

JAERI-Review

94-007



保健物理－管理と研究－No.36
(1993年度)

1994年11月

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
大洗研究所管理部放射線管理課
むつ事業所管理部保安管理課
原子力船「むつ」機関部

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、日本原子力研究所技術情報部情報資料課（〒319-11 茨城県那珂郡東海村）あて、お申しこみください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-11 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費領布をおこなっております。

This reports are issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Information Division Department of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokaimura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-11, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1994

編集兼発行 日本原子力研究所
印 刷 ニッセイエプロ株式会社

保健物理－管理と研究－No 36

(1993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

大洗研究所管理部放射線管理課

むつ事業所管理部保安管理課

原子力船「むつ」機関部

(1994年10月11日受理)

本報は、日本原子力研究所の保健物理部門の業務に関する1993年度の総括報告書である。東海研究所、那珂研究所、高崎研究所、大洗研究所、むつ事業所及び原子力船「むつ」における保健物理部門の業務の概要を、放射線管理、技術開発及び研究の3章に分けて記述した。

各研究所及び事業所とも、施設の放射線管理、個人被ばく管理、環境放射線監視、放射線管理用機器の管理などの定常業務を、1992年度に引き続き遅滞なく実施した。また、設備、機器等の新設、更新を推進することにより管理業務の効率化が図られた。放射線業務従事者の個人被ばく管理においては、線量当量限度を超える被ばくはなかった。各施設から放出された気体及び液体廃棄物中の放射能及び放射能濃度は、いずれも保安規定などに定められた放出管理基準値以下であった。また、環境放射線監視結果についても異常は認められなかった。

技術開発業務については、管理業務に密接に関連する個人被ばく線量の測定・評価、施設の放射線管理、環境放射能の管理、放射線計測等に関する技術開発を継続実施した。

研究業務については、実効線量の計算評価、放射線測定器の校正法、被ばくデータ解析、トリチウムの挙動及び環境影響評価、残留放射能の理化学機器等への影響評価、防護具に関する研究等の幅広い分野にわたる研究を実施した。

Health Physics in JAERI No.36
(April 1, 1993 ~ March 31, 1994)

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
Operation Safety Administration Division, Mutsu Establishment
Engine Department, Nuclear Ship Mutsu

Japan Atomic Energy Research Institute

(Received October 11, 1994)

In the annual report No.36(fiscal 1993) are described the activities of health physics in Tokai Research Establishment, Naka Fusion Research Establishment, Takasaki Radiation Chemistry Research Establishment, Oarai Research Establishment, Mutsu Establishment and Nuclear Ship Mutsu.

In all the establishments, radiation monitoring in nuclear facilities, individual monitoring, environmental monitoring and maintenance of monitoring instruments were carried out as in the previous years. There were no occupational exposure exceeding the effective dose equivalent limit and no release of radioactive gaseous and liquid wastes beyond the release limits specified in the regulations. In the environment, no abnormal radioactivity was detected attributable to the facilities.

Technology developments were made as in the previous years for improving the techniques and methods of monitoring of individuals, facilities and environment, and also radiation measurement instrumentation.

The research works were carried out in various fields such as radiation dosimetry, environmental monitoring, and so forth.

Keywords: Health Physics, Radiation Monitoring, Radiation Dosimetry, External Exposure, Internal Exposure, Environmental Monitoring, Radiation Protection, Annual Report

目 次

1. 放射線管理

1 A 東海研究所

1 A.1 総 括	1
A.1.1 概 要	1
A.1.2 管理区域	2
A.1.3 排気及び排水の管理データ	10
A.1.4 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当量	21
A.1.5 放射性汚染及び被ばく	23
A.1.6 放射性同位元素の保有状況	23
1 A.2 個人被ばく線量当量の管理	28
A.2.1 概 要	28
A.2.2 外部被ばく線量当量の管理	29
A.2.3 内部被ばく線量当量の管理	34
A.2.4 個人被ばく線量当量等の登録管理	36
1 A.3 施設の放射線管理	37
A.3.1 概 要	37
A.3.2 研究棟地区の放射線モニタ監視システム	38
A.3.3 JRR-3Mのスタックから定常的に放出される ⁴¹ Arについて	41
A.3.4 JRR-3 原子炉本体内部の線量当量率の推移について	44
A.3.5 燃料試験施設におけるDPタンク除染時の放射線管理	48
A.3.6 JPDR解体作業時の放射線管理	50
A.3.7 放射性汚染等の概況	53
1 A.4 環境放射能の管理	54
A.4.1 概 要	54
A.4.2 環境放射線のモニタリング	55
A.4.3 走行サーベイ記録装置の更新・整備	63
A.4.4 環境試料のモニタリング	65
A.4.5 排気、排水及び環境試料の化学分析	72
1 A.5 放射線計測器の管理	75
A.5.1 概 要	75
A.5.2 サーベイメータ等の管理	75
A.5.3 放射線モニタ等の管理	77
A.5.4 放射線管理試料の計測	79

1 B 那珂研究所	
1 B.1 放射線管理	81
B. 1.1 概要	81
B. 1.2 個人被ばく線量当量の管理	82
B. 1.3 施設の放射線管理	84
B. 1.4 環境放射線の管理	87
B. 1.5 放射線計測器の管理	89
1 C 高崎研究所	
1 C.1 放射線管理	90
C. 1.1 概要	90
C. 1.2 個人被ばく線量当量の管理	90
C. 1.3 施設の放射線管理	91
C. 1.4 環境放射線の管理	92
C. 1.5 放射線計測器の管理	92
1 D 大洗研究所	
1 D.1 総括	99
D. 1.1 概要	99
D. 1.2 管理区域	100
D. 1.3 排気及び排水の管理データ	101
D. 1.4 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当量	105
D. 1.5 放射性汚染及び被ばく	106
D. 1.6 放射性同位元素の保有状況	106
1 D.2 個人被ばく線量当量の管理	108
D. 2.1 概要	108
D. 2.2 外部被ばく線量当量の管理	108
D. 2.3 内部被ばく線量当量の管理	110
1 D.3 施設の放射線管理	111
D. 3.1 概要	111
D. 3.2 JMTRにおいて撤去された炉内管の廃棄作業における放射線管理	112
D. 3.3 ホットラボ施設におけるJMTR炉内管の水中放電切断作業時の放射線管理	114
D. 3.4 β ・ γ 固体廃棄物処理作業における外部被ばくの調査	117
1 D.4 環境放射能の管理	119
D. 4.1 概要	119
D. 4.2 環境放射線のモニタリング	119
D. 4.3 環境試料のモニタリング	122
1 D.5 放射線計測器の管理	126
D. 5.1 概要	126
D. 5.2 サーベイメータ等の管理	126

D 5.3 放射線モニタ等の管理	127
1 E むつ事業所	
1 E.1 放射線管理	128
E.1.1 概要	128
E.1.2 個人被ばく線量当量の管理	131
E.1.3 施設の放射線管理	135
E.1.4 環境放射能の管理	140
E.1.5 放射線計測器の管理	149
1 F 原子力船「むつ」	
1 F.1 放射線管理	150
F.1.1 概要	150
F.1.2 個人被ばく線量当量の管理	152
F.1.3 施設の放射線管理	154
F.1.4 放射線計測器の管理	157
2 技術開発	
2.1 個人被ばく線量当量の管理	161
2.1.1 概要	161
2.1.2 放射線医学における日ソ共同研究 - 1993年度 -	162
2.2 施設の放射線管理	166
2.2.1 概要	166
2.2.2 表面汚染ふきとり効率の検討	167
2.2.3 室内塵埃測定記録の帳票作成プログラム	171
2.2.4 高度化放射線管理システムの開発 (2)	175
2.2.5 LSCによる高濃度トリチウムと共に存する硫黄-35水中濃度測定法	177
2.3 環境放射能	181
2.3.1 概要	181
2.3.2 環境ガンマ線の In-situ 測定 (II)	182
2.3.3 放射性物質の降下量モニタリング	186
2.4 放射線計測	189
2.4.1 概要	189
2.4.2 プラスチックシンチレーションサーベイメータのエネルギー特性	190
2.4.3 X線発生装置のX線線質の決定	192
2.4.4 γ 線照射装置の照射線量基準と散乱線の評価	196
2.4.5 ガラス線量計の特殊使用による測定精度の向上	202
3. 研究	
3.1 放射線計測	207
3.1.1 概要	207
3.1.2 校正用トリチウム面線源からの β 線の特性評価	208

3.1.3 中性子に対する年齢依存実効線量の計算	211
3.1.4 外部被ばく実効線量データベースシステムの開発 - ICRP 1990 年勧告対応 -	213
3.1.5 外部被ばく線量測定における不確定要因の解析	215
3.1.6 ヒト精子染色体異常データへの線量-反応関係モデルの当てはめ	217
3.1.7 米国職業被ばく評価コードシステムの整備	219
3.2 身体放射能	221
3.2.1 概　　要	221
3.2.2 低線量中性子線被ばく時の生物学的線量計測(IV) - ²⁵² Cf 放射線とウサギリンパ球中に誘発される二動原体染色体発生率-	222
3.3 環境放射線管理技術	227
3.3.1 概　　要	227
3.3.2 植物組織自由水中トリチウム(TFWT)濃度を予測するモデルの検証	229
3.3.3 トリチウムガスから転換したトリチウム水のガラス表面での吸脱着	232
3.3.4 トリチウムガスから水への転換反応の理論解析	234
3.3.5 トリチウム水捕集剤によるトリチウムガスの酸化	236
3.3.6 防護具素材の酸化トリチウム透過率(VII)	239
3.3.7 理学工業機器に対する残留放射能の影響(VI)	241
3.3.8 室内汚染物質からの被ばくに関する解析コードの構築	243
3.3.9 呼吸保護具防護性能の確率分布と吸入濃度の評価	245
付　　録	
1. 外部投稿	251
2. JAERI-M レポート	252
3. 所内資料	253
4. 口頭発表及び講演	255
5. 特許申請及び登録	259
6. 受託調査・研究	259
7. 講師招へい(講演)	259
8. 所外研修コースへの協力	260
9. 所内研修コースへの協力	261

Contents

1. Radiation Control	
1A Tokai Research Establishment	
1A.1 General	1
A.1.1 Summary	1
A.1.2 Controlled Areas	2
A.1.3 Release of Radioactive Gaseous and Liquid Wastes	10
A.1.4 Effective Dose Equivalent due to Radioactive Noble Gases and Liquid Effluents in Environment	21
A.1.5 Radiological Incidents	23
A.1.6 Inventory of Radioisotopes	23
1A.2 Individual Monitoring	28
A.2.1 Summary	28
A.2.2 Monitoring for External Exposure	29
A.2.3 Monitoring for Internal Exposure	34
A.2.4 Registration of personnel Exposure	36
1A.3 Radiation Monitoring in Facilities	37
A.3.1 Summary	37
A.3.2 Centralized Radiation Monitoring System in Area of Laboratory Buildings	38
A.3.3 Source of ⁴¹ Ar released from Stack in JRR-3M	41
A.3.4 Monitoring Data of Dose Rate in Reactor Vessel at JRR-3	44
A.3.5 Radiation Monitoring in Decontamination Work for Disposal Tanks at RFEF	48
A.3.6 Radiation Monitoring on the Decommissioning of JPDR	50
A.3.7 Unexpected Radiation Exposures and Surface Contaminations	53
1A.4 Environmental Monitoring	54
A.4.1 Summary	54
A.4.2 Monitoring for Environmental Radiation	55
A.4.3 Replacement of Carbon Survey recording Installation	63
A.4.4 Monitoring for Environmental Samples	65
A.4.5 Chemical Analysis for Released Radioactive Materials and Environmental Samples	72
1A.5 Maintenance of Monitors and Survey Meters	75
A.5.1 Summary	75

A.5.2 Maintenance of Survey Meters	75
A.5.3 Maintenance of Monitors	77
A.5.4 Measurement of Radioactivity in Samples	79
1B Naka Fusion Research Establishment	
1B.1 Radiation Monitoring	81
B.1.1 Summary	81
B.1.2 Individual Monitoring	82
B.1.3 Radiation Monitoring in Facilities	84
B.1.4 Monitoring for Environmental Radiation	87
B.1.5 Maintenance of Monitors and Survey Meters	89
1C Takasaki Radiation Chemistry Research Establishment	
1C.1 Radiation Monitoring	90
C.1.1 Summary	90
C.1.2 Individual Monitoring	90
C.1.3 Radiation Monitoring in Facilities	91
C.1.4 Environmental Radiation Monitoring	92
C.1.5 Maintenance of Monitors and Survey Meters	92
1D Oarai Research Establishment	
1D.1 General	99
D.1.1 Summary	99
D.1.2 Controlled Areas	100
D.1.3 Releases of Radioactive Gaseous and Liquid Wastes	101
D.1.4 Environmental Dose due to Radioactive Noble Gases and Liquid Effluents	105
D.1.5 Radiological Incidents	106
D.1.6 Inventory of Radioisotopes	106
1D.2 Individual Monitoring	108
D.2.1 Summary	108
D.2.2 Monitoring for External Exposure	108
D.2.3 Monitoring for Internal Exposure	110
1D.3 Radiation Monitoring in Facilities	111
D.3.1 Summary	111
D.3.2 Radiation Monitoring for Cutting Work of In-pile Tube Removed from Reactor Core at JMTR	112
D.3.3 Radiation Monitoring for Work of Arc Saw Cutting under Water of JMTR In-pile Tube in Hot Laboratory	114
D.3.4 Study of External Exposure on Treatment of Beta/Gamma Radioactive Solid Wastes	117
1D.4 Environmental Monitoring	119

D.4.1	Summary	119
D.4.2	Monitoring for Environmental Radiation	119
D.4.3	Monitoring for Environmental Samples	122
1D.5	Maintenance of Monitors and Survey Meters	126
D.5.1	Summary	126
D.5.2	Maintenance of Survey Meters	126
D.5.3	Maintenance of Monitors	127
1E	Mutsu Establishment	
1E.1	Radiation Monitoring	128
E.1.1	Summary	128
E.1.2	Individual Monitoring	128
E.1.3	Radiation Monitoring in Facilities	135
E.1.4	Environmental Monitoring	140
E.1.5	Maintenance of Monitors and Survey Meters	149
1F	Nuclear Ship Mutsu	
1F.1	Radiation Monitoring	150
F.1.1	Summary	150
F.1.2	Individual Monitoring	152
F.1.3	Radiation Monitoring in Facilities	154
F.1.4	Maintenance of Monitors and Survey Meters	157
2.	Technical Development	
2.1	Monitoring for Personnel Exposure	161
2.1.1	Summary	161
2.1.2	Japan-USSR Scientific Cooperation in Medicine—in FY-1993—	162
2.2	Radiation Monitoring in Facilities	166
2.2.1	Summary	166
2.2.2	Evaluation of Removal Factor for Surface Contamination	167
2.2.3	Development of Computer Program for Making a List of Measurement of Air Concentration	171
2.2.4	Development of Advanced Radiation Control Support System (2)	175
2.2.5	Measurement of ^{35}S Concentration in High Concentration ^3H Water by LSC Method	177
2.3	Environmental	181
2.3.1	Summary	181
2.3.2	In-situ Environmental Gamma-ray Measurement by the Ge Detector (II)	182
2.3.3	Fallout Monitoring of Radioactivities	186
2.4	Radiation Dosimetry	189
2.4.1	Summary	189

2.4.2	Energy Characteristics of a Plastic Scintillation Surveymeter	190
2.4.3	Decision of Beam Quality of X-rays	192
2.4.4	Evaluation of Exposure Standard and Scattering Dose of Gamma-ray Irradiation Apparatus	196
2.4.5	Improvement of Dose Measurement Accuracy by Peculiar Use of Glass Dosimeter	202
3.	Research	
3.1	Radiation Dosimetry	207
3.1.1	Summary	207
3.1.2	Characteristics of Beta-rays from Tritium Plane Sources for Calibration of Surface Contamination Monitoring Instruments	208
3.1.3	Calculation of Age-dependent Effective Doses for External Neutrons	211
3.1.4	Data Base System of External Effective Dose Based on ICRP 1990 Recommendations	213
3.1.5	Analysis of Uncertainty in External Dose Measurement	215
3.1.6	Fitting the Hybrid Scale Model of Dose-response Relationships to Data of Translocations Induced in Human Sperms at Gamma-ray Doses	217
3.1.7	Development of a Code system for Estimation of U.S. Occupational Exposure	219
3.2	Body Radioactivity	221
3.2.1	Summary	221
3.2.2	Biological Dosimetry for Exposures to Low Levels of Neutron Dose (IV)	222
3.3	Environmental Monitoring Techniques	227
3.3.1	Summary	227
3.3.2	Test of a Plant Model to Predict Tissue Free Water Tritium (TFWT) Concentration	229
3.3.3	Sorption of Tritiated Water Converted from Tritium Gas on Glass Surface	232
3.3.4	Theoretical Analysis of the Conversion Reaction of Tritium Gas to Tritiated Water	234
3.3.5	Oxidation of Tritium Gas in Desiccating Agents	236
3.3.6	Tritium Oxide Permeability of Membranes used for Protective Appliances (VII)	239
3.3.7	Effects of Residual Radioactivity on Scientific and Industrial Instruments (VI)	241
3.3.8	Code for Assessing the Dose from Indoor Radioactive	

Contaminant	243
3.3.9 Probabilistic Distribution of Protection Factors of Respirators and Evaluation of Inhaled Concentration by workers	245
Appendix	
1. Journal Papers	251
2. Papers Published as JAERI-M Report	252
3. Papers Published as Internal Report	253
4. Oral Presentations	255
5. Patents	259
6. Entrusted Works	259
7. Lectures by Outside Persons	259
8. Training Courses for Outside Organizations	260
9. Training Courses in JAERI	261

まえがき

東海研究所、那珂研究所、高崎研究所、大洗研究所、むつ事業所及び原子力船「むつ」における保健物理部門の1993年度の業務実施状況を、放射線管理、技術開発及び研究の3章に分けて記述する。本報告書に関する各研究所、事業所等の組織を次頁に示す。なお、東海研究所保健物理部においては、外部被ばく及び内部被ばく線量の測定評価に関する業務は、それぞれ線量計測課及び体内放射能課において実施されていたが、個人線量の測定評価、記録、登録等の業務を一つの課で実施することとなり、1993年4月1日付で組織改正がなされた。すなわち、体内放射能課が個人線量管理課へと改称されるとともに、個人線量管理課は個人線量登録管理係（線量計測課から移設。旧名称：被曝データ管理係）、外部線量測定係（線量計測課から移設。旧名称：外部被曝測定係）、体内放射能測定係（旧名称：物理測定係）及び体内試料分析係（旧名称：化学分析係）の4係で構成されることとなった。旧体内放射能課に属していた開発グループは、人員および研究テーマ共々線量計測課に属することとなった。その他の研究所、事業所等の保健物理部門においては、組織改正はなされなかった。

施設の放射線管理、個人被ばく管理、環境放射線監視、放射線管理用機器の管理などの定常業務を、1992年度に引き続き遅滞なく実施した。また、設備、機器等の新設、更新を推進することにより管理業務の効率化が図られた。これらの管理業務の実施状況を管理の章に示す。

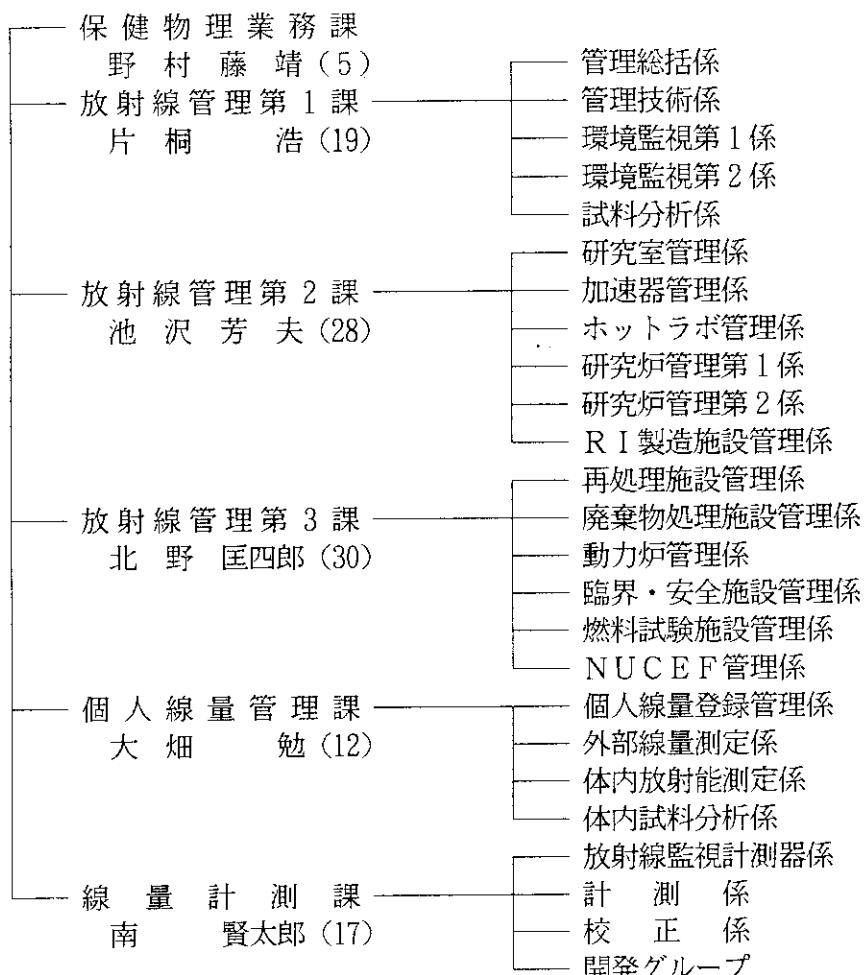
技術開発業務については、管理業務に密接に関連する個人被ばく線量の測定・評価、施設の放射線管理、環境放射能の管理、放射線計測等に関する技術開発を継続実施した。技術開発に係る主な成果を技術開発の章に示す。

研究業務については、実効線量の計算評価、放射線測定器の校正法、被ばくデータ解析、トリチウムの挙動及び環境影響評価、残留放射能の理化学機器等への影響評価、防護具に関する研究等の幅広い分野にわたる研究を実施した。研究開発の主要な成果を研究の章に記載する。

(備後 一義)

東海研究所保健物理部
備後一義(113)

1994年3月31日現在
() 内職員数



那珂研究所管理部

手塚喜八郎
安全管理課
中村清宣(6)

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

榮 努
安全管理課
岡本利夫(7)

保安管理係
放射線管理第1係
放射線管理第2係

大洗研究所管理部

宮川邦男
放射線管理課
次長(兼)山本峯澄(22)

総括係
放射線管理第1係
放射線管理第2係
放射線管理第3係
放射線管理第4係

むつ事業所管理部

三浦 瞳 広

保 安 管 理 課

長谷川 圭 佑 (6)

保安管理係

放射線管理係

環境監視係

原子力船「むつ」機関部

武 藤 皓 洋

保 健 物 理 班

光 延 秀 夫 (4)

March 31, 1993

() : Number of Personnel

Department of Health Physics, Tokai research
Establishment (113)

- Health Physics Administration Division (5)
- Radiation Control Division I (19)
- Radiation Control Division II (28)
- Radiation Control Division III (30)
- Personnel Dose Division (12)
- Radiation Dosimetry Division (17)

Department of Administrative Services,
Naka Fusion Research Establishment

Safety Division (6)

Department of Administrative Services, Takasaki
Radiation Chemistry Research Establishment

Safety Division (7)

Department of Administrative Services, Oarai
Research Establishment

Radiation Control Division (22)

Department of Administrative Services, Mutsu
Establishment

Operation Safety Administration Division (6)

Engine Department, Nuclear Ship Mutsu

Health Physics Division (4)

1 A 東海研究所

1A. 1 総括

A.1.1 概要

各施設の区域放射線管理、個人被ばく管理、環境放射線監視、及び放射線管理用機器の管理などの定常業務を1992年度に引き続いて滞りなく実施した。また、設備、機器等の新設、更新を計画的に進めて、機能の充実と管理の効率化に努めた。

区域放射線管理については、燃料試験施設における廃液タンクの除染、J P D R解体実地試験等の各種作業の放射線管理を実施するとともに、J P D R管理区域解除に係わる表面汚染確認測定法及び解体工事確認資料の作成協力、高度化放射線管理システムの開発などを行った。

放射線業務従事者の個人被ばく線量当量については、実効線量当量及び組織線量当量とも保安規定等に定められた警戒線量当量及び線量当量限度を超える被ばくはなかった。1993年度における実効線量当量は、最大 4.2mSv 、平均 0.04mSv であり、集団実効線量当量は、 $164.8\text{ 人}\cdot\text{ミリシーベルト}$ 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。

1993年度に各施設から放出された気体及び液体廃棄物中の核種別放出量及び濃度は、いずれも保安規定等に定める放出基準値以下であった。また、年間放出量に基づいて評価した周辺環境における線量当量は、放射性希ガスに起因する年間の最大実効線量当量が $2.4\mu\text{Sv}$ （J R R - 2 南西方向の周辺監視区域境界）、液体廃棄物に起因する年間の実効線量当量が $1.2\mu\text{Sv}$ 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 $50\mu\text{Sv}$ を十分下回った。

放射線管理用モニタ、環境放射線監視装置等の更新を年次計画に基づいて実施したほか、N U C E F 施設の放射線管理用モニタ使用前検査の準備を行った。

放射線安全教育に関しては、原子力総合研修センターにおける各種研修講座、新入職員訓練、放射線業務従事者訓練などに講師及び実習指導員として協力したほか、各作業現場における作業者の放射線安全教育訓練を積極的に行った。

（南 賢太郎）

A.1.2 管理区域

原子炉施設保安規定第2編第1条、第2条、核燃料物質使用施設等保安規定第2編第1条、第2条、放射線障害予防規定第49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種管理区域をそれぞれTable A.1.2-1及びTable A.1.2-2に示す（一時的に設定されたものは除く）。

1993年度中に一時的に設定し解除された管理区域の件数は第1種管理区域43件、第2種管理区域3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（35件）、第2種管理区域は工業用X線装置による非破壊検査（3件）であった。

(小畠 一)

Table A.1.2-1 第1種管理区域

(東海研究所、1994年3月31日現在)

施 設 名	範 囲	注) 適用規定
第 3 研 究 棟	020号室(RI庫)、2階東側半分、3階東側半分	⑩ ⑨
第 4 研 究 棟	地下1階：廃液タンク室 1階：放射線管理室、事務室、給気フィルタ室及び コールド便所を除く区域 2階：全域 3階：全域 4階：全域	⑩ ⑨
放 射 線 標 準 施 設 棟 タ ン デ ム 加 速 器 建 家	2階：202、204、206号室、第1貯蔵室 地下1階：照射室、ホット測定室、汚染検査室 1階：ホット化学実験室、RI貯蔵庫、核燃料保管庫 地下1階から2階までの階段、廃液タンク、 廃棄物一時保管場所	⑩ ⑨ ⑩ ⑨
セ ラ ミ ッ ク 特 研	6、7、13、14、15、16、17、18、19、20号室、廃液 貯槽室	⑩ ⑨
冶 金 特 研	5、6、7、8、9、10、11、12、13、14、15、16、17、 18号室、RI貯蔵室、核燃料貯蔵室、廃液貯槽室、廃 棄物保管室、排風機室、RI貯蔵室から玄関までの廊 下	⑩ ⑨
J R R - 1	汚染検査室、更衣室、実験室1～3 廃棄物保管室、炉室地下(サブパイル室)	⑩ ⑩ ⑨

施 設 名	範 囲	注) 適用規定
ホ ッ ト ラ ボ	地階：汚染検査室，排風機室，廃液貯槽室，ホットストレージ，シリンダー室 1階：汚染検査室，冶金ケーブ，モニタリングケーブ，鉛セル，SEセル，化学ケーブ，ジュニアセル，セミホットセル，サービスルーム，操作室，マニプレータ修理室，汚染除去室，測定室，ログマン室，グラファイトラボ 2階：全域	④ ⑤ ⑥
J R R - 2	炉室，制御室，燃料要素貯蔵庫，エアロック，ロッカー室と炉室の間の廊下，実験準備室南側化学実験エリア，炉室入口より通じる作業衣掛場に隣接する区域及びロッカー室に隣接する区域	④ ⑤ ⑥
炉 管 理 部 格 納 庫	全域	
核 燃 料 倉 庫	1階：2, 3, 4, 5, 6, 7, 8号室，廃棄物保管室，更衣室，廊下 2階：ホット機械室 地階：廃液貯槽室	④
開 発 試 験 室	VHTRC炉室，VHTRC燃料作業室，VHTRC燃料貯蔵室，同位体分離実験室，汚染検査室，核燃料貯蔵庫，廃棄物保管室，廃液貯槽室，排気設備室，第4実験室	④ ⑤ ⑥ ⑦
R I 製 造 棟	201, 202, 203, 204, 205, 206, 207, 208, 209, 210, 211, 212, 213, 214, 215, 216, 302, 303, 304, 305, 307, 309, 310, 311, 312, 313号室, 300番台地下室，廊下全域，401, 402, 403, 404, 405, 406, 407号室，400番台地階タンク室，502号室（地階），ホット排水管地下ダクト，602, 604号室，300エリアと600エリア間の廊下，600番台地下室	④ ⑤ ⑥
J R R - 3	炉室，エアロック，使用済燃料貯槽室及び同地階，燃料管理施設及び同地階，廃棄物保管室，器材室，シャワー室，放管測定室，資材室，便所，汚染検査室	④ ⑤ ⑥

施 設 名	範 围	注) 適用規定
J R R - 3 実験利用棟	1階：ローディングドッグ，大型廃棄物保管庫及び汚染検査室前の廊下を除く区域	原 使
J R R - 3 実験利用棟 第 2 棟	地下1階：全域	放 少
トリチウムプロセス 研 究 棟	1階：汚染検査室前の廊下を除く区域 1階：111, 112, 113, 114, 115, 116, 121, 122, 123号室 2階：211, 212, 213, 214, 215号室 地階：011, 021, 023, 024号室	放 少
J R R - 4	地下FFD室，冷却機器室，測定室，リドタンク， ローディングドッグA, B, エレベータ，燃料倉庫 ロッカー室，炉室とロッカー室との間の廊下，2 階No.1プール，No.2プール，測定室，制御室，散乱 実験室，炉室，ホット実験室，線源置場	原 放 少
プルトニウム研究1棟	101, 102, 103, 104, 105, 106, 107, 108, 109, 110, 111, 112, 113, 114, 115, 116, 3, 4, 5, 6号 室，ホット便所，シャワー室，更衣室，廃液貯槽 室，集水ピット	使 放
再処理特別研究棟	121, 122, 123, 124, 131, 132, 133, 134, 135, 136, 137, 138, 139, 140, 141, 142, 143, 144, 145, 221, 222, 223, 231, 232, 233, 241, 242, 243, 244, 323, 324号室，ホットケーブ，分析セ ル，Puセル，溶媒回収セルサブケーブ，II棟ポンプ 室 廃液操作室：地下1階サンプリング室，地下2階タ ンク室，ポンプ室	使 放
廃液長期貯蔵施設	廃液長期貯蔵室：地階ポンプ室，高レベル廃液貯蔵 室，トランスマッター室，サンプリング室， AL廃液貯蔵室，IAW貯蔵室，ローディング室	使
プルトニウム研究2棟	1, 2号室，廊下	使 放
再処理試験室	5, 7, 8, 9, 10, 11, 12, 13, 14, 15号室，廊 下	使 少
ウラン濃縮研究棟	プロセス基礎実験室，核燃料貯蔵庫，原子蒸気実験 室，酸化処理室	少

施 設 名	範 围	注) 適用規定
廃棄物処理処分開発棟	大実験室, 小実験室, 供試体制作室, 中実験室, 測定室, RI貯蔵庫	④
フ ッ 素 実 験 室	N-3, N-4, S-3, S-4, S-5, S-6 暗室, 汚染検査室, 廊下	④ ④
液体廃棄物処理施設	汚染検査室, 低レベル蒸発処理装置室1階及び2階の全域, 中レベル蒸発処理装置室の1階, 2階及び地階の全域, 分析室, 化学実験室, 計測室, 低レベル廃液貯槽室, 中レベル廃液貯槽室, 廃液格納庫, 受入検査室, 処理済廃液貯槽, 屋外フェンスで囲まれた区域内	原 ④ ④
固体廃棄物処理施設	汚染検査室, 圧縮処理室, 解体処理室, 極低レベル固体廃棄物焼却処理装置建家, 屋外フェンスで囲まれた区域内	原 ④ ④
固体廃棄物一時保管棟	汚染検査室, 固体廃棄物処理付帯作業室, 固体廃棄物一時保管棟, 排風機室, 機械室	④ ④
第 1 廃棄物処理棟	汚染検査室, コントロール室, 排風機室, 機器室, 廃棄物一時置場, 灰取出し室, 機械室	原 ④ ④
第 2 廃棄物処理棟	1階: 資材室, 中央監視室, 測定室, 実験室, 操作エリア, チェンジングルーム, 濃縮セル, 固化セル, 処理済廃棄物収納セル, 廃棄物処理セル, 処理前廃棄物収納セル, 濃縮系機器室, アイソレーションルームNo.1, No.2, 容器搬入室, サービスエリア, 除染室, 準備室, 熱媒ボイラー室 2階: クレーンホール, アスファルト溶解室 地階: 地階操作室, ホット機械室, 濃縮セル, ドラム詰室, ポンプ室, 固化準備室, コンクリート注入室, 凝縮水貯槽室, 前処理室, 処理前廃液貯槽室, 固化系機械室, 地下ホール, 中高レベルサンプタンク	原 ④ ④
汚 染 除 去 場	チェンジング室, ホット実験室, 測定室, 器材室, 除染室, 除染ホール, 衣料分別室, 衣料除染室, 衣料汚染度測定室, 検査室, 衣料整理室	原 ④ ④

施設名	範囲	注) 適用規定
廃棄物安全試験施設	居室を除く区域	② ④
F C A	炉室, 燃料取扱室, 燃料貯蔵庫, エアーロック室, セミホットラボ, 更衣室, 汚染検査室	③ ④ ⑤
T C A	第1貯蔵室, 第2貯蔵室, 燃料貯蔵室, 作業室, 炉室1階及び地階, 作業室と炉室との間, 汚染検査室	③ ④ ⑤
保障措置技術開発試験室	地階実験室	④
F N S 建家	TAP室, ターゲット取扱保管室, 第1ターゲット室, 第2ターゲット室, 加速器室, 作業室, 汚染検査室, ホット測定室, セミホット室, 中2階, 廃棄物一時貯蔵室, ホット機械室, ホットエリア工作室	③ ④
J P D R	原子炉格納容器, 排気筒, 地下道, オフガスタンク室 タービン建家: 地下室全域, 除染試験室, 汚染検査室, 測定室, 電子顕微鏡室, 作業準備室, 化学実験室, アンローディング室, 給水ポンプ室, レンジ再生室, 復水脱塩器室, 廃棄物処理設備制御室, コンデンサー室, クリンナップ室, ろ過物貯蔵タンク室, セット室, オフガス室, 3階全域, 地下タンク室 ダンプコンデンサ建家: 地域全域, 海水循環ポンプ室, ダンプコンデンサ室, 給水ポンプ室, 復水ポンプ室, レジン再生室, 復水脱塩器室, 内蔵放射能測定室(A), 電気室, バッテリー室, 電気準備室, 補給水脱塩器室, オフガス室, 3階全域, 緊急用建家, 廃棄物処理建家, 排風機建家, 排風機室, 燃料貯蔵建家, 屋外フェンスで囲まれた区域内	③ ④
N S R R	燃料棟: 大実験室, 校正室, 組立検査室, 燃料保管室, 試験検査室 制御棟: 更衣室, サンプリング室, 燃料棟から更衣室までの廊下	③ ④ ⑤

施設名	範囲	注) 適用規定
燃料試験施設	原子炉棟：エアロック、ローディングエリア、実験エリア、燃料貯溜プール、原子炉プール、解体エリア、補機エリア、RI一時貯蔵室、Aコンダクト、セミホットケーブ、セミホットケーブエリア、強制冷却系エリア、中性子ラジオグラフィ室、ドレンタンクピット、サブパイル室、熱交ピット、原子炉棟から制御棟までの渡り廊下、固体廃棄物一時保管室 照射物管理棟 機械棟 地階：更衣室、廃液タンクエリア、ホット機械室、アイソレーションルーム、プール、アルゴン制御室、セル操作室 1階：更衣室、ホット実験室、サービスエリア、プール、倉庫、アイソレーションルーム、 α γ セル、 β γ セル、操作室、暗室、マニプレーターメンテナンス室、実験室、測定室、計測器室(A) (B)、廃液タンクローリー接続所 2階：メインテナントボックス、アイソレーションルーム上面部、 β γ セル上面部	④ ⑤
環境シミュレーション試験棟	地階：D.P.タンク室、ホット機械室、配管ピット 1階：チェンジングルーム、試料保管室、放射能測定室、分配係数測定室、コントロール室、RI調整室、RI貯蔵室、ウェザールーム、試験ホール、廃棄物保管室、廃棄物処理室、除染室	⑤
科学技術庁電源開発促進対策特別会計施設	107, 108, 109, 110, 112号室 201, 202, 203, 204, 205, 206, 207, 208, 209, 210号室、吹抜部分	④ ⑤

注) ④：放射線障害予防規定、⑤：原子炉施設保安規定、⑥：核燃料物質使用施設等保安規定、

⑦：少量核燃料物質使用施設等保安規程

Table A. 1. 2 - 2 第2種管理区域
(東海研究所, 1994年3月31日現在)

施 設 名	範 围	注) 適用規定
第 2 研 究 棟	地階: 041, 042, 043, 044, 045, 047号室 1階: 102, 109, 118, 120, 134, 136, 138号室 2階: 230, 232号室 3階: 342, 344号室	◎ ◎
第 3 研 究 棟	地階: 047	◎ ◎
第 4 研 究 棟	地下1階: 共同溝(A), (B), (C)	◎ ◎
放射線標準施設棟	1階: 第1照射室, 第2照射室, 第3照射室, 第4照射室 地階: 第2貯蔵室, 第4照射室, 第5照射室	◎ ◎
超 高 壓 電 顯 建 家	高圧タンク室, 地下全室	◎
核 物 理 特 研	ターゲット室, マグネット室, 3, 5, 7, 9, 11, 15, 17, 23, 25号室, RI貯蔵庫	◎
2 M V , V , D , G	ターゲット室, マグネット室	◎
タンデム加速器建家	タワー, 地下2階~8階 地下2階: レーザー光源室, 密封線源貯蔵室, 通路 地下1階: ターゲット室, マグネット室 1階: イオン源室, 入射マグネット室, 実験準備室, 実験室(4), 2階: イオン源室, 軽イオンパンチャー室, 実験室(1), (2), (3)	◎ ◎
使用済燃料貯蔵施設	監視室, 更衣室及び機械室を除く区域	原
工 作 工 場	特殊作業室	◎ ◎
J F T - 2 建 家	大実験室, 建家外東側区域, 設備補機室	◎ ◎
⁶⁰ C _o 照 射 室	照射ケーブ室, 物理実験室, (開放研究室)	◎ ◎
リ ニ ア ッ ク	制御室, モジュレータ室, 加速管室, ターゲット室, 中性子測定室, 試料室, 排風機室, 屋上, 周辺棚内	◎ ◎
材 料 試 験 室	5号室	◎
非破壊測定実験室	照射室, 貯蔵庫とフェンスで囲まれた区域内	◎ ◎
モックアップ試験室	軽水天然ウラン未臨界炉室, 負イオンビーム試験装置, LAX-1実験室	◎ ◎

施 設 名	範 囲	注) 適用規定
機 械 化 工 特 研 開 発 試 験 室	水-空気二相流ループ実験装置室 制御室, 建家北側の屋外フェンスで囲まれた区域内 第1実験室, 第2実験室	放 原 放 少
原 子 炉 特 研 J R R - 2	034, 122, 130, 132, 134号室 燃料貯蔵庫	放 少 原 使
J R R - 3	使用済燃料貯蔵施設(北地区)	原 使
J R R - 3 実験利用棟	1階: 大型廃棄物保管庫 地下1階: 共同溝 2階: ビームホール	原 使
J R R - 4	保管廃棄設備と屋外フェンスで囲まれた区域	原 放
R I 製 造 棟	306, 701(R I 製造棟隣接), 点検ダクト	放
再処理特別研究棟	Dダクト	使
返還廃棄物受入測定	試験室, 照射室	放 少
技術開発試験棟	コントロール室	放
廃棄物処理処分開発棟	屋外フェンスで囲まれた区域内	使
液体廃棄物処理施設	屋外フェンスで囲まれた区域内	使
固体廃棄物一時保管棟	1階: トランクエリア, 屋外フェンスで囲まれた区 域内	原 使 放
第2廃棄物処理棟	地階: 共通ダクト, 配管トレーン 屋外フェンスで囲まれた区域内	原 使 放
第1保管廃棄施設	屋外フェンスで囲まれた区域内	原 使 放
第2保管廃棄施設	屋外フェンスで囲まれた区域内	原 使 放
廃棄物安全試験施設	2階: 物理実験室	放
大型非定常ループ実験棟	N ₂ ポンベ置場, コンプレッサー脱湿器, 大実験 室, 吹抜部分	放
二相流ループ実験棟	実験室	放
N U C E F	実験棟A: 地下1階 炉下室(T), 1階 炉室(T), ウラン保管室 実験棟B: 地下1階 実験室(VII)-1, 実験室(VII)-2, 1階R I保管室, 分析室(I)	放 少
職 員 診 療 所	X線撮影室	

注) ④: 放射線障害予防規定, ⑤: 原子炉施設保安規定, ⑥: 核燃料物質使用施設等保安規定,

⑦: 少量核燃料物質使用施設等保安規程

A.1.3 排気及び排水の管理データ

(1) 放射性气体廃棄物

1993年度に各施設から放出された放射性塵埃及びガスの核種別の年間平均濃度と年間放出量をTable A.1.3-1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、放射線障害予防規定等に定められている放出基準値を超えていなかった。

(2) 放射性液体廃棄物

1993年度に各施設から放出された放射性廃液の処理区分別処理内容及び各施設からの核種別放出量と排水溝の流量から求めた排水溝別の1日平均濃度及び3ヶ月平均濃度の最大値、年間放出量をTable A.1.3-2に示す。各排水溝からの放出量、1日平均濃度等は、いずれも、保安規定、放射線障害予防規定に定められている放出基準値を超えていなかった。

(3) 放出管理目標値との比較

原子炉施設から放出された气体廃棄物のうち、放出管理目標値が定められている核種の放出量と放出管理目標値の比較をTable A.1.3-3に示す。

全施設から排水溝へ放出した液体廃棄物中の核種別放出量と放出管理目標値の比較をTable A.1.3-4に示す。

これらの値は、いずれも管理目標値を十分に下回っていた。

(小畠 一)

Table A.1.3-1 各施設から放出された気体廃棄物中の核種別放出量及び濃度

(東海研究所 1993年度)

項目		放射性塵埃			放射性ガス		
施設名	核種	*1 年間放出量 (Bq)	*2 年間平均濃度 (Bq/cm ³)		核種	*1 年間放出量 (Bq)	*2 年間平均濃度 (Bq/cm ³)
第3研究棟	全 β ^{241}Am ^{60}Co ^{131}I	— 0 0 6.9×10^3	$< 3.8 \times 10^{-10}$ $< 3.2 \times 10^{-10}$ $< 3.8 \times 10^{-10}$ $< 1.1 \times 10^{-8}$	—	—	—	—
第4研究棟	西棟	全 β ^{241}Am ^{60}Co ^{14}C ^{131}I	— 0 0 6.3×10^8 1.8×10^5	$< 3.8 \times 10^{-10}$ $< 3.2 \times 10^{-10}$ $< 3.8 \times 10^{-10}$ 1.3×10^{-6} $< 2.1 \times 10^{-9}$	^3H	1.6×10^9	3.4×10^{-6}
	東棟	全 β ^{241}Am ^{60}Co ^{131}I	— 0 0 0	$< 5.4 \times 10^{-11}$ $< 4.5 \times 10^{-11}$ $< 5.4 \times 10^{-11}$ $< 1.7 \times 10^{-9}$	—	—	—
放射線標準施設棟	全 β ^{241}Am ^{60}Co	— 0 0	$< 4.5 \times 10^{-10}$ $< 3.8 \times 10^{-10}$ $< 4.5 \times 10^{-10}$	—	—	—	—
冶金特研	全 β ^{234}U ^{60}Co	— 0 0	$< 1.5 \times 10^{-10}$ $< 1.0 \times 10^{-10}$ $< 1.5 \times 10^{-10}$	—	—	—	—
セラミック特研	全 β 全 α ^{60}Co	— 0 0	$< 1.5 \times 10^{-10}$ $< 1.0 \times 10^{-10}$ $< 1.5 \times 10^{-10}$	^3H ^4He	8.4×10^9 0	7.3×10^{-5} $< 5.3 \times 10^{-6}$	—
タンデム加速器	全 β ^{237}Np ^{60}Co	— 0 0	$< 1.5 \times 10^{-10}$ $< 1.0 \times 10^{-10}$ $< 1.5 \times 10^{-10}$	—	—	—	—
リニアック	—	—	—	^{13}N ^{15}O	1.9×10^{11} 1.4×10^{11}	1.3×10^{-3} 9.8×10^{-4}	—
ホットラボ	主排気口	全 β ^{238}Pu ^{137}Cs ^{131}I ^{125}Sb	— 0 0 6.4×10^3 1.2×10^6	$< 1.4 \times 10^{-10}$ $< 9.9 \times 10^{-11}$ $< 4.2 \times 10^{-10}$ $< 1.1 \times 10^{-9}$ 4.9×10^{-9}	^{85}Kr	2.3×10^{10}	$< 6.7 \times 10^{-3}$
	副排気口	全 β ^{137}Cs	— 0	$< 1.3 \times 10^{-10}$ $< 5.4 \times 10^{-10}$	—	—	—
JRR-1	全 β ^{60}Co	— 0	$< 5.4 \times 10^{-10}$ $< 2.7 \times 10^{-9}$	—	—	—	—
JRR-2	全 β 全 α ^{38}Cl ^{60}Co ^{82}Br ^{131}I ^{197}Hg ^{203}Hg	— — 4.9×10^7 0 2.4×10^5 1.3×10^5 2.0×10^5 5.6×10^4	$< 6.7 \times 10^{-10}$ $< 4.6 \times 10^{-10}$ $< 1.8 \times 10^{-7}$ $< 2.9 \times 10^{-9}$ $< 2.2 \times 10^{-9}$ $< 3.4 \times 10^{-9}$ $< 2.7 \times 10^{-9}$ $< 1.3 \times 10^{-9}$	^3H ^{41}Ar	3.4×10^{11} 3.2×10^{13}	6.5×10^{-4} 6.1×10^{-2}	—
開発試験室 VHTRC	全 β 全 α ^{60}Co ^{131}I	— — 0 0	$< 8.5 \times 10^{-10}$ $< 8.7 \times 10^{-10}$ $< 4.0 \times 10^{-9}$ $< 4.8 \times 10^{-9}$	—	—	—	—
開発試験室 同位体分離実験室	全 β 全 α ^{234}U	— — 0	$< 1.5 \times 10^{-10}$ $< 9.9 \times 10^{-11}$ $< 9.9 \times 10^{-11}$	—	—	—	—

項目 施設名	放射性塵埃				放射性ガス		
	核種	*1 年間放出量 (Bq)	*2 年間平均濃度 (Bq/cm ³)	核種	*1 年間放出量 (Bq)	*2 年間平均濃度 (Bq/cm ³)	
R I 製造棟	200番 全 ¹³⁷ Cs ^β	— 0	< 6.2×10 ⁻¹⁰ < 1.8×10 ⁻⁹	³ H	3.4×10 ⁹	< 5.5×10 ⁻⁵	
	300番 全 ²⁴¹ Am ^β ³² P ³⁵ S ¹³⁷ Cs	— 0 5.8×10 ⁵ 5.5×10 ⁷ 0	< 1.5×10 ⁻¹⁰ < 9.9×10 ⁻¹¹ < 2.2×10 ⁻⁹ < 4.9×10 ⁻⁷ < 5.0×10 ⁻¹⁰	³ H	5.5×10 ⁹	< 2.1×10 ⁻⁵	
	400番 全 ²⁴¹ Am ^β ¹³⁷ Cs	— 0 0	< 1.5×10 ⁻¹⁰ < 9.9×10 ⁻¹¹ < 5.3×10 ⁻¹⁰	^{HTO} ^{HT}	1.1×10 ¹⁰ 1.9×10 ¹⁰	1.7×10 ⁻⁴ 3.0×10 ⁻⁴	
核燃料倉庫	全 ³² P ^β ³⁵ S ^β ⁶⁰ Co ^α ⁸² Br ^β ¹³¹ I ^β ¹³² I ^β	— 1.5×10 ⁴ 1.4×10 ⁷ 0 3.7×10 ³ 1.0×10 ⁴ 4.8×10 ⁵	< 1.5×10 ⁻¹⁰ < 2.9×10 ⁻¹⁰ < 3.4×10 ⁻⁷ < 5.7×10 ⁻¹⁰ < 1.8×10 ⁻⁹ < 9.1×10 ⁻¹⁰ < 2.2×10 ⁻⁸	⁴¹ Ar	1.5×10 ⁸	< 1.2×10 ⁻³	
JRR-3	全 ²³⁴ U ^β 全 ⁶⁰ Co ^α ¹³¹ I ^β	— — 0 0	< 1.4×10 ⁻¹⁰ < 1.0×10 ⁻¹⁰ < 6.7×10 ⁻¹⁰ < 1.9×10 ⁻⁹	³ H ⁴¹ Ar	1.5×10 ¹¹ 2.0×10 ¹¹	1.2×10 ⁻⁴ < 1.6×10 ⁻³	
実験利用棟第2棟	全 ²³⁷ Np ^β ⁶⁰ Co ^α	— 0 0	< 1.3×10 ⁻¹⁰ < 1.0×10 ⁻¹⁰ < 3.7×10 ⁻¹⁰	³ H	2.1×10 ⁹	< 6.7×10 ⁻⁵	
JRR-4	全 ²³⁴ U ^β 全 ⁶⁰ Co ^α ¹³¹ I ^β	— — 0 0	< 6.3×10 ⁻¹⁰ < 4.1×10 ⁻¹⁰ < 2.8×10 ⁻⁹ < 7.4×10 ⁻⁹	⁴¹ Ar	0	< 5.0×10 ⁻³	
トリチウムプロセス研究棟	全 ²³⁴ U ^β	— 0	3.1×10 ⁻¹⁰ < 9.9×10 ⁻¹¹	^{HTO} ^{HT}	4.7×10 ⁹ 3.0×10 ⁸	1.4×10 ⁻⁵ 8.9×10 ⁻⁷	
Pu研究1棟	スタックI 全 ²³⁹ Pu ^β ¹⁰⁶ Ru ^β	— 0 0	< 1.8×10 ⁻¹⁰ < 6.7×10 ⁻¹¹ < 1.8×10 ⁻¹⁰	—	—	—	
再処理特研	スタックII・III 全 ²³⁹ Pu ^β ¹⁰⁶ Ru ^β	— 0 0	< 1.8×10 ⁻¹⁰ < 6.7×10 ⁻¹¹ < 1.8×10 ⁻¹⁰	—	—	—	
Pu研究2棟	²³⁹ Pu	0	< 6.7×10 ⁻¹¹	—	—	—	
再処理試験	²³⁴ U	0	< 6.7×10 ⁻¹¹	—	—	—	
フッ素実験室	²³⁴ U ¹²⁹ I ¹³¹ I	0 0 8.3×10 ⁴	< 6.7×10 ⁻¹¹ < 1.7×10 ⁻⁹ 7.9×10 ⁻¹⁰	³ H	0	< 2.2×10 ⁻⁵	
ウラン濃縮研究棟	²³⁴ U	0	< 6.7×10 ⁻¹¹	—	—	—	

項目 施設名	放射性塵埃			放射性ガス		
	核種	*1 年間放出量 (Bq)	*2 年間平均濃度 (Bq/cm ³)	核種	*1 年間放出量 (Bq)	*2 年間平均濃度 (Bq/cm ³)
廃棄物処理処分開発棟	全 β ^{137}Cs	— 0	$< 1.1 \times 10^{-9}$ $< 1.1 \times 10^{-9}$	—	—	—
汚染除去施設	全 β ^{137}Cs ^{241}Am	— 0 0	$< 2.0 \times 10^{-10}$ $< 2.0 \times 10^{-9}$ $< 1.5 \times 10^{-10}$	—	—	—
第1廃棄物処理棟	全 β ^{125}I ^{137}Cs ^{241}Am	— 1.4×10 ⁵	$< 2.0 \times 10^{-10}$ $< 4.8 \times 10^{-9}$ $< 2.0 \times 10^{-9}$ $< 1.5 \times 10^{-10}$	^3H	0	$< 2.6 \times 10^{-4}$
第2廃棄物処理棟	全 β ^{125}I ^{137}Cs ^{241}Am	— 2.4×10 ⁵ 0 0	$< 4.8 \times 10^{-11}$ $< 1.3 \times 10^{-9}$ $< 3.7 \times 10^{-10}$ $< 3.7 \times 10^{-11}$	—	—	—
圧縮処理施設	全 β ^{125}I ^{137}Cs ^{241}Am	— 3.1×10 ⁶ 0 0	$< 2.0 \times 10^{-10}$ 5.0×10^{-8} $< 2.4 \times 10^{-9}$ $< 1.5 \times 10^{-10}$	—	—	—
液体処理施設	低レベル	全 β ^{137}Cs ^{241}Am	— 0 0	$< 2.0 \times 10^{-10}$ $< 2.4 \times 10^{-9}$ $< 1.5 \times 10^{-10}$	—	—
	中レベル	全 β ^{137}Cs ^{241}Am	— 0 0	$< 2.0 \times 10^{-10}$ $< 1.3 \times 10^{-9}$ $< 1.5 \times 10^{-10}$	—	—
極低レベル燃焼試験施設	全 β ^{137}Cs ^{241}Am	— 0 0	$< 1.0 \times 10^{-9}$ $< 2.6 \times 10^{-9}$ $< 7.7 \times 10^{-10}$	—	—	—
環境シミュレーション試験棟	全 β ^{137}Cs ^{237}Np	— 0 0	$< 6.5 \times 10^{-11}$ $< 6.5 \times 10^{-11}$ $< 4.6 \times 10^{-11}$	^{14}C	3.2×10^7	$< 2.0 \times 10^{-6}$
WASTEF	全 β ^{241}Am ^{137}Cs	— 0 0	$< 6.5 \times 10^{-11}$ $< 4.6 \times 10^{-11}$ $< 6.5 \times 10^{-11}$	—	—	—
科学技術研究施設	全 β ^{60}Co	— 0	$< 2.7 \times 10^{-10}$ $< 2.7 \times 10^{-10}$	—	—	—
F C A	全 β ^{60}Co ^{131}I ^{239}Pu	— 0 5.5×10 ⁴ 0	$< 2.8 \times 10^{-10}$ $< 1.1 \times 10^{-9}$ $< 8.9 \times 10^{-9}$ $< 2.0 \times 10^{-10}$	—	—	—
T C A	全 β ^{60}Co ^{131}I ^{234}U	— 0 0 0	$< 6.7 \times 10^{-10}$ $< 2.2 \times 10^{-9}$ $< 2.1 \times 10^{-9}$ $< 4.8 \times 10^{-10}$	—	—	—
F N S	全 β	—	$< 2.7 \times 10^{-10}$	^3H ^{13}N	2.3×10^9 0	$< 6.1 \times 10^{-3}$ $< 7.8 \times 10^{-4}$

項目 施設名	放射性塵埃			放射性ガス			
	核種	*1 年間放出量 (Bq)	*2 年間平均濃度 (Bq/cm ³)	核種	*1 年間放出量 (Bq)	*2 年間平均濃度 (Bq/cm ³)	
JPDR	原子炉 建家	全 β 全 α ^{60}Co	— — 0	$< 6.3 \times 10^{-10}$ $< 4.1 \times 10^{-10}$ $< 2.4 \times 10^{-9}$	—	—	—
	燃料貯蔵 建家	全 β 全 α ^{60}Co	— — 0	$< 2.1 \times 10^{-10}$ $< 1.6 \times 10^{-10}$ $< 1.0 \times 10^{-9}$	—	—	—
NSRR	原子炉棟	全 β 全 α ^{60}Co ^{131}I	— 0 0 1.3×10^4	$< 3.9 \times 10^{-10}$ $< 3.3 \times 10^{-10}$ $< 1.5 \times 10^{-9}$ $< 2.6 \times 10^{-9}$	^{41}Ar	3.2×10^9	$< 5.3 \times 10^{-3}$
	燃料棟	全 β ^{60}Co	— 0	$< 3.1 \times 10^{-10}$ $< 1.4 \times 10^{-9}$	—	—	—
燃料試験施設		全 β ^{106}Ru ^{131}I ^{239}Pu	— 0 0 0	$< 7.0 \times 10^{-11}$ $< 2.1 \times 10^{-9}$ $< 3.7 \times 10^{-9}$ $< 5.6 \times 10^{-11}$	^{85}Kr	1.7×10^{11}	$< 9.3 \times 10^{-3}$

*1) 検出濃度以上の放出量の合計。検出濃度未満の場合は、放出量を 0 とした。

*2) 1年間連續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いた値。ただし、この値が検出濃度未満の場合は、” < (検出濃度) ” とした。

Table A.1.3-2 各施設から放出された放射性液体廃棄物の処理区分及び排水溝における
核種別濃度・放出量
(東海研究所, 1993年度)

項目 施設名	処理区分				排水溝における核種濃度及び放出量			
	廃液処理場へ搬出 ^{*1}		排水溝へ放出		排水 溝名	1日平均最大濃度 ^{*3} (Bq/m ³)	3ヶ月平均 最大濃度 ^{*3} (Bq/m ³)	放 出 量 ^{*2} (Bq)
	搬出量 (Bq)	廃液量 (m ³)	放出量 ^{*2} (Bq)	廃液量 (m ³)				
第3研究棟	$\beta\gamma: 3.3 \times 10^6$ $\alpha: 1.8 \times 10^4$	2.4×10^1	$^{14}\text{C}: 1.4 \times 10^5$ $^{60}\text{Co}: 2.3 \times 10^5$ $^{85}\text{Sr}: 4.2 \times 10^3$ $^{90}\text{Sr}: 7.8 \times 10^3$ $^{137}\text{Cs}: 1.3 \times 10^5$ (5.3×10^3) $^{152}\text{Eu}: 1.1 \times 10^5$ $^{232}\text{Th}: (3.9 \times 10^3)$	1.3×10^1	第1排水溝	$^{3}\text{H}^{14}\text{C} \text{以外}: 8.0 \times 10^{-4}$ (2.8×10^{-4})	$^{3}\text{H}^{14}\text{C} \text{以外}: 8.5 \times 10^{-6}$ (1.2×10^{-5})	$^{3}\text{H}^{14}\text{C} \text{以外}: 3.3 \times 10^6$ (6.9×10^6)
第4研究棟	$\beta\gamma: 1.5 \times 10^8$ $\alpha: 1.0 \times 10^5$ $^{3}\text{H}: 1.4 \times 10^7$	7.9×10^1	$^{14}\text{C}: 5.0 \times 10^4$ $^{90}\text{Sr}: 1.0 \times 10^5$ $^{137}\text{Cs}: (2.0 \times 10^5)$ $^{212}\text{Po}: 4.6 \times 10^4$ $^{232}\text{Th}: 6.1 \times 10^5$ (1.3×10^5)	4.6×10^2	第1排水溝	$^{3}\text{H}^{14}\text{C} \text{以外}: 4.1 \times 10^{-5}$ $^{152}\text{Eu}: 1.1 \times 10^5$ $^{212}\text{Po}: 4.6 \times 10^4$ $^{232}\text{Th}: 6.1 \times 10^5$ (1.4×10^5) $^{234}\text{U}: 3.8 \times 10^1$ (7.6×10^3) $^{237}\text{Np}: (3.4 \times 10^3)$ $^{137}\text{Cs}: (3.5 \times 10^4)$	$^{3}\text{H}^{14}\text{C} \text{以外}: 4.1 \times 10^5$ $^{152}\text{Eu}: 1.1 \times 10^5$ $^{212}\text{Po}: 4.6 \times 10^4$ $^{232}\text{Th}: 6.1 \times 10^5$ (1.4×10^5) $^{234}\text{U}: 3.8 \times 10^1$ (7.6×10^3) $^{237}\text{Np}: (3.4 \times 10^3)$ $^{137}\text{Cs}: (3.5 \times 10^4)$	$^{3}\text{H}^{14}\text{C} \text{以外}: 3.3 \times 10^6$ (6.9×10^6)
旗綱標準棟	$\beta\gamma: 1.3 \times 10^6$	33	$^{137}\text{Cs}: (1.1 \times 10^4)$ $^{232}\text{Th}: (1.3 \times 10^3)$	30				
セラミック特研	0	0	$^{3}\text{H}: (1.6 \times 10^6)$ $^{60}\text{Co}: (1.4 \times 10^5)$ $^{137}\text{Cs}: (1.4 \times 10^5)$	3.0×10^1				
冶金特研	0	0	$^{60}\text{Co}: (6.3 \times 10^4)$ $^{90}\text{Sr}: 8.7 \times 10^3$ $^{137}\text{Cs}: 1.3 \times 10^4$ (6.7×10^3) $^{234}\text{U}: 3.4 \times 10^4$	1.2×10^1		$^{3}\text{H}: 1.1 \times 10^{-2}$ (6.5×10^{-4})	$^{3}\text{H}: 1.2 \times 10^{-4}$ (4.4×10^{-6})	$^{3}\text{H}: 1.8 \times 10^7$ (2.7×10^6)
タンデム加速器	0	0	$^{60}\text{Co}: (2.6 \times 10^4)$ $^{137}\text{Cs}: (3.1 \times 10^4)$ $^{237}\text{Np}: (2.0 \times 10^3)$	64				
J R R - 1	$\beta\gamma: 1.5 \times 10^6$	27	$^{51}\text{Cr}: 2.1 \times 10^6$ $^{60}\text{Co}: 8.5 \times 10^3$ (1.2×10^6) $^{137}\text{Cs}: 1.7 \times 10^4$	1.8×10^1			$^{14}\text{C}: 6.1 \times 10^{-5}$	$^{14}\text{C}: 6.7 \times 10^{-7}$
使用済燃料貯蔵施設	0	0	$^{3}\text{H}: (1.1 \times 10^6)$ $^{137}\text{Cs}: (1.6 \times 10^5)$	50				
N S R R	$\beta\gamma: 2.1 \times 10^7$	42	$^{60}\text{Co}: (6.0 \times 10^5)$ $^{90}\text{Sr}: 6.1 \times 10^3$	1.4×10^2				

項目 施設名	処理区分				排水溝における核種濃度及び放出量				
	廃液処理場へ搬出 ^{*1}		排水溝へ放出		排水溝名	1日平均最大濃度 ^{*3} (Bq/m ³)	3カ月平均 最大濃度 ^{*3} (Bq/m ³)	放出量 ^{*2} (Bq)	
	搬出量 (Bq)	廃液量 (m ³)	放出量 ^{*2} (Bq)	廃液量 (m ³)					
科技庁電源 特会施設	$\beta\gamma : 1.0 \times 10^8$	2.5×10^1	$^{60}\text{Co} : (1.7 \times 10^7)$ $^{137}\text{Cs} : (1.8 \times 10^6)$ $^{234}\text{U} : 3.9 \times 10^3$	3.4×10^2					
所外	東京大学	0	$^{3}\text{H} : 1.8 \times 10^7$ $^{5}\text{Mn} : (5.4 \times 10^6)$ $^{137}\text{Cs} : (1.8 \times 10^6)$ $^{234}\text{U} : (7.6 \times 10^6)$ $^{237}\text{Np} : (1.4 \times 10^6)$	6.6×10^1	第1排水溝				
	機器外	$\beta\gamma : 3.0 \times 10^6$	5.0×10^{-2}	$U_{\text{nat}} : (3.5 \times 10^6)$	4.6×10^1				
	レバ灘宿	0	0	0	0				
燃料試験施設	$\beta\gamma : 5.9 \times 10^9$ $\alpha : 7.3 \times 10^7$	8.9×10^1	0	0					
ホットラボ	$\beta\gamma : 8.6 \times 10^9$ $\alpha : 7.3 \times 10^7$	6.6×10^1	0	0					
開発	VHTRC	0	0	$^{60}\text{Co} : (4.4 \times 10^6)$	81				
試験室	同上	0	0	$^{234}\text{U} : (1.5 \times 10^6)$	48				
J R R - 2	$\beta\gamma : 2.3 \times 10^6$ $^{3}\text{H} : 1.7 \times 10^9$	5.8	$^{3}\text{H} : 1.2 \times 10^6$ (2.1×10^6)	8.3×10^1		$^{3}\text{H}^{14}\text{C} \text{以外}$ $: 7.9 \times 10^{-4}$ (2.0×10^{-3})	$^{3}\text{H}^{14}\text{C} \text{以外}$ $: 4.3 \times 10^{-5}$ (2.5×10^{-5})		
			$^{60}\text{Co} : 6.2 \times 10^6$ (1.6×10^6)						
J R R - 3	$\beta\gamma : 2.5 \times 10^7$ $\alpha : 1.1 \times 10^3$ $^{3}\text{H} : 4.6 \times 10^{10}$	7.8 $\times 10^1$	$^{3}\text{H} : 4.7 \times 10^9$ $^{60}\text{Co} : 3.3 \times 10^6$ (3.0×10^6)	3.8×10^2	第2排水溝		$^{35}\text{S} : 6.9 \times 10^5$ $^{51}\text{Cr} : 1.8 \times 10^7$ $^{54}\text{Mn} : 7.9 \times 10^5$ $^{60}\text{Co} : 4.8 \times 10^6$ (2.8×10^7)		
			$^{90}\text{Sr} : 8.0 \times 10^6$						
			$^{110}\text{Ag} : 1.0 \times 10^7$						
実験用棟第2棟		0	$^{3}\text{H} : 7.6 \times 10^7$ (4.5×10^7)	5.5×10^1			$^{134}\text{Cs} : 6.2 \times 10^3$ $^{137}\text{Cs} : 4.1 \times 10^6$ (2.3×10^7)		
J R R - 4		0	$^{3}\text{H} : 1.2 \times 10^8$ $^{60}\text{Co} : (4.6 \times 10^6)$ $^{137}\text{Cs} : (4.1 \times 10^6)$	9.1×10^1					
試料処理室	$^{3}\text{H} : 6.9 \times 10^2$	6.9×10^{-2}	0	0					
実験管理棟	$^{3}\text{H} : 1.2 \times 10^5$	1.6×10^{-2}	0	0					

項目 施設名	処理区分				排水溝における核種濃度及び放出量				
	廃液処理場へ搬出 ^{*1}		排水溝へ放出		排水溝名	1日平均最大濃度 ^{*3} (Bq/cm ³)	3ヶ月平均 最大濃度 ^{*3} (Bq/dm ³)	放出量 ^{*2} (Bq)	
	搬出量 (Bq)	廃液量 (m ³)	放出量 ^{*2} (Bq)	廃液量 (m ³)					
R I 製造棟	$\beta\gamma : 3.4 \times 10^8$ $\alpha : 9.9 \times 10^6$ $^3H : 2.4 \times 10^7$	1.3×10^1	$^{3H} : 5.6 \times 10^6$ $^{35S} : 6.9 \times 10^6$ $^{90Sr} : 3.8 \times 10^4$ $^{137Cs} : (2.2 \times 10^3)$ $^{241Am} : (6.3 \times 10^3)$	5.2×10^1		$^3H : 3.2 \times 10^0$ (5.3×10^{-3})	$: 1.4 \times 10^{-1}$ (2.2×10^{-4})	$^3H : 2.6 \times 10^{11}$ (4.7×10^6)	
核燃料倉庫	0	0	$^{234U} : (1.6 \times 10^2)$	13		$^{14C} : 2.0 \times 10^{-1}$ (1.3×10^{-2})	$: 6.6 \times 10^{-3}$ (3.1×10^{-4})	$^{14C} : 1.6 \times 10^{10}$ (5.2×10^6)	
トリチウムプロセス研究棟	0	0	$^3H : 8.0 \times 10^7$ (3.5×10^6)	3.2×10^1					
Pu研究Ⅰ棟	0	0	$^{106Ru} : (2.2 \times 10^0)$ $^{239Pu} : 1.0 \times 10^4$ (9.4×10^3)	5.4×10^1					
再処理特研	$\beta\gamma : 4.3 \times 10^8$ $\alpha : 2.8 \times 10^8$ $^3H : 5.8 \times 10^6$	1.8×10^1	$^{3H} : (8.9 \times 10^0)$ $^{90Sr} : 1.3 \times 10^4$ $^{137Cs} : (3.1 \times 10^3)$ $^{239Pu} : 1.4 \times 10^4$	42					
ウラン濃縮施設	0	0	$^{234U} : (2.8 \times 10^1)$	6.8					
処理試験開発室	0	0	$^{137Cs} : (1.6 \times 10^1)$	6.8					
フッ素実験室	$\beta\gamma : 5.4 \times 10^6$	1.2×10^{-2}	$^{234U} : (1.4 \times 10^1)$ $^{131I} : 4.4 \times 10^4$ (4.7×10^3)	3.4					
除染除去施設	$\beta\gamma : 4.9 \times 10^7$	1.4×10^1	$^3H : (1.8 \times 10^7)$ $^{14C} : (8.8 \times 10^6)$ $^{90Sr} : 2.3 \times 10^5$ $^{60Co} : (4.3 \times 10^5)$ $^{137Cs} : (4.3 \times 10^5)$ $^{241Am} : (1.3 \times 10^5)$	7.3×10^1					
液体処理施設	$\beta\gamma : 1.0 \times 10^9$ $^3H : 4.5 \times 10^9$	3.1×10^1	$^3H : 6.7 \times 10^{10}$ (3.0×10^9) $^{14C} : 1.1 \times 10^8$ (4.2×10^7) $^{51Cr} : 1.8 \times 10^7$ $^{59Mn} : 7.9 \times 10^5$ $^{60Co} : 3.8 \times 10^6$ (1.8×10^7) $^{90Sr} : 1.0 \times 10^6$ $^{110mAg} : 5.6 \times 10^5$ $^{125I} : 2.4 \times 10^5$ $^{137Cs} : 9.5 \times 10^5$ (1.7×10^7) $^{152Eu} : 2.5 \times 10^5$ $^{241Am} : 1.1 \times 10^5$ (8.2×10^4) $^{228Ac} : 2.8 \times 10^5$ $^{232Th} : 2.7 \times 10^5$	1.3×10^1					
第1廃液処理棟	$\beta\gamma : 4.2 \times 10^7$ $\alpha : 5.2 \times 10^4$ $^3H : 5.4 \times 10^8$	4.3×10^1	$^3H : 2.2 \times 10^9$ (2.6×10^7) $^{14C} : 8.0 \times 10^7$ (1.7×10^7) $^{60Co} : (5.4 \times 10^6)$ $^{125I} : 4.3 \times 10^6$ $^{137Cs} : (3.9 \times 10^5)$ $^{241Am} : 7.0 \times 10^4$ (2.6×10^4)	1.4×10^2					

項目 施設名	処理区分				排水溝における核種濃度及び放出量					
	廃液処理場へ搬出 ^{*1}	排水溝へ放出	搬出量 (Bq)	廃液量 (m ³)	放出量 ^{*2} (Bq)	廃液量 (m ³)	排水 溝名	1日平均最大濃度 ^{*3} (Bq/cm ³)	3ヶ月平均 最大濃度 ^{*3} (Bq/cm ³)	放出量 ^{*2} (Bq)
第2廃液処理棟	$\beta\gamma : 1.3 \times 10^9$ $\alpha : 1.2 \times 10^7$ $^3\text{H} : 9.6 \times 10^5$	3.3×10^1	$^3\text{H} : 8.6 \times 10^9$ (1.0×10^9) $^{14}\text{C} : 2.8 \times 10^8$ (7.3×10^7) $^{60}\text{Co} : (2.2 \times 10^8)$ $^{90}\text{Sr} : 2.0 \times 10^7$ $^{125}\text{I} : 2.1 \times 10^7$ $^{137}\text{Cs} : 1.5 \times 10^6$ (1.7×10^6) $^{241}\text{Am} : (1.3 \times 10^6)$	5.7×10^2						
圧縮処理施設	$\beta\gamma : 3.8 \times 10^9$ $\alpha : 1.6 \times 10^3$ $^3\text{H} : 1.6 \times 10^8$	1.2×10^1	$^3\text{H} : 1.7 \times 10^7$ (3.5×10^6) $^{14}\text{C} : 8.3 \times 10^6$ (2.1×10^6) $^{60}\text{Co} : (7.2 \times 10^6)$ $^{90}\text{Sr} : 5.2 \times 10^4$ $^{125}\text{I} : 7.8 \times 10^6$ $^{134}\text{Cs} : 6.2 \times 10^6$ $^{137}\text{Cs} : 3.1 \times 10^6$ (4.1×10^6) $^{241}\text{Am} : 6.3 \times 10^3$ (3.3×10^3)	1.8×10^1		第 2 排 水 溝				
極低レベル焼却 試験施設			$^{31}\text{P} : (3.2 \times 10^6)$ $^{14}\text{C} : (2.0 \times 10^6)$ $^{60}\text{Co} : (4.2 \times 10^6)$ $^{137}\text{Cs} : (4.8 \times 10^6)$ $^{241}\text{Am} : (2.2 \times 10^6)$	1.2×10^1						
第一化学	0	0	$^3\text{H} : 1.7 \times 10^{11}$ $^{14}\text{C} : 1.5 \times 10^{10}$	4.6×10^3						
W A S T E F	$\beta\gamma : 8.0 \times 10^9$ $\alpha : 7.6 \times 10^7$ $^3\text{H} : 5.6 \times 10^3$	2.5×10^1	$^{137}\text{Cs} : 4.7 \times 10^5$ $^{90}\text{Sr} : 2.7 \times 10^5$ $^{241}\text{Am} : (8.4 \times 10^5)$	2.7×10^1						
環境シミュレーション試験棟	$\beta\gamma : 7.9 \times 10^7$ $^3\text{H} : 1.6 \times 10^6$	4.7×10^1	0	0						
原研那珂	0	0	$^3\text{H} : 1.6 \times 10^6$ (2.0×10^6)	7.9×10^1						
F C A	0	0	$^{60}\text{Co} : (4.8 \times 10^4)$ $^{239}\text{Pu} : 8.1 \times 10^3$ (1.8×10^3)	9.8		第 3 排 水 溝	$^3\text{H} \beta\gamma \text{以外} : 5.2 \times 10^{-4}$ (7.7×10^{-4})	$^3\text{H} \beta\gamma \text{以外} : 3.6 \times 10^{-5}$ (9.3×10^{-5})	$^3\text{H} \beta\gamma \text{以外} : 1.3 \times 10^5$ (8.1×10^4)	
T C A	0	0	$^{60}\text{Co} : (5.1 \times 10^4)$ $^{234}\text{U} : (5.3 \times 10^3)$	1.7×10^1						
F N S	0	0	$^3\text{H} : 8.4 \times 10^7$	5.1						
J P D R	0	0	$^3\text{H} : (1.7 \times 10^6)$ $^{60}\text{Co} : 2.0 \times 10^4$ (5.9×10^3) $^{137}\text{Cs} : 1.0 \times 10^5$ (1.1×10^5)	1.1×10^2			$^3\text{H} : 3.5 \times 10^{-1}$ (9.9×10^{-2})	$^3\text{H} : 1.8 \times 10^{-2}$ (9.9×10^{-4})	$^3\text{H} : 8.4 \times 10^7$ (1.7×10^6)	

項目 施設名	処理区分				排水溝における核種濃度及び放出量			
	廃液処理場へ搬出 ^{*1}	排水溝へ放出	搬出量 (Bq)	廃液量 (m³)	排水溝名	1日平均最大濃度 ^{*3} (Bq/m³)	3ヶ月平均 最大濃度 ^{*3} (Bq/m³)	放出量 ^{*2} (Bq)
合計	$\beta\gamma$: 3.5×10^{10} α : 5.0×10^8 ^3H : 5.8×10^{10}	^3H : 1.4C 以外 : 1.1×10^8 : 1.2×10^9 ^{35}S : 6.9×10^5 ^{51}Cr : 2.0×10^7 ^{54}Mn : 7.9×10^5 : (5.4×10^5) ^{60}Co : 5.1×10^6 : (3.1×10^6) ^{65}Zn : 5.5×10^7 ^{75}Se : 4.7×10^5 ^{85}Kr : 4.2×10^6 ^{90}Sr : 2.0×10^6 ^{106}Ru : (2.2×10^6) ^{113}Ru : 1.3×10^7 ^{125}I : 2.9×10^7 ^{131}I : 4.4×10^4 : (4.7×10^4) ^{134}Cs : 6.2×10^3 ^{137}Cs : 4.4×10^6 : (2.7×10^7) ^{152}Eu : 3.6×10^5 ^{203}Tl : 3.4×10^4 ^{212}Po : 4.6×10^4 ^{223}Ra : 2.8×10^5 ^{232}Th : 8.8×10^5 : (1.4×10^7) ^{234}U : 3.8×10^4 : (9.2×10^3) ^{237}Nb : (3.4×10^3) ^{239}Pu : 3.2×10^4 : (1.1×10^5) ^{241}Am : 1.8×10^5 : (1.0×10^6) ^3H : 2.6×10^{11} : (4.7×10^9) ^{14}C : 1.6×10^{10} : (5.2×10^9)	^3H : 1.4C 以外 : 8.0×10^{-4} : (2.0×10^{-3}) 合 計	^3H : 1.4×10^{-1} : (9.9×10^{-4}) ^{14}C : 2.0×10^{-1} : (1.3×10^{-2})	^3H : 2.6×10^{11} : (4.7×10^9) ^{14}C : 1.6×10^{10} : (5.2×10^9)			

*1:所外施設(放医研、RI協会)及びRI研修所からの発表は含まれていません。

*2: 檢出限界濃度未満以上と検出限界濃度未満の2種類に区分して集計した。

放出量を計算し、() 内に示した。)

*3：検出限界濃度以上の放出量と排水荷存量から求めた濃度の最大値 検出限界濃度未満の場合は検出限界濃度での放出としたとして

同様に計算し、() 内に示した。

Table A.1.3-3 気体廃棄物の放出管理目標値との比較

(東海研究所, 1993年度)

原子炉施設	種類	核種	放出管理目標値 (Bq/年)	放出量* (Bq)	放出量 放出管理目標値
JRR-2	放射性希ガス	^{41}Ar	1.1×10^{14}	3.2×10^{13}	2.9×10^{-1}
	放射性ガス	^3H	9.6×10^{12}	3.4×10^{11}	3.5×10^{-2}
JRR-3	放射性希ガス	^{41}Ar	6.2×10^{13}	2.0×10^{11}	3.2×10^{-3}
	放射性ガス	^3H	7.4×10^{12}	1.5×10^{11}	2.0×10^{-2}
JRR-4	放射性希ガス	^{41}Ar	9.6×10^{11}	0	0
NSRR	放射性希ガス	主に $^{41}\text{Ar}, ^{133}\text{Xe}$	4.4×10^{13}	3.2×10^9	7.3×10^{-5}
	放射性ヨウ素	^{131}I	4.8×10^9	1.3×10^4	2.7×10^{-6}

*: 検出下限濃度未満は放出量を0として集計してある。

Table A.1.3-4 液体廃棄物の放出管理目標値との比較

(東海研究所, 1993年度)

核種		放出管理目標値 (Bq/年)	放出量* (Bq)	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}	7.6×10^7	4.2×10^{-3}
	^{60}Co	3.7×10^9	5.1×10^6	1.4×10^{-3}
	^{137}Cs	3.7×10^9	4.4×10^6	1.2×10^{-3}
^3H		2.5×10^{13}	2.6×10^{11}	1.0×10^{-2}
^{14}C		3.7×10^{11}	1.6×10^{10}	4.3×10^{-2}

*: 第1, 第2, 第3排水溝の合計放出量。

検出下限濃度未満は放出量を0として集計してある。

A.1.4 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当量

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外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当量を算出した。

放射性希ガスに起因する年間の実効線量当量を、放出管理目標値が定められている JRR-2, JRR-3, JRR-4 及び NSRR について算出した。その結果、実効線量当量が最大となった地点は、JRR-2 南西方向の周辺監視区域境界であり、その値は $2.4 \mu\text{Sv}$ であった。原子炉施設毎の実効線量当量を Table A.1.4-1 に示す。

液体廃棄物に起因する年間の実効線量当量は、東海研究所全施設から放出された ^{14}C を除く ^3H , ^{60}Co , ^{137}Cs 等の核種について算出した。その結果は $1.2 \mu\text{Sv}$ であった。核種別の実効線量当量を Table A.1.4-2 に示す。

放射性希ガス及び液体廃棄物による実効線量当量の合計は $3.6 \mu\text{Sv}$ であり、原子炉施設保安規定に定められている年間の実効線量当量値 $50 \mu\text{Sv}$ の約 7 % であった。

(小畠 一)

Table A.1.4-1 放射性希ガスによる年間の実効線量当量
(東海研究所, 1993年度)

原子炉施設	年間放出量*	JRR-2南西の周辺監視区域 境界の実効線量当量 (μSv)
JRR-2	3.2×10^{13}	2.4
JRR-3	2.0×10^{11}	1.6×10^{-2}
JRR-4	0	0
N S R R	3.2×10^9	1.3×10^{-4}
合 計		2.4

* : 検出限界濃度未満は放出量を0とした。

Table A.1.4-2 液体廃棄物による年間の実効線量当量
(東海研究所, 1993年度)

核 種	年間放出量*	実効線量当量
	(Bq)	(μSv)
$^3\text{H}, ^{14}\text{C}$ 以外の核種	^{60}Co	1.8×10^{-3}
	^{137}Cs	3.5×10^{-4}
	その他	1.2
^3H	2.6×10^{11}	9.2×10^{-4}
合 計		1.2

* : 検出限界濃度未満は放出量を0とした。

A.1.5 放射性汚染及び被ばく

1993年度は、R I 製造棟においてトングス・マニピュレータ除染作業時に、 β 線による局部被曝が発生した。その概要をA.3.7 に示す。

(小畠 一)

A.1.6 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、1993年9月及び1994年3月の2回実施した。Table A.1.6-1 に1994年3月末現在における建家別放射性同位元素保有状況を示す。

使用許可不要の3.7MBq以下の密封放射性同位元素についても、1993年12月末現在の保有状況の調査を実施した。Table A.1.6-2 に、建家別の保有状況を示す。

(小畠 一)

Table A.1.6-1 建家別放射性同位元素保有状況

(1994年3月31日現在)

(東海研究部 1993年度)

建 家 名	密 封 さ れ た 放 射 性 同 位 元 素			使 用 中 の 非 密 封 放 射 性 同 位 元 素			貯 �藏 中 の 非 密 封 放 射 性 同 位 元 素			保 有 量 合 計(Bq)
	保 有 量(Bq)	主 要 核 種 名	核 種 數	保 有 量(Bq)	主 要 核 種 名	核 種 數	保 有 量(Bq)	主 要 核 種 名	核 種 數	
第 2 研 究 棟	1.6×10 ¹¹ ¹³⁷ Cs, Am-Be	10	0	90Sr, ⁶³ Ni, ³ H	24	6.0×10 ⁹ ³ H	0	⁶⁰ Co, ¹³⁷ Cs	1.6×10 ¹¹	
第 3 研 究 棟	4.5×10 ⁸ ²⁴¹ Am, ⁶⁰ Co, ¹³⁷ Cs	7	1.2×10 ⁹	⁹⁰ Sr, ⁶³ Ni, ³ H	24	6.0×10 ⁹ ³ H	0	⁶⁰ Co, ¹³⁷ Cs	6.1×10 ¹⁰	
第 4 研 究 棟	2.4×10 ¹⁴ ⁵⁷ Co, ⁸⁵ Kr, ⁶⁰ Co, ⁶³ Ni	5	1.1×10 ¹¹	³ H, ¹⁴ C, ⁹⁹ Tc	24	3.4×10 ¹¹ ³ H	⁸⁵ Kr, ¹⁴ C	³⁹	2.4×10 ¹⁴	
放 射 線 標 準 施 設 棟	4.2×10 ¹² ⁶⁰ Co, ¹³⁷ Cs, ²²⁶ Ra	16	8.0×10 ⁵	¹³⁹ Ba, ¹⁰⁹ Gd, ⁶⁰ Co	11	5.6×10 ⁹ ⁸⁵ Kr, ³ H, ¹⁴⁷ Pm	12	^{4.2} ×10 ¹²		
核 物 理 特 研	7.0×10 ⁶ ¹³⁷ Cs	1	0			0				7.0×10 ⁶
タ ン デ ム 加 速 器 棟	3.6×10 ⁸ Am-Be	1	3.8×10 ⁶	²⁴¹ Am, ²⁴³ Am, ²⁴⁴ Cm	3	0				3.6×10 ⁸
セ ラ ミ ッ ク 特 研	8.3×10 ⁸ ¹³⁷ Cs	1	9.5×10 ⁸ ³ H		1	7.8×10 ¹⁰ ³ H				
冶 金 特 研	0		0			5.3×10 ⁷ ^{110m} Ag, ¹³⁴ Cs, ¹³⁷ Cs	3	1	8.0×10 ¹⁰	
J F T - 2	3.6×10 ⁸ ⁵⁷ Co, ²⁴¹ Am	2	0		0					3.6×10 ⁸
非破壊測定実験室	4.0×10 ⁵ ²⁵² Cf	1	0		0					4.0×10 ⁵
コ バ ル ト 照 射 室	1.8×10 ¹⁵ ⁶⁰ Co	1	0		0					1.8×10 ¹⁵
開 発 試 験 室	5.7×10 ¹¹ ³ H, Am-Be, Ra-Be	3	0		0					5.7×10 ¹¹
モ ッ ク ア ッ プ 建 家	5.6×10 ¹⁰ Am-Be, Rad-Be, ²²⁹ Ra	6	0		0					5.6×10 ¹⁰
J R R - 2	4.0×10 ³ Am-Be, ²⁵² Cf, Ra-Be	3	0		0					4.0×10 ³
原 子 炉 特 研	3.9×10 ¹⁰ ³ H, Am-Be, ¹³⁷ Cs, ²⁴¹ Am	5	0		0					3.9×10 ¹⁰
J R R - 3	4.8×10 ¹¹ Am-Be, ¹²⁴ Sb	3	0		0					4.8×10 ¹¹
実験利用棟第2棟	0	0			1.5×10 ⁸ ⁶³ Ni, ¹³⁷ Cs	11	1.5×10 ⁸			
J R R - 4	2.0×10 ¹¹ ⁶⁰ Co, ¹³⁷ Cs, Am-Be	3	0		0					2.0×10 ¹¹
ホ ッ ト ラ ボ	1.5×10 ⁹ ³ H, ⁶⁰ Co, ¹³⁷ Cs, ²⁴¹ Am	3	0		1.9×10 ¹² ⁶⁰ Co, ⁵⁵ Fe, ⁵⁹ Fe	4	1.9×10 ¹²			
R I 製 造 棟	5.0×10 ¹¹ ⁶⁰ Co, ¹³⁷ Cs, ²⁴¹ Am	4	8.3×10 ¹³ ³ H, ¹⁴ C, ¹⁵² Eu	10	1.8×10 ¹⁴ ³ H, ³² P, ¹⁹² Ir	21	2.6×10 ¹⁴			
機 械 化 工 特 研	2.2×10 ¹⁰ ²⁴¹ Am	1	0		0					2.2×10 ¹⁰
J R R - 1	0			2.0×10 ² ⁴⁶ Sc, ¹²⁹ I	2	3.6×10 ⁴ ²⁴ Na, ¹²⁹ I	2	3.6×10 ⁴		

建 家 名	密 封 さ れ た 放 射 性 同 位 元 素			使 用 中 の 非 密 封 放 射 性 同 位 元 素			貯 藏 中 の 非 密 封 放 射 性 同 位 元 素			保 有 量 (Bq)	
	保 有 量 (Bq)	主 要 核 种	核 量 数	保 有 量 (Bq)	主 要 核 种	核 量 数	保 有 量 (Bq)	主 要 核 种	核 量 数		
トリチュムプロセス棟	0			7.3×10^{13}	^3H	1	4.3×10^{15}	^3H	1	4.3×10^{15}	
P u 研究 1 棟	4.0×10^8	$^{57}\text{Co}, ^{241}\text{Am}$	2	8.4×10^8	$^{237}\text{Np}, ^{244}\text{Cm}$	2	2.4×10^{11}	$^{237}\text{Np}, ^{241}\text{Am}, ^{244}\text{Cm}$	4	2.5×10^{11}	
再 处 理 特 研	0			7.2×10^7	$^{237}\text{Np}, ^{99}\text{Tc}, ^{244}\text{Cm}$	4	1.6×10^{10}	$^3\text{H}, ^{244}\text{Cm}, ^{241}\text{Am}$	5	1.6×10^{10}	
再 处 理 試 験 室	3.6×10^8	^{63}Ni	1	3.5×10^7	^{99}Tc	1	3.6×10^7	$^{241}\text{Am}, ^{244}\text{Cm}, ^{99}\text{Tc}$	3	4.3×10^8	
フ ッ 素 実 験 室	0			6.6×10^6	$^{129}\text{I}, ^{131}\text{I}$	2	2.7×10^8	$^{85}\text{Kr}, ^{131}\text{I}, ^{129}\text{I}$	4	2.7×10^8	
廃棄物処理場駆除	4.7×10^8	^{63}Ni	1	0			1.3×10^7	^{137}Cs	1	4.8×10^8	
返還廃棄物受入	3.5×10^{12}	$^3\text{H}, ^{137}\text{Cs}, ^{244}\text{Cm}$	10	0			0			3.5×10^{12}	
測定技術開発棟				0							
汚 染 除 去 場	0			0							
W A S T E F	0						3.5×10^6	$^{60}\text{Co}, ^{137}\text{Cs}, ^{134}\text{Cs}$	5	3.5×10^6	
環境ミュレーション棟	7.8×10^6	^{252}Cf	1	4.9×10^8	$^{14}\text{C}, ^{60}\text{Co}, ^{137}\text{Cs}$	9	5.9×10^{14}	$^{90}\text{Sr}, ^{137}\text{Cs}, ^{244}\text{Cm}$	15	6.0×10^{14}	
F C C	A	2.9×10^{12}	$^{241}\text{Am}, ^{Am-Be}, ^{252}\text{Cf}$	7	0		3.1×10^9	$^{14}\text{C}, ^{99}\text{Tc}, ^{137}\text{Cs}$	10	3.6×10^9	
T C A	A	2.2×10^{11}	$^3\text{H}, ^{252}\text{Cf}, ^{Ra-Be}$	3	0		0			2.9×10^{12}	
F N S	S	5.5×10^3	$^{241}\text{Am}, ^{60}\text{Co}, ^{137}\text{Cs}$	4	2.3×10^{13}	^3H	1×10^{14}	^3H	1	2.2×10^{11}	
N S R R	R	1.1×10^{11}	$^{Am-Be}$	1	0		0			1.1×10^{11}	
J P D R	0						1.2×10^8	$^{60}\text{Co}, ^{65}\text{Zn}, ^{137}\text{Cs}$	6	1.7×10^8	
科 技 宇 電 脈 特 会 施 設	0				1.6×10^8	$^{60}\text{Co}, ^{90}\text{Sr}, ^{137}\text{Cs}$	6	1.4×10^9	$^{14}\text{C}, ^{60}\text{Co}, ^{137}\text{Cs}$	7	3.0×10^9
大 型 併 定 常 ル - 美 験 験 棟	1.9×10^{12}	$^{241}\text{Am}, ^{137}\text{Cs}$	2	0			0			1.9×10^{12}	
二 相 流 レ ー ブ ミ 験 験 棟	2.9×10^{12}	^{137}Cs	1	0			0			2.9×10^{12}	
燃 料 試 験 施 設	6.0×10^{12}	^{60}Co		1	0		0			6.0×10^{12}	
N U C E F 施 設	4.5×10^{11}	$^3\text{H}, ^{60}\text{Co}, ^{Am-Be}$	3	0			0			4.5×10^{11}	
合 計		2.1×10^{15}					1.9×10^{14}			7.6×10^{15}	

Table A.1.6-2 3.7 MBq(100 μ Ci)以下の密封放射性同位元素保有状況
(1993年12月31日現在) (東海研究所, 1993年度)

建家名	個数	核種		保有量(Bq)
		核種数	主要核種名	
第1研究棟	1	1	^{63}Ni	2.6×10^6
第2研究棟	900	28	^{241}Am , ^{137}Cs , ^{60}Co	3.7×10^7
第3研究棟	290	31	^{241}Am , ^{137}Cs , ^{60}Co	4.6×10^7
第4研究棟	204	27	^{241}Am , ^{137}Cs , ^{60}Co	1.2×10^7
放射線標準施設棟	173	22	^{226}Ra , ^{137}Cs , ^{90}Sr	1.2×10^8
体内R I 分析室	85	13	^{14}C , ^{241}Am , ^{137}Cs	2.6×10^5
核物理特研	25	10	^{241}Am , ^{137}Cs , ^{152}Eu	3.3×10^6
タンデム加速器棟	14	9	^{60}Co , ^{137}Cs , ^{133}Ba	2.1×10^6
セラミック特研	1	1	^{60}Co	1.3×10^3
冶金特研	17	9	^{241}Am , ^{133}Ba , ^{137}Cs	1.3×10^6
J F T - 2	9	9	^{241}Am , ^{133}Ba , ^{137}Cs	8.8×10^5
コバルト照射室	1	1	^{90}Sr	3.6×10^6
開発試験室	13	10	^{241}Am , ^{137}Cs , ^{60}Co	4.0×10^6
モックアップ建家	111	9	^{241}Am , ^{137}Cs , ^{60}Co	7.2×10^6
ホットラボ	45	14	^{241}Am , ^{137}Cs , ^{152}Eu	1.3×10^7
原子炉特研	45	7	^{241}Am , ^{137}Cs , ^{60}Co	7.1×10^6
J R R - 1 建家	11	6	^{241}Am , ^{133}Ba , ^{137}Cs	8.4×10^5
J R R - 2	103	21	^{60}Co , ^{137}Cs , ^{226}Ra	2.5×10^6
J R R - 3	69	18	^{241}Am , ^{137}Cs , ^{152}Eu	1.8×10^7
実験利用棟第2棟	157	22	^{60}Co , ^{137}Cs , ^{241}Am	6.4×10^6
J R R - 4	32	12	^{22}Na , ^{133}Ba , ^{60}Co	1.4×10^7
R I 製造棟	57	17	^{241}Am , ^{137}Cs , ^{60}Co	7.8×10^6
トリチウムプロセス棟	23	4	^3H , ^{137}Cs , ^{226}Ra	1.4×10^6
P u 研究1棟	30	13	^{63}Ni , ^{137}Cs , ^{241}Am	1.8×10^7
再処理特研	59	20	^{241}Am , ^{137}Cs , ^{60}Co	5.1×10^6
フッ素実験室	7	5	^{129}I , ^{137}Cs , ^{133}Ba	2.6×10^5
返還廃棄物受入 測定技術開発棟	15	12	^{137}Cs , ^{152}Eu , ^{252}Cf	1.9×10^6
液体処理施設	8	8	^{241}Am , ^{133}Ba , ^{137}Cs	8.9×10^4
第2廃棄物処理棟	10	10	^{241}Am , ^{137}Cs , ^{60}Co	1.7×10^6

建 家 名	個 数	核 種		保有量 (Bq)
		核種数	主 要 核 種 名	
汚 染 除 去 場	5	4	^{60}Co , ^{137}Cs , ^{133}Ba	6.3×10^4
W A S T E F	57	15	^{152}Eu , ^{137}Cs , ^{60}Co	2.1×10^6
環境シミュレーション棟	74	6	^{60}Co , ^{137}Cs , ^{22}Na	8.1×10^6
F C A	49	18	^{241}Am , ^{137}Cs , ^{60}Co	4.8×10^6
T C A	18	7	^{241}Am , ^{137}Cs , ^{60}Co	2.3×10^6
F N S	42	20	^{241}Am , ^{137}Cs , ^{60}Co	2.5×10^6
科技庁電源特会施設	9	9	^{241}Am , ^{137}Cs , ^{60}Co	8.0×10^4
J P D R	91	24	^{60}Co , ^{137}Cs , ^{152}Eu	9.7×10^7
N S R R	34	13	^{241}Am , ^{137}Cs , ^{60}Co	3.6×10^6
燃 料 試 験 施 設	67	13	^{90}Sr , ^{152}Eu , ^{226}Ra	5.0×10^7
N U C E F 施 設	20	7	^{137}Cs , ^{252}Cf , ^{108}Gd	1.4×10^7
合 計	2977	51		4.3×10^8

1 A.2 個人被ばく線量当量の管理

A.2.1 概 要

個人外部被ばくの管理では、原研全事業所の放射線業務従事者6,835人を対象に、3月(女子については1月)毎の外部被ばくによる線量当量の測定評価、記録の保管及び通知を行った。1993年度の測定評価件数は、延べ21,810件であった。個人内部被ばくの管理では、年度当初及び四半期毎の放射線作業状況及びその変更調査の結果、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。東海研究所においては、内部被ばくの確認検査及び入退域検査をそれぞれ延べ1,276名及び419名について実施した。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。また、内部被ばく臨時検査の対象となる事例はなかった。

個人外部被ばく及び内部被ばくの測定結果から、保安規定に定められた線量当量限度及び警戒線量当量を超える被ばくはなかった。1993年度における原研全事業所の集団実効線量当量、平均実効線量当量及び最大実効線量当量は、それぞれ327.0人・ミリシーベルト、0.05mSv及び5.1mSvであった。また、東海研究所の同線量当量は、それぞれ164.8人・ミリシーベルト、0.04mSv及び4.2mSvであった。

放射線従事者中央登録センターへの規制法関係及び障害防止法関係の両登録制度に基づく個人被ばく線量当量等の登録は、原研全事業所の放射線業務従事者について延べ38,236件行った。

(水下 誠一)

A.2.2 外部被ばく線量当量の管理

外部被ばくによる線量当量の管理は、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当量の測定は、原研が基本線量計としているフィルムバッジ、TLD、リングバッジ及びパームバッジにより実施した。体幹部の測定は、原研IV型フィルムバッジを放射線業務従事者全員に着用させ、3月（女子については1月）毎に、1センチメートル線量当量、3ミリ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TLDを着用させ、その作業期間中の頭頸部の線量当量を測定した。また、手先末端部位の線量当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、原研型リングバッジ又はパームバッジを用いて、70マイクロメートル線量当量を測定した。

1993年度における放射線業務従事者の外部被ばくによる実効線量当量及び組織線量当量を、基本線量計による測定結果から算定し、集計した結果を以下に示す。集計にあたっては、個人線量計の検出下限線量当量(0.2 mSv)未満の評価値を0として行った。

(1) 原研全事業所の被ばく状況

外部被ばくによる線量当量の年間測定対象実員は、6,835人（測定評価件数21,810件）〔以下、実員に続けて括弧書きで測定評価件数を示す。〕であった。このうち、FCAの炉心燃料装荷変更作業等により体幹部不均等被ばくが予想された26人(214件)については、頭頸部の不均等被ばく測定を行った。また、手先の線量当量が最大となるおそれがあった163人(306件)に対しては、身体末端部位の測定を行った。女子の放射線業務従事者は、125人(811件)であった。1993年度における測定対象実員は、1992年度と比較して259人増加している。この要因は、原子力船「むつ」の解役工事に伴う請負業者の増加及び高崎研究所のイオン照射研究施設の保守・点検及び装置の調整作業等に伴う請負業者の増加などによるものである。

原研全事業所の実効線量当量に係る被ばく状況は、集団実効線量当量が327.0人・ミリシーベルト、平均実効線量当量が0.05 mSvで、1992年度の同線量当量と比較すると、いずれも約20%の増加であった。この主たる原因是、原子力船「むつ」及び那珂研究所の被ばくが増加したためである。年間の最大実効線量当量は、5.1 mSv(γ)で、原子力船「むつ」の解役工事に従事した者の被ばくであった。これらの被ばくはいずれも計画された被ばくの範囲内であった。なお、全測定対象人員の約95%はその年間の実効線量当量が、個人線量計の検出下限線量当量未満であった。放射線業務従事者の管理対象実員、実効線量当量分布及び平均、最大、集団の実効線量当量について、四半期別、作業者区分別（職員等、外来研究員等、研修生、請負業者に区分）及び事業所別に集計した結果を、それぞれTable A.2.2-1, Table A.2.2-2, Table A.2.2-3に示す。

1993年度の組織線量当量に係る被ばくの状況は、皮膚の最大、平均の組織線量当量が、それぞれ31.3 mSv ($\gamma + \beta$)、0.12 mSvであり、眼の水晶体の最大、平均の組織線量当量が、それぞれ14.2 mSv ($\gamma + \beta$)、0.06 mSvであった。皮膚及び眼の水晶体の最大被ばくは、東海研究所のホットラボにおけるケーブの除染作業に従事した者の被ばくであった。女子の腹部の組織線量当量については、

測定対象者全員がフィルムバッジの検出下限線量当量未満であった。

(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、4,058人(13,509件)であった。このうち女子の放射線業務従事者が55人(533件)、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26人(214件)、手先の線量当量が最大となるおそれがある、当該部位が測定対象となった者が135人(265件)であった。

実効線量当量に係る被ばくの状況は、集団実効線量当量が164.8人・ミリシーベルト、平均実効線量当量が0.04 mSvで、1992年度の集団実効線量当量と比較して約7%の減少であった。年間最大実効線量当量は、4.2 mSvで、燃料試験施設におけるセル内の保守・点検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、実効線量当量分布及び平均実効線量当量、最大実効線量当量、集団実効線量当量について、四半期別、作業者区別に集計した結果を、それぞれTable A.2.2-4, A.2.2-5に示した。

組織線量当量に係る被ばくの状況は、皮膚に対する最大と平均の組織線量当量が、それぞれ31.3 mSv、0.16 mSvであり、眼の水晶体の最大と平均の組織線量当量が、14.2 mSv、0.06 mSvであった。皮膚及び眼の水晶体の最大組織線量当量は、全事業所の中で最大であった。

(大久保 勝一)

Table A.2.2-1 放射線業務従事者の実効線量当量に係る四半期別被ばく状況

(全事業所, 1993年度)

管理期間	放射線業務従事者実員 検出下限線量 当量未満 ¹⁾	実効線量当量分布(人数)				平均量 平線 (mSv)	実効量 最線 (mSv)	実効量 大量 (mSv)	実効量 最大 (mSv)	実効量 集団 (person・mSv)	実効量 当量 (person・mSv)
		0.2mSv以上 1.0mSv以下	1.0mSv以上 5.0mSv以下	5.0mSvを超え 15mSv以下	15mSvを超えるもの						
第1四半期	4,265	4,131	122	12	0	0	0.02	0.02	1.8	66.4	66.4
第2四半期	4,746	4,585	147	14	0	0	0.02	0.02	2.9	90.0	90.0
第3四半期	4,971	4,806	139	26	0	0	0.02	0.02	3.8	111.3	111.3
第4四半期	5,090	4,978	101	11	0	0	0.01	0.01	2.5	59.3	59.3
年間 ²⁾	6,835 (6,576)	6,468 (6,188)	270 (312)	96 (75)	1 (1)	0 (0)	0.05 (0.04)	0.05 (0.04)	5.1 (5.8)	327.0 (271.8)	327.0 (271.8)

*1 原研IV型フィルムバッジの検出下限線量当量: 0.2mSv

*2 カッコ内の数値は、1992年度の値

Table A.2.2-2 放射線業務従事者の実効線量当量に係る作業者別被ばく状況

(全事業所, 1993年度)

作業者区分	放射線業務従事者実員 検出下限線量 当量未満 ¹⁾	実効線量当量分布(人数)				平均量 平線 (mSv)	実効量 最線 (mSv)	実効量 大量 (mSv)	実効量 最大 (mSv)	実効量 集団 (person・mSv)	実効量 当量 (person・mSv)
		0.2mSv以上 1.0mSv以下	1.0mSv以上 5.0mSv以下	5.0mSvを超え 15mSv以下	15mSvを超えるもの						
職員等	1,978	1,875	85	17	1	0	0.04 (0.03)	0.04 (0.03)	5.1	79.0	79.0
外来研究員等	968	941	23	4	0	0	0.01 (0.02)	0.01 (0.02)	1.3	13.2	13.2
請負業者	3,403	3,166	162	75	0	0	0.07 (0.06)	0.07 (0.06)	3.8	234.8	234.8
研修生	505	505	0	0	0	0	0.00 (0.00)	0.00 (0.00)	0.0	0.0	0.0
全作業者 ²⁾	6,835 (6,576)	6,468 (6,188)	270 (312)	96 (75)	1 (1)	0	0.05 (0.04)	0.05 (0.04)	5.1 (5.8)	327.0 (271.8)	327.0 (271.8)

*1 原研IV型フィルムバッジの検出下限線量当量: 0.2mSv

*2 カッコ内の数値は、1992年度の値

Table A.2.2-3 放射線業務従事者の実効線量当量に係る事業所別被ばく状況

(全事業所、1993年度)

事業所名	放射線業務従事者実員	実効線量当量分布(人数)			平均線量当量(mSv)	平均実効線量*(mSv)	最大実効線量(mSv)	集団実効量(perso n・mSv)
		検出下限線量当量未満 ^{*3}	0.2mSv以上1.0mSv以下 ^{*3}	1.0mSv以上5.0mSv以下 ^{*3}				
東海研究所	4,058 (3,903)	3,843	167	48	0	0	0.04 (0.05)	4.2
高崎研究所 ^{*4}	532 (452)	525	6	1	0	0	0.01 (0.00)	1.5
大洗研究所	979 (1,048)	921	42	16	0	0	0.06 (0.05)	3.1
R1研修所	446 (373)	446	0	0	0	0	0.00 (0.00)	0.0
むつ事業所	158 (93)	155	3	0	0	0	0.00 (0.00)	0.2
原子力船むつ	205 (188)	158	31	15	1	0	0.25 (0.11)	5.1
那珂研究所	883 (939)	845	22	16	0	0	0.06 (0.02)	3.8
全事業所 ^{*2}	6,835 (6,576)	6,468 (6,188)	270 (312)	96 (75)	1 (1)	0 (0)	0.05 (0.04)	5.1 (5.8) (271.8)

*1 作業場所別による集計

*2 カッコ内の数値は、1992年度の値

*3 原研IV型フィルムバッジの検出下限線量当量：0.2mSv

*4 大阪支所を含む。

Table A.2.2-4 放射線業務従事者の実効線量当量に係る四半期別被ばく状況

(東海研究所, 1993年度)

管理期間 ^{・1}	放射線業務 従事者実員 検出下限線量 当量未満 ^{・2}	実効線量当量分布(人数)			平均量 線 (mSv)	最線 効量 (mSv)	最大量 効量 (mSv)	平均量 當 量 (mSv)	最線 効量 (mSv)	最大量 當 量 (mSv)	集団 量 (person · mSv)	実効 量 (person · mSv)
		0.2mSv以上 1.0mSv以下	1.0mSv以上 5.0mSv以下	5.0mSvを超え 15mSv以下								
第1四半期	2,592	2,508	80	4	0	0	0	0.01	0.01	1.7	36.0	
第2四半期	2,865	2,789	69	7	0	0	0	0.01	0.01	2.8	41.1	
第3四半期	3,007	2,923	75	9	0	0	0	0.01	0.01	1.9	39.9	
第4四半期	3,162	3,076	77	9	0	0	0	0.02	0.02	2.5	47.7	
年間 ^{・3}	4,058	3,843	167	48	0	0	0	0.04	0.04	4.2	164.8	
	(3,903)	(3,644)	(213)	(45)	(1)	(0)	(0)	(0.05)	(0.05)	(5.8)	(178.1)	

*1 作業場所別による集計

*2 原研IV型フィルムバッジの検出下限線量当量: 0.2mSv

*3 カッコ内の数値は、1992年度の値

Table A.2.2-5 放射線業務従事者の実効線量当量に係る作業者別被ばく状況

作業者区分 ^{・1}	放射線業務 従事者実員 検出下限線量 当量未満 ^{・2}	実効線量当量分布(人数)			平均量 線 (mSv)	最線 効量 (mSv)	最大量 効量 (mSv)	平均量 當 量 (mSv)	最線 効量 (mSv)	最大量 當 量 (mSv)	集団 量 (person · mSv)	実効 量 (person · mSv)
		0.2mSv以上 1.0mSv以下	1.0mSv以上 5.0mSv以下	5.0mSvを超え 15mSv以下								
職員等	1,284	1,226	47	11	0	0	0	0.04	0.04	4.2	47.7	
外来研究員等	730	705	21	4	0	0	0	0.02	0.02	1.3	12.5	
請負業者	1,970	1,838	99	33	0	0	0	0.05	0.05	3.6	104.6	
研修生	82	82	0	0	0	0	0	0.00	0.00	0.0	0.0	
全作業者	4,058	3,843	167	48	0	0	0	0.04	0.04	4.2	164.8	

*1 作業場所別による集計

*2 原研IV型フィルムバッジの検出下限線量当量: 0.2mSv

A. 2.3 内部被ばく線量当量の管理

内部被ばく線量当量の管理は、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従って実施した。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。内部被ばく検査の延べ受検者数の内訳をTable A. 2.3-1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から、有意な体内汚染（内部被ばくにおける実効線量当量で3月につき2mSv以上）のおそれのある作業場所はなかったため、定期検査の対象者となる者はなかった。

(2) 入退域検査

請負業者等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について、管理区域への入域時（放射線業務従事者指定登録時）と退域時（放射線業務従事者指定解除時）に全身計測により体内汚染の検査を、主として原子炉の解体作業に従事した者（延べ419名）について実施した。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。

(3) 臨時検査

本年度においては臨時検査の対象となる事例はなかった。

(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あるいは随時の確認検査を行い、放射線作業環境の健全性を確認した。バイオアッセイ法により延べ459名（このうち女子は4名）、体外計測法により延べ817名（このうち、女子は5名）について確認検査を実施した。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。

なお、病気などの理由によって確認検査あるいは入退域検査を受検することが出来なかった8名の放射線業務従事者については、作業場の空気中放射能濃度の測定結果等に基づく摂取量及び内部被ばく線量当量の推定の結果、摂取量及び線量当量の算定された者はいなかった。

(5) バックグラウンド調査

確認検査等における有意な体内汚染を判定する際の基礎データとして役立てるため、人体中の放射能のバックグラウンドレベルの調査を実施した。調査は、非密封状の放射性物質を取り扱っていない職員等（31名）の協力を得て、内部被ばく検査の種目毎にそれぞれ全 α 放射能延べ56名、全 β 放射能延べ110名、トリチウム延べ110名、天然ウラン延べ110名、全身計測延べ58名及び胸部計測延べ27名について行った。

（清水 勇）

Table A.2.3-1 内部被ばく検査の延べ受検者数一覧(人)

(全事業所、1993年度)

事業所名	定期検査	認 認 検 査						入退城 檢 査			臨時検査	
		バイオアッセイ		全放射能		外計測		合計				
		α	β	3H	天然ウラン	全身測	胸部測					
東海研究所	0	56	76	244	83	813	34	1276	419	0		
高崎研究所	0	0	0	0	0	253	0	253	0	0		
大洗研究所	0	18	0	27	24	187	20	276	42	0		
むつ事業所、原子力船「むつ」	0	0	0	16	0	467	0	483	215	0		
那珂研究所	0	0	0	132	0	0	0	132	0	0		
ラジオアイソotope研修所	0	0	8	8	0	4	0	20	0	0		
合計	0	74	84	427	107	1724	24	2440	676	0		
				692		1748						

(注) バイオアッセイによる検査及び胸部計測は東海研究所個人線量管理課で実施した。

A.2.4 個人被ばく線量当量等の登録管理

個人被ばくデータの管理業務は、原子力関係法令に基づく被ばく記録の保管及び放射線業務従事者への通知である。当該業務は、1992年度と同様に、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21,810件及び内部被ばく測定記録年間延3,124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（女子については1月）毎並びに1年間の実効線量当量、組織線量当量を算定し、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及び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。

個人被ばくデータの登録業務は、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被ばく線量等を登録する業務である。この登録業務については、原研全事業所において放射線業務従事者として指定された個々の作業者の被ばく線量当量等について、被ばく線量登録管理制度で定められた各種登録申請及び関係法令で定められている記録の引渡し規定に基づき、被ばく線量当量等の記録（指定解除者放射線管理記録）の引渡しを行った。

Table A.2.4-1に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示した。

（植田 久男）

Table A.2.4-1 中央登録申請データ件数

（全事業所、1993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	195	135	153	164	647
	指定登録	1,115	1,423	1,541	1,469	5,548
	指定解除登録	1,021	1,346	1,137	1,721	5,225
	個人識別変更登録	14	4	2	0	20
	手帳発効登録	64	23	12	3	102
	定期線量登録	6,996	0	0	2	6,998
障害防護関係	個人識別登録	449	472	532	490	1,943
	記録引渡登録	1,021	1,348	1,137	1,721	5,227
	定期線量登録	6,586	0	0	1	6,587
経歴照会		230	164	150	170	714
指定解除者放射線管理記録 (法定記録) の引渡し		1,021	1,346	1,137	1,721	5,225
合計		18,712	6,261	5,801	7,462	38,236

1 A.3 施設の放射線管理

A.3.1 概 要

原子炉施設、核燃料取扱施設など各種施設について、年次計画に基づく放射線管理機器及び放射線管理モニタ集中監視システムの更新・整備を図った。

放射線管理モニタ集中監視システムは、放射線管理の効率化を図るため、1981年度を初年度として整備を進めてきたが、1992年度で一応の整備を終了した。1993年度からは、整備の段階で得られた知見を生かし、施設の運転情報等とも有機的に結合して、一層の効率化を図るため、老朽化したシステムを逐次更新することとした。1993年度はJRR-4施設のシステムを更新した。

1993年度に実施された放射線管理上の主要な作業を以下に示す。

- (1) JRR-2における医療研究照射
- (2) ホットラボ及び燃料試験施設におけるケーブ・セル内除染及び内装機器の点検・整備
- (3) RI 製造棟におけるRI 製造装置の解体・撤去
- (4) 第1廃棄物処理棟における乾式焼却処理装置の開放点検
- (5) JPD-R施設における原子炉解体実地試験
- (6) NUC-EFにおける核燃料搬入及び起動用中性子線源の据え付け
- (7) 燃料試験施設における廃液タンクの除染

これらの作業において、異常な被ばく及び放射線管理上の問題は生じなかった。また、年度内に実施した各施設の平常の放射線管理において、作業環境モニタリングから特筆すべき異常は検出されなかった。

この他、放射性廃棄物埋設事業の許可申請に係る安全評価、大型放射光施設放射線監視設備の製作仕様の検討、国際研究交流実験棟の共用開始に伴う放射線管理方式の確立、ICRP1990年勧告取り入れに伴うIAEA放射性物質安全輸送規則への影響の検討、JPD-R管理区域解除に係る表面汚染確認測定法の検討及び解体工事確認調査に関する放射線管理資料の作成協力、高度化放射線管理システムの基本データベースの概念設計を行った。

(北野 匡四郎)

A.3.2 研究棟地区の放射線モニタ監視システム

国際研究交流実験棟（研究4棟東棟）の竣工に伴い、研究棟地区（研究3棟、研究4棟、FRS）に放射線モニタ監視システムを新設したので、その概要を報告する。

Table A.3.2-1 に研究棟地区の放射線モニター一覧を、Fig. A.3.2-1 に放射線モニタ監視装置の構成図を示す。モニタモジュールは、新型の原研モジュールとして設計・製作されたものである。このモジュールの主な特徴として、レートメータ及びHVはデジタル表示のNIM 1幅モジュールを採用しており、計算機とはGPIB方式で接続していることがある。モニタは合計57チャンネルあるため、中央監視装置として導入するパソコンの処理速度及び故障による監視機能の喪失を考慮し、モニタの信号は2箇所に設置した監視盤毎に中央監視装置へ接続している。また、放出管理に関係する排気筒モニタは、中央監視装置の故障時を考慮してレコーダにも接続し記録している。モニタ監視盤以外の計算機を利用した各装置は、LANで接続している。各装置の概要を以下に示す。

(1) 中央監視装置

モニタの制御（リモート／ローカル接続の切り替え、自動・手動点検、警報設定値の変更など）、データの収集と表示、警報・故障処理などを行いデータを保存する（サーバにもデータを転送する）。データの収集間隔は、排気筒ガスモニタが5秒、その他のモニタは30秒であり、データの収集速度を速くするためハードディスクより高速なシリコンディスクを採用している。

(2) データ処理装置

サーバに保存されている収集データの処理（平均値の計算、排気筒ガスモニタの放出量の計算などを行い再びサーバに保存する）、画面表示・帳票出力（トレンド、モニタ指示記録、モニタ点検記録、放出ガス測定記録など）を行う。また、サーバの収集データ記憶容量が8日分しかないため（中央監視装置も同様）、光磁気ディスクに毎日データをバックアップしている（片面で3ヶ月分を記憶）。このバックアップデータは、データ切り替えで参照することができる。

(3) 遠方監視装置

中央監視装置の収集したデータを遠方にて画面表示・帳票出力を行うことができる。

(4) 外部表示装置

中央監視装置の収集したデータを遠方にて画面表示する（遠方監視装置に比べ機能が限定される）。実験者へのモニタリングデータの情報提供に使用している。

(5) サーバ装置

本システムのデータを集中管理する。データは2台のハードディスクに同時に記録される。

この他の設備として、各地区には物品搬出時などの放管への連絡用に通話装置（TV監視装置）を、研究4棟にはHFCMによる汚染検査を徹底するため入出監視装置（HFCMとゲート連動、専用のパソコンで入出状況を記録）を設置している。今回上記装置の導入により、研究棟地区的モニタ等の監視が強化・効率化された。（宮本 俊寛）

Table A.3.2-1 研究棟地区の放射線モニター一覧

モニタ種類	チャンネル数					データの 収集間隔
	研4西棟	研4東棟	研3棟	F R S	合計	
排気筒ダストモニタ (α)	1	1	1	—	3	30秒
排気筒ダストモニタ (β)	2	2	2	1	7	30秒
排気筒ガスモニタ (I. C)	1	1	1	1	4	5秒
排気系ダストモニタ (β)	3	4	—	—	7	30秒
室内ダストモニタ (α)	1	—	—	—	1	30秒
室内ダストモニタ (β)	1	2	—	—	3	30秒
室内ヨウ素ダストモニタ (β)	1	1	—	—	2	30秒
可搬型 γ エリアモニタ	9	—	—	—	9	30秒
移動型ダストモニタ (β)	(8)	(8)	—	—	(16)	30秒
移動型ガスモニタ (I. C)						
HFCM ($\alpha \cdot \beta$)	2	—	1	1	4	アラームの都度
HFCM (α)	1	—	—	—	—	アラームの都度
施設合計	30	19	5	3	57	

() 内数値は接続可能チャンネル数

(研3 : 1台, FRS : 1台)
 (研4 : 4台 (1F~4F))

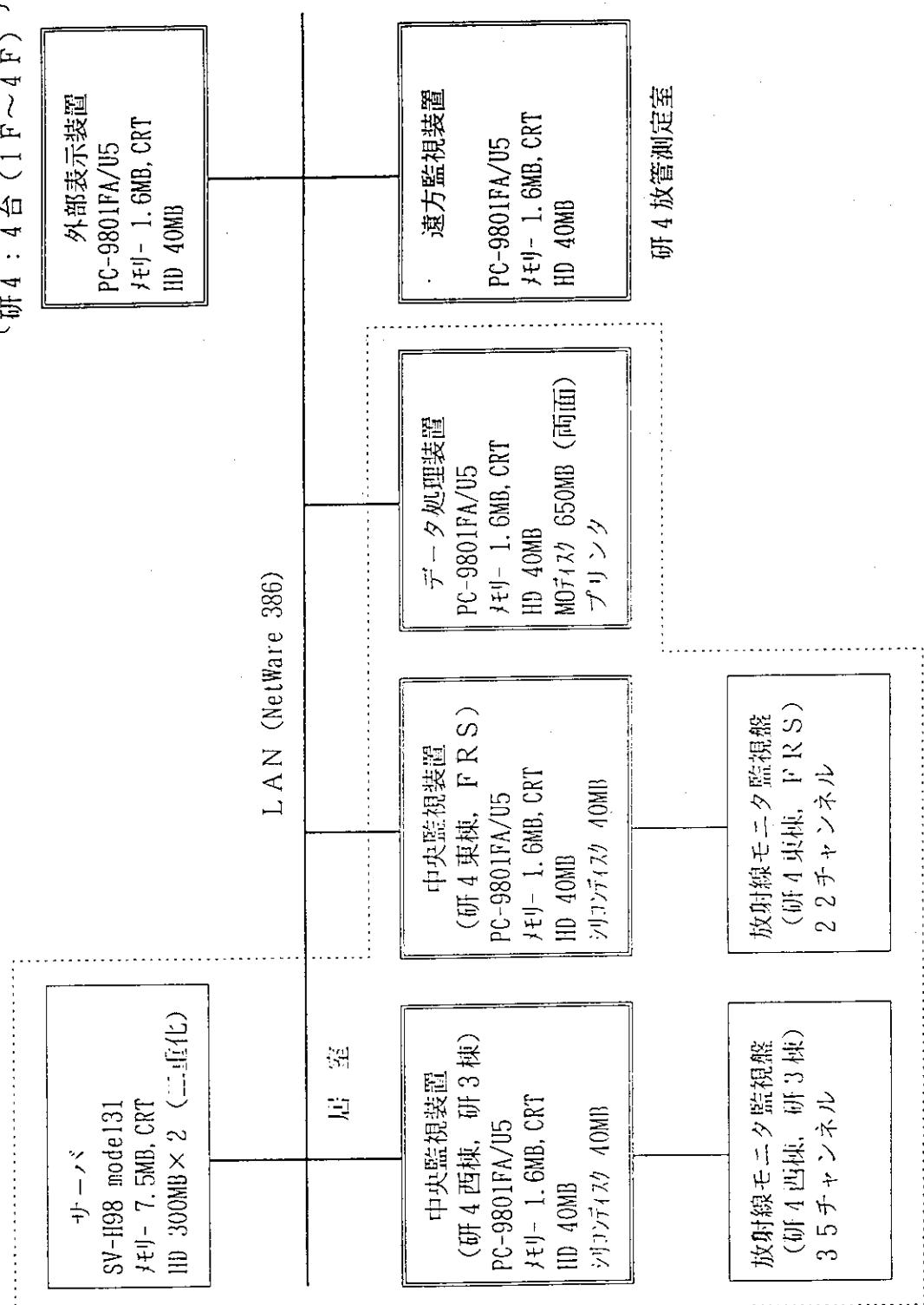


Fig. A.3.2-1 放射線モニタ監視装置構成図

A.3.3 JRR-3Mのスタックから定的に放出される ^{41}Ar について

JRR-3Mは軽水減速冷却、スイミングプール型研究炉であり、中性子の減速・反射材として重水を使用している。1990年3月22日に初臨界に達し、1990年11月5日からは、4週間連続運転を1サイクルとする研究用原子炉として熱出力20MWによる共同利用運転を開始し、これまで順調に運転、利用が行われている。

運転に伴い、スタックからは定的に ^{41}Ar (半減期1.83h)が放出される。 ^{41}Ar は、空気中及び軽水中に溶解している不活性気体の ^{40}Ar が放射化することにより生じる。1990年の運転開始からの ^{41}Ar の放出量の推移をFig. A.3.3-1に示す。 ^{41}Ar の年間放出量は、1990年度 3.8×10^{11} Bq、1991年度 2.6×10^{11} Bq、1992年度 1.4×10^{11} Bq、1993年度 2.0×10^{11} Bqであった。いずれも、放出管理目標値である年間放出量 6.2×10^{13} Bqを大きく下回っている。この ^{41}Ar の放出量はFig. A.3.3-1からもわかるように、年間をとおして大きく変動している。この変動の要因として以下の事項が推察される。

- (1) 原子炉プール水の補給量
- (2) 季節変化に伴う炉プール水の温度変化
- (3) 重水系のカバーガス中に不純物として混入している ^{41}Ar

これらについて考察する。

(1) 原子炉プール水の補給量

原子炉プール水である軽水は、定期点検等の作業により必要に応じて、排水・補給している。その際大気中の ^{40}Ar が軽水に溶解するとともに、補給水中の ^{40}Ar が軽水中の ^{40}Ar を補充することになり、軽水中の ^{40}Ar 容積を増加させ、その後の原子炉運転サイクルにおける ^{41}Ar 放出量を増加させることが考えられる。

しかし、Fig. A.3.3-1からもわかるように、軽水の補給量は、 ^{41}Ar 放出量の増減と必ずしも相関関係があるとはいえない。軽水中の ^{40}Ar に起因する ^{41}Ar の放出は、補給する軽水の温度や大気中の温度等により影響されると思われる。

(2) 季節変化に伴う炉プール水の温度変化

Table A.3.3-1に示すように、1気圧の Ar の水1cm³中に溶解する容積を、0°C、1気圧の時の容積に改算して表すと、 ^{40}Ar が0°Cの時は0.053cm³、40°Cの時は0.027cm³であり、約2倍の開きがある。つまり、炉プール水についても温度に10°C前後の差異がある場合、溶解する ^{40}Ar の存在量は、20%前後の変化が考えられる。炉プール水は約170m³あり、わずかな温度変化でも溶解 ^{40}Ar の量は大きく変化することになる。Fig. A.3.3-1に炉プール水の温度変化を示す。

(3) 重水系のカバーガス中に不純物として混入している ^{41}Ar

重水系にはカバーガスとして、ヘリウムガスを使用している。しかし、ヘリウムを純度100%に保つことは技術的に困難なため、ヘリウム中に微量ながら空気が混入する。その空気中の ^{40}Ar が放射化されて、 ^{41}Ar が生成されることが考えられる。重水系は約50個のバルブを有しており、これらのバルブからのヘリウムガスとともに ^{41}Ar の漏洩の可能性が考えられる。バルブ

からのヘリウムガスの漏洩率を $1 \times 10^{-6} \text{ cm}^3/\text{sec}$ と仮定すると、年間のヘリウムガスの漏洩量は約 1.6ℓ と試算される。ガスクロマトグラフィーによる定量分析の結果では、混入している酸素及びアルゴンの容量は約 0.7 vol% であり、大気組成比で算出するとアルゴンの量は約 $5 \times 10^{-4} \ell$ となり、ほとんど無視できる量である。ヘリウムガスは通常原子炉停止中に置換され、スタックへ放出される。しかし、放出ヘリウムガス中に混入している ^{40}Ar の量は微量であり、なおかつ、 ^{41}Ar は半減期が短いのでその存在量は非常に微量で無視できる程度の量であると考えられる。放出されたヘリウムガスの量は、1990年度約 33m^3 、1991年度約 25m^3 、1992年度約 2m^3 及び1993年度約 17m^3 であった。

JRR-3Mにおける ^{41}Ar の放出量の増減要因は、軽水補給量のみでなく、その時の軽水の温度、季節による原子炉プール水の温度変化にも影響されると考えられる。また、軽水中の ^{41}Ar の空気への移行率も関係するものと思われる。これらについても、今後調査する必要がある。

(木名瀬 栄)

参考文献

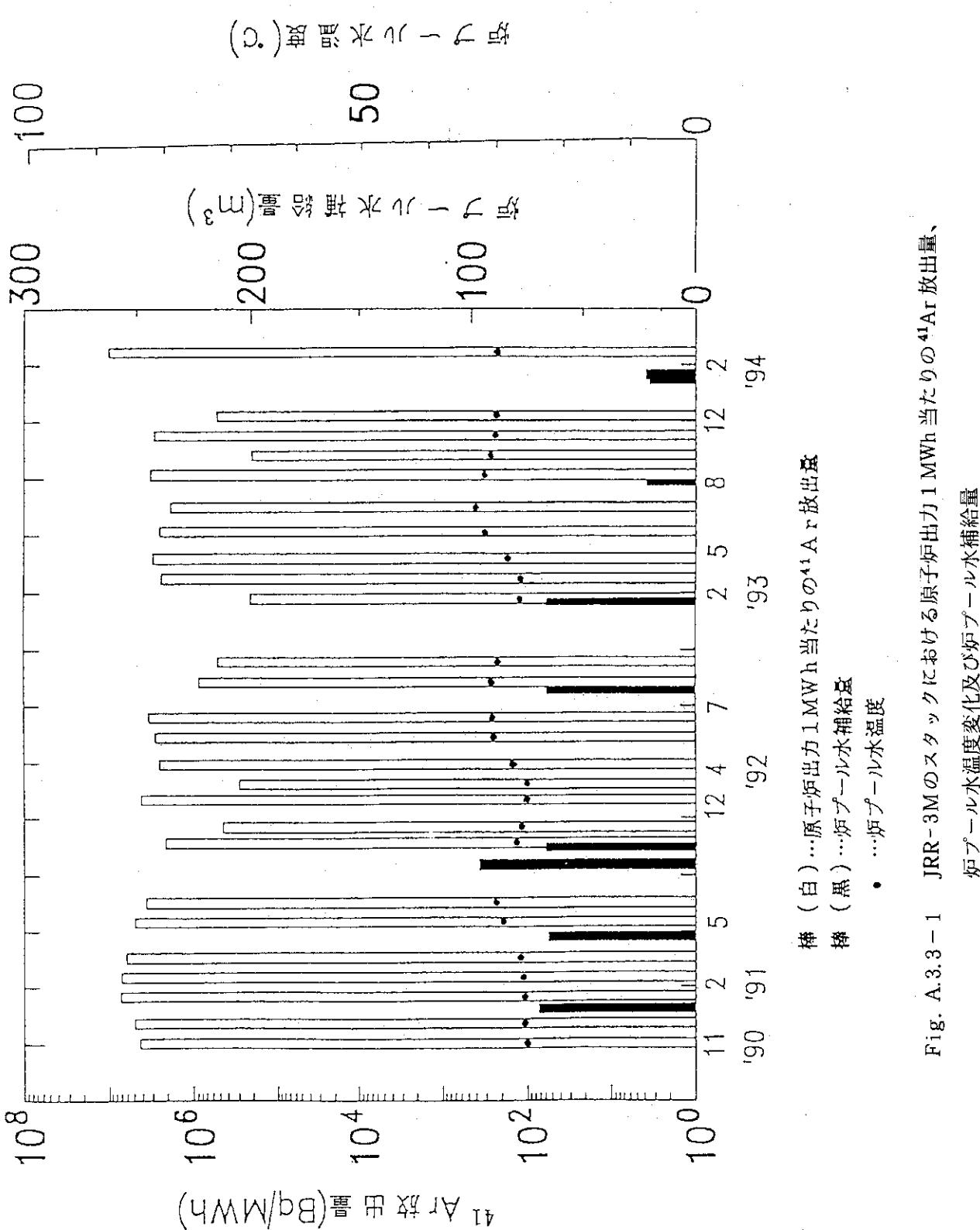
- 1) 山口 武憲: 保健物理—管理と研究—No. 35, JAERI-M 93-172, p. 46 ~49(1992)

Table A.3.3-1 地表付近の Ar と O₂, N₂ の濃度と水に対する溶解度

成分	体積百分率	気体の水に対する溶解度 *					
		0°C	20°C	40°C	60°C	80°C	100°C
Ar	0.93	0.053	0.035	0.027	—	—	—
O ₂	21	0.049	0.031	0.023	0.019	0.018	0.017
N ₂	78	0.024	0.016	0.012	0.010	0.0096	0.0095

(1994年理科年表より抜粋)

* 各温度において 1気圧の気体が水の 1cm^3 中に溶解する時の容積を、0 °C, 1 気圧の時の容積に改算した値である。単位は cm^3 。



A.3.4 JRR-3原子炉本体内部の線量当量率の推移について

(1) はじめに

JRR-3原子炉は、1962年9月初臨界に到達後、約21年間多くの研究者に活用されてきた。しかしながら、利用性能の向上と利用拡充を図るため原子炉の改造が行われることとなり、1983年3月を最後に運転を停止した。原子炉本体は主要構造物（炉心タンク、黒鉛反射体、生体遮へい体等）を内蔵したまま搬出する「一括搬出工法」により搬出し、1986年11月大型廃棄物保管庫に収納された。保管廃棄されている原子炉本体の立断面図をFig. A.3.4-1に示す。原子炉本体から燃料体、減速材、冷却材及び制御棒駆動装置の駆動部は抜き取られており、炉心孔及び実験孔等の開口部は密閉処理されている。現在は、固体廃棄物として保管廃棄されている。^{1), 2)}

大型廃棄物保管庫は管理区域（第2種管理区域）に指定されており、原子炉本体の保管状況の健全性を確認するため、原子炉本体表面及び保管庫床面の表面密度及び線量当量率の測定を月1回実施するとともに、原子炉本体内部の線量当量率測定を年1回実施している。

今回、1985年より実施している原子炉本体内部の線量当量率の推移について報告する。

(2) 原子炉本体内部の線量当量率の測定

原子炉本体には原子炉本体内部の線量当量率測定のため、放射線測定用案内管を設置した。線量当量率の測定は、炉体上部より測定用案内管に測定器を挿入し実施している。使用する測定器は、VICTOREEN 社製 500型ラドコン線量計（電離箱、検出器容積：3.3cm³）で、検出部の壁厚は534mg/cm²である。本測定器の校正は⁶⁰Co線源を用いて行われている。

(3) 線量当量率測定結果

原子炉停止後2.54年（撤去前）及び10.8年における原子炉本体内部の線量当量率分布をFig. A.3.4-2に示す。原子炉停止後の時間経過により線量当量率は減少しているものの分布の形状はほぼ同じで、炉体上面から3.2mの位置において最大値を示している。この3.2mの位置には重水のカバーガス（Heガス）をシールしていたSUS製の「スカート」が設置されている。

次に、5点（炉体上面からの距離：3.2m, 3.6m, 4.0m, 4.5m, 5.0m）の線量当量率の経時変化をFig. A.3.4-3に、また停止後2.54年の測定データを基準（1とする）とした線量当量率の経時変化をFig. A.3.4-4に示す。

Fig. A.3.4-4より3.2mの位置以外の線量当量率はほぼ⁶⁰Coの半減期（5.27年）で減少しているが、3.2mの位置における線量当量率は、原子炉停止後約5年以降において⁶⁰Coの半減期を示す直線から離れ、更に減少が増大している。

(4) 原子炉本体中の放射能量の推移について

JRR-3原子炉の撤去及び長期保存計画等に関する安全評価のため、ANISN, DOT及びORIGENの各コードを使用して炉内放射能インベントリーが計算されている。

この計算結果によると、原子炉停止後1年における全放射能の98.6%が炉心部で占められており、その89.2%が炉体上面から3.2mの位置にある「スカート」の放射能である。また、原子炉停止後1年から12年における「スカート」の全放射能量の約99%が⁵⁵Fe, ⁶⁰Co, ⁶³Niの3核種で占められてい。スカートの全放射能量及び主要核種（⁵⁵Fe, ⁶⁰Co, ⁶³Ni）の放射能の経時変化

をFig. A. 3.4-5に示す。Fig. A. 3.4-5より、全放射能の減衰は停止後約6年までは多少⁵⁵Feの影響を受けるものの、原子炉停止後12年まではほぼ⁶⁰Coの半減期で減少していることがわかる。

(5) 考察

原子炉本体における放射能の大部分は「スカート」の放射能であり、その主要核種は⁵⁵Fe (E: 100%), ⁶⁰Co (γ : 1173keV, 99.9%, γ : 1332.5keV, 99.98 %), ⁶³Ni (β : 100%, 6.59 keV)であること、使用した測定器の γ 線に対する感度が数百keV ~千数百keV のエネルギー範囲においてほぼ等しいことから、線量当量率の減衰は「スカート」の放射能量に依存すると推測される。

今後も引き続き JRR-3 原子炉本体内部の線量当量率の測定を実施しデータの蓄積を行うとともに、上述の3.2m位置における線量当量率の減衰について更に調査する必要がある。

(角田 昌彦)

参考文献

- 1) 大西 信秋：JRR-3 原子炉本体の撤去工事の概要、日本原子力学会誌 29. 7 (1987)
- 2) 桜井 裕、大西 信秋：甦る研究用原子炉国産1号炉JRR-3の改造、原子力工業 31. 8 (1985)

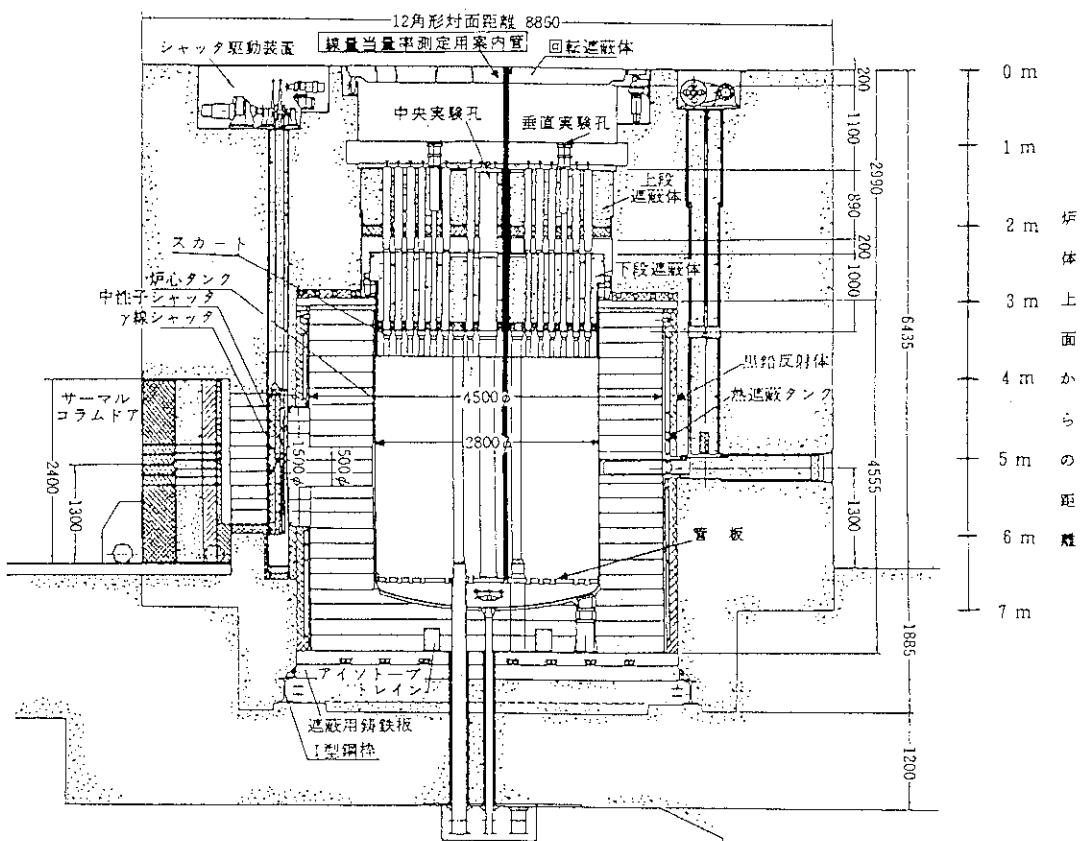


Fig. A.3.4-1 JRR-3 原子炉本体立断面図

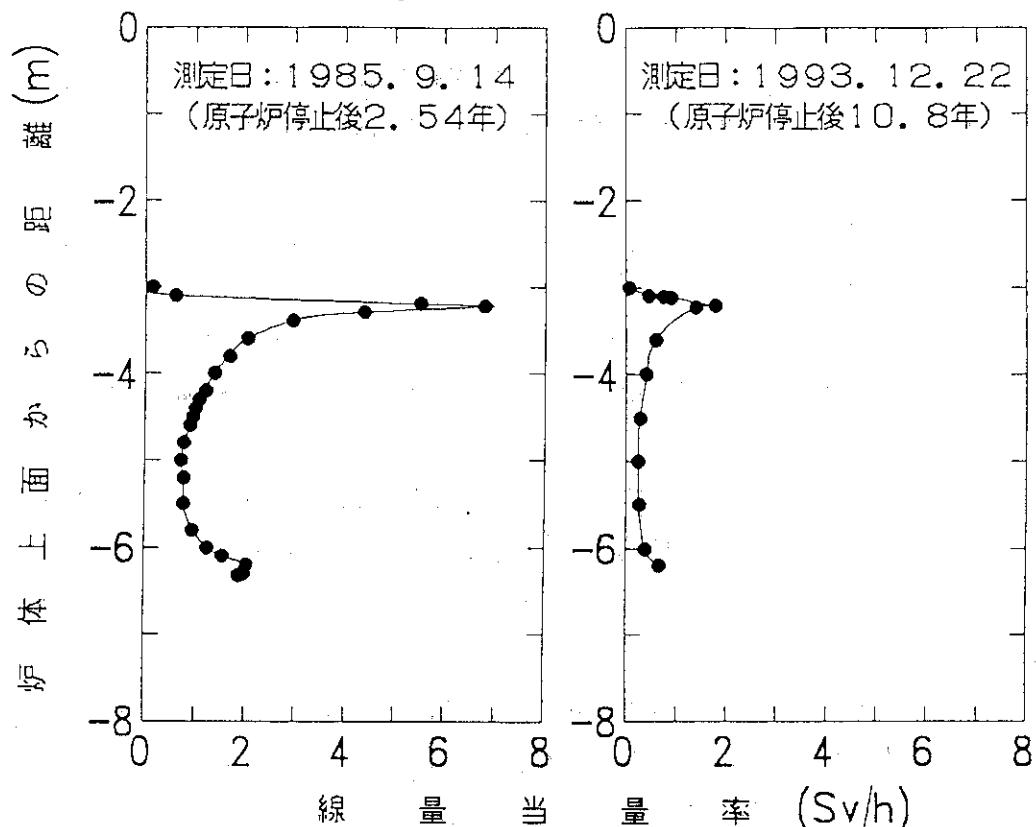
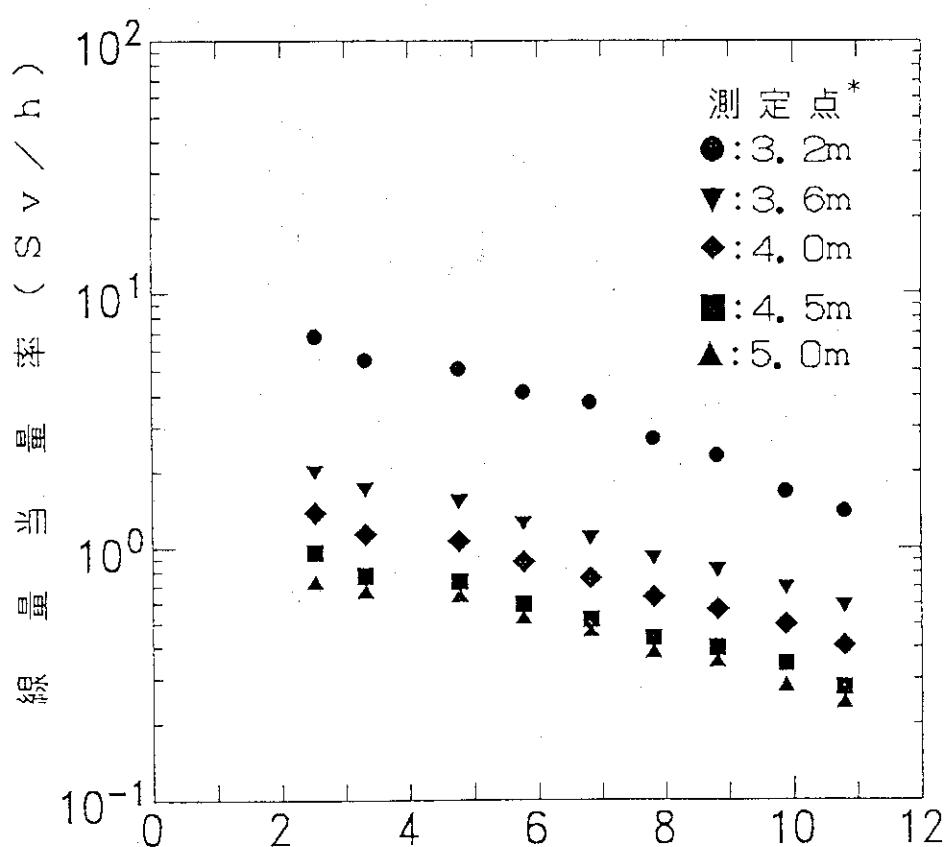


Fig. A.3.4-2 JRR-3 原子炉本体内部の線量当量率分布

Fig. A.3.4-3 JRR-3 原子炉本体内部の線量当量率の経時変化
(測定点(*)の位置は炉体上面からの距離である。)

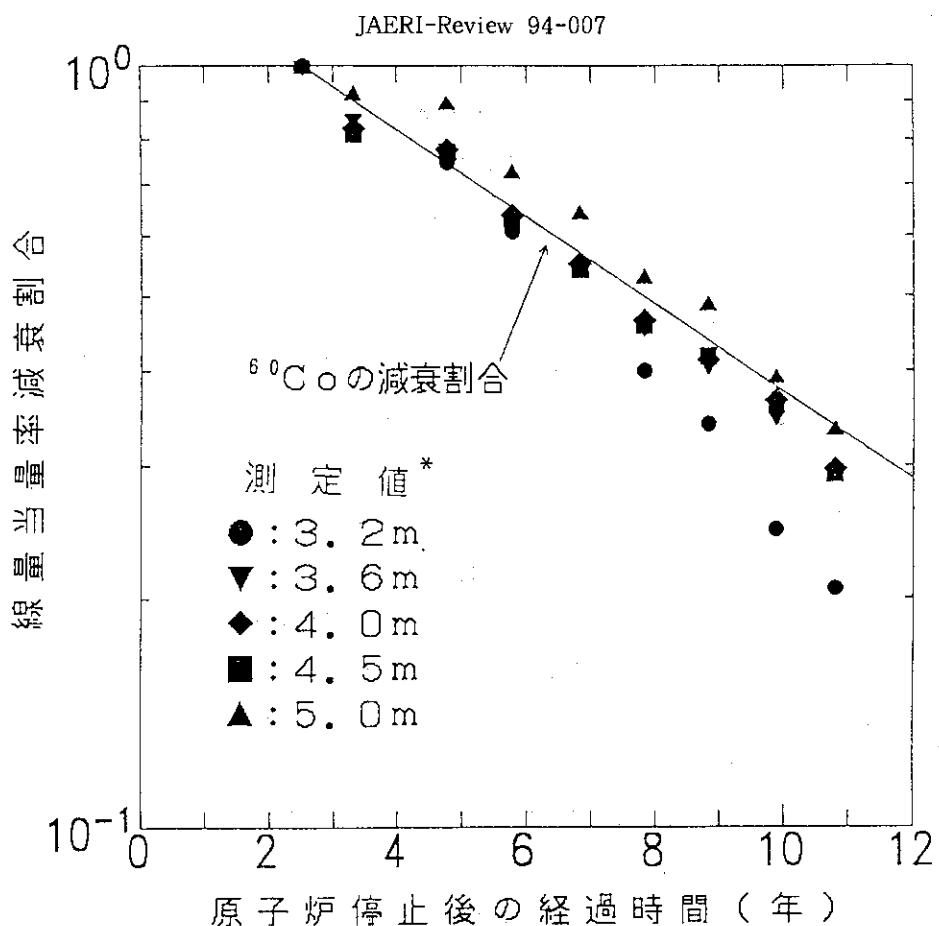


Fig. A.3.4-4 線量当量率の減衰割合の経時変化(停止後 2.54 年の測定値を基準とした)
(測定点(*)の位置は炉体上面からの距離である。)

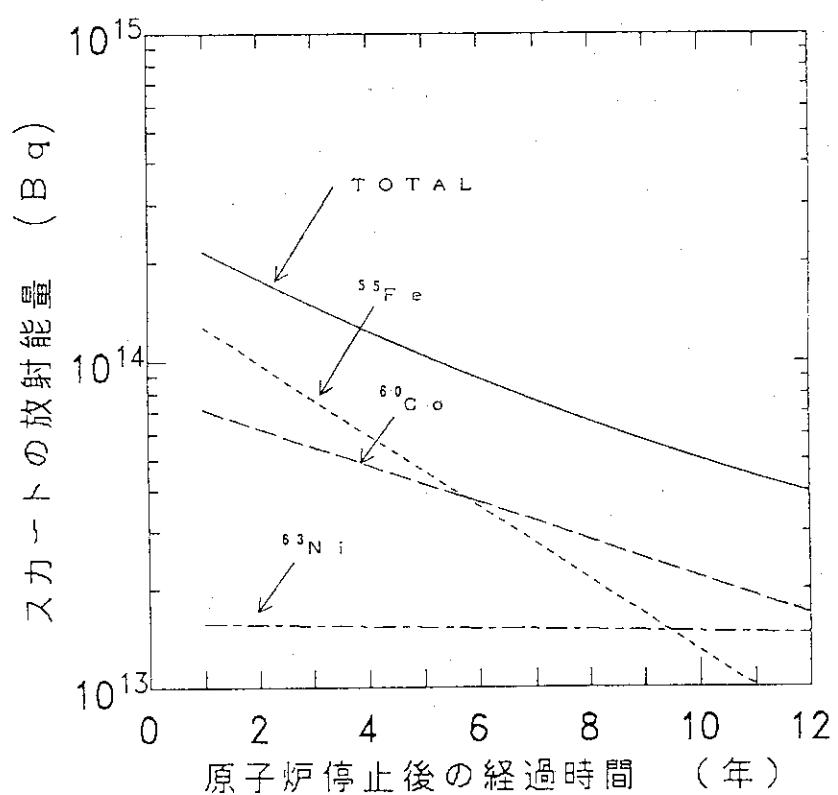


Fig. A.3.4-5 スカート中における全放射能及び ${}^{55}\text{Fe}$, ${}^{60}\text{Co}$, ${}^{63}\text{Ni}$ 放射能の経時変化

A.3.5 燃料試験施設におけるDPタンク除染時の放射線管理

燃料試験施設において、DPタンクNo.2,4内の除染作業が、水位計修理作業時の作業負担の軽減とタンク周辺からの被ばく低減を図るために、1993年8月24日から3日間行われた。以下に本除染作業時の放射線管理及び作業方法について述べる。

タンク内面は、セル内の使用済燃料の照射後試験時に発生した廃液等により、セル内除染作業時と同レベルの汚染があった。タンク除染作業時の作業者の呼吸保護具は、表面密度から選定するとエアライスースの着用が必要となる。しかし、作業状況等を考慮して全面マスクで作業を行うこととした。このため、除染作業時には、タンク内面を隨時散水し、ブラシ及び濡れウエスで除染を行い、タンク内の表面汚染の飛散を抑えることとした。作業開始前にはマスクマンテスト装置により、作業者の全面マスクの漏れ率を測定し装着状態の確認を行った。また、タンク内底部には局所排気装置を設置し、タンク内の空気を希釈し空气中放射能濃度の低減を図るとともに、タンク上部から下部に向けて風向を与えることにより空気汚染の外部飛散の防止に努めた。

除染前の線量当量率はDPタンクNo.2とNo.4の表面中央で、それぞれ $50\text{ }\mu\text{Sv/h}$, $5.0\text{ }\mu\text{Sv/h}$ であり、除染後は、それぞれ $20\text{ }\mu\text{Sv/h}$, $3.0\text{ }\mu\text{Sv/h}$ となり、線量当量率は約1/2となった。また、タンク内の表面密度はスミヤ法で測定した結果、DPタンクNo.2とNo.4で、それぞれ除染前は最大 $8.3\times10^3\text{Bq/cm}^2$ と $1.4\times10^2\text{Bq/cm}^2$ (全β)であり、除染後はそれぞれ最大、 $1.2\times10^3\text{Bq/cm}^2$ と 8.0Bq/cm^2 になった。除染係数は、DPタンクNo.2とNo.4それぞれ7と30であった。作業中のタンク内の空气中放射能濃度は最大でも $2.2\times10^{-5}\text{Bq/cm}^3$ (全β)であり、濃度限度(^{90}Sr)の1/2に抑えることができた。Fig. A.3.5-1に除染作業前後のDPタンクNo.2の表面線量当量率及び内面表面密度を示す。

今回の除染作業では、タンク内面に付着している汚染物(^{137}Cs , ^{60}Co , $^{106}\text{Ru-Rh}$, $^{144}\text{Ce-Pt}$ 等)による作業者の指先の異常な被ばくを監視するため、TLDリングバッジにより作業単位毎に指先の被ばくの測定を行った。また、除染作業に伴う外部への汚染拡大の防止のため、タンク内からの退出者及び搬出物の汚染検査に重点を置いて管理を行った。その結果、タンクからの汚染の拡大はなく、タンク周辺の作業エリアでの空气中放射能濃度は、検出下限値以下であった。

作業期間中の作業者の実効線量当量は、作業の時間管理を厳密に行った結果、フィルムバッジの測定で、全作業員(作業従事者数7人)とも検出下限値未満となっており、組織線量当量は、最大でも 0.7mSv (手先)に抑えることができた。

今回の除染作業では汚染の拡大及び異常な被ばくもなく終了し、タンク表面の線量当量率は計画どおりに低減することができた。しかし、DPタンクNo.2内の表面密度は、内面のゴムライニングの劣化により、汚染がライニングに浸透しているため計画値(数十 Bq/cm^2 以下)までに低減できなかった。このため、次年度に計画されている2基のタンクの除染方法等について見直しを行うとともに、廃液によるタンク内面のライニングの劣化対策についても今後検討する必要があると思われる。

(小林 誠)

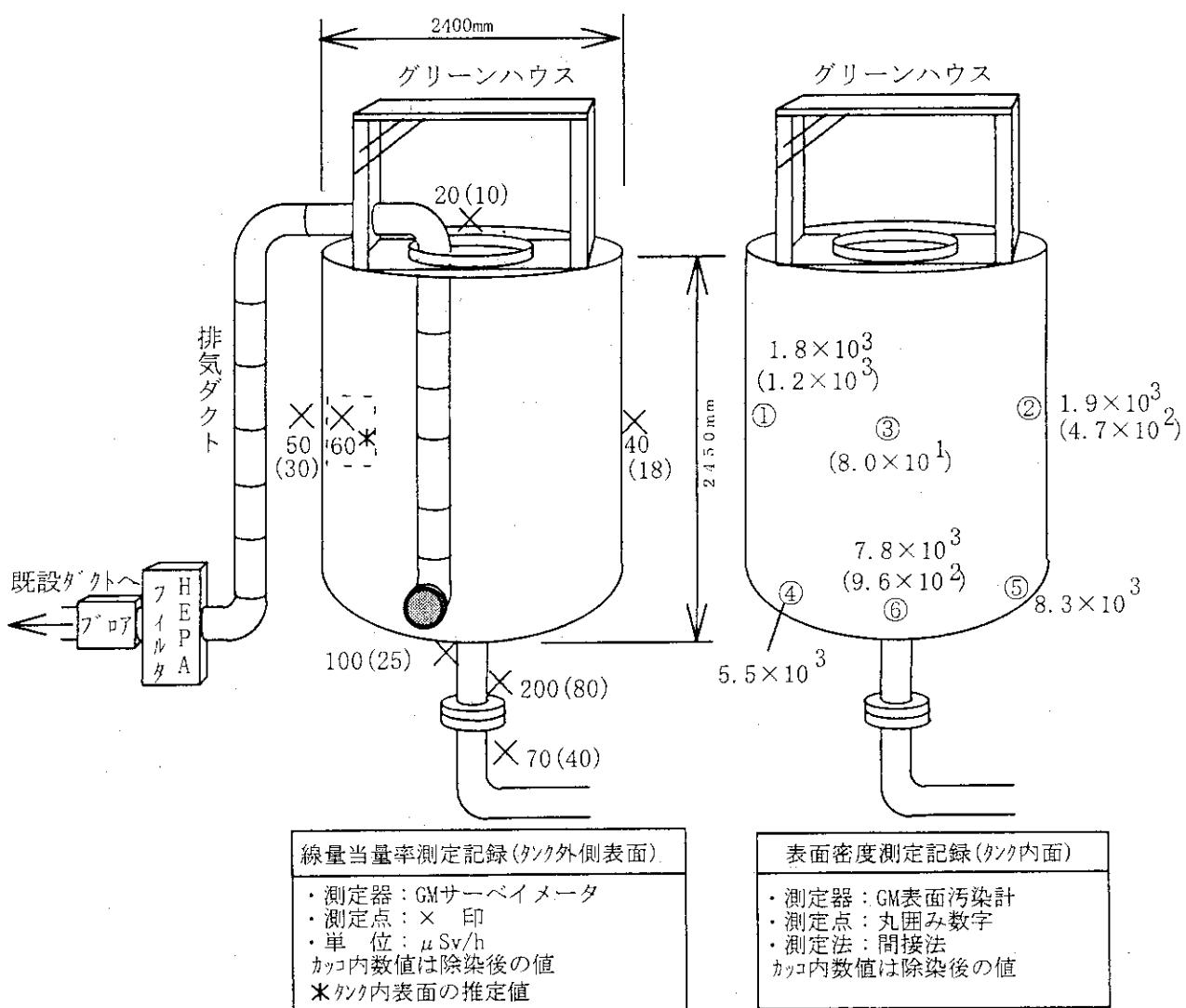


Fig. A.3.5-1 DPタンクNo.2除染作業時の放射線管理データ

A.3.6 J P D R解体作業時の放射線管理

(1) 第8期解体作業時の被ばく管理

1993年度（第8期）のJ P D R解体実地試験では、原子炉格納容器内において、爆破工法による放射線遮へい体の撤去が前年度に引き続き行われた。本作業では、爆薬により一次破碎が行われた後、バックホー等の大型重機を用いた撤去作業が行われた。また、タービン建家、廃棄物処理建家、制御建家等では、コアボーリング機とブレーカーを用いた埋設配管の撤去及びスキャブラー、小型ブレーカーを用いた汚染コンクリートの除染作業が行われた。今期の解体作業は、前期と同様に比較的被ばくの少ない状況下での作業であったが、多量のコンクリート粉塵が発生することが特徴であった。本作業における被ばくは、APD（警報付ポケット線量計）による測定結果から、集団線量当量で0.85人・ミリシーベルト、個人の実効線量当量では最大で0.05mSvであった。なお、フィルムバッジによる外部被ばくの測定の結果では、すべて検出下限以下であった。解体作業に伴う外部被ばくは、炉内構造物等の解体撤去が行われた第4期をピークに減少してきており、今期はさらに少なくなった。また、放射線遮へい体の撤去作業等においても、撤去コンクリート中の比放射能が低いことから、有意な空気汚染の発生もなく、さらに防護マスクの着用などによる防護方法により、作業者の有意な内部被ばくはなかった。

(2) 外部被ばく線量当量の事前評価と実績〈第1期から第8期〉

J P D Rの解体計画では、解体作業者の被ばく低減と放射性廃棄物の発生を極力少なくすることを基本として、その解体手順と解体工法が決定された。計画段階における集団線量当量は、作業項目ごとに分類され、それぞれの作業環境の予測線量当量率と人工数及び作業時間から算出された。

予測線量当量率は、解体前の実測データと計算による評価値が用いられた。第1期から8期までの解体作業における外部被ばく線量当量の計画値と、APD測定器による実績値の比較をTable A.3.6-1に示す。また、Fig. A.3.6-1には、解体作業別の集団線量当量の計画値に対する集団線量当量比率（実績値／計画値）の変化を示す。Fig. A.3.6-1に示すように、計画集団線量当量の増加に伴って比率の分散が小さくなるとともに、比率が1に接近していくことが判る。これは、計画集団線量当量が大きくなるに従って、高線量当量率下での作業が多くなり、作業に要する時間や作業内容が詳細で厳密になるためと考えられる。集団線量当量比率が1以上となった作業の内、計画集団線量当量が1人・ミリシーベルト以上となった炉内構造物の解体、下鏡の解体、ベローズ等の解体及び放射線遮へい体解体前の共通準備作業では、ドロス回収やキャビティ内等の高線量当量率下での作業であるため、被ばく低減効果が小さく、また、作業時間が計画時より長くなつたために、評価値より実績値が上まわった。一方、遠隔解体工法による圧力容器の解体等では、被ばく低減効果が大きく集団線量当量比率は0.1以下となつた。解体実地試験におけるこれらの経験から、高線量当量率下の作業環境での被ばく管理は、時間と作業内容を緻密に評価することにより、信頼性の高い推定が可能であり、また、採用する解体工法が被ばくに大きく影響することが明らかとなつた。

（早坂 寿夫）

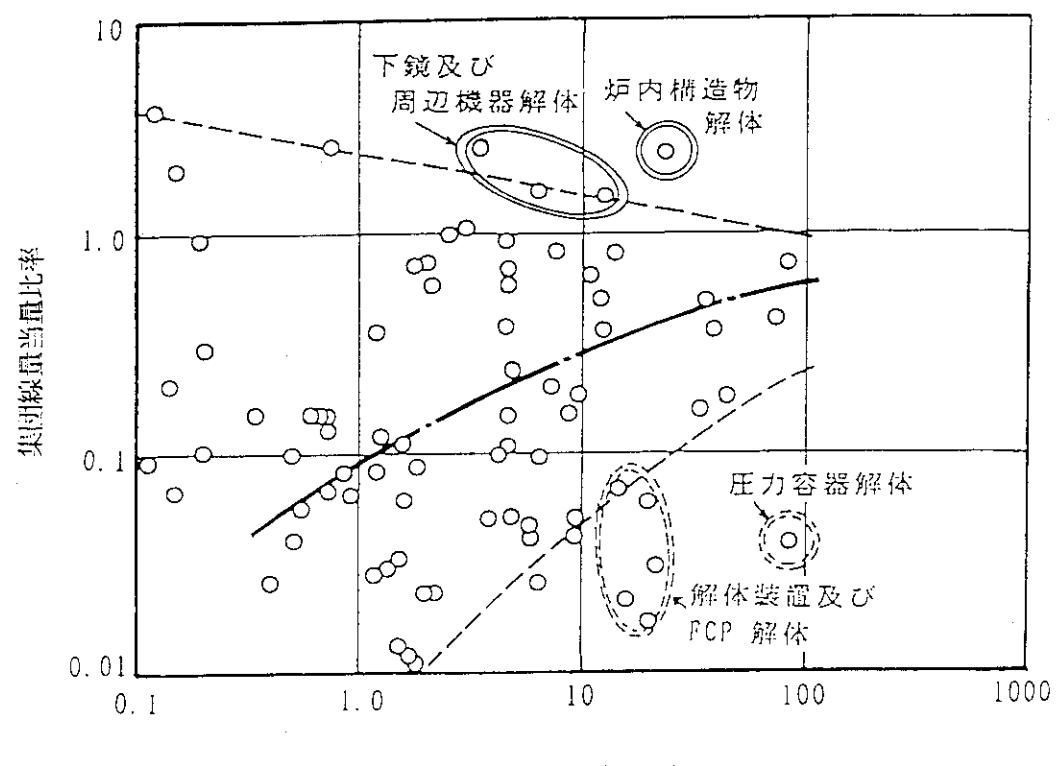
参考文献

- 1) 富居 博行 : 保健物理- 管理と研究- No.35 JAERI-M93-172, 60~62(1992)
- 2) 富居 博行 : 保健物理- 管理と研究- No.34 JAERI-M92-144, 43~46(1991)
- 3) 西薙 竜也 : 保健物理- 管理と研究- No.33 JAERI-M91-171, 66~68(1990)

Table A.3.6-1 JPDTR解体作業における外部被ばくによる集団線量当量の計画値と実績値

工 期	年 度	人 工 数 (人・日)	計画集団線量当量 (Person・mSv)	実績集団線量当量 (Person・mSv)
第 1 期	昭和 61 年度	6,000	30	0.31
第 2 期	昭和 62 年度	11,600	66	2.75
第 3 期	昭和 63 年度	5,800	50	19.09
第 4 期	平成元年度	17,100	342	218.80
第 5 期	平成 2 年度	18,800	183	40.64
第 6 期	平成 3 年度	25,700	118	19.70
第 7 期	平成 4 年度	15,700	53	3.16
第 8 期	平成 5 年度	17,100	31	0.85
合 計		117,800	873	305.31

(APDによる測定)



$$\text{集団線量当量比率} = \text{実績集団線量当量} / \text{計画集団線量当量}$$

Fig. A.3.6-1 外部被ばくに係る集団線量当量比率（解体作業別）

A.3.7 放射性汚染等の概況

1993年度における放射性汚染等で、今後の放射線管理を遂行する上で参考となる特記事項は、R I 製造棟における β 線による局部被ばくで、その発生状況、原因、処置及び対策の概要をTable A.3.7-1に示す。

(小畠 一)

Table A.3.7-1 放射線管理上の参考となる特記事項

(東海研究所、1993年度)

発生月日	発生場所	種類	発生状況	汚染・被ばくなどの状況	原因	処置及び対策
11月12日	R I 製造棟	局部 被ばく (指)	トングス・マニピュレータの爪先除染作業時に、 β 線により右手人指し指の被ばくが発生した。	作業者の外部被ばく線量当量 組織線量当量(皮膚)： 1.7 mSv (推定)	汚染物による被ばくの可能性に対する認識の欠如	①線量当量評価のためのモックアップ試験 ②非定常作業及び異常な汚染発生時の放管への事前連絡の徹底

1 A.4 環境放射能の管理

A.4.1 概要

東海研究所周辺監視区域外の環境放射線及び環境試料のモニタリングを1992年度と同様に実施した。

モニタリングポスト、放射線観測車、TLD等による定地点及び走行経路における空気吸収線量(率)の連続あるいは定期監視並びに空気試料、陸上試料、海洋試料中の放射能濃度の定期監視を行った。また排気、排水試料中の⁸⁹Sr, ⁹⁰Srの化学分析及び気象観測も行った。その結果、施設からの放出放射性物質による異常は認められなかった。

上記監視・測定の他、次の業務を行った。

- (1) 東海研究所北地区における「廃棄物埋設事業の許可申請」に伴う関係書類の作成に協力した。
- (2) 核燃料物質使用施設の許可変更申請に伴い、東海研究所全核燃料使用施設からの線量当量評価と申請書（共通編）の見直しを行った。
- (3) 核燃料物質使用施設に係わる周辺監視区域外の線量当量の重畠効果についての検討委員会（東海地区重畠効果検討会）資料の作成及び検討に参加した。
- (4) 核燃料施設（再処理特別研究棟、燃料試験施設等の6施設）の許可変更に伴う想定事故時の線量当量の評価を行うとともに、対象施設の変更申請書作成に協力した。
- (5) 放射線管理施設（屋外管理用施設）品質保証計画の一部改定を行った。
- (6) 茨城県原子力防災訓練計画の作成に協力するとともに、訓練（11月12日）に参加した。
- (7) 排水管方式の変更に伴う原子炉施設保安規定及び核燃料物質使用施設等保安規定の改正に係る資料作成及び障害予防規定の改正の準備に協力した。
- (8) 大洗研究所、むつ事業所の環境試料の化学分析を行った

（片桐 浩）

A.4.2 環境放射線のモニタリング

(1) モニタリングステーションによる監視

モニタリングステーションによる空気吸収線量率の測定結果をTable A.4.2-1に示す。表中の「最大」は10分間平均の月間最大値であり、これらの最大となった原因はすべて降雨の影響によるものである。モニタリングステーションにおいて集塵した試料から求めた大気中放射能濃度の月間変動をFig. A.4.2-1に示す。大気中の α 放射能濃度及び 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。いずれの測定値にも異常は認められなかった。

(2) モニタリングポストによる監視

モニタリングポストによる空気吸収線量率の測定結果をTable A.4.2-2に示す。表中の「最大」は10分間平均の月間最大値であり、これらの最大となった原因は廃棄物輸送、降雨等の影響によるものである。表中特に高い値は、第1保管廃棄施設における放射性廃棄物の保管体収納作業の影響によるものである。

(3) 定点における空気吸収線量率の監視

1992年度と同様、 γ 線空気吸収線量率の測定を1993年4月と10月に19地点で実施した。照沼（如意輪寺）については、境内整備のため周辺環境（通路のアスファルト舗装及び石塔、石畳の設置）が変わり、線量率が上昇したが、その他の地点については、異常は認められなかった。測定結果をTable A.4.2-3に示す。

(4) 環境中の積算線量の監視

1992年度と同様、TL Dにより3ヵ月間の積算線量を測定した。阿漕ヶ浦西において側溝敷設工事が行われたため、積算線量が若干高くなったが、その他の地点については、異常は認められなかった。測定結果をTable A.4.2-4に示す。

また、那珂研究所敷地境界付近における3ヵ月間の積算線量の測定結果をTable A.4.2-5に示す。

(5) γ 線空気吸収線量率の走行測定

1992年度と同様、走行サーベイを1993年4月に実施し、緊急時サーベイのための基礎データを得た。

(6) 気象観測

1992年度と同様、各気象要素について連続観測を行った。また、プロペラ型風向風速計、雨量計のオーバーホール再検定を行った。

(7) その他

- (a) 東海研究所北地区の「廃棄物埋設事業許可申請」に伴う関係資料の作成に協力し、科技庁のヒアリングにも対応した。
- (b) 核燃料物質使用施設の許可変更申請に伴う東海研全核燃料物質使用施設からの被ばく線量当量評価と申請書（共通編）の見直しを行うとともに科技庁のヒアリングにも対応した。
- (c) 核燃料物質使用施設に係わる周辺監視区域外の線量当量の重畠効果についての委員会（東海

地区重量効果検討会) 資料を作成した。

- (d) 核燃料物質使用施設(再処理特別研究棟、燃料試験施設等の6施設)の許可変更に伴う想定事故時の線量当量の評価を行うとともに、対象施設の変更申請書作成に協力した。
- (e) 放射線管理施設(屋外管理用施設)の品質保証計画を一部改訂(品質保証計画書中の別表第1の見直し)した。
- (f) 茨城県原子力防災訓練計画の作成に協力するとともに、訓練(11月12日)に参加した。

(小林 秀雄)

Table A.4.2-1 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と月間最大値

(東海研究所; 1993年度) (単位: nGy/h)

MS No.	年 月	1993年												1994年				標準偏差
		4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	年 間				
MS-1	平 均	34	34	34	32	32	33	33	33	33	32	33	33	33	33	33	0.7	
	最 大	60	59	50	51	44	49	45	40	51	49	42	55	60	—	—	—	
MS-2	平 均	32	32	32	32	32	32	33	33	33	32	33	32	32	32	32	0.6	
	最 大	57	56	51	53	47	51	48	43	47	52	44	56	57	—	—	—	
MS-3	平 均	29	29	30	29	30	28	28	29	30	30	29	30	29	29	29	0.8	
	最 大	55	57	49	47	47	45	43	37	43	51	41	54	57	—	—	—	
MS-4	平 均	42	41	41	40	41	41	41	41	41	41	41	42	41	41	41	0.5	
	最 大	68	68	63	61	59	57	58	52	56	69	55	67	69	—	—	—	

検出器: Na I (Tl) シンチレーション型DBM方式 「最大」: 10分間平均の月間最大値

Table A.4.2-2 モニタリングポストにおける空気吸収線量率の月平均と月間最大値

年月	年月	1993年												1994年					
		4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	年間	標準偏差				
構内 ポスト	MP-11	平均	39	39	39	38	37	38	39	38	38	37	38	38	38	0.7			
	MP-12	最大	58	62	57	54	52	50	48	43	34	34	34	34	34	0.5			
	MP-13	平均	35	34	34	33	33	34	34	34	34	34	34	34	34	0.5			
	MP-14	最大	61	61	54	53	50	48	51	45	35	34	35	35	35	0.6			
	MP-15	平均	46	45	45	44*	44*	44*	45	45*	45*	45*	46	45*	45	0.6			
	MP-16	最大	63	61	56	56	56	49	33	34	35	34	34	34	34	0.7			
	MP-17	平均	32	31	31	30	30	31	32	31	31	31	30	31	31	0.6			
	MP-18	最大	61	58	52	54	47	52	50	41	48	58	43	59	61	—			
	MP-19	平均	33	33	33	32	31	32	33	33	33	32	32	32	32	0.8			
	MP-20	最大	55	55	49	53	45	46	49	41	48	51	42	55	55	—			
構外 ポスト	MP-21	平均	36	35	35	34	34	34	35	34	34	34	32	33	34	1.0			
	MP-22	最大	53	52	47	49	45	46	46	47	40	42	49	43	47	53			
	MP-23	平均	35	34	34	33	32	33	33	35	35	34	33	33	34	1.0			
	MP-24	最大	58	52	45	49	44	44	53	46	41	47	50	45	59	59			
	MP-25	平均	33	33	34	33	33	33	33	33	36	36	35	36	36	0.7			

検出器: Na I (Tl) シンチレーショングロン型DBM方式
 *1 N-SR 滅菌室による保育影響
 *2 密閉施設に搬入する廃棄物による影響
 *3 北地区へ輸送による影響

「最大」: 1分間平均の月間最大値

Table A.4.2-3 定点における空気吸収線量率測定結果

(東海研究所, 1993年度) (単位: nGy/h)

地点番号	測定期間	測定結果	
		1993年4月8日 ～4月16日	1993年10月19日 ～11月9日
1	構内 (MS-1)	44.4	42.7
2	舟石川 (原電住宅)	25.7	24.0
3	照沼 (如意輪寺)	53.4	86.6 *
4	宮前 (酒列神社)	22.6	23.9
5	須和間 (MS-3)	33.7	31.0
6	" (住吉神社)	35.8	34.5
7	那珂湊 (三峯神社)	20.5	20.9
8	勝田 (吉田神社)	24.3	26.1
9	" (日製病院前)	27.1	29.5
10	" (香取宮)	23.8	25.2
11	那珂町 (上宮寺)	34.3	35.9
12	内宿 (大山台)	26.8	27.4
13	磯部 (都々逸坊)	45.7	47.8
14	横堀 (発汗地蔵)	34.2	34.6
15	菅谷 (鹿島神社)	55.9	62.9
16	稻田 (今花島神社)	29.1	26.5
17	龜下 (MS-4)	51.1	55.9
18	高野 (鹿島神社)	22.9	23.8
19	石神 (住吉神社)	27.5	28.7

*十三重の塔の設置及び石畳の影響。

Table A.4.2-4 積算線量測定結果

(東海研究所, 1993年度)

(単位: μGy)

地点 番号	地点名	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	
		1993年 3月18日 ～ 6月17日		1993年 6月17日 ～ 9月16日		1993年 9月16日 ～ 12月24日		1993年12月24日 ～1994年 3月22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	測定値	91日換算 線量		
M-1	構内 (MS-1)	86	86	78	78	92	85	85	88	88	337		
M-2	周辺監視区域境界 (MP-1)	90	90	83	83	98	90	89	92	92	355		
M-8	周辺監視区域境界 (ブル研裏)	83	83	81	81	88	81	80	83	83	328		
M-10	周辺監視区域境界 (MP-7)	68	68	67	67	74	68	68	70	70	273		
M-11	周辺監視区域境界 (MP-8)	80	80	79	79	90	83	81	84	84	326		
M-13	構内 (MS-2)	89	89	84	84	97	89	96	99	99	361		
M-18	新川下流	80	80	77	77	90	83	80	83	83	323		
M-17	宿	76	76	76	76	88	81	78	81	81	314		
M-19	阿漕ヶ浦南西	81	81	69	69	86	79	75	78	78	307		
M-20	阿漕ヶ浦西	66	66	65	65	79	73	91*	94*	94*	298		
M-21	白方	82	82	72	72	81	74	78	81	81	309		
M-22	原電グラウンド北西	99	99	89	89	98	90	94	97	97	375		
M-26	川根	72	72	65	65	77	71	74	77	77	285		
M-29	須和間 (MS-3)	75	75	72	72	79	73	75	78	78	298		
M-30	龜下 (MS-4)	108	108	101	101	113	104	105	109	109	422		
M-53	東海中	60	60	58	58	66	61	59	61	61	240		
M-44	豊岡1	78	78	73	73	82	75	78	81	81	307		
M-56	豊岡2	90	90	85	85	96	88	84	87	87	350		
M-57	豊岡3	85	85	79	79	85	78	80	83	83	325		
M-58	水戸気象台	69	69	62	62	69	63	63	65	65	259		

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。

* 側溝敷設工事により周辺環境が変わった。

Table A.4.2-5 那珂研究所敷地境界付近における積算線量測定結果

(東海研究所、1993年度) (単位: μGy)

測定 期間 測定 結果 地点	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	
	1993年3月17日 ~ 6月16日		1993年6月16日 ~ 9月14日		1993年9月14日 ~ 12月27日		1993年12月27日 ~ 1994年3月23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		
1	66	66	63	64	63	64	59	62	256	
2	53	53	54	55	54	55	49	52	215	
3	61	61	60	61	60	61	54	57	240	
4	74	74	70	71	70	71	66	70	286	
5	63	63	59	60	59	60	62	66	249	
6	74	74	67	68	67	68	66	70	280	
7	60	60	56	57	56	57	51	54	228	
8	70	70	69	70	69	70	66	70	280	
9	73	73	74	75	74	75	66	70	293	
10	74	74	76	77	76	77	68	72	300	

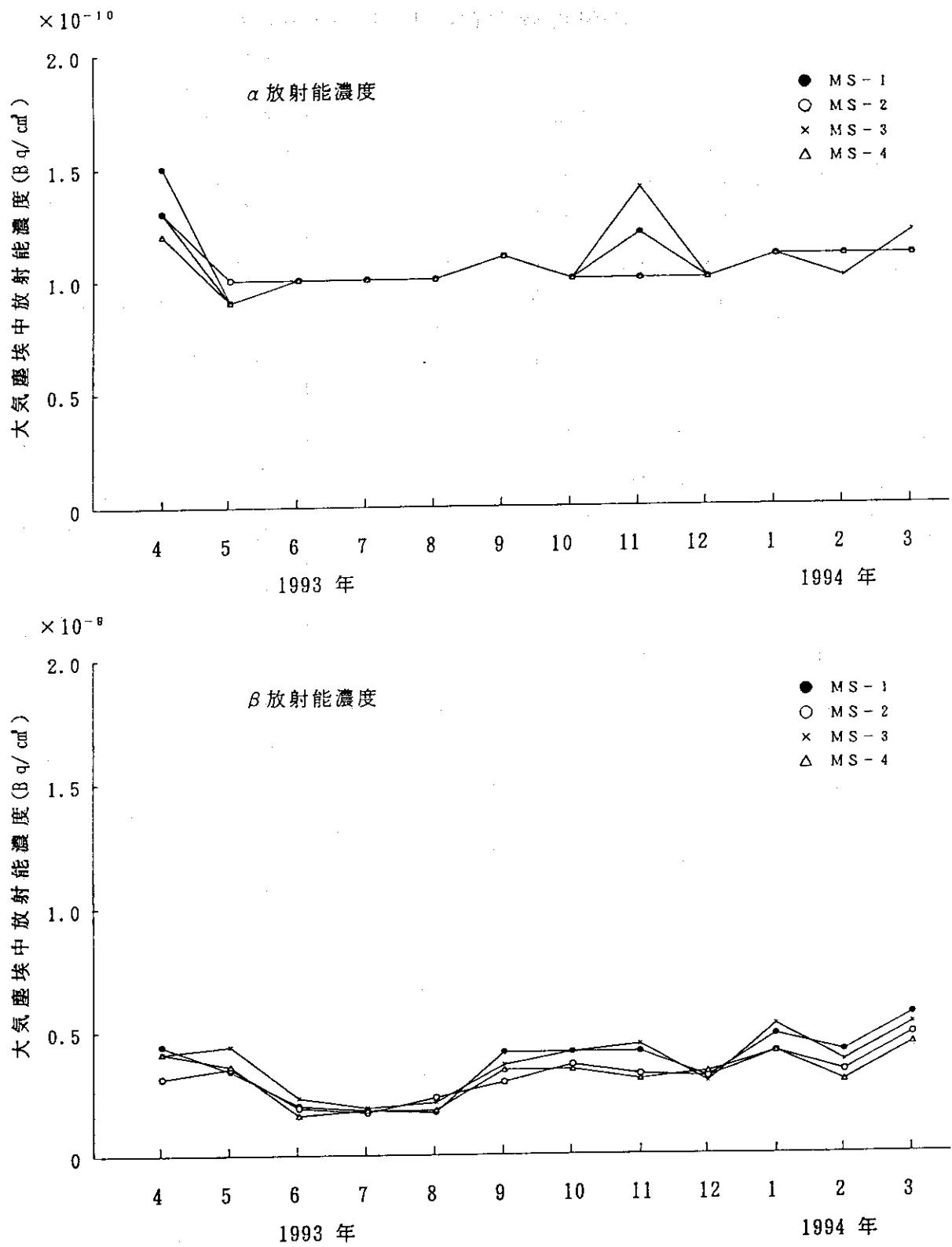


Fig. A.4.2-1 モニタリングステーションにおける長半減期
大気塵埃中放射能濃度の月平均

A.4.3 走行サーベイ記録装置の更新・整備

原子力施設からの放射性物質の異常放出時におけるプルーム中及び地表に沈着した放射性物質からの γ 線による線量当量の評価を迅速かつ広範囲に行うことを目的として、平常時における環境 γ 線レベルの測定を、走行サーベイにより年1回定期的に実施している。旧走行サーベイ用記録装置は導入後約12年が経過し、老朽化による故障が発生し部品の入手が困難であったため、更新整備を行った。更新に当たっては、旧装置において解析処理を大型計算機で行っていたため迅速性に欠けていたことを考慮し、最新のパーソナルコンピューター技術を導入し測定データの収集保管及び解析処理の迅速化・効率化を図った。

新装置では、従来の車速による走行距離に加え、GPS (Global Positioning System) 航法装置により、人工衛星から位置データ（観測車の時々刻々の緯度、経度）を受信し測定データと共に1秒毎にハードディスクへ記録する機能のほか、データ解析機能を備えている。本装置のデータ解析ソフトにより、エラーデータ等の編集、区間平均線量率等の計算、線量率カラートレンド図の出力、過去のデータとの重合わせ及び線量率データと地図データとの重ね合わせ等をカラーで表示することが可能である。

新装置の構成図をFig. A.4.3-1に、 γ 線量率グラフ及び γ 線量率と地図データを重合わせた γ 線量率マップの一例をFig. A.4.3-2, Fig. A.4.3-3にそれぞれ示す。

(橋 晴夫)

- | | |
|---|--|
| <p>①ハードウェア</p> <ul style="list-style-type: none"> ・パーソナルコンピュータ本体
(COMPAQ Prolinea 4/66 モデル340) ・カラーCRT (17インチ ハイディスプレイ) ・カラープリンタ (HP Deskjet 505j) ・パルスカウンタモジュール (TCG-10) ・GP-IBインターフェース ・GPS航法装置 (GPS-303PT) ・γ線測定装置 (NaI(Tl)検出器) | <p>②ソフトウェア</p> <ul style="list-style-type: none"> ・日本語MS-DOS5.0/V ・日本語Windows 3.1 ・MapInfo ・道路地図データ (茨城県内) ・市区町村行政界地図 (関東地方) ・データ収集プログラム (線量率&位置情報等の収集及び測定中のグラフ表示) ・データ編集プログラム (エラーデータの修正、位置情報のノーマライズ処理) ・データ解析プログラム (線量率の平均及び分散値の計算、線量率グラフ及びマップの表示出力) |
|---|--|

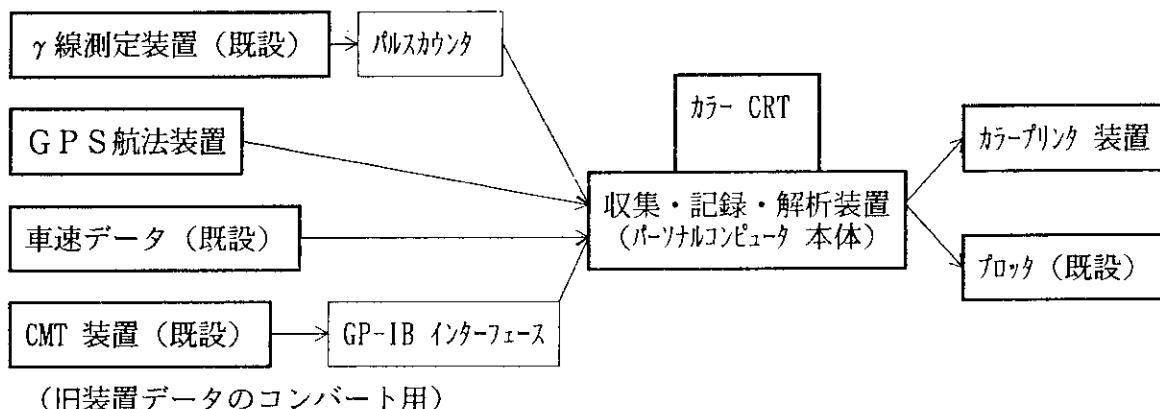
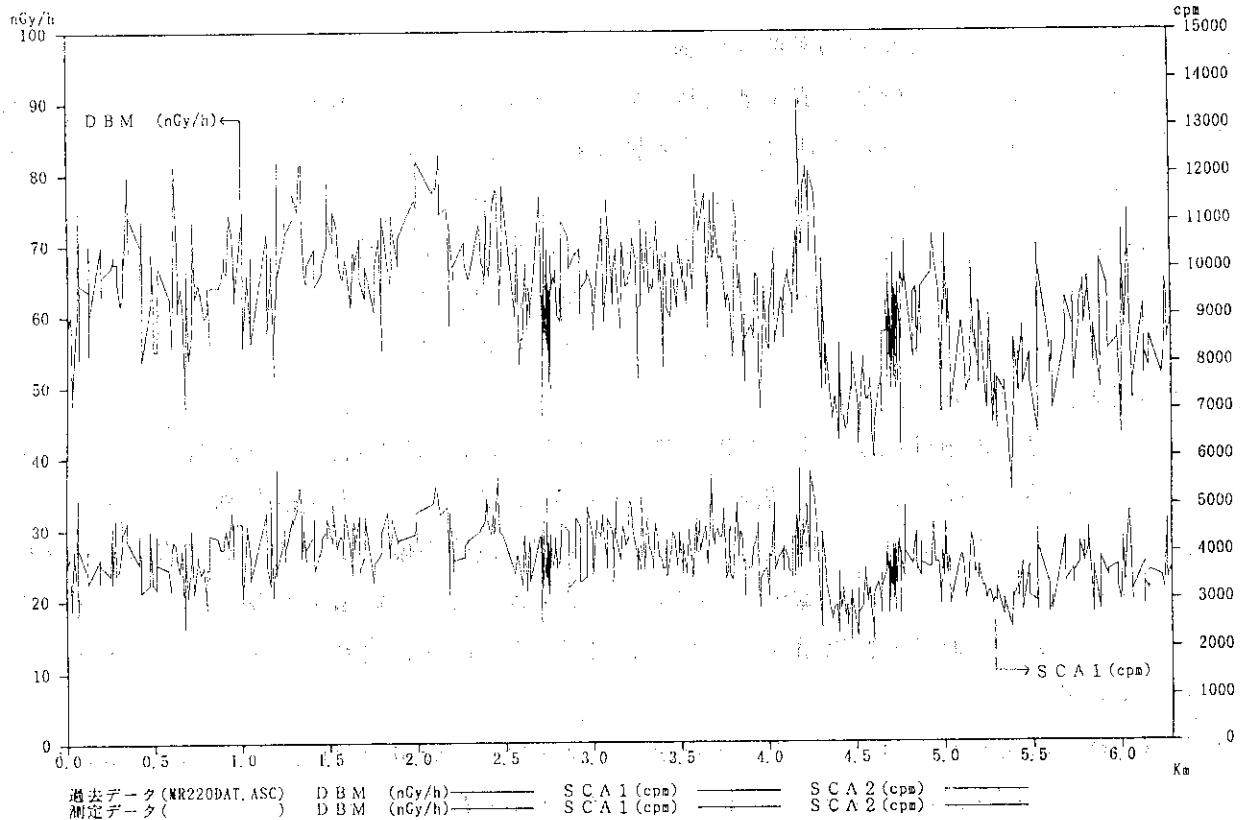
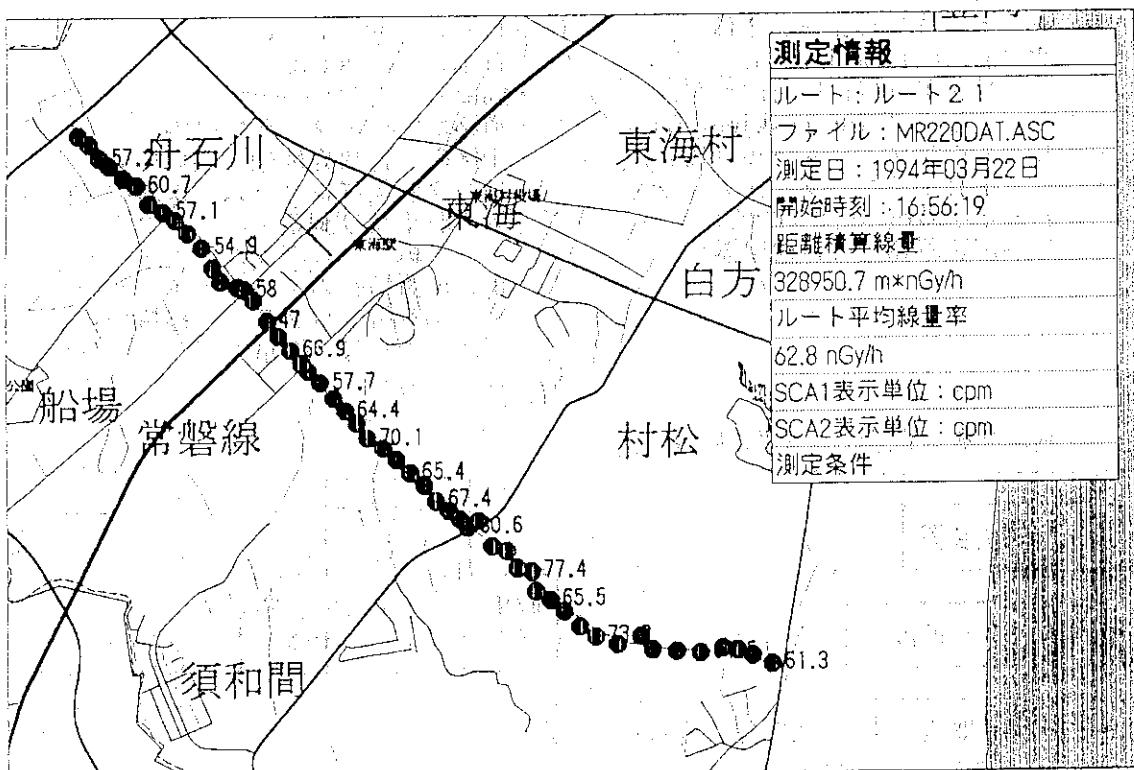


Fig. A.4.3-1 走行サーベイ記録装置の構成図

Fig. A.4.3-2 データ収集機能による走行時の γ 線量率表示グラフFig. A.4.3-3 データ解析機能による地図データと γ 線量率データの合成図

A.4.4 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

環境試料中の全 β 放射能濃度の測定を1992年度と同様に行った。

各試料の測定結果をTable A.4.4-1に示す。これらの値は、例年の測定結果と比べて大きな差はなく施設からの放出放射性物質による異常は認められなかった。

(2) 降下塵中の全 β 放射能及び雨水中の全 β 放射能濃度

降下塵中の全 β 放射能は、水盤で採取した1カ月間の試料を、また、雨水中の全 β 放射能濃度は、雨量計で採取した雨水試料を測定することにより求めた。その結果をTable A.4.4-2に示す。これらの値はいずれもほぼ例年どおりであり、異常は認められなかった。

(3) 排水溝排水中の放射能濃度

第1及び第2排水溝における排水中の放射能濃度は、1週間連続採取した試料、また、第3排水溝の放射能濃度は、毎週1回採取した試料をそれぞれ測定することにより求めた。それらの結果をTable A.4.4-3に示す。これらの値はいずれも排水に係る濃度限度以下で、異常は認められなかった。

(4) 環境試料中の放射性核種濃度

1993年度に採取した陸上の飲料水、河川水、農産物及び土壌並びに沿岸海域の海水、海産生物、海底土及び排水口近辺土砂中に含まれる放射性核種ごとの濃度を測定した。それらの結果をTable A.4.4-4(a), A.4.4-4(b)及びA.4.4-4(c)に示す。いずれも異常は認められなかった。

(5) 大気塵埃中の放射性核種濃度及び降下塵中の核種別放射能

大気塵埃中の放射性核種濃度は、モニタリングステーションで連続集塵したろ紙を測定することにより求めた。その結果をTable A.4.4-5に示す。また、降下塵中の核種別放射能は水盤によつて採取した試料を測定することにより求めた。その結果をTable A.4.4-6に示す。いずれも異常は認められなかった。

(佐々 陽一)

Table A.4.4-1 環境試料中の全β放射能濃度

(東海研究所, 1993年度)

試料・地点名	前 期	後 期	試料・地点名	前 期	後 期	
〔 土 壤 〕 (Bq/g乾)			〔 農 産 物 〕 (Bq/g生)			
東 海 研 構 内	5.6×10^{-1}	5.6×10^{-1}	松 葉 <指標生物>	7.6×10^{-2}	7.7×10^{-2}	
東 海 村 須 和 間	3.2×10^{-1}	2.7×10^{-1}	牛 乳 (船 場)	4.2×10^{-2}	4.6×10^{-2}	
亀 下	6.7×10^{-1}	6.9×10^{-1}	牧 草 (船 場)	1.6×10^{-1}	1.4×10^{-1}	
石 神	5.4×10^{-1}	5.2×10^{-1}	精 米 (須 和 間)	—	2.1×10^{-2}	
勝 田 市 高 場	2.7×10^{-1}	2.6×10^{-1}	甘 蕎 (須 和 間)	—	1.3×10^{-1}	
宮 前	2.4×10^{-1}	2.1×10^{-1}	ほうれん草 (須 和 間)	2.2×10^{-1}	1.9×10^{-1}	
稻 田	2.7×10^{-1}	2.0×10^{-1}	〔 水 産 物 〕 (Bq/g生)			
那 珂 町 横 堀	4.2×10^{-1}	3.8×10^{-1}	ヒラメ カレイ (東海中)	(可食部)	9.1×10^{-2}	
那 珂 研 構 内	3.7×10^{-1}	3.4×10^{-1}		(骨)	9.2×10^{-2}	
〔 排水口近辺土砂 〕 (Bq/g乾)				(内臓)	8.5×10^{-2}	
第 1 排 水 溝	6.2×10^{-1}	5.7×10^{-1}		(頭)	4.7×10^{-2}	
第 2 排 水 溝	6.0×10^{-1}	6.4×10^{-1}		(皮)	6.8×10^{-2}	
第 3 排 水 溝	6.0×10^{-1}	5.6×10^{-1}	シラス (東海中)	2.6×10^{-2}	7.3×10^{-2}	
〔 海 底 土 〕 (Bq/g乾)			ワカメ (久慈浜)	7.3×10^{-2}	—	
東 海 沖	(4月) 8.8×10^{-1}	(10月) 5.9×10^{-1}	カジメ (久慈浜)	—	2.1×10^{-1}	
旧 C 海域	(7月) 5.5×10^{-1}	(1月) 5.9×10^{-1}	〔 飲 料 水 〕 (Bq/cm ³)			
東 海 沖	(4月) 3.6×10^{-1}	(10月) 5.0×10^{-1}	阿 潟 ヶ 浦 取 水 口	$< 1.4 \times 10^{-4}$	$< 1.0 \times 10^{-4}$	
旧 D 海域	(7月) 4.5×10^{-1}	(1月) 4.7×10^{-1}	荒 谷 台	$< 1.4 \times 10^{-4}$	$< 1.0 \times 10^{-4}$	
東 海 沖	(4月) —	(10月) 5.4×10^{-1}	長 堀	$< 1.4 \times 10^{-4}$	$< 1.4 \times 10^{-4}$	
C 海 域	(7月) —	(1月) 5.9×10^{-1}	岡 淨 水 場	$< 1.0 \times 10^{-4}$	$< 1.0 \times 10^{-4}$	
〔 海 水 〕 (Bq/cm ³)			照 沼	$< 1.6 \times 10^{-4}$	2.2×10^{-4}	
東 海 沖	(4月) $< 2.0 \times 10^{-5}$	(10月) $< 2.0 \times 10^{-5}$	須 和 間	2.8×10^{-4}	3.1×10^{-4}	
旧 C 海域	(7月) $< 2.0 \times 10^{-5}$	(1月) $< 2.0 \times 10^{-5}$	那 珂 研 構 内	$< 1.4 \times 10^{-4}$	$< 1.0 \times 10^{-4}$	
東 海 沖	(4月) $< 2.0 \times 10^{-5}$	(10月) $< 2.0 \times 10^{-5}$	〔 河 川 水 〕 (Bq/cm ³)			
旧 D 海域	(7月) $< 2.0 \times 10^{-5}$	(1月) $< 2.0 \times 10^{-5}$	久慈川原研取水口	$< 1.1 \times 10^{-4}$	$< 1.4 \times 10^{-4}$	
東 海 沖	(4月) —	(10月) $< 2.0 \times 10^{-5}$	久慈川河口 (豊岡)	$< 2.1 \times 10^{-4}$	$< 2.0 \times 10^{-4}$	
C 海 域	(7月) —	(1月) $< 2.0 \times 10^{-5}$	注) — : 測定対象物なし			

Table A.4.4-2 降下塵中の全 β 放射能及び雨水中の全 β 放射能濃度

(東海研究所, 1993年度)

採取年月	降下塵 (Bq/km ²)	雨水 (Bq/cm ³)
1993年 4月	1.2×10^7	$< 1.0 \times 10^{-3}$
5月	8.2×10^6	$< 1.0 \times 10^{-3}$
6月	1.0×10^7	$< 1.0 \times 10^{-3}$
7月	8.0×10^6	$< 1.0 \times 10^{-3}$
8月	4.7×10^6	$< 1.0 \times 10^{-3}$
9月	9.8×10^6	$< 1.0 \times 10^{-3}$
10月	7.8×10^6	$< 1.0 \times 10^{-3}$
11月	5.8×10^6	$< 1.0 \times 10^{-3}$
12月	9.1×10^6	$< 1.0 \times 10^{-3}$
1994年 1月	1.1×10^7	$< 1.0 \times 10^{-3}$
2月	1.1×10^7	$< 1.0 \times 10^{-3}$
3月	6.6×10^6	$< 9.7 \times 10^{-4}$

Table A.4.4-3 排水溝における排水中の放射能濃度(月平均)

(東海研究所, 1993年度)

年月	第1排水溝	第2排水溝		第3排水溝
	全 β (Bq/cm ³)	全 β (Bq/cm ³)	³ H (Bq/cm ³)	全 β (Bq/cm ³)
1993年 4月	$< 1.4 \times 10^{-4}$	2.4×10^{-4}	8.3×10^{-2}	$< 2.0 \times 10^{-5}$
5月	$< 1.4 \times 10^{-4}$	$< 1.5 \times 10^{-4}$	2.0×10^{-2}	$< 2.0 \times 10^{-5}$
6月	$< 1.4 \times 10^{-4}$	2.3×10^{-4}	1.5×10^{-1}	$< 2.0 \times 10^{-5}$
7月	$< 1.4 \times 10^{-4}$	1.8×10^{-4}	2.3×10^{-2}	$< 2.0 \times 10^{-5}$
8月	$< 1.4 \times 10^{-4}$	2.2×10^{-4}	3.3×10^{-2}	$< 2.0 \times 10^{-5}$
9月	1.5×10^{-4}	1.7×10^{-4}	3.7×10^{-1}	$< 2.0 \times 10^{-5}$
10月	$< 1.4 \times 10^{-4}$	$< 1.5 \times 10^{-4}$	5.9×10^{-1}	2.2×10^{-5}
11月	$< 1.4 \times 10^{-4}$	$< 1.5 \times 10^{-4}$	$< 1.5 \times 10^{-2}$	$< 2.0 \times 10^{-5}$
12月	$< 1.4 \times 10^{-4}$	$< 1.5 \times 10^{-4}$	3.4×10^{-1}	$< 2.0 \times 10^{-5}$
1994年 1月	$< 1.4 \times 10^{-4}$	$< 1.4 \times 10^{-4}$	2.4×10^{-2}	$< 2.0 \times 10^{-5}$
2月	$< 1.4 \times 10^{-4}$	2.1×10^{-4}	6.8×10^{-2}	$< 2.1 \times 10^{-5}$
3月	$< 1.5 \times 10^{-4}$	2.1×10^{-4}	8.3×10^{-1}	$< 2.1 \times 10^{-5}$

Table A.4.4-4(a) 環境試料(食物)中の放射性核種濃度

(東海研究所, 1993年度)

種類	採取年月	採取地点	^{3}H	^{54}Mn	^{60}Co	^{90}Sr	^{137}Cs	^{134}Cs	^{137}Cs	^{144}Ce	単位	
飲料水	1993年4月 10月	東海村須和間 東海村須和間	1.0×10 ⁻¹ 1.5×10 ⁻¹	— —	— —	— —	— —	— —	— —	— —	Bq/cm ³	
	1993年4月 10月	東海村須和間 那珂研構内	1.4×10 ⁻¹ 1.7×10 ⁻¹	— —	— —	— —	— —	— —	— —	— —	Bq/cm ³	
	1993年4月 10月	那珂研構内 那珂研構内	1.1×10 ⁻¹ 2.1×10 ⁻¹	— —	— —	— —	— —	— —	— —	— —	Bq/cm ³	
	1993年5月 11月	東海村船場 東海村須和間	— —	< 2.1×10 ⁻¹ < 2.1×10 ⁻¹	< 2.2×10 ⁻¹ < 2.4×10 ⁻¹	< 4.8×10 ⁻¹ < 4.4×10 ⁻¹	< 3.5×10 ⁻¹ < 3.2×10 ⁻¹	< 1.7×10 ⁻¹ < 1.6×10 ⁻¹	< 1.1×10 ⁻¹ < 1.1×10 ⁻¹	3.1×10 ⁻⁴ 2.5×10 ⁻⁴	Bq/cm ³ 生	
牛乳	1993年4月 10月	東海村須和間 東海村須和間	— —	< 4.4×10 ⁻¹ < 5.2×10 ⁻¹	< 5.2×10 ⁻¹ (1.9×10 ⁻¹)	< 8.1×10 ⁻¹ (1.8×10 ⁻¹)	< 4.8×10 ⁻¹ < 1.0×10 ⁻¹	< 3.1×10 ⁻¹ < 7.0×10 ⁻¹	< 1.4×10 ⁻¹ < 3.6×10 ⁻¹	< 4.1×10 ⁻⁴ < 1.2×10 ⁻⁴	< 1.6×10 ⁻⁴ < 2.0×10 ⁻⁴	Bq/cm ³ 生
精米	1993年10月	東海村須和間	— —	< 4.8×10 ⁻¹ < 2.0×10 ⁻¹	< 5.6×10 ⁻¹ (< 1.5×10 ⁻¹)	< 1.0×10 ⁻¹ < 4.4×10 ⁻¹	< 7.0×10 ⁻¹ < 3.0×10 ⁻¹	< 3.6×10 ⁻¹ < 1.6×10 ⁻¹	< 1.2×10 ⁻⁴ < 2.0×10 ⁻⁴	< 4.1×10 ⁻⁴ < 2.0×10 ⁻⁴	< 2.0×10 ⁻⁴	
カレーメシ(可食部)	1993年4月 11月	東海研沖	— —	< 3.4×10 ⁻¹ < 3.5×10 ⁻¹	< 3.6×10 ⁻¹ (< 2.0×10 ⁻¹)	< 1.9×10 ⁻¹ < 7.4×10 ⁻¹	< 6.3×10 ⁻¹ < 5.6×10 ⁻¹	< 4.1×10 ⁻¹ < 2.5×10 ⁻¹	< 2.4×10 ⁻⁴ —	1.9×10 ⁻⁴ —	< 1.8×10 ⁻⁴	
シラス	1993年5月 10月	東海研沖	— —	< 2.7×10 ⁻¹ < 2.0×10 ⁻¹	< 3.1×10 ⁻¹ (< 1.7×10 ⁻¹)	< 1.5×10 ⁻¹ < 4.4×10 ⁻¹	< 5.6×10 ⁻¹ < 3.3×10 ⁻¹	< 1.9×10 ⁻¹ < 1.5×10 ⁻¹	— —	1.3×10 ⁻⁴ —	< 1.4×10 ⁻⁴	
ワカツメ	1993年5月 10月	日立市久慈浜	— —	< 2.5×10 ⁻¹ < 4.1×10 ⁻¹	< 2.7×10 ⁻¹ < 4.8×10 ⁻¹	< 5.2×10 ⁻¹ < 5.6×10 ⁻¹	< 3.5×10 ⁻¹ < 3.1×10 ⁻¹	< 1.7×10 ⁻¹ < 1.2×10 ⁻¹	< 1.1×10 ⁻¹ < 1.0×10 ⁻¹	3.1×10 ⁻⁵ 1.0×10 ⁻⁴	< 1.4×10 ⁻⁴ < 2.4×10 ⁻⁴	

（ ）：化学分析 ——：測定対象外

Table A.4.4-4 (b) 環境試料中の放射性核種濃度

(東海研究所, 1993年度)

種類	採取年月	採取地点	^{74}Na	^{54}Mn	^{60}Co	^{89}Sr	^{137}Cs	^{109}Ru	^{138}Nb	^{140}Ce	$^{239+240}\text{Pu}$	単位
河川水	1993年4月	久慈川	1.4×10^{-3}	—	—	—	—	—	—	—	—	Bq/cm ³
	10月	原研取水口	3.7×10^{-3}	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	1993年4月	久慈川河口	9.6×10^{-4}	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	10月	豊岡	2.2×10^{-3}	—	—	—	—	—	—	—	—	—
海水	1993年4月	東海研究冲	3.1×10^{-4}	$< 1.2 \times 10^{-4}$	$< 1.3 \times 10^{-4}$	($< 2.5 \times 10^{-4}$)	$< 2.3 \times 10^{-4}$	$< 1.6 \times 10^{-4}$	$< 1.0 \times 10^{-4}$	4.1×10^{-4}	$< 6.3 \times 10^{-4}$	—
	10月	旧C海域	3.1×10^{-3}	$< 1.3 \times 10^{-4}$	$< 1.3 \times 10^{-4}$	($< 2.0 \times 10^{-4}$)	$< 3.0 \times 10^{-4}$	$< 2.1 \times 10^{-4}$	$< 9.6 \times 10^{-4}$	3.1×10^{-4}	$< 6.7 \times 10^{-4}$	—
	1993年4月	東海研究冲	1.0×10^{-3}	$< 1.2 \times 10^{-4}$	$< 1.3 \times 10^{-4}$	($< 2.5 \times 10^{-4}$)	$< 2.4 \times 10^{-4}$	$< 1.6 \times 10^{-4}$	$< 1.0 \times 10^{-4}$	3.2×10^{-4}	$< 6.3 \times 10^{-4}$	—
	10月	旧D海域	2.1×10^{-3}	$< 1.4 \times 10^{-4}$	$< 1.3 \times 10^{-4}$	($< 2.2 \times 10^{-4}$)	$< 3.2 \times 10^{-4}$	$< 2.3 \times 10^{-4}$	$< 1.2 \times 10^{-4}$	3.0×10^{-4}	$< 6.7 \times 10^{-4}$	—
海底土	1993年10月	東海研究冲C海域	2.5×10^{-4}	$< 1.3 \times 10^{-4}$	$< 1.3 \times 10^{-4}$	($< 2.9 \times 10^{-4}$)	$< 3.2 \times 10^{-4}$	$< 2.3 \times 10^{-4}$	$< 1.1 \times 10^{-4}$	3.7×10^{-4}	$< 6.7 \times 10^{-4}$	—
	1993年7月	東海研究冲	—	$< 3.7 \times 10^{-4}$	$< 3.3 \times 10^{-4}$	($< 1.9 \times 10^{-4}$)	$< 7.4 \times 10^{-4}$	$< 5.2 \times 10^{-4}$	$< 2.9 \times 10^{-4}$	4.1×10^{-4}	$< 2.9 \times 10^{-4}$	($< 2.2 \times 10^{-4}$) Bq/g乾
	1994年1月	旧C海域	—	$< 5.2 \times 10^{-4}$	$< 4.1 \times 10^{-4}$	($< 1.8 \times 10^{-4}$)	$< 8.1 \times 10^{-4}$	$< 6.3 \times 10^{-4}$	$< 4.1 \times 10^{-4}$	4.8×10^{-4}	$< 3.4 \times 10^{-4}$	($< 1.8 \times 10^{-4}$)
	1993年7月	東海研究冲	—	$< 2.8 \times 10^{-4}$	$< 2.9 \times 10^{-4}$	($< 2.3 \times 10^{-4}$)	$< 5.6 \times 10^{-4}$	$< 3.6 \times 10^{-4}$	$< 2.2 \times 10^{-4}$	2.9×10^{-4}	$< 1.5 \times 10^{-4}$	($< 3.4 \times 10^{-4}$)
海水	1994年1月	旧D海域	—	$< 3.0 \times 10^{-4}$	$< 3.1 \times 10^{-4}$	($< 2.0 \times 10^{-4}$)	$< 6.3 \times 10^{-4}$	$< 4.1 \times 10^{-4}$	$< 2.5 \times 10^{-4}$	$< 3.3 \times 10^{-4}$	$< 1.9 \times 10^{-4}$	($< 3.9 \times 10^{-4}$)
	1994年1月	東海研究冲C海域	—	$< 4.4 \times 10^{-4}$	$< 4.1 \times 10^{-4}$	($< 2.1 \times 10^{-4}$)	$< 6.7 \times 10^{-4}$	$< 5.6 \times 10^{-4}$	$< 3.3 \times 10^{-4}$	$< 4.4 \times 10^{-4}$	$< 2.7 \times 10^{-4}$	($< 3.3 \times 10^{-4}$)
	1993年7月	第1排水溝	—	$< 2.7 \times 10^{-4}$	$< 2.9 \times 10^{-4}$	—	$< 4.8 \times 10^{-4}$	$< 3.0 \times 10^{-4}$	$< 2.2 \times 10^{-4}$	$< 2.9 \times 10^{-4}$	$< 2.0 \times 10^{-4}$	—
	1994年1月	出口	—	$< 3.1 \times 10^{-4}$	$< 3.3 \times 10^{-4}$	—	$< 5.6 \times 10^{-4}$	$< 3.3 \times 10^{-4}$	$< 2.4 \times 10^{-4}$	$< 3.0 \times 10^{-4}$	$< 1.7 \times 10^{-4}$	—
排水口	1993年7月	第2排水溝	—	$< 3.1 \times 10^{-4}$	$< 3.0 \times 10^{-4}$	—	$< 5.2 \times 10^{-4}$	$< 3.2 \times 10^{-4}$	$< 2.4 \times 10^{-4}$	$< 3.0 \times 10^{-4}$	$< 1.7 \times 10^{-4}$	—
	1994年1月	近辺土砂	—	$< 3.1 \times 10^{-4}$	$< 3.2 \times 10^{-4}$	—	$< 5.6 \times 10^{-4}$	$< 3.3 \times 10^{-4}$	$< 2.4 \times 10^{-4}$	$< 3.0 \times 10^{-4}$	$< 1.7 \times 10^{-4}$	—
	1993年7月	第3排水溝	—	$< 3.2 \times 10^{-4}$	$< 3.6 \times 10^{-4}$	—	$< 5.6 \times 10^{-4}$	$< 3.3 \times 10^{-4}$	$< 2.4 \times 10^{-4}$	$< 3.2 \times 10^{-4}$	$< 1.6 \times 10^{-4}$	—
	1994年1月	出口	—	$< 2.8 \times 10^{-4}$	$< 2.9 \times 10^{-4}$	—	$< 5.2 \times 10^{-4}$	$< 3.2 \times 10^{-4}$	$< 2.2 \times 10^{-4}$	$< 2.7 \times 10^{-4}$	$< 1.7 \times 10^{-4}$	—

() : 化学分析 — : 測定未実験

Table A.4.4-4(c) 環境試料中の放射性核種濃度

(東海研究所, 1993年度)

種類	採取年月	採取地点	^{54}Mn	^{60}Co	^{95}Zr	^{95}Nb	^{106}Ru	^{137}Cs	^{144}Ce	単位
1993年5月 東海研究構内	< 2.9×10 ⁻⁴	< 2.8×10 ⁻⁴	< 5.6×10 ⁻⁴	< 3.7×10 ⁻⁴	< 2.3×10 ⁻³	< 8.5×10 ⁻⁴	< 2.1×10 ⁻³	$Bq/g_{干}$		
	< 3.2×10 ⁻⁴	< 3.0×10 ⁻⁴	< 6.3×10 ⁻⁴	< 4.4×10 ⁻⁴	< 2.6×10 ⁻³	< 9.6×10 ⁻⁴	< 2.3×10 ⁻³			
1993年5月 東海村石神	< 4.1×10 ⁻⁴	< 3.7×10 ⁻⁴	< 9.6×10 ⁻⁴	< 7.0×10 ⁻⁴	< 3.6×10 ⁻³	< 2.0×10 ⁻²	< 3.3×10 ⁻³	$Bq/g_{干}$		
	< 5.2×10 ⁻⁴	< 4.8×10 ⁻⁴	< 1.1×10 ⁻³	< 7.8×10 ⁻⁴	< 4.4×10 ⁻⁴	< 1.9×10 ⁻²	< 3.6×10 ⁻³			
1993年5月 東海村龜下	< 5.2×10 ⁻⁴	< 4.8×10 ⁻⁴	< 1.1×10 ⁻³	< 8.5×10 ⁻⁴	< 4.1×10 ⁻³	< 7.4×10 ⁻³	< 2.7×10 ⁻³	$Bq/g_{干}$		
	< 4.8×10 ⁻⁴	< 5.2×10 ⁻⁴	< 1.3×10 ⁻³	< 9.3×10 ⁻⁴	< 5.2×10 ⁻³	< 1.1×10 ⁻²	< 4.1×10 ⁻³			
1993年5月 東海村須和間	< 4.8×10 ⁻⁴	< 4.1×10 ⁻⁴	< 1.0×10 ⁻³	< 7.0×10 ⁻⁴	< 4.1×10 ⁻³	< 8.1×10 ⁻³	< 2.7×10 ⁻³	$Bq/g_{干}$		
	< 4.8×10 ⁻⁴	< 4.4×10 ⁻⁴	< 1.0×10 ⁻³	< 7.0×10 ⁻⁴	< 5.2×10 ⁻³	< 6.7×10 ⁻²	< 3.7×10 ⁻³			
1993年5月 勝田市稻田	< 4.1×10 ⁻⁴	< 3.3×10 ⁻⁴	< 9.3×10 ⁻⁴	< 7.0×10 ⁻⁴	< 4.1×10 ⁻³	< 2.6×10 ⁻²	< 3.3×10 ⁻³	$Bq/g_{干}$		
	< 6.7×10 ⁻⁴	< 5.9×10 ⁻⁴	< 1.3×10 ⁻³	< 9.3×10 ⁻⁴	< 4.4×10 ⁻³	< 7.0×10 ⁻²	< 5.6×10 ⁻³			
1993年5月 勝田市高場	< 4.1×10 ⁻⁴	< 3.2×10 ⁻⁴	< 8.9×10 ⁻⁴	< 6.7×10 ⁻⁴	< 3.5×10 ⁻³	< 2.6×10 ⁻²	< 3.3×10 ⁻³	$Bq/g_{干}$		
	< 3.7×10 ⁻⁴	< 4.4×10 ⁻⁴	< 9.3×10 ⁻⁴	< 6.7×10 ⁻⁴	< 3.7×10 ⁻³	< 2.4×10 ⁻²	< 2.9×10 ⁻³			
1993年5月 勝田市宮前	< 4.4×10 ⁻⁴	< 3.7×10 ⁻⁴	< 9.3×10 ⁻⁴	< 8.1×10 ⁻⁴	< 3.6×10 ⁻³	< 1.7×10 ⁻²	< 2.4×10 ⁻³	$Bq/g_{干}$		
	< 6.7×10 ⁻⁴	< 6.3×10 ⁻⁴	< 1.4×10 ⁻³	< 9.6×10 ⁻⁴	< 5.9×10 ⁻³	< 1.1×10 ⁻²	< 5.9×10 ⁻³			
1993年5月 那珂町横堀	< 3.3×10 ⁻⁴	< 3.7×10 ⁻⁴	< 9.6×10 ⁻⁴	< 7.0×10 ⁻⁴	< 3.3×10 ⁻³	< 3.7×10 ⁻³	< 3.2×10 ⁻³	$Bq/g_{干}$		
	< 3.6×10 ⁻⁴	< 3.7×10 ⁻⁴	< 9.6×10 ⁻⁴	< 6.7×10 ⁻⁴	< 3.7×10 ⁻³	< 6.3×10 ⁻³	< 3.4×10 ⁻³			
1993年5月 那珂研究構内	< 5.6×10 ⁻⁴	< 5.2×10 ⁻⁴	< 1.3×10 ⁻³	< 1.0×10 ⁻³	< 4.4×10 ⁻³	< 2.5×10 ⁻³	< 3.1×10 ⁻³	$Bq/g_{干}$		
	< 3.3×10 ⁻⁴	< 4.1×10 ⁻⁴	< 1.0×10 ⁻³	< 7.8×10 ⁻⁴	< 4.1×10 ⁻³	< 1.4×10 ⁻³	< 3.7×10 ⁻³			

Table A.4.4-5 大気塵埃中の放射性核種濃度

(東海研究所, 1993年度)

採取年月	⁷ Be	⁵⁴ Mn	⁶⁰ Co	⁸⁵ Zr	⁹⁵ Nb	¹⁰⁶ Ru	¹³⁷ Cs	¹⁴⁴ Ce
1993年4月	3.7×10^{-9}	$<9.6 \times 10^{-12}$	$<9.6 \times 10^{-12}$	$<2.2 \times 10^{-11}$	$<1.8 \times 10^{-11}$	$<7.0 \times 10^{-11}$	$<8.1 \times 10^{-12}$	$<3.4 \times 10^{-11}$
5月	3.4×10^{-9}	$<8.1 \times 10^{-12}$	$<8.1 \times 10^{-12}$	$<1.9 \times 10^{-11}$	$<1.5 \times 10^{-11}$	$<6.7 \times 10^{-11}$	$<7.4 \times 10^{-12}$	$<3.1 \times 10^{-11}$
6月	2.1×10^{-9}	$<8.5 \times 10^{-12}$	$<8.1 \times 10^{-12}$	$<1.9 \times 10^{-11}$	$<1.3 \times 10^{-11}$	$<6.2 \times 10^{-11}$	$<7.4 \times 10^{-12}$	$<3.4 \times 10^{-11}$
7月	1.4×10^{-9}	$<7.4 \times 10^{-12}$	$<8.1 \times 10^{-12}$	$<1.7 \times 10^{-11}$	$<1.3 \times 10^{-11}$	$<5.6 \times 10^{-11}$	$<7.0 \times 10^{-12}$	$<2.7 \times 10^{-11}$
8月	2.2×10^{-9}	$<8.5 \times 10^{-12}$	$<8.5 \times 10^{-12}$	$<2.0 \times 10^{-11}$	$<1.5 \times 10^{-11}$	$<6.7 \times 10^{-11}$	$<7.8 \times 10^{-12}$	$<3.6 \times 10^{-11}$
9月	3.1×10^{-9}	$<8.5 \times 10^{-12}$	$<8.5 \times 10^{-12}$	$<2.0 \times 10^{-11}$	$<1.5 \times 10^{-11}$	$<6.7 \times 10^{-11}$	$<7.8 \times 10^{-12}$	$<3.7 \times 10^{-11}$
10月	4.1×10^{-9}	$<8.1 \times 10^{-12}$	$<8.9 \times 10^{-12}$	$<1.9 \times 10^{-11}$	$<1.3 \times 10^{-11}$	$<7.0 \times 10^{-11}$	$<8.1 \times 10^{-12}$	$<3.4 \times 10^{-11}$
11月	4.1×10^{-9}	$<9.3 \times 10^{-12}$	$<8.9 \times 10^{-12}$	$<1.9 \times 10^{-11}$	$<1.5 \times 10^{-11}$	$<7.0 \times 10^{-11}$	$<8.1 \times 10^{-12}$	$<4.1 \times 10^{-11}$
12月	3.0×10^{-9}	$<7.4 \times 10^{-12}$	$<8.1 \times 10^{-12}$	$<1.7 \times 10^{-11}$	$<1.3 \times 10^{-11}$	$<6.3 \times 10^{-11}$	$<7.4 \times 10^{-12}$	$<3.1 \times 10^{-11}$
1994年1月	3.2×10^{-9}	$<8.9 \times 10^{-12}$	$<8.5 \times 10^{-12}$	$<1.9 \times 10^{-11}$	$<1.2 \times 10^{-11}$	$<6.7 \times 10^{-11}$	$<8.5 \times 10^{-12}$	$<4.1 \times 10^{-11}$
2月	3.6×10^{-9}	$<8.9 \times 10^{-12}$	$<9.3 \times 10^{-12}$	$<2.2 \times 10^{-11}$	$<1.6 \times 10^{-11}$	$<7.0 \times 10^{-11}$	$<8.1 \times 10^{-12}$	$<4.1 \times 10^{-11}$
3月	4.1×10^{-9}	$<8.1 \times 10^{-12}$	$<8.1 \times 10^{-12}$	$<1.8 \times 10^{-11}$	$<1.3 \times 10^{-11}$	$<6.3 \times 10^{-11}$	$<7.8 \times 10^{-12}$	$<3.6 \times 10^{-11}$

注：採取地点はモニタリングステーションNo.3（須和間）である。

(単位 : Bq/cm³)

Table A.4.4-6 降下塵中の核種別放射能

(東海研究所, 1993年度)

採取年月	⁷ Be	⁵⁴ Mn	⁶⁰ Co	⁸⁵ Zr	⁹⁵ Nb	¹⁰⁶ Ru	¹³⁷ Cs	¹⁴⁴ Ce
1993年4月	1.6×10^8	$<8.9 \times 10^4$	$<8.9 \times 10^4$	$<1.9 \times 10^5$	$<1.5 \times 10^5$	$<7.3 \times 10^5$	$<7.4 \times 10^4$	$<4.1 \times 10^5$
5月	1.9×10^8	$<8.9 \times 10^4$	$<8.9 \times 10^4$	$<1.9 \times 10^5$	$<1.3 \times 10^5$	$<7.0 \times 10^5$	$<8.9 \times 10^4$	$<4.2 \times 10^5$
6月	1.9×10^8	$<8.1 \times 10^4$	$<9.6 \times 10^4$	$<1.8 \times 10^5$	$<1.2 \times 10^5$	$<7.5 \times 10^5$	$<8.9 \times 10^4$	$<4.1 \times 10^5$
7月	1.8×10^8	$<8.1 \times 10^4$	$<8.1 \times 10^4$	$<1.7 \times 10^5$	$<1.2 \times 10^5$	$<7.0 \times 10^5$	$<8.1 \times 10^4$	$<4.7 \times 10^5$
8月	1.4×10^8	$<7.3 \times 10^4$	$<6.3 \times 10^4$	$<1.6 \times 10^5$	$<1.1 \times 10^5$	$<6.0 \times 10^5$	$<6.8 \times 10^4$	$<5.4 \times 10^5$
9月	1.9×10^8	$<8.9 \times 10^4$	$<8.9 \times 10^4$	$<2.0 \times 10^5$	$<1.3 \times 10^5$	$<7.4 \times 10^5$	$<8.9 \times 10^4$	$<4.8 \times 10^5$
10月	1.9×10^8	$<6.8 \times 10^4$	$<7.0 \times 10^4$	$<1.6 \times 10^5$	$<1.2 \times 10^5$	$<6.0 \times 10^5$	$<6.9 \times 10^4$	$<5.6 \times 10^5$
11月	1.4×10^8	$<8.9 \times 10^4$	$<8.9 \times 10^4$	$<1.9 \times 10^5$	$<1.3 \times 10^5$	$<7.4 \times 10^5$	$<9.6 \times 10^4$	$<4.7 \times 10^5$
12月	$<5.0 \times 10^8$	$<9.6 \times 10^4$	$<9.6 \times 10^4$	$<2.1 \times 10^5$	$<1.3 \times 10^5$	$<7.4 \times 10^5$	$<9.6 \times 10^4$	$<4.7 \times 10^5$
1994年1月	1.3×10^8	$<8.1 \times 10^4$	$<9.6 \times 10^4$	$<1.7 \times 10^5$	$<1.2 \times 10^5$	$<6.6 \times 10^5$	$<8.9 \times 10^4$	$<4.7 \times 10^5$
2月	1.0×10^8	$<8.9 \times 10^4$	$<1.0 \times 10^5$	$<1.9 \times 10^5$	$<1.2 \times 10^5$	$<7.4 \times 10^5$	$<9.6 \times 10^4$	$<4.5 \times 10^5$
3月	9.6×10^7	$<8.9 \times 10^4$	$<8.9 \times 10^4$	$<2.1 \times 10^5$	$<1.5 \times 10^5$	$<7.2 \times 10^5$	$<9.6 \times 10^4$	$<4.7 \times 10^5$

(単位 : Bq/km²)

A.4.5 排気、排水及び環境試料の化学分析

(1) 気体廃棄物及び液体廃棄物中の ^{89}Sr の化学分析

1992年度と同様に「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、東海研究所の主要施設から放出される気体廃棄物及び液体廃棄物中の ^{89}Sr と ^{90}Sr の放射能濃度を化学分析により測定した。

測定結果は、次のとおりである。すなわち、 ^{89}Sr については、いずれの施設の気体廃棄物、液体廃棄物ともに検出下限値以下の値であった。また ^{90}Sr については、いくつかの施設の液体廃棄物と第1四半期のホットラボ（副排気口）、第2四半期の圧縮処理施設、第3四半期の再処理（スタック I）及び電源特会施設の気体廃棄物中に検出下限値を超える値が測定された。しかし、これらの値はいずれも排気、排水に係る濃度限度以下の値であった。測定結果を、Table A.4.5-1 及び Table A.4.5-2 に示す。

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

茨城県東海地区環境放射線監視計画に基づき、海洋試料（海水、魚、海底土）と農産物試料（ほうれん草、精米）中の ^{90}Sr 及び $^{239+240}\text{Pu}$ の放射能濃度を化学分析により測定した。その結果を、Table A.4.4-4(a)及びTable A.4.4-4(b)に示す。

ほうれん草中の ^{90}Sr 及び海底土中の $^{239+240}\text{Pu}$ が検出下限値を超えて測定されたがこれらの値は例年の測定結果とほぼ同様であり、異常な値ではない。その他の環境試料については、 ^{90}Sr 、 $^{239+240}\text{Pu}$ ともに検出下限値以下であった。

(服部 隆充)

Table A.4.5-1 気体廃棄物中の ^{89}Sr , ^{90}Sr 排出濃度(東海研究所, 1993年度) (単位: Bq/cm³)

建家名	第1四半期			第2四半期			第3四半期			第4四半期		
	^{89}Sr	^{90}Sr										
ホトトボ(主排気口)	< 7.7×10 ⁻¹²	< 2.1×10 ⁻¹²	< 5.1×10 ⁻¹²	< 1.4×10 ⁻¹²	< 5.0×10 ⁻¹²	< 1.5×10 ⁻¹²	< 4.9×10 ⁻¹²	< 1.4×10 ⁻¹²	< 4.9×10 ⁻¹²	< 1.4×10 ⁻¹²	< 4.9×10 ⁻¹²	< 1.5×10 ⁻¹²
ホトトボ(副排気口)	< 9.4×10 ⁻¹²	1.1×10 ⁻¹¹	< 5.1×10 ⁻¹²	< 1.4×10 ⁻¹²	< 4.9×10 ⁻¹²	< 1.4×10 ⁻¹²	< 4.9×10 ⁻¹²	< 1.4×10 ⁻¹²	< 4.9×10 ⁻¹²	< 1.5×10 ⁻¹²	< 4.9×10 ⁻¹²	< 1.5×10 ⁻¹²
J R R - 2	< 1.7×10 ⁻¹¹	< 3.8×10 ⁻¹²	< 1.2×10 ⁻¹¹	< 3.5×10 ⁻¹²	< 1.0×10 ⁻¹¹	< 2.9×10 ⁻¹²	< 8.1×10 ⁻¹²	< 8.1×10 ⁻¹²	< 8.1×10 ⁻¹²	< 2.3×10 ⁻¹²	< 8.1×10 ⁻¹²	< 2.3×10 ⁻¹²
R1棟(300番)	< 8.5×10 ⁻¹²	< 1.9×10 ⁻¹²	< 5.8×10 ⁻¹²	< 1.6×10 ⁻¹²	< 5.1×10 ⁻¹²	< 1.5×10 ⁻¹²	< 5.6×10 ⁻¹²	< 5.6×10 ⁻¹²	< 5.6×10 ⁻¹²	< 1.6×10 ⁻¹²	< 5.6×10 ⁻¹²	< 1.6×10 ⁻¹²
実験利用棟	< 9.3×10 ⁻¹²	< 2.4×10 ⁻¹²	< 4.8×10 ⁻¹²	< 1.3×10 ⁻¹²	< 5.4×10 ⁻¹²	< 1.5×10 ⁻¹²	< 5.7×10 ⁻¹²	< 5.7×10 ⁻¹²	< 5.7×10 ⁻¹²	< 1.5×10 ⁻¹²	< 5.7×10 ⁻¹²	< 1.5×10 ⁻¹²
J R R - 3	< 6.1×10 ⁻¹²	< 1.7×10 ⁻¹²	< 5.0×10 ⁻¹²	< 1.4×10 ⁻¹²	< 5.3×10 ⁻¹²	< 1.5×10 ⁻¹²	< 5.0×10 ⁻¹²	< 5.0×10 ⁻¹²	< 5.0×10 ⁻¹²	< 1.4×10 ⁻¹²	< 5.0×10 ⁻¹²	< 1.4×10 ⁻¹²
J R R - 4	< 5.9×10 ⁻¹¹	< 1.7×10 ⁻¹¹	< 2.3×10 ⁻¹¹	< 6.4×10 ⁻¹²	< 2.4×10 ⁻¹¹	< 6.8×10 ⁻¹²	< 6.8×10 ⁻¹²	< 6.8×10 ⁻¹²	< 6.8×10 ⁻¹²	< 6.4×10 ⁻¹²	< 6.4×10 ⁻¹²	< 6.4×10 ⁻¹²
再処理(2号II)	< 3.4×10 ⁻¹²	< 9.4×10 ⁻¹³	< 2.8×10 ⁻¹²	< 7.7×10 ⁻¹³	< 2.9×10 ⁻¹²	< 1.2×10 ⁻¹²	< 2.4×10 ⁻¹²	< 2.4×10 ⁻¹²	< 2.4×10 ⁻¹²	< 6.9×10 ⁻¹³	< 2.4×10 ⁻¹²	< 6.9×10 ⁻¹³
再処理(3号II)	< 3.4×10 ⁻¹²	< 9.3×10 ⁻¹³	< 2.5×10 ⁻¹²	< 7.0×10 ⁻¹³	< 2.6×10 ⁻¹²	< 7.7×10 ⁻¹³	< 2.4×10 ⁻¹²	< 2.4×10 ⁻¹²	< 2.4×10 ⁻¹²	< 7.1×10 ⁻¹³	< 2.4×10 ⁻¹²	< 7.1×10 ⁻¹³
液体処理(低レベル)	< 1.3×10 ⁻¹¹	< 3.9×10 ⁻¹²	< 1.3×10 ⁻¹¹	< 3.5×10 ⁻¹²	< 1.5×10 ⁻¹¹	< 4.2×10 ⁻¹²	< 4.2×10 ⁻¹²	< 4.2×10 ⁻¹²	< 4.2×10 ⁻¹²	< 3.1×10 ⁻¹²	< 3.1×10 ⁻¹²	< 3.1×10 ⁻¹²
液体処理(中レベル)	< 1.3×10 ⁻¹¹	< 3.6×10 ⁻¹²	< 1.3×10 ⁻¹¹	< 3.4×10 ⁻¹²	< 1.2×10 ⁻¹¹	< 3.4×10 ⁻¹²	< 1.2×10 ⁻¹¹	< 3.4×10 ⁻¹²	< 3.4×10 ⁻¹²	< 3.2×10 ⁻¹²	< 3.2×10 ⁻¹²	< 3.2×10 ⁻¹²
圧縮処理施設	< 1.4×10 ⁻¹¹	< 3.7×10 ⁻¹²	< 1.3×10 ⁻¹¹	< 3.9×10 ⁻¹²	< 1.3×10 ⁻¹¹	< 3.5×10 ⁻¹²	< 3.5×10 ⁻¹²	< 3.5×10 ⁻¹²	< 3.5×10 ⁻¹²	< 3.2×10 ⁻¹²	< 3.2×10 ⁻¹²	< 3.2×10 ⁻¹²
第1廃棄物処理棟	< 1.2×10 ⁻¹¹	< 3.6×10 ⁻¹²	< 1.1×10 ⁻¹¹	< 3.2×10 ⁻¹²	< 1.2×10 ⁻¹¹	< 3.3×10 ⁻¹²	< 1.0×10 ⁻¹¹	< 1.0×10 ⁻¹¹	< 1.0×10 ⁻¹¹	< 3.1×10 ⁻¹²	< 3.1×10 ⁻¹²	< 3.1×10 ⁻¹²
第2廃棄物処理棟	< 2.7×10 ⁻¹²	< 8.1×10 ⁻¹³	< 2.7×10 ⁻¹²	< 7.1×10 ⁻¹³	< 2.8×10 ⁻¹²	< 8.2×10 ⁻¹³	< 2.5×10 ⁻¹²	< 2.5×10 ⁻¹²	< 2.5×10 ⁻¹²	< 7.4×10 ⁻¹³	< 7.4×10 ⁻¹³	< 7.4×10 ⁻¹³
汚染除去場	< 1.3×10 ⁻¹¹	< 3.7×10 ⁻¹²	< 1.2×10 ⁻¹¹	< 3.1×10 ⁻¹²	< 1.2×10 ⁻¹¹	< 3.3×10 ⁻¹²	< 3.3×10 ⁻¹²	< 3.3×10 ⁻¹²	< 3.3×10 ⁻¹²	< 1.2×10 ⁻¹¹	< 3.3×10 ⁻¹²	< 3.3×10 ⁻¹²
W A S T E F	< 3.2×10 ⁻¹²	< 9.4×10 ⁻¹³	< 2.4×10 ⁻¹²	< 6.5×10 ⁻¹³	< 3.0×10 ⁻¹²	< 8.5×10 ⁻¹³	< 2.7×10 ⁻¹²	< 2.7×10 ⁻¹²	< 2.7×10 ⁻¹²	< 7.1×10 ⁻¹³	< 7.1×10 ⁻¹³	< 7.1×10 ⁻¹³
環境汚染ソリューション	< 3.3×10 ⁻¹²	< 9.5×10 ⁻¹³	< 2.7×10 ⁻¹²	< 7.1×10 ⁻¹³	< 3.4×10 ⁻¹²	< 9.6×10 ⁻¹³	< 2.4×10 ⁻¹²	< 2.4×10 ⁻¹²	< 2.4×10 ⁻¹²	< 6.9×10 ⁻¹³	< 6.9×10 ⁻¹³	< 6.9×10 ⁻¹³
J P D R	< 3.6×10 ⁻¹³	< 7.7×10 ⁻¹²	< 2.1×10 ⁻¹¹	< 5.7×10 ⁻¹²	< 1.8×10 ⁻¹¹	< 4.9×10 ⁻¹²	< 1.6×10 ⁻¹¹	< 1.6×10 ⁻¹¹	< 1.6×10 ⁻¹¹	< 4.7×10 ⁻¹²	< 4.7×10 ⁻¹²	< 4.7×10 ⁻¹²
電源特会施設	< 1.4×10 ⁻¹¹	< 4.1×10 ⁻¹²	< 1.2×10 ⁻¹¹	< 3.2×10 ⁻¹²	< 1.6×10 ⁻¹¹	< 7.9×10 ⁻¹²	< 1.2×10 ⁻¹¹	< 1.2×10 ⁻¹¹	< 1.2×10 ⁻¹¹	< 3.3×10 ⁻¹²	< 3.3×10 ⁻¹²	< 3.3×10 ⁻¹²
N S R R	< 4.8×10 ⁻¹¹	< 1.1×10 ⁻¹¹	< 1.2×10 ⁻¹¹	< 3.4×10 ⁻¹²	< 1.1×10 ⁻¹¹	< 3.5×10 ⁻¹²	< 1.1×10 ⁻¹¹	< 1.1×10 ⁻¹¹	< 1.1×10 ⁻¹¹	< 3.2×10 ⁻¹²	< 3.2×10 ⁻¹²	< 3.2×10 ⁻¹²
実用燃料試験施設	< 3.1×10 ⁻¹²	< 8.1×10 ⁻¹³	< 2.5×10 ⁻¹²	< 6.6×10 ⁻¹³	< 2.8×10 ⁻¹²	< 7.9×10 ⁻¹³	< 2.7×10 ⁻¹²	< 2.7×10 ⁻¹²	< 2.7×10 ⁻¹²	< 7.2×10 ⁻¹³	< 7.2×10 ⁻¹³	< 7.2×10 ⁻¹³
処理処分開発棟	< 2.0×10 ⁻¹¹	< 5.4×10 ⁻¹²	< 1.5×10 ⁻¹¹	< 4.1×10 ⁻¹²	< 1.5×10 ⁻¹¹	< 4.5×10 ⁻¹²	< 1.6×10 ⁻¹¹	< 1.6×10 ⁻¹¹	< 1.6×10 ⁻¹¹	< 4.3×10 ⁻¹²	< 4.3×10 ⁻¹²	< 4.3×10 ⁻¹²
極低焼却炉	< 5.9×10 ⁻¹¹	< 1.6×10 ⁻¹¹	< 5.6×10 ⁻¹¹	< 1.4×10 ⁻¹¹	< 5.5×10 ⁻¹¹	< 1.5×10 ⁻¹¹	< 5.5×10 ⁻¹¹	< 1.5×10 ⁻¹¹	< 5.5×10 ⁻¹¹	< 1.0×10 ⁻¹¹	< 3.8×10 ⁻¹¹	< 1.0×10 ⁻¹¹

Table A.4.5-2 液体廃棄物中の ^{89}Sr , ^{90}Sr 排出濃度

建家名	第1四半期			第2四半期			第3四半期			第4四半期		
	^{89}Sr	^{90}Sr										
第3研究棟	< 4.4×10 ⁻⁴	7.4×10 ⁻⁴	< 4.8×10 ⁻⁴	5.7×10 ⁻⁴	—	—	—	—	< 4.6×10 ⁻⁴	< 1.2×10 ⁻⁴	< 4.1×10 ⁻⁴	< 1.0×10 ⁻⁴
第4研究棟	< 3.1×10 ⁻⁴	1.2×10 ⁻⁴	< 5.0×10 ⁻⁴	6.4×10 ⁻⁴	< 2.6×10 ⁻⁴	< 8.0×10 ⁻⁶	< 4.1×10 ⁻⁴	< 4.1×10 ⁻⁴	—	—	—	—
金特研	< 5.5×10 ⁻⁴	7.1×10 ⁻⁴	< 4.7×10 ⁻⁴	5.2×10 ⁻⁴	< 5.4×10 ⁻⁴	< 1.1×10 ⁻³	< 4.2×10 ⁻⁴	< 4.2×10 ⁻⁴	< 4.2×10 ⁻⁴	< 1.0×10 ⁻⁴	< 1.0×10 ⁻⁴	—
JRR-1	< 2.8×10 ⁻⁴	< 8.3×10 ⁻⁵	< 4.0×10 ⁻⁴	< 1.1×10 ⁻⁴	< 2.8×10 ⁻⁴	< 8.1×10 ⁻⁶	—	—	—	—	—	—
JRR-2	< 4.0×10 ⁻⁴	3.6×10 ⁻⁴	< 1.0×10 ⁻⁴	< 2.9×10 ⁻⁴	< 1.0×10 ⁻⁴	< 7.4×10 ⁻⁶	< 7.4×10 ⁻⁶	< 7.4×10 ⁻⁶	< 3.6×10 ⁻⁴	5.1×10 ⁻⁴	—	—
R-1	< 3.3×10 ⁻⁴	< 8.4×10 ⁻⁵	< 3.4×10 ⁻⁴	< 1.1×10 ⁻⁴	< 3.1×10 ⁻⁴	< 8.4×10 ⁻⁶	< 8.4×10 ⁻⁶	< 8.4×10 ⁻⁶	< 4.4×10 ⁻⁴	< 1.0×10 ⁻⁴	< 4.4×10 ⁻⁴	—
実験利用棟	< 3.1×10 ⁻⁴	< 8.6×10 ⁻⁵	< 3.8×10 ⁻⁴	< 1.2×10 ⁻⁴	< 2.8×10 ⁻⁴	< 7.7×10 ⁻⁵	< 7.7×10 ⁻⁵	< 7.7×10 ⁻⁵	< 4.4×10 ⁻⁴	< 1.1×10 ⁻⁴	< 4.4×10 ⁻⁴	—
JRR-3	< 3.4×10 ⁻⁴	1.4×10 ⁻⁴	< 3.6×10 ⁻⁴	< 1.2×10 ⁻⁴	< 3.3×10 ⁻⁴	< 1.4×10 ⁻⁴	< 1.4×10 ⁻⁴	< 1.4×10 ⁻⁴	< 4.4×10 ⁻⁴	< 1.1×10 ⁻⁴	< 4.5×10 ⁻⁴	—
JRR-4	< 3.0×10 ⁻⁴	< 8.5×10 ⁻⁵	< 3.6×10 ⁻⁴	< 1.2×10 ⁻⁴	< 2.5×10 ⁻⁴	< 7.8×10 ⁻⁵	< 7.8×10 ⁻⁵	< 7.8×10 ⁻⁵	< 4.5×10 ⁻⁴	< 1.1×10 ⁻⁴	< 4.5×10 ⁻⁴	—
再処理特研	< 8.7×10 ⁻⁴	3.0×10 ⁻³	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
液体処理施設	< 2.8×10 ⁻⁴	< 8.4×10 ⁻⁵	< 3.9×10 ⁻⁴	< 1.1×10 ⁻⁴	< 3.4×10 ⁻⁴	< 2.0×10 ⁻⁴	< 2.0×10 ⁻⁴	< 2.0×10 ⁻⁴	< 2.8×10 ⁻⁴	< 8.5×10 ⁻⁶	—	—
圧縮処理施設	< 1.4×10 ⁻³	9.7×10 ⁻³	< 4.0×10 ⁻⁴	< 1.2×10 ⁻⁴	< 5.1×10 ⁻⁴	< 7.4×10 ⁻⁴	< 7.4×10 ⁻⁴	< 7.4×10 ⁻⁴	—	—	—	—
第1廃棄物処理棟	< 2.6×10 ⁻⁴	< 8.2×10 ⁻⁵	< 3.6×10 ⁻⁴	< 1.1×10 ⁻⁴	< 2.8×10 ⁻⁴	< 8.3×10 ⁻⁵	< 2.6×10 ⁻⁴	< 2.6×10 ⁻⁴	< 8.4×10 ⁻⁵	< 8.4×10 ⁻⁵	—	—
第2廃棄物処理棟	< 2.8×10 ⁻⁴	< 8.4×10 ⁻⁵	< 4.9×10 ⁻⁴	4.0×10 ⁻⁴	< 2.9×10 ⁻⁴	< 7.9×10 ⁻⁵	< 4.7×10 ⁻⁴	< 4.7×10 ⁻⁴	7.4×10 ⁻⁴	7.4×10 ⁻⁴	—	—
汚染除去場	< 8.5×10 ⁻⁴	3.2×10 ⁻³	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
WASTEF	< 1.2×10 ⁻³	8.0×10 ⁻³	< 1.7×10 ⁻³	1.2×10 ⁻²	—	—	—	—	—	—	—	—
環境シミュレーショ	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
電源特会施設	< 3.0×10 ⁻⁴	< 8.3×10 ⁻⁵	< 4.0×10 ⁻⁴	< 1.0×10 ⁻⁴	< 2.8×10 ⁻⁴	< 8.0×10 ⁻⁶	< 2.8×10 ⁻⁴	< 2.8×10 ⁻⁴	< 8.3×10 ⁻⁶	< 8.3×10 ⁻⁶	< 8.5×10 ⁻⁶	< 8.5×10 ⁻⁶
JPD-R	< 3.1×10 ⁻⁴	< 8.5×10 ⁻⁵	< 3.6×10 ⁻⁴	< 1.2×10 ⁻⁴	< 2.7×10 ⁻⁴	< 7.4×10 ⁻⁵	< 2.8×10 ⁻⁴	< 2.8×10 ⁻⁴	< 7.6×10 ⁻⁶	< 7.6×10 ⁻⁶	< 8.6×10 ⁻⁶	< 8.6×10 ⁻⁶
処理処分開発棟	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
NSR-R	< 3.2×10 ⁻⁴	< 8.4×10 ⁻⁵	< 4.9×10 ⁻⁴	5.1×10 ⁻⁴	< 2.5×10 ⁻⁴	< 7.3×10 ⁻⁶	< 3.1×10 ⁻⁴	< 3.1×10 ⁻⁴	—	—	—	—
極低レベル	—	< 4.3×10 ⁻⁴	< 1.2×10 ⁻⁴	—	—	—	—	—	—	—	—	—

1 A.5 放射線計測器の管理

A.5.1 概 要

サーベイメータ、環境放射線監視システム及び施設の放射線管理用モニタ等、放射線計測器の定期点検、校正を年次計画に基づき年2回実施した。また、故障修理時の維持管理に努め、稼働率の向上を図った。

老朽化したサーベイメータは、更新計画にしたがって1993年度、34台更新した。また、サーベイメータ自動校正装置の校正台車、制御器、監視装置等の更新及びHF-420型X線発生装置の管球交換を実施した。

放射線管理用モニタ更新のうち、第2廃棄物処理棟、ホットラボ等の5施設15系統について、放射線管理担当課に協力して整備した。また、NSRRナトリウム実験棟のガンマ線エリアモニタの整備を実施した。

東海研究所における環境管理及び施設放射線管理用の各種試料について、測定と評価を滞りなく実施した。また、放射能試料自動測定解析装置の更新を継続実施した。

(村上 博幸)

A.5.2 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。1993年度の東海研究所における校正台数は、他課室からの校正台数を含め、1482台であった。これらの内訳をTable A.5.2-1に示す。また、フィルムバッジ、TLD等の基準照射は87回実施した。

他課室からの依頼試験としては、アラームメータの校正が633台、照射線量計の校正及びBF₃管の感度試験等が11件、TLD、ガラス線量計等の基準照射を1210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。

放射線標準施設棟の照射設備の維持管理としては、⁵⁷Co(3.7 GBq)線源の更新、HF420型X線発生装置の管球破損による交換作業を実施した。また、サーベイメータ自動校正装置の校正台車、制御器、監視装置等の更新を実施した。

(清水 滋)

Table A.5.2-1 サーベイメータ校正台数の内訳
(東海研究所, 1993年度)

サーベイメータ機器名	現有台数 (台)	校正台数 (台)
GM管式サーベイメータ	216	385
電離箱式サーベイメータ	211	313
β 線表面汚染検査計	247	439
α 線表面汚染検査計	118	185
中性子サーベイメータ	18	15
レムカウンタ	21	20
NaIシンチレーション式サーベイメータ	15	15
テレテクタ	22	39
ガスフロー式サーベイメータ	41	65
プラスチックシンチレーション式サーベイメータ	7	6
合 計	916	1482

現有台数は、他課室保有分を含む台数である。

A.5.3 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

放射線管理第1課所管の環境放射線監視システムの定期点検・校正を実施した。放射線モニタについては年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テ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、原子力安全局による定期検査を受検した。

1993年度の故障は9件であった。主な故障原因は、検出器を加温する制御部の循環用ファンの劣化、流量計の故障及びダストサンプラーのろ紙送り、押さえ機構部の不良によるものであった。

(2) 施設放射線管理用モニタの維持管理

放射線管理第2課、放射線管理第3課のモニタについては、年2回定期点検・校正を実施（NUCEF、第3研究棟、第4研究棟及び国際交流棟のモニタは1回）した。原子炉施設等の放射線管理用モニタについては年1回原子力安全局による定期検査を受検した。

Table A.5.3-1に1993年度に発生したモニタ別の故障率を示す。

(3) モニタ更新

下記施設の放射線管理用モニタについて更新を実施した。

J P D R

ダストモニタ	1系統
ガンマ線エリアモニタ	1系統

第2廃棄物処理棟

ダストモニタ	1系統
ガンマ線エリアモニタ	6系統
可搬型エリアモニタ	1系統

ホットラボ

ハンドフットクロスモニタ	1系統
--------------	-----

V H T R C

ハンドフットクロスモニタ	1系統
--------------	-----

J R R - 1

ダストモニタ	2系統
ハンドフットクロスモニタ	1系統

(4) 新設建家放射線管理用モニタ

N S R R ナトリウム実験棟のガンマ線エリアモニタ1系統の整備を実施した。

(水書 利雄)

Table A.5.3-1 放射線管理用モニタの故障発生件数
(東海研究所, 1993年度)

モニタ名称	故障件数 (件)	故障率 (件／系統)
エリアモニタ	23	0. 08
ダストモニタ	36	0. 19
水・ガスマニタ	3	0. 04
ハンドフットクロスモニタ	20	0. 29
モニタリングポスト	2	0. 14
モニタリングステーション	7	0. 88
その他	14	—
合計	105	0. 27

A.5.4 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の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を実施した。

放射線管理試料の測定は集中計測システムで実施した。1993年度の測定件数は延べ18,191件、測定時間は延べ32,410時間で、1992年度に比べてそれぞれ4.8 %増加し、6.7 %減少した。測定件数と測定時間の測定種別、業務内容別内訳をFig. A.5.4-1に示す。

検出器や放射能試料自動測定解析装置の故障は102件発生し、233.5時間停止した。故障件数は29件増加したが、停止時間は1993年度と同程度であった。

検出器の精密校正を γ 線スペクトル測定用ゲルマニウム半導体検出器2台について実施した。この他、放射線モニタや表面汚染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82件実施した。

1993年度の放射能試料自動測定解析装置の更新（第2期）では、ワークステーションを1台、自動試料交換器制御ユニット2式、 γ 線スペクトル解析プログラムと解析データの帳票出力及び放射能試料情報登録用プログラム等を整備した。

（大井 義弘）

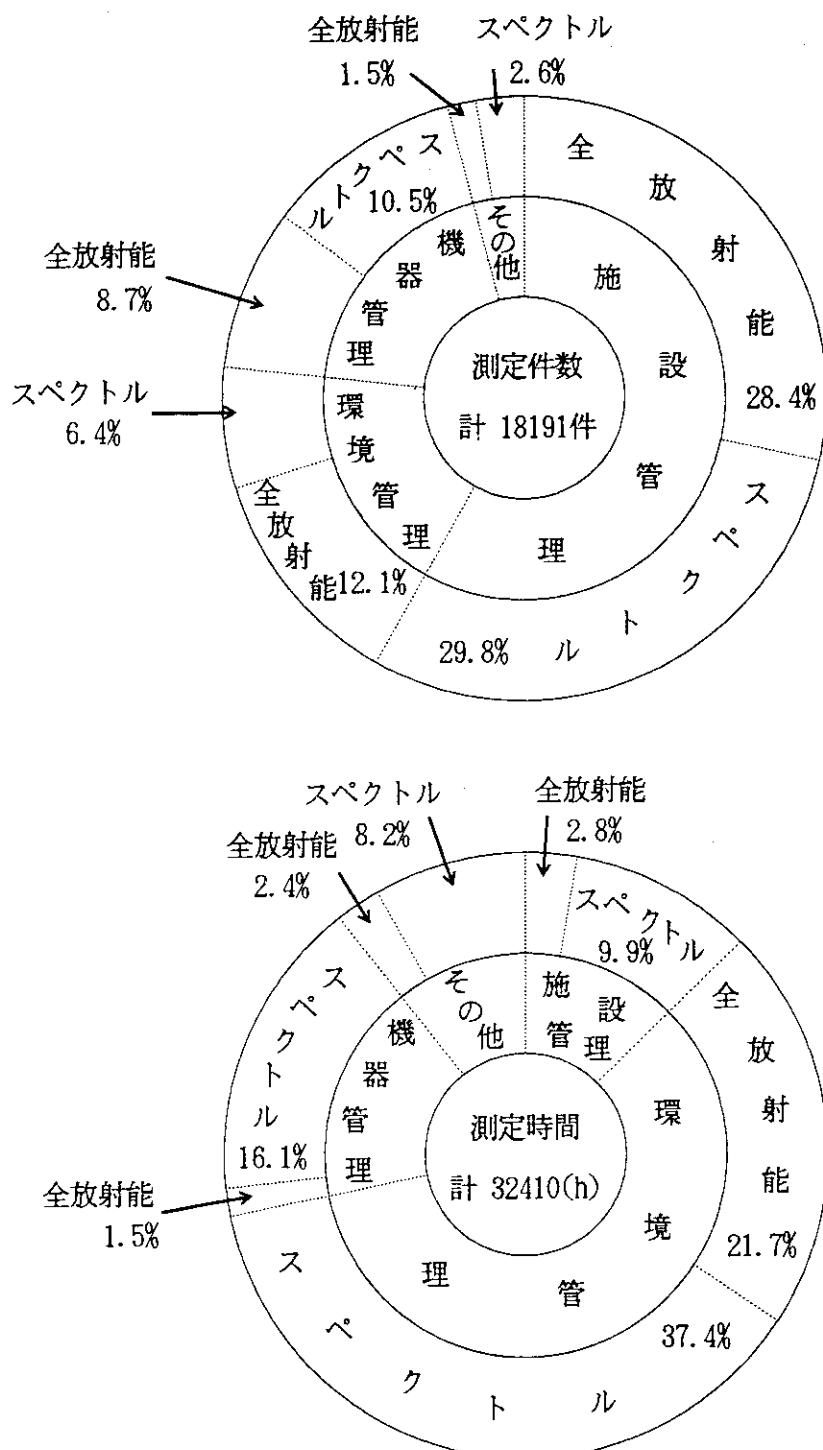


Fig. A.5.4-1 試料測定の内訳（東海研究所, 1993年度）

1 B 那珂研究所

1 B . 1 放射線管理

B. 1.1 概 要

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1992年度に引き続き実施した。

施設の放射線管理としては、JT - 60 装置による重水素放電実験運転、各種放射線発生装置の運転、定期点検、真空容器内及び周辺における実験装置等の据付工事に伴う管理を実施した。

放射線業務従事者の線量当量については、実効線量当量及び組織線量当量ともに、線量当量限度及び放射線障害予防規定に定められた警戒線量当量を超える被ばくはなかった。1993年度における実効線量当量は、最大3.8mSvであり、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。

1993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量、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基準値を十分下回った。

環境放射線監視については、事業所境界の空気吸収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 装置の重水素放電実験運転の出力上昇に伴う最終施設検査を受検し合格した。また、MeV級イオン源装置の設置についての変更許可申請を行い、許可を受けた。

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。

(中村 清宣)

B. 1.2 個人被ばく線量当量の管理

(1) 外部被ばく線量当量の管理

1993年度は、職員及び請負業者等の放射線業務従事者 883名に対して、外部被ばく線量当量の管理を実施した。その結果をTable B.1.2-1 及びTable B.1.2-2 に示す。フィルムバッジの検出下限値 (0.2 mSv) を超えたものは、JT-60 真空容器内作業に従事した166名中の38名であり、これらの平均線量当量、最大線量当量及び集団実効線量当量は、それぞれ、0.06mSv, 3.8mSv 及び52.2人・ミリシーベルトであった。

(2) 内部被ばく線量当量の管理

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33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、有意に検出された者はいなかった。

（藤岡 克治）

Table B.1.2-1 放射線業務従事者の実効線量当量状況
(那珂研究所、1993年度)

管理期間	放射線業務従事者 の人数	実効線量当量分布(人)					平均線量 (mSv)	最大線量 (mSv)	集団実効 線量当量 (person · mSv)
		検出下限線 量当量未満*	0.2 mSv 以上	1.0 mSv 以上	5.0 mSv 以上	15 mSv 以上 未満			
第1四半期	557	557	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
第2四半期	504	495	9	1	0	0	0.01	0.8	5.3
第3四半期	780	747	18	15	0	0	0.06	3.8	46.9
第4四半期	648	648	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
年間	883	845	22	16	0	0	0.06	3.8	52.2

* 検出下限線量当量: 0.2 mSv

Table B.1.2-2 放射線業務従事者の作業者区分別年間実効線量当量状況
(那珂研究所、1993年度)

作業区分	放射線業務従事者 の人数	実効線量当量分布(人)					平均線量 (mSv)	最大線量 (mSv)	集団実効 線量当量 (person · mSv)
		検出下限線 量当量未満*	0.2 mSv 以上	1.0 mSv 以上	5.0 mSv 以上	15 mSv 以上 未満			
職員等	204	191	12	1	0	0	0.03	1.1	5.9
外来研究員等	17	17	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
請負業者	662	637	10	15	0	0	0.07	3.8	46.3
全作業者	883	845	22	16	0	0	0.06	3.8	52.2

* 検出下限線量当量: 0.2 mSv

B. 1.3 施設の放射線管理

(1) 放出放射性物質の管理

1993年度にJT-60実験棟から放出された放射性塵埃及び放射性ガスの年間平均濃度並びに年間放出放射能をTable B.1.3-1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能及び廃液量並びに液体廃棄物の放出管理基準値の比較をTable B.1.3-2に示す。液体廃棄物の放出管理基準値との比較は放射線障害予防規定に定める値を十分下回る値であった。

(2) 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に入る場所及び管理区域境界並びに真空容器内第一壁等の点検・調整作業時において実施した。測定の結果、真空容器内第一壁等の点検作業時における真空容器内の線量当量率は最大 $40 \mu\text{Sv}/\text{h}$ 、真空容器内トリチウムの表面密度は最大 $1.1 \times 10^2 \text{Bq}/\text{cm}^2$ であり、それ以外の場所はバックグラウンドレベルであった。

(3) 放射性廃棄物の保管状況

1993年度に発生した放射性廃棄物は、固体廃棄物 4.4m^3 (可燃性 3.4m^3 、不燃性 1.0m^3)であり、それぞれ廃棄物保管棟の所定の場所に保管廃棄した。

(4) 放射性同位元素等の保有状況

那珂研究所における放射性同位元素等の保有状況は、中性子検出器校正用線源として1991年7月に購入された密封の放射性同位元素 ^{252}Cf 400MBq 1個である。

また、那珂研究所で使用している放射線発生装置等の種類と性能をTable B.1.3-3に示す。

(新野 二男)

Table B.1.3-1 放出された放射性塵埃・ガスの放射能濃度及び放射能

(那珂研究所, 1993年度)

項目 施設名	放射性塵埃			放射性ガス		
	核種	年間平均濃度 (Bq/cm ³)	年間放出量 (Bq)	核種	年間平均濃度 (Bq/cm ³)	年間放出量 (Bq)
JT-60実験棟	全β	$<2.2 \times 10^{-9}$	0	⁴¹ Ar ³ H	$<3.9 \times 10^{-3}$ $<7.1 \times 10^{-5}$	0 0

Table B.1.3-2 専用排水管に放出された放射能及び廃液量並びに
液体廃棄物の放出管理基準値との比較

(那珂研究所, 1993年度)

核種	放射能* (Bq)	廃液量 (m ³)	放出管理基準値 (Bq/年)	放出量	
				放出管理基準値	放出量
³ H	(1.6×10^6) (2.0×10^6)	7.9×10^1	7.4×10^7	7.4×10^7	2.2×10^{-2}
³ H以外の核種	0 (3.6×10^5)		7.4×10^6		0

* 放出放射能：検出下限濃度以上と未満の放出放射能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排出したとして放出放射能を集計し、() 内に示した。

Table B.1.3-3 放射線発生装置等の種類と性能

施設名	種類(装置名)及び性能	台数	備考
JT-60実験棟 (本体室)	プラズマ発生装置 最大プラズマ電流 : 7MA プラズマ体積 : 100~110m ³ 最大DD核融合熱出力 : 250kW (瞬時値) NBI加熱装置 最大トーラス入力 : 40MW 加圧電圧 : 120kV ICRF加熱装置 最大トーラス入力 : 10MW	1	
JT-60実験棟 (本体室計測架台内又は 計測調整室Ⅱ)	工業用エックス線装置(計測用可搬型X線域光源装置) 加速電圧 : 最大 50kV 電流 : 最大 30mA	1	放射線障害防止法 適用外
JT-60実験棟 (計測調整室Ⅱ, 本体室)	工業用エックス線装置(計測用軟X線域光源装置) 加速電圧 : 最大 30kV 電流 : 最大 10mA	1	"
JT-60実験棟 (計測準備室Ⅱの一部)	工業用エックス線装置(計測用X線域光源装置) 加速電圧 : 最大 60kV 電流 : 最大 200mA	1	"
JT-60実験棟 (計測準備室Ⅱ)	荷電粒子を加速する装置(計測器校正用荷電粒子加速装置) 加速電圧 : 最大 110kV 電流 : 最大 40μA	1	"
JT-60実験準備棟 (NBI試験室)	コッククロフト・ワルトン型加速装置 加速電圧 : 最大 1.0MV 電流 : 最大 1.0A 荷電粒子を加速する装置(粒子工学試験装置) 加速電圧 : 最大 100kV 電流 : 最大 80A	1	平成6年3月2日 許可使用に係る 変更の許可
JT-60付属実験棟* (大実験室)	荷電粒子を加速する装置(大電力ケイストロン出力試験装置) 加速電圧 : 最大 100kV 電流 : 最大 35A 荷電粒子を加速する装置(ジャイロトロン出力試験装置) 加速電圧 : 最大 100kV 電流 : 最大 35A	1	"
JT-60加熱電源棟 (高圧調整室)	荷電粒子を加速する装置(負イオン・テスト・スタンド) 加速電圧 : 最大 80kV 電流 : 最大 6A 荷電粒子を加速する装置(高熱負荷試験装置) 加速電圧 : 最大 100kV 電流 : 最大 4A	1	"

* 装置の電源は供用であるため、2つ同時に運転する事は出来ない。

B. 1. 4 環境放射線の管理

(1) 環境放射線のモニタリング

事業所境界の2地点に設置されたモニタリングポストにおける放射線モニタによる線量当量率の監視結果をTable B. 1.4-1に、上記地点に設置されているTLDによる3月間の積算線量当量の測定結果をTable B. 1.4-2に示す。これらの結果から、放射線発生装置の運転に伴う敷地境界地点での空間線量当量への影響は認められなかった。

(2) 環境試料のモニタリング

モニタリングポストにおける大気中のトリチウム放射能濃度の測定を実施したが、特に異常は認められなかった。

Table B.1.4-1 モニタリングポストにおける γ 線、中性子線量当量率の月平均と月間最大値

(那珂研究所、1993年度)

年 月	γ 線* ¹				中 性 子* ²			
	No. 1 (nSv/h)		No. 2 (nSv/h)		No. 1 (nSv/h)		No. 2 (nSv/h)	
	平均値	最大値	平均値	最大値	平均値	最大値	平均値	最大値
1993, 4	53.3	75.0	67.2	91.8	3.0	6.4	3.0	5.6
	50.5	83.7	71.2	104.3	2.9	4.7	3.0	6.5
	57.6	81.4	72.1	99.4	3.2	12.0	3.1	9.8
	50.0	68.3	65.7	89.1	3.0	5.5	2.9	5.8
	50.0	64.3	66.3	84.9	3.1	4.2	3.1	4.6
	52.6	65.3	65.8	84.3	3.1	5.0	3.3	6.1
	48.0	65.9	65.3	85.2	3.0	5.6	3.0	5.1
	43.9	58.2	68.4	77.6	3.1	9.1	3.0	4.6
	62.0	87.2	51.0	75.0	3.0	3.3	3.0	3.4
	78.4	103.9	41.8	53.0	3.1	5.1	3.0	4.6
	76.2	95.5	38.1	47.0	3.0	5.2	3.0	5.1
	76.7	108.2	38.3	49.8	3.3	5.1	3.3	5.2
1994, 1								
2								
3								

*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

Table B.1.4-2 積算線量の測定結果

(那珂研究所、1993年度) (単位: μGy)

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	
	1993年3月19日 ～6月21日		1993年6月21日 ～9月20日		1993年9月20日 ～12月20日		1993年12月20日 ～1994年3月18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		
測定結果 地 点 名										
モニタリングポストNo.1	59	57	60	60	59	59	59	61	237	
モニタリングポストNo.2	100	97	96	96	97	97	96	99	389	

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。

B. 1. 5 放射線計測器の管理

核融合装置の水素放電実験時に設置したX- γ 線エリアモニタの定期点検並びに重水素放電実験対応用に設置したJT-60U放射線モニタ及びハンドフットクロスモニタ6台の点検校正を実施した。点検校正の結果、特記するような故障等はなかった。

サーベイメータの点検校正は、東海研究所線量計測課に依頼し、GM管式サーベイメータ8台、 β 線表面汚染検査計10台、 α 線表面汚染検査計1台、電離箱式サーベイメータ4台、中性子レムカウンタ4台、警報付きポケット線量計47個、ポケット線量計151本及びTL D素子2040個について実施した。

(新野 二男)

1 C 高崎研究所

1 C.1 放射線管理

C.1.1 概 要

個人被ばく線量当量の管理、施設の放射線管理、環境放射線の管理及び放射線計測器の管理の定常業務を1992年度に引き続き実施した。

放射線障害防止法に基づく変更許可等については、「密封コバルト線源の使用数量変更」、及び「イオン照射研究施設における¹²⁷P_rの使用」に係る変更許可申請を行い、許可を受けたほか「密封コバルト線源使用数量の減少」の軽微変更を行った。また、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）の施設検査を受検し合格した。

放射線管理については、サイクロトロン加速器の定期点検等の各種作業に対する管理及び定常的な線量当量率等の測定並びに環境放射線監視を行い、異常は認められなかった。

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、放出基準値を十分下回った。

放射線業務従事者の個人被ばく線量当量については、実効線量当量及び組織線量当量ともに線量当量限度及び放射線障害予防規定に定められた警戒線量当量を超える被ばくはなかった。1993年度における実効線量当量は、最大1.5mSvであり、サイクロトロンの調整作業に従事した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。

以上のほか、測定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。

(岡本 利夫)

C.1.2 個人被ばく線量当量の管理

(1) 外部被ばく線量当量の管理

1993年度における放射線業務従事者の年間平均実効線量当量及び集団実効線量当量は、それぞれ0.01mSv、4.1人・ミリシーベルトであった。また、年間最大実効線量当量は、1.5mSvであり、その従事者は、サイクロトロン調整作業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、実効線量当量等については、四半期別、作業者区別に集計し、それぞれTable C.1.2-1, Table C.1.2-2に示す。

放射線施設の共同利用者、工事業者等の所外から管理区域に一時的に立ち入った者は年間1,390名であり、そのつど、熱ルミネセンス線量計（TLD）を着用させ測定したが、検出下限値を超えて被ばくした者はなかった。

(2) 内部被ばく線量当量の管理

内部被ばくのおそれのある作業に従事する者延べ253名について、全身カウンタによる定期及び随時の確認検査を実施した。測定の結果、体内汚染は検出されなかった。

(田島 好弘)

C. 1.3 施設の放射線管理

(1) 放出放射性物質の管理

1993年度に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平均濃度並びに年間放出放射能をTable C.1.3-1に示す。

サイクロトロン加速器の運転に伴い⁴¹Arが放出され、¹¹Cが標識化合物の製造試験に伴い放出された。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。

(2) 線量当量率の管理

RI使用施設、放射線発生装置使用施設など、放射線施設の人の常時立ち入る場所及び管理区域周辺において定期的に放射線量当量率の測定を行ったが、管理基準値未満であった。

(3) 表面密度の管理

特に問題となる放射性汚染はなかった。

(酒井 俊也)

(4) 放射性同位元素等の保有状況

コバルト照射施設で使用する照射用⁶⁰Co線源については、1993年10月に減衰補充用として棒状密封線源23個、計5.32PBqが搬入された。1994年3月末現在の高崎研究所で所有する放射性同位元素の種類及び数量をTable C.1.3-2に、放射線発生装置の種類及び性能をTable C.1.3-3に示す。

(田島 好弘)

(5) イオン照射研究施設における放射線モニタ集中監視装置の整備

イオン照射研究施設は、1992年度から第Ⅱ期工事としてシングルエンド加速器及びイオン注入装置の整備を開始し、1993年度から従来のサイクロトロン加速器及びタンデム加速器とともに合計4台の加速器が稼働を始めた。

これに伴い、放射線モニタ集中監視装置も γ 線エリアモニタ5ch、中性子線エリアモニタ4chの整備を行い、1993年度に全て終了した。

(6) サイクロトロン加速器の定期点検時の放射線管理

1993年度サイクロトロン定期点検が8月18日から9月3日にかけて行われた。定期点検期間中の計画線量当量としては各自の作業内容などを考慮して1.5mSv、1.0mSv、及び0.5mSvの3段階に計画した。作業者には補助測定器として警報付ポケット線量計(APD)及びTLDを着用することとし、計画線量当量を超えないように管理を行った。作業終了後のフィルムバッジの測定結果は、計画線量当量を1.5mSvに設定した4名のうち3名が1.1mSv、0.9mSv、0.5mSvの被ばくであり、0.5mSvに設定した18名のうち1名が0.3mSvの被ばくであった。1.0mSvに設定した3名及び他の作業員は全て検出下限値以下であった。被ばくの原因としては、サイクロトロン本体のヨーク(加速真空箱)を開放して行われた清掃点検調整が主なものである。ヨーク内の線量当量率マップをFig. C.1.3-1に示す。また、ヨーク内の表面密度は最大で天井部の10Bq/cm²であり、検出された核種は⁶⁵Zn、⁶⁰Co、⁵⁸Co、⁵⁷Co、⁵⁶Co、⁵⁴Mn、⁵⁶Mn等であった。

次回のサイクロトロン定期点検は、加速器の運転時間も長くなり機器の放射化が進むものと推定

されるので、今回の経験をいかして管理を行っていく必要がある。

(7) ^{11}C -ヨウ化メチルの標識化合物製造試験時の放射線管理

1993年度に ^{11}C -ヨウ化メチル ($^{11}\text{C}\text{H}_3\text{I}$) の標識化合物製造試験がイオン照射研究棟ホットラボ室において4回行われた。この実験は ^{14}N (p, α) ^{11}C 反応により製造された ^{11}C を二酸化炭素の形でコールドトラップし、これを加熱して試薬の封入された反応容器に送り込むものである。反応容器においては、溶媒のテトラヒドロフランの蒸留除去、 $^{11}\text{C}\text{H}_3\text{I}$ 蒸留のために数度の加熱が行われる。この反応容器の加熱時に ^{11}C がCBB（ケミカルブラックボックス：RI標識化合物自動合成装置）のテフロンチューブ接続部などからCBBセル内に漏洩し排気系に移行する。 ^{11}C が排気系に移行する原因となる各接続部は試験前にリークテストを行っているが、加熱時のテストは行っておらず、放射線管理上の今後の課題である。

1994年度も本試験は引き続き行われる予定であるが、この製造試験は反応条件、試薬等により収率が変化するので ^{11}C 放出のセル内への漏洩の可能性が大きく、十分な監視体制をとって管理を行っていく必要がある。

(酒井 俊也)

C. 1.4 環境放射線の管理

モニタリングポストは構内敷地境界の東西南北4地点に設置されている。これらの空間線量当量率の監視結果をTable C.1.4-1及びTable C.1.4-2に示す。表中の「最大値」は、10分間平均の月間最大値である。敷地境界の東西南北に設置したTLDによる積算線量でも異常は認められなかった。

(田島 好弘)

C. 1.5 放射線計測器の管理

イオン照射研究施設のエリアモニタ、ハンドフットクロスモニタ、環境放射線モニタリングポスト及び排水モニタの定期点検・校正を実施したが、管理上特記するような故障等はなかった。

波高分析装置、TLD測定装置等の放射線管理用計測器についても点検・校正を行い、精度の維持に努めた。

サーベイメータの校正は東海研線量計測課に依頼してGM管式サーベイメータ54台、表面汚染検査計15台、電離箱式サーベイメータ25台、シンチレーション式サーベイメータ4台、中性子線サーベイメータ3台、レムカウンタ2台及びテレテクタ6台について実施した。

(田島 好弘)

Table C.1.2-1 放射線業務従事者の実効線量当量に係る四半期別被ばく状況

(高崎研究所, 1993年度)

管理期間	放射線業務従事者 実員	実効線量 当量 分布(人)				平均実効線量当量 (mSv)	最大実効線量当量 (mSv)	集団実効線量当量 (person·mSv)
		検出下限線量 当量未満 ^{*1}	0.2mSv 以上 1.0mSv 以下	1.0mSv 以上 5.0mSv 以下	5.0mSvを超え 15mSv 以下			
第1四半期	363	363	0	0	0	0	0.00	0.0
第2四半期	396	392	3	1	0	0	0.01	1.1
第3四半期	422	418	4	0	0	0	0.00	0.4
第4四半期	441	441	0	0	0	0	0.00	0.0
年間	531	524	6 * ²	1	0	0	0.01	1.5
								4.1

* 1 検出下限線量当量 : 0.2mSv

* 2 各四半期の合計と年間の合計が異なるのは、1名が第2、第3四半期に被ばくしているためである。

Table C.1.2-2 放射線業務従事者の実効線量当量に係る作業者区別被ばく状況

(高崎研究所, 1993年度)

作業者区分	放射線業務従事者 実員	実効線量 当量 分布(人)				平均実効線量当量 (mSv)	最大実効線量当量 (mSv)	集団実効線量当量 (person·mSv)
		検出下限線量 当量未満 ^{*1}	0.2mSv 以上 1.0mSv 以下	1.0mSv 以上 5.0mSv 以下	5.0mSvを超え 15mSv 以下			
職員等	148	147	1	0	0	0	0.00	0.3
外来研究員等	192	192	0	0	0	0	0.00	0.0
請負業者	197	191	5	1	0	0	0.02	1.5
全作業者	531 * ²	524	6	1	0	0	0.01	1.5
								4.1

* 1 検出下限線量当量 : 0.2mSv

* 2 全作業者の実員数が職員等と外来研究員等及び請負業者の和より小さいのは、当該年度内に同一人が職員等と請負業者の両方の区分で作業した為である。

Table C.1.3 - 1 放射性塵埃・ガスの放射能濃度及び放射能

(高崎研究所, 1993年度)

項目 施設名	放射性塵埃		放射性ガス			
	核種	年間平均濃度 (Bq/cm ³)	年間放出 放射能 (Bq)	核種	年間平均濃度 (Bq/cm ³)	年間放出 放射能 (Bq)
イオン照射 研究施設	全 β ^{65}Zn	$<5.8 \times 10^{-11}$ $<4.6 \times 10^{-10}$	— 0	^{41}Ar ^{11}C	$<2.0 \times 10^{-4}$ $<2.0 \times 10^{-4}$	5.3×10^9 7.9×10^8

Table C.1.3-2 放射性同位元素の種類及び数量
(高崎研究所, 1994年3月31日現在)

施設名	貯蔵能力	核種及び現有数量	備考	
コバルト第1照射棟	^{60}Co 55.5PBq	19,180.52 TBq $(120.20 \text{ TBq} \times 22 \text{ 個})$ $(88.64 \text{ TBq} \times 56 \text{ 個})$ $(81.86 \text{ TBq} \times 23 \text{ 個})$ $(199.33 \text{ TBq} \times 23 \text{ 個})$ $(221.96 \text{ TBq} \times 23 \text{ 個})$		
コバルト第1照射棟 線源貯蔵施設	^{60}Co 55.5PBq	—		
コバルト第2照射棟	^{60}Co 18.5PBq	10,579.29 TBq $(32.70 \text{ TBq} \times 20 \text{ 個})$ $(131.34 \text{ TBq} \times 23 \text{ 個})$ $(145.70 \text{ TBq} \times 20 \text{ 個})$ $(166.27 \text{ TBq} \times 24 \text{ 個})$		
コバルト第2照射棟 線源貯蔵施設	^{60}Co 55.5PBq	1,953.20 TBq $(0.13 \text{ TBq} \times 12 \text{ 個})$ $(0.24 \text{ TBq} \times 36 \text{ 個})$ $(1.00 \text{ TBq} \times 5 \text{ 個})$ $(0.49 \text{ TBq} \times 5 \text{ 個})$ $(1.48 \text{ TBq} \times 80 \text{ 個})$ $(1.64 \text{ TBq} \times 70 \text{ 個})$ $(2.55 \text{ TBq} \times 27 \text{ 個})$ $(3.23 \text{ TBq} \times 120 \text{ 個})$ $(8.30 \text{ TBq} \times 29 \text{ 個})$ $(11.16 \text{ TBq} \times 20 \text{ 個})$ $(12.58 \text{ TBq} \times 39 \text{ 個})$ $(13.90 \text{ TBq} \times 21 \text{ 個})$		
食品照射ガンマ一線 照射棟	^{60}Co 14.8PBq	8,897.74 TBq $(63.01 \text{ TBq} \times 15 \text{ 個})$ $(49.65 \text{ TBq} \times 12 \text{ 個})$ $(46.81 \text{ TBq} \times 28 \text{ 個})$ $(27.96 \text{ TBq} \times 18 \text{ 個})$ $(19.35 \text{ TBq} \times 20 \text{ 個})$ $(15.82 \text{ TBq} \times 44 \text{ 個})$ $(57.61 \text{ TBq} \times 14 \text{ 個})$ $(49.79 \text{ TBq} \times 24 \text{ 個})$ $(44.83 \text{ TBq} \times 26 \text{ 個})$ $(38.03 \text{ TBq} \times 34 \text{ 個})$		
RI工学照射棟第1照射室	^{60}Co 296TBq	12.210TBq	固定式照射装置	
“ 第2照射室	^{60}Co 1.036TBq	0.296TBq	固定式照射装置	
“ 線源貯蔵室	^{137}Cs ^{60}Co 518GBq×2	^{137}Cs 92.204TBq —		
コバルト第1照射棟	A室 ^{60}Co ^{60}Co ^{60}Co ^{226}Ra B室 ^{60}Co ^{137}Cs C室 ^{60}Co	370MBq×1 37MBq×2 185MBq×1 74MBq×1 2.59TBq×1 3.33TBq×1 370GBq	^{60}Co 0.14GBq×1 ^{60}Co 0.96MBq×2 ^{60}Co 4.32MBq×1 ^{226}Ra 74MBq×1 ^{60}Co 51.80GBq×1 ^{137}Cs 1.67TBq×1 ^{60}Co 37.00GBq	
サイクロトロン棟 RI貯蔵室	^{241}Am	3.7GBq×1	^{241}Am 3.7GBq×1	
サイクロトロン棟 ISOL室内貯蔵箱	^{57}Co ^{119m}Sn	370MBq×4 370MBq×4	^{57}Co 107MBq×1 —	

Table C.1.3-3 放射線発生装置の種類と性能
(高崎研究所, 1994年3月31日現在)

施設名称	種類及び性能	台数	備考
1号加速器	コッククロフト・ワルトン型加速器 2 MeV, 30mA	1	
2号加速器	コッククロフト・ワルトン型加速器 3 MeV, 25mA	1	
サイクロトロン	AVFサイクロトロン 陽子: 0~90MeV 0~45e μ A 重陽子: 0~53MeV 0~50e μ A Heイオン: 0~130MeV 0~40e μ A 重イオン(Li~Bi) : 最大27.5MeV/A, 30p μ A	1	
タンデム加速器	ファン・デ・グラーフ型加速装置 加速電圧: 0~3MV連続可変 陽子: 5e μ A (6MeV) 重陽子: 1e μ A (6MeV) Heイオン: 2e μ A (9MeV) 重イオン(Li~Bi) : 最大1.7MeV/A, 25e μ A	1	
シングルエンド加速器	コッククロフト・ワルトン型加速器 加速電圧: 0~3MV連続可変 陽子: 300e μ A (3MeV) 重陽子: 200e μ A (3MeV) Heイオン: 200e μ A (3MeV) 重イオン(Li~0) : 200e μ A (3MeV) 電子: 100e μ A (3MeV)	1	
低エネルギー電子加速器	変圧器型電子加速装置 300keV, 100mA	1	放射線障害防止法適用除外
研究棟ESR室	X線発生装置 50kVp, 50mA	1	"
研究棟X線回析室	X線回析装置 60kVp, 50mA	1	"
	X線回析装置 60kVp, 80mA	1	"
	X線回析装置 60kVp, 200mA	1	"
簡易イオンビーム発生器	コッククロフト・ワルトン型加速器 200keV, 10 μ A	1	"
サイクロトロン棟 イオン源室	ECRイオン源 陽イオン: 20kV, 200e μ A	1	"

Table C.1.4-1 モニタリングポストにおける γ 線線量当量率の月平均値と月間最大値
(高崎研究所, 1993年度)

年 月	東 (nSv/h)		西 (nSv/h)		南 (nSv/h)		北 (nSv/h)		
	平均値	最大値	平均値	最大値	平均値	最大値	平均値	最大値	
1993,	4	65.5	78.6	68.4	91.8	66.7	91.4	63.9	86.8
	5	65.0	90.4	67.8	99.0	67.1	97.1	63.6	94.8
	6	64.9	83.2	68.2	110.0	67.9	105.0	64.3	93.6
	7	63.8	84.2	67.1	95.0	67.8	92.5	63.1	92.8
	8	63.3	75.2	66.5	87.0	67.6	87.3	62.5	84.4
	9	63.5	79.8	66.2	95.8	67.0	96.4	62.9	90.8
	10	63.8	71.4	67.0	79.8	61.9	78.4	62.7	76.0
	11	63.9	75.4	67.2	84.8	63.1	82.4	64.4	85.3
	12	64.1	72.8	68.2	82.4	66.8	81.5	63.3	78.4
1994,	1	64.4	81.2	68.6	95.0	67.4	98.2	63.7	88.8
	2	60.9	77.4	63.7	83.6	67.2	86.2	62.6	86.0
	3	59.5	78.0	61.7	91.0	67.2	93.8	62.1	90.0

注) 加圧電離箱式 γ 線モニタを使用

Table C.1.4-2 モリタリングポストにおける中性子線線量当量率の月平均値と月間最大値
(高崎研究所, 1993年度)

年 月	東 (nSv/h)		西 (nSv/h)		南 (nSv/h)		北 (nSv/h)		
	平均値	最大値	平均値	最大値	平均値	最大値	平均値	最大値	
1993,	4	3.39	10.8	3.39	7.54	3.05	6.90	3.20	9.14
	5	3.35	8.92	3.43	9.42	2.93	7.36	3.21	11.3
	6	3.27	7.96	2.97	6.40	3.33	7.26	3.12	7.08
	7	3.07	7.36	3.21	7.52	2.88	17.4	3.10	11.9
	8	3.23	10.2	3.23	7.54	2.91	6.78	2.96	7.76
	9	3.19	7.52	3.29	8.56	2.85	6.74	3.01	7.42
	10	3.23	8.32	3.23	15.7	2.86	6.82	2.99	16.90
	11	3.20	7.46	3.16	14.8	2.82	6.92	2.90	11.1
	12	3.24	7.78	3.26	6.74	2.89	7.08	3.03	6.60
1994,	1	3.93	7.46	*	-	2.92	7.02	3.04	6.84
	2	3.27	7.08	3.12	7.16	3.01	7.16	3.13	7.62
	3	3.60	8.40	3.17	8.14	2.90	7.24	3.11	8.02

注) レムカウンタを使用

* 調整中

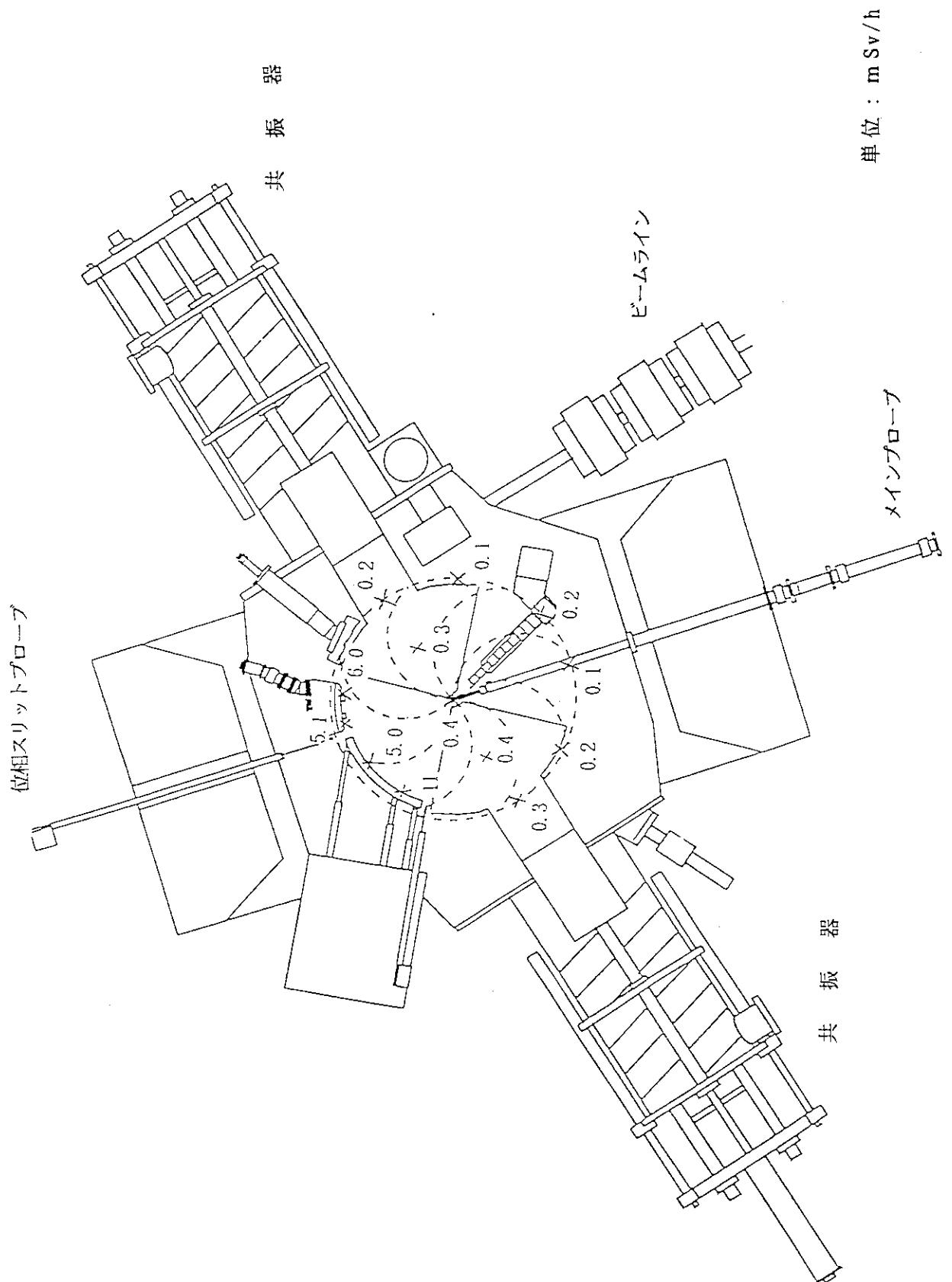


Fig. C. I. 3 - 1 ヨーク内の線量当量率

1 D 大洗研究所

1D. 1 総 括

D.1.1 概 要

大洗研究所におけるJ M T R, ホットラボ, 燃料研究棟, 放射性廃棄物処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記録の報告等の定常業務を1992年度に引き続き実施した。H T T Rの建設に関しては, 放射線管理設備のうち, 原子炉格納容器隔離弁の仕様をまとめ, 発注した。

区域放射線管理としては, J M T Rの第106サイクルから第109サイクルの運転, 廃棄物処理場における放射性廃棄物管理の事業対応に係わる施設改修工事及び固体廃棄物焼却灰の前処理作業, J M T Rにおける炉内管の細断廃棄作業, ホットラボにおけるセル内除染作業等に伴う管理を実施した。また, 年次計画に基づき安全管理棟の簡易型身体放射能測定装置を更新した。更にトリチウムと共に存する低エネルギー β 線放出核種の分離測定方法の検討, パソコンによる放射性同位元素の管理システムの整備, J M T Rホットラボ等の放射線自動監視装置による管理システムの検討を実施した。

1993年度に, 各施設から放出された気体廃棄物及び液体廃棄物中の放射能濃度及び放射能は, いずれも保安規定に定められた放出管理基準値及び放出管理目標値以下であった。また, 年間放出放射能に基づき算出した周辺環境における線量当量は, 放出ガスによるものが年間 $1.1 \mu\text{Sv}$, 液体廃棄物によるものが年間 $0.3 \mu\text{Sv}$ であり, 原子炉施設保安規定に定める実効線量当量の線量目標値年間 $50 \mu\text{Sv}$ を十分下回る値であった。

環境放射線監視に関しては, 周辺環境の空気吸収線量率の監視, 土壌, 農作物等の各種環境試料中の放射能濃度の測定, 気象観測等を実施したが, いずれも, 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。

放射線業務従事者の線量当量については, 実効線量当量及び組織線量当量とも, 保安規定等に定められた警戒線量当量, 線量当量限度を超える被ばくはなかった。1993年度における放射線業務従事者の集団実効線量当量は, 54.1人・ミリシーベルトであり, 最大実効線量当量は 3.1mSv であった。集団実効線量当量は前年度とほぼ同程度である。被ばくの主な理由は, J M T RにおけるOWL-2炉内管撤去に伴う廃材の細断作業などに伴う被ばくである。内部被ばくについては, 確認検査, 入退域検査の被検査者全員に有意な体内汚染は検出されなかった。

その他, 核燃料物質使用施設の変更に關係して, 全施設からの寄与による一般公衆の線量評価に協力した。また, 大洗研究所放射線管理手引, 動燃大洗工学センターとの安全管理協定書及び大洗研究所防護活動要領に関連する手引等の改定に協力した。

(大畠 勉)

D.1.2 管理区域

1993年度は、原子炉施設保安規定、核燃料物質使用施設等保安規定及び放射線障害予防規定に基づき指定された管理区域（一時的に指定されたものを除く）の変更はなかった。

1993年度中に一時的に管理区域として指定された件数は、第1種管理区域及び第2種管理区域とともに18件であった。その主な作業内容による指定状況をTable D.1.2-1に示す。

(近藤 吉男)

Table D.1.2-1 一時的な管理区域の指定状況

(大洗研究所, 1993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	9
排水設備の保守点検作業（改修工事等）	"	9
J M T R新燃料及び照射燃料キャップセルの搬入	第2種管理区域	13
放射線測定機器の校正及び非破壊検査	"	5

D.1.3 排気及び排水の管理データ

(1) 放出放射性塵埃及びガス

1993年度に各施設から放出された放射性塵埃及びガスの年間平均濃度並びに年間放出放射能を Table D.1.3-1 に示す。

J M T R では第106サイクルから第109サイクルの原子炉運転に伴って⁴¹A r が、また、原子炉プール水等の蒸発により³Hが定的に放出された。ホットラボでは燃料ピンのパンクチャー試験及び顕微鏡試料作成のための燃料カッティングにより⁸⁵K r が放出された。低レベル β ・ γ 固体処理棟IIIでは¹³⁴C s, ¹³⁷C s が放出された。いずれも保安規定、放射線障害予防規定に定められた基準値以下であった。

(箕輪 雄資)

(2) 放出放射性廃液

1993年度に各施設で発生した放射性廃液の廃棄物処理場への搬出状況、排水溝へ放出した放射能及び廃液量、並びに排水溝における1日、3月間の平均濃度の最大値及び年間放出放射能を Table D.1.3-2 に示す。

廃棄物処理場へ処理のために送られた廃液の放射能は β ・ γ 核種 (³Hを除く、以下同じ) 6.1×10^{10} Bq、廃液量は 4.4×10^3 m³であった。これらの値は1992年度と比較すると、放射能では1.7%増、廃液量では7.3%増となっている。この廃液中に含まれる核種は、³H, ²⁴Na, ⁶⁰Co 及び¹³⁷C s が支配的であり、その他の核種は⁵⁴Mn, ¹³⁴C s 及び⁹⁰S r であった。

排水溝へ放出された廃液の放射能は、 α 核種が検出下限濃度以上のものではなく、検出下限濃度未満のものが 9.4×10^5 Bq、 β ・ γ 核種が検出下限濃度以上のものが 5.7×10^7 Bqで、検出下限濃度未満のものが 3.9×10^6 Bq、³Hが検出下限濃度以上のものが 5.0×10^{11} Bqで、検出下限濃度未満のものが 2.7×10^7 Bq であった。ここで、放出放射能の算出にあたっては、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求めた。また、廃液量は 4.3×10^3 m³であった。

これらの値は、1992年度と比較すると、放射能にあっては α 核種で5.0%減、 β ・ γ 核種で54%増、³Hで6.5%増、また、廃液量にあっては24%減であった。

排水溝における1日平均濃度の最大値は β ・ γ 核種で 5.1×10^{-3} Bq/cm³、3月間の平均濃度の最大値は β ・ γ 核種で 1.0×10^{-4} Bq/cm³であり、法令及び規定に定められた濃度限度及び放出基準値以下であった。

また、年間放出放射能の管理目標値に対する割合は Table D.1.3-3 に示すとおり、いずれも十分に低い値であった。

(島田 浩)

Table D.1.3-1 放出塵埃・ガスの放射能濃度及び放射能

(大洗研究所, 1993年度)

項目 施設名	放出塵埃			放出ガス		
	年間平均濃度 (Bq/cm ³)	年間放出放射能 (Bq)	核種	年間平均濃度 (Bq/cm ³)	年間放出放射能 (Bq)	核種
J M T R (J M T R) (居室実験室)	$< 2.4 \times 10^{-10}$	0	全 β	3.7×10^{-2}	3.2×10^{13}	^{41}Ar
	$< 4.4 \times 10^{-10}$	0	^{131}I	1.5×10^{-5}	1.3×10^{10}	^3H
	$< 3.8 \times 10^{-10}$	0	^{60}Co			
	$< 4.7 \times 10^{-10}$	0	全 β			
ホットラボ	$< 3.0 \times 10^{-11}$	0	全 α	$< 2.9 \times 10^{-3}$	1.2×10^{10}	^{85}Kr
	$< 2.3 \times 10^{-10}$	0	全 β			
	$< 6.3 \times 10^{-10}$	0	^{131}I			
廃棄物処理場 (低レベル $\beta\gamma$ 固体処理棟Ⅰ) (低レベル $\beta\gamma$ 固体処理棟Ⅱ) (低レベル $\beta\gamma$ 固体処理棟Ⅲ) (高レベル $\beta\gamma$ 固体処理棟) (α 固体処理棟) (高レベル α 固体貯蔵施設) (廃液処理棟) (管理機械棟) (除染施設) (除染処理試験棟)						
	$< 4.0 \times 10^{-10}$	0	全 β			
	$< 4.0 \times 10^{-10}$	0	全 β			
	$< 9.6 \times 10^{-11}$	7.7×10^3	全 β	$< 2.4 \times 10^{-8}$	3.9×10^7	^3H
	$< 2.0 \times 10^{-11}$	1.1×10^3	^{134}Cs			
	$< 2.6 \times 10^{-11}$	1.0×10^4	^{137}Cs			
	$< 4.0 \times 10^{-10}$	0	全 β			
	$< 5.0 \times 10^{-11}$	0	全 α			
	$< 9.6 \times 10^{-11}$	0	全 β			
	$< 1.5 \times 10^{-9}$	0	全 β			
	$< 4.0 \times 10^{-10}$	0	全 β			
	$< 4.0 \times 10^{-10}$	0	全 β			
	$< 4.0 \times 10^{-10}$	0	全 β			
R I 利用開発棟 (R I 棟) (F P 棟)						
燃料研究棟	$< 5.6 \times 10^{-11}$	0	全 α			

(注) 年間平均濃度及び年間放出放射能は次のように算出した。

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。

年間放出放射能：検出下限濃度値未満のものは放出量を0として1年間集計した値。

Table D.1.3-2 廃棄物処理場への搬出及び排水溝へ放出した放射能・廃液量と排水溝における平均濃度・年間放出放射能 (大洗研究室、1993年度)

項目	廃棄物処理場へ搬出		排水溝へ放出		排水溝における平均濃度及び年間放出放射能		
	放射能 (Bq)	廃液量 (m³)	放射能 (Bq)	廃液量 (m³)	放出施設 (Bq/cm³)	3月間の平均濃度の 最大値 (Bq/cm³)	年間放出放射能 (Bq)
J M T R ボトラ発電所	6.0×10 ¹⁰ 2.5×10 ⁸ 7.5×10 ⁵ 5.2×10 ⁸ 5.5×10 ⁶	3.1×10 ³ 3.7×10 ¹ 1.6×10 ¹ 8.8×10 ² 7.6×10 ¹	0 0 0 0 0	0 — — — —	α <2.5×10 ⁻⁵ β・γ 5.1×10 ⁻³ 原 <9.6×10 ⁻⁴ * ² 研 2.2×10 ¹	α <1.8×10 ⁻⁶ β・γ 1.0×10 ⁻⁴ 3 ³ H 1.5×10 ⁰	α 0 β・γ (8.4×10 ⁵) 5 ⁴ Mn 1.2×10 ⁶ 6 ⁰ Co 3.7×10 ⁷ 8 ⁹ Sr (3.6×10 ⁶) 9 ⁰ Sr 1.3×10 ⁷ 13 ⁴ Cs 9.8×10 ⁵ 13 ⁷ Cs 4.7×10 ⁶ 3 ³ H (1.2×10 ⁵) 3 ³ H 5.0×10 ¹¹
排水監視システム	—	—	α 0 β・γ 5.7×10 ⁷ 3 ³ H 5.0×10 ¹¹	4.2×10 ³	動 α <1.0×10 ⁻³ 燃 β・γ <1.8×10 ⁻³ 3 ³ H <3.7×10 ⁰	α <1.0×10 ⁻³ β・γ <1.8×10 ⁻³ 3 ³ H <3.7×10 ⁰	α 0 (9.6×10 ⁴) β・γ 0 (1.7×10 ⁵) 3 ³ H 0 (2.7×10 ⁷)
動燃大洗	4.7×10 ⁸	2.4×10 ²	α 0 (9.6×10 ⁴) β・γ 0 (1.7×10 ⁵) 3 ³ H 0 (2.7×10 ⁷)	1.1×10 ²	動 α <1.0×10 ⁻³ 燃 β・γ <1.8×10 ⁻³ 3 ³ H <3.7×10 ⁰	α <1.0×10 ⁻³ β・γ <1.8×10 ⁻³ 3 ³ H <3.7×10 ⁰	α 0 (9.6×10 ⁴) β・γ 0 (1.7×10 ⁵) 3 ³ H 0 (2.7×10 ⁷)
東北大金材研究所	3.3×10 ⁵ 5.9×10 ⁵	5.0×10 ⁰ 3.9×10 ¹	—	—	—	—	—
合計	6.1×10 ¹⁰	4.4×10 ³	α 0 (9.4×10 ⁵) β・γ 5.7×10 ⁷ 3 ³ H 5.0×10 ¹¹ (2.7×10 ⁷)	4.3×10 ³	—	—	α 0 (9.4×10 ⁵) β・γ 5.7×10 ⁷ 3 ³ H 5.0×10 ¹¹ (2.7×10 ⁷)

注1 核種記号及び α 等の記号のないものは、 ^3H を除く β^- ・ γ 核種の値である。
注2 平均沸騰度及び放出熱能率は、次のとおりに算出した。

平均濃度：放出放射能を排水溝及び水槽の濃度を測定して算出した。

放出放射能：検出下限濃度以下と未満の放出放射能を区分して集計している。自然の漏れ、動的（天井）排水溝出口での漏度を示した。

* 1 : ^{89}Sr の不検出量による。
 * 2 : ^{89}Sr , ^{137}Cs の不検出量による。

Table D.1.3 - 3 液体廃棄物の放出管理目標値との比較

(大洗研究所、1993年度)

核 種		放出管理目標値 (Bq/年)	放出放射能 (Bq/年)	放出放射能 放出管理目標値
以外の 核 種	³ H	2.2×10^8	5.7×10^7	2.6×10^{-2}
	⁶⁰ Co	2.2×10^8	3.7×10^7	1.7×10^{-1}
	¹³⁷ Cs	1.8×10^8	4.7×10^6	2.6×10^{-3}
³ H		3.7×10^{12}	5.0×10^{11}	1.4×10^{-1}

D.1.4 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当量

原子炉施設保安規定に基づき、1993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当量を算出した。

JMTR原子炉施設から放出された放射性希ガス（主に⁴¹Ar）による年間の実効線量当量を算出した結果、線量当量が最大となる位置はTable D.1.4-1に示すごとくJMTR南西方位の周辺監視区域境界であり、その値は、 $1.1 \mu\text{Sv}$ であった。

液体廃棄物による年間の実効線量当量は、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、 $0.29 \mu\text{Sv}$ であった。液体廃棄物による核種別の実効線量当量をTable D.1.4-2に示す。

放射性希ガス及び液体廃棄物による実効線量当量の合計は $1.4 \mu\text{Sv}$ であり、原子炉施設保安規定に定められている線量目標値 $50 \mu\text{Sv}/\text{年}$ を十分に下回った。

（田村 勝裕）

Table D.1.4-1 希ガスによる年間実効線量当量

（大洗研究所、1993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 の年間実効線量当量 ($\mu\text{Sv}/\text{y}$)
JMTR	3.2×10^{13}	1.1

Table D.1.4-2 液体廃棄物による年間実効線量当量

（大洗研究所、1993年度）

核種	年間放出量 (Bq)	年間実効線量当量 ($\mu\text{Sv}/\text{y}$)
³ H	5.0×10^{11}	3.6×10^{-2}
⁵⁴ Mn	1.2×10^6	9.8×10^{-3}
⁶⁰ Co	3.2×10^7	2.3×10^{-1}
⁹⁰ Sr	1.3×10^7	4.3×10^{-3}
¹³⁴ Cs	9.8×10^5	2.4×10^{-3}
¹³⁷ Cs	4.7×10^6	8.0×10^{-3}
合 計		2.9×10^{-1}

D.1.5 放射性汚染及び被ばく

1993年度は、事故等による放射性汚染及び被ばくはなかった。

(野村 俊文)

D.1.6 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46条に基づき、1994年3月に調査した。また、定義量以下の密封された放射性同位元素についても合わせて調査した。課室別の放射性同位元素の保有状況をTable D.1.6-1に示す。

1993年度における許可の変更等は、

- ・ホットラボにおいて、密封放射性同位元素のうちJ MTRで照射した放射化物について非密封放射性同位元素とする変更
 - ・利用開発室のF P利用実験棟サービスエリアで²⁵²Cf+放射化物の使用ができるよう変更
 - ・除染処理試験棟において、⁶³Ni(370MBq)を装備したECDガスクロ装置を使用する変更
- の3件であった。

(野村 俊文)

Table D.1.6-1 課室別放射性同位元素保有状況

(1994年3月31日現在)

(大洗研究所, 1993年度)

課 室 名	密 封 線 源			非 密 封 線 源			3.7MBq以下の密封線源		
	核種数	個数	R I 量 (Bq)	核種数	R I 量 (Bq)	核種数	個数	R I 量 (Bq)	
放 射 線 管 理 課	5	20	5.7×10 ¹¹	—	—	23	557	6.5×10 ⁷	
放 射 性 廃 物 处 理 課	2	2	2.9×10 ¹¹	11	1.1×10 ⁸	13	27	4.9×10 ⁶	
プ ル ト ニ ウ ム 技 術 開 発 室	1	1	3.5×10 ⁸	1	1.3×10 ⁸	7	9	7.5×10 ⁶	
計 画 課	2	7	4.7×10 ¹¹	2	1.9×10 ⁷	10	16	2.2×10 ⁶	
原 子 炉 第 1 課	2	4	5.6×10 ¹¹	—	—	—	—	—	
原 子 炉 第 2 課	2	2	3.8×10 ⁹	—	—	4	6	2.6×10 ⁵	
照 射 第 1 課	—	—	—	1	4.2×10 ³	7	10	1.5×10 ⁶	
照 射 第 2 課	1	1	2.9×10 ⁹	—	—	1	8	1.1×10 ⁷	
検 査 技 術 課	—	—	—	3	1.2×10 ⁴	12	16	7.9×10 ⁵	
ホ ッ ト ラ ボ 課	3	14	9.8×10 ¹¹	21	4.0×10 ¹²	12	41	7.0×10 ⁶	
利 用 開 発 室	14	53	9.0×10 ¹⁰	11	1.0×10 ¹¹	24	70	2.2×10 ⁷	
合 計	103	3.0×10 ¹²	—	4.1×10 ¹²	—	760	1.2×10 ⁸		

1D.2 個人被ばく線量当量の管理

D.2.1 概 要

職員等、外来研究員等及び請負業者の放射線業務従事者について個人被ばく線量当量の管理を実施した。実効線量当量及び組織線量当量（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ている放射線業務従事者に係る警戒線量当量又は線量当量限度を超える被ばくはなかった。

外部被ばくによる実効線量当量は、放射線業務従事者全体の平均値、個人の最大値、集団値ともに前年とほぼ同じであった。

内部被ばくについては、体内汚染が有意に検出された者はいなかった。

(野村 俊文)

D.2.2 外部被ばく線量当量の管理

1993年度は年間979名を対象に外部被ばく線量当量の管理を実施した。放射線業務従事者全体の年間の平均実効線量当量及び集団実効線量当量は、それぞれ 0.06mSv 、54.1人・ミリシーベルトであった。また、個人の年間最大実効線量当量は 3.1mSv で、低レベル廃棄物の処理作業に従事した請負業者の被ばくであった。

放射線業務従事者の実効線量当量に係る被ばく状況を、管理期間別、作業者区別に集計してTable D.2.2-1, Table D.2.2-2に示す。

組織線量当量に係る被ばくの状況は、皮膚及び眼の水晶体の最大線量当量が、それぞれ 3.8mSv 、 3.1mSv であった。なお、女子の腹部の組織線量当量については、管理対象者全員が検出下限線量当量未満であった。

(野村 俊文)

Table D.2.2-1 放射線業務従事者の実効線量当量に係る四半期別被ばく状況
(大洗研究所, 1993年度)

管 理 期 間	放射線業務 従事者実員	実効線量当量分布(人数)				平均実効 線量当量 (mSv)	最大実効 線量当量 (mSv)	集団実効 線量当量 (person・mSv)	
		検出下限線量 当量未満*1	0.2mSv以上 1.0mSv以下	1.0mSv以上 5.0mSv以下	5.0mSvを超え 15mSv以下 るもの				
第1四半期	506	490	16	0	0	0	0.02	0.9	7.8
第2四半期	767	725	42	0	0	0	0.02	0.8	16.6
第3四半期	580	547	32	1	0	0	0.03	1.3	18.1
第4四半期	572	546	24	2	0	0	0.02	1.2	11.6
年 間*2	979	921	42	16	0	0	0.06	3.1	54.1
	(1,048)	(973)	(61)	(14)	(0)	(0)	(0.05)	(2.6)	(50.3)

*1 原研IV型フルムバッジの検出下限線量当量 : 0.2mSv
 *2 労災コロニーの数値は、1992年度の値

Table D.2.2-2 放射線業務従事者の年間の実効線量当量に係る作業者別被ばく状況
(大洗研究所, 1993年度)

作業者区分	放射線業務 従事者実員	実効線量当量分布(人数)				平均実効 線量当量 (mSv)	最大実効 線量当量 (mSv)	集団実効 線量当量 (person・mSv)	
		検出下限線量 当量未満*1	0.2mSv以上 1.0mSv以下	1.0mSv以上 5.0mSv以下	5.0mSvを超え 15mSv以下 るもの				
職 員 等	257	241	15	1	0	0	0.02	1.4	6.4
外 来 研 究 員 等	26	24	2	0	0	0	0.03	0.5	0.7
請 負 業 者	697	657	25	15	0	0	0.07	3.1	47.0
全 作 業 者	979	921	42	16	0	0	0.06	3.1	54.1

*1 原研IV型フルムバッジの検出下限線量当量 : 0.2mSv

D.2.3 内部被ばく線量当量の管理

内部被ばく線量当量に係る管理は、1992年度と同様に確認検査と入退域検査により実施した。確認検査は放射線作業の健全性の確認のために各作業グループから選定した放射線業務従事者について、バイオアッセイ法又は体外計測法により行った。入退域検査は、請負業者に対する内部被ばく管理の一環として、全身計測法により行った。

また、全身計測室を移転するとともに、簡易型身体放射能測定装置の遮へい体を除いた部分を更新した。

1993年度における延べ受検者数をTable D.2.3-1に示す。これらの全ての検査において体内汚染は検出されなかった。

(野村 俊文)

Table D.2.3-1 内部被ばく検査延べ受検者数

(大洗研究所、1993年度)

管理期間	確認検査					合計	
	体外計測法		バイオアッセイ法				
	全身計測	胸部計測	全 α 放射能	トリチウム	天然ウラン		
第1四半期	4 8	0	0	7	6	1	6 2
第2四半期	4 3	0	9	7	6	3 2	9 7
第3四半期	4 7	2 0	0	7	6	9	8 9
第4四半期	4 9	0	9	6	6	0	7 0
合計	18 7	2 0	18	27	24	42	31 8

(注) バイオアッセイによる検査及び胸部計測は全て東海研究所で実施した。

1 D. 3 施設の放射線管理

D.3.1 概 要

1993年度は、放射性廃棄物処理施設のスタックモニタ、ハンドフットモニタ、J M T R原子炉施設内の空気吸引装置の排気管などについて更新及び整備を実施した。

1993年度に行われた放射線管理上の主な作業は以下のとおりである。

- (1) J M T Rにおける炉心から撤去された炉内管（O G L - 1, OWL - 2）の廃棄物処理、水力ラビットの分解点検
- (2) ホットラボにおけるセル内装機器の撤去・据え付け調整及び各種セルの除染作業並びにJ M T Rの炉内管の高放射化部分の処理
- (3) 廃棄物処理場における廃棄物管理の事業に対応するための施設改修工事及び放射性廃棄物処理装置の保守、点検

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。

J M T Rでは3月31日に非常用ディーゼル発電機の故障により原子炉が停止したが、環境への放出はなかった。また、各施設の平常時の作業環境モニタリングでは特に異常な検出はなかった。

この他、J M T Rでは第106サイクルから低濃縮ウラン燃料を装荷し、第109サイクルから全炉心を低濃縮ウラン燃料に移行した。この間、健全性確認のため一次冷却水中の放射性核種とその濃度のモニタリングに協力した。廃棄物処理場における廃棄物管理の事業への移行に伴う放射線管理用モニタ等の検討を行った。燃料研究棟のグローブボックス解体計画に基づく作業方法の検討を行った。J M T Rにおける核融合増殖ブランケット試験体の照射に伴うトリチウム取扱設備及び測定設備の概念設計及び安全解析に協力した。

(松井 智明)

D. 3.2 JMTRにおいて撤去された炉内管の廃棄作業における放射線管理

JMTR炉内から撤去され、カナルに保管してあるOGL-1及びOWL-2（第1世代及び第2世代）の炉内管計3本を高放射化部分と低放射化部分に分離して、できるだけ高レベル廃棄物の発生量を低減するための切断・処理作業が実施された。

切断・処理作業は、次の3段階に分けて実施された。第1段階としてJMTRのカナルで高放射化部分と低放射化部分に分離する作業（以下「分離作業」という）、第2段階としてホットラボ施設で高放射化部分をさらに細断する作業（本報D.3.3参照）、第3段階としてJMTR炉室地下3階の機器点検整備室で低放射化部分の切断廃棄作業（以下「処理作業」という）が実施された。

ここでは、JMTR原子炉施設で実施された分離作業と処理作業について述べる。

(1) 作業の概要

分離作業にあたり水中にある炉内管の表面線量当量率を把握するため、水中高線量計（以下「ラドコン」という）及び高線量計（以下「テレテクタ」という）をビニールで密封して線量当量率の測定を行った。その結果、炉内管表面で500Sv/hを超えるものもあった。

分離作業は、炉内管をカナルの水中から徐々に引き上げながら水面上で切断した。切断にあたっては、テレテクタで炉内管の表面線量当量率が2mSv/h以下となるよう行われた。

作業場所付近の線量当量率は、表示付可搬型 γ 線エリアモニタにより監視した。

撤去された炉内管の表面と作業位置における線量当量率の測定結果をTable D.3.2-1に示す。

(2) 汚染拡大防止及び防護対策

分離作業は、鋸式切断装置（以下「ギロチンソー」という）を用いて行われたが、その際に空気汚染の発生する恐れがあるため、炉内管の一部をビニールで養生し、局部排気を行った。また、管内に高い内部汚染があることから、切断に先立って管内部を水で洗浄し、その水を樹脂塔を通しながら、排水貯槽に送水した。分離作業時における空気中放射能濃度は検出限界濃度以下であった。

処理作業は、低放射化部分を廃棄処理するための細断や細断に使用した装置類の除染・解体等の一連の作業であり、これらは機器点検整備室にグリーンハウスを設置して実施した。処理作業時における空気中放射能濃度は最大 1.4×10^{-7} Bq/cm³であった。作業者には、作業状況等に応じて全面又は半面マスク、ビニールアノラック、タイベックスーツを着用させることにより、放射性物質の吸入防止に努めた。その結果、内部被ばくはなかった。

(3) 作業時の被ばく管理

分離作業のギロチンソーのセットや吊り上げ時の落下防止用フックの溶接作業等では、線量当量率の高い箇所に近づくことや作業時間も長くなるため、リングバッジ（RB）とアームポケット線量計（APD）も併せて着用させ、外部被ばくの管理を行った。

分離、処理作業にそれぞれ従事した作業者4人、6人の実効線量当量及び組織線量当量の測定結果をTable D.3.2-2に示す。

今回の作業は、高線量当量率の炉内管を取り扱うことから作業位置と作業時間の管理を特に徹底した結果、当初の計画線量当量（2mSv）の約1/2で終了することができた。

（小沼 勇）

Table D.3.2-1 炉内管表面と作業位置における線量当量率測定結果

炉 内 管 名	線 量 当 量 率 (mSv/h)		
	炉内管最大	切断部最大	作業位置 *3
O G L - 1	9.5 *1	2.0×10^{-1}	6.5×10^{-3}
OWL-2 (第1世代)	$> 1.0 \times 10^3$ *2	8.0×10^{-2}	1.5×10^{-1}
OWL-2 (第2世代)	$> 5.0 \times 10^5$ *2	3.5×10^{-1}	9.5×10^{-2}

* 1 : テレテクタによる測定結果 * 2 : ラドコンによる測定結果

* 3 : カナル内上部に設けられた作業台 (分離作業)

Table D.3.2-2 実効線量当量及び組織線量当量結果

作 業 名	実 効 線 量 当 量			組織線量当量
	個人最大(mSv)	平 均 (mSv)	集団 (person•mSv)	個人最大(mSv)
分離作業	0. 8	0. 68	2. 7	1. 1
処理作業	< 0. 2	< 0. 2	—	0. 3

D.3.3 ホットラボ施設におけるJ M T R炉内管の水中放電切断作業時の放射線管理

J M T Rのカナル内で分離された高放射化部分（D.3.2参照）の炉内管（OWL-2：2体及びOGL-1：1体）を廃棄処理するために、ホットラボ施設内において1993年9月中旬から4週間にわたって細断作業が行われた。細断作業は、水中放電による切断法を採用し、使用済燃料切断プールサイドに特設した装置を用いて行われた。装置は切断機及び切断水槽に分けられ、プール水を汚さずに作業が出来る構造になっている。切断装置の概略図をFig. D.3.3-1に示す。

(1) 内部被ばくの管理

切断時に発生する放射性エアロゾルの一部が気泡とともに空気中に放出されることを防止するために、切断水槽の上部にアクリル板の蓋をもうけた。内部空気は排気系に排出させ、施設内に漏洩しない構造とすることにより内部被ばくの防止に努めた。

(2) 外部被ばくの管理

切断装置周辺の線量当量率は、可搬型及び固定エリアモニタの3台で監視した。OGL-1の炉内管の切断時にわずかな指示の上昇が認められた。線量当量率は、アクリル板上で最大 $5.0 \mu\text{Sv}/\text{h}$ 及び作業架台上で最大 $1.5 \mu\text{Sv}/\text{h}$ であった。この一連の作業に従事した作業者の集団実効線量当量は、ポケット線量計を用いた結果では、2.3人・ミリシーベルトであり、最大実効線量当量及び平均実効線量当量はそれぞれ $550 \mu\text{Sv}$ 及び $160 \mu\text{Sv}$ であった。フィルムバッジの測定結果では、作業者14中の最大実効線量当量は $300 \mu\text{Sv}$ で計画された被ばく線量当量内にとどまった。

(3) 表面汚染の管理

切断水槽引き上げ時には、水槽表面及び水槽底部に、ポンプで回収出来なかったキリコが付着しているため、除染を実施した。除染前の最大表面密度は、 $1.8 \times 10^2 \text{Bq}/\text{cm}^2$ であり、汚染の主な核種は、 ^{60}Co と ^{54}Mn であった。作業終了時には施設内の汚染検査を実施し、汚染のないことを確認した。

(4) 空気中の放射性物質濃度

作業中、切断位置の調整のために、アクリル蓋を外したときに $1.3 \times 10^{-8} \text{Bq}/\text{cm}^3$ の空気中放射能濃度が検出されたが、内部空気をよく置換してから外したときには、空気中への漏洩はなかった。

アクリル蓋内の空気中の放射能濃度をTable D.3.3-1に示す。切断中の最大空気中放射能濃度は $2.2 \times 10^{-7} \text{Bq}/\text{cm}^3$ であった。Table D.3.3-1の中で20日と27日を二回に分けているのは、初日の20日は1切断ごとに確認するため、27日はOWL-2とOGL-1の切断を分けたためである。また、放射性エアロゾルの粒径を測定した結果、 $0.8 \mu\text{m}$ （空気力学的放射能中央径、アンダーセン式エアロゾル分級捕集装置）であった。

今後、さらに高放射化された炉内管を水中放電法により切断を行う場合、今回以上に切断水槽内の放射能レベルが高くなることが予想されるので、今回の経験を踏まえなお一層の管理の徹底を図る必要がある。

（島田 浩）

Table D.3.3-1 アクリル蓋内の空気中の放射能濃度

切断年月日	1993. 9.20	1993. 9.20	1993. 9.22	1993. 9.24
放射能濃度 (Bq/cm ³)	$<3.5 \times 10^{-8}$	$<7.9 \times 10^{-9}$	2.2×10^{-7}	$<2.9 \times 10^{-8}$
検出下限濃度 (Bq/cm ³)	3.5×10^{-8}	7.9×10^{-9}	5.5×10^{-8}	2.9×10^{-8}
切 断 回 数	1	1	3	1

切断年月日	1993. 9.24	1993. 9.27 ^{*1}	1993. 9.27 ^{*2}	1993. 9.28
放射能濃度 (Bq/cm ³)	7.3×10^{-8}	2.3×10^{-8}	$<3.7 \times 10^{-8}$	2.0×10^{-7}
検出下限濃度 (Bq/cm ³)	7.7×10^{-8}	8.2×10^{-9}	3.7×10^{-8}	5.0×10^{-9}
切 断 回 数	2	3	1	5

*1 : OGL - 1 炉内管切断時

*2 : OWL - 2 炉内管切断時

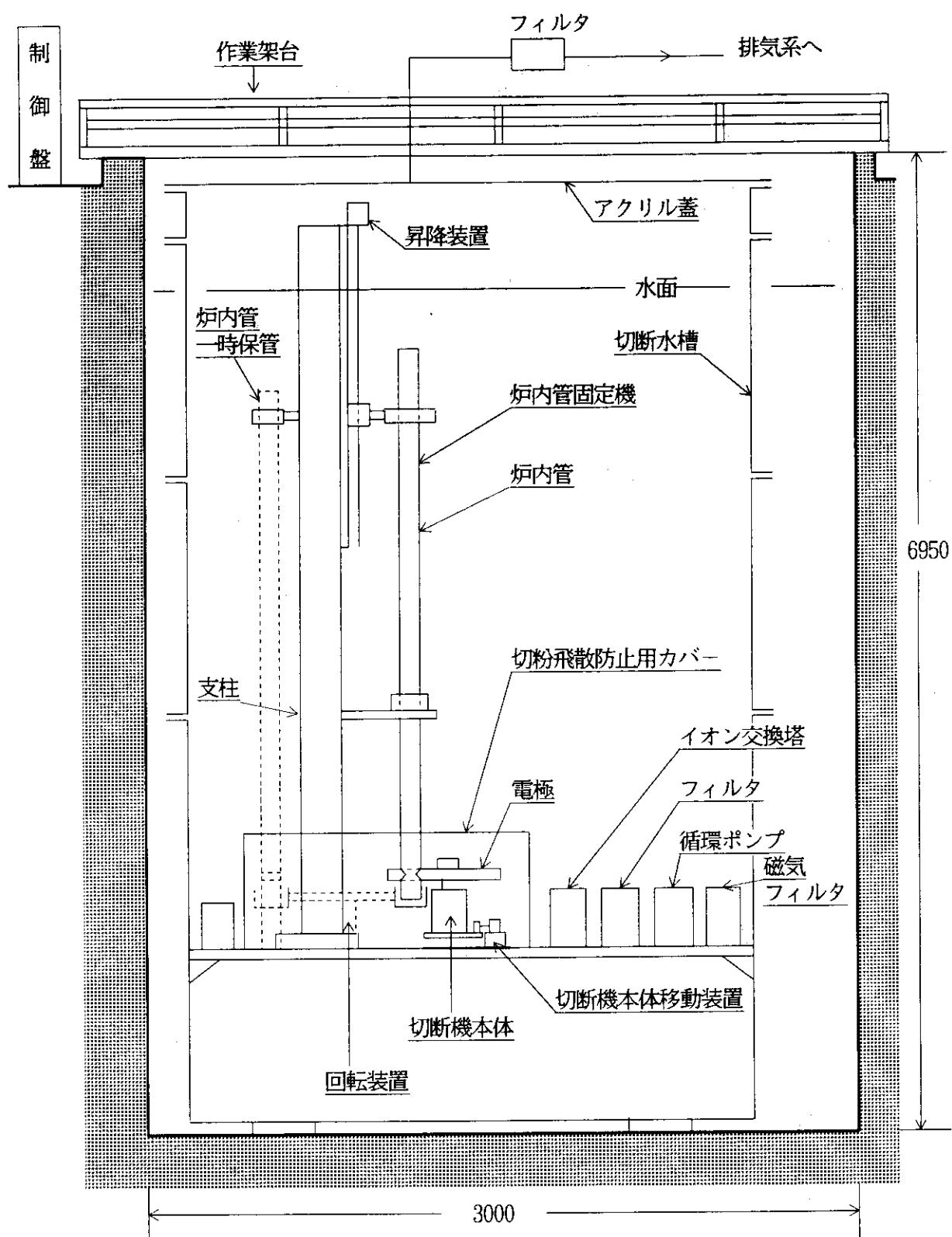


Fig. D.3.3-1 切断装置の概略図

D.3.4 β ・ γ 固体廃棄物処理作業における外部被ばくの調査

β ・ γ 固体廃棄物処理作業に係る従事者の線量当量は、フィルムバッジにより定期的に管理しているが、Fig. D.3.4-1 に示すように大洗研究所で占める割合が大きく、1989年度から漸次増加の傾向にある。この間に、 β ・ γ 焼却処理装置が更新され、焼却灰の固化方式が変更されている。また、廃棄物管理事業への移行に伴う建家改修工事のための各種作業が行われている。そのため、線量の低減化を図るうえから、 β ・ γ 固体廃棄物処理作業のどの段階で被ばくに寄与するのかを調査するため、毎日の線量当量を調査した。

β ・ γ 固体廃棄物処理作業を担当する12名の作業者に、デジタルルポケット線量計（最小指示値1 μ Sv、アロカ（株）製）を着用させ、午前・午後の作業ごとに被ばく線量当量を測定し、作業内容と線量当量との関係を1993年7月から1年間にわたり調査した。固体廃棄物の処理作業内容を18項目に分類し、四半期毎の作業者の線量当量及び作業項目毎の線量当量を集計した。その調査結果をFig. D.3.4-2 に示す。

この図から、非定常作業が最も高く、この作業と灰固化作業及び廃棄物移動作業等による線量当量が、全体の80%程度を占めることが分かった。ここで、非定常作業とは、装置の保守・点検、セラミックフィルタ及び高温フィルタの交換、焼却灰に含まれる夾雑物（金属片等）の分類、水フィルタ圧縮処理作業、焼却炉底の点検及び廃棄物管理事業への移行に伴う建家改修工事のための廃棄物の移動作業等である。非定常作業全体のなかで、50 μ Sv未満の被ばくの占める割合が多くなっている。そのため、50 μ Sv未満の被ばくの作業による線量当量を低くするように管理を行う必要があることが明らかとなった。

この結果から、被ばくの低減化には、作業者が常時作業するエリアや取り扱う固体廃棄物の線量当量率を把握し、不必要的被ばくを防止すること並びに必要により作業方法の見直しが重要であると考えられる。今後、この不必要的被ばくを防止するための一手法として、計数音を発生する小型線量計を作業者に携帯させ、作業者の自覚を促すことにより線量当量の低減化を図っていく予定である。

(関田 勉)

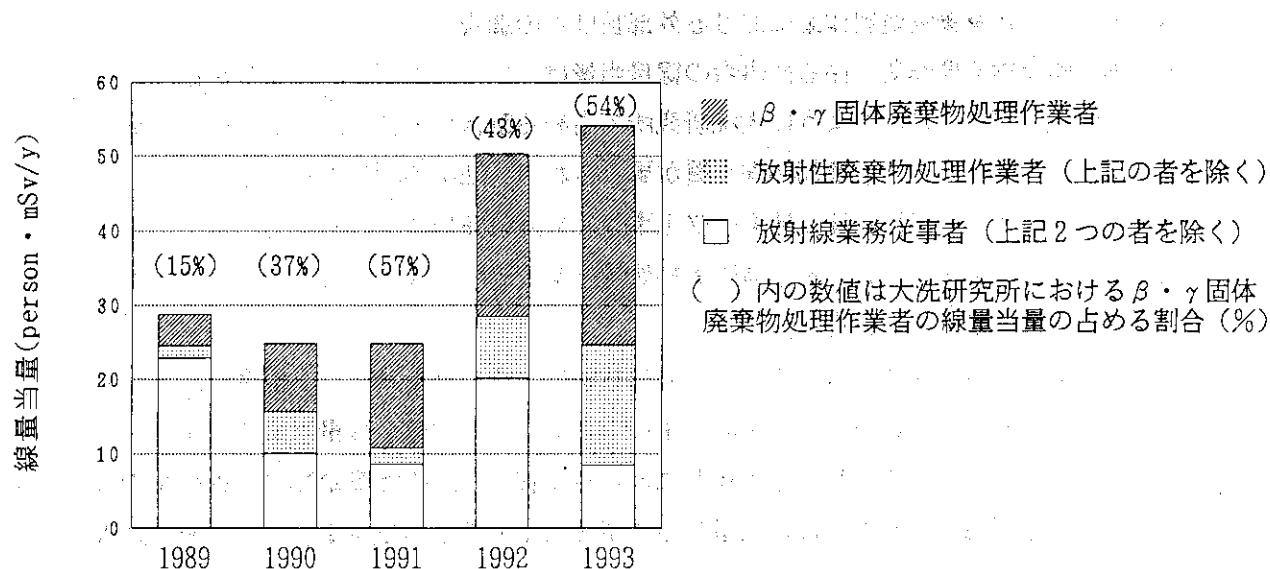


Fig. D. 3.4-1 大洗研究所における年度別線量当量とこれに対する
β・γ 固体廃棄物処理作業者の線量当量の占める割合

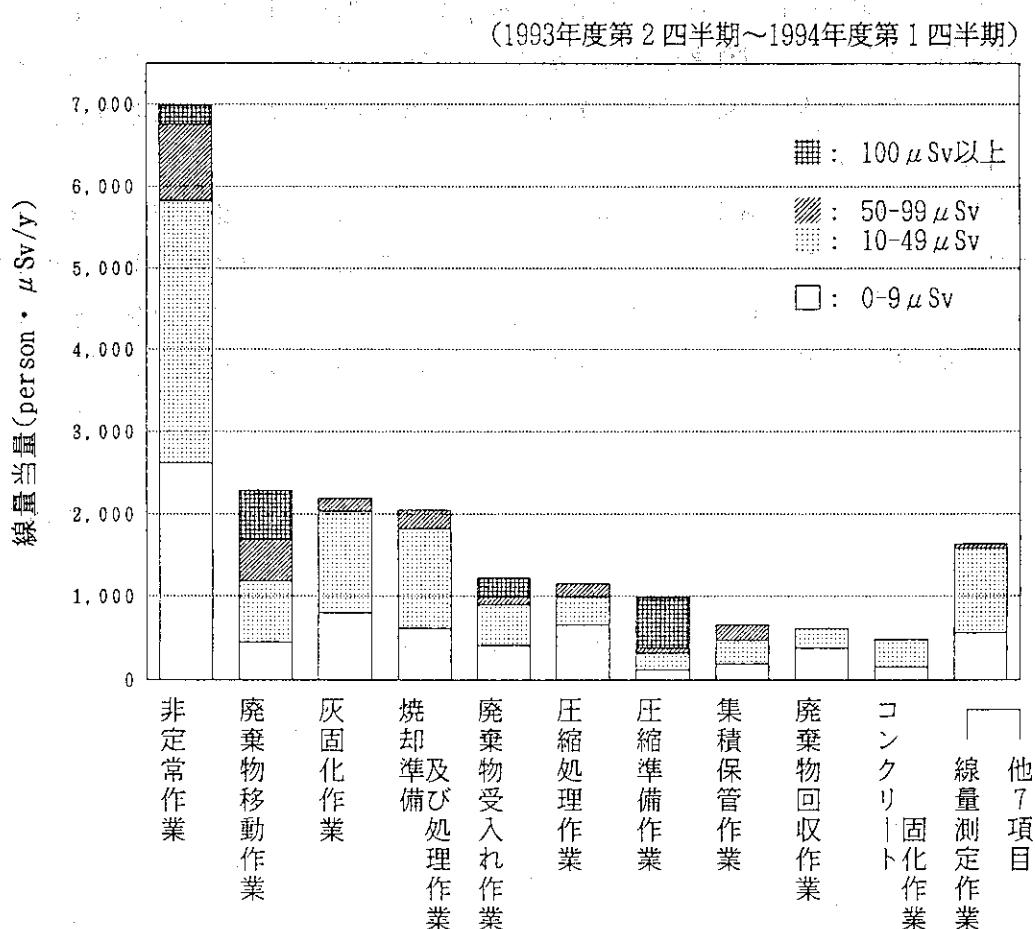


Fig. D. 3.4-2 作業別の線量当量

1D 4 環境放射能の管理

D.4.1 概 要

大洗研究所周辺監視区域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、各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、大気温度及び降雨量等の気象観測を行った。

大洗研究所、動燃（大洗）及び日本核燃料開発㈱で構成する大洗地区環境放射線監視部会を1993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した。

（田村 勝裕）

D.4.2 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8カ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Table D.4.2-1に示す。表中の「最大値」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、施設からの影響は認められなかった。

3月間の積算線量は、J M T Rを中心に半径2km内の地点21箇所にTLDを配置して測定した。その測定結果をTable D.4.2-2に示す。いずれの地点においても施設からの影響は認められなかった。

（芝沼 行男）

Table D:4.2-1 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, 1993年度)

年 月 ボス トNo.	1993年												1994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月	2月	3月	1月	2月	3月	
周 辺 監 視 区 域 境 界 構 内	P - 1 平均	3.3	3.3	3.2	3.1	3.1	3.2	3.3	3.3	3.3	3.3	3.3	3.3	3.3	3.3	3.3	3.3	0.80	
	P - 1 最大	4.9	6.3	5.0	4.9	4.7	4.7	4.8	4.2	4.8	5.5	4.2	6.0	6.3	6.3	—	—	—	—
	P - 2 平均	3.2	3.2	3.2	3.1	3.1	3.1	3.1	3.1	3.1	3.0	3.1	3.1	3.1	3.1	3.1	3.1	0.58	
	P - 2 最大	4.9	6.2	5.1	5.1	4.6	4.5	4.7	3.9	4.7	5.1	4.2	5.6	6.2	6.2	—	—	—	—
	P - 3 平均	3.7	3.8	3.7	3.7	3.6	3.7	3.8	3.8	3.8	3.8	3.8	3.8	3.8	3.8	3.8	3.8	0.67	
	P - 3 最大	5.5	6.4	5.2	5.3	4.9	5.1	5.1	4.5	5.0	5.7	4.8	6.3	6.4	6.4	—	—	—	—
	P - 4 平均	2.7	2.7	2.7	2.7	2.7	2.7	2.7	2.7	2.7	2.7	2.7	2.7	2.7	2.7	2.7	2.7	0.00	
	P - 4 最大	4.4	5.6	4.3	4.4	4.1	4.1	4.0	3.9	3.5	4.0	4.4	3.7	5.1	5.6	5.6	—	—	—
P - 5 P - 6 P - 7 P - 8	P - 5 平均	3.1	3.1	3.1	3.0	3.0	3.1	3.1	3.1	3.1	3.1	3.1	3.1	3.1	3.1	3.1	3.1	0.39	
	P - 5 最大	5.0	6.0	4.9	4.8	4.6	4.5	4.4	3.9	4.5	4.9	4.0	5.5	6.0	6.0	—	—	—	—
	P - 6 平均	4.2	4.3	4.5	4.3	4.2	4.1	4.0	4.0	4.1	4.2	4.2	4.3	4.2	4.2	4.2	4.2	1.41	
	P - 6 最大	6.0	6.8	6.3	5.9	5.6	5.1	5.2	4.6	5.3	5.9	5.2	6.6	6.8	6.8	—	—	—	—
構 内	P - 7 平均	3.1	3.1	3.1	3.1	3.1	3.1	3.1	3.1	3.1	3.1	3.1	3.1	3.1	3.1	3.1	3.1	0.29	
	P - 7 最大	4.3	5.1	4.2	4.2	4.0	3.9	4.0	3.7	4.0	4.6	3.9	4.7	5.1	5.1	—	—	—	—
	P - 8 平均	3.1	3.1	3.1	3.0	2.9	2.9	3.0	3.0	3.0	3.0	3.0	3.0	3.0	3.0	3.0	3.0	0.67	
	P - 8 最大	4.9	6.1	4.9	4.8	4.3	4.3	4.3	3.8	4.4	5.1	4.0	5.4	6.1	6.1	—	—	—	—

(単位 : nGy/h)

Table D.4.2-2 積算線量測定結果

(大洗研究所, 1993年度)

測定 期間 測定 地点	第 1 四半期	第 2 四半期	第 3 四半期	第 4 四半期	年 間
	1993年 3月23日 1993年 6月22日	1993年 6月22日 1993年 9月21日	1993年 9月21日 1993年12月21日	1993年12月21日 1994年 3月23日	
No. 1	62 (62)	61 (61)	66 (66)	72 (71)	261
No. 2	81 (81)	76 (76)	82 (82)	87 (86)	326
No. 3	69 (69)	63 (63)	72 (72)	74 (73)	278
No. 4	68 (68)	71 (71)	83 (83)	82 (81)	304
No. 5	69 (69)	72 (72)	82 (82)	84 (83)	307
No. 6	80 (80)	74 (74)	90 (90)	85 (84)	329
No. 7	67 (67)	60 (60)	73 (73)	72 (71)	272
No. 8	77 (77)	73 (73)	87 (87)	86 (85)	323
No. 9	69 (69)	67 (67)	79 (79)	79 (79)	294
No. 10	64 (64)	59 (59)	72 (72)	70 (69)	265
No. 11	55 (55)	57 (57)	68 (68)	69 (68)	249
No. 12	71 (71)	70 (70)	83 (83)	83 (82)	307
No. 13	109(109)	107(107)	113(113)	128(127)	457
No. 14	69 (69)	70 (70)	81 (81)	83 (82)	303
No. 15	63 (63)	61 (61)	69 (69)	72 (71)	265
No. 16	56 (56)	61 (61)	67 (67)	72 (71)	256
No. 17	75 (75)	84 (84)	92 (92)	101(100)	352
No. 18	54 (54)	55 (55)	64 (64)	65 (64)	238
No. 19	56 (56)	50 (50)	59 (59)	59 (59)	224
No. 20	61 (61)	63 (63)	70 (70)	74 (73)	268
No. 21	73 (73)	70 (70)	80 (80)	83 (82)	306

注) () 内数值は91日換算

(単位: μGy)

D.4.3 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

1993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 放射能の測定は、1992年度と同様に実施した。

大型水盤による降下塵中の月間放射能降下量の測定結果をFig. D.4.3-1に、モニタリングステーションにおける大気塵埃中全 β 放射能濃度の測定結果をFig. D.4.3-2に示す。いずれも通常年度と比較して異常は認められなかった。

排水溝出口における排水中の放射能濃度の測定結果をTable D.4.3-1に示す。これらの3月間についての平均濃度は、告示別表に定める排水中の濃度限度(^{90}Sr)を十分下回る値であった。

環境試料中の全 β 放射能濃度の測定結果をTable D.4.3-2に示す。L海域及びM海域の海底土は、排水溝出口から2km以内の海域における3地点の混合試料及び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。これらの値は、通常年度の測定結果と比較して有意な差は認められなかった。

(2) 環境試料中の放射性核種濃度

茨城県環境放射線監視計画に基づいて、降下塵、大気塵埃、陸土、排水口近辺土砂、葉菜類、海底土及び海産物について核種分析を実施した。その結果をTable D.4.3-3に示す。いずれの測定値にも異常は認められなかった。

(芝沼 行男)

Table D.4.3-1 排水溝における排水中の放射能濃度

(大洗研究所、1993年度)

採取年月	全 β (月平均)	^{3}H (月平均)	全 β (3月間平均)
1993年	4月 1.4×10 ⁻⁴	4.1×10 ⁻¹	
	5月 1.5×10 ⁻⁴	<1.4×10 ⁻²	1.4×10 ⁻⁴
	6月 1.3×10 ⁻⁴	2.3×10 ⁻²	
	7月 1.5×10 ⁻⁴	8.4×10 ⁻¹	
	8月 3.2×10 ⁻⁴	1.5	2.4×10 ⁻⁴
	9月 2.6×10 ⁻⁴	7.3×10 ⁻¹	
	10月 7.2×10 ⁻⁵	<1.2×10 ⁻²	
	11月 2.2×10 ⁻⁴	1.3	2.5×10 ⁻⁴
	12月 1.6×10 ⁻⁴	1.9×10 ⁻¹	
	1994年 1月 2.7×10 ⁻⁴	3.8×10 ⁻¹	
	2月 1.8×10 ⁻⁴	2.8×10 ⁻¹	1.6×10 ⁻⁴
	3月 1.0×10 ⁻⁴	<1.2×10 ⁻²	

(単位: Bq/cm³)

Table D.4.3-2 環境試料中の全 β 放射能濃度

(大洗研究所, 1993年度)

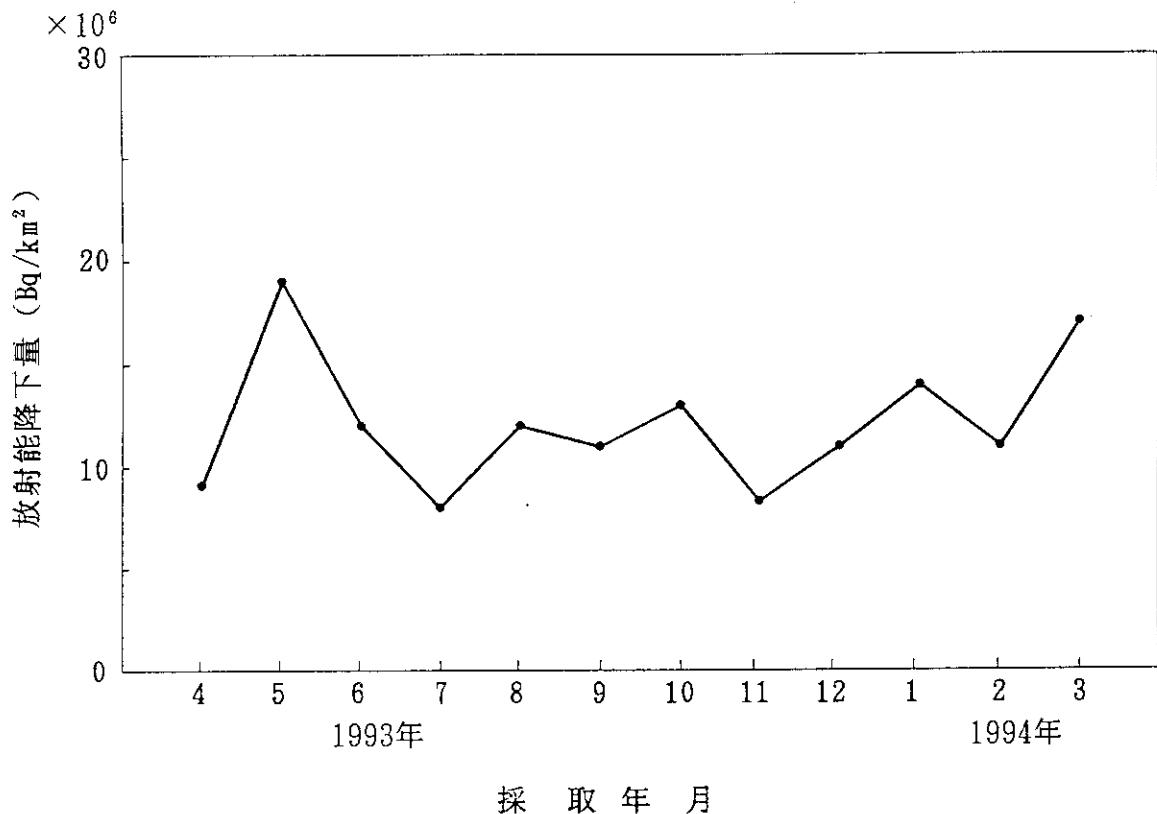
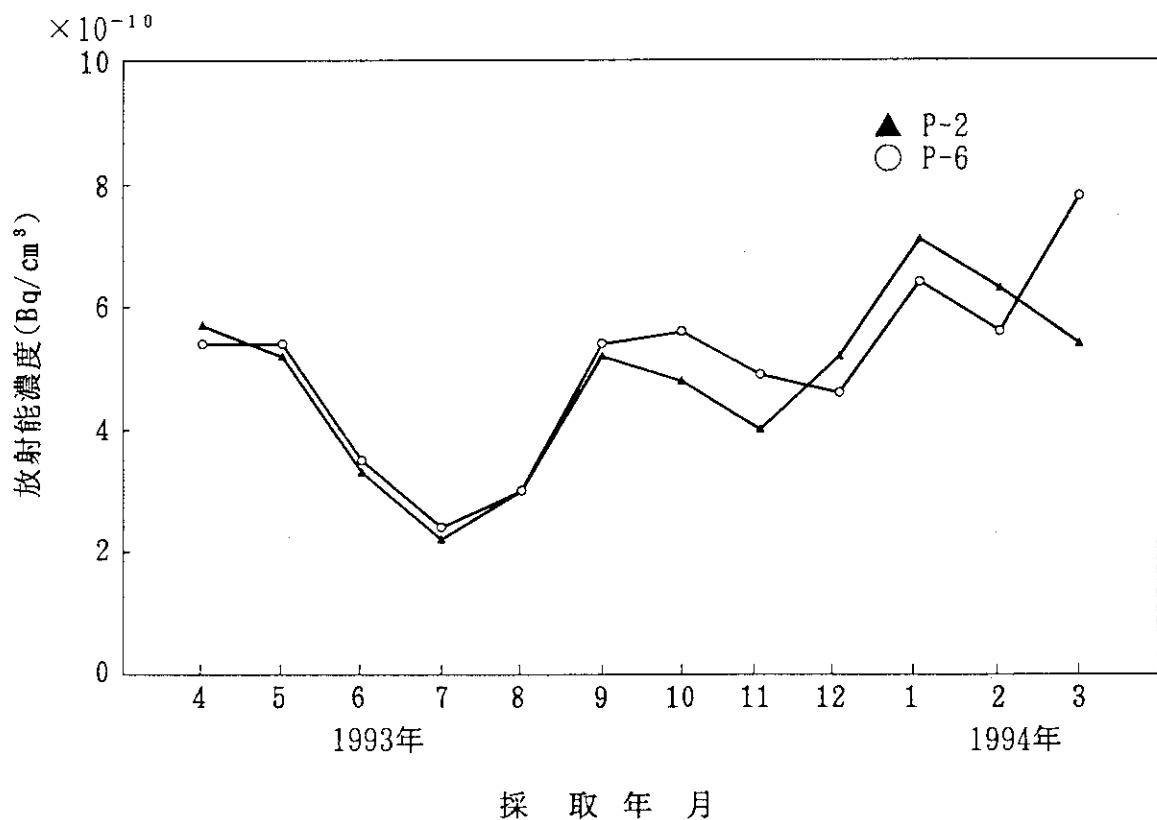
環境試料		採取場所	単位	前期	後期
陸上試料	陸水	夏海湖沼 涸原研水道原水 町営水道原水 北松川水道水 北松川井戸水	Bq/cm ³	8.4×10 ⁻⁵ <2.0×10 ⁻⁵ * 2.1×10 ⁻⁴ 1.8×10 ⁻⁴ 1.4×10 ⁻⁴ 5.9×10 ⁻⁴	<7.1×10 ⁻⁵ <1.9×10 ⁻⁵ * 1.8×10 ⁻⁴ 1.8×10 ⁻⁴ 1.3×10 ⁻⁴ 6.3×10 ⁻⁴
	土壌	排水溝出口付近 処理場 日下田沢 中太飛	Bq/g・乾	4.1×10 ⁻¹ 3.8×10 ⁻¹ 4.8×10 ⁻¹ 4.4×10 ⁻¹ 3.9×10 ⁻¹	4.3×10 ⁻¹ 3.8×10 ⁻¹ 4.5×10 ⁻¹ 3.5×10 ⁻¹ 3.8×10 ⁻¹
	精ホウレン草 ホウレン草 ホウレン草 ホウレン草 ホウレン草 ホウレン草 ホウレン草 ホウレン草 ホウレン草	米 旭村田崎 " " " "	Bq/g・生	— 1.2×10 ⁻¹ —	3.0×10 ⁻² — 5.1×10 ⁻²
海洋試料	海水	No. 1 (500 m) No. 2 (5 km)	Bq/cm ³	<2.0×10 ⁻⁵ * <2.0×10 ⁻⁵ *	<1.9×10 ⁻⁵ * <1.9×10 ⁻⁵ *
	海底土	No. 1 (500 m) No. 2 (5 km) L 海域 M 海域	Bq/g・乾	5.4×10 ⁻¹ 5.5×10 ⁻¹ 5.6×10 ⁻¹ 4.7×10 ⁻¹	5.1×10 ⁻¹ 5.7×10 ⁻¹ 5.0×10 ⁻¹ 5.3×10 ⁻¹
	シラスメ	大洗沖	Bq/g・生	1.1×10 ⁻¹ 1.4×10 ⁻¹	1.0×10 ⁻¹ 1.3×10 ⁻¹
		" "			

* 鉄、バリウム共沈法による。

Table D.4.3-3 環境試料中の放射性核種濃度

環境試料	採取年月	採取地点	単位	(大気汚染物質 1993年度)						
				^{64}Mn	^{60}Co	^{95}Zr	^{95}Nb	^{106}Ru	^{137}Cs	^{144}Ce
降下塵	1993年4月	Bq/m^2 安管棟屋上	$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^5$	$<7.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^6$	$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^6$	$<4.0 \times 10^6$
	1993年5月		$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^5$	$<7.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^6$	$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^6$
	1993年6月		$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^5$	$<7.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^6$	$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^6$
	1993年7月		$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^5$	$<7.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^6$	$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^6$
	1993年8月		$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^5$	$<7.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^6$	$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^6$
	1993年9月		$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^5$	$<7.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^6$	$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^6$
	1993年10月		$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^5$	$<7.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^6$	$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^6$
	1993年11月		$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^5$	$<7.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^6$	$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^6$
	1993年12月		$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^5$	$<7.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^6$	$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^6$
	1994年1月		$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^5$	$<7.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^6$	$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^6$
大気塵埃	1994年2月	$\times 10^{-10}\text{Bq}/\text{cm}^3$	$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^5$	$<7.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^6$	$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^6$
	1994年3月		$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^5$	$<7.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^6$	$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^6$
	1993年4月～6月		$<4.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	$<6.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$				
	1993年7月～9月		$<4.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	$<6.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$				
	1993年10月～12月		$<4.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	$<6.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$				
	1994年1月～3月		$<4.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	$<6.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$				
	1993年4月～6月		$<4.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	$<6.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$				
	1993年7月～9月		$<4.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	$<6.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$				
	1993年10月～12月		$<4.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	$<6.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$				
	1994年1月～3月		$<4.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	$<6.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$				
陸土	1993年5月	飛沢	$\text{Bq}/\text{g} \cdot \text{乾}$	$<1.0 \times 10^{-3}$	$<1.0 \times 10^{-3}$	$<1.0 \times 10^{-3}$	$<1.0 \times 10^{-2}$	$<1.0 \times 10^{-2}$	$<1.0 \times 10^{-2}$	$<1.0 \times 10^{-2}$
排水口	1993年7月	廢熱燃焼炉		<1.0			<1.0			
近辺土砂	1994年1月			<1.0	<1.0	<2.0	$<9.0 \times 10^{-1}$	<6.0	<1.0	<6.0
海底土	1993年7月	L海域	$\times 10^{-3}\text{Bq}/\text{g} \cdot \text{乾}$	<1.0	<1.0	<2.0	$<9.0 \times 10^{-1}$	<6.0	<1.0	<6.0
シラス	1993年5月	M海域		<1.0	<1.0	<2.0	$<9.0 \times 10^{-1}$	<6.0	<1.0	<6.0
ヒラメ	1993年4月			<2.0	<2.0	<4.0	<8.0	<2.0	<8.0	$<4.0 \times 10^{-1}$
ホウレン草	1993年4月	大洗沖	$\times 10^{-4}\text{Bq}/\text{g} \cdot \text{生}$	<2.0	<2.0	<4.0	<8.0	<2.0	<8.0	$<4.0 \times 10^{-4}$
白菜	1993年10月	旭村田崎	$\text{Bq}/\text{g} \cdot \text{生}$				$<4.0 \times 10^{-4}$		1.9×10^{-4}	4.0×10^{-4}
精米	1993年10月						$<4.0 \times 10^{-4}$		2.0×10^{-4}	4.0×10^{-5}

注) /:測定対象外 ▲:化学分析

Fig. D. 4.3 - 1 降下塵中の月間全 β 放射能降下量Fig. D. 4.3 - 2 モニタリングステーションにおける大気塵埃中の全 β 放射能濃度の月平均値

1 D. 5 放射線計測器の管理

D.5.1 概 要

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及び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、稼動率の向上を図った。

1993年度は、 α 固体処理棟の移動型プルトニウムダストモニタの更新及び危険物倉庫の排気ダストモニタの更新を実施するとともに、サーベイメータの補充を行った。

(田村 勝裕)

D.5.2 サーベイメータ等の管理

1982年度から実施しているサーベイメータ更新計画に基づき、1993年度は5台を補充した。その結果、大洗研究所の現保有台数は313台となった。

1993年度における現保有台数及び故障台数を機種別にTable D.5.2-1に示す。点検校正は、GM管式サーベイメータ等使用頻度の多い機種については年2回、レムカウンタ等使用頻度と故障発生率の少ない機種については年1回行い、1993年度は延べ550台実施した。年間の故障台数は40台であり、その主な故障内容はGM管の破損、劣化及びケーブルの断線等であった。

(佐藤 隆一)

Table D.5.2-1 サーベイメータの現保有台数、校正台数及び故障台数等

(大洗研究所、1993年度)

サーベイメータの種類	現有台数	購入台数	廃棄台数	校正台数	故障台数
GM管式サーベイメータ	77	5	0	142	18
テレテクタ	4	0	0	6	0
電離箱式サーベイメータ	76	0	0	127	11
β 線表面汚染検査計	84	0	0	162	5
α 線表面汚染検査計	40	0	0	80	3
中性子線サーベイメータ	5	0	0	* 5	0
レムカウンタ	5	0	0	* 5	0
シンチレーション式サーベイメータ	13	0	0	* 13	0
ガスフローサーベイメータ	4	0	0	5	3
半導体式サーベイメータ	5	0	0	* 5	0
合 計	313	5	0	550	40

*印は年1回校正

D.5.3 放射線モニタ等の管理

1993年度には、廃棄物処理場の α 固体処理棟に設置してある放射線モニタのうち、移動型プルトニウムダストモニタ2台の更新及び危険物倉庫の排気ダストモニタを更新した。

各施設に設置されている放射線モニタ、空気吸引装置及び記録計等の定期点検校正は、1992年度と同様に実施し、性能の維持に努めた。放射線モニタの修理件数及び故障率をTable D.5.3-1に示す。年間の件数は47件であり、その主な機種はダストサンプラ及びガンマ線エリヤモニタ等であった。

(佐藤 隆一)

Table D.5.3-1 放射線モニタの修理件数及び故障率

(大洗研究所、1993年度)

建 家 名 等	修 理 件 数					年間故障率 (件／系統)
	第1 四半期	第2 四半期	第3 四半期	第4 四半期	合 計	
J M T R (54系統)	5	5	7	1	18	0.33
ホ ッ ト ラ ボ (23系統)	1	1	1	0	3	0.13
廃棄物処理施設 (73系統)	2	9	10	1	22	0.30
燃 料 研 究 棟 (17系統)	0	0	1	1	2	0.12
R I 利 用 開 発 棟 (7 系統)	0	0	2	0	2	0.29
モニタリングポスト (18系統)	0	0	0	0	0	0

1 E むつ事業所

1 E.1 放射線管理

E.1.1 概 要

むつ事業所における各施設の放射線管理、個人被ばく管理、環境放射線管理及び放射線計測器の管理等の定常業務を1992年度に引き続き実施した。

施設の放射線管理は、おもに、原子力船「むつ」の解体工事の第一段階である燃料体等の取出し作業に伴う使用済燃料の保管、中性子源の搬出運搬、本船関連機器の保管、船内で発生する放射性固体、液体廃棄物の陸上施設への陸揚げ作業、燃料・廃棄物取扱棟における放射性液体廃棄物の処理作業及び機材・排水管理棟における放射性液体廃棄物の放出について実施した。その結果、放射線業務従事者の集団実効線量当量は0.6人・ミリシーベルトであり、組織線量当量の最大値は0.4 mSv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。

環境放射線管理に関しては、環境の空気吸収線量率、各種環境試料中の放射能濃度、気象観測等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。

(長谷川 圭佑)

(1) 管理区域

1993年度中に原子炉施設保安規定の改正に伴い設定した管理区域はなく、解除した管理区域は以下の1件であった。

(a) 燃料体等の陸揚げに際して原子力船「むつ」に設置した補助建屋

なお、1993年度中の附帯陸上施設における一時的な管理区域の設定は、原子力船「むつ」からの液体廃棄物陸揚げに際して行われた第1種管理区域36件であった。

(山本 昭夫)

(2) 放出放射性物質の管理

1993年度中に附帯陸上施設から放出された放射性塵埃及び放射性ガスの年間平均濃度並びに年間放出放射能をTable E.1.1-1に、また、放射性液体廃棄物の年間放出放射能をTable E.1.1-2に示す。

1993年度における放出放射性物質は、燃料体等の取出し、一次冷却水の陸揚げ及びその処理等の原子力船「むつ」の解体工事に伴い、前年度と比較して放出放射性ガスについては³Hが2倍程度、液体廃棄物については³Hが20倍程度、さらに、微量ではあるが⁶⁰Co等の核種が放出された。これらの核種の年間平均濃度及び放出放射能は、いずれも法令及び規定等に定められた濃度限度及び放出基準値以下であった。

(上野 正幸)

(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当量

原子炉施設保安規定に基づき、1993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実効線量当量を算出した。

むつ事業所及び原子力船「むつ」から放出された放射性希ガスは検出限界未満であったため、実効線量当量は、 $0 \mu\text{Sv}$ であった。希ガスによる実効線量当量をTable E.1.1-3に示す。

液体廃棄物による実効線量当量は、機材・排水管理棟から海中放出された ${}^3\text{H}$, ${}^{60}\text{Co}$ 等について算出した。その結果、 $0.16 \mu\text{Sv}$ であった。液体廃棄物による実効線量当量をTable E.1.1-4に示す。

放射性希ガス及び液体廃棄物による実効線量当量の合計は $0.16 \mu\text{Sv}$ であり、原子炉施設保安規定に定められている実効線量当量の線量目標値を十分に下回った。

(長根 悟)

Table E.1.1-1 放出塵埃・ガス放射能濃度及び放射能

(むつ事業所, 1993年度)

項目 施設名	放出塵埃			放出ガス		
	年間平均濃度 ^{*1} (Bq/cm ³)	年間放出放射能 ^{*1} (Bq)	主な核種	年間平均濃度 ^{*1} (Bq/cm ³)	年間放出放射能 ^{*1} (Bq)	主な核種
燃料・廃棄物取扱棟	< 2.2×10 ⁻⁹	0	全β	< 5.5×10 ⁻⁴ 3.3×10 ⁻⁶ (9.9×10 ⁻⁷) *2	0 1.8×10 ⁸ (5.4×10 ⁸) *2	⁸⁵ Kr ³ H
機材・排水管理棟	< 4.7×10 ⁻⁸	0	全β	8.2×10 ⁻⁷ (3.8×10 ⁻⁷) *2	2.4×10 ⁷ (1.1×10 ⁷) *2	³ H

*1 年間平均濃度及び年間放出放射能：年間放出された放射能を、年間の年次検査で除した。また、検査は、年間の年次検査で終了する。検査は、年間の年次検査で終了する。

*2 カッコ内の数値は、1992年度の値。

Table E.1.1-2 排水口における放射性液体廃棄物の平均濃度、放出放射能

(むつ事業所, 1993年度)

放出施設	年間放出日数	排水口における3カ月平均濃度の最大値 ^{*1} (Bq/cm ³)	年間放出放射能 (Bq)	放出管理目標値と放出放射能の比較
機材・排水管理棟	27	α < 8.0×10 ⁻⁶ β γ 1.0×10 ⁻⁵ ³ H 4.7×10 ⁰ (1.4×10 ⁰) *2	α 0 β γ 3.6×10 ⁵ [⁶⁰ Co 3.1×10 ⁵] [⁷⁵ Se 5.3×10 ⁴] ³ H 2.4×10 ¹¹ (1.8×10 ¹⁰) *2	○放出管理目標値 1.1×10 ⁸ Bq/年 (³ H以外の核種) ○放出管理目標値に対する比 3.3×10 ⁻³

*1 3カ月平均濃度の最大値：検出限界濃度以上の放出放射能を全排水量で除した値。すべての検出限界濃度未満の場合は、最大の検出限界濃度の値。

*2 カッコ内の数値は、1992年度の値。

Table E.1.1-3 希ガスによる年間実効線量当量

(むつ事業所, 1993年度)

原子炉施設	年間放出量 (Bq)	「むつ」南方位の周辺監視区域境界の実効線量当量 (μSv)
原子力船「むつ」	0	0

Table E.1.1-4 液体廃棄物による年間実効線量当量

(むつ事業所, 1993年度)

核種	年間放出量 (Bq)	実効線量当量 (μSv)
³ H	2.4×10 ¹¹	0.13
⁶⁰ Co 等	3.6×10 ⁵	0.029

E. 1.2 個人被ばく線量当量の管理

(1) 外部被ばく線量当量の管理

1993年度における附帯陸上施設での放射線業務従事者の個人最大実効線量当量及び集団実効線量当量は、それぞれ0.2 ミリシーベルト、0.6 人・ミリシーベルトであった。放射線業務従事者の人数、実効線量当量に係る被ばく状況等について、四半期別、作業者区分別に集計し、それぞれTable E.1.2-1 及びTable E.1.2-2 に示す。

組織線量当量の最大は、皮膚で0.4ミリシーベルト、眼の水晶体で0.2ミリシーベルトであった。

見学者等一時的に管理区域に立入る者の線量当量は、警報付ポケット線量計を使用して測定したが有意な被ばくはなかった。

なお、原子力船「むつ」及びむつ事業所全体における放射線業務従事者の実効線量当量に係る被ばく状況等についての集計をTable E.1.2-3 に、また、むつ事業所における（原子力船「むつ」乗組員を除く）放射線業務従事者の実効線量当量に係る被ばく状況等についての集計をTable E.1.2-4 に示す。これらの表から解体工事の本格化に伴い被ばく線量当量は、前年度と比較してかなり増加したことが伺える。原子力船「むつ」の蓋開放点検が開始された1988年度から現在までの集団実効線量当量及び放射線業務従事者数の推移をFig. E.1.2-1 に示す。これによると、原子力船「むつ」及びむつ事業所の集団実効線量当量は徐々に増加傾向にあるが、原子力船「むつ」の蓋開放点検、出力上昇試験が行われた1988年度から1990年度までの集団実効線量当量は比較的低く推移したが、実験航海が終了し解体工事に至る1991年度から1993年度までの集団実効線量当量は急激に上昇し、1993年度は前年度と比較し2倍以上の値となった。なお、放射線業務従事者数は実験航海が行われた1991年度を除きほぼ一定の人数で推移した。

（上野 正幸）

(2) 内部被ばく線量当量の管理

1992年度に引き続き体外計測法による内部被ばくに係る線量当量の検査を行った。

1993年度における受検件数をTable E.1.2-5 に示す。これら測定の結果、すべての検査において体内汚染は検出されなかった。

なお、バイオアッセイ法による確認検査として、原子力船「むつ」の圧力容器蓋開放期間中に、同容器上部で作業している作業者6名を選択し、トリチウムによる内部被ばくを16件測定したが、いずれも0.1mSv未満であった。

（上野 正幸）

Table E.1.2-1 放射線業務従事者の実効線量当量に係る四半期別被ばく状況
(原子力船「むつ」附帯陸上施設分)

(むつ事業所, 1993年度)

管理期間	放射線業務従事者実員	実効線量当量分布(人数)					平均実効線量当量(mSv)	最大実効線量当量(mSv)	集団実効線量当量(person・mSv)
		検出下限線量当量未満*1	0.2mSv以上1.0mSv以下	1.0mSv以上5.0mSv以下	5.0mSvを超えるもの	15mSvを超えるもの			
第1四半期	118	118	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
第2四半期	134	134	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
第3四半期	75	72	3	0	0	0	0.01	0.2	0.6
第4四半期	53	53	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
年間*2	158 (93)	155 (93)	3 (0)	0 (0)	0 (0)	0 (0)	0.88 (0.8)	0.8 (0.8)	0.6 (0.6)

* 1 原研IV型フィルムバッジの検出下限線量当量 : 0.2mSv
* 2 カッコ内の数値は、1992年度の値

Table E.1.2-2 放射線業務従事者の実効線量当量に係る作業者区分別被ばく状況
(原子力船「むつ」附帯陸上施設分)

(むつ事業所, 1993年度)

作業者区分	放射線業務従事者実員	実効線量当量分布(人数)					平均実効線量当量(mSv)	最大実効線量当量(mSv)	集団実効線量当量(person・mSv)
		検出下限線量当量未満*1	0.2mSv以上1.0mSv以下	1.0mSv以上5.0mSv以下	5.0mSvを超えるもの	15mSvを超えるもの			
職員等	53	50	3	0	0	0	0.01	0.2	0.6
外来研究員等	2	2	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
請負業者	104	104	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	158	155	3	0	0	0	0.00	0.2	0.6

* 1 原研IV型フィルムバッジの検出下限線量当量 : 0.2mSv

Table E.1.2-3 放射線業務従事者の実効線量当量に係る四半期別被ばく状況
(原子力船「むつ」及びむつ事業所分)

管理期間	放射線業務従事者 実員	実効線量当量分布(人数)					平均実効 線量当量 (mSv)	最大実効 線量当量 (mSv)	集団実効 線量当量 (person · mSv)
		検出下限線量 当量未満*1	0.2mSv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	154	120	26	8	0	0	0.15	1.8	22.5
第2四半期	201	171	24	6	0	0	0.12	2.9	24.2
第3四半期	169	158	10	1	0	0	0.03	1.4	5.1
第4四半期	149	149	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
年間*2	286 (252)	236 (222)	34 (25)	15 (5)	0 (0)	0 (0)	0.18 (0.08)	5.1 (2.6)	36.8 (14.2)

* 1 原研IV型ファイルムバッジの検出下限線量当量 : 0.2mSv
* 2 カッコ内の数値は、1992年度の値

Table E.1.2-4 放射線業務従事者の実効線量当量に係る四半期別被ばく状況
(むつ事業所分)

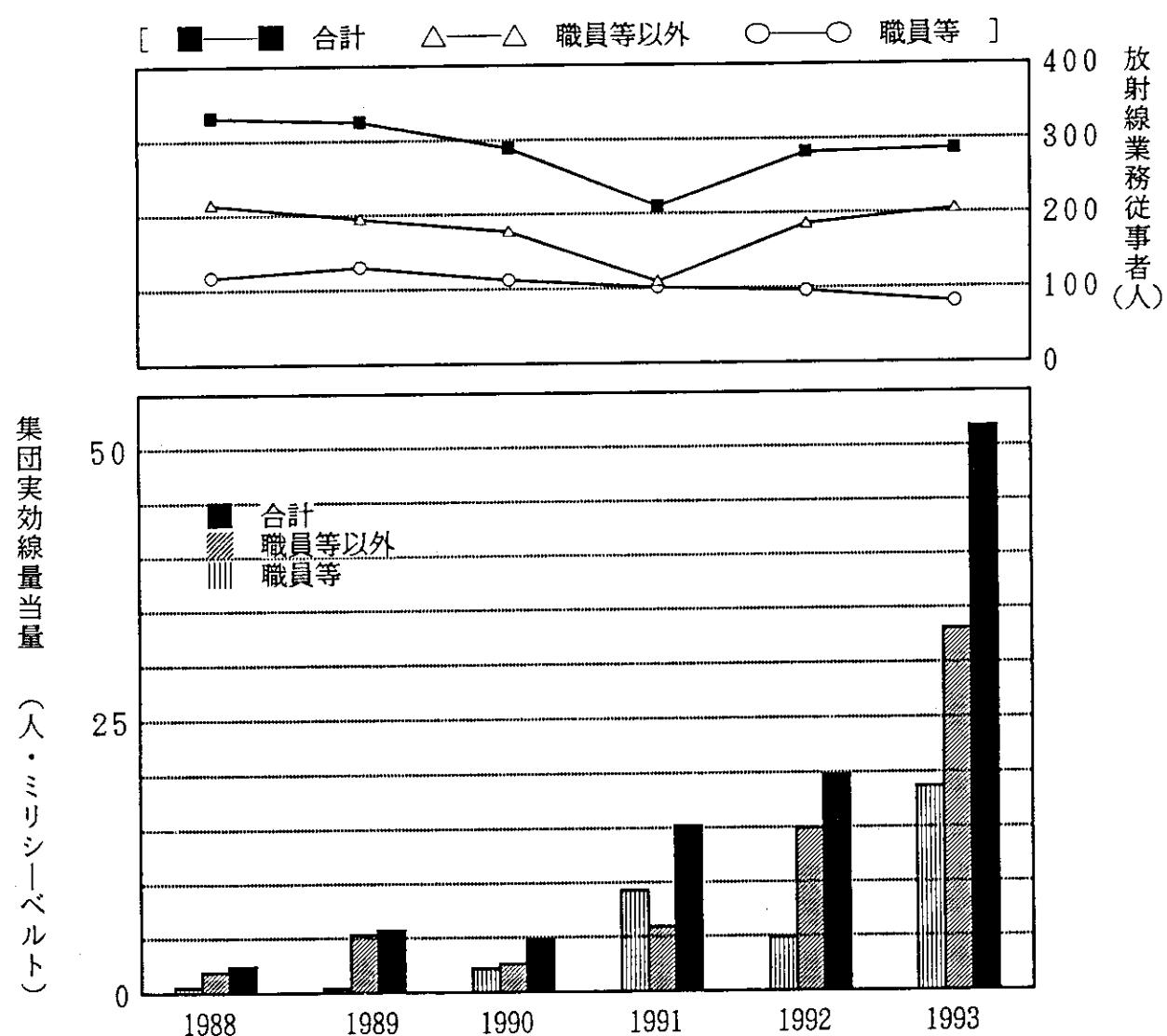
管理期間	放射線業務従事者 実員	実効線量当量分布(人数)					平均実効 線量当量 (mSv)	最大実効 線量当量 (mSv)	集団実効 線量当量 (person · mSv)
		検出下限線量 当量未満*1	0.2mSv以上 1.0mSv以下	1.0mSvを超え 5.0mSv以下	5.0mSvを超え 15mSv以下	15mSvを超えるもの			
第1四半期	129	100	21	8	0	0	0.15	1.8	19.9
第2四半期	176	152	22	2	0	0	0.08	1.9	14.7
第3四半期	144	138	6	0	0	0	0.01	0.3	1.5
第4四半期	124	124	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
年間*2	260 (220)	217 (199)	32 (17)	11 (4)	0 (0)	0 (0)	0.14 (0.06)	3.0 (2.6)	36.1 (14.2)

* 1 原研IV型ファイルムバッジの検出下限線量当量 : 0.2mSv
* 2 カッコ内の数値は、1992年度の値

Table E.1.2-5 全身カウンタによる内部被ばく受検件数

(対象：むつ事業所及び原子力船「むつ」の放射線業務従事者)
(むつ事業所, 1993年度)

	入所 検査	入退域 中間 検査	確認 検査	定期 検査	臨時 検査	退所 検査	合計
第1四半期	60	60	78	0	0	16	214
第2四半期	66	35	81	0	0	86	268
第3四半期	61	22	79	0	0	75	237
第4四半期	49	42	70	0	0	38	199
合計	236	159	308	0	0	215	918

Fig. E.1.2-1 集団実効線量当量と放射線業務従事者の推移（年度別）
(原子力船「むつ」及びむつ事業所)

E. 1.3 施設の放射線管理

(1) 液体廃棄物処理における放射線管理

1992年度に引き続き、原子力船「むつ」解体工事に伴い「むつ」から陸揚げされた放射性液体廃棄物の陸上施設における処理作業及び処理済水を海中へ放出する作業等について放射線管理を実施した。いずれの作業においても有意な被ばく及び汚染は検出されなかった。

1993年度における液体廃棄物処理に係る運搬及び液体廃棄物の海中放出の回数は、解体工事の本格化に伴い、1992年度（カッコ内数値）と比較して大幅に増加した。これらの状況を以下に示す。

- ・原子力船「むつ」から燃料・廃棄物取扱棟への液体廃棄物の運搬……………36回(9回)
- ・燃料・廃棄物取扱棟から機材・排水管理棟への液体廃棄物の運搬……………25回(7回)
- ・液体廃棄物の海中放出…………9回[27日](6回[18日])

また、液体廃棄物処理に関連して、処理系のフィルタ、ストレーナの交換作業が行われたが、有意な被ばく及び汚染は検出されなかった。

(上野 正幸)

(2) 燃料体等取出作業に関する附帯陸上施設で行われた作業の放射線管理

原子力船「むつ」解体の第1段階として燃料体等取出作業が行われたが、附帯陸上施設では1993年5月から8月にかけて関連作業が行われた。

燃料体等取出作業に関する附帯陸上施設では、原子力船「むつ」から取出した使用済燃料32体と燃料体出し時に使用した機器類の陸揚げ及び燃料・廃棄物取扱棟における保管のための作業が行われた。使用済燃料体の保管に先立って、燃料体の加熱・真空乾燥、同輸送容器内部の気密漏洩検査が行われ、その後同輸送容器を貯蔵モードにして燃料体は保管された。

また、原子力船「むつ」で使用した中性子源は、陸揚げ後所要の確認を行い、大洗研究所に譲渡のため運搬された。

これらの作業には実人員で79名の放射線業務従事者が携わったが、有意な被ばくは認められなかった。

ここでは、これらの作業で放射線管理上特筆すべき事項について以下に述べる。

(a) 使用済燃料体の陸揚げ

使用済燃料体は、一日1体のペースで使用済燃料輸送容器に収納し、岸壁クレーンで陸揚げ後大型トレーラにて燃料・廃棄物取扱棟に運搬された。使用済燃料体入り輸送容器表面の最大線量当量率は $7 \mu\text{Sv}/\text{h}$ から $13 \mu\text{Sv}/\text{h}$ であり、燃焼度との比例関係が見受けられた。また、運搬作業は放射線業務従事者が行った。

(b) 使用済燃料体の乾燥及び保管

燃料・廃棄物取扱棟に移された使用済燃料体入り輸送容器は、加熱乾燥機、真空乾燥機に接続後、加熱した窒素ガスを容器内に送り、使用済燃料体に付着した水分を除去し、さらに、液体窒素トラップを介して真空ポンプにて吸引し、乾燥させた。

この作業では、使用済燃料体の破損を考慮して、加熱乾燥機接続箇所に、簡易な局所排気装置を設置し、その排出空気をモニタを介してオフガス系に排気することでFPガスの漏洩を防止し

たが、結果として有意な放射性ガスの漏洩は認められなかった。

真空乾燥を行った使用済燃料体入りの輸送容器は、内部をヘリウムで置換し、各箇所の気密漏洩検査後、温度、圧力センサーを取り付け、輸送モードから貯蔵モードに変換し、使用済燃料貯蔵エリアに保管された。

この作業では、保管エリアの使用済燃料体の増加に伴う線量当量率の上昇に注意して作業を進めたが、全ての使用済燃料体が保管された状態で最大で $8 \mu\text{Sv}/\text{h}$ であった。

使用済燃料体等の保管が完了した時点の線量当量率分布をFig. E. 1. 3-1 に示す。

(盛 隆志)

(3) 净化系イオン交換樹脂移送作業に伴う放射線管理

原子力船「むつ」の浄化系イオン交換樹脂は、1993年12月に樹脂塔に入れた状態で附帯陸上施設に陸揚げされ、燃料・廃棄物取扱棟内の使用済樹脂貯蔵容器に移送された。樹脂の容量は1塔で 167ℓ 、内蔵放射能量はNo.1樹脂塔で $2.8 \times 10^9 \text{Bq}$ 、No.2樹脂塔で $6.7 \times 10^6 \text{Bq}$ と推定された。イオン交換樹脂は、樹脂塔に入れた状態で燃料・廃棄物取扱棟の中3階に設置し、樹脂塔を既設の移送ラインに接続後、純水及び圧縮空気により樹脂塔内のイオン交換樹脂を押し出し、同棟1階にある使用済樹脂貯蔵容器へ移送された。

この作業での放射線管理上特筆すべき事項について以下に述べる。

(a) 樹脂塔の陸揚げ

No.1樹脂塔は、イオン交換樹脂の内蔵放射能から、事業所内運搬規則で定められたI型運搬容器の性能基準を満足するものである必要がある。このため、この基準に適合しているかどうかを確認した後、第3類運搬物として運搬した。No.1樹脂塔の表面線量当量率は、鉄製容器の遮蔽効果により $0.5 \mu\text{Sv}/\text{h}$ 程度であったが、樹脂塔に付属してある配管の表面では最大で $70 \mu\text{Sv}/\text{h}$ であった。車両表面では最大でも $0.7 \mu\text{Sv}/\text{h}$ であり、運搬は問題なく行われた。

(b) イオン交換樹脂の移送

汚染拡大の可能性のある作業は、既設移送ラインとの接続及びその切り離し作業であるので、作業エリアはポリシートで養生し、靴の履き替えを徹底させた。さらに、フランジ取外し、取付け時には樹脂接触面をウエスで除染させるとともにウエスの再使用を禁止させた。その結果、有意な汚染は認められなかった。

樹脂移送配管の線量当量率は、移送時に短時間で急激な上昇が考えられるので、それらの場所への立入りを制限した。また、主要な配管にはポータブルエリアモニタを設置し線量当量率の変化を確認した。その結果、移送時に配管表面で最大 $600 \mu\text{Sv}/\text{h}$ であった。これらの状況をFig. E. 1. 3-2 に示す。

樹脂受入れ作業後も線量当量率の低下が十分でない箇所が見受けられたが、これはバルブやT継手等の曲がり配管に滞留した樹脂の影響であり、純水により洗浄を繰り返すことにより作業後の表面線量当量率は約1/10から1/100まで低下した。

イオン交換樹脂の移送作業における作業者の線量当量についてTable E. 1. 3-1 に示す。

(盛 隆志)

(4) その他の作業における放射線管理

その他、固体廃棄物の陸揚げ（23回）及び圧縮作業、本船保管機器の陸揚等が行われたが、いずれの作業においても有意な被ばく及び汚染は検出されなかった。

(5) 放射性汚染の状況

1993年度においては、特に問題となる放射性汚染はなかった。

（上野 正幸）

Table E.1.3-1 イオン交換樹脂移送作業における作業者の実効線量当量

集団線量当量 (person·mSv)	0. 6
個人最大線量当量 (mSv)	0. 2
平均線量当量 (mSv)	0. 09
作業延べ人数 (人・日)	10
作業者実人員 (人)	7

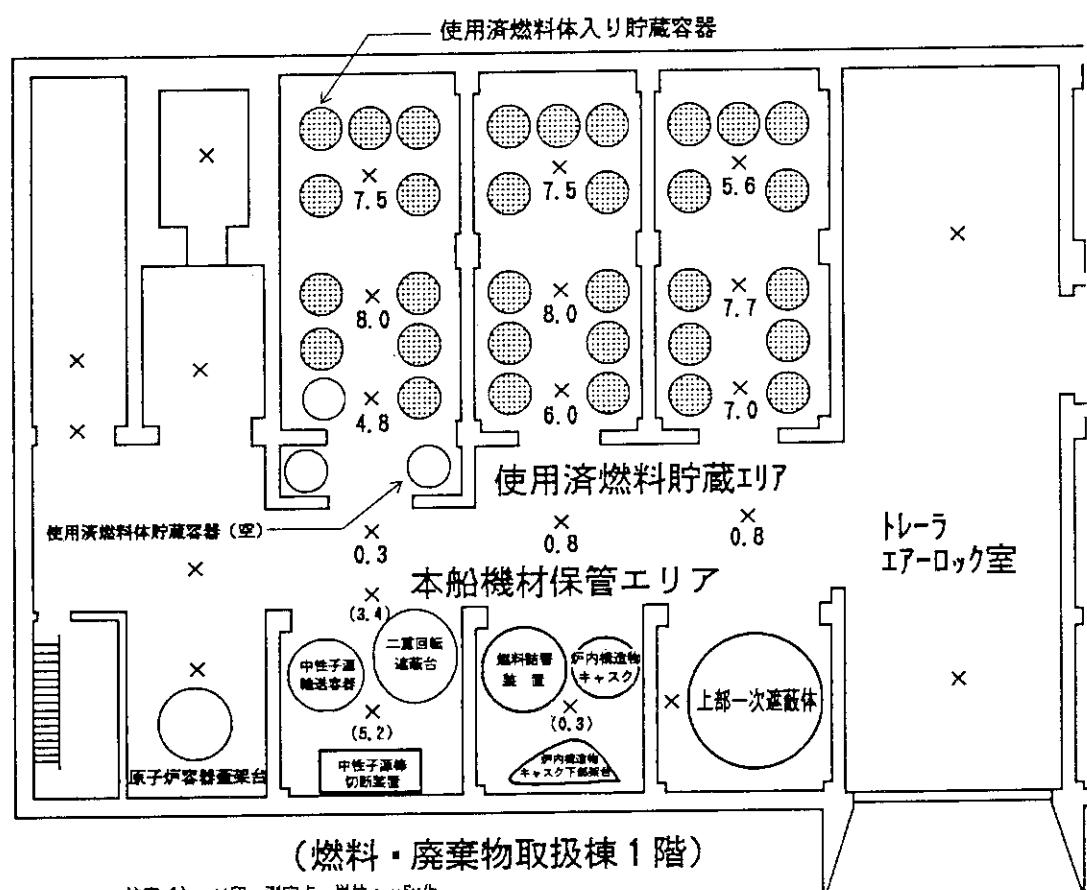
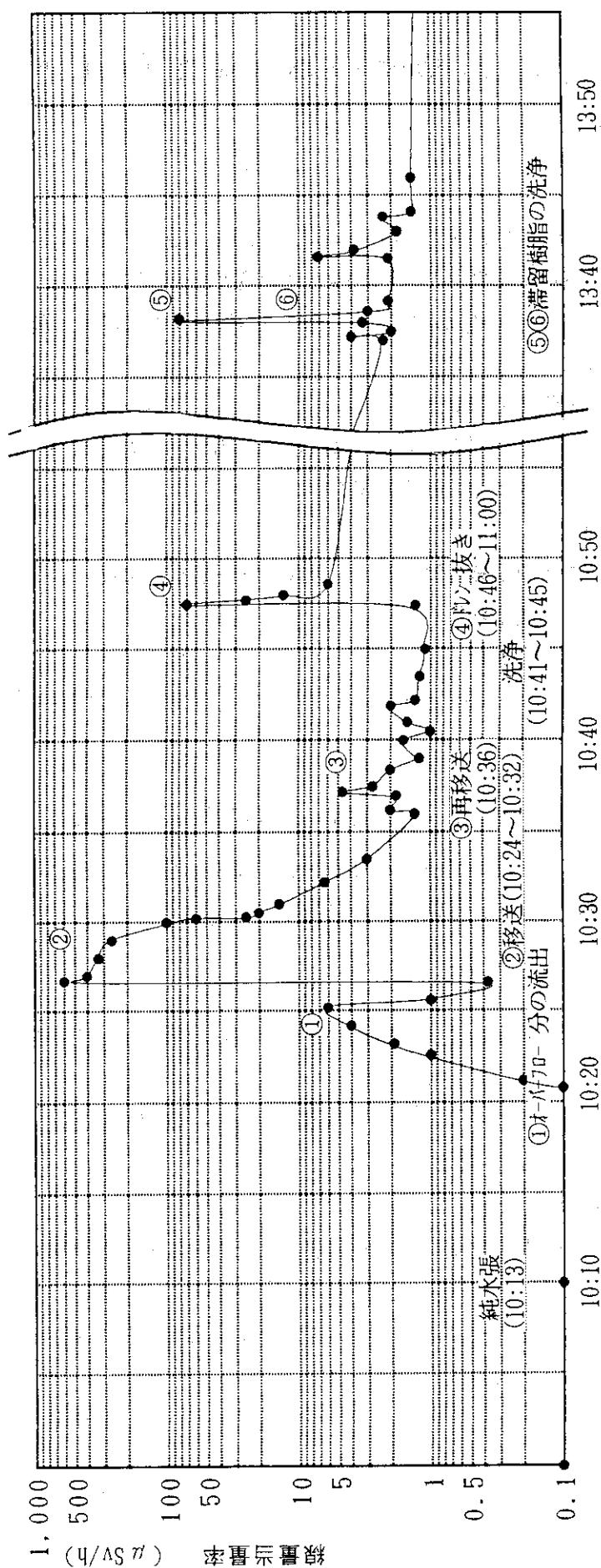


Fig. E.1.3-1 使用済燃料体等保管後の線量当量率分布



使用測定器: ポータブルエリモニタ (MAR-761B)

測定場所: イオン交換樹脂一時受タンク室内移送配管表面 (SUS-304, 40A, 鉛 5mm, 遮蔽)

Fig. E.1.3-2 No.1イオン交換樹脂塔内樹脂移送作業時の配管表面線量当量率の変化(平成5年12月14日測定)

E. 1.4 環境放射能の管理

関根浜地区において、環境放射線の監視並びに環境試料中の放射能濃度監視を1992年度と同様実施した。

(1) 環境放射線のモニタリング

(a) モニタリングポストによる監視

周辺監視区域境界及び構外の空気吸収線量率の連続モニタリングを、1992年度と同様実施した。

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Table E. 1.4-1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、降雪の影響によるもので、施設からの影響は、認められなかった。

(b) モニタリングカーによる空気吸収線量率測定

1992年度と同様、四半期毎にモニタリングカーで走行並びに定点測定を実施したが、異常は認められなかった。Table E. 1.4-2に定点での測定結果を示す。

(c) 環境中の空気吸収線量の監視

1992年度と同様、3ヶ月間の空気吸収線量を測定した。施設からの放出放射能による異常は認められなかった。Table E. 1.4-3に測定結果を示す。

(d) 周辺監視区域境界の空気吸収線量率測定

1992年度と同様、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で測定したが、異常は認められなかった。

(e) 気象・地震観測

1992年度と同様、気象及び地震観測を行った。1993年度の県内有感地震は43回有り、そのうち当観測所で観測された地震は28回であった。観測されたうち最も大きな地震は、1993年7月12日22時17分に発生した北海道の南西沖であり、震度4を記録した。

(2) 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

1993年度に定期的に実施した環境試料中の全 β 放射能測定は、試料の種類、頻度及び方法とも1992年度とほぼ同様であった。

各試料の測定結果をTable E. 1.4-4に示す。これらの値は、例年の測定結果と比べて大きな差はない、施設からの影響は認められなかった。

(b) 環境試料中の放射性核種濃度

1993年度に定期的に実施した環境試料中の放射性核種分析は、1992年度とほぼ同様の種類、頻度で実施した。

各試料の測定結果をTable E. 1.4-5に示す。また、大型水盤による降下塵の測定結果をTable E. 1.4-6に示す。

(長根 哲)

Table E.1.4-1 固定モニタによる監視結果

(むつ事業所、1993年度)

(関根地区)

ポストNo.	年月	1993年												1994年			年間		
		単位			4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	年間標準偏差		
MP-1 (気象観測所)	平均	nGy/h	20	20	20	20	21	21	21	21	21	18	15	19	20	20	1.7		
	最大	nGy/h	41	38	45	43	34	42	45	47	65	38	41	35	65	65	—		
MP-2 (施設正門)	平均	nGy/h	18	18	18	18	18	18	19	19	19	16	15	18	18	18	1.2		
	最大	nGy/h	35	34	39	39	35	39	41	42	59	33	40	32	59	59	—		
MP-3 (施設港側)	平均	nGy/h	18	18	18	18	18	18	19	19	20	16	15	18	18	18	1.3		
	最大	nGy/h	37	36	41	40	33	39	42	43	60	34	38	35	60	60	—		
MP-11 (燃焼棟前)	平均	nGy/h	21	21	20	21	21	22	22	22	19	16	20	20	21	21	1.7		
	最大	nGy/h	41	38	47	43	44	41	44	45	64	37	42	36	64	64	—		
MP-12 (美付線側)	平均	nGy/h	18	19	18	18	17	18	18	18	19	16	14	17	18	18	1.4		
	最大	nGy/h	36	34	39	39	31	37	40	40	55	34	37	33	55	55	—		
MP-4 (浜関根)	平均	nGy/h	22	21	21	20	21	21	22	23	22	18	17	21	21	21	1.7		
	最大	nGy/h	39	38	43	38	36	41	42	47	59	34	41	34	59	59	—		
MP-5 (関根中学校)	平均	nGy/h	21	22	21	21	21	21	24	25	21	18	17	18	21	21	2.3		
	最大	nGy/h	42	46	50	42	40	48	52	48	71	41	48	40	71	71	—		
MP-6 (水川口)	平均	nGy/h	25	27	26	27	25	27	26	28	24	20	17	21	24	24	3.4		
	最大	nGy/h	45	40	51	51	43	49	46	52	68	41	46	43	68	68	—		
水モニタ (岸壁)	平均	CPS	3.6	3.6	3.6	3.6	3.6	3.6	3.7	3.8	4.0	3.9	4.0	4.0	3.8	0.18	—		
	最大	CPS	4.4	8.1	4.8	4.6	4.6	4.7	10.2	11.9	16.5	14.0	12.7	11.9	16.5	16.5	—		

検出器: 2in ϕ × 2in NaI(Tl)シンチレーション検出器
型式: 鋼筋コンクリート平家建局舍型 検出器実効高さ 地上高 約4.6m

Table E.1.4-2 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, 1993年度)

(関根地区)

番号	測定月日 測定結果 地点名	1993年 5月 6日	1993年 8月 2日	1993年11月 8日	1994年 2月 7日	備 考
		空気吸収線量率 (nGy/h)	空気吸収線量率 (nGy/h)	空気吸収線量率 (nGy/h)	空気吸収線量率 (nGy/h)	
1	水川目ポスト	31	30	32	17	各地点で地上 1.2mの高さで 10分間計測を実 施した。
2	防衛・私道交叉点	24	23	27	積雪で測定不可	
3	気象観測露場	24	25	26	13	
4	鳥沢小学校	30	31	33	12	
5	むつ市境界	16	15	17	8	
6	関根中学校ポスト	25	25	23	14	
7	陸奥関根駅	21	21	22	10	
8	北関根神社奥	34	34	35	20	
9	進入・防衛道路	32	29	33	14	
10	大利小学校	30	31	32	17	
11	浜関根ポスト	27	27	29	14	

Table E.1.4-3 積算線量測定結果

(むつ事業所, 1993年度)

(関根地区)

(単位: μGy)

番号	測定期間 測定結果 地點名	第1四半期		第2四半期		第3四半期		第4四半期		年間 空気吸収線量
		1993年 4月2日 ~7月1日	測定値	1993年 7月1日 ~9月30日	測定値	1993年 9月30日 ~1994年1月6日	測定値	1994年 1月6日 ~4月1日	測定値	
			91日換算線量		91日換算線量		91日換算線量		91日換算線量	
1	気象観測露場	110	110	110	110	120	110	90	100	430
2	施設正門ポスト	110	110	110	110	130	120	100	100	440
3	施設港側ポスト	110	110	110	110	120	110	100	100	430
4	燃廃棟前ポスト	120	120	120	110	130	120	100	110	460
5	美付線側ポスト	110	110	110	110	130	120	100	100	440
6	資料棟	100	100	100	100	120	110	90	90	400
7	岸壁	90	90	80	80	100	90	80	90	350
8	浜関根ポスト	120	120	120	120	130	120	90	100	460
9	関根中学校	110	110	110	110	130	120	100	100	440
10	水川目ポスト	120	120	120	120	140	130	100	110	480
11	大利小学校	120	120	120	120	140	130	100	110	480
12	目名小学校	90	90	100	90	110	100	90	90	370
13	石持小学校	110	110	110	110	120	110	100	100	430
14	入口小学校	100	100	100	100	120	110	100	100	410
15	北関根集会所	120	120	120	120	140	130	110	110	480
16	鳥沢小学校	110	110	110	110	120	110	90	100	430
17	鉛容器内(5cm厚)	50	50	50	50	60	50	50	50	200

注) 90°C 1時間のプレアニール後に測定を行っている。各測定値は、宇宙線、自己汚染の寄与を含む。

Table E.1.4-4 環境試料中の全 β 放射能測定結果

(むつ事業所, 1993年度)

(関根地区)

環境試料	採取場所	単位	放射能濃度	
			前期	後期
陸上試料	陸水	Bq/cm ³	前浜簡易水道	8.5×10^{-5}
			樺山簡易水道	6.0×10^{-5}
			水川目簡易水道	2.6×10^{-5}
			美付川	5.4×10^{-5}
			出戸川	6.4×10^{-5}
	土壌	Bq/g・乾土	気象観測露場	5.2×10^{-1}
			浜関根ポスト	5.2×10^{-1}
			関根中学校ポスト	6.4×10^{-1}
			水川目ポスト	6.6×10^{-1}
			農作物耕作地	2.5×10^{-1}
海洋試料	牛乳 牧草 キャベツ	Bq/cm ³	美付川	7.7×10^{-2}
			出戸川	9.5×10^{-2}
			水川目地区	4.6×10^{-2}
	ジャガイモ 精米 松葉 ヨモギ	Bq/g・生	水川目地区	1.3×10^{-1}
			美付地区	4.6×10^{-2}
			定係港周辺	9.9×10^{-2}
			定係港周辺	8.4×10^{-2}
海 底 土	海水	Bq/cm ³	定係港周辺	2.0×10^{-1}
			関根浜港内	1.4×10^{-5}
			関根浜港外	2.6×10^{-5}
	関根浜港沖合	Bq/g・乾土	関根浜港沖合	2.5×10^{-5}
			関根浜港内	4.2×10^{-1}
			関根浜港外	2.3×10^{-1}
	カレイ コンブ ホンダワラ	Bq/g・生	関根浜沖合	1.6×10^{-1}
			関根漁港沖	1.1×10^{-1}
			関根漁港沖	3.4×10^{-1}
			関根漁港沖	2.5×10^{-1}

Table E.1.4-5 環境試料中の放射性核種濃度

(むつ事業所、1993年度)

(関根地区)

項目	採取年月	採取地點	³ H	⁵⁴ Mn	⁶⁰ Co	⁹⁰ Sr	¹³¹ I	¹³⁷ Cs	¹⁴⁴ Ce	単位
飲料水	1993年5月 11月	前浜簡易水道	$<8.5 \times 10^{-1}$ $<8.1 \times 10^{-1}$	$<7.4 \times 10^{-4}$ $<9.2 \times 10^{-4}$	$<1.1 \times 10^{-3}$ $<1.6 \times 10^{-3}$	—	—	$<8.7 \times 10^{-4}$ $<9.9 \times 10^{-4}$	$<7.2 \times 10^{-3}$ $<8.2 \times 10^{-3}$	Bq/l
	1993年5月 11月	樟山簡易水道	$<8.1 \times 10^{-1}$ $<8.1 \times 10^{-1}$	$<6.8 \times 10^{-4}$ $<8.3 \times 10^{-4}$	$<1.1 \times 10^{-3}$ $<1.1 \times 10^{-3}$	—	—	$<8.6 \times 10^{-4}$ $<1.1 \times 10^{-3}$	$<4.4 \times 10^{-3}$ $<4.7 \times 10^{-3}$	
	1993年5月 11月	水川目簡易水道	1.1×10^0 1.3×10^0	$<7.5 \times 10^{-4}$ $<7.3 \times 10^{-4}$	$<1.2 \times 10^{-3}$ $<1.1 \times 10^{-3}$	—	—	$<8.4 \times 10^{-4}$ $<8.2 \times 10^{-4}$	$<4.4 \times 10^{-3}$ $<4.7 \times 10^{-3}$	
牛乳	1993年5月 11月	水川目酪農	—	$<2.2 \times 10^{-2}$ $<1.6 \times 10^{-2}$	$<2.6 \times 10^{-2}$ $<3.1 \times 10^{-2}$	—	* $<3.9 \times 10^{-2}$ # $<2.9 \times 10^{-2}$	2.9×10^{-2} 7.3×10^{-2}	$<7.0 \times 10^{-2}$ $<7.0 \times 10^{-2}$	Bq/l 生
キャベツ	1993年7月	美付地区	—	$<1.8 \times 10^{-2}$	$<2.0 \times 10^{-2}$	(1.0×10^{-1})	# $<8.3 \times 10^{-2}$	$<1.4 \times 10^{-2}$	$<4.5 \times 10^{-2}$	Bq/kg 生
ジャガイモ	1993年7月	"	—	$<2.0 \times 10^{-2}$	$<2.8 \times 10^{-2}$	(5.5×10^{-2})	# $<9.0 \times 10^{-2}$	$<2.0 \times 10^{-2}$	$<9.5 \times 10^{-2}$	
米	—	"	—	—	—	—	—	—	—	
カレイ	1993年5月 11月	関根浜漁港沖	—	$<2.2 \times 10^{-2}$ $<2.8 \times 10^{-2}$	$<3.6 \times 10^{-2}$ $<3.9 \times 10^{-2}$	($<1.6 \times 10^{-2}$) ($<1.7 \times 10^{-2}$)	—	1.9×10^{-1} 1.5×10^{-1}	$<1.1 \times 10^{-1}$ $<1.4 \times 10^{-1}$	
	1993年6月 12月	大畑漁港沖	—	$<8.3 \times 10^{-2}$ $<1.3 \times 10^{-1}$	$<7.5 \times 10^{-2}$ $<4.2 \times 10^{-2}$	($<2.8 \times 10^{-2}$) ($<2.3 \times 10^{-2}$)	—	$<1.0 \times 10^{-1}$ 9.9×10^{-2}	$<2.5 \times 10^{-1}$ $<2.1 \times 10^{-1}$	
コンブ	1993年5月 11月	関根浜漁港沖	—	$<6.6 \times 10^{-2}$ $<9.8 \times 10^{-2}$	$<1.4 \times 10^{-1}$ $<8.4 \times 10^{-2}$	(1.8×10^{-2}) ($<1.7 \times 10^{-2}$)	# $<1.1 \times 10^{-1}$ # $<9.0 \times 10^{-2}$	1.1×10^{-1} 1.1×10^{-1}	$<5.4 \times 10^{-1}$ $<4.6 \times 10^{-1}$	
タコ	1993年5月 11月	"	—	$<9.3 \times 10^{-2}$ $<6.8 \times 10^{-2}$	$<3.3 \times 10^{-2}$ $<4.8 \times 10^{-2}$	($<2.7 \times 10^{-2}$) ($<2.9 \times 10^{-2}$)	—	$<4.9 \times 10^{-2}$ $<5.4 \times 10^{-2}$	$<1.7 \times 10^{-1}$ $<2.6 \times 10^{-1}$	
ホンダワラ	1993年5月	"	—	$<4.8 \times 10^{-2}$	$<6.4 \times 10^{-2}$	($<1.6 \times 10^{-2}$)	# $<9.5 \times 10^{-2}$	$<5.0 \times 10^{-2}$	$<2.3 \times 10^{-1}$	
クロソイ	1993年12月	大畑漁港沖	—	$<1.0 \times 10^{-1}$	$<3.5 \times 10^{-2}$	($<2.4 \times 10^{-2}$)	—	2.1×10^{-1}	$<1.7 \times 10^{-1}$	
イカ	1993年5月 11月	"	—	$<3.9 \times 10^{-2}$ $<1.4 \times 10^{-1}$	$<3.2 \times 10^{-2}$ $<4.8 \times 10^{-2}$	($<3.0 \times 10^{-2}$) ($<2.5 \times 10^{-2}$)	—	5.6×10^{-2} $<7.5 \times 10^{-2}$	$<1.6 \times 10^{-1}$ $<2.3 \times 10^{-1}$	
ホタテ	1993年5月	石持漁港沖	—	$<1.5 \times 10^{-1}$	$<4.4 \times 10^{-2}$	($<3.5 \times 10^{-2}$)	—	$<7.4 \times 10^{-2}$	$<2.6 \times 10^{-1}$	
	1993年5月	野牛漁港沖	—	$<1.1 \times 10^{-1}$	$<3.5 \times 10^{-2}$	($<2.7 \times 10^{-2}$)	—	$<5.8 \times 10^{-2}$	$<2.0 \times 10^{-1}$	
ヒラメ	1993年5月	石持漁港沖	—	$<1.4 \times 10^{-1}$	$<4.3 \times 10^{-2}$	($<2.6 \times 10^{-2}$)	—	2.6×10^{-1}	$<2.2 \times 10^{-1}$	
	1993年5月 11月	野牛漁港沖	—	$<7.4 \times 10^{-2}$ $<4.3 \times 10^{-2}$	$<3.6 \times 10^{-2}$ $<3.4 \times 10^{-2}$	($<2.5 \times 10^{-2}$) ($<2.4 \times 10^{-2}$)	—	2.5×10^{-1} 2.1×10^{-1}	$<1.7 \times 10^{-1}$ $<1.4 \times 10^{-1}$	
アイナメ	1993年5月 11月	岩屋漁港沖	—	$<7.9 \times 10^{-2}$ $<5.8 \times 10^{-2}$	$<6.5 \times 10^{-2}$ $<4.8 \times 10^{-2}$	($<2.6 \times 10^{-2}$) ($<2.9 \times 10^{-2}$)	—	2.4×10^{-1} 2.2×10^{-1}	$<2.3 \times 10^{-1}$ $<1.9 \times 10^{-1}$	
フノリ	1993年5月	"	—	$<3.9 \times 10^{-1}$	$<1.1 \times 10^{-1}$	($<3.0 \times 10^{-1}$)	—	$<2.1 \times 10^{-1}$	$<7.6 \times 10^{-1}$	
松葉	1993年5月 11月	定係港周辺	—	$<1.9 \times 10^{-2}$ $<2.1 \times 10^{-2}$	$<2.6 \times 10^{-2}$ $<2.8 \times 10^{-2}$	—	# $<8.9 \times 10^{-2}$ # $<1.3 \times 10^{-1}$	1.7×10^{-1} 7.1×10^{-2}	$<1.8 \times 10^{-1}$ $<1.5 \times 10^{-1}$	
ヨモギ	1993年5月 9月	"	—	$<4.6 \times 10^{-2}$ $<5.7 \times 10^{-2}$	$<6.1 \times 10^{-2}$ $<8.4 \times 10^{-2}$	—	# $<8.5 \times 10^{-2}$ # $<1.6 \times 10^{-1}$	1.3×10^{-1} 1.2×10^{-1}	$<2.5 \times 10^{-1}$ $<4.0 \times 10^{-1}$	
牧草	1993年5月 10月	水川目酪農	—	$<3.8 \times 10^{-2}$	$<4.4 \times 10^{-2}$	—	# $<7.4 \times 10^{-2}$	$<3.9 \times 10^{-2}$	$<1.0 \times 10^{-1}$	
			—	$<3.9 \times 10^{-2}$	$<9.4 \times 10^{-2}$	—	# $<7.9 \times 10^{-2}$	$<4.5 \times 10^{-2}$	$<2.6 \times 10^{-1}$	

() : 化学分析 — : 測定対象外 * 2 l マリネリ容器による直接測定 # : 1 l マリネリ容器による直接測定

Table E.1.4-5 環境試料中の放射性核種濃度（続き）

(むつ事業所、1993年度)

(関根地区)

項目	採取年月	採取地点	³ H	⁵⁴ Mn	⁶⁰ Co	⁸⁹ Sr	¹³⁷ Cs	¹⁴⁴ Ce	単位
河川水	1993年5月 11月	美付川	1.6×10^0 9.3×10^{-1}	$<9.9 \times 10^{-4}$ $<8.9 \times 10^{-4}$	$<1.0 \times 10^{-3}$ $<1.1 \times 10^{-3}$	(6.2×10^{-3}) (2.7×10^{-3})	$<8.4 \times 10^{-4}$ $<1.0 \times 10^{-3}$	$<4.5 \times 10^{-3}$ $<3.6 \times 10^{-3}$	Bq/ℓ
	1993年5月 11月	出戸川	1.7×10^0 1.4×10^0	$<1.1 \times 10^{-3}$ $<7.9 \times 10^{-4}$	$<1.6 \times 10^{-3}$ $<1.1 \times 10^{-3}$	(4.8×10^{-3}) (3.1×10^{-3})	$<1.1 \times 10^{-3}$ $<8.7 \times 10^{-4}$	$<2.5 \times 10^{-3}$ $<7.1 \times 10^{-3}$	
海水	1993年5月 11月	関根浜港 港内	$<8.1 \times 10^{-1}$ $<8.1 \times 10^{-1}$	$<7.1 \times 10^{-4}$ $<7.4 \times 10^{-4}$	$<9.1 \times 10^{-4}$ $<1.3 \times 10^{-3}$	($<2.6 \times 10^{-3}$) ($<2.9 \times 10^{-3}$)	3.5×10^{-3} 3.0×10^{-3}	$<4.7 \times 10^{-3}$ $<5.1 \times 10^{-3}$	Bq/kg乾土
	1993年5月 11月	関根浜港 港外	$<8.1 \times 10^{-1}$ $<8.1 \times 10^{-1}$	$<8.8 \times 10^{-4}$ $<1.1 \times 10^{-3}$	$<1.8 \times 10^{-3}$ $<1.0 \times 10^{-3}$	($<3.0 \times 10^{-3}$) ($<3.3 \times 10^{-3}$)	3.5×10^{-3} 3.1×10^{-3}	$<5.4 \times 10^{-3}$ $<5.0 \times 10^{-3}$	
	1993年5月 11月	関根浜港 沖合	1.1×10^0 $<8.1 \times 10^{-1}$	$<8.1 \times 10^{-4}$ $<6.7 \times 10^{-4}$	$<9.4 \times 10^{-4}$ $<9.3 \times 10^{-4}$	($<1.5 \times 10^{-3}$) ($<2.8 \times 10^{-3}$)	3.4×10^{-3} 2.8×10^{-3}	$<7.3 \times 10^{-3}$ $<4.3 \times 10^{-3}$	
	1993年5月 11月	大畠漁港沖	$<9.8 \times 10^{-1}$ $<5.3 \times 10^{-1}$	$<2.8 \times 10^{-3}$ $<3.2 \times 10^{-3}$	$<1.7 \times 10^{-3}$ $<1.8 \times 10^{-3}$	(2.3×10^{-3}) (2.4×10^{-3})	$<3.3 \times 10^{-3}$ 3.5×10^{-3}	$<1.0 \times 10^{-2}$ $<1.1 \times 10^{-2}$	
	1993年5月 11月	関根浜漁港沖	$<9.7 \times 10^{-1}$ $<5.3 \times 10^{-1}$	$<5.3 \times 10^{-3}$ $<2.9 \times 10^{-3}$	$<1.3 \times 10^{-3}$ $<8.0 \times 10^{-4}$	(2.2×10^{-3}) (2.6×10^{-3})	3.3×10^{-3} 3.4×10^{-3}	$<9.8 \times 10^{-3}$ $<6.0 \times 10^{-3}$	
	1993年5月 11月	石持漁港沖	$<9.6 \times 10^{-1}$ $<5.2 \times 10^{-1}$	$<4.8 \times 10^{-3}$ $<4.6 \times 10^{-3}$	$<1.3 \times 10^{-3}$ $<1.3 \times 10^{-3}$	(2.1×10^{-3}) (2.0×10^{-3})	2.9×10^{-3} $<2.8 \times 10^{-3}$	$<9.8 \times 10^{-3}$ $<9.8 \times 10^{-3}$	
	1993年5月 11月	野牛漁港沖	$<9.6 \times 10^{-1}$ $<5.3 \times 10^{-1}$	$<3.0 \times 10^{-3}$ $<1.7 \times 10^{-3}$	$<1.7 \times 10^{-3}$ $<7.9 \times 10^{-4}$	(1.6×10^{-3}) (2.2×10^{-3})	3.5×10^{-3} 4.2×10^{-3}	$<1.1 \times 10^{-2}$ $<6.3 \times 10^{-3}$	
	1993年5月 11月	岩屋漁港沖	$<9.7 \times 10^{-1}$ $<5.2 \times 10^{-1}$	$<5.2 \times 10^{-3}$ $<2.9 \times 10^{-3}$	$<1.3 \times 10^{-3}$ $<1.7 \times 10^{-3}$	(2.2×10^{-3}) (2.6×10^{-3})	3.1×10^{-3} $<3.2 \times 10^{-3}$	$<9.6 \times 10^{-3}$ $<1.0 \times 10^{-2}$	
河底土	1993年5月 11月	美付川	—	$<3.0 \times 10^{-1}$ $<4.0 \times 10^{-1}$	$<4.2 \times 10^{-1}$ $<3.8 \times 10^{-1}$	(6.5×10^{-1}) (4.1×10^{-1})	1.3×10^0 1.2×10^0	$<1.8 \times 10^0$ $<2.1 \times 10^0$	Bq/kg乾土
	1993年5月 11月	出戸川	—	$<4.9 \times 10^{-1}$ $<4.7 \times 10^{-1}$	$<3.8 \times 10^{-1}$ $<5.0 \times 10^{-1}$	(8.5×10^{-1}) (8.8×10^{-1})	1.5×10^0 2.1×10^0	$<1.7 \times 10^0$ $<3.0 \times 10^0$	
海底土	1993年5月 11月	関根浜港 港内	—	$<6.9 \times 10^{-1}$ $<1.1 \times 10^0$	$<7.1 \times 10^{-1}$ $<1.3 \times 10^0$	($<2.3 \times 10^{-1}$) ($<2.5 \times 10^{-1}$)	$<6.3 \times 10^{-1}$ $<1.1 \times 10^0$	$<2.5 \times 10^0$ $<3.8 \times 10^0$	Bq/kg乾土
	1993年5月 11月	関根浜港 港外	—	$<4.6 \times 10^{-1}$ $<4.5 \times 10^{-1}$	$<5.9 \times 10^{-1}$ $<5.6 \times 10^{-1}$	($<2.6 \times 10^{-1}$) ($<2.1 \times 10^{-1}$)	$<4.3 \times 10^{-1}$ $<6.4 \times 10^{-1}$	$<1.7 \times 10^0$ $<3.8 \times 10^0$	
	1993年5月 11月	関根浜港 沖合	—	$<3.5 \times 10^{-1}$ $<4.7 \times 10^{-1}$	$<4.1 \times 10^{-1}$ $<3.6 \times 10^{-1}$	($<2.0 \times 10^{-1}$) ($<1.7 \times 10^{-1}$)	$<3.5 \times 10^{-1}$ $<3.5 \times 10^{-1}$	$<1.7 \times 10^0$ $<1.5 \times 10^0$	
	1993年5月 11月	大畠漁港沖	—	$<2.5 \times 10^0$ $<1.4 \times 10^0$	$<6.6 \times 10^{-1}$ $<3.6 \times 10^{-1}$	($<2.3 \times 10^{-1}$) ($<2.3 \times 10^{-1}$)	$<1.4 \times 10^0$ $<7.5 \times 10^{-1}$	$<5.3 \times 10^0$ $<4.1 \times 10^0$	
	1993年5月 11月	関根浜漁港沖	—	$<2.5 \times 10^0$ $<2.1 \times 10^0$	$<8.1 \times 10^{-1}$ $<5.3 \times 10^{-1}$	($<2.9 \times 10^{-1}$) ($<3.0 \times 10^{-1}$)	$<1.5 \times 10^0$ $<1.1 \times 10^0$	$<5.1 \times 10^0$ $<4.6 \times 10^0$	
	1993年5月 11月	石持漁港沖	—	$<3.2 \times 10^0$ $<2.4 \times 10^0$	$<9.5 \times 10^{-1}$ $<6.3 \times 10^{-1}$	($<2.2 \times 10^{-1}$) ($<2.5 \times 10^{-1}$)	$<1.9 \times 10^0$ $<1.4 \times 10^0$	$<6.0 \times 10^0$ $<5.2 \times 10^0$	
	1993年5月 11月	野牛漁港沖	—	$<2.6 \times 10^0$ $<1.4 \times 10^0$	$<6.5 \times 10^{-1}$ $<3.7 \times 10^{-1}$	($<2.3 \times 10^{-1}$) ($<2.3 \times 10^{-1}$)	$<1.4 \times 10^0$ $<7.8 \times 10^{-1}$	$<5.6 \times 10^0$ $<4.0 \times 10^0$	
	1993年5月 11月	岩屋漁港沖	—	$<3.2 \times 10^0$ $<1.4 \times 10^0$	$<9.1 \times 10^{-1}$ $<3.9 \times 10^{-1}$	($<2.2 \times 10^{-1}$) ($<2.5 \times 10^{-1}$)	$<1.7 \times 10^0$ $<7.9 \times 10^{-1}$	$<5.9 \times 10^0$ $<4.1 \times 10^0$	

Table E.1.4-5 環境試料中の放射性核種濃度(続き)

(むつ事業所、1993年度)

(関根地区)

項目	採取年月	採取地點	^{54}Mn	^{60}Co	^{137}Cs	^{144}Ce	単位
陸 土	1993年5月 11月	気象観測露場	$< 5.8 \times 10^{-1}$ $< 6.9 \times 10^{-1}$	$< 7.2 \times 10^{-1}$ $< 1.0 \times 10^0$	8.5×10^0 6.0×10^0	$< 4.5 \times 10^0$ $< 6.5 \times 10^0$	Bq/kg乾土
	1993年5月 11月	浜関根ポスト	$< 9.7 \times 10^{-1}$ $< 9.6 \times 10^{-1}$	$< 9.4 \times 10^{-1}$ $< 7.3 \times 10^{-1}$	1.7×10^1 1.5×10^1	$< 3.2 \times 10^0$ $< 3.8 \times 10^0$	
	1993年5月 11月	関根中学校	$< 7.3 \times 10^{-1}$ $< 7.8 \times 10^{-1}$	$< 8.3 \times 10^{-1}$ $< 6.9 \times 10^{-1}$	3.6×10^1 1.7×10^1	$< 1.1 \times 10^1$ $< 9.9 \times 10^0$	
	1993年5月 11月	水川目ポスト	$< 9.4 \times 10^{-1}$ $< 7.8 \times 10^{-1}$	$< 8.9 \times 10^{-1}$ $< 7.3 \times 10^{-1}$	1.7×10^1 1.9×10^1	$< 6.0 \times 10^0$ $< 3.8 \times 10^0$	
	1993年5月 11月	農作物耕作地	$< 6.0 \times 10^{-1}$ $< 4.2 \times 10^{-1}$	$< 5.0 \times 10^{-1}$ $< 5.2 \times 10^{-1}$	1.3×10^1 9.7×10^0	$< 3.9 \times 10^0$ $< 2.7 \times 10^0$	

Table E.1.4-6 降下物中の放射性核種濃度

(むつ事業所, 1993年度) (単位: Bq/km²)

採取年月	⁷ Be	⁵⁴ Mn	⁸⁰ Co	⁸⁵ Zr	⁹⁵ Nb	¹³⁷ Cs	¹⁴⁴ Ce
1993年4月	3.1×10^7	$<4.2 \times 10^4$	$<4.2 \times 10^4$	$<5.7 \times 10^4$	$<5.1 \times 10^4$	$<5.7 \times 10^4$	$<1.6 \times 10^5$
	6.8×10^7	$<3.8 \times 10^4$	$<4.2 \times 10^4$	$<6.1 \times 10^4$	$<4.3 \times 10^4$	6.3×10^4	$<1.2 \times 10^5$
	2.8×10^7	$<4.2 \times 10^4$	$<6.3 \times 10^4$	$<1.1 \times 10^5$	$<5.2 \times 10^4$	$<4.8 \times 10^4$	$<2.0 \times 10^5$
	2.2×10^7	$<4.8 \times 10^4$	$<4.7 \times 10^4$	$<6.9 \times 10^4$	$<3.9 \times 10^4$	$<4.8 \times 10^4$	$<1.6 \times 10^5$
	1.4×10^7	$<4.7 \times 10^4$	$<4.2 \times 10^4$	$<6.1 \times 10^4$	$<3.6 \times 10^4$	$<3.3 \times 10^4$	$<1.5 \times 10^5$
	6.1×10^7	$<3.8 \times 10^4$	$<4.3 \times 10^4$	$<1.2 \times 10^5$	$<4.5 \times 10^4$	$<3.6 \times 10^4$	$<1.6 \times 10^5$
	4.7×10^6	$<6.2 \times 10^4$	$<6.4 \times 10^4$	$<5.5 \times 10^4$	$<3.4 \times 10^4$	$<4.4 \times 10^4$	$<3.3 \times 10^5$
	5.8×10^7	$<4.1 \times 10^4$	$<4.4 \times 10^4$	$<5.5 \times 10^4$	$<3.0 \times 10^4$	$<3.7 \times 10^4$	$<2.0 \times 10^5$
	5.2×10^7	$<4.2 \times 10^4$	$<6.1 \times 10^4$	$<6.0 \times 10^4$	$<4.0 \times 10^4$	$<4.2 \times 10^4$	$<2.3 \times 10^5$
	6.0×10^7	$<4.1 \times 10^4$	$<4.4 \times 10^4$	$<9.1 \times 10^4$	$<3.6 \times 10^4$	$<5.1 \times 10^4$	$<1.7 \times 10^5$
	2.2×10^7	$<3.9 \times 10^4$	$<4.3 \times 10^4$	$<5.3 \times 10^4$	$<3.2 \times 10^4$	$<3.5 \times 10^4$	$<1.4 \times 10^5$
	5.5×10^7	$<3.3 \times 10^4$	$<4.6 \times 10^4$	$<8.0 \times 10^4$	$<5.0 \times 10^4$	$<4.1 \times 10^4$	$<1.3 \times 10^5$

注) 採取場所は、関根浜気象観測露場内である。

E. 1.5 放射線計測器の管理

(1) サーベイメータ等の管理

1993年度におけるサーベイメータの現有台数、校正台数及び故障台数を種類別にTable E.1.5-1に示す。

サーベイメータ及びスケーラ等の放射線計測機器は、年1回点検校正を実施した。

(2) 放射線監視計測器の管理

関根地区の環境放射線システム、施設放射線管理用モニタ及び気象観測装置並びに地震観測装置の点検校正は、1992年度同様年1回実施した。

(長根 悟)

Table E.1.5-1 サーベイメータの現有台数、校正台数及び故障台数

(むつ事業所、1993年度)

サーベイメータ機種名	現有台数	校正台数	故障台数
GM管式サーベイメータ	8	8	0
β線表面汚染検査計	17	17	0
α線表面汚染検査計	3	3	0
プラスチックシンチレーション式サーベイメータ	2	2	0
電離箱式サーベイメータ	15	15	0
レムカウンタ	2	2	0
NaIシンチレーション式サーベイメータ	5	5	0
合 計	52	52	0

1 F 原子力船「むつ」

1 F.1 放射線管理

F.1.1 概 要

原子力船「むつ」における施設の放射線管理、個人被ばく管理、放出放射性物質の管理及び放射線管理用機器の管理を1992年度に引き続き実施した。

施設の放射線管理は、おもに、1992年9月から開始された原子力船「むつ」の解体工事が本格化し、燃料体及び中性子源の取出し工事等について実施した。また、管理区域の巡視、点検及び定期サーベイ等により、放射線管理上施設が適正に維持管理されていることを確認してきた。

1993年度における放射性塵埃及び放射性ガスの放出量、年間平均濃度並びに最大濃度をTable F.1.1-1に示す。

1993年度における放射性気体廃棄物は、1992年度と同様に³Hのみ有意放出があったが、その放出量は前年度の4分の1弱に減少した。これは、解体工事の一環として行われた一次冷却水配管、原子炉容器等の一次冷却水の水抜きによるものと思われる。

³Hの放出平均濃度は、法令及び規定等で定められた濃度限度以下であった。

放射線業務従事者の個人被ばく線量当量については、実効線量当量及び組織線量当量とも線量当量限度及び保安規定に定められた警戒線量当量を超える被ばくはなかった。1993年度における実効線量当量は、最大5.1mSv、平均0.25mSvであり、集団実効線量当量は、51.2人・ミリシーベルトであった。

また、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。

放射線計測器については、1992年度に引き続き年度計画及び定常業務計画に基づいて点検、校正を実施した。点検、校正を実施した台数については、工事等における必要台数を考慮したうえで現有台数に対してその数量を限定し、経費の節約を図った。

(森内 典明)

Table F. 1.1 - 1 放射性気体廃棄物放出量

(原子力船「むつ」, 1993年度)

放出核種	冷態停止期間中の放出量 (Bq)					平均濃度 (Bq/cm ³)	最大濃度 (Bq/cm ³)	備 考
	第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期	計			
希ガス	—	—			—	—	—	ND(< 7.2×10 ⁻³ Bq/cm ³)
³ H	7.1×10 ⁸	1.3×10 ⁹	9.7×10 ⁷	3.1×10 ⁷	2.1×10 ⁹	2.3×10 ⁻⁵	5.1×10 ⁻⁵	
¹³¹ I	—	—			—	—	—	ND(< 7.0×10 ⁻⁸ Bq/cm ³)
¹³³ I	—	—			—	—	—	ND(< 3.4×10 ⁻⁸ Bq/cm ³)
塵 埃	—	—	—	—	—	—	—	ND(< 9.3×10 ⁻¹⁰ Bq/cm ³)

注) 表中の「-」は、検出下限濃度未満(ND)をあらわす。

F.1.2 個人被ばく線量当量の管理

(1) 外部被ばく線量当量の管理

1993年度における放射線業務従事者の外部被ばく線量当量は、おもに、解体工事に係る原子炉格納容器内での作業によるものであった。

1993年度における放射線業務従事者の人数、実効線量当量に係る被ばく状況について、四半期別、作業者区分別に集計したものをそれぞれTable F.1.2-1 及びTable F.1.2-2 に示す。

放射線業務従事者の組織線量当量については、有意な被ばくはなかった。

暫定評価用に使用している熱ルミネセンスバッジ (TLB) は、月1回毎に定期測定を実施しており
その検出下限線量当量は、0.1mSvである。TLBの測定結果から0.1mSvを超え0.2mSv未満の実効線量
当量分布に該当する放射線業務従事者の人数は、年間合計で25人であった。

(蔽内 典明)

(2) 内部被ばく線量当量の管理

1992年度に引き続き、むつ事業所に設置されている全身カウンタを使用し、体外計測法による内部被
ばくに係る線量当量の検査を実施した。

1993年度のすべての検査において、体内汚染は検出されなかった。

(蔽内 典明)

Table F.1.2-1 放射線業務従事者の実効線量当量に係る四半期別被ばく状況
(原子力船「むつ」船内原子炉施設分)

(原子力船「むつ」, 1993年度)

管理期間	放射線業務従事者 実員	実効線量当量分布(人数)				平均実効 線量当量 (mSv)	最大実効 線量当量 (mSv)	集団実効 線量当量 (person·mSv)
		検出下限線量 当量未満*	0.2mSv以上 5.0mSv以下	1.0mSv以上 15mSv以下	5.0mSvを超えるもの 15mSvを超えるもの			
第1四半期	100	66	26	8	0	0	0.23	1.8
第2四半期	129	99	24	6	0	0	0.19	2.9
第3四半期	114	106	7	1	0	0	0.04	1.4
第4四半期	116	116	0	0	0	0	0.00	0.0
年間	205	158	31	15	1	0	0.25	5.1
								51.2

* 検出下限線量当量 : 0.2mSv

Table F.1.2-2 放射線業務従事者の実効線量当量に係る作業者区分別被ばく状況
(原子力船「むつ」船内原子炉施設分)

作業者区分	放射線業務従事者 実員	実効線量当量分布(人数)				平均実効 線量当量 (mSv)	最大実効 線量当量 (mSv)	集団実効 線量当量 (person·mSv)
		検出下限線量 当量未満*	0.2mSv以上 5.0mSv以下	1.0mSv以上 15mSv以下	5.0mSvを超えるもの 15mSvを超えるもの			
職員等	54	42	7	4	1	0	0.34	5.1
外来研究員等	0	0	0	0	0	0	0.00	0.0
請負業者	151	116	24	11	0	0	0.22	3.0
研修生	0	0	0	0	0	0	0.00	0.0
全作業者	205	158	31	15	1	0	0.25	5.1
								51.2

* 検出下限線量当量 : 0.2mSv

F.1.3 施設の放射線管理

(1) 概 要

1993年度は、1992年度に引き続き原子力船「むつ」の解体工事が実施され、これらに伴う施設の放射線管理を円滑に実施した。

原子力船「むつ」の解体工事は、1992年9月に開始され、1995年度に終了する予定である。1993年度に実施された工事は以下のとおりである。

- ・燃料体の取出し作業に係る工事
- ・中性子源の取出しに係る工事
- ・一次冷却水等の水抜きに係る工事
- ・計測管の設置に係る工事
- ・撤去物等仮設エリアの設置に係る工事
- ・船上補助施設の撤去に係る工事
- ・機器類の撤去に係る工事
- ・防熱材等の撤去に係る工事

(2) 解体工事における被ばく管理

解体工事期間中は、放射線業務従事者に個人線量計（フィルムバッジ、APD、TLB）を着用させるとともに、作業場所の放射線モニタリングを実施し、被ばく管理を行った。また、空気汚染等が予想される場合は、局所排気装置、バリア等を設置するとともに、放射線業務従事者に保護衣、保護具を着用させ、汚染の拡大防止及び被ばくの低減を図った。

当該年度の解体工事に係る放射線業務従事者の工事別実効線量当量分布をTable F.1.3-1に示す。

集団実効線量当量が最も大きいのは、燃料の取出し作業に係る工事であり、この工事による被ばくのうち、原子炉容器蓋周辺機器の取外し、復旧作業による被ばくがその大半を占めた。

(3) 燃料の取出し作業に係る工事における放射線作業管理

この工事における主要作業の内容を概説するとともに、放射線作業管理上講じた措置等について以下に述べる。

(a) 原子炉設備の取外し作業

本作業では、制御棒駆動箱、ミサイルプロテクション等の原子炉容器蓋周辺機器の取外し、制御棒軸の切り離し、中性子検出器の取外し等を行った後、上部一次遮蔽体を取り外し、これらを再設置・復旧するため、船内又は機材・排水管理棟に一時保管した。

ミサイルプロテクション内制御棒ラックハウジング付近の線量当量率は約0.1mSv/hであり、作業内容からかなりの被ばくが予想されたため、放射線線源である制御棒ラックハウジングを鉛板で遮蔽し、被ばくの低減を図った。また、制御棒駆動装置封水配管、ベント配管等一次冷却水配管の取外しに関しては、特に汚染拡大防止上の措置を講じるとともに作業員に対して十分な周知徹底を行った。

(b) 原子炉容器蓋の取外し作業

本作業では、原子炉容器蓋のスタッドボルトを取り外した後、燃料交換水槽を中間一次遮蔽体上に固定し、燃料交換水槽の水位を上昇させながら原子炉容器蓋を吊り上げた。吊り上げた原子炉容器蓋は、

原子炉容器蓋運搬保管台を用いて搬出し、再設置・復旧するため、燃料・廃棄物取扱棟に一時保管した。

燃料交換水槽の内面は、一次冷却水に直接接触するため、燃料体取出し後の徐染作業を考慮して、汚染防止シートを内面全面に粘着させた。

原子炉容器蓋吊り上げ時に発生すると予想される放射性塵埃、³Hについては、主作業場所までサンプリングホースを延長し、連続モニタリングを実施した。いづれも検出限界未満であった。

(c) 炉心上部構造物の取出し作業

本作業では、燃料交換水槽に水を張った状態で、炉心上部構造物を炉内から吊り上げて炉内構造物キャスク本体に収納した後、底蓋及び緩衝体を取り付けて搬出し、再設置・復旧するために燃料・廃棄物取扱棟に一時保管した。

炉心上部構造物取出し後の燃料交換水槽の水面における線量当量率は約20 $\mu\text{Sv}/\text{h}$ であり、適切に水遮蔽が行われていることを確認した。

(d) 燃料体の取出し作業

本作業では、燃料交換水槽の水位を下げながら、二重回転遮蔽台を原子炉容器フランジ部に設置した後、二重回転遮蔽台の燃料取出し口を取り出す燃料体の番地に位置決めし、燃料体を一本ずつ炉心から取り出して燃料取扱容器に収納し、燃料詰替用付属装置を用いて燃料取扱容器から使用済燃料輸送容器に詰め替えた。その後、使用済燃料輸送容器一次蓋の気密漏洩試験、緩衝体等の取付け等を行い、燃料・廃棄物取扱棟に移送し、緩衝体の取外し、貯蔵架台への据付け、燃料体の乾燥、使用済燃料輸送容器の気密漏洩試験を行い貯蔵状態とした。

作業終了後、燃料取扱容器及び燃料詰替用付属装置は燃料・廃棄物取扱棟に移送して保管した。二重回転遮蔽台は、燃料交換水槽の水位を上昇させながら原子炉容器フランジ部から取り外して保管台に乗せ、燃料・廃棄物取扱棟に移送して保管した。

二重回転遮蔽台における燃料体番地の位置決め、燃料取扱容器の二重回転遮蔽台への据付け等の燃料交換水槽内作業が発生するため、燃料交換水槽内の除染を実施した。除染は、汚染防止シート表面を入念に水洗いし、濡れタオルで拭き取ったが、1から10 Bq/cm^2 程度の汚染が残ったため、当初、汚染防止シート表面除染後、汚染防止シートを取り外して燃料交換水槽内をポリシート養生する計画であったが、汚染防止シート取外し作業における燃料交換水槽内ステンレス地肌への汚染拡大を懸念したため、汚染防止シートは取外しせずに、その上にポリシート養生を入念に行った。また、燃料交換水槽内エリアを特別エリアとし、専用靴の指定、立入者の限定等の措置を講じるとともに作業員に周知徹底した。

なお、燃料交換水槽搬出時の内表面等の汚染は、ほとんどの箇所で検出限界未満であった。

燃料体32体の取出し、及びその搬出に係る作業のみの集団実効線量当量はAPD値で0.48人・ミリシーベルトであり、被ばくの低減化対策が十分に行われた。

(藪内 典明)

Table F.1.3-1 1993年度の解体工事に係る工事別実効線量当量分布

項目		対象期間*1	放射線業務従事者数 (人)	集団線量当量 (人・ミリシーベルト)	平均線量当量 (ミリシーベルト)
請負業者	燃料体取出し作業に係る工事	H5.4.1 ～ H5.9.21	77	27.4	0.36
	中性子源取出しに係る工事	H5.7.16 ～ H5.7.21	17	1.4	0.08
	原子炉補機室配管サンプリング工事	H5.7.22 ～ H5.7.26	7	0.2	0.03
	炉心部構造物サンプリング工事	H5.7.22 ～ H5.7.31	22	0.6	0.03
	一次冷却水等水抜きに係る工事	H5.7.28 ～ H5.10.18	27	1.6	0.06
	計測管の設置工事	H5.7.28 ～ H5.9.6	27	0.9	0.03
	撤去物等仮置エリア設置工事	H5.10.1 ～ H5.10.26	14	*2	0.00
	船上補助施設の撤去工事	H5.10.4 ～ H5.10.23	23	*2	0.00
	機器類の撤去工事	H5.11.26 ～ H6.3.31	61	0.3	0.00
備考	防熱材等の撤去工事	H6.2.14 ～ H6.3.31	11	*2	0.00
	職員	H5.4.1 ～ H6.3.31	67	19.4	0.29

* 1 : 対象期間には、準備期間を含む。

* 2 : フィルムバッジの検出下限線量当量(0.2ミリシーベルト)未満を示す。

F.1.4 放射線計測器の管理

(1) サーベイメータ等の管理

1993年度における現有台数、校正台数及び故障台数を機種別にTable F.1.4-1に示す。

サーベイメータ等の校正については、APD106台を自主校正し、その他については、工事等における必要台数を考慮したうえで現有台数に対してその数量を限定して線量計測課に点検・校正依頼して、いずれも年1回の校正を実施した。

また、1992年度と同様に毎月使用サーベイメータを対象に線源チェックを実施し、健全性の確認及び校正定数のトレーサビリティの確保に努めた。

年間の故障台数は6台であり、その主な故障内容はシンチレータの不良、電子回路不良によるものであった。

(蔽内 典明)

(2) 放射線監視計測器等の管理

放射線監視設備及び放射線測定機器については、1992年度と同様に年1回の点検校正を実施した。また、定期自主検査(1回/月)を実施し、性能の維持に努めた。

(蔽内 典明)

Table F.1.4-1 サーベイメータの現有台数、校正台数及び故障台数
(原子力船「むつ」、1993年度)

サーベイメータの種類	現有台数	校正台数	故障台数
電離箱式サーベイメータ	30	12	0
NaIシンチレーション式サーベイメータ	6	6	2
GM管式サーベイメータ	18	2	0
β 線表面汚染検査計	11	6	0
α 線表面汚染検査計	2	1	0
β 線シンチレーション式サーベイメータ	1	1	0
中性子サーベイメータ	4	2	0
レムカウンタ	3	3	0
テレテクタ	1	1	0
APD	117	106	4
合 計	193	140	6

2.1 個人被ばく線量当量の管理

2.1.1 概 要

放射線医学における日ソ共同研究では、旧ソ連のウクライナ国とベラルーシ共和国で被ばく住民の体内の¹³⁷Csの測定に実際に使用されている簡易全身カウンタについて、住民の体内の¹³⁷Csの測定評価値を検討するため、体格の異なる人体計測学的ファントムを用いた校正実験を行うとともに、国内実験では全身カウンタの計数効率の体格依存についての基礎的なデータを得る目的で上記の2体のファントムに大人のファントムを加えて日本原子力研究所、放射線医学総合研究所及び動力炉・核燃料開発事業団の精密全身カウンタについて校正実験を行いその結果を検討した。

(水下 誠一)

2.1.2 放射線医学における日ソ共同研究

－1993年度－

日ソ共同研究は本年が5年目である。被ばく住民の健康影響調査のためには個人の内部被ばく及び外部被ばく線量の精度のよい測定・評価が必要である。内部被ばく線量評価に関して、旧ソ連のウクライナと白ロシアでは簡易な全身カウンタを用いて体内の¹³⁷Csの測定が行われている。内部被ばくの測定評価方法についての研究は上記の旧ソ連2カ国との共同研究の重要課題の一つであり、全身カウンタの相互比較校正を重点的研究項目として現在取り組んでいる。今年の日ソ共同研究では体格の異なる人体計測学的ファントムによる総合的な校正実験をウクライナとベラルーシ及び国内で行った。

校正実験に使用した人体計測学的ファントムは、人体の身体各部の約100項目の身体計測データを基礎として、人体形状を忠実に表現して作られたプラスチックの容器型模型であり全身カウンタの校正の基本となり得る精密なファントムである¹⁾。今回のウクライナとベラルーシでの校正実験には3才児と11才児のファントムを使用し、国内実験ではこれに加えて大人のファントムを使用した。3才児のファントムは日本原子力研究所（原研：J A E R I）が所有しており、11才児と大人のファントムは放射線医学総合研究所（放医研：N I R S）が所有しているものである。これらのファントムの身長、体重、容積及び実験で封入した¹³⁷Cs量をTable 2.1.2-1に示す。

ウクライナとベラルーシにおいて住民の体内放射能の測定に実際に使用している簡易全身カウンタについての校正実験の結果をTable 2.1.2-2に示す。ウクライナでは4カ所の施設の全身カウンタで校正実験を行い、ベラルーシでは3カ所の施設の全身カウンタで校正実験を行った。表よりウクライナの全身カウンタについては、モービルバスに搭載した全身カウンタの3才児に対する誤差が-35%と大きな値を示し再校正の必要性が示された以外は、ほぼ適切な評価値が示された。一方、ベラルーシでの校正実験の結果では、3才児及び11才児の人体計測学的ファントムの両方について、どの施設の全身カウンタでも誤差がプラス側となり全て過大評価側の結果を得た。また、相対的に20%を超えるようなかなりの誤差も観測され、装置の再校正が必要であることが示唆された。

国内では原研、放医研及び動力炉・核燃料開発事業団（動燃：P N C）の精密型全身カウンタについて、計数効率の体格依存に係わる基礎的なデータを得る目的で比較校正実験を行った。この実験の結果をTable 2.1.2-3に示す。いずれの全身カウンタでもかなりの計数効率の体格依存が観測され、大人に対する3才児の計数効率は35%から96%の高い値を示した。原研の全身カウンタの計数効率を体重の逆数の一次関数で表現した場合、体重変化1kgに対する効率の変動は大人の64kgでは約0.3%であるのに対して3才児の16kgでは約3%となり、小さな体格において特に効率変動の体格補正の必要性が確認された。

日ソの共同研究における課題に関連して、限られた大きさのファントムによる離散点の校正值を補間する適切な方法の研究が今後必要とされる。また、全身カウンタの校正の標準化を進める上で、校正の階層構造の確立とトレーサビリティの確保が必要とされる。一方、チェルノブイリ事故の被ばく住民の健康影響調査に係わる内部被ばく線量評価に関して、甲状腺よう素の被ばく線量の評価研究も重要な課題である。

(水下 誠一)

参考文献

- 1) 水下誠一: 保健物理-管理と研究-N o.34, J A E R I -M 92-144, 282, (1992)

Table. 2.1.2-1 Size of anthropometric phantoms and activity of ^{137}Cs filled in experiment in Ukraine and Japan 1993 experimental study

Anthropometric phantom	Height (cm)	Weight (kg)	Volume ($\times 10^3\text{cm}^3$)	Activity of ^{137}Cs filled in Ukraine [in Japan] (kBq)
3 years old	96	16	12.4	20 [9.67]
11 years old	143	37	26.2	20 [3.23]
Adult	173	64.3	48.3	-* [5.96]

* The adult size phantom was not used in Ukraine and Belarus in 1993 calibration study.

Table. 2.1.2-2 Results of intercalibration study of whole-body counter using anthropometric phantoms, 11years old and 3 years old size prepared by Japan side, carried out in Ukraine and Beralus, where their estimations of the activities in the phantoms are expressed by the percentage error from the exact filled activities of 20 kBq

Whole-body counters	Anthropometric phantom	
	3 years old	11 years old
(UKRAINE)		
Positronika in RCRM *1	-1 %	+13 %
Super gemini in RCRM	+2 %	-9 %
WBC in mother & child polyclinic	+16 %	+1 %
WBC in bus *2	-35 %	-4 %
Portable detector in Bus belongs to RCRM	+4 %	+1 %
(BERALUS)		
WBC in SRIRM *3	+17 %	+23 %
WBC in Gomel District Polyclinic	+29 %	+11 %
WBC in Railway Workers Polyclinic	+5 %	+34 %
WBC in Vetka District Polyclinic	+44 %	+39 %

*1 Ukrainian Research Center for Radiation Medicine

*2 This counter is applied for adult only and then calibrated for adult size

*3 Scientific Research Institute of Radiation Medicine in Gomel Belarus

Table.2.1.2-3 Results of whole-body counting of three anthropometric phantoms (adult, 11 years old and 3 years old size), which contained ^{137}Cs solution homogeneously, carried out in three institutes in Japan

Institute	Detecting system* ¹	Detection efficiency* ² for anthropometric adult phantom	Detection efficiency* ² for anthropometric 11 years old phantom	Detection efficiency* ² for anthropometric 3 years old phantom
JAERI	fixed 5 detectors	1.09 cpm/Bq	1.20 cpm/Bq	1.48 cpm/Bq
NIRS	scanning 2 detectors	0.35 cpm/Bq	0.46 cpm/Bq	0.67 cpm/Bq
PNC	fixed 2 detectors	0.49 cpm/Bq	0.70 cpm/Bq	0.96 cpm/Bq

*1 Detectors used in each institute are all NaI(Tl) detectors of 20 cm diameter and 10 cm thickness

*2 Detection efficiencies are for photo peak of 662keV γ -ray of ^{137}Cs

2.2 施設の放射線管理

2.2.1 概要

放射線管理の強化、効率化及び精度向上のために放射線管理用の各種機器、装置を開発・整備するとともに各種放射線管理データの解析により、日常管理に有用な資料を得た。また、日常の施設の放射線管理において生じた事項に対し、検討及び改良を加え放射線管理技術の向上を図った。

1993年度に実施した主な技術開発事項は、次のとおりである。

- (1) 改正されたJIS「放射性表面汚染の測定法」を現場の放射線管理に適用する場合の問題を明らかにするため、スミヤ法のふきとり効率、固定性及び遊離性表面汚染の関係等を調査した。その結果、特に水溶性の化学形では水により固定性汚染が容易に遊離性汚染に移行することが判り、ふきとり効率は、固定性及び遊離性汚染の合計、すなわち全汚染量に対して考慮する必要があることを明らかにした。
- (2) 過去の貴重な放射線管理の経験的知識を集大成し、知識工学を応用して、質の高い放射線管理の技術及び知識に関する情報を放射線管理担当者へ与えるための高度化放射線管理システムの開発は、昨年度の知識ベースの概念設計に引き続き、本年度は基本データベースの概念設計を行い、プラントデータ、管理基準等についてデータベース化した。
- (3) 高濃度の³H排水中に含まれる低濃度の³⁵Sを液体シンチレーションカウンタの¹⁴Cチャンネルで測定する方法を検討した。その結果、¹⁴Cチャンネルを変えることにより測定効率は減少するものの、³Hが排水中濃度限度の100倍の濃度の排水中に含まれる³⁵Sは、その濃度限度の100分の1まで測定できることが判った。

(佐々木 幸男)

2.2.2 表面汚染ふきとり効率の検討

管理区域内の床面等に発生する放射性汚染を想定し、間接測定法であるスミヤ法のふきとり効率（JIS Z 4504-1993に基づく効率、以下同じ）の実験値を求めた。本実験では、実験値を出来るだけ実際の汚染の状態に近づけるため、①汚染してからの放置期間②表面材への埃等の付着③汚染核種の化学形④固定性及び遊離性表面汚染の関係等について調査した。

汚染板は、管理区域内で使用されている表面材の中から5種類の材質を選定し、10cm×10cmの表面にマイクロピペットで1ポイント $10 \mu\ell$ を144ポイント、RI溶液を滴下させて作成した。放置期間は、1日間、1週間、1月間について求め、滴下させたRI溶液の化学形は、水溶性の代表として $^{60}\text{CoCl}_2$ 、 $^{137}\text{CsCl}$ 、水に難溶性の代表として $^{60}\text{Co(OH)}_2$ の3種について求めた。また、表面の状態として、表面に何も付着させていない状態、埃を付着させた状態及び油（マシン油）を付着させた状態、の3種類について求めた。なお、固定性及び遊離性汚染の関係については、水による汚染の移行を調査するため、スミヤサーベイメータで検出できなくなるまでふきとりを行ったのち、汚染面に水を滴下させ乾燥後、再度ふきとりを行った。

実験で次のような結果が得られた。放置期間によるふきとり効率および全汚染量に対するふきとり効率（以後、全ふきとり効率とする）の変化をTable 2.2.2-1に、 $^{60}\text{CoCl}_2$ の全ふきとり効率の変化についてふきとり回数及び放置期間ごとにTable 2.2.2-2に示す。この結果、次のようなことが明らかとなった。①汚染してからの放置期間に対する変化は、ふきとり効率については、どの表面材質・放置期間も概ね、50%以上を示し大きな変化は見られなかった。しかし、全ふきとり効率は表面材質により違っており、水溶性の化学形では放置期間1日より1週、1月の方が概ね高くなつたが、水に難溶性の化学形では大きな変化は見られなかつた。②表面材への埃および油の付着により全ふきとり効率が高くなつた。③水溶性の化学形のほうが難溶性の化学形よりも全ふきとり効率は概ね高く、核種よりも化学形に大きく依存する。

また、固定性から遊離性汚染への移行を実験した結果をFig. 2.2.2-1に示す。この結果、特に水溶性の化学形では、固定性汚染と判断したものが水により遊離性汚染へと移行することが明らかとなつた。実際の現場の検査には、バックグラウンドが高い場所では直接法が採用出来ない。この場合、固定性汚染の検査が出来ず遊離性へ移行する汚染に対して対応できない。ふきとり効率の遊離性汚染に対する効率という考え方だけでは、固定性汚染から遊離性汚染への移行を考慮した効率、すなわち、固定性と遊離性汚染の合計放射能量に対する全ふきとり効率の考え方を採用することが、実際の放射線管理業務においては、より安全側であると考えられる。本実験の全ふきとり効率の場合、ロンリウム板(Vinyl Flooring Sheet)のそれが10%を下回るものもあったが、埃及び油の付着により10%を超えることが確認された。実際の管理区域内の表面材には、本実験で塗布させた埃および油より更に多くの埃等が付着していることが日常の汚染検査時のスミヤロ紙の汚れの程度から判断できるので、現在、原研で採用している10%というふきとり効率は、固定性汚染と遊離性汚染の合計放射能量、即ち全ふきとり効率としても安全側であると考える。

（西座 雅弘）

Table. 2.2.2-1 Experimental Removal Factor (RF) and Gross Removal Factor (GRF)
VS. Elapsed Time after Contamination(ET)
(Unit :%)

Materials	E T	$^{60}\text{CoCl}_2$		$^{60}\text{Co(OH)}_2$		$^{137}\text{CsCl}$	
		RF	GRF	RF	GRF	RF	GRF
Vinyl Flooring Sheet <small>(RONSEAL Co. TYPE:UNIVERSAL USE)</small>	1 day	75.3	5.68	54.2	3.23	52.1	9.30
	1 week	68.8	13.6	62.1	1.93	80.9	22.7
	1 month	85.0	34.1	61.9	2.04	61.3	12.4
Stainless Steel Plate (SUS 304)	1 day	70.5	28.4	75.3	68.6	51.2	17.1
	1 week	83.5	66.5	63.3	56.6	82.2	62.9
	1 month	73.7	57.0	70.3	56.7	86.7	57.8
Vinylacetic Acid	1 day	81.1	64.5	—	—	69.0	50.1
	1 week	92.7	89.7	—	—	66.2	55.1
	1 month	78.2	69.3	—	—	68.4	55.2
Epoxy Resin	1 day	75.7	60.5	—	—	60.0	50.5
	1 week	82.0	66.2	—	—	65.7	47.1
	1 month	86.4	68.0	—	—	73.5	47.3
Acrylic Acid Resin	1 day	76.1	69.8	—	—	54.1	18.4
	1 week	71.4	67.2	—	—	45.1	19.6
	1 month	74.0	72.7	—	—	50.1	25.9
Vinyl Flooring Sheet (machine oil coating)	1 day	77.7	11.2	52.7	15.4	54.9	13.2
	1 week	73.3	52.7	—	—	77.0	36.8
	1 month	82.4	41.0	—	—	70.7	15.2
Stainless Steel Plate (machine oil coating)	1 day	73.8	56.6	69.4	61.1	66.7	38.9
	1 week	77.6	68.3	—	—	81.0	55.0
	1 month	79.6	63.9	—	—	82.2	67.2
Vinyl Flooring Sheet (dust coating)	1 day	74.3	38.7	73.6	29.3	75.4	36.1
	1 week	65.9	32.2	—	—	68.9	32.8
	1 month	78.0	31.1	—	—	80.6	28.8
Stainless Steel Plate (dust coating)	1 day	80.0	70.4	78.4	78.9	73.7	74.2
	1 week	80.4	73.4	—	—	86.2	81.8
	1 month	86.7	84.7	—	—	81.3	74.6

RF : Removal Factor, GRF = 1st Loose Contamination Activity / Contaminated Gross Activity

Table. 2.2.2-2 Gross Removal Factor by repeated Smear Tests VS. Elapsed Time after Contamination(ET)

(Chemical Formula : $^{60}\text{CoCl}_2$) (Unit : %)

Materials	E T	1 st	2 nd	3 rd	4 th	5 th	Total
Vinyl Flooring Sheet RONSEAL Co. TYPE:UNIVERSAL USE	1 day	5.68	0.97	0.47	0.26	0.17	7.55
	1 week	13.6	3.69	1.32	0.81	0.33	19.8
	1 month	34.1	2.85	1.38	0.95	0.84	40.1
Stainless Steel Plate (SUS 304)	1 day	28.4	5.21	3.34	2.04	1.28	40.3
	1 week	66.5	9.08	2.03	0.54	1.52	79.7
	1 month	57.0	16.0	2.33	1.64	0.43	77.4
Vinylacetic Acid	1 day	64.5	10.7	2.54	1.13	0.61	79.5
	1 week	89.7	4.91	1.33	0.57	0.27	96.8
	1 month	69.3	11.6	5.24	1.73	0.67	88.5
Epoxy Resin	1 day	60.5	10.2	4.28	2.64	2.36	80.0
	1 week	66.2	8.79	2.49	1.50	1.77	80.8
	1 month	68.0	4.86	2.53	2.20	1.07	78.7
Acrylic Acid Resin	1 day	69.8	11.6	7.53	1.86	0.90	91.7
	1 week	67.2	20.2	3.91	2.18	0.71	94.2
	1 month	72.7	18.1	5.49	1.34	0.59	98.2
Vinyl Flooring Sheet (machine oil coating)	1 day	11.2	2.33	0.36	0.28	0.24	14.4
	1 week	52.7	14.8	2.61	1.25	0.56	71.9
	1 month	41.0	6.97	1.08	0.42	0.27	49.7
Stainless Steel Plate (machine oil coating)	1 day	56.6	13.4	3.50	1.95	1.27	76.7
	1 week	68.3	13.6	3.95	1.39	0.87	88.1
	1 month	63.9	10.2	3.05	1.87	1.17	80.2
Vinyl Flooring Sheet (dust coating)	1 day	38.7	6.95	2.70	2.39	1.38	52.1
	1 week	32.2	8.10	4.79	2.19	1.56	48.8
	1 month	31.1	4.15	1.97	1.48	1.19	39.9
Stainless Steel Plate (dust coating)	1 day	70.4	12.0	3.28	1.23	1.10	88.0
	1 week	73.4	14.8	1.39	1.14	0.65	91.4
	1 month	84.7	9.69	1.94	0.92	0.47	97.7

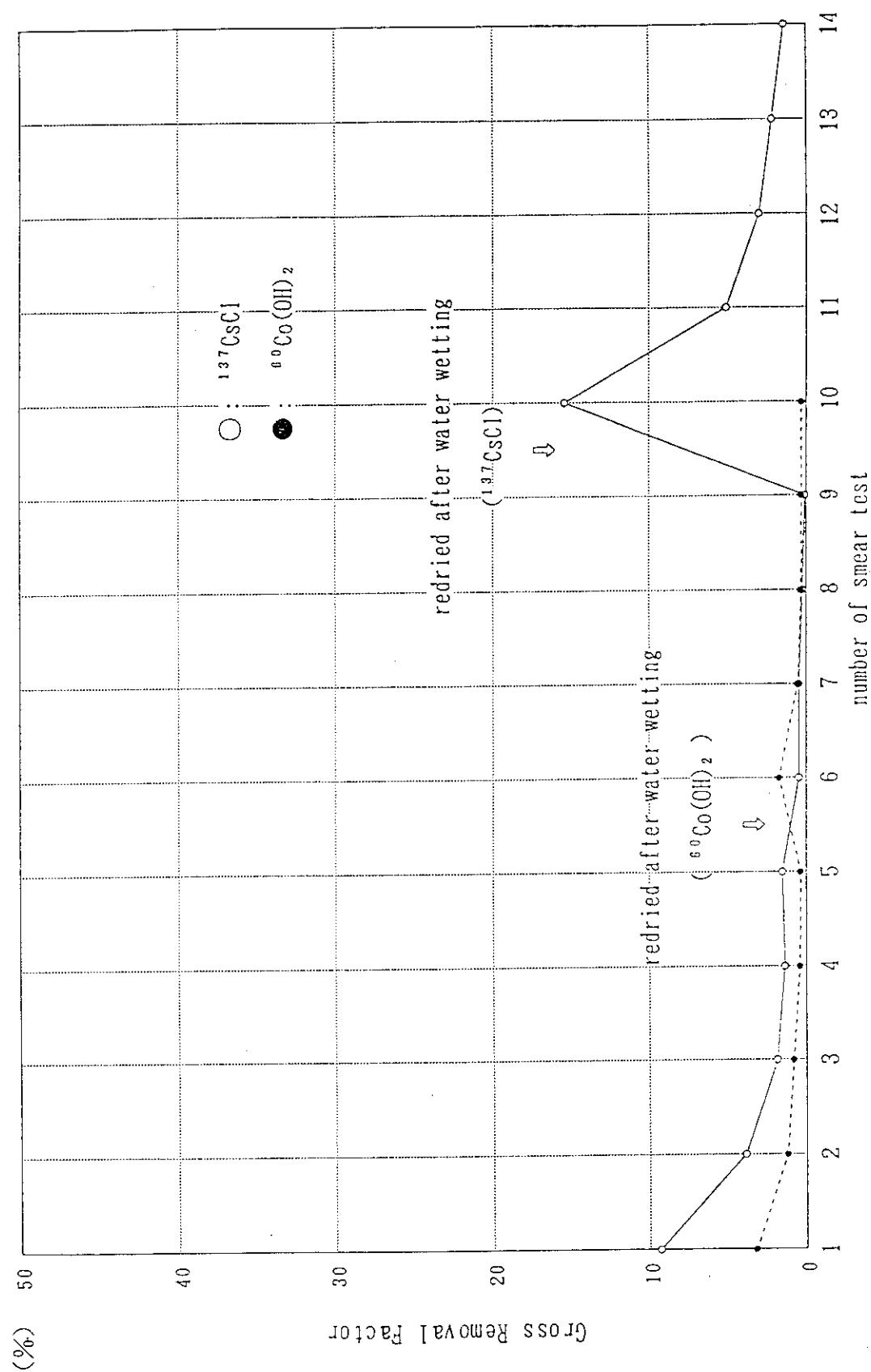


Fig. 2.2-1 Gross Removal Factor VS. Time of Smear Tests and Changed Fixed Contamination for Loose Contamination by Water Rewetting.

2.2.3 室内塵埃測定記録の帳票作成プログラム

放管試料の計測結果を情報システムセンターの大型計算機を介して、各施設に設置されているTSS端末機で検索及び集計処理できるプログラムの作成を行った。

今回作成した帳票作成プログラムは、従来放管員が集中計測の測定結果を手作業で各種測定記録に転記していた作業を、TSS端末機を操作して直接集中計測のデータファイルから読み込み、帳票の印刷を行わせるものである。

これまでもTSS端末機を用いて排出塵埃測定記録の集計処理¹⁾を行っている。この処理は集中計測データを一旦現場のパソコンにファイル転送し、パソコン内のプログラムを活用して集計・帳票印刷処理を行っているのに対し、本プログラムでは全て大型計算機内で処理を行っている点で、次のような利点がある。

- ①大型計算機内のプログラム及びデータファイルで処理するため、TSS端末機として用いるパソコンの機種やソフトウェアによる制約がない。
- ②処理速度が極めて早く、印刷もレーザプリンタで鮮明に出力される。
- ③共通の帳票フォーマットで印刷でき、帳票様式の整合が図れる。

このような特長があるため、TSS端末機が配備され、集中計測の測定データを用いている施設（係）であれば、ほぼ制約なしに同プログラムが利用できる。プログラムの起動及び採取点等のパラメータ入力は、Fig. 2.2. 3-1 に示すようにCRT画面との会話形式でコマンド又は数値を選択することにより簡単に入力できる。

本プログラムの流れ図をFig. 2.2. 3-2 に、印刷結果例をTable 2.2. 3-1 に示す。
(植田 久男)

参考文献

- 1) 保健物理部：保健物理- 管理と研究-No30 (1987年度), JAERI-M 88-226, (1988)

放射線管理技術実習課題記録

建家名 201
ホットラボ

測定器 比例計
測定積全 β
測定期間 600 秒
測定者 植田

採取点番号	採取場所	採取方法	フィルタ種類	サンプリング頻度
31	治金サビス室	2階	HE-40T	50 (L/min)
32	機械作業室	1階	HE-40T	50 (L/min)
33	ラジオ室	1階	HE-40T	50 (L/min)
34	アソシエイト準備室	1階	HE-40T	100 (L/min)
35	化学生産室	1階	HE-40T	50 (L/min)

保 存 点	採 取 (開始)	測 定 間 (終了)	サンプル 時間 (hr.)	測 定 日 時			試 料 計数率 (counts/s)	自然 計数率 (counts/s)	正味計数率 (cpm)	检测限 (ppm)	平均放射能 度 (Bq/cm ³)	檢出下限 (Bq/cm ³)	該 名	測定器 名	測定番 号	備 考	
				1月	13日	13時											
31	5日	9時～7日17時	24	1月	13日	13時	27	14	< 2.1	2.1	2.4	1.7E-09	< 1.7E-09	横須賀	GR2	940277-15	作業環境測定
31	10日	9時～14日17時	40	1月	20日	13時	38	13	< 2.5	2.0	2.4	1.0E-09	< 1.4E-09	横須賀	GR2	940440-17	
31	17日	9時～21日17時	40	1月	27日	13時	26	12	< 2.0	2.0	2.4	9.9E-10	< 9.9E-10	横須賀	GR2	940670-17	
31	24日	9時～28日17時	40	2月	3日	13時	25	12	< 2.0	2.0	2.4	1.0E-09	< 1.0E-09	横須賀	GR2	940927-17	
32	5日	9時～7日17時	24	1月	13日	13時	48	14	3.4	2.1	2.4	1.7E-09	< 1.7E-09	横須賀	GR2	940277-16	
32	10日	9時～14日17時	40	1月	20日	14時	91	13	7.8	2.0	2.4	1.0E-09	< 4.5E-09	横須賀	GR2	940440-18	
32	17日	9時～21日17時	40	1月	27日	14時	69	12	5.7	2.0	2.4	9.9E-10	< 3.3E-09	横須賀	GR2	940670-18	
32	24日	9時～28日17時	40	2月	3日	14時	50	12	3.8	2.0	2.4	1.0E-09	< 2.2E-09	横須賀	GR2	940927-18	
33	5日	9時～7日17時	24	1月	13日	13時	44	14	3.0	2.1	2.4	1.7E-09	< 3.5E-09	横須賀	GR2	940277-17	
33	10日	9時～14日17時	40	1月	20日	14時	64	13	5.1	2.0	2.4	1.0E-09	< 4.5E-09	横須賀	GR2	940440-19	
33	17日	9時～21日17時	40	1月	27日	14時	64	12	5.2	2.0	2.4	9.9E-10	< 3.3E-09	横須賀	GR2	940670-19	
33	24日	9時～28日17時	40	2月	3日	14時	33	12	2.1	2.0	2.4	1.0E-09	< 2.2E-09	横須賀	GR2	940927-19	
34	5日	9時～7日17時	24	1月	13日	13時	23	14	< 2.1	2.1	2.4	1.7E-09	< 2.9E-09	横須賀	GR2	940277-18	
34	10日	9時～14日17時	40	1月	20日	14時	63	13	5.0	2.0	2.4	1.0E-09	< 3.0E-09	横須賀	GR2	940440-20	
34	17日	9時～21日17時	40	1月	27日	14時	49	12	3.7	2.0	2.4	5.0E-10	< 3.0E-09	横須賀	GR2	940670-20	
34	24日	9時～28日17時	40	2月	3日	14時	49	12	3.7	2.0	2.4	5.0E-10	< 1.1E-09	横須賀	GR2	940927-20	
35	5日	9時～7日17時	24	1月	13日	13時	28	14	< 2.1	2.1	2.4	1.7E-09	< 8.7E-10	横須賀	GR2	940277-19	
35	10日	9時～14日17時	40	1月	20日	14時	59	13	4.6	2.0	2.4	1.0E-09	< 1.4E-09	横須賀	GR2	940440-21	
35	17日	9時～21日17時	40	1月	27日	14時	32	12	2.0	2.0	2.4	9.9E-10	< 1.1E-09	横須賀	GR2	940670-21	
35	24日	9時～28日17時	40	2月	3日	14時	42	12	3.0	2.0	2.4	1.0E-09	< 1.7E-09	横須賀	GR2	940927-21	

RN - INN, BE = 1

金牛步折

士定測環境農業作

READY

DUST HLROOM (起動コマンド)

** 室内塵埃測定記録 作成プログラム 起動 !!! **

◎ 職員番号を入力して下さい。

3426

3426 ==> 植田

◎ 採取点番号を入力。最大10箇所まで指定できます。

(自動："99" 完了："00")

** 1 箇所め **

30

30 ==> 冶金サービス 1階

HE-40T : 200 L/MIN : 1

Fig. 2.2.3-1 Example of input data

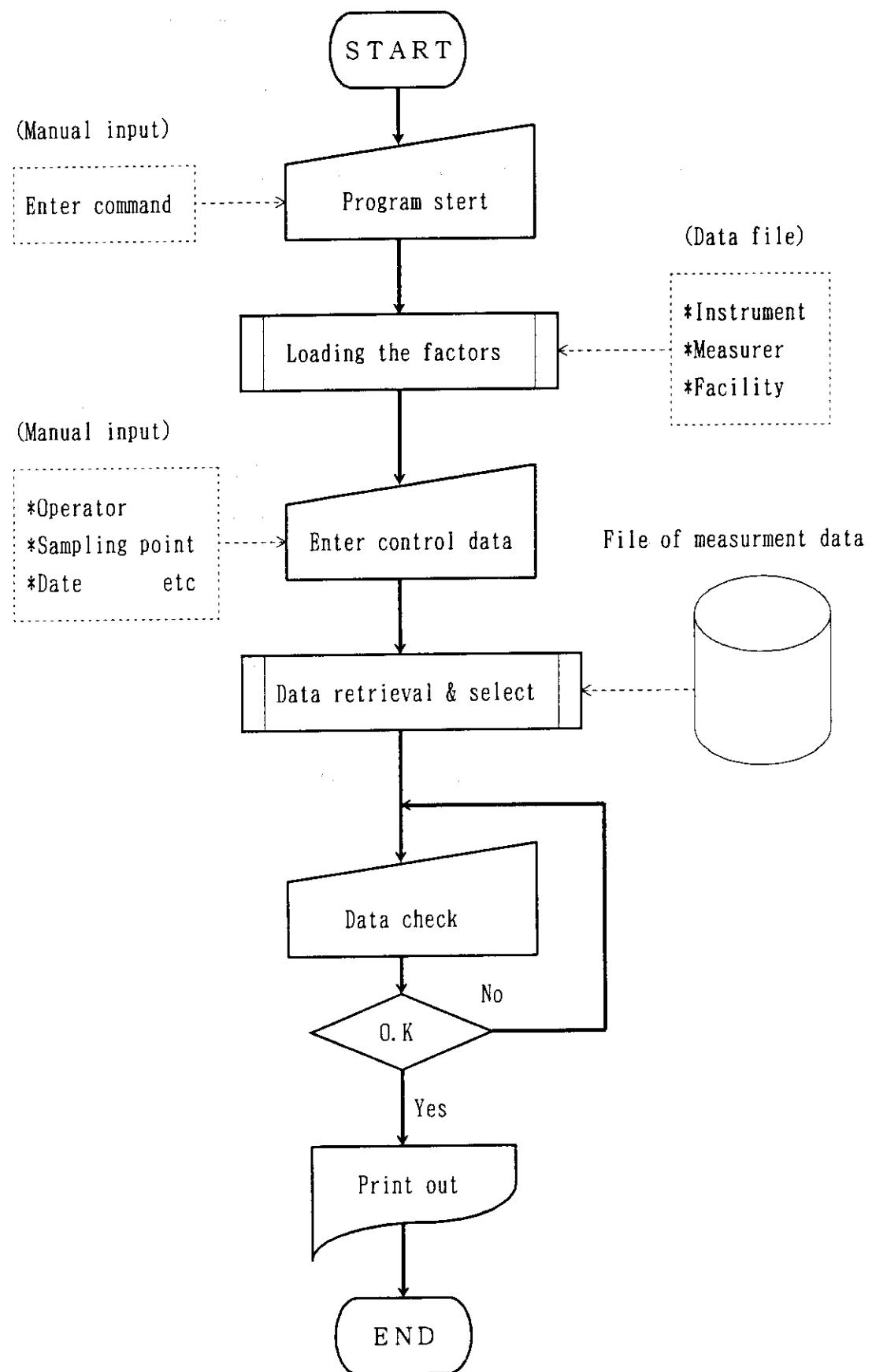


Fig. 2.2.3-2 Flow-process diagram

2.2.4 高度化放射線管理システムの開発（2）

放射線管理業務における意思決定の支援を目的として、エキスパートシステムを用いた高度化放射線管理システムの開発を1992年度から行っている¹⁾。高度化放射線管理システムの概要をFig. 2.2.4-1に示す。1993年度は、1992年度に作成した知識ベース概念設計書（施設の放射線管理業務についての判断及び行動のフローチャート、知識の抽出等）に継いで、推論時の分岐、処理時のルール及び知識から参照される項目のうち、放射線管理基準等の基本データベースに取り入れるべき項目の抽出を行うとともに基本データベースの構造の検討を実施した。また、基本データベース、事例ベース等で利用するために、燃料試験施設で行われたセルの除染作業の整理を行った。

基本データベースは、1992年度に作成した知識ベースに対応して設計するため、1. 排出放射性物質の管理、2. 搬出物品等の管理、3. 作業環境モニタリング、4. 作業管理、5. 測定の5つについて行った。各データベースにはエキスパートシステムにおいて、推論を進めていく上で必要となる基本データ、結果の出力に付加する図形データ及び一般的な注意事項などに利用するテキストデータ等の概念設計を行った。基本データにおいては、5つの基本データベースについて、重複するデータは、システムから直接参照されない下位のデータに、データベース固有のデータはシステムから直接参照される上位のデータとして配置することによって、階層的なデータ構造を構築するとともに、データの一元化を図り、データの信頼性の向上を考慮した設計を行った。また、データの独立性、メインテナンス性等を考慮して、単位データベースあたりの情報量を最小限にとどめた。Fig. 2.2.4-2に排出放射性物質の管理で用いられる基本データベースのデータ構造を示す。Fig. 2.2.4-2に示すように、各データベースは施設データベース又は核種データベースを主要な検索項目にして、他のデータベースには、それぞれ固有の番号（ID番号）をつけそれをを利用してアクセスできるようにした。

燃料試験施設の1990年度から1992年度に実施したセル除染作業についての放射線管理データの整理作業を行った。作業概要、個人線量当量、防護具、作業場所、発生廃棄物量、表面密度、空气中濃度等の項目について整理を行った。このデータについては、基本データベースの詳細設計時に実際の作業データとして、あるいは事例ベース設計時に今回用いた項目をエキスパートシステムの検索キーとした事例ベースとして利用する予定である。

（西園 竜也）

参考文献

- 1) 小野寺 淳一：保健物理－管理と研究－NO.35 JAERI-M93-172 198-199, (1993)

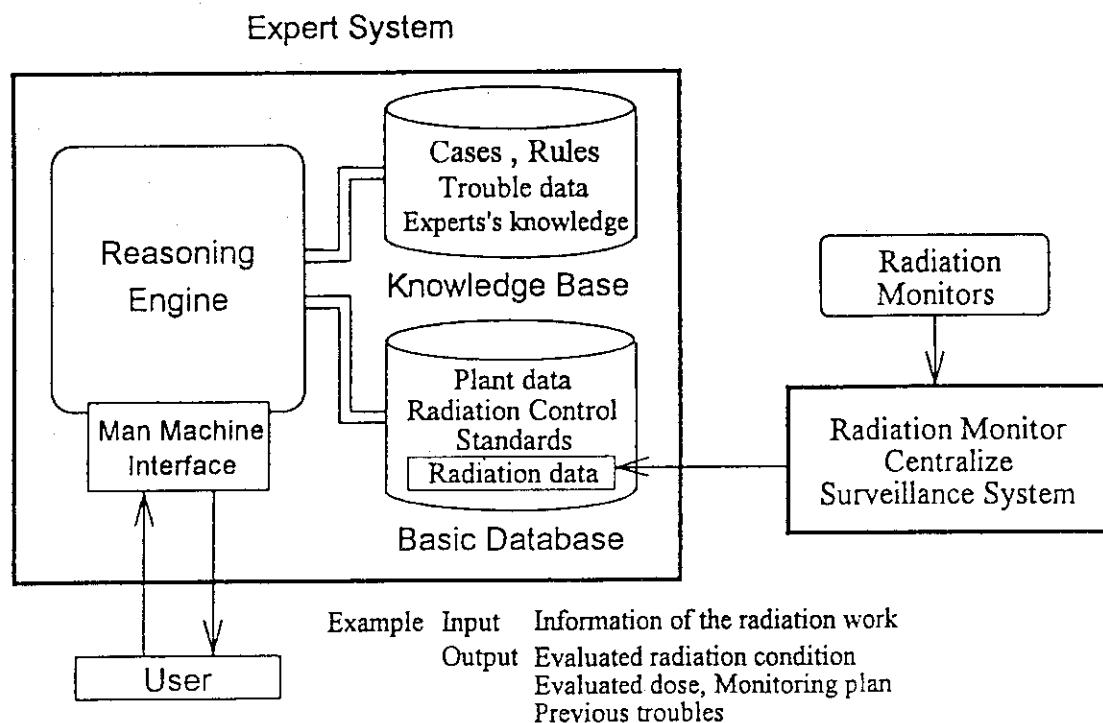


Fig. 2.2.4-1 Outline of advanced radiation control support system.

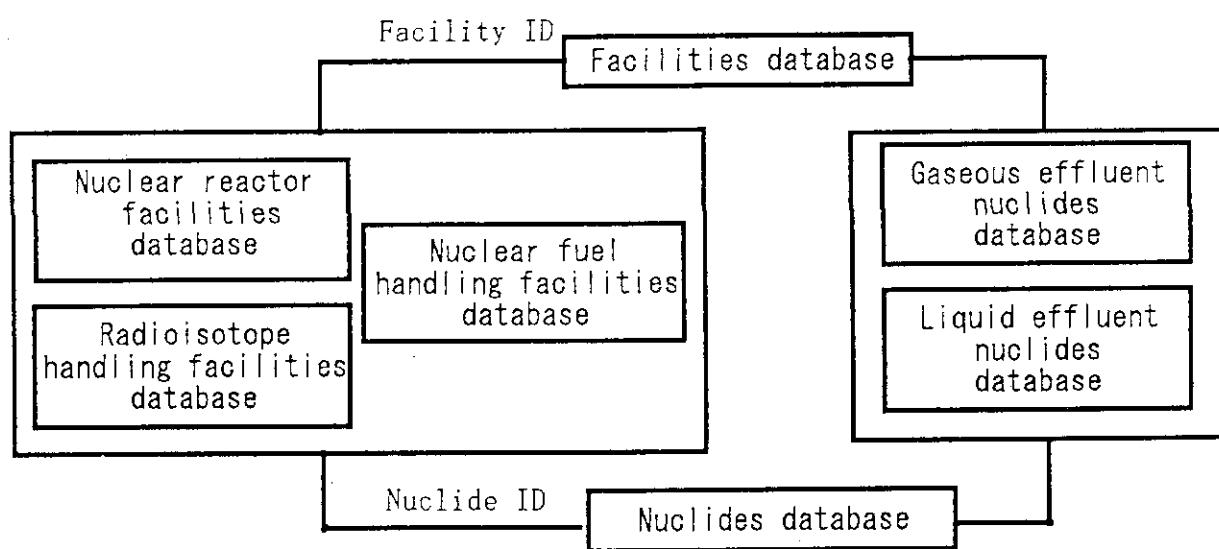


Fig. 2.2.4-2 Example of database structures.

2.2.5 LSCによる高濃度トリチウムと共に存する硫黄-35水中濃度測定法

(1) はじめに

トリチウム (^3H)、硫黄-35 (^{35}S)などの軟ベータ線放出核種を含む水試料の測定には、一般に液体シンチレーションカウンタ(LSC)を用いて行っている。これらの核種を含む水試料中の ^{35}S に着目して、その濃度を求めようとした場合、共存する ^3H の濃度によっては、 ^{35}S の測定に用いる ^{14}C 領域に ^3H の計数が入り込むために測定できないことがある。

そこで、 ^{14}C の測定領域を変化させることにより ^3H の寄与を少なくして ^{35}S を測定する方法の検討を行った。

(2) 方法

検討は、LSC-3500(アロカ製)を使用して行った。本装置はチャンネル幅の設定を任意に変更することができる。これを用いて、 ^{14}C 領域のチャンネル幅を変化させ、 ^3H 濃度の異なる試料を用いて、 ^3H による ^{14}C 領域での寄与が少なくなるチャンネル幅を調査した。また、クエンチングによる ^3H の ^{14}C 領域の計数率の変化を調べるとともに、ガンマ線放出核種が存在している場合も考慮して ^{60}Co と ^{137}Cs のそれぞれから放出されるエネルギーの高いベータ線による影響についても調査した。クエンチングによる影響については、クエンチングレシオの異なる 6 種類(24.9から 31.6 の範囲)の ^3H 標準試料を使用して、 ^{14}C 領域における計数率を調べた。エネルギーの高いベータ線による影響の調査は、 ^{60}Co 及び ^{137}Cs の核種ごとに 0.1 から 100Bq の測定試料を 6 種類用いて行った。測定試料は 20cm³ガラス製バイアルにクルアゾル・シンチレータ(10cm³)と試料水(3cm³)とを混合して調製した。 ^3H 試料としては 13 種類の濃度の異なる溶液を用いた。試料の測定時間は 10 分間とした。設定した ^{14}C 領域のチャンネル幅は、高エネルギー側を 780 チャンネルに固定して、低エネルギー側を通常の ^{14}C 領域として使用している 120 チャンネルに加えて 140, 160 及び 180 チャンネルの 4 種類とした。

(3) 結果

Table 2.2.5-1 に ^3H 濃度の異なる測定試料を用いて、4 種類の設定チャンネル幅に対する ^{14}C 領域における ^3H の計数率等の測定結果を示す。また、この結果を用いて、 ^3H 領域の計数率に対する ^3H 領域と ^{14}C 領域の ^3H 計数率の比を Fig. 2.2.5-1 に示す。これらから明らかなように、 ^{14}C 領域に入り込んだ計数率は、 ^3H 濃度が高くなると設定したチャンネル幅に応じて一定の割合で増加している。このことから、 ^{14}C 領域のチャンネル幅が設定されていれば、 ^3H 領域で測定される ^3H の計数率が把握されると、設定された ^{14}C 領域にどの程度 ^3H の計数が入り込むかが判定可能となる。しかし、測定法の簡易性を考慮すると、通常の測定条件(チャンネル幅: 120 から 780ch)で ^3H と ^{35}S が測定できる ^3H 領域の計数率に対して約 100 倍高い計数率でも ^{14}C 領域に影響を与えることなく測定することが可能な ^{14}C 領域のチャンネル幅を 180 から 780ch に固定して測定することが合理的であると判断される。この領域を使用すると、Fig. 2.2.5-1 の実線に示すように ^3H 領域の ^3H 計数率が $5 \times 10^5 \text{ cpm}$ 以下では、 ^{14}C 領域に入り込む ^3H 計数率は約 1 cpm である。この時の検出限界計数率(3σ)は 4 cpm(測定時間を 10 分間)であった。また、この条件で ^{14}C 標準試料を用いて求めた計数効率は約 45% であった。これから、検出限界濃度を求めるとき $5 \times 10^{-2} \text{ Bq/cm}^3$ (試料水: 3cm³)

となり、法律で定められている³⁵Sの排液中又は排水中の濃度限度の6Bq/cm³を十分に測定できることがわかった。

¹⁴C領域に入り込む³H計数率がクエンチングによりどの程度変動するかを調査したが、特にその影響はなかった。しかし、¹⁴C領域での計数効率は、クエンチングの状態により43から57%まで変動した。測定試料の調製にあたっては、クエンチングが少なくなるように注意する必要がある。一方、ガンマ線放出核種が共存した場合は、設定したいずれのチャンネルにあっても投入放射能に比例して¹⁴C領域のガンマ線放出核種によるベータ線の計数率が各核種とも増大した。従って、ガンマ線放出核種が共存する際には、事前にこれらの核種を可能な限り化学的手法等により除去しておくことが望ましいことがわかった。

(4) 放射線管理への適用

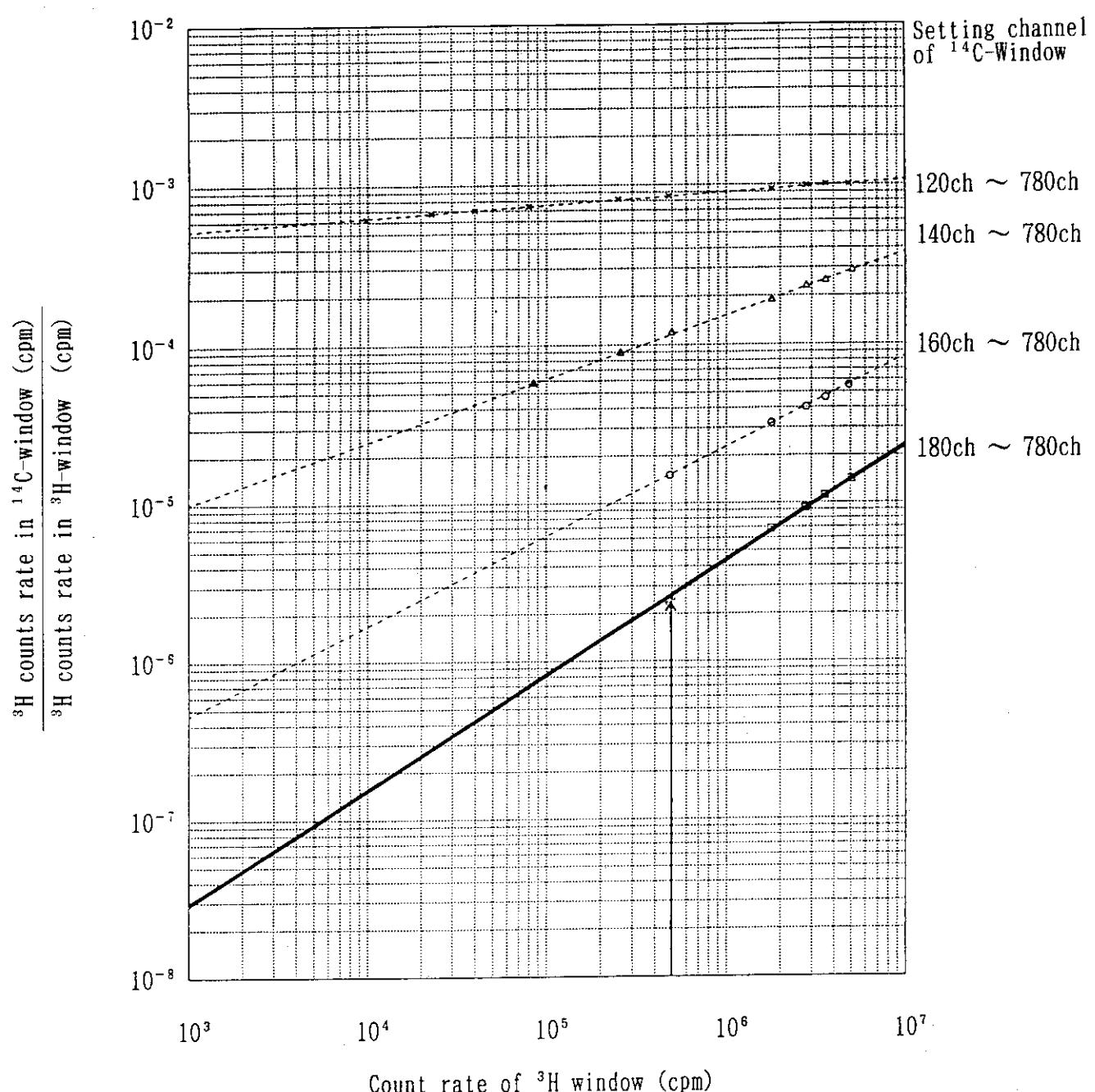
以上の結果を基に、J M T Rが稼働中（第103から109サイクル）の一次冷却水中における³Hと³⁵Sの放射能濃度の測定を行ってみた。

その結果、一次冷却水中の³Hと³⁵Sの放射能濃度は、運転条件や一次冷却水の管理状況によって変動するが、各サイクルの³H放射能濃度が 3×10^2 から 1×10^3 Bq/cm³の範囲であるのに対して、³⁵Sのそれは2から5Bq/cm³の範囲であった。これにより³Hや他の核種が共存する³⁵Sの測定法として、上述した条件を設定することにより十分使用できることがわかった。なお、J M T Rの一次冷却水中の³⁵Sについては、冷却水中の不純物（³⁵Cl）や炉内構成材中の不純物（³⁴S）が放射化されることにより生成されるものと考えられる。

（佐藤 浩一）

Table 2.2.5-1 Measured values of ${}^3\text{H}$ -window count rate, intermix count rate, in ${}^{14}\text{C}$ -window, etc, at various samples in different of ${}^3\text{H}$ activity concentration.

Setting channel 1		Lower level channel at ${}^{14}\text{C}$ -window : 120ch						Lower level channel at ${}^{14}\text{C}$ -window : 140ch						Lower level channel at ${}^{14}\text{C}$ -window : 160ch						Lower level channel at ${}^{14}\text{C}$ -window : 180ch											
Sample Number	${}^3\text{H}$ activity concentration (Bq/cm^3)	Quenching ratio	${}^3\text{H}$ window			${}^{14}\text{C}$ window			${}^3\text{H}$ window			${}^{14}\text{C}$ window			${}^3\text{H}$ window			${}^{14}\text{C}$ window			${}^3\text{H}$ window			${}^{14}\text{C}$ window							
			B.G. (cpm)	Efficiency (%)	Count rate (cpm)	B.G. (cpm)	Efficiency (%)	Count rate (cpm)	B.G. (cpm)	Efficiency (%)	Count rate (cpm)	B.G. (cpm)	Efficiency (%)	Count rate (cpm)	B.G. (cpm)	Efficiency (%)	Count rate (cpm)	B.G. (cpm)	Efficiency (%)	Count rate (cpm)	B.G. (cpm)	Efficiency (%)	Count rate (cpm)	B.G. (cpm)	Efficiency (%)	Count rate (cpm)					
H-1	9.6×10^4					4.9×10^6			6.5×10^3						5.1×10^6									1.4×10^3							
H-2	7.0×10^4					3.6×10^6			3.7×10^3						3.6×10^6									8.4×10^2							
H-3	5.5×10^4					2.8×10^6			2.6×10^3						2.8×10^6									5.7×10^2							
H-4	3.5×10^4					1.8×10^6			1.7×10^3						1.8×10^6									2.8×10^2							
H-5	9.5×10^3					4.8×10^5			3.2×10^2						5.0×10^5									5.0×10^1							
H-6	5.0×10^3					2.5×10^5			1.6×10^2						2.6×10^5									2.1×10^1							
H-7	1.6×10^3					8.0×10^4			5.3×10^1						8.5×10^4									5.5		7.4					
H-8	7.9×10^2					4.0×10^4			2.7×10^1						4.2×10^4									< 4.6		< 4.6					
H-9	4.6×10^2					2.3×10^4			1.5×10^1						2.4×10^4									< 4.6		< 4.6					
H-10	2.0×10^2					9.8×10^3			6.1						1.0×10^4									< 4.6		< 4.6					
H-11	8.1×10^1					4.0×10^3			< 5.0						4.3×10^3									< 4.6		< 4.6					
H-12	5.4×10^1					2.7×10^3			1.8×10^3						2.9×10^3									< 4.6		< 4.6					
H-13	3.6×10^1								< 5.0						1.9×10^3											< 4.6		< 4.6			
Setting channel 1		Lower level channel at ${}^{14}\text{C}$ -window : 120ch						${}^{14}\text{C}$ window						Lower level channel at ${}^{14}\text{C}$ -window : 140ch						Lower level channel at ${}^{14}\text{C}$ -window : 160ch						Lower level channel at ${}^{14}\text{C}$ -window : 180ch					
Sample Number	${}^3\text{H}$ activity concentration (Bq/cm^3)	Quenching ratio	${}^3\text{H}$ window			${}^{14}\text{C}$ window			${}^3\text{H}$ window			${}^{14}\text{C}$ window			${}^3\text{H}$ window			${}^{14}\text{C}$ window			${}^3\text{H}$ window			${}^{14}\text{C}$ window							
			B.G. (cpm)	Efficiency (%)	Count rate (cpm)	B.G. (cpm)	Efficiency (%)	Count rate (cpm)	B.G. (cpm)	Efficiency (%)	Count rate (cpm)	B.G. (cpm)	Efficiency (%)	Count rate (cpm)	B.G. (cpm)	Efficiency (%)	Count rate (cpm)	B.G. (cpm)	Efficiency (%)	Count rate (cpm)	B.G. (cpm)	Efficiency (%)	Count rate (cpm)	B.G. (cpm)	Efficiency (%)	Count rate (cpm)					
H-1	9.6×10^4					4.9×10^6			3.0×10^7						3.1×10^6									7.5×10^1							
H-2	7.0×10^4					3.6×10^6			1.5×10^2						3.6×10^6									4.2×10^1							
H-3	5.5×10^4					2.8×10^6			1.0×10^2						2.8×10^6									2.7×10^1							
H-4	3.5×10^4					1.8×10^6			5.3×10^1						1.8×10^6									1.3×10^1							
H-5	9.5×10^3					4.9×10^5			7.0						5.0×10^5									< 4.0							
H-6	5.0×10^3					3.6×10^5			1.5×10^2						3.6×10^5									4.2×10^0							
H-7	1.6×10^3					2.5×10^4			1.0×10^2						2.8×10^4									2.7×10^0							
H-8	7.9×10^2					8.1×10^3			1.2						5.3×10^3									1.3×10^0							
H-9	4.6×10^2					2.5×10^3			4.9						7.0										< 4.0						
H-10	2.0×10^2					1.0×10^3			< 4.6						< 4.6									< 4.0							
H-11	8.1×10^1					4.1×10^2			< 4.6						2.5			1.5					4.5								
H-12	5.4×10^1					2.7×10^2			4.0×10^4						4.0×10^4			2.9					8.5×10^4								
H-13	3.6×10^1								2.3×10^2						5.0×10^4			1.5					4.2×10^4								

Fig. 2.2.5-1 Relation between ^3H counts rate and ratio in ^{14}C -window.

2.3 環境放射能

2.3.1 概要

可搬型Ge半導体検出器を用いたin-situ測定の環境管理への適用性の検討を昨年に引き続いた。in-situ測定で評価した空気吸収線量率は、DBM方式により測定した結果と良い相関を示すが(JAERI-M 93-172;p222), in-situ測定から評価した土壤中の放射能濃度は、測定地点によっては採取土壤測定により求めた⁴⁰Kの濃度に比較して高めの値を示した。また²⁰⁸Tlの場合は全体として採取土壤測定値より高めに評価された。この原因について検討した結果、⁴⁰Kについては地表面に碎石が敷かれていたためであり²⁰⁸Tlについては、評価に使用したエネルギー(ピーク)の解析上の問題(近傍のピークなどによる過大評価)によることが分かった。前者については、表面汚染(指数分布)を仮定し、後者については妨害ピークの少ない2615keVのピークを使って評価することにより採取土壤測定結果と良い一致を示した。これらのことから、Ge半導体検出器によるin-situ測定は、定期測定時における変動要因の究明、異常放出時における広域・迅速評価を行う上で効果的であることが分かる。また、東海村周辺の空気吸収線量率分布及び地質の違いによる自然放射性核種の濃度とこれらからの線量寄与率などのデータも得られた。

核爆発実験による放射性降下物あるいは原子力施設からの気体廃棄物中の放射性物質などの地表への降下量の測定には水盤法が広く使われている。水盤には再浮遊した物質も入り込むことになるので設置する高さあるいは設置する場所の影響を受ける可能性がある。これらのことと調べるために、場所及び高さの異なる(0m, 4m, 27m)3地点に水盤を設置して⁷Be, ¹³⁷Cs, ²¹⁰Pbの降下量を調査した結果、高さ、場所による降下量の違いはほとんどがないことが確認出来た。また、これら核種についての沈着率も求めた。

(片桐 浩)

2.3.2 環境ガンマ線の In-situ 測定 (II)

(1) はじめに

昨年度に引き続き、定点サーベイ地点において、可搬型Ge半導体検出器を用いて In-situ 測定^{1), 2)}を実施し、周辺環境条件の違い及び採取した土壤試料の放射能濃度との違い等を調査し、In-situ 測定の環境管理への適用性について検討を行った。

(2) 測定条件及び In-situ の解析条件

測定条件（測定時間）

- ・可搬型Ge半導体検出器：2,000秒
- ・土壤試料 : 30,000秒

In-situ の解析条件（土壤中 γ 線源の減衰係数（ α ））

- ・自然放射性核種 : $\alpha=0$ （土壤中の γ 線源は一様分布）
- ・フォールアウト核種 : $\alpha=0.33$ （土壤中の γ 線源は指数分布）

(3) 測定結果

採取土壤測定と In-situ 測定から評価された土壤中放射能濃度の相関を Fig. 2.3. 2-1 に示す。データは1992年、1993年の2回分のものを用いた。全体的にはほぼ良い相関を示すが、In-situ 測定から評価された土壤中放射能濃度は、 ^{40}K の場合、測定地点によっては採取土壤測定により求めたものより高めの値を示した。また、 ^{208}Tl の場合は全体として採取土壤測定値より高めとなつた。この原因是、 ^{40}K については地表面付近に碎石が撒かれていたためであり、 ^{208}Tl についてはその近傍のピーク及び散乱成分等の影響による過大評価が考えられる。そこで、 ^{40}K の特異地点については表面汚染 { γ 線源が指数分布 ($\alpha=0.33$)} と仮定して再計算をし、 ^{208}Tl については妨害ピークの少ない 2615keV のピーク計数率で再評価を行うと、Fig. 2.3. 2-2 のようにほぼ適正な放射能濃度となった。

地質別、核種別空気吸収線量率を Fig. 2.3. 2-3 に示す。全線量率は、ローム層、砂丘堆積物層、沖積層と徐々に大きくなる傾向にある。また、Th系列と ^{40}K の線量率の寄与を見ると、ローム層及び沖積層は Th 系列の寄与が大きく、砂丘堆積物層は ^{40}K の寄与が大きい傾向を示している。

(4) まとめ

In-situ 測定と採取土壤測定の土壤中放射能濃度を比較すると、全体的には良く一致している。ただし、特異な部分に関しては定量に用いるピークの選択、地表面の状況に合うような γ 線源分布を考慮することにより実際の土壤中放射能濃度により近い値を得ることができた。また、空気吸収線量率は、起伏の影響による違いはほとんどないが、地表面の状況及び地質の違いによって差が生ずることがわかった。各核種による空気吸収線量率の寄与率は、ローム層、沖積層においては、Th 系列 > ^{40}K > U 系列 > ^{137}Cs の順で、砂丘堆積物層においては、 ^{40}K > Th 系列 > U 系列 > ^{137}Cs の順であった。In-situ 測定における土壤中放射能濃度及び空気吸収線量率³⁾が妥当な結果を得られたことから、Ge半導体検出器による In-situ 測定は、定期測定時における変動原因の究明はもとより、異常放出時等による広範囲に及ぶ地表面汚染核種及び空気吸収線量率を迅速に評価する上で有効である。

（鈴木 隆）

参考文献

- 1) 科学技術庁：空間 γ 線スペクトル測定法（平成2年）
- 2) 阪井英次：可搬型Ge(Li)検出器を用いた環境ガンマ線の *in-situ*測定
JAERI-M 6498, 1976年3月
- 3) 鈴木 隆：保健物理－管理と研究－No. 35, JAERI-M93-172, 223-227(1993)

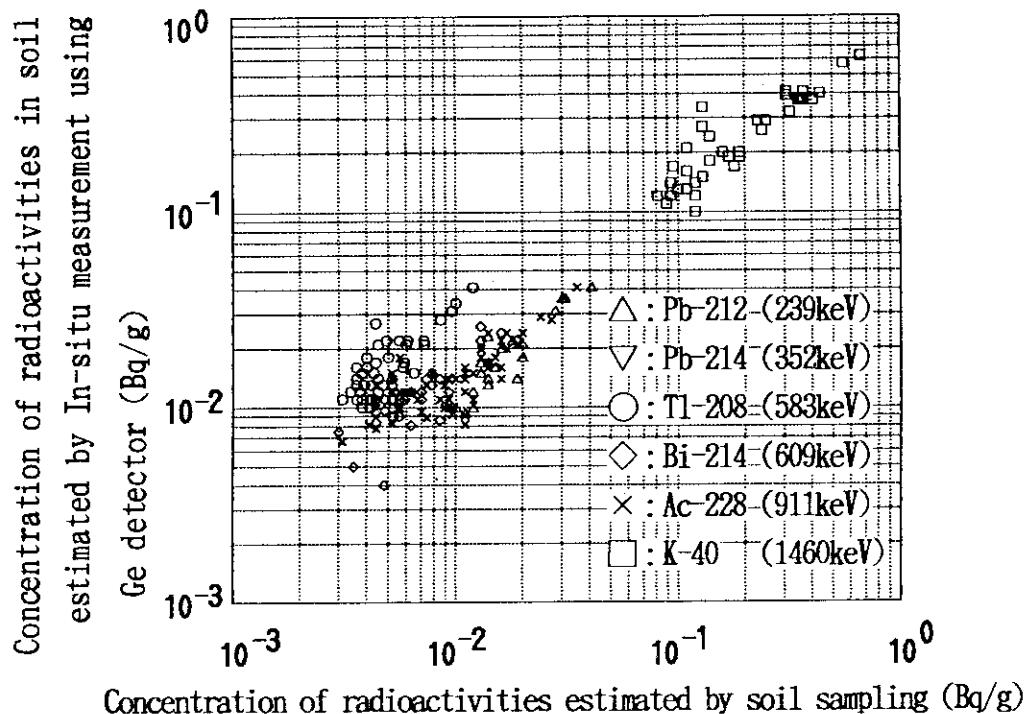


Fig. 2.3.2-1 Relation between concentration of radioactivities measured by the soil sampling and measured by the in-situ method using the Ge detector.

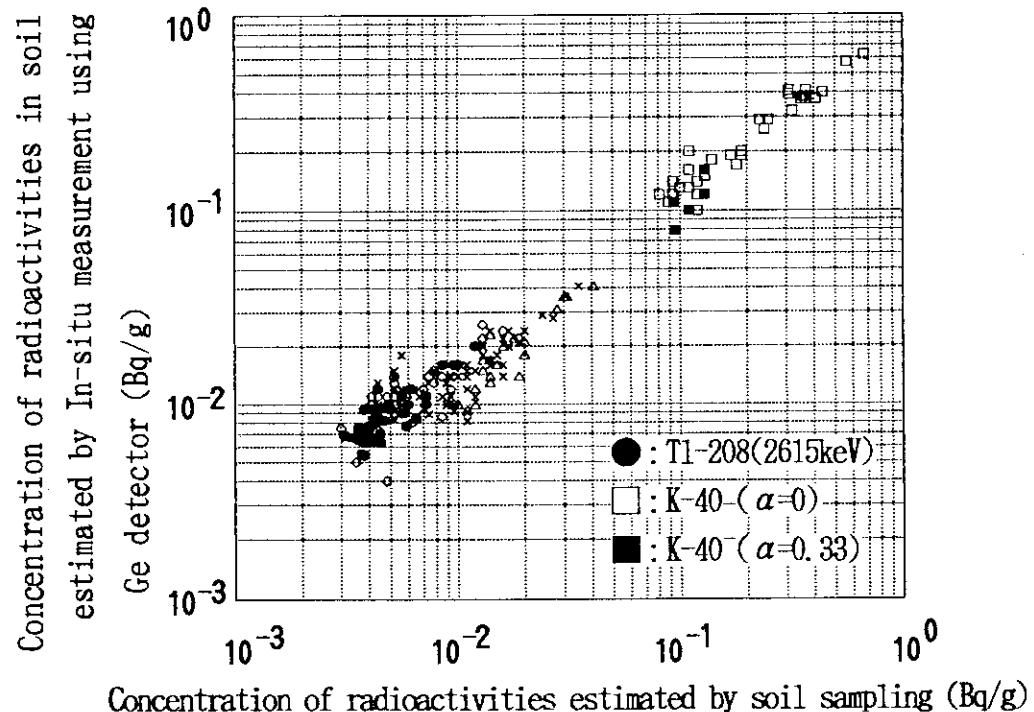


Fig. 2.3.2-2 Result of the recalculation changed the α value of K-40 and energy peak(2615keV) of Tl-208 on the soil concentration by the Ge detector.
 α : The reciprocal of the relaxation length of the assumed exponentially distributed source activity with depth(cm^{-1})

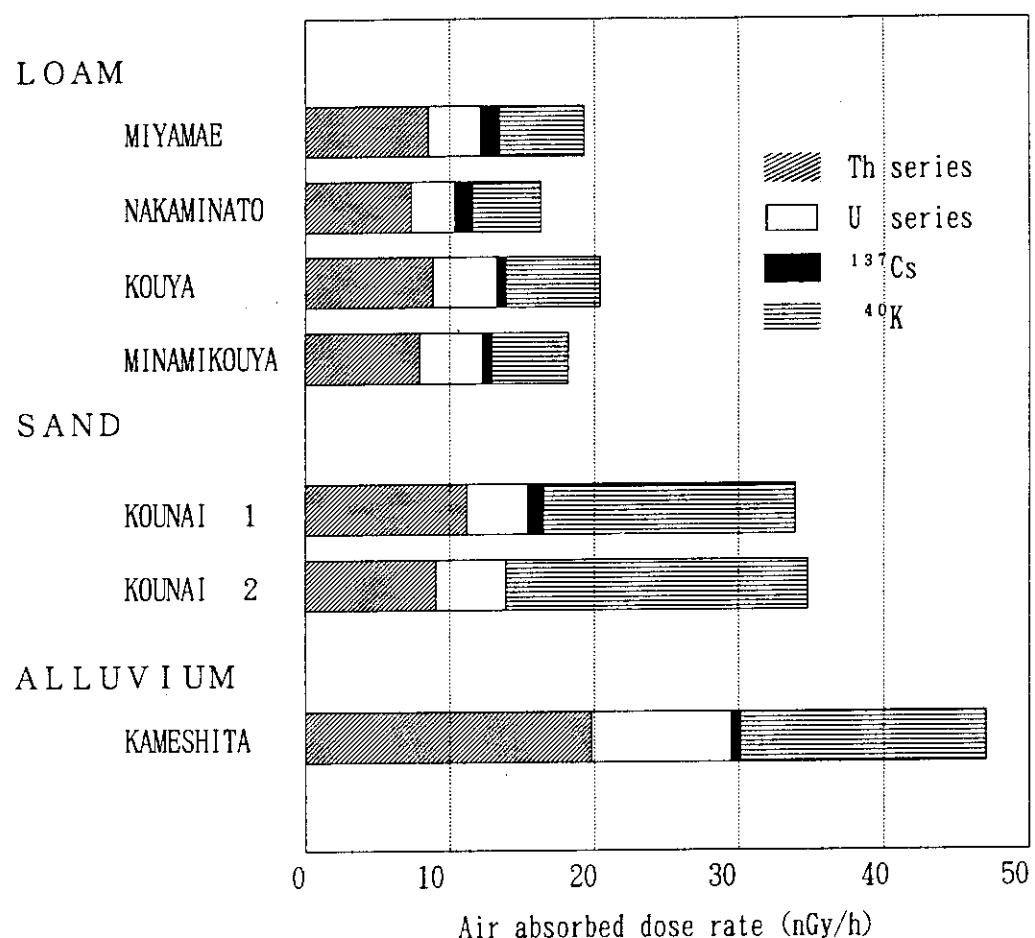


Fig. 2.3.2-3 The nuclide contributions of air absorbed dose rate from each geology.

2.3.3 放射性物質の降下量モニタリング

核爆発実験による放射性降下物あるいは原子力施設からの気体廃棄物中の放射性物質などの地表への降下量の測定には水盤法が広く用いられている。水盤には再浮遊した物質も入り込むことになるので設置する高さあるいは設置する場所の影響を受ける可能性がある。本報告は、水盤法による測定値の代表性（採取場所・高さ）及び空気中濃度との関係についての検討結果である。

大気浮遊塵濃度は、1992年9月から1994年3月までの間、大容量アンダーセン・エアサンプラを試料処理室屋上（4m）に設置し、 $0.72\text{m}^3/\text{min}$ の流速で、東洋濾紙G B-100Rに集塵し、その試料をGe半導体検出器で測定することにより求めた。全降下量（降雨も含む）は、面積 0.31m^2 の水盤を、東海研構内の気象観測室（0m）、試料処理室屋上（4m）、安工特研屋上（27m）の3地点に設置することにより採取した。採取試料は全量蒸発乾燥した後、同様に測定した。

大気浮遊塵中の ^{7}Be , ^{137}Cs , ^{210}Pb の3カ月平均値をFig. 2.3.3-1に示す。この結果3～5月の試料が各核種とも高い傾向が見られる。水盤による3カ月平均降下量をFig. 2.3.3-2に示す。採取場所および高さによる違いは ^{137}Cs に少し見られる。降下量と空気中濃度の関係をFig. 2.3.3-3に示す。空気中濃度の高い核種ほど降下量が多いがそれぞれの核種の間で必ずしも比較関係は成立しない。その程度を比較するためにそれぞれの核種の沈着速度（Vg）[Vg (cm/s) = 水盤上の単位面積に対する沈着率 (Bq/cm²·s) / 空気中の濃度 (Bq/cm³)]を求めた結果をTable 2.3.3-1に示す。 ^{210}Pb のVgは0.44～0.60となり、この値は評価指針¹⁾が示しているよう素の葉菜に対する値と同じレベルである。 ^{7}Be は ^{210}Pb の約3倍になった。この理由として、 ^{210}Pb の地表空気中濃度は、主に地表からの ^{222}Rn の放出率に依存しているのに対して、 ^{7}Be は宇宙線と大気分子との破碎反応で生成し、成層圏60対流圏11の割合で分布しており地表から20kmの間で上層程高い²⁾。この ^{7}Be は、「主に降水によって地表にもたらされる」という報告³⁾があるので、これが原因であると思われる。一方、 ^{137}Cs の沈着速度が数倍高いのは、周辺からの再浮遊⁴⁾が原因と考えられる。特に処理室屋上（4m）地点で高めの値を示しているのは、近接する建物が他の2地点より多く、その屋上からの再浮遊とも思われる。なお、気象観測室（0m）地点の状況は廻りがかなり広く芝生上であり、安工特研屋上（27m）地点の廻りは高い建物がない。今回の検討結果から ^{210}Pb の沈着速度が評価指針の値と良く一致すること、 ^{137}Cs は設置地点により再浮遊の影響を受けていることなどが明らかとなった。

(梁瀬 芳晃)

参考文献

- 1)原子力委員会；”発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針について”（1976）
- 2)佐伯誠道編、”環境放射能”，ソフトサイエンス社（1984）
- 3)M. J. Harveey and K. M. Matthews, ^{7}Be deposition in a hight-rainfall area of New Zealand J. Atmos., 8, 299-306 (1989)
- 4)上野 隆、天野 光、小林 義威：“東海村における降下物の放射化分析と ^{137}Cs の降下量に占める再浮遊の評価”保健物理, 29, (1994)

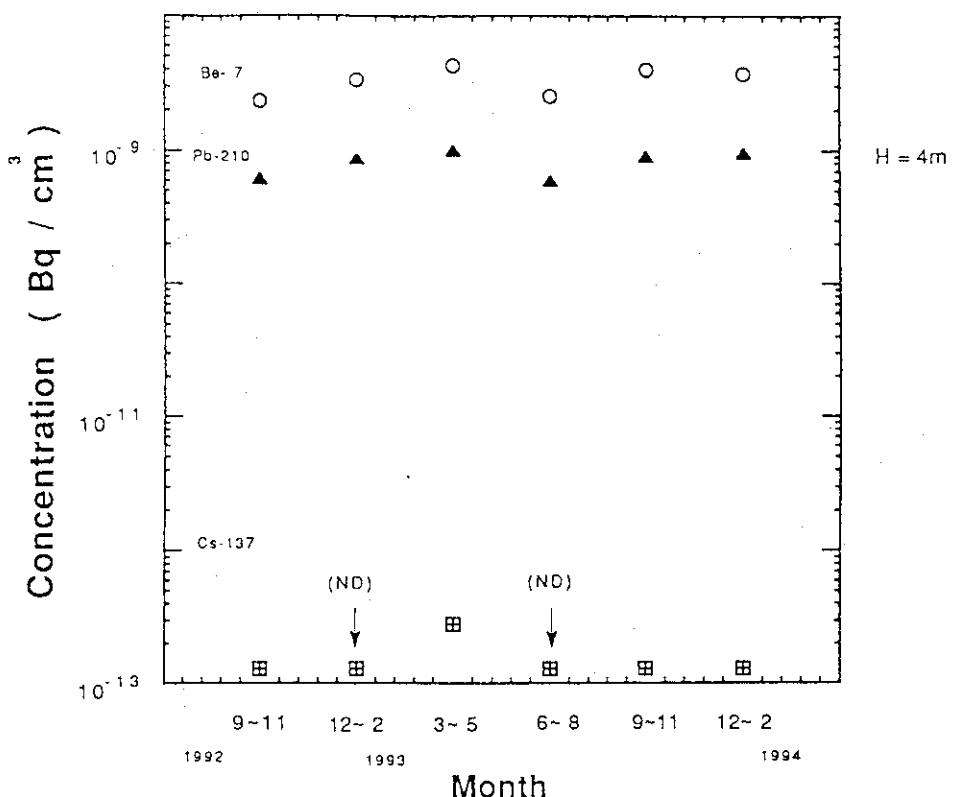


Fig. 2.3.3-1 Seasonal variation of airbone Be-7, Cs-137, Pb-210 concentration.

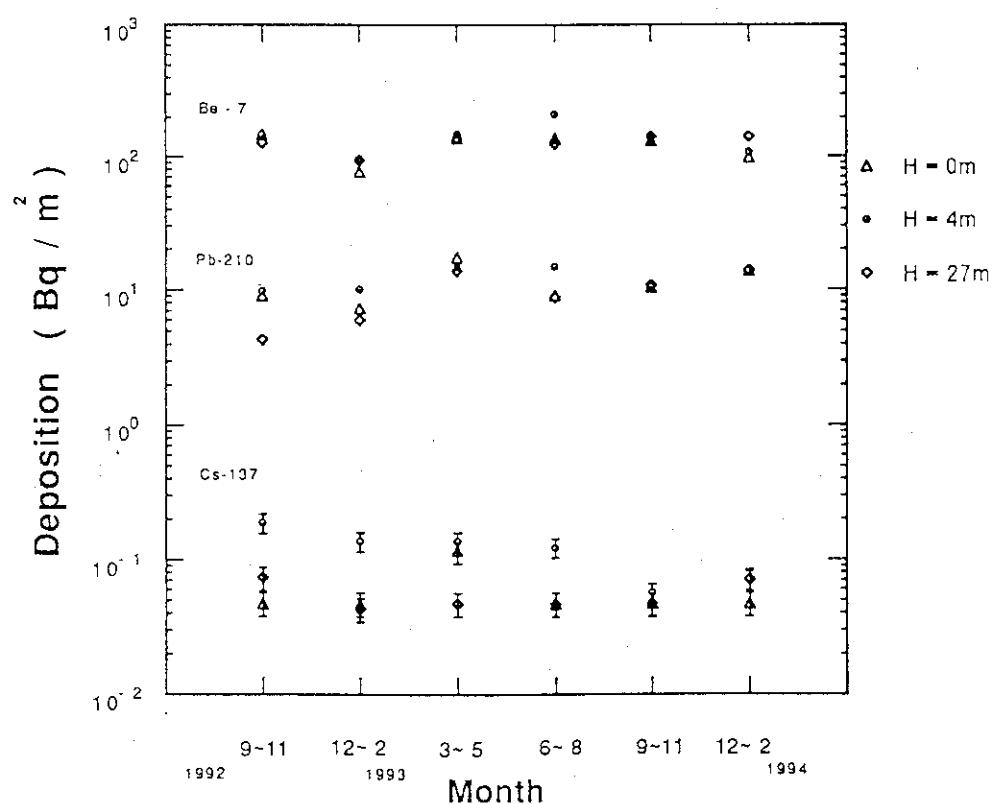


Fig. 2.3.3-2 Seasonal variation of Be-7, Cs-137, Pb-210 concentration in basin.

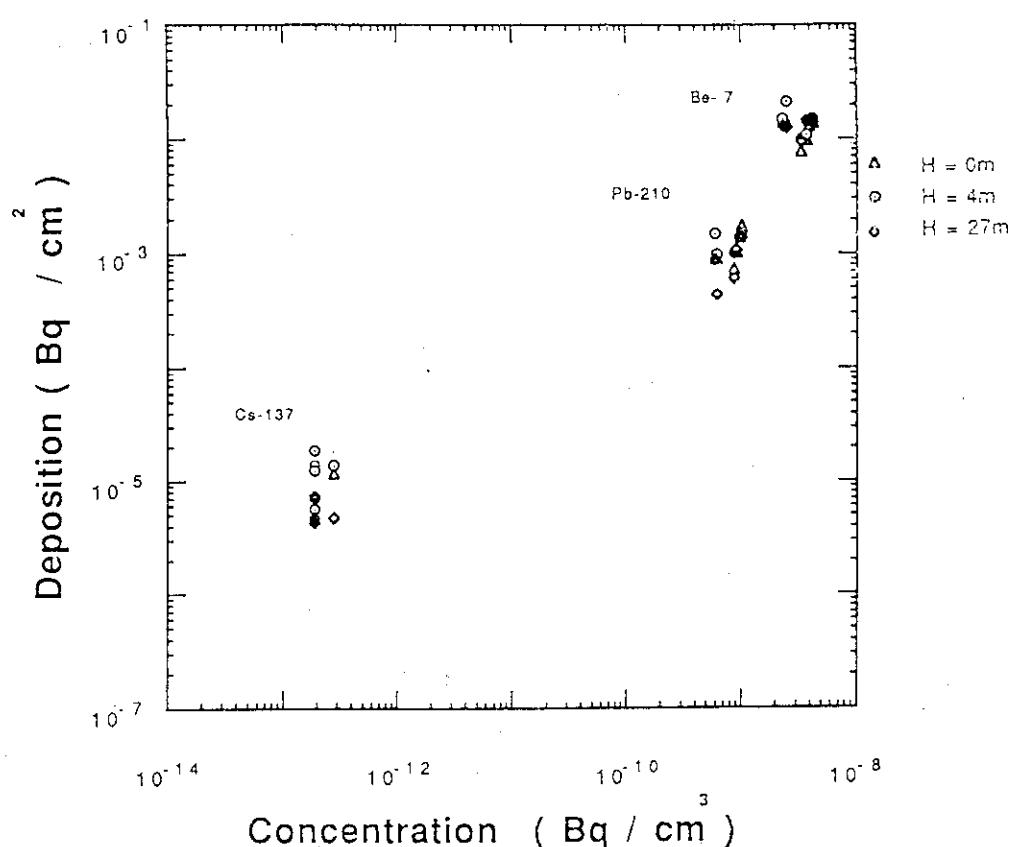


Fig. 2.3.3-3 Relation between deposition in basin and concentration in air dust.

Table. 2.3.3-1 Deposition velocity(V_g) of Be-7, Cs-137, Pb-210.

	(cm/s)		
	H = 0m	H = 4m	H = 27m
Be - 7	1.5 ± 0.64	1.8 ± 0.89	1.5 ± 0.40
Cs-137	9.5 ± 0.0	25 ± 0.0	6.5 ± 0.0
Pb-210	0.53 ± 0.12	0.60 ± 0.19	0.44 ± 0.14

2.4 放射線計測

2.4.1 概要

プラスチックシンチレーションサーベイメータの光子エネルギー特性を調査するとともに、増感材の材質と厚さを選定することにより、30keVから300keVまでの範囲における同サーベイメータのエネルギー特性を改善した。

X線発生装置（HF-420型）の管球交換に伴い、新しい管球に対する線質条件の設定並びに各線質のスペクトル測定、均一性調査等を実施した。これによりX線を用いた各種測定器の特性試験及び校正試験が可能となった。

放射線標準施設棟の第1、第3照射室に設置されているコリメート型 γ 線照射装置の照射線量基準と散乱線の割合について測定評価し校正精度の向上を図った。

ガラス線量計（東芝硝子製；SC-1型）の測定精度の向上を図るため、特別な使用（測定・処理）方法を検討した。この結果、基準照射線量に対して±1.5%以内で評価できることが判った。

（村上 博幸）

2.4.2 プラスチックシンチレーションサーベイメータのエネルギー特性

原研で開発、試作したプラスチックシンチレーションサーベイメータのエネルギー特性調査を数年前より実施してきたが、今回、改良を行って実用機器として使用が可能となったのでその内容について報告する。

本サーベイメータの検出器は、 $1'' \times 1''$ ϕ プラスチックシンチレータと $1''$ ϕ 光電子増倍管を使用し、エネルギー300keV以下の感度（読取値／線量当量率）を高めるため、シンチレータの回りを増感材で覆った構造である。

一方、計測部本体は、光電子増倍管の出力信号を電流增幅させ、增幅後の出力電圧をV/F変換して線量当量率をディジタル表示する構造となっている。また、サーベイメータの測定範囲を広げるため、印加高圧を2段階に切り換える方式が取られており、低レンジと高レンジを自動的に切り換えて表示させるようになっている。

従来の試験結果では、低レンジ(HV:1000V)及び高レンジ(HV:700V)のエネルギー特性に最大2倍の感度変化が生じていた。この原因是、印加高圧が高すぎるため線量当量率当たりの出力電圧(mV/ μ Sv/h)の感度がエネルギーによって大きく変化するからであった。

今回の試験により、低レンジと高レンジの印加高圧を共に700V以下で使用すると、エネルギーによる感度変化を少なくできることがわかった。このため、低レンジの高圧を700V、高レンジの高圧を500Vに設定し、計測部本体の利得を数倍上げることにより、B・Gレベルから10mSv/hまで測定できるようにした。

検出器を覆う増感材については、ZnS(Ag)及びCaWO₄のシート状のものを用い、その厚さを変えてエネルギー特性を調査した。この結果、CaWO₄の材料で厚さが10mg/cm²の場合に30keVから300keVのエネルギー範囲で両レンジの特性が良好になることがわかった。

次に、検出器を遮光するシールド材については、その厚さが薄いと β 線に感度を有してしまうため、低エネルギーの光子に対して吸収が少なく、1MeV以下の β 線に不感となる材質と厚さの選定試験を行った。この結果、アルミニウムをシールド材とし、厚さを1.5mmから2.5mmの範囲とすると良いことがわかった。

以上の検討結果に基づき、本サーベイメータの低レンジ及び高レンジのエネルギー特性試験を実施した結果、Fig. 2.4. 2-1, 2に示すようにエネルギー特性を低レンジでは40keV以上で±30%以内、高レンジでは40keV以上で±15%以内と良好にすることができた。

(清水 滋)

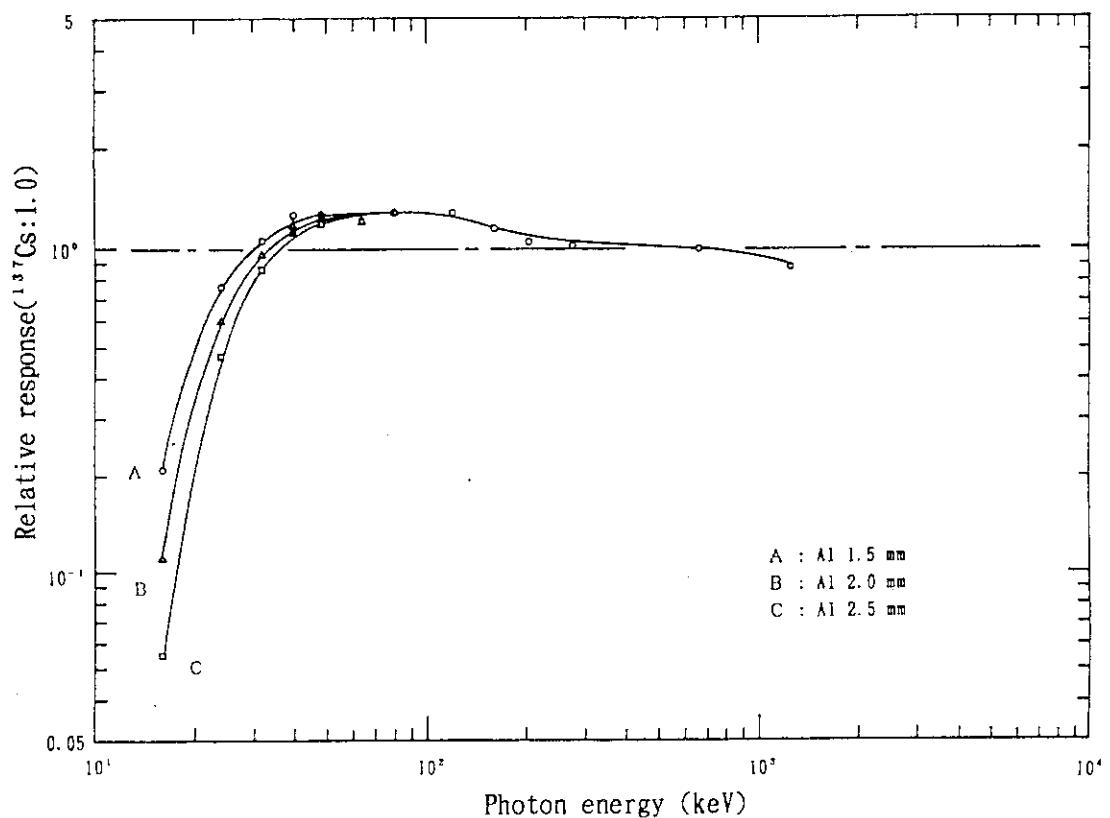


Fig. 2.4.2-1 Energy characteristic of low range.

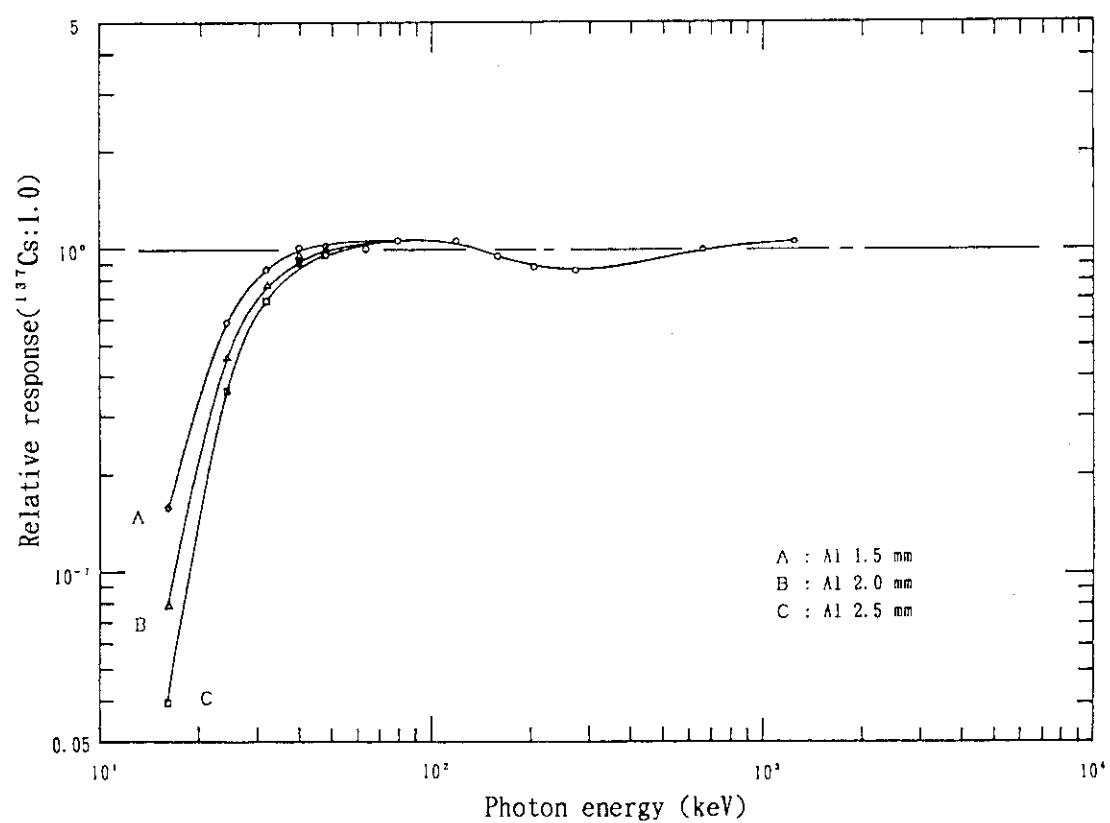


Fig. 2.4.2-2 Energy characteristic of high range.

2.4.3 X線発生装置のX線線質の決定

HF-420型X線発生装置のX線管球が破損したため、新品と交換を行った。このため、放射線測定器の特性試験及び校正試験に利用していたX線の線質の変化が考えられるため、これを調査し、照射、校正に利用するX線の線質条件の再設定を行った。以下にその結果を報告する。

X線の線質条件は、フィルタを用いた半価層測定により求められる実効エネルギーの値が、それぞれ線質指標（Q I：実効エネルギー／管電圧）の基準値、0.6, 0.7, 0.8, 0.9に適合するように基礎フィルタの材質と厚さを定めることにより設定した。上記の線質調査に係る測定に使用した電離箱検出器は、管電圧50kV以下の場合は内容積が 0.2cm^3 のカーボン電離箱と 600cm^3 の円筒型電離箱、管電圧60kV以上の場合は 33cm^3 の円筒型電離箱である。測定時のX線の焦点と検出器間の距離は、室内散乱や固定治具からの散乱を少なくするために、0.7mから2.0mの範囲とした。

今回決定したX線の線質の基本データ、即ち基礎フィルターの厚さ、第1半価層、第2半価層、均等度、実効エネルギー等を各線質指標及び各管電圧毎にTable 2.4.3-1, 2に示す。

同表において、各条件での線質指標の評価値のそれぞれの基準値に対する実質的なずれは±1%程度である。また、フィルタによるX線スペクトルのろ過の程度を表す均等度は、線質指標0.6に対して平均で0.77, 0.7で0.86, 0.8で0.92及び0.9で0.97となり、特に線質指標が0.9の場合は単色スペクトル（均等度:1.0）のγ線に極めて近い特性が得られた。

各線質の実効エネルギーは、フィルタ材料と第1半価層より計算によって求められるが、計算過程が煩雑なため、半価層の値と実効エネルギーとの関係¹⁾をTable 2.4.3-3のとおりフィルタ材料毎に近似式で表し、それぞれ同式を用いて算出した。

各線質における基礎フィルタの厚さは、前回設定した厚さとほぼ同様であったが、管電圧30kV以下については、アルミニウムフィルタの厚さが0.3から0.5mm程度薄くなった。この理由は、管球のシールド材自体についているアルミニウム板の厚さが変わったことによるものと推定される。

上記の線質条件の設定の他に、各線質でのスペクトル測定を実施してその健全性を確認すると共に、一部の線質に対しては照射野の線量分布を調査してそれが従来のものと同等の均一性のある分布であることを確認した。

今後、本X線発生装置を用いて放射線測定器の特性試験及び校正試験等を行う場合は、今回設定された線質条件を使用することとする。

(清水 滋)

参考文献

- 1) Veigele, W. J.; Atomic Data Tables Vol.5 (1973).

Table. 2.4.3-1 Specification of X-ray quality (Quality Index : 0.6, 0.7)

Q I	Tube voltage (kV)	Added filter thickness (mm)	Half-value layer (mm)		H C	E _{eff} (keV)	Dose rate (mR/min · m ² /mA)	Conversion factor (mSv/R)
			First	Second				
0.60	30	Al : 0.30	Al:0.583	Al:0.754	0.77	18.4	193	4.40
	40	Al : 2.00	Al:1.33	Al:1.78	0.75	24.5	106	7.36
	50	Al : 3.50	Al:2.28	Al:2.99	0.76	29.9	102	9.49
	60	Cu : 0.20	Cu:0.131	Cu:0.163	0.80	37.1	88	11.75
	70	Cu : 0.29	Cu:0.186	Cu:0.248	0.75	42.1	86	12.95
	75	Cu : 0.29	Cu:0.212	Cu:0.278	0.76	44.1	109	13.35
	80	Cu : 0.38	Cu:0.272	Cu:0.371	0.73	48.3	101	14.05
	100	Cu : 0.59	Cu:0.485	Cu:0.653	0.74	59.7	149	15.19
	120	Cu : 1.00	Cu:0.795	Cu:1.013	0.78	72.1	162	15.36
	150	Cu : 1.49	Cu:1.31	Cu:1.72	0.76	88.6	258	14.82
	200	Cu : 2.51	Cu:2.39	Cu:3.01	0.79	119	476	13.70
	250	Sn : 1.52	Sn:1.69	Sn:2.29	0.74	154	702	12.82
	300	Sn : 2.29	Sn:2.42	Sn:3.01	0.80	180	1049	12.39
	350	Sn : 1.01	Sn:3.28	Sn:4.14	0.79	209	1362	12.04
	Pb : 0.52							
0.70	20	No filter	Al:0.277	Al:0.325	0.85	14.2	88	1.87
	30	Al : 1.60	Al:0.895	Al:1.01	0.89	21.3	50	5.90
	40	Al : 4.01	Al:1.85	Al:2.19	0.84	27.7	41	8.66
	50	Cu : 0.30	Cu:0.116	Cu:0.130	0.89	35.6	23	11.34
	60	Cu : 0.39	Cu:0.175	Cu:0.215	0.81	41.2	34	12.76
	70	Cu : 0.59	Cu:0.273	Cu:0.332	0.82	48.4	31	14.06
	80	Cu : 0.78	Cu:0.403	Cu:0.472	0.85	55.8	39	14.90
	100	Cu : 1.49	Cu:0.725	Cu:0.855	0.85	69.5	46	15.39
	120	Cu : 2.30	Cu:1.120	Cu:1.335	0.84	82.8	56	15.04
	150	Cu : 3.30	Cu:1.86	Cu:2.14	0.87	104	104	14.22
	200	Cu : 6.07	Cu:3.08	Cu:3.40	0.91	138	181	13.17
	250	Sn : 3.81	Sn:2.34	Sn:2.57	0.91	177	288	12.43
	300	Sn : 1.01	Sn:3.20	Sn:3.77	0.85	206	410	12.07
	Pb : 1.00							
	350	Sn : 3.03	Sn:4.28	Sn:4.80	0.89	242	577	11.75
	Pb : 1.00							

QI : Quality Index , HC : Homogeneity coefficient , E_{eff} : Effective energy

Table. 2.4.3-2 Specification of X-ray quality (Quality Index : 0.8, 0.9)

Q I	Tube voltage (kV)	Added filter thickness (mm)	Half-value layer (mm)		H C	E _{eff} (keV)	Dose rate (mR/h · m ² /mA)	Conversion factor (mSv/R)
			First	Second				
0.80	15	No filter	Al:0.169	Al:0.194	0.87	12.0	1020	0.66
	20	Al : 0.80	Al:0.400	Al:0.435	0.92	16.1	780	3.05
	30	Al : 4.01	Al:1.27	Al:1.38	0.92	24.1	276	7.18
	40	Cu : 0.30	Cu:0.087	Cu:0.093	0.94	32.1	462	10.25
	50	Cu : 0.59	Cu:0.155	Cu:0.167	0.93	39.4	288	12.34
	60	Cu : 1.00	Cu:0.273	Cu:0.290	0.94	48.4	276	14.06
	70	Cu : 1.59	Cu:0.413	Cu:0.450	0.92	56.3	228	14.95
	80	Cu : 2.21	Cu:0.573	Cu:0.617	0.93	63.6	288	15.38
	100	Cu : 3.51	Cu:1.00	Cu:1.08	0.93	79.0	516	15.17
	120	Cu : 5.88	Cu:1.54	Cu:1.65	0.93	95.2	498	14.56
	150	Cu : 8.08	Cu:2.39	Cu:2.54	0.94	119	1260	13.70
	200	Sn : 3.03	Sn:1.87	Sn:1.97	0.95	160	2280	12.71
		Pb : 0.52						
	250	Sn : 1.01	Sn:2.97	Sn:3.36	0.88	199	2760	12.15
		Pb : 1.99						
	300	Sn : 1.01	Sn:4.20	Sn:4.48	0.94	239	4380	11.77
		Pb : 2.99						
	350	Sn : 2.02	Sn:5.23	Sn:5.57	0.94	275	7860	11.53
		Pb : 3.50						
0.90	10	No filter	Al:0.072	Al:0.075	0.96	9.0	0.54	0.015
	15	Al : 1.00	Al:0.232	Al:0.236	0.98	13.4	30	1.39
	20	Al : 2.70	Al:0.512	Al:0.533	0.96	17.6	42	3.95
	30	Cu : 0.38	Al:1.65	Al:1.66	0.99	26.5	11	8.19
	40	Cu : 0.90	Cu:0.118	Cu:0.120	0.98	35.8	6.0	11.39
	50	Cu : 2.01	Cu:0.221	Cu:0.234	0.94	44.8	1.8	13.48
	60	Cu : 3.91	Cu:0.370	Cu:0.373	0.99	54.0	0.45	14.74
	70	Cu : 5.87	Cu:0.540	Cu:0.560	0.96	62.2	0.42	15.34
	80	Cu : 9.56	Cu:0.760	Cu:0.764	0.99	70.8	0.19	15.38
	100	Sn : 3.32	Cu:1.34	Cu:1.35	0.99	89.4	5.3	14.79
	120	Sn : 5.11	Cu:1.99	Cu:2.02	0.99	108	11	14.08
	150	Sn : 3.03	Cu:2.98	Cu:3.12	0.96	135	32	13.25
		Pb : 1.00						
	200	Sn : 2.53	Sn:2.38	Sn:3.43	0.98	179	48	12.40
		Pb : 2.99						
	250	Sn : 4.31	Sn:3.82	Sn:3.92	0.97	227	50	11.87
		Pb : 5.49						
	300	Sn : 3.30	Sn:5.08	Sn:5.47	0.93	270	214	11.56
		Pb : 7.08						
	350	Sn : 5.61	Sn:6.40	Sn:6.60	0.97	318	162	11.30
		Pb :11.06						

QI : Quality Index , HC : Homogeneity coefficient , E_{eff} : Effective energy

Table.2.4.3-3 Approximate equation to obtain X-ray's effective energy from half-value layer.

Filter material	Approximate Equation	Estimation Error (%)	Applicable Energy range (keV)
Aluminum	$E = 22.03 t^{0.341} + 0.1469 t^{2.01}$	± 0.4	6 ~ 60
Copper	$E = 76.48 t^{0.356} + 2.543 t^{2.00}$	± 0.6	15 ~ 200
Tin	$E = 122.5 t^{0.369} + 1.660 t^{2.05}$	± 0.5	40 ~ 400
Lead	$E = 240.7 t^{0.400} + 5.150 t^{1.89}$	± 0.6	100 ~ 1000

E : Effective energy (keV), t : Half-value layer (mm)

2.4.4 γ 線照射装置の照射線量基準と散乱線の評価

放射線標準施設棟の第1, 第3照射室に設置しているコリメート型 γ 線照射装置の照射線量基準と散乱線の割合について測定評価したので以下に述べる。

測定に用いた一次基準器は、米国EXRADIN社製の球形電離箱(800cm^3)を検出器とする線量計で、対象とした γ 線照射装置は、第1, 第3照射室の ^{137}Cs 及び ^{60}Co 線源を装荷したコリメート型照射装置である。

測定方法及び結果は以下の通りである。

(1) 各照射装置の散乱線割合の測定

EXRADIN線量計の検出器を校正台車に設置し、照射装置の各距離における基準照射線量率を測定した。次に、照射装置に装荷されている放射線強度の弱い γ 線源(第1照射室の照射装置： ^{137}Cs 1.85 GBq, ^{60}Co 7.4 GBq, 第3照射室の照射装置： ^{60}Co 7.4 GBq)を非コリメート γ 線として線量測定し、各線源の照射線量率定数(K)及び一次照射線量率(D_0)を評価した¹⁾。この結果をTable 2.4.4-1に示す。さらに、各距離の基準照射線量率(D_T)から一次照射線量率を差し引くことにより全体の散乱線量率(D_s)を算出した。

散乱線量率には、①コリメータ散乱、②空気散乱、③床、台車、後壁等の室内散乱の3種類が含まれる。①と②、③との分離はシャドウコーン法による散乱線量率の測定によって行い、②と③の分離は ^{60}Co , ^{137}Cs 線源の距離による空気散乱割合の計算結果²⁾を引用して行った。また、コリメータ散乱のスペクトル情報を得るために、37 MBq程度の γ 線源を照射装置の線源位置にセットして3"球形NaIシンチレーション検出器でスペクトルを測定した。

^{137}Cs 及び ^{60}Co 線源の散乱スペクトルは、散乱角 10° から 90° 散乱が主で、一部 180° 散乱及び鉛の特性X線も検出された。主散乱である 10° から 90° のコンプトン散乱は、 ^{137}Cs では平均エネルギーが600keV, ^{60}Co では800keVであった。したがって、コリメータ散乱の各距離における散乱割合は、各平均エネルギーの空気吸収と一次線エネルギーの空気吸収の割合を補正することにより評価した。

上記の方法で評価した3種類の散乱線割合と全散乱線割合をまとめると、Fig. 2.4.4-1, 2, 3となった。コリメータ散乱は、第1照射室の照射装置の ^{137}Cs 線源では4.5%, ^{60}Co 線源では10%発生していることがわかった。同様に第3照射室の照射装置では、 ^{60}Co 線源で11%発生していることがわかった。また、室内散乱は、第1照射室では3m以上から発生し、第3照射室では4m以上から発生することがわかった。

(2) 各照射装置の距離における照射線量基準の評価

(1)で求めた各散乱割合をコリメータ散乱とその他の散乱に区分して基準照射線量率(D_T), 一次照射線量率(D_0)及び散乱線量率(D_s)について最小自乗法による近似式を作成した。この結果をTable 2.4.4-2に示す。同式で得られる基準照射線量率は各距離での実測値に対して±1%以内であった。

上記の方法で求めた照射線量基準は、同一核種であれば照射装置のコリメータ散乱と空気及び室内散乱が同じ散乱割合を示すことから共通に使用できるが、各校正台車を使用すること及び各照射

室内のビーム空間に大きな変化が生じないようにすることに注意する必要がある。

以上の結果から、コリメータ型照射装置による照射場での散乱線の割合を解明することができた。また、照射線量基準の近似式を作成したことにより、将来、適切な線源の選択や照射位置への校正台車の移動をコンピュータで自動制御することが可能になった。

(清水 滋)

参考文献

- 1) 清水 滋 : 保健物理—管理と研究 JAERI-M 93-172, 236-240 (1993)
- 2) Botter-Jensen, L. : Radiation Protection Dosimetry Vol. 42 No. 4, 291 (1992)

Table.2.4.4-1 Exposure rate constant of the various irradiation apparatus.

(1) Irradiation apparatus of irradiation room No.1.

Source intensity	^{137}Cs 740 GBq	^{137}Cs 37 GBq	^{137}Cs 1.85 GBq	^{60}Co 7.4 GBq
Date of measurement	1993.1.12	1993.1.12	1993.7.20	1993.7.20
Exposure rate constant : $K_e (\text{mR/h} \cdot \text{m}^{-2})$	5039	296.5	15.55	52.16
Primary dose rate at 1m (mR/h)	4993	293.8	15.41	51.79

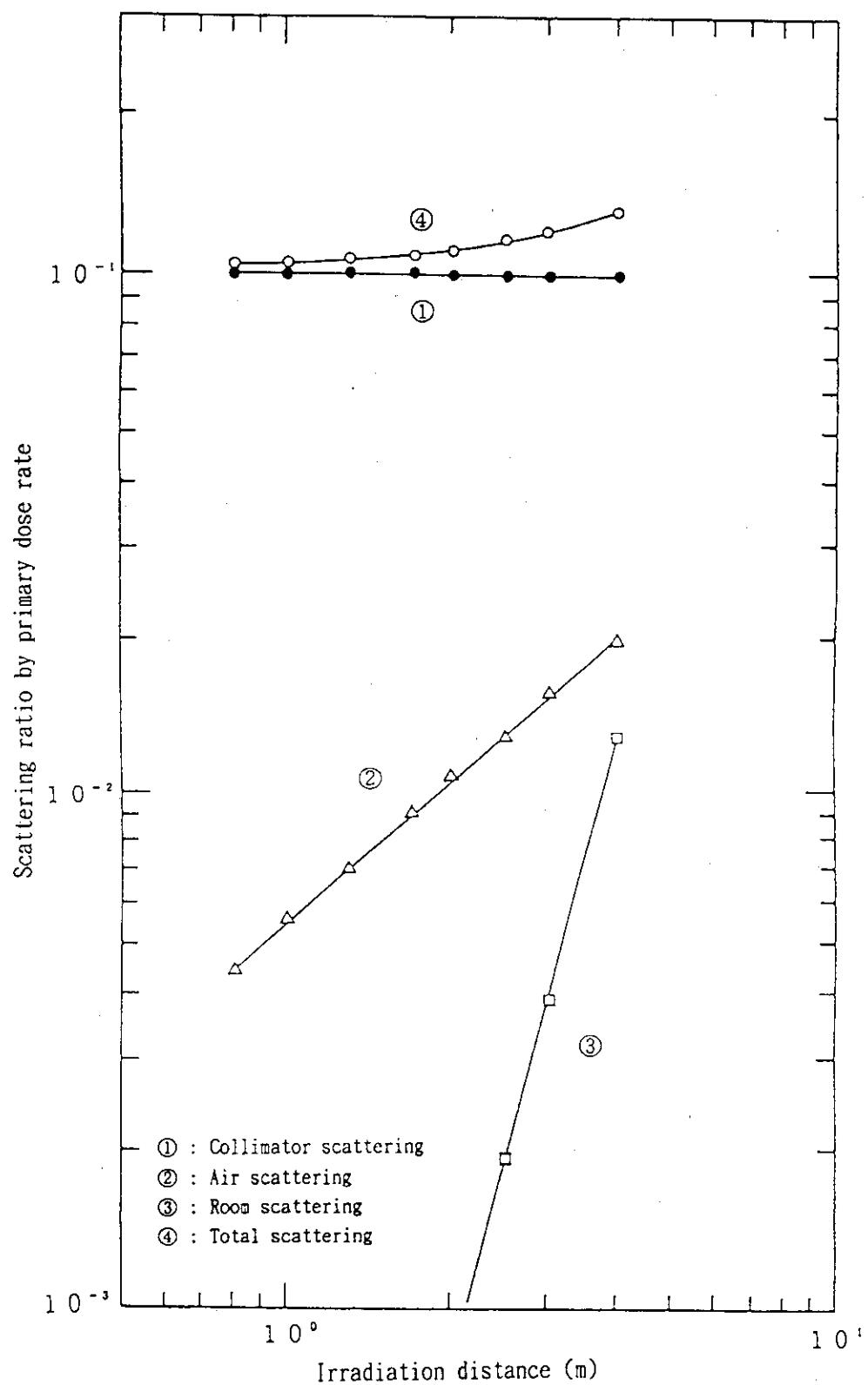
(2) Irradiation apparatus of irradiation room No.3.

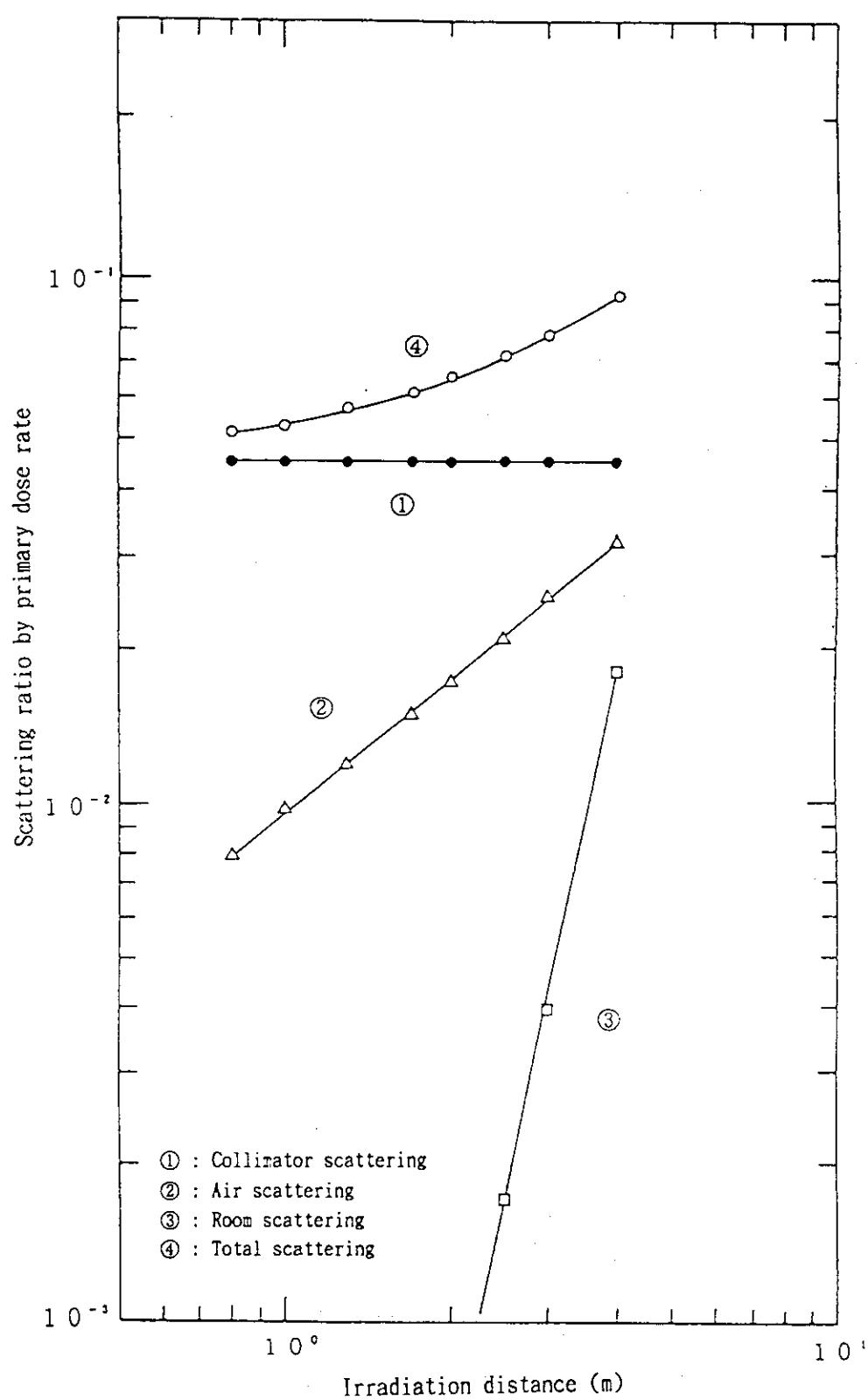
Source intensity	^{60}Co 7.4 TBq	^{60}Co 3.7 TBq	^{60}Co 185 GBq	^{60}Co 7.4 GBq
Date of measurement	1992.12.4	1992.12.4	1992.12.4	1993.7.21
Exposure rate constant : $K_e (\text{R/h} \cdot \text{m}^{-2})$	101.7	27.34	3.067	105.8
Primary dose rate at 1m (R/h)	101.0	27.15	3.046	105.1

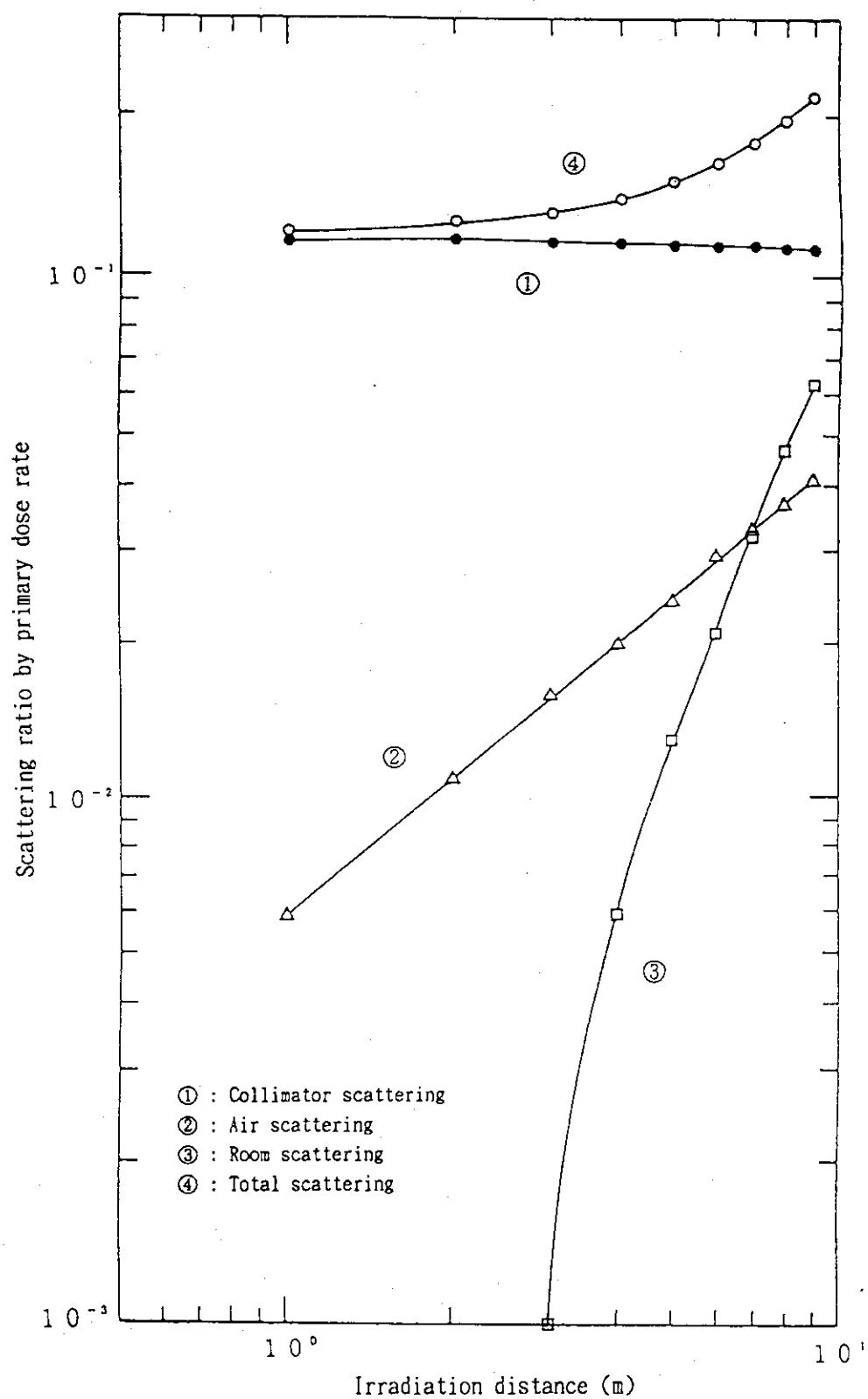
Table.2.4.4-2 The calculating expression of reference dose rate for the various irradiation conditions.

Name of irradiation apparatus	Name of source	calculating expression		
		Exposure rate :(D_T)	Primary dose rate :(D_p)	Scattering dose rate :(D_s)
Irradiation apparatus of No.1 irradiation room	^{137}Cs 740 GBq	$D_e(1+0.045 \exp[-4.00 \times 10^{-4} d] + 8.45 \times 10^{-3} d^{1.24})$	$K_e d^{-2} \cdot \exp(-9.3 \times 10^{-3} d)$	$D_s(0.045 \exp[-4.00 \times 10^{-4} d] + 8.45 \times 10^{-3} d^{1.24})$
	^{137}Cs 37 GBq			
	^{137}Cs 1.85 GBq			
	^{60}Co 7.4 GBq	$D_e(1+0.100 \exp[-2.80 \times 10^{-3} d] + 3.87 \times 10^{-2} d^{1.82})$	$K_e d^{-2} \cdot \exp(-6.9 \times 10^{-3} d)$	$D_s(0.100 \exp[-2.80 \times 10^{-3} d] + 3.87 \times 10^{-2} d^{1.82})$
Irradiation apparatus of No.3 irradiation room	^{60}Co 7.4 TBq	$D_e(1+0.114 \exp[-2.80 \times 10^{-3} d] + 2.95 \times 10^{-2} d^{1.69})$	$K_e d^{-2} \cdot \exp(-6.9 \times 10^{-3} d)$	$D_s(0.114 \exp[-2.80 \times 10^{-3} d] + 2.95 \times 10^{-2} d^{1.69})$
	^{60}Co 3.7 TBq			
	^{60}Co 185 GBq			
	^{60}Co 7.4 GBq			

d : Irradiation distance , K_e : Exposure rate constant

Fig. 2.4.4-1 Scattering ratio of ^{60}Co source for No. 1 irradiation apparatus.

Fig. 2.4.4-2 Scattering ratio of ^{137}Cs source for No.1 irradiation apparatus.

Fig. 2.4.4-3 Scattering ratio of ^{60}Co source for No.3 irradiation apparatus.

2.4.5 ガラス線量計の特殊使用による測定精度の向上

SC-1型ガラス線量計を用いて、各事業所の校正基準照射線量(率)を点検し、事業所間の基準値の整合性を図るために、現状の測定精度の向上を図る必要があり、これについて調査検討を行ったので以下に報告する。

ガラス線量計の測定系全体の誤差要因は、線量計、リーダー及び照射装置等の系統的な誤差と線量計の読み取り線量の変動や照射場の線量再現性などの統計的な誤差が考えられる。これらの項目について、今回、線量計及びリーダーの特殊な使用法を検討し、一般的な使用法(現状)による精度との比較を行った。

一般的な使用法の場合で誤差が大きいのは、線量計個々の感度変化(同一製造ロット内で±2%, Fig. 2.4.5-1 参照)、蛍光中心の安定性(±0.5%)及びリーダーの経時的な感度変化(±0.5%)である。この3項目の誤差を小さくして測定精度の向上を図るために、下記の改良方法を取り入れて線量評価を行った。

- (1) 線量計個々の感度変化 — 個々に校正定数を持たせる。
- (2) 蛍光中心の安定性 —— 測定前に100°C熱処理を30分行う。
- (3) リーダーの感度変化 — モニタ用ガラス線量計で補正する。

改良方法と一般的方法との誤差の比較結果をTable 2.4.5-1 に示す。

次にガラス線量計を用いて γ 線照射場の照射線量(率)を下式により測定評価し、精密な一次基準測定器を使用して値付けした基準の照射線量(率)値と比較した。その結果をTable 2.4.5-2 に示す。

$$D = K_a \cdot K_b \cdot \frac{\sum_{i=1}^n K_i \cdot (D_{M,i} - D_{B,G})}{n}$$

D	: 線量評価値 (mR)	K _b	: リーダーの感度変化の補正係数
D _{M,i}	: 照射した線量計の測定値 (μ Gy)	K _i	: 各線量計の校正定数
D _{B,G}	: バックグラウンド測定値 (μ Gy)	n	: 照射した線量計の個数
K _a	: 換算係数 (1/8.73) (mR/ μ Gy)		

以上の結果、Table 2.4.5-1 から分るように改良方法では測定系全体の線量測定精度が±1.5%で評価でき、一般的な使用法(±4.2%)に対して約3%の測定精度の向上が図られた。また、照射場での線量評価値もTable 2.4.5-2 の通り、基準照射線量に対して±1.5%以内で評価できることを確認した。よって、ガラス線量計を用いて、各事業所の校正基準照射線量(率)場の点検を±1.5%の測定精度で実施できることが明らかとなり、その有効性が確認できた。

(清水 滋)

Table. 2.4.5-1 Estimation of measurement accuracy of glass dosimeter.

Classification	Item	Measurement accuracy (%)			
		Peculiar use	General use		
Systematic error	Dosemeter	Stability of fluorescent center	± 0.1		
		Sensitivity error	± 0.2		
	Reader	Sensitivity error	± 0.2		
		Indication error	± 0.3		
	Irradiation apparatus	Time error	± 0.1		
		Distance error	± 0.2		
Statistical error	Reappearance of irradiation apparatus		± 0.2		
	Fluctuation of reading dose		± 0.3		
Total error			± 1.5		
			± 4.2		

Table. 2.4.5-2 Accuracy of dose estimation by glass dosimeter measurement for reference irradiation field.

Specification of irradiation field				Dose estimation by glass dosimeter		
Nuclide	Intensity	Distance (m)	Standard exposure (mR)	Measurement value (μ Gy)	dose value (mR)	Measurement accuracy (%)
^{60}Co	3.7 TBq	1.0	861.1	7602 \pm 19	870.8	1.1
		2.0	536.3	4727 \pm 8	541.5	1.0
	185 GBq	1.0	386.4	3388 \pm 4	388.1	0.4
		2.0	180.5	1560 \pm 2	178.7	-1.0
	7.4 GBq	1.0	90.83	802.6 \pm 1	91.94	1.2

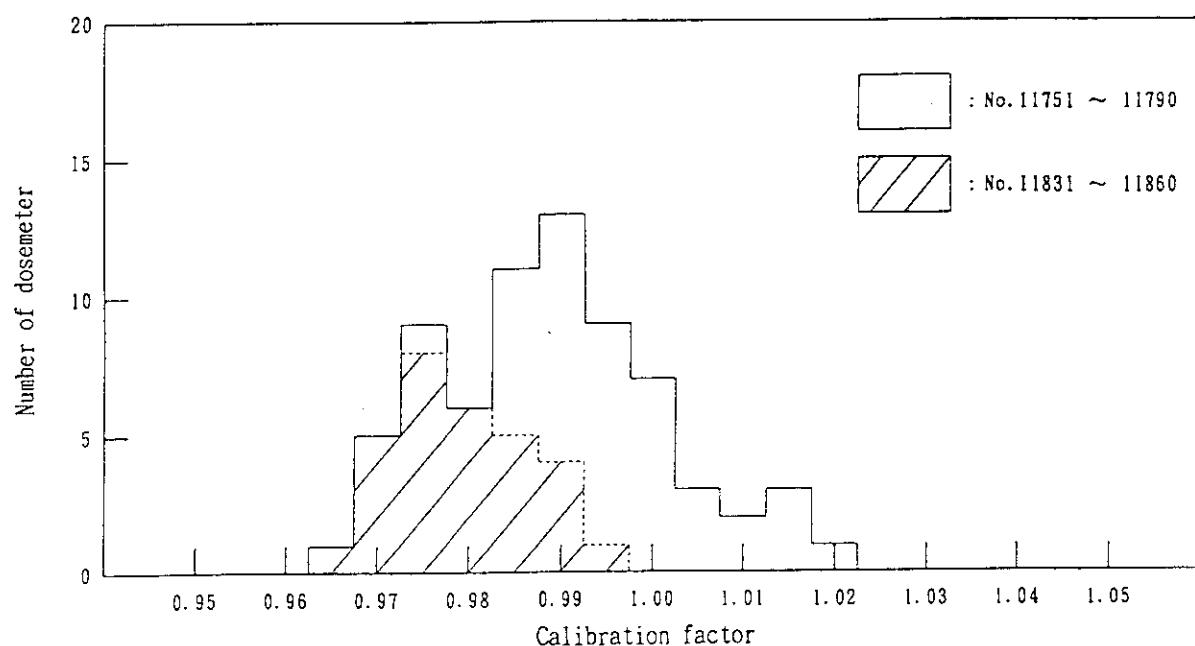


Fig. 2.4.5-1 Distribution of calibration factor by ^{137}Cs source.

3.1 放射線計測

3.1.1 概 要

トリチウム表面汚染検査計の校正に適したトリチウム面線源を選定するため、代表的な三種類の面線源（単分子膜、ポリマー及び陽極酸化膜線源）について、表面放出率及びエネルギー分布を測定し、校正用線源としての特性を評価した。

大型加速器施設等からの中性子スカイシャインなどによる公衆の被ばく評価に備えるため、従来データのなかった年齢群（新生児～成人）に対する中性子実効線量の算定を行い、これらの典型的な照射条件におけるエネルギー依存性（熱中性子～18.3MeV）を明らかにした。また、従来進めて来た光子及び中性子外部被ばくの組織等価線量及び実効線量の計算の結果をパーソナルコンピュータ上で活用するデータベースシステムDB-EFDOSを開発した。

個人モニタを人体に装着して外部被ばく線量の測定を行う場合に考えられる線量評価値の不確定要因を明らかにするため、 ^{137}Cs ガンマ線源を用いて実験及びモンテカルロ計算により、人体－線量計間の距離、線量計の装着位置及び人体への光子入射方向の違いによる影響を明らかにした。

低線量放射線における線量－反応関係の特徴を調べるため、採取したヒト精子に ^{137}Cs ガンマ線照射した場合の染色体異常データ（上口、1994）にハイブリッドスケールモデルをあてはめて、従来モデルと同程度の適合性が得られることを確認した。

従来大型計算機で実施してきた米国環境保護庁との研究協力に基づく米国職業被ばく評価コードシステムH L N E P Aの開発及び運用を、計算機環境のダウンサイジングに対応して、MS-Windows Ver. 3.1上で作動するようにした評価コードシステムH L N E P A-W I Nを整備した。

（熊澤 蕃）

3.1.2 校正用トリチウム面線源からの β 線の特性評価

トリチウムを使用する施設においては、表面汚染管理のために、トリチウム表面汚染検査計を用いた直接測定が行われている。この直接測定の信頼性を確保するためには、表面汚染検査計を適切に校正する必要がある。 β 線最大エネルギーが150 keV を超える β 線放出核種については、表面汚染検査計の校正及び校正に使用する面線源の考え方方が示されている¹⁾。しかし、重要な管理対象核種であるにもかかわらず、 β 線エネルギーが極めて低いトリチウムについては校正用線源についての明確な考え方方が示されていない。このため、 β 線の放出率測定と同時にエネルギー測定が可能な内部試料封入型比例計数管を検出器とする測定系を用いて、線源から放出される β 線の特性を評価した。

トリチウム面線源の性状の違いを考慮して、単分子膜線源、ポリマー線源及び陽極酸化膜線源の三種類の面線源を選択した。単分子膜線源は、トリチウムで標識したステアリン酸の単分子層をステンレス鋼製の支持板上に積層して作製され、トリチウムの低エネルギー β 線に対しても自己吸収が無視できる線源である。ポリマー線源は、トリチウムで標識したポリメチルメタクリレイトを用いた線源で、トリチウムの β 線に対しては無限厚さの均一線源と見なし得る。また、陽極酸化膜線源は、陽極酸化アルミニウム膜の薄層にトリチウムを封入した線源で校正用線源として市販されている。

三種類の線源の表面から放出される β 線のエネルギースペクトルの測定結果をFig. 3.1. 2-1に示す。各々のスペクトルは、最大強度を与える点において規格化されている。同じ図中にフェルミの理論に基づいて計算されたエネルギースペクトルを示す。単分子膜線源のスペクトルと理論計算スペクトルを比較すると、最大強度を与えるエネルギーは良く一致する。また、ポリマー線源と陽極酸化膜線源のスペクトルは、 β 線最大エネルギー近傍を除けば、比較的良好な一致を示す。ポリマー線源及び陽極酸化膜線源においては、低エネルギー成分の割合が小さく、最大強度に対応する β 線エネルギーは、単分子膜線源に比べて、より高いエネルギーに移動している。この違いは、 β 線の最大飛程を超える線源深部にまでトリチウムが分布する線源と、自己吸収の影響が極めて小さい線源の特性の違いを明確に示している。

三種類のトリチウム面線源について測定した β 線の透過強度と吸収体厚さ（マイラー吸収膜の厚さ及び線源-吸収膜間の気層の和）の関係をFig. 3.1. 2-2に示す。各測定値は吸収体無しの点で規格化されている。ポリマー線源と陽極酸化膜線源の両者の結果は、全測定範囲において比較的良好な一致を示す。一方、単分子膜線源の結果においては、0.06 mg/cm² 以下の吸収膜厚さで透過強度が大きく変化する。また、吸収体厚さが0.06 mg/cm² 以上において、三種類の線源とともに β 線の透過強度は指数関数的に減少する。この指数関数的な減少傾向は、 β 線のエネルギースペクトルの形状が、吸収体厚さが変化しても大きく変化しないことを示唆している。

今後は、上記のトリチウム面線源から放出される β 線の評価に加えて制動X線等の影響も評価することにより、トリチウム表面汚染検査計の校正に使用するための面線源の選択を行う予定である。

(吉田 真)

参考文献

- 1) 日本工業標準調査会 : JIS Z 4334, 「放射性表面汚染校正用線源」(1992).

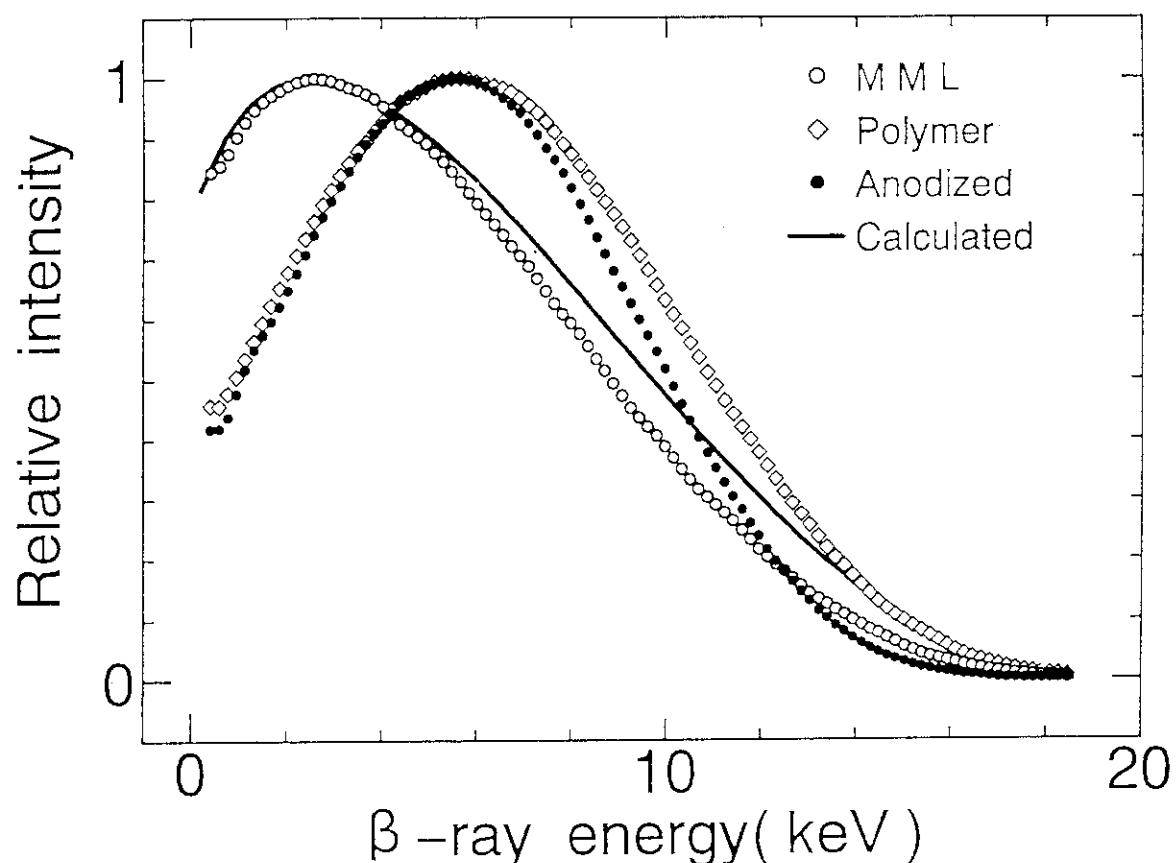


Fig. 3.1.2-1 β -ray energy spectrum measured for three types of tritium plane sources. Symbols of \circ , \diamond and \bullet correspond to mono-molecular layer(MML), polymer and anodized aluminum sources, respectively.

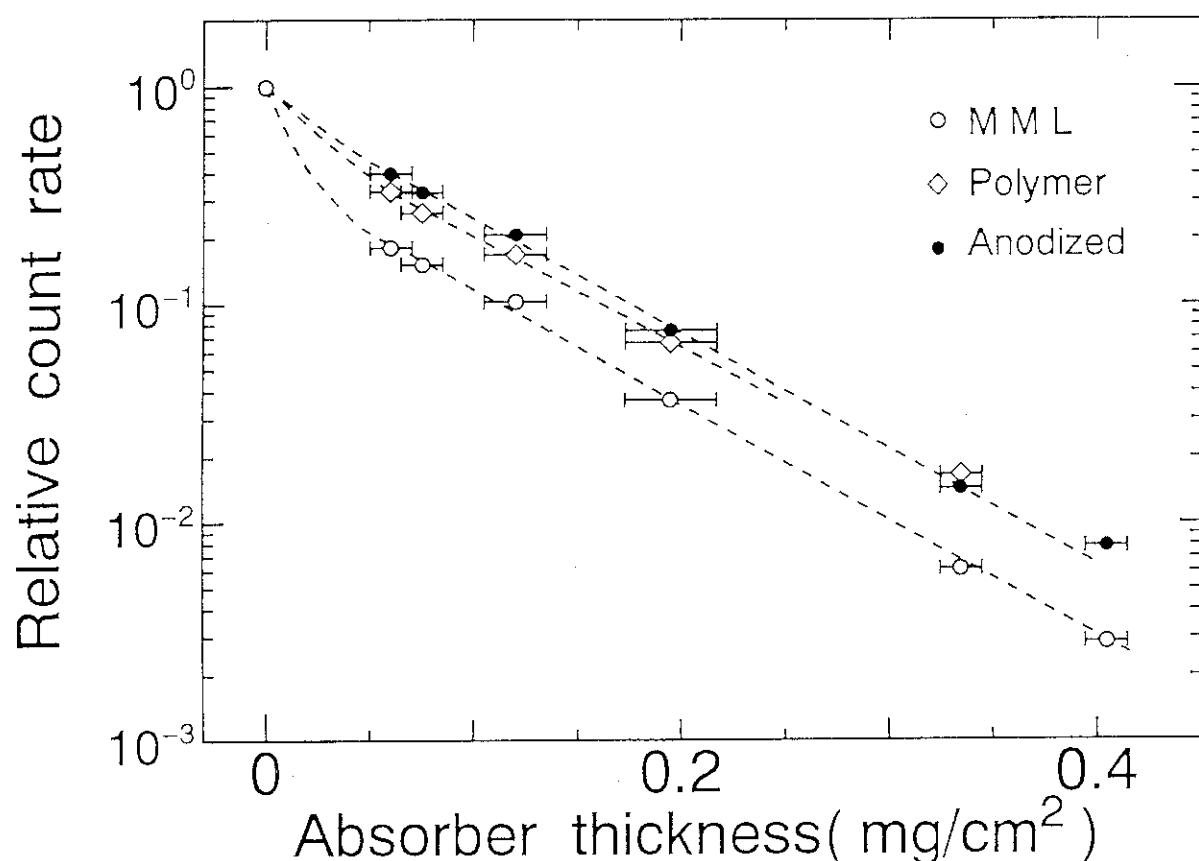


Fig. 3.1.2-2 β -ray absorption curves for three types of tritium plane sources. Symbols of \circ , \diamond and \bullet correspond to mono-molecular layer (MML), polymer and anodized aluminum sources, respectively.

3.1.3 中性子に対する年齢依存実効線量の計算

大型加速器や核融合実験装置の建設・運転に伴い、施設からの中性子スカイシャイン等による公衆の被ばく線量を適切に評価する重要性が増している。また、公衆の被ばく評価に関しては、現在年齢群別に線量評価を行う方向が検討されている。しかし、中性子外部被ばく評価では、現在成人に対する線量換算係数しか利用できないために、幼児等の子供に対する線量評価は適切に行われていない。そこで、新生児～成人の異なる6つの年齢群に対して中性子実効線量を計算し、各年齢群に対する線量換算係数を求めた。

実効線量の計算は、0, 1, 5, 10, 15才児及び成人の数学人体模型と放射線輸送モンテカルロ計算コードMORSE-CGを用いて行った。これらの人體模型の年齢区分は、先に行った光子実効線量の計算¹⁾及び国際放射線防護委員会（ICRP）が行っている内部被ばく線量の計算²⁾に用いられている年齢区分に対応している。中性子及び中性子の捕獲反応等で発生する γ 線の輸送計算には、日本の評価済み核データライブラリーJENDL-3に基づいて編集された断面積を用いた。各臓器・組織の等価線量の計算には、入射中性子エネルギーの連続関数で定義される放射線荷重係数 w_R ³⁾を用いた。また、ICRP Publ. 60³⁾に示される組織荷重係数 w_T を全年齢群に対して適用して実効線量を計算した。熱エネルギー～18.3 MeVの範囲の16の単色エネルギー中性子の入射に対して、5つの典型的な照射ジオメトリー（前方入射、後方入射、右側方入射、回転照射及び等方照射）に関する計算を行った。計算結果を線量換算係数の形式にするために、求めた実効線量の値を全て入射中性子のフルエンスで規格化した。

Fig. 3.1. 3-1に、前方入射及び等方照射に対する各年齢群の実効線量を中性子の入射エネルギーの関数で示す。約100 keV以下の中性子入射に対しては、年齢とともに実効線量は増加する。反対に、これ以上のエネルギーの中性子に対しては、年齢が若いほど実効線量は高くなる。この理由は以下のように考察される。低エネルギー側では、中性子の輸送途中で水素との捕獲反応で発生する γ 線の線量寄与が非常に大きい。身体が小さい若い年齢ほどこの γ 線が体外に逃げ出す確率が高く、このため実効線量が低下する。他方、高エネルギーでは、水素との弾性散乱で発生する反跳陽子の線量寄与が支配的であり、人体表面と臓器の間の組織は遮蔽物の働きをする。このため、この遮蔽組織が薄い若い年齢ほど臓器線量が高く、その結果実効線量も高くなる。

ICRP Publ. 60に基づく成人の実効線量は、前方入射に対する一部の中性子エネルギー範囲において、国際放射線单位計測委員会（ICRU）がモニタリングのために定義している周辺線量当量を上回ることが指摘されている¹⁾。今回の計算から、10才以下の子供ではさらに後方入射及び回転照射においても実効線量が周辺線量当量を超えるエネルギー区間があることが分かった。

(山口 恭弘)

参考文献

- 1) 山口 恭弘：保健物理－管理と研究 No. 35, JAERI-M 93-172, 245-247 (1993)
- 2) ICRP: ICRP Publication 56 (1989)
- 3) ICRP: ICRP Publication 60 (1991)

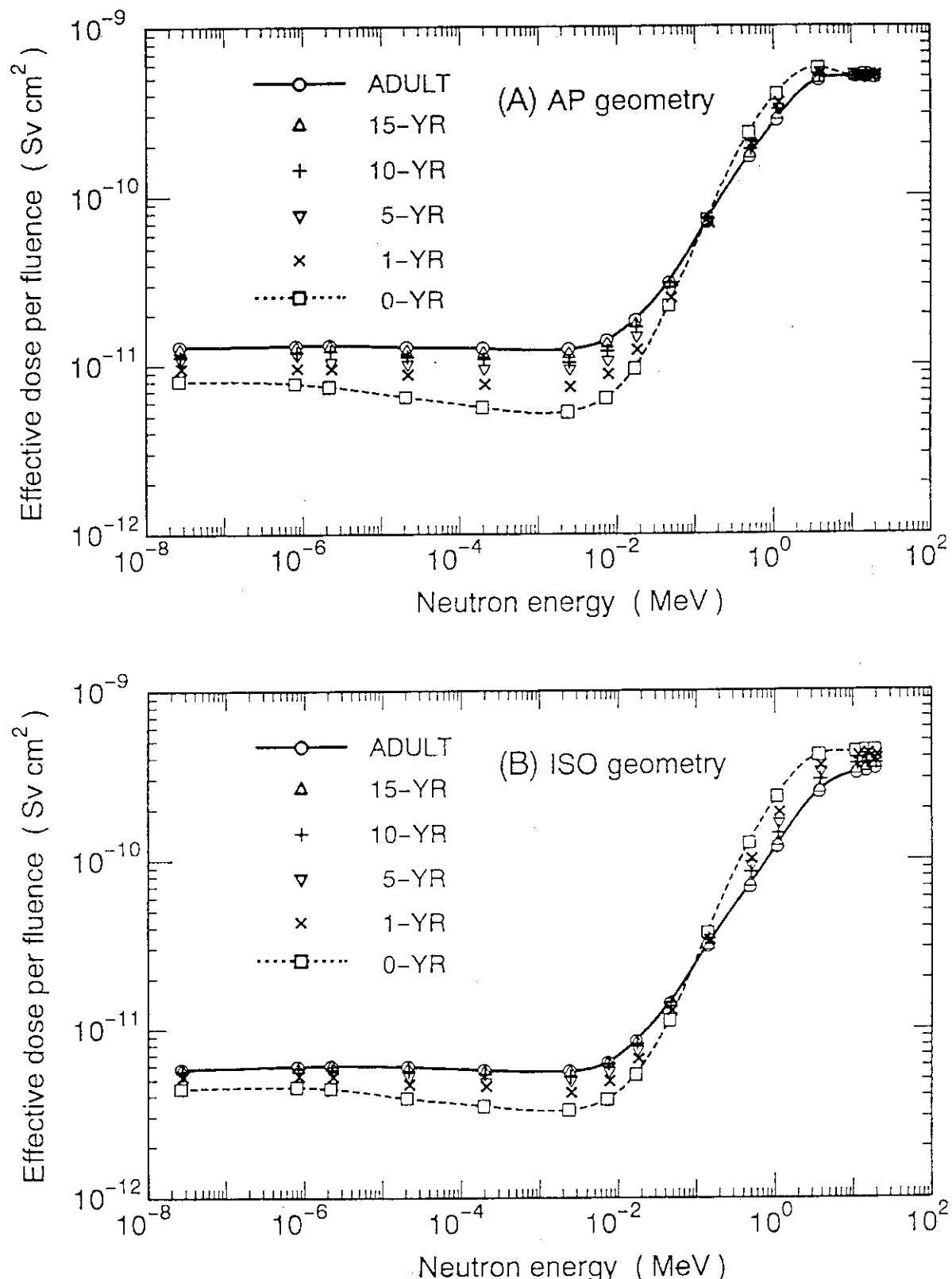


Fig. 3.1.3-1 Effective doses for 0-, 1-, 5-, 10- and 15-year-old children and adult as a function of neutron energy for (A) anterior-posterior(AP) and (B) isotropic(ISO) geometries.

3.1.4 外部被ばく実効線量データベースシステムの開発

— I C R P 1990 年勧告対応 —

1990年に採択された国際放射線防護委員会（I C R P）基本勧告（I C R P Publ. 60¹⁾）では、放射線防護に用いる諸線量の定義が大幅に変更された。すなわち、新たに導入された放射線荷重係数を用いて等価線量が定義された。また、実効線量を計算するための組織荷重係数に関するもの、数值及び対象組織の数が変更された。したがって、この勧告を国内法令等に取り入れるためには、新たな定義に基づく線量評価法を確立する必要がある。原研では、これまで光子及び中性子外部被ばくに対する実効線量を新しい定義に基づき計算してきた。今回、これら一連の計算結果をデータベース化し、パーソナル・コンピュータ上で検索・表示するD B - E F D O S E システムを開発した。

実効線量データベースの概要をTable 3.1.4-1に示す。データベースは、17 ~ 8500 keV の光子及び熱エネルギー ~ 18.3 MeV の中性子を対象とし、フルエンス等から組織等価線量及び実効線量への換算係数を含んでいる。中性子に対する等価線量には、入射エネルギーの連続関数で定義される放射線荷重係数が適用されている。また、実効線量には、I C R P Publ. 60 で示される組織荷重係数が全年齢群に対して適用されている。これらの線量換算係数は、6つの年齢群（0, 1, 5, 10, 15才児及び成人）及び5種類の照射ジオメトリー（前方入射、後方入射、右側方入射、回転照射及び等方照射）に関して用意されている。

D B - E F D O S E システムは、NEC PC98シリーズのパーソナル・コンピュータ上で動作し、以下の機能を備えている。放射線の種類、線量の種類、臓器・組織名、年齢群、照射ジオメトリーの検索条件を設定することにより、検索された線量換算係数のデータをコンピュータ画面上に表及びグラフの形で表示できる。また、臓器・組織名、年齢群及び照射ジオメトリーに関して、最大6重までの検索条件を設定できる。線量換算係数の表及びグラフは、プリンタで印刷することも可能である。

組織等価線量や実効線量の計算には、通常モンテカルロ手法を用いた長時間の演算処理が必要である。今回開発したD B - E F D O S E システムを用いることにより、I C R Pの新定義に基づく外部被ばく線量評価を容易に実行できるようになった。

(山口 恭弘)

参考文献

- 1) ICRP: ICRP Publication 60 (1991)

Table 3.1.4-1 Characteristics of database of dose conversion factors.

Radiation	Energy	Dose conversion factor	Age group	Irradiation geometry
Photon	17 ~ 8500 keV	<ul style="list-style-type: none"> • Tissue equivalent dose / fluence (Svcm²) • Tissue equivalent dose / air kerma (SvGy⁻¹) • Effective dose / fluence (Svcm²) • Effective dose / air kerma (SvGy⁻¹) 	<ul style="list-style-type: none"> • 0-year • 1-year • 5-year • 10-year • 15-year 	<ul style="list-style-type: none"> • Anterior-posterior (AP) • Posterior-anterior (PA) • Right-lateral (RLAT) • Rotational (ROT) • Isotropic (ISO)
Neutron	Thermal ~ 18.3 MeV	<ul style="list-style-type: none"> • Tissue absorbed dose / fluence (Gycm²) • Tissue equivalent dose / fluence (Svcm²) • Tissue equivalent dose / tissue kerma (SvGy⁻¹) • Effective dose / fluence (Svcm²) • Effective dose / tissue kerma (SvGy⁻¹) 	• Adult	

3.1.5 外部被ばく線量測定における不確定要因の解析

外部被ばく線量の測定は、法令で定められた位置に着用した線量計を用いて行われる。しかし、その測定値は線量計の着用状況により変動する。このような測定値の変動をもたらす原因となるものを不確定要因と名付けて解析を行った。今回は、 ^{137}Cs 線源より放出される光子による被ばくについての解析を行った。

不確定要因としては、人体線量計間距離の変動、線量計の着用位置の違いおよび光子の入射方向の違いによる測定値の変動を考え、これらについて解析を行った。解析は、実験と計算シュミレーションの二つの方法により行った。実験において人体モデルとして、組織等価な物質を用いて製作された四肢完備型ファントムを使用した。線量測定には、 ^{137}Cs 線源を用いて1センチメートル線量当量で校正された電子式線量計（アロカ製、型式PDM-102）を使用した。 γ 線の照射(^{137}Cs 線源)は線量計ファントム間距離および光子のファントムへの入射方向を変化させて行った。そのときの照射野の中心は胴体の中央部とした。上記の方法により、ファントムの左胸部、胴体中央部、右下腹部（入射方向を変化させた実験では左下腹部）および背中中央部（入射方向を変化させた実験のみ）に設置した線量計の測定値の変動を読み取った。また、実験と同様の幾何条件でモンテカルロ法を用いた計算シュミレーションを行い、実験結果との比較を行った。

線量計人体間距離を変化させた場合の胸部上に着用させた線量計の読み値の変化をFig. 3.1.5-1に示す。実験においては、線量計の着用位置の違いにより線源線量計間距離が変化するため、実験値の変化は逆自乗法で距離補正した値をここに示している。一方、計算においては距離の違いによる線量の変化はないものとした。この図のように、線量計人体間距離が大きくなるにつれて、読み値は実験結果、計算結果ともに減少した。その減少幅は、最大5%程度であった。この傾向は、人体の他の場所に着用した線量計の読み値の変化にも見られた。線量計の着用位置の違いによる読み値の変化は、同様に最大5%程度であった。

光子の人体への入射方向が変化した場合、線量計の読み値の変化の様子は、着用位置により違ったものとなった。その変化の様子は実験結果、計算結果ともに同様の傾向を示した。左胸部と左下腹部に着用させた線量計の読み値は、左方から光子が入射した場合と比較して、右方から光子が入射した場合に大きく減じた。胴体の中央部と背中の中央部に線量計を装着し、入射方向を変えて照射した場合の線量計の読み値の変化の様子をFig. 3.1.5-2に示す。同図から各線量計は、それぞれ前方180°の範囲より入射する光子による被ばくを適切に評価すると予想される。

今後は、低エネルギー領域の光子による被ばく量の測定値の変動を調査する必要がある。

(高橋 史明)

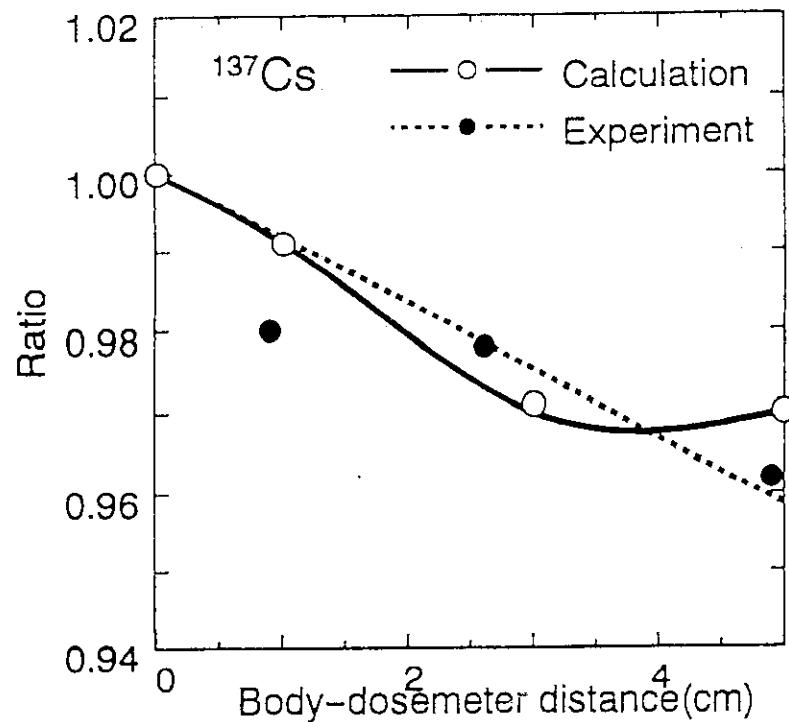


Fig. 3.1.5-1 Relationship between dosimeter readings and body-dosemeter distance.

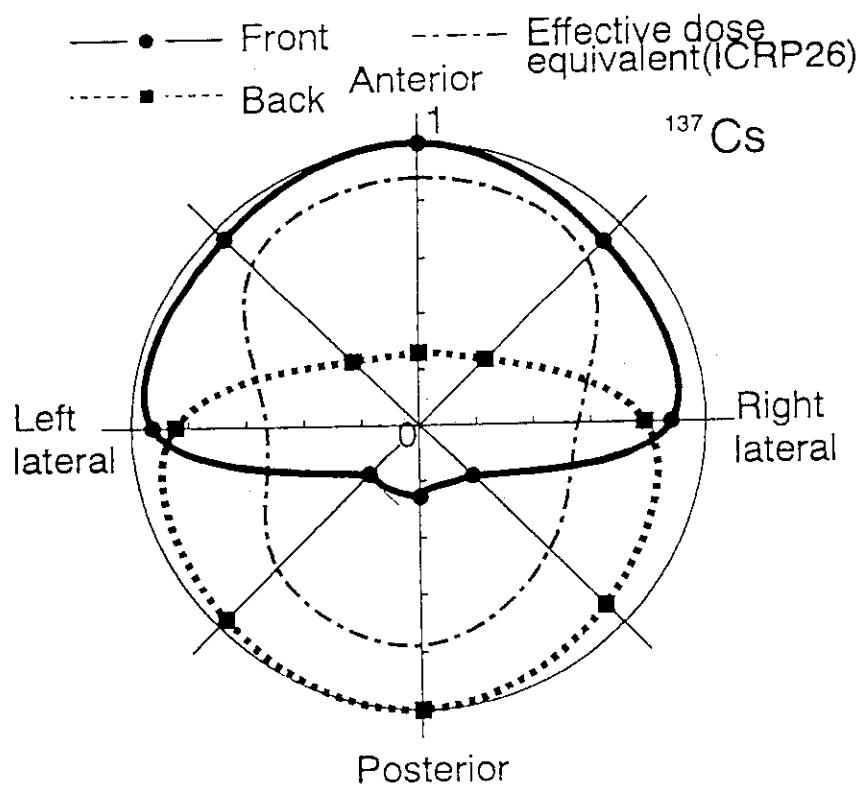


Fig. 3.1.5-2 Angular dependence of dosimeter readings.

3.1.6. ヒト精子染色体異常データへの線量-反応関係モデルの当てはめ

1991年以降、放射線防護上必要となる低線量領域における線量-反応関係モデルを新たな観点から種々検討し、これに適用できそうな新しいモデルを考案して2、3の代表的な実測データへの適用性を検討して来た^{1, 2)}。今回、ヒト精子染色体の交換型異常データ(上口、1994)に開発中のモデルを適用したので、その結果について報告する。使用した実測データは本研究所の安全研究調整費で実施した「低線量放射線安全評価に関する研究」の成果として得られたものである。

線量Dとそれによる反応Eの関係は直線-2次関数型(L-Q)モデル $E = aD + bD^2$ で表されることが多い(a, bは定数)。したがって、新たなモデルの有効性は先ずL-Qモデルと比較することから始めることが重要である。開発中のモデルは、放射線に伴う生体の反応Eを進める要因とそれを抑制する要因を巨視的に組み合わせた最も簡単なモデルで $\ln(E) = a + b \ln(b(\tau D))$ と表す(a, b, τ は定数)。ここで、ハイブリッド関数 $hyb(t) = \ln(t) + t$ である。y = hyb(t)としてyの等間隔目盛り尺にtの値を目盛ったものをハイブリッドスケールと呼ぶと、このモデルは、 τD をハイブリッドスケールに取り、反応Eを対数スケールに取ると直線と成ることから、ハイブリッドスケール(HS)モデルと呼ぶことにしている。

データは採取した人の精子に¹³⁷Csのガンマ線(1.355Gy/min)を照射したときの精子あたりの交換型染色体異常数(上口、1994)である。データへのモデルあてはめはSASソフトウェアのNLINプロシジャー(非線形あてはめ)を使用した。また、照射した線量範囲における精子あたりの交換型染色体異常数の変化は2桁に及ぶため、L-Qモデルは $\ln(E) = \ln(aD + bD^2)$ としてあてはめた。

データへの2つのモデルのあてはめ結果をFig. 3.1. 6-1に示す。図で□印は実測データ、破線グラフはL-Qモデルによるあてはめ、実線グラフはHSモデルによるあてはめ結果を示す。ただし、約4.2Gyの点は細胞不活性化(細胞死)の影響を受けている可能性があるので、あてはめから除外した。2つのあてはめ曲線を比較すると、低線量側(0.1Gy以下)への外挿はL-QモデルとHSモデルとでは違がある。また、L-Qモデルを $E = aD + bD^2$ としてあてはめると、この違いはさらに大きくなる³⁾。他方、4.2Gyのデータを含めてあてはめると、両モデルは同様な曲線となるが、将来さらに高い線量でのデータを追加し細胞死効果を考慮したあてはめ²⁾を行うなど、両モデルの全体的な適合性をさらに検討する必要がある。以上から、HSモデルは少なくともL-Qモデル程度の本データへの適合性を有すると結論される。今後も、本モデルの検討を進める予定である。

(熊澤 蕃)

参考文献

- 1) Kumazawa, S.: Proc. of Int. Conf. on Radiation Effects and Protection, March 18-20, 1992, Mito, 260-266(1992) または JAERI-M 92-144, 273-274(1992).
- 2) Kumazawa, S.: Environmental Health Perspectives Supplements, 102, 131-133(1993) 及び JAERI-M 93-172, 248-250(1993).
- 3) 熊澤 蕃: 日本放射線影響学会第36回大会, 3-A-14, (広島, 1993).

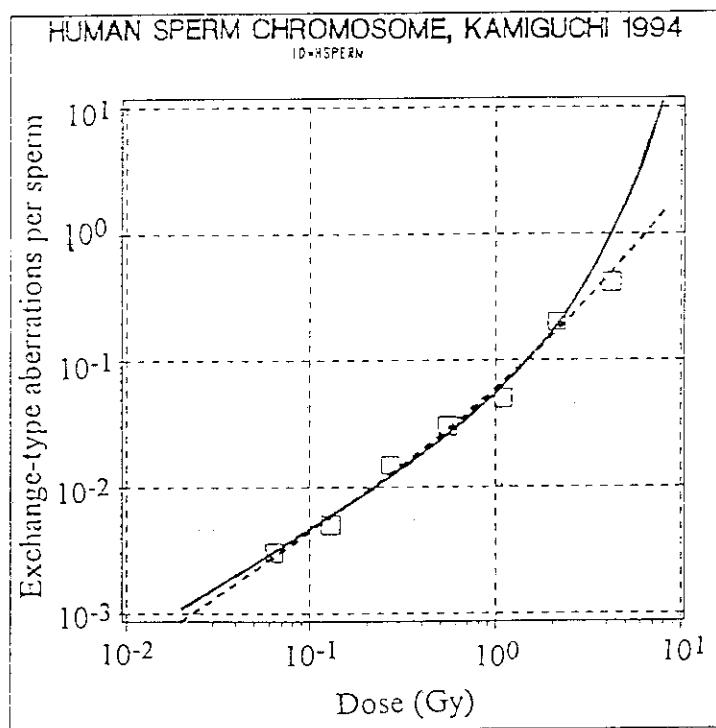
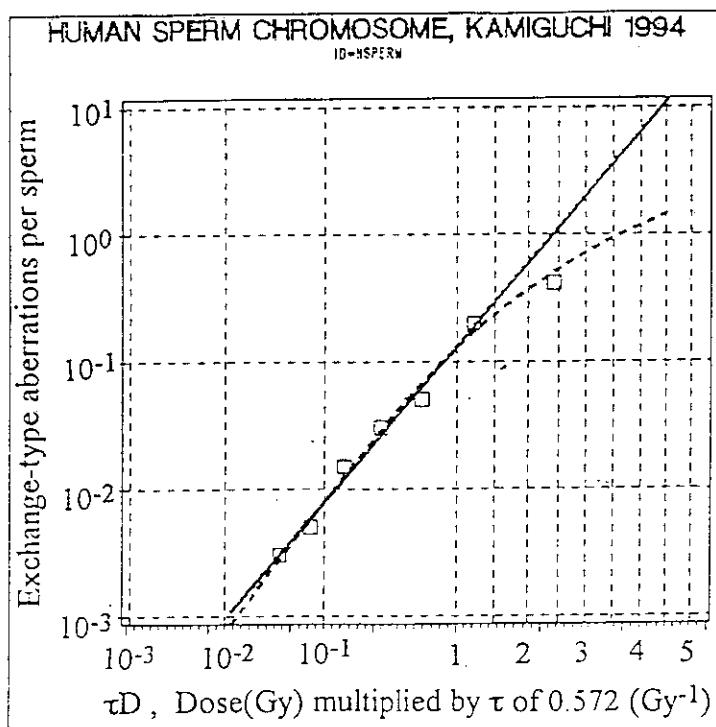


Fig. 3.1.6-1 A comparison between the hibrid scale (HS) model (Solid line) and the linear-quadratic (L-Q) model (broken line) fitted to data (Kamiguchi, 1994) of exchange-type aberrations per human sperm irradiated by ^{137}Cs gamma rays, plotted on hybrid-log paper (upper panel) and on log-log paper (lower panel).

3.1.7 米国職業被ばく評価コードシステムの整備

米国環境保護庁（EPA）との研究協力の一環として、大型計算機のSAS（Statistical Analysis System）ソフトウェアによる全米規模の職業被ばく評価コードシステムHLNEPA¹⁾の開発を進めて来た。この一部は我が国の職業被ばく評価にも利用されている²⁾。近年、計算機のダウンサイジングが進展し、パーソナル計算機（PC）で上記評価コードシステムを動かす必要性が出て来た。このため、MS-Windows Ver.3.1上で作動するSASソフトウェアによる上記評価コードシステムを整備した。このウィンドウズ版評価コードシステムHLNEPA-WINについて報告する。

全体の構成は、1) 商業線量登録機関から得た数十万人に及ぶ個人線量情報からEPAが定める職業分類、線量区分、年齢区分、性別を有する統計データへの評価・編集、2) 連邦政府機関提供の数十件の年間線量統計（数十万人相当のデータ）をEPAの定める職業分類、線量区分等に評価・編集、3) 両編集結果を組み合わせた全米規模の職業被ばくの要約（対象人員、有意被ばく人員、それらの平均年線量、集団線量、線量分布、年齢分布、それらの性別情報等）、4) 1960年以降の5年間隔の動向推移（人員、平均年線量、集団線量、線量分布）を算定し、図表として出力するコードシステムである。大型計算機でのコードシステムHLNEPAと比較した主な変更点及び整備項目を示す。その一つは、大型計算機以外ではユーザー作成のSAS関数が使えないため、SASマクロ文を用いて混成対数正規分布解析に係る算定プログラムを開発したことである。これによりハイブリッド関数の逆関数、混成対数正規分布の算術平均、標準偏差、幾何平均、幾何標準偏差、その他の計算が行えるようになった。また、大型計算機上のSASソフトウェア自身がVer.5.18からVer.6.03になったため、そのための整備を行い、その上で、ウィンドウズ版への移植のために必要なSAS関数以外の種々の整備を行った。

1985年における全米規模の年個人線量区分に応じた性別の人員分布及び年集団線量分布をパーソナル計算機版SASソフトウェアを用いて算定することは、本コードシステムの全体が作動してはじめて可能となる。これらを検証するために、整備した本コードシステムで算定したこの性別を考慮した人員分布及び年集団分布を調べると、Fig. 3.1.7-1に示す結果となった。これはコードシステムHLNEPAと同じ結果である。このほか、1980年米国職業被ばく報告書³⁾にあるような作図についても同じ結果が得られ、その有効性が確認された。

SASソフトウェアを用いる理由は、この利用言語が自然言語に近くかつ、プログラムに柔軟性があるためである。しかし、PCのような計算機規模では現在のところSAS関数が使用できないため、プログラムが多少繁雑となり、さらに計算時間も幾分長くなる点は今後検討する必要がある。また、今後我が国のデータ解析等にも本コードシステムを活用する予定である。

(井沢 庄治)

参考文献

- 1) 熊澤 蕃：JAERI-M 98-212, 298-300(1988).
- 2) Oshino, M.: Proc. of Int. Conf. on Radiation Effects and Protection, March 18-20, 1992, Mito, 306-312(1992).
- 3) Kumazawa, S., Nelson, D. R. and Richardson, A. C. B.: EPA 520/1-84-005, or PB85-184398(1984).

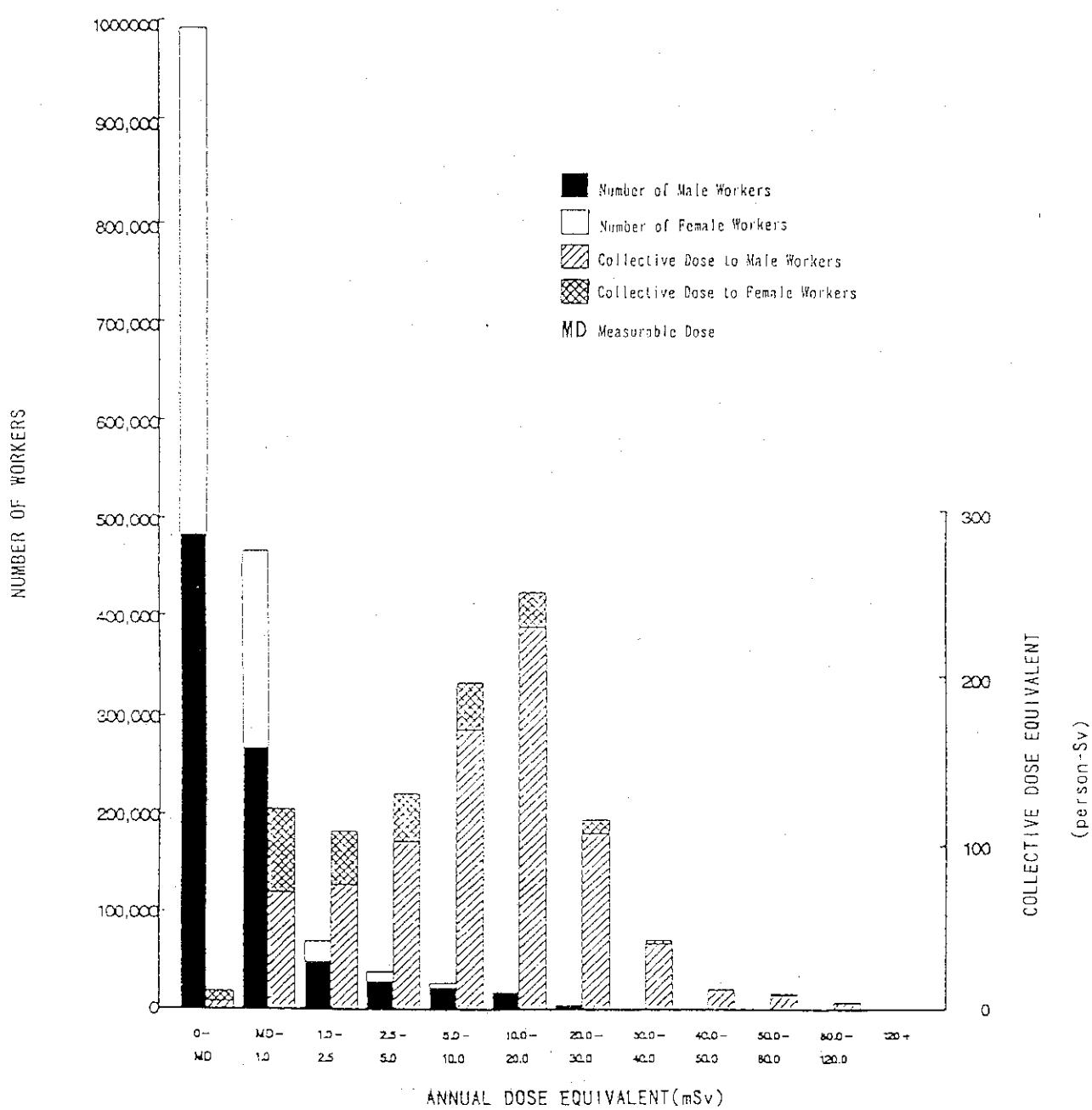


Fig. 3.1.7-1 Distribution of potentially exposed workers and annual collective dose by dose range in the united states in 1985.

3.2 身体放射能

3.2.1 概要

生物学的線量評価法についての研究として、ウサギの末梢血リンパ球を用いて、中性子吸收線量に対する二動原体を指標とする染色体異常発生率を調べてきたが、この実験を完了した。2mGy～20mGyの線量範囲におけるデータを整理し、この結果から150kVpのX線による誘発二動原体染色体発生率データを基準とすることにより、中性子のRBE（生物学的效果比）値を求めた。これからRBEの最大値RBE_Mを求めたところ、他で求められた値に極めて近い結果を得た。

（熊澤 蕃）

3.2.2 低線量中性子線被ばく時の生物学的線量計測 (IV)

— ^{252}Cf 放射線とウサギリンパ球中に誘発される二動原体染色体発生率—

低線量の中性子線に被ばくした場合の生物学的線量計測に必要な基礎データを得るために行ってきた ^{252}Cf 中性子線の吸収線量とウサギのリンパ球中に誘発される二動原体染色体発生率の関係を求める実験を終了した。

^{252}Cf は自発核分裂を行い、その半減期は2.65年で、平均エネルギー2.35MeVの中性子線 ($2.34 \times 10^{12} \text{Bq/g}$) 及び平均エネルギーが1.1MeVの γ 線を放出する。

X線や γ 線と生物体との相互作用を考える時、主として原子中の電子が考えられるが、高速中性子 (0.5 ~ 10MeV) と生物体との相互作用に関しては、特に陽子との衝突による弾性散乱が考えられる。 ^{252}Cf の場合、中性子のエネルギーが低いので、重反跳核の起こる確率は小さい¹⁾ (3 MeV の中性子の場合、二次粒子の種類別のエネルギー吸収の割合は陽子92.0、炭素2.7、酸素5.3²⁾)。

温水(38°C)ファントムの前面から1.5cmの位置にウサギの血液の入っているポリエチレン棒状瓶を置き、血液試料から10cmの距離に置かれた線源により2, 5, 7.5, 10及び20mGy照射した。吸収線量は千代田保安用品株式会社製の固体飛跡検出器ニューピット・バッチを用いて得られた結果とともに、計算により求めた^{3), 4)}。吸収線量と二動原体染色体発生率の関係について得られた結果をTable 3.2.2-1に示す。これらのデータを基に最小二乗法を用いて線量-効果曲線 $Y = 0.001672D - 0.0005$ (Fig. 3.2.2-1) を求めた。ここで、Yは二動原体染色体発生率、Dは2~20mGyの範囲の吸収線量である。

なお、 γ 線の線量率は中性子線の線量率の1/1.88であり⁵⁾、 γ 線の平均エネルギー1.1MeVは⁶⁾ ^{60}Co γ 線の平均エネルギー1.3MeVとほぼ同じなので、 ^{252}Cf の γ 線によって誘発される二動原体染色体発生率の近似値は ^{60}Co γ 線に関して人血で得られた線量-効果曲線 ($Y = 1.8 \times 10^{-3}D + 2.9 \times 10^{-8}D^2$)⁵⁾ から求めることができる。本実験の線量範囲では、中性子線+ γ 線で誘発された二動原体染色体発生率の中、 γ 線によって誘発された二動原体染色体発生率は0.8%以下であった。

150kVp(89.4keV)のX線で得られた実験式 $Y = 0.00004123D + 0.000641(50-500\text{mGy})$ 及び $Y = -0.0000000218D^2 + 0.0001537D - 0.05265(500-2000\text{mGy})$ ⁶⁾ を基準にして、RBE値を計算した結果をTable 3.2.2-2及びFig. 3.2.2-2に示す。 α_n/α_x から求めたRBE値の最大値 RBE_M (α_n/α_x 値)^{7), 8)} は40.6であり、本実験の2~20mGyの範囲内で実験式から求めた最大値の近似値は13mGyにおける39.9で、両者はほぼ一致している。

(井上 義教)

参考文献 J. L. M.R.

- 1) Beach, J.L. and Harris, M.R. ; Microdosimetric studies of ^{252}Cf , Nuc. Sci. Appl. 2, 283-290(1986)
- 2) Bewley, D.K. ; Fast neutrons - LET distributions and the response of mammalian cells, 65-86 in Biophysical aspects of radiation quality, IAEA(1967)
- 3) Sabau, M.N. et al. ; Californium-252 dosimetry in phantoms of various dimensions,

Radiology, 137, 789-793(1980)

- 4) 体外線源からの電離放射線に対する防護のためのデータ: ICRP Publication 15 の補遺, ICRP Publication 21(1971)
- 5) Lloyd, D.C. et al; Chromosome aberrations induced in human lymphocytes by radiation from ^{252}Cf , Int. J. Radiat. Biol., 34, 177-186(1978)
- 6) 井上 義教; ウサギリンパ球の染色体の放射線感受性(IV-実験データ, JAERI-M 89-212, 306(1990))
- 7) 国際放射線防護委員会ならびに国際放射線単位および測定委員会に対するRBE専門委員会の報告, 32, 日本放射性同位元素協会(1964)
- 8) The relative biological effectiveness of radiations of different quality, NCRP REPORT No. 104(1990)

Table. 3.2.2-1 Dicentric yields from the neutron dose to blood samples at 10cm from the californium source. The dose rates were approximately 0.145mGy min^{-1} - 0.31mGy min^{-1} .

Neutron dose (mGy)	No. of cells observed	No. of dicentrics	No. of dicentrics per cell \pm SD
0	16000	10	0.0006 ± 0.0002
2	10000	35	0.0035 ± 0.0006
5	9300	70	0.0075 ± 0.0009
7.5	4660	47	0.0101 ± 0.0015
10	2477	39	0.0158 ± 0.0025
20	708	24	0.0339 ± 0.0069

Table. 3.2.2-2 The RBE for ^{252}Cf neutrons with respect to 150kV_p X-ray for the dicentric yield.

Neutron dose (mGy)	2	5	10	13	15	20
RBE	26.7	35	37.8	39.9	36.3	30.5

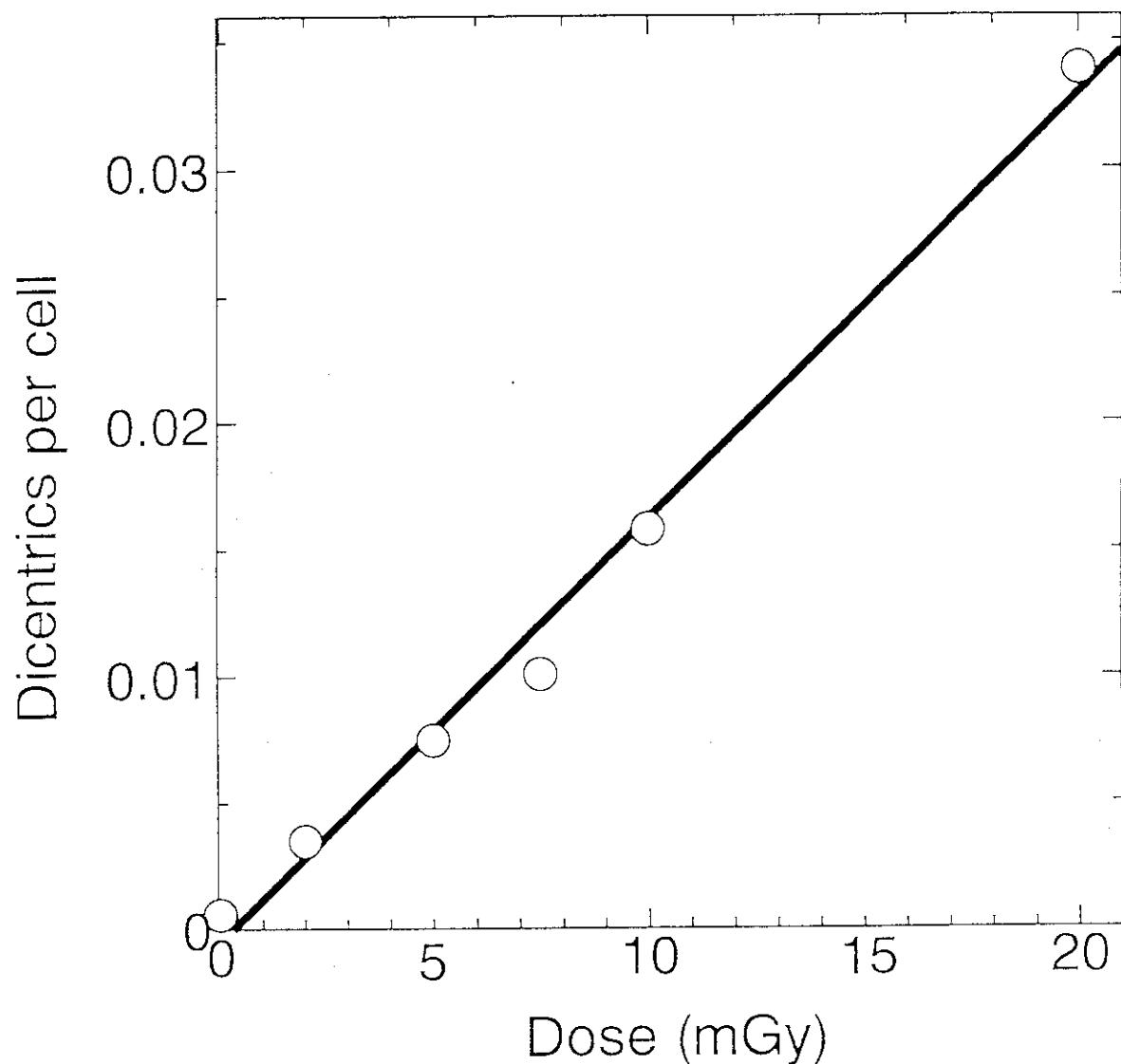


Fig. 3.2.2-1 Dose-response lines for dicentrics after ^{252}Cf neutron irradiation of rabbit lymphocytes. The lines represent linear regression equations fitted to data of the experiment with spontaneous dicentric yield. $Y=0.001672D-0.0005$ (2-20mGy) where Y is the dicentrics per cell and D is the dose level in mGy.

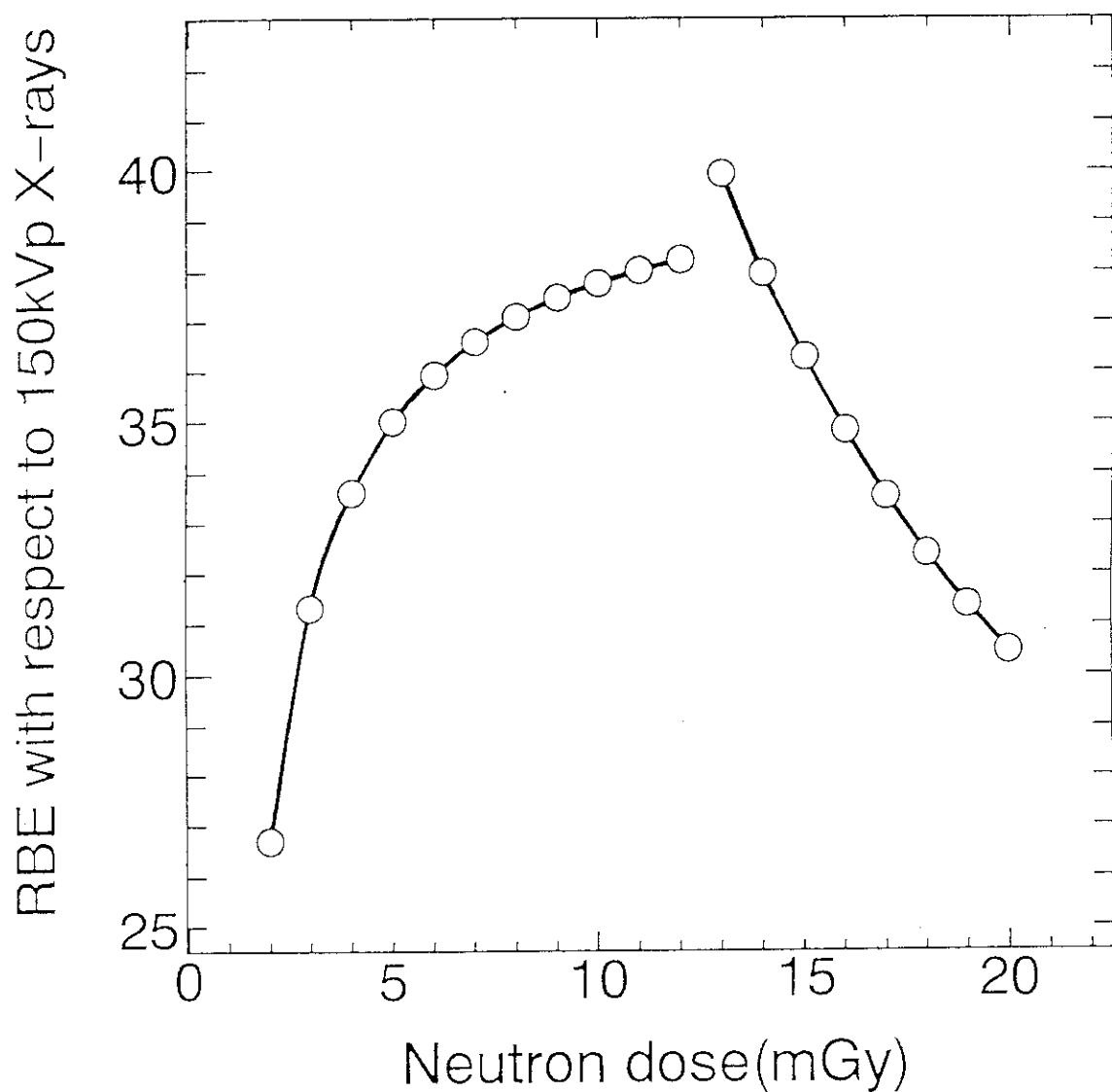


Fig. 3.2.2-2 The variation of RBE for ^{252}Cf neutrons with respect to 150kVp X-rays for the dicentric yield.

3.3 環境放射線管理技術

3.3.1 概要

核融合炉の環境安全性研究の一環として、1992年度にカナダで実施したトリチウム水（HTO）の野外挙動実験の解析を行い、空気及び土壤中HTO濃度にもとづいて植物の組織自由水中トリチウム濃度を予測するためのモデルが、日中においてはファクター2程度の精度で推定できることを検証した。

トリチウムガス（T₂、HT等）が施設内の種々の要因で、人体への線量寄与が約4桁大きいHTOへ転換する反応を解明するため、転換反応で生成されたHTOの石英ガラス表面への吸着と脱離を調べ、生成HTOの約50%がガラス表面に吸着し、加熱により脱離することを明らかにした。また、乾燥空気中におけるT₂からHTOへの転換反応を理論的に解析するモデルの開発を行い、T₂初期濃度が約10⁴GBq/m³以上の高濃度領域では、トリチウムから放出されるβ線による放射線誘起反応によって生成されたO⁺やN⁺イオンが、また、低濃度領域ではT₂のβ崩壊によって生成された³He T⁺イオンが、転換反応に大きく寄与していることを明らかにした。

1994年度に予定されているカナダでのHT野外連続放出実験の予備実験として各種のHTO用捕集剤の性能試験を行った結果、モレキュラーシーブは高濃度HTを含む空気中のHTOを捕集した場合、HTを酸化するため、HTO濃度を過大評価する可能性が高いこと、5%塩化カルシウム入り硫酸カルシウムは、吸湿容量が大きく、かつHT酸化も少ないのでHT連続放出実験の捕集剤として最も適していることがわかった。

トリチウム取扱の際に使用されるグローブ、スーツ等の防護具の性能評価及び改良に資するため、多重構造膜（ラミネート膜）のHTOの透過率を調べ、ポリエチレン+ポリ塩化ビニリデン+ポリエチレン膜が優れた性能を有していることがわかった。また、膜のHTO透過側の湿度を高めた場合の透過率は、従来行ってきた透過側を乾燥した場合の値と同じとなることを明らかにした。

きわめて低いレベルで汚染された金属等の有用物質を再利用する場合の残留放射能基準の策定に資するため、²³⁸Uが残留したニッケルを大規模集積回路に使用した場合及び⁹⁹Tcが残留したアルミニウムを写真機に使用した場合の影響を推定し、再利用による影響がバックグラウンドからの影響と同程度ならば容認すると仮定した場合、1Bq/gのオーダーが残留放射能濃度基準（再利用基準）の目安になることが明らかとなった。

原子力施設の再利用及び大規模放射線事故後の復旧活動等の計画を立案する際には、汚染された施設からの被ばく線量を評価する必要がある。このため、被ばく経路として、汚染された室内表面等からの外部被ばくと室内に浮遊する放射性物質等の吸入による内部被ばくを考慮した被ばく線量評価コードを開発した。

管理区域内作業における呼吸保護具の適切な選択基準を確立するため、呼吸保護具の防護係数と空气中放射性物質濃度の分布を考慮して、作業者が実際に吸入する濃度をモンテカルロ法にもとづいて評価する方法を開発し、JPD-R解体実地試験で得られたデータを用いて、これらの分布が作業者が吸入する濃度に与える影響について検討した。その結果、空气中濃度の分布を表すパラメー

タとして95%累積値を用いることにより、信頼度の高い放射線管理が可能であることがわかった。

(野口 宏)

3.3.2 植物組織自由水中トリチウム（T FWT）濃度を予測するモデルの検証

自然環境中の空気・植物・土壤中のトリチウム水（HTO）濃度が（準）平衡状態にある場合、それらの濃度の相関関係から、植物自由水中トリチウム（T FWT）濃度を予測するモデル¹⁾の妥当性を野外実験データに基づいて検証した。本野外実験は、土壤汚染を起源とするHTOが人の被ばくに至る過程や移行のパラメータを明らかにすることを目的として、OECD/IEA核融合環境・安全性・経済性に関する研究協力協定のもとで、カナダにおいて実施されたものである。

T FWT濃度は、根からの土壤水の吸い上げ及び気孔を通した空气中水蒸気との交換プロセスを考慮すると、空気及び土壤のトリチウム水濃度を用いて次式で表される¹⁾。根が水中にある場合には、土壤水の代わりに根域の水の濃度を用いる。

$$\frac{dC^{pw}}{dt} = V_{ex} (C^a - \gamma \cdot h^s \cdot C^{pw}) \cdot L / M + T_e \cdot C^{strz} / M \quad \dots \dots \dots (1)$$

平衡時には $dC^{pw}/dt = 0$ から次式が得られる。

$$T_e \cdot C^{strz} / M = - V_{ex} (C^a - \gamma \cdot h^s \cdot C^{pw}) \cdot L / M \quad \dots \dots \dots (2)$$

また、

$$T_e = V_{ex} (h^s - h^a) \cdot L \quad \dots \dots \dots (3)$$

の関係と、空气中濃度 C^a の代わりに空気湿分中濃度 C^{aw} を用いることにより、

$$(h^s - h^a) \cdot C^{strz} = - (C^{aw} \cdot h^a - \gamma \cdot h^s \cdot C^{pw}) \quad \dots \dots \dots (4)$$

の関係が得られる。ここで、葉と周辺空気中の温度が同じとすると、 h^a/h^s は相対湿度RHであるので、次式の関係が得られる。

$$(1 - RH) \cdot C^{strz} = - (C^{aw} \cdot RH - \gamma \cdot C^{pw}) \quad \dots \dots \dots (5)$$

ここで、 C^{pw} はT FWT濃度 (Bq/ml)、 C^a は空気中のHTO濃度 (Bq/m^3)、 C^{aw} は空気湿分中のHTO濃度 (Bq/ml)、 C^{strz} は根域のHTO濃度 (Bq/ml)、 γ は H_2O に対するHTOの蒸気圧比 (1/1.1)、 h^s は葉温度における飽和湿度 (ml/m^3)、 h^a は周辺空気中の湿度 (ml/m^3)、 T_e は蒸散速度 ($ml/m^2 \cdot s$)、 M は単位土壤面積当たりの植物水量 (ml/m^2)、 V_{ex} は葉の表面における水蒸気交換速度 (ml/s) 及び L は葉面積指数 (-) を表している。

(5) 式の関係が自然環境で成り立っているかどうかを次の野外測定データを用いて検証した。

野外実験は、カナダチョークリバー研究所（CRL）敷地内の液体処分場近くのスワンプ（湿地帯、種々の高さの木が繁った小さな島が多数ある池で、水深は1m程度）及びピッカリング原子力発電所から北東約1kmの草原の2ヵ所で実施した。CRL実験場のスワンプ水は、0.8 kmほど上流にある液体処分場からのトリチウムの流れ込みによって~70 Bq/mlの汚染レベルにある。ピッカリング実験場の地勢はCRLのそれと全く異なり、全てが陸地で地面の殆どの部分は、~50 cm 丈の雑草で覆われている。発電所からのHTOの平常放出の結果として、表面土壤水は~1 Bq/ml程度に定常的に汚染している。CRL実験場では、スワンプに自生しているAlder（はんの木）に着目して、また、ピッカリング実験場では、草原に自生しているHawthorn（さんざし）に着目してT FWT濃度の測定を行った。Alder は高さ約2 mの灌木で、スワンプの岸に自生し、根は土壤中にあ

るがかなりの部分はスワンプ水に接している。葉は150 cmの高さから経時に採取した。Hawthornは草原に孤立している高さ約 2.8 mの灌木で、根は土壤中に分布している。葉は 60 cm高さで経時に採取した。実験は1992年の7月中旬（夏期）の日中に行った。

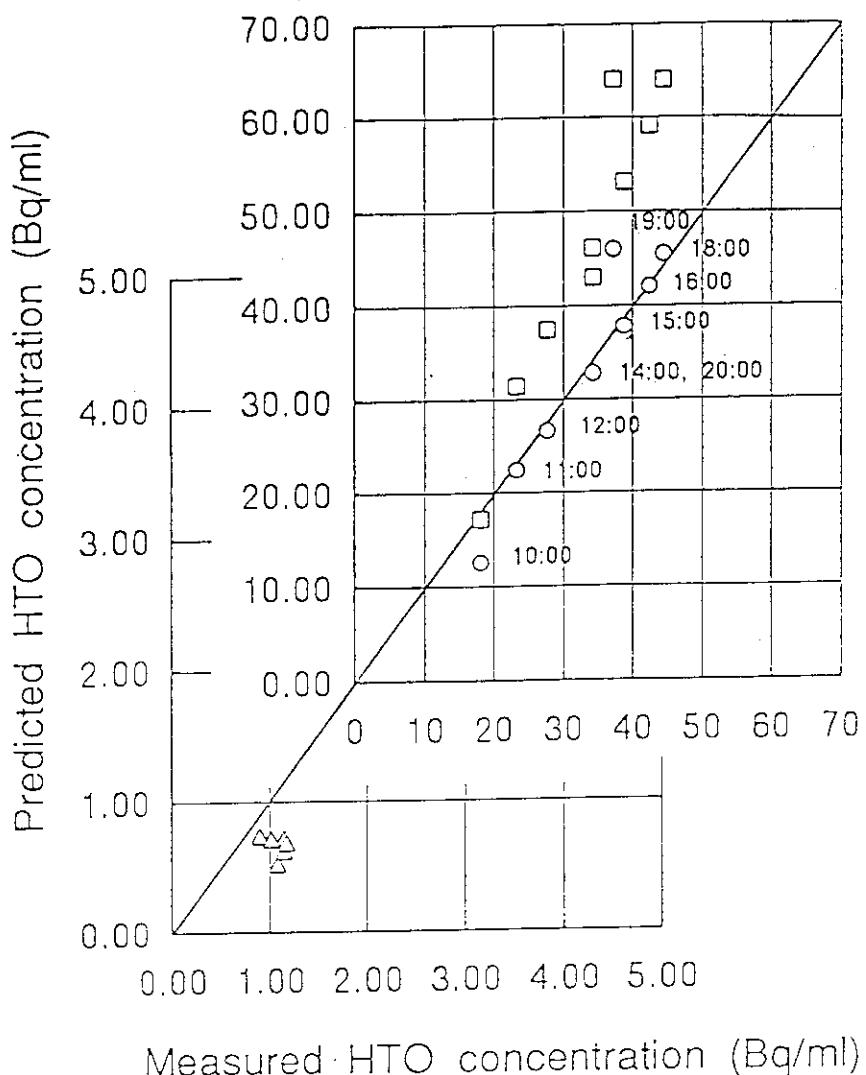
CRL実験場のAlder 葉およびピッカリング実験場のHawthorn葉にたいして測定されたT FWT濃度と、空气中、土壤水またはスワンプ水HTO濃度及び相対湿度を用いて(5)式から推定されたT FWT濃度の相関を Fig. 3.3. 2 - 1 図に示す。図中の□印は、150 cm高さで採取したAlder 葉に対するT FWT値の相関で、根域水の濃度としてスワンプ水濃度をそのまま用いた場合である。T FWT濃度の計算値は実測値より1~1.5倍程度大きくなっている。○印は、同じAlder 葉に対するT FWT値の相関であるが、スワンプ水濃度を0.7倍すると、実測値との一致が非常によいことがわかった。このことは、植物の根は土壤の中にあるために、必ずしも100 %スワンプ水を吸い上げていなかったことを意味していると考えられる。△印は、60 cm 高さで採取したHawthorn葉に対するT FWT濃度の相関を示している。この場合、土壤水濃度として15~20 cm 層の値を用いた。推定値は全体的に実測値よりも1.5倍ほど小さくなっている。これは、Hawthornがさらに深部の土壤からもHTO濃度のより高い水を吸い上げていると考えられる。土壤水濃度のプロファイルは、さらに深くなるほど濃度が高くなることを示唆していた¹⁾。

以上の結果から、(5)の関係式は、日中におけるT FWT濃度をファクター2程度の精度で推定するのに役立つことが明らかとなった。

(村田幹生)

参考文献

- 1) Murata, M., Kinouchi, N. and Yokoyama, S.: HTO emission from contaminated surfaces and distribution in the environmental media: Summary of data collected during field study in Canada in July 1992 (1), JAERI-M 94-064 (1994).



3.3.3 トリチウムガスから転換したトリチウム水のガラス表面での吸脱着

トリチウムガス (T_2 , HT等) がトリチウム水 (HTO) へ転換すると人体に対する線量寄与は約4桁大きくなる。このため、核融合炉におけるトリチウム防護技術及び線量評価技術を確立する上で、施設内での転換反応及びその後の挙動を解明することは重要である。

施設内において重要な反応のひとつと考えられる空気中における T_2 の転換反応をこれまで実験的に調べてきたが、乾燥空気中の転換反応の速度定数が湿潤空気中の値よりも小さくなる傾向が見られた。乾燥空気を用いた実験の場合、生成された HTO が、使用した石英ガラス製反応容器の内壁に吸着する可能性が考えられたため、 T_2 から転換した HTO の石英ガラス表面における吸着及び脱離を調べた。

以前報告した実験方法¹⁾により、内容積約80cm³の石英ガラス製反応容器に放射能濃度約30GBq/m³の T_2 ガスと乾燥空気を満たし、25°Cで125日間保管した。その後、反応容器内に He と H_2 の混合ガスを流すことにより、容器内空気中の T_2 と HTO を追い出し、それぞれ分離捕集した。次に、その容器を、He と H_2 の混合ガスを流しながら30°Cから880°Cまで昇温速度10°C/minで加熱した。反応容器の出口には、エチレングリコールバブラー2段、酸化銅(600°C)及びエチレングリコールバブラー1段を接続し、脱離した HTO と T_2 を分離捕集した。1段目のエチレングリコールバブラーから5分毎にマイクロシリンジによりエチレングリコールをサンプリングし、捕集された HTO 放射能を測定した。

サンプリング時の温度と捕集された HTO 放射能の関係を Fig. 3.3.3-1 に示す。加熱開始後、HTO は急速に脱離し始めるが、400 °Cを超えると脱離速度は緩やかとなった。880 °Cまで加熱した後、さらに900 °Cまで温度を上げ約20分間加熱を続けた結果、約 7×10^4 Bq の HTO が脱離し、880 °Cでは脱離は完全には終わっていないことがわかった。今回の加熱実験により脱離した HTO 放射能は、最初に室温で追い出した容器内空気中の HTO 放射能とほぼ等しい値となり、乾燥空気中では転換反応により生成された HTO の約50%が石英ガラス表面に吸着していたことがわかった。また、酸化銅の後のエチレングリコールバブラーに捕集されたトリチウムは、トリチウムガスの化学形で吸着・脱離したものであるが、最初に追い出した容器内 T_2 の放射能の約0.5%であり、トリチウムガスとして吸着・脱離する成分はきわめてわずかであることが明らかとなった。

(野口 宏)

参考文献

- 1) 野口 宏 : 保健物理 - 管理と研究 - No.32, JAERI-M 90-224, 248 (1990).

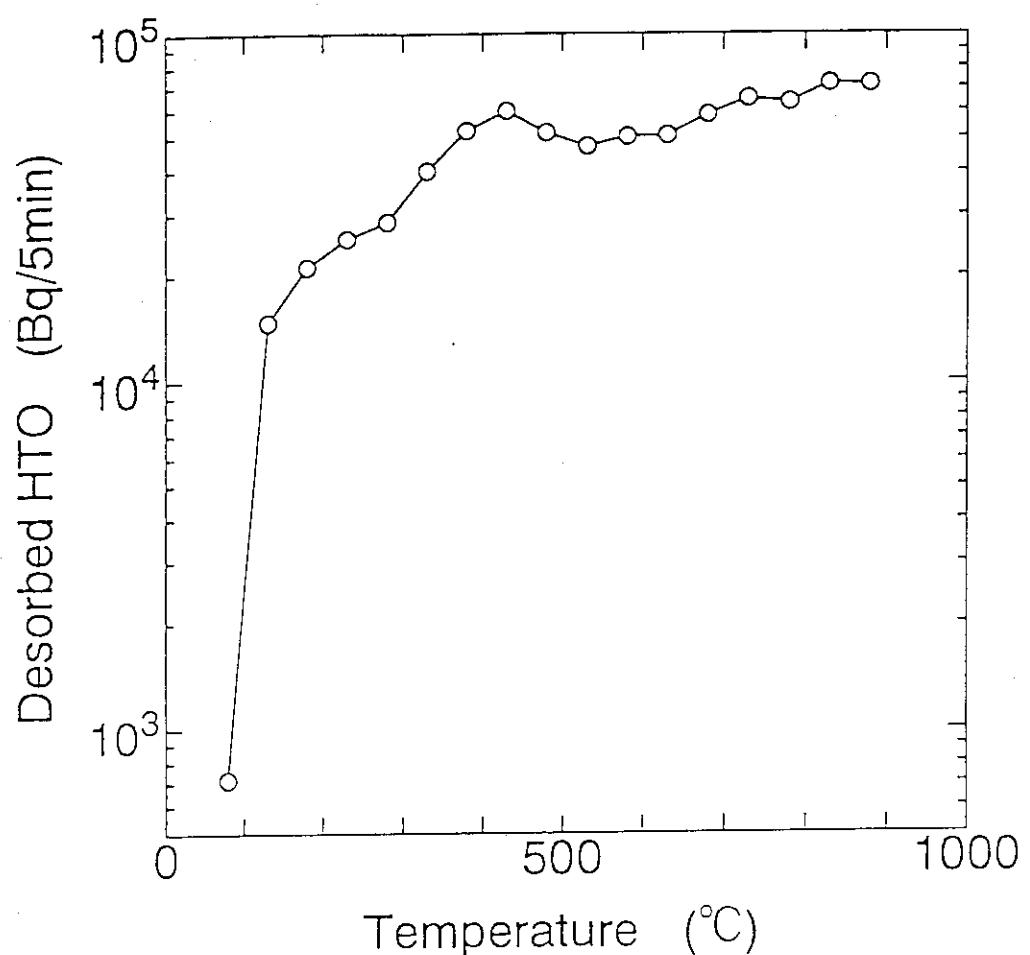


Fig. 3.3.3-1 Thermal desorption spectrum of HTO desorbing from quartz glass.

3.3.4 トリチウムガスから水への転換反応の理論解析

トリチウムガスからトリチウム水への転換反応の機構を解明することは、核融合炉室内におけるトリチウム挙動を把握し、トリチウム防護技術を確立する上できわめて重要である。このため、気相中における転換反応の速度定数を理論的に計算するためのモデル及び計算コード (MOTOR, Model of Tritium Oxidation Reaction) の開発を開始した。1993年度は、乾燥空气中におけるトリチウムガスからトリチウム水への転換反応の速度定数及びこの反応を引き起こす種々のイオンやラジカルの寄与の程度を解析するための計算コードを開発した。

これまでの実験結果から、トリチウムガスとして T_2 を用いた場合、 T_2 の β 崩壊によって生成された $^3He T^+$ を経由した転換反応が支配的であることを明らかにしてきた¹⁾。また、高濃度のトリチウムガスの場合はトリチウム自身から放出された β 線による放射線誘起反応が支配的であると言われている²⁾。これらの反応機構を組み合わせ、広範囲のトリチウムガス (T_2) 初期濃度 ($10^{-3} \sim 10^8 \text{ GBq/m}^3$) における転換反応を解析するモデルを開発した。

T_2 を含む乾燥空气中では、トリチウムの β 崩壊によって放出された β 線の大部分は N_2 と O_2 に吸収され、一部は T_2 に吸収される。これらの1次反応の結果、 N_2^+ , N^+ , O^+ 及び T^+ 等のイオン、 O_2^{++} 等の励起状態のイオン及び O や T 等のラジカルが生成される。なお、本モデルでは乾燥空気は N_2 と O_2 のみから構成されていると仮定した。次に、2次反応として、これらのイオンやラジカルは T_2 を解離したり、 N_2 や O_2 と反応を起こす。さらに続けて、これらの反応による反応生成物は T_2 の解離反応を引き起こす。本モデルでは、1次反応として8種類を、2次反応として28種類の反応を考慮した。また、 T_2 の解離反応によって生成された T^+ や T 、2次反応によって生成された TO や TN^+ 及び T_2 の β 崩壊によって生成された $^3He T^+$ は、速やかにトリチウム水に転換すると仮定した。最終的にこれらの反応が平衡状態になると仮定すると、 T_2 の解離反応を引き起こす各イオンやラジカルの濃度を導くことができ、これらの濃度から次式によって T_2 転換反応の1次の反応速度定数 k (s^{-1}) を求めることができる。

$$k = \lambda + \eta / [T_2] + k_1 [N_2^+] + k_2 [N^+] + k_3 [NO^+] + k_4 [N_4^+] + k_5 [N_3^+] + k_6 [O_2^{++}] \\ + k_7 [O^+] + k_8 [O(^1D)] + k_9 [O] \quad (1)$$

ここで、 λ : トリチウムの崩壊定数 ($= 1.78 \times 10^{-9} \text{ s}^{-1}$)、 η : β 線による T_2 解離反応の速度 (s^{-1})、 $[X]$: X分子・イオン・ラジカルの個数濃度 (m^{-3})、 $k_1 \sim k_9$: Xと T_2 との反応速度定数 ($k_1 = 2.1 \times 10^{-9}$, $k_2 = 4.8 \times 10^{-10}$, $k_3 = 1.0 \times 10^{-13}$, $k_4 = 5.8 \times 10^{-12}$, $k_5 = 2.0 \times 10^{-13}$, $k_6 = 1.2 \times 10^{-9}$, $k_7 = 1.7 \times 10^{-9}$, $k_8 = 1.1 \times 10^{-10}$, $k_9 = 3.5 \times 10^{-18}$)。

(1)式に基づいて、 N_2 壓力 79.0 kPa , O_2 壓力 21.3 kPa の条件で計算した1次の反応速度定数の計算結果と実験値との比較を Fig. 3.3.4-1 に示す。図には、以前測定した原研の値と他の実験者の値も併せて示した³⁻⁸⁾。その結果、 10^3 GBq/m^3 以下の低濃度領域では計算値と実験値はよく一致するが、それ以上の濃度領域では実験値の方が高い傾向を示した。また、本解析から T_2 濃度が 10^4 GBq/m^3 以下では $^3He T^+$ イオンが、 $10^4 \sim 5 \times 10^6 \text{ GBq/m}^3$ では O^+ イオンが、 $5 \times 10^6 \text{ GBq/m}^3$ 以上では N_2^+ イオンが

T_2 の転換反応に大きく寄与していることが明らかとなった。今後は高濃度領域における放射線誘起反応について、さらにモデルを改良するとともに、湿潤空気中でのモデルを開発する予定である。

(野口 宏)

参考文献

- 1) 野口 宏, 村田 幹生: 原子力誌, 33, 360 (1991).
- 2) Papagiannakopoulos, P. J. and Easterly, C. E. : Int. J. Chem. Kinet., 14, 77 (1982).
- 3) Belovodskii, L. F. et al. : At. Ener., 38 379 (1975) (English translation).
- 4) Casaletto, G. J. et al. : USNRDL-TR-565, (1962).
- 5) Easterly, C. E. and Bennett, M. R. : Nucl. Technol. Fusion, 4, 116 (1983).
- 6) Easterly, C. E. and Noguchi, H. et al. : Fusion Technol., 8, 2564 (1985).
- 7) Noguchihi, H. and Easterly, C. E. et al. : Fusion Technol., 16, 137 (1989).
- 8) Noguchihi, H. : to be published.

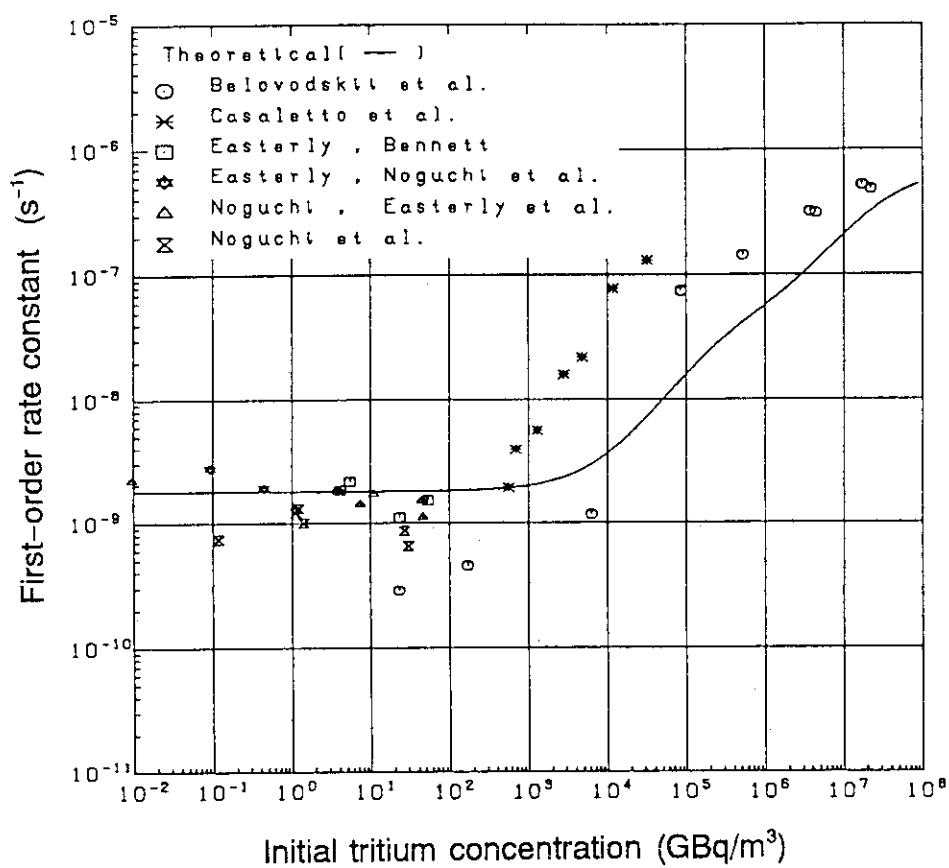


Fig. 3.3.4-1 First-order rate constant as a function of initial tritium concentration. Solid curve represents the calculated result.

3.3.5 トリチウム水捕集剤によるトリチウムガスの酸化

環境中に放出されたトリチウムの挙動を解明するため、1994年度にカナダにおいてトリチウムガス(HT)野外連続放出実験が予定されている。この予備実験として、各種のトリチウム水(HTO)用捕集剤の性能試験を行った。まず、吸湿性能の試験を硫酸カルシウム(CaSO₄)と塩化カルシウム(CaCl₂)入り硫酸カルシウム(以下、混合硫酸カルシウムという。)について行った。混合硫酸カルシウムにおける塩化カルシウムの含有量は5, 10, 20, 50wt%の4種類を設定した。また、捕集剤によってHTガスが酸化されると誤差の原因となるため、硫酸カルシウム、5wt%混合硫酸カルシウムおよびモレキュラーシーブ4AにおけるHTの酸化を調べた。

吸湿性能試験では、硫酸カルシウムおよび混合硫酸カルシウムカラム(捕集剤重量34~38g)を各々直列に3本つなぎ、温度19~21°C、湿度75~90%の空気を流し、カラムの重量増加を測定した。硫酸カルシウムと5wt%混合硫酸カルシウムの吸湿容量の時間変化をFig.3.3.5-1とFig.3.3.5-2に示す。硫酸カルシウムは、吸湿容量が約8wt%以上になると吸湿しなくなるのに対して、混合硫酸カルシウムは10wt%になると破過するものの、その後も吸湿容量が増加することがわかった。また、10~50wt%混合硫酸カルシウムは、吸湿容量は大きいが、塩化カルシウムの潮解が起き、捕集後、カラムから取り出せなくなるため、問題となることがわかった。

次に、捕集剤のHTの酸化を調べるため、モレキュラーシーブ4Aカラムまたは硫酸カルシウム、混合硫酸カルシウムのカラムに、キャリアガスとしてH₂ガスを添加したHTガスを乾燥空気に混合し(空気中HTガス濃度: 4~6×10⁶Bq/m³)、流量3ℓ/min(面速0.25m/s)で約30分間流した。その後、密封して放置し、生成されたHTO濃度を実験直後、1日後、1ヶ月後に測定した。ただし、モレキュラーシーブは1週間後にも測定した。各捕集剤によって酸化された後捕集されたHTO放射能と通過したHT放射能の比をTable 3.3.5-1に示す。この比は、1日後ではモレキュラーシーブの場合、8.1×10⁻³%、硫酸カルシウムの場合、5.7×10⁻⁵%、混合硫酸カルシウムでは8.8×10⁻⁵%であった。さらにモレキュラーシーブの場合、1週間後および1ヶ月後にはこの比に変化がなく、硫酸カルシウムと混合硫酸カルシウムの場合、1ヶ月後、逆に小さくなつた。これらのことから、モレキュラーシーブでは、硫酸カルシウムや混合硫酸カルシウムよりHTの酸化が2桁高く起こるため、高濃度HTを含む空気中のHTOを捕集した場合、HTO濃度を過大評価する可能性が高いといえる。

以上のことから、HT連続放出実験の空気中HTO捕集剤として、吸湿容量が大きく、潮解の影響が小さく、かつHTの酸化の影響が小さい5wt%混合硫酸カルシウムが、最も適していることがわかった。

(横山 須美)

Table 3.3.5-1 Conversion of tritium gas to tritiated water in desiccating agents.

Day	HTO/HT ratio (%)		
	Molecular Sieves	CaSO ₄	CaSO ₄ (5wt% CaCl ₂)
0	2.0×10^{-3}	1.4×10^{-5}	7.3×10^{-5}
1	8.1×10^{-3}	5.7×10^{-5}	8.8×10^{-5}
8	8.3×10^{-3}	—	—
30	7.3×10^{-3}	—	2.0×10^{-5}
31	—	3.2×10^{-5}	—

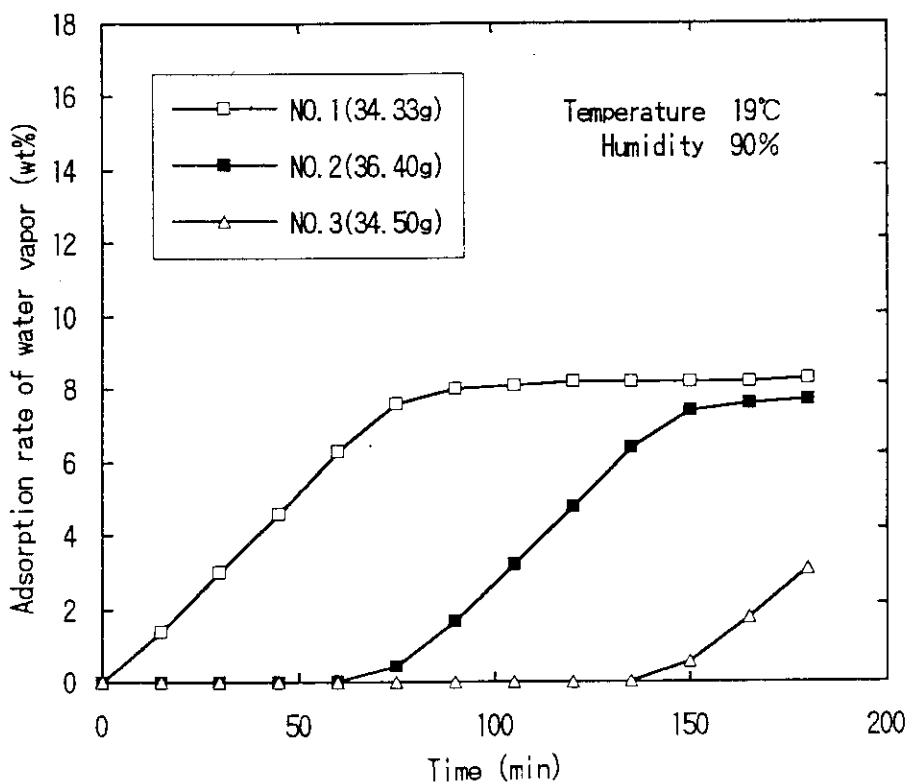


Fig. 3.3.5-1 Adsorption of water vapor in CaSO_4 .

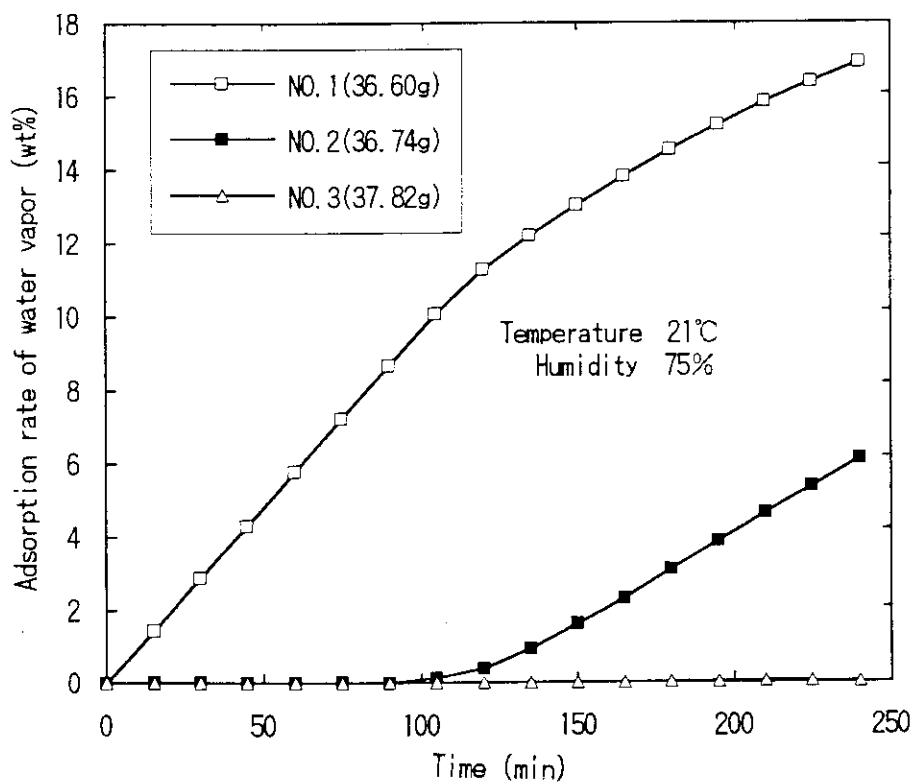


Fig. 3.3.5-2 Adsorption of water vapor in 5wt% CaCl_2 +95wt% CaSO_4 .

3.3.6 防護具素材の酸化トリチウム透過率（VII）

トリチウム取扱時に放射線防護のために用いられる防護具の性能を評価し、トリチウム取扱作業の内容に応じた防護具の選択、使用方法等の基準立案、また新しい防護具の開発に資するため、各種の膜に対する酸化トリチウム（HTO）水蒸気の透過率測定を行っている。

これまで、各単体膜の試験を行ってきたが、1993年度は、多重構造膜（ラミネート膜）であるクロロレン（CR）+クロルスルホン化ポリエチレン（CSM）、CR+ブチル（IIR）、CR+IIR+CR、ポリエチレン（PE）+ポリ塩化ビニリデン（PVCd）+ポリエチレン（PE）のHTO透過率測定を行った。また、実際に防護服を着用した場合は、膜の下流側、すなわち人体側の相対湿度が上流側、すなわち外気側の相対湿度よりも高くなることが予想される。このような使用条件を模擬するため、防護具素材として使われているCR、CSM、IIR膜の下流側（透過側）の湿度を高めた条件での透過率測定も行った。

ラミネート膜の透過パラメータ（透過係数、拡散係数、溶解度）を、上流側（ばく露側）温度25°C、湿度90%，下流側温度25°C、湿度5%の条件下で調べた。この結果と以前行った単体で測定した^{1) 2)} CR、CSM、IIR、PEおよびPVCdの結果をTable 3.3.6-1に示す。CR+CSM膜の透過係数は、CRの透過係数と等しくなり、拡散係数はCSMの値より約25%高く、溶解度はCRの値より約30%低いことがわかった。CR+IIRおよびCR+IIR+CRのHTO透過係数は、CRとIIRの中間の値、拡散係数はCRの値より10~20%高い値となったが、溶解度はIIRの値より7~25%低くなった。また、PE+PVCd+PEの透過係数は、PVCdの透過係数より約20%低く、PEの1/3となった。拡散係数はPVCdの値より1桁大きく、PEの1/6であった。溶解度はPEの約2倍であった。以前に行ったCSM+ウレタン樹脂+CSMの結果²⁾においても透過係数がCSMの値より約30%小さくなつたことから、溶解度の大きい膜を小さい膜の間に挟んだラミネート膜の透過係数は、外側の膜の透過係数より若干小さくなることが推察される。この特徴が一般性を持っているかどうか明らかにするためには、今後さらに検討する必要があると考えられる。

また、上流側温度25°C、湿度70%，下流側温度23~24°C、湿度70~71%の条件下でCR、CSM、IIR膜の透過係数を測定した結果をTable 3.3.6-2に示す。これらの値は、Table 3.3.6-1に示した、下流側の湿度が5%の場合とほぼ同じ値となった。このことから、これまで行った実験結果も、下流側を高湿度とした場合と同様に、防護具の性能評価に利用出来ることがわかった。

(横山 須美)

参考文献

- 1) 山本 英明：保健物理－管理と研究－No. 30, JAERI-M 88-226, 253
- 2) 山本 英明：保健物理－管理と研究－No. 32, JAERI-M 90-224, 246

Table. 3.3.6-1 Permeability to tritiated water vapor of laminate films and single films.

	Thickness (cm)	Permeability	Diffusion	Solubility
		Coefficient (cm ² /s/Pa)	Constant (cm ² /s)	(Pa ⁻¹)
CR	0.02	5.4×10^{-11}	6.7×10^{-9}	6.6×10^{-3}
CSM	0.02	5.1×10^{-11}	6.9×10^{-9}	7.1×10^{-3}
IIR	0.02	4.3×10^{-12}	2.0×10^{-9}	1.5×10^{-3}
CR+CSM	0.04	5.4×10^{-11}	8.7×10^{-9}	5.0×10^{-3}
CR+IIR	0.04	1.1×10^{-11}	7.7×10^{-9}	1.4×10^{-3}
CR+IIR+CR	0.05	1.3×10^{-11}	8.3×10^{-9}	1.1×10^{-3}
PE	0.009	3.6×10^{-12}	6.7×10^{-9}	4.5×10^{-4}
PVCd	0.001	1.5×10^{-12}	1.2×10^{-10}	1.2×10^{-2}
PE+PVCd+PE	0.007	1.2×10^{-12}	1.1×10^{-9}	8.1×10^{-4}

Upstream side : Temperature 25 °C, Relative Humidity 90%

Downstream side : Temperature 25 °C, Relative Humidity 5%

Table. 3.3.6-2 Permeability coefficient to tritiated water vapor at high relative humidity of downstream side.

	Temperature(°C)		Humidity(%)		Permeability
	Up	Down	Up	Down	Coefficient (cm ² /s/Pa)
CR	25	24	70	71	6.0×10^{-11}
CSM	25	23	70	70	4.3×10^{-11}
IIR	25	23	70	71	6.5×10^{-12}

3.3.7 理学工業機器に対する残留放射能の影響（VI）

原子力施設等の改造や解体にともなって発生する廃材、機器類等放射性物質で汚染された物のうち、その汚染のレベル、すなわち残留放射能レベルが一定の基準を満足するものは再利用することができると言えられている。このような再利用の可否判断基準としての残留放射能基準（再利用基準）の設定に当たっては、残留放射能に起因するさまざまな影響を勘案しなければならないが、このとき、再利用者等の人体への影響のほかに、残留放射能が理学工業機器の構成材料に混入した場合のそれらの機能への影響を評価する必要が生じる場合がある。本研究は、後者についてその評価手法を確立しようとするもので、原研と米国環境保護庁（EPA）との間の放射線防護に関する研究協力の一環として行っているものである。

1993年度は、試作した影響評価コード¹⁾を用いて、金属廃材が再利用市場に供給された場合の理学工業機器への影響を推定し、再利用基準のレベルの試算を行った。

原子力施設の解体で発生することが予想されている金属廃材のうち、ニッケル及びアルミニウム廃材は比較的高価で再利用価値の高い素材になるものと考えられる。今回の試算では、これらの廃材を評価対象とし、次のような影響発生シナリオを設定した。

N iについては、²³⁸Uが残留したN i廃材が放射性廃棄物としての規制から除外されて金属スクラップの再利用市場に流入するものとした。大規模集積回路（LSI）製造業者が、再生したN iのうち、一定の品質基準（再利用基準）を満足するものをLSIの電極材料（リードフレーム）として再利用するものとした。このとき、LSIは、残留核種から放出されるα線によって誤動作を起こす。さらに、これら再利用LSIで構成された大型コンピュータが、LSIの誤動作によってシステムダウンを起こすと想定した。

一方、A Iについては、⁹⁹Tcが残留したA I廃材を想定して、廃材再利用市場から再生されたA Iのうち、写真機製造業者の品質基準（再利用基準）を満足するものが写真機の筐体に再利用されるものとした。この写真機に格納された写真フィルムが⁹⁹Tcからのβ線で感光し、かぶり（フィルムを現像したとき、露光しなかった部分に生じる黒化）が発生すると想定した。

再生N iの品質として残留放射能（²³⁸U）が10Bq/gのものを再利用するとした場合、このN iで製造されたLSIの誤動作の頻度は500FITになると推定された（1FIT=LSI 100個当たり10⁷時間に1回のエラー発生）。さらに、このLSIを装備したコンピュータのシステムダウンは、1システム当たり年間 4×10^{-3} の確率で発生すると推定された。また、再利用基準を1Bq/gに設定するとシステムダウンの発生確率は、1システム当たり年間 4×10^{-4} となった。したがって、自然放射線の影響によるシステムダウンの発生確率である 1×10^{-3} 程度のダウン発生を、再利用による影響として容認するとした場合、²³⁸Uの残留放射能濃度として1Bq/gのオーダーが再利用基準のレベルの目安になると考えられる。

一方、再生A Iについては、残留放射能（⁹⁹Tc）が10Bq/gのもので写真機の筐体を製造したとすると、この写真機に1か月間装填される写真フィルムのβ線による感光の程度は、かぶりの濃さで表した場合、 $8 \times 10^{-1}OPD$ になると推定された（OPD（光学濃度）= log（現像したフィルムへの入射光の強度/同じくフィルムの透過光の強度））。また、残留放射能が1Bq/gのA Iを使った

としたときの感光は 8×10^{-2} OPD となった。写真撮影による画像の最小の光学濃度は 1×10^{-1} OPD 程度であり、かぶり濃度がこれを上回って濃くなるに連れて写真上の画像の鮮明さは失われていく。したがって、 1×10^{-1} OPD 程度のかぶり濃度の発生を再利用による影響として容認するとした場合、 ^{99}Tc の残留放射能濃度として 1Bq/g のオーダーが再利用基準のレベルの目安になると考えられる。

今回の試算された理学工業機器への影響評価に基づく残留放射能基準（再利用基準）のレベルは 1Bq/g のオーダーとなったが、この値は、人体への健康影響の評価に基づいて提案されている残留放射能基準のレベルである $0.001 \sim 1 \text{Bq/g}^{21}$ に比べて高めである。これは、残留放射能基準のレベルが理学工業機器への影響ではなく、人体への影響によって決定される可能性を示唆するものである。今後、EPAが実施中の人體影響評価の結果を待って、残留放射能基準のあり方について総合的な検討を行う予定である。

（山本 英明）

参考文献

- 1) 山本 英明：保健物理－管理と研究－No.35, JAERI-M 93-172, 276 (1993)
- 2) たとえば, Commission of the European Communities: Radiation Protection No. 43, "Radiological protection criteria for the recycling of materials from the dismantling of nuclear installations", (1988).

3.3.8 室内汚染物質からの被ばくに関する解析コードの構築

原子力施設の再利用、大規模放射線事故後の復旧活動等の計画を立案する際には、放射性物質に汚染された施設や家屋からの作業者および一般公衆の被ばく線量を評価する必要がある。主要な被ばく経路は、汚染された室内表面、換気系フィルタ及びその他の機器類からの外部被ばく経路と、室内に浮遊する放射性物質および換気系等を通じて室外から流入した放射性物質の吸入による内部被ばく経路である。これらの被ばく線量を評価するために解析コードを構築した。

外部被ばく線量の評価については、既存の点減衰核コード（QAD-CGGP 2¹⁾）を利用しておらず、ここでは、内部被ばく線量を評価するために利用した解析モデルについて述べる。

内部被ばく線量の評価にあたっては、室内における放射性物質の空气中濃度（以下、室内濃度という。）に関する情報が必要となるが、この濃度は、空調設備等による換気条件や除去機能、室内外の放射性物質の発生量、放射性物質の減衰等によって左右される。そこで、室内濃度を予測するために、室内での放射性物質の放射能収支に基づく単室モデルを設定し、内部被ばく線量を評価する解析コードを整備した。一つの室内空間で放射性核種 j が流入する空気の流れは、Fig. 3.3.8-1 のように表され、放射能の収支は、次式で示される²⁾。

$$\text{空気量収支} : Q_1 + Q_2 = Q_4 + Q_5$$

$$\text{放射能収支} : VdC_j/dt = kQ_1C_{o,j}(1-F_1) + kQ_2C_{o,j} + kQ_3C_j(1-F_3) - k(Q_3+Q_4+Q_5)C_j \div G - R$$

ここで、 C_j : 室内濃度(Bq/m³)、 $C_{o,j}$: 外気濃度(Bq/m³)、 t : 時間(h)、 Q_1 : 取り入れ外気量(m³/h)、 Q_2 : 漏入量(m³/h)、 Q_3 : 再循環空気量(m³/h)、 Q_4 : 漏出量(m³/h)、 Q_5 : 排出量(m³/h)、 F_1 : 取り入れ空気用フィルタの捕集効率(-)、 F_3 : 再循環空気用フィルタの捕集効率(-)、 V : 室容積(m³)、 G : 室内発生量(Bq/h)、 R : 室内消失量(Bq/h)、 k : 混合係数(-)である。

次に、本コードにおけるこれらのパラメータの入力条件の概要を述べる。

各空気量は、例えば、空調設備等が作動する時間帯別に空気量を設定することが可能である。外気濃度は、直接、濃度値を入力する方法と、施設等の周辺の土壤表面が汚染している場合、その土壤汚染密度と再浮遊係数を入力することで、外気濃度が計算され入力される方法の二種類が選択できる。室内発生量は、単位時間当たりの発生量を直接入力する方法と、間接的に計算から求める方法の二種類を設定した。間接的な方法とは、①室内表面に汚染がある場合、汚染面の数、汚染密度、汚染面積、再浮遊率を入力することで発生量を計算、②親一娘核種の関係がある場合、娘核種の発生量は、親核種の放射性崩壊から自動的に計算する方法である。室内消失量も、同様に、単位時間当たりの消失量の直接入力する方法と、間接的に、床面等への沈着、放射性崩壊、小型の空気清浄装置等による浄化を考慮した方法を設定している。混合係数は、室内で完全混合する流入空気量の割合で、一般的には、0.3 から 1.0までの値が採用される。また、各フィルタについて、対象の放射性核種の捕集効率が入力された場合、フィルタに捕集された放射性物質からの外部被ばく線量を評価するために、フィルタに捕集される放射能量が自動的に計算される。

さらに、このコードでは、会話型によるデータ入力機能、室内濃度の出力結果の図形表示機能が備わっている。今後、被ばく評価の解析を進めながら機能拡張等の整備を進めていく予定である。

(木内 伸幸)

参考文献

- 1) Sakamoto, Y. and Tanaka, S.: QAD-CGGP2 AND G33-GP2: REVISED VERSIONS OF QAD-CGGP AND G33-GP, JAERI-M 90-110(1990)
- 2) Wadden, R.A. and Scheff, P.A.: 室内空気汚染 (日本建築学会訳) (1990), 井上書院, 東京

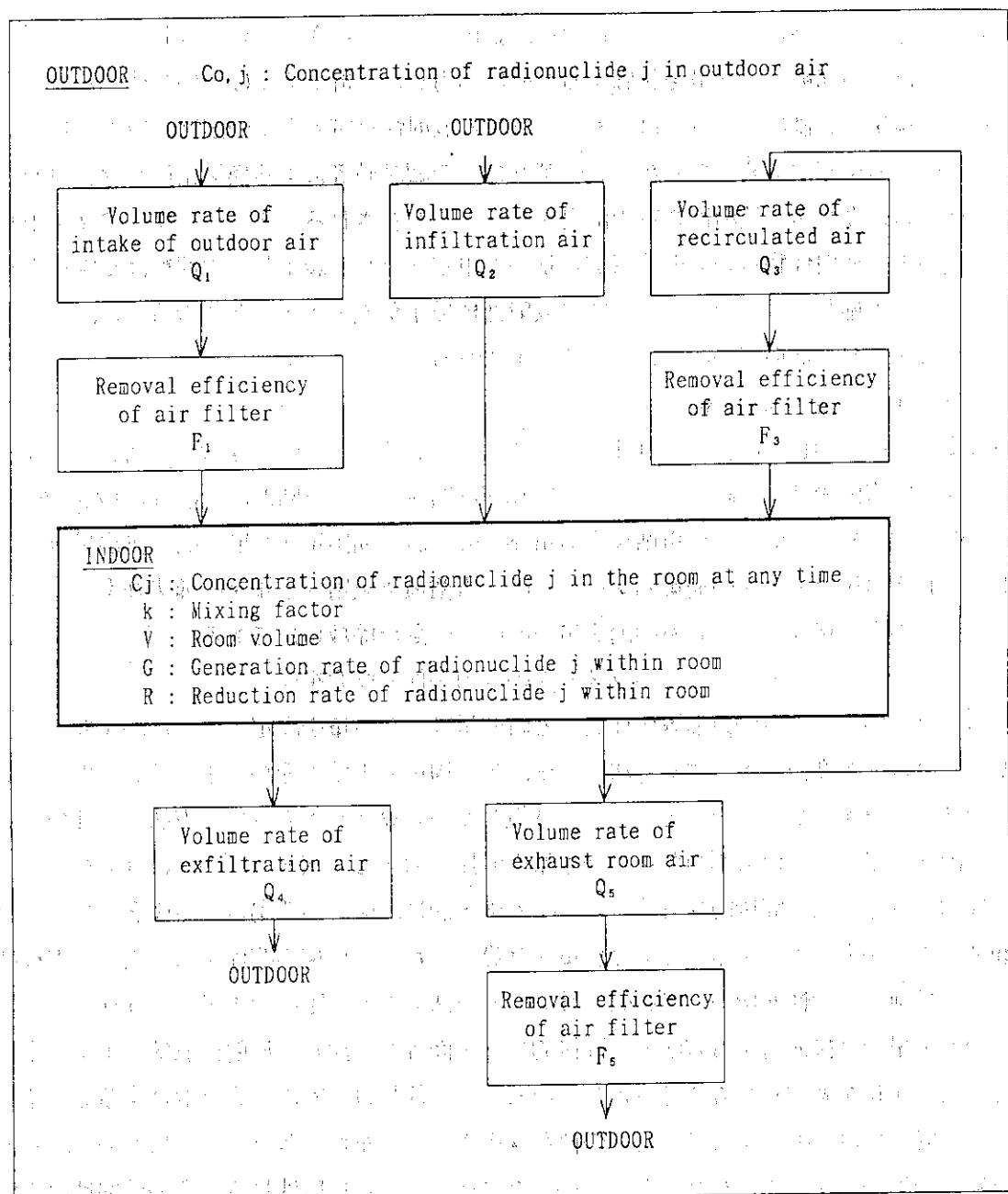


Fig. 3.3.8-1 Ventilation system.

3.3.9 呼吸保護具防護性能の確率分布と吸入濃度の評価

管理区域内作業のうち、空気汚染発生の可能性がある作業については、計画立案段階で予想される空気中放射性物質濃度（以下、空気中濃度という）、表面密度等に基づいて作業者が着用する呼吸保護具及び身体保護具を選択している。この選択基準として用いる保護具の防護係数あるいは作業中の空気中濃度は、これまで、過去の経験等に基づき、ある確定した安全側の数値を用いてきた。しかし、内部被ばく防護の観点から、空気中濃度を必要以上に高く評価し、防護性能の高い呼吸保護具を選択することは、セル内作業のように線量率の高い場合には、外部被ばく線量の増加となる可能性があり、適切な安全裕度を持った数値の選択が必要である。このため、計画立案段階における呼吸保護具の選択の観点から、呼吸保護具の防護係数及び空気中濃度についてその分布を考慮して、作業者が実際に吸入する濃度（以下、吸入濃度という）を求め、数値の選択基準について考察した。防護係数及び空気中濃度の分布については、J P D R解体実地試験で得られたデータを用いた。

Fig. 3.3. 9 – 1 に1990, 1991年度にJ P D R管理区域入域のための教育訓練の一環として実施した、マスク装着訓練時の作業者約400名の半面マスク及び全面マスクの防護係数の測定結果を対数正規確率紙へプロットしたものを示す。防護係数の中央値は、半面マスクが146、全面マスクが663であり、作業者の95%について担保できる防護係数は、半面マスクについては12、全面マスクについては27であった。また、呼吸保護具の着用基準の基礎となっている防護係数、半面マスク：10、全面マスク：50、を満足できた作業者の割合は、それぞれ、96%, 91%であった。空気中濃度の分布としては、空気中濃度が汚染配管切断の場合には、放射性物質の空气中への移行率に比例するとして評価できることから、ここでは、この移行率の分布を用いた。移行率のデータとしては、J P D R解体実地試験でのバンドソー等を用いた機械的切断時のデータ^{1), 2)}を用いた。分布は、ほぼ対数正規分布に適合しており、中央値 $\mu=13\%$ 、幾何標準偏差 $\sigma_g=1.8$ であった。

これらの防護係数及び空気中濃度の分布から解析的に吸入濃度の分布を評価することはできないために、以下に示す防護係数と空気中濃度の乱数を用いてモンテカルロ法により、吸入濃度の分布を計算した。実測データの分布に基づく乱数を発生する場合で、分布の形をそのまま利用する場合には、分布のパラメータとして、累積確率におけるある数値（例えば、中央値）を与えて、分布を確定する必要がある。このため、空気中濃度の乱数については、平均的な値を用いる例として、分布のパラメータで、中央値を半面マスクで濃度限度の10倍、全面マスクで50倍とした分布、安全側の数値を用いる例として、95%累積値を半面マスクで濃度限度の10倍、全面マスクで50倍とした分布の合計4種類の乱数を発生した。また、防護係数の乱数については、それぞれのマスクの防護係数の分布に基づく乱数を発生した。呼吸保護具の着用基準は、空气中濃度については、核種毎に具体的な数値を設定するのではなく、法令に定められた濃度限度の倍数に基づき定められている。このため、吸入濃度は、濃度限度を1とした相対濃度で評価し、空气中濃度の分布に基づいた乱数を防護係数に基づいた乱数で割ることにより求めた。この計算は10⁴回行った。

計算結果をTable 3.3. 9 – 1 に、半面マスクについての結果をプロットしたものをFig. 3.3. 9 – 2 に示す。吸入濃度を濃度限度に基づいた相対濃度としていることから、吸入濃度が1以下であれ

ば適切な防護が行われていると判断できる。半面マスク及び全面マスクとともに、吸入濃度の分布の中央値は1以下となった。しかし、空気中濃度分布のパラメータとして中央値を半面マスク及び全面マスクでそれぞれ10及び50とした場合には、95%累積値では吸入濃度が1を超える割合は、6~11%程度となった。これに対して、空気中濃度分布のパラメータとして95%累積値を半面マスク及び全面マスクでそれぞれ10及び50とした場合には、吸入濃度の95%累積値は1以下となり、吸入濃度が1を超えたケースは、2~4%程度となった。また、吸入濃度が2以上となったケースは3%以下、10以上となったケースは、1%以下であり十分小さかった。これらのことから、呼吸保護具の防護係数及び空気中濃度の分布としてJ P D R解体実地試験で得られたデータを用いた場合には、空気中濃度の分布のパラメータとして95%累積値を用いることにより、信頼度95%で防護基準を満足する放射線管理を行えることがわかった。

(小野寺 淳一)

参考文献

- 1) 横須賀 美幸：保健物理－管理と研究－ No. 29, JAERI-M 86-132 48-49
- 2) 横須賀 美幸：保健物理－管理と研究－ No. 30, JAERI-M 87-147 168-170

Table. 3.3.9-1 Calculated relative inhalation concentration.

Mask	Distribution of radioactive concentration in air		Calculated relative concentration		Calculated cumulative probability [%]		
	distributional parameter		median	cumulative 95%	relative concentration		
	median	10	0.066	1.12	94.3	97.2	99.6
Half mask	cumulative 95%	10	0.024	0.44	97.8	98.9	99.9
Full face mask	median	50	0.085	2.15	89.3	94.6	98.2
	cumulative 95%	50	0.030	0.79	95.9	97.2	99.2

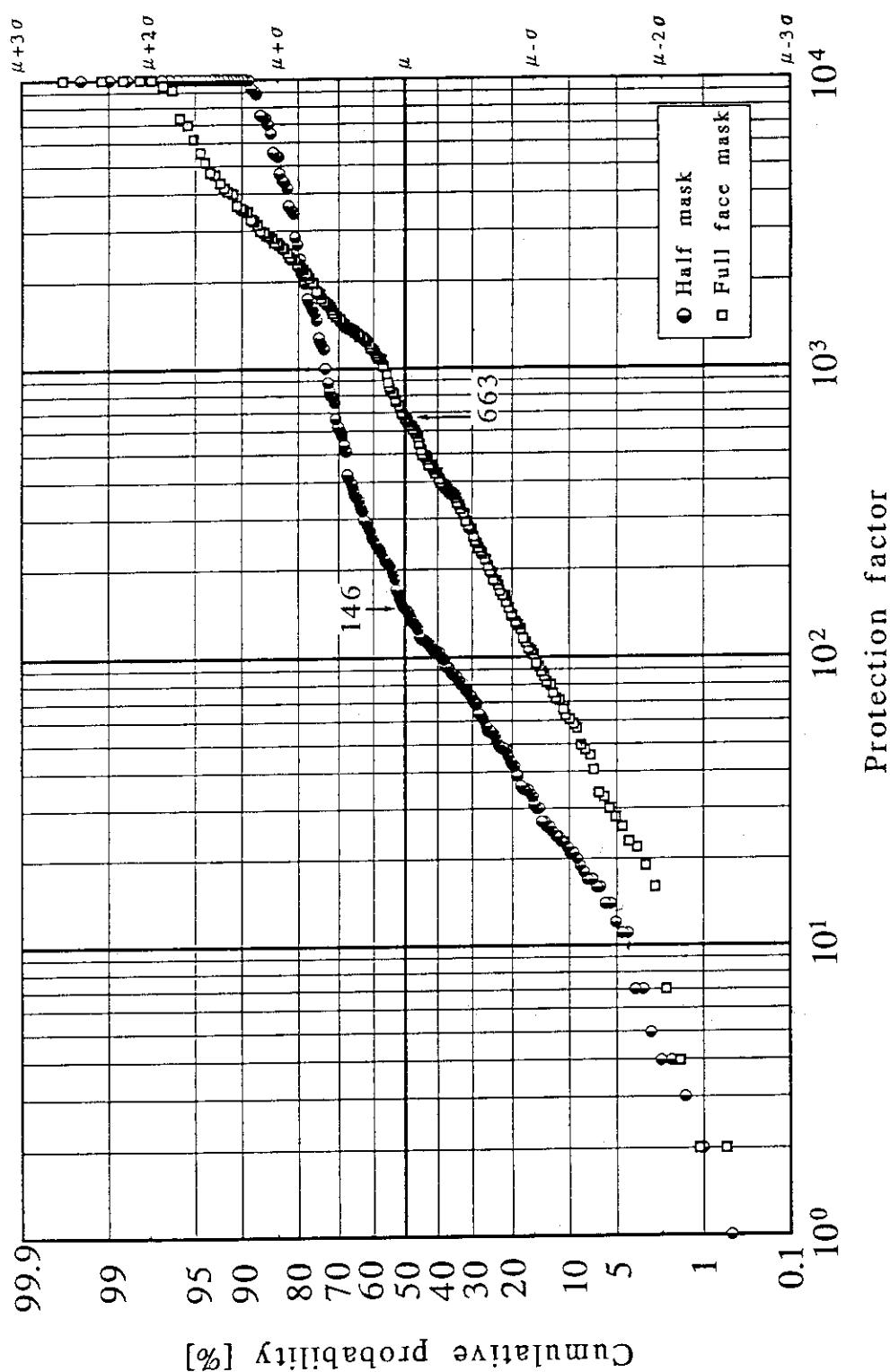


Fig. 3.3.9-1 Measured protection factors of half mask and full face mask in the JPDR decommissioning.

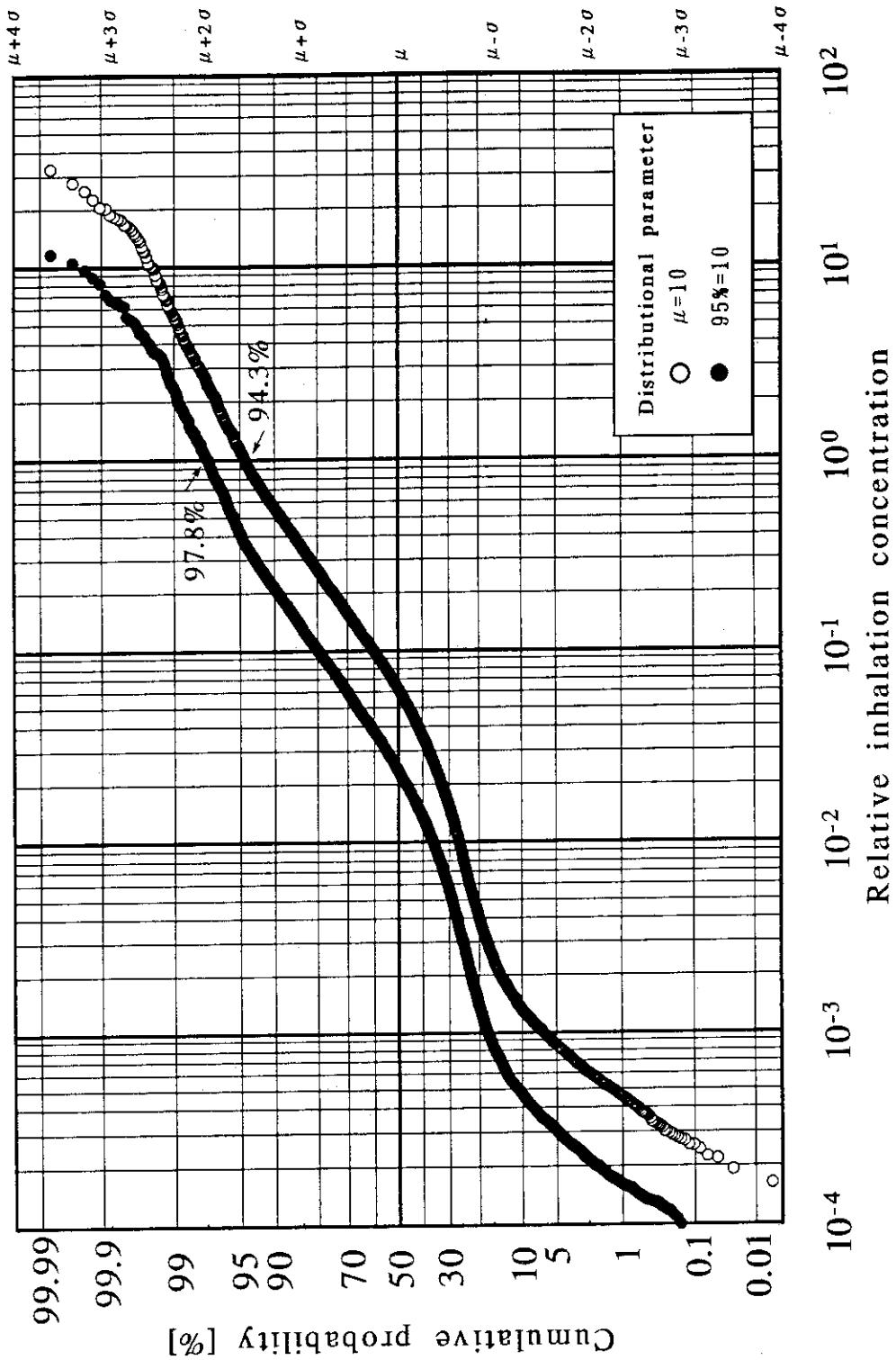


Fig. 3.3.9-2 Calculated relative inhalation concentration with half mask.

1. 外部投稿

1.1 研究・技術論文・ノート

氏名	標題	誌名
S. Kumazawa	A New Model of Shouldered Survival Curves	Environmental Health Perspectives, Supplements, Vol. 102 Suppl. 1 131-133, 1994
M. Yoshida H. Murakami K. Bingo	Preparation of Beta-ray Calibration Sources for estimating Tissue Dose from Skin Contamination	J. Nucl. Sci. Technol., 30(4) 53(1993)
M. Yoshida T. Yamamoto* Y. Wu* T. Aratani* A. Uritani* C. Mori* *名古屋大学	Direct Measurement of Gaseous Activities by Diffusion-in Long Proportional Counter Method	Nucl. Instr. Meth., A 330 158(1993)
吉田 真備 後一義	皮膚汚染を模擬した線量評価用β線源を用いたサーベイメータの校正	保健物理部 28, 187(1993)
吉田 真 呉 幼陽* 大井 義弘 千田 徹 *名古屋大学	放射性ガスモニタの放射能直接測定に基づいた校正法	Radioisotopes, 42(8), 452 (1993)
池沢 芳夫	原子力施設の空気管理	クリーンテクノロジー 3(4)
S. Simizu K. Minami	Relation Between Degree of X-ray Monochromaticity and Dose Distribution Non-uniformity of Irradiation Filed	Measurement Assurance in Dosimetry IAEA-SM-330/11 1994

1.2 総説・調査報告・解説等

氏名	標題	誌名
澤畠 啓	排水中の放射能濃度測定における試料採取に関する調査	保健物理 28(3), 368-371(1993)
河合 勝 山口 雄 佐々木 憲 片桐 浩 押野 昌 *原子力安全技術センター	日本における職業被ばくと線量低減	保健物理学会誌 Vol. 28, 203-209(1993)

氏名	標題	誌名
熊澤 蕃	放射線利用に伴うリスク II : 放射線利用とこれによる被ばく	日本原子力学会誌 35(7) 596-599(1993)
西薗竜也 中村力 池沢芳夫	J P D R解体作業時のアークソー切断時に発生するエアロゾルの特性	空気清浄 31(2), 7-12, (1993)
村上博幸 南 賢太郎	個人線量計国際相互比較	Radioisotopes Vol. 42, No. 11 (1993)
石川達也* 村上博幸 南 賢太郎 *東芝硝子(株)	個人線量測定用ガラス線量計の基本特性	フィルムパッジニュース No. 200(1993)
綿貫孝司 田島好弘	緊急時のための体制と措置等II 「原研高崎研究所における防護活動体制と訓練の実際の例」	ISOTOPE NEWS (Jul. 93, No. 469)

2. JAERI-Mレポート

氏名	標題	レポートNo.
村田幹生 木内伸幸 横山須美	HTO Emission from Contaminated Surfaces and Distribution in the Environmental Media : Summary of Data Collected during Field Study in Canada in July 1992(I)	JAERI-M 94-065 (1994)
加藤正芳 梁瀬平晃	海岸土壤及びコンクリート粉に対するコンクリート廃棄物中放射性核種の分配係数	JAERI-M 93-113 (1993)

3. 所 内 資 料

氏 名	標 題	年 月
河原井 邦吉 三澤倉 富吉 澤持 勝彦 高橋 健志 佐々木 雄一 井吉 紀彦 浦富 彰彦 持藤 康志 橋幸 健一 佐々木 幸男	J R R - 2 における放射線管理記録	1993年 5月
木内伸幸 加藤正平	重建設機械運転による海岸砂攪乱に伴う被ばく評価のための 発塵実験	1993年 7月
H. Murakami H. Tachibana K. Minami	Personal Dosimetry in JAERI and Results of IAEA Intercomparison for Individual Monitoring	1993年 9月
山本峯澄* *大洗研管理部	放射性同位元素の使用・保管等の記帳ソフトの開発	1993年 9月
小野寺淳一 山口武憲 遠藤章 重田幸博 西園竜也	高度化放射線管理システムの開発（I） 知識ベースの概念設計	1993年12月
西佐酒岩村浩一 ^{*1} 阿松渡井原俊征 ^{*1} 渡辺秀陽 ^{*2} *1高崎研イオン 工学計画課 *2理経(株)	イオン照射研究施設における放射線管理ソフトウェアの開発	1994年 3月
東海研 保健物理部	放射線管理季報（平成4年度第4四半期） No. 116	1993年 6月
東海研 保健物理部	放射線管理季報（平成5年度第1四半期） No. 117	1993年 8月
東海研 保健物理部	放射線管理季報（平成5年度第2四半期） No. 118	1993年12月
東海研 保健物理部	放射線管理季報（平成5年度第3四半期） No. 119	1994年 2月
那珂研 安全管理課	安全衛生管理状況報告書（平成4年度第4四半期）	1993年 5月
那珂研 安全管理課	安全衛生管理状況報告書（平成5年度第1四半期）	1993年 8月

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5年度第2四半期）	1994年 1月
那珂研 安全管理課	安全衛生管理状況報告書（平成5年度第3四半期）	1994年 3月
高崎研 安全管理課	安全衛生管理状況報告書（平成4年度第4四半期）	1993年 7月
高崎研 安全管理課	安全衛生管理状況報告書（平成5年度第1四半期）	1993年 9月
高崎研 安全管理課	安全衛生管理状況報告書（平成5年度第2四半期）	1993年12月
高崎研 安全管理課	安全衛生管理状況報告書（平成5年度第3四半期）	1994年 3月
高崎研 安全管理課	放射線管理季報（平成4年度第4四半期）	1992年 6月
高崎研 安全管理課	放射線管理季報（平成5年度第1四半期）	1993年 9月
高崎研 安全管理課	放射線管理季報（平成5年度第2四半期）	1993年11月
高崎研 安全管理課	放射線管理季報（平成5年度第3四半期）	1994年 2月
大洗研 放射線管理課	大洗研究所放射線管理状況報告書 (昭和62年度～平成3年度)	1993年10月
大洗研 放射線管理課	大洗研究所放射線管理季報 (平成4年度第4四半期) No. 15-4	1993年 7月
大洗研 放射線管理課	大洗研究所放射線管理季報 (平成5年度第1四半期) No. 16-1	1993年 9月
大洗研 放射線管理課	大洗研究所放射線管理季報 (平成5年度第2四半期) No. 16-2	1993年12月
大洗研 放射線管理課	大洗研究所放射線管理季報 (平成5年度第3四半期) No. 16-3	1994年 3月

4. 口頭発表及び講演

氏名	標題	学会名等
水下誠一	Whole-Body Counterによる内部被ばく線量評価	第21回放医研環境セミナー(千葉)
神梶大遠池 永本貫藤沢 博与孝章芳	史一哉 低エネルギー β 線放出核種に対する活性炭素繊維フィルタの捕集効率の評価方法	第11回空気清浄とコンタミネーションコントロール大会 1994年4月(東京)
村田幹生	トリチウムガス(HT)の野外実験に基づく線量当量換算係数等の推算	日本保健物理学会第28回研究発表会 1993年5月(福岡)
小野寺淳一 小山口藤田重西	一憲 章博也 放射線管理事例データベースの構築及び事例の要因解析	日本保健物理学会第28回研究発表会 1993年5月(福岡)
原池田 澤本 浅坂宣芳 野本幸夫 *1大型放射光施設開発室 *2遮蔽研究室	康芳裕典夫雄 ^{*1} 宣芳裕典夫 ^{*2} 線量当量評価用パソコン版核種評価(ORIGEN2)及び遮蔽計算(QAD-G33)コードの開発	日本保健物理学会第28回研究発表会 1993年5月(福岡)
菊遠三井地藤浦沢永池山	正光史治史夫路 電子リニアックで生成される ^{13}N 、 ^{15}O のモニタリング (その1)モニタリング用活性炭繊維(ACF)フィルタの捕集性能	日本保健物理学会第28回研究発表会 1993年5月(福岡)
遠菊三井地藤浦沢永池	正光史治史夫 電子リニアックで生成される ^{13}N 、 ^{15}O のモニタリング (その1) ^{13}N 、 ^{15}O の化学形分析	日本保健物理学会第28回研究発表会 1993年5月(福岡)
勝富西小野寺中北 *新菱冷熱工業	田居蘭博竜淳一 博行也 JPDR解体作業時の塵埃飛散率等の測定(6) —削岩棧等で発生する塵埃—	日本保健物理学会第28回研究発表会 1993年5月(福岡)

氏名	標題	学会名等
富西面仁 居瀬平 澤中 竜伸 平村 也敦 力圭 長谷川佑	J P D R解体における放射線管理(8) —解体実地試験の管理IV—	日本保健物理学 会第28回研究発 表会 1993年5月 (福岡)
山口恭弘	光子及び中性子外部被ばくに対する実効線量換算係数	日本保健物理学 会第28回研究発 表会 1993年5月 (福岡)
清水滋 南賢太郎 根本久一 黒沢浩 *放射線計測協会	校正用治具材料の熱中性子散乱	日本保健物理学 会第28回研究発 表会 1993年5月 (福岡)
石川達也 村上博幸 南賢太郎 *東芝硝子(株)	原子炉を利用したガラス線量計の熱中性子線に対する 特性試験	日本保健物理学 会第28回研究発 表会 1993年5月 (福岡)
西薦竜也 小野寺淳一 居中博行 富田力 長谷川圭佑 北野匡四郎	Protection Measures and Analysis of Occupational Exposure during the JPDR Main Structures Dismantling	Health Physics Society Annual Meeting 1993年7月 (アトランタ)
野口宏	Conversion of Tritium Gas to Tritiated Water in Air	Physics and Technology of Tritium for Fusion Reactors 1993年9月 (イタリア)
山本英明	放射線防護に関する法令情報データベースシステムの開発	日本原子力学会 秋の大会 1993年10月 (神戸)
天野光 小林義威 村田幹生 *環境安全研究部	原子力施設周辺HTO汚染場を利用したトリチウム野外挙動 実験(1992年7月カナダ) (1) チョークリバーサイトでの実験を中心として	日本原子力学会 秋の大会 1993年10月 (神戸)
横木山内須美 村田伸幸 天野光 *環境安全研究部	原子力施設周辺HTO汚染場を利用したトリチウム野外挙動 実験(1992年7月カナダ) (2) ピッカリングサイトでの実験を中心として	日本原子力学会 秋の大会 1993年10月 (神戸)

氏名	標題	学会名等
桜井 大八郎 ^{*1} 梅村 照男 ^{*2} 田辺 博三 ^{*3} 原芳彦 ^{*4} 藤田 和彦 ^{*5} 木薙 龍也	解体廃棄物再利用のための処理システムの検討(2) 金属廃棄物の再利用 *1新日鉄 *2三菱マテリアル *3神戸製鋼 *4NKK *5原子力安全技術センター	日本原子力学会 秋の大会 1993年10月 (神戸)
江渡 守克 ^{*1} 渡立 守成 ^{*2} 岩守 正明 ^{*3} 大藤 芳久 ^{*4} 藤木 和夫 ^{*5} 西薙 龍也	解体廃棄物再利用のための処理システムの検討(3) コンクリート廃棄物の再利用 *1鹿島建設 *2清水建設 *3大成建設 *4日揮 *5原子力安全技術センター	日本原子力学会 秋の大会 1993年10月 (神戸)
吳森 幼陽 [*] 瓜宮 千鶴夫 [*] 谷原 章 [*] 吉田 洋 [*] *名古屋大学	電荷分離式位置検出型比例計数管における計数ガス圧力と 位置信号との関係	日本原子力学会 秋の大会 1993年10月 (神戸)
熊澤 蕃	仮想上制御可能と考えた放射性崩壊のある定式化	日本原子力学会 春の大会 1994年(筑波)
広田 和広 [*] 森千鶴夫 [*] 瓜谷 章 [*] 柳田 勝男 [*] 吉田 真 [*] *名古屋大学	R I 表面汚染分布測定用可搬型大面積2次元位置検出器 の開発	日本原子力学会 春の大会 1994年(筑波)
吉田 真 [*] 吳幼陽 [*] 千田 徹 [*] 大井 義弘 [*] *名古屋大学	放射性ガスの放射能の直接測定に基づく通気型電離箱の校正	第30回理工学に おける同位元素 研究発表会 (東京)
山口 恭弘	職業上の被ばくにおける母体と胎児の外部被ばく線量評価	第30回理工学に おける同位元素 研究発表会 (東京)
清水 滋 南 賢太郎	衣服及び手袋によるβ線吸収線量率の減弱	第30回理工学に おける同位元素 研究発表会 (東京)
片桐 浩 小林 秀雄	Centralized Environmental Radiation Monitoring System of JAERI	IRPA Asia Congress on Radiation Protection 1993年10月 (中国)
藪田 肇 重澤 幸博 澤田 啓佑 長谷川 圭佑	Advanced Dust Monitoring System Applied to New TRU Handling Facility of JAERI	Asia Congress on Radiation Protection 1993年10月 (北京)

氏名	標題	学会名等
木内伸幸 泉芳夫	Mask-Man Test Method and Protection Factors at Full-Face Mask at JAERI(I)	第6回呼吸保護具に関する国際会議 1993年11月(東京)
木内伸幸 泉芳夫	Mask-Man Test Method and Protection Factors at Full-Face Mask at JAERI(II)	第6回呼吸保護具に関する国際会議 1993年11月(東京)
山本英明 片桐浩雄 小林秀雄	Japanese Criteria for No-Evacuation, Emergency Planning, Dose/Release Limits	ITER Technical Meeting on Safety, Environment, and Licensing 1993年11月(米国)
中村力	Radiation Control Experience during the JPDR Decommissioning	Symposium on Radiation Protection in Decommissioning and Removal of Nuclear Facilities(ドイツ)
S. MIZUSHITA M. UCHIYAMA* ¹ K. NINOMIYA* ² *1動力炉・核燃料開発事業団 *2放射線医学総合研究所	Calibration Study of Whole-body Counters for ¹³⁷ Cs in the Body using Different Phantoms carried out by the Cooperation Program between Japan and Ukraine - Interim Summary of the Study in 1989-1993 -	International Workshop on Assessment of the Health and Environmental Impact from Radiation Doses due to Released Radionuclides(千葉)
K. Minami	Calibration System for Photon Dose and Present status of Measuring Instruments for Radiation Protection in Japan	IEC/TC 45 京都会議(京都)
南賢太郎	放射線利用における安全対策 -規格・基準について-	第21回日本アイソトープ放射線総合会議
村上博幸	放射線測定器の校正	第2回関東主任者セミナー(東京)
熊澤蕃	混成平均の定義と応用	応用統計学会
熊澤蕃	マイナス影響を低減するいくつかの現象の統計的解釈	第15回応用統計シンポジウム
熊澤蕃	ガンマ線照射によるヒト精子染色体異常の線量-反応関係	日本放射線影響学会第36回大会

氏名	標題	学会名等
S. Shimizu K. Minami	Relation Between Degree of X-rays Monochromaticity and Dose Distribution Non-uniformity of Irradiation Field	Int. Symposium on Measurement Assurance in Dosimetry, 1993 (AUSTRIA)

5. 特許申請及び登録

今年度出願なし

6. 受託調査・研究

相手方	標題	実施課室
動力炉・核燃料開発事業団	γ線基準照射設備の品質保証技術の標準化に関する調査(Ⅱ)	線量計測課

7. 講師招へい(講演)

今年度講師招へいなし

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
運輸省運輸政策局 放射性物質安全輸送講習会	2	(財)放射線計測協会 放射線管理入門講座 放射線管理・計測講座 放射線業務従事者教育訓練 原子力教養講座	11 10 5 3
石川県 原子力防災医療講座	1		
宮城県・福井県 原子力防災入門講座	2	(財)原子力安全技術センター 第2種放射線取扱主任者講習	2
青森県 原子力防災研修会	1	放射線取扱主任者免除に係わる 講習会	1
放射線障害防止中央協議会 放射線安全管理講習会	1	緊急時モニタリング初級講座	4
放射線医学総合研究所 緊急時における線量評価安全への対応	2	原子力防災職種別講座	1
放射線による健康及び環境への 影響に関するワークショップにおける講演	2		

9. 所内研修コースへの協力

(1単位は80分)

コ 一 ス 名	講義・実習	単位数又は時間	講師人数(延)
RI・原子炉研修所 〔原子炉研修部門〕 一般課程(第50回)	講 義	8単位	6人
保健物理専門課程(第25回)	講 義 実 験 実 習	41単位 86単位 4単位	22人 15人 8人
放射線防護専門課程(第12回)	講 実 義 験	28単位 104単位	18人 14人
原子炉工学課程(第2回)	講 義	2単位	2人
原子力防災対策講座(第25～第26回)	講 実 義 習	2単位 18単位	2人 4人
原子力防災入門講座(第144～第157回)	講 義	141単位	19人
放射性廃棄物管理講座(第15回)	講 義	2単位	2人
原子力入門講座(第20回)	講 義	8単位	7人
〔RI研修部門〕 基礎課程(第238～第241回)	講 義	8単位	2人
専門課程(第207回) 放射線管理コース	講 実 義 習	5単位 4単位	5人 1人
" (第209回) ラジオアイソトープコース	講 義	2単位	1人
" (第211回) 環境放射能測定コース	講 義	1単位	1人
第1種放射線取扱主任者講習(第60～第64, 66回)	講 義	17時間	2人
第1種作業環境測定士講習(第19回)	実 習	2時間	1人

編集後記

今回の編集作業において、用語の統一という課題とともに、全角文字、半角文字といったワードプロセッサ固有の書式の統一の必要性があると考えられる。特に、数字については、半角、全角の区別は、出力された原稿からチェックすることは困難であるため、事前に執筆者に執筆要綱を配布して統一を図る必要があり、今期編集委員会において執筆要綱の見直しを行った。次期からは見直した執筆要綱に基づき原稿を作成することにより、編集作業の効率化が図られると思われる。

(西薦 記)

編集委員

委員長 南 賢太郎（東海研究所、保健物理部次長）
副委員長 望月 民三（　　〃　　、放射線管理第2課）
幹事 西薦 竜也（　　〃　　、放射線管理第3課）
委員 橋 晴夫（　　〃　　、放射線管理第1課）
　　関 武雄（　　〃　　、個人線量管理課）
　　村上 博幸（　　〃　　、線量計測課）
　　新野 二男（那珂研究所、安全管理課）
　　古田 敏城（高崎研究所、安全管理課）
　　佐藤 一弘（大洗研究所、放射線管理課）
　　上野 正幸（むつ事業所、保安管理課）
事務局 藤井 三樹夫（東海研究所、保健物理業務課）
　　大澤 政雄（　　〃　　、　　〃　　）
　　小川 賢二（　　〃　　、　　〃　　）