化学分析により求めた。分析結果を表 2.2.3-1 に示す。排気については、 ^{89}Sr はいずれの施設の試料からも検出されなかつたが、 ^{90}Sr が第 2 四半期の環境シミュレーション試験棟と第 4 四半期の再処理特別研究棟スタック I の試料から検出された。一方、排水については、排気と同様に ^{89}Sr はいずれの施設の試料からも検出されなかつたが、 ^{90}Sr が冶金特別研究室建家、RI 製造棟、環境シミュレーション試験棟等の 10 施設の試料から検出された。ただし、これら排気・排水中の ^{90}Sr の濃度は、いずれも排気及び排水に係る濃度限度を十分に下回っていた。なお、減容処理棟については、2003 年 3 月 17 日の管理区域設定に伴い、第 4 四半期から新たに排気試料の化学分析を実施することになった。

(2) 環境試料中の ^{90}Sr 及び $^{239+240}\text{Pu}$ の化学分析

茨城県環境放射線監視計画に基づき、沿岸海域の海洋試料（海水、魚、海底土）、農産物試料（ほうれん草、精米）中の ^{90}Sr 及び海洋試料（魚、海底土）中の $^{239+240}\text{Pu}$ の放射能濃度を化学分析により求めた。分析結果を表 2.2.2-1(a)及び表 2.2.2-1(b)に示す。東海研究所沖合で 2002 年 6 月に採取したシラスに検出下限値をわずかに超える ^{90}Sr が検出された。また東海研究所沖合 3 海域の海水のうち、2002 年 4 月に採取した C 海域、旧 C 海域及び同年 10 月に採取した C 海域、旧 D 海域の試料に検出下限値をわずかに超える ^{90}Sr が検出された。この他、例年どおり、ほうれん草からは ^{90}Sr が検出され、海底土からは $^{239+240}\text{Pu}$ が検出された。ただし、これらの分析値はいずれも平常時における変動範囲内にあった。これら以外の試料については、 ^{90}Sr 、 $^{239+240}\text{Pu}$ ともに検出下限値未満であった。

（服部 隆充）

表 2.2.3-1 排気及び排水中の⁸⁹Sr, ⁹⁰Sr放出濃度

(東海研究所, 2002年度)

試料	施設名	第1四半期		第2四半期		第3四半期		第4四半期		単位	
		⁸⁹ Sr	⁹⁰ Sr								
排気	ホットラボ	主排気口	< 2.6	< 1.2	< 2.8	< 1.3	< 2.2	< 1.2	< 2.5	< 1.4	pBq/cm ³
		副排気口	< 2.3	< 1.2	< 2.3	< 1.1	< 2.1	< 1.1	< 3.7	< 1.4	
	JRR-2		< 10	< 5.7	< 11	< 6.4	< 11	< 6.5	< 9.3	< 4.7	
	JRR-3		< 2.3	< 1.4	< 2.4	< 1.3	< 3.1	< 1.6	< 2.9	< 1.5	
	JRR-4		< 3.1	< 1.7	< 4.3	< 2.7	< 4.5	< 2.8	< 5.0	< 2.6	
	RI製造棟		< 2.3	< 1.2	< 4.5	< 2.0	< 18	< 8.7	< 18	< 8.6	
	JRR-3実験利用棟(第2棟)		< 2.5	< 1.3	< 2.0	< 1.1	< 3.1	< 1.5	< 2.8	< 1.3	
	再処理特別研究棟	スタック I	< 1.4	< 0.67	< 1.1	< 0.55	< 1.6	< 0.67	< 3.1	3.4	
		スタック II	< 1.3	< 0.59	< 1.4	< 0.65	< 1.3	< 0.68	< 1.3	< 0.64	
	液体廃棄物処理施設		< 6.3	< 3.0	< 6.2	< 2.8	< 5.8	< 3.0	< 7.9	< 4.2	
	圧縮処理装置建家		< 6.7	< 3.0	< 6.2	< 3.2	< 6.6	< 3.2	< 9.3	< 3.9	
	第1廃棄物処理棟		< 7.3	< 3.4	< 5.3	< 2.7	< 5.6	< 2.8	< 9.6	< 4.6	
	第2廃棄物処理棟		< 1.4	< 0.60	< 1.4	< 0.65	< 1.1	< 0.54	< 1.5	< 0.86	
	第3廃棄物処理棟		< 5.0	< 2.4	< 4.6	< 2.3	< 4.3	< 2.2	< 8.1	< 3.9	
	汚染除去場		< 6.2	< 3.2	< 5.2	< 2.5	< 5.9	< 2.7	< 7.8	< 3.5	
	廃棄物安全試験施設		< 1.2	< 0.60	< 1.3	< 0.62	< 1.4	< 0.64	< 1.8	< 0.72	
	環境ミュレーション試験棟		< 1.5	< 0.77	< 1.5	0.76	< 1.8	< 0.90	< 1.9	< 0.88	
	科学技術庁電源開発促進対策特別会計施設		< 5.3	< 2.8	< 4.6	< 2.2	< 5.9	< 3.0	< 7.4	< 3.5	
	NSRR		< 5.6	< 3.4	< 5.8	< 3.2	< 6.1	< 3.5	< 12	< 7.7	
	燃料試験施設試験棟		< 1.6	< 0.82	< 1.3	< 0.93	< 1.6	< 0.96	< 2.0	< 1.1	
	NUCEF施設		< 1.5	< 0.79	< 1.6	< 0.91	< 1.5	< 0.75	< 1.5	< 0.73	
	解体分別保管棟		< 5.9	< 2.7	< 4.8	< 2.8	< 8.1	< 4.0	< 9.2	< 3.6	
	減容処理棟		—	—	—	—	—	—	< 50	< 23	
排水	第4研究棟		< 110	< 56	< 110	< 58	< 120	< 57	< 140	< 64	$\mu\text{Bq}/\text{cm}^3$
	放射線標準施設棟		—	—	< 100	< 55	—	—	< 140	< 67	
	冶金特別研究室建家		< 320	670	—	—	< 230	280	< 180	160	
	JRR-1		< 110	< 53	< 98	< 52	< 310	< 160	< 110	< 59	
	JRR-2		< 100	< 54	—	—	< 160	< 75	< 130	< 59	
	JRR-3		—	—	< 120	< 56	< 120	< 51	< 130	69	
	JRR-4		< 110	< 57	< 110	< 54	< 120	< 61	< 120	< 50	
	RI製造棟		—	—	< 230	310	< 220	240	< 260	480	
	JRR-3実験利用棟(第2棟)		< 110	< 54	< 110	< 54	< 94	< 52	< 120	< 58	
	液体廃棄物処理施設		< 110	< 54	< 150	100	< 120	< 55	< 110	< 56	
	圧縮処理装置建家		—	—	—	—	< 230	310	—	—	
	第1廃棄物処理棟		< 130	< 54	< 130	64	< 120	< 56	—	—	
	第2廃棄物処理棟		< 94	< 60	< 120	< 60	< 160	99	< 140	71	
	第3廃棄物処理棟		< 110	< 56	< 100	< 54	< 97	< 55	< 300	< 150	
	汚染除去場		—	—	—	—	—	—	—	—	
	極低レベル固体廃棄物処理付帯作業室		—	—	—	—	—	—	—	—	
	廃棄物安全試験施設		< 170	120	—	—	< 150	69	< 130	< 54	
	環境ミュレーション試験棟		—	—	< 290	500	< 360	800	< 240	380	
	科学技術庁電源開発促進対策特別会計施設		< 160	110	< 130	< 53	< 120	< 55	< 230	320	
	NSRR		< 100	< 53	< 110	< 52	< 110	< 54	—	—	
	NUCEF施設		< 110	< 53	< 100	< 55	< 100	< 54	< 130	< 59	
	解体分別保管棟		< 110	< 59	< 120	< 58	< 100	< 55	< 120	< 62	

(注) 表中の”—”は、分析試料がなかったことを示す

2.2.4 放射線管理試料の計測

東海研究所における施設及び環境の各種放射線管理試料の放射能測定と評価を実施した。また、検出器の校正と放射能試料自動測定解析装置の点検保守及び整備を実施した。

(1) 放射線管理試料の測定

集中計測システムで実施した 2002 年度の放射線管理試料の測定は、測定件数が延べ 21,320 件、測定時間が延べ 28,226 時間であり、2001 年度に比べて測定件数が 4.2% 減少し、測定時間も 13.9% 減少し。この減少の要因は、予算削減に伴う対応策として、施設からの排気・排水試料や環境放射能試料の測定を主として行うこととし、2002 年度も継続して測定削減を関係各室に依頼したことに起因している。2002 年度の試料測定の件数及び時間について、試料分類別にまとめた結果を表 2.2.4-1 に示す。

(2) 装置の故障

検出器及び放射能試料自動測定解析装置の故障は、73 件発生し延べ 2,074 時間停止した。この故障の大部分は検出器及びサンプルチャンジャーで発生し、ワークステーションなどの解析システム全体が停止する故障は 10 件で 48 時間と少なく、集中計測業務に支障は生じなかった。また、1997 年度から問題となっていた、 γ 線スペクトルデータの極大疑似計数ノイズは、一度も発生しなかった。このノイズの原因は、継続的に行ってきシス템の改良作業によると考えられる。なお、極大疑似計数ノイズは、2001 年 8 月以降は発生していない。

(3) 測定機器の校正作業

施設及び環境放射線管理に使用している Ge 半導体検出器 2 台 (GE-1, GE-3), α 線 β 線計数装置 2 台 (GR-1, GR-2), 液体シンチレーションカウンタ 3 台 (LS-1, LS-2, LS-3) について、それぞれ精密校正を実施した。また、環境放射線管理に使用している Ge 半導体検出器 1 台 (GE-7) の簡易校正を実施した。このほか、放射線モニタや表面汚染検査計の校正に用いられる酸化ウラン標準平板線源の絶対測定を 41 件実施した。

(4) α/β 放射能測定でのろ紙試料の測定方式変更

α/β 放射能測定におけるろ紙のバックグラウンド試料は、従来の「皿のみ」から「皿+未使用ろ紙」に変更し、さらに、用いる未使用ろ紙は実態に合わせるように変更した。主な仕様を次に示す。測定方式の変更は、2002 年 10 月の測定試料から実施した。

(a) 施設放射線管理試料

HE40TA とする。(含有率 セルロース繊維 70%, ガラス繊維 30%)

(b) 環境放射線管理試料 (モニタリングステーション用ろ紙の場合)

HE40T とする。(含有率 セルロース繊維 80%, ガラス繊維 20%)

(5) α 線 β 線計数装置 (GR-1) の運用開始

2002 年 3 月に更新した α 線 β 線計数装置の GR-1 は、精密校正で良好な結果が得られた。運用は、 α/β 放射能測定の測定方式の変更に合わせ、2002 年 10 月から開始した。

(川崎 克也)

表 2.2.4-1 各種放射線管理試料の測定内訳

(東海研究所, 2002 年度)

試料分類	α/β 放射能		低 γ - β 放射能		γ 線スペクトル		β 線スペクトル	
	件数	時間(h)	件数	時間(h)	件数	時間(h)	件数	時間(h)
施設管理	2534	422.5	0	0.0	4761	2744.1	1	13.9
環境管理	1857	601.5	1174	5336.5	615	6073.7	0	0.0
機器管理	6499	4642.2	407	1026.8	2715	5761.8	9	222.9
その他	574	890.4	93	46.5	81	443.2	0	0.0
合 計	11464	6556.6	1674	6409.8	8172	15022.8	10	236.8

2.3 施設の放射線管理

原子炉施設、核燃料物質使用施設など東海研究所の各種施設の作業管理及びこれらの施設で行われた放射線作業について、保安規定等に基づき放射線管理を実施した。

排気ダストモニタ等の放射線測定機器及びモニタ集中監視装置の更新・整備は、放射線管理の効率化を図りながら年次計画に基づいて実施した。

2002年度に実施された原子炉の運転、放射性物質や核燃料物質の使用や運搬、ホットラボ、燃料試験施設等における施設の除染、RI 製造棟建家改修作業、JRR-2、再処理特別研究棟等の施設・設備の解体、放射性廃棄物の処理等の作業において、異常な被ばくや放射線管理上の問題は生じなかった。また、作業環境モニタリングからも異常は検出されなかった。

(佐藤 信行)

2.3.1 RI 製造棟の管理区域内改修工事における放射線管理

(1) 改修工事の概要

RI 製造棟では、東京研修センターの移転に伴い、研修を目的とした非密封 RI 取扱い設備を移設するため、1999 年 12 月 16 日から 2003 年 1 月 14 日にかけて、RI 製造建屋の改修及び設備の移設を行うとともに、合わせて RI 製造本体施設の一部更新を行った。

主な改修工事は、RI 製造棟全体としてセル 41 基、ドラフトチェンバ 10 基及び遮へい体付きフィルタケースの撤去、並びにドラフトチェンバ 22 基の新設である。この他、研修センター専用の管理区域出入口、汚染検査室及び保管廃棄設備の設置である。また RI 製造本体施設では、貯蔵室、製造開発用セル 10 基の設置、給気設備 2 系統及び排気設備 5 系統の更新を行うとともに、非管理区域である排風機室 2 か所を管理区域に設定した。図 2.3.1-1 に工事着工前、後の管理区域平面図を示す。

(2) 改修工事における放射線管理

セルの撤去にあたり、事前にセル内外面の汚染検査を行い、汚染レベルを確認した。この結果、遮へい体やコンクリートベンチの外面に汚染は認められなかった。セルに内蔵されたインナーボックス内面部分は、コンタマットを使用した直接法で最大 $50\text{Bq}/\text{cm}^2$ 、間接法で $5.0\text{Bq}/\text{cm}^2$ の汚染があり、主な核種は ^{60}Co , ^{137}Cs であった。

インナーボックスの切断作業における空气中放射能濃度の上昇を防ぐため、あらかじめインナーボックス内を濡れウェス、薬品で除染した。再測定の結果、コンタマットでの直接法で $5.0\text{Bq}/\text{cm}^2$ 、間接法で $0.4\text{Bq}/\text{cm}^2$ 未満となった。

セルの解体は、グリーンハウス内で行い、解体時のグリーンハウス内の空气中放射能濃度は 309 号室に設置されたセルの解体時に最大で $1.3 \times 10^{-6}\text{Bq}/\text{cm}^3$ (全 β) であり、核種は ^{137}Cs であった。

インナーボックスなどの汚染物の解体は、作業性を考慮し汚染物の取扱いを限定した区域で行うことの目的に 303 号室に設置したグリーンハウスで行った。その結果、グリーンハウス内の空气中放射能濃度は最大で $3.0 \times 10^{-6}\text{Bq}/\text{cm}^3$ (全 β) であった。これらの作業時には、作業者の内部被ば

く防止と身体汚染の防止のため、全面マスク、タイベックスーツを着用して行った。

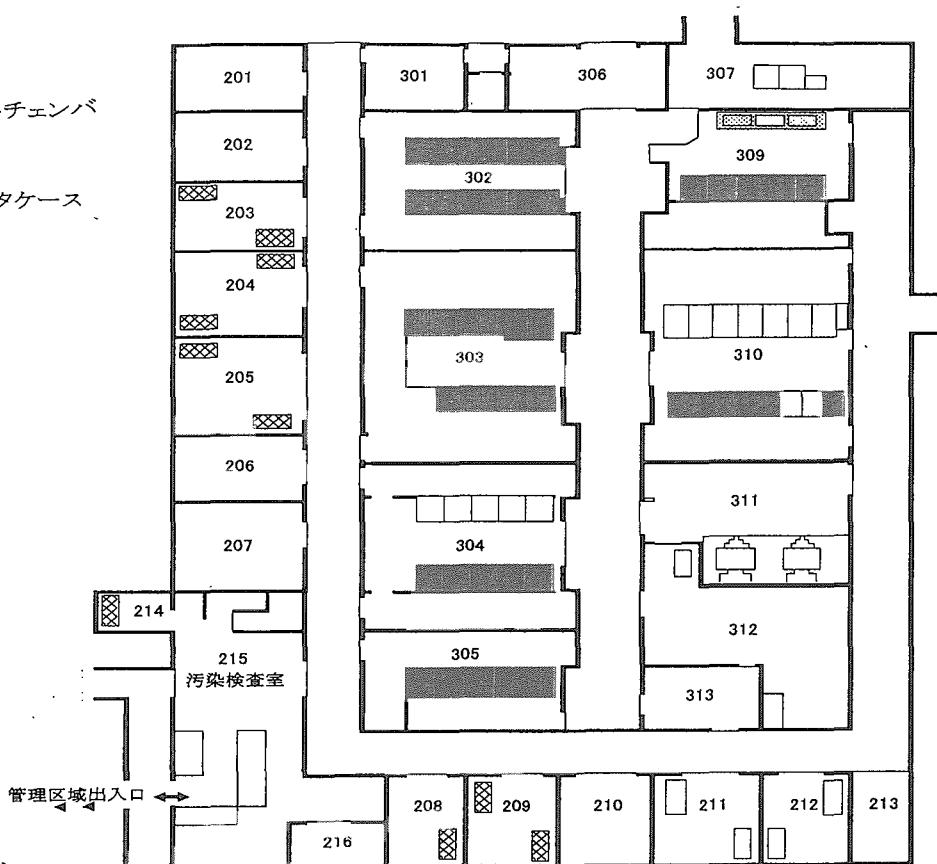
全作業期間をとおして、外部被ばくについては作業者全員検出下限値未満であり、また、身体汚染及び作業場以外の汚染発生もなく作業を終了した。

研修センター移設後の放射線管理については、移設に伴い取扱い核種、数量に変更が生じたため、排出塵埃の代表核種について 201 号室から 213 号室までは ^{137}Cs を ^{60}Co に変更し ^{210}Po を追加、301 号室から 313 号室では ^{137}Cs を ^{60}Co に変更し ^{241}Am を削除、401 号室から 407 号室では ^{137}Cs を ^{60}Co に、 ^{241}Am を ^{234}U に変更し、廃液の代表核種については ^{137}Cs を ^{60}Co に、 ^{241}Am を ^{210}Po に変更を行った。また、作業室の変更及び RI 製造本体施設と研修センターに区分けされたため、室内塵埃の捕集に使用するサンプリング用配管及び捕集位置の変更を行った。

(根本 裕之)

工事着工前

- : 撤去対象ドラフトチャンバ
- : 撤去対象セル
- : 撤去対象フィルタケース



工事終了後

- : 新設ドラフトチャンバ
- : 新設セル
- : 研修センター使用区域

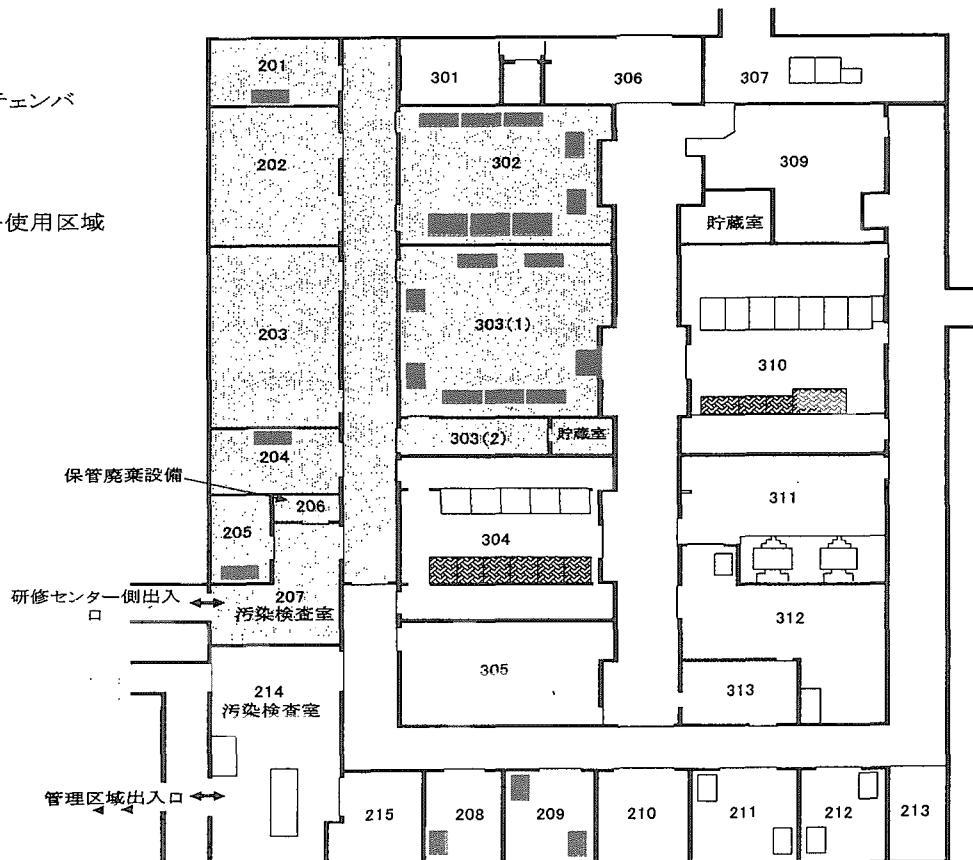


図 2.3.1-1 ラジオアイソトープ製造棟管理区域平面図

2.3.2 JRR-4における小動物照射実験に伴う放射線管理

(1) 概要

JRR-4では、1996年から1998年までの原子炉建家改造に伴い、新たに医療照射設備を整備した。医療照射設備は、中性子ビーム設備及び関連施設から構成され、ホウ素中性子捕捉療法による悪性脳腫瘍の治療が行えるようになった。このホウ素中性子捕捉療法による研究の一環として、2001年度から小動物（マウス、ラット）を用いた薬剤の安全性及び熱外中性子ビーム治療効果の確認のための照射実験が実施されるようになった。

小動物照射実験を開始するにあたって、研究炉部内に「小動物照射実験の安全性検討アドホック委員会」を設置し、許認可上の措置、保安上の措置、安全衛生上の措置及び動物廃棄物に関する措置についての検討が行われた。この検討の結果、動物実験に係る施設、実験管理の体制、実験計画の承認、実験動物の受け入れから廃棄までの手順、実験動物の逃亡、衛生対策等の措置及び異常時の措置等が定められた。また、小動物の飼育ハウス、飼育ケージ等がホット実験室（管理区域）に設置され、照射室内は、ネズミ返しの設置及び拘束装置の使用により小動物の逃亡を阻止するための措置が講じられた。

(2) 小動物照射

飼育ハウスに受け入れられた小動物は、餌や水を与えながら数日間飼育される。この間は飼育ハウス内の衛生状況を確認しながらマウスの健康状態が管理される。

その後、小動物は照射室内にセットされ、原子炉により3.5MWで1時間程度照射される。照射後、小動物は飼育ハウスに収納され、数日間の観察を経て致死量の麻酔薬投与後、体内よりサンプルの摘出が行われる。摘出されたサンプルは、施設内で細胞培養等が行われる。また、小動物については、アルコール消毒を施した上でビニールに密封し、施設内の死体保管用冷蔵庫に一時保管後、カートンボックスに廃棄処分される。

(3) 放射線管理

照射中から照射後における照射室の空气中放射能濃度、照射後の照射室立ち入り時の線量当量率及び表面密度、小動物の表面線量当量率、照射後的小動物を飼育ハウスに持ち込んだ時のハウス内及びその周辺の線量当量率及び表面密度の各測定と実験者の被ばく管理を実施した。放射線管理上の注意事項は、主に①小動物は照射によって、臓器・組織が放射化されているため、血液の飛散による汚染拡大の防止、②実験者の内部被ばく防護のため、注意して注射針、メス及び縫合針の器具類を使用することであった。

これまで照射実験は5回実施されており、この時の放射線管理データは、照射後の照射室の空气中放射能濃度はすべて検出下限濃度未満であり、立入場所での線量当量率は50から $80\mu\text{Sv/h}$ 、小動物の放射化により生じる体表面の線量当量率は、マウス（1匹）の場合約 $9.0\mu\text{Sv/h}$ 、ラット（1匹）の場合約 $40\mu\text{Sv/h}$ であった。また、飼育ハウス内作業位置での線量当量率は2.0から $4.0\mu\text{Sv/h}$ 、ハウス周辺で約 $0.9\mu\text{Sv/h}$ であった。実験者の身体、作業場所の床及び器具類の表面汚染は検出されず、外部被ばくによる実効線量はすべて 0.1mSv 未満であった。

（加部東 正幸）

2.3.3 再処理特別研究棟解体実地試験における放射線管理（5）

2002年度の解体実地試験は、再処理特別研究棟においてPuセル内機器、廃液長期貯蔵施設においてポンプ室内設備機器及び地下タンク室内大型槽（LV3から6のうち5, 6）並びにサンプリング室内FP含有廃液処理装置（以下「FP処理装置」という。）の解体作業を実施した。以下に、2002年度の再処理特別研究棟解体実地試験の概要について報告する。

各作業における汚染拡大防止措置として、作業場所の汚染固定及び4室構造のグリーンハウス（以下「GH」という。）を設置した。GH・1内で解体撤去、GH・2においてエアラインマスク又はエアラインスーツの着脱、GH・3で身体汚染検査、GH・4は出入口とした。GH・3, 4については、1日の作業終了後に床等の汚染検査を実施し、残存汚染のないことを確認した。

Puセル内機器の解体は、2001年度解体作業の残存機器である調整槽（CV-1, 9）及び遮へい体をセル内で解体した。解体した調整槽は裁断して200ℓドラム缶及び1m³容器に収納した。遮へい体については、GHで塗装を剥離し除染したのち、汚染検査を実施し、汚染のないことを確認してから管理区域外へ搬出・保管した。解体時の防護装備として、Puセル内作業者にはエアラインスーツを着用させ、GH作業者には全面マスクを着用させた。解体時の線量当量率はCV-1底部が、最大で30μSv/hであり、表面密度はCV-1内部が、最大で $\alpha : 2.5 \times 10^3 \text{Bq/cm}^2$, $\beta (\gamma) : 5.0 \text{Bq/cm}^2$ であった。また、空气中放射能濃度はセル内が、最大で $\alpha : 3.3 \times 10^{-5} \text{Bq/cm}^3$, $\beta (\gamma) : 2.7 \times 10^{-5} \text{Bq/cm}^3$ であった。作業者の身体汚染は検出されず、外部被ばくはすべて0.1mSv未満であった。

ポンプ室内設備機器（主に配管等）の解体は、配管の周辺に簡易フードを設置して行い、撤去した配管は200ℓドラム缶に収納した。大型槽（LV-5, 6）の解体は、タンク室内にて本体をGHで覆いその内で解体、裁断し200ℓドラム缶に収納した。解体時の防護装備として、ポンプ室内作業者には全面マスクを、タンク室内作業者についてはエアラインスーツを着用させた。解体時の線量当量率はLV-5下部が、最大で25μSv/hであり、表面密度はLV-5胴体部スラッジが、最大で $\alpha : 4.0 \text{Bq/cm}^2$, LV-6胴体部が、最大で $\beta (\gamma) : 3.1 \times 10^2 \text{Bq/cm}^2$ であった。また、空气中放射能濃度は、タンク室内が、最大で $\alpha : 6.4 \times 10^{-4} \text{Bq/cm}^3$, $\beta (\gamma) : 1.7 \times 10^{-4} \text{Bq/cm}^3$ であった。作業者の身体汚染は検出されず、外部被ばくはすべて0.1mSv未満であった。

FP処理装置の解体は、ポンプ、吸着塔（3体）及び槽類（V-31, 32, 10, 70）をセル内から撤去し、200ℓドラム缶に収納した。解体時の作業者には防護装備としてエアラインスーツを着用させた。なお、吸着塔表面の線量当量率が最大300mSv/hであったため、作業者には警報付ポケット線量計を着用するとともに、末端部（指）リングバッジを着用させた。解体時の表面密度はセル入口床面が、最大で $\alpha : 1.2 \text{Bq/cm}^2$, $\beta (\gamma) : 4.7 \times 10^2 \text{Bq/cm}^2$ であり、空气中放射能濃度はセル内が、最大で $\alpha : 2.7 \times 10^{-5} \text{Bq/cm}^3$, $\beta (\gamma) : 5.1 \times 10^{-3} \text{Bq/cm}^3$ であった。作業者の身体汚染は検出されなかつた。外部被ばくは実効線量は最大で4.3mSv、集団で35.2人・mSv、等価線量は最大で33mSv、集団で157.4人・mSvであった。

図2.3.3-1にFP処理装置解体時の線量当量率を、表2.3.3-1に解体作業者の外部被ばく線量を示す。

（佐藤 崇）

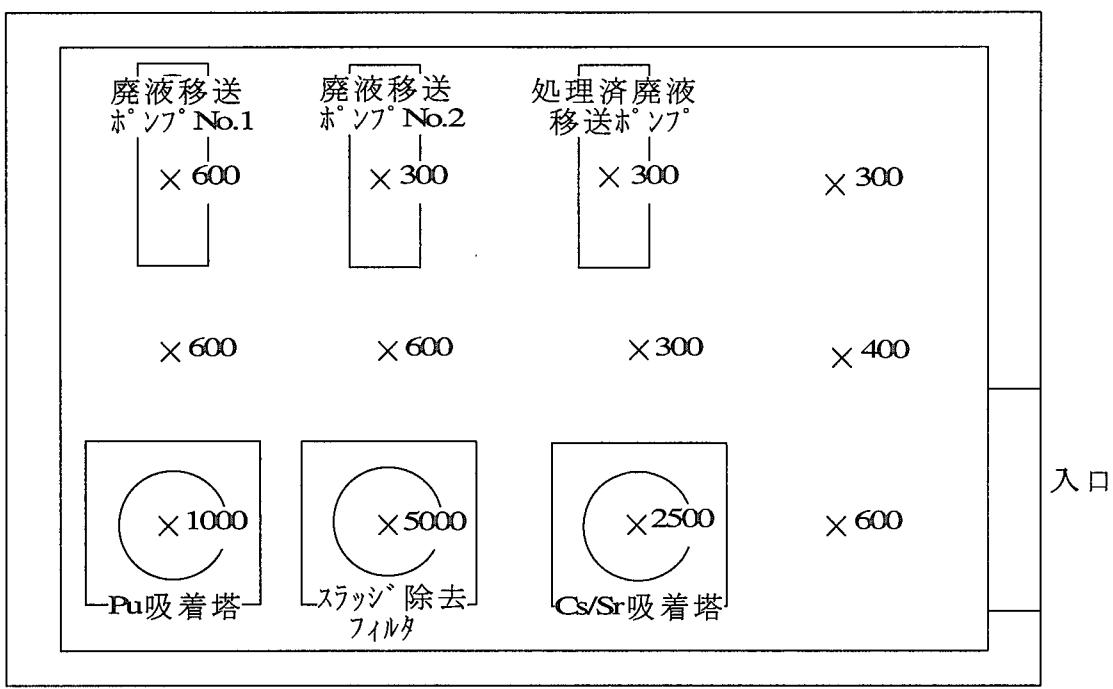
単位: $\mu\text{Sv}/\text{h}$

図 2.3.3-1 FP処理装置解体時の線量当量率

表 2.3.3-1 解体作業者の外部被ばく線量

(東海研究所, 2002年度) (単位: mSv)

線量	作業件名	Puセル内機器	ポンプ室内設備 大型槽	FP処理装置
実効線量	個人最大	X	X	4.3
	集団	X	X	35.2
等価線量	水晶体	個人最大	X	9.2
		集団	X	51.2
	皮膚	個人最大	X	33
		集団	X	157.4
	末端部 (指)	個人最大	—	23.8
		集団	—	106.2

2.3.4 フッ素実験室の管理区域解除作業

フッ素実験室は、1964年に使用の許可を取得し、物理化学、放射線化学及び高分子化学に関する研究を行ってきた。しかし、所期の目的の達成及び研究計画の進捗による業務の見直しのため、設備機器等の解体撤去作業を実施し、2003年4月に管理区域を解除した。なお、管理区域解除に向けての準備作業は、2001年度より開始し、建家構造材（床、天井、側壁等）及び設備機器等の汚染状況調査、廃棄物発生量の推定等を実施したのち、汚染状況調査の結果に基づき、2001年度及び2002年度に、フード、流し台等の什器類の解体撤去及び排気設備並びに排水設備の解体撤去を行い、管理区域内に汚染が残存していないことを確認して管理区域を解除した。また、建家は解体撤去し更地にする予定である。以下に、管理区域解除に係る設備機器等の解体撤去作業の概要について報告する。

(1) 事前汚染検査等

管理区域解除に係る作業を進めるにあたり、2001年度に一部什器類の解体撤去作業を含めて、管理区域内の床、天井等の汚染検査（直接法及び間接法）を実施した。また、床等のコンクリートを探取し、 γ 線核種分析を実施した。2002年度には、排気排水設備を含む残存機器類についてすべて解体撤去し、該当区域の汚染検査を実施した。

(2) 設備等の解体・撤去物の取扱い

解体撤去に係る手順は、はじめに管理区域内のフード、流し台等の什器類を解体撤去し、引き続き、一時管理区域を設定して排気排水設備等の解体撤去を実施した。解体撤去は、グリーンハウスを設置して行い、撤去完了後に該当区域の床等に汚染が残存していないことを確認した。なお、解体物品は、使用履歴、設置状況等の調査及び事前汚染検査で汚染がなかったものについては、所内規定等に定める一般持ち出し管理に定めるところにより管理区域から搬出した。また、放射性物質の付着、浸透による二次的な汚染が限定されているものについては、当該汚染部分を分離したのち一般物品として管理区域外に搬出することで放射性廃棄物の発生量の低減を図った。本作業により発生した放射性廃棄物量を表2.3.4-1に示す。

(3) 放射線管理

作業者の外部被ばくは、検出下限未満であり、作業エリアの空気中濃度は、全 α 、全 β とも検出下限未満であった。また、作業者の身体汚染は検出されなかった。

(4) まとめ

解体・撤去物の取扱いについては、排水設備等（流し台、排水ピット、排水管）は放射性廃棄物とし、排気設備等（フィルターチェンバ、プロア、排気筒）については、汚染が検出されない場合は一般持ち出し物品として管理することで、放射性廃棄物発生の低減を図った。

今後、使用施設等の廃止においては、解体撤去物品の効率的な処理処分を進めるうえで、廃棄物の取扱い区分の見直しがより重要になると思われる。

（早坂 寿夫）

参考文献

- 1) 川崎隆行:保健物理－研究と管理－No.44, JAERI－Review 2002-036,98(2002).

表 2.3.4-1 放射性廃棄物の発生量

廃棄物種類	作業期間	機器・設備類解体撤去		合計
		2002.2～2002.3	2002.11～2002.12	
200リットルドラム缶 (本)		27	33	60
A型(1m ³)容器 (基)		—	9	9
赤カートンボックス (個)		108	116	224
緑カートンボックス (個)		2	—	2
白カートンボックス (個)		48	56	104
白ペール缶 (個)		21	1	22
紺ペール缶 (個)		9	1	10
緑ペール缶 (個)		7	—	7
HEPAフィルタ (枚)		4	13	17
プレフィルタ (枚)		7	3	10

2.3.5 核分裂中性子照射による⁸²Brの生成とその捕集効率

(1) 概要

NUCEF 施設では、臨界実験装置（STACY 及び TRACY）により、ウラン溶液燃料を用いた臨界安全性に関する研究を実施している。2002年7月第3週及び8月第4週に、NUCEF 排気筒のモニタリング用 ACF フィルタから放射性核種の⁸²Br が検出された。そのため、検出された⁸²Br の生成場所を調査した結果、過渡運転が実施されている TRACY 炉室内からの生成であることが確認できた。本報告では、TRACY 炉室内で確認された⁸²Br の生成と ACF フィルタの⁸²Br に対する捕集効率の測定結果について以下に述べる。

(2) 測定方法

炉室内空気中の⁸²Br の放射能濃度及び ACF フィルタの捕集効率を評価するために、測定は多段式フィルタホルダを用いて、1段目に粒子状の放射性核種を捕集するための HE-40TA、2段目に ACF フィルタ、3段目以降にはバックアップのための CHC-50 を最大4個装着して多段捕集法を行った。また、面速は 43cm/s、ACF フィルタは、TEDA 添着型、未添着型の2種類のタイプを用いた。なお、サンプリングは4回の過渡出力運転日について行い、原子炉の積算出力は 6.8 から 21.2MW・s であり、サンプリング期間中の炉室内の温度は約 25°C、湿度は 20 から 55% であった。捕集後の各フィルタは Ge 半導体検出器で γ 線スペクトル分析を行い、放射能の定量を行った。

(3) 結果及び考察

過渡積分出力で規格化した炉室内空気中の⁸²Br の放射能濃度を図 2.3.5-1 に示す。炉室内空気中濃度は過渡運転後 1 から 2 時間の間に最大値を示す傾向がみられ、その後、減少しながら比較的長時間にわたって検出された。この結果を元に評価した単位出力当りの⁸²Br の発生源からの累積放散量は、各運転日において 150 時間経過した時点で、平均約 6000Bq・MW⁻¹・s⁻¹ であった。

炉室内空気中への⁸²Br の放散速度を図 2.3.5-2 に示す。放射能濃度及び換気回数から算出した放散速度は、実効半減期約 12 時間であり、⁸²Br の物理半減期 35.3 時間で補正した場合、材質からの Br 又は Br 化合物の放散速度の半減期は 21 時間であることが分かった。

ACF フィルタ（TEDA 添着型・未添着型）のサンプリング時間に対する捕集効率の測定結果を図 2.3.5-3 に示す。⁸²Br に対する ACF フィルタの捕集効率は、TEDA 添着型で約 20 時間までのサンプリングで 60%以上であったが、100 時間以上では約 40 から 20% であった。また、未添着型では、1 から 3 時間のサンプリングでは 60 から 70% となり、添着型の 70 から 80% の値より低く、20 時間のサンプリングでは、55%程度へ低下がみられた。それぞれの ACF フィルタはサンプリング時間の影響が大きいと考えられ、20 時間までは TEDA が有効であることが確認できた。

⁸²Br の生成原因は、炉室内において、グローブボックスのグローブの材質として使用されているネオプレンゴムを照射した結果、⁸²Br の生成が確認できたことから、難燃剤としてケーブルやグローブなどに添加されている臭素の(n, γ)反応により生成されると考えられる。今後、更に⁸²Br の生成機構、ACF フィルタの湿度の影響及び CHC-50 の捕集効率について調査を継続していく予定である。

（仁平 敦）

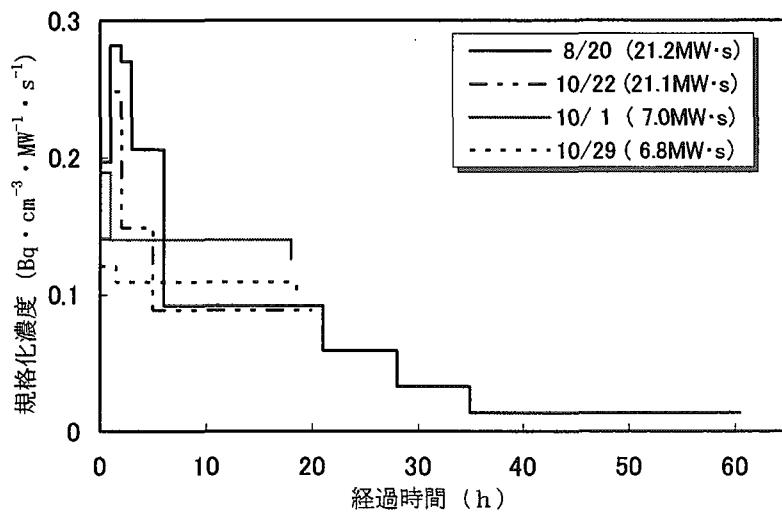
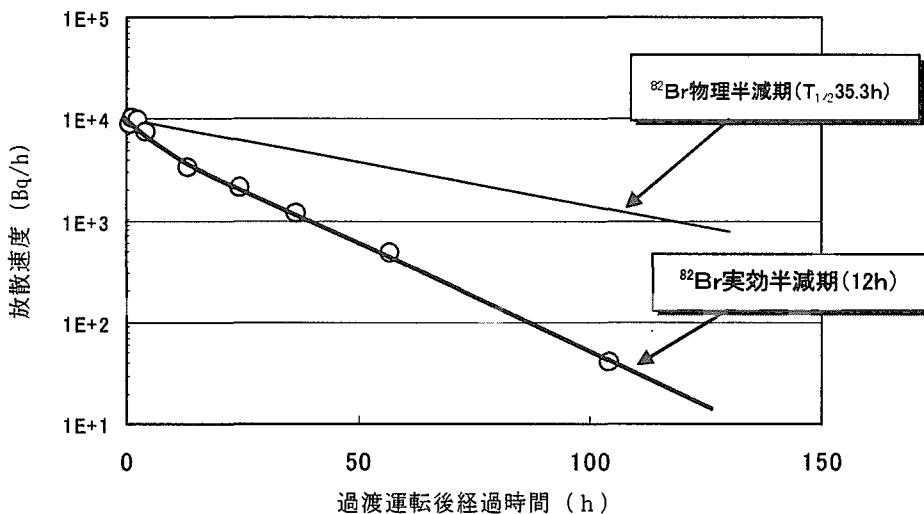
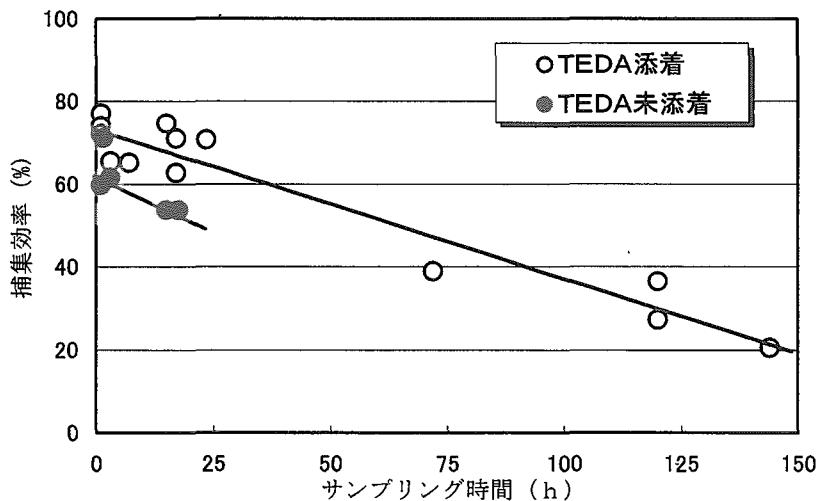
図 2.3.5-1 規格化炉室内 ^{82}Br 平均濃度の経時変化図 2.3.5-2 炉室空气中への ^{82}Br の放散速度

図 2.3.5-3 ACF フィルタのサンプリング時間に対する捕集効率

2.3.6 原子力船「むつ」使用済燃料輸送容器の汚染除去作業

(1)はじめに

原子力船「むつ」の使用済燃料は、核燃料サイクル開発機構の再処理施設において再処理する目的で、その受入基準に合致させるため、東海研燃料試験施設において解体・再組立作業が実施されることとなっている。この使用済燃料を、使用済燃料輸送容器（以下「輸送容器」という。）を用いて、2001年7月から11月まで3回に分けてむつ事業所から燃料試験施設に搬入した後、輸送容器全35基中再利用する3基を除く32基について汚染除去作業が行われた。

本作業の対象となった輸送容器の寸法、重量及び材質は $970\text{mm } \phi \times 2,290\text{mm}$ 、約11,500kg、SUS304である。また、輸送容器の表面密度はドレン孔が最大で全 β （ γ ）8.6Bq/cm²、汚染核種は⁶⁰Coであった。なお、全 α については検出されなかった。

(2)汚染除去作業の概要

作業は2003年1月から3月に行われた。汚染除去の方法は、内面、フランジ等についてはアルコール浸潤ウエス等を用い、作業が困難な輸送容器本体のベント孔、ドレン孔等（最大直径14mm、深さ345mm）の7箇所については大型のボール盤5台を用いて切削作業を行った。切削作業は、それぞれの箇所について1stカット、2ndカットを行った。1stカット及び2ndカットは、ドリルの径を替えて専用のボール盤及び切削液を使用した。切削終了後の底孔（2箇所）はゴム栓及びプラスチックテープにて、その他の切削孔はフランジにて密閉した。作業の状況を写真2.3.6-1に示す。

(3)放射線管理

除染及び切削作業は作業場所を区画するとともに、作業者には半面マスク、タイベックスーツ及びシューズカバーを着用させ、内部被ばく及び汚染拡大の防止を図った。

輸送容器の表面密度の確認は全 α 及び全 β



写真 2.3.6-1 作業の状況

について直接測定法又は間接測定法で行い、さらに切削片についてはGe検出器で γ 核種分析を行い有意な核種が検出されていないことを確認した。輸送容器内面の直接測定は、対象が直径280mm、深さ1,945mmであるため、GM計数管式表面汚染検査用サーベイメータのケーブルを延長（約5m）し、検出器を向きが変えられる治具に固定して行った。

(4)まとめ

作業期間中、作業場所の床、空气中及び作業者身体の汚染は検出されなかった。輸送容器は、大型の重量物であったため作業区画内の作業性が悪く、また、ボール盤操作の習熟に時間を要したため、作業期間が約1か月延長となったが安全に終了することができた。作業対象の輸送容器32基については、汚染のないことが確認され、現在、産業廃棄物等一時保管施設において保管管理されている。

（秋野 仁志）

2.3.7 電源特会施設の管理区域解除（2）

(1) はじめに

科学技術庁電源開発促進対策特別会計施設（以下「電源特会施設」という。）の管理区域解除にあたり、2001年度においては、主に建家構造材、設備、機器等の事前汚染検査が実施され、その結果を踏まえ解体・撤去方針を決定した¹⁾。今回は、2002年度に実施した設備、機器等の解体・撤去作業に関する事項等について報告する。

(2) 設備、機器等の解体・撤去作業

(a) 浸出試験槽

浸出試験槽（ステンレス製容器 36 基）のうち、事前汚染検査で汚染が検出されなかった試験槽（34 基）については、機械的工法（ワイヤーカップブラシ等）により表面に付着している水垢等を剥離した後、東海研究所放射線障害予防規定（以下「予防規定」という。）に定める一般物品の持ち出し管理を遵守して管理区域より搬出した。なお、事前汚染検査で汚染が検出された試験槽については放射性廃棄物とした。

(b) 廃液タンク

廃液タンク（ステンレス製 80m³×A, B 各 1 基）のうち、A タンクについては、事前汚染検査で汚染が検出された下側半分を切断分離し、機械的工法（内面をグラインダで研磨）により表面の水垢等を剥離した後、予防規定に定める一般物品の持ち出し管理を遵守して管理区域より搬出した。一方、B タンクについては、タンク内面に腐食防止用ライニングが施されていたため、当該ライニングを撤去することにより汚染部分を分離し、念のためタンク内表面側をグラインダで研磨した後、予防規定に定める一般物品の持ち出し管理を遵守して管理区域より搬出した。

(c) 小型備品類（フード等）

小型備品類（RI 実験フード、低レベル廃液流し台、中レベル廃液流し台、化学実験台）は、汚染が検出されなかった化学実験台の一部を除き全て放射性廃棄物とした。

(d) 排気・排水設備

排気設備の一部（3, 4, 5 階の排気ダクト）及び排水設備の一部（埋設排水配管、5m³廃液タンク × 3 基）について解体撤去を行い、全て放射性廃棄物とした。

(3) 汚染床、壁等のハツリ作業

事前汚染検査で汚染が検出された実験室の床、壁等の一部については、汚染深さに余裕を持った厚みで壁、床材（コンクリート）をハツリにより分離・撤去した。

(4) 管理区域解除に関する汚染検査（2003 年度実施予定）

2003 年度は、排気・排水設備の解体・撤去を行うとともに貯蔵室の一部及び排水ドレンピット内の汚染部分をコンクリートハツリによる分離・撤去を行った後、電源特会施設の管理区域全域について、管理区域解除に係る最終的な線量当量率、表面密度を測定し、汚染のないことを確認する予定である。表 2.3.7-1 に解体・撤去作業、管理区域解除等の予定を示す。

(5) まとめ

放射性廃棄物の低減を図るために、設備、機器等の解体・撤去物の取扱い方針の一つであった「放

射性物質の付着、浸透による二次的な汚染部分が限定されていることが明らかであって、当該汚染部分を分離されたものについても、「一般物品として管理区域から持ち出す」との考え方を浸出試験槽（ステンレス製容器 34 基）、廃液タンク（ステンレス製 80m³×2 基）に適用し、予定どおり汚染部分を分離したことで、放射性廃棄物の発生量を大幅に低減することができた。

2003 年度は、排気設備、排水設備の解体・撤去作業並びに事前汚染検査で汚染が検出されている貯蔵室の一部及び排水ドレンピットについて分離・撤去作業を行う予定である。排気フィルタチャシバの一部については、汚染の可能性のある部分を機械的工法により分離する予定であるため、放射性廃棄物の更なる低減が望めるとと思われる。貯蔵室の一部及び排水ドレンピットの汚染部分の分離・撤去作業においては、汚染拡大の防止を含め計画的・効率的に作業を進めていくことが必要である。

(武藤 康志)

参考文献

- 1) 小沼勇：保健物理部－研究と管理－No.44,JAERI-Review 2002-036,108(2002).

表 2.3.7-1 解体・撤去作業、管理区域解除等の予定

解体・撤去作業名	作業予定											
	2003 年度											
①排気設備の解体・撤去作業	↓	↔	↓	↔	↓	↔	↓	↔	↓	↔	↓	↔
②排水設備の解体・撤去作業	↓	↔	↓	↔	↓	↔	↓	↔	↓	↔	↓	↔
③管理区域解除に係る汚染検査	↓	↔	↓	↔	↓	↔	↓	↔	↓	↔	↓	↔
④放射線施設廃止に伴う措置の報告	↓	↔	↓	↔	↓	↔	↓	↔	↓	↔	↓	↔
⑤放射線障害予防規定の変更・認可	↓	↔	↓	↔	↓	↔	↓	↔	↓	↔	↓	↔
⑥建家内アスベストの撤去作業	↓	↔	↓	↔	↓	↔	↓	↔	↓	↔	↓	↔
⑦施設の解体作業	↓	↔	↓	↔	↓	↔	↓	↔	↓	↔	↓	↔

2.3.8 搬出物品モニタの基本特性（1）

減容処理棟の供用開始にあたり、管理区域より搬出する多種多様の搬出物品を効率よく汚染検査するため、搬出物品モニタ（富士電機社製、型式：NMP92611）を導入した。本搬出物品モニタは、上面、下面、左面、右面、前面、奥面に計6枚のプラスチックシンチレーション検出器が設置されており、上面検出器については、測定対象物の高さに応じて検出器が自動的に下降し、測定物との距離を一定にして測定を行う機能を有している。今回、本搬出物品モニタを使用した一般物品の持ち出し管理を開始するに先立ち、適正な表面密度の測定を実施する上で必要とされる基本特性の把握を目的とし、機器効率の線源位置依存性、距離依存性及びエネルギー依存性試験を行った。以下に、その結果を報告する。

(1) 機器効率の線源位置依存性試験

一般的な使用状態における検出器面直近距離面上を5cm間隔の格子状に分割した中央に、50mm ϕ の天然ウラン線源を順次配置し、各測定点における機器効率の測定を検出器全6面について行った。測定の結果、すべての検出器面について機器効率の最大値に対する最小値の比（以下「線源位置依存性の比」という。）が0.5を下回る結果であった。JIS Z 4337¹⁾において線源位置依存性の比を、検出器面密着状態で0.5以上と規定している。実際の測定場においても、この値を満足することが望ましいことから、測定対象物設置範囲に制限を設けたこと及び試料皿改造を施した結果、全検出器において線源位置依存性の比を0.5以上に向上させることができた。改善前及び改善後における線源位置依存性の測定結果を表2.3.8-1に示す。

(2) 機器効率の距離依存性及びエネルギー依存性試験

50mm ϕ の天然ウラン、⁹⁰Sr、²⁰⁴Tl、¹³⁷Cs、⁶⁰Co、¹⁴⁷Pm及び¹⁴C線源を用い、検出器面と線源との距離を変化させ、機器効率の距離依存性及びエネルギー依存性試験を行った。本試験では、実際の物品測定を考慮し、測定物の寸法に応じて検出器面まで距離が異なる前面、奥面、左面及び右面検出器を試験対象としたが、幾何学的にみて試験結果が等しくなると予想される検出器については、おのおのの代表検出器を選定することとし、前面及び左面検出器を代表として本試験を実施した。線源位置は、検出器面から任意の距離面上（面中央1点）とし、検出器面からの距離は、直近位置から対面する検出器面との中間位置（前面19.5cm、左面32.5cm）を目安とした。

試験結果の一例を図2.3.8-1に示す。また、距離に対する機器効率減少割合の算出結果を図2.3.8-2に示す。

(3) 平均機器効率の算定

上記(1)、(2)の結果を踏まえ、各検出器における平均機器効率算出を行った。まず始めに、天然ウラン線源と同様に、他6核種の追加測定を行い、検出器面直近における核種別の平均機器効率を求めた。また、検出器面と測定対象物品との距離が不確定な検出器に限り、対面する検出器面との中間位置までの距離に対する機器効率減少割合を算出し、検出器面直近における平均機器効率に乗じて、中間位置における平均機器効率を求めた。検出器別平均機器効率の算定結果を表2.3.8-2に示す。

（吉野 公二）

参考文献

1) JIS Report : 据置形 β 線用物品表面汚染モニタ,JIS Z 4337(1997).

表 2.3.8-1 線源位置依存性

検出器	機器効率(%)				線源位置依存性の比*	
	改善前		改善後		改善前	改善後
	最大値	最小値	最大値	最小値		
上面	30.4	10.1	30.8	23.7	0.33	0.77
下面	31.9	12.0	27.4	18.5	0.38	0.68
左面	31.9	9.7	23.9	13.1	0.30	0.55
右面	31.3	9.5	23.9	13.1	0.30	0.55
前面	30.6	8.2	30.6	17.2	0.27	0.56
奥面	32.3	10.4	26.6	15.2	0.32	0.57

* 最小値/最大値

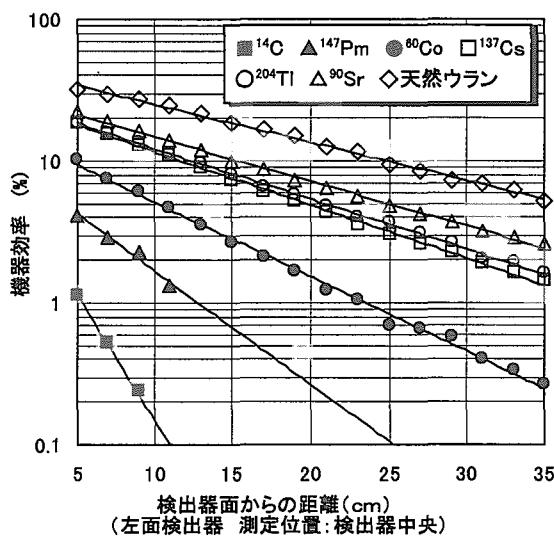


図 2.3.8-1 検出面からの距離と機器効率の関係

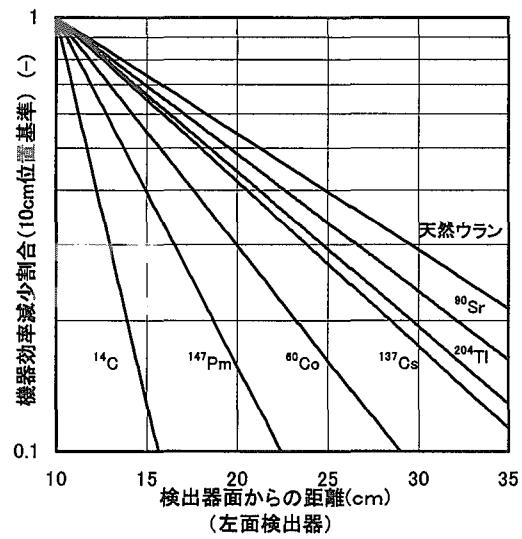


図 2.3.8-2 検出器面からの距離と機器効率減少割合の関係

表 2.3.8-2 検出器別平均機器効率

検出器	平均機器効率(%)						
	^{14}C	^{147}Pm	^{60}Co	^{137}Cs	^{204}Tl	^{90}Sr	天然ウラン
上面	1.5E+00	5.3E+00	9.0E+00	1.6E+01	1.6E+01	1.9E+01	2.8E+01
左・右面	7.7E-02 ~ 7.6E-06	9.5E-01 ~ 1.5E-02	4.1E+00 ~ 2.7E-01	9.0E+00 ~ 1.3E+00	9.4E+00 ~ 1.5E+00	1.2E+01 ~ 2.3E+00	1.9E+01 ~ 4.6E+00
前面	7.2E-01 ~ 9.3E-03	2.8E+00 ~ 2.1E-01	7.7E+00 ~ 1.5E+00	1.4E+01 ~ 4.8E+00	1.5E+01 ~ 5.2E+00	1.7E+01 ~ 7.3E+00	2.6E+01 ~ 1.3E+01
奥面	2.3E-01 ~ 2.9E-03	9.1E-01 ~ 7.0E-02	6.6E+00 ~ 1.3E+00	1.2E+01 ~ 4.1E+00	1.3E+01 ~ 4.6E+00	1.5E+01 ~ 6.3E+00	2.1E+01 ~ 1.0E+01
下面	1.9E-01	1.3E+00	5.3E+00	1.1E+01	1.2E+01	1.5E+01	2.3E+01

2.3.9 搬出物品モニタの基本特性（2）

科学技術庁電源開発促進対策特別会計施設では、2003年度の管理区域解除に向けて不要物品の搬出、設備類の解体撤去作業等が行われており、多種多量の物品の持ち出しに係る汚染検査を実施している。このうち、小物類の汚染検査を効率的に実施するため、搬出物品モニタを導入した。今回導入した搬出物品モニタ（アロカ社製、型式MCR-102B）は、ノート・工具等の小物物品をトレイに乗せ、上面及び下面に配置したプラスチックシンチレーション検出器で物品の表面密度測定を行い、あらかじめ設定した基準値と比較することにより持ち出し可否の判定を自動的に行うものである。導入した搬出物品モニタによる搬出物品の表面密度測定を適正に行うため、機器効率の線源位置依存性、距離依存性及びエネルギー依存性試験を実施したので、以下にその結果を報告する。

(1) 線源位置依存性試験

50 mm ϕ のU₃O₈線源を上面及び下面検出器それぞれ42分割した位置に置き、各測定位置における機器効率を測定した。線源配置図を図2.3.9-1、結果を図2.3.9-2、図2.3.9-3及び表2.3.9-1に示す。機器効率の最大値に対する最小値の比は、上面及び下面検出器ともにJIS Z 4337¹⁾に記載された基準値0.5以上を満足しており、トレイ枠の影響により局所的に機器効率が低い位置が認められるものの搬出物品の管理を行う上で十分な感度分布を有していることが確認できた。

(2) 距離依存性試験、エネルギー依存性試験

測定対象物品の寸法に応じて上面検出器とトレイ間の距離を6cmから12cmの範囲で任意に設定可能であることから、⁶⁰Co (β_{\max} 310keV), ¹³⁷Cs (β_{\max} 514keV), ⁹⁰Sr (β_{\max} 2274keV(⁹⁰Y)), U₃O₈ (β_{\max} 2290keV)の4核種の線源を用いて上面検出器に対する距離依存性試験及びエネルギー依存性試験を行った。線源位置は、上記(1)線源位置依存性試験の結果を参考に代表4点(図2.3.9-1参照)に配置し、トレイ間距離6cm, 9cm及び12cmにおける平均機器効率を求めた。結果を表2.3.9-2に示す。また、下面検出器表面における平均機器効率の測定結果を表2.3.9-3に示す。

(3) 検出下限値の試算

上記(1), (2)の特性試験結果に基づき、上面及び下面検出器について、⁶⁰Co, ¹³⁷Cs, ⁹⁰Sr, U₃O₈線源4核種に対する検出下限値の試算を行った(BG測定時間:60秒、標準偏差:2 σ 、評価面積:100cm²として計算)。結果をそれぞれ表2.3.9-4、表2.3.9-5に示す。

(4) まとめ

以上の結果から、今回導入した搬出物品モニタは、上面検出器とトレイ間の距離を6cm、物品測定時間を30秒に設定した場合、 β 線最大エネルギーが310keV以上の核種で汚染された物品を、所内規定に定める基準値0.4Bq/cm²と比較して適正に搬出可否の判定を行う能力を有していることが確認できた。

(仲田 守浩)

参考文献

- 1) JIS Report: 据置形 β 線用物品表面汚染モニタ,JIS Z 4337(1997).

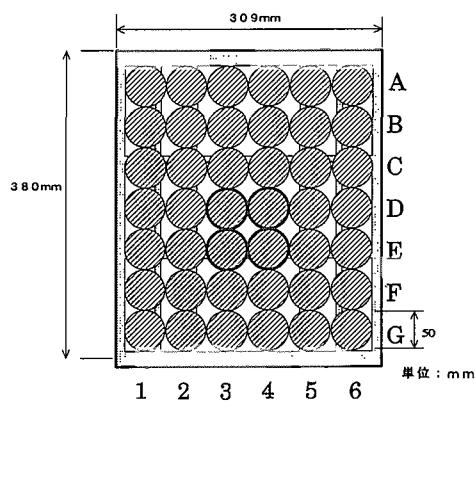


図 2.3.9-1 線源配置図

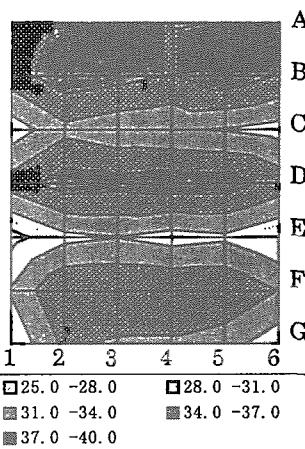


図 2.3.9-2 上面検出器表面機器効率分布

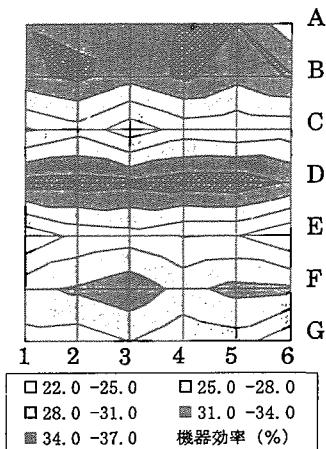


図 2.3.9-3 下面検出器表面機器効率分布

表 2.3.9-1 線源位置依存性試験結果

測定場所	最小値	最大値	平均値	最小値／最大値
上面検出器表面	26.9%	39.0%	34.2%	0.69
下面検出器表面	22.1%	35.8%	29.8%	0.62

表 2.3.9-2 距離依存性及びエネルギー依存性試験結果

核種	上面検出器とトレイ間の距離		
	6cm	9cm	12cm
⁶⁰ Co	8.79%	6.66%	4.68%
¹³⁷ Cs	15.22%	12.21%	9.30%
⁹⁰ Sr	18.88%	15.59%	13.00%
U ₃ O ₈	29.04%	26.27%	24.40%

表 2.3.9-3 エネルギー依存性試験結果

核種	下面検出器表面
⁶⁰ Co	8.22%
¹³⁷ Cs	13.88%
⁹⁰ Sr	18.31%
U ₃ O ₈	27.24%

表 2.3.9-4 上面検出器検出下限値計算結果

核種	測定時間 (sec)	検出下限値 (Bq/cm ²)		
		6cm	9cm	12cm
⁶⁰ Co	10	0.54	0.72	1.02
	30	0.35	0.46	0.65
	60	0.28	0.37	0.53
	90	0.26	0.34	0.48
¹³⁷ Cs	10	0.31	0.39	0.51
	30	0.20	0.25	0.33
	60	0.16	0.20	0.27
	90	0.15	0.18	0.24
⁹⁰ Sr	10	0.25	0.31	0.37
	30	0.16	0.20	0.24
U ₃ O ₈	10	0.16	0.18	0.20

表 2.3.9-5 下面検出器検出下限値計算結果

核種	測定時間 (sec)	検出下限値 (Bq/cm ²)
⁶⁰ Co	10	0.51
	30	0.33
	60	0.27
	90	0.24
¹³⁷ Cs	10	0.30
	30	0.19
	60	0.16
	90	0.14
⁹⁰ Sr	10	0.23
	30	0.15
U ₃ O ₈	10	0.15

2.4 個人線量の管理

外部被ばく及び内部被ばくによる個人線量の測定評価、記録の保管及び通知を行った。

外部被ばくについては、原研全事業所において放射線業務従事者に指定された 7,456 人を対象に、線量の測定評価を行った。2002 年度の測定評価件数は、24,532 件であった。

内部被ばくについては、年度当初及び 3 月毎に行った放射線作業状況調査等の結果、原研全事業所において、定期検査が必要と判断される放射線業務従事者はいなかった。東海研究所における確認検査、入退域検査及び臨時検査の 2002 年度の件数は、それぞれ 869 件、413 件及び 1 件であった。

個人外部被ばく及び内部被ばくの測定結果によると、原研の各事業所内での放射線作業に関しては、保安規定等に定められた線量限度及び警戒線量を超える被ばくはなかった。2002 年度における原研全事業所の集団実効線量、平均実効線量及び最大実効線量はそれぞれ、297.6 人・mSv, 0.04mSv 及び 6.2mSv であった。また、東海研究所におけるこれらの線量は、それぞれ 250.4 人・mSv, 0.05mSv 及び 5.2mSv であった。

原子炉等規制法関係及び放射線障害防止法関係の登録制度に基づいて実施した個人被ばく線量等の放射線従事者中央登録センターへの登録、経歴照会等の件数は、原研全事業所の放射線業務従事者について 47,209 件であった。

(山本 英明)

2.4.1 外部被ばく線量の管理

外部被ばく線量の管理は、原研全事業所の管理区域に入域した放射線業務従事者及び見学者等(一時的に立ち入った者)を対象に実施した。放射線業務従事者の外部被ばくによる線量の測定は、ガラスバッジ、不均等被ばく測定用ガラス線量計及びリングバッジにより実施した。体幹部の測定は、ガラスバッジを放射線業務従事者全員に着用させ、3 月(妊娠中の女子及び実効線量が 1.7mSv/月を超えるおそれのある女子は 1 月)毎に、1 センチメートル線量当量及び 70 マイクロメートル線量当量を測定した。このうち防護エプロンを使用して作業をした場合など、頭頸部の不均等被ばくのおそれがあった者に対しては、頭頸部に不均等被ばく測定用ガラス線量計を着用させ、その作業期間中の頭頸部の線量を測定した。また、身体末端部の線量が最大となるおそれのある者に対しては、そのおそれがあった期間中、リングバッジを用いて、70 マイクロメートル線量当量を測定した。3 ミリメートル線量当量は、1 センチメートル線量当量または 70 マイクロメートル線量当量のうち大きい方の測定値を記録した。なお、大型放射光施設 (SPring-8) における原研の放射線業務従事者については、(財) 高輝度光科学研究センターが OSL (Optically Stimulated Luminescence) 線量計を用いて測定評価した結果を記録した。また、見学者等についてはポケット線量計等を着用されることにより測定した。

2002 年度における放射線業務従事者の実効線量及び等価線量を、測定結果から算定し、集計した結果を以下に示す。個人線量計の検出下限線量 (0.1mSv) 未満の評価値は 0 とした。

(1) 原研全事業所の被ばく状況

原研全事業所の外部被ばくによる線量の年間測定対象実員は、大型放射光施設を含めて 7,456 人（件数 24,532 件）〔以下、実員に続けてカッコ書きで測定評価件数を示す。〕であった。このうち、FCAにおいて体幹部不均等被ばくが予想された 18 人（64 件）については、頭頸部の不均等被ばく測定を行った。また、手先の線量が最大となるおそれがあった 205 人（464 件）に対しては、身体末端部の測定を行った。女子の放射線業務従事者は 243 人（763 件）であり、このうち妊娠中の女子の放射線業務従事者は 1 人（5 件）であった。

実効線量に係る被ばく状況は、集団実効線量が 297.6 人・mSv、平均実効線量が 0.04mSv で、2001 年度と比較すると集団実効線量は約 16% の増加である。年間の最大実効線量は、6.2mSv であった。なお、全測定対象人員の 93% は年間実効線量が、個人線量計の検出下限線量未満であった。放射線業務従事者の管理対象実員、実効線量分布及び平均実効線量、最大実効線量、集団実効線量について、四半期別、作業者区分別（職員等、外来研究員等、請負業者、研修生に区分）及び事業所別に集計した結果をそれぞれ表 2.4.1-1、表 2.4.1-2 及び表 2.4.1-3 に示す。

等価線量に係る被ばくの状況は、皮膚の最大、平均線量が、それぞれ 38.8mSv、0.15 mSv であり、眼の水晶体の最大、平均線量が、それぞれ 11.2mSv、0.06mSv であった。皮膚の最大、眼の水晶体の最大被ばく者は、燃料試験施設におけるセル内除染作業及びセル関連設備点検整備作業に従事した者であった。また、妊娠中の女子の腹部表面の等価線量は検出下限線量未満であった。

表 2.4.1-1 放射線業務従事者の実効線量に係る四半期別被ばく状況

(全事業所、2002 年度)

管理期間	放射線業務従事者実員(人)	実効線量分布 (人)					平均実効線量(mSv)	最大実効線量(mSv)	集団実効線量(人・mSv)
		0.1mSv 未満	0.1mSv 以上 1.0mSv 以下	1.0mSv を超え 5.0mSv 以下	5.0mSv を超え 15mSv 以下	15mSv を超えるもの			
第 1 四半期	4,766	4,567	184	15	0	0	0.02	2.9	72.7
第 2 四半期	5,630	5,340	281	9	0	0	0.01	2.4	80.0
第 3 四半期	5,436	5,272	161	3	0	0	0.01	1.1	47.2
第 4 四半期	5,445	5,244	182	19	0	0	0.02	3.5	97.7
年 間*	7,456 (7,709)	6,931 (7,221)	460 (424)	64 (64)	1 (0)	0 (0)	0.04 (0.03)	6.2 (4.5)	297.6 (256.4)

* カッコ内の数値は、2001 年度の値

表 2.4.1-2 放射線業務従事者の実効線量に係る作業者区別被ばく状況

(全事業所, 2002 年度)

作業者区分	放射線業務従事者 実員(人)	実効線量分布(人)					平均 実効線量 (mSv)	最大 実効線量 (mSv)	集団 実効線量 (人・mSv)
		0.1mSv 未満	0.1mSv 以上 1.0mSv 以下	1.0mSv を超え 5.0mSv 以下	5.0mSv を超え 15mSv 以下	15mSv を超えるもの			
職員等	1,875	1,764	105	6	0	0	0.02	2.6	41.3
外来研究員等	1,659	1,581	77	1	0	0	0.01	2.4	20.7
請負業者	3,660	3,323	279	57	1	0	0.06	6.2	235.6
研修生	294	294	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
全作業者	7,456	6,931	460	64	1	0	0.04	6.2	297.6

表 2.4.1-3 放射線業務従事者の実効線量に係る事業所別被ばく状況

(全事業所, 2002 年度)

事業所区分	放射線業務従事者 実員(人)	実効線量分布(人)					平均 実効線量 (mSv)	最大 実効線量 (mSv)	集団 実効線量 (人・mSv)
		0.1mSv 未満	0.1mSv 以上 1.0mSv 以下	1.0mSv を超え 5.0mSv 以下	5.0mSv を超え 15mSv 以下	15mSv を超えるもの			
東海研究所	4,705	4,290	363	51	1	0	0.05	5.2	250.4
高崎研究所	718	690	28	0	0	0	0.01	0.8	7.1
大洗研究所	1,411	1,311	88	12	0	0	0.03	1.9	39.9
東京研修センター	253	252	1	0	0	0	0.00	0.1	0.1
むつ事業所	82	82	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
那珂研究所	627	627	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
関西(木津)	67	67	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
関西(播磨)	67	66	1	0	0	0	0.00	0.1	0.1
全事業所*	7,456	6,931	460	64	1	0	0.04	6.2	297.6

* 所外被ばく（高エネルギー加速器研究機構等）を含む。

(2) 東海研究所の被ばく状況

東海研究所における年間の測定対象実員は、4,705 人 (15,386 件) であった。このうち女子の放射線業務従事者が 154 人 (494 件) であり、妊娠中の女子の放射線業務従事者はいなかった。また、体幹部の不均等被ばくが予想され、頭頸部が測定対象となった者が 18 人 (64 件)、手先の線量が最大となるおそれがあり、当該部位が測定対象となった者が 186 人 (420 件) であった。

実効線量に係る被ばくの状況は、集団実効線量が 250.4 人・mSv、平均実効線量が 0.05mSv で、2001 年度の集団実効線量と比較して約 20% の増加であった。年間最大実効線量は、5.2mSv で、燃料試験施設におけるセル内除染作業及びセル関連設備点検整備作業に従事した者の被ばくであった。東海研究所における管理対象実員、実効線量分布及び平均実効線量、最大実効線量、集団実効線量について、四半期別、作業者区別に集計した結果を、それぞれ表 2.4.1-4、表 2.4.1-5 に示

した。

等価線量に係る被ばくの状況は、皮膚に対する最大、平均線量が、それぞれ 37.6mSv, 0.23mSv であり、眼の水晶体の最大、平均線量が 10.0mSv, 0.09mSv であった。

(白石 明美)

表 2.4.1-4 放射線業務従事者の実効線量に係る四半期別被ばく状況

(東海研究所, 2002 年度)

管理期間	放射線業務従事者実員(人)	実効線量分布(人)					平均実効線量(mSv)	最大実効線量(mSv)	集団実効線量(人・mSv)
		0.1mSv未満	0.1mSv以上 1.0mSv以下	1.0mSvを超える 5.0mSv以下	5.0mSvを超える 15mSv以下	15mSvを超えるもの			
第1四半期	3,007	2,841	151	15	0	0	0.02	2.9	63.4
第2四半期	3,403	3,197	197	9	0	0	0.02	1.7	60.5
第3四半期	3,487	3,358	126	3	0	0	0.01	1.1	36.2
第4四半期	3,634	3,460	155	19	0	0	0.02	3.5	90.3
年間*	4,705 (4,703)	4,290 (4,323)	363 (330)	51 (50)	1 (0)	0 (0)	0.05 (0.04)	5.2 (4.5)	250.4 (208.4)

* カッコ内の数値は、2001 年度の値

表 2.4.1-5 放射線業務従事者の実効線量に係る作業者区分別被ばく状況

(東海研究所, 2002 年度)

作業者区分	放射線業務従事者実員(人)	実効線量分布(人)					平均実効線量(mSv)	最大実効線量(mSv)	集団実効線量(人・mSv)
		0.1mSv未満	0.1mSv以上 1.0mSv以下	1.0mSvを超える 5.0mSv以下	5.0mSvを超える 15mSv以下	15mSvを超えるもの			
職員等	1,129	1,050	75	4	0	0	0.03	2.6	32.7
外来研究員等	1,269	1,198	70	1	0	0	0.01	2.4	18.9
請負業者	2,251	1,985	219	46	1	0	0.09	5.2	198.8
研修生	76	76	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
全作業者	4,705	4,290	363	51	1	0	0.05	5.2	250.4

2.4.2 内部被ばく線量の管理

内部被ばく線量の管理は、定期検査、入退域検査、臨時検査及び確認検査の各検査区分に分けて行った。東海研究所では他の研究所・事業所からの依頼による内部被ばく検査を実施しており、全事業所における内部被ばく検査の延べ受検者数の内訳を表 2.4.2-1 に示した。2002 年度の東海研究所における検査区分別年間測定実員数（延べ検査件数）を以下に示す。

(1) 定期検査

年度当初及び 3 月毎に行った放射線作業状況調査等では、有意な内部被ばく（3 月間で 2mSv）を受けるおそれのある放射線業務従事者及び 1 月管理対象となる女子が見出されなかつたため、定期検査の対象者となる放射線業務従事者はいなかつた。

(2) 入退域検査

請負業者等の外来の放射線業務従事者で入退域検査が必要と認められた者、288人(413件)について、放射線業務従事者の指定登録時(入域時)と指定解除登録時(退域時)に体外計測法により検査を実施した。主な対象者は燃料試験施設におけるセル内除染作業、再処理特別研究棟における設備・機器等の解体等の作業に従事した者である。検査の結果、有意な内部被ばくは認められなかった。

(3) 臨時検査

臨時検査は、東海研究所の第4研究棟において金属ウラン切断作業に従事した者1人(1件)についてバイオアッセイ法により行った。内部被ばくの評価結果は1.2mSvであった。これは濃縮ウラン(^{234}U , ^{235}U , ^{236}U , ^{238}U)の吸入摂取によるものであった。

(4) 確認検査

バイオアッセイ法及び体外計測法により定期的に行う検査、随時に行う検査及び入退域検査の中間に行う検査を実施し、作業環境の健全性を確認した。バイオアッセイ法により120人(424件)、体外計測法により150人(445件)、このうち女子は3人(11件)について実施した。検査の結果、有意な内部被ばくは認められなかった。

(5) バックグラウンド調査

上記各検査における有意な体内汚染を判断する際の基礎データとして役立てるため、人体中の放射能レベルの調査を実施した。調査は、非密封の放射性物質を取り扱っていない職員等の協力を得て行った。調査のための検査は、内部被ばく検査の種目毎に全 α 放射能延べ47件(年2回)、全 β 放射能、トリチウム、天然ウランについて、それぞれ延べ95件(年4回)、全身計測延べ26件(年1回)及び胸部計測延べ23件(年1回)について実施した。

(岡田 寿光)

表 2.4.2-1 内部被ばく検査の延べ受検者数

(全事業所、2002年度)

事業所	定期検査	入退域検査	臨時検査	確認検査						合計	
				バイオアッセイ			体外計測				
				全 α 放射能	全 β 放射能	トリチウム放射能	天然ウラン	全身計測	胸部計測		
東海研究所	第1四半期	0	34	0	0	13	52	23	103	0	225
	第2四半期	0	97	0	36	13	52	23	97	0	318
	第3四半期	0	60	0	0	13	52	23	108	15	271
	第4四半期	0	222	1	36	13	52	23	122	0	469
	小計	0	413	1	72	52	208	92	430	15	1283
						424			445		
高崎研究所	0	0	0	0	0	0	0	136	0	136	
大洗研究所	0	198	0	12	0	56	24	143	4	437	
むつ事業所	0	39	0	2	0	0	0	127	0	168	
那珂研究所	0	0	0	0	0	20	0	0	0	20	
東京研修センター	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	
関西研究所	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	
合計	0	650	1	86	52	284	116	836	19	2,044	
					538				855		

2.4.3 個人被ばく線量等の登録管理

原子力関係法令に基づく、放射線業務従事者の被ばく記録の通知及び保管を2001年度と同様に行なった。原研全事業所における放射線業務従事者の外部被ばく測定記録年間延べ24,532件及び内部被ばく測定記録年間延べ2,044件について、個人被ばく歴台帳へ記録し保管するとともに、3月（妊娠中の女子及び実効線量が1.7mSv/月を超えるおそれのある女子については1月）毎、並びに1年間の実効線量、等価線量を算定し、保安規定等で定められている通知事項を記載した個人線量通知票を作成し、放射線業務従事者本人へ交付した。また、原研全事業所における施設別、課室別等の被ばく統計資料を作成し、関係箇所へ報告した。

原子炉等規制法及び放射線障害防止法の適用を受ける事業者が参加して運用されている「被ばく線量登録管理制度」に基づき、放射線従事者中央登録センターに対して、原研全事業所における放射線業務従事者に係る各種登録申請等を行なった。また、関係法令に定められている記録の引渡し規定に基づき、同センターに対して被ばく線量等の記録（指定解除者放射線管理記録）の引渡しを行なった。

放射線従事者中央登録センターに対する登録申請及び被ばく線量等の記録引渡し件数の詳細を、表2.4.3-1に示す。

（植田 久男）

表 2.4.3-1 中央登録申請データ件数

（全事業所、2002年度）

登録データの種類		管理期間 第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期	合 計
規制法関係	事前登録	242	230	97	30	599
	指定登録	1,158	2,001	1,767	1,799	6,725
	指定解除登録	1,317	1,734	1,840	2,182	7,073
	個人識別変更登録	6	4	4	0	14
	手帳発効登録	68	13	5	4	90
	定期線量登録	8,208	0	0	0	8,208
障防法関係	個人識別登録	598	496	331	288	1,713
	記録引渡登録	1,317	1,730	1,840	2,182	7,069
	定期線量登録	7,726	0	0	0	7,726
経歴照会		288	475	107	51	921
指定解除者放射線管理記録 (法定記録) の引渡し		1,317	1,732	1,840	2,182	7,071
合 計		22,245	8,415	7,831	8,718	47,209

2.5 放射線計測器の管理

サーベイメータ、環境放射線監視装置、施設の放射線管理用モニタ等の放射線計測器の維持管理を、定期点検、校正、故障の修理等によって行った。年次計画に沿って、老朽化したサーベイメータを更新するとともに、放射線管理用モニタの更新を NSRR、モニタリングポスト及び第2排水溝について実施した。また、新設された減容処理棟の放射線管理用モニタを整備した。

放射線標準施設棟内のX線照射装置、 γ 線照射装置、バンデグラフ型加速器等校正用の各種設備については、定期点検等を実施するなど、維持管理を行った。高経年化対策として熱中性子校正場用の黒鉛パイアルを更新した。

(山本 英明)

2.5.1 サーベイメータ等の管理

東海研究所、高崎研究所、那珂研究所、関西研究所及びむつ事業所で使用しているサーベイメータ等の校正を実施した。2002年度の東海研究所における校正台数は、延べ1,417台であった。これらの内訳を表2.5.1-1に示す。また、ポケット線量計、TLD、ガラス線量計等の基準照射を939個実施した。サーベイメータの更新は、年次計画に沿って実施し、老朽化の著しいサーベイメータを34台更新した。

(滝 光成)

表 2.5.1-1 サーベイメータの保有台数及び校正台数

(東海研究所、2002年度)

サーベイメータの種類	保有台数*	校正台数*
GM管式サーベイメータ	145	293
GM管式サーベイメータ(高線量率用)	24	23
GM管式表面汚染検査計	286	570
NaIシンチレーション式サーベイメータ	23	23
ZnSシンチレーション式表面汚染検査計	133	175
プラスチックシンチレーション式サーベイメータ(β 線用)	5	5
プラスチックシンチレーション式サーベイメータ(γ 線用)	105	82
中性子レムカウンタ	39	39
電離箱式サーベイメータ	164	158
比例計数管式サーベイメータ(中性子線用)	12	11
比例計数管式表面汚染検査計(α , β 線用)	29	29
比例計数管式表面汚染検査計(H, C用)	9	9
合 計	974	1,417

* 保有台数及び校正台数は、線量管理課以外の課室の所管分を含む台数である。

2.5.2 放射線モニタ等の管理

(1) 環境放射線監視システムの維持管理

環境放射線監視システム(環境放射線管理課所管)の定期点検・校正を実施した。放射線モニタについては2回、データ伝送及びデータ処理システムについては、年間計画にしたがって全シス

ムの保守点検を実施した。環境放射線監視システムについては、文部科学省による施設定期検査を受検した。

(2) 施設放射線管理用モニタの維持管理

東海研究所各施設の放射線管理用モニタについて、定期点検・校正を実施した。原子炉施設の放射線管理用モニタについては、施設毎に文部科学省による施設定期検査を受検した。

表 2.5.2-1 に 2002 年度の放射線管理用モニタ等（環境用モニタを含む）の保有台数及び校正台数を示す。

(3) モニタ更新及び新設

下記の放射線管理用モニタの更新及び新設を行った。

（更新）

NSRR	排気ダストモニタ	2 系統
モニタリングポスト	環境用 γ 線エリアモニタ	4 系統
第 2 排水溝	水モニタ	1 系統

（新設）

減容処理棟	排気ガスモニタ	1 系統	
	排気ダストモニタ	1 系統	
	室内ダストモニタ	7 系統	（固定型：2，可搬型：5）
	オフガスダストモニタ	2 系統	
	オフガスガスモニタ	3 系統	
	γ 線エリアモニタ	16 系	（固定型：3，可搬型：13）
	ハンドフットクロスモニタ（ β 線用）	4 台	

（村山 順）

表 2.5.2-1 放射線管理用モニタ等の保有台数と校正台数

（東海研究所、2002 年度）

モニタ等の種類	保有台数	校正台数
中性子線エリアモニタ	38	38
γ 線エリアモニタ	174	174
非常用モニタ	10	10
可搬型 γ 線エリアモニタ	71	71
室内ガスモニタ	16	16
排気ガスモニタ	23	23
可搬型ガスモニタ	23	23
室内ダストモニタ	51	51
Pu ダストモニタ	12	12
排気ダストモニタ	74	74
可搬型ダストモニタ	60	60
ハンドフットクロスモニタ（ α 線用）	10	10
ハンドフットクロスモニタ（ β 線用）	51	51
ハンドフットクロスモニタ（ α 線・ β 線用）	19	19
環境用 γ 線エリアモニタ（MS・MP）	18	18
環境用ダストモニタ	4	4
排水モニタ	2	2
合 計	656	656

2.5.3 校正設備の管理

放射線標準施設棟に設置してある低・中レベル γ 線照射装置、黒鉛パイアル（熱中性子用）、中硬・軟X線照射装置等、校正設備機器の維持管理を行い、二次標準校正場を放射線防護用測定機器の校正及び各種特性試験等に供した。また、バンデグラフ型加速器の運転及び維持管理を行い、単色中性子校正場を減速型基準移行用中性子測定器の特性試験等に供した。

校正設備機器の高経年化対策として、黒鉛パイアルの構成ブロックの一部交換及び黒鉛パイアルを34cm高くする等の更新を実施した。この結果、基準となる熱中性子フルエンス率が、更新前に比べて約15%高くできた。校正設備機器の整備としては、バンデグラフ型加速器のScターゲットに高電圧を印加する昇圧装置（±50kV）及び専用のターゲット管を整備するとともに、Ti吸着型トリチウムターゲット2個（18GBq, 62GBq）を整備した。また、減速中性子校正場用単体線源として、重水球に収納する²⁵²Cf線源（199.8MBq）を整備した。

2002年度の中硬・軟X線照射装置の使用時間は、それぞれ延べ432時間及び27時間、バンデグラフ型加速器の運転時間は、延べ771時間であった。その他の γ 線照射装置及び単体線源の使用時間は、延べ4,777時間であり、その内訳を表2.5.3-1に示す。また、線量管理課以外から依頼された電子式個人線量計、TLD、パルス中性子イメージング検出器等の基準照射及び性能試験を3,807台（個）実施した。

（梶本与一）

表 2.5.3-1 照射装置及び単体線源の使用時間内訳

（東海研究所、2002年度）

照射装置及び単体線源	年間使用時間（時間）
極低レベル γ 線照射装置	85
低レベル γ 線照射装置	378
中レベル γ 線照射装置	166
2π γ 線照射装置	43
GM簡易校正器	25
単体β線源（ ⁹⁰ Sr, ²⁰⁴ Tl等）	60
単体 γ 線源（ ⁶⁰ Co, ¹³⁷ Cs等）	575
単体中性子線源（ ²⁵² Cf, ²⁴¹ Am-Be等）	3,445
合 計	4,777

2.6 技術開発

保健物理部の管理業務では、管理をより正確かつ迅速に遂行すること及び管理技術の向上等を目的として、新技術の導入、調査及び評価法等の技術開発を実施している。2002年度に実施した主な技術開発は以下のとおりである。

- (1) 原子炉施設等から放出される気体廃棄物による環境影響評価のため、気象データを統計処理する「気象データ統計処理解析コード(W-View)」を開発した。本コードは、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に基づいて統計解析するもので、パーソナルコンピュータで動作する。
- (2) 野外環境放射線(γ 線)の積算線量測定に用いてきた TLD に加えて、蛍光ガラス線量計の並行測定を過去 5 年間実施し、測定方法等を改善してきた。両測定値の比較解析を実施した結果、相関係数 0.964 と良く一致していることが確認できたため、2003 年度から蛍光ガラス線量計に移行する。
- (3) 2001 年度より、施設の放射線管理用のモニタ指示値を一括して監視するため、所内 LAN 等を利用した放射線管理用モニタ集中監視システムの構築を計画的に進めている。2002 年度は、加速器地区について実施し、所内 LAN が停止した場合においてもデータの欠測が生じないような対応を図った。
- (4) 2001 年度に訓練用として試作した表面汚染検査シミュレーションソフトに、デジタイザ等を 2 次元の位置入力装置として用い、リアルタイムで検出器の移動をシミュレーションする機能を追加した。これにより実際の汚染検査に近い操作が可能となり、より現実的な訓練が可能となった。
- (5) スタックダストモニタに用いられている端窓型 GM 計数管の寿命評価を行った。GM 計数管交換の主な原因是、BG 計数率の上昇であり、50%が 270 日までに交換されていた。また、故障率は、時間とともに増大する摩耗故障のパターンに適合した。
- (6) 施設放射線管理用帳票の作成の効率化、省力化のため、燃料試験施設の帳票作成プログラムに、集中計測の測定結果のオンライン取り込み、環境放射線管理課データベースへの対外報告データの転送機能等の追加を行った。これにより、帳票作成時の人為ミスの低減が期待できる。
- (7) 減容処理棟の運用開始に伴う放管居室の移転により、これまで居室に設置していた処理場地区的スタックモニタ等の警報信号を表示する警報表示盤を減容処理棟から監視する必要が生じたため、所内 LAN を利用したモニタ警報信号転送システムを作成し、遠隔監視を行った。
- (8) 放射線標準施設棟における熱中性子校正場用に使用してきた黒鉛パイアルが経年劣化したため、これを更新し、更新後の中性子フルエンス率及びその分布に関するデータを整備して、供用を開始した。黒鉛パイアルの構造改良等により、基準フルエンス率を大幅に改善することができた。
- (9) 迷路型全身カウンタについて、放射線作業者の年齢層以外の体格も想定した計測における検出器の最適配置を決定し、校正した。これにより、万一の原子力災害の際、地方公共団体等の応急活動への支援として、この装置を、子供も含めた住民の体内汚染検査に応用することが可能となつた。

(10) HTTRにおける放射線異常発生時に、迅速かつ確実に放射線モニタ情報を確認できるようにするため、異常発生の E-mail 自動発信機能、放射線監視データ遠隔監視機能等をもった異常時放射線監視システムを携帯電話とインターネットを活用して開発し、異常時対応の迅速化を図った。

(山口 武憲、佐藤 信行、小野寺 淳一、山本 英明、藪田 肇)

2.6.1 気象データ統計解析コード(W-view)の開発

原子炉等規制法では、風向風速、降雨量及び大気温度の連続観測を原子炉施設等の設置者に義務づけており、設置者は法に基づく気象観測並びに大気拡散計算に用いる気象データを得るため、事業所内での気象観測を行っている。観測された気象データは、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に基づく統計解析を行い、原子炉施設等からの気体廃棄物による周辺環境の影響評価に用いられる。本コードは、これまで大型計算機で使用してきたコードを操作性と汎用性を重視し、パーソナルコンピュータ用に開発したものである(JAERI-Data/Code 2003-002 参照)。

(1) コードの構成

本コードのプログラムは、以下に示すプログラムで構成されており、パーソナルコンピュータ用の Microsoft® Windows® のオペレーティングシステムで作動可能な Visual Basic® 及び Microsoft® Excel で作成されている。プログラムの構成図を図 2.6.1-1 に示す。

(2) コードの機能概要

- (a) 気象データ変換プログラム : 気象観測データを本コードの入力フォーマットへ変換する。
- (b) 気象統計計算プログラム : (c)(d)の処理に使用する基本統計値の計算を行い保存する。
- (c) 気象統計資料作成プログラム : (b)の結果から基本統計資料としての図表を作成する。
- (d) 申請書添付資料作成プログラム : (c)の結果から原子炉施設設置(変更)許可申請書の添付資料用の図表を作成出力する。
- (e) F 検定プログラム : 統計期間の気象観測データが長期間の気象状況を代表しているかを棄却検定する。

(3) 統計解析処理機能

統計解析は、大気拡散計算に用いる風速逆数の総和等の数値データ出力、風向頻度等の分布図作成を主としており、その統計期間は月別、四半期別、年間及び複数年の平均値について解析可能である。また、解析結果の図表は Microsoft® Excel 形式で保存されるため、他のアプリケーションやシステムへのデータ提供と活用が容易である。本コードで解析可能な項目を以下に、解析結果の例を図 2.6.1-2 にそれぞれ示す。

(a) 表形式の出力項目

- ・欠測回数
- ・同一風向継続時間出現回数
- ・大気安定度継続時間出現頻度
- ・静穏継続時間出現回数(頻度)及び年間静穏時間
- ・低風速時の同一風向継続時間出現回数
- ・風向出現頻度及び風向別大気安定度別出現回数
- ・風向別大気安定度別風速逆数の総和及び平均

(b) 図形式の出力項目

- ・年別及び月別風配図
- ・大気安定度別の風配図
- ・風速 0.5~2.0m/s の風配図
- ・月別平均風速
- ・月別時刻別平均風速
- ・風速階級別出現頻度
- ・風向別年間風速
- ・風向別風速出現頻度
- ・大気安定度出現頻度
- ・月別及び風向別大気安定度出現頻度
- ・月別平均気温及び降雨量

* Microsoft®, Windows®, Visual Basic®, Microsoft® Excel は米国 Microsoft Corporation の米国およびその他の国における登録商標または商標です。

(4) まとめ

本コードの開発により、これまで大型計算機で行ってきた気象統計解析は、パソコンで誰にでも手軽に操作することが可能となり、安全解析のみならず気象観測方法の検討資料作成や気象年報作成等さまざまな活用が期待される。

(橋 晴夫)

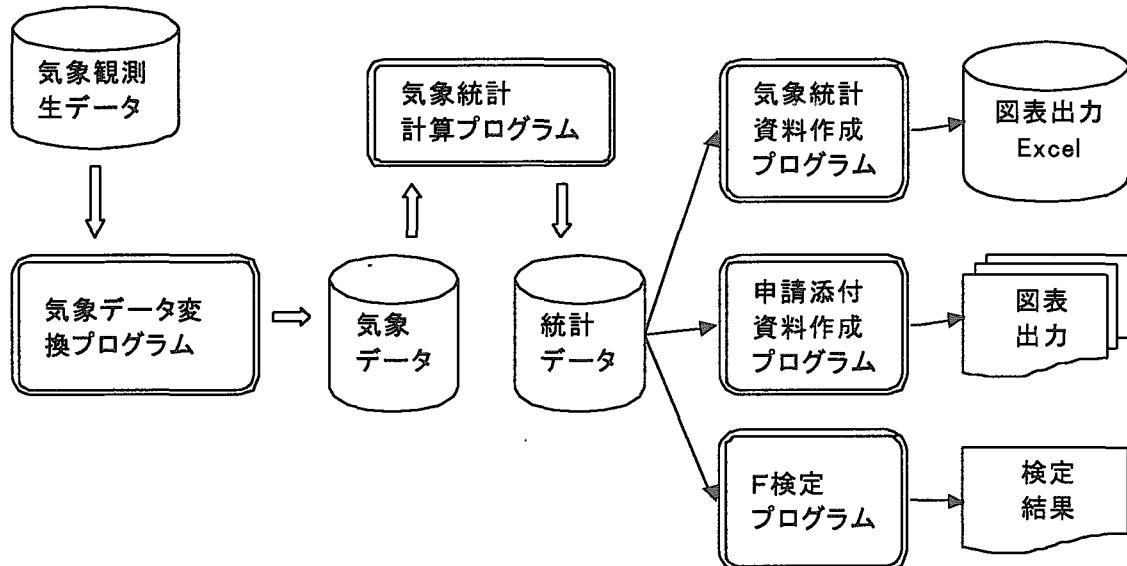


図 2.6.1-1 コードの構成

----- 地上10m
===== 地上20m
——— 地上40m

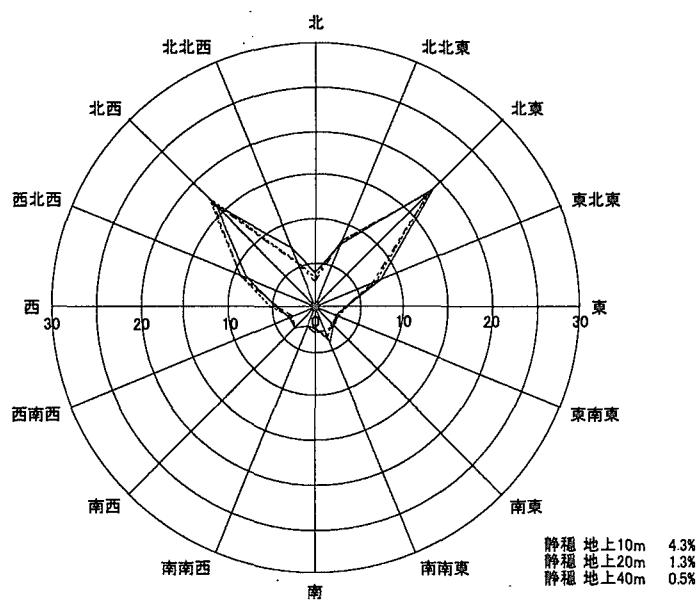


図 2.6.1-2 統計解析結果（年別風配図）の例

2.6.2 蛍光ガラス線量計による積算線量評価

東海研究所では、蛍光ガラス線量計による環境 γ 線積算線量測定への適用性を検討するため、1995年から熱ルミネセンス線量計(TLD)との比較測定による解析を行ってきた。この間、蛍光ガラス線量計は、日本工業規格(JIS)の規定(1995年)、原子力安全委員会の定める「環境放射線モニタリングに関する指針」への追加(2000年)及び文部科学省の放射能測定法シリーズ「蛍光ガラス線量計を用いた環境 γ 線測定法」が発行(2002年)された。これら国のマニュアル等と比較解析結果を検討し、茨城県環境放射線監視委員会の了承を得て2003年度からは蛍光ガラス線量計にて環境 γ 線積算線量評価を行うこととした。以下に、蛍光ガラス線量計による積算線量の測定評価方法の概要と比較解析結果について報告する。

(1) ガラス線量計システムの構成

ガラス線量計システムは、蛍光ガラス線量計素子とリーダ並びにリーダ制御用パソコンや熱処理用の電気炉等で構成される。蛍光ガラス線量計による測定評価システムの構成を図2.6.2-1に示す。

(a) 蛍光ガラス線量計 (SC-1)

- ・寸法 30mm(横)×40mm(縦)×9mm(厚)
- ・重量 約15g
- ・測定線種 γ 線, X線(30keV～3MeV)
- ・測定範囲 $10\mu\text{Gy} \sim 10\text{Gy}$

(b) ガラス線量計リーダ (FGD-200)

- ・線量表示範囲 $1\mu\text{Gy} \sim 10\text{Gy}$
- ・連続読取能力 20個
- ・読取時間 10秒／1個

(2) 測定評価方法の概要

ガラス線量計システムによる積算線量測定、評価方法の概要について以下に示す。

(a) 配置前処理

- ・再生処理 電気炉で400°C 1時間の加熱を行い常温まで自然冷却する
- ・プレドーズ値 配置前素子のプレドーズ値をガラス線量計リーダで読み取る

(b) 配置

- ・収納箱設置 積算線量計収納箱を地上1mに設置する
- ・素子容器 15cm径丸形タッパに素子3個を配置する(配置期間は3月間)
- ・BG用素子配置 厚さ5cmの鉛容器へBG用素子5個を配置する

(c) 測定

- ・熱処理 ヒータで70°C 1時間の加熱を行い、常温まで自然冷却する
- ・実測定値 冷却済のガラス素子をガラス線量計リーダで読み取る
- ・BG値 鉛容器内に配置したガラス素子からBG値を読み取る

(d) 評価

- ・基準照射 Cs-137で $200\mu\text{Gy}$ の基準照射を行い、基準照射値を測定する
- ・評価値 実測定値、BG値、基準照射値により評価値を算出する
- ・91日換算 評価値から91日換算値を算出する

(3) 比較解析結果

1998 年度から 2002 年度までの TLD と蛍光ガラス線量計の測定結果について、相関係数を算出した。図 2.6.2-2 及び図 2.6.2-3 に示すように、5 年間の相関係数は 0.906 でややバラツキが大きいが、2001 年度からの相関係数は 0.966 であり、良く一致していることがわかる。これは、素子の自己汚染評価と宇宙線寄与分評価の方法及び誤差によるもので、2002 年度以後は配置素子数を増やし鉛容器内の低エネルギー放射線の影響を抑えるなどの対応を図った結果である。

(4) まとめ

これまで長期にわたり、測定評価の方法を変更しながら実施してきた比較測定の結果から、蛍光ガラス線量計による積算線量の評価結果は TLD と同等の結果が得られ、周辺環境の長期的変動について継続性のある監視を行うことが可能であることが分かった。また、蛍光ガラス線量計の再測定可能であるという取扱の簡便性や素子間のバラツキの少ない利点を生かし、より精度の良い周辺環境の放射線監視を行うことができる。

(橘 晴夫)

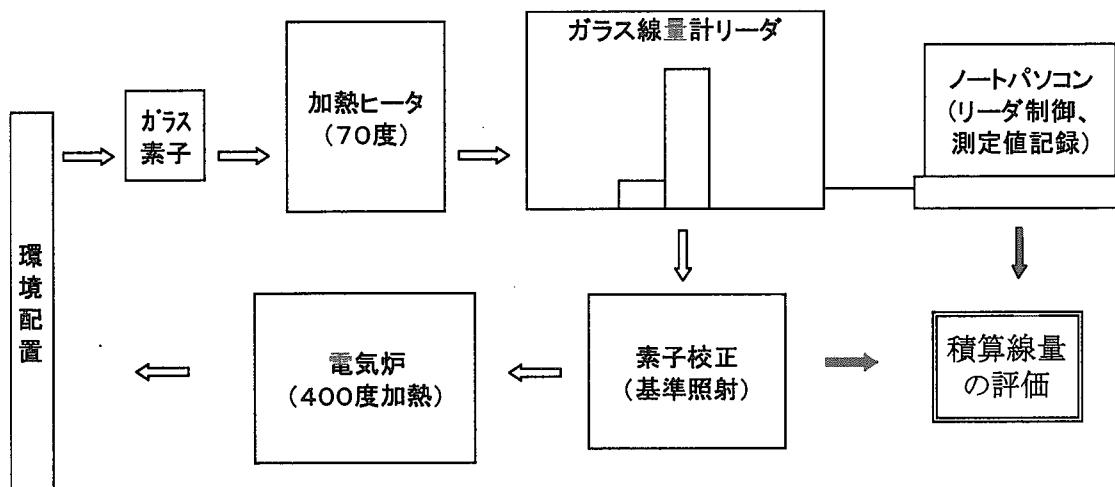


図 2.6.2-1 ガラス線量計システムの構成

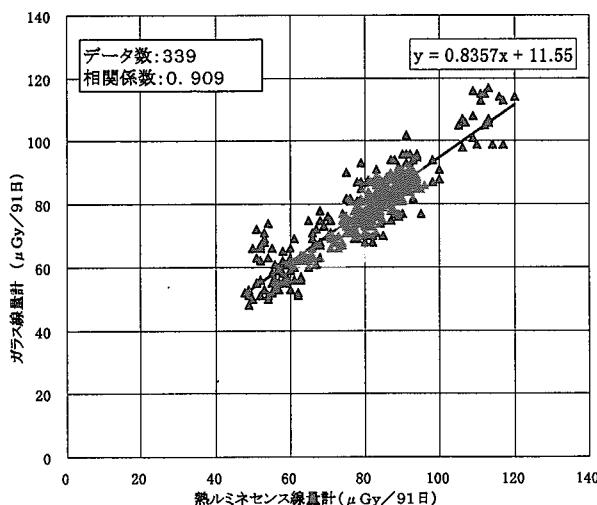


図 2.6.2-2 1998 年～2002 年の相関

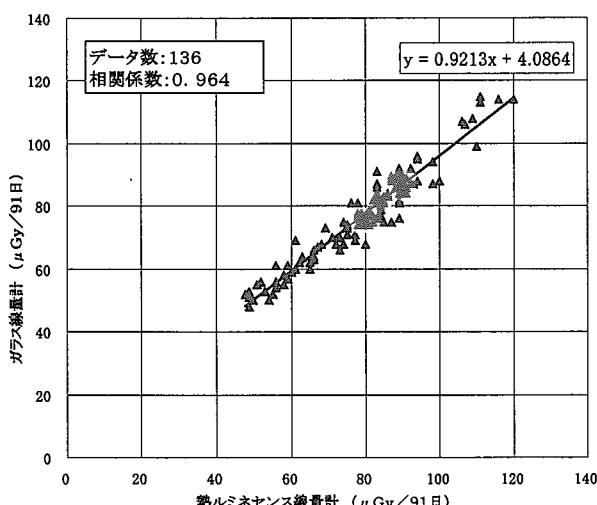


図 2.6.2-3 2001 年～2002 年の相関

2.6.3 加速器地区の放射線管理用モニタ集中監視システム更新

放射線管理用モニタ集中監視システム（以下「集中監視システム」という。）は、施設放射線管理第1課が所有する放射線管理用モニタの集中監視を行うもので、2001年度より更新を進めている。集中監視システムは、集中監視サーバ（データベースサーバ及びFTPサーバ）、データ収集装置、データ処理装置及びデータ表示装置により構成している。2001年度には、研究棟地区の更新を実施しており¹⁾、2002年度は、加速器地区分（タンデム加速器棟、2MV VdG 棟、FEL 研究棟、JFT-2M 棟、リニアック棟及び陽子加速器開発棟）について実施した。

(1) 概要

2002年度の更新では、集中監視サーバを基軸に、データ収集装置を設置した。データ収集装置の機能構成を図2.6.3-1に示す。以下に各装置に対して考慮した主な機能を記す。

(2) データ収集装置

- (a) データ収集装置に設けたデータベースのデータは、データベースサーバのデータと相違がないようにするため、任意にデータの同期が行える構造とした。
- (b) 集中監視サーバまたは所内LANが長時間にわたり停止する事態が発生した場合には、データ処理装置等からのデータの参照先をデータ収集装置内のデータベースへ切り替えることにより、データの監視や帳票作成等の業務が継続して行えるようにした。
- (c) データ表示装置のデータの参照先は、原則データベースサーバとした。ただし、データベースサーバの負荷分散を考慮し、データベース機能を設けた建家内に設置されたデータ表示装置については、データ収集装置内のデータベースのデータを参照することとした。

(3) 集中監視サーバ

- (a) データの送受信は、専用LAN(10Mbps)を用いていたが、今回からは所内LANを用いて行うため、基本的に100Mbpsの所内LANを使用することにした。
- (b) FTPサーバからデータベースサーバへのデータ書き込み処理に対して、書き込みエラーが発生したときに収集データの喪失を未然に防ぐため、FTPサーバで収集したデータをFTPサーバ側でバックアップを行うこととした。
- (c) 集中監視サーバの運用で、異常が発生した場合、早期に発見し、対処できるようにするために、通知先として登録した端末（集中監視システムの端末または放射線管理課員が使用しているパソコン等）へ異常メッセージを通知する機能を設けた。

(4) まとめ

今回の集中監視システムの更新によって、データ送受信の迅速化及びデータベースサーバの負荷分散等を行うことができた。また、今後予定されている集中監視システムの更新では、所内LANを用いるため、今回と同様な方法で更新を行うことにより、所内LANが停止した場合においてもデータの監視を行うことが可能になる。

（川崎 隆行）

参考文献

- 1) 川崎隆行：保健物理－研究と管理－No.44,JAERI-Review 2002-036,127 (2002).

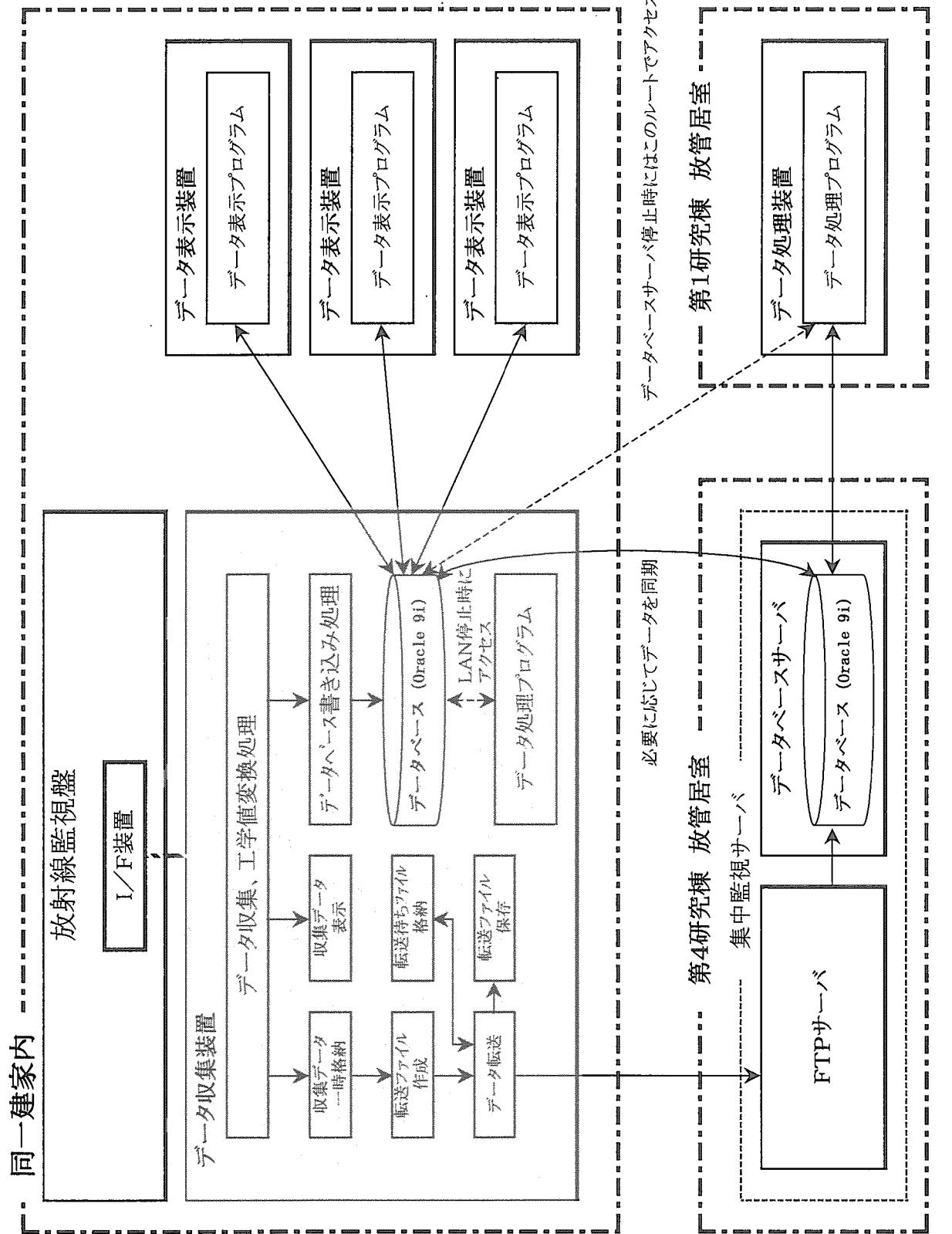


図 2.6.3-1 データ収集装置機能構成図

2.6.4 表面汚染検査計シミュレーションソフトの作成（2）

(1) はじめに

2001年度に、GM管式表面汚染検査計による物品汚染検査の初心者教育訓練等を目的として「表面汚染検査計シミュレーションソフト」を作成した¹⁾。2002年度は、2001年度に作成したシミュレーションソフトに、検出器の移動をデジタイザ又はマウスを用いることによりリアルタイムでシミュレートする機能等を追加し、より実際の汚染検査に近い操作が模擬できるソフトとした。

(2) シミュレーションソフトの概要

2001年度に作成したソフトでは、シミュレーションに必要な表面密度、検出器移動速度等のパラメータ入力後に、検出音の発生及び計数率計表示のデータが作成され、検出器の移動は1次元で一定速度の動作表示となっていた。2002年度は、検出器の位置入力装置としてデジタイザ又はマウスを使用できるようにし、検出器の移動を2次元でリアルタイムに処理できるようにした。処理はパラメータとして入力されたタイムステップ毎に、デジタイザ上を移動するカーソル又はマウスの位置を読み取り、バックグラウンド（以下「BG」という。）及び汚染面からの放射線をポアソン乱数により模擬することで、表面汚染検査計の計数率計のシミュレーションを行える事とした。図2.6.4-1にシミュレーション実行時のタイムステップ毎の処理フローを示す。

条件設定画面では、汚染検査計の基本的な条件であるBG計数率、検出器計数効率等の他に、2次元の汚染領域を設定するため、検査領域やメッシュサイズの設定が追加された。設定された各メッシュには任意の汚染密度を設定することができ、本ソフトの利用目的によっては、実行時にメッシュ及び汚染密度等を非表示にすることができる。また、シミュレーションが終了した後で結果の再生ができる、利用者が汚染検査の走査結果を再確認することができる。図2.6.4-2に条件設定画面及び計数値メータ画面、図2.6.4-3にシミュレーション実行時の汚染検査画面を示す。

(3) まとめ

今回の機能の追加で汚染検査面の汚染範囲及び汚染密度を、実際の測定対象物を想定して設定することができ、デジタイザを使用する場合は、汚染検査面の検出器移動量と実際の移動量が一致するため、より現実に近い汚染検査のシミュレーションが可能となった。

本プログラムは初心者の汚染検査教育訓練に用いる他に、経験者に対しても種々の汚染密度、形状（スポット状、一様汚染等）に対する適切な検出器移動速度の確認等の再訓練に使用することができる。

（小林 誠）

参考文献

- 1) 小野寺淳一：保健物理－研究と管理－No.44, JAERI-Review 2002-036, 135 (2002).

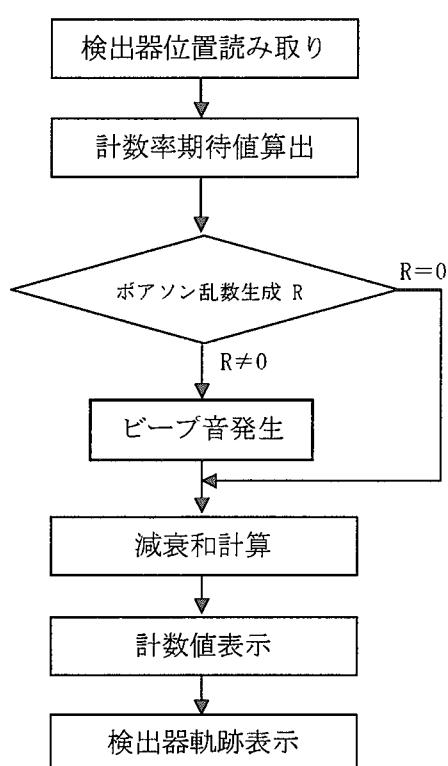
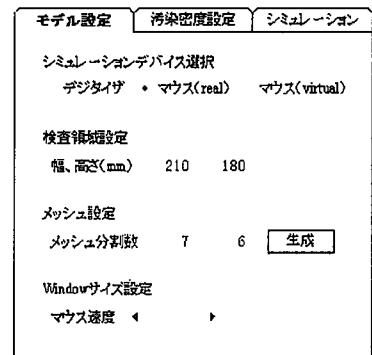
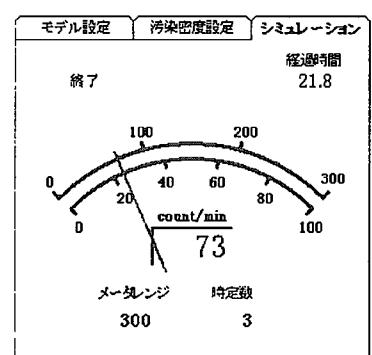


図 2.6.4-1 シミュレーション実行時の処理フロー (タイムステップ毎の処理)



(a)



(b)

図 2.6.4-2 条件設定画面(a)及び計数値メータ画面(b)

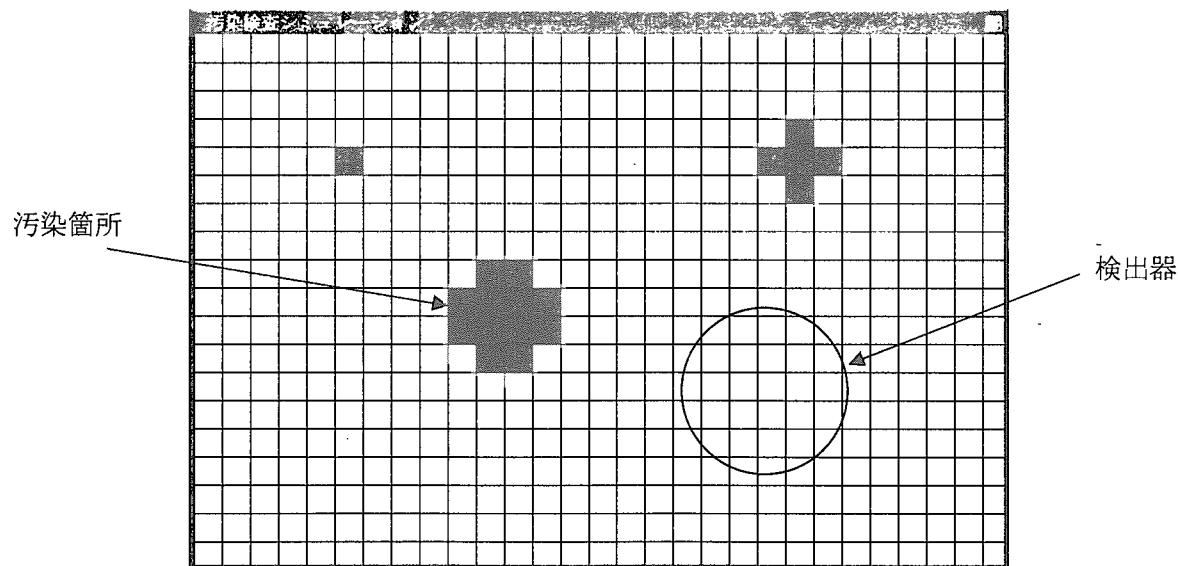


図 2.6.4-3 シミュレーション実行時の汚染検査画面 (メッシュ及び汚染箇所表示)

2.6.5 端窓型 GM 計数管の寿命評価

(1) はじめに

原子力関連施設において放射線監視用の検出器は、GM 計数管、電離箱など様々な種類が使用されている。GM 計数管には、様々な形式のものがあり、サーベイメータ、ダストモニタ及びハンドフットクロスモニタ等に用いられている。これらのうちスタックダストモニタに使用されている GM 計数管は、排気設備の運転中において常時排気中の放射性物質濃度を連続監視する必要があるため、検出器の性能維持管理が特に重要となる。本稿では、東海研究所各施設でスタックダストモニタの端窓型 GM 計数管の使用期間及び交換原因を調査し、その結果を統計学的手法の生存分析を用いて GM 計数管の寿命評価を行った。

(2) 方法

調査対象の GM 計数管の条件は、①1997 年 1 月以降に製造されて 2001 年 12 月以前に使用を開始したもの、②ハロゲン型であること、③常時通電したものである。①の条件に該当する全ての検出器を寿命評価の対象とするため、2002 年 8 月に使用中であった検出器は、打ち切り例として取り扱った。

評価方法としては、累積生存率及び故障率を用いた。累積生存率は、打ち切り例を適用できる Kaplan-Meier 法で行った。また、ワイブル関数への適用を行った。故障率は、GM 計数管の使用期間を 75 日間隔で区切り、各期間における 1 日当たりの故障発生率とした。

(3) 結果及び考察

調査は 14 施設について行い、調査対象の GM 計数管総数は、69 例であり、その内訳は、交換数が 64 例及び打ち切り例が 5 例であった。交換原因是、約 8 割が GM 計数管の B.G. 計数率上昇による交換であり、他の原因としては、指示値低下及び指示変動などがあった。

図 2.6.5-1 に Kaplan-Meier 法及びワイブル関数による GM 計数管の累積生存率曲線を示す。累積生存曲線の減少は、400 日付近まではほぼ直線的であり、使用期間 500 日を越える長命の GM 計数管は 5 例であった。75%、50% 及び 25% 生存値は、おのおの 150 日、270 日及び 375 日であった。使用期間 1 年を越える GM 計数管は、約 3 割であった。

図 2.6.5-2 に使用期間 75 日間隔における GM 計数管の 1 日当たりの故障率を示す。各区間の故障率は、使用期間が長くなると上昇した。故障の性質を判断する材料として、故障率が時間経過に伴い増加する傾向は、磨耗故障のパターンに相当する。なお、使用日数 450 日以上において、故障率が減少するのは、母集団の数が 6 例であり誤差が大きいが、使用期間が長い GM 計数管の存在が影響している可能性がある。

今後は、主な交換原因である B.G. 計数率の上昇及び使用期間が長い GM 計数管について調査を継続し、性能維持管理に寄与する予定である。

(山田 克典)

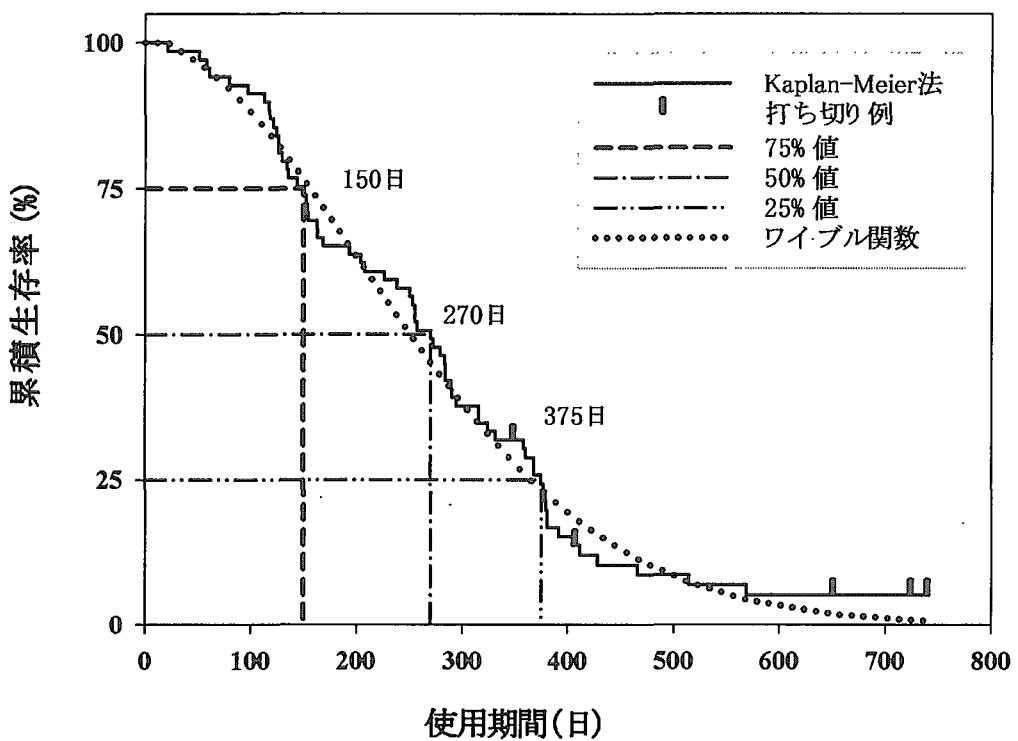


図 2.6.5-1 Kaplan-Meier 法及びワイブル関数による GM 計数管の累積生存率曲線

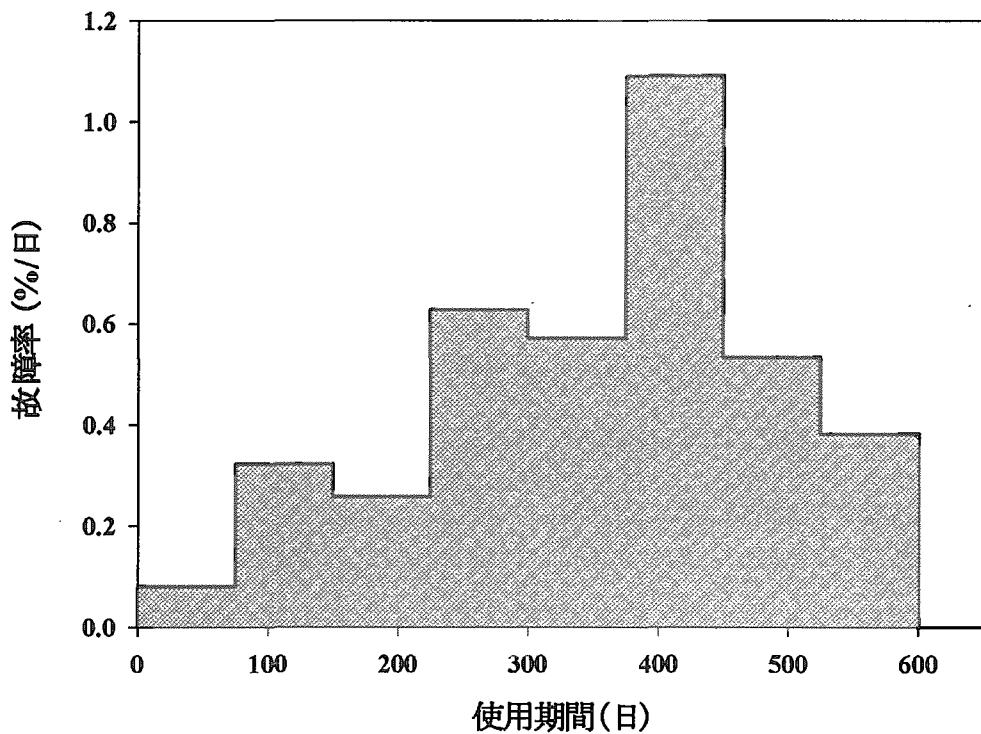


図 2.6.5-2 GM 計数管の 1 日当たりの故障率（区間幅 75 日）

2.6.6 放射線管理帳票作成プログラムの改修

施設放射線管理用帳票（以下「帳票」という。）の作成業務の効率化、省力化を図るため、燃料試験施設の放射線モニタ集中監視装置で運用している放射線管理帳票作成プログラム（以下「帳票作成プログラム」という。）の改修を行った。

今回の改修では、従来放射線管理課員が集中計測の測定結果を各種測定記録に転記していた手作業を、環境放射線管理課の集中計測システムから FTP (File Transfer Protocol) を利用して集中計測データをサーバに取り込むことで、帳票の作成等を自動化するとともに、一部の放射線管理データを環境放射線管理課の放射線管理用排気排水データベースに転送可能とした。また、他の施設でも利用可能とするため帳票様式の統一、追加を行った。

(1) 帳票作成プログラムの概要

システム概念図を図 2.6.6-1 に示す。帳票作成に使用するデータは、集中計測システムよりオンラインで取り込み、Sr 試料などの他の測定器で測定したデータは、マニュアルでキーボードから入力する。これらのデータは、バックエンド事務建家のサーバに保存され、各施設のパソコン（クライアント）に取り込むことで帳票を作成する。帳票作成プログラムは、VBA (Visual Basic Applications) で記述され、集中計測データ取り込み、測定記録作成、放射線管理記録作成、他データベースへの保存の 4 種類のプログラムで構成されている。測定結果データベースは、Linux サーバで PostgreSQL を用いて構築した。各プログラムの機能を以下に示す。

(a) 集中計測データ取込プログラム

環境放射線管理課の集中計測システムから FTP を利用して、放射性試料 γ 線スペクトル解析結果及び放射性試料測定記録 [α/β] のテキスト形式データを取り込み、測定結果データベースに保存する。

(b) 測定記録作成プログラム

測定結果データベースの集中計測データと手入力する Sr の放射能濃度、放射能等の測定データを基に放出ダスト測定記録、放出ガス測定記録、Sr 分析結果記録、廃液測定記録を作成し、測定結果データベースに保存する。

(c) 放射線管理記録作成プログラム

測定結果データベースに保存されている各種測定記録を基に放射線管理データ（放射線管理月報、放射線管理季報、一般排水データシート、放射性廃棄物等管理報告書）を作成し、測定結果データベースに保存する。

(d) 他データベースへの転送・登録プログラム

測定結果データベースの放射線管理データのうち、所外報告等に必要なデータを環境放射線管理課のデータベースに転送・保存する。

(2) まとめ

今回の改修では、オンラインで集中計測データをサーバに取り込むことで、帳票作成時の転記ミスを最小限にすることができる。

従来の帳票作成プログラムは、原子炉施設、核燃料使用施設によって帳票への放射能濃度、核種

等の記載方法が異なるため、他の施設では利用できなかつたが、今回の改修では、各施設特有の条件等を登録するマスタテーブルを設けたことで、多くの施設で利用可能となつた。

また、汎用性のあるものにしたことで、一度操作方法を習熟すれば他の施設においても容易に利用可能となつた。さらに、放射線管理データをオンラインで環境放射線管理課のデータベースに転送することで所外報告書作成時に利用できるようになつた。

(3) 今後の課題

各施設に設置されている集中監視装置から所内 LAN 経由で収集データを取り込み、放出ガス測定記録の作成について検討したが、各施設でデータ形式、表記方法等が異なるため今回の改修では、集計データを基に手入力で処理することにした。今後は、収集データのデータ形式変換、表記方法等を検討し、帳票作成プログラムの改修を行う予定である。

(澤畠 勝紀)

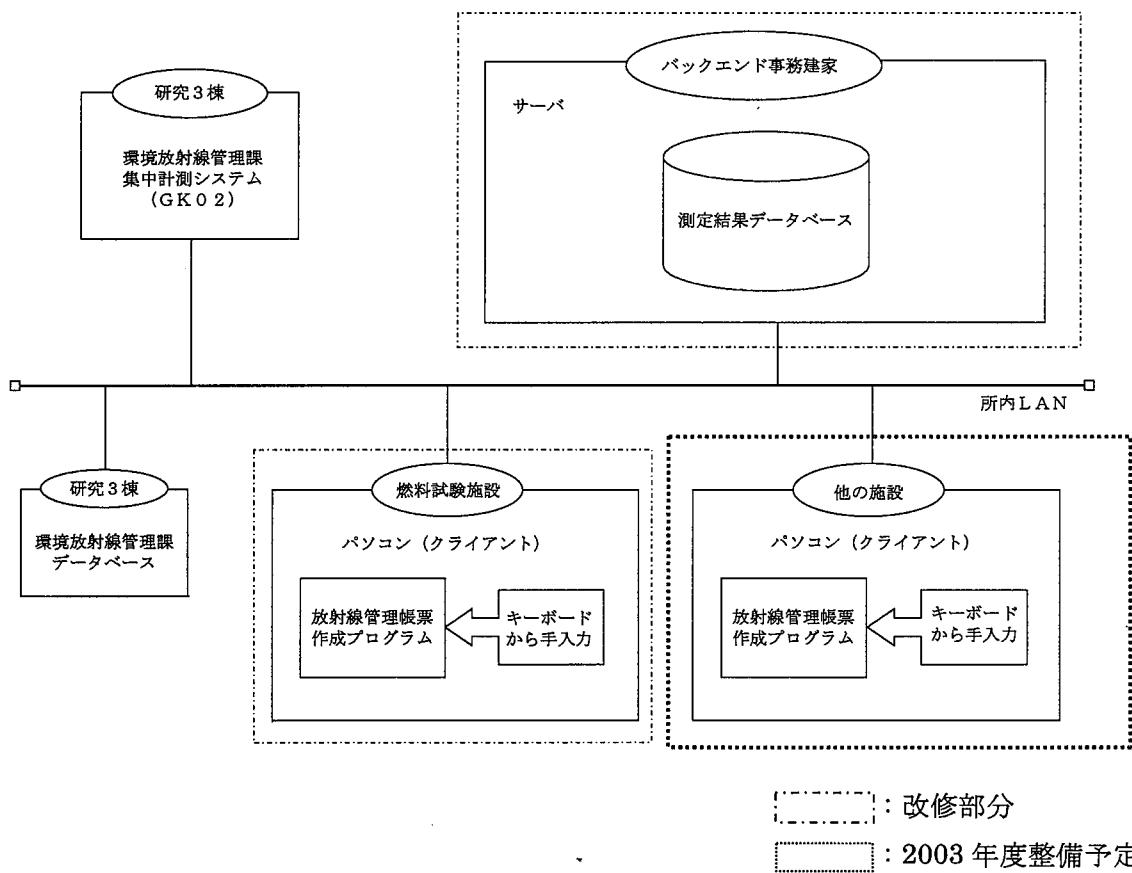


図 2.6.6-1 システム概念図

2.6.7 モニタ警報信号転送システムの開発

減容処理棟の供用開始にあたり、廃棄物処理施設管理係の居室が減容処理棟管理棟へと移動した。減容処理棟管理棟放管居室には減容処理棟の放管モニタ警報表示盤が設置されている。

これまで第2廃棄物処理棟にあった放管居室には、減容処理棟以外の廃棄物処理場施設におけるスタックモニタ等の警報信号を表示する放射線モニタ警報表示盤（以下「処理場地区モニタ警報表示盤」という。）が設置されているが、この処理場地区モニタ警報表示盤自体が信号ケーブルにより処理場地区の各施設の警報状況を遠隔監視しているものであり、盤の移設によって新たな信号障害が発生することが危惧された。しかし、この処理場地区モニタ警報表示盤の警報発報状況についても減容処理棟管理棟放管居室において監視する必要があり、処理場地区モニタ警報表示盤の信号を遠隔監視すること目的とした「モニタ警報信号転送システム」を開発した。

(1) システム概要

当システムは、処理場地区モニタ警報表示盤に接点端子台と接点信号入力ボードによって接続された警報収集装置によりファイル保存された警報信号を、所内 LAN を経由して警報収集装置に接続された警報監視装置に転送し、その仮想警報盤上に表示することで、遠隔地における警報信号の監視を可能にするものである。システムの構成を図 2.6.7-1 に示す。

(2) 警報収集装置及び警報監視装置

警報収集装置には Linux 系の OS、Red Hat 7.3 を採用した。搭載するプログラムは、収集された信号をファイル保存する機能、警報の履歴をファイル保存する機能及び施設名と正常／警報発報の状況をディスプレイ表示する機能に限定し、常時監視による装置の負担を軽減することにした。

警報監視装置には、各種のコマンドを使用可能とすること、端末の増設を容易にすることなどの目的から、OS には Windows XP を採用した。以下、警報監視装置用プログラムについて説明する。

信号処理方法としては、警報監視装置が設定時間ごとに FTP を利用して警報収集装置から警報情報ファイルを取り込み、警報監視装置ディスプレイ上の仮想警報盤に警報の状況を表示する。

平常監視状況下で用いるコマンドには、警報信号を受信した場合にブザーを停止させる「ブザー停止」コマンド及びブザー停止と警報表示の消灯を同時にを行う「警報リセット」コマンドがある。また、特殊な状況で用いるコマンドには、放射線モニタの警報試験中に使用することを目的として警報信号を受けてもブザーを鳴らさず、警報履歴ファイルには点検中と記録する「点検中」コマンド及び警報信号を受信してもブザーを鳴らさない「ブザーバイパス」コマンドがある。

警報信号の発生状況は、警報監視装置が警報収集装置から警報情報ファイルを取り込むごとに、CSV 形式の警報履歴ファイルとして記録され、後の参照及び統計処理を可能とした。

(3) 警報信号の見落とし対策

通信状態が確立されていれば、警報監視装置ディスプレイ上に「通信中」と表示されるが、一定回数の信号ファイル転送エラーが発生した場合、ディスプレイ上に「通信エラー」のメッセージを表示すると共にブザーを鳴らすことによって、信号の遮断について注意を促すようにした。

ソフトウェアの誤操作による警報信号の見落としについては、「点検中」コマンドの使用、「ブザーバイパス」コマンドの使用及び警報監視装置用プログラム本体の終了において、あらかじめ設定

されたパスワードの入力を要求することにより対処した。

(4) まとめ

当システムは単に処理場地区の各モニタからの信号を取り込んでいるだけであり、処理場地区モニタ警報表示盤のアラームを停止する等、遠隔操作する機能は有していない。また、所内 LAN を経由して信号を転送しているため、通信障害による警報情報の見落としには最大の注意を払わなければならない。

当システムにより、減容処理棟管理棟においても、減容処理棟以外の廃棄物処理場施設のモニタ警報が遠隔監視できるようになった。今後は減容処理棟の放射線モニタ警報信号を統合して受信し、各処理場地区施設における警報信号の遠隔監視を視野に入れたシステムの開発について検討を行う。

(半谷 英樹)

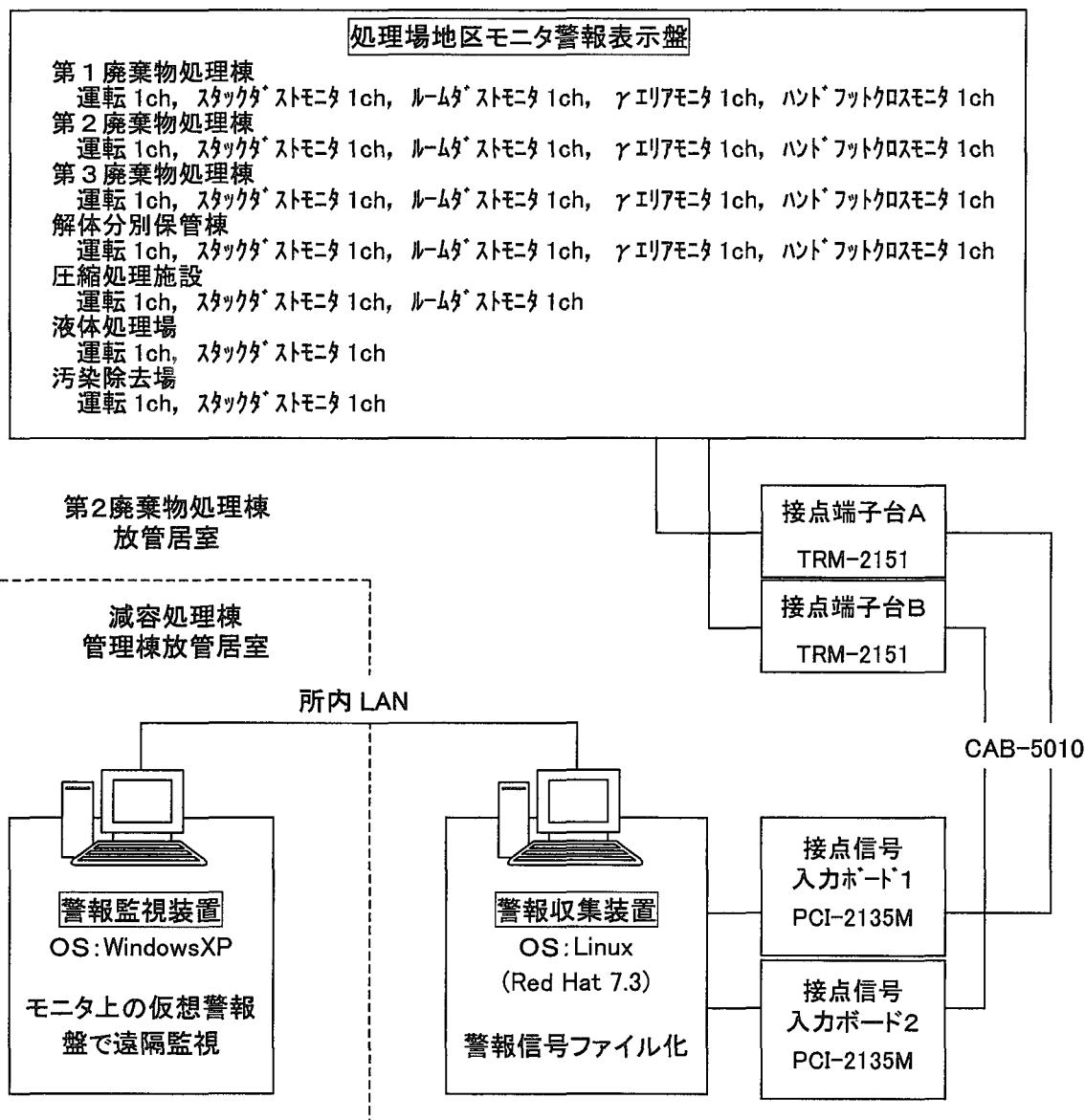


図 2.6.7-1 モニタ警報信号転送システム概要

2.6.8 热中性子校正場の更新

放射線標準施設棟では、中性子用放射線測定機器を校正するため、黒鉛パイ尔を用いた熱中性子校正場として等方場と平行場の2種類を整備している。図2.6.8-1に示す等方場は、パイ尔内の中心部に空洞を設け、この空洞中心（校正基準点）に対して対称に²⁴¹Am-Be（37GBq）及び²³⁹Pu-Be（37GBq）を配置し、空洞内のフルエンス率の均一化を図った校正場である。線源の位置を4か所変更できるため、フルエンス率が異なる校正場が得られる。図2.6.8-2に示す平行場は、等方場の空洞を黒鉛ブロックで充たし、パイ尔のほぼ中心に²⁵²Cf（2.0GBq）を設置し、パイ尔表面から40cm離れた校正基準点にサーベイメータ又は個人線量計を取り付けたファントムを設置できる校正場である。この黒鉛パイ尔について、経年劣化した一部の黒鉛ブロックの交換を行うとともに、①パイ尔の高さを34cm高くすることによるフルエンス率の増加、②空洞の拡大、③RI中性子源の放出率測定孔の設置、④熱中性子吸収材の床上敷設による散乱線の低減化等の改良を行った。更新後の黒鉛パイ尔は150(W)×164(D)×150(H) cm³、空洞は27(W)×30(D)×47(H) cm³である。今回、更新後の等方場及び平行場の基準フルエンス率、フルエンス率分布を測定したので、以下に報告する。

(1) 測定方法

基準フルエンス率は金箔放射化法により求めた。校正基準点においてアルミニウム及びカドミウムカバーで覆った金箔を同時に照射した後、各金箔に含まれる¹⁹⁸Auの誘導放射能を、国家標準とのトレーサビリティが確保されている $4\pi \beta\text{-}\gamma$ 同時計数装置で測定した。得られた誘導放射能、熱中性子に対する¹⁹⁷Au(n, γ)¹⁹⁸Au断面積、金箔及びカバーによる吸収の効果等の補正を行い、基準フルエンス率及びカドミウム比を決定した。¹⁾

フルエンス率分布の測定には、2インチの球形BF₃比例計数管を使用し、等方場では校正基準点を中心に3方向、平行場では校正基準点を中心に上下左右の2方向を測定した。分布は、校正基準点の計数率に対する各測定点の計数率の比で求めた。

(2) 結果及び考察

金箔放射化法により得られた基準フルエンス率を表2.6.8-1に示す。基準フルエンス率をパイ尔の更新前後で比較すると、等方場についてはほとんど変化がなく、平行場については約15%高い値を示した。これは、パイ尔側面の面積を増やしたことにより、熱中性子の発生領域が拡大されたことによるものである。

等方場のフルエンス率分布の一例を図2.6.8-3に示す。校正基準点を1とした相対比が0.99～1.01である範囲は、X軸は±10cm、Y軸は-10～8cm、Z軸は-15～13cmであった。相対比が0.99～1.01であるこれらの範囲は、線源の位置によって、ほとんど変わらなかった。平行場のフルエンス率分布を図2.6.8-4に示す。相対比が0.97～1.0の範囲は、床と平行なY軸上では校正基準点を中心に-10～13cm、上下方向のZ軸上では-15～12cmであった。

今回の更新により、平行場の基準フルエンス率の大幅な改善が得られた。

(梶本 与一、三枝 純)

参考文献

- 1) 浅野芳裕、吉田真：保健物理、19、341（1984）

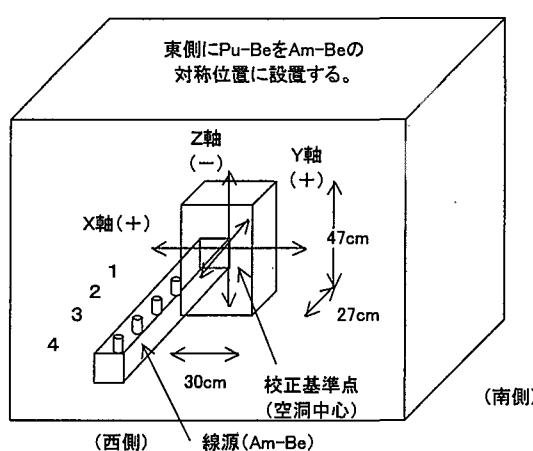


図 2.6.8-1 等方場の構成

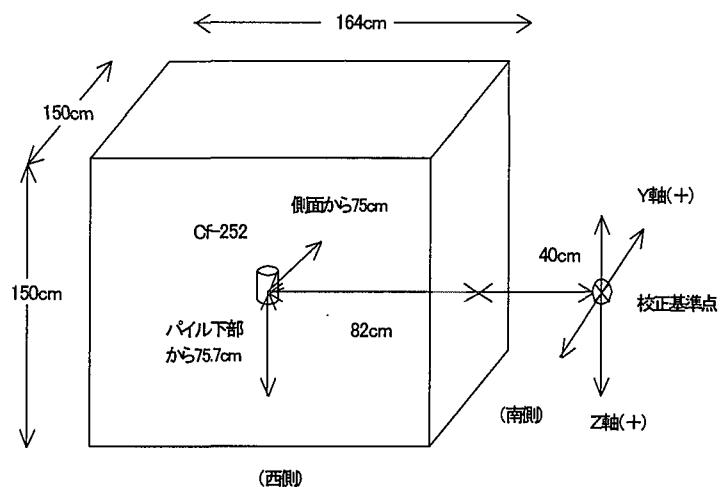


図 2.6.8-2 平行場の構成

表 2.6.8-1 热中性子校正場の基準フルエンス率^{*1}

校正場	線源	位置	基準フルエンス率 ^{*2} ϕ_{th} ($\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	不確かさ (%) (k=2)	線量当量率 ($\mu\text{Sv/h}$) $H^*(10)$	カドミウム比 (Au)
等方場	$^{241}\text{Am-Be}$ +	1	4.29E+03 (4.25E+03)	1.8	164	4.1
		2	3.58E+03 (3.52E+03)	1.7	137	4.9
		3	2.68E+03 (2.61E+03)	1.7	102	6.3
	$^{239}\text{Pu-Be}$	4	1.75E+03 (1.71E+03)	1.7	66.8	8.6
平行場	^{252}Cf		5.54E+02 (4.82E+02)	1.9	21.1 ^{*3}	69

*1 等方場の基準日は 2003 年 2 月 14 日、平行場の基準日は 2003 年 2 月 8 日である。

*2 () 内は、それぞれの基準日に補正した更新前の基準フルエンス率である。

*3 平行場の $H_p(10,0^\circ)$ は $22.7 \mu\text{Sv/h}$ で、平行ビームを仮定した値である。

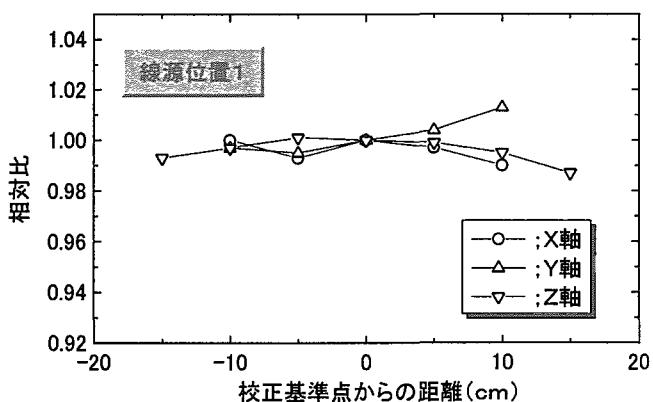


図 2.6.8-3 等方場のフルエンス率分布

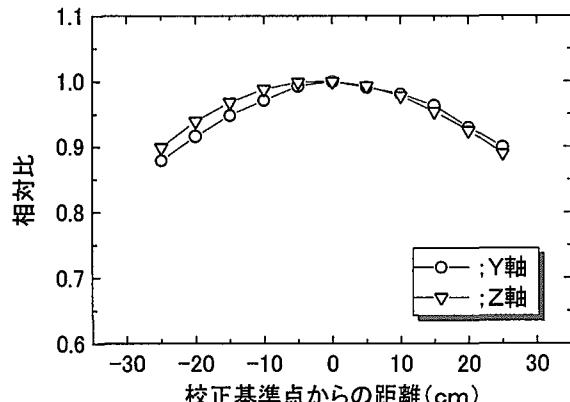


図 2.6.8-4 平行場のフルエンス率分布

2.6.9 迷路型全身カウンタのジオメトリーの決定とピーク効率校正

2001年度は、迷路型全身カウンタについて、鉄室内部におけるバックグラウンド放射線レベルの評価及び2台のGe半導体検出器を使用したときの代表的な核種について検出下限放射能の評価を行った¹⁾。2002年度は、3台のGe半導体検出器を使用し、全身の各部をできるだけ均一な感度で測定できるような検出器の配置を決定し、3体のBOMABファントム²⁾（成人175cm, 66kg, 10歳児147cm, 34kg, 4歳児114cm, 18kg）を用いて、 γ 線の全エネルギー吸収ピークに基づく計数効率（以下「ピーク効率」という。）の校正を行った。

(1) ジオメトリーの決定

ベッド上で被検者が仰臥位となる姿勢で測定することを条件とした。検出器の配置は、ベッドの上下に設置した検出器への液体窒素の供給配管をできる限り短くして供給効率を高めることを考慮し、ベッド下方に2台、ベッド上方に1台とした。検出器位置は、被検者の平均的な体軸中心となる位置（ベッド上部10cm）における体軸方向に対する感度の分布を検出器ごとに調べることにより決定することとした。各検出器の感度分布は、¹³⁷Csポイント線源を用い、吸収体のない状態で体軸方向に10cm間隔で移動し、各点におけるピーク計数率の変化から求めた。3台の検出器それぞれの感度を合計した分布が、成人ファントムの頸部から大腿部に相当する範囲で均一となるように、検出器と体軸との間の距離及び各検出器間の距離を決めた。ベッド、検出器等の幾何学的配置を図2.6.9-1に示す。また、このときの体軸中心位置に対する感度分布を図2.6.9-2に示す。この配置における成人ファントムの頸部から大腿部の範囲（鉄室扉側55cmから体軸方向175cmの範囲）の平均感度に対する感度のばらつきは4.4～-4.1%と少なく、この範囲に線量評価上重要な臓器（甲状腺、肺、胃腸管など）³⁾が位置するようすければ、体格の異なる小児から成人まで同様の感度で測定することができる。なお、頭頂部から足までの感度を均一にしようとして検出器を配置すると、検出器が体軸中心位置から離れ感度が著しく低下してしまうため上記の範囲とした。

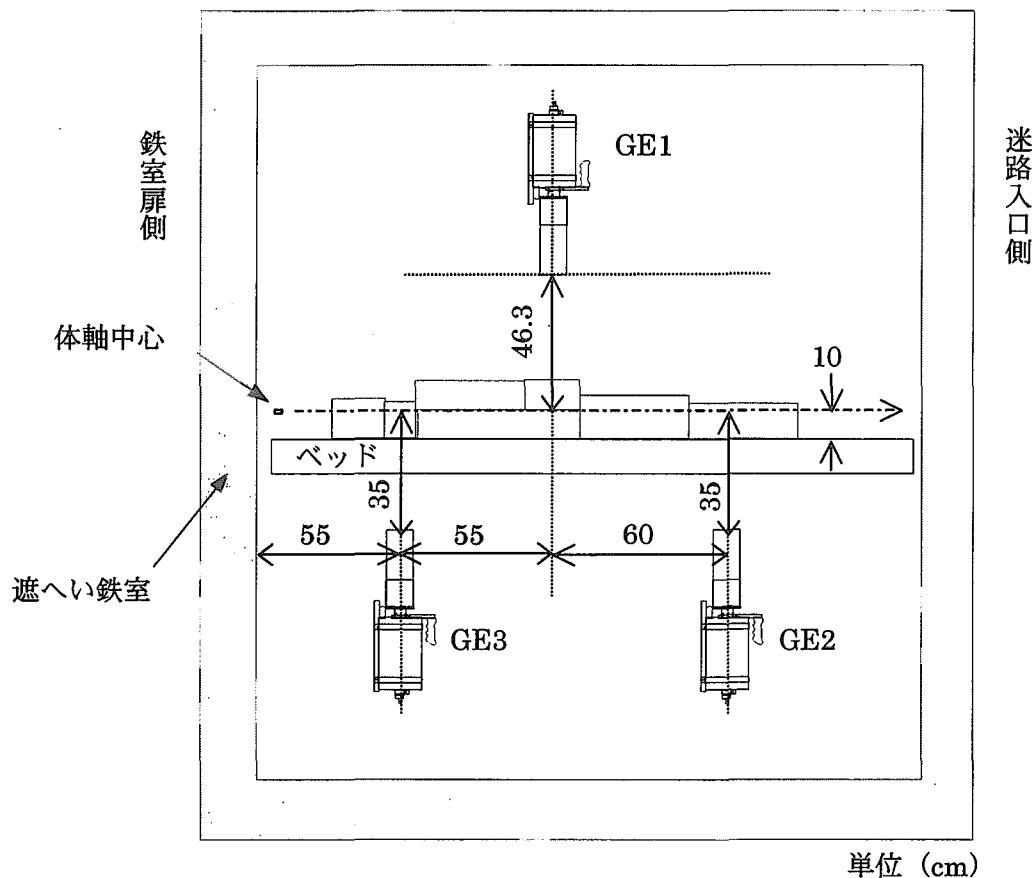
(2) ピーク効率校正

鉄室扉側に配置した検出器上方に頸部が位置するようにBOMABファントムをベッド上に置き、3体それぞれについて¹³³Ba, ¹³⁷Cs, 及び⁶⁰Coのそれぞれの γ 線エネルギー（81, 276, 303, 356, 384, 662, 1,173, 1,332keV）に対するピーク効率を評価した。なお、ファントムには上記の核種以外に⁴⁰Kも封入されているが十分な計数が得られなかつたため評価には用いなかった。各ファントムの測定結果から得られたピーク効率と γ 線エネルギーとの関係を最小二乗法によって5次の多項式で近似したピーク効率曲線を図2.6.9-3に示す。これらの結果、81keVから1,332keVまでの範囲における実測効率に対して、実測値から求めた近似式による効率の差は、成人で-0.7～0.5%, 10歳児で-0.9～0.3%, 4歳児で-1.8～0.9%であった。実測効率が得られていない81keV以下、81～276keVの範囲及び1,460keV以上2MeVまでの光子エネルギーに対して放射能評価を行う場合には、近似式で得られるピーク効率を用いて評価することになるが、それらの不確かさを数学的手法³⁾などから評価しておく必要がある。

（大井 義弘）

参考文献

- 1) 関口真人 : 保健物理 - 研究と管理 - No.44, JAERI - Review 2002-36, 135 (2002) .
- 2) ANSI/HPS N13.35 - 1999 (1999) .
- 3) 木名瀬栄 : 計算シミュレーション手法に基づく体外計測法の高度化に関する研究, JAERI - Research 2003-011, 89 (2003) .



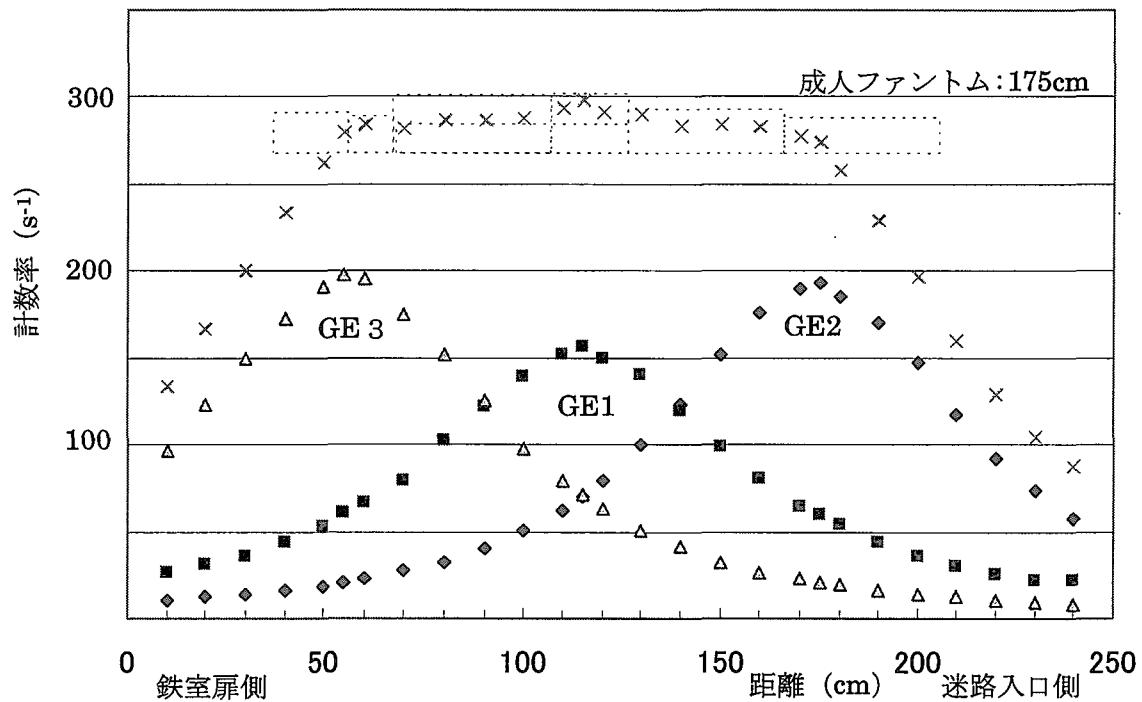
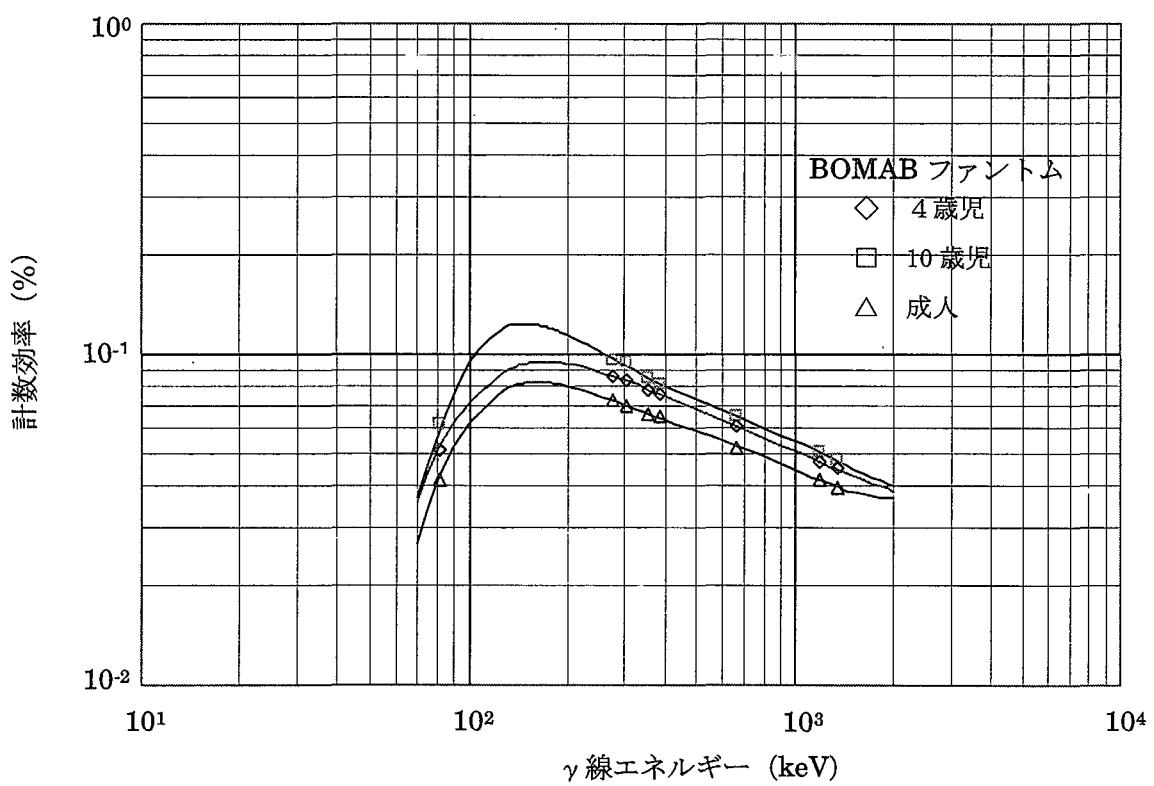


図 2.6.9-2 体軸中心位置における感度分布

図 2.6.9-3 γ 線エネルギーに対するピーク効率

2.6.10 HTTR 異常時放射線監視システムの開発

原子力災害対策特別措置法（以下「原災法」という。）の制定により、特定事象発生時には迅速に事象を判断し、短時間に通報することが義務付けられた。また、異常・トラブル発生時においても迅速に関連する情報の提供が要求される。このため、異常事象発生時に放射線モニタ情報が迅速かつ確実に確認できるように、携帯電話とインターネットを利用した「異常時放射線監視システム」をHTTR係において開発し、2003年1月より運用を開始している。

(1) システム構成

本システムは、本体装置として中央制御室に設置した異常時放射線監視装置（CRT、サーバー計算機、プリンタなど）、インターネットを利用して放射線モニタの状態を表示するための携帯電話及びパソコンで構成される。システム概要を図2.6.10-1に示す。

(2) 機能概要

本システムの主な機能を以下に示す。

(a) 放射線モニタ状態表示機能

既設のHTTR放射線管理計算機システム¹⁾から本システムのサーバー計算機に放射線モニタのデータ（10秒値）を収集し、異常時放射線監視装置のCRT上、携帯電話（iモード対応）及びパソコン（Web上）にインターネットを経由して放射線モニタ状態（モニタ指示値、判定（警報状況）、通常指示範囲）を表示させる。図の通常表示画面に示すようにモニタ指示値に応じて警報状況を故障から原災通報（原災法10条レベル）、緊急事態（原災法15条レベル）までの7段階とした。また、代表的モニタ（5chとその他モニタ）と全体モニタの現在及び過去のモニタ状態、警報状況のモニタチャンネル数などが任意に表示でき、迅速にモニタ状態が確認できる。

(b) 異常時メール通信機能

放射線モニタに異常が発生した場合は、Eメールによる異常メッセージが登録者へ送られ、確実に異常の状況を確認することができる。

(c) 帳票出力機能

トレンドデータから指定した日時のモニタ指示値、演算された放射能濃度を帳票出力することができる。この機能により原子炉スクラム時などにおいてデータの報告が迅速に行えるようになった。その他、本システムにはトレンドグラフ、警報発生記録、メールテスト及び定数設定・変更機能があり、モニタ定数などの基本データは、HTTR放射線管理計算機システムのサーバーから本システムへ転送しリンクさせている。また、システムのセキュリティ保護機能も備えている。

(3) まとめ

本システムを導入したことにより、休日・時間外におけるHTTRの放射線管理データの遠隔監視が容易となり、異常時における判断・対応の迅速化が図られたことは勿論、通常時の放射線管理においても汎用性のある放射線モニタ監視装置として有用なシステムである。

（吉野 敏明）

参考文献

- 1) 仲澤隆：保健物理一管理と研究-No.40, JAERI-Review 98-015, 178 (1997).

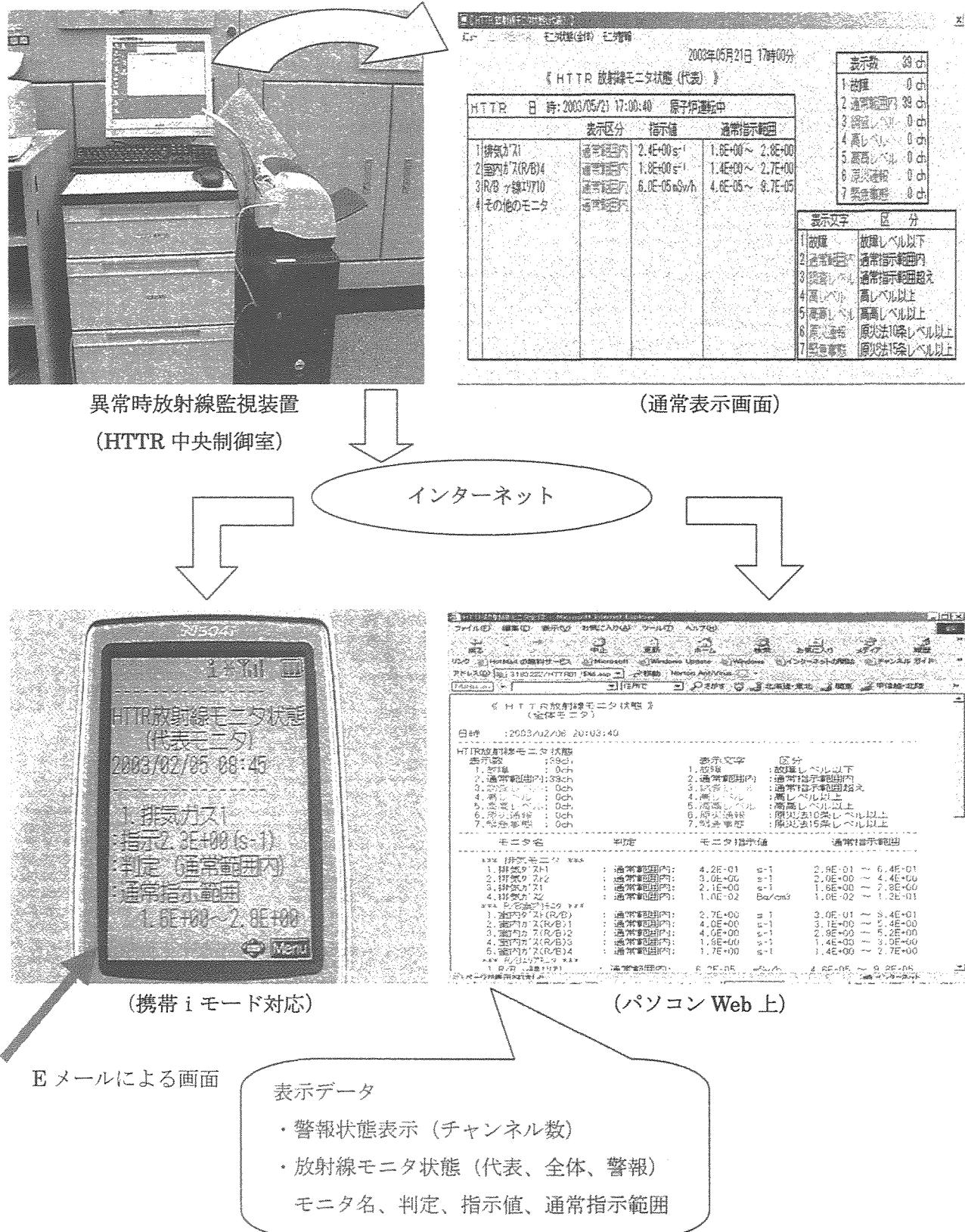


図 2.6.10-1 異常時放射線監視システムの概要

3. 那珂研究所の放射線管理

那珂研究所における JT-60 実験棟等の施設の放射線管理、個人被ばく管理、環境放射線監視、放射線モニタ等の維持管理及び各種放射線管理記録の報告等の定常業務を 2001 年度に引き続き実施した。施設の放射線管理に係る主要な事項としては、JT-60 装置、MeV 級イオン源試験装置及び各種放射線装置の運転並びにこれらの装置の定期点検等が上げられる。

放射線業務従事者の線量については、実効線量及び等価線量とともに、放射線障害予防規定に定められた線量限度及び警戒線量を超える被ばくはなかった。2002 年度における実効線量はすべて検出下限線量未満であった。また、バイオアッセイ法による内部被ばく（トリチウム）については、被検者全員について有意な体内汚染は検出されなかった。

2002 年度に JT-60 施設から放出された気体及び液体廃棄物中の放射能、放射能濃度はいずれも放射線障害予防規定に定める放出管理基準値を下回った。

環境放射線監視については、事業所境界の線量当量率、積算線量及び空气中放射能濃度の環境モニタリングを実施したが、施設からの放射性物質の放出に起因する異常は認められなかった。

放射線障害防止法に基づく変更許可等に関しては、JT-60 廃棄物保管棟に使用室（分析室Ⅱ）を追加するための変更許可申請を行った。

上記業務のほか、放射線計測機器の保守管理を支障なく実施するとともに、放射線安全教育などを行った。

(野村 俊文)

3.1 環境放射線（能）の管理

(1) 環境放射線のモニタリング

事業所境界の 2 地点に設置したモニタリングポストにおける γ 線及び中性子線の線量当量率の月平均値と月間最大値を表 3.1-1 に、上記地点に配置した TLD による 3 月間の積算線量の測定結果を表 3.1-2 に示す。表 3.1-1 及び表 3.1-2 の結果から、那珂研究所における放射線発生装置の運転にともなう事業所境界での異常は認められなかった。

(2) 大気中の放射能濃度（トリチウム）

モニタリングポスト設置場所での大気中のトリチウム放射能濃度は検出下限濃度未満であった。

(梅原 隆)

表 3.1-1 モニタリングポストにおける γ 線及び中性子線の線量当量率の月平均値と月間最大値
(那珂研究所, 2002年度) (単位: nSv/h)

年月 ポスト No.			2002年									2003年			年間	標準偏差
			4月	5月	6月	7月	8月	9月	10月	11月	12月	1月	2月	3月		
^{*1} γ 線	MP-1	平均	56	56	56	58	59	55	54	55	54	53	53	54	55	1.86
		最大	63	60	60	61	62	60	62	58	59	59	57	59	63	-
^{*2} 中 性 子 線	MP-2	平均	62	61	63	64	64	63	61	63	62	63	63	64	63	1.06
		最大	67	65	68	67	67	68	66	66	68	68	67	70	68	-
^{*1} γ 線	MP-1	平均	4.4	4.4	4.5	4.8	4.8	4.5	4.4	4.2	4.1	4.1	4.2	4.3	4.4	0.24
		最大	5.1	4.8	5.1	5.4	5.1	5.0	5.0	4.7	4.5	4.6	4.4	5.0	5.4	-
^{*2} 中 性 子 線	MP-2	平均	3.9	3.9	4.0	4.0	4.0	3.9	3.8	3.8	3.7	3.8	3.8	3.8	3.9	0.10
		最大	4.5	4.2	4.5	4.6	4.4	4.2	4.2	4.3	4.0	4.4	4.1	4.3	4.6	-

*1 アルゴン封入加圧電離箱式 γ 線モニタを使用

*2 ^3He 比例計数管式中性子線モニタを使用

表 3.1-2 積算線量測定結果

(那珂研究所, 2002年度) (単位: μGy)

測定期間 及び 測定結果 地点名	第1四半期		第2四半期		第3四半期		第4四半期		年間 積算 線量	
	2002年3月19日～ 2002年6月19日		2002年6月19日～ 2002年9月19日		2002年9月19日～ 2002年12月19日		2002年12月19日～ 2003年3月19日			
	測定値	91日換算	測定値	91日換算	測定値	91日換算	測定値	91日換算		
モニタリングポストNo.1	67	66	69	68	64	64	64	65	263	
モニタリングポストNo.2	100	99	110	110	110	110	100	100	419	

(注) 表中の各測定値は5cm厚の鉛箱内の値(宇宙線、自己汚染等の寄与分)を差し引いてある。

3.2 施設の放射線管理

(1) 管理区域

放射線障害予防規定第49条に基づき指定されている第1種管理区域及び第2種管理区域を図3.2-1に示す。(一時的に指定されたものは除く)

2002年度中に一時的に指定、解除された管理区域はなかった。

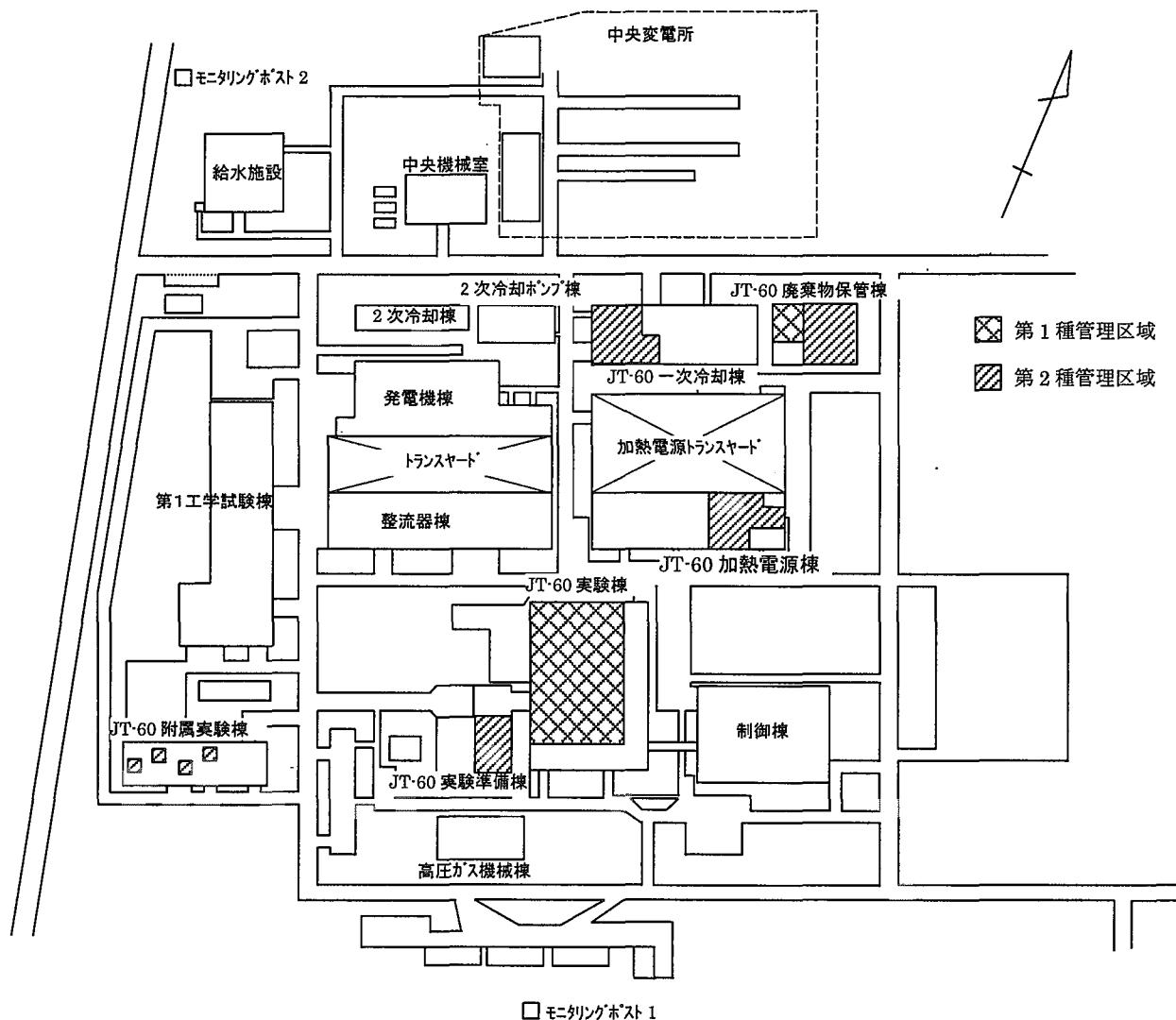


図 3.2-1 管理区域の位置（2003年3月現在）

(2) 放出放射性物質の管理

2002 年度に JT-60 実験棟及び廃棄物保管棟から放出された放射性塵埃及び放射性ガスの年間放出量並びに年間平均濃度を表 3.2-1 に示す。これらの結果はいずれも検出下限濃度未満であった。

専用排水管に放出された放射性液体廃棄物の年間放出量及び廃液量並びに放出管理基準値との比較を表 3.2-2 に示す。放射性液体廃棄物の年間放出量は、放出管理基準値の 1/10 未満であった。

(3) 線量当量率及び表面密度の測定

線量当量率及び表面密度の測定は放射性同位元素使用室、放射線発生装置使用室、放射線装置室等、放射線施設の人の常時立ち入る場所及び管理区域境界について実施した。なお、2002 年度には JT-60 真空容器内作業は行われなかった。

コッククロフト・ワルトン型加速装置 (MeV 級イオン源試験装置) 周辺の線量当量率は、作業者

が立ち入る場所については、バックグラウンドレベル（約 6.0×10^{-5} Sv/月）であった。

(梅原 隆)

表 3.2-1 施設における放射性塵埃・ガスの年間放出量及び年間平均濃度

(那珂研究所, 2002年度)

項目 施設名	放射性塵埃			放射性ガス		
	核種	年間放出量 (Bq)	年間平均濃度 (Bq/cm ³)	核種	年間放出量 (Bq)	年間平均濃度 (Bq/cm ³)
JT-60実験棟	全β	0	<1.6×10 ⁻¹⁰	⁴¹ Ar ³ H	0 0	<2.0×10 ⁻³ <1.8×10 ⁻⁵
廃棄物保管棟	全β	0	<1.6×10 ⁻¹⁰	³ H	0	<3.3×10 ⁻⁵

(注) 年間放出量及び年間平均濃度は次の方法で算出した。

年間放出量：検出下限濃度以上で放出した放射能の和。

年間平均濃度：年間放出量を、1年間連続して排気装置を運転した場合の年間総排風量で除した値。

ただし、この値が検出下限濃度未満の場合は“<（検出下限値）”とした。

表 3.2-2 放射性液体廃棄物の年間放出量、廃液量、放出管理基準値
及び年間放出量に対する放出管理基準値との比較

(那珂研究所, 2002年度)

核種	年間放出量 (Bq)	廃液量 (m ³)	放出管理基準値 (Bq/年)	年間放出量 放出管理基準値
³ H	7.7×10^5 (1.7×10^6)	5.1×10^1	7.4×10^7	1.0×10^2
³ H以外の核種	0 (2.6×10^5)		7.4×10^6	0

(注) 年間放出量は次の方法で算出した。

年間放出量：検出下限濃度以上と未満の放出量を区分して集計してある。検出下限濃度未満の場合は検出下限濃度で放出したとして放出量を計算し、() 内に示した。

3.3 個人線量の管理

(1) 外部被ばく線量の管理

2002年度における放射線業務従事者の集団実効線量及び平均実効線量は、いずれも検出下限線量未満であった。これは、JT-60 真空容器内定期点検作業を実施しなかったためである。

放射線業務従事者の管理対象人数、実効線量に係る被ばく状況等については、四半期別及び作業者区別に集計し、それぞれ表 3.3-1 及び表 3.3-2 に示す。

(2) 内部被ばく線量の管理

JT-60 装置の重水素放電実験運転及び保守点検業務に従事し、内部被ばくのおそれのあるグループ

から 5 名を選び、バイオアッセイ（トリチウム尿検査）による確認検査を実施した。測定の結果、有意な体内汚染が検出された者はいなかった。

(秋山 勇)

表 3.3-1 放射線業務従事者の実効線量に係る四半期別被ばく状況

(那珂研究所, 2002 年度)

管理期間	放射線業務従事者実員	実効線量分布(人数)					平均実効線量(mSv)	最大実効線量(mSv)	集団実効線量(人・mSv)
		0.1mSv 未満 1.0mSv 以下	0.1mSv 以上 5.0mSv 以下	1.0mSv を超え 5.0mSv 以下	5.0mSv を超え 15 mSv 以下	15mSv を超えるもの			
第1四半期	419	419	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
第2四半期	423	423	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
第3四半期	365	365	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
第4四半期	435	435	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
年 間*	627 (672)	627 (672)	0 (0)	0 (0)	0 (0)	0 (0)	0.00 (0.00)	0.0 (0.0)	0.0 (0.0)

*カッコ内の数値は、2001 年度の値

表 3.3-2 放射線業務従事者の実効線量に係る作業者別被ばく状況

(那珂研究所, 2002 年度)

作業者区分	放射線業務従事者実員	実効線量分布(人数)					平均実効線量(mSv)	最大実効線量(mSv)	集団実効線量(人・mSv)
		0.1mSv 未満 1.0mSv 以下	0.1mSv 以上 5.0mSv 以下	1.0mSv を超え 5.0mSv 以下	5.0mSv を超え 15 mSv 以下	15mSv を超えるもの			
職員等	181	181	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
外来研究員等	17	17	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
請負業者	430	430	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
全作業者	627	627	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0

3.4 放射線計測器の管理

放射線管理用モニタの定期点検・校正は、JT-60U 放射線モニタ、X-γ 線エリアモニタ及びハンドフットクロスモニタ等について実施した。放射線管理用モニタの保有台数及び校正台数を表 3.4-1 に示す。

サーベイメータの定期点検・校正は、東海研究所の線量管理課に依頼して行った。サーベイメータの保有台数及び校正台数を表 3.4-2 に示す。その他、警報付ポケット線量計 46 本、ポケット線量計 100 本、電子ポケット線量計 114 本及び TLD 素子 2000 個について実施した。定期点検・校正の結果、大きな故障等はなかった。

(梅原 隆)

表 3.4-1 放射線管理用モニタ等の保有台数及び校正台数

(那珂研究所, 2002年度)

モニタの種類	保有台数	校正台数
γ線エリアモニタ	2	2
X-γ線エリアモニタ	4	4
中性子線エリアモニタ	2	2
環境γ線モニタ	2	2
環境中性子線モニタ	2	2
排気ダストモニタ	1	1
排気ガスモニタ	1	1
排気トリチウムモニタ	1	1
室内ダストモニタ	1	1
移動型ダストモニタ	1	1
移動型トリチウムモニタ	1	1
ハンドフットクロスモニタ	7	7
記録計	7	7
放射線モニタ盤	2	2
空気集中捕集装置	4	0
合 計	38	34

表 3.4-2 サーベイメータの保有台数及び校正台数

(那珂研究所, 2002年度)

サーベイメータの種類	保有台数	校正台数
GM管式サーベイメータ	13	10
電離箱式サーベイメータ	17	6
レムカウンタ	6	5
NaIシンチレーション式サーベイメータ	4	4
表面汚染検査用サーベイメータ(α線用)	1	1
表面汚染検査用サーベイメータ(β線用)	11	11
合 計	52	37

3.5 放射性同位元素の保有状況

那珂研究所放射線障害予防規定第45条に基づき、2003年3月31日現在における放射性同位元素の保有状況を調査した。また、3.7MBq以下の密封線源についても併せて実施した。放射性同位元素保有状況(2003年3月31日現在)を表3.5-1に示す。

(秋山 勇)

表 3.5-1 放射性同位元素保有状況(2003年3月31日現在)

(那珂研究所, 2002年度)

施設名	密封されていない放射性同位元素 ^{*1}			密封された放射性同位元素 ^{*2}			3.7MBq以下の密封線源				
	保有量(Bq)	主要核種	核種数	保有量(Bq)	主要核種	核種数	個数	保有量(Bq)	主要核種	核種数	個数
JT-60実験棟	8.7×10^7	^3H	1	4.0×10^8	^{252}Cf	1	1	4.7×10^7	$^{60}\text{Co}, ^{137}\text{Cs}$	21	80
合 計	8.7×10^7			4.0×10^8			1	4.7×10^7			80

*1 使用済第1壁タイル中のトリチウム量。

*2 密封された放射性同位元素の保有量(Bq)は、購入時における値。

4. 高崎研究所の放射線管理

施設の放射線管理、個人被ばく管理、環境放射線の監視、放射線計測器の管理及び各種放射線管理状況の報告等の業務を2001年度に引き続き実施した。環境放射線モニタリング設備においては、南及び西側モニタリングポストの中性子線モニタ検出部の更新を行った。

放射線障害防止法に基づく許可使用に係る変更許可等については、密封 RI の数量変更に係る変更許可申請を行い、許可を受けた。

また、放射線障害予防規定の一部改正を行った。

施設の放射線管理について、サイクロトロン加速器の定期点検作業等の点検・保守作業に対する管理を行った。

イオン照射研究施設から放出された放射性気体廃棄物は、放射線障害予防規定に定められた放出管理基準値を十分に下回った。その他、線量当量率等の測定、環境放射線監視及び放射線測定器の保守管理を行い、異常は認められなかった。

放射線業務従事者の個人被ばく線量については、実効線量及び等価線量とも放射線障害予防規定に定められた警戒線量を超える被ばくはなかった。2002年度における実効線量の最大は0.8mSvであり、サイクロトロン加速器の点検・保守作業に従事した作業者の被ばくであった。内部被ばくについては、全身計測による確認検査の結果、被検者全員有意な体内汚染は検出されなかった。

(佐藤 隆一)

4.1 環境放射線（能）の管理

モニタリングポストは事業所境界の東西南北4地点に設置している。これらの空間線量当量率の監視結果を表4.1-1及び表4.1-2に示す。表中の「最大値」は、10分間平均値の月間最大値である。また、事業所境界の東西南北4地点のガラス線量計による積算線量測定結果を表4.1-3に示す。

(三友 昭市)

表 4.1-1 モニタリングポストにおける γ 線線量当量率の月間平均値と月間最大値
(高崎研究所, 2002年度) (単位: nSv/h)

年月 場所	2002年											2003年			年間
	4月	5月	6月	7月	8月	9月	10月	11月	12月	1月	2月	3月			
東 平均	45	45	45	44	44	45	45	45	45	45	44	44	45	45	45
東 最大	62	69	60	59	58	62	55	57	58	60	50	54	69	69	69
西 平均	49	49	50	49	49	48	48	50	50	49	49	50	49	49	49
西 最大	66	77	72	73	71	62	64	62	70	71	94	67	94	94	94
南 平均	53	53	53	53	53	53	53	53	53	53	53	53	54	53	53
南 最大	67	67	75	65	67	73	62	62	69	71	60	70	75	75	75
北 平均	47	46	47	46	46	45	45	45	45	45	45	45	46	46	46
北 最大	61	67	65	67	66	74	60	57	64	67	53	63	74	74	74

(注) 検出器: 加圧電離箱

表 4.1-2 モニタリングポストにおける中性子線線量当量率の月間平均値と月間最大値
(高崎研究所, 2002年度) (単位: nSv/h)

年月 場所	2002年											2003年			年間
	4月	5月	6月	7月	8月	9月	10月	11月	12月	1月	2月	3月			
東 平均	2.9	2.9	3.0	2.9	2.9	2.8	2.8	2.8	2.7	2.8	2.8	2.8	2.8	2.8	2.8
東 最大	8.2	8.5	8.9	7.5	7.3	7.5	7.6	7.7	7.5	9.4	8.5	7.5	9.4	9.4	9.4
西 平均	3.1	3.3	3.3	3.2	3.2	3.0	2.9	3.0	2.9	3.0	3.0	3.0	3.5	3.1	3.1
西 最大	8.8	9.3	7.8	8.7	8.9	8.1	7.9	8.3	7.5	7.8	8.3	9.7	9.7	9.7	9.7
南 平均	2.5	2.5	2.5	2.4	2.4	2.3	2.3	2.4	2.2	2.3	2.3	2.3	2.7	2.4	2.4
南 最大	7.0	7.4	7.0	7.2	6.6	6.7	6.9	7.6	6.2	6.6	6.9	7.4	7.4	7.4	7.4
北 平均	3.5	3.6	3.5	3.5	3.5	3.4	3.4	3.5	3.3	3.5	3.5	3.5	3.5	3.5	3.5
北 最大	9.0	9.5	9.2	8.7	8.6	9.9	9.4	9.4	8.5	8.8	9.1	9.1	9.9	9.9	9.9

(注) 検出器: ^3He 比例計数管

表 4.1-3 積算線量測定結果

(高崎研究所, 2002年度) (単位: μSv)

測定期間 地点名	第1四半期		第2四半期		第3四半期		第4四半期		年間 積算 線量	
	2002年4月2日 ~7月2日		2002年7月2日~ 10月1日		2002年10月1日 ~2003年1月4日		2003年1月4日 ~4月1日			
	測定値	91日換算線量	測定値	91日換算線量	測定値	91日換算線量	測定値	91日換算線量		
東	73	73	95	95	66	63	70	74	305	
西	86	86	113	113	84	80	89	93	372	
南	80	80	122	122	81	77	100	105	384	
北	61	61	86	86	55	52	72	76	275	

(注) 表中各測定値は、5cm厚の鉛箱内の値(宇宙線、自己汚染などの寄与分)を差し引いてある。

4.2 施設の放射線管理

(1) 管理区域

放射線障害予防規定に基づき指定されている第1種管理区域及び第2種管理区域を図4.2-1に示す(一時的に指定されたものは除く)。2002年度中に上記規定等に基づき一時的に指定し、解除された管理区域はなかった。

(2) 放出放射性物質の管理

2002年度イオン照射研究施設から放出された放射性塵埃及び放射性ガスの年間放出量並びに年間平均濃度を表4.2-1に示す。サイクロトロン加速器の運転にともない⁴¹Arが、ポジトロン放出核種の製造及びこの核種を用いた植物体内移行実験にともない¹¹Cなどが放出された。これらの放出は放射線障害予防規定に定められた放出管理基準値を十分に下回った。

(3) 線量当量率の管理

放射性同位元素使用室等の管理区域内及び管理区域周辺の線量当量率の測定を定期的に行った。人の常時立ち入る場所及び管理区域周辺においても管理基準値未満であった。

(4) 表面密度の管理

放射性同位元素使用室等の管理区域内表面密度の測定を定期的に行った。測定の結果、すべて管理基準値未満であった。

(5) 主な放射線作業の管理

2002年度の主な作業は、サイクロトロン加速器における定期点検、マグネチックチャンネル(MC)プローブの交換、グラディエンコレクターの交換、陽電子消滅実験及びポジトロン放出核種の製造とこれを用いた植物体内移行実験であった。定期点検及びMC交換作業時における放射線レベルは、MC表面で最大2.3mSv/h、作業位置では最大20 μ Sv/hで、年間の最大実効線量は0.8mSvであった。

(黒沢 義昭)

表 4.2-1 イオン照射研究施設における放射性塵埃・ガスの年間放出量及び平均濃度

(高崎研究所, 2002 年度)

項目 施設名	放射性塵埃			放射性ガス		
	核種	年間放出量 (Bq)	年間平均濃度 (Bq/cm ³)	核種	年間放出量 (Bq)	年間平均濃度 (Bq/cm ³)
イオン照射 研究施設	全β ⁶⁵ Zn	— 0	<5.3×10 ⁻¹¹ <6.6×10 ⁻¹⁰	⁴¹ Ar ¹¹ C ¹³ N ¹⁸ F ¹³³ Xe	7.2×10 ⁸ 3.5×10 ⁸ 6.0×10 ⁸ 8.7×10 ⁶ 1.3×10 ⁷	<1.4×10 ⁻⁴ <1.4×10 ⁻⁴ <1.4×10 ⁻⁴ <5.4×10 ⁻⁵ <1.4×10 ⁻⁴

(注) 年間放出量及び年間平均濃度は次のように算出した。

年間放出量：検出下限濃度値未満のものは放出量を0として1年間集計した。

年間平均濃度：年間放出放射能を1年間連続して排風機を運転した場合の年間総排気量で除した値。ただし、その値が検出下限濃度より小さい場合は、“<(検出下限濃度値)”と記入。

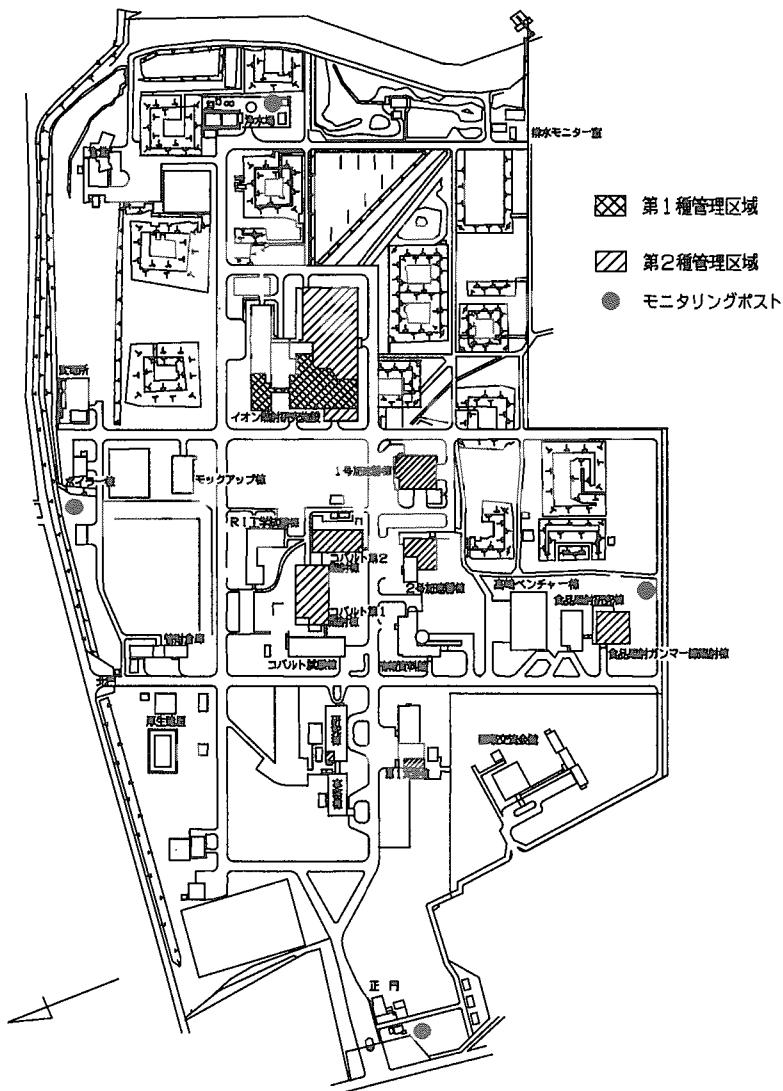


図 4.2-1 管理区域の位置 (2003 年 3 月現在)

4.3 個人線量の管理

(1) 外部被ばく線量の管理

2002年度における放射線業務従事者の集団実効線量及び平均実効線量は、それぞれ7.1人・mSv, 0.01mSvであった。また、最大実効線量は0.8mSvであり、サイクロトロン加速器の点検・保守に従事した作業者であった。

放射線業務従事者の管理対象人数、実効線量等については、四半期別、作業者区別に集計し、それぞれ表4.3-1、表4.3-2に示す。放射線施設の共同利用者、工事業者等で管理区域に一時的に立ち入った者は3,546名であり、そのつど、PD（ポケット線量計）を着用させ測定した。測定の結果、すべて検出下限値以下であった。

(2) 内部被ばく線量の管理

各作業グループから選定した延べ136名について、体外計測法による確認検査を実施した。測定の結果、有意な体内汚染が検出された者はいなかった。

(三友 昭市)

表 4.3-1 放射線業務従事者の実効線量に係る四半期別被ばく状況

(高崎研究所, 2002年度)

管理期間	放射線業務 従事者実員	実効線量分布(人数)					平均実効 線量 (mSv)	最大実効 線量 (mSv)	集団実効 線量 (人・mSv)
		0.1mSv未満 1.0mSv以下	0.1mSv以上 5.0mSv以下	1.0mSvを超え 15mSv以下	5.0mSvを超え 15mSv以下	15mSvを超えるもの			
第1四半期	543	535	8	0	0	0	0.00	0.2	0.9
第2四半期	582	563	19	0	0	0	0.01	0.7	4.3
第3四半期	563	560	3	0	0	0	0.00	0.2	0.4
第4四半期	596	585	11	0	0	0	0.00	0.2	1.5
年間*	718 (751)	690 (721)	28 (28)	0 (2)	0 (0)	0 (0)	0.01 (0.01)	0.8 (1.6)	7.1 (9.1)

*カッコ内数値は、2001年度の値

表 4.3-2 放射線業務従事者の実効線量に係る作業者区別被ばく状況

(高崎研究所, 2002年度)

作業者区分	放射線業務 従事者実員	実効線量分布(人数)					平均実効 線量 (mSv)	最大実効 線量 (mSv)	集団実効 線量 (人・mSv)
		0.1mSv未満 1.0mSv以下	0.1mSv以上 5.0mSv以下	1.0mSvを超え 15mSv以下	5.0mSvを超え 15mSv以下	15mSvを超えるもの			
職員等	141	132	9	0	0	0	0.02	0.6	2.2
外来研究員等	36	332	4	0	0	0	0.00	0.5	0.9
請負業者	242	227	15	0	0	0	0.02	0.7	4.0
研修生	0	0	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
全作業者	718	690	28	0	0	0	0.01	0.8	7.1

4.4 放射線計測器の管理

(1) サーベイメータ等の管理

2002年度におけるサーベイメータ等の保有台数及び校正台数を種類別に表4.4-1に示す。

(2) 放射線モニタ等の管理

放射線管理用モニタ等の点検校正は、2001年度同様、年1回実施した。環境放射線モニタリング設備においては、西側及び南側中性子線モニタ検出部の更新を行った。

2002年度における放射線管理用モニタ等の保有台数及び校正台数を種類別に表4.4-2に示す。

(三友 昭市)

表 4.4-1 サーベイメータの保有台数及び校正台数

(高崎研究所, 2002年度)

サーベイメータの種類	保有台数	校正台数
GM管式サーベイメータ	48	48
電離箱式サーベイメータ	28	26
NaIシンチレーション式サーベイメータ	14	14
テレテクタ	6	5
中性子線サーベイメータ	2	2
レムカウンタ	2	2
表面汚染検査用サーベイメータ(α線用)	5	4
表面汚染検査用サーベイメータ(β線用)	25	25
ガスフロー式サーベイメータ	3	3
合 計	133	129

表 4.4-2 放射線管理用モニタ等の保有台数及び校正台数

(高崎研究所, 2002年度)

モニタ等の種類	保有台数	校正台数
ガンマ線エリアモニタ	6	6
中性子線エリアモニタ	2	2
室内ダストモニタ	3	3
排気ダストモニタ	1	1
室内ガスモニタ	1	1
排気ガスモニタ	1	1
ハンドフットクロスモニタ(β線用)	3	3
小物物品搬出モニタ(β線用)	2	2
環境用ガンマ線モニタ	4	4
環境用中性子線モニタ	4	4
環境用排水モニタ	1	1
記録計, 放射線モニタ盤, 吸引装置等	—	—
合 計	28	28

4.5 放射性同位元素等の保有状況

照射用として利用していた ^{60}Co 密封線源 60 個、計 12.7TBq を廃棄のため譲渡した。また、コバルト照射施設で使用する照射用 ^{60}Co 線源が、減衰補充用として棒状密封線源 12 個、計 4PBq が搬入された。表 4.5-1 に 2003 年 3 月末現在の施設別放射性同位元素保有状況を、表 4.5-2 に保有している放射線発生装置の種類及び性能を示す。

(田島 好弘)

表 4.5-1 放射性同位元素保有状況

(2003 年 3 月 31 日現在)

(高崎研究所、2002 年度)

施設名	密封されていない放射性同位元素			密封された放射性同位元素 ^(a)				3.7MBq 以下の密封線源			
	保有量(Bq)	主要核種	核種数	保有量(Bq)	主要核種	核種数	個数	保有量(Bq)	主要核種	核種数	個数
イオン照射研究施設	1.2×10^6	$^{22}\text{Na}, ^{32}\text{P}$	5	5.6×10^6	$^{22}\text{Na}, ^{241}\text{Am}$	3	4	1.9×10^7	$^{22}\text{Na}, ^{241}\text{Am}$	25	105
コバルト第 1 照射棟				1.8×10^{16}	$^{60}\text{Co}, ^{137}\text{Cs}$	8	205	1.6×10^6	$^{137}\text{Cs}, ^{241}\text{Am}$	5	13
コバルト第 2 照射棟				1.6×10^{16}	^{60}Co	1	211	1.48×10^7	^{60}Co	1	4
食品照射ガンマ線照射棟				2.6×10^{16}	^{60}Co	1	184				
第 1 実験棟				8.7×10^6	^{22}Na	1	1				
研究棟								4.5×10^6	$^{226}\text{Ra}, ^{222}\text{Cf}$	9	20
ベンチャーラボ								7.4×10^6	^{241}Am	1	2
合 計	1.2×10^6			3.7×10^{16}			605	4.7×10^7			144

注) 保有量は、許可証記載の数量から計算した。

表 4.5-2 放射線発生装置の種類及び性能

(高崎研究所, 2003年3月31日現在)

設置場所	種類	台数	性能	備考
2号加速器棟	コッククロフト・ワルトン型加速装置	1台	電子線最大エネルギー : 3MeV 電子線最大出力 : 25mA, 75kw	
1号加速器棟	コッククロフト・ワルトン型加速装置	1台	電子線最大エネルギー : 2MeV 電子線最大出力 : 30mA, 60kw	
	変圧器型電子加速装置	1台	175 kV, 10 mA	放射線障害防止法適用外
イオノン照射研究施設	サイクロトロン	1台	陽子線最大エネルギー : 90 MeV 陽子線最大ビーム電流 : 45 e μ A 重陽子線最大エネルギー : 53 MeV 重陽子線最大ビーム電流 : 50 e μ A He 最大エネルギー : 130 MeV He 最大ビーム電流 : 40 e μ A 重イオン(Li~Bi)最大エネルギー : 27.5 MeV/A 重イオン(Li~Bi)最大ビーム電流 : 30 e μ A	
	ECRイオン源	1台	陽イオン : 20kV, 200e μ A	放射線障害防止法適用外
	HECRイオン源	1台	X線 : 1MeV未満 陽イオン : 20kV, 1mA	放射線障害防止法適用外
	複合ビーム棟	1台	陽子線最大エネルギー : 6 MeV 陽子線最大ビーム電流 : 5 e μ A 重陽子線最大エネルギー : 6 MeV 重陽子線最大ビーム電流 : 1 e μ A He 最大エネルギー : 9 MeV He 最大ビーム電流 : 2 e μ A 重イオン(Li~Bi)最大エネルギー : 1.7 MeV/A 重イオン(Li~Bi)最大ビーム電流 : 25 e μ A	
	コッククロフト・ワルトン型加速装置 (3MVシングルエンド加速器)	1台	陽子線最大エネルギー : 3 MeV 陽子線最大ビーム電流 : 300 e μ A 重陽子線最大エネルギー : 3 MeV 重陽子線最大ビーム電流 : 200 e μ A He 最大エネルギー : 3 MeV He 最大ビーム電流 : 200 e μ A 重イオン(Li~O)最大エネルギー : 0.5 MeV/A 重イオン(Li~O)最大ビーム電流 : 200 e μ A 電子線最大エネルギー : 3 MeV 電子線最大ビーム電流 : 100 e μ A	
	コッククロフト・ワルトン型加速装置 (イオン注入装置)	1台	加速電圧 : 0~400kV 連続可変 イオン種 : 陽子, He, Li~Bi 最大ビーム電流 : 100e μ A	放射線障害防止法適用外
第1実験棟	変圧器型電子加速装置	1台	990 kV, 10 μ A	放射線障害防止法適用外
研究棟	X線回析装置	1台	60kVp, 50mA	放射線障害防止法適用外
	X線回析装置	1台	60kVp, 80mA	放射線障害防止法適用外
	X線回析装置	1台	60kVp, 200mA	放射線障害防止法適用外
ベンチャー棟	低エネルギー電子線加速器	1台	50keV, 1mA	放射線障害防止法適用外

5. 大洗研究所の放射線管理

大洗研究所における JMTR, HTTR, ホットラボ, 燃料研究棟, 廃棄物管理施設等の区域放射線管理, 個人被ばく管理, 環境放射線監視, 放射線モニタ等の維持管理及び各種放射線管理結果の報告等の定常業務を 2001 年度に引き続いて滞りなく実施した。また, モニタリングポスト等の放射線管理用設備の更新, 整備を計画的に実施し, 放射線管理の効率化と機能の充実を図った。

放射線管理技術の開発では, 携帯電話とインターネットを活用した HTTR 異常時放射線監視システムを開発し, 異常時対応の迅速化を図った。

(藪田 肇)

5.1 管理の総括業務

2002 年度に各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中の放射性物質の濃度及び量は, いずれも保安規定に定める放出の基準値及び放出管理目標値以下であった。また, 年間放出量に基づいて評価した周辺環境における実効線量は, 放射性希ガスによるものが年間 $0.55 \mu\text{Sv}$, 放射性液体廃棄物によるものが年間 $0.12 \mu\text{Sv}$ であり, 原子炉施設保安規定に定められている年間の線量目標値 $50 \mu\text{Sv}$ を充分下回った。

環境放射線監視については, 周辺環境の空気吸収線量率の監視及び土壤, 農作物等の各種環境試料中の放射能濃度の測定等を実施したが, 施設からの放射性物質の放出に起因する異常は認められなかった。

区域放射線管理については JMTR の第 145 サイクルから第 147 サイクルの運転及びベリリウム枠交換に伴う作業, HTTR における定常運転及び安全性実証試験, ホットラボにおけるセル内機器等の除染作業などの放射線作業に対する放射線管理を行った結果, 作業環境モニタリング及び被ばくに係る異常はなく, 放射線管理上の問題はなかった。

放射線業務従事者の線量については, 実効線量及び等価線量とも, 保安規定等に定められた線量限度及び警戒線量を超える被ばくはなかった。

2002 年度における実効線量は, 最大 1.9mSv , 平均 0.03mSv であり, 集団実効線量は, 39.9 人・ mSv であった。内部被ばくについては, 被検者全員について有意な体内汚染は検出されなかった。

その他, 保安規定、放射線安全取扱手引等の改正, 国際原子力総合技術センターにおける各種講義及び研修, 大洗研究所安全協議会主催による放射線業務従事者の再教育訓練等への講師及び実習指導員としての協力を行った。

(藪田 肇)

5.1.1 管理区域

原子炉施設保安規定、核燃料物質使用施設等保安規定、廃棄物管理施設保安規定、放射線障害予防規定及び少量核燃料物質使用施設等保安規程に基づき設定されている第1種管理区域及び第2種管理区域を図5.1.1-1に示す。(一時的に指定されたものを除く)

2002年度中に一時的に指定された管理区域の件数は、第1種管理区域16件、第2種管理区域29件であった。その主な作業内容による指定状況を表5.1.1-1に示す。

(水書 利雄)

表 5.1.1-1 一時的な管理区域の指定状況

(大洗研究所、2002年度)

主な作業内容	管理区域の区分	件数
排気設備の保守点検作業(フィルタ交換等)	第1種管理区域	10
排水設備の保守点検作業(改修工事等)	"	6
JMTR新燃料の搬入及び搬出	第2種管理区域	29

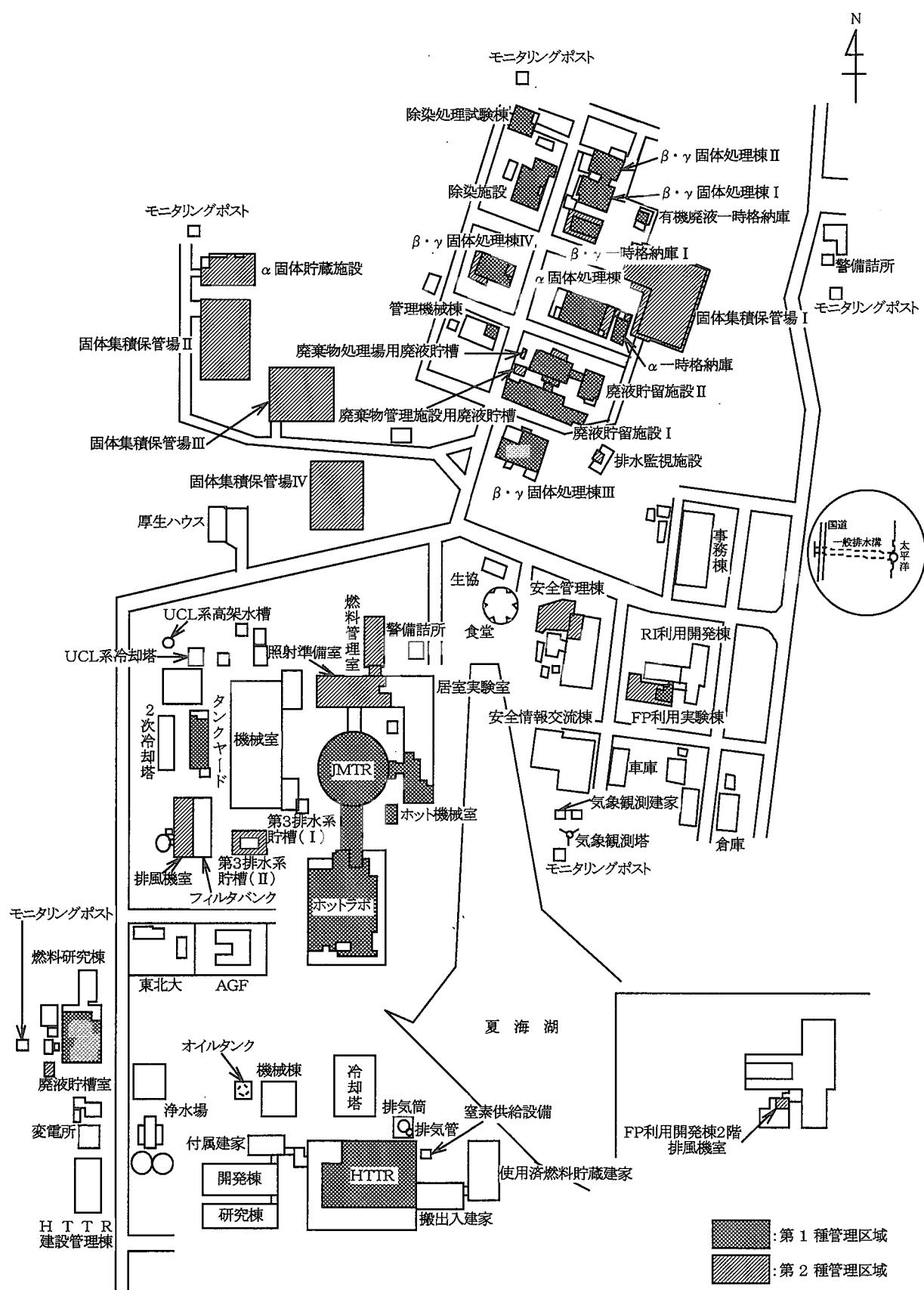


図 5.1.1-1 大洗研究所管理区域

5.1.2 排気及び排水の管理データ

(1) 放出放射性塵埃及び放射性ガス

2002年度の各施設における放射性塵埃及び放射性ガスの年間放出量並びに年間平均濃度を表5.1.2-1に示す。

JMTRでは、第144サイクルから第147サイクルの原子炉運転にともなって⁴¹Arが、また、原子炉プール・カナル水の蒸発で³Hが放出された。HTTRでは、1次系内のヘリウム置換のための真空引きで³Hが放出された。廃棄物管理施設では、廃液処理棟及び廃液貯留施設Iで廃液の貯留中に³Hが放出された。

放出されたこれらの放射性塵埃及び放射性ガスは、いずれも保安規定等に定められた放出管理目標値以下であった。

(人見 順一)

(2) 放出放射性廃液

2002年度に各施設で発生した放射性廃液の廃棄物管理施設へ搬出した放射能・廃液量、排水溝へ放出した放射能・廃液量及び排水溝における平均濃度・年間放出量を表5.1.2-2に示す。

廃棄物管理施設へ処理のために送られた廃液の年間放射能は、 β 、 γ 線放出核種(³Hを除く、以下同じ)について 5.9×10^{10} Bqであった。この値は、2001年度と比較すると40%減となっている。この廃液中に含まれる主な核種は、⁶⁰Co、¹³⁷Csであった。

排水溝へ放出された廃液の年間放出量は、 β 、 γ 線放出核種が0Bqで、³Hが 6.9×10^{11} Bqであった。2001年度と比較すると、³Hが20%減となっている。

排水溝における1日平均濃度の最大値は、 β 、 γ 線放出核種で $<1.8 \times 10^{-3}$ Bq/cm³、3月間の平均濃度の最大値は、 β 、 γ 線放出核種で $<2.7 \times 10^{-4}$ Bq/cm³であった。また、年間放出量の放出管理目標値に対する割合は表5.1.2-3に示すとおりであり、保安規定等に定められた放出管理目標値以下であった。

(三瓶 邦央)

表 5.1.2-1 各施設における放射性塵埃及び放射性ガスの年間放出量並びに年間平均濃度

(大洗研究所, 2002 年度)

項目 施設名		放射性塵埃 ^{*1}			放射性ガス		
		核種	年間放出量 ^{*2} (Bq)	年間平均濃度 ^{*3} (Bq/cm ³)	核種 ^{*4}	年間放出量 ^{*2} (Bq)	年間平均濃度 ^{*3} (Bq/cm ³)
J M T R	J M T R	全β	—	< 8.9 × 10 ⁻¹¹	⁴¹ Ar	1.4 × 10 ¹³	1.6 × 10 ⁻²
		全α	—	< 3.3 × 10 ⁻¹¹	³ H	1.3 × 10 ¹⁰	< 2.3 × 10 ⁻⁵
		⁶⁰ Co	0	< 3.1 × 10 ⁻¹⁰			
		¹³¹ I	0	< 1.1 × 10 ⁻⁹			
		⁸⁹ Sr	0	< 5.3 × 10 ⁻¹²			
		⁹⁰ Sr	0	< 2.2 × 10 ⁻¹²			
居 室 実 験 室	居 室 実 験 室	全β	—	< 8.8 × 10 ⁻¹¹	—		
		⁶⁰ Co	0	< 2.9 × 10 ⁻¹⁰			
H T T R	H T T R	全β	—	< 8.8 × 10 ⁻¹¹	⁸⁸ Kr	0	< 1.9 × 10 ⁻³
		全α	—	< 3.2 × 10 ⁻¹¹	³ H	2.4 × 10 ⁹	< 2.2 × 10 ⁻⁵
		¹³⁷ Cs	0	< 2.7 × 10 ⁻¹⁰			
		¹³¹ I	0	< 1.1 × 10 ⁻⁹			
		⁸⁹ Sr	0	< 3.7 × 10 ⁻¹²			
		⁹⁰ Sr	0	< 2.2 × 10 ⁻¹²			
ホ ツ ト ラ ボ	ホ ツ ト ラ ボ	全β	—	< 8.8 × 10 ⁻¹¹	⁸⁵ Kr	0	< 6.1 × 10 ⁻⁴
		全α	—	< 3.2 × 10 ⁻¹¹	³ H	0	< 1.9 × 10 ⁻⁵
		²³⁹ Pu	0	< 3.2 × 10 ⁻¹¹			
		¹³⁷ Cs	0	< 3.0 × 10 ⁻¹⁰			
		¹³¹ I	0	< 1.1 × 10 ⁻⁹			
		⁸⁹ Sr	0	< 3.5 × 10 ⁻¹²			
		⁹⁰ Sr	0	< 1.6 × 10 ⁻¹²			
燃 料 研 究 棟	燃 料 研 究 棟	全β	—	< 9.0 × 10 ⁻¹¹	—		
		全α	—	< 3.4 × 10 ⁻¹¹			
		²³⁹ Pu	0	< 3.4 × 10 ⁻¹¹			
廃 棄 物	β + γ 固体処理棟 I	全β	—	< 3.7 × 10 ⁻¹⁰	—		
		⁶⁰ Co	0	< 1.5 × 10 ⁻⁹			
管 理 施 設	β + γ 固体処理棟 II	全β	—	< 3.7 × 10 ⁻¹⁰	—		
		⁶⁰ Co	0	< 1.3 × 10 ⁻⁹			
β + γ 固体処理棟 III	β + γ 固体処理棟 III	全β	—	< 8.8 × 10 ⁻¹¹	³ H	0	< 2.1 × 10 ⁻⁵
		⁶⁰ Co	0	< 3.4 × 10 ⁻¹⁰			
		⁸⁹ Sr	0	< 3.1 × 10 ⁻¹²			
		⁹⁰ Sr	0	< 1.5 × 10 ⁻¹²			
β + γ 固体処理棟 IV	β + γ 固体処理棟 IV	全β	—	< 3.7 × 10 ⁻¹⁰	—		
		¹³⁷ Cs	0	< 1.2 × 10 ⁻⁹			

項目 施設名		放射性塵埃 ^{*1}			放射性ガス		
		核種	年間放出量 ^{*2} (Bq)	年間平均濃度 ^{*3} (Bq/cm ³)	核種 ^{*4}	年間放出量 ^{*2} (Bq)	年間平均濃度 ^{*3} (Bq/cm ³)
廃棄物	α 固体処理棟	全 β	—	$< 8.8 \times 10^{-11}$	^{3}H	0	$< 1.9 \times 10^{-5}$
		全 α	—	$< 3.2 \times 10^{-11}$			
		^{239}Pu	0	$< 3.2 \times 10^{-11}$			
		^{60}Co	0	$< 3.5 \times 10^{-10}$			
		^{89}Sr	0	$< 4.1 \times 10^{-12}$			
		^{90}Sr	0	$< 1.8 \times 10^{-12}$			
管理施設	廃液処理棟	全 β	—	$< 3.7 \times 10^{-10}$	^{3}H	8.6×10^8	$< 2.4 \times 10^{-5}$
		^{137}Cs	0	$< 1.1 \times 10^{-9}$			
	管理機械棟	全 β	—	$< 3.7 \times 10^{-10}$	—		
除染施設		^{137}Cs	0	$< 1.2 \times 10^{-9}$			
		全 β	—	$< 3.7 \times 10^{-10}$	—		
		^{137}Cs	0	$< 1.3 \times 10^{-9}$			
施設	α 固体貯蔵施設	全 β	—	$< 6.9 \times 10^{-9}$	—		
		全 α	—	$< 7.7 \times 10^{-10}$			
		^{239}Pu	0	$< 7.7 \times 10^{-10}$			
		^{60}Co	0	$< 6.2 \times 10^{-9}$			
	除染処理試験棟	全 β	—	$< 3.7 \times 10^{-10}$	—		
		^{137}Cs	0	$< 1.2 \times 10^{-9}$			
有機廃液一時格納庫	廃液貯留施設 I	全 β	—	$< 3.7 \times 10^{-10}$	^{3}H	1.4×10^9	$< 2.4 \times 10^{-5}$
		^{137}Cs	0	$< 1.1 \times 10^{-9}$			
	廃液貯留施設 II	全 β	—	$< 3.7 \times 10^{-10}$	—		
	有機廃液一時格納庫	^{137}Cs	0	$< 1.2 \times 10^{-9}$			
		全 β	—	$< 5.4 \times 10^{-10}$	—		
	^{60}Co	0		$< 1.6 \times 10^{-9}$			
RI利用開発棟(FP棟)	全 β	—		$< 4.9 \times 10^{-10}$	—		
	^{137}Cs	0		$< 1.2 \times 10^{-9}$			

*1 挥発性核種を含む。

*2 検出下限濃度以上の放出量の合計。検出下限濃度未満の場合は、放出量を0とした。なお、全 α 、全 β については、評価を行っていないため「—」とした。

*3 1年間連続して排気装置を運転した場合の総排風量で年間放出量を除した値。ただし、この値が検出下限濃度未満の場合は“<(検出下限濃度)”とした。

*4 核種欄が「—」の施設は、放射性ガスの発生はない。

表 5.1.2-2 廃棄物管理施設へ搬出した放射能・廃液量、排水溝へ放出した放射能・廃液量
及び排水溝における平均濃度・年間放出量

(大洗研究所, 2002 年度)

項目 施設名	廃棄物管理施設へ搬出		排水溝へ放出		放出施設	排水溝における平均濃度及び年間放出量	
	年間放射能 ¹ (Bq)	廃液量 (m ³)	年間放出量 ² (Bq)	廃液量 (m ³)		1 日平均濃度 最大値 ³ (Bq/cm ³)	3 月間平均濃度 最大値 ³ (Bq/cm ³)
J M T R ホットラボ	5.8×10^{10} 2.4×10^8	1.9×10^3 4.6×10^1	0 0	0 —		$\alpha < 5.5 \times 10^{-6}$	$\alpha < 9.1 \times 10^{-6}$ (6.0×10^6)
RI 利用開発棟	4.1×10^4	2.0	0	0		$\beta, \gamma < 1.8 \times 10^{-3}$	$\beta, \gamma < 2.7 \times 10^{-4}$ (1.7×10^8)
廃棄物処理場	1.3×10^8	6.7×10^2	0	0			
燃料研究棟	5.5×10^6	3.1×10^1	0	0			
H T T R	6.2×10^4	9.0	α 0 (1.2×10^4) β, γ 0 (4.4×10^5) ^3H 7.5×10^8 (3.0×10^6)	8.9×10^1	原研	^3H 8.0	^3H 1.2 ^{60}Co (8.8×10^7) ^{137}Cs (8.2×10^7) ^{89}Sr 0 (4.2×10^6) ^{90}Sr 0 (2.0×10^6) ^3H 6.9×10^{11}
排水監視施設	—	—	α 0 (6.0×10^6) β, γ 0 (1.7×10^8) ^3H 6.9×10^{11}	3.5×10^4			
サイクル機構 大洗	8.9×10^8	4.6×10^2	α 0 (1.9×10^6) β, γ 0 (6.9×10^5) ^3H 0 (3.8×10^8)	3.8×10^2	サイクル機構大洗	$\alpha < 5.0 \times 10^{-4}$ $\beta, \gamma < 1.8 \times 10^{-3}$ ^3H <1.0	$\alpha < 5.0 \times 10^{-4}$ $\beta, \gamma < 1.8 \times 10^{-3}$ ^3H <1.0 α 0 (1.9×10^6) β, γ 0 (6.9×10^5) ^3H 0 (3.8×10^8)
東北大金材研 日本核燃料	7.7×10^6 2.4×10^6	9.6 2.4×10^1	— —	— —			
合 計	5.9×10^{10}	3.1×10^3	α 0 (6.2×10^6) β, γ 0 (1.7×10^8) ^3H 6.9×10^{11} (3.8×10^8)	3.5×10^4			α 0 (6.2×10^6) β, γ 0 (1.7×10^8) ^3H 6.9×10^{11} (3.8×10^8)

*1 核種記号及び α 等の記号のないものは、 ^3H を除く β 、 γ 線放出核種の値である。

*2 検出下限濃度以上と未満の放出量を区分して集計した。検出下限濃度未満の場合は検出下限濃度で放出したとして放出量を計算し、()内に示した。

*3 放出量を排水溝流量で除して得た値の最大値。ただし、サイクル機構大洗の欄は、サイクル機構大洗排水溝出口での濃度を示した。

表 5.1.2-3 液体廃棄物の放出管理目標値との比較

(大洗研究所, 2002 年度)

核種		放出管理目標値 (Bq/年)	年間放出量 (Bq)	年間放出量 放出管理目標値
³ H 以外 の 核種	総量	2.2×10^9	0	0
	⁶⁰ Co	2.2×10^8	0	0
	¹³⁷ Cs	1.8×10^9	0	0
³ H		3.7×10^{12}	6.9×10^{11}	1.9×10^{-1}

5.1.3 環境における放射性希ガス及び液体廃棄物による実効線量

原子炉施設保安規定に基づき, 2002 年度に放出された放射性希ガス及び液体廃棄物による周辺監視区域外における年間の実効線量を算出した。

JMTR 及び HTTR から放出された放射性希ガスによる年間の実効線量を算出した結果, 線量が最大となる地点は JMTR 南西方位の周辺監視区域境界であり, その値は, $0.55 \mu\text{Sv}$ であった。放射性希ガスによる実効線量を表 5.1.3-1 に示す。また, γ , β 線による皮膚及び γ 線による水晶体の等価線量は, それぞれ $0.8 \mu\text{Sv}$, $0.75 \mu\text{Sv}$ であった。

液体廃棄物による年間の実効線量は, 大洗研究所全施設から放出された ³H, ⁶⁰Co, ¹³⁷Cs 等について算出した結果, $0.12 \mu\text{Sv}$ であった。液体廃棄物による核種別の実効線量を表 5.1.3-2 に示す。

放射性希ガス及び液体廃棄物による実効線量の合計は $0.67 \mu\text{Sv}$ であり, 原子炉施設保安規定に定められている年間線量目標値 $50 \mu\text{Sv}$ を十分に下回った。

(河原井 邦雄)

表 5.1.3-1 放射性希ガスによる年間実効線量

(大洗研究所, 2002 年度)

原子炉施設	年間放出量 * (Bq)	JMTR 南西方位の周辺監視区域境界 における年間の実効線量 (μSv)
JMTR	1.4×10^{13}	5.5×10^{-1}
HTTR	0	0
合計		5.5×10^{-1}

* 検出下限濃度未満は放出量を 0 として集計した。

表 5.1.3-2 液体廃棄物による年間実効線量
(大洗研究所, 2002 年度)

核種		年間放出量 (Bq) *	年間の実効線量 (μSv)
^3H 以外	^{60}Co	0	0
	^{137}Cs	0	0
	その他	0	0
^3H		6.9×10^{11}	1.2×10^{-1}
合計			1.2×10^{-1}

* 検出下限濃度未満は放出量を 0 として集計した。

5.1.4 事故等による放射能汚染及び被ばく

2002 年度は、事故等による放射能汚染及び被ばくはなかった。

(山根 健路)

5.1.5 放射性同位元素の保有状況

放射性同位元素の保有状況を、大洗研究所放射線障害予防規定第 45 条に基づき、2003 年 3 月に調査した。また、3.7MBq 以下の密封線源についても合わせて調査した。密封されていない放射性同位元素の保有状況及び密封された放射性同位元素等の保有状況を表 5.1.5-1 に示す。

(菊地 寿樹)

表 5.1.5-1 放射性同位元素保有状況
(2003年3月31日現在)

(大洗研究所, 2002 年度)

施設名	密封されていない放射性同位元素			密封された放射性同位元素				3.7MBq 以下の密封線源			
	保有量(Bq)	主要核種	核種数	保有量(Bq)	主要核種	核種数	個数	保有量(Bq)	主要核種	核種数	
安全管理棟				4.6×10^{11}	$^{137}\text{Cs}, ^{241}\text{Am}$	5	20	5.6×10^7	$^{137}\text{Cs}, ^{241}\text{Am}$	22	481
J M T R	6.6×10^6	$^{54}\text{Mn}, ^{60}\text{Co}$	6	7.1×10^{11}	$^{241}\text{Am}-\text{Be}$	3	7	1.9×10^7	$^{60}\text{Co}, ^{90}\text{Sr}$	18	141
ホットラボ	2.3×10^{12}	$^{55}\text{Fe}, ^{63}\text{Ni}$	21	7.0×10^{11}	$^{60}\text{Co}, ^{90}\text{Sr}$	3	14	5.9×10^6	$^{60}\text{Co}, ^{137}\text{Cs}$	12	52
燃料研究棟	4.9×10^9	^{237}Np	1	3.2×10^8	^{63}Ni	1	1	1.4×10^7	$^{137}\text{Cs}, ^{241}\text{Am}$	10	19
除染処理試験棟	1.4×10^7	$^{60}\text{Co}, ^{137}\text{Cs}$	5	3.5×10^8	^{63}Ni	1	1	7.1×10^4	MIX 線源	1	3
除染施設	5.0×10^6	$^{60}\text{Co}, ^{137}\text{Cs}$	3					4.6×10^5	$^{90}\text{Sr}, ^{226}\text{Ra}$	6	12
廃液処理棟	4.8×10^7	$^3\text{H}, ^{90}\text{Sr}$	3								
管理機械棟	7.8×10^6	$^{63}\text{Ni}, ^{137}\text{Cs}$	6					2.4×10^5	$^3\text{H}, ^{137}\text{Cs}$	9	19
低レベル $\beta + \gamma$ 固体処理棟 III				2.3×10^{11}	^{137}Cs	1	1	3.2×10^6	$^{90}\text{Sr}, ^{137}\text{Cs}$	6	33
低レベル $\beta + \gamma$ 固体処理棟 IV								1.9×10^7	$^{90}\text{Sr}-^{90}\text{Y}$	1	5
α 固体処理棟											
H T T R				3.4×10^9	^{252}Cf	1	3	2.6×10^6	$^{60}\text{Co}, ^{90}\text{Sr}$	16	42
RI 利用開発棟											
FP 実験利用棟								9.0×10^2	$^{90}\text{Sr}, ^{226}\text{Ra}$	2	5
合計	2.3×10^{12}			2.1×10^{12}		47	1.2×10^8				812

5.2 環境放射線（能）の管理

大洗研究所周辺監視区域内外の定期的な環境モニタリングとして、モニタリングポストによる環境放射線等の連続監視、陸上試料及び海洋試料の定期採取、排水試料の連続採取並びにこれら試料の放射能測定を実施した。その結果、施設からの放射性物質の放出に起因する異常は認められなかった。また、風向・風速、大気温度、降雨等の気象観測を行った。

大洗研究所及び核燃料サイクル機構大洗工学センター等で構成する大洗地区環境放射線監視部会を2002年度内に4回開催し、四半期ごとの環境監視測定結果の検討評価を実施するとともに、茨城県東海地区環境放射線監視委員会及び原子力施設排水連絡協議会等に報告した。

(河原井 邦雄)

5.2.1 環境放射線のモニタリング

周辺監視区域境界及び構内の空気吸収線量率の連続モニタリングを14か所（原研：8か所、サイクル機構：6か所）のモニタリングポストにより実施した。モニタリングポストにおける空気吸収線量率の月平均値と月間最大値を表5.2.1-1に示す。表中の「最大値」はP-1からP-8は10分間平均値の月間最大値、P-11からP-16は1時間平均値の月間最大値であり、これらの値はすべて降雨の影響によるもので、施設からの放射性物質の放出に起因する異常は認められなかった。

JMTRを中心に半径2km内の21地点にTLDを配置して3月間の積算線量を測定した。積算線量の測定結果を表5.2.1-2に示す。測定結果から、いずれの地点においても異常は認められなかった。

(辻元 隆幸)

表 5.2.1-1 モニタリングポストにおける空気吸収線量率の月平均値と月間最大値
 (大洗研究所, 2002 年度) (単位 : nGy/h)

事業所	年月 ポストNo.	2002年										2003年			標準偏差	
		4月	5月	6月	7月	8月	9月	10月	11月	12月	1月	2月	3月	年間		
原研大洗	周辺監視区城	P-1 平均	32	32	32	31	32	32	32	33	33	32	32	32	32	0.50
		P-1 最大	63	51	47	46	62	60	49	53	54	54	43	50	63	—
	周辺監視区城	P-2 平均	33	33	33	33	33	33	34	35	36	35	35	35	34	1.04
		P-2 最大	62	50	47	47	67	61	51	54	57	58	47	54	67	—
	周辺監視区城	P-3 平均	41	40	41	40	41	40	40	40	41	41	40	41	41	0.39
		P-3 最大	73	56	54	55	77	69	57	63	62	63	52	59	77	—
	周辺監視区城	P-4 平均	32	30	31	30	31	31	31	31	31	31	31	31	31	0.39
		P-4 最大	61	45	45	43	65	60	51	48	47	51	42	48	65	—
サイクル構造大洗	周辺監視区城	P-5 平均	29	29	29	29	29	31	33	33	34	34	33	33	31	2.31
		P-5 最大	57	45	43	43	62	57	52	54	55	55	44	50	62	—
	周辺監視区城	P-6 平均	38	37	37	37	37	38	38	37	37	37	36	36	37	0.51
		P-6 最大	62	52	50	53	62	60	52	58	55	55	46	51	62	—
	周辺監視区城	P-7 平均	30	30	30	29	29	30	34	35	35	35	35	35	32	2.63
		P-7 最大	50	40	39	38	50	47	49	49	48	50	42	48	50	—
	構内	P-8 平均	33	33	34	33	33	34	34	34	34	34	34	34	34	0.31
		P-8 最大	63	52	51	50	69	62	53	53	54	57	45	52	69	—
機構大洗	周辺監視区城	P-11 平均	34	34	35	34	34	35	35	34	34	34	34	34	34	—
		P-11 最大	54	48	45	44	59	54	47	47	47	48	41	48	59	—
	周辺監視区城	P-12 平均	33	33	33	33	33	34	34	33	33	33	33	33	33	—
		P-12 最大	49	43	42	40	52	49	43	43	45	46	39	43	52	—
	周辺監視区城	P-13 平均	36	35	36	35	36	36	36	34	34	34	34	34	35	—
		P-13 最大	58	51	47	47	62	61	49	48	50	53	44	48	62	—
	周辺監視区城	P-14 平均	35	35	35	35	35	35	36	35	35	35	35	35	35	—
		P-14 最大	57	51	47	47	57	59	50	53	55	55	45	51	59	—
	周辺監視区城	P-15 平均	34	34	35	34	34	35	35	34	34	34	34	34	34	—
		P-15 最大	58	52	48	47	59	61	49	51	54	53	44	49	61	—
	周辺監視区城	P-16 平均	31	31	31	31	31	32	32	31	31	31	30	31	31	—
		P-16 最大	55	45	42	40	57	56	45	44	49	49	40	46	57	—

(注) 検出器は、NaI(Tl)シンチレーション型検出器、「最大」はP-1からP-8は10分間平均の月間最大値, P-11からP-16は1時間平均の月間最大値を示す。

表 5.2.1-2 積算線量測定結果

(大洗研究所, 2002 年度) (単位: μGy)

測定 期間 測定 結果 地点番号	第1四半期		第2四半期		第3四半期		第4四半期		年間 積算 線量	
	2002年3月20日 ～ 6月20日		2002年6月20日 ～ 9月19日		2002年9月19日 ～ 12月19日		2002年12月19日 ～ 2003年3月20日			
	測定値	91日換算 線量	測定値	91日換算 線量	測定値	91日換算 線量	測定値	91日換算 線量		
No. 1	62	62	61	61	66	66	69	69	257	
No. 2	72	71	70	70	74	74	77	77	291	
No. 3	71	70	68	68	71	71	78	78	287	
No. 4	68	67	68	68	71	71	77	77	283	
No. 5	72	71	69	69	73	73	77	77	290	
No. 6	78	77	75	75	78	78	84	84	314	
No. 7	63	63	61	61	65	65	69	69	258	
No. 8	78	77	74	74	81	81	84	84	316	
No. 9	75	74	70	70	77	77	78	78	299	
No. 10	67	66	64	64	68	68	70	70	268	
No. 11	61	60	59	59	59	59	64	64	242	
No. 12	85	84	80	80	87	87	88	88	338	
No. 13	98	97	94	94	100	100	97	97	388	
No. 14	67	66	65	65	68	68	73	73	271	
No. 15	68	67	64	64	70	70	72	72	272	
No. 16	64	63	57	57	66	66	64	64	250	
No. 17	90	89	81	81	92	92	90	90	352	
No. 18	76	75	70	70	80	80	73	73	297	
No. 19	63	63	58	58	66	66	65	65	252	
No. 20	66	65	58	58	67	67	67	67	257	
No. 21	83	82	76	76	86	86	85	85	329	

(注) 表中各測定値は、鉛箱内の値(宇宙線、自己汚染などの寄与分)を差し引いてある。

5.2.2 環境試料のモニタリング

(1) 環境試料中の全 β 放射能濃度

2002年度に行った大洗研究所敷地内及び周辺の環境試料中の全 β 放射能測定は、2001年度と同様に実施した。

大型水盤による降下塵中の月間全 β 放射能降下量の測定結果を図5.2.2-1に、モニタリングポストP-2及びP-6における大気塵埃中全 β 放射能濃度の測定結果を図5.2.2-2に示す。いずれの測定値にも異常は認められなかった。

排水溝出口において連続採取装置により1週間毎に採取した試料の全 β 及び ^{3}H の放射能濃度を測定した。1月間及び3月間の平均濃度の測定結果を表5.2.2-1に示す。これらの値は、例年の変動幅内で異常は認められなかった。

環境試料中の全 β 放射能濃度の測定結果を表5.2.2-2に示す。海洋試料の採取地点L海域の試料は排水溝出口から2km以内の海域における3地点の混合試料、M海域の試料は排水溝出口から南へ5km、海岸から2km以内の海域における2地点の混合試料である。いずれの地点においても異常は認められなかった。

(2) 環境試料中の放射性核種濃度

全 β 放射能濃度と同様に、降下塵、大気塵埃、陸水、陸土、海水、海底土、海産物及び排水口近辺土砂について放射性核種分析を実施した。その結果を表5.2.2-3(a), (b)及び(c)に示す。いずれの測定値にも異常は認められなかった。

(辻元 隆幸)

表 5.2.2-1 排水溝出口における排水中の放射能濃度
(大洗研究所、2002年度) (単位: Bq/cm³)

採取年月	全 β (月平均)	^{3}H (月平均)	全 β (3月間平均)
2002年	4月 1.3×10^{-4}	1.3	
	5月 1.0×10^{-4}	8.9×10^{-1}	1.2×10^{-4}
	6月 1.4×10^{-4}	7.4×10^{-1}	
	7月 1.2×10^{-4}	7.2×10^{-1}	
	8月 1.8×10^{-4}	8.6×10^{-1}	1.6×10^{-4}
	9月 1.7×10^{-4}	7.2×10^{-1}	
	10月 1.2×10^{-4}	4.5×10^{-1}	
	11月 1.9×10^{-4}	6.7×10^{-1}	1.5×10^{-4}
	12月 1.5×10^{-4}	3.4×10^{-1}	
2003年	1月 1.6×10^{-4}	2.3×10^{-1}	
	2月 2.2×10^{-4}	8.4×10^{-1}	1.8×10^{-4}
	3月 1.6×10^{-4}	2.2×10^{-1}	

表 5.2.2-2 環境試料中の全β放射能濃度

(大洗研究所, 2002年度)

試 料 名	採取地点等	前 期	後 期	単 位	
陸 上	陸 水	夏 海 湖	$< 5.4 \times 10^{-5}$	7.0×10^{-5}	
		涸 沼	$< 1.2 \times 10^{-5} *$	$< 1.2 \times 10^{-5} *$	
		原研水道原水	1.4×10^{-4}	1.0×10^{-4}	
		町営水道原水	1.9×10^{-4}	1.4×10^{-4}	
		北松川水道水	1.2×10^{-4}	1.4×10^{-4}	
		北松川井戸水	5.4×10^{-4}	4.2×10^{-4}	
土 壤	処理場	4.7×10^{-1}	4.3×10^{-1}	Bq/cm^3	
	日 中 内	4.3×10^{-1}	4.8×10^{-1}		
	下 太 田	5.0×10^{-1}	4.7×10^{-1}		
	飛 沢	4.4×10^{-1}	3.8×10^{-1}		
精 米 ホウレン草 白 菜	旭 村 田 崎	—	2.5×10^{-2}	$\text{Bq}/\text{g} \cdot \text{乾}$	
	〃	1.7×10^{-1}	—		
	〃	—	6.0×10^{-2}		
海 洋	海 水	S - 3(500 m)	$1.4 \times 10^{-5} *$	$2.1 \times 10^{-5} *$	
		S - 5(5 km)	$< 1.2 \times 10^{-5} *$	$1.2 \times 10^{-5} *$	
		L 海 域	$1.3 \times 10^{-5} *$	$< 1.2 \times 10^{-5} *$	
		M 海 域	$< 1.2 \times 10^{-5} *$	$2.2 \times 10^{-5} *$	
シラス ヒラメ ハマグリ	海 底 土	S - 3(500 m)	5.7×10^{-1}	5.3×10^{-1}	
		S - 5(5 km)	6.0×10^{-1}	5.9×10^{-1}	
		L 海 域	5.9×10^{-1}	5.5×10^{-1}	
		M 海 域	5.3×10^{-1}	5.1×10^{-1}	
排水溝近辺土砂		排水溝出口付近	4.8×10^{-1}	5.2×10^{-1}	
				$\text{Bq}/\text{g} \cdot \text{乾}$	

* 鉄, バリウム共沈法による。

表 5.2.2-3(a) 環境試料中の放射性核種濃度

(大気研究所, 2002年度)

試料名	採取年月	採取地点	^{54}Mn	^{60}Co	^{95}Zr	^{95}Nb	^{106}Ru	^{137}Cs	^{144}Ce	単位
降下塵	2002年 4月	安全管理棟屋上	$<9.9 \times 10^4$	$<8.6 \times 10^4$	$<2.1 \times 10^5$	$<2.6 \times 10^5$	$<8.5 \times 10^5$	$<1.4 \times 10^5$	$<6.2 \times 10^5$	Bq/km^2
	2002年 5月		$<1.1 \times 10^5$	$<9.3 \times 10^4$	$<2.2 \times 10^5$	$<2.8 \times 10^5$	$<9.6 \times 10^5$	$<1.4 \times 10^5$	$<7.3 \times 10^5$	
	2002年 6月		$<1.0 \times 10^5$	$<9.2 \times 10^4$	$<2.3 \times 10^5$	$<2.5 \times 10^5$	$<8.9 \times 10^5$	$<1.5 \times 10^5$	$<1.0 \times 10^6$	
	2002年 7月		$<1.0 \times 10^5$	$<9.6 \times 10^4$	$<2.1 \times 10^5$	$<2.6 \times 10^5$	$<9.0 \times 10^5$	$<1.4 \times 10^5$	$<6.0 \times 10^5$	
	2002年 8月		$<1.1 \times 10^5$	$<1.0 \times 10^5$	$<2.3 \times 10^5$	$<2.7 \times 10^5$	$<8.6 \times 10^5$	$<1.4 \times 10^5$	$<6.5 \times 10^5$	
	2002年 9月		$<1.0 \times 10^5$	$<9.2 \times 10^4$	$<2.1 \times 10^5$	$<2.7 \times 10^5$	$<8.7 \times 10^5$	$<1.3 \times 10^5$	$<6.6 \times 10^5$	
	2002年 10月		$<1.0 \times 10^5$	$<9.1 \times 10^4$	$<2.2 \times 10^5$	$<2.7 \times 10^5$	$<8.3 \times 10^5$	$<1.3 \times 10^5$	$<6.1 \times 10^5$	
	2002年 11月		$<1.0 \times 10^5$	$<9.4 \times 10^4$	$<2.1 \times 10^5$	$<2.5 \times 10^5$	$<8.4 \times 10^5$	$<1.3 \times 10^5$	$<6.2 \times 10^5$	
	2002年 12月		$<1.0 \times 10^5$	$<9.9 \times 10^4$	$<2.3 \times 10^5$	$<2.9 \times 10^5$	$<8.5 \times 10^5$	$<1.4 \times 10^5$	$<6.2 \times 10^5$	
	2003年 1月		$<1.0 \times 10^5$	$<8.1 \times 10^4$	$<2.0 \times 10^5$	$<2.8 \times 10^5$	$<8.0 \times 10^5$	$<1.3 \times 10^5$	$<4.8 \times 10^5$	
	2003年 2月		$<9.3 \times 10^4$	$<8.1 \times 10^4$	$<2.2 \times 10^5$	$<7.8 \times 10^5$	$<1.3 \times 10^5$	$<5.5 \times 10^5$		
	2003年 3月		$<9.4 \times 10^4$	$<8.9 \times 10^4$	$<1.9 \times 10^5$	$<2.3 \times 10^5$	$<8.1 \times 10^5$	$<1.3 \times 10^5$	$<6.3 \times 10^5$	
大気塵埃	2002年 4月	P-2	$<9.2 \times 10^{-2}$	$<9.1 \times 10^{-2}$	$<1.8 \times 10^{-1}$	$<2.0 \times 10^{-1}$	$<7.9 \times 10^{-1}$	$<1.3 \times 10^{-1}$	$<6.0 \times 10^{-1}$	$\times 10^{-10}$ Bq/cm^3
	2002年 5月		$<7.5 \times 10^{-2}$	$<8.4 \times 10^{-2}$	$<1.8 \times 10^{-1}$	$<1.5 \times 10^{-1}$	$<7.2 \times 10^{-1}$	$<1.1 \times 10^{-1}$	$<5.1 \times 10^{-1}$	
	2002年 6月		$<9.8 \times 10^{-2}$	$<8.5 \times 10^{-2}$	$<1.8 \times 10^{-1}$	$<2.1 \times 10^{-1}$	$<8.2 \times 10^{-1}$	$<1.4 \times 10^{-1}$	$<9.9 \times 10^{-1}$	
	2002年 7月		$<8.8 \times 10^{-2}$	$<7.4 \times 10^{-2}$	$<1.7 \times 10^{-1}$	$<1.9 \times 10^{-1}$	$<7.5 \times 10^{-1}$	$<1.1 \times 10^{-1}$	$<5.1 \times 10^{-1}$	
	2002年 8月		$<8.4 \times 10^{-2}$	$<9.0 \times 10^{-2}$	$<1.7 \times 10^{-1}$	$<1.9 \times 10^{-1}$	$<7.1 \times 10^{-1}$	$<1.2 \times 10^{-1}$	$<5.1 \times 10^{-1}$	
	2002年 9月		$<9.1 \times 10^{-2}$	$<7.8 \times 10^{-2}$	$<1.7 \times 10^{-1}$	$<1.9 \times 10^{-1}$	$<7.6 \times 10^{-1}$	$<1.2 \times 10^{-1}$	$<5.5 \times 10^{-1}$	
	2002年 10月		$<8.8 \times 10^{-2}$	$<7.8 \times 10^{-2}$	$<1.7 \times 10^{-1}$	$<1.9 \times 10^{-1}$	$<8.3 \times 10^{-1}$	$<1.2 \times 10^{-1}$	$<5.7 \times 10^{-1}$	
	2002年 11月		$<9.6 \times 10^{-2}$	$<8.2 \times 10^{-2}$	$<1.8 \times 10^{-1}$	$<2.1 \times 10^{-1}$	$<8.1 \times 10^{-1}$	$<1.3 \times 10^{-1}$	$<6.0 \times 10^{-1}$	
	2002年 12月		$<8.7 \times 10^{-2}$	$<7.7 \times 10^{-2}$	$<1.7 \times 10^{-1}$	$<2.2 \times 10^{-1}$	$<6.9 \times 10^{-1}$	$<1.2 \times 10^{-1}$	$<5.2 \times 10^{-1}$	
	2003年 1月		$<8.9 \times 10^{-2}$	$<8.5 \times 10^{-2}$	$<1.9 \times 10^{-1}$	$<2.6 \times 10^{-1}$	$<7.6 \times 10^{-1}$	$<1.3 \times 10^{-1}$	$<5.6 \times 10^{-1}$	
	2003年 2月		$<9.0 \times 10^{-2}$	$<8.2 \times 10^{-2}$	$<1.6 \times 10^{-1}$	$<2.0 \times 10^{-1}$	$<7.9 \times 10^{-1}$	$<1.2 \times 10^{-1}$	$<5.6 \times 10^{-1}$	
	2003年 3月		$<8.0 \times 10^{-2}$	$<6.8 \times 10^{-2}$	$<1.4 \times 10^{-1}$	$<1.6 \times 10^{-1}$	$<7.3 \times 10^{-1}$	$<1.1 \times 10^{-1}$	$<4.7 \times 10^{-1}$	
陸水	2002年 4月	P-6	$<1.0 \times 10^{-1}$	$<9.7 \times 10^{-2}$	$<2.0 \times 10^{-1}$	$<2.4 \times 10^{-1}$	$<8.6 \times 10^{-1}$	$<1.3 \times 10^{-1}$	$<6.6 \times 10^{-1}$	Bq/cm^3
	2002年 5月		$<8.8 \times 10^{-2}$	$<9.0 \times 10^{-2}$	$<1.7 \times 10^{-1}$	$<2.0 \times 10^{-1}$	$<7.5 \times 10^{-1}$	$<1.1 \times 10^{-1}$	$<5.2 \times 10^{-1}$	
	2002年 6月		$<1.1 \times 10^{-1}$	$<9.6 \times 10^{-2}$	$<2.1 \times 10^{-1}$	$<2.2 \times 10^{-1}$	$<8.8 \times 10^{-1}$	$<1.3 \times 10^{-1}$	<1.0	
	2002年 7月		$<9.1 \times 10^{-2}$	$<8.6 \times 10^{-2}$	$<1.9 \times 10^{-1}$	$<2.1 \times 10^{-1}$	$<7.7 \times 10^{-1}$	$<1.2 \times 10^{-1}$	$<5.4 \times 10^{-1}$	
	2002年 8月		$<8.3 \times 10^{-2}$	$<7.5 \times 10^{-2}$	$<1.7 \times 10^{-1}$	$<2.0 \times 10^{-1}$	$<7.2 \times 10^{-1}$	$<1.1 \times 10^{-1}$	$<5.4 \times 10^{-1}$	
	2002年 9月		$<9.5 \times 10^{-2}$	$<8.6 \times 10^{-2}$	$<1.9 \times 10^{-1}$	$<2.0 \times 10^{-1}$	$<8.2 \times 10^{-1}$	$<1.3 \times 10^{-1}$	$<5.6 \times 10^{-1}$	
	2002年 10月		$<9.1 \times 10^{-2}$	$<9.0 \times 10^{-2}$	$<1.8 \times 10^{-1}$	$<2.0 \times 10^{-1}$	$<7.9 \times 10^{-1}$	$<1.3 \times 10^{-1}$	$<6.1 \times 10^{-1}$	
	2002年 11月		$<8.9 \times 10^{-2}$	$<8.3 \times 10^{-2}$	$<1.8 \times 10^{-1}$	$<2.1 \times 10^{-1}$	$<7.6 \times 10^{-1}$	$<1.3 \times 10^{-1}$	$<5.7 \times 10^{-1}$	
	2002年 12月		$<8.2 \times 10^{-2}$	$<7.6 \times 10^{-2}$	$<1.8 \times 10^{-1}$	$<2.4 \times 10^{-1}$	$<7.5 \times 10^{-1}$	$<1.1 \times 10^{-1}$	$<5.3 \times 10^{-1}$	
	2003年 1月		$<9.2 \times 10^{-2}$	$<8.7 \times 10^{-2}$	$<2.0 \times 10^{-1}$	$<3.0 \times 10^{-1}$	$<8.2 \times 10^{-1}$	$<1.3 \times 10^{-1}$	$<6.3 \times 10^{-1}$	
	2003年 2月		$<8.4 \times 10^{-2}$	$<8.4 \times 10^{-2}$	$<1.7 \times 10^{-1}$	$<2.1 \times 10^{-1}$	$<7.2 \times 10^{-1}$	$<1.3 \times 10^{-1}$	$<5.1 \times 10^{-1}$	
	2003年 3月		$<7.8 \times 10^{-2}$	$<7.3 \times 10^{-2}$	$<1.4 \times 10^{-1}$	$<1.8 \times 10^{-1}$	$<6.6 \times 10^{-1}$	$<9.9 \times 10^{-2}$	$<4.1 \times 10^{-1}$	
陸土	2002年 4月	P-6	$<1.1 \times 10^{-3}$	$<9.3 \times 10^{-4}$	$<2.2 \times 10^{-3}$	$<1.6 \times 10^{-3}$	$<9.6 \times 10^{-3}$	$<1.7 \times 10^{-3}$	$<7.5 \times 10^{-3}$	Bq/cm^3
	2002年 10月		$<1.0 \times 10^{-3}$	$<9.0 \times 10^{-4}$	$<1.8 \times 10^{-3}$	$<1.2 \times 10^{-3}$	$<1.0 \times 10^{-2}$	$<9.7 \times 10^{-4}$	$<7.9 \times 10^{-3}$	
	2002年 4月		$<1.5 \times 10^{-6}$	$<1.3 \times 10^{-6}$	$<2.8 \times 10^{-6}$	$<3.2 \times 10^{-6}$	$<1.2 \times 10^{-5}$	$<1.1 \times 10^{-6}$	$<8.7 \times 10^{-6}$	
	2002年 10月		$<1.1 \times 10^{-6}$	$<1.1 \times 10^{-6}$	$<2.3 \times 10^{-6}$	$<2.5 \times 10^{-6}$	$<9.5 \times 10^{-6}$	$<1.1 \times 10^{-6}$	$<8.0 \times 10^{-6}$	
	2002年 4月		$<1.1 \times 10^{-3}$	$<1.3 \times 10^{-3}$	$<1.7 \times 10^{-3}$	$<1.2 \times 10^{-3}$	$<1.1 \times 10^{-2}$	$<1.7 \times 10^{-3}$	$<7.9 \times 10^{-3}$	
	2002年 10月		$<1.0 \times 10^{-3}$	$<1.0 \times 10^{-3}$	$<2.2 \times 10^{-3}$	$<1.6 \times 10^{-3}$	$<1.1 \times 10^{-2}$	$<1.7 \times 10^{-3}$	$<7.7 \times 10^{-3}$	
	2002年 4月		$<1.1 \times 10^{-3}$	$<1.1 \times 10^{-3}$	$<2.1 \times 10^{-3}$	$<1.4 \times 10^{-3}$	$<1.0 \times 10^{-2}$	$<1.7 \times 10^{-3}$	$<7.7 \times 10^{-3}$	
	2002年 10月		$<1.0 \times 10^{-3}$	$<1.1 \times 10^{-3}$	$<1.9 \times 10^{-3}$	$<1.6 \times 10^{-3}$	$<1.1 \times 10^{-2}$	$<1.1 \times 10^{-3}$	$<8.0 \times 10^{-3}$	
	2002年 4月		$<1.6 \times 10^{-6}$	$<1.4 \times 10^{-6}$	$<2.7 \times 10^{-6}$	$<3.2 \times 10^{-6}$	$<1.2 \times 10^{-5}$	$<1.1 \times 10^{-6}$	$<8.7 \times 10^{-6}$	
	2002年 10月		$<1.1 \times 10^{-6}$	$<1.0 \times 10^{-6}$	$<2.2 \times 10^{-6}$	$<2.4 \times 10^{-6}$	$<1.0 \times 10^{-5}$	$<1.1 \times 10^{-6}$	$<7.1 \times 10^{-6}$	
	2002年 4月		$<1.1 \times 10^{-3}$	$<1.1 \times 10^{-3}$	$<2.0 \times 10^{-3}$	$<1.4 \times 10^{-3}$	$<1.1 \times 10^{-2}$	$<1.4 \times 10^{-3}$	$<7.9 \times 10^{-3}$	
	2002年 10月		$<1.0 \times 10^{-3}$	$<1.0 \times 10^{-3}$	$<2.1 \times 10^{-3}$	$<1.5 \times 10^{-3}$	$<1.1 \times 10^{-2}$	$<1.8 \times 10^{-3}$	$<7.6 \times 10^{-3}$	
ホウレン草	2002年 5月	処理場	$<1.8 \times 10^{-4}$	$<1.7 \times 10^{-4}$	$<5.7 \times 10^{-4}$	$<4.6 \times 10^{-4}$	$<1.6 \times 10^{-3}$	$<7.1 \times 10^{-3}$	$<1.5 \times 10^{-3}$	$\text{Bq}/\text{g} \cdot \text{乾}$
	2002年 11月		$<1.8 \times 10^{-4}$	$<1.7 \times 10^{-4}$	$<5.2 \times 10^{-4}$	$<4.2 \times 10^{-4}$	$<1.6 \times 10^{-3}$	$<4.5 \times 10^{-3}$	$<1.3 \times 10^{-3}$	
	2002年 5月		$<2.4 \times 10^{-4}$	$<2.1 \times 10^{-4}$	$<5.7 \times 10^{-4}$	$<4.1 \times 10^{-4}$	$<1.8 \times 10^{-3}$	$<1.3 \times 10^{-2}$	$<1.6 \times 10^{-3}$	
	2002年 11月		$<1.6 \times 10^{-4}$	$<2.0 \times 10^{-4}$	$<5.8 \times 10^{-4}$	$<4.4 \times 10^{-4}$	$<1.8 \times 10^{-3}$	$<1.0 \times 10^{-2}$	$<1.7 \times 10^{-3}$	
	2002年 5月		$<3.7 \times 10^{-4}$	$<2.2 \times 10^{-4}$	$<6.7 \times 10^{-4}$	$<5.6 \times 10^{-4}$	$<1.9 \times 10^{-3}$	$<6.0 \times 10^{-3}$	$<1.6 \times 10^{-3}$	
	2002年 11月		$<2.5 \times 10^{-4}$	$<2.0 \times 10^{-4}$	$<6.3 \times 10^{-4}$	$<5.4 \times 10^{-4}$	$<1.8 \times 10^{-3}$	$<5.9 \times 10^{-3}$	$<1.5 \times 10^{-3}$	
	2002年 5月		$<2.2 \times 10^{-4}$	$<2.1 \times 10^{-4}$	$<5.9 \times 10^{-4}$	$<4.3 \times 10^{-4}$	$<1.$			

表 5.2.2-3(b) 環境試料中の放射性核種濃度

(大洗研究所, 2002年度)

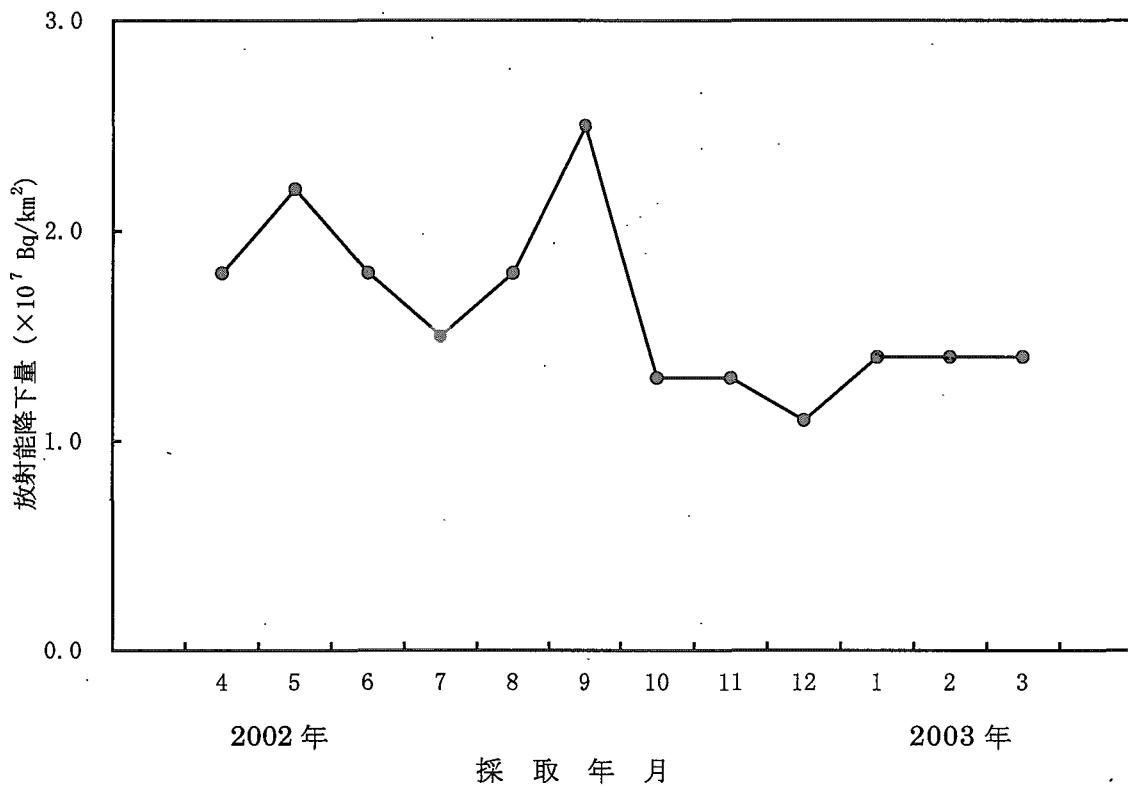
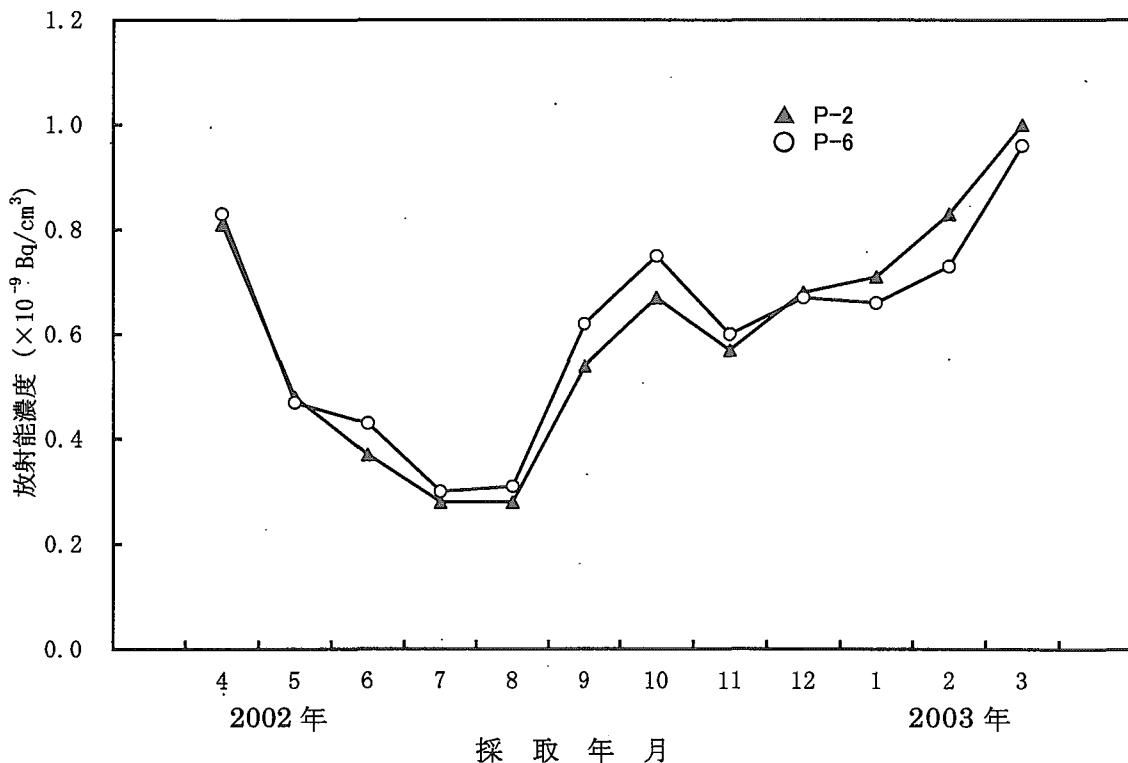
試料名	採取年月	採取地点	^{54}Mn	^{60}Co	^{95}Zr	^{95}Nb	^{106}Ru	^{137}Cs	^{144}Ce	単位
海 水	2002年 7月	No. 1(500m)	$<1.3 \times 10^{-6}$	$<1.3 \times 10^{-6}$	$<2.4 \times 10^{-6}$	$<2.4 \times 10^{-6}$	$<1.1 \times 10^{-5}$	1.2×10^{-6}	$<7.8 \times 10^{-6}$	Bq/cm^3
	2003年 1月		$<1.1 \times 10^{-6}$	$<9.7 \times 10^{-7}$	$<1.9 \times 10^{-6}$	$<2.5 \times 10^{-6}$	$<9.3 \times 10^{-6}$	1.9×10^{-6}	$<6.6 \times 10^{-6}$	
	2002年 7月	No. 2(5km)	$<1.1 \times 10^{-6}$	$<1.1 \times 10^{-6}$	$<2.1 \times 10^{-6}$	$<2.2 \times 10^{-6}$	$<1.0 \times 10^{-5}$	1.4×10^{-6}	$<7.7 \times 10^{-6}$	
	2003年 1月		$<1.1 \times 10^{-6}$	$<9.0 \times 10^{-7}$	$<2.0 \times 10^{-6}$	$<2.6 \times 10^{-6}$	$<9.2 \times 10^{-6}$	1.9×10^{-6}	$<6.7 \times 10^{-6}$	
	2002年 7月	L 海域	$<1.2 \times 10^{-6}$	$<9.9 \times 10^{-7}$	$<2.4 \times 10^{-6}$	$<2.5 \times 10^{-6}$	$<1.1 \times 10^{-5}$	1.5×10^{-6}	$<1.2 \times 10^{-5}$	
	2003年 1月		$<1.1 \times 10^{-6}$	$<1.0 \times 10^{-6}$	$<2.3 \times 10^{-6}$	$<3.4 \times 10^{-6}$	$<8.9 \times 10^{-6}$	2.0×10^{-6}	$<7.4 \times 10^{-6}$	
	2002年 7月	M 海域	$<1.2 \times 10^{-6}$	$<1.1 \times 10^{-6}$	$<2.4 \times 10^{-6}$	$<2.9 \times 10^{-6}$	$<1.0 \times 10^{-5}$	1.5×10^{-6}	$<6.6 \times 10^{-6}$	
	2003年 1月		$<1.1 \times 10^{-6}$	$<9.0 \times 10^{-7}$	$<2.4 \times 10^{-6}$	$<3.4 \times 10^{-6}$	$<9.6 \times 10^{-6}$	1.6×10^{-6}	$<6.9 \times 10^{-6}$	
海 底 土	2002年 7月	No. 1(500m)	$<1.5 \times 10^{-4}$	$<1.6 \times 10^{-4}$	$<4.5 \times 10^{-4}$	$<3.7 \times 10^{-4}$	$<1.4 \times 10^{-3}$	3.4×10^{-4}	$<1.2 \times 10^{-3}$	$\text{Bq}/\text{g} \cdot \text{乾}$
	2003年 1月		$<3.1 \times 10^{-4}$	$<1.8 \times 10^{-4}$	$<5.0 \times 10^{-4}$	$<4.2 \times 10^{-4}$	$<1.4 \times 10^{-3}$	3.4×10^{-4}	$<1.5 \times 10^{-3}$	
	2002年 7月	No. 2(5km)	$<1.8 \times 10^{-4}$	$<1.7 \times 10^{-4}$	$<4.7 \times 10^{-4}$	$<4.0 \times 10^{-4}$	$<1.4 \times 10^{-3}$	5.8×10^{-4}	$<1.6 \times 10^{-3}$	
	2003年 1月		$<1.5 \times 10^{-4}$	$<1.7 \times 10^{-4}$	$<4.4 \times 10^{-4}$	$<3.8 \times 10^{-4}$	$<1.3 \times 10^{-3}$	7.4×10^{-4}	$<1.1 \times 10^{-3}$	
	2002年 7月	L 海域	$<1.7 \times 10^{-4}$	$<1.6 \times 10^{-4}$	$<4.7 \times 10^{-4}$	$<4.1 \times 10^{-4}$	$<1.4 \times 10^{-3}$	5.1×10^{-4}	$<1.1 \times 10^{-3}$	
	2003年 1月		$<2.8 \times 10^{-4}$	$<1.8 \times 10^{-4}$	$<5.3 \times 10^{-4}$	$<3.8 \times 10^{-4}$	$<1.6 \times 10^{-3}$	4.6×10^{-4}	$<1.5 \times 10^{-3}$	
	2002年 7月	M 海域	$<1.6 \times 10^{-4}$	$<1.8 \times 10^{-4}$	$<5.5 \times 10^{-4}$	$<4.6 \times 10^{-4}$	$<1.5 \times 10^{-3}$	4.4×10^{-4}	$<1.5 \times 10^{-3}$	
	2003年 1月		$<3.3 \times 10^{-4}$	$<1.9 \times 10^{-4}$	$<5.5 \times 10^{-4}$	$<5.1 \times 10^{-4}$	$<1.6 \times 10^{-3}$	3.6×10^{-4}	$<1.6 \times 10^{-3}$	
シラス ヒラメ ハマグリ	2002年 6月	大洗沖	$<1.9 \times 10^{-5}$	$<2.0 \times 10^{-5}$	$<3.1 \times 10^{-5}$	$<2.9 \times 10^{-5}$	$<1.4 \times 10^{-4}$	4.3×10^{-5}	$<9.3 \times 10^{-5}$	$\text{Bq}/\text{g} \cdot \text{生}$
	2002年 10月		$<1.9 \times 10^{-5}$	$<2.1 \times 10^{-5}$	$<3.2 \times 10^{-5}$	$<2.5 \times 10^{-5}$	$<1.5 \times 10^{-4}$	6.6×10^{-5}	$<9.9 \times 10^{-5}$	
	2002年 6月		$<2.9 \times 10^{-5}$	$<3.5 \times 10^{-5}$	$<5.0 \times 10^{-5}$	$<4.0 \times 10^{-5}$	$<2.3 \times 10^{-4}$	2.5×10^{-4}	$<1.5 \times 10^{-4}$	
	2003年 1月		$<2.6 \times 10^{-5}$	$<2.7 \times 10^{-5}$	$<5.2 \times 10^{-5}$	$<7.2 \times 10^{-5}$	$<1.9 \times 10^{-4}$	1.9×10^{-4}	$<1.2 \times 10^{-4}$	
	2002年 4月		$<3.0 \times 10^{-5}$	$<3.0 \times 10^{-5}$	$<5.1 \times 10^{-5}$	$<5.5 \times 10^{-5}$	$<2.4 \times 10^{-4}$	$<3.7 \times 10^{-5}$	$<1.7 \times 10^{-4}$	
	2002年 12月		$<2.7 \times 10^{-5}$	$<3.3 \times 10^{-5}$	$<4.8 \times 10^{-5}$	$<4.8 \times 10^{-5}$	$<2.2 \times 10^{-4}$	$<3.8 \times 10^{-5}$	$<1.6 \times 10^{-4}$	
	2002年 7月		$<1.5 \times 10^{-4}$	$<1.4 \times 10^{-4}$	$<3.6 \times 10^{-4}$	$<2.7 \times 10^{-4}$	$<1.0 \times 10^{-3}$	$<1.9 \times 10^{-4}$	$<9.8 \times 10^{-4}$	
	2003年 1月		$<1.3 \times 10^{-4}$	$<1.3 \times 10^{-4}$	$<3.4 \times 10^{-4}$	$<2.7 \times 10^{-4}$	$<1.0 \times 10^{-3}$	2.7×10^{-4}	$<8.8 \times 10^{-4}$	

表 5.2.2-3(c) 環境試料中の放射性核種濃度

(大洗研究所, 2002年度)

試料名	採取年月	採取地点	^{90}Sr	^{131}I	単位
ホウレン草	2002年 4月	旭村田崎	1.6×10^{-4}	$<1.1 \times 10^{-4}$	$\text{Bq}/\text{g} \cdot \text{生}$
白菜	2002年 11月		2.2×10^{-4}	$<9.8 \times 10^{-5}$	
精米	2002年 10月		$<2.2 \times 10^{-5}$		
海 底 土	2002年 7月		$<1.3 \times 10^{-4}$		
	2003年 1月		$<1.4 \times 10^{-4}$		
	2002年 7月	L 海域	$<1.5 \times 10^{-4}$		
	2003年 1月		$<1.4 \times 10^{-4}$		
	2002年 7月		$<1.3 \times 10^{-4}$		
シラス ヒラメ	2002年 6月	大洗沖	$<1.4 \times 10^{-5}$		$\text{Bq}/\text{g} \cdot \text{生}$
	2002年 10月		$<1.4 \times 10^{-5}$		
	2002年 6月		$<1.9 \times 10^{-5}$		
	2003年 1月		$<1.6 \times 10^{-5}$		

注) /は測定対象外

図 5.2.2-1 降下塵中の月間全 β 放射能降下量図 5.2.2-2 モニタリングポスト P-2 及び P-6 における大気塵埃中全 β 放射能濃度の月平均値

5.3 施設の放射線管理

2002年度は、2001年度に引き続き原子炉施設、核燃料物質使用施設など放射線施設における放射線管理を実施した。2002年度に実施した主な作業項目を以下に示す。

- (1) JMTRにおける第145サイクルから第147サイクルの原子炉及び照射設備の運転、本体施設、特定施設及び照射設備の施設定期自主検査・施設定期検査、水環境制御装置の加熱機補修作業及びJMTR安全レビューの作成
- (2) HTTRの第1サイクル運転（定常運転及び安全性実証試験）、施設定期自主検査、出力分布測定及び第2サイクル運転（施設定期検査含む）
- (3) ホットラボにおけるセル内立入除染、内装機器の保守、照射済カプセルの解体、照射済試料等の搬出、JMTR使用済燃料対応輸送及びサイクロトロン試料調整作業
- (4) 廃棄物管理施設等における固体及び液体廃棄物の処理、衣料及び機器の除染並びに各種放射性廃棄物処理設備の保守点検
- (5) 燃料研究棟におけるグローブ及びビニールバック交換、廃液固化作業並びにグローブボックス内装置更新
- (6) RI利用開発棟における点検作業
- (7) 安全管理棟における放射線測定機器の保守・校正

これらの作業においては、異常な被ばくや放射線管理上の問題は生じなかった。

JMTRでは5月14日に制御棒外部コイル追従不良により自動停止、また、12月10日に充填ポンプNo.1計測用配管からの水漏れにより手動停止したことによる計画外停止があった。しかし、いずれの事象においても異常な被ばくや放射線管理上の問題はなかった。

（鈴木 隆）

5.3.1 HTTR 1次ヘリウム循環機フィルタ交換作業における放射線管理

高温工学試験研究炉 (High Temperature Engineering Test Reactor : HTTR) では、1次冷却設備の一部である1次ヘリウム循環機 (A, B, C号機) のフィルタ差圧が上昇 (目詰まりによる) したため、2002年8月3日から10月25日の期間に、同フィルタエレメント (以下「フィルタ」という。) の交換作業等を実施した。以下に作業における放射線管理データの測定結果について述べる。

(1) 作業概要

作業開始前に、作業方法・手順、被ばく低減対策等の検討を行い、各作業者の計画線量を実効線量で1.8mSvに設定した。作業方法・手順等の確認、被ばく低減のためモックアップテストを実施した後作業を開始した。作業はグリーンハウス (以下「G.H」という。) 内で行い、フィルタ交換は汚染拡大防止のためビニールバックで密封したバックイン・アウト方式で実施した。図5.3.1-1及び図5.3.1-2に作業状況の概略図を示す。G.H内の作業は全面マスク、タイベックスーツ、鉛エプロン等を着用させ、外部被ばくの管理は、ガラスバッジ、警報付ポケット線量計を併用し、局部用

として指にリングバッジを着用させて実施した。作業中の放射線モニタリングは、G.H 内の空気中濃度はダスト・ガスマニタで、線量当量率は γ 線エリアモニタを設置して連続監視した。更に作業中は、電離箱式サーベイメータ等を用いて線量当量率の測定を隨時実施した。

(2) 測定結果

線量当量率は、フィルタ表面で最大 3.2mSv/h (C 号機), 作業位置ではフィルタを収納容器に収納後で最大 0.25mSv/h であった。

表面密度は、1 次ヘリウム循環機上部ケーシング内部 (C 号機) で最大 β (γ) : $3.0 \times 10^2 \text{Bq/cm}^2$ (核種: ^{60}Co , ^{124}Sb), ^3H : $5.4 \times 10^3 \text{Bq/cm}^2$ であったが、G.H 内作業エリアでは汚染は検出されなかった。表 5.3.1-1 に作業におけるモニタリング結果を示す。

G.H 内の空気中放射能濃度は、ビニールバックの空気抜き作業時に一時的にガスマニタが最大 $5 \times 10^{-1} \text{Bq/cm}^3$ (^3H) まで上昇したが、それ以外ではダスト・ガスマニタでは検出されなかった。また、作業者の身体汚染もなかった。

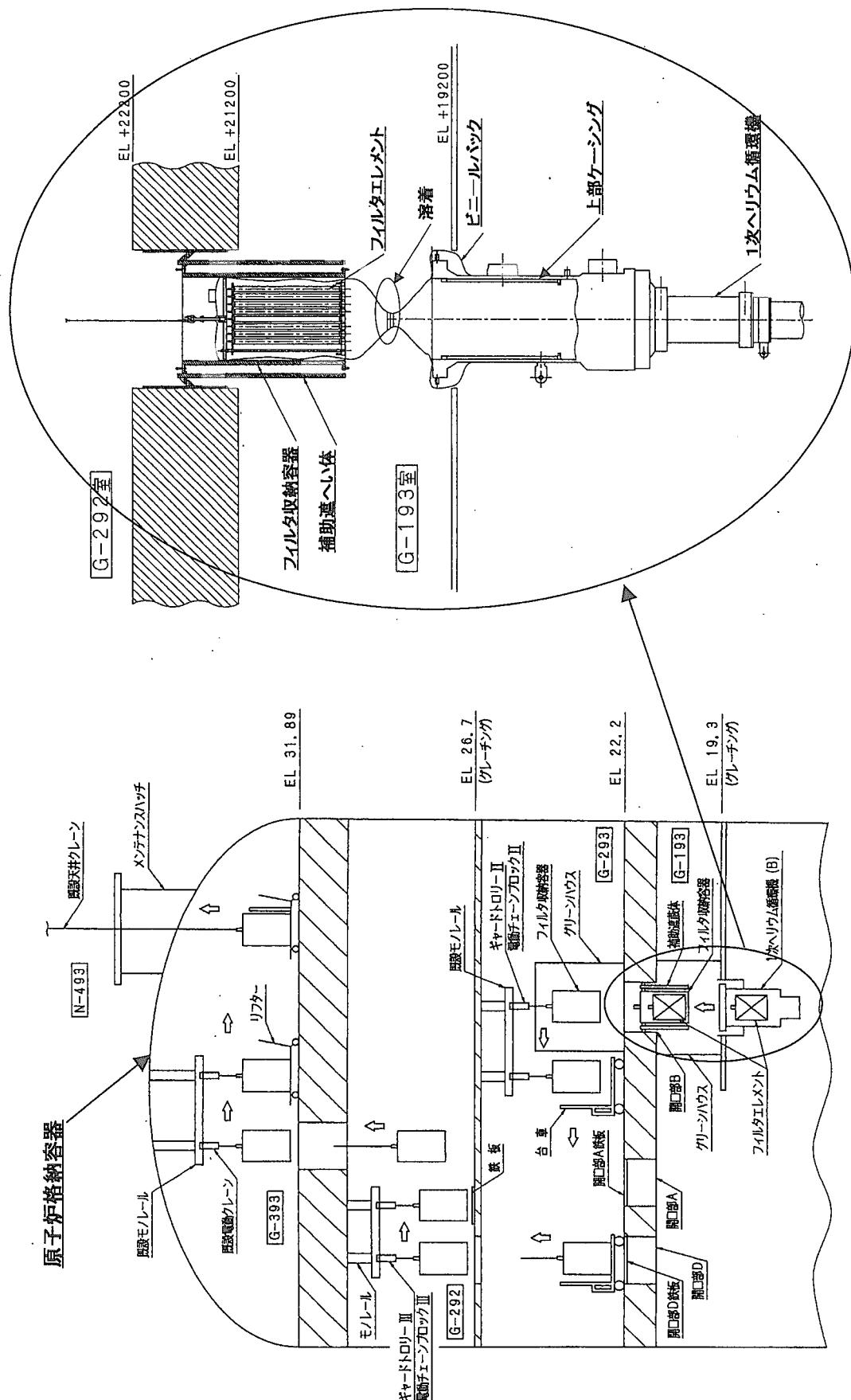
外部被ばくについては、実効線量が、個人最大 0.42mSv, 集団で 4.9 人・mSv (作業者 21 人) であり、すべて作業前の計画線量を下回る結果となった。また、末端部 (手部) の等価線量は、個人最大 γ : 0.4mSv, β : 1.4mSv であった。表 5.3.1-2 に作業における被ばく線量の結果を示す。

(3) まとめ

外部被ばく防護では、フィルタの表面線量当量率が最大 3.2mSv/h で推定線量 (1mSv/h) の約 3 倍であったが、被ばく低減対策として補助遮へい体等を製作して使用したこと、モックアップテストによる作業習熟などを実施したことにより外部被ばくを低減することができた。また、内部被ばく防護対策として採用したバックイン・アウト方式による作業で、G.H 内に汚染は検出されず作業が順調に実施されたことも被ばく低減対策となった。なお、末端部 (手部) の β 線による被ばくの原因是、フィルタ部の汚染源である ^{124}Sb 等の β 線による影響と推定される。

今後も、今回の作業経験、得られた測定データ等から被ばく線量の推定、作業方法等の検討を行い、放射線管理を確実に実施していく。

(石田 恵一)



使用済フィルタの上部ケーシングからの取り出し

図 5.3.1-1 作業状況の概略図

図 5.3.1-2 作業状況の概略図 (詳細図)

表 5.3.1-1 フィルタの交換作業等におけるモニタリング結果

作業内容	フィルタ表面 線量当量率 (mSv/h)	作業位置線量当量率 (mSv/h)		表面密度 (Bq/cm ³) (上部ケーシング内部)	
		G.H 内	上部ケーシング内部	β (γ)	${}^3\text{H}$
A 号機 フィルタ交換作業	2.5	0.25	0.08	—	—
B 号機 フィルタ交換作業	2.5	0.25	0.16	5.7×10^1	—
C 号機 フィルタ交換作業	3.2	0.25	0.13	3.0×10^2	5.4×10^3

表 5.3.1-2 フィルタの交換作業等における被ばく線量の結果

作業内容	作業期間	実効線量		等価線量 (末端部：手部)
		個人最大 (mSv)	集団 (人・mSv)	
C 号機 フィルタ交換作業	8/3～8/31	0.19	2.32	$\gamma : 0.4$ $\beta : 1.4$
A 号機 フィルタ交換作業	9/2～9/16	0.1	0.96	
B 号機 フィルタ交換作業	9/17～10/5	0.09	0.77	
核種分析試料 採取作業	10/14～10/25	0.12	0.79	
作業全期間	8/3～10/25	0.42	4.92	

5.4 個人線量の管理

個人外部被ばくの管理では、大洗研究所の放射線業務従事者 1411 人を対象に外部被ばくによる線量の管理を実施した。実効線量及び等価線量（皮膚、眼の水晶体及び女子の腹部）について、保安規定等に定められた線量限度及び警戒線量を超える被ばくはなかった。

個人内部被ばくの管理では、大洗研究所における年度当初及び四半期毎の放射線作業状況調査の結果、定期検査の対象者はいなかった。また、大洗研究所における内部被ばくの確認検査及び入退域検査を、それぞれ延べ 239 人及び 198 人について実施した。これらの検査の結果、有意な体内汚染が検出された放射線業務従事者はいなかった。

(山根 健路)

5.4.1 外部被ばく線量の管理

大洗研究所においては、2002 年度は年間 1411 人を対象に外部被ばく線量の管理を実施した。このうち女子の放射線業務従事者は 1 人であった。また、体幹部の不均等被ばく測定対象者はいなかった。

放射線業務従事者全体の年間の平均実効線量及び集団実効線量は、それぞれ 0.03mSv、39.9 人・mSv であった。また、個人の年間最大実効線量は 1.9mSv で、固体廃棄物処理作業に従事した者の被ばくであった。

大洗研究所における放射線業務従事者の実効線量に係る被ばく状況を、管理期間別、作業者区分別に集計して表 5.4.1-1、表 5.4.1-2 に示す。

等価線量に係る被ばく状況は、皮膚及び眼の水晶体の最大線量が、それぞれ 2.1mSv 及び 1.9mSv であった。なお、女子の腹部の等価線量については、測定対象者はいなかった。

(菊地 寿樹)

表 5.4.1-1 放射線業務従事者の実効線量に係る四半期別被ばく状況

(大洗研究所、2002年度)

管理期間	放射線業務従事者実員	実効線量分布(人数)					平均実効線量(mSv)	最大実効線量(mSv)	集団実効線量(人・mSv)
		0.1mSv未満 1.0mSv以下	0.1mSv以上 1.0mSv以下	1.0mSvを超え 5.0mSv以下	5.0mSvを超え 15mSv以下	15mSvを超えるもの			
第1四半期	653	639	14	0	0	0	0.01	0.6	6.3
第2四半期	1117	1074	43	0	0	0	0.01	0.7	13.7
第3四半期	911	877	34	0	0	0	0.01	0.7	10.6
第4四半期	669	653	16	0	0	0	0.01	0.6	5.9
年 間	1411 (1499)	1311 (1411)	88 (78)	12 (10)	0 (0)	0 (0)	0.03 (0.03)	1.9 (1.9)	39.9 (38.6)

() 内数値は、2001年度の値

表 5.4.1-2 放射線業務従事者の実効線量に係る作業者区別被ばく状況

(大洗研究所, 2002年度)

作業者区分	放射線業務従事者実員	実効線量分布(人数)					平均実効線量(mSv)	最大実効線量(mSv)	集団実効線量(人・mSv)
		0.1mSv未満	0.1mSv以上1.0mSv以下	1.0mSvを超える5.0mSv以下	5.0mSvを超える15mSv以下	15mSvを超えるもの			
職員等	290	269	19	2	0	0	0.02	1.7	6.2
外来研究員等	32	29	3	0	0	0	0.03	0.7	0.9
請負業者	1093	1017	66	10	0	0	0.03	1.9	32.8
全作業者	1411	1311	88	12	0	0	0.03	1.9	39.9

5.4.2 内部被ばく線量の管理

内部被ばく線量に係る管理は、定期検査、入退域検査、臨時検査及び確認検査の各検査区分にしたがって実施した。これらの検査の結果、有意な体内汚染が検出された放射線業務従事者はいなかった。2002年度における延べ受検者数を表5.4.2-1に示す。

(1) 定期検査

年度当初及び四半期毎に実施した放射線作業状況調査から、有意な体内汚染（内部被ばくにおける実効線量で3月につき2mSv以上）のおそれのある放射線業務従事者はいなかったため、定期検査の対象者はなかった。

(2) 入退域検査

放射線業務従事者で入退域検査が必要と認められた者について、指定登録時と指定解除登録時に体外計測法により検査した結果、有意な内部被ばくが認められた者はいなかった。

(3) 臨時検査

臨時検査の対象となる事例はなかった。

(4) 確認検査

体外計測法及びバイオアッセイ法により定期あるいは随時の確認検査を実施し、放射線作業の健全性を確認した。体外計測法により延べ147人、バイオアッセイ法により延べ92人（いずれも女子は0人）について確認検査を実施した結果、有意な内部被ばくが認められた者はいなかった。

(山根 健路)

表 5.4.2-1 内部被ばく検査の延べ受検者数

(大洗研究所, 2002年度)

管理期間	定期検査	入退域検査	臨時検査	確 認 検 査						合 計	
				体外計測		バイオアッセイ					
				全身計測	胸部計測	全α放射能	全β放射能	³ H放射能	天然ウラン		
第1四半期	0	26	0	33	0	0	0	14	6	79	
第2四半期	0	69	0	43	0	6	0	14	6	138	
第3四半期	0	95	0	34	4	0	0	14	6	153	
第4四半期	0	8	0	33	0	6	0	14	6	67	
年 間	0	198	0	143	4	12	0	56	24	437	

(注) バイオアッセイによる検査及び胸部計測は、すべて東海研究所で実施した。

5.5 放射線計測器の管理

大洗研究所の各施設の放射線モニタ、モニタリングポスト、サーベイメータ等の定期点検、校正を年次計画に基づいて実施した。また、故障修理等の維持管理に努め、稼働率の向上を図った。

2002年度は、モニタリングポストの更新、HTTR使用済燃料貯蔵建家のモニタ設置及びRI利用開発棟の管理区域解除に伴いモニタの撤去が行われた。

(河原井 邦雄)

5.5.1 サーベイメータ等の管理

2002年度には、GM管式サーベイメータ5台、電離箱式サーベイメータ5台、表面汚染検査用サーベイメータ(β線用)5台の追加整備を行った。その結果、サーベイメータの保有台数は264台であった。

サーベイメータ等の点検校正は、年1回行い238台実施した。機種別の保有台数及び校正台数を表5.5.1-1に示す。

(高場 勇一)

表 5.5.1-1 サーベイメータの保有台数及び校正台数

(大洗研究所、2002年度)

サーベイメータの種類	保有台数	校正台数
GM管式サーベイメータ	82	74
電離箱式サーベイメータ	51	42
半導体式サーベイメータ	5	5
シンチレーション式サーベイメータ	7	7
比例計数管式サーベイメータ	13	13
表面汚染検査用サーベイメータ(α線用)	25	25
表面汚染検査用サーベイメータ(β線用)	81	72
合 計	264	238

5.5.2 放射線モニタ等の管理

2002年度は、屋外管理用放射線管理設備のモニタリングポストのうち、 γ 線モニタ6チャンネル(3局)の更新、HTTR使用済燃料貯蔵建家の放射線モニタ等(排気ダストモニタ1チャンネル、排気ガスモニタ1チャンネル、 γ 線エリアモニタ2チャンネル、ハンドフットクロスモニタ1チャンネル、空気吸引装置2台)の新設が行われた。また、RI利用開発棟の管理区域解除に伴い放射線モニタ等(排気ダストモニタ1チャンネル、 γ 線エリアモニタ2チャンネル、空気吸引装置1台)の撤去が行われた。

各施設に設置されている放射線モニタ等の定期点検校正は年1回実施し、これら機器の性能維持に努めた。機種別の保有台数を表5.5.2-1に示す。

(高場 勇一)

表 5.5.2-1 放射線管理用モニタ等の保有台数及び校正台数

(大洗研究所, 2002年度)

モニタ等の種類	保有台数	校正台数
γ 線エリアモニタ	78	78
可搬型 γ 線エリアモニタ	10	10
中性子線エリアモニタ	4	4
室内ダストモニタ	38	38
室内ガスモニタ	18	18
排気ダストモニタ	27	27
排気ガスモニタ	13	13
水モニタ	2	2
臨界警報装置	5	5
ハンドフットクロスモニタ(α 線用)	5	5
ハンドフットクロスモニタ(β 線用)	23	23
ハンドフットクロスモニタ($\alpha\beta$ 線用)	1	1
フトモニタ(α 線用)	3	3
体表面モニタ(β 線用)	1	1
小物物品搬出モニタ(β 線用)	1	1
γ 線モニタ	8	8
大気塵モニタ	2	2
排水モニタ	1	1
移動モニタリング設備	1	1
記録計、放射線モニタ盤、吸引装置等	—	215
合 計	241	456

5.5.3 放射線管理試料の計測

大洗研究所における施設及び環境の各種放射線管理試料の放射能測定を集中計測で実施した。2002年度の測定件数及び測定時間は、3,129件及び4,732時間であった。施設及び環境の各種放射線管理試料の測定件数を表5.5.3-1に示す。

(菊地 寿樹)

表 5.5.3-1 施設及び環境の各種放射線管理試料の測定件数

(大洗研究所, 2002年度)

試料種類	測定器	低バックグラウンド 計数装置	γ 線波高分析用 Ge半導体検出器	低バックグラウンド 液体シンチレーション カウンタ
施 設 試 料	放出塵埃	1,106	990	
	一般排水	—	151	—
	放出トリチウム			96
環 境 試 料	大気	224	43	
	農産物	3	5	
	陸土	12	9	
	陸水	52	37	17
	海洋	32	45	
	海産物	6	5	
	排水口近辺土砂	4	4	
	排水水	147	80	61
合 計		1,586	1,369	174

6. 関西研究所の放射線管理

木津地区の実験棟大実験室における放射線発生装置（マイクロトロン）及びX線装置の使用に伴う環境放射線測定、管理区域内の線量等の測定、播磨地区の放射光物性研究棟におけるX線装置の使用に伴う線量測定、両地域の放射線業務従事者の個人被ばく管理及び放射線計測器の管理等の放射線管理業務を2001年度に引き続き実施した。

木津地区の環境放射線の管理では、ガラス線量計による積算線量測定を継続的に実施した。1地点の測定結果に新設建家の影響と思われる線量の上昇が見られた。他の地点では特別な変化は認められなかった。管理区域内及び管理区域境界の線量の測定結果はいずれも管理基準値未満であり、異常はなかった。

関西研究所における放射線業務従事者全体の年間の平均実効線量及び集団実効線量は、0.0mSv及び0.1人・mSvであった。また、等価線量に係る被ばく状況においては皮膚及び眼の水晶体ともに最大で0.1mSvであった。

放射線測定機器については、日常点検、定期点検及び校正を実施し、円滑な運用を図った。

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に基づく申請等では、木津地区実験棟に設置されている放射線発生装置のビームラインにレーザーを導入し、電子を加速する設備とレーザー回収部を附加する変更許可申請を行い、許可を得た。播磨地区では、放射光ビームラインの増設等に係る大型放射光施設許可使用に係る変更許可申請（第13次）を行った。これらの他、放射線障害予防規定等に基づく報告等を遅滞なく実施した。

木津地区では、放射線発生装置のビームラインにレーザー光を導入し、電子ビームを加速する実験及びレーザー回収部で放射線を発生させる実験の安全性の検討を進めた。播磨地区では、大型放射光施設RI実験棟における国際規制物資を用いた放射光利用実験に係る安全性を検討し、実験遂行に協力した。

(間邊巖)

6.1 環境放射線の管理

2001年度に引き続き、関西研究所木津地区の敷地周辺8地点においてガラス線量計により環境放射線測定を実施した。2002年4月からの測定結果を表6.1-1及び図6.1-1に示す。2001年度と比較すると、地点1（ITBL棟東側）の年間積算線量が $100\mu\text{Sv}$ 増加している。これは、地点1が2001年度末に完成したITBL棟に近接していることによる建屋からの影響と思われる。今後の推移を見守る必要がある。その他の地点はいずれもほとんど変化は観測されなかった。

(上野正幸)

表 6.1-1 積算線量測定結果

(関西研究所 木津, 2002 年度) (単位: μSv)

年月 期間 地点 日数	2002. 4	2002. 5	2002. 6	2002. 7	2002. 8	2002. 9	2002. 10	2002. 11	2002. 12	2003. 1	2003. 2	2003. 3	月 積算線量 平均値	月 積算線量 標準偏差	年間 積算線量
	4. 2～ 5. 2	5. 2～ 6. 4	6. 4～ 7. 2	7. 2～ 8. 2	8. 2～ 8. 30	8. 30～ 10. 1	10. 1～ 11. 1	11. 1～ 11. 29	11. 29～ 12. 27	12. 27～ 1. 27	1. 27～ 2. 28	2. 28～ 3. 31			
	30	33	28	31	28	32	31	28	28	31	32	31			
1	50	57	53	53	60	50	52	53	52	47	50	48	52	3.6	630
2	44	44	41	39	49	43	41	44	42	43	43	47	43	2.7	520
3	48	46	41	42	47	48	48	50	43	44	46	44	46	2.7	550
4	48	47	49	45	48	48	40	49	45	41	42	40	45	3.6	550
5	45	39	46	41	47	44	44	39	43	40	41	37	42	3.0	510
6	46	46	44	42	47	46	39	44	44	43	40	44	44	2.5	530
7	32	40	38	34	37	32	43	37	38	37	32	32	36	3.7	440
8	31	31	30	30	38	32	26	33	29	28	25	27	30	3.6	370

各地点における測定値は 5cm 厚の鉛箱における測定値（宇宙線、自己汚染などの寄与分）を差し引いてある。

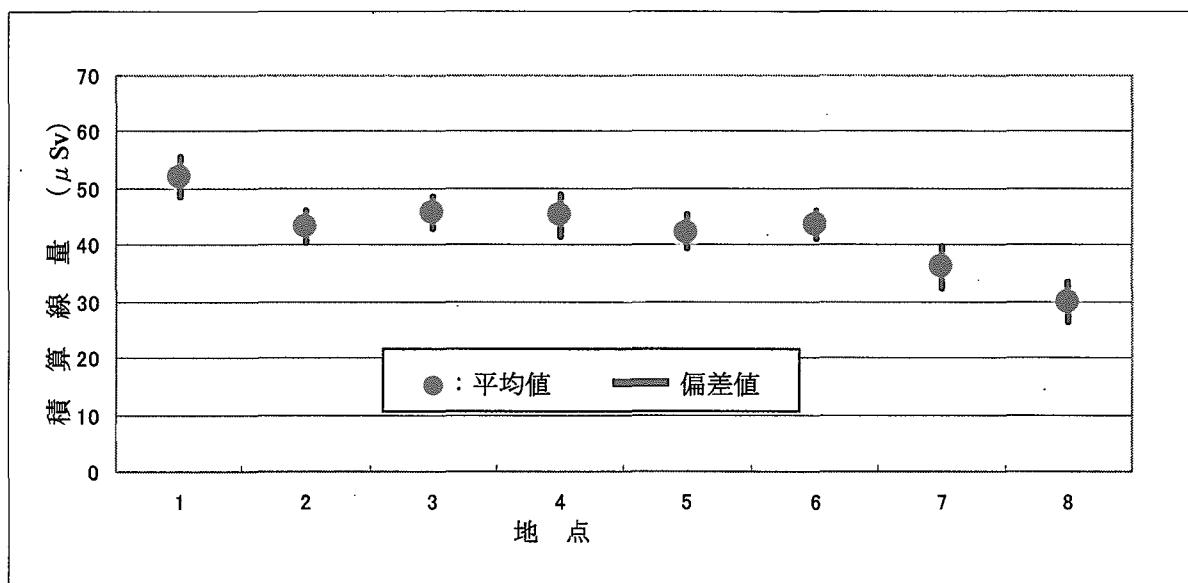
測定値は 30 日に換算している。 使用素子： GD-450(^{137}Cs : フリーエアで校正)

図 6.1-1 月平均積算線量測定点別分布図 (2002 年度)

6.2 木津地区の放射線管理

(1) 管理区域

2002年度は、管理区域の設定・解除等による変更はなかった。管理区域の配置を図6.2-1に示す。

(2) 線量当量率の管理

放射線発生装置使用室等の管理区域内及び管理区域境界の線量当量率の測定を定期的に行った。人の常時立入る場所及び管理区域境界いずれにおいても管理基準値未満であった。

(3) 主な放射線作業の管理

2002年度においては放射線作業届の基準に該当するなど特筆すべき作業はなかった。

(上野 正幸)

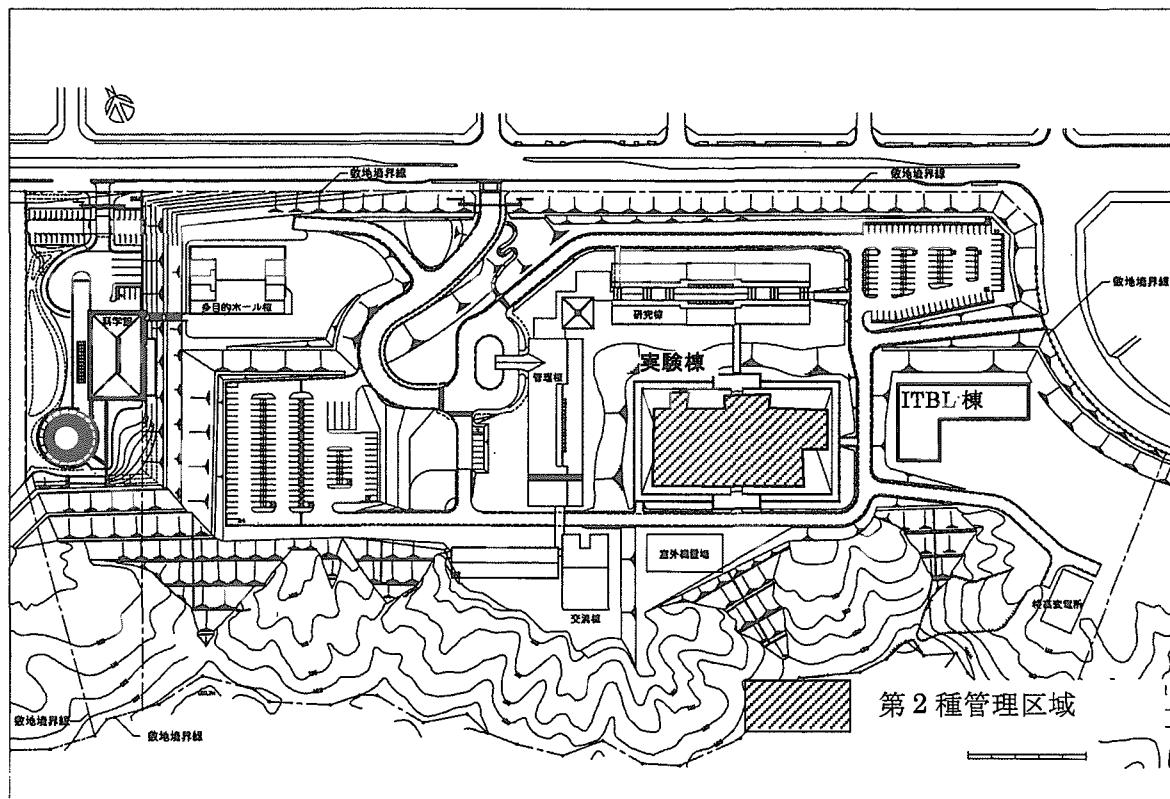


図 6.2-1 管理区域配置図

6.3 個人線量の管理

関西研究所木津地区においては、2002年度は年間67人の放射線業務従事者を対象に外部被ばく線量の管理を実施した。このうち、女子の放射線業務従事者は2名であった。また、体幹部の不均等被ばく測定対象者はいなかった。なお、内部被ばくの対象となる放射線作業はない。

関西研究所播磨地区においては、2002年度は年間67人の放射線業務従事者を対象に外部被ばく線量の管理を実施した。このうち、女子の放射線業務従事者は3名であった。また、体幹部の不均等被ばく測定対象者はいなかった。なお、内部被ばくの対象となる放射線作業はない。また、放射光物理研究棟の物理実験室4(X線装置室)では、18人の放射線業務従事者を対象に外部被ばく線量の管理を実施した。測定には、ポケット線量計を用いたが、有意な被ばくはなかった。

関西研究所における放射線業務従事者全体の年間の平均実効線量及び集団実効線量は、0.0mSv及び0.1人・mSvであった。また、等価線量に係る被ばく状況においては皮膚及び眼の水晶体とともに最大で0.1mSvであった。

関西研究所における放射線業務従事者の実効線量に係る被ばく状況を、木津地区及び播磨地区に分類し、これらを管理期間別、作業者区別に集計して表6.3-1、表6.3-2、表6.3-3及び表6.3-4に示す。

(上野 正幸、三原 明)

表 6.3-1 放射線業務従事者の実効線量に係る四半期別被ばく状況

(関西研究所 木津、2002年度)

管理期間	放射線業務従事者実員	実効線量分布(人数)					平均実効線量(mSv)	最大実効線量(mSv)	集団実効線量(人・mSv)
		0.1mSv未満	0.1mSv以上 1.0mSv以下	1.0mSvを超える 5.0mSv以下	5.0mSvを超える 15mSv以下	15mSvを超えるもの			
第1四半期	63	63	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
第2四半期	63	63	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
第3四半期	66	66	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
第4四半期	66	66	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
年 間	67 (69)	67 (68)	0 (1)	0 (0)	0 (0)	0 (0)	0.00 (0.00)	0.0 (0.1)	0.0 (0.1)

カッコ内の数値は、2001年度の値

表 6.3-2 放射線業務従事者の実効線量に係る作業者区別被ばく状況

(関西研究所 木津、2002年度)

作業者区分	放射線業務従事者実員	実効線量分布(人数)					平均実効線量(mSv)	最大実効線量(mSv)	集団実効線量(人・mSv)
		0.1mSv未満	0.1mSv以上 1.0mSv以下	1.0mSvを超える 5.0mSv以下	5.0mSvを超える 15mSv以下	15mSvを超えるもの			
職員等	47	47	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
外来研究員	18	18	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
請負業者	2	2	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
研修生	0	0	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
全作業者	67	67	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0

表 6.3-3 放射線業務従事者の実効線量に係る四半期別被ばく状況
(関西研究所 播磨, 2002 年度)

管理期間	放射線業務従事者実員	実効線量分布(人数)					平均実効線量(mSv)	最大実効線量(mSv)	集団実効線量(人・mSv)
		0.1mSv未満	0.1mSv以上1.0mSv以下	1.0mSvを超える5.0mSv以下	5.0mSvを超える15mSv以下	15mSvを超えるもの			
第1四半期	53	52	1	0	0	0	0.00	0.1	0.1
第2四半期	57	57	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
第3四半期	56	56	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
第4四半期	57	57	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
年間	67 (52)	66 (52)	1 (0)	0 (0)	0 (0)	0 (0)	0.00 (0.00)	0.1 (0.0)	0.1 (0.0)

カッコ内の数値は、2001 年度の値。

表 6.3-4 放射線業務従事者の実効線量に係る作業者区別被ばく状況
(関西研究所 播磨, 2002 年度)

作業者区分	放射線業務従事者実員	実効線量分布(人数)					平均実効線量(mSv)	最大実効線量(mSv)	集団実効線量(人・mSv)
		0.1mSv未満	0.1mSv以上1.0mSv以下	1.0mSvを超える5.0mSv以下	5.0mSvを超える15mSv以下	15mSvを超えるもの			
職員等	67	66	1	0	0	0	0.00	0.1	0.1
外来研究員	0	0	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
請負業者	0	0	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
研修生	0	0	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
全作業者	67	66	1	0	0	0	0.00	0.1	0.1

6.4 放射線計測器の管理

関西研究所の放射線測定機器について日常点検、定期点検及び校正を行うとともに、故障修理等の維持管理に努め、円滑な運用を図った。サーベイメータ及び放射線管理用モニタの種類別保有台数、校正台数を表 6.4-1 に示す。

(上野 正幸, 三原 明)

表 6.4-1 放射線測定機器の保有台数及び校正台数

(関西研究所 木津, 2002 年度)

サーベイメータ及びモニタの種類	保有台数	校正台数
電離箱式サーベイメータ	4	4
表面汚染検査用サーベイメータ(β 線用)	2	2
シンチレーションサーベイメータ	2	2
レムカウンタ	1	1
コンタミネーションモニタ(β 線用)	2	2
可搬型極短パルスX線モニタ	2	2

(関西研究所 播磨, 2002 年度)

サーベイメータの種類	保有台数	校正台数
表面汚染検査用サーベイメータ(α 線用)	1	1
表面汚染検査用サーベイメータ(β 線用)	2	2

6.5 放射性同位元素の保有状況

関西研究所木津地区において、2002年度は3.7MBq以下の中封線源を放射線測定器の校正用として購入した。なお、許可の必要な放射性同位元素の購入はなかった。

播磨地区において、2002年度は許可の必要な放射性同位元素及び3.7MBq以下の密封線源について購入はなかった。表6.5-1に放射性同位元素等の保有状況を示す。

(上野 正幸, 三原 明)

表 6.5-1 放射性同位元素保有状況

(関西研究所 木津, 2003年3月31日現在)

施設名	密封放射性同位元素				3.7MBq以下の密封線源			
	保有量	主要核種	核種数	個数	保有量	主要核種	核種数	個数
実験棟					1.5×10^7 Bq	$^{137}\text{Cs}, ^{207}\text{Bi}$	13	26

(関西研究所 播磨, 2003年3月31日現在)

施設名	密封放射性同位元素				3.7MBq以下の密封線源			
	保有量	主要核種	核種数	個数	保有量	主要核種	核種数	個数
RI 実験棟	4.2×10^7 Bq	^{57}Co	1	1	5.3×10^6 Bq	$^{60}\text{Co}, ^{137}\text{Cs}$	11	33

7. むつ事業所の放射線管理

むつ事業所における関根浜附帯陸上施設（以下「関根浜施設」という。）及び大湊施設の放射線管理、個人被ばくの管理、環境放射線（能）の管理、放射線計測器の維持管理、各種放射線管理記録の報告等の定常業務を2001年度に引き続き実施した。

施設の放射線管理としては、保管建屋、燃料・廃棄物取扱棟（以下「燃・廃棟」という。）及び機材・排水管理棟（以下「機・排棟」という。）における各種作業に伴う管理並びに大湊施設研究棟（以下「研究棟」という。）における加速器質量分析装置の運転、海洋調査分析作業に伴う管理を実施した。

放射線業務従事者の線量については、実効線量及び等価線量ともに、保安規定等に定められた線量限度及び警戒線量を超える被ばくはなかった。2002度における放射線業務従事者の実効線量は、検出下限線量未満であった。また、全身カウンタによる内部被ばく検査では有意な体内汚染は検出されなかった。

環境放射線（能）の管理としては、関根浜施設における環境放射線、環境試料中の放射能濃度、気象観測の環境モニタリングを実施した。その結果、施設からの放射性物質の放出に起因する異常は認められなかった。

その他、2001年度に原子力船「むつ」の使用済燃料を全て搬出したことに伴い、2002年度は原子力第1船原子炉施設保安規定を改正し、モニタリングポストの廃止のほか、放射線管理用機器及び環境試料測定対象を縮小した。

(三浦 吉史)

7.1 環境放射線（能）の管理

(1) 環境における放射性希ガスによる実効線量

原子炉施設保安規定に基づき、2002年度に放出された放射性希ガスによる周辺監視区域境界における実効線量を算出した。

なお、放射性希ガスの濃度が検出下限濃度未満である場合には、放出量を0Bqとして算出しているため、放射性希ガスによる実効線量は $0 \mu\text{Sv}$ であった。また、全ての使用済燃料が搬出されたことに伴い希ガスの発生がないため、第4四半期から放射性希ガスの管理を廃止した。

(2) 環境放射線のモニタリング

(a) モニタリングポスト等による監視

関根浜施設の周辺監視区域境界及び構外における空気吸収線量率の連続モニタリングを、4か所のモニタリングポストにより実施した。

モニタリングポストによる空気吸収線量率の月平均値と月間最大値を表7.1-1に示す。表中の

「最大値」は、10分平均の月間最大値であり、これらの値はすべて降雨又は降雪の影響によるもので、施設からの放射性物質による影響は認められなかった。また、第4四半期から、モニタリングポストによる連続モニタリングをシンチレーション式サーベイメータによる月1回以上の測定に変更した。

表 7.1-1 モニタリングポスト等における空気吸収線量率の月平均値と月間最大値
(むつ事業所, 2002年度) (単位:nGy/h)

ポスト No.	年月	2002年										2003年			年間 ^{*2}	標準 ^{*2} 偏差
		4月	5月	6月	7月	8月	9月	10月	11月	12月	1月 ^{*1}	2月 ^{*1}	3月 ^{*1}			
構内	MP-1 気象観測所	平均	20	20	20	20	20	21	22	20	24	25	26	20	0.7	
		最大	40	40	40	39	41	49	43	60	66	32	26	33	66	
	MP-2 施設正門	平均	17	17	17	17	17	18	19	18	30	29	31	17	0.7	
		最大	36	34	36	35	36	43	38	48	59	35	32	35	59	
	MP-3 施設港側	平均	18	18	18	18	18	19	20	19	29	25	31	18	0.7	
		最大	37	35	38	36	37	44	40	51	59	36	28	35	59	
構外	MP-4 浜関根	平均	31	31	28	25	26	24	31	38	30	/	/	/	29	4.2
		最大	54	49	49	43	48	45	58	67	68	/	/	/	68	—

(注) 検出器は、NaI(Tl)シンチレーション型DBM方式であり、「最大」は、10分間平均の月間最大値を示す。検出器の実効高さは、地上4.6mである。

*1 シンチレーション式サーベイメータによる測定値。測定高さは地上1mである。

*2 モニタリングポストによる平均、最大及び標準偏差

(b) モニタリングカーによる空気吸収線量率の測定

関根浜施設周辺における空気吸収線量率を、6か月毎にモニタリングカーでの走行及び定点測定を実施したが、異常は認められなかった。定点5か所における測定結果を表7.1-2に示す。

表 7.1-2 モニタリングカーによる空気吸収線量率測定結果
(むつ事業所, 2002年度) (単位:nGy/h)

番号	測定年月日 測定地点	2002年5月15日		2003年3月11日	
		1	水川目	2	14
1	水川目		30		14
2	気象観測所露場		26		14
3	浜関根ポスト		31		20
4	関根中学校		23		14
5	むつ関根駅跡		24		8

(注) 地上1.2mの高さで10分間計測した値。

(c) 積算線量の測定

関根浜施設敷地内及び周辺並びに大湊施設において、TLDにより3月間の積算線量を測定したが、いずれの地点においても異常は認められなかった。表7.1-3に測定結果を示す。

表 7.1-3 積算線量測定結果

(むつ事業所, 2002年度) (単位: μGy)

番号	測定期間	第1四半期		第2四半期		第3四半期		第4四半期		年間 積算 線量
		2002年4月2日 ~ 7月2日		2002年7月2日 ~ 10月1日		2002年10月1日 ~2003年1月7日		2003年1月7日 ~ 3月28日		
地点名	測定結果	測定値	91日換算線量	測定値	91日換算線量	測定値	91日換算線量	測定値	91日換算線量	
1 気象観測所露場	58	58	57	57	67	62	39	44	221	
2 施設正門	62	62	59	59	72	66	48	55	242	
3 施設港側ポスト	63	63	57	57	73	68	44	50	238	
4 浜関根ポスト	69	69	67	67	78	72	43	49	257	
5 燃・廃棟	65	65	66	65	76	71	45	51	252	
6 美付	60	60	59	59	70	64	39	44	227	
7 原子炉保管建屋A	63	63	62	62	75	69	46	52	246	
8 原子炉保管建屋B	52	52	51	51	60	55	40	45	203	
9 大湊施設A	44	44	43	43	52	48	35	40	175	
10 大湊施設B	50	50	49	49	58	54	33	37	190	

(注) 表中の各測定値は、5cm厚の鉛箱内の値(宇宙線、自己汚染などの寄与分)を差し引いてある。

(d) 周辺監視区域境界における空気吸収線量率の測定

シンチレーション式サーベイメータ及びモニタリングカーによる測定を実施したが、異常は認められなかった。周辺監視区域境界における空気吸収線量率測定結果を表7.1-4に示す。

表 7.1-4 周辺監視区域境界における空気吸収線量率測定結果

(むつ事業所, 2002年度) (単位: nGy/h)

建屋	測定日 測定地点	第1四半期		第2四半期		第3四半期		第4四半期	
		2002年5月16日		2002年8月28日		2002年11月20日		2003年2月27日	
燃・廃棟	施設正門ポスト	28.5		32.8		29.7		27.7	
	施設港側ポスト	26.0		25.4		24.8		22.2	
	科学実験工房前	23.7		27.1		26.5		21.8	
	燃・廃棟北側	27.1		36.3		26.2		26.1	
	機材・排水管理棟	25.3		27.0		20.3		23.1	
	燃・廃棟北側道路	32.7		31.3		34.0		22.7	
保管建屋	保管棟北側	30.5		28.5		29.4		24.3	
	保管棟南側	35.7		33.0		34.8		31.9	
	保管棟中庭①	32.9		31.1		31.5		31.8	
	保管棟中庭②	28.7		31.7		30.3		29.9	
	保管棟中庭③	30.6		32.5		33.9		33.2	
	倉庫西側	32.2		32.3		29.2		23.2	
	倉庫南側	28.2		30.9		30.4		27.6	

(e) 気象観測

2001年度と同様に、風向、風速、降雨量、大気温度等の各気象要素について連続観測を行った。

(3) 環境試料のモニタリング

(a) 環境試料中の全β放射能濃度の測定

陸上及び海洋環境試料中の全β放射能濃度の測定を実施した。環境試料中の全β放射能濃度の測定結果を表7.1-5に示す。いずれの値も、例年の測定結果と比べて大きな差はなく、施設からの放射性物質の放出による影響は認められなかった。

表 7.1-5 環境試料中の全β放射能濃度の測定結果

(むつ事業所、2002年度)

試 料 名	採 取 場 所	単 位	放 射 能 濃 度
陸 上 試 料	陸 水 前浜簡易水道	Bq/cm ³	1.2×10^{-4}
	美付川		5.2×10^{-5}
	気象観測所露場	Bq/g 乾	5.4×10^{-1}
	浜関根ポスト		5.4×10^{-1}
	関根中学校		2.7×10^{-1}
	水 川 目		6.4×10^{-1}
	河底土 美付川		9.0×10^{-2}
	牛 乳 水川目地区	Bq/cm ³	4.5×10^{-2}
	キャベツ	Bq/g 生	6.1×10^{-2}
	ジャガイモ		1.1×10^{-1}
	精 米		2.7×10^{-2}
	ヨモギ 定係港周辺		2.1×10^{-1}
海 洋 試 料	海 水 定係港港内	Bq/cm ³	1.3×10^{-5}
	定係港港外		1.4×10^{-5}
	定係港港内	Bq/g 乾	2.4×10^{-1}
	定係港港外		1.2×10^{-1}
	大烟漁港沖合		1.2×10^{-1}
	岩屋漁港沖合		2.4×10^{-1}
	野牛漁港沖合	Bq/g 生	1.4×10^{-1}
	石持漁港沖合		1.5×10^{-1}
	イカ 大烟漁港沖合		1.2×10^{-1}
	アブラメ 岩屋漁港沖合		1.2×10^{-1}
	ヒラメ 野牛漁港沖合		1.2×10^{-1}
	カレイ 関根漁港沖		1.2×10^{-1}
	コンブ		2.3×10^{-1}

(b) 環境試料中における核種毎の放射能濃度の測定

全 β 放射能濃度と同様に、各種環境試料中における核種毎の放射能濃度を測定した。各試料の測定結果を表7.1-6(a)及び表7.1-6(b)に示す。また、大型水盤により採取した降下塵の測定結果を表7.1-7に示す。

(高群 富貴)

表 7.1-6(a) 環境試料中の放射性核種濃度

(むつ事業所, 2002年度)

試料名	採取月日	採取地点	^{54}Mn	^{60}Co	^{131}I	^{137}Cs	^{144}Ce	単位
飲料水	2002年5月	前浜簡易水道	$<1.3 \times 10^{-3}$	$<1.7 \times 10^{-3}$	— *1	$<1.6 \times 10^{-3}$	$<9.4 \times 10^{-3}$	Bq/
牛乳	2002年5月	水川目酪農	$<2.9 \times 10^{-2}$	$<3.4 \times 10^{-2}$	$<3.7 \times 10^{-2}$ *2	$<2.6 \times 10^{-2}$	$<1.5 \times 10^{-1}$	Bq/ 生
キャベツ	2002年7月	美付地区	$<2.6 \times 10^{-2}$	$<3.5 \times 10^{-2}$	$<6.0 \times 10^{-2}$ *3	$<2.4 \times 10^{-2}$	$<1.5 \times 10^{-1}$	Bq/kg 生
ジャガイモ	2002年8月	〃	$<3.0 \times 10^{-2}$	$<9.9 \times 10^{-2}$	$<6.0 \times 10^{-2}$ *3	$<2.8 \times 10^{-2}$	$<1.4 \times 10^{-1}$	
精米	2002年11月	〃	$<1.9 \times 10^{-2}$	$<2.3 \times 10^{-2}$	— *1	1.7×10^{-2}	$<9.5 \times 10^{-2}$	
カレイ	2002年6月	閔根漁港沖	$<3.6 \times 10^{-2}$	$<5.1 \times 10^{-2}$	— *1	1.2×10^{-1}	$<1.7 \times 10^{-1}$	
コンブ	2002年8月	〃	$<8.9 \times 10^{-2}$	$<1.1 \times 10^{-1}$	$<8.8 \times 10^{-2}$ *3	$<8.6 \times 10^{-2}$	$<4.2 \times 10^{-1}$	
ヒラメ	2002年6月	野牛漁港沖	$<3.8 \times 10^{-2}$	$<5.0 \times 10^{-2}$	— *1	1.5×10^{-1}	$<1.7 \times 10^{-1}$	
イカ	2002年6月	大畠漁港沖	$<4.0 \times 10^{-2}$	$<5.2 \times 10^{-2}$	— *1	$<3.7 \times 10^{-2}$	$<2.0 \times 10^{-1}$	
アブラメ	2002年7月	岩屋漁港沖	$<3.6 \times 10^{-2}$	$<5.0 \times 10^{-2}$	— *1	1.6×10^{-1}	$<1.8 \times 10^{-1}$	
ヨモギ	2002年6月	閔根地区	$<7.4 \times 10^{-2}$	$<1.0 \times 10^{-1}$	$<9.1 \times 10^{-2}$ *3	$<6.8 \times 10^{-2}$	$<3.6 \times 10^{-1}$	

*1 測定対象外

*2 2 マリネリ容器を直接測定

*3 1 マリネリ容器を直接測定

表 7.1-6(b) 環境試料中の放射性核種濃度

(むつ事業所, 2002年度)

試料名	採取月日	採取地点	^{54}Mn	^{60}Co	^{137}Cs	^{144}Ce	単位
河川水	2002年5月	美付川	$<1.3 \times 10^{-3}$	$<1.6 \times 10^{-3}$	$<1.5 \times 10^{-3}$	$<9.1 \times 10^{-3}$	Bq/
海水	2002年5月	定係港港内	$<1.3 \times 10^{-3}$	$<1.5 \times 10^{-3}$	2.5×10^{-3}	$<6.9 \times 10^{-3}$	Bq/
	2002年5月	定係港港外	$<1.2 \times 10^{-3}$	$<1.5 \times 10^{-3}$	2.2×10^{-3}	$<7.2 \times 10^{-3}$	
河底土	2002年5月	美付川	$<4.7 \times 10^{-1}$	$<5.4 \times 10^{-1}$	$<4.7 \times 10^{-1}$	<3.0	Bq/kg 乾
海底土	2002年5月	定係港港内	$<5.0 \times 10^{-1}$	$<6.3 \times 10^{-1}$	8.4×10^{-1}	<3.0	Bq/kg 乾
	2002年5月	定係港港外	$<4.0 \times 10^{-1}$	$<4.9 \times 10^{-1}$	$<4.3 \times 10^{-1}$	<2.8	
	2002年5月	大畠漁港沖	$<5.3 \times 10^{-1}$	$<6.2 \times 10^{-1}$	$<6.2 \times 10^{-1}$	<3.7	
	2002年5月	石持漁港沖	$<4.0 \times 10^{-1}$	$<4.7 \times 10^{-1}$	$<4.7 \times 10^{-1}$	<2.8	
	2002年5月	野牛漁港沖	$<6.3 \times 10^{-1}$	$<7.4 \times 10^{-1}$	$<6.5 \times 10^{-1}$	<3.9	
	2002年5月	岩屋漁港沖	$<6.8 \times 10^{-1}$	$<7.8 \times 10^{-1}$	$<6.8 \times 10^{-1}$	<6.3	
陸土	2002年5月	気象観測所露場	$<9.3 \times 10^{-1}$	<1.2	5.1	<5.7	Bq/kg 乾
	2002年5月	浜閔根ポスト	$<9.2 \times 10^{-1}$	<1.2	8.3	<5.8	
	2002年5月	閔根中学校	$<6.1 \times 10^{-1}$	$<7.8 \times 10^{-1}$	2.9	<4.3	
	2002年5月	水川目	<1.1	<1.2	1.1×10^1	<6.2	

表 7.1-7 降下塵中の放射性核種放射能量

(むつ事業所, 2002 年度) (単位 : Bq/km²)

採取年月	⁷ Be	⁵⁴ Mn	⁶⁰ Co	⁹⁵ Zr	⁹⁵ Nb	¹³⁷ Cs	¹⁴⁴ Ce
2002年4月	2.3×10^7	$<5.8 \times 10^4$	$<7.8 \times 10^4$	$<9.9 \times 10^4$	$<9.1 \times 10^4$	$<6.3 \times 10^4$	$<4.3 \times 10^5$
5月	2.9×10^7	$<6.0 \times 10^4$	$<7.1 \times 10^4$	$<1.1 \times 10^5$	$<9.4 \times 10^4$	$<6.8 \times 10^4$	$<4.1 \times 10^5$
6月	1.0×10^7	$<5.8 \times 10^4$	$<7.0 \times 10^4$	$<1.0 \times 10^5$	$<7.3 \times 10^4$	$<6.1 \times 10^4$	$<4.5 \times 10^5$
7月	6.3×10^6	$<6.1 \times 10^4$	$<7.3 \times 10^4$	$<1.1 \times 10^5$	$<7.6 \times 10^4$	$<6.7 \times 10^4$	$<4.2 \times 10^5$
8月	1.3×10^7	$<6.1 \times 10^4$	$<7.2 \times 10^4$	$<1.1 \times 10^5$	$<8.5 \times 10^4$	$<6.5 \times 10^4$	$<4.2 \times 10^5$
9月	6.7×10^6	$<5.7 \times 10^4$	$<7.3 \times 10^4$	$<9.4 \times 10^4$	$<7.1 \times 10^4$	$<6.2 \times 10^4$	$<4.0 \times 10^5$
10月	6.1×10^6	$<6.1 \times 10^4$	$<7.4 \times 10^4$	$<1.1 \times 10^5$	$<8.0 \times 10^4$	$<6.1 \times 10^4$	$<4.2 \times 10^5$
11月	1.6×10^7	$<6.0 \times 10^4$	$<7.3 \times 10^4$	$<1.0 \times 10^5$	$<7.7 \times 10^4$	$<6.6 \times 10^4$	$<4.1 \times 10^5$
12月	1.1×10^7	$<5.6 \times 10^4$	$<6.5 \times 10^4$	$<9.4 \times 10^4$	$<7.3 \times 10^4$	$<6.0 \times 10^4$	$<3.9 \times 10^5$
2003年1月	1.0×10^7	$<6.1 \times 10^4$	$<7.0 \times 10^4$	$<1.1 \times 10^5$	$<8.0 \times 10^4$	$<6.6 \times 10^4$	$<4.1 \times 10^5$
2月	9.4×10^6	$<5.8 \times 10^4$	$<6.9 \times 10^4$	$<1.0 \times 10^5$	$<7.7 \times 10^4$	$<6.0 \times 10^4$	$<3.9 \times 10^5$
3月	2.9×10^7	$<5.5 \times 10^4$	$<7.2 \times 10^4$	$<9.8 \times 10^4$	$<7.8 \times 10^4$	$<6.1 \times 10^4$	$<4.0 \times 10^5$

(注) 採取場所は気象観測所露場内

7.2 施設の放射線管理

(1) 管理区域

原子炉施設保安規定第2編第10条, 第11条, 第12条, 放射線障害予防規定(関根浜施設編第39条, 第40条, 大湊施設編第33条, 第34条)及び少量核燃料物質使用施設等保安規程第15条に基づき指定されている第1種管理区域及び第2種管理区域(一時的に指定されたものを除く。)を図7.2-1に示す。2002年度中に一時的に解除された管理区域の件数は、第1種管理区域は1件、第2種管理区域はなかった。その解除理由は、燃・廃棟トレーラエアロック室内の塗装工事であった。

研究棟については、2002年7月10日付で、周辺監視区域を縮小した。

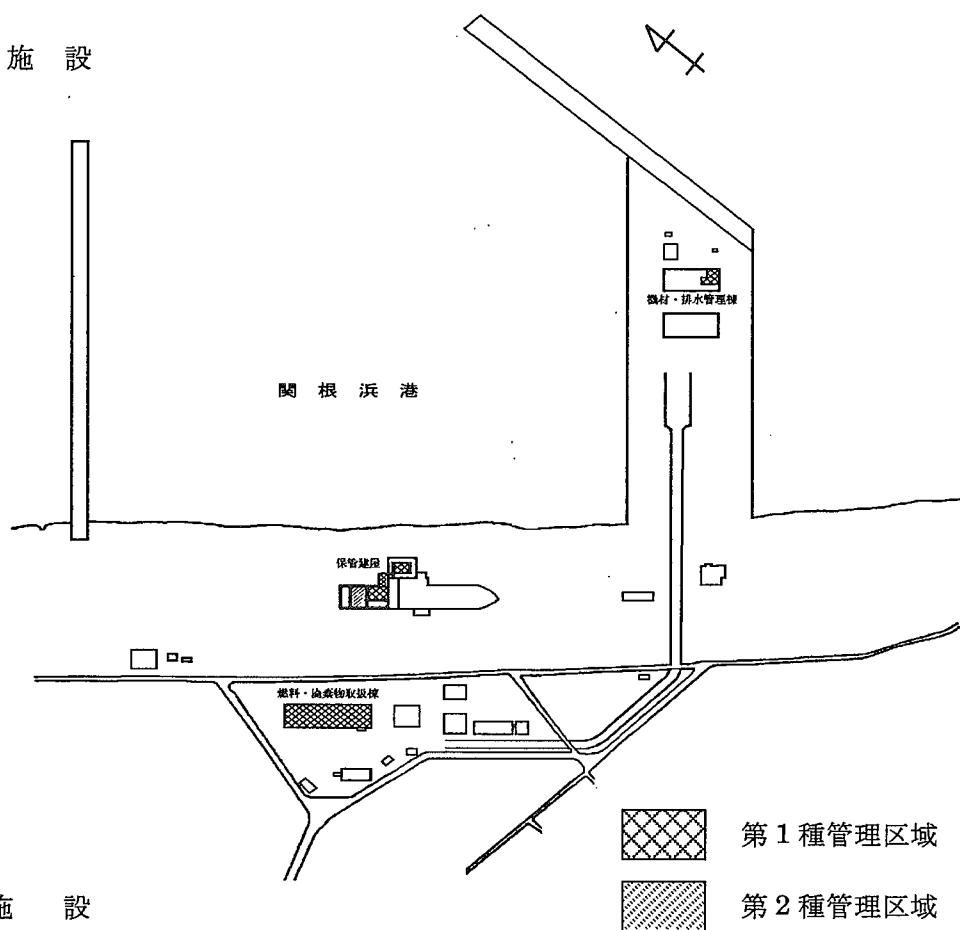
(2) 放出放射性物質の管理

2002年度の各施設における放射性塵埃及び放射性ガスの年間放出量並びに年間平均濃度を表7.2-1に、放射性液体廃棄物の3か月平均濃度及び年間放出量を表7.2-2に示す。

2002年度に各施設の排気筒から放出された³Hは、燃・廃棟及び機・排棟にある液体廃棄物処理設備のタンク内に残留しているものであり、2001年度と同程度であった。

気体廃棄物及び液体廃棄物中の放射性核種の平均濃度は、いずれも法令及び保安規定に定められた濃度限度以下であった。

関根浜施設



大湊施設

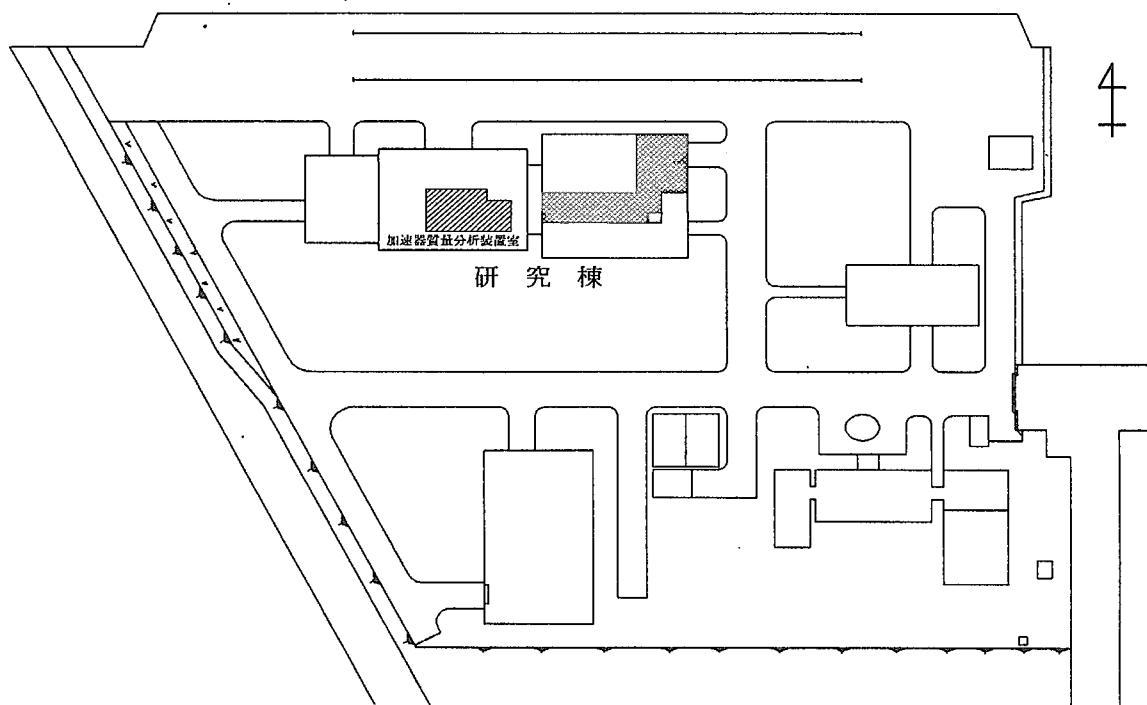


図 7.2-1 むつ事業所における管理区域

表 7.2-1 各施設における放射性塵埃及び放射性ガスの年間放出量並びに年間平均濃度
(むつ事業所, 2002 年度)

項目 施設名	放射性塵埃			放射性ガス		
	核種	年間放出量 (Bq)	年間平均濃度 (Bq/cm ³)	核種	年間放出量 (Bq)	年間平均濃度 (Bq/cm ³)
燃・廃棟	全 β	0	$<1.3 \times 10^{-9}$	^{85}Kr * ^3H	0 2.4×10^7	$<6.0 \times 10^{-4}$ $<7.4 \times 10^{-8}$
機・排棟	全 β	0	$<3.3 \times 10^{-9}$	^{85}Kr ^3H	0 7.1×10^6	$<6.4 \times 10^{-4}$ 2.3×10^{-7}
保管建屋	全 β	0	$<1.2 \times 10^{-9}$	—	—	—
研究棟	全 α	0	$<2.3 \times 10^{-10}$	—	—	—

(注) 年間放出量及び年間平均濃度は次の方法で算出した。

年間放出量：検出下限濃度以上で放出した放射能の和。

検出下限濃度未満での放出は放出量を 0 とした。

年間平均濃度：年間放出量を、1 年間連続して排気装置を運転した場合の年間総排風量で除した値。ただし、この値が検出下限濃度未満の場合は “< (検出下限値)” とした。

* 使用済燃料の保管管理がなくなったため、第 4 四半期より廃止した。

表 7.2-2 放射性液体廃棄物の 3 か月平均濃度及び年間放出量

(むつ事業所, 2002 年度)

施設名	廃液量 (m ³)	3 か月平均濃度の 最大値 * (Bq/cm ³)	年間放出量 (Bq)	年間放出量 放出管理目標
研究棟	1.2×10^1	$^{242}\text{Pu} : < 3.4 \times 10^{-4}$	$^{242}\text{Pu} : 0$	0

* 検出下限濃度以上の放出放射能を廃液量で除した値。全て検出下限濃度未満の場合は、検出下限濃度の最大値。

(3) 線量当量率及び表面密度の管理

線量当量率及び表面密度の測定は、燃・廃棟、機・排棟、保管建屋、研究棟における人の常時立ちに入る場所及び管理区域境界について実施した。線量当量率は最大 $12 \mu\text{Sv/h}$ (保管建屋の原子炉室保管室)、表面密度は全 α が $0.04\text{Bq}/\text{cm}^2$ 未満、全 β が $0.4\text{Bq}/\text{cm}^2$ 未満であった。

(4) 各種作業における放射線管理

関根浜施設においては、燃・廃棟に貯蔵保管されている使用済樹脂貯蔵容器内のイオン交換樹脂抜き出しを行い、遮へい付き収納容器に充填して貯蔵、保管した。本作業における作業者の外部被ばく線量は、検出下限線量未満であり、内部被ばくにおいても体内汚染は検出されなかった。

その他の作業としては、TLD 素子の照射試験の定常的な放射線作業が行われたが、問題となるような被ばく及び汚染はなかった。

研究棟においては、加速器質量分析装置の調整及び運転、プルトニウム溶液の調製作業が行われたが、問題となるような被ばく及び汚染はなかった。

(5) 放射性汚染の状況

2002 年度においては、特に問題となる放射性汚染はなかった。

(倉持 彰彦)

7.3 個人線量の管理

(1) 外部被ばく線量の管理

2002年度における放射線業務従事者の集団実効線量、平均実効線量、最大実効線量、皮膚及び眼の水晶体の等価線量は、それぞれ検出下限線量未満であった。

放射線業務従事者の人数、実効線量に係る被ばく状況等については、四半期別及び作業者区別に集計し、それぞれ表7.3-1及び表7.3-2に示す。

見学者等の一時的に管理区域に立ち入った者の線量は、警報付ポケット線量計等を着用させて測定したが、有意な被ばくはなかった。

(2) 内部被ばく線量の管理

2001年度に引き続き、全身カウンタによる内部被ばくに係る線量の検査を行った。また、研究棟における放射線業務従事者1名に対してバイオアッセイ法による全 α 放射能確認検査を行った。

2002年度における全身カウンタによる内部被ばく受検件数を表7.3-3に示す。測定の結果、すべての検査において体内汚染は検出されなかった。

(倉持 彰彦)

表 7.3-1 放射線業務従事者の実効線量に係る四半期別被ばく状況

(むつ事業所、2002年度)

管理期間	放射線業務従事者実員	実効線量分布(人数)					平均実効線量(mSv)	最大実効線量(mSv)	集団実効線量(人・mSv)
		0.1mSv未満	0.1 mSv以上 1.0mSv以下	1.0mSvを超える 5.0mSv以下	5.0mSvを超える 15mSv以下	15mSvを超えるもの			
第1四半期	55	55	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
第2四半期	53	53	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
第3四半期	62	62	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
第4四半期	63	63	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
年間	82	82	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0

表 7.3-2 放射線業務従事者の実効線量に係る作業者区別被ばく状況

(むつ事業所、2002年度)

作業者区分	放射線業務従事者実員	実効線量分布(人数)					平均実効線量(mSv)	最大実効線量(mSv)	集団実効線量(人・mSv)
		0.1mSv未満	0.1 mSv以上 1.0mSv以下	1.0mSvを超える 5.0mSv以下	5.0mSvを超える 15mSv以下	15mSvを超えるもの			
職員等	34	34	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
外来研究員等	3	3	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
請負業者	45	45	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
研修生	0	0	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
全作業者	82	82	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0

表 7.3-3 全身カウンタによる内部被ばく受検件数

(むつ事業所, 2002 年度)

管理期間	定期検査	入域検査	退域検査	入退域中間検査	臨時検査	確認検査	合計
第1四半期	0	13	2	0	0	32	47
第2四半期	0	0	6	0	0	30	36
第3四半期	0	17	15	0	0	32	64
第4四半期	0	18	20	0	0	30	68
合計	0	48	43	0	0	124	215

7.4 放射線計測器の管理

(1) サーベイメータ等の管理

2002 年度におけるサーベイメータ等の保有台数及び校正台数を種類別に表 7.4-1 に示す。

サーベイメータ、スケーラ等の放射線計測機器の点検校正は、年 1 回実施した。

(2) 放射線モニタ等の管理

2002 年度における放射線管理用モニタの保有台数及び校正台数を種類別に表 7.4-2 に示す。全ての使用済燃料が搬出されたことに伴い、モニタリングポストに係るモニタの廃止及び施設放射線管理用モニタの一部を廃止し、校正台数を減少させた。その他、モニタリングカー（環境用移動γ線モニタ）の点検校正は、2001 年度同様、年 1 回実施した。気象観測装置についても同様に年 1 回実施した。

(高群 富貴)

表 7.4-1 サーベイメータの保有台数及び校正台数

(むつ事業所, 2002 年度)

サーベイメータの種類	保有台数	校正台数
GM管式サーベイメータ	8	8
表面汚染検査用サーベイメータ (β 線用)	12	12
表面汚染検査用サーベイメータ (α 線用)	3	3
電離箱式サーベイメータ	9	9
レムカウンタ	2	2
NaI シンチレーション式サーベイメータ	5	4
テレスコープ	1	1
ガスフロー式サーベイメータ	5	1
合 計	45	40

表 7.4-2 放射線管理用モニタの保有台数及び校正台数
(むつ事業所, 2002 度)

モニタの種類	保有台数	校正台数
エリニアモニタ	3	3
β 線塵埃モニタ	4	4
α 線塵埃モニタ	1	1
ガスマニタ	1	1
水モニタ	1	1
環境用移動ガンマ線モニタ	1	1
ハンドフットクロスモニタ	2	2
合計	13	13

7.5 放射性同位元素等の保有状況

2003 年 3 月に燃・廃棟建屋排気設備室において許可を得ている密封された放射性同位元素のうち, 使用目的がなくなった ^{226}Ra , ^{60}Co , $^{241}\text{Am-Be}$ の 3 核種 4 個の線源及び 3.7MBq 以下の密封線源のうち, 不要な線源を日本アイソトープ協会へ譲渡した。

むつ事業所放射線障害予防規定第 36 条に基づき, 2003 年 3 月 31 日現在における保有状況を調査した。また, 3.7MBq 以下の密封線源についても併せて調査した。放射性同位元素保有状況を表 7.5-1 に, 放射線発生装置の種類及び性能を表 7.5-2 に示す。

(高群 富貴)

表 7.5-1 放射性同位元素保有状況

(2003 年 3 月 31 日現在)

(むつ事業所, 2002 年度)

施設名	密封された放射性同位元素				3.7MBq 以下の密封線源			
	保有量	主要核種	核種数	個数	保有量	主要核種	核種数	個数
燃・廃棟	0*	$^{124}\text{Sb-Be}$	1	4	$2.7 \times 10^7\text{Bq}$	^{60}Co , ^{137}Cs	17	159

* 微量なため 0 とした。

表 7.5-2 放射線発生装置の種類及び性能

(2003 年 3 月 31 日現在)

(むつ事業所, 2002 年度)

施設名	種類	台数	性能	備考
研究棟	コッククロフト・ワルトン型加速装置	1 台	最大加速電圧 3MV 最大加速電流 炭素 $30\mu\text{A}$ よう素 $5\mu\text{A}$ ベリリウム $5\mu\text{A}$ アルミニウム $5\mu\text{A}$	

付 錄

Appendix

1. 外部投稿

1.1 研究・技術論文・ノート

氏名	標題	誌名
M. Pinak	8-oxoguanine lesioned B-DNA molecule complexed with repair enzyme hOGG1 – Molecular dynamics study	Journal of Computational Chemistry, 24, 898-907 (2003)
M. Pinak	Computational determination of radiation damage effects on DNA structure	Central European Journal of Physics, 1, 170-190 (2003)
R. Watanabe K. Saito	Monte Carlo simulation of strand-break induction on plasmid DNA in aqueous solution by monoenergetic electrons	Radiation and Environmental Biophysics, 41, 207-215 (2002)
R. Watanabe H. Nikjoo*1	Modelling the effect of incorporated halogenated pyrimidine on radiation-induced DNA strand breaks *1 Medical Research Council	International Journal of Radiation Biology, 78, 953-966 (2002)
H. Nikjoo*1 C. E. Bolton*1 R. Watanabe M. Terrissol*2 P. O'Neill*1 D. T. Goodhead*1	Modelling of DNA damage induced by energetic electrons (100eV to 100 keV) *1 Medical Research Council *2 CPAT, Universite Paul Sabatier	Radiation Protection Dosimetry, 99, 77-80 (2002)
J. Kuwabara H. Noguchi	Development of rapid bioassay method for plutonium	Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry, 252(2), 273-276 (2002)
J. Kuwabara S. Tolmachyov K. Seki H. Noguchi	The development of flow injection technique for rapid uranium determination in urine samples	Journal of Nuclear Science Technology Supplement 3, 556-559 (2002)
野口 宏 横山 須美	トリチウム被ばく線量評価コードACUTRIとTRINORM	KURRI-KR-80,50-56 (2002)
H. Noguchi S. Yokoyama	Vertical profile of tritium concentration in air during a chronic atmospheric HT release	Health Physics, 84(3), 344-352 (2003)
S. Kinase H. Noguchi Y. Sakamoto T. Nakamura*1 M. Kimura*2	Development of tissue substitute with high mass density *1 Tohoku University *2 Kyoto Kagaku Co. Ltd	Proceedings of 1st Asian and Oceanic Congress for Radiation Protection (AOCRP-1), Radiation Protection Toward the New Horizon, Oct. 20-24, 2002, Seoul, CD-ROM, PS-2-5 (2002)

氏名	標題	誌名
A. Endo K. Sato H. Noguchi Su. Tanaka ^{*1} T. Iida ^{*2} S. Furuichi ^{*2} Y. Kanda ^{*3} Y. Oki ^{*4}	Study of particle size distribution and formation mechanism of radioactive aerosols generated in high-energy neutron fields *1 Advanced Radiation Technology Center *2 Nagoya University *3 High Energy Accelerator Research Organization *4 Kyoto University	Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry, 256(2), 231-237 (2003)
E. Kim A. Endo Y. Yamaguchi	Development of SCINFUL-CG code to calculate response function of hybrid neutron detectors using scintillators	Journal of Nuclear Science and Technology, Supplement 2, 693-696 (2002)
S. Ban ^{*1} T. Sato Y. Oki ^{*2} K. Tanaka ^{*2} K. Shin ^{*3} H.S.Lee ^{*4} J.S.Bak ^{*4}	Radioactivity in aluminum, water and carbon beam dumps by 2-2.5 GeV electrons *1 High Energy Accelerator Research Organization *2 Kyoto University Research Reactor Institute *3 Kyoto University *4 Pohang Accelerator Laboratory	Journal of Nuclear Science and Technology, Supplement 2, 1191-1193 (2002)
H.S.Lee ^{*1} S. Ban ^{*2} K. Shin ^{*3} T. Sato S. Maetake ^{*3} C. Chung ^{*1} H.D. Choi ^{*4}	Systematics of differential photoneutron yields produced from Al, Ti, Cu, Sn, W, and Pb targets by irradiation of 2.04 GeV electrons *1 Pohang Accelerator Laboratory *2 High Energy Accelerator Research Organization *3 Kyoto University *4 Seoul National University	Journal of Nuclear Science and Technology, Supplement 2, 1228-1231 (2002)
F. Takahashi Y. Yamaguchi K. Saito M. Iwasaki ^{*1} C. Miyazawa ^{*1} T. Hamada ^{*2} J. Funabiki ^{*3}	Analysis of absorbed dose to tooth enamel for ESR Dosimetry *1 Ohu University *2 Association for Nuclear Safety *3 Mitsubishi Research Institute	Journal of Nuclear Science and Technology, Supplement 2, 1314-1317 (2002)
A. Endo Y. Yamaguchi	Reassessment of nuclear decay database used for dose calculation	Journal of Nuclear Science and Technology, Supplement 2, 1433-1436 (2002)
E. Kim A. Endo Y. Yamaguchi M. Yoshizawa T. Nakamura ^{*1} T. Shiomi ^{*1}	Measurement of neutron dose with an organic liquid scintillator coupled with a spectrum weight function *1 Tohoku University	Radiation Protection Dosimetry, 102(1), 31-40 (2002)

氏名	標題	誌名
金 ウンジュ 遠藤 章 山口 恭弘 吉澤 道夫 中村 尚司 ^{*1} A. H. D. Rasolonjatovo ^{*1}	液体シンチレータと ⁶ Liガラスシンチレータを組み合わせた広帯域エネルギー対応中性子検出器 *1 東北大学	日本原子力学会和文論文誌, 1(3), 317-319 (2002)
M. Iwasaki ^{*1} C. Miyazawa ^{*1} T. Chida ^{*2} F. Takahashi Y. Onai ^{*3}	Dental ESR dosimetry of a medical physicist who revised occupational radiation exposure for almost 40Y *1 Ohu University *2 Institute of Radiation Measurement *3 The Cancer Institute of the Japanese Foundation for Cancer Research	Health Physics, 83(4), 534-538 (2002)
F. Takahashi Y. Yamaguchi M. Iwasaki ^{*1} C. Miyazawa ^{*1} T. Hamada ^{*2} K. Saito	Conversion from tooth enamel dose to organ doses for the electron spin resonance Dosimetry *1 Ohu University *2 Association for Nuclear Safety	Journal of Nuclear Science and Technology, 39, 9, 964-971 (2002)
K. Oda ^{*1} Y. Saito ^{*1} N. Miyawaki ^{*1} T. Yamauchi ^{*1} A. El Rahmany ^{*2} Y. Nakane ^{*3} Y. Yamaguchi	Characteristic response of plastic track detectors to 40-80 MeV neutrons *1 Kobe University of Mercantile Marine *2 Menofia University *3 Center for Proton Accelerator Facilities	Radiation Protection Dosimetry, 101, 569-572 (2002)
T. Nunomiya ^{*1} E. Kim T. Kurosawa ^{*2} S. Taniguchi ^{*3} T. Nakamura ^{*1} Y. Nakane ^{*4} Y. Sakamoto S. Tanaka ^{*5}	Measurement of lineal-energy distributions for neutrons of 8 keV to 65 MeV by using a tissue-equivalent proportional counter *1 Tohoku University *2 National Institute of Advanced Industrial Science and Technology *3 Japan Synchrotron Radiation Research Institute *4 Center for Neutron Science *5 Advanced Radiation Technology Center	Radiation Protection Dosimetry, 102, 49-59 (2002)
F. Takahashi Y. Yamaguchi M. Iwasaki ^{*1} C. Miyazawa ^{*1} T. Hamada ^{*2} J. Funabiki ^{*3} K. Saito	Analysis of absorbed dose to tooth enamel against external photon exposure *1 Ohu University *2 Association for Nuclear Safety *3 Mitsubishi Research Institute	Radiation Protection Dosimetry, 103, 125-130 (2003)
高橋 史明 山口 恭弘	光子入射におけるファントム材質の後方散乱線への影響	RADIOISOTOPES, 52, 94-97 (2003)

氏名	標題	誌名
A.H.D. Rasolonjatovo* ¹ T. Shiomi* ¹ E. Kim T. Nakamura* ¹ T. Nunomiya* ¹ A. Endo Y. Yamaguchi M. Yoshizawa	Development of a new neutron monitor using a boron-loaded organic liquid scintillation detector * ¹ Tohoku University	Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A 492, 423-433 (2002)
山口 恭弘	高エネルギー中性子に対する線量測定・評価の課題と現状	第3回「最近の外部被ばく線量測定・評価に関するワークショップ」報文集 JAERI-Conf 2003-002, 75-77 (2003)
佐藤 達彦 遠藤 章 山口 恭弘 金 ウンジュ 中村 尚司* ¹	100 MeVまで対応可能な中性子検出器の開発 * ¹ 東北大学	第3回「最近の外部被ばく線量測定・評価に関するワークショップ」報文集 JAERI-Conf 2003-002, 78-84 (2003)
高橋 史明 山口 恭弘 遠藤 章	臨界事故時の線量評価手法の開発	第3回「最近の外部被ばく線量測定・評価に関するワークショップ」報文集 JAERI-Conf 2003-002, 113-120 (2003)
津田 修一 遠藤 章 山口 恭弘	中性子ファントムの開発	第3回「最近の外部被ばく線量測定・評価に関するワークショップ」報文集 JAERI-Conf 2003-002, 121-127 (2003)
M. Tsutsumi T. Oishi N. Kinouchi R. Sakamoto M. Yoshida	Design of an Anti-Compton Spectrometer for Low-Level Radioactive Wastes using Monte Carlo Techniques	Journal of Nuclear Science and Technology, 39, 957-963 (2002)
R. Sakamoto K. Saito	Conversion Factors for Mobile Survey Method by Car and its Application	Proceedings of the First Asian and Oceanic Congress for Radiation Protection (CD-ROM), PS-6-9 (2002)
T. Oishi M. Tsutsumi T. Sugita* ¹ M. Yoshida	An EGS4 User Code for Designing Gamma Ray Detection Systems * ¹ Science and System Laboratory	Proceedings of the First Asian and Oceanic Congress for Radiation Protection (CD-ROM), PS-7-6 (2002)

氏名	標題	誌名
吉澤 道夫 谷村 嘉彦 三枝 純 藤井 克年 清水 滋 吉田 真	単色中性子校正場の整備状況	第3回「最近の外部被ばく線量測定・評価に関するワークショップ」報文集, JAERI-Conf 2003-002, 22-31 (2003)
吉澤 道夫 三枝 純 谷村 嘉彦 梶本 与一 清水 滋 吉田 真	放射線標準施設棟の RI 中性子源を用いた校正場	第3回「最近の外部被ばく線量測定・評価に関するワークショップ」報文集, JAERI-Conf 2003-002, 40-47 (2003)
三枝 純 谷村 嘉彦 吉澤 道夫 吉田 真	スペクトル可変校正場の開発 —開発目的とスペクトル試計算—	第3回「最近の外部被ばく線量測定・評価に関するワークショップ」報文集, JAERI-Conf 2003-002, 57-64 (2003)
谷村 嘉彦 三枝 純 吉澤 道夫 吉田 真	減速型基準移行用検出器の開発	第3回「最近の外部被ばく線量測定・評価に関するワークショップ」報文集, JAERI-Conf 2003-002, 65-72 (2003)
木内 伸幸 大石 哲也 吉田 真	イメージングプレートを利用したエアフィルタの 捕集性能の簡易評価法	Radioisotopes, 51(7), 266-271 (2002)
小佐古 敏莊 ^{*1} 杉浦 紳之 ^{*1} 山本 英明 服部 隆利 ^{*2} 金子 正人 ^{*3} 宮部 賢次郎 ^{*4} 佐藤 秀治 ^{*5} 浜田 達二 ^{*6}	決定グループの考え方 —放射性廃棄物の観点から— ^{*1} 東京大学原子力研究総合センター ^{*2} (財) 電力中央研究所 ^{*3} (財) 放射線影響協会 ^{*4} 核燃料サイクル開発機構 ^{*5} (財) 原子力安全研究協会 ^{*6} (社) 日本アイソトープ協会	日本原子力学会 和文論文誌, 4(1), 449-461 (2002)

1.2 総説・調査報告・解説等

氏名	標題	誌名
木名瀬 栄	放射性核種の内部被ばく線量評価に関するワークショップ に出席して	保健物理, 37(4), 270-273 (2002)
木名瀬 栄	40周年記念行事—新しい放射線防護体系の構築に向けた最 近の話題—に出席して	保健物理, 38(1), 24-27 (2003)
吉澤 道夫	原研・放射線標準施設の中性子校正場について	放計協ニュース No.29, (2002)

2. JAERI—(Research, Data/Code, Tech, Review, Conf) レポート

氏名	標題	レポートNo.
M. Pinak	Molecular dynamics simulation studies of radiation damaged DNA molecules and repair enzymes	JAERI-1346 (2003)
M. Pinak	Molecular dynamics simulation of 8-oxoguanine lesioned DNA complexed with repair enzyme hOGG1	JAERI-Research 2002-016, (2002)
N.B. Ouchi	On the modeling of the process of tumorigenesis	JAERI-Conf 2002-005, (2002)
K. Kawai A. Endo H. Noguchi	Dose coefficients for radionuclides produced in high energy proton accelerator facilities: Coefficients for radionuclides not listed in ICRP publications	JAERI-Data/Code 2002-013, (2002)
横山 須美 野口 宏 龍福 進*1 佐々木 利久*1 黒澤 直久*1	事故放出トリチウムに対する公衆被ばく線量評価コードACUTRI *1 (株) ヴィジブルインフォメーションセンター	JAERI-Data/Code 2002-022, (2002)
K. Sato H. Noguchi A. Endo Su. Tanaka*1 T. Iida*2 S. Furuichi*2 Y. Kanda*3 Y. Oki*4	Effects of neutron energy and added aerosol on radioactive aerosol formation under high energy neutron irradiation *1 Advanced Radiation Technology Center *2 Nagoya University *3 High Energy Accelerator Research Organization *4 Kyoto University	JAERI-Review 2002-035, (2002)
坂本 幸夫 佐藤 理*1 津田 修一 義澤 宣明*1 岩井 敏*1 田中 俊一 山口 恭弘	高エネルギー光子・電子・中性子・陽子に対する線量換算係数 *1 三菱総研	JAERI-1345, (2003).
坂本 幸夫	放射線輸送計算による JCO 臨界事故時の線量当量率分布評価	JAERI-Research 2002-025, (2002).
中根 佳弘*1 原田 泰典*1 坂本 幸夫 小栗 朋美*1 吉澤 道夫 高橋 史明 石倉 剛*2 藤元 敏明*2 田中 進*3 笛本 宣雄*1	高エネルギー加速器施設対応中性子レムモニタのエネルギー応答特性評価 *1 大強度陽子加速器施設開発センター *2 富士電機 (株) *3 放射線高度利用センター	JAERI-Tech 2003-011, (2002)

氏名	標題	レポートNo.
吉澤 道夫 遠藤 章(編)	第3回「最近の外部被ばく線量測定・評価に関するワークショップ」報文集 2002年11月28・29日、日本原子力研究所東海研究所、東海村	JAERI-Conf 2003-002, (2002)
滝 光成 菊地 正光 小林 秀雄 山口 武憲	環境被ばく線量評価コード(EDAS)の開発	JAERI-Data/Code 2003-006, (2002)
橋 晴夫 関田 勉 山口 武憲	気象データ統計解析コード(W-View)の開発	JAERI-Data/Code 2003-002, (2002)
足利谷 好信 吉野 敏明 安 和寿 黒沢 義昭 沢 和弘*1	HTTR出力上昇試験における放射線モニタリングデータ (定格運転モード30MWまでの結果) *1 高温工学試験研究炉開発部	JAERI-Tech 2002-094, (2002)

3. 所内資料

氏名	標題	年月
那珂研 安全管理課	安全衛生管理状況報告書（平成13年度第4四半期）	2002年5月
那珂研 安全管理課	安全衛生管理状況報告書（平成14年度第1四半期）	2002年8月
那珂研 安全管理課	安全衛生管理状況報告書（平成14年度第2四半期）	2002年11月
那珂研 安全管理課	安全衛生管理状況報告書（平成14年度第3四半期）	2003年2月
高崎研 安全管理課	安全衛生管理状況報告書（平成13年度第4四半期）	2002年5月
高崎研 安全管理課	安全衛生管理状況報告書（平成14年度第1四半期）	2002年9月
高崎研 安全管理課	安全衛生管理状況報告書（平成14年度第2四半期）	2002年12月
高崎研 安全管理課	安全衛生管理状況報告書（平成14年度第3四半期）	2003年3月
大洗研 放射線管理課	放射線管理季報 No.24-4（平成13年度第4四半期）	2002年5月
大洗研 放射線管理課	放射線管理季報 No.25-1（平成14年度第1四半期）	2002年8月
大洗研 放射線管理課	放射線管理季報 No.25-2（平成14年度第2四半期）	2002年11月
大洗研 放射線管理課	放射線管理季報 No.25-3（平成14年度第3四半期）	2003年2月
関西研 安全管理課	安全衛生管理状況報告書（平成13年度第4四半期）	2002年5月
関西研 安全管理課	安全衛生管理状況報告書（平成14年度第1四半期）	2002年8月
関西研 安全管理課	安全衛生管理状況報告書（平成14年度第2四半期）	2002年11月
関西研 安全管理課	安全衛生管理状況報告書（平成14年度第3四半期）	2003年2月
むつ事 保安管理課	安全衛生管理状況報告書（平成13年度第4四半期）	2002年6月
むつ事 保安管理課	安全衛生管理状況報告書（平成14年度第1四半期）	2002年9月
むつ事 保安管理課	安全衛生管理状況報告書（平成14年度第2四半期）	2002年11月
むつ事 保安管理課	安全衛生管理状況報告書（平成14年度第3四半期）	2003年3月

4. 口頭発表及び講演

氏名	標題	学会名等
中山 晃志 斎藤 公明 加藤 正平	放射線リスク推定値の統計的有意性と将来予測	日本保健物理学会 第36回研究発表会 2002年6月(金沢)
M. Pinak	Recognition of carcinogenic DNA lesions by repair enzymes–molecular dynamics investigation	Frontiers in Cancer Prevention Research 2002年10月(米国)
渡辺 立子 斎藤 公明 横谷 明徳*1	X線照射により誘発されるオージェ過程によるDNA損傷のクラスター化 *1 放射光科学研究センター	日本放射線影響学会 第45回大会 2002年9月(仙台)
斎藤 公明 渡辺 立子 M. Pinak	シミュレーション計算によるDNA損傷・修復機構の研究	日本放射線影響学会 第45回大会 2002年9月(仙台)
赤松 憲 藤井 健太郎*1 横谷 明徳*1	チミンを用いた放射線dose-response の基礎的検討 *1 放射光科学研究センター	日本放射線影響学会 第45回大会 2002年9月(仙台)
M. Pinak A. Laaksonen*1	Computational study of recognition of DNA damages and their repair; 8-oxoguanine oxidative DNA damage with repair enzyme hOGG1 *1 Stockholm University	International Symposium on Biological Effects of Low Dose Radiation 2002年10月(六ヶ所村)
M. Pinak A. Laaksonen*1	Photobiological model studies of molecular mechanisms behind UV-irradiated skin cancer and photo aging *1 Stockholm University	International Symposium on Biological Effects of Low Dose Radiation 2002年10月(六ヶ所村)
N.B. Ouchi	Biologically based modeling and simulation of carcinogenesis at low doses	International Symposium on Biological Effects of Low Dose Radiation 2002年10月(六ヶ所村)
M. Pinak A. Laaksonen*1	Effect of multiple 8-oxoguanine DNA lesions on DNA and its recognition by repair enzyme hOGG1; Molecular dynamics study *1 Stockholm University	Biophysical Society Annual Meeting 2003 2003年3月(米国)
渡辺 立子	放射線エネルギー付与構造とDNA損傷	日本物理学会 第58回年次大会 2003年3月(仙台)

氏名	標題	学会名等
斎藤 公明 木村 英雄*1 木名瀬 栄 野口 宏 佐藤 薫 斎藤 秀敏*2 船曳 淳*3 佐藤 理*3 高木 俊治*3	ボクセルファントムを用いた線量計算用コード群の開発 *1 ITBL利用推進室 *2 東京都立保健科学大学 *3 三菱総合研究所	日本原子力学会 2003年春の年会 2003年3月(佐世保)
斎藤 聖子*1 斎藤 公明	微小確率におけるリスク判断の性質 *1 文化女子大学	日本原子力学会 2003年春の年会 2003年3月(佐世保)
R. Watanabe K. Saito A. Yokoya*1	Microdosimetric approach for qualitative analysis of DNA damage by low-LET radiation *1 Synchrotron Radiation Research Center	International Symposium on Innovative Technology for Radiation Risk Study 2003 2003年3月(東京)
N.B. Ouchi	Mathematical model of carcinogenesis for cellular aggregates	International Symposium on Innovative Technology for Radiation Risk Study 2003 2003年3月(東京)
K. Akamatsu K. Fujii*1 A. Yokoya*1	Molecular change of thymine by ionizing radiation and its dependence on the energy *1 Synchrotron Radiation Research Center	International Symposium on Innovative Technology for Radiation Risk Study 2003 2003年3月(東京)
N.B. Ouchi	Mathematical model of carcinogenesis at the cellular level	The 3rd International Workshop on Mathematical Modelling in Carcinogenesis 2003年3月(京都)
河野 秀俊	蛋白質配列の物理化学的プロファイルと進化的プロファイルの比較	日本生物物理学学会 第40回年会 2002年11月(名古屋)
H. Kono A. Sarai*1 S. Selvaraj*1 J.-G. Siebers*1 M.M. Gromiha*1 P. Prabakaran*1	Target prediction of transcription factors; Application of structure-based method to yeast genome *1 The Institute of Physical and Chemical Research	13th International Conference on Genome Informatics 2002年12月(東京)

氏名	標題	学会名等
野口 宏 横山 須美	平常運転時トリチウム公衆被ばく線量評価コードの検証	日本保健物理学会 第36回研究発表会 2002年6月(金沢)
木名瀬 栄 野口 宏 坂本 幸夫 中村 尚司*1 木村 雅哉*2	光子用人体組織等価材の再評価 *1 東北大学 *2 (株)京都科学	日本保健物理学会 第36回研究発表会 2002年6月(金沢)
佐藤 薫 遠藤 章 野口 宏 田中 進*1 飯田 孝夫*2 古市 真也*2 神田 征夫*3 沖 雄一*4	高エネルギー中性子照射場における放射性エアロゾルの粒径分布 *1 放射線高度利用センター *2 名古屋大学 *3 高エネルギー加速器研究機構 *4 京都大学原子炉実験所	第11回TIARA研究 発表会 2002年7月(高崎)
木名瀬 栄 堤 正博 大石 哲也 三枝 純 野口 宏 吉田 真 中村 尚司*1	計算シミュレーションに用いるゲルマニウム同軸型検出器の簡易モデル *1 東北大学	日本原子力学会 2002年秋の大会 2002年9月(いわき)
佐藤 薫 遠藤 章 野口 宏 田中 進*1 飯田 孝夫*2 古市 真也*2 神田 征夫*3 沖 雄一*4	中性子照射による放射性エアロゾルの生成に及ぼす添加工エアロゾルの影響 *1 放射線高度利用センター *2 名古屋大学 *3 高エネルギー加速器研究機構 *4 京都大学原子炉実験所	日本原子力学会 2002年秋の大会 2002年9月(いわき)
野口 宏 横山 須美	トリチウムの環境影響評価	日本放射線影響学会 第45回大会 2002年9月(仙台)
S. Kinase H. Noguchi T. Nakamura*1	Application of Ge semi-conductor detector to whole-body counter *1 Tohoku University	Workshop on Internal Dosimetry of Radionuclides 2002年9月(英国)
S. Kinase M. Zankl*1 J. Kuwabara K. Sato H. Noguchi J. Funabiki*2 K. Saito	Evaluation of specific absorbed fractions in voxel phantoms using Monte Carlo simulation *1 GSF-National Research Center for Environment and Health *2 Mitsubishi Research Institute	Workshop on Internal Dosimetry of Radionuclides 2002年9月(英国)

氏名	標題	学会名等
S. Kinase H. Noguchi Y. Sakamoto T. Nakamura ^{*1} M. Kimura ^{*2}	Development of tissue substitute with high mass density * ¹ Tohoku University * ² Kyoto Kagaku Co. Ltd.	The 1st Asian and Oceanic Congress for Radiation Protection (AOCRP-1), 2002年10月(韓国)
野口 宏	ICRPの内部被ばく線量評価	第17回日本薬物動態学会 2002年11月(東京)
遠藤 章 山口 恭弘 K.F. Eckerman ^{*1}	線量計算用放射線データ編集手法の改良(1) * ¹ Oak Ridge National Laboratory	日本保健物理学会 第36回研究発表会, 2002年6月(金沢)
津田 修一 遠藤 章 山口 恭弘	中性子用ファントム軟組織材料の合成と特性評価	日本原子力学会 2002年秋の大会 2002年9月(いわき)
佐藤 達彦 津田 修一 坂本 幸夫 山口 恭弘 仁井田 浩二 ^{*1}	10GeV以上の核子に対する線量換算係数の評価 * ¹ Research Organization for Information Science and Technology	日本原子力学会 2002年秋の大会 2002年9月(いわき)
A. Endo Y. Yamaguchi K.F. Eckerman ^{*1}	Development and assessment of new radioactive decay database used for dosimetry calculation * ¹ Oak Ridge National Laboratory	Workshop on Internal Dosimetry of Radionuclides, 2002年9月(英国)
S. Tsuda A. Endo Y. Yamaguchi	Development of soft-tissue equivalent materials for neutron	International Conference on the Application of Accelerators in Research and Industry, 2002年11月(米国)
T. Sato S. Tsuda Y. Sakamoto Y. Yamaguchi K. Niita ^{*1}	Simulation codes to evaluate dose conversion coefficients for hadrons over 10 GeV * ¹ Research Organization for Information Science and Technology	The 1st Asian and Oceanic Congress for Radiation Protection (AOCRP-1), 2002年10月(韓国)
F. Takahashi Y. Yamaguchi A. Endo	Dose assessment with activated sodium in human body in criticality accident	The 1st Asian and Oceanic Congress for Radiation Protection (AOCRP-1), 2002年10月(韓国)
津田 修一 遠藤 章 山口 恭弘	中性子ファントムの開発	第3回「最近の外部被ばく線量測定・評価に関するワークショップ」 2002年11月(東海村)

氏名	標題	学会名等
山口 恭弘	高エネルギー中性子に対する線量測定・評価の課題と現状	第3回「最近の外部被ばく線量測定・評価に関するワークショップ」 2002年11月(東海村)
佐藤 達彦 遠藤 章 山口 恭弘 金 ウンジュ 中村 尚司*1	100 MeVまで対応可能な中性子検出器の開発 *1 東北大学	第3回「最近の外部被ばく線量測定・評価に関するワークショップ」 2002年11月(東海村)
高橋 史明 山口 恭弘 遠藤 章	臨界事故時の線量評価手法の開発	第3回「最近の外部被ばく線量測定・評価に関するワークショップ」 2002年11月(東海村)
山口 恭弘 佐藤 達彦 遠藤 章 金 ウンジュ 吉澤 道夫 田中 進*1 中村 尚司*2 潮見 大志*2 D.R.D. Rasolonjatovo*2	陽子加速器施設における放射線安全性に関する研究 —高エネルギー中性子モニタ用検出器の開発 *1 放射線高度利用センター *2 東北大学	原研・大学プロジェクト 共同研究シンポジウム 2003年2月(東大)
山口 恭弘	放射線防護のための被ばく線量評価	第2回「超高強度レーザーの切り拓く科学技術」 研究会 2003年2月(木津)
高橋 史明 遠藤 章 山口 恭弘	臨界事故時中性子被ばくの体内ナトリウムの放射化	日本原子力学会 2003年春の大会 2003年3月(佐世保)
佐藤 達彦 遠藤 章 山口 恭弘 金 ウンジュ	BC501A/ ⁶ Li-Zn(Ag)シンチレータを用いた中性子モニタ用検出器の開発	日本原子力学会 2003年春の大会 2003年3月(佐世保)
遠藤 章 山口 恭弘 住田 健二*1	燃料集合体非破壊測定システムによる中性子計測データ *1 大阪大学	日本原子力学会 2003年春の大会 2003年3月(佐世保)
吉澤 道夫 三枝 純 谷村 嘉彦 吉田 真	コンクリート減速場の個人線量計校正への適用性	日本保健物理学会 第36回研究発表会 2002年6月(金沢)
谷村 嘉彦 坂本 隆一 美留町 厚*1 吉田 真	市販の低価格放射線検出素子3種類の特性評価 *1 工務・技術室	第63回応用物理学会 学術講演会 2002年9月(新潟)

氏名	標題	学会名等
谷村 嘉彦 藤井 克年 三枝 純 吉澤 道夫 清水 滋 吉田 真 武田 直人 ^{*1} 瓜谷 章 ^{*1} 柴田 泰成 ^{*1} 工藤 勝久 ^{*1}	原研・放射線標準施設における単色中性子校正場の開発 (II) —特性評価とトレーサビリティの確立— *1 産業技術総合研究所	日本原子力学会 2002年秋の大会 2002年9月（いわき）
R. Sakamoto K. Saito	Conversion Factors for Mobile Survey Method by Car and its Application	The 1st Asian and Oceanic Congress for Radiation Protection (AOCRP-1), 2002年10月（韓国）
T. Oishi M. Tsutsumi T. Sugita ^{*1} M. Yoshida	An EGS4 User Code for Designing Gamma Ray Detection Systems *1 Science and System Laboratory	The 1st Asian and Oceanic Congress for Radiation Protection (AOCRP-1), 2002年10月（韓国）
吉澤 道夫 谷村 嘉彦 三枝 純 藤井 克年 清水 滋 吉田 真	単色中性子校正場の整備状況	第3回「最近の外部被ばく線量測定・評価に関するワークショップ」 2002年11月（東海村）
吉澤 道夫 三枝 純 谷村 嘉彦 梶本 与一 清水 滋 吉田 真	放射線標準施設棟の RI 中性子源を用いた校正場	第3回「最近の外部被ばく線量測定・評価に関するワークショップ」 2002年11月（東海村）
三枝 純 谷村 嘉彦 吉澤 道夫 吉田 真	スペクトル可変校正場の開発 —開発目的とスペクトル試計算—	第3回「最近の外部被ばく線量測定・評価に関するワークショップ」 2002年11月（東海村）
谷村 嘉彦 三枝 純 吉澤 道夫 吉田 真	減速型基準移行用検出器の開発	第3回「最近の外部被ばく線量測定・評価に関するワークショップ」 2002年11月（東海村）
吉田 真	環境放射線測定器の校正技術に関する研究 一信頼ある防護計測を目指した加速器中性子校正場の構築—	原研－サイクル機構 合同安全研究成果 報告会 2003年3月（東京）

氏名	標題	学会名等
山外 功太郎 堤 正博 大石 哲也 吉田 真	低エネルギー γ 線領域特性を改善した高効率検出器の開発	日本原子力学会 2003年春の年会 2003年3月(佐世保)
木内 伸幸 大石 哲也 吉田 真	イメージングプレートを利用したエアフィルタの捕集性能の簡易評価法	第39回理工学における同位元素・放射線研究発表会 2002年7月(東京)
松岡 俊吾 ^{*1} 根本 真太郎 ^{*1} 黒沢 直弘 ^{*1} 橘 晴夫 芝沼 行男	携帯電話による環境放射線監視システム ^{*1} (株) ヴィジブルインフォメーションセンター	日本保健物理学会 2002年6月(金沢)
S. Matsuoka ^{*1} S. Nemoto ^{*1} N. Kurosawa ^{*1} H. Tachibana T. Yamaguchi	Environmental radiation dose information system used by cellular phones in JAERI ^{*1} (株) ヴィジブルインフォメーションセンター	Proceedings of the 1st Asian and Oceanic Congress for Radiation Protection 2002年10月(韓国)
梶本 与一 川崎 朋克 村山 卓 吉澤 道夫 藤井 克年 清水 滋 村上 博幸 根本 久 ^{*1}	原研中性子校正場における中性子サーベイメータへの散乱線影響の評価 ^{*1} (財) 放射線計測協会	日本保健物理学会 第36回研究発表会 2002年6月(金沢)
藤井 克年 清水 滋 谷村 嘉彦 三枝 純 吉澤 道夫 吉田 真	原研・放射線標準施設における单色中性子校正場の開発(I) —施設概要と加速器の性能—	日本原子力学会 2002年秋の大会 2002年9月(いわき)
安 和寿 吉野 敏明 足利谷 好信 黒沢 義昭 三浦 吉史 佐藤 信行	HTTR30MW 出力上昇試験における放射線管理	日本保健物理学会 第36回研究発表会 2002年6月(金沢)
足利谷 好信 吉野 敏明 安 和寿 鈴木 隆 佐藤 信行	定格出力30MWまでの放射線モニタリングデータ	日本原子力学会 2002年秋の大会 2002年9月(いわき)

5. 特許及び登録

今年度なし

6. 受託調査・研究

今年度なし

7. 講師招へい

今年度なし

8. 所外研修コースへの協力

コース名	講師人数	コース名	講師人数
経済産業省原子力安全・保安院 原子力保安検査官・防災専門官研修	2	(財) 日本分析センター 環境放射能分析コース	1
国土交通省 放射性物質安全輸送講習会	2	(財) 原子力安全技術センター 原子力防災研修講座	24
静岡県 原子力防災講座	2	原子力防災実務講座	1
緊急時モニタリング要員研修	1	第2種放射線取扱主任者講習	4
群馬工業高等専門学校 原子力安全教育	5	密封線源取扱実務者研修	1
(社) 日本アイソトープ協会 放射線業務従事者のための教育訓練	1	放射線安全管理講習	1
(財) 原子力安全研究協会 緊急被ばく医療研修会	1	ECD 安全管理実務研修	1
原子力防災講習会	1	(財) 放射線計測協会 放射線管理等に関する研修講座	24
		放射線管理入門講座	1
		放射線管理・計測講座	1
		(財) 放射線利用振興協会 国際原子力安全セミナー	4
		原子力体験セミナー	2
		放射線利用セミナー	3

9. 所内研修コースへの協力

(1 単位は 70 分又は時間)

コース名	講義・実習	単位数又は時間	講師人数(延)
国際原子力総合技術センター			
[東京研修センター]			
基礎課程初級コース（第5回）	講義	1単位	1人
基礎課程（第270回～第271回）	講義	2単位	2人
専門課程 環境放射能測定コース（第266回）	講義	4単位	2人
専門課程 放射線管理コース（第268回）	講義	12単位	9人
第一種作業環境測定士講習（第28回）	実習	7単位	1人
第一種放射線取扱主任者講習（第115回～第121回）	講義	66.5単位	3人
[東海研修センター]			
原子炉工学課程（第59回）・原子炉工学基礎課程（第3回）	講義	12単位	4人
放射線防護基礎課程（第38回）	講義	35単位	22人
	実習	86単位	17人
放射線防護基礎課程（第39回）	講義	35単位	22人
	実習	50単位	17人
放射線廃棄物管理講座（第24回）	講義	1単位	1人
原子力防災対策講座（第43回）	講義	4単位	4人
	実習	4単位	2人
原子力防災対策講座（第44回）	講義	4単位	4人
	実習	4単位	2人
原子力防災入門講座（第270回～第283回）	講義	93単位	26人
	実習	52単位	26人
原子力入門講座（第29回）	講義	6単位	1人
原子力保安検査官赴任前研修（平成14年度）	講義	2単位	2人
	実習	4単位	2人
原子力保安検査官研修（第1～2期）	講義	6単位	3人
	実習	12単位	3人

編集後記

本報告書のタイトルが示す通り、研究部門と管理部門が共存するのが、現保健物理部の体制です。日常の活動では、それぞれの個人、課室レベルの単位で活動している場合、課室や研究と管理の枠を越えて横断的な体制を作つて活動している場合と活動形態はさまざまだと思います。そのような中、本活動報告書を作成・出版していくことの役割のひとつには、個々が関わっている仕事の見直し、関係がないと思っていた他の部門に、関連する知見を発見して新たな関係・展開へのきっかけを作ることがあるのではないかと思います。また、2002年度は、大きな事故等はありませんでしたが、原子力施設のトラブル隠しが発覚し、その体質、意識が問題となりました。このような意味においても、本報告書のように毎年の安全管理、研究活動をまとめるのは、小さい事柄でも逐次確認し、後年に明確な記録として残すために重要なことであると思われます。

本活動報告書は、複数名の執筆者に依頼して作成した原稿を一冊にまとめたものです。特に管理に関する報告は、後年重要な記録として活用される可能性があります。このため、原稿の書式の統一性、明瞭性の確認が編集委員会での重要な役割です。そこで、2002年度の編集委員会では、書式等については前年度からの申し送り事項を確認した上で、執筆要綱に示された書式設定で書かれたサンプル原稿を用意しました。これを執筆者全員に配布し、文章を入れ替えればそのまま使用することができるようになりました。このサンプル原稿の導入と、執筆者の方々のご協力により書式設定の確認に関する編集作業は、比較的簡便化されたと考えられます。今後の参考になれば幸いです。

平成17年度より日本原子力研究所と核燃料サイクル機構が統合して、新法人となって再スタートを切る予定ですが、本報告書をよりよい形で継続させたいものです。

(横谷、藤井記)

編集委員

委員長 山口 恭弘（東海研究所、外部被ばく防護研究室長・次長）

副委員長 半谷 英樹（東海研究所、施設放射線管理第2課）

幹事 横谷 立子（東海研究所、放射線リスク研究室）

藤井 克年（東海研究所、線量管理課）

委員 津田 修一（東海研究所、外部被ばく防護研究室）

関田 勉（東海研究所、環境放射線管理課）

田山 徹（那珂研究所、安全管理課）

田島 好弘（高崎研究所、安全管理課）

吉野 敏明（大洗研究所、放射線管理課）

三原 明（関西研究所、安全管理課）

倉持 彰彦（むつ事業所、保安管理課）

事務局 関野 寿（東海研究所、保健物理業務課）

平松 洋枝（東海研究所、保健物理業務課）

国際単位系(SI)と換算表

表1 SI基本単位および補助単位

量	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
物質量	モル	mol
光度	カンデラ	cd
平面角	ラジアン	rad
立体角	ステラジアン	sr

表3 固有の名称をもつSI組立単位

量	名称	記号	他のSI単位による表現
周波数	ヘルツ	Hz	s ⁻¹
力	ニュートン	N	m·kg/s ²
圧力、応力	パスカル	Pa	N/m ²
エネルギー、仕事、熱量	ジュール	J	N·m
功率、放射束	ワット	W	J/s
電気量、電荷	クーロン	C	A·s
電位、電圧、起電力	ボルト	V	W/A
静電容量	フラード	F	C/V
電気抵抗	オーム	Ω	V/A
コンダクタンス	ジーメンス	S	A/V
磁束	ウェーバ	Wb	V·s
磁束密度	テスラ	T	Wb/m ²
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A
セルシウス温度	セルシウス度	°C	
光束	ルーメン	lm	cd·sr
照度	ルクス	lx	lm/m ²
放射能	ベクレル	Bq	s ⁻¹
吸収線量	グレイ	Gy	J/kg
線量当量	シーベルト	Sv	J/kg

表2 SIと併用される単位

名称	記号
分、時、日	min, h, d
度、分、秒	°, ', "
リットル	l, L
トン	t
電子ボルト	eV
原子質量単位	u

$$1 \text{ eV} = 1.60218 \times 10^{-19} \text{ J}$$

$$1 \text{ u} = 1.66054 \times 10^{-27} \text{ kg}$$

表5 SI接頭語

倍数	接頭語	記号
10 ¹⁸	エクサ	E
10 ¹⁵	ペタ	P
10 ¹²	テラ	T
10 ⁹	ギガ	G
10 ⁶	メガ	M
10 ³	キロ	k
10 ²	ヘクト	h
10 ¹	デカ	da
10 ⁻¹	デシ	d
10 ⁻²	センチ	c
10 ⁻³	ミリ	m
10 ⁻⁶	マイクロ	μ
10 ⁻⁹	ナノ	n
10 ⁻¹²	ピコ	p
10 ⁻¹⁵	フェムト	f
10 ⁻¹⁸	アト	a

(注)

- 表1～5は「国際単位系」第5版、国際度量衡局1985年刊行による。ただし、1eVおよび1uの値はCODATAの1986年推奨値によった。
- 表4には海里、ノット、アール、ヘクタールも含まれているが日常の単位なのでここでは省略した。
- barは、JISでは流体の圧力を表わす場合に限り表2のカテゴリーに分類されている。
- EC開発理事会指令ではbar、barnおよび「血圧の単位」mmHgを表2のカテゴリーに入れている。

表4 SIと共に暫定的に維持される単位

名称	記号
オングストローム	Å
バーン	b
バール	bar
ガル	Gal
キュリ	Ci
レンントゲン	R
ラド	rad
レム	rem

$$1 \text{ Å} = 0.1 \text{ nm} = 10^{-10} \text{ m}$$

$$1 \text{ b} = 100 \text{ fm}^2 = 10^{-28} \text{ m}^2$$

$$1 \text{ bar} = 0.1 \text{ MPa} = 10^5 \text{ Pa}$$

$$1 \text{ Gal} = 1 \text{ cm/s}^2 = 10^{-2} \text{ m/s}^2$$

$$1 \text{ Ci} = 3.7 \times 10^{10} \text{ Bq}$$

$$1 \text{ R} = 2.58 \times 10^{-4} \text{ C/kg}$$

$$1 \text{ rad} = 1 \text{ cGy} = 10^{-2} \text{ Gy}$$

$$1 \text{ rem} = 1 \text{ cSv} = 10^{-2} \text{ Sv}$$

換算表

力	N(=10 ⁵ dyn)	kgf	lbf
1	0.101972	0.224809	
9.80665	1	2.20462	
4.44822	0.453592	1	

$$\text{粘度 } 1 \text{ Pa}\cdot\text{s}(N\cdot\text{s}/\text{m}^2) = 10 \text{ P(ポアズ)}(\text{g}/(\text{cm}\cdot\text{s}))$$

$$\text{動粘度 } 1 \text{ m}^2/\text{s} = 10^4 \text{ St(ストークス)}(\text{cm}^2/\text{s})$$

圧	MPa(=10 bar)	kgf/cm ²	atm	mmHg(Torr)	lbf/in ² (psi)
力	1	10.1972	9.86923	7.50062 × 10 ³	145.038
	0.0980665	1	0.967841	735.559	14.2233
	0.101325	1.03323	1	760	14.6959
	1.33322 × 10 ⁻⁴	1.35951 × 10 ⁻³	1.31579 × 10 ⁻³	1	1.93368 × 10 ⁻²
	6.89476 × 10 ⁻³	7.03070 × 10 ⁻²	6.80460 × 10 ⁻²	51.7149	1

エネルギー・仕事・熱量	J(=10 ⁷ erg)	kgf·m		kW·h		cal(計量法)	Btu	ft · lbf	eV	1 cal = 4.18605 J(計量法)		
		Bq	Ci	Gy	rad					= 4.184 J(熱化学)	= 4.1855 J(15 °C)	= 4.1868 J(国際蒸気表)
1	0.101972	2.77778 × 10 ⁻⁷	0.238889	9.47813 × 10 ⁻⁴	0.737562	6.24150 × 10 ¹⁸				仕事率 1 PS(仏馬力)	75 kgf·m/s	= 735.499 W
9.80665	1	2.72407 × 10 ⁻⁶	2.34270	9.29487 × 10 ⁻³	7.23301	6.12082 × 10 ¹⁹						
3.6 × 10 ⁶	3.67098 × 10 ⁵	1	8.59999 × 10 ⁵	3412.13	2.65522 × 10 ⁶	2.24694 × 10 ²⁵						
4.18605	0.426858	1.16279 × 10 ⁻⁶	1	3.96759 × 10 ⁻³	3.08747	2.61272 × 10 ¹⁹						
1055.06	107.586	2.93072 × 10 ⁻⁴	252.042	1	778.172	6.58515 × 10 ²¹						
1.35582	0.138255	3.76616 × 10 ⁻⁷	0.323890	1.28506 × 10 ⁻³	1	8.46233 × 10 ¹⁸						
1.60218 × 10 ⁻¹⁹	1.63377 × 10 ⁻²⁰	4.45050 × 10 ⁻²⁶	3.82743 × 10 ⁻²⁰	1.51857 × 10 ⁻²²	1.18171 × 10 ⁻¹⁹	1						

放射能	Bq	Ci	吸 收 線 量	Gy	rad	照 射 線 量	C/kg	R	線 量 當 量	Sv	rem
	1	2.70270 × 10 ⁻¹¹		1	100		1	3876		1	100
	3.7 × 10 ¹⁰	1		0.01	1		2.58 × 10 ⁻⁴	1		0.01	1

(86年12月26日現在)

