

JAERI-Review

97-016



保健物理－管理と研究－No.39  
(1996年度)

1997年12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  
関西研究所管理部寝屋川事務所  
むつ事業所管理部保安管理課

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

本レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。

入手の問合せは、日本原子力研究所研究情報部研究情報課（〒319-11 茨城県那珂郡東海村）あて、  
お申し越しください。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 report is issued irregularly.

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

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1997

---

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

保物物理－管理と研究－No.39

(1996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  
関西研究所管理部寝屋川事務所  
むつ事業所管理部保安管理課

(1997年10月2日受理)

本報は、日本原子力研究所の保物物理部門の業務に関する1996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、関西研究所及びむつ事業所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、1995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、環境放射線監視では、動燃東海事業所のアスファルト固化処理施設の火災・爆発事故の影響により、大洗研究所において空気中塵埃に微量のセシウムが検出されたが、その他は異常は認められなかった。

技術研究業務については、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、中性子外部被ばくに対する個人線量の解析、放射線測定器の校正法、トリチウムの挙動及び環境影響評価等の幅広い分野にわたる研究を実施した。

Health Physics in JAERI, No. 39  
(April 1, 1996 ~ March 31, 1997)

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  
Neyagawa Office, Kansai Research Establishment  
Operation Safety Administration Division, Mutsu Establishment

Japan Atomic Energy Research Institute

(Received October 2, 1997)

In the annual report No.39 (fiscal 1996) are described the activities of health physics in Tokai Research Establishment, Naka Fusion Research Establishment, Takasaki Radiation Chemistry Research Establishment, Oarai Research Establishment, Kansai Research Establishment and Mutsu Establishment.

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 except for a slight amount of radioactive cesium in a dust sample at Oarai Research Establishment attributable to the fire and explosion (March 11, 1997) at the Asphalt Bituminization Treatment Facility at the Tokai Works of Power Reactor & Nuclear Fuel Development Corporation.

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 .....	7
A. 1.1 概 要 .....	7
A. 1.2 管理区域 .....	8
A. 1.3 排気及び排水の管理データ .....	17
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 .....	28
A. 1.5 放射性汚染及び被ばく .....	30
A. 1.6 放射性同位元素の保有状況 .....	30
1 A. 2 個人被ばく線量当量の管理 .....	35
A. 2.1 概 要 .....	35
A. 2.2 外部被ばく線量当量の管理 .....	36
A. 2.3 内部被ばく線量当量の管理 .....	41
A. 2.4 個人被ばく線量当量等の登録管理 .....	43
A. 2.5 内部被ばくに係る放射線作業状況調査結果 .....	44
1 A. 3 施設の放射線管理 .....	46
A. 3.1 概 要 .....	46
A. 3.2 廃棄物処理処分開発棟管理区域解除工事における放射線管理 .....	47
A. 3.3 再処理特別研究棟解体実地試験における放射線管理 .....	48
A. 3.4 LSCによる <sup>90</sup> Sr濃度測定時の <sup>60</sup> Co, <sup>137</sup> Csの計数寄与 .....	51
A. 3.5 加速器地区における放射線管理用モニタ集中監視システムの整備と運用経験 .....	54
A. 3.6 ホットラボ施設における気体状 <sup>125</sup> Sbの放出調査 .....	58
A. 3.7 Mo-99製造設備撤去工事における放射線管理 .....	60
A. 3.8 放射性汚染等の概況 .....	64
1 A. 4 環境放射能の管理 .....	65
A. 4.1 概 要 .....	65
A. 4.2 環境放射線のモニタリング .....	66
A. 4.3 環境試料のモニタリング .....	74
A. 4.4 排気、排水及び環境試料の化学分析 .....	84
A. 4.5 環境放射線モニタリングへのガラス線量計の適用性について .....	87
1 A. 5 放射線計測器の管理 .....	89

A.5.1 概 要 .....	89
A.5.2 サーベイメータ等の管理 .....	90
A.5.3 放射線モニタ等の管理 .....	91
A.5.4 放射線管理試料の計測 .....	92
 1 B 那珂研究所	
1 B.1 放射線管理 .....	94
B.1.1 概 要 .....	94
B.1.2 個人被ばく線量当量の管理 .....	95
B.1.3 施設の放射線管理 .....	96
B.1.4 環境放射能の管理 .....	99
B.1.5 放射線計測器の管理 .....	101
 1 C 高崎研究所	
1 C.1 放射線管理 .....	102
C.1.1 概 要 .....	102
C.1.2 個人被ばく線量当量の管理 .....	102
C.1.3 施設の放射線管理 .....	103
C.1.4 環境放射線の監視 .....	103
C.1.5 放射線計測器の管理 .....	103
 1 D 大洗研究所	
1 D.1 総 括 .....	110
D.1.1 概 要 .....	110
D.1.2 管理区域 .....	111
D.1.3 排気及び排水の管理データ .....	112
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 .....	117
D.1.5 放射性汚染及び被ばく .....	118
D.1.6 放射性同位元素の保有状況 .....	118
1 D.2 個人被ばく線量当量の管理 .....	120
D.2.1 概 要 .....	120
D.2.2 外部被ばく線量当量の管理 .....	120
D.2.3 内部被ばく線量当量の管理 .....	121
1 D.3 施設の放射線管理 .....	124
D.3.1 概 要 .....	124
D.3.2 試験済金相試験用試料の貯蔵処理作業における放射線管理 .....	125

D. 3.3 水力ラビット照射装置の更新作業における放射線管理 .....	126
D. 3.4 J M T R C解体時における放射線管理 .....	128
D. 3.5 廃棄物管理施設における被ばく低減の検討 .....	129
1 D. 4 環境放射能の管理 .....	131
D. 4.1 概 要 .....	131
D. 4.2 環境放射線のモニタリング .....	131
D. 4.3 環境試料のモニタリング .....	134
1 D. 5 放射線計測器の管理 .....	139
D. 5.1 概 要 .....	139
D. 5.2 サーベイメータ等の管理 .....	139
D. 5.3 放射線モニタ等の管理 .....	140
D. 5.4 放射線管理試料の計測 .....	141
 1 E 関西研究所	
1 E. 1 放射線管理 .....	144
E. 1.1 概 要 .....	144
E. 1.2 大型放射光施設放射線監視設備の概要 .....	145
E. 1.3 大型放射光施設におけるバックグラウンド調査 .....	149
E. 1.4 関西研究所の放射性同位元素等使用廃止に係る措置について .....	155
 1 F むつ事業所	
1 F. 1 放射線管理 .....	157
F. 1.1 概 要 .....	157
F. 1.2 管理区域 .....	158
F. 1.3 個人被ばく線量当量の管理 .....	159
F. 1.4 施設の放射線管理 .....	162
F. 1.5 環境放射能の管理 .....	165
F. 1.6 放射線計測器の管理 .....	176
 2. 技術開発	
2. 1 個人被ばく線量当量の管理 .....	179
2. 1.1 概 要 .....	179
2. 1.2 内部被ばく線量評価コードの開発・整備（2） .....	180
2. 1.3 トリチウム摂取による預託実効線量当量と預託実効線量の比較 .....	183
2. 1.4 尿中トリチウム検査に使用する液体シンチレータの性能比較 .....	185

2.1.5 液体シンチレーションカウンタを用いた尿中全 $\beta$ 放射能測定のための試料調製法の検討	190
2.2 施設の放射線管理	193
2.2.1 概要	193
2.2.2 液体シンチレーションカウンタによる $\alpha$ $\beta$ 弁別測定	194
2.2.3 高度化放射線管理システムの開発（5）	197
2.2.4 放射線管理情報の遠隔監視	199
2.3 放射線管理計測	200
2.3.1 概要	200
2.3.2 液体シンチレータの比較測定	201
2.3.3 熱中性子校正場中の中速及び速中性子成分の影響評価	203
2.3.4 X線スペクトルの平均エネルギー評価	206
2.3.5 簡易型モニタリングポストの開発	208
2.3.6 EDTAによるカルシウムとストロンチウムの分離法	210
<b>3. 研究</b>	
3.1 放射線管理計測	217
3.1.1 概要	217
3.1.2 ガスモニタ校正用パルス注入実験系の特性評価	218
3.1.3 高エネルギー光子に対する実効線量の計算	221
3.1.4 光子外部被ばくにおける歯の線量と実効線量の関係	223
3.1.5 光核反応で生成される $^{13}\text{N}$ , $^{15}\text{O}$ の化学形の評価	226
3.2 環境放射線管理技術	228
3.2.1 概要	228
3.2.2 局所環境中トリチウム挙動評価モデルの開発	229
3.2.3 ビニールハウス内重水放出実験における土壤沈着重水の大気への再放出（2）	231
3.2.4 原子力施設の再利用に伴う公衆の被ばく評価	233
3.2.5 再処理施設緊急時環境モニタリングシステム調査（1）	234
<b>付録</b>	
1. 外部投稿	237
2. JAERI-(Research, Data/Code, Tech, Review, Conf)レポート	239
3. 所内資料	240
4. 口頭発表及び講演	242
5. 特許申請及び登録	246
6. 受託調査・研究	246

7. 講師招へい（講演） .....	246
8. 所外研修コースへの協力 .....	246
9. 所内研修コースへの協力 .....	247

## Contents

## 1. Radiation Control

## 1A Tokai Research Establishment

1A.1 General .....	7
A.1.1 Summary .....	7
A.1.2 Controlled Areas .....	8
A.1.3 Release of Radioactive Gaseous and Liquid Wastes .....	17
A.1.4 Effective Dose Equivalent due to Radioactive Noble Gases and Liquid Effluents in Environment .....	28
A.1.5 Radiological Incidents .....	30
A.1.6 Inventory of Radioisotopes .....	30
1A.2 Individual Monitoring .....	35
A.2.1 Summary .....	35
A.2.2 Monitoring for External Exposure .....	36
A.2.3 Monitoring for Internal Exposure .....	41
A.2.4 Registration of Personnel Exposure .....	43
A.2.5 The Results of Unsealed RI Handling Survey for Internal Exposure Examination .....	44
1A.3 Radiation Monitoring in Facilities .....	46
A.3.1 Summary .....	46
A.3.2 Radiation Monitoring for Work on Release of Controlled Area in Waste Management and Disposal Laboratory .....	47
A.3.3 Radiation Monitoring on Dismantling Work of Glove Boxes in Reprocessing Facility .....	48
A.3.4 Contribution of $^{60}\text{Co}$ and $^{137}\text{Cs}$ to $^{90}\text{Sr}$ Measurement with Liquid Scintillation Counter .....	51
A.3.5 Renewal of Centralized Radiation Monitoring System in Accelerator Facilities Area and its Practical Use Experience ..	54
A.3.6 Investigation of Gaseous $^{125}\text{Sb}$ Released from Hot Laboratory ..	58
A.3.7 Radiation Monitoring on the Removal of $^{99}\text{Mo}$ Process Facilities in Radioisotope Production Laboratory .....	60
A.3.8 Unexpected Radiation Exposures and Surface Contaminations ..	64
1A.4 Environmental Monitoring .....	65
A.4.1 Summary .....	65
A.4.2 Monitoring for Environmental Radiation .....	66
A.4.3 Monitoring for Environmental Samples .....	74
A.4.4 Chemical Analysis for Released Radioactive Materials and Environmental Samples .....	84

A.4.5 Application of Glass Dosimeter for Environmental Radiation Monitoring .....	87
1A.5 Maintenance of Monitors and Survey Meters.....	89
A.5.1 Summary .....	89
A.5.2 Maintenance of Survey Meters .....	90
A.5.3 Maintenance of Monitors .....	91
A.5.4 Measurement of Radioactivity in Samples .....	92
1B Naka Fusion Research Establishment	
1B.1 Radiation Monitoring .....	94
B.1.1 Summary .....	94
B.1.2 Individual Monitoring .....	95
B.1.3 Radiation Monitoring in Facilities .....	96
B.1.4 Environmental Monitoring .....	99
B.1.5 Maintenance of Monitors and Survey Meters .....	101
1C Takasaki Radiation Chemistry Research Establishment	
1C.1 Radiation Monitoring .....	102
C.1.1 Summary .....	102
C.1.2 Individual Monitoring .....	102
C.1.3 Radiation Monitoring in Facilities .....	103
C.1.4 Environmental Monitoring .....	103
C.1.5 Maintenance of Monitors and Survey Meters .....	103
1D Oarai Research Establishment	
1D.1 General .....	110
D.1.1 Summary .....	110
D.1.2 Controlled Areas .....	111
D.1.3 Releases of Radioactive Gaseous and Liquid Wastes .....	112
D.1.4 Effective Dose Equivalent due to Radioactive Noble Gases and Liquid Effluents in Environment .....	117
D.1.5 Radiological Incidents .....	118
D.1.6 Inventory of Radioisotopes .....	118
1D.2 Individual Monitoring .....	120
D.2.1 Summary .....	120
D.2.2 Monitoring for External Exposure .....	120
D.2.3 Monitoring for Internal Exposure .....	121

1D.3	Radiation Monitoring in Facilities .....	124
D.3.1	Summary .....	124
D.3.2	Radiation Control on the Disposal and Storage Process of the Specimens after Metallurgical Examination .....	125
D.3.3	Radiation Control on the Renewal Work of Hydraulic Rabbit Irradiation Apparatus .....	126
D.3.4	Radiation Monitoring on the Decommission of JMTRC .....	128
D.3.5	Effect of Dose Reduction for Working Process of Waste Treatment .....	129
1D.4	Environmental Monitoring .....	131
D.4.1	Summary .....	131
D.4.2	Monitoring for Environmental Radiation .....	131
D.4.3	Monitoring for Environmental Samples .....	134
1D.5	Maintenance of Monitors and Survey Meters .....	139
D.5.1	Summary .....	139
D.5.2	Maintenance of Survey Meters .....	139
D.5.3	Maintenance of Monitors .....	140
D.5.4	Measurement of Radioactivity in Samples .....	141
1E	Kansai Research Establishment	
1E.1	Radiation Monitoring .....	144
E.1.1	Summary .....	144
E.1.2	Radiation Monitoring System for the SPring-8 .....	145
E.1.3	Survey of Back-ground Radiation and Radioactivity at the SPring Site .....	149
E.1.4	Measures Concerning Abolition of License for Use .....	155
1F	Mutsu Establishment	
1F.1	Radiation Monitoring .....	157
F.1.1	Summary .....	157
F.1.2	Controlled Areas .....	158
F.1.3	Individual Monitoring .....	159
F.1.4	Radiation Monitoring in Facilities .....	162
F.1.5	Environmental Monitoring .....	165
F.1.6	Maintenance of Monitors and Survey Meters .....	176
2.	Technical Development	
2.1	Individual Monitoring .....	179
2.1.1	Summary .....	179

2.1.2 Development of Internal Dose Estimation System Code(2) .....	180
2.1.3 Comparison of Committed Effective Dose Equivalent with Committed Effective Dose to Intaked Tritium .....	183
2.1.4 Intercomparison of Tritium Detection Efficiency in Urine Using Some Liquid Scintillation Cocktails .....	185
2.1.5 Sample Preparation for Measurement of Total-beta Activity in Urine by Liquid Scintillation Counter .....	190
2.2 Radiation Monitoring in Facilities .....	193
2.2.1 Summary .....	193
2.2.2 $\alpha$ $\beta$ Discrimination Measurement in Liquid Scintillation Counter .....	194
2.2.3 Development of Advanced Radiation Control Support System (5) .....	197
2.2.4 Remote Monitoring on Radiation Control Information .....	199
2.3 Radiation Measurements for Radiation Protection .....	200
2.3.1 Summary .....	200
2.3.2 Comparison of Liquid Scintillation Cocktails .....	201
2.3.3 Evaluation of Influence of Intermediate and Fast Neutrons Mixed in a Thermal Neutron Calibration Field .....	203
2.3.4 Evaluation of Mean X-ray Energies in Spectral Distributions .....	206
2.3.5 Development of Portable Monitoring Post .....	208
2.3.6 A Method for Separation of Calcium and Strontium Using EDTA .....	210
 3. Research	
3.1 Radiation Measurements for Radiation Protection .....	217
3.1.1 Summary .....	217
3.1.2 Evaluation of Pulse-like Injection System for Calibration of Gas Monitors .....	218
3.1.3 Calculation of Effective Doses for High Energy Photons .....	221
3.1.4 Correlation between Teeth Dose and Effective Dose for External Photon Exposure .....	223
3.1.5 Evaluation of Chemical Compositions of $^{13}\text{N}$ and $^{15}\text{O}$ Generated by the ( $\gamma$ ,n) Reaction .....	226
3.2 Environmental Monitoring Techniques .....	228
3.2.1 Summary .....	228
3.2.2 Development of Tritium Local Environment Transfer Model .....	229

3.2.3 Reemission of Heavy Water Deposited on Soil Surface to the Atmosphere (2).....	231
3.2.4 Modeling of Public Exposure from Unrestricted Release of Nuclear Sites .....	233
3.2.5 Development of Environmental Radiation Monitoring System for the Emergency of Nuclear Fuel Reprocessing Plant(1) .....	234

Appendix

1. Journal Papers .....	237
2. Papers Published as JAERI-(Research,Data/Code,Tech,Review,Conf) Report .....	239
3. Papers Published as Internal Report .....	240
4. Oral Presentations .....	242
5. Patents .....	246
6. Entrusted Works .....	246
7. Lectures by Outside Persons .....	246
8. Training Courses for Outside Organizations .....	246
9. Training Courses in JAERI .....	247

## まえがき

東海研究所、那珂研究所、高崎研究所、大洗研究所、関西研究所及びむつ事業所における保健物理部門の1996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及び事業所の組織を次頁に示す。

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、1995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。

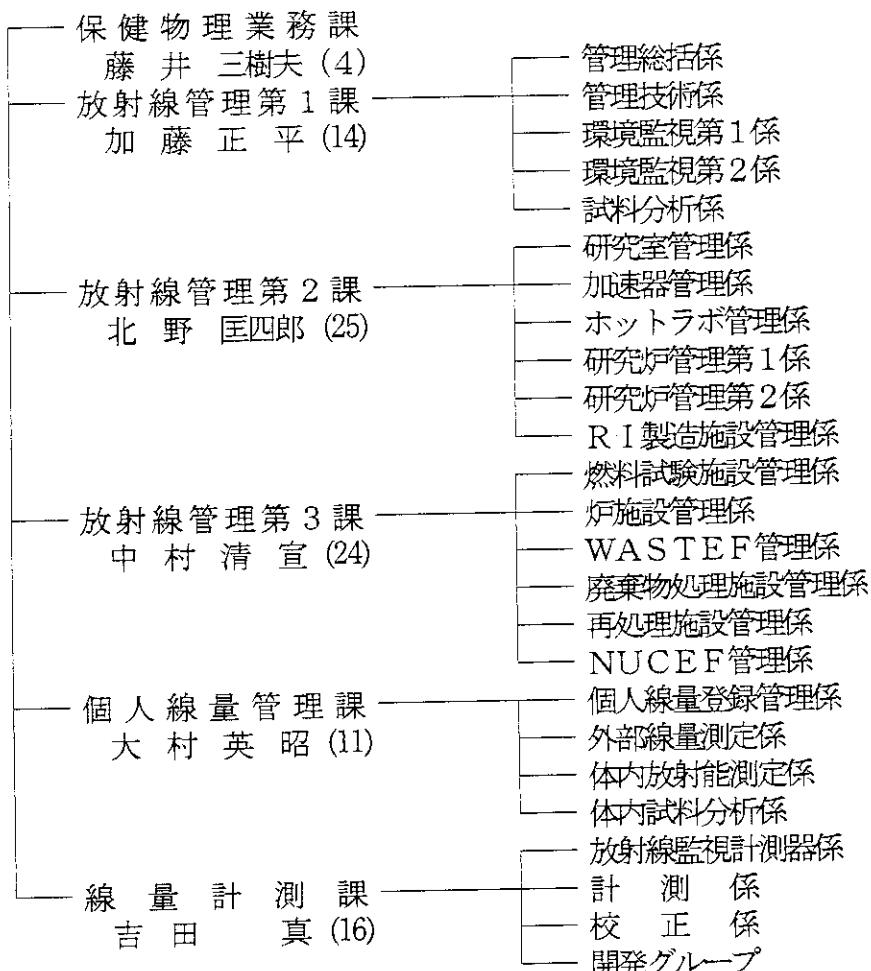
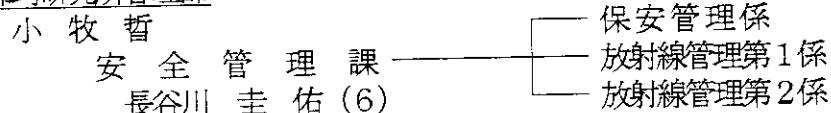
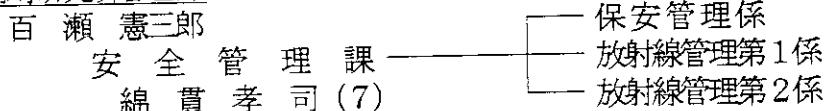
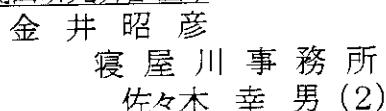
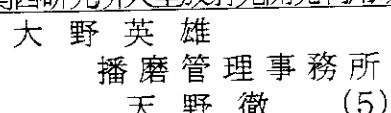
技術開発業務については、管理業務に密接に関連する個人被ばく線量の測定・評価、施設の放射線管理、環境放射能の管理、放射線計測等に関する技術開発を継続実施した。技術開発に係る主な成果を技術開発の章に示す。

研究業務については、高エネルギー光子に対する被ばく線量解析、放射線測定器の校正法、トリチウムの挙動及び環境影響評価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 (95)

1997年3月31日現在  
( ) 内職員数

那珂研究所管理部高崎研究所管理部関西研究所管理部関西研究所大型放射光開発利用研究部

大洗研究所管理部

山 田 貴 也  
放射線管理課  
大 畑 勉 (22)

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

むつ事業所管理部

山 田 昌 夫  
保 安 管 理 課  
中 村 力 (7)

保安管理係  
放射線管理係  
環境監視係

as of March 31, 1997

( ) : Number of Personnel

Department of Health Physics, Tokai research  
Establishment (95)

- Health Physics Administration Division (4)
- Radiation Control Division I (14)
- Radiation Control Division II (25)
- Radiation Control Division III (24)
- Personnel Dose Division (11)
- Radiation Dosimetry Division (16)

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, Kansai  
Research Establishment  
Neyagawa Office (2)

Department of Synchrotron Radiation Facilities Project, Kansai  
Research Establishment  
Harima Liaision Office (5)

Department of Administrative Services, Mutsu  
Establishment  
Operation Safety Administration Division (7)

# 1. 放射線管理

---

Radiation Control

# 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1995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、JRR-4における原子炉施設改造工事、廃棄物処理処分開発棟のコールド化作業など、各種の作業に対する放射線管理を実施した。研究については、ガスモニタ校正用パルスガス注入装置の開発、高エネルギー光子の線量換算計数の計算評価、光核反応生成核種の化学反応モデルの開発、局所環境中トリチウム挙動評価モデルの開発、土壤からのトリチウム放出挙動実験などを実施するとともに、高度化放射線管理システムの開発を行った。

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。1996年度における実効線量当量は、最大 $2.8\text{mSv}$ 、平均 $0.03\text{mSv}$ であり、集団実効線量当量は、154.1人・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。

1996年度に各施設から放出された気体及び液体廃棄物中の放射能及び放射能濃度は、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 $1.4\mu\text{Sv}$ (JRR-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 $0.020\mu\text{Sv}$ 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、モニタ集中監視装置、試料計測システム等の更新を年次計画に基づいて実施した。

放射線安全教育に関しては、国際原子力総合技術センターにおける各種研修講座、新入職員訓練、放射線作業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。

(山本 克宗)

## 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）。

1996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70件、第2種管理区域4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（56件）、ホット排水管補修撤去作業（9件）及び廃棄物処理処分開発棟管理区域解除に伴う撤去作業（3件）等で、第2種管理区域は工業用X線装置による非破壊検査（4件）であった。

(小林 秀雄)

Table A.1.2-1 第1種管理区域

(東海研究所、1997年3月31日現在)

施 設 名	範 囲	適用規定*
第 3 研 究 棟	020号室（RI貯蔵室）、2階東側半分、3階東側半分 地下2階：廃液タンク室	⑥ 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	⑥ ⑨
放 射 線 標 準 施 設 棟	地下1階：廃液タンク室 2階：202, 204, 206号室、第1貯蔵室	⑨ ⑥ ⑨
タ ン デ ム 加 速 器 建 家	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、廃液タンク室 廃棄物一時保管場所	⑥ ⑨
セ ラ ミ ッ ク 特 研	6, 7, 8, 13, 14, 15, 16, 17, 18, 19, 20号室、 廃液貯槽室	⑥ 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	⑥ 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）	⑥ ⑨ ⑨

施設名	範囲	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，材料研究室 2階：全域	④ ⑤
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	① ④ ⑤
炉管理部格納庫 核燃料倉庫	全域 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	②
開発試験室	地階：廃液貯槽室 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	① ④ ⑤
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，屋外タンクヤード	④ ⑤
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	① ④ ⑤

施 設 名	範 围	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	④ ⑤
J R R - 3 実験利用棟 第 2 棟	地下1階：全域	⑥ ⑦
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, 022, 023, 024 号室	⑥ ⑦
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 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	④ ⑥ ⑦
プルトニウム研究1棟 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 廃液操作貯蔵室：地下1階サンプリング室, 地下 2階タンク室, ポンプ室	⑤ ⑥
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	⑤
プルトニウム研究2棟 再処理試験室	1, 2号室, 廊下 5, 7, 8, 9, 10, 11, 12, 13, 14, 15号室, 廊 下	⑦ ⑥
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	⑦

施 設 名	範 围	適用規定*
フ ッ 素 実 驗 室	N-3, N-4, S-3, S-4, S-5, S-6, 暗室, 汚染検査室, 廊下	④ ⑨
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	① ② 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 固体廃棄物処理付帯作業室, 屋外フェンスで囲ま れた区域内	① ② 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 ②
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	① ② 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, 固化系機器室, 地下ホール, 中 高レベルサンプタンク	① ② ④
汚 染 除 去 施 設	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	① ④ ⑨

施設名	範囲	適用規定*
廃棄物安全試験施設 F C A	居室を除く区域 炉室, 燃料取扱室, 燃料貯蔵庫, エアロック室, セミホットラボ, 更衣室, 汚染検査室	⑩ ⑪ ⑩ ⑪ ⑫
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	⑩ ⑪ ⑫
保障措置技術開発試験室 F N S 建家	地階実験室 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 実験機材保管庫	⑫ ⑩ ⑫
バックエンド技術 開発建家	1階: 汚染検査室, 放管測定室, 連絡通路, 汚染試験室, RI調整室, 排ガス処理装置室, 溶融試験室, 機器搬入口 2階: 電気室を除く全域 3階: 全域 地階: ケーブルトンネルを除く全域 排風機建家: パイプトンネル入り口及び連絡通路 含む	⑩
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 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	⑩ ⑪ ⑫

施設名	範囲	適用規定*
燃料試験施設 試験棟	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， $\alpha$ $\gamma$ セル， $\beta\gamma$ セル，操作室，暗室，マニブ 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نسボックス，アイソレーション ルーム上面部， $\beta\gamma$ セル上面部	⑩ ⑫
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：エンジンルーム，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，長寿命核種実験室， 除染室	⑫
科学技術庁電源開発 促進対策特別会計施設	105, 107, 108, 109, 110, 112号室  201, 202, 203, 204, 205, 206, 207, 208, 209, 210号室，吹抜部分	⑫ ④
N U C E F	実験棟A：地下1階 全域  1階 全域  2階 制御室，電気室（I），（II），工 務監視室，EG室（I），（II）， 制御室前廊下及び階段並びに便所 を除く区域	⑫⑪⑩④

施 設 名	範 囲	適用規定*
N U C E F	実験棟B：地下1階 全域 1階 更衣室の一部及び便所、 トラック ロックを除く区域 2階 休憩室及び機材保管室（D）を除 く区域 3階 給気機械室（B）及び屋上部分を 除く区域	

\* ⑩：放射線障害予防規定、⑪：原子炉施設保安規定、⑫：核燃料物質使用施設等保安規定、  
 ⑬：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, 1997年3月31日現在)

施設名	範囲	適用規定*
第2研究棟	地階: 045号室 047号室 1階: 102, 118, 120, 134号室 2階: 230, 232号室 3階: 342, 344号室	放 少 少 放 少 放
第3研究棟	地階: 047号室	放 少
第4研究棟	地下1階: 共同溝(A), (B), (C)	放 少
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	放 少
超高压電顕建家	高圧タンク室, 地下全室	放
核物理特研 (2MV, V, D, G を除く)	FEL実験室, FEL加速器室及びその周辺のフェンスで 囲まれた区域, マグネット室, 3, 5, 7, 9, 11, 15 17, 23, 25号室, RI貯蔵庫	放
2MV, V, D, G	ターゲット室, マグネット室	放
タンデム加速器建家	中性子ターゲット室, ブースターターゲット室 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, ブースタ 室, ブースターターゲット室, 中性子 ターゲット室 1階: イオン源室, 入射マグネット室 2階: イオン源室, 軽イオンバンチャー室	少 放
工作工場	特殊作業室	放 少
JFT-2建家	大実験室, 建家外東側区域, 設備補機室, RF補機室 JFT-2M電源補機室, 電源補機室, 冷却装置室, 101, 102, 103号室	放 少
<sup>60</sup> Co照射室	照射ケーブ室, 物理実験室(開放研究室)	放 少
リニアック	加速器室, ターゲット室, 保管室	放
材料試験室	5号室	放

施 設 名	範 围	適用規定*
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	放 少
モックアップ試験室	研修所実験室	放 少
	負イオン加速試験装置室, LAX-1実験室,	放
	JLA実験室	
機械化工特研	水-空気二相流ループ実験装置室	放
開発試験室	制御室, 建家北側の屋外フェンスで囲まれた区域内	原 放 少
	第1実験室, 第2実験室	
原子炉特研	034, 122, 130, 132, 134号室	放 少
J R R - 2	核燃料貯蔵庫	原 使
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 使
J R R - 3 実験利用棟	地下1階: 共同溝, 大型廃棄物保管庫	原 使
	2階: ビームホール	
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		
液体廃棄物処理施設	屋外フェンスで囲まれた区域内	放
固体廃棄物一時保管棟	屋外フェンスで囲まれた区域内	使
第2廃棄物処理棟	1階: トラックエリア, 屋外フェンスで囲まれた区域 内 地階: 共通ダクト, 配管トレンチ	放 原 使
第1保管廃棄施設	屋外フェンスで囲まれた区域内	放 原 使
第2保管廃棄施設	屋外フェンスで囲まれた区域内	放 原 使
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 <sub>2</sub> 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: 3階 炉室上部	原 使
職員診療所	X線撮影室	

\* 放: 放射線障害予防規定, 原: 原子炉施設保安規定, 使: 核燃料物質使用施設等保安規定,

少: 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) 放出放射性塵埃及びガス

1996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放出量及び年間平均濃度を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

1996年度に各施設から放出された放射性廃液の処理区分別の放射能、廃液量及び各施設からの放出放射能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、年間放出放射能を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、いずれも保安規定等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気体廃棄物のうち、放出管理目標値が定められている核種の放出放射能と放出管理目標値との比較をTable A.1.3-3に示す。

全施設から排水溝へ放出された放射性廃液中の放射能と放出管理目標値との比較をTable A.1.3-4に示す。

これらの値は、いずれも放出管理目標値を十分に下回っていた。

(梁瀬 芳晃)

Table A.1.3-1 各施設における放射性塵埃・ガスの年間放出量及び年間平均濃度

(東海研究所, 1996年度)

項目 施設名	放射性塵埃 <sup>*1</sup>			放射性ガス			
	核種	年間放出量 <sup>*2</sup> (Bq)	年間平均濃度 <sup>*3</sup> (Bq/cm <sup>3</sup> )	核種 <sup>*4</sup>	年間放出量 <sup>*2</sup> (Bq)	年間平均濃度 <sup>*3</sup> (Bq/cm <sup>3</sup> )	
第3研究棟	全β <sup>241</sup> Am <sup>38</sup> Cl <sup>60</sup> Co <sup>131</sup> I	— 0 8.4×10 <sup>6</sup> 0 0	< 8.8×10 <sup>-11</sup> < 5.0×10 <sup>-11</sup> < 1.7×10 <sup>-6</sup> < 8.8×10 <sup>-11</sup> < 1.3×10 <sup>-9</sup>	—	—	—	
第4研究棟	西棟	全β <sup>241</sup> Am <sup>60</sup> Co <sup>131</sup> I	— 0 0 1.0×10 <sup>4</sup>	< 8.8×10 <sup>-11</sup> < 5.0×10 <sup>-11</sup> < 8.8×10 <sup>-11</sup> < 1.1×10 <sup>-9</sup>	<sup>3</sup> H <sup>14</sup> C <sup>85</sup> Kr	4.0×10 <sup>9</sup> 4.9×10 <sup>7</sup> 3.0×10 <sup>7</sup>	
	東棟	全β <sup>241</sup> Am <sup>60</sup> Co <sup>131</sup> I <sup>125</sup> I	— 0 0 0 1.5×10 <sup>6</sup>	< 8.8×10 <sup>-11</sup> < 5.0×10 <sup>-11</sup> < 8.8×10 <sup>-11</sup> < 9.9×10 <sup>-9</sup> < 4.5×10 <sup>-9</sup>	<sup>3</sup> H	0	
放射線標準施設棟	全β <sup>241</sup> Am <sup>60</sup> Co	— 0 0	< 3.7×10 <sup>-10</sup> < 2.1×10 <sup>-10</sup> < 3.7×10 <sup>-10</sup>	—	—	—	
冶金特研	全β <sup>234</sup> U <sup>60</sup> Co	— 0 0	< 1.1×10 <sup>-10</sup> < 6.1×10 <sup>-11</sup> < 1.1×10 <sup>-10</sup>	—	—	—	
セラミック特研	全β 全α <sup>60</sup> Co	— 0 0	< 1.0×10 <sup>-10</sup> < 5.9×10 <sup>-11</sup> < 1.0×10 <sup>-10</sup>	HTO HT	1.0×10 <sup>9</sup> 0	8.8×10 <sup>-6</sup> < 5.9×10 <sup>-6</sup>	
タンデム加速器	全β <sup>237</sup> Np <sup>60</sup> Co	— 0 0	< 1.7×10 <sup>-10</sup> < 6.1×10 <sup>-11</sup> < 1.7×10 <sup>-10</sup>	—	—	—	
ホットラボ	主排気口	全β <sup>238</sup> Pu <sup>103</sup> Ru <sup>106</sup> Ru <sup>125</sup> Sb <sup>131</sup> I <sup>137</sup> Cs	— 0 4.4×10 <sup>3</sup> 6.3×10 <sup>4</sup> 8.1×10 <sup>5</sup> 7.2×10 <sup>4</sup> 0	< 1.1×10 <sup>-10</sup> < 6.1×10 <sup>-11</sup> < 5.2×10 <sup>-10</sup> < 5.0×10 <sup>-9</sup> < 3.6×10 <sup>-9</sup> < 9.0×10 <sup>-10</sup> < 2.0×10 <sup>-10</sup>	<sup>85</sup> Kr	1.8×10 <sup>10</sup>	< 6.7×10 <sup>-3</sup>
	副排気口	全β <sup>137</sup> Cs	— 0	< 1.1×10 <sup>-10</sup> < 3.5×10 <sup>-10</sup>	—	—	—
JRR-1	全β <sup>60</sup> Co <sup>82</sup> Br	— 0 1.0×10 <sup>5</sup>	< 4.4×10 <sup>-10</sup> < 1.1×10 <sup>-9</sup> < 2.6×10 <sup>-8</sup>	—	—	—	
JRR-2	全β 全α <sup>38</sup> Cl <sup>60</sup> Co <sup>82</sup> Br <sup>131</sup> I <sup>197</sup> Hg	— — 7.5×10 <sup>7</sup> 0 2.5×10 <sup>5</sup> 0 2.5×10 <sup>5</sup>	< 4.1×10 <sup>-10</sup> < 2.3×10 <sup>-10</sup> < 2.7×10 <sup>-7</sup> < 1.8×10 <sup>-9</sup> < 4.2×10 <sup>-9</sup> < 2.1×10 <sup>-9</sup> < 5.4×10 <sup>-9</sup>	<sup>3</sup> H <sup>41</sup> Ar	2.2×10 <sup>11</sup> 1.4×10 <sup>13</sup>	4.2×10 <sup>-4</sup> 2.7×10 <sup>-2</sup>	

項目 施設名	放射性塵埃 <sup>1</sup>			放射性ガス		
	核種	年間放出量 <sup>2</sup> (Bq)	年間平均濃度 <sup>3</sup> (Bq/cm <sup>3</sup> )	核種 <sup>4</sup>	年間放出量 <sup>2</sup> (Bq)	年間平均濃度 <sup>3</sup> (Bq/cm <sup>3</sup> )
開発試験室 VHTRC	全β 全α <sup>60</sup> Co <sup>131</sup> I	— — 0 0	< 1.1×10 <sup>-10</sup> < 6.2×10 <sup>-10</sup> < 2.9×10 <sup>-9</sup> < 4.8×10 <sup>-9</sup>	—	—	—
開発試験室 同位体分離研究室	全β 全α <sup>234</sup> U	— — 0	< 1.1×10 <sup>-10</sup> < 6.1×10 <sup>-11</sup> < 6.1×10 <sup>-11</sup>	—	—	—
R I 製 造 棟	200 番	全β <sup>137</sup> Cs	— 0	< 4.4×10 <sup>-10</sup> < 1.4×10 <sup>-9</sup>	<sup>3</sup> H	3.3×10 <sup>8</sup> < 4.9×10 <sup>-5</sup>
	300 番	全β <sup>241</sup> Am <sup>32</sup> P <sup>35</sup> S <sup>75</sup> Se <sup>137</sup> Cs <sup>203</sup> Hg	— 0 2.0×10 <sup>4</sup> 8.1×10 <sup>6</sup> 6.4×10 <sup>5</sup> 0 1.3×10 <sup>3</sup>	7.7×10 <sup>-10</sup> < 6.1×10 <sup>-11</sup> < 3.9×10 <sup>-10</sup> < 4.0×10 <sup>-8</sup> < 4.3×10 <sup>-8</sup> < 3.6×10 <sup>-10</sup> < 4.7×10 <sup>-10</sup>	<sup>3</sup> H	1.2×10 <sup>9</sup> < 1.3×10 <sup>-5</sup>
	400 番	全β <sup>241</sup> Am <sup>137</sup> Cs	— 0 0	< 1.1×10 <sup>-10</sup> < 6.1×10 <sup>-11</sup> < 1.1×10 <sup>-10</sup>	HTO HT	2.2×10 <sup>10</sup> 1.3×10 <sup>9</sup> < 3.5×10 <sup>-4</sup> < 5.6×10 <sup>-5</sup>
	600 番	全β <sup>32</sup> P <sup>35</sup> S <sup>60</sup> Co <sup>82</sup> Br <sup>131</sup> I <sup>124</sup> Sb <sup>203</sup> Hg	— 1.0×10 <sup>4</sup> 4.1×10 <sup>7</sup> 0 3.3×10 <sup>3</sup> 1.0×10 <sup>3</sup> 1.1×10 <sup>3</sup> 2.1×10 <sup>3</sup>	< 1.1×10 <sup>-10</sup> 1.5×10 <sup>-9</sup> < 6.5×10 <sup>-7</sup> < 4.9×10 <sup>-10</sup> < 2.0×10 <sup>-9</sup> < 3.1×10 <sup>-10</sup> < 2.3×10 <sup>-10</sup> < 1.4×10 <sup>-10</sup>	<sup>3</sup> H <sup>41</sup> Ar	1.6×10 <sup>8</sup> 3.2×10 <sup>8</sup> < 7.4×10 <sup>-3</sup> < 8.0×10 <sup>-4</sup>
核燃料倉庫	全β <sup>234</sup> U	0 0	< 1.1×10 <sup>-10</sup> < 6.1×10 <sup>-11</sup>	—	—	—
JRR-3	全β 全α <sup>60</sup> Co <sup>131</sup> I	— — 0 0	< 1.1×10 <sup>-10</sup> < 6.1×10 <sup>-11</sup> < 4.2×10 <sup>-10</sup> < 7.4×10 <sup>-10</sup>	<sup>3</sup> H <sup>41</sup> Ar	9.3×10 <sup>10</sup> 1.8×10 <sup>11</sup> < 7.6×10 <sup>-5</sup> < 1.7×10 <sup>-3</sup>	
実験利用棟第2棟	全β <sup>237</sup> Np <sup>60</sup> Co	— 0 0	< 1.1×10 <sup>-10</sup> < 6.1×10 <sup>-11</sup> < 1.1×10 <sup>-10</sup>	<sup>3</sup> H	0 < 3.1×10 <sup>-5</sup>	
JRR-4	全β 全α <sup>60</sup> Co <sup>131</sup> I	— — 0 0	< 4.4×10 <sup>-10</sup> < 2.6×10 <sup>-10</sup> < 2.2×10 <sup>-9</sup> < 5.9×10 <sup>-9</sup>	<sup>41</sup> Ar	0 < 5.7×10 <sup>-3</sup>	
トリチウムプロセス 研究棟	全β <sup>234</sup> U	— 0	4.4×10 <sup>-10</sup> < 6.1×10 <sup>-11</sup>	HTO HT	6.3×10 <sup>9</sup> 2.7×10 <sup>9</sup> 1.8×10 <sup>-5</sup> 7.9×10 <sup>-6</sup>	
Pu研究 1 棟	スタック I	全β <sup>239</sup> Pu <sup>106</sup> Ru	— 0 0	< 1.8×10 <sup>-10</sup> < 6.6×10 <sup>-11</sup> < 1.8×10 <sup>-10</sup>	—	—

項目	放射性塵埃 <sup>*1</sup>			放射性ガス		
	核種	年間放出量 <sup>*2</sup> (Bq)	年間平均濃度 <sup>*3</sup> (Bq/cm <sup>3</sup> )	核種 <sup>*4</sup>	年間放出量 <sup>*2</sup> (Bq)	年間平均濃度 <sup>*3</sup> (Bq/cm <sup>3</sup> )
施設名						
Pu研究 1棟	スタック II・III	全β $^{239}\text{Pu}$ $^{106}\text{Ru}$	— 0 0	< $1.8 \times 10^{-10}$ < $6.6 \times 10^{-11}$ < $1.8 \times 10^{-10}$	—	—
再処理特研	スタック I	全β $^{239}\text{Pu}$ $^{137}\text{Cs}$	— 0 0	< $1.8 \times 10^{-10}$ < $6.6 \times 10^{-11}$ < $1.8 \times 10^{-10}$	$^3\text{H}$	0 $< 7.2 \times 10^{-5}$
	スタック II	全β $^{239}\text{Pu}$ $^{137}\text{Cs}$	— 0 0	< $1.8 \times 10^{-10}$ < $6.6 \times 10^{-11}$ < $1.8 \times 10^{-10}$	$^3\text{H}$	0 $< 2.2 \times 10^{-5}$
Pu研究 2棟		$^{239}\text{Pu}$	0	< $6.6 \times 10^{-11}$	—	—
再処理試験室		$^{234}\text{U}$	0	< $6.6 \times 10^{-11}$	—	—
フッ素実験室		$^{234}\text{U}$ $^{129}\text{I}$ $^{131}\text{I}$	0 0 $1.1 \times 10^5$	< $6.6 \times 10^{-11}$ < $2.2 \times 10^{-8}$ < $1.7 \times 10^{-9}$	—	—
ウラン濃縮研究棟		$^{234}\text{U}$	0	< $6.6 \times 10^{-11}$	—	—
廃棄物処理処分開発棟		全β $^{137}\text{Cs}$	— 0	< $1.6 \times 10^{-8}$ < $1.6 \times 10^{-9}$	—	—
汚染除去施設		全β $^{137}\text{Cs}$ $^{241}\text{Am}$	— 0 0	< $2.1 \times 10^{-10}$ < $4.1 \times 10^{-10}$ < $1.6 \times 10^{-10}$	—	—
第1廃棄物処理棟		全β $^{125}\text{I}$ $^{137}\text{Cs}$ $^{241}\text{Am}$	— $1.8 \times 10^7$ 0 0	< $2.1 \times 10^{-10}$ < $7.5 \times 10^{-8}$ < $4.2 \times 10^{-10}$ < $1.6 \times 10^{-10}$	$^3\text{H}$	0 $< 1.6 \times 10^{-5}$
第2廃棄物処理棟		全β $^{125}\text{I}$ $^{137}\text{Cs}$ $^{241}\text{Am}$	— $3.9 \times 10^6$ 0 0	< $5.0 \times 10^{-11}$ < $2.1 \times 10^{-8}$ < $1.2 \times 10^{-10}$ < $3.4 \times 10^{-11}$	—	—
圧縮処理施設		全β $^{125}\text{I}$ $^{137}\text{Cs}$ $^{241}\text{Am}$	— $4.6 \times 10^5$ 0 0	< $2.1 \times 10^{-10}$ < $3.3 \times 10^{-8}$ < $4.9 \times 10^{-10}$ < $1.6 \times 10^{-10}$	—	—
液体処理施設	低レベル	全β $^{137}\text{Cs}$ $^{241}\text{Am}$	— 0 0	< $2.1 \times 10^{-10}$ < $4.9 \times 10^{-10}$ < $1.6 \times 10^{-10}$	—	—
	中レベル	全β $^{137}\text{Cs}$ $^{241}\text{Am}$	— 0 0	< $2.1 \times 10^{-10}$ < $4.9 \times 10^{-10}$ < $1.6 \times 10^{-10}$	—	—
極低レベル焼却試験 施設		全β $^{137}\text{Cs}$ $^{241}\text{Am}$	— — —	— — —	—	—

項目 施設名	放射性塵埃 <sup>*1</sup>			放射性ガス		
	核種	年間放出量 <sup>*2</sup> (Bq)	年間平均濃度 <sup>*3</sup> (Bq/cm <sup>3</sup> )	核種 <sup>*4</sup>	年間放出量 <sup>*2</sup> (Bq)	年間平均濃度 <sup>*3</sup> (Bq/cm <sup>3</sup> )
環境シミュレーション試験棟	全β <sup>137</sup> Cs <sup>237</sup> Np	— 0 0	< 6.8×10 <sup>-11</sup> < 6.8×10 <sup>-11</sup> < 5.8×10 <sup>-11</sup>	—	—	—
W A S T E F	全β <sup>241</sup> Am <sup>137</sup> Cs	— 0 0	< 6.8×10 <sup>-11</sup> < 5.8×10 <sup>-11</sup> < 6.8×10 <sup>-11</sup>	—	—	—
科技庁電源特会施設	全β <sup>60</sup> Co	— 0	< 2.8×10 <sup>-10</sup> < 2.8×10 <sup>-10</sup>	—	—	—
F C A · S G L	全β <sup>60</sup> Co <sup>131</sup> I <sup>238</sup> Pu	— 0 4.1×10 <sup>3</sup> 0	< 2.1×10 <sup>-10</sup> < 9.0×10 <sup>-10</sup> < 3.0×10 <sup>-9</sup> < 1.5×10 <sup>-10</sup>	—	—	—
T C A	全β <sup>60</sup> Co <sup>131</sup> I <sup>234</sup> U	— 0 0	< 2.2×10 <sup>-10</sup> < 9.2×10 <sup>-9</sup> < 3.0×10 <sup>-9</sup> < 1.5×10 <sup>-10</sup>	—	—	—
F N S	全β	—	< 2.1×10 <sup>-10</sup>	<sup>3</sup> H <sup>13</sup> N	9.8×10 <sup>10</sup> 9.7×10 <sup>10</sup>	8.0×10 <sup>-4</sup> < 4.7×10 <sup>-3</sup>
パックエンド技術建家	ダンプコンデンサ	全β <sup>60</sup> Co	— 0	< 4.4×10 <sup>-10</sup> < 2.2×10 <sup>-9</sup>	—	—
N S R R	原子炉棟	全β 全α <sup>60</sup> Co <sup>131</sup> I	— — 0 0	< 2.2×10 <sup>-10</sup> < 1.3×10 <sup>-10</sup> < 1.0×10 <sup>-9</sup> < 1.5×10 <sup>-9</sup>	<sup>41</sup> Ar	5.4×10 <sup>9</sup> < 5.3×10 <sup>-3</sup>
	燃料棟	全β <sup>60</sup> Co	— 0	< 2.2×10 <sup>-10</sup> < 1.0×10 <sup>-9</sup>	—	—
燃料試験施設		全β <sup>106</sup> Ru <sup>131</sup> I <sup>125</sup> Sb <sup>238</sup> Pu	— 0 0 3.0×10 <sup>5</sup> 0	< 5.3×10 <sup>-11</sup> < 5.3×10 <sup>-11</sup> < 1.5×10 <sup>-9</sup> < 3.4×10 <sup>-9</sup> < 3.0×10 <sup>-11</sup>	<sup>85</sup> Kr	3.3×10 <sup>11</sup> < 9.3×10 <sup>-3</sup>
N U C E F		全β <sup>131</sup> I <sup>137</sup> Cs <sup>234</sup> U	— 1.6×10 <sup>5</sup> 0 0	< 1.1×10 <sup>-10</sup> < 1.1×10 <sup>-9</sup> < 1.9×10 <sup>-10</sup> < 2.6×10 <sup>-11</sup>	<sup>138</sup> Xe	2.5×10 <sup>11</sup> < 6.8×10 <sup>-4</sup>

\* 1 : 挿発性核種も含む。

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

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

\* 4 : 核種欄が「—」の施設は、放射性ガスの発生はない。

Table A.1.3-2 放射性廃液の処理区分・放射能・廃液量及び排水溝における平均濃度・年間放出量

(東海研究所 1996年度)

項目 施設名	廃棄物処理場へ搬出 <sup>1</sup>		排水溝へ排水		排水溝における濃度及び年間放出量			
	年間放射能量 (Bq)	廃液量 (m <sup>3</sup> )	年間放出量 <sup>2</sup> (Bq)	廃液量 (m <sup>3</sup> )	排水 溝名	1日平均濃度の 最大値 <sup>3</sup> (Bq/cm <sup>3</sup> )	3ヶ月平均濃 度の最大値 <sup>3</sup> (Bq/cm <sup>3</sup> )	年間放出量 <sup>2</sup> (Bq)
第3研究棟	$\beta \cdot \gamma: 3.0 \times 10^6$ ${}^3\text{H}: 1.8 \times 10^6$	$2.4 \times 10^1$	${}^3\text{H}: 2.7 \times 10^5$ ${}^{60}\text{Co}: 3.2 \times 10^4$ ${}^{90}\text{Sr}: 2.1 \times 10^4$ ${}^{137}\text{Cs}: 1.6 \times 10^4$ ${}^{232}\text{Th}: 3.6 \times 10^3$	5.9	排水溝 第1	${}^3\text{H}, {}^{14}\text{C} \text{以外}$ $: 1.5 \times 10^{-4}$ $(2.5 \times 10^{-4})$	${}^3\text{H}, {}^{14}\text{C} \text{以外}$ $: 6.4 \times 10^{-6}$ $(3.1 \times 10^{-6})$	${}^3\text{H}, {}^{14}\text{C} \text{以外}$ $: 1.2 \times 10^6$ $(1.7 \times 10^6)$
第4研究棟	$\beta \cdot \gamma: 1.4 \times 10^7$ ${}^3\text{H}: 4.1 \times 10^6$	$5.6 \times 10^1$	${}^{137}\text{Cs}: (1.5 \times 10^6)$ ${}^{152}\text{Eu}: 9.1 \times 10^4$ ${}^{232}\text{Th}: (1.1 \times 10^5)$	$4.7 \times 10^2$		${}^{51}\text{Cr}: 1.2 \times 10^6$ ${}^{58}\text{Fe}: 1.8 \times 10^4$ ${}^{54}\text{Mn}: (4.3 \times 10^3)$ ${}^{60}\text{Co}: 2.3 \times 10^5$ $(4.1 \times 10^5)$ ${}^{65}\text{Zn}: 4.9 \times 10^4$ ${}^{80}\text{Sr}: 4.4 \times 10^4$ ${}^{137}\text{Cs}: 1.8 \times 10^5$ $(1.1 \times 10^6)$ ${}^{232}\text{Th}: 3.6 \times 10^3$ $(1.1 \times 10^5)$ ${}^{234}\text{U}: 2.7 \times 10^4$ $(1.2 \times 10^4)$ ${}^{237}\text{Np}: 1.3 \times 10^3$ $(3.9 \times 10^3)$ $U_{nat}: (3.5 \times 10^4)$	${}^3\text{H}: 1.8 \times 10^5$ $(1.1 \times 10^6)$	${}^3\text{H}: 3.6 \times 10^3$ $(2.2 \times 10^3)$
放射線標準施設棟	0	0	${}^{60}\text{Co}: 8.4 \times 10^4$ ${}^{80}\text{Sr}: 3.6 \times 10^4$ ${}^{137}\text{Cs}: 9.1 \times 10^4$ ${}^{232}\text{Th}: (6.6 \times 10^2)$	3.0		${}^3\text{H}: 6.3 \times 10^{-3}$ $(3.2 \times 10^{-3})$	${}^3\text{H}: 6.8 \times 10^{-6}$ $(4.1 \times 10^{-5})$	${}^3\text{H}: 2.0 \times 10^7$ $(8.4 \times 10^6)$
セラミック特研	0	0	${}^3\text{H}: (1.1 \times 10^6)$ ${}^{60}\text{Co}: (5.6 \times 10^4)$ ${}^{137}\text{Cs}: (4.8 \times 10^4)$ ${}^{234}\text{U}: 4.8 \times 10^3$	$2.1 \times 10^1$				
冶金特研	0	0	${}^{60}\text{Co}: (5.4 \times 10^4)$ ${}^{80}\text{Sr}: 5.7 \times 10^3$ ${}^{137}\text{Cs}: (4.4 \times 10^4)$ ${}^{234}\text{U}: 2.2 \times 10^4$	$1.8 \times 10^1$				
タンデム加速器	0	0	${}^{60}\text{Co}: (4.0 \times 10^4)$ ${}^{137}\text{Cs}: (3.7 \times 10^4)$ ${}^{237}\text{Np}: 1.3 \times 10^3$ $(2.2 \times 10^3)$	$1.2 \times 10^1$				
リニアック	0	0	0	0				
J R R - 1	0	0	${}^{51}\text{Cr}: 1.2 \times 10^6$ ${}^{58}\text{Fe}: 1.8 \times 10^4$ ${}^{60}\text{Co}: 1.0 \times 10^5$ $(4.9 \times 10^3)$ ${}^{65}\text{Zn}: 4.9 \times 10^4$ ${}^{137}\text{Cs}: 3.8 \times 10^4$	$1.4 \times 10^1$				
使用済燃料貯蔵施設	0	0	${}^3\text{H}: (1.4 \times 10^6)$ ${}^{137}\text{Cs}: (1.4 \times 10^4)$	5.6				
N S R R	$\beta \cdot \gamma: 1.4 \times 10^6$	4.0	${}^{60}\text{Co}: (2.5 \times 10^5)$	$9.2 \times 10^1$				

項目 施設名	廃棄物処理場へ搬出 <sup>*1</sup>		排水溝へ排水		排水溝における濃度及び年間放出量			
	年間放射能量 (Bq)	廃液量 (m <sup>3</sup> )	年間放出量 <sup>*2</sup> (Bq)	廃液量 (m <sup>3</sup> )	排水 溝名	1日平均濃度の 最大値 <sup>*3</sup> (Bq/cm <sup>3</sup> )	3ヶ月平均濃 度の最大値 <sup>*3</sup> (Bq/cm <sup>3</sup> )	年間放出量 <sup>*2</sup> (Bq)
科技庁電源 特会施設	$\beta\cdot\gamma: 1.7 \times 10^6$ $\alpha: 1.2 \times 10^3$	$1.0 \times 10^1$	$^{60}\text{Co}: 1.6 \times 10^4$ $: (4.8 \times 10^4)$ $^{90}\text{Sr}: 1.4 \times 10^3$ $^{137}\text{Cs}: 9.1 \times 10^4$	3.2	第 1 排 水 溝			
所外	東京 大学	0	0	$^{3}\text{H}: (5.9 \times 10^4)$ $^{54}\text{Mn}: (4.3 \times 10^3)$ $^{237}\text{Np}: (1.7 \times 10^3)$ $^{234}\text{U}: (9.3 \times 10^3)$	$5.4 \times 10^1$			
	核管 センター	0	0	$^{234}\text{U}: (3.5 \times 10^4)$	$4.7 \times 10^1$			
	レーザー 濃縮	0	0	$^{234}\text{U}: (3.1 \times 10^3)$	4.5			
燃料試験施設	$\beta\cdot\gamma: 5.7 \times 10^9$ $\alpha: 2.9 \times 10^8$	$8.8 \times 10^1$	0	0	$^{3}\text{H}, ^{14}\text{C} \text{以外}$ $: 2.8 \times 10^{-3}$ $(8.1 \times 10^{-4})$	$^{3}\text{H}, ^{14}\text{C} \text{以外}$ $: 3.8 \times 10^{-5}$ $(9.9 \times 10^{-6})$	$^{3}\text{H}, ^{14}\text{C} \text{以外}$ $: 4.6 \times 10^7$ $(2.4 \times 10^8)$	$^{35}\text{S}: 4.6 \times 10^5$ $^{51}\text{Cr}: 6.6 \times 10^5$ $^{54}\text{Mn}: 7.0 \times 10^4$ $^{57}\text{Co}: 5.1 \times 10^5$ $^{60}\text{Co}: 1.0 \times 10^7$ $(1.2 \times 10^8)$ $^{65}\text{Zn}: 2.6 \times 10^5$ $^{75}\text{Se}: 2.1 \times 10^5$ $^{90}\text{Sr}: 4.1 \times 10^6$ $(9.2 \times 10^4)$ $^{106}\text{Ru}: (8.1 \times 10^5)$ $^{110m}\text{Ag}: 6.8 \times 10^5$ $^{125}\text{I}: 1.8 \times 10^7$ $^{134}\text{Cs}: 3.0 \times 10^6$ $^{137}\text{Cs}: 1.3 \times 10^7$ $(1.1 \times 10^8)$ $^{234}\text{U}: (2.0 \times 10^5)$ $^{239}\text{Pu}: (1.2 \times 10^4)$ $^{241}\text{Am}: (1.4 \times 10^7)$
ホットラボ	$\beta\cdot\gamma: 1.4 \times 10^{10}$ $\alpha: 3.2 \times 10^8$	$6.2 \times 10^1$	0	0				
開発 試験室	VHTRC	0	0	$^{60}\text{Co}: (1.8 \times 10^4)$	5.2			
	同位体 分離 研究室	0	0	$^{234}\text{U}: (5.0 \times 10^2)$	2.4			
J R R - 2	$\beta\cdot\gamma: 6.7 \times 10^8$ $^{3}\text{H}: 2.6 \times 10^9$	$8.0 \times 10^1$	$^{3}\text{H}: 7.7 \times 10^8$ $^{60}\text{Co}: 2.0 \times 10^5$ $(1.8 \times 10^5)$ $^{65}\text{Zn}: 9.6 \times 10^4$ $^{90}\text{Sr}: 3.9 \times 10^2$ $^{137}\text{Cs}: (1.7 \times 10^5)$	$6.8 \times 10^1$	第 2 排 水 溝			
J R R - 3	$\beta\cdot\gamma: 6.0 \times 10^7$ $^{3}\text{H}: 1.8 \times 10^{11}$	$2.3 \times 10^2$	$^{3}\text{H}: 3.5 \times 10^9$ $^{51}\text{Cr}: 6.6 \times 10^5$ $^{54}\text{Mn}: 7.0 \times 10^4$ $^{60}\text{Co}: 5.2 \times 10^5$ $^{80}\text{Sr}: 7.3 \times 10^3$ $^{110m}\text{Ag}: 6.8 \times 10^5$ $^{137}\text{Cs}: 9.6 \times 10^6$ $(5.3 \times 10^3)$	$1.9 \times 10^2$				
実験利用棟 第2棟	0	0	$^{3}\text{H}: 8.6 \times 10^7$ $(1.5 \times 10^8)$ $^{60}\text{Co}: 1.6 \times 10^5$ $(5.9 \times 10^4)$ $^{65}\text{Zn}: 1.7 \times 10^5$	$4.2 \times 10^1$				
J R R - 4	0	0	$^{3}\text{H}: 1.8 \times 10^8$ $^{60}\text{Co}: 2.5 \times 10^5$ $(5.9 \times 10^4)$ $^{137}\text{Cs}: (5.9 \times 10^5)$	$6.6 \times 10^2$				
試料処理室	$^{3}\text{H}: 5.1 \times 10^2$	$5.0 \times 10^{-2}$	0	0				
体内R I 分析室	$^{3}\text{H}: 2.0 \times 10^2$	$2.0 \times 10^{-2}$	0	0				
実験管理棟	$^{3}\text{H}: 7.8 \times 10^5$	$1.6 \times 10^{-2}$	0	0				

項目 施設名	廃棄物処理場へ搬出 <sup>*1</sup>		排水溝へ排水		排水溝における濃度及び年間放出量			
	年間放射能量 (Bq)	廃液量 (m <sup>3</sup> )	年間放出量 <sup>*2</sup> (Bq)	廃液量 (m <sup>3</sup> )	排水 溝名	1日平均濃度の 最大値 <sup>*3</sup> (Bq/cm <sup>3</sup> )	3ヶ月平均濃 度の最大値 <sup>*3</sup> (Bq/cm <sup>3</sup> )	年間放出量 <sup>*2</sup> (Bq)
R I 製造棟	$\beta \cdot \gamma: 1.6 \times 10^8$ $\alpha: 9.3 \times 10^5$ ${}^3\text{H}: 3.8 \times 10^6$	$8.7 \times 10^1$	${}^3\text{H}: 1.7 \times 10^6$ ( $1.9 \times 10^6$ ) ${}^{35}\text{S}: 4.6 \times 10^5$ ${}^{75}\text{Se}: 2.1 \times 10^5$ ${}^{90}\text{Sr}: 4.8 \times 10^4$ ${}^{137}\text{Cs}: (8.8 \times 10^4)$ ${}^{241}\text{Am}: (3.5 \times 10^3)$	$3.0 \times 10^1$		${}^3\text{H}: 4.9 \times 10^0$ ( $1.1 \times 10^{-1}$ ) ${}^{14}\text{C}: 3.0 \times 10^{-2}$ ( $2.4 \times 10^{-2}$ )	${}^3\text{H}: 3.3 \times 10^{-1}$ ( $8.0 \times 10^{-4}$ ) ${}^{14}\text{C}: 1.7 \times 10^{-4}$ ( $3.0 \times 10^{-5}$ )	${}^3\text{H}: 4.4 \times 10^{11}$ ( $2.0 \times 10^9$ ) ${}^{14}\text{C}: 2.0 \times 10^8$ ( $7.5 \times 10^9$ )
核燃料倉庫	0	0	${}^{234}\text{U}: (1.2 \times 10^2)$	$1.3$				
トリチウムプロセス研究棟	0	0	${}^3\text{H}: 1.2 \times 10^8$	$3.0 \times 10^1$				
Pu研究Ⅰ棟	0	0	${}^{106}\text{Ru}: (8.1 \times 10^5)$ ${}^{239}\text{Pu}: (1.2 \times 10^4)$	$4.7 \times 10^1$				
再処理特研	$\beta \cdot \gamma: 1.9 \times 10^{10}$ $\alpha: 4.7 \times 10^8$ ${}^3\text{H}: 3.8 \times 10^6$	$3.0 \times 10^1$	0	0				
再処理試験室	$\beta \cdot \gamma: 7.3 \times 10^4$	$1.8 \times 10^{-1}$						
ウラン濃縮研究棟	0	0	${}^{234}\text{U}: 2.7 \times 10^4$	$6.8$				
処理処分開発棟	0	0	${}^{60}\text{Co}: 1.7 \times 10^5$ ${}^{90}\text{Sr}: 2.0 \times 10^4$ ${}^{137}\text{Cs}: 5.4 \times 10^4$ ( $1.9 \times 10^4$ )	$1.1 \times 10^1$				
フッ素実験室	$\beta \cdot \gamma: 2.4 \times 10^5$	$3.7 \times 10^1$	0	0				
汚染除去施設	$\beta \cdot \gamma: 7.3 \times 10^7$	$4.8 \times 10^1$	${}^3\text{H}: (1.3 \times 10^7)$ ${}^{14}\text{C}: (1.2 \times 10^7)$ ${}^{90}\text{Sr}: 3.1 \times 10^4$ ${}^{60}\text{Co}: (1.7 \times 10^6)$ ${}^{137}\text{Cs}: (1.6 \times 10^6)$ ${}^{241}\text{Am}: (2.3 \times 10^4)$	$7.5 \times 10^1$				
液体処理施設	$\beta \cdot \gamma: 2.6 \times 10^7$ ${}^3\text{H}: 4.0 \times 10^8$	$1.8 \times 10^1$	${}^3\text{H}: 4.3 \times 10^{11}$ ( $2.4 \times 10^9$ ) ${}^{14}\text{C}: 1.4 \times 10^8$ ( $7.4 \times 10^8$ ) ${}^{57}\text{Co}: 5.1 \times 10^5$ ${}^{60}\text{Co}: 9.1 \times 10^6$ ( $1.2 \times 10^8$ ) ${}^{90}\text{Sr}: 4.0 \times 10^8$ ${}^{125}\text{I}: 1.6 \times 10^8$ ${}^{134}\text{Cs}: 3.0 \times 10^8$ ${}^{137}\text{Cs}: 1.6 \times 10^7$ ( $1.0 \times 10^8$ ) ${}^{241}\text{Am}: (1.4 \times 10^7)$	$5.0 \times 10^4$				
第1廃棄物処理棟	$\beta \cdot \gamma: 7.8 \times 10^8$ $\alpha: 6.0 \times 10^5$ ${}^3\text{H}: 2.7 \times 10^{11}$	$9.3 \times 10^1$	${}^3\text{H}: 6.7 \times 10^7$ ( $1.0 \times 10^7$ ) ${}^{14}\text{C}: (1.2 \times 10^7)$ ${}^{60}\text{Co}: (2.0 \times 10^5)$ ${}^{90}\text{Sr}: 3.4 \times 10^3$ ${}^{137}\text{Cs}: (1.7 \times 10^5)$ ${}^{241}\text{Am}: (2.5 \times 10^4)$	$8.4 \times 10^1$				

項目 施設名	廃棄物処理場へ搬出 <sup>1)</sup>		排水溝へ排水		排水溝における濃度及び年間放出量				
	年間放射能量 (Bq)	廃液量 (m <sup>3</sup> )	年間放出量 <sup>2)</sup> (Bq)	廃液量 (m <sup>3</sup> )	排水 溝名	1日平均濃度の 最大値 <sup>3)</sup> (Bq/cm <sup>3</sup> )	3ヶ月平均濃 度の最大値 <sup>3)</sup> (Bq/cm <sup>3</sup> )	年間放出量 <sup>2)</sup> (Bq)	
第2廃棄物 処理棟	$\beta\gamma: 9.3 \times 10^8$ $\alpha : 9.3 \times 10^6$	$2.5 \times 10^1$	$^{3H} : 4.1 \times 10^9$ $(9.4 \times 10^7)$ $^{14C} : 6.2 \times 10^7$ $(9.5 \times 10^7)$ $^{60Co} : (1.9 \times 10^6)$ $^{90Sr} : 1.4 \times 10^4$ $^{125I} : 1.7 \times 10^6$ $^{137Cs} : 9.7 \times 10^4$ $(1.6 \times 10^6)$ $^{241Am} : (2.5 \times 10^5)$	$8.4 \times 10^2$					
圧縮処理施設	$\beta\gamma: 3.3 \times 10^7$ $\alpha : 1.0 \times 10^6$ $^{3H} : 4.8 \times 10^7$	$4.1 \times 10^1$	$^{3H} : (1.2 \times 10^8)$ $^{14C} : (1.7 \times 10^8)$ $^{60Co} : (1.7 \times 10^4)$ $^{137Cs} : (1.5 \times 10^4)$ $^{241Am} : (2.3 \times 10^3)$	7.5	2 排 水 溝				
極低レベル焼却 試験施設			$^{3H} : (9.7 \times 10^5)$ $^{14C} : (8.0 \times 10^5)$ $^{60Co} : (1.4 \times 10^4)$ $^{90Sr} : 2.9 \times 10^3$ $^{137Cs} : 4.8 \times 10^4$ $^{241Am} : (1.7 \times 10^3)$	5.7					
W A S T E F	$\beta\gamma: 1.6 \times 10^6$ $\alpha : 1.0 \times 10^4$ $^{3H} : 9.2 \times 10^5$	$1.6 \times 10^1$	$^{90Sr} : 1.5 \times 10^5$ $^{137Cs} : 4.7 \times 10^5$ $^{241Am} : (7.5 \times 10^3)$	$3.3 \times 10^1$					
環境シミュレー ション試験棟	$\beta\gamma: 3.3 \times 10^7$ $\alpha : 1.8 \times 10^4$ $^{3H} : 4.3 \times 10^6$	$1.1 \times 10^1$	0	0					
N U C E F	$\beta\gamma: 3.7 \times 10^7$ $\alpha : 7.3 \times 10^5$	$1.0 \times 10^1$	$^{137Cs} : (1.1 \times 10^6)$ $^{234U} : (9.3 \times 10^4)$	$4.6 \times 10^2$					
原研那珂	0	0	$^{3H} : 6.6 \times 10^5$ $(4.3 \times 10^6)$	$1.2 \times 10^2$					
F C A	0	0	$^{60Co} : (2.1 \times 10^4)$ $^{239Pu} : (1.9 \times 10^3)$	8.1	3 排 水 溝	$^{3H}, ^{14C}$ 以外 $: (1.8 \times 10^{-4})$	$^{3H}, ^{14C}$ 以外 $: (2.4 \times 10^{-3})$	$^{3H}, ^{14C}$ 以外 $: (1.3 \times 10^5)$	
T C A	0	0	$^{60Co} : (7.8 \times 10^3)$ $^{234U} : (9.0 \times 10^2)$	4.1				$^{60Co} : (1.3 \times 10^5)$ $^{234U} : (9.0 \times 10^2)$ $^{239Pu} : (2.7 \times 10^3)$	
F N S	0	0	$^{3H} : 1.3 \times 10^8$	9.2					
バックエンド技 術開発建家	$\beta\gamma: 9.2 \times 10^5$ $^{3H} : 1.6 \times 10^4$	$6.6 \times 10^{-2}$	$^{60Co} : (1.0 \times 10^5)$	$3.5 \times 10^1$		$^{3H} : 4.2 \times 10^{-1}$	$^{3H} : 3.5 \times 10^{-2}$	$^{3H} : 1.3 \times 10^8$	

項目 施設名	廃棄物処理場へ搬出 <sup>1</sup>		排水溝へ排水		排水溝における濃度及び年間放出量				
	年間放射能量 (Bq)	廃液量 (m <sup>3</sup> )	年間放出量 <sup>2</sup> (Bq)	廃液量 (m <sup>3</sup> )	排水 溝名	1日平均濃度の 最大値 <sup>3</sup> (Bq/cm <sup>3</sup> )	3カ月平均濃 度の最大値 <sup>3</sup> (Bq/cm <sup>3</sup> )	年間放出量 <sup>2</sup> (Bq)	
合 計	$\beta + \gamma: 4.2 \times 10^{10}$ $\alpha : 1.1 \times 10^9$ ${}^3\text{H} : 4.5 \times 10^{11}$	$8.6 \times 10^2$	${}^3\text{H}, {}^{14}\text{C}$ 以外 : $4.7 \times 10^7$ $(2.4 \times 10^8)$ ${}^{35}\text{S} : 4.6 \times 10^5$ ${}^{51}\text{Cr} : 1.9 \times 10^6$ ${}^{54}\text{Mn} : 7.0 \times 10^4$ $(4.3 \times 10^3)$ ${}^{57}\text{Co} : 5.1 \times 10^5$ ${}^{59}\text{Fe} : 1.8 \times 10^4$ ${}^{60}\text{Co} : 1.2 \times 10^7$ $(1.2 \times 10^8)$ ${}^{65}\text{Zn} : 3.1 \times 10^5$ ${}^{75}\text{Se} : 2.1 \times 10^5$ ${}^{89}\text{Sr} : 4.2 \times 10^6$ ${}^{99}\text{Mo} : 4.2 \times 10^6$ ${}^{110m}\text{Ag} : 6.8 \times 10^5$ ${}^{125}\text{I} : 1.8 \times 10^7$ ${}^{134}\text{Cs} : 3.0 \times 10^6$ ${}^{137}\text{Cs} : 1.3 \times 10^7$ $(1.1 \times 10^8)$ ${}^{152}\text{Eu} : 9.1 \times 10^4$ ${}^{232}\text{Th} : 3.6 \times 10^3$ $(1.1 \times 10^5)$ ${}^{234}\text{U} : 2.7 \times 10^4$ $(1.3 \times 10^5)$ ${}^{237}\text{Np} : (1.3 \times 10^3)$ ${}^{239}\text{Pu} : (1.4 \times 10^4)$ ${}^{241}\text{Am} : (1.4 \times 10^7)$	$9.7 \times 10^3$	合 計	${}^3\text{H}, {}^{14}\text{C}$ 以外 : $2.8 \times 10^{-3}$ $(8.1 \times 10^{-4})$ $(9.9 \times 10^{-5})$	${}^3\text{H}, {}^{14}\text{C}$ 以外 : $3.8 \times 10^{-5}$ $(8.0 \times 10^{-4})$	${}^3\text{H}, {}^{14}\text{C}$ 以外 : $4.7 \times 10^7$ $(2.4 \times 10^8)$	${}^{35}\text{S} : 4.6 \times 10^5$ ${}^{51}\text{Cr} : 1.9 \times 10^6$ ${}^{54}\text{Mn} : 7.0 \times 10^4$ $(4.3 \times 10^3)$ ${}^{57}\text{Co} : 5.1 \times 10^5$ ${}^{59}\text{Fe} : 1.8 \times 10^4$ ${}^{60}\text{Co} : 1.2 \times 10^7$ $(1.2 \times 10^8)$ ${}^{65}\text{Zn} : 3.1 \times 10^5$ ${}^{75}\text{Se} : 2.1 \times 10^5$ ${}^{89}\text{Sr} : 4.2 \times 10^6$ ${}^{99}\text{Mo} : 4.2 \times 10^6$ ${}^{110m}\text{Ag} : 6.8 \times 10^5$ ${}^{125}\text{I} : 1.8 \times 10^7$ ${}^{134}\text{Cs} : 3.0 \times 10^6$ ${}^{137}\text{Cs} : 1.3 \times 10^7$ $(1.1 \times 10^8)$ ${}^{152}\text{Eu} : 9.1 \times 10^4$ ${}^{232}\text{Th} : 3.6 \times 10^3$ $(1.1 \times 10^5)$ ${}^{234}\text{U} : 2.7 \times 10^4$ $(1.3 \times 10^5)$ ${}^{237}\text{Np} : (1.3 \times 10^3)$ ${}^{239}\text{Pu} : (1.4 \times 10^4)$ ${}^{241}\text{Am} : (1.4 \times 10^7)$

\*1： 所外施設（放医研、R I 協会）及びR I 研修所からの廃液は含まれていない。

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

\*3： 検出下限濃度以上の放出量と排水溝流量から求めた濃度の最大値。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同様に計算し、（ ）内に示した。

Table A.1.3-3 気体廃棄物の年間放出量と放出管理目標値との比較

(東海研究所, 1996年度)

原子炉施設	種類	核種	放出管理目標値 (Bq/年)	* 年間放出量 (Bq)	放出量 放出管理目標値
JRR-2	放射性希ガス	$^{41}\text{Ar}$	$1.1 \times 10^{14}$	$1.4 \times 10^{13}$	$1.3 \times 10^{-1}$
	放射性ガス	$^3\text{H}$	$9.6 \times 10^{12}$	$2.2 \times 10^{11}$	$2.3 \times 10^{-2}$
JRR-3	放射性希ガス	$^{41}\text{Ar}$	$6.2 \times 10^{13}$	$1.8 \times 10^{11}$	$2.9 \times 10^{-3}$
	放射性ガス	$^3\text{H}$	$7.4 \times 10^{12}$	$9.3 \times 10^{10}$	$1.3 \times 10^{-2}$
JRR-4	放射性希ガス	$^{41}\text{Ar}$	$9.6 \times 10^{11}$	0	0
NSRR	放射性希ガス	主に $^{41}\text{Ar}, ^{133}\text{Xe}$	$4.4 \times 10^{13}$	$5.4 \times 10^9$	$1.2 \times 10^{-4}$
	放射性よう素	$^{131}\text{I}$	$4.8 \times 10^9$	0	0
NUCEF	放射性希ガス	主に $^{89}\text{Kr}, ^{133}\text{Xe}$	$8.1 \times 10^{13}$	$2.5 \times 10^{11}$	$3.1 \times 10^{-3}$
	放射性よう素	$^{131}\text{I}$	$1.5 \times 10^{10}$	$1.6 \times 10^5$	$1.1 \times 10^{-5}$

\*: 検出下限濃度未満は放出量を0として集計した。

Table A.1.3-4 液体廃棄物の年間放出量と放出管理目標値との比較

(東海研究所, 1996年度)

核種		放出管理目標値 (Bq/年)	年間放出量*	放出量 放出管理目標値
$^3\text{H}, ^{14}\text{C}$ 以外の核種	総量	$1.8 \times 10^{10}$	$5.2 \times 10^7$	$2.9 \times 10^{-3}$
	$^{60}\text{Co}$	$3.7 \times 10^9$	$1.0 \times 10^7$	$2.7 \times 10^{-3}$
	$^{137}\text{Cs}$	$3.7 \times 10^9$	$1.3 \times 10^7$	$3.5 \times 10^{-3}$
$^3\text{H}$		$2.5 \times 10^{13}$	$4.4 \times 10^{11}$	$1.8 \times 10^{-2}$
$^{14}\text{C}$		$1.1 \times 10^{11}$	$2.0 \times 10^8$	$1.8 \times 10^{-3}$

\*: 第1, 第2, 第3排水溝の合計値

#### 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, NSRR 及び NUCEF 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、その値は  $1.4 \mu\text{Sv}$  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を、東海研究所全施設から放出された  $^{14}\text{C}$  を除く  $^3\text{H}$ ,  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{137}\text{Cs}$  等の核種について算出した。その結果は  $2.0 \times 10^{-2} \mu\text{Sv}$  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  $1.5 \mu\text{Sv}$  であり、原子炉施設保安規定に定められている周辺監視区域外における年間の実効線量当量の線量目標値  $50 \mu\text{Sv}$  の約 3.0 % であった。

(小林 秀雄)

Table A.1.4-1 放射性希ガスによる年間実効線量当量  
(東海研究所, 1996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における実効線量当量 ( $\mu\text{Sv}$ )
JRR-2	$1.4 \times 10^{13}$	1.4
JRR-3	$1.8 \times 10^{11}$	$1.1 \times 10^{-2}$
JRR-4	0	0
N S R R	$5.4 \times 10^9$	$7.7 \times 10^{-5}$
NUCEF	$2.5 \times 10^{11}$	$3.9 \times 10^{-3}$
合 計		1.4

\* : 検出下限濃度未満は放出量を0として集計した。

Table A.1.4-2 液体廃棄物による年間実効線量当量

(東海研究所, 1996年度)

核 種	年間放出量*	実効線量当量
	(Bq)	( $\mu\text{Sv}$ )
$^3\text{H}, ^{14}\text{C}$ 以外の核種	$^{60}\text{Co}$	$3.8 \times 10^{-3}$
	$^{137}\text{Cs}$	$1.0 \times 10^{-3}$
	その他	$1.3 \times 10^{-2}$
$^3\text{H}$	$4.4 \times 10^{11}$	$1.6 \times 10^{-3}$
合 計		$2.0 \times 10^{-2}$

\* : 検出下限濃度未満は放出量を0として集計した。

#### A.1.5 放射性汚染及び被ばく

1995年度は事故等による放射性汚染及び被ばくはなかった。

(小林 秀雄)

#### 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、1996年9月及び1997年3月の2回実施した。Table A.1.6-1に1997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、1996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。

(梁瀬 芳晃)

Table A. 1.6-1 建家別放射性同位元素保有状況  
(1997年3月31日現在)

(東海研究所, 1996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			合 計 (Bq)
	保有量(Bq)	主 要 核 種	核 種 数	保有量(Bq)	主 要 核 種	核 種 数	保有量(Bq)	主 要 核 種	核 種 数	
第 2 研究棟	1.7×10 <sup>11</sup>	<sup>137</sup> Cs, Am-Be	9	0			0			1.7×10 <sup>11</sup>
第 3 研究棟	4.4×10 <sup>8</sup>	<sup>241</sup> Am, <sup>60</sup> Co, <sup>137</sup> Cs	7	2.9×10 <sup>7</sup>	<sup>90</sup> Sr, <sup>63</sup> Ni, <sup>3</sup> H	19	5.1×10 <sup>10</sup>	<sup>3</sup> H, <sup>60</sup> Co, <sup>137</sup> Cs	22	5.1×10 <sup>10</sup>
第 4 研究棟	1.6×10 <sup>14</sup>	<sup>57</sup> Co, <sup>85</sup> Kr, <sup>60</sup> Co	4	9.5×10 <sup>10</sup>	<sup>3</sup> H, <sup>14</sup> C, <sup>99</sup> Tc	25	2.8×10 <sup>11</sup>	<sup>3</sup> H, <sup>85</sup> Kr, <sup>14</sup> C	40	1.6×10 <sup>14</sup>
放射線標準施設棟	6.9×10 <sup>12</sup>	<sup>80</sup> Co, <sup>137</sup> Cs, <sup>226</sup> Ra	15	0			4.3×10 <sup>9</sup>	<sup>85</sup> Kr, <sup>3</sup> H, <sup>147</sup> Pm	24	7.0×10 <sup>12</sup>
核 物 理 特 研	6.5×10 <sup>6</sup>	<sup>137</sup> Cs	1	0			0			6.5×10 <sup>6</sup>
タ ン デ ム 加 速 器 建 家	3.6×10 <sup>8</sup>	Am-Be	1	3.8×10 <sup>6</sup>	<sup>241</sup> Am, <sup>243</sup> Am, <sup>244</sup> Cm	3	0			3.6×10 <sup>8</sup>
セ ラ ミ ッ ク 特 研	7.8×10 <sup>8</sup>	<sup>137</sup> Cs	1	8.0×10 <sup>8</sup>	<sup>3</sup> H, <sup>59</sup> Fe	2	6.9×10 <sup>10</sup>	<sup>3</sup> H, <sup>60</sup> Co	2	7.0×10 <sup>8</sup>
冶 金 特 研	0			0			6.3×10 <sup>10</sup>	<sup>60</sup> Co, <sup>134</sup> Cs, <sup>137</sup> Cs	5	6.3×10 <sup>10</sup>
J F T - 2	3.6×10 <sup>8</sup>	<sup>57</sup> Co, <sup>241</sup> Am	2	0			0			3.6×10 <sup>8</sup>
非破壊測定実験室	1.8×10 <sup>5</sup>	<sup>252</sup> Cf	1	0			0			1.8×10 <sup>5</sup>
コ バ ル ト 照 射 室	1.3×10 <sup>16</sup>	<sup>60</sup> Co	1	0			0			1.3×10 <sup>15</sup>
開 発 試 験 室	4.9×10 <sup>11</sup>	<sup>3</sup> H, Am-Be, Ra-Be	3	0			0			4.9×10 <sup>11</sup>
モ ッ ク ア ッ プ 建 家	5.5×10 <sup>10</sup>	Am-Be, Ra-Be, <sup>226</sup> Ra	6	0			0			5.5×10 <sup>10</sup>
J R R - 2	4.1×10 <sup>9</sup>	Am-Be, <sup>252</sup> Cf, Ra-Be	3	0			0			4.1×10 <sup>9</sup>
原 子 炉 特 研	3.9×10 <sup>10</sup>	Am-Be, <sup>241</sup> Am	5	0			0			3.9×10 <sup>10</sup>
J R R - 3	4.3×10 <sup>11</sup>	<sup>3</sup> H, Am-Be, <sup>124</sup> Sb	3	0			0			4.3×10 <sup>11</sup>
実験利用棟第2棟	0		0				1.3×10 <sup>8</sup>	<sup>63</sup> Ni, <sup>137</sup> Cs, <sup>152</sup> Eu	12	1.3×10 <sup>8</sup>
J R R - 4	2.0×10 <sup>11</sup>	<sup>137</sup> Cs, Am-Be	2	0			0			2.0×10 <sup>11</sup>
大 ブ ラ ボ	1.3×10 <sup>9</sup>	<sup>9</sup> H, <sup>60</sup> Co, <sup>152</sup> Eu	3	0			2.1×10 <sup>13</sup>	<sup>60</sup> Co, <sup>69</sup> Fe, <sup>59</sup> Fe	12	2.1×10 <sup>13</sup>
R I 製 造 棟	4.0×10 <sup>11</sup>	<sup>60</sup> Co, <sup>137</sup> Cs, <sup>241</sup> Am	4	5.3×10 <sup>13</sup>	<sup>3</sup> H, <sup>14</sup> C, <sup>152</sup> Eu	7	2.2×10 <sup>14</sup>	<sup>3</sup> H, <sup>32</sup> P, <sup>192</sup> I <sub>r</sub>	30	2.7×10 <sup>14</sup>
機 械 化 工 特 研	2.2×10 <sup>10</sup>	<sup>241</sup> Am	1	0			0			2.2×10 <sup>10</sup>
J R R - 1	0			1.3×10 <sup>3</sup>	<sup>31</sup> Si, <sup>141</sup> Ge	2	4.0×10 <sup>4</sup>	<sup>24</sup> Mg	1	4.1×10 <sup>4</sup>

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			合 計 (Bq)	
	保有量(Bq)	主 要 核 種 名	核種数	保有量(Bq)	主 要 核 種 名	核種数	保有量(Bq)	主 要 核 種 名	核種数		
トリチウムプロセス棟	0			6.3×10 <sup>13</sup>	<sup>3</sup> H	1	1.65×10 <sup>16</sup>	<sup>3</sup> H	1	1.66×10 <sup>16</sup>	
P u 研究 1 棟	1.0×10 <sup>9</sup>	<sup>57</sup> Co, <sup>241</sup> Am	2	8.2×10 <sup>7</sup>	<sup>237</sup> Np	1	2.4×10 <sup>11</sup>	<sup>237</sup> Np, <sup>241</sup> Am, <sup>244</sup> Cm	4	2.4×10 <sup>11</sup>	
再 处 理 試 驗 室	3.5×10 <sup>8</sup>	<sup>63</sup> Ni	1	5.4×10 <sup>7</sup>	<sup>99</sup> Tc	1	1.4×10 <sup>7</sup>	<sup>99</sup> Tc	1	4.2×10 <sup>8</sup>	
フ ッ 素 実 驗 室	0			2.0×10 <sup>6</sup>	<sup>129</sup> I, <sup>131</sup> I, <sup>140</sup> I	3	2.1×10 <sup>6</sup>	<sup>106</sup> Ru, <sup>129</sup> I	2	4.1×10 <sup>6</sup>	
処理 分開 発発 棟	4.6×10 <sup>8</sup>	<sup>63</sup> Ni	1	0			0			4.6×10 <sup>8</sup>	
返還 廃棄 物 受 入	3.1×10 <sup>12</sup>	<sup>3</sup> H, <sup>137</sup> Cs, <sup>244</sup> Cm	10	0			0			3.1×10 <sup>12</sup>	
汚 染 除 去 場	0			0			0				
W A S T E F	0			6.9×10 <sup>12</sup>	<sup>134</sup> Cs, <sup>137</sup> Cs, <sup>244</sup> Cm	8	5.5×10 <sup>14</sup>	<sup>90</sup> Sr, <sup>137</sup> Cs, <sup>244</sup> Cm	13	5.6×10 <sup>14</sup>	
環 境 ミ リ ー シ ョ ン 棟	3.6×10 <sup>8</sup>	<sup>26</sup> Cf	1	3.6×10 <sup>7</sup>	<sup>14</sup> C, <sup>60</sup> Co, <sup>137</sup> Cs	10	2.6×10 <sup>8</sup>	<sup>14</sup> C, <sup>99</sup> Tc, <sup>137</sup> Cs	10	2.6×10 <sup>8</sup>	
F C	A	2.9×10 <sup>12</sup>	<sup>241</sup> Am, Am-Be,	<sup>252</sup> Cf	7	0		0		2.9×10 <sup>12</sup>	
T C	A	1.9×10 <sup>11</sup>	<sup>252</sup> Cf, Ra-Be,	<sup>3</sup> H	3	0		0		1.9×10 <sup>11</sup>	
F N S	5.2×10 <sup>8</sup>	<sup>241</sup> Am, <sup>60</sup> Co, <sup>137</sup> Cs	4	3.1×10 <sup>3</sup>	<sup>3</sup> H	1	2.7×10 <sup>4</sup>	<sup>3</sup> H	1	3.0×10 <sup>14</sup>	
N S R R	1.1×10 <sup>11</sup>	Am-Be	1	0			0			1.1×10 <sup>11</sup>	
パクル技 術開 発建 家	0			3.4×10 <sup>7</sup>	<sup>65</sup> Zn, <sup>137</sup> Cs	2	1.4×10 <sup>8</sup>	<sup>65</sup> Zn, <sup>60</sup> Co, <sup>137</sup> Cs	4	1.7×10 <sup>8</sup>	
電 源 特 会 施 設	0			1.6×10 <sup>6</sup>	<sup>60</sup> Co, <sup>137</sup> Cs	2	1.7×10 <sup>8</sup>	<sup>14</sup> C, <sup>60</sup> Co, <sup>137</sup> Cs	7	1.7×10 <sup>9</sup>	
大型 非定常 ループ	1.8×10 <sup>12</sup>	<sup>241</sup> Am, <sup>137</sup> Cs	2	0			0			1.8×10 <sup>12</sup>	
二 相 流 ル 一 プ	2.7×10 <sup>12</sup>	<sup>60</sup> Co	1	0			0			2.7×10 <sup>12</sup>	
燃 料 試 驗 施 設	4.0×10 <sup>12</sup>	<sup>60</sup> Co, Am-Be,	<sup>3</sup> H	5	1.3×10 <sup>8</sup>	<sup>241</sup> Am, <sup>60</sup> Co, <sup>100</sup> Cd	13	1.5×10 <sup>10</sup>	<sup>137</sup> Cs, <sup>3</sup> H, <sup>227</sup> Np	11	3.5×10 <sup>11</sup>
N U C E F	3.4×10 <sup>11</sup>			1.5×10 <sup>14</sup>			1.8×10 <sup>16</sup>			2.0×10 <sup>16</sup>	
合 計											

Table A.1.6-2 3.7MBq (100 μCi) 以下の密封放射性同位元素保有状況  
(1996年12月31日現在)

(東海研究所, 1996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	$^{63}\text{Ni}$	$2.6 \times 10^6$
第 2 研 究 棟	909	28	$^{241}\text{Am}$ , $^{137}\text{Cs}$ , $^{60}\text{Co}$	$3.7 \times 10^7$
第 3 研 究 棟	315	31	$^{241}\text{Am}$ , $^{137}\text{Cs}$ , $^{60}\text{Co}$	$4.9 \times 10^7$
第 4 研 究 棟	184	26	$^{241}\text{Am}$ , $^{137}\text{Cs}$ , $^{60}\text{Co}$	$1.3 \times 10^7$
放射線標準施設棟	184	23	$^{226}\text{Ra}$ , $^{137}\text{Cs}$ , $^{89}\text{Sr}$	$1.1 \times 10^8$
体内R I 分析室	108	15	$^{14}\text{C}$ , $^{241}\text{Am}$ , $^{137}\text{Cs}$	$9.4 \times 10^5$
核 物 理 特 研	7	6	$^{241}\text{Am}$ , $^{137}\text{Cs}$ , $^{152}\text{Eu}$	$7.4 \times 10^5$
タンデム加速器建家	12	8	$^{60}\text{Co}$ , $^{137}\text{Cs}$ , $^{138}\text{Ba}$	$1.8 \times 10^6$
セラミック特研	1	1	$^{60}\text{Co}$	$9.1 \times 10^2$
治 金 特 研	17	9	$^{241}\text{Am}$ , $^{138}\text{Ba}$ , $^{137}\text{Cs}$	$1.2 \times 10^6$
J F T - 2	9	9	$^{241}\text{Am}$ , $^{138}\text{Ba}$ , $^{137}\text{Cs}$	$8.3 \times 10^5$
コバルト照射室	1	1	$^{89}\text{Sr}$	$3.4 \times 10^6$
開 発 試 験 室	13	10	$^{241}\text{Am}$ , $^{137}\text{Cs}$ , $^{60}\text{Co}$	$1.7 \times 10^6$
モックアップ建家	111	9	$^{241}\text{Am}$ , $^{137}\text{Cs}$ , $^{60}\text{Co}$	$5.9 \times 10^6$
ホ ッ ト ラ ボ	42	10	$^{241}\text{Am}$ , $^{137}\text{Cs}$ , $^{152}\text{Eu}$	$6.7 \times 10^6$
原 子 炉 特 研	107	15	$^{241}\text{Am}$ , $^{137}\text{Cs}$ , $^{60}\text{Co}$	$1.1 \times 10^7$
J R R - 1 建家	11	6	$^{241}\text{Am}$ , $^{138}\text{Ba}$ , $^{137}\text{Cs}$	$8.4 \times 10^5$
J R R - 2	105	21	$^{60}\text{Co}$ , $^{137}\text{Cs}$ , $^{226}\text{Ra}$	$2.9 \times 10^6$
J R R - 3	75	18	$^{241}\text{Am}$ , $^{137}\text{Cs}$ , $^{152}\text{Eu}$	$2.1 \times 10^7$
実験利用棟第2棟	100	21	$^{60}\text{Co}$ , $^{137}\text{Cs}$ , $^{241}\text{Am}$	$3.8 \times 10^6$
J R R - 4	32	12	$^{22}\text{Na}$ , $^{138}\text{Ba}$ , $^{60}\text{Co}$	$1.0 \times 10^7$
R I 製 造 棟	82	14	$^{241}\text{Am}$ , $^{137}\text{Cs}$ , $^{60}\text{Co}$	$9.1 \times 10^6$
トリチウムプロセス棟	36	6	$^3\text{H}$ , $^{137}\text{Cs}$ , $^{226}\text{Ra}$	$4.0 \times 10^6$
P u 研 究 1 棟	22	13	$^{63}\text{Ni}$ , $^{137}\text{Cs}$ , $^{241}\text{Am}$	$1.6 \times 10^7$
再 処 理 特 研	22	19	$^{241}\text{Am}$ , $^{137}\text{Cs}$ , $^{60}\text{Co}$	$2.5 \times 10^6$
フ ッ 素 実 験 室	6	5	$^{129}\text{I}$ , $^{137}\text{Cs}$ , $^{138}\text{Ba}$	$4.6 \times 10^4$
返還廃棄物受入 測定技術開発棟	15	12	$^{137}\text{Cs}$ , $^{152}\text{Eu}$ , $^{252}\text{Cf}$	$1.4 \times 10^6$
液 体 処 理 施 設	8	8	$^{241}\text{Am}$ , $^{138}\text{Ba}$ , $^{137}\text{Cs}$	$8.8 \times 10^4$
第 2 廃 棄 物 处 理 棟	33	12	$^{241}\text{Am}$ , $^{137}\text{Cs}$ , $^{60}\text{Co}$	$5.2 \times 10^6$

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	$^{60}\text{Co}$ , $^{137}\text{Cs}$ , $^{133}\text{Ba}$	$5.7 \times 10^4$
W A S T E F	55	15	$^{152}\text{Eu}$ , $^{137}\text{Cs}$ , $^{60}\text{Co}$	$6.9 \times 10^6$
環境シミュレーション棟	59	6	$^{60}\text{Co}$ , $^{137}\text{Cs}$ , $^{22}\text{Na}$	$7.0 \times 10^6$
F C A	49	18	$^{241}\text{Am}$ , $^{137}\text{Cs}$ , $^{60}\text{Co}$	$4.5 \times 10^6$
T C A	29	12	$^{241}\text{Am}$ , $^{137}\text{Cs}$ , $^{60}\text{Co}$	$3.8 \times 10^6$
F N S	44	21	$^{241}\text{Am}$ , $^{137}\text{Cs}$ , $^{60}\text{Co}$	$3.9 \times 10^6$
科技庁電源特会施設	9	9	$^{241}\text{Am}$ , $^{137}\text{Cs}$ , $^{60}\text{Co}$	$7.3 \times 10^4$
バックエンド技術開発建家	74	14	$^{60}\text{Co}$ , $^{137}\text{Cs}$ , $^{152}\text{Eu}$	$9.1 \times 10^6$
N S R R	35	13	$^{241}\text{Am}$ , $^{137}\text{Cs}$ , $^{60}\text{Co}$	$3.6 \times 10^6$
燃 料 試 驗 施 設	61	13	$^{90}\text{Sr}$ , $^{152}\text{Eu}$ , $^{226}\text{Ra}$	$4.9 \times 10^7$
N U C E F	104	23	$^{137}\text{Cs}$ , $^{252}\text{Cf}$ , $^{109}\text{Gd}$	$2.6 \times 10^7$
合 計	3123	52		$4.4 \times 10^8$

## 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 7,347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。1996年度の測定評価件数は、延べ23,562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 936名及び65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、保安規定等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。1996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 285.2人・ミリシーベルト、0.04mSv及び3.8mSvであった。また、東海研究所の同線量当量は、それぞれ 154.1人・ミリシーベルト、0.03mSv及び2.8mSvであった。

放射線従事者中央登録センターへの原子炉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等の登録及び経歴照会は、原研全事業所の放射線業務従事者について延べ43,713件行った。

（大村 英昭）

### 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）毎の、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、身体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。なお、大型放射光施設については、1996年8月から（財）高輝度光科学研究センターが蛍光ガラス線量計を用いて測定評価した結果を登録した。

1996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、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（フィルム、TLD : 0.2mSv、蛍光ガラス線量計 : 0.1mSv）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、大型放射光施設を含めて7,347人（測定評価件数23,562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30人（195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151人（215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179人（1,186件）であった。

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285.2人・ミリシーベルト、平均実効線量当量が0.04mSvであった。1995年度と比較すると、約15%の減少であり、減少した主な施設は、廃棄物安全試験施設、東海研ホットラボ、JRR-2等である。年間の最大実効線量当量は、3.8mSvで、燃料試験施設及び大洗研ホットラボにおける除染作業に従事した者の被ばくであった。これらの全作業者の被ばくはいずれも計画管理されているもので、予測外の被ばくはなかった。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。

1996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31.3mSv、0.13mSv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8.8mSv、0.05mSvであった。皮膚の最大被ばくは、FCAにおける炉心燃料装荷変更作業に従事した者の被ばくであった。眼の水晶体の最大被ばくは、燃料試験施設におけるセル内マニプレータ修理作業に従事した

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、測定対象者全員が個人線量計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、4,613人(15,096件)であった。このうち女子の放射線業務従事者が85人(757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30人(195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142人(191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154.1人・ミリシーベルト、平均実効線量当量が0.03mSvで、1995年度の集団実効線量当量と比較して34%の減少であった。年間最大実効線量当量は、2.8mSvで、燃料試験施設におけるセル内除染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、作業者区分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, 0.16mSvであり、眼の水晶体の最大と平均の組織線量当量が、8.8mSv, 0.06mSv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

管理期間	放射線業務従事者実員	実効線量当量分布(人数)				平均量(mSv)	最線量(mSv)を超えるもの	平均量(mSv)	最線量(mSv)を超えるもの	平均量(mSv)	最線量(mSv)を超えるもの	平均量(mSv)	最線量(mSv)を超えるもの	集団実効量(person・mSv)	
		0.2mSv未満	0.2mSv以上 1.0mSv以下	1.0mSv以上 5.0mSv以下	5.0mSv以上 15mSv以下										
第1四半期	4,533	4,413	117	3	0	0	0	0.01	0.01	1.5	49.2				
第2四半期	4,990	4,880	102	8	0	0	0	0.01	0.01	1.5	48.8				
第3四半期	5,277	5,193	84	0	0	0	0	0.01	0.01	1.0	33.4				
第4四半期	5,417	5,240	120	57	0	0	0	0.03	0.03	2.8	153.8				
年間 <sup>*1</sup>	7,347 (7,207)	6,983 (6,774)	269 (328)	95 (105)	0 (0)	0 (0)	0 (0)	0.04 (0.05)	0.04 (0.05)	3.8 (4.4)	285.2 (333.9)				

<sup>\*1</sup>カッコ内の数値は、1995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

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)				平均量(mSv)	最線量(mSv)を超えるもの	平均量(mSv)	最線量(mSv)を超えるもの	平均量(mSv)	最線量(mSv)を超えるもの	平均量(mSv)	最線量(mSv)を超えるもの	集団実効量(person・mSv)	
		0.2mSv未満	0.2mSv以上 1.0mSv以下	1.0mSv以上 5.0mSv以下	5.0mSv以上 15mSv以下										
職員等	1,992	1,853	59	10	0	0	0	0.02	0.02	2.7	42.0				
外来研究員等	1,364	1,336	23	5	0	0	0	0.01	0.01	1.7	14.9				
請負業者	3,616	3,349	187	80	0	0	0	0.06	0.06	3.8	228.3				
研修生	467	467	0	0	0	0	0	0.00	0.00	0.0	0.0				
全作業者	7,347	6,983	269	95	0	0	0	0.04	0.04	3.8	285.2				

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、1996年度)

事業所名	放射線業務 従事者 従業員	実効線量当量分布(人数)					平均量 線 (mSv)	最 大 効 量 當 量 (mSv)	最 大 實 効 量 當 量 (mSv)	集 團 量 當 量 (person・mSv)	集 線 量 當 量 (person・mSv)	
		0.2mSv未満	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以上 のもの						
東海研究所	4,613	4,400	166	47	0	0	0.03	0.03	2.8	154.1		
高崎研究所	652	640	11	1	0	0	0.01	0.01	1.5	5.2		
大洗研究所	918	844	59	15	0	0	0.06	0.06	2.6	51.7		
東京研修センター	411	411	0	0	0	0	0.00	0.00	0.0	0.0		
むつ事業所	72	68	4	0	0	0	0.02	0.02	0.6	1.7		
那珂研究所	1,095	1,023	42	30	0	0	0.07	0.07	2.2	72.0		
関西研究所	69	69	0	0	0	0	0.00	0.00	0.0	0.0		
全事業所 *1	7,347	6,983	269	95	0	0	0.04	0.04	3.8	285.2		

\*1 所外(旧エネルギー物理学研究所)における集団実効線量当量0.5 person・mSv を含む(1996年度)

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, 1996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)				平均量 (mSv)	実効量 (mSv)	最大量 (mSv)	最線量 (mSv)	集団量 (person · mSv)	効率量 (person · mSv)
		0.2mSv未満	0.2mSv以上 1.0mSv以下	1.0mSv以上 5.0mSv以下	5.0mSv以上 15mSv以下						
第1四半期	2,902	2,807	92	3	0	0	0.01	0.01	1.5	39.6	
第2四半期	3,293	3,252	36	5	0	0	0.01	0.01	1.2	18.2	
第3四半期	3,264	3,206	58	0	0	0	0.01	0.01	0.9	21.1	
第4四半期	3,430	3,343	60	27	0	0	0.02	0.02	2.8	75.2	
年間 <sup>*1</sup>	4,613 (4,443)	4,400 (4,108)	166 (262)	47 (73)	0 (0)	0 (0)	0.03 (0.05)	0.03 (0.05)	2.8 (4.0)	154.1 (232.5)	

<sup>\*1</sup> ハッコ内の数値は、1995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	放射線業務従事者実員	実効線量当量分布(人数)				平均量 (mSv)	実効量 (mSv)	最大量 (mSv)	最線量 (mSv)	集団量 (person · mSv)	効率量 (person · mSv)
		0.2mSv未満	0.2mSv以上 1.0mSv以下	1.0mSv以上 5.0mSv以下	5.0mSv以上 15mSv以下						
職員等	1,271	1,228	37	6	0	0	0.02	0.02	2.7	26.4	
外来研究員等	1,005	978	22	5	0	0	0.01	0.01	1.7	14.7	
請負業者	2,258	2,115	107	36	0	0	0.05	0.05	2.8	113.0	
研修生	89	89	0	0	0	0	0.00	0.00	0.0	0.0	
全作業者	4,613	4,400	166	47	0	0	0.03	0.03	2.8	154.1	

### 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。なお、東海研究所では他の研究所・事業所からの依頼により内部被ばく検査を実施している。1996年度の実施検査数等を合わせて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及び退域時（放射線業務従事者指定登録時及び解除時）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65人（このうち、女子は0人）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

バイオアッセイ及び体外計測により定期的に行う検査、随時に行う検査及び入退域の中間に行う検査を実施し、非密封放射性物質取り扱い作業環境の健全性を確認した。バイオアッセイにより延べ456人（このうち、女子は0人）、体外計測により延べ415人（このうち、女子は0人）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。

#### (5) バックグラウンド調査

上記各検査における有意な体内汚染を判定する際の基礎データとして役立てるため、バイオアッセイ試料中の放射能濃度のバックグラウンドレベルの調査を実施した。調査は、非密封の放射性物質を取り扱っていない職員等（27人）の協力を得て、内部被ばく検査の種目毎にそれぞれ全 $\alpha$ 放射能延べ52人、全 $\beta$ 放射能延べ105人、トリチウム延べ106人、天然ウラン延べ106人、全身計測延べ27人及び胸部計測延べ21人について行った。

（桑原 潤）

Table A.2.3-1 内部被ばく検査の延べ受検者数一覧

(全事業所、1996年度)

事業所名	定期検査期間	入退域検査(人)	臨時検査(人)	確認検査(人)				検査(人)				合計
				α全放射能	β全放射能	トリチウム放射能	天然ラジウム放射能	全計	身測	胸計	部測	
管 第 1 四 半 期	0	0	0	0	2 1	6 2	2 0	1 0 8	0	0	2 1 1	
東 海 研 第 2 四 半 期	0	9	0	2 3	2 1	6 2	2 0	1 0 0	0	0	2 3 5	
第 3 四 半 期	0	1 1	0	0	2 1	6 1	1 9	1 0 3	5	5	2 2 0	
第 4 四 半 期	0	4 5	0	2 4	2 1	6 1	2 0	9 9	0	0	2 7 0	
小 計	0	6 5	0	4 7	8 4	2 4 6	7 9	4 1 0	5	5	9 3 6	
高 崎 研究所	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	2 0 1
大 洗 研究所	0	1 4 5	0	1 2	0	3 2	2 4	1 2 2	6	6	3 4 1	
む つ 事 業 所	0	3 5	0	0	0	0	0	1 3 8	0	0	1 7 3	
那 珂 研究所	0	0	0	0	0	2 0	0	0	0	0	2 0	
ラ ジ オ ア イ ソ ト ー ブ 研 修 所	0	0	0	4	0	0	0	4	0	0	8	
合 計	0	2 4 5	0	5 9	8 8	2 9 8	1 0 3	8 7 5	1 1	8 8 6	1 6 7 9	

(注) バイオアッセイによる検査及び胸部計測並びにR I研修所の全身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、1995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23,562件及び内部被ばく測定記録年間延1,680件（認定記録1件を含む）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。

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、Table A.2.4-1 に示す。

（半谷 英樹）

Table A.2.4-1 中央登録申請データ件数

（全事業所、1996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	261	156	151	155	723
	指定登録	1,311	1,540	1,753	1,852	6,456
	指定解除登録	1,363	1,361	1,549	1,949	6,222
	個人識別変更登録	7	2	3	3	15
	手帳発効登録	52	12	21	11	96
	定期線量登録	7,642	0	0	0	7,642
障害関係	個人識別登録	589	442	501	584	2,116
	記録引渡登録	1,363	1,361	1,549	1,949	6,222
	定期線量登録	7,214	0	0	0	7,214
経歴照会		290	172	166	160	788
指定解除者放射線管理記録 (法定記録) の引渡し		1,361	1,361	1,549	1,948	6,219
合 計		21,453	6,407	7,242	8,611	43,713

### A.2.5 内部被ばくに係る放射線作業状況調査結果

原研における放射線業務従事者（従事者）の内部被ばくに係る個人モニタリングは、作業場所で取り扱われる放射性核種の使用状況調査に基づいて実施しており、1964年度頃から行っている。放射性核種の使用状況調査結果には有益な情報が含まれており、個人モニタリングを効果的にかつ効率良く実施する上で重要となる。我々は、この結果を内部被ばく検査方法及び被検者数の決定に反映している。しかし、今までの調査結果の整理はそのほとんどが手作業で行ってきたこともあり、煩雑な業務であった。昨年度報告された内部被ばく記録ファイリングプログラム<sup>1)</sup>によって作成した作業状況調査結果データベースと、これを処理するパーソナルコンピュータの使用によって、本年度はその煩雑なデータ処理を格段に簡便なものとした。

ここでは、このデータベースを基に、Microsoft 社製のExcel for Windows 95を用いて東海研究所の従事者が実際に取り扱う放射性核種の使用状況を整理した例を示す。本年度の調査結果では、フィルムバッジを有する従事者は4月現在の実人員で約2,500人、そのうち継続した放射線作業で管理区域へ立ち入り、非密封放射性同位元素の使用を予定した者は約1,000人であった。これらの従事者が取り扱う核種及びその延べ人数の分布をTable A.2.5-1に示す。この表から分かるように、内部被ばくに係る従事者の取り扱い核種は40種類以上と多岐にわたっている。そのため、定常の検査ではこれらの核種の特性を考慮に入れ、バイオアッセイにより全 $\alpha$ 放射能検査、全 $\beta$ 放射能検査、トリチウム検査及び天然ウラン検査を、体外計測により全身計測及び胸部計測を実施している。しかしながら、バイオアッセイの場合、 $^{14}\text{C}$ 、 $^{35}\text{S}$ 等の純 $\beta$ 核種でありながら、定常の検査で用いる化学分析手法では、検出が難しい核種もあり、その場合には、核種を特定した隨時に行う確認検査を実施する事としている。また、 $^{55}\text{Fe}$ のようにX線のエネルギー(5.9keV)が低く、壊変形式が電子捕獲のみの核種もあり検査が困難となる場合もある。よって、これらの核種については、従事者が作業場所で一緒に取り扱う核種等を考慮に入れた検査が重要となることが分かる。なお、ここでは省略したが半減期の短い核種についても約10種類、延べ50人程度の使用者がいる。

今後も、この様な状況を踏まえ、包括的な内部被ばく検査技術の改善・改良、核種の使用頻度及び内部被ばくの影響の程度から重要となる核種の検査技術の開発を進めていく。

(清水 勇、石川 浩司)

### 参考文献

- 1) 植田 久男：保健物理－管理と研究－No.38, JAERI-Review 96-014, 162-163, (1995)

Table A.2.5-1 内部被ばくに係る放射線作業状況調査結果に基づく放射線作業従事者の取り扱い核種分布

(東海研究所, 1996年度)

分布	10人未満		10人以上 50人未満		50人以上 100人未満		100人以上 150人未満		150人以上 200人未満		200人以上 250人未満		250人以上 300人未満	
	核種等	分布	分布	核種等	分布	核種等	分布	核種等	分布	核種等	分布	核種等	分布	核種等
196	Au	143	P r	243	Am	241	Am	241	Am	131	I	237	N p	濃縮ウラン
198	Au	106	R u	14	C	109	C d	109	C d	237	S r	90	S r	天然リラン
205	Bi	124	S b	85	S c	139	C e	244	C m	239	P u	134	C s	
141	C e	46	S c	85	S r	232	U	235	U	152	E u	192	I r	
144	C e	244	S r	235	U	238	U	169	Y b	54	M n	32	P	
36	C l	232	U	238	U	169	Y b	32	P	103	R u	35	S	
58	C o	235	U	169	Y b	169	Y b	103	R u	99	T c	232	T h	
51	C r	238	U	169	Y b	169	Y b	99	T c	65	Z n	65	Z n	
55	F e	169	Y b	169	Y b	169	Y b	450	人以上 450人未満	450	人以上 500人未満	500	人以上 550人未満	550人以上 600人未満
59	F e	劣化カラジ												650人以上
153	G d													60 C o
129	I													
85	K r													
22	N a													
239	N p													

## 1A.3 施設の放射線管理

### A.3.1 概 要

原子炉施設、核燃料使用施設、放射性同位元素使用施設などの各種施設について、作業環境及び放射線作業の放射線管理を保安規定等に基づいて実施した。

放射線モニタ、放射線モニタ集中監視システム及び放射線管理用測定機器について、放射線管理の効率化、合理化を図りつつ、年次計画に基づき更新、整備を進めた。

1996年度に実施された放射線管理上の主要な作業は次の通りである。

- (1) J R R - 4 における原子炉施設改造工事
- (2) ホットラボにおけるケーブ・セル除染及び内装機器の点検・整備作業
- (3) T P L における大量トリチウム (555TBq) 計量実験
- (4) R I 製造施設における<sup>99</sup>Mo 製造設備解体・撤去工事
- (5) F C A における炉心変更装荷作業
- (6) 再処理特別研究棟におけるグローブボックス等の解体作業
- (7) 廃棄物処分開発棟における管理区域の解体撤去作業
- (8) 燃料試験施設におけるセル及び廃液タンク除染作業

これらの作業において、作業者の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、作業環境における放射線異常は検出されなかった。

東海研究所の各施設から放出された排気、排水中の放射性物質の量及び濃度は、保安規定等に定める放出管理基準値を十分下回った。

この他、液体シンチレーションカウンタで<sup>90</sup>Srを測定する場合の諸問題、ホットラボ施設から放出される<sup>125</sup>Sbの性状、東海研F D D I ネットワークシステムの放射線モニタ集中監視システムへの利用などの調査、検討を行った。

(北野 匠四郎)

### A.3.2 廃棄物処分開発棟管理区域解除工事における放射線管理

廃棄物処分開発棟は1974年に設置され、海洋投棄に関する深海を模擬した実規模廃棄物固化体の安全試験等が行われてきた。所期の研究計画が終了し設備等の老朽化が著しくなったため、1996年9月から1997年3月まで、管理区域解除にともなう解体撤去作業が実施された。

作業場所については大実験室（高さ8.4m、床面積118m<sup>2</sup>）、中実験室、小実験室、排気・排水設備等からなる。

作業内容は①汚染等の可能性のない機器及び装置の撤去、②床及び床ピット等のはつり作業、③R I 浸出試験装置（高圧水槽）、排水設備（廃液タンク、廃液貯槽、埋設配管）及び排気設備の解体撤去作業、④解体撤去後の修復作業の順に行われた。

汚染等の可能性のない機器及び装置は、汚染検査の後搬出した。床及び床ピット部の汚染のはつり作業は事前のインベントリ測定による結果を確認し、汚染核種（<sup>137</sup>Cs）のコンクリート面への浸透深さを考慮して行った。

解体撤去作業の内、主要な作業となる高圧水槽、廃液タンク及び廃液貯槽では、放射性廃棄物の低減化を図るため、高圧水槽については水槽内部の汚染した金属面を剥離し、廃液タンク及び廃液貯槽については内側のゴムライニングを撤去した。高圧水槽の剥離部分はサーベイメータで汚染検査を行った後、最終的な汚染の有無の確認には剥離試料をγ線波高分析装置（PHA）により測定した。その結果、高圧水槽、廃液タンク及び廃液貯槽の大部分（約23m<sup>3</sup>）が非放射性廃棄物となった。また、廃液貯槽の撤去作業については屋外作業であったため、グリーンハウス（GH）とその外側に仮設の作業用ハウスを設けた。切断及び剥離作業は局所排気装置を設けたGH内で行い、作業者は全面マスクとタイベックスーツ又はビニールアノラックを着用した。

埋設配管についてはすべて掘り起こし、配管部分の土壤をPHAにより測定した。配管は放射性廃棄物の減容化を図るため、ドラム缶に充填可能な寸法に切断した。また、各実験室に設置されていた物理実験台、フード及び機器等については汚染検査を行い、汚染が検出された部分及びその系統部分を分離し放射性廃棄物とした。

作業中における空气中放射能濃度は、大実験室の埋設配管の切断時にGH内で全βについて最大 $8.5 \times 10^{-8}$ Bq/cm<sup>3</sup>となったが、他の作業においてはすべて検出下限濃度未満（ $2.0 \times 10^{-8}$ Bq/cm<sup>3</sup>）であった。また外部被ばくは全作業者（14人）について0.2mSv未満であった。

解体撤去後の修復作業が終了した後、建家全域の汚染検査を行い、表面密度がβ（γ）についてすべて $0.4$ Bq/cm<sup>2</sup>未満であることを確認し、管理区域を解除した。

この解体撤去作業では特に放射性廃棄物の低減化に留意した。高圧水槽のような重量物（約5t）で、かつ肉厚（厚さ150mm）のあるものは汚染部分を完全に剥離する方法が有効であった。これにより、高圧水槽、廃液タンク、廃液貯槽については放射性廃棄物としなかったため、推定1m<sup>3</sup>容器23個分の廃棄物が低減できた。

（網代 和広）

### A.3.3 再処理特別研究棟解体実地試験における放射線管理

#### (1) 解体実地試験の概要

再処理特別研究棟（再処理特研）は、工学的規模の再処理研究施設として1966年に完成し、1967年から1968年まで使用済燃料の再処理試験が行われた後、核燃料物質の使用施設として各種の試験・研究に使用されてきた。原子炉施設の解体については、すでにJ P D Rにおいて解体技術の開発と解体実地試験が行われた。核燃料施設、再処理施設等のT R U核種で汚染した施設解体の研究開発として、再処理特研を対象施設として解体実地試験が開始された。解体実地試験の全体工程は、1996年度から2004年度までの9年計画で、設備・機器類の解体・撤去及び施設の解体を行う。

#### (2) 1996年度作業の概略

1年目として232号室のグローブボックス（G B）（8基）、フード（2基）及びその附帯設備の解体・撤去を行った。作業は、①G B等内の汚染固定、②G B等の排気系からの切断、③解体作業のためのグリーンハウス（G H）の設置、④G H内でのG B等の細断、⑤細断片のドラム缶収納、⑥G Hの撤去の順序で行い、作業期間は約4ヶ月であった。そのうち、④及び⑤については1.5ヶ月を要した。

#### (3) G B解体作業の放射線管理

G B内については1995年度にインベントリー測定を実施し、最大表面密度（ $\alpha : 5.3 \times 10^3 \text{Bq/cm}^2$ ,  $\beta (\gamma) : 6.1 \times 10^1 \text{Bq/cm}^2$ , GB-A, D, J）、平均表面密度、最大線量当量率（ $20 \mu \text{Sv/h}$ , GB-A）及び主要核種（ $\alpha : {}^{239}\text{Pu}$ ,  $\beta (\gamma) : {}^{137}\text{Cs}$ ）を確認した。

これらの解体・撤去作業では、内部被ばくの防護のため、空気汚染、身体汚染及び表面汚染の測定評価に重点をおいた放射線管理を実施した。

G Hの構造及び空気モニタリング設備をFig. A. 3.3-1に示す。主作業者はエアラインスーツ、補助作業者は全面マスク、エアラインスーツ着脱エリア及び身体サーベイエリアでの作業者は半面マスクを着用した。

空気モニタリングでは、G H-1内におけるG B切断等による急激な濃度上昇の監視及びG H-3内でのエアラインスーツ脱装時の空気汚染の監視用に室内ダストモニタ（ZnSシンチレーション検出器）を設置した。また、ローカルサンプリング端(LS)をG H-1, 3及びG H外に設置した。G H外での空気サンプリング(LS-4, 5, 6)では空気汚染は検出されなかった。また、作業者の身体汚染及びエアラインスーツの損傷等は発生せず、外部被ばくは作業者18人すべてについて0.2mSv未満であったため、問題なく作業を終了した。

#### (4) G B内の表面密度と空气中濃度との関係

G B解体作業中のG H-1内(LS-1)の空气中放射能濃度（全 $\alpha$ ）とインベントリー測定によるG B内の最大及び平均表面密度（ $\alpha$ ）をFig. A. 3.3-2に示す。このグラフにおいて、点(b), (d)は汚染固定のできない部分のあったG B(GB-J, A)切断中の空气中濃度、点(a), (c)は汚染固定の完全にできたG B(GB-D, I)切断中の空气中濃度の代表例を示す。

汚染固定の優劣によるG B切断中の空气中濃度及びG B内の平均表面密度をTable A. 3.3-1に示す。汚染固定が十分に行われた場合の空气中濃度（C）と平均表面密度（S）の関係（C/S）

は約  $5 \times 10^{-8} \text{ cm}^{-1}$  であり、汚染固定が十分に行われなかった場合より 1 衡以上低い値となった。

1997年度の作業においても、確実な汚染固定と作業エリアの除染に留意し、空気中濃度の低減に努める。

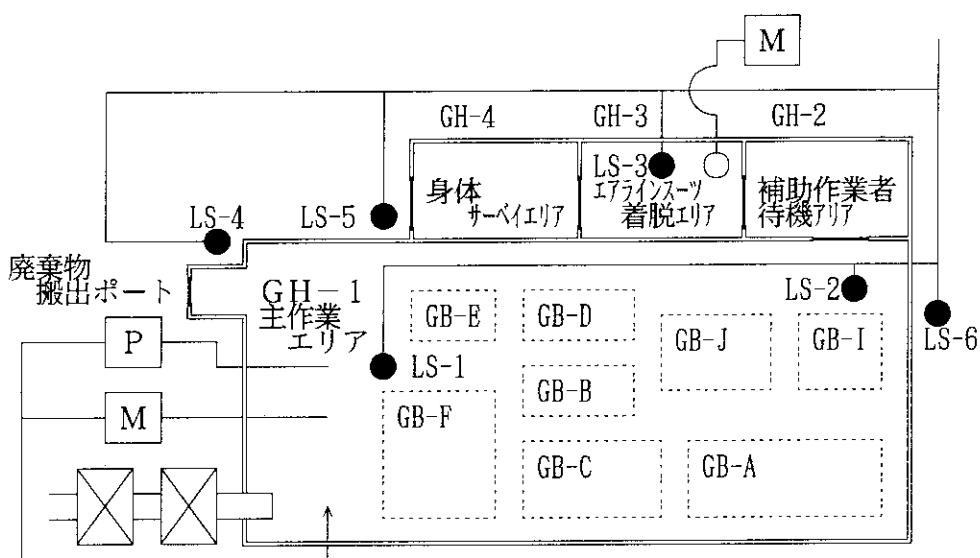
(佐藤 隆一)

#### 参考文献

- 1) 浅野 善江：保健物理－管理と研究－No. 31, JAERI-M 89-212(1988)

Table A.3.3-1 汚染固定の優劣による空気中濃度と平均表面密度

	汚 染 固 定 の 優 劣			
	十分に行われた場合	不十分であった場合	(a)	(c)
グラフ上の点			(b)	(d)
解体GB名称	D	I	J	A
空気中濃度 C (Bq/cm <sup>3</sup> )	$3.2 \times 10^{-5}$	$4.1 \times 10^{-5}$	$4.9 \times 10^{-4}$	$2.4 \times 10^{-3}$
平均表面密度 S (Bq/cm <sup>2</sup> )	$6.9 \times 10^2$	$6.7 \times 10^2$	$6.0 \times 10^2$	$8.8 \times 10^2$
C/S (cm <sup>-1</sup> )	$4.6 \times 10^{-8}$	$6.1 \times 10^{-8}$	$8.2 \times 10^{-7}$	$2.7 \times 10^{-6}$



凡例

[M] : 室内ダストモニタ

● : ポーラルサンプリング端 (LS-1, 2, 3, 4, 5, 6)

[P] : ポータブルサンプラー

[X] : 排気バルブ

Fig. A.3.3-1 GHの構造及び空気モニタリング設備

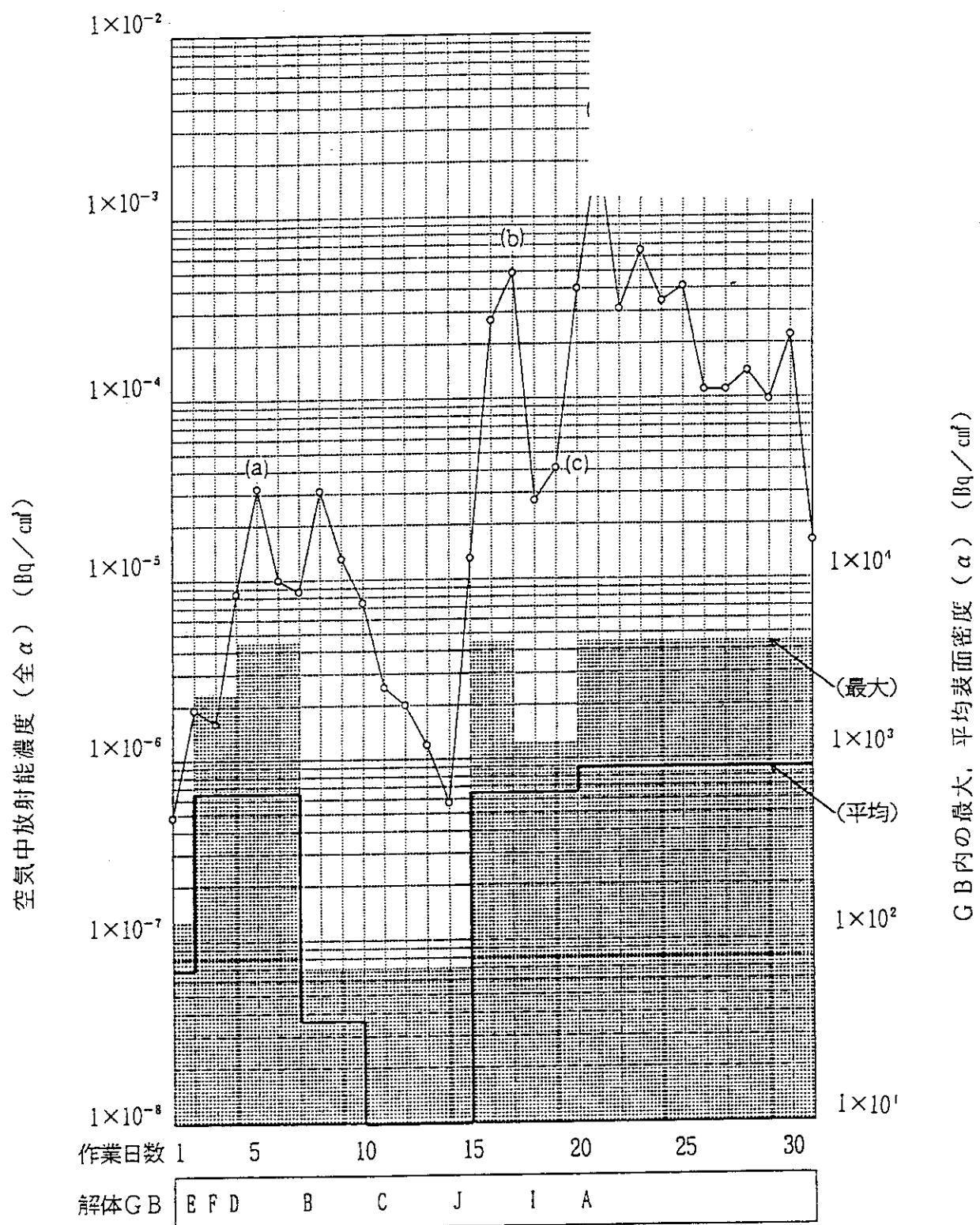


Fig. A. 3.3-2 GB解体中の空気中濃度及びGB内の最大、平均表面密度

### A.3.4 LSCによる<sup>90</sup>Sr濃度測定時の<sup>60</sup>Co, <sup>137</sup>Csの計数寄与

放射性廃液貯槽中の<sup>90</sup>Sr濃度を液体シンチレーションカウンタ(LSC)で測定する場合、<sup>90</sup>Srと<sup>90</sup>Yが平衡に達していると仮定して、<sup>90</sup>Sr β線最大エネルギー以上のエネルギー領域(546～2000keV)に測定範囲を設定し、<sup>90</sup>Yのβ線を測定することにより濃度を暫定評価している<sup>1)</sup>。LSCの特徴として、<sup>60</sup>Coのようにβ崩壊して生じた娘核種の原子核の励起レベルの寿命がLSCの同時計数回路の分解時間(約20nsec)より短い場合、β崩壊とγ崩壊は同時現象として測定され、設定エネルギー範囲の計数に影響する。また、<sup>137</sup>Csのように娘核種の原子核の励起レベルの寿命がLSC同時計数回路の分解時間より長い場合、β線とγ線はそれぞれ別個に計数される<sup>2)</sup>が、1.173MeVのβ線が設定エネルギー範囲の計数に影響する。そこで、既存の<sup>60</sup>Co, <sup>137</sup>Csクエンチング標準線源(液体シンチレータ:クリアゾル14cm<sup>3</sup>, 試料水量:1cm<sup>3</sup>)を用いてLSC(パッカード社製:LSA-2550 TR A/B)の(546～2000keV)領域の計数寄与率を測定した。測定器の設定条件は、通常測定時の設定条件と同じように、同時計数回路の分解時間を18nsec、クエンチング指標をtSIE/AEC<sup>3)</sup>モードとした。Fig. A.3.4-1に<sup>60</sup>Co, <sup>137</sup>Csの(546～2000keV)領域への寄与率を、Fig. A.3.4-2に<sup>60</sup>Co, Fig. A.3.4-3に<sup>137</sup>Cs標準線源のβ(γ)線スペクトルを示す。<sup>60</sup>Coの場合、β線だけのスペクトルとβ+γ線が同時計数されたスペクトルで構成され、β+γ線は(546～2000keV)領域で計数される。<sup>137</sup>Csの場合、0.511MeV(約95%)のβ線と1.173MeV(約5%)のβ線で構成され、1.173MeVのβ線が(546～2000keV)領域で計数される。一般に、15cm<sup>3</sup>の液体シンチレータ中にγ線放出核種だけを溶解した場合、0.5MeVのγ線の計数効率は約10%であり、0.5MeV以下では10%以上、0.5MeV以上では10%以下になると言われている<sup>2)</sup>。

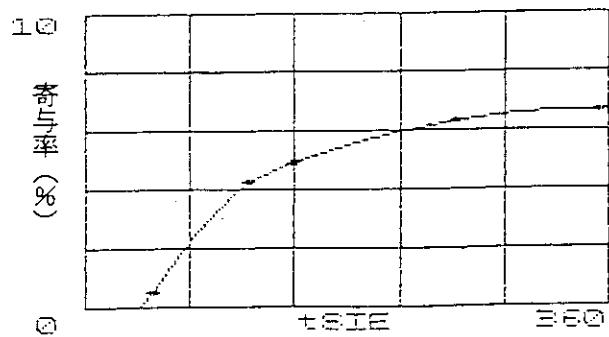
Fig. A.3.4-1から(546～2000keV)領域における計数寄与は、tSIEが350程度(クエンチングが比較的良好な状態)のとき<sup>60</sup>Coについては約7%, <sup>137</sup>Csについては約5%であった。通常測定時の放射性廃液のtSIE平均値を150として計数寄与率を計算すると、<sup>60</sup>Coについては5.2%, <sup>137</sup>Csについては1.7%となる。このことから<sup>60</sup>Co又は<sup>137</sup>Csのみが放射性廃液中に存在したとして、(546～2000keV)領域における計数値が検出限界計数以上になると考えられる<sup>60</sup>Co, <sup>137</sup>Csの濃度を計算すると、<sup>60</sup>Coについては $3.4 \times 10^{-1}$ Bq/cm<sup>3</sup>, <sup>137</sup>Csについては1.0Bq/cm<sup>3</sup>となる。

以上の結果から放射性廃液中に<sup>60</sup>Co又は<sup>137</sup>Csが比較的高濃度で存在するときは、<sup>90</sup>Srが検出されたと誤認することになるので注意が必要である。<sup>60</sup>Co, <sup>137</sup>Csのみの場合は、γ線核種分析結果よりその寄与を差し引くことが可能であるが、他の核種も混在していると弁別評価が困難になるので、今後<sup>90</sup>Srのみを測定できるよう化学分離法を検討したい。

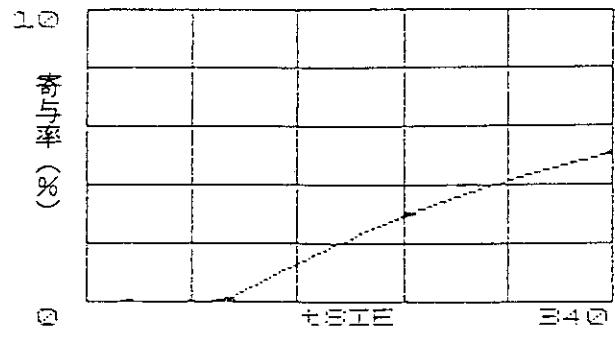
(宮本 俊寛)

### 参考文献

- 1)黒沢 義昭:保健物理—管理と研究—No.35, JAERI-M 93-172(1992)
- 2)石河 寛昭:“最新液体シンチレーション測定法”, 南山堂, P.185 ~ , (1992)
- 3)パッカードマニュアル:Packard Instrument., Inc, (1992)

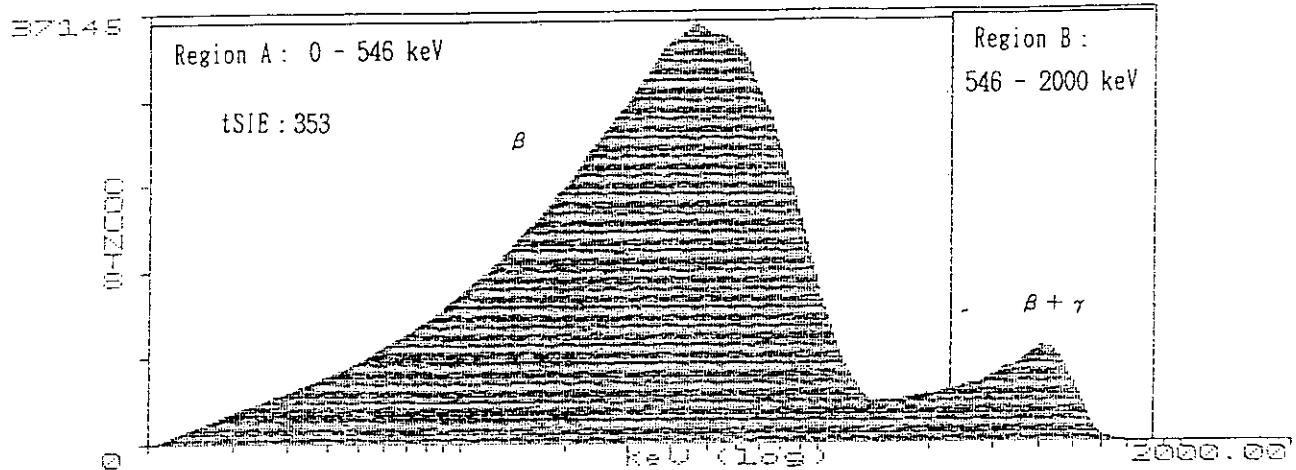
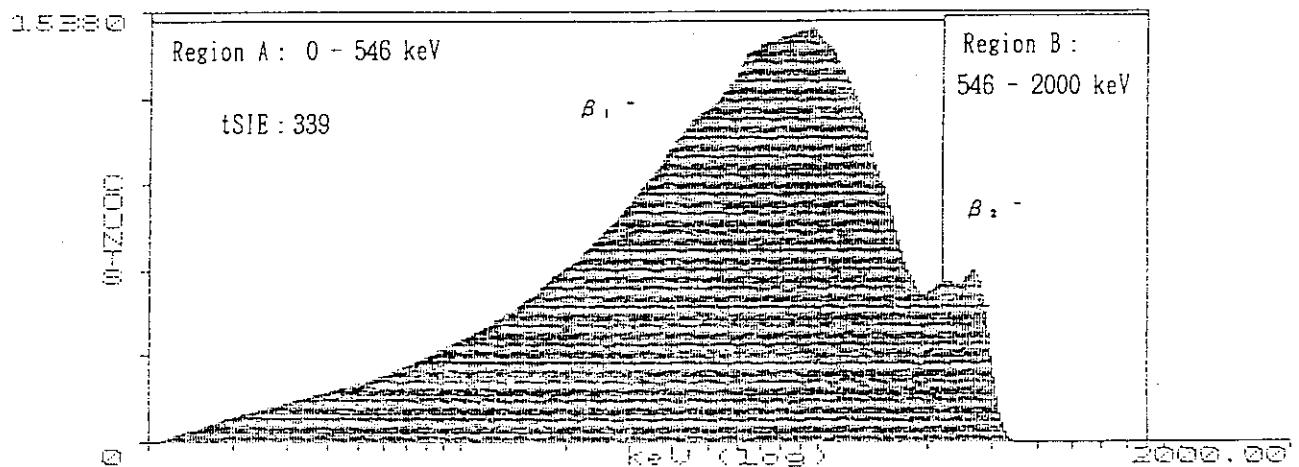


tSIE	$\chi E_{ff}$
352.92	6.69
255.73	6.31
143.34	4.93
113.13	4.25
47.12	0.50

(a)  $^{60}\text{Co}$ 

tSIE	$\chi E_{ff}$
339.19	5.05
208.34	3.01
91.24	0.09
68.35	0.04
27.91	0.04

(b)  $^{137}\text{Cs}$ Fig. A.3.4-1  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{137}\text{Cs}$  の 546-2000keV 領域への寄与率

Fig. A.3.4-2  $^{60}\text{Co}$  標準線源の  $\beta$  ( $\gamma$ ) 線スペクトルFig. A.3.4-3  $^{137}\text{Cs}$  標準線源の  $\beta$  ( $\gamma$ ) 線スペクトル

### A.3.5 加速器地区における放射線管理用モニタ集中監視システムの整備と運用経験

加速器管理係では管理する加速器地区の7建家について、1985年度に導入したパーソナルコンピュータを用いた放射線管理用モニタ集中監視システム（以下「監視システム」という）を老朽化のため1995年度に更新した。更新では従来の機能を維持した上で、東海研究所では初めて東海研FDIネットワークを利用したデータ通信を試みた。本監視システムの基本構成図をFig. A.3.5-1に示す。

本監視システムでは、各建家からの放射線管理用モニタの信号等は既設の通信線（従来線）を利用して多重伝送通信でJFT-2建家のインターフェース用コンピュータで収集し、パソコンインターフェースを介してRS-232Cでタンデム加速器棟のデータ収集・監視装置に取り込んでいる。このデータを各情報を基に加工処理を行いFDIネットワークを用いてサーバにデータを記録するとともに、放管居室（研究1棟）に通信し、放射線管理に供している。監視システムの通信方式をFig. A.3.5-2に示す。

以下に本監視システム更新に当たって留意した点を示す。

#### (1) 警報の情報

警報情報は次の3カ所で音声及び表示によって知らせることとした。このうち警報出力装置部は、ネットワークに起因するトラブルで情報ラインの混雑による遅延が起きても放射線管理上の対応がとれるように従来線をアラーム専用に利用したものである。

- ①データ収集・監視部（タンデム加速器棟2F 放射線管理室）
- ②モニタ監視・集計部（研究1棟 加速器管理係居室）・・・ネットワーク利用
- ③警報出力装置部 （研究1棟 加速器管理係居室）・・・アラーム専用線利用

#### (2) 多重伝送通信

各建家間は、従来線を利用した多重伝送通信を行ったが、当初安定した信号を受信することができなかった。これは、従来線の実際の通線距離が1985年度に通線した時の工事図面より長く、また、ケーブルの種類が今回更新したインターフェース部の指定ケーブル（ツイストペアケーブル、光ケーブル）でないため、伝送可能距離を超えていたことが想定された。そこでJFT-2建家及び2MeV V. D. G建家の線間に光コンバータ（計4個）を加え、伝送距離が長い区間の伝送可能距離を仮想的に1km延長することで対処した。

#### (3) 分割方式の採用

本監視システムは、インターフェース部とパーソナルコンピュータを用いたプログラム作成部を分割発注し、異なるメーカーで製作した。その取り合い部分の通信をRS-232C方式に定めて発注したが、通信タイミングが合致しないことがしばしばあった。そこで、インターフェース部にイニシャルトリガー機能を付加し、データ収集・監視部のリトライ時間と合致させることで対処した。

#### (4) サーバ設置場所

サーバは、ネットワーク混雑による遅延の影響を極力避ける必要性から、ネットワーク上のデータ量の扱いが少ないエリアで、さらに通信距離も短い方が設置箇所としては適している。本監視シ

システムのサーバは、データ収集・監視部と同部屋にあること、及び支線LAN内の同じハブ内で使用することによりネットワーク混雑による遅延の影響を回避した。

#### (5) セキュリティ

本監視システムのセキュリティ対策は以下に示す管理方法で対応した。

- ①IPアドレスによる管理（各装置毎に取得したIPアドレス以外にはアクセスできない。）
- ②パスワードによる管理（各装置はパスワードにより管理されている。）
- ③プログラムによる管理（データは数値の羅列であり、解読困難である。）

なお、今後セキュリティの精度向上を図る必要がある場合は、種々のブリッジを入れることにより十分可能である。

#### (6) ネットワークの利用

ネットワークの利用により管理対象建家が点在する場合、地区再編等による管轄区域の変更や放管居室の変更があっても、装置の移動だけで継続的な管理が可能である。

また、運用の結果、次のような利点及び課題が明らかとなった。

##### (a) 利点

- ①OSにWindows95日本語バージョン、システムソフト開発言語にVisual Basic4.0を採用した結果、従来より処理能力及び速度が数段アップし、放射線管理業務の効率化が図れた。
- ②分割発注したため、一括発注と比較して安価で構築できた。
- ③インターネット、電子メール等の利用が可能となり、事業所内外の関係者との迅速な情報交換が可能となった。

##### (b) 課題

- ①各種情報のネットワーク化が進行している中で、数多くの監視システム等が東海研で参入した場合、情報量の肥大による通信時間の遅延問題への対応が必要となる。
  - ②セキュリティをどこまで確保すべきかを定めるガイドラインが必要となる。
  - ③分割発注する場合、通信等におけるタイミングの調整方法を確立することが必要である。
- 最後に、1年間の運用経験から、当初危惧していたネットワーク上のトラブルや障害はなかった。

（田山 徹）

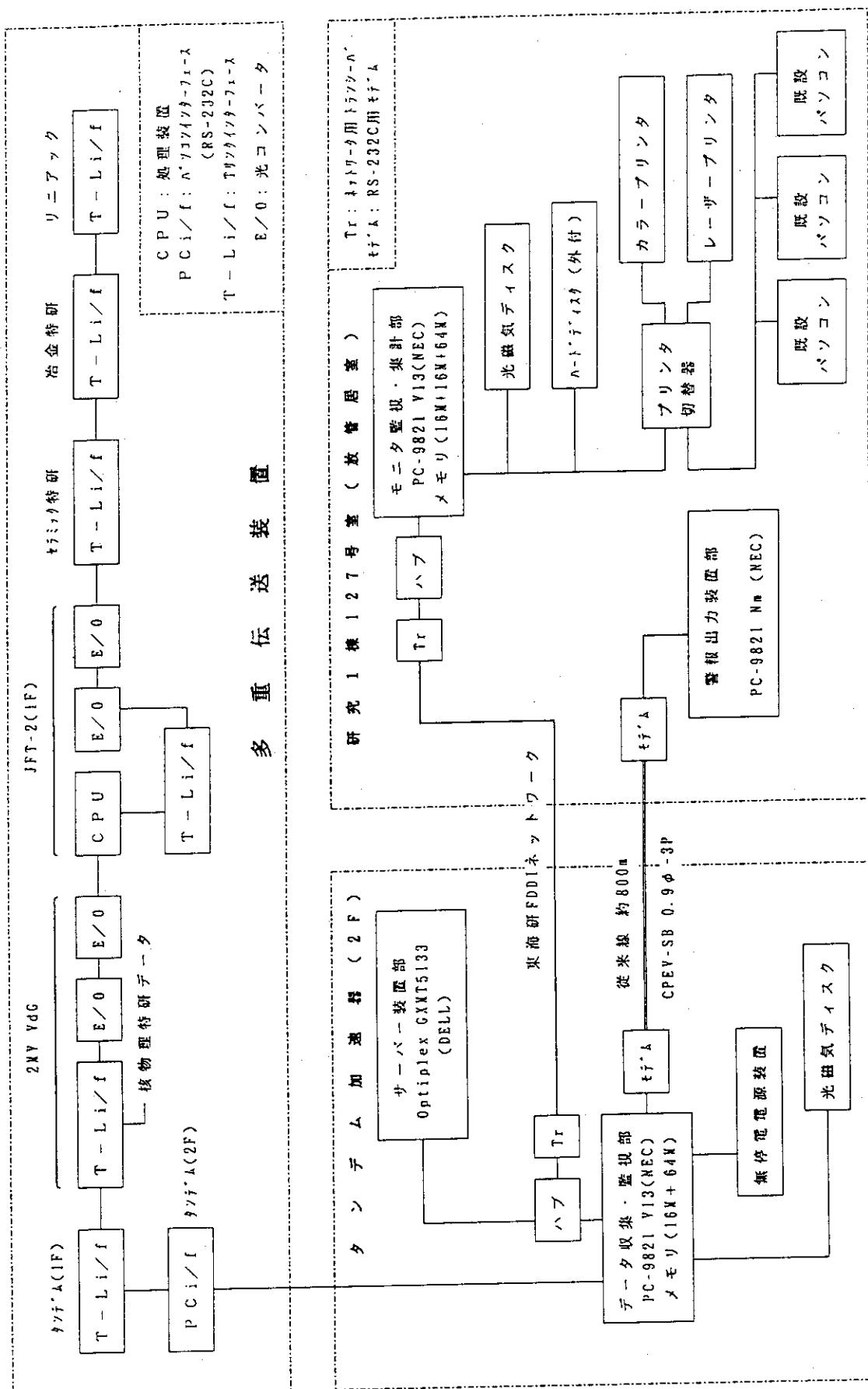


Fig. A.3.5-1 放射線管理用モニタ集中監視システムの基本構成図

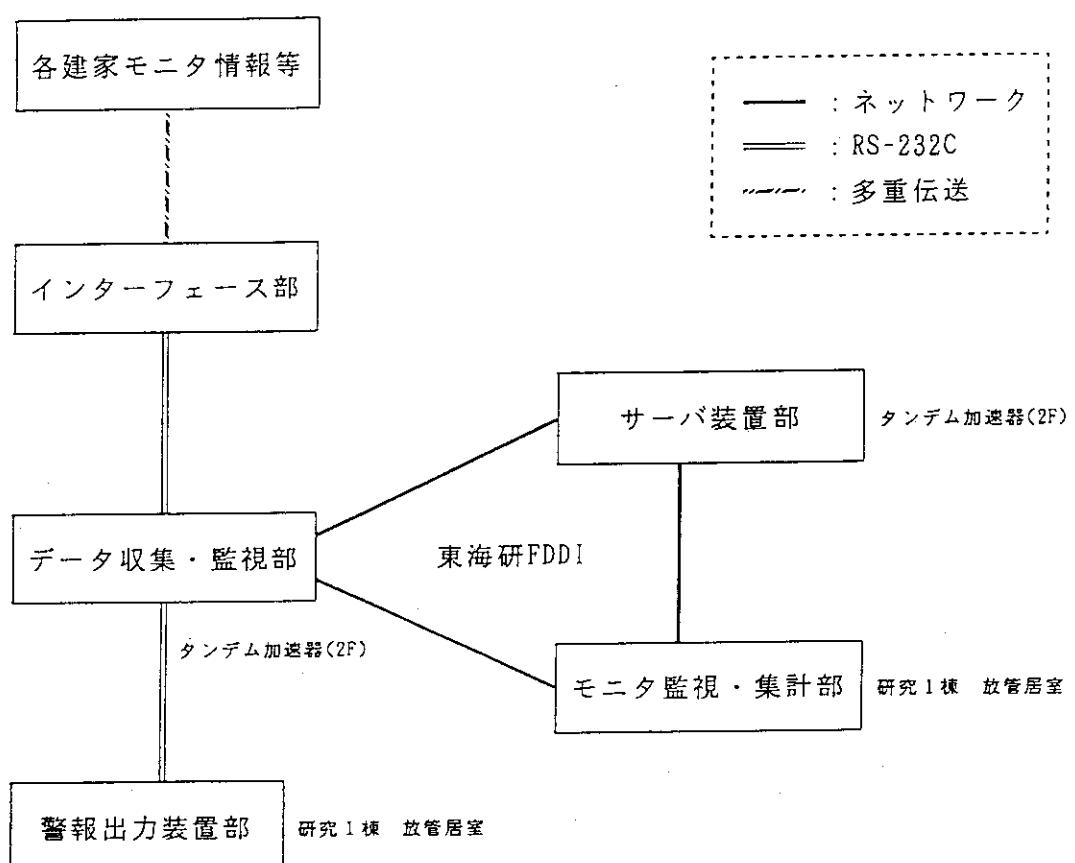


Fig. A. 3.5-2 放射線管理用モニタ集中監視システムの通信方式

### A.3.6 ホットラボ施設における気体状 $^{125}\text{Sb}$ の放出調査

ホットラボ施設では、原子炉燃料及び材料の各種照射後試験が実施されている。これらの試験で発生する多量の放射性物質を閉じ込めるため常時セル、ケーブ等の負圧維持を行っている。放射線管理ではこの負圧維持に伴い発生する放射性気体廃棄物の連続モニタリングを実施している。このモニタリングはHEPAフィルタ通過後の空気を一部採取することにより行っているが、従来から放射性気体廃棄物中にダスト用フィルタ(HE-40T)に捕集されず、活性炭フィルタ(CHC-50)に捕集される $^{125}\text{Sb}$ が検出されている。今回この $^{125}\text{Sb}$ について、発生場所、化学形、発生過程、発生時期などについて調査、検討を行った。

はじめに、調査対象である $^{125}\text{Sb}$ の発生は、 $^{124}\text{Sb}$ の( $n, \gamma$ )反応又はUの核分裂により生成されるため、燃料要素中に含まれる $^{125}\text{Sb}$ である<sup>1)</sup>と考えられる。また、発生場所の調査を各排気系ごとに実施したところ、発生している場所は、燃料の切断及び研磨を実施しているセル又はケーブであることが分かった。燃料試験の方法は切断・研磨及び溶解であり、切断・研磨作業で発生する燃料の飛散粒子はかなり大きな粒径を持っている。しかし、対象とする $^{125}\text{Sb}$ は、ダスト用フィルタに捕集されず活性炭フィルタに捕集されていることから、粒子状ではなくガス状であると推定される。

次に、ガス状 $\text{Sb}$ の化学形について文献調査を行った。調査の結果、ガス状 $\text{Sb}$ として水素化物であるスチビン( $\text{SbH}_3$ )が存在することが分かった<sup>2)</sup>。このスチビンは沸点が-18.4°Cであり、常温で気体である。有機物等の他の化学形についても文献調査を行ったが、ガス状となるものは見つからなかった。燃料要素中の $^{125}\text{Sb}$ の化学形について考察すると、 $\text{UO}_2$ 燃料の燃焼が進むにつれて燃料要素中の酸素が余剰になっていくことから、はじめから燃料要素中にスチビンが存在しているとは考えにくく、酸化物として存在していると考えられる。このため、水素化を促進するような化学的反応によってスチビンが発生していることが予想される。また、文献調査の結果、 $\text{UO}_2$ が半導体触媒として代表的なものであり、還元性の触媒であることが分かった<sup>3)</sup>。燃料切断・研磨作業により燃料表面に露出した $\text{Sb}$ の酸化物が、何らかの水素供給源があり、 $\text{UO}_2$ の触媒作用により水素化され $^{125}\text{SbH}_3$ が発生しているものと考えられる。

次に、発生時期については、過去3年間の燃料切断・研磨作業の時期とガス状 $^{125}\text{Sb}$ の発生時期を週単位のデータを比較した。なお、燃料切断・研磨作業の時期は、これらの作業時に必ず放出される $^{85}\text{Kr}$ の放出の有無により特定した。この結果、 $^{125}\text{Sb}$ と $^{85}\text{Kr}$ 放出時期が必ずしも一致していないことが分かった。さらに、ガス状 $^{125}\text{Sb}$ の発生している作業、時期に着目した調査を行ったところ、以下のことが分かった。

- (1) 水を潤滑剤として使用していた燃料の切断・研磨作業を行った週にガス状 $^{125}\text{Sb}$ が検出された。しかし、オイルを潤滑剤として使用していた研磨作業時には発生は確認できなかった。
- (2)  $^{85}\text{Kr}$ ガス放出時の濃度変化をガスマニタで確認しながら、 $^{85}\text{Kr}$ ガスの最大濃度時までと検出下限濃度を十分に下回った以降とに分けて排気系の空気のサンプリングを行ったが、いずれにも $^{125}\text{Sb}$ は捕集されなかった。しかし、この期間のスタック系サンプリングフィルタには $^{125}\text{Sb}$ が捕集されていた。このことから燃料切断・研磨作業と同時には発生していないことと、

長時間をかけて発生するものでもないことがわかった。

- (3) 夏季は該当する作業が実施されていない週にも、ガス状  $^{125}\text{S}$  bが放出されていた。

以上の結果から、燃料中に存在する  $^{125}\text{S}$  bの酸化物が切断・研磨作業により燃料表面に露出して、潤滑剤である水が水素供給源となり、 $\text{UO}_2$  の触媒作用により水素化反応が進みスチビンが発生すると推定される。また、その発生が $^{85}\text{Kr}$ ガスと同期していないことと、オイルを使用した研磨作業時の発生がないことなどからも、化学的反応によりスチビンが発生していると推定される。ただし、夏季の  $^{125}\text{S}$  bの発生については不明な点があるため、発生原因の究明には実験的考察が必要であると考える。

(宮内 英明)

#### 参考文献

- 1) 大木 道則, 大沢 利昭, 田中 元浩他: 化学大辞典, 東京化学同人, 東京, P. 552 ~, (1989)
- 2) 大木 道則, 大沢 利昭, 田中 元浩他: 化学辞典, 東京化学同人, 東京, P. 1194~, (1994)
- 3) 山中 龍雄: 触媒化学, 日刊工業社新聞社, 東京, P. 63~, (1965)

### A.3.7 Mo-99 製造設備撤去工事における放射線管理

#### (1) Mo-99 製造設備撤去工事の概要

ラジオアイソトープ製造棟では、1977年から1979年にかけて、核分裂法による<sup>99</sup>Moの大量製造(740GBq/回)が実施された。粗分離、精製等により発生した放射性廃液は、その液性、放射能濃度に応じて有機廃液貯槽、高レベル廃液貯槽及び中レベル廃液貯槽に分別貯留され、1979年から1983年にかけて貯留廃液の処理を行った後、廃棄物処理場に引き渡された。1983年にはセル・ケーブ内の製造設備本体が廃棄された。

今回、この製造設備の残留附帯設備である各廃液貯槽、<sup>99</sup>Mo製造・廃液操作盤、廃液管等の撤去工事を行い、当該区域の管理区域を解除して有効利用を図ることになった。そのため、以下に示す放射線管理計画を立案するとともに、それに沿った放射線管理を実施した。

#### (2) 撤去工事に係る放射線管理計画

今回、実施された撤去工事に先立ち、放射性廃棄物の減容化、被ばくの低減化及び放射線管理業務の分担化の3つを放射線管理を実施する際の基本方針として位置付け、予め「放射線管理計画書」、「<sup>99</sup>Mo製造設備撤去に伴う汚染状況の事前調査結果」及び「放射性廃棄物でない廃棄物の測定・処理法」を作成した。これらの資料を撤去工事に関する作業方法等検討担当者会議に提出して周知を図り、放管的視野からの意見や提案を解体工法や手順に反映させた。また、附帯設備撤去後、少量核燃料物質使用施設へ移行するため、科学技術庁核燃料規制課から作業期間中の放射線管理計画書の提出要請があり、同計画書の抜粋を同課に提出した。

#### (3) 放射性廃棄物の減容化

解体撤去する残留附帯設備等は、「東海研究所における放射性廃棄物でない廃棄物取扱手引（通達）」、「管理区域解除における表面汚染確認測定法の検討結果報告書」等に示された基準や考え方との整合性を考慮し、汚染履歴の調査結果との照合と全数検査（直接法、間接法、核種分析法）によって、非放射性廃棄物と放射性廃棄物の分別を徹底して行った。

非放射性廃棄物とした撤去物のうち、金属、電線類、制御盤筐体等は、搬出基準値以下で、かつ、核種分析法による核種濃度が茨城県環境放射線監視委員会が定める陸上中核種(<sup>137</sup>Cs)の検出限界濃度  $1 \times 10^{-3}$ Bq/g・乾以下を適用し、コンクリート廃材については、当該区域の埋戻材として再利用するため、科学技術庁測定指針の同検出限界濃度  $3 \times 10^{-3}$ Bq/g・乾以下を適用した。

中レベル廃液貯槽は重量約800kg(2.5m<sup>3</sup>)と最大の撤去物であったが、貯槽表面に汚染がないことから、この2基の廃液貯槽を廃棄物輸送・保管容器として再利用することで放射性廃棄物の大幅な減容化を図った。途中、廃液管内部の残留廃液の一部が中レベル廃液貯槽に漏えいし、110Bq/cm<sup>2</sup>の汚染が生じたが、オレンジオイルによる拭取り、グラインダによる研削及び塩酸(6mol)による溶解を併用して徹底した除染が実施され、完全に除去することができた。

廃液管やバルブ等は一定寸法に切断後、高レベル廃液貯槽3基、有機廃液貯槽3基及び予備貯槽1基の計7基に収納した後、2基の中レベル廃液貯槽に収納した。また、架台、貯槽受皿等も同様に切断し、1m<sup>3</sup>廃棄物保管容器5個に収納した。

廃液管遮へいコンクリートは総重量約14t(6m<sup>3</sup>)であったが、廃液漏えいによる汚染部位が特定

できたものの約3t(1.3m<sup>3</sup>)は放射性廃棄物とし、その他は土嚢袋に収納されたコンクリート破碎片から試料(～500g)を採取して核種分析を行うとともに、可搬型Ge半導体検出器で数袋ずつ核種分析を行って前記基準値以下(<sup>137</sup>Csが不検出)を確認し、中・高レベル貯槽ヤードとバルブヤードの埋め戻し材として再利用した。こうした徹底した廃棄物の分別によって、大幅な放射性廃棄物の減容化が達成できた。放射性廃棄物の減容率をTable A.3.7-1に示す。

#### (4) 被ばくの低減化

各附帯設備が貯槽ヤード、バルブヤード等の狭隘な作業空間に集中していること、貯槽内部、廃液管内部には硝酸による溶解残渣があり、残渣に含まれる主核種は揮発性の高い<sup>137</sup>Cs、<sup>134</sup>Csである。このことから、廃液管切断等による作業環境中の空気汚染の発生を抑えるため、高熱を発するガス溶断や回転ソーは使用せず、残渣を飛散させないようパイプカッタで切断する工法を採用した。また、空気汚染を局所的に封じ込めるため、各解体撤去場所にはグリーンハウスを設置し、HEPAフィルタを具備した局所排気装置を接続してハウス外への拡散を防止した。

浮遊残渣の吸入摂取防止のためタイベックスーツと全面マスクを装着させ、高レベル貯槽と有機廃液貯槽内部は230Bq/cm<sup>2</sup>程度の汚染があるためエアラインスーツを装着させた。

作業場の線量当量率の最大値は高レベル貯槽表面で200μSv/h、最大表面密度は同貯槽ヤード底部で15Bq/cm<sup>2</sup>であった。外部被ばくの管理はフィルムバッジとデジタル式ポケット線量計を用いて行った。作業期間中の延人工数は427人・日で、個人最大被ばく線量当量は18μSv、1日最大被ばく線量当量は8μSv、作業者集団被ばく線量は38人・マイクロシーベルトであった。

撤去工事範囲と、事前に測定した作業場の線量当量率、表面密度の測定結果をFig. A.3.7-1に、外部・内部被ばく線量の予測データと実測データをTable A.3.7-2に示す。作業環境中の空気中濃度は、可搬型室内ダストモニタ2台を用いてグリーンハウス内及び周辺環境中の連続監視を行った。空気汚染の推移をFig. A.3.7-2に示す。中レベル廃液貯槽の研削除染時のグリーンハウス内で $3.7 \times 10^{-6}$ Bq/cm<sup>3</sup>(核種:<sup>137</sup>Cs、濃度限度比:1.8×10<sup>-4</sup>)を示したため、グリーンハウスの密封性を高めるとともに、局所排気の位置を研削箇所近傍に移すなどの措置を講じたことにより、以後の作業においては徐々に低下傾向を示している。

#### (5) 放射線管理業務の分担

今回の作業は附帯設備の解体撤去工事と当該区域の非管理区域化であること、狭隘な作業空間で解体撤去工事が並行して行われることから、区域放管は全体のモニタリング計画の立案と全般の把握及び抜き取りによる汚染検査、核種分析及び非管理区域化のための最終全域汚染検査を担当した。

請負業者の放射線取扱主任者を含む放管担当者は、解体撤去材の汚染検査、作業エリアの線量当量、空気汚染、身体衣服汚染並びに被ばくの管理を担当させることによって、管理業務の効率化を図った。

#### (6) 管理区域の解除

付帯設備等の撤去後の汚染検査で、当該区域のいずれの箇所においても汚染は検出されず、管理区域を解除した。

(辻元 隆幸)

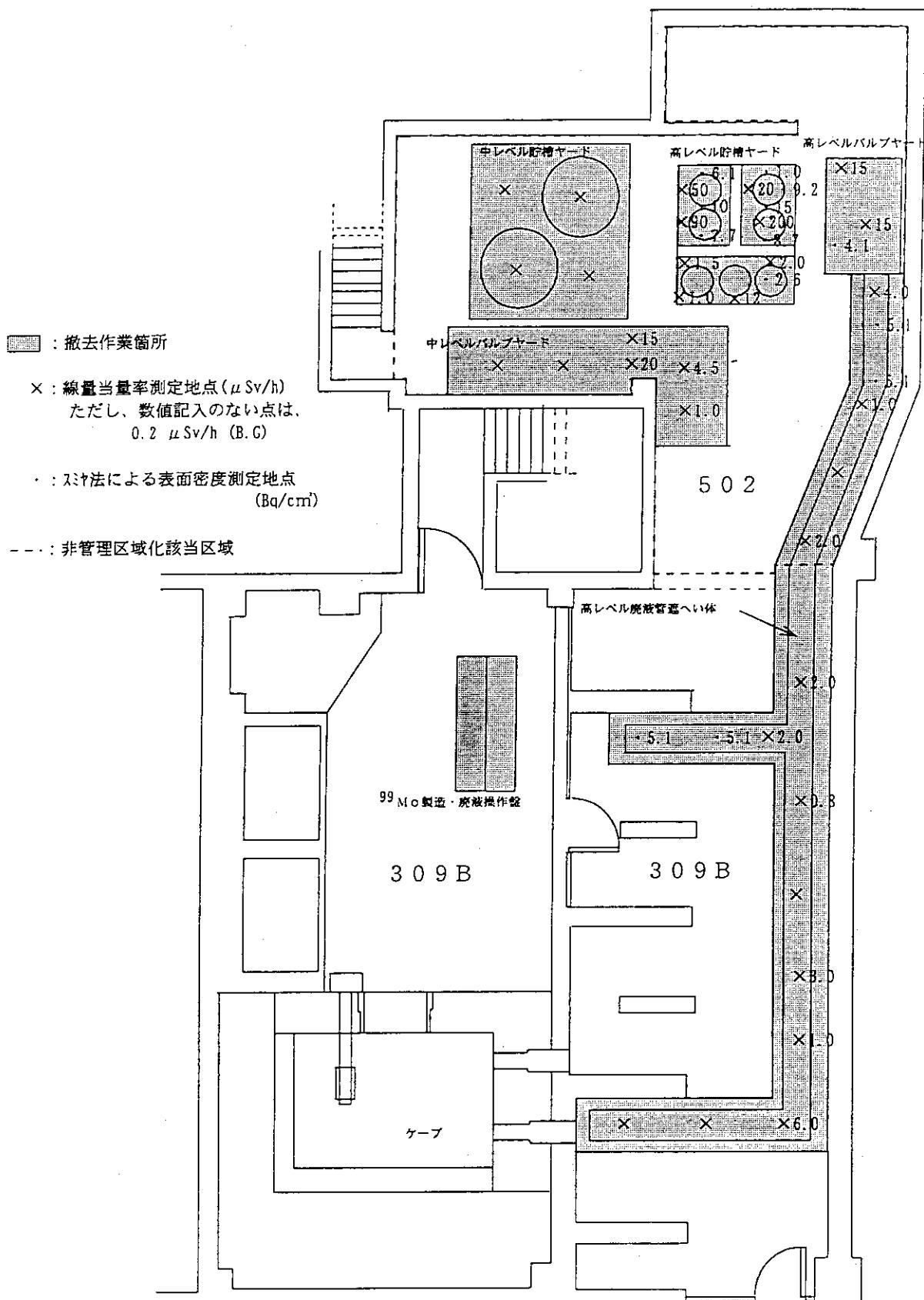


Fig. A.3.7-1 線量当量率及び表面密度測定結果

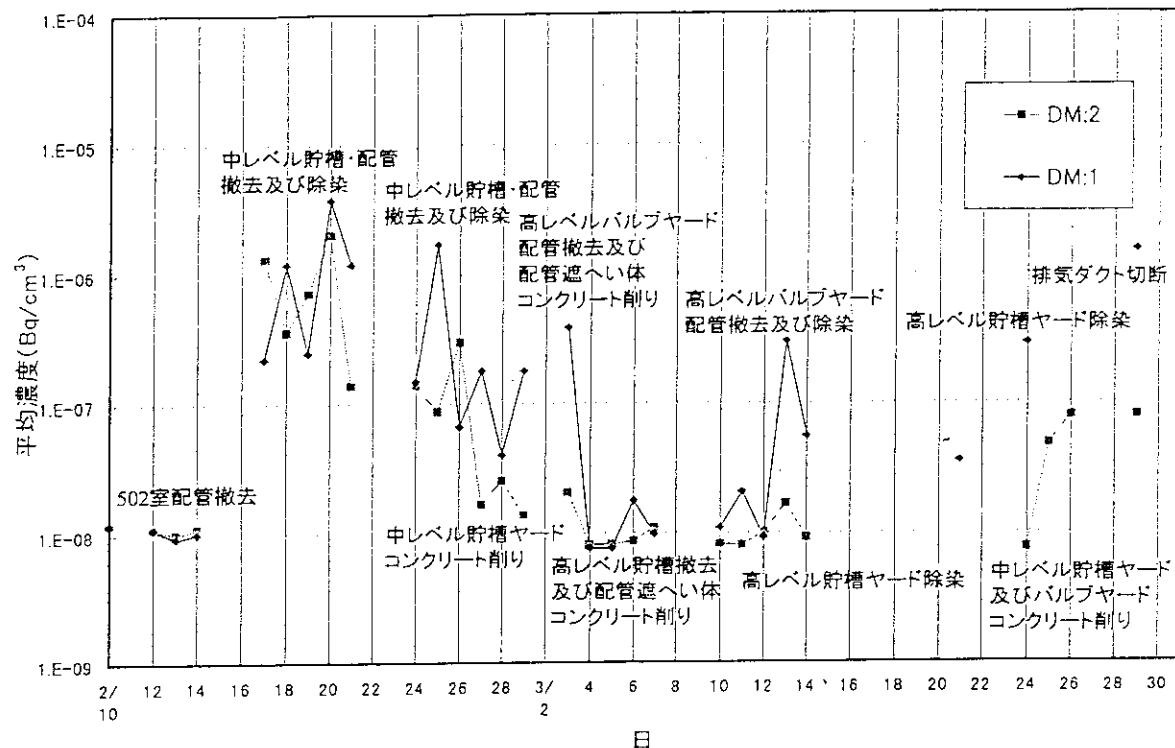


Fig. A.3.7-2 作業期間中の空気中ダスト濃度の推移

Table A.3.7-1 放射性廃棄物の減容率

廃材種別	総廃棄物(t)	放射性廃棄物(t)	非放射性廃棄物(t)	減容率
鋼材	3.5	1.9	1.6	0.46
コンクリート	14	3.0	11	0.79

Table A.3.7-2 外部・内部被ばく線量の予測と実測の比較

	予測被ばく線量(μSv)	実測被ばく線量(μSv)	実測値と予測値の比
外部被ばく	320	18	0.056
内部被ばく*	14	0.73	0.052

\* : 内部被ばくは、空气中濃度から求めた計算値

#### A.3.8 放射性汚染等の概況

1996年度は放射線管理上特筆すべき放射性汚染等はなかった。

(小林 秀雄)

## 1A.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1995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、熱ルミネセンス線量計（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 $^{89}\text{Sr}$ 、 $^{90}\text{Sr}$ 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) 大気中トリチウムサンプラーの更新及び第3排水溝の排水監視装置の改良を行った。
- (2) 原子炉施設設置変更、核燃料物質使用変更等について、申請書類に記述する公衆の線量評価を行うなど、担当課の申請業務に協力した。
- (3) 動力炉・核燃料開発事業団（動燃）東海事業所アスファルト固化処理施設の火災・爆発事故（1997年3月11日発生）に際して、茨城県の要請に基づき、モニタリングステーション・ポスト及び放射線観測車による空気吸収線量率のモニタリング、大気塵埃、土壤、食物等環境試料の採取・分析を行った。

（加藤 正平）

#### A.4.2 環境放射線のモニタリング

##### (1) 空気吸収線量率の監視

モニタリングステーション及び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それぞれ Table A.4.2-1, 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る。これらの測定結果は平常の変動幅内であり、異常は認められなかった。モニタリングステーションでの最大値は、すべて降雨の影響によるものである。また、モニタリングポストでの最大値は、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及び降雨の影響によるものである。

##### (2) 大気塵埃中の長半減期放射能濃度の監視

モニタリングステーションにおいて集塵した試料から求めた大気塵埃中長半減期放射能濃度の月平均をFig. A.4.2-1 に示す。大気中の全 $\alpha$ 放射能濃度及び全 $\beta$ 放射能濃度は、固定ろ紙式ダストモニタにより放射性塵埃をろ紙上に1週間連続捕集し、捕集後72時間以上経過した後、測定評価したものである。これらの測定結果は平常の変動幅内であり、異常は認められなかった。

##### (3) 定点における空気吸収線量率の監視

1995年度と同様、 $\gamma$ 線空気吸収線量率の測定を1996年4月と10月に19地点で実施したが、測定結果は平常の変動幅内であり、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

1995年度と同様、TLDにより3ヵ月間の積算線量を測定したが、測定結果は平常の変動幅内であり、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) $\gamma$ 線空気吸収線量率の走行測定

1995年度と同様、走行サーベイを1996年5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

1995年度と同様、各気象要素について連続観測を行った。また、放射収支計のオーバーホールを行った。

##### (7) その他の管理業務

- (a) 原子炉設置変更許可申請（JRR-4 低濃縮化）に係る科学技術庁からの質問等に対応した。
- (b) 原子炉設置変更許可申請（JRR-3 シリサイド燃料化）に係る申請書類の見直し及び科学技術庁からの質問等に対応した。
- (c) JRR-2 原子炉施設解体届に係る線量当量評価を行い、解体届作成に協力するとともに、科学技術庁のヒアリングに対応した。
- (d) 核燃料物質使用施設（廃棄物安全試験施設、プルトニウム研究2棟、ラジオアイソトープ製造棟及び燃料試験施設）の許可変更に係る線量当量評価を行い、対象施設の変更申請書作成に協力するとともに、科学技術庁のヒアリングに対応した。
- (e) 核燃料物質の使用の変更の許可申請書の障害対策書及び安全対策書の共通編の見直しを行う

とともに、科学技術庁のヒアリングに対応した。

(松浦 賢一)

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, 1996年度) (単位: nGy/h)

MS No.	年 月	1996年						1997年						標準偏差
		4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	
MS-1	平 均	35	34	35	34	35	35	34	34	33	33	34	34	0.8
	最 大	48	54	53	53	43	47	51	54	56	48	59	59	—
MS-2	平 均	32	32	32	32	32	32	32	32	32	31	31	32	0.4
	最 大	45	51	56	51	40	43	51	56	57	47	54	47	—
MS-3	平 均	30	29	30	29	30	30	30	30	30	30	30	30	0.4
	最 大	52	48	53	48	36	42	50	55	59	44	62	45	62
MS-4	平 均	43	41	42	42	43	40	42	42	43	43	43	42	0.9
	最 大	61	63	56	66	52	54	62	73	69	61	79	60	79

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

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  
(東海研究所、1996年度) (単位: mGy/h)

ポストNo.	年 月	1996年												1997年			標準偏差
		4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3				
構内ボルト	MP-11 平均	38	37	36	35	36	35	36	37	36	36	36	36	36	36	36	0.8
	MP-11 最大	53	53	48	47	48	45	48	45	55	59	50	50	50	50	50	—
	MP-12 平均	34	34	34	34	34	34	34	34	35	34	34	34	34	34	34	0.3
	MP-12 最大	56	55	49	54	54	49	54	54	61	63	51	51	51	51	51	—
	MP-13 平均	37	36	36	36	36	36	36	36	37	37	35	35	35	35	35	0.8
	MP-13 最大	53	59	52	56	56	54	56	56	62	69	52	52	52	52	52	—
	MP-14 平均	46*	46	47	47	47	47	48	47	48	48*	48	48	48	48	48	0.9
	MP-14 最大	109*	65	100*	67*	67*	56	58	67*	74*	86*	84*	84*	84*	84*	84*	—
	MP-15 平均	35	34	34	34	34	34	34	34	35	35	34	34	34	34	34	0.5
	MP-15 最大	53	58	57	54	54	54	54	54	57	61	49	49	49	49	49	—
構外ボルト	MP-16 平均	31	30	30	29	29	29	30	30	31	31	30	30	30	30	30	0.7
	MP-16 最大	52	56	55	52	52	53	54	54	59	65	47	47	47	47	47	—
	MP-17 平均	32	32	32	32	32	32	32	32	32	32	31	31	31	31	31	0.5
	MP-17 最大	48	51	54	51	51	48	45	42	49	54	45	45	45	45	45	—
	MP-18 平均	34	33	34	33	34	33	34	34	34	34	33	32	32	32	32	1.0
構外ボルト	MP-18 最大	44	47	46	46	46	46	41	43	46	50	52	41	41	41	41	—
	MP-19 平均	35	34	34	33	33	32	32	33	33	33	32	32	32	32	32	1.0
	MP-19 最大	47	47	47	56	56	40	42	51	61	54	45	45	45	45	45	—
	MP-21 平均	36	36	35	35	36	35	36	35	36	36	35	35	35	35	35	0.5
	MP-21 最大	61	57	55	54	44	44	44	44	56	63	60	48	59	59	59	—
構外ボルト	MP-22 平均	36	36	36	36	36	36	37	35	35	35	34	34	34	34	34	1.0
	MP-22 最大	52	54	56	53	53	43	48	54	57	60	46	46	46	46	46	—
	MP-23 平均	34	33	33	33	33	33	33	33	33	34	33	33	33	33	33	0.4
	MP-23 最大	51	56	48	53	53	42	47	55	61	64	47	47	47	47	47	—
	MP-24 平均	37	37	36	36	36	36	36	37	37	37	36	36	36	36	36	0.5
構外ボルト	MP-24 最大	56	53	46	49	44	46	51	51	56	59	48	48	48	48	48	—
	MP-25 平均	36	32	32	32	32	32	32	32	32	32	32	32	32	32	32	0.3
	MP-25 最大	46	50	45	53	45	36	47	36	56	58	47	47	47	47	47	—

「最大」は、10分間平均の月間最大値を示す。

検出器: NaI(Tl)シンチレーション型DBM方式による影響  
\*1 第1保管廃棄施設における保管体收納作業による影響

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, 1996年度) (単位: nGy/h)

地 点 番 号	地点名	測定期間	1996年4月19日 ～4月24日	1996年10月28日 ～11月6日
		測定結果	空気吸収線量率	空気吸収線量率
1	構内 (MS-1)		45.3	43.2
2	舟石川 (原電住宅)		25.5	26.0
3	照沼 (如意輪寺)		82.7	83.4
4	宮前 (酒列神社)		57.0 * <sup>1</sup>	25.3 * <sup>2</sup>
5	須和間 (MS-3)		34.9	34.2
6	" (住吉神社)		37.6	38.2
7	那珂湊 (三峯神社)		21.8	22.1
8	勝田 (吉田神社)		26.7	26.7
9	" (日製病院前)		27.9	28.1
10	" (香取宮)		24.3	24.7
11	那珂町 (上宮寺)		34.4	34.9
12	内宿 (大山台)		29.3	28.8
13	磯部 (都々逸坊)		48.3	47.9
14	横堀 (発汗地蔵)		35.7	35.1
15	菅谷 (鹿島神社)		63.0	63.3
16	稻田 (今花島神社)		31.4	31.8
17	龜下 (MS-4)		56.2	55.5
18	高野 (鹿島神社)		24.1	24.1
19	石神 (住吉神社)		29.3	29.6

\* 1 境内に碎石が敷きつめられたために、空気吸収線量率が高くなかった。  
(前年度の値；4月：23.4, 10月：24.1)

\* 2 境内において、測定点を碎石の影響がない地点に変更した。

Table A.4.2-4 積算線量測定結果

(東海研究所, 1996年度) (単位:  $\mu\text{Gy}$ )

地 点 番 号	地 点 名	測定 結果	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	
			1996年3月19日 ～ 6月19日		1996年6月19日 ～ 9月19日		1996年9月19日 ～ 12月18日		1996年12月18日 ～1997年3月19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)		90	89	90	89	91	92	88	88	88	88	358	
M-2	周辺監視区域境界 (MP-1)		93	92	95	94	92	93	99	99	99	99	378	
M-8	周辺監視区域境界 (ブル研裏)		86	85	86	85	86	87	86	86	86	86	343	
M-9	周辺監視区域境界 (MP-7)		74	73	74	73	69	70	73	73	73	73	289	
M-11	周辺監視区域境界 (MP-8)		86	85	91	90	84	85	87	87	87	87	347	
M-13	構 内 (MS-2)		94	93	93	92	96	97	99	99	99	99	381	
M-17	宿		89	88	91	90	87	88	89	89	89	89	355	
M-18	新川下流		82	81	83	82	83	84	85	85	85	85	332	
M-19	阿漕ヶ浦南西		77	76	77	76	78	79	82	82	82	82	313	
M-20	阿漕ヶ浦西		86	85	79	78	80	81	83	83	83	83	327	
M-21	白 方		79	78	79	78	83	84	84	84	84	84	324	
M-22	原電グラウンド北西		97	96	93	92	91	92	98	98	98	98	378	
M-26	川 根		85	84	90	89	85	86	94	94	94	94	353	
M-29	須和間 (MS-3)		78	77	74	73	78	79	81	81	81	81	310	
M-30	亀下 (MS-4)		117	116	109	108	110	111	117	117	117	117	452	
M-53	東 海 中		63	62	63	62	64	65	65	65	65	65	254	
M-44	豊 岡 1		86	85	79	78	81	82	86	86	86	86	331	
M-56	豊 岡 2		93	92	84	83	89	90	95	95	95	95	360	
M-57	豊 岡 3		82	81	84	83	84	85	86	86	86	86	335	
M-58	水戸気象台		66	65	65	64	70	71	71	71	71	71	271	
T-8	埋 設 地 西		92	90	96	96	92	93	95	95	95	95	374	

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。

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, 1996年度) (単位:  $\mu\text{Gy}$ )

測定 期間 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	
	1996年3月18日 ~ 6月18日		1996年6月18日 ~ 9月18日		1996年9月18日 ~ 12月17日		1996年12月17日 ~ 1997年3月18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	65	64	66	65	62	63	66	66	258	
2	58	57	57	56	55	56	57	57	226	
3	63	62	63	62	63	64	65	65	253	
4	74	73	76	75	75	76	75	75	299	
5	64	63	64	63	61	62	64	64	252	
6	72	71	73	72	70	71	73	73	287	
7	60	59	60	59	56	57	60	60	235	
8	73	72	73	72	69	70	76	76	290	
9	75	74	75	74	71	72	75	75	295	
10	77	76	78	77	71	72	76	76	301	

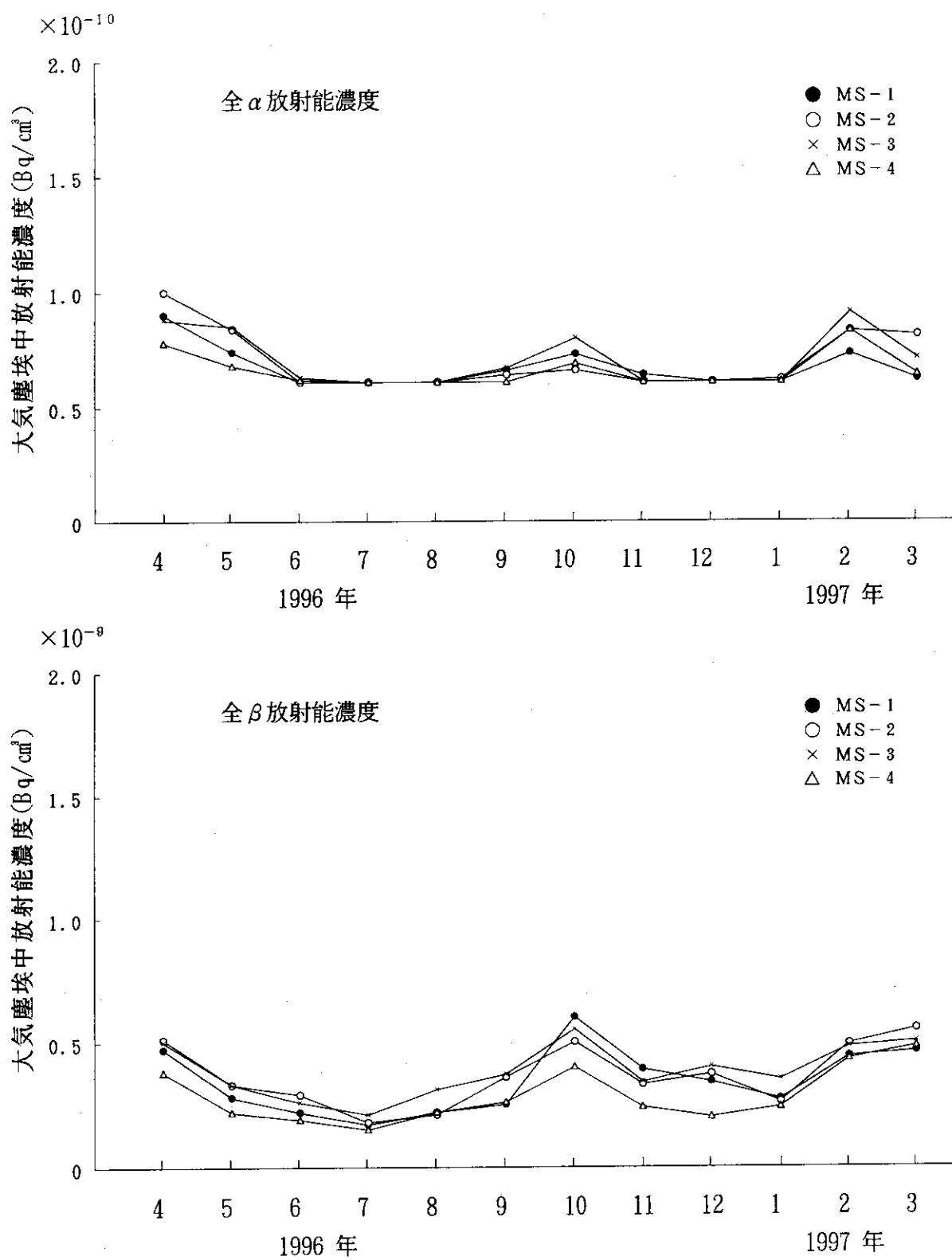


Fig. A.4.2-1 モニタリングステーションにおける大気塵埃中  
長半減期放射能濃度の月平均

### A.4.3 環境試料のモニタリング

#### (1) 環境試料中の全 $\beta$ 放射能濃度

陸上の飲料水、河川水、農産物、土壌及び沿岸海域の海水、海産生物、海底土並びに排水口近辺土砂中の全 $\beta$ 放射能濃度の測定を行った。測定結果をTable A.4.3-1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) 降下塵中及び雨水中の全 $\beta$ 放射能濃度

大型水盤により1ヶ月ごとに採取した降下塵中及び降水採取装置により採取した雨水中の全 $\beta$ 放射能を測定した。測定結果をTable A.4.3-2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、第2排水溝において、連続採水装置により1週間ごとに採取した試料及び第3排水溝において、毎週1回採取した試料の全 $\beta$ 、 $^{3}H$ 放射能濃度を測定した。測定結果をTable A.4.3-3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あり、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

全 $\beta$ 放射能濃度と同様に、陸上及び沿岸海域の各種環境試料並びに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。また、1995年度に引き続き、北地区廃棄物埋設施設の周辺監視区域及びその周辺の地下水及び表土中の放射性核種ごとの濃度の測定を実施した。測定結果をそれぞれTable A.4.3-4(a), A.4.3-4(b), A.4.3-4(c), A.4.3-4(d)及びA.4.3-4(e)に示す。いずれも測定結果に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濃度

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において連続集塵したろ紙を、また、降下塵中の核種別放射能は大型水盤により1ヶ月ごとに採取した試料を測定することにより求めた。測定結果をそれぞれTable A.4.3-5及びTable A.4.3-6に示す。いずれも測定結果に異常は認められなかった。

#### (6) 大気中トリチウム捕集装置の更新

大気中トリチウム捕集装置は、トリチウムサンプラとトリチウム水回収のための回収装置とに大別される。サンプラは、HTO捕集材としてモレキュラーシーブを用い、HTについてはパラジウムアルミナを用いて酸化させる方法により、大気中のトリチウムを化学形(HTO及びHT)別に捕集することができる。これらの装置は導入後12年が経過し、老朽化が著しいために更新を行った。今回、更新に当たって、従来型の据置型サンプラに加え、新たに緊急時への対応を考慮して可搬型サンプラを作製した。また、HTOとHTとでは季節によってその捕集量に差が生じるため、両者の捕集流量を季節により調整可能なように捕集系統を2つに分離できる構造とした。更新した捕集装置の数量は、据置型サンプラ6式、可搬型サンプラ2式及び回収装置6式である。

#### (7) 第3排水溝サンプリング室の設置

排水溝における排水濃度の監視は、「東海研究所原子炉施設保安規定」、「茨城県原子力協定」

等に基づき東海研内 3ヶ所の排水溝において実施している。このうち第1及び第2排水溝においては、排水監視室内の排水採取装置、排水モニタにより自動監視が可能であるが、第3排水溝には排水監視室がなく、海岸に設置された排水口において、直接排水の都度排水試料の採取を行ってきた。

近年、排水口付近の海岸の浸食が著しく進み、特に満潮時、悪天候時には排水口が海中に没するため、排水試料に海水が混入するばかりでなく、採取作業に危険を伴い、試料採取が困難なものとなっていた。このため、第3排水溝に新たにサンプリング室を設置し、排水のある時間帯には連続して自動的にサンプリング可能な方式とした。第3排水溝における排水頻度は、週1回程度で放流時間も2時間程度であることから、排水溝入口の水位レベルにより自動的に貯槽タンクに排水を汲み上げ、さらに定量送液ポンプにより放流時間帯内の排水試料を連続的に一定量サンプリングできるよう改善した。これにより、併せて試料採取作業の安全性を確保した。

#### (8) 動燃事業団東海事業所の火災・爆発事故の発生に伴う環境試料中の放射能の測定

茨城県からの要請により、1997年3月に発生した動燃事業団東海事業所「アスファルト固化処理施設」の火災・爆発事故による環境への影響を調査するため、各種の環境試料中の放射性核種ごとの濃度の測定を実施した。測定結果に異常は認められなかった。

(三原 明)

Table A.4.3-1 環境試料中の全β放射能濃度

(東海研究所, 1996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 產 物 ) (Bq/g生)			
東 海 研 構 内	$6.5 \times 10^{-1}$	$5.9 \times 10^{-1}$	松 葉 < 指標生物 >	$5.4 \times 10^{-2}$	$6.0 \times 10^{-2}$	
東 海 村 須 和 間	$4.5 \times 10^{-1}$	$5.8 \times 10^{-1}$	牛 乳 (長 砂)	$3.8 \times 10^{-2}$	$4.1 \times 10^{-2}$	
亀 下	$8.1 \times 10^{-1}$	$8.0 \times 10^{-1}$	牧 草 (長 砂)	$1.1 \times 10^{-1}$	$1.4 \times 10^{-1}$	
石 神	$5.1 \times 10^{-1}$	$3.5 \times 10^{-1}$	精 米 (須和間)	—	$1.4 \times 10^{-2}$	
ひたちなか市高場	$3.7 \times 10^{-1}$	$3.5 \times 10^{-1}$	甘 蕃 (須和間)	—	$1.2 \times 10^{-1}$	
宮 前	$3.9 \times 10^{-1}$	$4.1 \times 10^{-1}$	ほうれん草 (須和間)	$1.3 \times 10^{-1}$	$1.5 \times 10^{-1}$	
稻 田			( 水 產 物 ) (Bq/g生)			
那珂町横堀	$4.4 \times 10^{-1}$	$4.6 \times 10^{-1}$	ヒラメ カレイ (東海沖)	(可食部)	$1.3 \times 10^{-1}$	
那珂研構内	$4.4 \times 10^{-1}$	$4.5 \times 10^{-1}$		(骨)	$8.0 \times 10^{-2}$	
( 排水口近辺土砂 ) (Bq/g乾)				(内臓)	$7.3 \times 10^{-2}$	
第 1 排 水 溝	$6.3 \times 10^{-1}$	$6.6 \times 10^{-1}$		(頭)	$6.0 \times 10^{-2}$	
第 2 排 水 溝	$6.7 \times 10^{-1}$	$6.2 \times 10^{-1}$		(皮)	$6.3 \times 10^{-2}$	
第 3 排 水 溝	$5.8 \times 10^{-1}$	$6.1 \times 10^{-1}$	シラス (東海沖)		$7.0 \times 10^{-2}$	
( 海 底 土 ) (Bq/g乾)			ワカメ (久慈浜)		$8.2 \times 10^{-2}$	
東 海 沖	(4月) $6.3 \times 10^{-1}$	(10月) $7.4 \times 10^{-1}$	カジメ (久慈浜)	—	$1.9 \times 10^{-1}$	
旧 C 海域	(7月) $5.8 \times 10^{-1}$	(1月) $5.7 \times 10^{-1}$	( 飲 料 水 ) (Bq/cm³)			
東 海 沖	(4月) $5.1 \times 10^{-1}$	(10月) $4.8 \times 10^{-1}$	阿漕ヶ浦取水口	$7.4 \times 10^{-5}$	$6.8 \times 10^{-5}$	
旧 D 海域	(7月) $5.4 \times 10^{-1}$	(1月) $5.4 \times 10^{-1}$	荒 谷 台	$8.4 \times 10^{-5}$	$5.2 \times 10^{-5}$	
東 海 沖	(4月) $6.1 \times 10^{-1}$	(10月) $5.1 \times 10^{-1}$	長 堀	$7.0 \times 10^{-5}$	$7.1 \times 10^{-5}$	
C 海 域	(7月) $6.1 \times 10^{-1}$	(1月) $6.1 \times 10^{-1}$	岡 清 水 場	$6.0 \times 10^{-5}$	$6.2 \times 10^{-5}$	
( 海 水 ) (Bq/cm³)			照 沼	$1.4 \times 10^{-4}$	$2.0 \times 10^{-4}$	
東 海 沖	(4月) $9.5 \times 10^{-6}$	(10月) $2.3 \times 10^{-5}$	須 和 間	$6.4 \times 10^{-5}$	$6.7 \times 10^{-5}$	
旧 C 海域	(7月) $2.1 \times 10^{-5}$	(1月) $1.8 \times 10^{-5}$	那 珂 研 構 内	$5.4 \times 10^{-5}$	$7.8 \times 10^{-5}$	
東 海 沖	(4月) $2.5 \times 10^{-5}$	(10月) $2.2 \times 10^{-5}$	( 河 川 水 ) (Bq/cm³)			
旧 D 海域	(7月) $1.1 \times 10^{-5}$	(1月) $1.8 \times 10^{-5}$	久慈川原研取水口	$7.4 \times 10^{-5}$	$7.2 \times 10^{-5}$	
東 海 沖	(4月) $1.5 \times 10^{-5}$	(10月) $1.3 \times 10^{-5}$	久慈川河口 (豊岡)	$1.2 \times 10^{-5}$	$4.6 \times 10^{-6}$	
C 海 域	(7月) $2.0 \times 10^{-5}$	(1月) $2.2 \times 10^{-5}$	注) — : 測定対象物なし			

Table A.4.3-2 降下塵中の全 $\beta$ 放射能及び雨水中の全 $\beta$ 放射能濃度

(東海研究所, 1996年度)

採取年月	降下塵 (Bq/km <sup>2</sup> )	雨水 (Bq/cm <sup>3</sup> )
1996年 4月	$1.4 \times 10^7$	$5.2 \times 10^{-4}$
	$1.2 \times 10^7$	$2.7 \times 10^{-4}$
	$7.3 \times 10^6$	$3.0 \times 10^{-4}$
	$7.6 \times 10^6$	$2.3 \times 10^{-4}$
	$2.4 \times 10^6$	$3.4 \times 10^{-4}$
	$1.0 \times 10^7$	$< 1.5 \times 10^{-4}$
	$9.6 \times 10^6$	$< 3.4 \times 10^{-4}$
	$1.3 \times 10^7$	$< 3.4 \times 10^{-4}$
	$5.3 \times 10^6$	$3.0 \times 10^{-4}$
	$5.6 \times 10^6$	$2.1 \times 10^{-4}$
	$8.0 \times 10^6$	$2.0 \times 10^{-4}$
	$1.1 \times 10^7$	$2.3 \times 10^{-4}$
1997年 1月		
2月		
3月		

Table A.4.3-3 排水溝における排水中の放射能濃度(月平均)

(東海研究所, 1996年度)

年月	第1排水溝	第2排水溝		第3排水溝
	全 $\beta$ (Bq/cm <sup>3</sup> )	全 $\beta$ (Bq/cm <sup>3</sup> )	<sup>3</sup> H (Bq/cm <sup>3</sup> )	全 $\beta$ (Bq/cm <sup>3</sup> )
1996年 4月	$1.0 \times 10^{-4}$	$1.2 \times 10^{-4}$	$2.6 \times 10^{-1}$	$4.6 \times 10^{-6}$
	$9.4 \times 10^{-5}$	$9.9 \times 10^{-5}$	$1.8 \times 10^{-1}$	$8.1 \times 10^{-6}$
	$1.1 \times 10^{-4}$	$1.2 \times 10^{-4}$	$1.5 \times 10^{-2}$	$4.0 \times 10^{-6}$
	$1.1 \times 10^{-4}$	$1.2 \times 10^{-4}$	$7.0 \times 10^{-3}$	$6.3 \times 10^{-6}$
	$8.5 \times 10^{-5}$	$1.0 \times 10^{-4}$	$< 5.5 \times 10^{-3}$	$< 3.0 \times 10^{-6}$
	$9.3 \times 10^{-5}$	$1.2 \times 10^{-4}$	$5.8 \times 10^{-3}$	$1.1 \times 10^{-5}$
	$9.8 \times 10^{-5}$	$4.2 \times 10^{-4}$	$6.6 \times 10^{-2}$	$4.4 \times 10^{-6}$
	$8.3 \times 10^{-5}$	$9.9 \times 10^{-4}$	$7.3 \times 10^{-3}$	$< 3.2 \times 10^{-6}$
	$1.0 \times 10^{-4}$	$2.6 \times 10^{-5}$	$7.9 \times 10^{-3}$	$3.8 \times 10^{-6}$
	$8.0 \times 10^{-5}$	$5.4 \times 10^{-5}$	$8.8 \times 10^{-3}$	$6.8 \times 10^{-5}$
	$1.1 \times 10^{-4}$	$9.5 \times 10^{-5}$	$4.3 \times 10^{-2}$	$6.7 \times 10^{-5}$
	$8.7 \times 10^{-5}$	$9.8 \times 10^{-5}$	$9.0 \times 10^{-2}$	$8.6 \times 10^{-5}$
1997年 1月				
2月				
3月				

Table A.4.3—4(a) 環境試料中の放射性核種濃度

(東海研究所, 1996年度)

種類	採取年月	採取地点	$^{14}\text{C}$	*	$^{57}\text{Nb}$	$^{89}\text{Sr}$	$^{90}\text{Sr}$	$^{103}\text{Ru}$	$^{105}\text{Ru}$	$^{131}\text{I}$	$^{133}\text{Cs}$	$^{141}\text{Ce}$	単位
牛 乳	1996年5月	ひたちなか市 辰	—	$< 2.1 \times 10^{-5}$	$< 2.1 \times 10^{-5}$	—	$< 4.8 \times 10^{-5}$	$< 3.1 \times 10^{-5}$	$< 1.4 \times 10^{-4}$	$< 6.1 \times 10^{-5}$	$< 2.7 \times 10^{-5}$	$< 8.2 \times 10^{-5}$	$\text{Bq}/\text{cm}^2/\text{hr}$
	11月	辰	—	$< 2.1 \times 10^{-5}$	$< 2.3 \times 10^{-5}$	—	$< 5.4 \times 10^{-5}$	$< 3.8 \times 10^{-5}$	$< 1.5 \times 10^{-4}$	$< 1.1 \times 10^{-4}$	$< 1.6 \times 10^{-5}$	$< 8.5 \times 10^{-5}$	—
ほうじ茶 葉	1996年1月	東面村須和田 山	$2.3 \times 10^{-1}$	$< 2.1 \times 10^{-5}$	$< 2.5 \times 10^{-5}$	( $1.3 \times 10^{-1}$ )	$< 5.0 \times 10^{-4}$	$< 3.5 \times 10^{-4}$	$< 1.6 \times 10^{-4}$	$< 0.4 \times 10^{-5}$	$4.7 \times 10^{-5}$	$< 8.5 \times 10^{-5}$	$\text{Bq}/\text{g}^{\text{干}}$
	11月	—	—	$< 4.3 \times 10^{-5}$	$< 4.8 \times 10^{-5}$	( $1.4 \times 10^{-1}$ )	$< 8.2 \times 10^{-5}$	$< 3.9 \times 10^{-5}$	$< 2.9 \times 10^{-4}$	$< 1.1 \times 10^{-4}$	$< 3.2 \times 10^{-5}$	$< 1.8 \times 10^{-4}$	—
精 米	1996年10月	東海村須和田 山	$2.6 \times 10^{-1}$	$< 5.5 \times 10^{-5}$	$< 6.5 \times 10^{-5}$	( $< 2.1 \times 10^{-5}$ )	$< 1.4 \times 10^{-4}$	$< 9.5 \times 10^{-4}$	$< 4.1 \times 10^{-4}$	—	$4.0 \times 10^{-5}$	$< 2.3 \times 10^{-5}$	—
カ レ イ ヒ ラ メ (可食部)	1996年6月	東海研究 所	—	$< 2.9 \times 10^{-5}$	$< 3.5 \times 10^{-5}$	( $< 1.3 \times 10^{-5}$ )	$< 5.8 \times 10^{-5}$	$< 3.1 \times 10^{-5}$	$< 2.3 \times 10^{-4}$	—	$1.1 \times 10^{-4}$	$< 1.9 \times 10^{-4}$	—
	11月	—	—	$< 3.0 \times 10^{-5}$	$< 3.4 \times 10^{-5}$	( $< 1.4 \times 10^{-5}$ )	$< 7.2 \times 10^{-5}$	$< 4.6 \times 10^{-5}$	$< 2.1 \times 10^{-4}$	—	$1.3 \times 10^{-4}$	$< 1.0 \times 10^{-4}$	—
シ ラ ス	1996年6月	東海研究 所	—	$< 1.9 \times 10^{-5}$	$< 2.3 \times 10^{-5}$	( $< 1.6 \times 10^{-5}$ )	$< 4.1 \times 10^{-5}$	$< 3.0 \times 10^{-5}$	$< 1.4 \times 10^{-4}$	—	$7.1 \times 10^{-5}$	$< 7.4 \times 10^{-5}$	—
	11月	—	—	$< 2.1 \times 10^{-5}$	$< 2.2 \times 10^{-5}$	( $< 1.5 \times 10^{-5}$ )	$< 4.9 \times 10^{-5}$	$< 3.4 \times 10^{-5}$	$< 1.5 \times 10^{-4}$	—	$6.1 \times 10^{-5}$	$< 1.0 \times 10^{-4}$	—
ワ カ メ	1996年6月	日立市久慈浜 口	—	$< 2.7 \times 10^{-5}$	$< 2.3 \times 10^{-5}$	—	$< 4.8 \times 10^{-5}$	$< 3.4 \times 10^{-5}$	$< 1.4 \times 10^{-4}$	$< 8.4 \times 10^{-5}$	$2.4 \times 10^{-5}$	$< 7.6 \times 10^{-5}$	—
	11月	—	—	$< 5.1 \times 10^{-5}$	$< 4.1 \times 10^{-5}$	—	$< 9.2 \times 10^{-5}$	$< 5.1 \times 10^{-5}$	$< 2.4 \times 10^{-4}$	$< 1.2 \times 10^{-4}$	$7.8 \times 10^{-5}$	$< 1.1 \times 10^{-4}$	—
カ ジ メ	1996年7月	第1排水溝 口	—	$< 1.3 \times 10^{-4}$	$< 1.3 \times 10^{-4}$	—	$< 2.6 \times 10^{-4}$	$< 2.0 \times 10^{-4}$	$< 9.0 \times 10^{-4}$	$1.1 \times 10^{-4}$	$< 1.0 \times 10^{-3}$	$< 1.1 \times 10^{-4}$	—
	1997年1月	出	—	$< 1.3 \times 10^{-4}$	$< 1.4 \times 10^{-4}$	—	$< 2.9 \times 10^{-4}$	$< 2.3 \times 10^{-4}$	$< 9.4 \times 10^{-4}$	$< 1.1 \times 10^{-4}$	$< 9.9 \times 10^{-4}$	—	—
排 水 口	1996年7月	第2排水溝 口	—	$< 2.2 \times 10^{-4}$	$< 1.8 \times 10^{-4}$	—	$< 3.5 \times 10^{-4}$	$< 2.3 \times 10^{-4}$	$< 1.1 \times 10^{-3}$	$< 1.2 \times 10^{-4}$	$< 8.2 \times 10^{-4}$	—	—
	1997年1月	出	—	$< 1.6 \times 10^{-4}$	$< 1.5 \times 10^{-4}$	—	$< 3.1 \times 10^{-4}$	$< 2.2 \times 10^{-4}$	$< 1.0 \times 10^{-3}$	$< 1.3 \times 10^{-4}$	$< 1.5 \times 10^{-3}$	—	—
近 辺 土 砂	1996年7月	第3排水溝 口	—	$< 1.2 \times 10^{-4}$	$< 1.4 \times 10^{-4}$	—	$< 2.8 \times 10^{-4}$	$< 2.0 \times 10^{-4}$	$< 9.5 \times 10^{-4}$	$1.3 \times 10^{-4}$	$< 9.7 \times 10^{-4}$	—	—
	1997年1月	出	—	$< 1.2 \times 10^{-4}$	$< 1.3 \times 10^{-4}$	—	$< 2.9 \times 10^{-4}$	$< 2.7 \times 10^{-4}$	$< 9.1 \times 10^{-4}$	$1.7 \times 10^{-4}$	$< 9.8 \times 10^{-4}$	—	—

() : 化学分析 — : 测定なし \* :  $^{14}\text{C}$ の測定値/BqC

Table A. 4. 3-4(b) 環境試料中の放射性核種濃度

(東海研究所, 1996年度)

種類	採取年月	採取地点	${}^4\text{H}$	${}^{14}\text{Mn}$	${}^{60}\text{Co}$	${}^{90}\text{Sr}$	${}^{137}\text{Cs}$	${}^{103}\text{Ru}$	${}^{131}\text{I}$	${}^{110}\text{Ce}$	${}^{139-241}\text{Pu}$	単位
飲料水	1996年4月 10月	東海村鶴ヶ浦	$9.5 \times 10^{-4}$	—	—	—	—	—	—	—	—	Bq/cm <sup>3</sup>
	1996年4月 10月	東海村須和間	$2.0 \times 10^{-3}$	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	1996年4月 10月	那珂研構内	$1.3 \times 10^{-3}$	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	1996年4月 10月	久慈川	$1.5 \times 10^{-3}$	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	1996年4月 10月	原研取水口	$7.3 \times 10^{-4}$	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	1996年4月 10月	豊岡	$1.0 \times 10^{-3}$	—	—	—	—	—	—	—	—	—
河川水	1996年4月 10月	久慈川河口	$1.1 \times 10^{-3}$	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	1996年4月 10月	原研取水口	$1.8 \times 10^{-3}$	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	1996年4月 10月	久慈川河口	$9.6 \times 10^{-4}$	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	1996年4月 10月	豊岡	$1.4 \times 10^{-3}$	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	1996年4月 10月	東海研冲C海域	$< 6.0 \times 10^{-4}$	$< 1.5 \times 10^{-4}$	$< 1.5 \times 10^{-4}$	( $< 2.0 \times 10^{-4}$ )	$< 3.8 \times 10^{-4}$	$< 2.5 \times 10^{-4}$	$< 1.2 \times 10^{-5}$	$2.7 \times 10^{-6}$	$< 8.0 \times 10^{-6}$	—
	1996年4月 10月	旧 C 海域	$4.2 \times 10^{-3}$	$< 1.4 \times 10^{-4}$	$< 1.3 \times 10^{-4}$	( $2.6 \times 10^{-4}$ )	$< 3.6 \times 10^{-4}$	$< 2.4 \times 10^{-4}$	$< 1.2 \times 10^{-5}$	$2.0 \times 10^{-6}$	$< 8.5 \times 10^{-6}$	—
海水	1996年4月 10月	東海研冲	$< 6.1 \times 10^{-4}$	$< 1.5 \times 10^{-4}$	$< 1.5 \times 10^{-4}$	( $< 2.1 \times 10^{-4}$ )	$< 4.1 \times 10^{-4}$	$< 2.2 \times 10^{-4}$	$< 1.2 \times 10^{-5}$	$2.4 \times 10^{-6}$	$< 6.1 \times 10^{-6}$	—
	1996年4月 10月	旧 C 海域	$5.0 \times 10^{-3}$	$< 1.3 \times 10^{-4}$	$< 1.1 \times 10^{-4}$	( $2.6 \times 10^{-4}$ )	$< 2.9 \times 10^{-4}$	$< 1.8 \times 10^{-4}$	$< 8.7 \times 10^{-5}$	$3.2 \times 10^{-6}$	$< 6.1 \times 10^{-6}$	—
	1996年4月 10月	東海研冲	$6.5 \times 10^{-4}$	$< 1.2 \times 10^{-4}$	$< 1.1 \times 10^{-4}$	( $< 3.0 \times 10^{-4}$ )	$< 2.6 \times 10^{-4}$	$< 2.0 \times 10^{-4}$	$< 9.7 \times 10^{-5}$	$3.4 \times 10^{-6}$	$< 7.6 \times 10^{-6}$	—
	1996年7月	旧 D 海域	$3.7 \times 10^{-4}$	$< 1.2 \times 10^{-4}$	$< 1.1 \times 10^{-4}$	( $2.8 \times 10^{-4}$ )	$< 2.7 \times 10^{-4}$	$< 1.9 \times 10^{-4}$	$< 8.7 \times 10^{-5}$	$2.8 \times 10^{-6}$	$< 5.6 \times 10^{-6}$	—
	1997年1月	東海研冲	—	$< 1.5 \times 10^{-4}$	$< 1.8 \times 10^{-4}$	( $< 1.7 \times 10^{-4}$ )	$< 3.6 \times 10^{-4}$	$< 1.5 \times 10^{-4}$	$< 1.5 \times 10^{-4}$	$3.9 \times 10^{-5}$	$< 1.7 \times 10^{-4}$	( $2.6 \times 10^{-4}$ ) Bq/m <sup>3</sup>
	1996年7月	東海研冲C海域	—	$< 1.9 \times 10^{-4}$	$< 1.9 \times 10^{-4}$	( $< 1.4 \times 10^{-4}$ )	$< 4.6 \times 10^{-4}$	$< 3.2 \times 10^{-4}$	$< 1.6 \times 10^{-3}$	$6.9 \times 10^{-4}$	$< 2.1 \times 10^{-3}$	( $3.5 \times 10^{-4}$ )
海底土	1997年1月	東海研冲	—	$< 1.5 \times 10^{-4}$	$< 1.8 \times 10^{-4}$	( $< 1.5 \times 10^{-4}$ )	$< 3.7 \times 10^{-4}$	$< 2.9 \times 10^{-4}$	$< 1.5 \times 10^{-3}$	$4.0 \times 10^{-4}$	$< 2.3 \times 10^{-3}$	( $1.3 \times 10^{-4}$ )
	1997年1月	旧 C 海域	—	$< 1.9 \times 10^{-4}$	$< 1.7 \times 10^{-4}$	( $< 1.3 \times 10^{-4}$ )	$< 4.4 \times 10^{-4}$	$< 3.3 \times 10^{-4}$	$< 1.7 \times 10^{-3}$	$< 2.3 \times 10^{-3}$	$< 2.9 \times 10^{-3}$	( $2.1 \times 10^{-4}$ )
	1996年7月	東海研冲	—	$< 1.2 \times 10^{-4}$	$< 1.5 \times 10^{-4}$	( $< 1.7 \times 10^{-4}$ )	$< 2.9 \times 10^{-4}$	$< 2.5 \times 10^{-4}$	$< 1.1 \times 10^{-3}$	$7.8 \times 10^{-4}$	$< 1.2 \times 10^{-3}$	( $5.1 \times 10^{-4}$ )
	1997年1月	旧 D 海域	—	$< 1.6 \times 10^{-4}$	$< 1.6 \times 10^{-4}$	( $< 1.7 \times 10^{-4}$ )	$< 3.7 \times 10^{-4}$	$< 2.7 \times 10^{-4}$	$< 1.3 \times 10^{-3}$	$8.6 \times 10^{-4}$	$< 1.7 \times 10^{-3}$	( $4.5 \times 10^{-4}$ )

( ) : 未検出 — : 検定対象外

Table A.4.3-4(C) 環境試料中の放射性核種濃度

(東海研究所, 1996年度)

種類	採取年月	採取地点	$^{54}\text{Mn}$	$^{80}\text{Co}$	$^{85}\text{Zr}$	$^{95}\text{Nb}$	$^{106}\text{Ru}$	$^{137}\text{Cs}$	$^{144}\text{Ce}$	単位
土 壤	1996年6月	東海研構内	$< 4.4 \times 10^{-4}$	$< 4.1 \times 10^{-4}$	$< 9.5 \times 10^{-4}$	$< 6.4 \times 10^{-4}$	$< 3.3 \times 10^{-3}$	$9.2 \times 10^{-4}$	$< 2.3 \times 10^{-3}$	Bq/g乾
	11月		$< 3.1 \times 10^{-4}$	$< 3.4 \times 10^{-4}$	$< 8.1 \times 10^{-4}$	$< 7.3 \times 10^{-4}$	$< 2.6 \times 10^{-3}$	$7.9 \times 10^{-4}$	$< 3.2 \times 10^{-3}$	
	1996年6月	東海村石神	$< 8.6 \times 10^{-4}$	$< 6.0 \times 10^{-4}$	$< 1.5 \times 10^{-3}$	$< 1.4 \times 10^{-3}$	$< 5.6 \times 10^{-3}$	$2.5 \times 10^{-2}$	$< 4.2 \times 10^{-3}$	
	11月		$< 7.3 \times 10^{-4}$	$< 4.8 \times 10^{-4}$	$< 1.2 \times 10^{-3}$	$< 8.2 \times 10^{-4}$	$< 3.9 \times 10^{-3}$	$1.4 \times 10^{-2}$	$< 4.8 \times 10^{-3}$	
	1996年6月	東海村龜下	$< 9.0 \times 10^{-4}$	$< 6.1 \times 10^{-4}$	$< 1.7 \times 10^{-3}$	$< 1.2 \times 10^{-3}$	$< 5.3 \times 10^{-3}$	$4.6 \times 10^{-3}$	$< 4.1 \times 10^{-3}$	
	11月		$< 6.2 \times 10^{-4}$	$< 5.8 \times 10^{-4}$	$< 1.6 \times 10^{-3}$	$< 1.1 \times 10^{-3}$	$< 4.6 \times 10^{-3}$	$4.8 \times 10^{-3}$	$< 2.7 \times 10^{-3}$	
	1996年6月	東海村須和間	$< 8.1 \times 10^{-4}$	$< 5.3 \times 10^{-4}$	$< 1.2 \times 10^{-3}$	$< 9.0 \times 10^{-4}$	$< 4.7 \times 10^{-3}$	$2.8 \times 10^{-2}$	$< 3.5 \times 10^{-3}$	
	11月		$< 9.1 \times 10^{-4}$	$< 6.1 \times 10^{-4}$	$< 1.7 \times 10^{-3}$	$< 1.1 \times 10^{-3}$	$< 5.2 \times 10^{-3}$	$2.7 \times 10^{-2}$	$< 2.9 \times 10^{-3}$	
	1996年6月	ひたちなか市	$< 6.9 \times 10^{-4}$	$< 5.9 \times 10^{-4}$	$< 1.5 \times 10^{-3}$	$< 1.0 \times 10^{-3}$	$< 5.3 \times 10^{-3}$	$8.5 \times 10^{-4}$	$< 3.8 \times 10^{-3}$	
	11月	稲田	$< 4.3 \times 10^{-4}$	$< 3.6 \times 10^{-4}$	$< 9.2 \times 10^{-4}$	$< 6.4 \times 10^{-4}$	$< 3.3 \times 10^{-3}$	$1.8 \times 10^{-2}$	$< 2.4 \times 10^{-3}$	
水	1996年6月	ひたちなか市	$< 1.0 \times 10^{-3}$	$< 6.6 \times 10^{-4}$	$< 1.7 \times 10^{-3}$	$< 1.2 \times 10^{-3}$	$< 6.1 \times 10^{-3}$	$3.2 \times 10^{-3}$	$< 4.4 \times 10^{-3}$	
	11月	高場	$< 5.3 \times 10^{-4}$	$< 4.3 \times 10^{-4}$	$< 1.2 \times 10^{-3}$	$< 7.6 \times 10^{-4}$	$< 3.7 \times 10^{-3}$	$2.1 \times 10^{-2}$	$< 3.3 \times 10^{-3}$	
	1996年6月	ひたちなか市	$< 1.1 \times 10^{-3}$	$< 6.8 \times 10^{-4}$	$< 1.8 \times 10^{-3}$	$< 1.1 \times 10^{-3}$	$< 6.4 \times 10^{-3}$	$5.0 \times 10^{-2}$	$< 4.9 \times 10^{-3}$	
	11月	宮前	$< 3.7 \times 10^{-4}$	$< 3.7 \times 10^{-4}$	$< 9.6 \times 10^{-4}$	$< 6.6 \times 10^{-4}$	$< 3.5 \times 10^{-3}$	$4.9 \times 10^{-2}$	$< 2.6 \times 10^{-3}$	
	1996年6月	那珂町横堀	$< 5.4 \times 10^{-4}$	$< 6.1 \times 10^{-4}$	$< 1.5 \times 10^{-3}$	$< 1.1 \times 10^{-3}$	$< 5.4 \times 10^{-3}$	$2.3 \times 10^{-3}$	$< 3.9 \times 10^{-3}$	
ガス	11月		$< 4.7 \times 10^{-4}$	$< 4.0 \times 10^{-4}$	$< 1.0 \times 10^{-3}$	$< 8.0 \times 10^{-4}$	$< 3.1 \times 10^{-3}$	$2.6 \times 10^{-3}$	$< 2.4 \times 10^{-3}$	
	1996年6月	那珂研構内	$< 5.3 \times 10^{-4}$	$< 5.3 \times 10^{-4}$	$< 1.2 \times 10^{-3}$	$< 8.8 \times 10^{-4}$	$< 4.3 \times 10^{-3}$	$2.0 \times 10^{-3}$	$< 3.2 \times 10^{-3}$	
	11月		$< 7.7 \times 10^{-4}$	$< 5.1 \times 10^{-4}$	$< 1.4 \times 10^{-3}$	$< 9.7 \times 10^{-4}$	$< 4.4 \times 10^{-3}$	$< 4.6 \times 10^{-4}$	$< 3.7 \times 10^{-3}$	

Table A. 4.3-4(d) 環境試料中の放射性核種濃度

(東海研究所, 1996年度)

JAERI-Review 97-016

種類	採取年月	採取地点	$^3\text{H}$	$^{60}\text{Co}$	$^{137}\text{Cs}$	単位 $\text{Bq}/\text{cm}^3$	採取年月	採取地点	$^3\text{H}$	$^{60}\text{Co}$	$^{137}\text{Cs}$	単位 $\text{Bq}/\text{cm}^3$	
			$^3\text{H}$	$^{60}\text{Co}$	$^{137}\text{Cs}$				$^3\text{H}$	$^{60}\text{Co}$	$^{137}\text{Cs}$		
地 下 水	1996年4月	B2	$1.5 \times 10^{-3}$	$< 2.1 \times 10^{-6}$	$< 2.1 \times 10^{-6}$	$\text{Bq}/\text{cm}^3$	B2	$6.6 \times 10^{-3}$	$< 1.3 \times 10^{-6}$	$< 1.2 \times 10^{-6}$	$< 1.2 \times 10^{-6}$	$\text{Bq}/\text{cm}^3$	
		M4	$3.3 \times 10^{-3}$	$< 1.7 \times 10^{-6}$	$< 1.5 \times 10^{-6}$		M4	$6.0 \times 10^{-3}$	$< 1.3 \times 10^{-6}$	$< 1.2 \times 10^{-6}$	$< 1.2 \times 10^{-6}$		
		G1	$1.5 \times 10^{-3}$	$< 2.1 \times 10^{-6}$	$< 1.9 \times 10^{-6}$		1996年7月	G1	$2.8 \times 10^{-3}$	$< 1.2 \times 10^{-6}$	$< 1.1 \times 10^{-6}$	$< 1.1 \times 10^{-6}$	
		G2	$2.7 \times 10^{-3}$	$< 9.4 \times 10^{-7}$	$< 1.0 \times 10^{-6}$		G2	$3.0 \times 10^{-3}$	$< 1.7 \times 10^{-6}$	$< 9.8 \times 10^{-7}$	$< 9.8 \times 10^{-7}$		
		No.9	$1.2 \times 10^{-2}$	$< 7.7 \times 10^{-7}$	$< 7.0 \times 10^{-7}$		No.9	$2.4 \times 10^{-2}$	$< 1.3 \times 10^{-6}$	$< 9.6 \times 10^{-7}$	$< 9.6 \times 10^{-7}$		
		B2	$1.4 \times 10^{-3}$	$< 2.0 \times 10^{-6}$	$< 1.9 \times 10^{-6}$		B2	$5.2 \times 10^{-3}$	$< 1.5 \times 10^{-6}$	$< 1.5 \times 10^{-6}$	$< 1.5 \times 10^{-6}$		
廃 棄 物 埋 設	1996年5月	M4	$2.5 \times 10^{-3}$	$< 2.3 \times 10^{-6}$	$< 2.0 \times 10^{-6}$	$\text{Bq}/\text{cm}^3$	M4	$2.6 \times 10^{-3}$	$< 1.7 \times 10^{-6}$	$< 1.4 \times 10^{-6}$	$< 1.4 \times 10^{-6}$	$\text{Bq}/\text{cm}^3$	
		G1	$1.3 \times 10^{-3}$	$< 1.5 \times 10^{-6}$	$< 1.5 \times 10^{-6}$		1996年8月	G1	$2.2 \times 10^{-3}$	$< 2.1 \times 10^{-6}$	$< 1.8 \times 10^{-6}$	$< 1.8 \times 10^{-6}$	
		G2	$2.5 \times 10^{-3}$	$< 1.3 \times 10^{-6}$	$< 7.5 \times 10^{-7}$		G2	$2.1 \times 10^{-3}$	$< 1.3 \times 10^{-6}$	$< 1.6 \times 10^{-6}$	$< 1.6 \times 10^{-6}$		
		No.9	$9.9 \times 10^{-3}$	$< 9.3 \times 10^{-7}$	$< 9.4 \times 10^{-7}$		No.9	$1.2 \times 10^{-2}$	$< 1.5 \times 10^{-6}$	$< 7.5 \times 10^{-7}$	$< 7.5 \times 10^{-7}$		
		B2	$1.5 \times 10^{-3}$	$< 2.1 \times 10^{-6}$	$< 1.9 \times 10^{-6}$		B2	$8.3 \times 10^{-3}$	$< 1.9 \times 10^{-6}$	$< 2.0 \times 10^{-6}$	$< 2.0 \times 10^{-6}$		
		M4	$3.9 \times 10^{-3}$	$< 2.1 \times 10^{-6}$	$< 2.0 \times 10^{-6}$		M4	$3.5 \times 10^{-3}$	$< 2.1 \times 10^{-6}$	$< 1.9 \times 10^{-6}$	$< 1.9 \times 10^{-6}$		
設 施	1996年6月	G1	$1.8 \times 10^{-3}$	$< 2.1 \times 10^{-6}$	$< 1.8 \times 10^{-6}$	$\text{Bq}/\text{cm}^3$	1996年9月	G1	$1.6 \times 10^{-3}$	$< 1.6 \times 10^{-6}$	$< 1.6 \times 10^{-6}$	$< 1.6 \times 10^{-6}$	$\text{Bq}/\text{cm}^3$
		G2	$2.3 \times 10^{-3}$	$< 9.5 \times 10^{-7}$	$< 7.2 \times 10^{-7}$		G2	$3.1 \times 10^{-3}$	$< 1.1 \times 10^{-6}$	$< 9.6 \times 10^{-7}$	$< 9.6 \times 10^{-7}$		
		No.9	$1.4 \times 10^{-2}$	$< 8.0 \times 10^{-7}$	$< 7.4 \times 10^{-7}$		No.9	$1.1 \times 10^{-2}$	$< 1.4 \times 10^{-6}$	$< 7.5 \times 10^{-7}$	$< 7.5 \times 10^{-7}$		
		土壤					1996年8月	埋設施設	—	$< 3.1 \times 10^{-4}$	$3.5 \times 10^{-4}$	$3.5 \times 10^{-4}$	

Table A. 4. 3-4(e) 環境試料中の放射性核種濃度

(東海研究所, 1996年度)

種類	採取年月	採取地点	$^3\text{H}$	$^{60}\text{Co}$	$^{137}\text{Cs}$	単位	採取年月	採取地点	$^3\text{H}$	$^{60}\text{Co}$	$^{137}\text{Cs}$	単位		
地下水 (廃棄物埋設)	1996年10月	B 2	$1.5 \times 10^{-2}$	$< 1.4 \times 10^{-6}$	$< 1.1 \times 10^{-6}$	Bq/cm <sup>3</sup>	1997年1月	B 2	$2.4 \times 10^{-3}$	$< 2.1 \times 10^{-6}$	$< 2.1 \times 10^{-6}$	Bq/cm <sup>3</sup>		
		M 4	$1.1 \times 10^{-3}$	$< 2.1 \times 10^{-6}$	$< 2.0 \times 10^{-6}$			M 4	$2.2 \times 10^{-3}$	$< 2.2 \times 10^{-6}$	$< 2.0 \times 10^{-6}$			
		G 1	$1.2 \times 10^{-3}$	$< 2.1 \times 10^{-6}$	$< 1.9 \times 10^{-6}$			G 1	$1.8 \times 10^{-3}$	$< 1.7 \times 10^{-6}$	$< 1.6 \times 10^{-6}$			
		G 2	$4.1 \times 10^{-3}$	$< 1.2 \times 10^{-6}$	$< 1.0 \times 10^{-6}$			G 2	$5.1 \times 10^{-3}$	$< 1.5 \times 10^{-6}$	$< 9.5 \times 10^{-7}$			
		No. 9	$6.9 \times 10^{-3}$	$< 1.1 \times 10^{-6}$	$< 9.4 \times 10^{-7}$			No. 9	$7.2 \times 10^{-3}$	$< 1.5 \times 10^{-6}$	$< 6.7 \times 10^{-7}$			
	1996年11月	B 2	$6.6 \times 10^{-3}$	$< 2.0 \times 10^{-6}$	$< 1.8 \times 10^{-6}$		1997年2月	B 2	$5.6 \times 10^{-3}$	$< 1.3 \times 10^{-6}$	$< 1.2 \times 10^{-6}$			
		M 4	$2.6 \times 10^{-3}$	$< 2.7 \times 10^{-6}$	$< 2.0 \times 10^{-6}$			M 4	$2.0 \times 10^{-3}$	$< 1.7 \times 10^{-6}$	$< 1.4 \times 10^{-6}$			
		G 1	$2.4 \times 10^{-3}$	$< 1.9 \times 10^{-6}$	$< 1.9 \times 10^{-6}$			G 1	$2.1 \times 10^{-3}$	$< 1.6 \times 10^{-6}$	$< 1.6 \times 10^{-6}$			
		G 2	$4.8 \times 10^{-3}$	$< 1.0 \times 10^{-6}$	$< 5.8 \times 10^{-7}$			G 2	$2.1 \times 10^{-3}$	$< 1.8 \times 10^{-6}$	$< 7.8 \times 10^{-7}$			
		No. 9	$1.2 \times 10^{-2}$	$< 1.5 \times 10^{-6}$	$< 1.3 \times 10^{-6}$			No. 9	$8.1 \times 10^{-3}$	$< 1.4 \times 10^{-6}$	$< 8.3 \times 10^{-7}$			
施設	1996年12月	B 2	$2.6 \times 10^{-3}$	$< 2.1 \times 10^{-6}$	$< 1.9 \times 10^{-6}$		1997年3月	B 2	$1.9 \times 10^{-3}$	$< 1.6 \times 10^{-6}$	$< 1.6 \times 10^{-6}$			
		M 4	$2.0 \times 10^{-3}$	$< 2.2 \times 10^{-6}$	$< 2.0 \times 10^{-6}$			M 4	$3.3 \times 10^{-3}$	$< 2.1 \times 10^{-6}$	$< 1.8 \times 10^{-6}$			
		G 1	$1.0 \times 10^{-3}$	$< 1.7 \times 10^{-6}$	$< 1.6 \times 10^{-6}$			G 1	$1.7 \times 10^{-3}$	$< 1.9 \times 10^{-6}$	$< 1.8 \times 10^{-6}$			
		G 2	$2.0 \times 10^{-3}$	$< 1.6 \times 10^{-6}$	$< 8.1 \times 10^{-7}$			G 2	$4.7 \times 10^{-3}$	$< 1.5 \times 10^{-6}$	$< 8.1 \times 10^{-7}$			
		No. 9	$8.0 \times 10^{-3}$	$< 1.1 \times 10^{-6}$	$< 1.0 \times 10^{-6}$			No. 9	$7.6 \times 10^{-3}$	$< 1.1 \times 10^{-6}$	$< 7.1 \times 10^{-7}$			
土壤			埋設施設			—			$< 2.8 \times 10^{-4}$			$3.9 \times 10^{-4}$		
												Bq/g乾		

Table A.4.3-5 大気塵埃中の放射性核種濃度

(東海研究所, 1996年度)

採取年月	<sup>7</sup> Be	<sup>54</sup> Mn	<sup>60</sup> Co	<sup>95</sup> Zr	<sup>95</sup> Nb	<sup>106</sup> Ru	<sup>137</sup> Cs	<sup>144</sup> Ce
1996年4月	$9.3 \times 10^{-9}$	$<1.3 \times 10^{-11}$	$<1.4 \times 10^{-11}$	$<4.0 \times 10^{-11}$	$<2.1 \times 10^{-11}$	$<1.1 \times 10^{-10}$	$<1.1 \times 10^{-11}$	$<5.2 \times 10^{-11}$
5月	$5.9 \times 10^{-9}$	$<9.1 \times 10^{-12}$	$<9.4 \times 10^{-12}$	$<2.0 \times 10^{-11}$	$<1.1 \times 10^{-11}$	$<7.4 \times 10^{-11}$	$<8.6 \times 10^{-12}$	$<3.6 \times 10^{-11}$
6月	$2.1 \times 10^{-9}$	$<1.0 \times 10^{-11}$	$<1.1 \times 10^{-11}$	$<2.2 \times 10^{-11}$	$<1.6 \times 10^{-11}$	$<8.6 \times 10^{-11}$	$<1.0 \times 10^{-11}$	$<3.9 \times 10^{-11}$
7月	$2.6 \times 10^{-9}$	$<9.1 \times 10^{-12}$	$<9.8 \times 10^{-12}$	$<2.2 \times 10^{-11}$	$<1.5 \times 10^{-11}$	$<7.7 \times 10^{-11}$	$<8.8 \times 10^{-12}$	$<3.5 \times 10^{-11}$
8月	$3.8 \times 10^{-9}$	$<8.6 \times 10^{-12}$	$<9.8 \times 10^{-12}$	$<2.3 \times 10^{-11}$	$<1.4 \times 10^{-11}$	$<7.0 \times 10^{-11}$	$<8.6 \times 10^{-12}$	$<3.4 \times 10^{-11}$
9月	$6.2 \times 10^{-9}$	$<1.0 \times 10^{-11}$	$<1.1 \times 10^{-11}$	$<2.8 \times 10^{-11}$	$<1.8 \times 10^{-11}$	$<8.3 \times 10^{-11}$	$<1.0 \times 10^{-11}$	$<4.2 \times 10^{-11}$
10月	$7.0 \times 10^{-9}$	$<1.1 \times 10^{-11}$	$<1.0 \times 10^{-11}$	$<3.4 \times 10^{-11}$	$<2.4 \times 10^{-11}$	$<8.5 \times 10^{-11}$	$<9.4 \times 10^{-12}$	$<5.5 \times 10^{-11}$
11月	$3.3 \times 10^{-9}$	$<7.5 \times 10^{-12}$	$<7.6 \times 10^{-12}$	$<1.9 \times 10^{-11}$	$<1.2 \times 10^{-11}$	$<6.0 \times 10^{-11}$	$<6.1 \times 10^{-12}$	$<2.4 \times 10^{-11}$
12月	$6.7 \times 10^{-9}$	$<1.5 \times 10^{-11}$	$<1.6 \times 10^{-11}$	$<3.7 \times 10^{-11}$	$<2.0 \times 10^{-11}$	$<1.2 \times 10^{-10}$	$<1.4 \times 10^{-11}$	$<6.1 \times 10^{-11}$
1997年1月	$4.2 \times 10^{-9}$	$<9.3 \times 10^{-12}$	$<1.0 \times 10^{-11}$	$<2.1 \times 10^{-11}$	$<1.3 \times 10^{-11}$	$<7.0 \times 10^{-11}$	$<8.3 \times 10^{-12}$	$<3.1 \times 10^{-11}$
2月	$7.5 \times 10^{-9}$	$<1.0 \times 10^{-11}$	$<1.2 \times 10^{-11}$	$<2.9 \times 10^{-11}$	$<1.9 \times 10^{-11}$	$<8.9 \times 10^{-11}$	$<1.0 \times 10^{-11}$	$<4.4 \times 10^{-11}$
3月	$6.3 \times 10^{-9}$	$<1.1 \times 10^{-11}$	$<1.1 \times 10^{-11}$	$<2.5 \times 10^{-11}$	$<1.7 \times 10^{-11}$	$<8.3 \times 10^{-11}$	$<9.8 \times 10^{-12}$	$<4.1 \times 10^{-11}$

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/cm<sup>3</sup>)

Table A.4.3-6 降下塵中の核種別放射能

(東海研究所, 1996年度)

採取年月	<sup>7</sup> Be	<sup>54</sup> Mn	<sup>60</sup> Co	<sup>95</sup> Zr	<sup>95</sup> Nb	<sup>106</sup> Ru	<sup>137</sup> Cs	<sup>144</sup> Ce
1996年4月	$2.0 \times 10^8$	$<8.0 \times 10^4$	$<8.4 \times 10^4$	$<2.2 \times 10^5$	$<1.5 \times 10^5$	$<7.0 \times 10^5$	$<1.1 \times 10^5$	$<4.4 \times 10^5$
5月	$1.8 \times 10^8$	$<1.2 \times 10^5$	$<1.2 \times 10^5$	$<3.2 \times 10^5$	$<2.3 \times 10^5$	$<9.3 \times 10^5$	$<1.1 \times 10^5$	$<5.6 \times 10^5$
6月	$6.8 \times 10^7$	$<3.6 \times 10^4$	$5.6 \times 10^4$	$<9.0 \times 10^4$	$<6.3 \times 10^4$	$<3.4 \times 10^5$	$<3.9 \times 10^4$	$<2.0 \times 10^5$
7月	$1.4 \times 10^8$	$<7.2 \times 10^4$	$<8.0 \times 10^4$	$<2.1 \times 10^5$	$<1.6 \times 10^5$	$<6.4 \times 10^5$	$<7.7 \times 10^4$	$<4.4 \times 10^5$
8月	$4.9 \times 10^7$	$<4.3 \times 10^4$	$<5.4 \times 10^4$	$<1.1 \times 10^5$	$<7.1 \times 10^4$	$<4.0 \times 10^5$	$<4.8 \times 10^4$	$<2.7 \times 10^5$
9月	$2.1 \times 10^8$	$<7.3 \times 10^4$	$1.0 \times 10^5$	$<1.6 \times 10^5$	$<1.1 \times 10^5$	$<6.3 \times 10^5$	$<7.2 \times 10^4$	$<3.4 \times 10^5$
10月	$1.5 \times 10^8$	$<7.3 \times 10^4$	$<7.8 \times 10^4$	$<2.0 \times 10^5$	$<1.6 \times 10^5$	$<6.5 \times 10^5$	$<7.8 \times 10^4$	$<4.4 \times 10^5$
11月	$2.2 \times 10^8$	$<6.2 \times 10^4$	$<6.9 \times 10^4$	$<1.5 \times 10^5$	$<1.1 \times 10^5$	$<5.0 \times 10^5$	$<5.9 \times 10^4$	$<4.9 \times 10^5$
12月	$7.7 \times 10^7$	$<7.6 \times 10^4$	$<8.4 \times 10^4$	$<1.7 \times 10^5$	$<1.1 \times 10^5$	$<6.5 \times 10^5$	$<7.2 \times 10^4$	$<3.2 \times 10^5$
1997年1月	$6.2 \times 10^7$	$<8.4 \times 10^4$	$<7.7 \times 10^4$	$<2.1 \times 10^5$	$<1.5 \times 10^5$	$<6.7 \times 10^5$	$<7.4 \times 10^4$	$<4.5 \times 10^5$
2月	$6.8 \times 10^7$	$<8.3 \times 10^4$	$<8.3 \times 10^4$	$<2.0 \times 10^5$	$<1.4 \times 10^5$	$<6.3 \times 10^5$	$8.5 \times 10^4$	$<4.1 \times 10^5$
3月	$1.3 \times 10^8$	$<6.4 \times 10^4$	$<6.4 \times 10^4$	$<1.6 \times 10^5$	$<8.5 \times 10^4$	$<5.8 \times 10^5$	$<5.8 \times 10^4$	$<3.7 \times 10^5$

(単位: Bq/km<sup>2</sup>)

#### A.4.4 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<sup>89</sup>Srの化学分析

1995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<sup>89</sup>Srと<sup>90</sup>Srの放射能濃度を化学分析により測定した。

測定結果を、Table A.4.4-1 及びTable A.4.4-2 に示す。気体廃棄物中の<sup>89</sup>Srについては、いずれの施設とも検出下限値未満の値であった。<sup>90</sup>Srについては第1四半期に再処理特別研究棟（スタック I）と第4四半期に再処理特別研究棟（スタック I），WASTEF，環境シミュレーション試験棟の3施設においてのみ検出下限値以上の値が測定された。液体廃棄物中の<sup>89</sup>Srについては、気体廃棄物と同様にいずれの施設とも検出下限値未満の値であった。<sup>90</sup>Srについては液体処理施設、WASTEF、処理処分開発棟等の施設において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未満であった。

##### (2) 環境試料中のSr及びPuの化学分析

茨城県環境放射線監視計画に基づき、海洋試料（海水、魚、海底土）、農産物試料（ほうれん草、精米）中の<sup>90</sup>Sr及び海洋試料（魚、海底土）中の<sup>239+240</sup>Puの放射能濃度を化学分析により測定した。

測定結果を、Table A.4.3-4(a)及びTable A.4.3-4(b)に示す。10月17日に採取した3海域の海水からは、検出下限値をわずかに超える<sup>90</sup>Srが検出された。また、例年どおり、ほうれん草については<sup>90</sup>Srが、海底土については<sup>239+240</sup>Puが検出下限値を超えて測定された。しかし、これらの測定値はいずれも平常の変動幅内にあり異常は認められなかった。その他の環境試料についての測定値は、<sup>90</sup>Sr、<sup>239+240</sup>Puともに検出下限値未満であった。

（服部 隆充）

Table A.4.4-1 気体廃棄物中の $^{89}\text{Sr}$ ,  $^{90}\text{Sr}$ 放出濃度  
(東海研究所以 1996年度) (単位:Bq/cm<sup>3</sup>)

施設名	第1四半期			第2四半期			第3四半期			第4四半期		
	$^{89}\text{Sr}$	$^{90}\text{Sr}$										
ホットガス(主排気口)	< 6.9×10 <sup>-12</sup>	< 2.7×10 <sup>-12</sup>	< 2.8×10 <sup>-12</sup>	< 1.1×10 <sup>-12</sup>	< 2.9×10 <sup>-12</sup>	< 1.2×10 <sup>-12</sup>	< 2.8×10 <sup>-12</sup>	< 1.0×10 <sup>-12</sup>	< 1.2×10 <sup>-12</sup>	< 2.8×10 <sup>-12</sup>	< 1.0×10 <sup>-12</sup>	< 1.0×10 <sup>-12</sup>
ホットガス(副排気口)	< 7.2×10 <sup>-12</sup>	< 2.7×10 <sup>-12</sup>	< 3.2×10 <sup>-12</sup>	< 1.2×10 <sup>-12</sup>	< 3.4×10 <sup>-12</sup>	< 1.2×10 <sup>-12</sup>	< 3.4×10 <sup>-12</sup>	< 1.2×10 <sup>-12</sup>	< 4.2×10 <sup>-13</sup>	< 1.7×10 <sup>-13</sup>	< 4.2×10 <sup>-13</sup>	< 1.7×10 <sup>-13</sup>
J R R - 2	< 7.8×10 <sup>-12</sup>	< 2.8×10 <sup>-12</sup>	< 7.7×10 <sup>-12</sup>	< 3.1×10 <sup>-12</sup>	< 6.6×10 <sup>-12</sup>	< 2.6×10 <sup>-12</sup>	< 2.6×10 <sup>-12</sup>	< 1.4×10 <sup>-11</sup>	< 1.4×10 <sup>-11</sup>	< 5.1×10 <sup>-12</sup>	< 5.1×10 <sup>-12</sup>	< 5.1×10 <sup>-12</sup>
R I 棟 (300番)	< 2.6×10 <sup>-12</sup>	< 1.0×10 <sup>-12</sup>	< 3.2×10 <sup>-12</sup>	< 1.3×10 <sup>-12</sup>	< 3.0×10 <sup>-12</sup>	< 1.2×10 <sup>-12</sup>	< 1.2×10 <sup>-12</sup>	< 3.4×10 <sup>-12</sup>	< 3.4×10 <sup>-12</sup>	< 1.2×10 <sup>-12</sup>	< 1.2×10 <sup>-12</sup>	< 1.2×10 <sup>-12</sup>
実験利用棟	< 3.1×10 <sup>-12</sup>	< 1.2×10 <sup>-12</sup>	< 2.8×10 <sup>-12</sup>	< 1.1×10 <sup>-12</sup>	< 2.9×10 <sup>-12</sup>	< 1.1×10 <sup>-12</sup>	< 1.1×10 <sup>-12</sup>	< 3.0×10 <sup>-12</sup>	< 3.0×10 <sup>-12</sup>	< 1.2×10 <sup>-12</sup>	< 1.2×10 <sup>-12</sup>	< 1.2×10 <sup>-12</sup>
J R R - 3	< 2.6×10 <sup>-12</sup>	< 1.1×10 <sup>-12</sup>	< 3.0×10 <sup>-12</sup>	< 1.2×10 <sup>-12</sup>	< 2.8×10 <sup>-12</sup>	< 1.1×10 <sup>-12</sup>	< 3.0×10 <sup>-12</sup>	< 3.0×10 <sup>-12</sup>	< 3.0×10 <sup>-12</sup>	< 1.1×10 <sup>-12</sup>	< 1.1×10 <sup>-12</sup>	< 1.1×10 <sup>-12</sup>
J R R - 4	< 1.4×10 <sup>-11</sup>	< 5.6×10 <sup>-12</sup>	< 1.4×10 <sup>-11</sup>	< 5.5×10 <sup>-12</sup>	< 1.4×10 <sup>-11</sup>	< 5.6×10 <sup>-12</sup>	< 1.4×10 <sup>-11</sup>	< 5.6×10 <sup>-12</sup>	< 1.2×10 <sup>-11</sup>	< 4.9×10 <sup>-12</sup>	< 4.9×10 <sup>-12</sup>	< 4.9×10 <sup>-12</sup>
再処理(アダマ I)	< 1.8×10 <sup>-12</sup>	8.3×10 <sup>-13</sup>	< 1.5×10 <sup>-12</sup>	< 5.6×10 <sup>-13</sup>	< 1.8×10 <sup>-12</sup>	< 1.8×10 <sup>-12</sup>	< 6.5×10 <sup>-13</sup>	< 3.0×10 <sup>-12</sup>	< 3.0×10 <sup>-12</sup>	< 3.8×10 <sup>-12</sup>	< 3.8×10 <sup>-12</sup>	< 3.8×10 <sup>-12</sup>
再処理(アダマ II)	< 1.4×10 <sup>-12</sup>	< 5.5×10 <sup>-13</sup>	< 1.5×10 <sup>-12</sup>	< 5.5×10 <sup>-13</sup>	< 1.6×10 <sup>-12</sup>	< 6.0×10 <sup>-13</sup>	< 1.6×10 <sup>-12</sup>	< 6.0×10 <sup>-13</sup>	< 1.8×10 <sup>-12</sup>	< 7.1×10 <sup>-13</sup>	< 7.1×10 <sup>-13</sup>	< 7.1×10 <sup>-13</sup>
液体処理(低レベル)	< 6.5×10 <sup>-12</sup>	< 2.5×10 <sup>-12</sup>	< 6.2×10 <sup>-12</sup>	< 2.5×10 <sup>-12</sup>	< 6.4×10 <sup>-12</sup>	< 6.4×10 <sup>-12</sup>	< 6.4×10 <sup>-12</sup>	< 2.6×10 <sup>-12</sup>	< 7.6×10 <sup>-12</sup>	< 3.0×10 <sup>-12</sup>	< 3.0×10 <sup>-12</sup>	< 3.0×10 <sup>-12</sup>
液体処理(中レベル)	< 5.8×10 <sup>-12</sup>	< 2.3×10 <sup>-12</sup>	< 6.5×10 <sup>-12</sup>	< 2.5×10 <sup>-12</sup>	< 7.0×10 <sup>-12</sup>	< 2.8×10 <sup>-12</sup>	< 7.0×10 <sup>-12</sup>	< 6.9×10 <sup>-12</sup>	< 6.9×10 <sup>-12</sup>	< 2.7×10 <sup>-12</sup>	< 2.7×10 <sup>-12</sup>	< 2.7×10 <sup>-12</sup>
圧縮処理施設	< 5.7×10 <sup>-12</sup>	< 2.3×10 <sup>-12</sup>	< 6.2×10 <sup>-12</sup>	< 2.6×10 <sup>-12</sup>	< 6.3×10 <sup>-12</sup>	< 2.5×10 <sup>-12</sup>	< 6.3×10 <sup>-12</sup>	< 2.5×10 <sup>-12</sup>	< 6.4×10 <sup>-12</sup>	< 2.6×10 <sup>-12</sup>	< 2.6×10 <sup>-12</sup>	< 2.6×10 <sup>-12</sup>
第1廃棄物処理棟	< 6.6×10 <sup>-12</sup>	< 2.4×10 <sup>-12</sup>	< 6.4×10 <sup>-12</sup>	< 2.6×10 <sup>-12</sup>	< 7.3×10 <sup>-12</sup>	< 2.7×10 <sup>-12</sup>	< 7.3×10 <sup>-12</sup>	< 2.7×10 <sup>-12</sup>	< 7.5×10 <sup>-12</sup>	< 2.6×10 <sup>-12</sup>	< 2.6×10 <sup>-12</sup>	< 2.6×10 <sup>-12</sup>
第2廃棄物処理棟	< 1.4×10 <sup>-12</sup>	< 5.4×10 <sup>-13</sup>	< 1.6×10 <sup>-12</sup>	< 6.0×10 <sup>-13</sup>	< 1.3×10 <sup>-12</sup>	< 5.1×10 <sup>-13</sup>	< 5.1×10 <sup>-12</sup>	< 5.1×10 <sup>-13</sup>	< 1.6×10 <sup>-12</sup>	< 6.4×10 <sup>-13</sup>	< 6.4×10 <sup>-13</sup>	< 6.4×10 <sup>-13</sup>
汚染除去場	< 5.9×10 <sup>-12</sup>	< 2.3×10 <sup>-12</sup>	< 6.4×10 <sup>-12</sup>	< 2.5×10 <sup>-12</sup>	< 6.3×10 <sup>-12</sup>	< 2.5×10 <sup>-12</sup>	< 6.3×10 <sup>-12</sup>	< 2.5×10 <sup>-12</sup>	< 7.1×10 <sup>-12</sup>	< 2.6×10 <sup>-12</sup>	< 2.6×10 <sup>-12</sup>	< 2.6×10 <sup>-12</sup>
W A S T E F	< 1.5×10 <sup>-12</sup>	< 5.4×10 <sup>-13</sup>	< 1.8×10 <sup>-12</sup>	< 6.3×10 <sup>-13</sup>	< 1.5×10 <sup>-12</sup>	< 5.6×10 <sup>-13</sup>	< 1.5×10 <sup>-12</sup>	< 5.6×10 <sup>-13</sup>	< 1.6×10 <sup>-12</sup>	6.5×10 <sup>-13</sup>	< 6.5×10 <sup>-13</sup>	< 6.5×10 <sup>-13</sup>
環境シミュレーション	< 1.4×10 <sup>-12</sup>	< 5.4×10 <sup>-13</sup>	< 1.3×10 <sup>-12</sup>	< 5.3×10 <sup>-13</sup>	< 1.4×10 <sup>-12</sup>	< 5.3×10 <sup>-13</sup>	< 1.4×10 <sup>-12</sup>	< 5.3×10 <sup>-13</sup>	< 1.8×10 <sup>-12</sup>	1.3×10 <sup>-12</sup>	< 1.3×10 <sup>-12</sup>	< 1.3×10 <sup>-12</sup>
電源特会施設	< 6.1×10 <sup>-12</sup>	< 2.4×10 <sup>-12</sup>	< 6.6×10 <sup>-12</sup>	< 2.4×10 <sup>-12</sup>	< 6.4×10 <sup>-12</sup>	< 6.4×10 <sup>-12</sup>	< 6.4×10 <sup>-12</sup>	< 2.5×10 <sup>-12</sup>	< 7.3×10 <sup>-12</sup>	< 2.9×10 <sup>-12</sup>	< 2.9×10 <sup>-12</sup>	< 2.9×10 <sup>-12</sup>
N S R R	< 7.0×10 <sup>-12</sup>	< 2.8×10 <sup>-12</sup>	< 6.9×10 <sup>-12</sup>	< 2.7×10 <sup>-12</sup>	< 6.5×10 <sup>-12</sup>	< 2.6×10 <sup>-12</sup>	< 6.5×10 <sup>-12</sup>	< 2.6×10 <sup>-12</sup>	< 5.7×10 <sup>-12</sup>	< 2.3×10 <sup>-12</sup>	< 2.3×10 <sup>-12</sup>	< 2.3×10 <sup>-12</sup>
実用燃料試験施設	< 1.4×10 <sup>-12</sup>	< 5.6×10 <sup>-13</sup>	< 1.5×10 <sup>-12</sup>	< 5.7×10 <sup>-13</sup>	< 1.4×10 <sup>-12</sup>	< 5.8×10 <sup>-13</sup>	< 1.4×10 <sup>-12</sup>	< 5.8×10 <sup>-13</sup>	< 5.8×10 <sup>-12</sup>	< 2.9×10 <sup>-12</sup>	< 2.9×10 <sup>-12</sup>	< 2.9×10 <sup>-12</sup>
処理処分開発棟	< 1.8×10 <sup>-11</sup>	< 6.9×10 <sup>-12</sup>	< 1.6×10 <sup>-11</sup>	< 6.4×10 <sup>-12</sup>	< 6.2×10 <sup>-12</sup>	< 2.5×10 <sup>-12</sup>	< 6.2×10 <sup>-12</sup>	< 2.5×10 <sup>-12</sup>	< 6.6×10 <sup>-11</sup>	< 6.3×10 <sup>-12</sup>	< 6.3×10 <sup>-12</sup>	< 6.3×10 <sup>-12</sup>
N U C E F	< 1.6×10 <sup>-12</sup>	< 5.9×10 <sup>-13</sup>	< 1.5×10 <sup>-12</sup>	< 5.8×10 <sup>-13</sup>	< 1.6×10 <sup>-12</sup>	< 6.3×10 <sup>-13</sup>	< 1.6×10 <sup>-12</sup>	< 6.3×10 <sup>-13</sup>	< 1.7×10 <sup>-12</sup>	6.5×10 <sup>-13</sup>	< 6.5×10 <sup>-13</sup>	< 6.5×10 <sup>-13</sup>

Table A.4.4-2 液体廃棄物中の $^{89}\text{Sr}$ ,  $^{90}\text{Sr}$ 放出濃度(東海研究所 1996年度) (単位:  $\text{Bq}/\text{cm}^3$ )

施設名	第1四半期			第2四半期			第3四半期			第4四半期		
	$^{89}\text{Sr}$	$^{90}\text{Sr}$	$^{89}\text{Sr}$	$^{90}\text{Sr}$	$^{89}\text{Sr}$	$^{90}\text{Sr}$	$^{89}\text{Sr}$	$^{90}\text{Sr}$	$^{89}\text{Sr}$	$^{90}\text{Sr}$	$^{89}\text{Sr}$	$^{90}\text{Sr}$
第3研究棟	$< 7.1 \times 10^{-4}$	$3.6 \times 10^{-3}$	—	—	$< 5.6 \times 10^{-5}$	$< 1.4 \times 10^{-4}$	—	—	—	—	—	—
第4研究棟	$< 1.4 \times 10^{-4}$	$5.9 \times 10^{-5}$	$< 1.4 \times 10^{-4}$	—	$2.4 \times 10^{-4}$	$< 2.3 \times 10^{-4}$	$< 2.5 \times 10^{-4}$	$< 1.4 \times 10^{-4}$	$< 6.4 \times 10^{-5}$	$< 1.4 \times 10^{-4}$	$< 5.7 \times 10^{-5}$	—
冶金特研	$< 2.8 \times 10^{-4}$	$4.3 \times 10^{-4}$	$< 6.3 \times 10^{-5}$	$< 1.5 \times 10^{-4}$	$< 5.6 \times 10^{-5}$	$< 1.5 \times 10^{-4}$	$< 6.7 \times 10^{-5}$	$< 1.4 \times 10^{-4}$	—	—	—	—
JRR-1	$< 1.5 \times 10^{-4}$	$6.3 \times 10^{-5}$	$< 1.6 \times 10^{-4}$	$< 1.5 \times 10^{-4}$	$< 5.6 \times 10^{-5}$	$< 1.8 \times 10^{-4}$	$< 9.1 \times 10^{-5}$	$< 1.6 \times 10^{-4}$	$< 6.7 \times 10^{-5}$	$< 1.4 \times 10^{-4}$	$< 5.8 \times 10^{-5}$	—
JRR-2	$< 1.6 \times 10^{-4}$	$6.0 \times 10^{-5}$	$< 1.2 \times 10^{-4}$	$< 1.6 \times 10^{-4}$	$< 6.0 \times 10^{-5}$	$< 2.1 \times 10^{-4}$	$< 1.6 \times 10^{-4}$	$< 9.0 \times 10^{-4}$	$< 1.6 \times 10^{-4}$	$< 1.6 \times 10^{-4}$	$< 6.5 \times 10^{-5}$	—
R-I	$< 2.0 \times 10^{-4}$	$1.2 \times 10^{-4}$	$< 6.1 \times 10^{-5}$	$< 1.4 \times 10^{-4}$	$< 5.9 \times 10^{-5}$	$< 1.4 \times 10^{-4}$	$< 6.5 \times 10^{-5}$	$< 6.5 \times 10^{-5}$	$< 1.6 \times 10^{-4}$	$< 1.6 \times 10^{-4}$	$< 6.3 \times 10^{-5}$	—
実験利用棟	$< 1.5 \times 10^{-4}$	$5.8 \times 10^{-5}$	$< 1.5 \times 10^{-4}$	$< 1.6 \times 10^{-4}$	$< 5.7 \times 10^{-5}$	$< 1.7 \times 10^{-4}$	$< 6.6 \times 10^{-5}$	$< 1.6 \times 10^{-4}$	$< 6.6 \times 10^{-5}$	$< 1.6 \times 10^{-4}$	$< 6.0 \times 10^{-5}$	—
JRR-3	$< 1.5 \times 10^{-4}$	$5.8 \times 10^{-5}$	$< 5.5 \times 10^{-5}$	$< 1.3 \times 10^{-4}$	$< 5.6 \times 10^{-5}$	$< 1.5 \times 10^{-4}$	$< 6.4 \times 10^{-5}$	—				
JRR-4	$< 1.4 \times 10^{-4}$	$5.5 \times 10^{-5}$	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
放射線標準施設	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
再処理特研	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
液体処理施設	$< 1.7 \times 10^{-4}$	$6.4 \times 10^{-5}$	$< 2.3 \times 10^{-4}$	$< 2.2 \times 10^{-4}$	$< 1.7 \times 10^{-4}$	$< 8.5 \times 10^{-5}$	$< 1.7 \times 10^{-4}$	$< 1.3 \times 10^{-4}$	$< 5.7 \times 10^{-5}$	$< 1.3 \times 10^{-4}$	$< 5.7 \times 10^{-5}$	—
圧縮処理施設	—	—	$< 1.4 \times 10^{-4}$	$< 6.1 \times 10^{-5}$	—	—	—	—	—	—	—	—
第1廃棄物処理棟	$< 1.9 \times 10^{-4}$	$1.4 \times 10^{-4}$	$< 1.5 \times 10^{-4}$	$< 5.8 \times 10^{-5}$	$< 1.5 \times 10^{-4}$	$< 6.2 \times 10^{-5}$	$< 1.4 \times 10^{-4}$	$< 5.6 \times 10^{-5}$	—	—	—	—
第2廃棄物処理棟	$< 1.5 \times 10^{-4}$	$5.9 \times 10^{-5}$	$< 1.4 \times 10^{-4}$	$< 5.9 \times 10^{-5}$	$< 1.4 \times 10^{-4}$	$< 1.6 \times 10^{-4}$	$< 6.3 \times 10^{-5}$	$< 1.7 \times 10^{-4}$	$< 6.4 \times 10^{-5}$	—	—	—
汚染除去場	$< 2.8 \times 10^{-4}$	$4.1 \times 10^{-4}$	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
WATEF	$< 9.9 \times 10^{-4}$	$7.2 \times 10^{-3}$	$< 8.1 \times 10^{-4}$	$4.6 \times 10^{-3}$	$< 5.3 \times 10^{-4}$	$< 5.3 \times 10^{-4}$	$2.0 \times 10^{-3}$	$2.0 \times 10^{-3}$	—	—	—	—
環境ミュレーション	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
電源特会施設	$< 3.0 \times 10^{-4}$	$5.5 \times 10^{-4}$	—	—	—	$< 1.1 \times 10^{-3}$	$9.2 \times 10^{-3}$	—	—	—	—	—
処理処分開発棟	—	—	$< 2.1 \times 10^{-4}$	$1.8 \times 10^{-4}$	—	—	—	—	—	—	—	—
NSRR	$< 1.4 \times 10^{-4}$	$5.7 \times 10^{-5}$	$< 1.4 \times 10^{-4}$	$< 6.1 \times 10^{-5}$	$< 1.5 \times 10^{-4}$	$< 1.5 \times 10^{-4}$	$< 6.9 \times 10^{-5}$	$< 1.4 \times 10^{-4}$	$< 5.9 \times 10^{-5}$	—	—	—
極低レベル	—	—	$< 2.9 \times 10^{-4}$	$5.0 \times 10^{-4}$	—	—	—	—	—	—	—	—
NUCF	$< 1.5 \times 10^{-4}$	$6.0 \times 10^{-5}$	$< 1.5 \times 10^{-4}$	$< 6.1 \times 10^{-5}$	$< 1.5 \times 10^{-4}$	$< 6.1 \times 10^{-5}$	$< 6.4 \times 10^{-5}$	$< 6.4 \times 10^{-5}$	$< 6.1 \times 10^{-5}$	$< 6.1 \times 10^{-5}$	—	—

(注) 表中の “—” は、測定該当試料がなかったことを示す。

#### A.4.5 環境放射線モニタリングへのガラス線量計の適用性について

現在、原研東海研究所の敷地周辺の環境放射線監視の一環として、熱ルミネセンス線量計（TLD）を用いた積算線量の測定を行っている。一方、近年になって、蛍光ガラス線量計（ガラス線量計）及びガラス線量計のリーダの性能が大幅に向上し、低線量域における高精度の測定が可能となり、メーカやいくつかの機関において、線量直線性、エネルギー特性、方向特性など各種の特性試験が行われている。しかし、長期のフィールド試験による特性の安定性について確認しているデータはほとんどない。原研東海では、1995年度から、環境放射線モニタリングへの適用性について確認するために、試験的にガラス線量計（東芝硝子株式会社製；SC-1）を野外に配置し、現在使用しているTLD（松下電気産業株式会社製；UD-804PQ）との比較測定を実施している。1996年度までに得られた測定結果及び比較検討結果について、以下に示す。

##### (1) フィールド試験の概要

ガラス線量計を、TLDと同一地点（全部で58地点）に同一期間（3ヶ月間）配置し、1地点あたり2個のガラス線量計を使用した。線量計を回収後に、それぞれの測定値を読み取り、同一地点における測定値の比較検討を行った。また、ガラス線量計については、特性の一つであるビルドアップの長期間の測定における影響を確認するために、回収直後及び70°Cで1時間加熱処理後のそれについて、リーダで測定値を読み取り、読み取り値の比較を行った。

##### (2) 測定結果

###### (a) TLDとの比較検討結果

ガラス線量計とTLDの測定値を比較するために、TLDによる測定値及びガラス線量計による測定値のそれについて、四半期ごとに、配置地点の58地点の平均値を求めた。結果をFig. A.4.5-1に示す。ガラス線量計の測定結果は、TLDの測定結果とよく一致しており、ガラス線量計の有効性が確認できた。

###### (b) 加熱処理の有無による読み取り値の比較結果

ガラス線量計の回収後に、70°Cの加熱処理を行った場合と、行わなかった場合の読み取り値を比較した結果を、Fig. A.4.5-2に示す。加熱処理を行った場合の値を基準値とすると、加熱処理を行わない場合のほうが、数%低い値となった。また、平均気温の差による季節変化があり、ガラス線量計のビルドアップ特性の影響が見られた。このことから、回収後の加熱処理は必要であり、加熱処理を行うことにより、年間を通して安定した値が得られることが確認できた。

##### (3) まとめ

ガラス線量計による積算線量値の測定結果は、TLDによる測定結果と大きなずれではなく、相対値をみても、±5%以内の範囲内にあり、よい一致を示した。また、実際の環境のきびしい状況変化の中でも十分に使用可能であり、長期間にわたるフィールド試験結果により、特性の安定性が確認できた。これらのことから、TLDからガラス線量計へ切り換えた場合のデータの継続性については、問題はなく、ガラス線量計を環境放射線モニタリングに適用できることが確認できた。

（松浦 賢一）

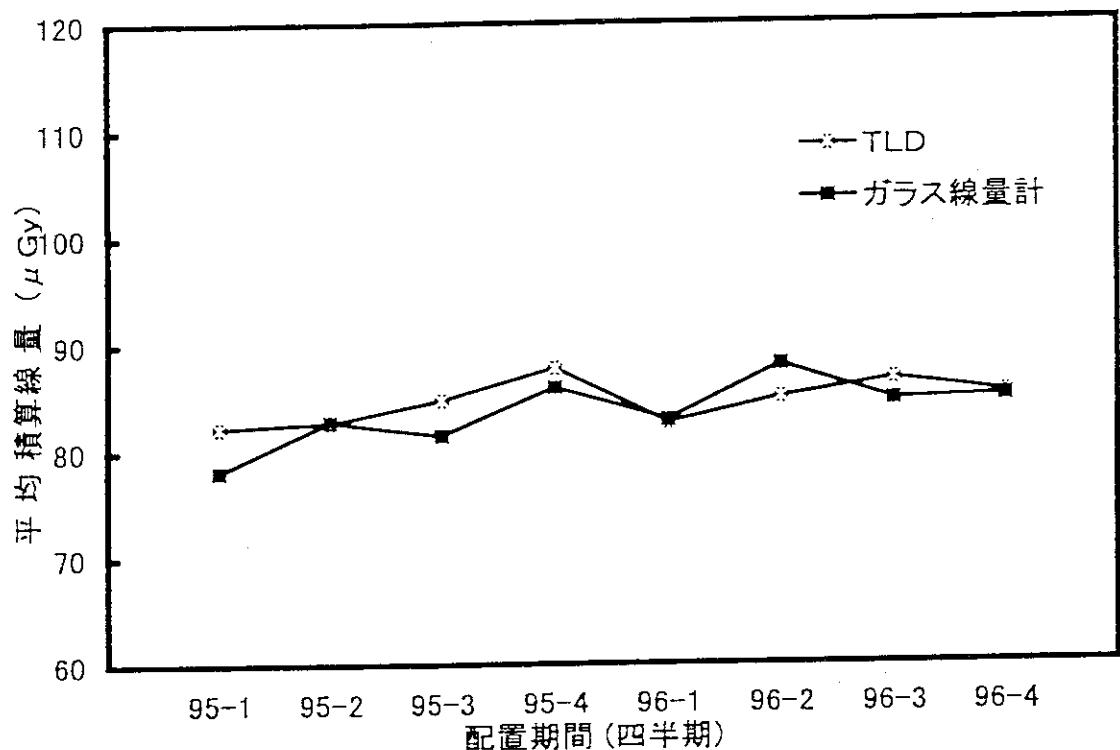


Fig. A.4.5-1 ガラス線量計とTLDによる積算線量の比較

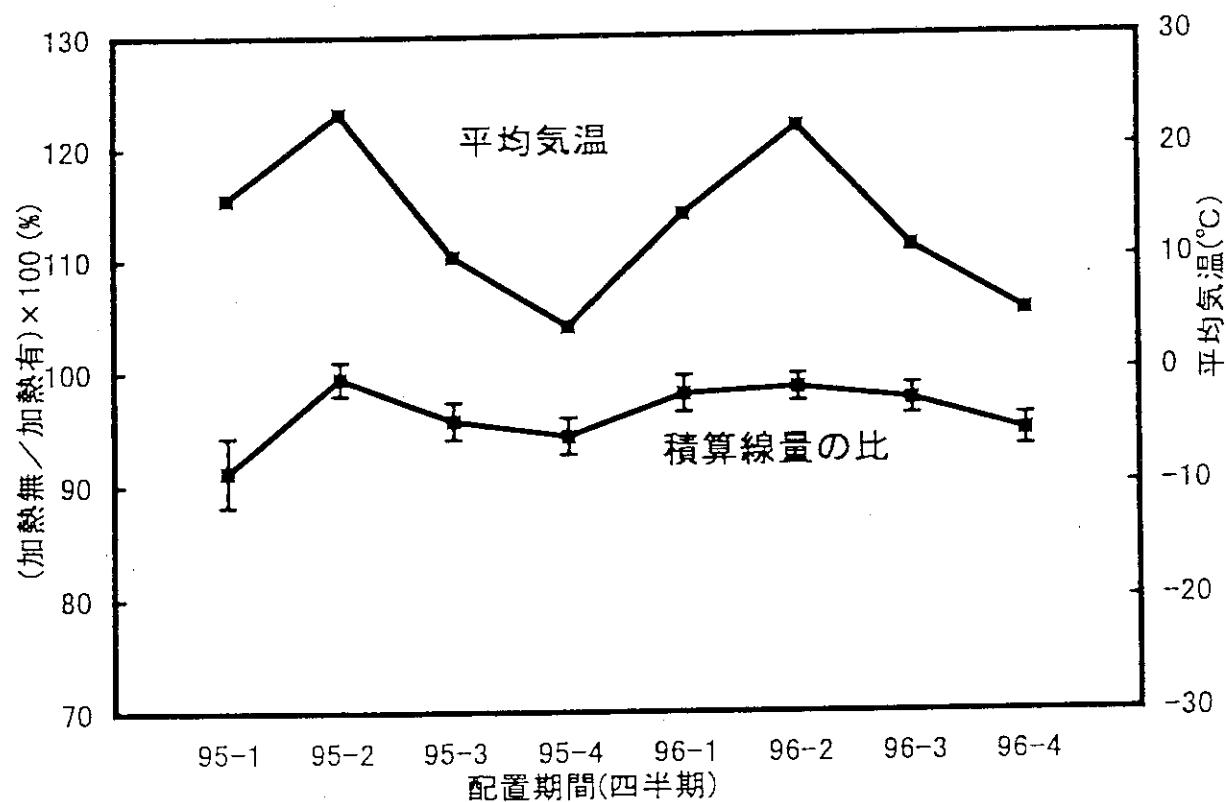


Fig. A.4.5-2 70°C加熱処理の有無による積算線量の比較（ガラス線量計）

## 1A.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（施設により年1回）実施した。また、故障修理等の維持管理に努め、稼働率の向上を図った。老朽化したサーベイメータの更新を年次計画（39台）に沿って実施した。

放射線管理用モニタのうち、W A S T E F、使用済燃料貯蔵施設等3施設8系統について、放射線管理担当課に協力して更新整備した。

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。1996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、1,534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、ガラス線量計等の基準照射は828個実施した。

他課室からの依頼業務は、アラームメータ、マイドーズミニの校正が215台、照射線量計の校正、Si半導体検出器の特性試験及び補償型電離箱を用いた中性子検出器の感度試験等が9件、フィルムバッジ、TLD、ガラス線量計等の基準照射を516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39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、低レベル照射装置に内蔵している<sup>60</sup>Co(7.4GBq)線源及び<sup>51</sup>Cr(7.4GBq)線源の更新、並びにCdZnTe半導体検出器を用いたスペクトル分析装置及び深部線量計の整備を行った。

(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、1996年度)

サーベイメータの機種名	現有台数 (台)	校正台数 (台)
GM管式サーベイメータ	178	302
電離箱式サーベイメータ	201	326
β線表面汚染検査計	239	472
α線表面汚染検査計	125	244
中性子サーベイメータ	16	15
レムカウンタ	23	23
NaIシンチレーション式サーベイメータ	17	16
テレテクタ	27	41
ガスフロー式サーベイメータ	26	37
プラスチックシンチレーション式サーベイメータ	51	50
トリチウムサーベイメータ	3	2
半導体サーベイメータ	4	6
合 計	910	1,534

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、科学技術庁による定期検査を受検した。

1996年度の故障は8件であった。主な故障内容は、ダストサンプラのモータ及び電源故障、検出器温度制御装置であった。

#### (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(NUCEF、第3研究棟、第4研究棟、JRR-3のモニタは1回)定期点検・校正を実施した。原子炉施設等の放射線管理用モニタについては、年1回、科学技術庁による定期検査を受検した。

Table A.5.3-1に1996年度の放射線管理用モニタの故障発生件数を示す。

#### (3) モニタ更新等

第3廃棄物処理棟の放射線管理用モニタを新設するとともに、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。

WASTEF	排気ダストモニタ	2系統
	ルームダストモニタ	2系統
使用済燃料貯蔵施設	γ線エリアモニタ	2系統
JRR-3	ハンドフットクロスモニタ	2台
(小畠 一一)		

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、1996年度)

モニタ名称	故障件数(件)	故障率(件/系統)
エリアモニタ	21	0.07
ダストモニタ	21	0.11
水・ガスモニタ	1	0.01
ハンドフットクロスモニタ	16	0.21
モニタリングポスト	2	0.14
モニタリングステーション	6	0.75
その他	6	-
合 計	73	73/657=0.11

#### 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。1996年度の測定件数は延べ22,675件、測定時間は延べ42,796時間で、1995年度に比べてそれぞれ10%、14%増加した。測定件数と測定時間について測定種別及び業務内容別にまとめた試料測定の内訳を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8件発生し、延べ16時間停止した。

検出器の精密校正を $\gamma$ 線スペクトル測定用ゲルマニウム半導体検出器2台と $\alpha$ 線 $\beta$ 線同時計数装置2台について実施した。このほか、放射線モニタや表面汚染検査計の校正に用いられる酸化ウラン標準平板線源の絶対測定を27件実施した。

1996年度の放射能試料自動測定解析装置の更新（第5期）では、施設放射線管理用に使用しているゲルマニウム半導体検出器(GE-2)の更新用として1台納入した。本検出器は、1996年度に実施する精密校正後、定常の測定に使用する予定である。ソフトウェア関連では、Windows 95対応の試料情報登録プログラムの整備の他、解析データの収集処理に係るプログラム等を整備した。

(大井 義弘)

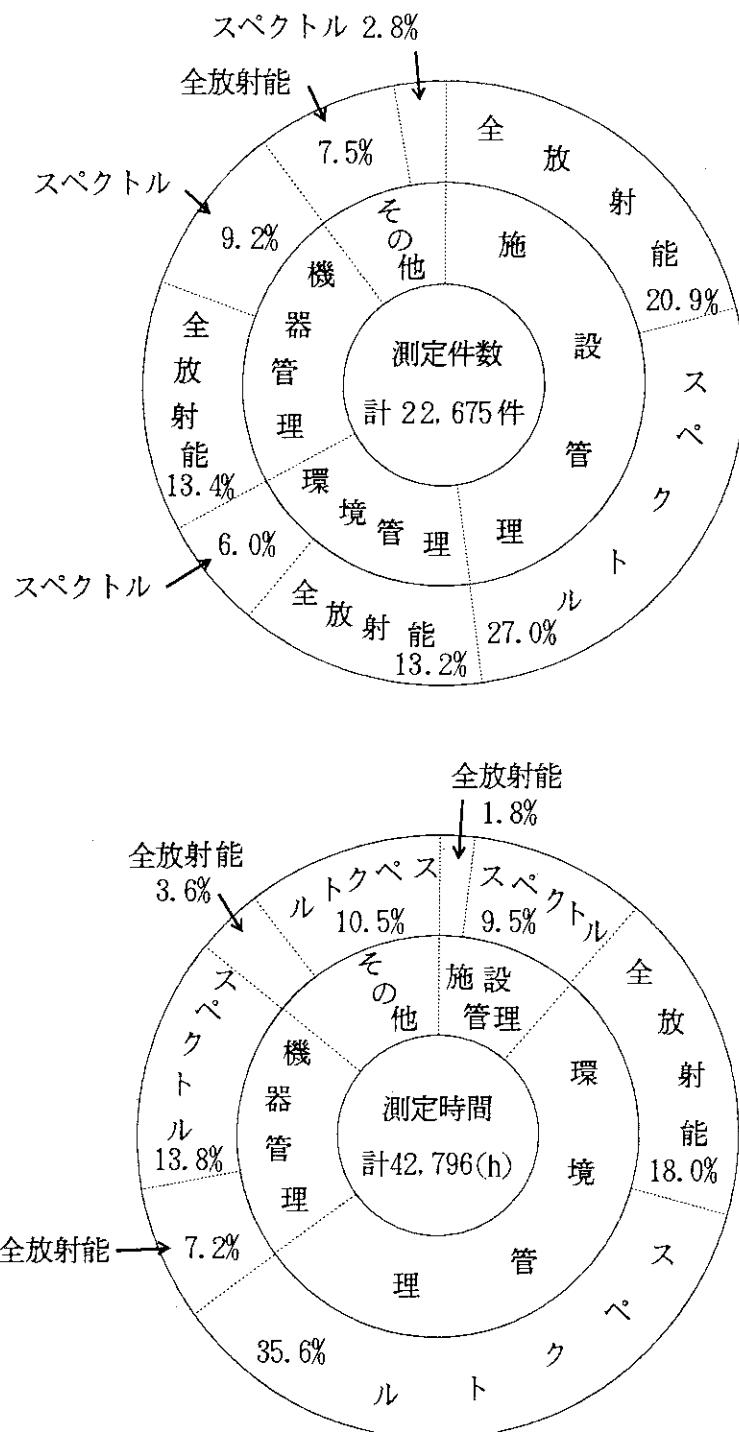


Fig. A.5.4-1 試料測定の内訳（東海研究所、1996年度）

# 1 B 那珂研究所

## 1B.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1995年度に引き続き実施した。施設の放射線管理に係る主要な事項としては、JT-60装置、MeV級イオン源試験装置及び各種放射線装置の運転並びにこれらの装置の定期点検等の他、高性能プラズマ対向機器の整備（ダイバータの改造）が上げられる。。

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、放射線障害予防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。1996年度における実効線量当量は、最大2.2mSvであり、2月から始まり3月末でバッフル板支持脚台座の設置迄の作業が終了したJT-60真空容器内ダイバータ改造工事に従事した者の被ばくであった。また、バイオアッセイ法による内部被ばく（トリチウム）については、被検者全員について有意な体内汚染は検出されなかった。

1996年度にJT-60施設から放出された気体及び液体廃棄物中の放射能、放射能濃度は、いずれも放射線障害予防規定に定める放出管理基準値を十分下回った。

環境放射線監視については、事業所境界の線量当量率、積算線量及び空気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する事項では、JT-60装置のダイバータ改造等に係る変更許可申請を行った。また、JT-60装置の負イオンNB1加熱装置の増設（据付II）に係る試運転時の施設検査及びJT-60施設等の定期検査を受検し、合格した。

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。

（長谷川 圭佑）

## 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

1996年度は、職員及び請負業者等の放射線業務従事者 1,095名に対して、外部被ばく線量当量の管理を実施した。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72.0人・ミリシーベルト、平均実効線量当量が 0.07mSvで、1995年度の集団線量当量とはほぼ同じであった。年間最大実効線量当量は2.2mSvで、JT-60装置のダイバータ改造工事に従事した者の被ばくであった。

放射線業務従事者全体の実効線量当量に係る被ばく状況を、管理期間別、作業者区分別に集計した結果をTable B.1.2-1, Table B.1.2-2に示す。

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

(澤畠 啓)

### B.1.3 施設の放射線管理

#### (1) 放出放射性物質の管理

1996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放出量並びに年間平均濃度を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性液体廃棄物の年間放出量及び廃液量並びに放出管理基準値との比較をTable B.1.3-2に示す。放射性液体廃棄物の年間放出量は、放出管理基準値の1/100未満であった。

#### (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入る場所及び管理区域境界並びに真空容器内ダイバータ改造工事について実施した。2月から3月末までのダイバータ改造工事では、改造部の第1壁の撤去、鉛遮へいの設置、バッフル板支持脚台座の設置作業等が行われ、2月10日（作業開始時）及び3月31日時点での真空容器内作業位置の線量当量率は、おのおの $30\mu\text{Sv}/\text{h}$ 、 $17\mu\text{Sv}/\text{h}$ であった。また、真空容器内のトリチウムの表面密度は最大 $7.4\text{Bq}/\text{cm}^2$ （P-1）であったが、空気汚染は $<2.3\times10^{-9}\text{Bq}/\text{cm}^3$ であった。

コッククロフト・ワルトン型加速装置（MeV級イオン源装置）のビーム近傍及びその周辺の線量当量率は、それぞれ、 $5.0\times10^2\text{mSv}/\text{月}$ 、 $1.0\times10^2\text{mSv}/\text{月}$ であった。また、作業者が立ち入る場所については、バックグラウンド（ $5.5\times10^{-2}\text{mSv}/\text{月}$ ）であった。

（秋山 勇）

Table B.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

(那珂研究所, 1996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	0.2 mSv 以上	1.0 mSv 以下	5.0 mSv 以下	5.0 mSv を超え るものの 15 mSv 以下			
第1四半期	584	584	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
第2四半期	518	516	1	0	0	0	0.00	0.2	0.2
第3四半期	716	716	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
第4四半期	833	761	42	30	0	0	0.09	2.2	71.8
年 間	1095 (1030)	1023 (976)	42 (33)	30 (21)	0 (0)	0 (0)	0.07 (0.07)	2.2 (3.5)	72.0 (70.1)

\*1 フィルムバッジの検出下限線量当量 : 0.2 mSv

\*2 カッコ内の数値は、1995年度の値

Table B.1.2-2 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

(那珂研究所, 1996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	0.2 mSv 以上	1.0 mSv 以下	5.0 mSv 以下	5.0 mSv を超え るものの 15 mSv 以下			
職 員 等	189	188	1	0	0	0	0.00	0.5	0.5
外 来 研 究 員 等	13	13	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
請 負 業 者	895	824	41	30	0	0	0.08	2.2	71.5
全 作 業 者	1095	1023	42	30	0	0	0.07	2.2	72.0

\*1 フィルムバッジの検出下限線量当量 : 0.2 mSv

Table B.1.3-1 施設における放射性塵埃・ガスの年間放出量及び年間平均濃度

(那珂研究所, 1996年度)

項目 施設名	放射性塵埃			放射性ガス		
	核種	年間放出量 (Bq)	年間平均濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )	核種	年間放出量 (Bq)	年間平均濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )
JT-60実験棟	全β	0	<1.7×10 <sup>-10</sup>	<sup>41</sup> Ar <sup>3</sup> H	0 0	<3.9×10 <sup>-3</sup> <1.9×10 <sup>-5</sup>

(備考) 年間放出量及び年間平均濃度は次の方法で算出した。

年間放出量: 検出下限濃度以上で放出した放射能の和。

検出下限濃度未満での放出は0とした。

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

ただし、この値が検出下限濃度未満の場合は“&lt;(検出下限値)”とした。

Table B.1.3-2 放射性液体廃棄物の年間放出量、廃液量、放出管理基準値

及び年間放出量に対する放出管理基準値との比較

(那珂研究所, 1996年度)

核種	年間放出量 (Bq)	廃液量 (m <sup>3</sup> )	放出管理基準値 (Bq/年)	年間放出量
				放出管理基準値
<sup>3</sup> H	6.6×10 <sup>5</sup> (4.3×10 <sup>6</sup> )		7.4×10 <sup>7</sup>	8.9×10 <sup>-3</sup>
<sup>3</sup> H以外の核種	0 (6.3×10 <sup>5</sup> )	1.2×10 <sup>2</sup>	7.4×10 <sup>6</sup>	0

(備考) 年間放出量は次の方法で算出した。

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

#### B.1.4 環境放射能の管理

##### (1) 環境放射線のモニタリング

事業所境界の2地点に設置したモニタリングポストにおける $\gamma$ 線及び中性子線の線量当量率の月平均値と月間最大値をTable B.1.4-1に、上記地点に配置したTLDによる3月間の積算線量の測定結果を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とともに事業所境界での異常は認められなかった。

##### (2) 大気中の放射能濃度（トリチウム）

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

（秋山 勇）

Table B.1.4-1 モニタリングポストにおける $\gamma$ 線、中性子線の線量当量率の  
月平均値と月間最大値

(那珂研究所, 1996年度) (単位: nSv/h)

年 月	$\gamma$ 線* <sup>1</sup>				中性子線* <sup>2</sup>			
	No. 1		No. 2		No. 1		No. 2	
	平均値	最大値	平均値	最大値	平均値	最大値	平均値	最大値
1996, 4	54.0	57.0	65.0	67.0	3.2	3.5	3.1	3.4
	54.0	59.0	62.0	66.0	3.2	3.5	3.1	3.5
	53.0	59.0	59.0	63.0	3.2	3.6	3.2	3.6
	52.0	54.0	57.0	60.0	3.2	3.4	3.1	3.3
	52.0	54.0	57.0	59.0	3.2	3.6	3.1	3.3
	53.0	61.0	57.0	59.0	3.2	3.5	3.0	3.4
	47.0	57.0	55.0	63.0	3.0	3.3	2.9	3.1
	43.0	54.0	56.0	63.0	3.0	3.3	2.9	3.3
	51.0	57.0	59.0	70.0	3.1	3.4	3.1	3.3
	54.0	57.0	61.0	64.0	3.2	3.6	3.1	3.5
	54.0	60.0	61.0	68.0	3.1	3.6	3.1	3.3
	54.0	58.0	62.0	65.0	3.1	3.3	3.0	3.4
1997, 1	54.0	57.0	61.0	64.0	3.2	3.6	3.1	3.5

\*1: アルゴン封入加圧電離箱式 $\gamma$ 線モニタを使用\*2:  $^3\text{He}$  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, 1996年度) (単位:  $\mu\text{Gy}$ )

測定期間 及び 測定結果	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
	1996年3月19日 ～ 1996年6月19日		1996年6月19日 ～ 1996年9月19日		1996年9月19日 ～ 1996年12月19日		1996年12月19日 ～ 1997年3月19日		
地点名	測定値	91日換算	測定値	91日換算	測定値	91日換算	測定値	91日換算	
モニタリングポスト No. 1	59	58	58	57	61	61	60	61	238
モニタリングポスト No. 2	110	110	110	110	97	97	97	98	414

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- $\gamma$ 線エリアモニタ4チャンネル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11チャンネル及びハンドフットクロスモニタ7台の定期点検・校正を行った。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、東海研究所の線量計測課に依頼し、GM管式サーベイメータ8台、 $\beta$ 線表面汚染検査計10台、 $\alpha$ 線表面汚染検査計1台、電離箱式サーベイメータ6台、レムカウンタ6台、警報付ポケット線量計50本、ポケット線量計155本及びTLD素子1,979個について実施した。

(秋山 勇)

# 1 C 高崎研究所

## 1C.1 放射線管理

### C.1.1 概 要

施設の放射線管理、個人被ばく管理、環境放射線の監視、放射線計測器の管理、各種放射線管理状況の報告等の業務を1995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」に係る変更許可申請を行い、許可を受けた。

施設の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、放出管理基準値を十分に下回った。

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放射線障害予防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。1996年度における実効線量当量の最大は1.5mSvであり、サイクロトロン加速器の点検・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。

(綿貫 孝司)

### 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

1996年度における放射線業務従事者の集団実効線量当量及び年間平均実効線量当量は、それぞれ5.2人・ミリシーベルト、0.01mSvであった。また、年間最大実効線量当量は1.5mSvであり、サイクロトロン加速器点検・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、作業者区分別に集計し、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、工事の下見等で所外から管理区域に一時的に立ち入った者は年間819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、検出下限値を超える者はなかった。

#### (2) 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、定期の確認検査について実施した。確認検査は各作業グループから選定した延べ201名の放射線業務従事者について体外計測法により行った。測定の結果、体内汚染は検出されなかった。

(早坂 寿夫)

### C.1.3 施設の放射線管理

#### (1) 放出放射性物質の管理

1996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<sup>41</sup>Arが放出され、ポジトロン放出核種の植物体内移行実験に伴い<sup>11</sup>C及び<sup>13</sup>Nが放出された。これらの放出は放射線障害予防規定に定められた放出管理基準値を十分に下回った。

#### (2) 線量当量率の管理

R I 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。

#### (4) その他の作業

1996年度の主な作業はサイクロトロン加速器の定期点検及びインフレクタ一点検調整を行った。定期点検時及びインフレクタ一点検時の作業位置での線量当量率は最大0.9mSv/hで、それぞれの作業における被ばくは、最大0.9mSv, 0.6mSvであった。

(酒井 俊也)

#### (5) 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<sup>60</sup>Co線源については、減衰補充用として棒状密封線源12個、計4592.44TBq及び密封線源として720TBqが搬入された。1997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。

(早坂 寿夫)

### C.1.4 環境放射線の監視

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。

(早坂 寿夫)

### 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、モニタリングポスト及び排水モニタの定期点検を実施したが、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機器についても点検・校正を行い、精度の維持に努めた。

1996年度には、GM管式サーベイメータ20台、表面汚染検査計5台、電離箱式サーベイメータ10

台, シンチレーション式サーベイメータ 9台, テレテクタ 1台を更新した。

サーベイメータの校正については, 東海研線量計測課に依頼してGM管式サーベイメータ58台, 表面汚染検査計26台, 電離箱式サーベイメータ33台, シンチレーション式サーベイメータ7台, 中性子線サーベイメータ1台, レムカウンタ2台及びテレテクタ5台について実施した。

(早坂 寿夫)

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

管理期間	放射線業務従事者員 実	実効線量		線量当量分布(人數)		最大実効線量当量(mSv)	平均実効線量当量(mSv)	集団実効線量当量(person・mSv)
		検出下限線量 当量未満* <sub>1</sub>	0.2mSv以上 1.0mSv以下	5.0mSvを超え 5.0mSv以下	15mSvを超え 15mSv以下のもの			
第1四半期	449	444	5	0	0	0	0.00	0.5
第2四半期	495	488	6	1	0	0	0.01	1.5
第3四半期	503	503	0	0	0	0	0.00	0.0
第4四半期	518	518	0	0	0	0	0.00	0.0
年間* <sub>2</sub>	652 (639)	640 (635)	11 (4)	1 (0)	0 (0)	0 (0)	0.01 (0.01)	1.5 (0.9)

\*1 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、1995年度の値

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分別被ばく状況

作業者区分	放射線業務従事者員 実	実効線量		線量当量分布(人數)		最大実効線量当量(mSv)	平均実効線量当量(mSv)	集団実効線量当量(person・mSv)
		検出下限線量 当量未満* <sub>1</sub>	0.2mSv以上 1.0mSv以下	5.0mSvを超え 5.0mSv以下	15mSvを超え 15mSv以下のもの			
職員等	142	138	4	0	0	0	0.01	0.5
外来研究員等	301	301	0	0	0	0	0.00	0.0
請負業者	210	201	7	1	0	0	0.02	1.5
研修生	0	0	0	0	0	0	0.00	0.0
全作業者	652 * <sub>2</sub>	640	11	1	0	0	0.01	1.5

\*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ためである。

Table C.1.3-1 施設における放射性塵埃・ガスの年間放出量及び年間平均濃度

(高崎研究所, 1996年度)

項 目  施 設 名	放 射 性 塵 埃			放 射 性 ガ ス		
	核 種	年間放出量 (Bq)	年間平均濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )	核 種	年間放出量 (Bq)	年間平均濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )
イオン照射 研究施設	全 $\beta$ $^{65}\text{Zn}$	— 0	$<5.3 \times 10^{-11}$ $<6.5 \times 10^{-10}$	$^{41}\text{Ar}$ $^{11}\text{C}$ $^{13}\text{N}$	$1.9 \times 10^9$ $2.4 \times 10^8$ $2.3 \times 10^7$	$<1.5 \times 10^{-4}$ $<1.5 \times 10^{-4}$ $<1.5 \times 10^{-4}$

(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氣量で除した値。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。

年間放出量：検出下限濃度値未満のものは放出量を0として1年間集計した。

Table C.1.3-2 放射性同位元素の種類及び数量  
(高崎研究所, 1997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	$^{60}\text{Co}$ 55.5PBq	$^{60}\text{Co}$ 55.12 TBq × 23 個 80.95 TBq × 22 個 134.23 TBq × 23 個 147.34 TBq × 56 個 149.47 TBq × 23 個 328.56 TBq × 14 個		
コバルト第1照射棟 線源貯蔵施設	$^{60}\text{Co}$ 55.5PBq	—		
コバルト第2照射棟	$^{60}\text{Co}$ 18.5PBq	$^{60}\text{Co}$ 1.72 TBq × 27 個 22.02 TBq × 20 個 88.44 TBq × 23 個 98.12 TBq × 20 個 111.97 TBq × 24 個 290.77 TBq × 14 個 400.00 TBq × 15 個		
コバルト第2照射棟 線源貯蔵施設	$^{60}\text{Co}$ 55.5PBq	$^{60}\text{Co}$ 0.67 TBq × 5 個 0.33 TBq × 5 個 0.99 TBq × 80 個 1.10 TBq × 70 個 2.17 TBq × 60 個 5.59 TBq × 29 個 7.51 TBq × 20 個 8.48 TBq × 39 個 9.36 TBq × 21 個		
食品照射ガマ線照射棟 線源貯蔵室	$^{60}\text{Co}$ 9.72TBq	$^{60}\text{Co}$ 0.086TBq × 12 個		
食品照射ガマ線照射棟	$^{60}\text{Co}$ 14.8PBq	$^{60}\text{Co}$ 42.43 TBq × 15 個 33.43 TBq × 12 個 31.52 TBq × 28 個 18.83 TBq × 18 個 13.03 TBq × 20 個 10.65 TBq × 44 個 38.80 TBq × 14 個 33.53 TBq × 24 個 30.19 TBq × 26 個 25.61 TBq × 34 個		
RI工学照射棟第1照射室 RI工学照射棟第2照射室	$^{60}\text{Co}$ 296TBq $^{137}\text{Cs}$ 1.036TBq	$^{60}\text{Co}$ 8.20 TBq 2.20 TBq	固定式照射装置 固定式照射装置	
" 線源貯蔵室	$^{137}\text{Cs}$ 177.6TBq $^{60}\text{Co}$ 518GBq × 2	$^{137}\text{Cs}$ 86.05 TBq		
コバルト第1照射棟 RI小線源貯蔵室	A室 $^{60}\text{Co}$ $^{60}\text{Co}$ $^{60}\text{Co}$ $^{226}\text{Ra}$ B室 $^{60}\text{Co}$ $^{137}\text{Cs}$ C室 $^{60}\text{Co}$ サイクロトロン棟 R I 貯蔵室	$^{60}\text{Co}$ 370MBq × 1 37MBq × 2 185MBq × 1 74MBq × 1 $^{60}\text{Co}$ 2.59TBq × 1 $^{137}\text{Cs}$ 3.33TBq × 1 $^{60}\text{Co}$ 370GBq $^{241}\text{Am}$ 3.7GBq × 1 $^{57}\text{Co}$ 370MBq × 4 $^{119m}\text{Sn}$ 370MBq × 4 $^{22}\text{Na}$ 3.7GBq $^{22}\text{Na}$ 370MBq	$^{60}\text{Co}$ 0.096GBq × 1 個 $^{60}\text{Co}$ 0.65MBq × 2 個 $^{60}\text{Co}$ 2.91MBq × 1 個 $^{226}\text{Ra}$ 74MBq × 1 個 $^{60}\text{Co}$ 34.13GBq × 1 個 $^{137}\text{Cs}$ 1.55TBq × 1 個 $^{60}\text{Co}$ 25.60GBq $^{241}\text{Am}$ 3.7GBq × 1 個 $^{57}\text{Co}$ 10.03MBq × 1 個 — $^{22}\text{Na}$ 3.7GBq × 1 個 $^{22}\text{Na}$ 370MBq × 1 個	固定式照射装置 可搬式照射装置
サイクロトロン棟 ISOL室内貯蔵箱				
1号加速器棟 照射実験室内貯蔵箱				

Table C.1.3-3 放射線発生装置の種類と性能

(高崎研究所, 1997年3月31日現在)

施設名	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 2MeV, 30mA	1	
2号加速器	コッククロフト・ワルトン型加速器 3MeV, 25mA	1	
サイクロトロン	AVFサイクロトロン 陽子: 0~90MeV 0~45e $\mu$ A 重陽子: 0~53MeV 0~50e $\mu$ A Heイオン: 0~130MeV 0~40e $\mu$ A 重イオン(Li~Bi) : 最大27.5MeV/A, 30p $\mu$ 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 $\mu$ A (6MeV) 重陽子: 1e $\mu$ A (6MeV) Heイオン: 2e $\mu$ A (9MeV) 重イオン(Li~Bi) : 最大1.7MeV/A, 25e $\mu$ 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 $\mu$ A (3MeV) 重陽子: 200e $\mu$ A (3MeV) Heイオン: 200e $\mu$ A (3MeV) 重イオン(Li~O) : 200e $\mu$ A (3MeV) 電子: 100e $\mu$ A (3MeV)	1	
低エネルギー電子加速器 (1号加速器棟内)	変圧器型電子加速装置 175 kV, 10 mA	1	放射線障害防止法適用外
低エネルギー電子加速器 (3号加速器棟内)	変圧器型電子加速装置 250 kV, 10 mA	1	"
研究棟X線回析室	X線回析装置 60kVp, 50mA X線回析装置 60kVp, 80mA X線回析装置 60kVp, 200mA	1 1 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 $\mu$ 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 $\mu$ A	1	"
イオン注入装置	コッククロフト・ワルトン型加速器 加速電圧: 0~400kV 連続可変 イオン種: 陽子, He, Li~Bi 最大ビーム電流: 100e $\mu$ A	1	"
サイクロトロン棟 第2イオン源室	ECRイオン源 X線: 1MeV未満 陽イオン: 30kV, 1mA	1	"

Table C.1.4-1 モニタリングポストにおける $\gamma$ 線線量当量率の月平均値と月間最大値  
(高崎研究所, 1996年度)

場所 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
1996年4月	64.2	81.4	68.9	87.2	62.0	81.7	64.0	82.0
	5月	68.5	81.8	68.8	89.8	66.5	81.4	64.0
	6月	68.9	87.2	69.5	103.0	67.2	90.3	64.7
	7月	68.9	74.4	70.7	78.8	67.2	74.3	66.6
	8月	67.9	77.6	68.7	84.4	65.9	76.7	64.0
	9月	67.7	88.6	68.1	91.4	65.9	86.7	63.6
	10月	67.6	94.4	68.2	99.0	65.5	89.3	65.1
	11月	68.0	89.4	68.4	98.8	66.9	93.2	63.7
	12月	68.4	82.2	69.0	85.8	68.4	80.0	63.9
1997年1月	68.8	95.8	68.7	94.0	69.5	88.6	64.3	98.2
	2月	68.8	96.6	69.3	79.0	69.3	97.8	63.9
	3月	68.6	87.6	69.0	89.2	68.9	96.4	63.8

注) 検出器: 加圧式電離箱

Table C.1.4-2 モニタリングポストにおける中性子線線量当量率の月平均値と月間最大値  
(高崎研究所, 1996年度)

場所 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
1996年4月	2.91	6.80	3.97	13.3	3.10	7.00	3.39	13.0
	5月	2.84	6.36	4.30	11.3	3.06	6.86	*
	6月	2.94	7.04	7.42	11.0	3.14	7.66	*
	7月	2.54	4.84	3.50	6.02	2.82	5.66	3.00
	8月	2.92	7.28	6.62	9.96	3.27	7.36	3.46
	9月	2.77	6.14	5.11	11.5	3.12	7.52	3.16
	10月	2.65	6.38	3.92	9.88	2.88	6.78	3.13
	11月	2.67	6.36	3.32	8.50	2.91	7.06	3.04
	12月	2.75	6.84	3.19	7.34	2.91	7.50	3.72
1997年1月	2.80	6.36	3.23	8.92	2.94	7.42	3.42	5.79
	2月	2.88	8.64	2.94	8.02	2.94	8.02	3.24
	3月	2.87	9.38	3.36	8.36	2.80	7.80	3.13

注) 検出器: レムカウンタ

\* : 調整中

# 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, 廃棄物管理施設等の区域放射線管理, 個人被ばく管理, 環境放射線監視, 放射線モニタ等の維持管理及び各種放射線管理結果の報告等の定常業務を1995年度に引き続いて滞りなく実施した。

区域放射線管理についてはJ M T Rの第118サイクルから第119サイクルの運転, J M T Rにおけるシュラウド(O F S - 1)照射設備の炉内仕切管, 炉心部ベリリウム枠及び水力ラビット2号機の炉内照射管の更新と圧力サージタンク改修作業並びにJ M T R C解体作業, ホットラボにおけるセル内機器等の除染作業等を行った。

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。1996年度における実効線量当量は, 最大 $2.6\text{mSv}$ , 平均 $0.06\text{mSv}$ であり, 集団実効線量当量は, 51.7人・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。

1996年度に, 各施設から放出された気体廃棄物, 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, 放射性希ガスによるものが年間 $0.6\mu\text{Sv}$ , 液体廃棄物によるものが年間 $0.2\mu\text{Sv}$ 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 $50\mu\text{Sv}$ を充分下回った。

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, 土壤, 農作物等の各種環境試料中の放射能濃度の測定等を実施したが, 動燃東海のアスファルト処理施設爆発事故の影響により空気中放射性塵埃に微量のセシウムが検出された他は, 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。

放射線管理機器の更新・整備は, 廃棄物管理施設の $\alpha$ 固体貯蔵施設の放射線モニタの更新, H T T Rの放射線モニタの整備と官庁検査の受検及びJ M T R放射線モニタの遠隔監視装置の整備を行った。

また, 安全管理棟において放管試料を集中させて計測するために, 核種分析装置や低バックグラウンド $\alpha$ ・ $\beta$ 計測装置の整備を行い, 計測業務を開始した。

その他, H T T Rの原子炉施設保安規定, 核燃料物質使用施設保安規定等の整備や, 安全協議会の放射線業務従事者の再教育訓練等に協力した。

(大畠 勉)

## D.1.2 管理区域

1996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、廃棄物管理施設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。

1996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種管理区域合わせて22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。

(岩本 克己)

Table D.1.2-1 一時的な管理区域の指定状況

(大洗研究所, 1996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	7
排水設備の保守点検作業（改修工事等）	"	7
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	4
放射線測定機器の校正及び非破壊検査	"	4

### 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

1996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量をTable D.1.3-1に示す。

JMTRでは第118サイクルから第119サイクルの原子炉運転にともなって<sup>41</sup>Arが、原子炉プール水からの蒸発及びOSF-1仕切管更新作業の<sup>3</sup>Heガスクリーン給排管切断時に<sup>3</sup>Hが、また、核分裂生成ガス除去(FGS)装置の故障により<sup>89</sup>Srが放出された。ホットラボでは東北大大学のラビット試料解体時に<sup>131</sup>Iが、FPガス捕集分析作業時に<sup>85</sup>Krが放出された。また、 $\beta$ ・ $\gamma$ 固体処理棟IIIでは廃棄物の焼却処理中に、廃液処理棟及び廃液貯留施設Iでは廃液の濃縮処理中にそれぞれ<sup>3</sup>Hが放出された。いずれも保安規定等に定められた基準値以下であった。

(菊池 時則)

#### (2) 放出放射性廃液

1996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、排水溝へ放出した年間放出量及び廃液量、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量を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年間放射能は $\beta$ ・ $\gamma$ 核種(<sup>3</sup>Hを除く、以下同じ) $8.4 \times 10^{10}$ Bqであった。この値は1995年度と比較すると、40%増となっている。この廃液中に含まれる主な核種は、<sup>3</sup>H、<sup>137</sup>Cs、<sup>60</sup>Co、<sup>90</sup>Srであった。

排水溝へ放出された廃液の年間放出量は、 $\beta$ ・ $\gamma$ 核種が $5.0 \times 10^7$ Bqで、<sup>3</sup>Hが $6.8 \times 10^{11}$ Bqであった。これらの値は、1995年度と比較すると、 $\beta$ ・ $\gamma$ 核種で64%減、<sup>3</sup>Hで24%減となっている。

排水溝における1日平均濃度の最大値は $\beta$ ・ $\gamma$ 核種で $3.1 \times 10^{-3}$ Bq/cm<sup>3</sup>、3月間の平均濃度の最大値は $\beta$ ・ $\gamma$ 核種で、 $1.1 \times 10^{-4}$ Bq/cm<sup>3</sup>であった。また、年間放出量の放出管理目標値に対する割合はTable D.1.3-3に示すとおりであり、保安規定等に定められた放出管理目標値以下であった。

(吉野 敏明)

Table D.1.3-1 各施設における放射性塵埃・ガスの年間放出量及び年間平均濃度

(大気研究所 1996年度)

項目 施設名		放射性塵埃 <sup>1</sup>			放射性ガス		
		核種	年間放出量 <sup>2</sup> (Bq)	年間平均濃度 <sup>3</sup> (Bq/cm <sup>3</sup> )	核種 <sup>4</sup>	年間放出量 <sup>2</sup> (Bq)	年間平均濃度 <sup>3</sup> (Bq/cm <sup>3</sup> )
J M T	J M T R	全β	—	< 2.5×10 <sup>-10</sup>	<sup>41</sup> Ar	1.8×10 <sup>13</sup>	2.1×10 <sup>-2</sup>
		全α	—	< 7.1×10 <sup>-11</sup>	<sup>3</sup> H	2.4×10 <sup>10</sup>	< 8.9×10 <sup>-5</sup>
		<sup>60</sup> Co	0	< 3.9×10 <sup>-10</sup>			
		<sup>131</sup> I	0	< 3.4×10 <sup>-9</sup>			
		<sup>89</sup> Sr	8.6×10 <sup>2</sup>	< 3.1×10 <sup>-12</sup>			
		<sup>90</sup> Sr	0	< 1.3×10 <sup>-12</sup>			
R	居室実験室	全β	—	< 5.0×10 <sup>-10</sup>	—	—	—
		<sup>60</sup> Co	0	< 7.3×10 <sup>-10</sup>			
ホットラボ	ホットラボ	全β	—	< 2.4×10 <sup>-10</sup>	<sup>85</sup> Kr	1.5×10 <sup>9</sup>	< 2.9×10 <sup>-3</sup>
		全α	—	< 4.9×10 <sup>-11</sup>			
		<sup>239</sup> Pu	0	< 4.9×10 <sup>-11</sup>			
		<sup>137</sup> Cs	0	< 2.6×10 <sup>-10</sup>			
		<sup>131</sup> I	2.2×10 <sup>4</sup>	< 2.1×10 <sup>-9</sup>			
		<sup>89</sup> Sr	0	< 2.2×10 <sup>-12</sup>			
		<sup>90</sup> Sr	0	< 8.9×10 <sup>-13</sup>			
燃料研究棟	燃料研究棟	全β	—	< 2.8×10 <sup>-10</sup>	—	—	—
		全α	—	< 5.4×10 <sup>-11</sup>			
		<sup>239</sup> Pu	0	< 5.4×10 <sup>-11</sup>			
廃棄物管理施設	β・γ固体処理棟Ⅰ	全β	—	< 4.2×10 <sup>-10</sup>	—	—	—
		<sup>60</sup> Co	0	< 1.3×10 <sup>-9</sup>			
廃棄物管理施設	β・γ固体処理棟Ⅱ	全β	—	< 4.2×10 <sup>-10</sup>	—	—	—
		<sup>60</sup> Co	0	< 1.6×10 <sup>-9</sup>			
廃棄物管理施設	β・γ固体処理棟Ⅲ	全β	—	< 1.0×10 <sup>-10</sup>	<sup>3</sup> H	7.4×10 <sup>8</sup>	< 2.3×10 <sup>-5</sup>
		<sup>60</sup> Co	0	< 3.0×10 <sup>-10</sup>			
		<sup>89</sup> Sr	0	< 2.4×10 <sup>-12</sup>			
		<sup>90</sup> Sr	0	< 9.3×10 <sup>-13</sup>			
廃棄物管理施設	β・γ固体処理棟Ⅳ	全β	—	< 4.2×10 <sup>-10</sup>	—	—	—
		<sup>137</sup> Cs	0	< 1.2×10 <sup>-9</sup>			
廃棄物管理施設	廃液処理棟	全β	—	< 4.2×10 <sup>-10</sup>	<sup>3</sup> H	6.3×10 <sup>8</sup>	< 3.9×10 <sup>-5</sup>
		<sup>137</sup> Cs	0	< 1.1×10 <sup>-9</sup>			

項目 施設名	放射性塵埃 <sup>*1</sup>			放射性ガス			
	核種	年間放出量 <sup>*2</sup> (Bq)	年間平均濃度 <sup>*3</sup> (Bq/cm <sup>3</sup> )	核種 <sup>*4</sup>	年間放出量 <sup>*2</sup> (Bq)	年間平均濃度 <sup>*3</sup> (Bq/cm <sup>3</sup> )	
廃棄物管 理施設	α 固体処理棟	全β <sup>239</sup> Pu <sup>60</sup> Co <sup>89</sup> Sr <sup>90</sup> Sr	— 0 0 0 0	< 1.0×10 <sup>-10</sup> < 7.7×10 <sup>-11</sup> < 7.7×10 <sup>-11</sup> < 2.9×10 <sup>-10</sup> < 2.1×10 <sup>-12</sup> < 8.0×10 <sup>-13</sup>	<sup>3</sup> H	0	< 2.0×10 <sup>-5</sup>
	管理機械棟	全β <sup>137</sup> Cs	— 0	< 4.2×10 <sup>-10</sup> < 1.1×10 <sup>-9</sup>	—	—	—
	除染施設	全β <sup>137</sup> Cs	— 0	< 4.2×10 <sup>-10</sup> < 1.2×10 <sup>-9</sup>	—	—	—
	α 固体貯蔵施設	全β 全α <sup>239</sup> Pu <sup>60</sup> Co	— — 0 0	< 1.1×10 <sup>-9</sup> < 1.0×10 <sup>-9</sup> < 1.0×10 <sup>-9</sup> < 5.9×10 <sup>-9</sup>	—	—	—
	除染処理試験棟	全β <sup>137</sup> Cs	— 0	< 4.2×10 <sup>-10</sup> < 1.1×10 <sup>-9</sup>	—	—	—
	廢液貯留施設Ⅰ	全β <sup>137</sup> Cs	— 0	< 4.2×10 <sup>-10</sup> < 1.1×10 <sup>-9</sup>	<sup>3</sup> H	1.3×10 <sup>9</sup>	< 3.9×10 <sup>-5</sup>
RI利用開発棟	廢液貯留施設Ⅱ	全β <sup>137</sup> Cs	— 0	< 5.3×10 <sup>-10</sup> < 1.4×10 <sup>-9</sup>	—	—	—
	有機廃液一時格納庫	全β <sup>137</sup> Cs	— 0	< 7.0×10 <sup>-10</sup> < 1.3×10 <sup>-9</sup>	—	—	—
	α一時格納庫	全β <sup>60</sup> Co	— 0	< 3.5×10 <sup>-10</sup> < 1.2×10 <sup>-9</sup>	—	—	—
	R I 棟	全β <sup>137</sup> Cs	— 0	< 4.2×10 <sup>-10</sup> < 1.1×10 <sup>-9</sup>	—	—	—
	F P 棟	全β <sup>137</sup> Cs	— 0	< 4.2×10 <sup>-10</sup> < 1.1×10 <sup>-9</sup>	—	—	—

\* 1 : 挥発性核種を含む。

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

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

\* 4 : 核種欄が「—」の施設は、放射性ガスの発生はない。

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・廃液量並びに排水溝における平均濃度・年間放出量

(大洗研究所, 1996年度)

項目 施設名	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量		
	年間放射能 (Bq)	廃液量 (m <sup>3</sup> )	年間放出量 (Bq)	廃液量 (m <sup>3</sup> )	1日平均濃度の 最大値 (Bq/cm <sup>3</sup> )	3月間の平均濃度の 最大値 (Bq/cm <sup>3</sup> )	年間放出量 (Bq)
J M T R 示ツトラボ R I 利用開発 廃棄物処理場 燃料研究	8.2×10 <sup>10</sup> 9.7×10 <sup>8</sup> 4.1×10 <sup>4</sup> 2.4×10 <sup>8</sup> 1.2×10 <sup>6</sup>	2.3×10 <sup>3</sup> 2.5×10 <sup>1</sup> 9.0 7.7×10 <sup>2</sup> 3.2×10 <sup>1</sup>	0 — 0 0 0	0 0 0 0 0	α <2.4×10 <sup>-4</sup> β・γ 3.1×10 <sup>-3</sup>	α <2.0×10 <sup>-5</sup> β・γ 1.1×10 <sup>-4</sup>	α 0 (6.4×10 <sup>6</sup> ) β・γ 5.0×10 <sup>7</sup> (2.5×10 <sup>8</sup> )
排水監視施設	—	—	—	—	原研 <sup>3</sup> H 5.8	<sup>3</sup> H 1.8	<sup>60</sup> Co 1.7×10 <sup>7</sup> <sup>137</sup> Cs 2.0×10 <sup>6</sup> <sup>90</sup> Sr 3.1×10 <sup>7</sup> <sup>89</sup> Sr 0 (1.4×10 <sup>7</sup> ) <sup>3</sup> H 6.8×10 <sup>11</sup>
動燃大洗	9.0×10 <sup>8</sup>	3.3×10 <sup>2</sup>	α 0 <sup>3</sup> H 9.6	(1.3×10 <sup>5</sup> ) (4.5×10 <sup>5</sup> ) 0 (2.5×10 <sup>7</sup> ) —	2.5×10 <sup>2</sup> —	動燃 α <1.0×10 <sup>-4</sup> β <sup>3</sup> H <1.0	α <1.0×10 <sup>-4</sup> β <sup>3</sup> H <1.8×10 <sup>-3</sup> <sup>3</sup> H <1.0
東北大金材 日本核燃料	9.4×10 <sup>5</sup> 1.8×10 <sup>6</sup>	4.8×10 <sup>1</sup>	—	—	—	—	α 0 (1.3×10 <sup>6</sup> ) β <sup>3</sup> H 0 (4.5×10 <sup>6</sup> ) <sup>3</sup> H 0 (2.5×10 <sup>7</sup> )
合 計	8.4×10 <sup>10</sup>	3.8×10 <sup>3</sup>	α 0 <sup>3</sup> H	(6.5×10 <sup>6</sup> ) (2.5×10 <sup>8</sup> ) 5.0×10 <sup>7</sup> 6.8×10 <sup>11</sup> (2.5×10 <sup>7</sup> )	4.0×10 <sup>4</sup>	—	α 0 (6.5×10 <sup>6</sup> ) β <sup>3</sup> H 0 (2.5×10 <sup>8</sup> ) <sup>3</sup> H 6.8×10 <sup>11</sup> (2.5×10 <sup>7</sup> )

注1 核種記号及び $\alpha$ 等の記号のないものは、<sup>3</sup>Hを除く $\beta$ ・ $\gamma$ 核種の値である。

注2 平均濃度及び放出放射能は、次のように算出した。

平均濃度：放出放射能を排水溝流量で除して得た値とした。ただし、動燃の欄には、動燃（大洗）排水溝出口での濃度を示した。検出下限濃度未満の場合は検出下限濃度で放出したとして年間放出量を計算し、( ) 内に示した。

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, 1996年度)

核 種		放出管理目標値	年間放出量	年間放出量
		(Bq/年)	(Bq)	放出管理目標値
<sup>3</sup> H 以外の 核種	総量	$2.2 \times 10^9$	$5.0 \times 10^7$	$2.3 \times 10^{-2}$
	<sup>60</sup> Co	$2.2 \times 10^8$	$1.7 \times 10^7$	$7.7 \times 10^{-2}$
	<sup>137</sup> Cs	$1.8 \times 10^9$	$2.0 \times 10^6$	$1.1 \times 10^{-3}$
<sup>3</sup> H		$3.7 \times 10^{12}$	$6.8 \times 10^{11}$	$1.8 \times 10^{-1}$

#### 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、1996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から放出された放射性希ガス（主に $^{41}\text{Ar}$ ）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JMTR南西方位の周辺監視区域境界であり、その値は、 $0.6\mu\text{Sv}$ であった。希ガスによる実効線量当量をTable D.1.4-1に示す。

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 $^3\text{H}$ ,  $^{60}\text{Co}$ 及び $^{137}\text{Cs}$ 等について算出した結果、 $0.18\mu\text{Sv}$ 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 $0.8\mu\text{Sv}$ 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。

(芝沼 行男)

Table D.1.4-1 希ガスによる年間実効線量当量

(大洗研究所、1996年度)

原子炉施設	年間放出量*	JMTR南西方位の周辺監視区域境界 の年間実効線量当量 ( $\mu\text{Sv}/\text{y}$ )
J M T R	$1.8 \times 10^{13}$	0.6

\* : 検出下限濃度未満は放出量を0として集計した。

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、1996年度)

核種	年間放出量*	年間実効線量当量 ( $\mu\text{Sv}/\text{y}$ )
$^3\text{H}$	$6.8 \times 10^{11}$	$4.8 \times 10^{-2}$
$^{60}\text{Co}$	$1.7 \times 10^7$	$1.2 \times 10^{-1}$
$^{90}\text{Sr}$	$3.1 \times 10^7$	$1.0 \times 10^{-2}$
$^{137}\text{Cs}$	$2.0 \times 10^6$	$3.4 \times 10^{-3}$
合 計		$1.8 \times 10^{-1}$

\* : 検出下限濃度未満は放出量を0として集計した。

#### D.1.5 放射性汚染及び被ばく

1996年度は、事故等による放射性汚染及び被ばくはなかった。

(松井 智明)

#### 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、1997年3月に調査した。また、3.7MBq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。

1996年度における許可の変更等は、以下の2件であった。

- ①J M T Rにおいて、密封されてない放射性同位元素<sup>3</sup>H (18.5MBq × 1) の使用及び貯蔵を廃止するための変更
- ②ホットラボにおいて、密封された放射性同位元素<sup>60</sup>Co (240TBq × 3) を追加及び使用するための変更

(秋野 仁志)

Table D.1.6-1 課室別放射性同位元素保有状況  
(1997年3月31日現在)

(大洗研究所, 1996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	保有量 (Bq)	核種数	保有量 (Bq)	核種数	個数	保有量 (Bq)
放 射 線 管 理 課	5	20	$5.3 \times 10^{11}$	—	—	23	592	$6.3 \times 10^7$
放 射 性 廃 物 処 理 課	2	2	$2.7 \times 10^{11}$	11	$9.5 \times 10^7$	12	38	$2.3 \times 10^7$
プ ル ト ニ ュ ム 技 術 開 発 室	1	1	$3.3 \times 10^8$	1	$2.4 \times 10^9$	7	9	$6.8 \times 10^6$
計 画 課	—	—	—	5	$3.4 \times 10^7$	10	17	$2.1 \times 10^6$
原 子 炉 第 1 課	2	5	$7.0 \times 10^{11}$	—	—	—	—	—
原 子 炉 第 2 課	2	2	$3.8 \times 10^9$	—	—	6	10	$2.5 \times 10^5$
照 射 第 1 課	—	—	—	—	—	7	10	$1.5 \times 10^6$
照 射 第 2 課	—	—	—	—	—	1	8	$1.1 \times 10^7$
検 査 技 術 課	—	—	—	3	$8.0 \times 10^2$	12	16	$7.4 \times 10^5$
ホ ッ ト ラ プ 課	3	14	$8.7 \times 10^{11}$	30	$7.2 \times 10^{12}$	12	48	$8.0 \times 10^6$
利 用 開 発 室	14	53	$8.0 \times 10^{10}$	11	$6.7 \times 10^{10}$	23	69	$2.0 \times 10^7$
合 計	97	2.5 × $10^{12}$	—	7.3 × $10^{12}$	—	817	1.4 × $10^8$	—

## 1D.2 個人被ばく線量当量の管理

### D.2.1 概 要

個人外部被ばくの管理では、大洗研究所の放射線業務従事者 918人を対象に外部被ばくによる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。

個人内部被ばくの管理では、大洗研究所における年度当初及び四半期毎の放射線作業状況調査の結果、定期検査の対象者はいなかった。また、大洗研究所においては、内部被ばくの確認検査及び入退域検査を、それぞれ延べ 169人及び 145人について実施した。これらの調査の結果、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。

(松井 智明)

### D.2.2 外部被ばく線量当量の管理

大洗研究所においては、1996年度は年間 918人を対象に外部被ばく線量当量の管理を実施した。このうち女子の放射線業務従事者が 3人、手先の線量当量が測定対象となった者は 8人であった。また、体幹部の不均等被ばく測定対象者はいなかった。

放射線業務従事者全体の年間の平均実効線量当量及び集団実効線量当量は、それぞれ  $0.06\text{mSv}$ 、 $51.7\text{人}\cdot\text{ミリシーベルト}$  であった。また、個人の年間最大実効線量当量は  $2.6\text{mSv}$  で、固体廃棄物処理作業に従事した者の被ばくであった。

大洗研究所における放射線業務従事者の実効線量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  $28.4\text{mSv}$  及び  $2.6\text{mSv}$  であった。なお、女子の腹部の組織線量当量については、検出下限線量当量未満であった。

(秋野 仁志)

### 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、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。1996年度における延べ受験者数をTable D. 2.3-1に示す。

#### (1) 定期検査

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

#### (2) 入退域検査

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

#### (3) 臨時検査

臨時検査の対象となる事例はなかった。

#### (4) 確認検査

体外計測法及びバイオアッセイ法により定期あるいは随時の確認検査を実施し、放射線作業の健全性を確認した。体外計測法により延べ128人、バイオアッセイ法により延べ68人（いずれも女子は0人）について確認検査を実施した結果、有意な内部被ばくが認められた者はいなかった。

（松井 智明）

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, 1996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 線量 (person · mSv)
		検出下限線量 当量未満* <sup>1</sup>	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	451	428	23	0	0	0	0.02	0.5	8.0
第2四半期	591	533	56	2	0	0	0.04	1.2	26.3
第3四半期	678	651	27	0	0	0	0.02	1.0	12.3
第4四半期	509	495	14	0	0	0	0.01	0.9	5.1
年間* <sup>2</sup>	918 (1002)	844 (958)	59 (34)	15 (10)	0 (0)	0 (0)	0.06 (0.03)	2.6 (2.1)	51.7 (27.1)

\*<sub>1</sub> フィルムバッジの検出下限線量当量 : 0.2mSv  
 \*<sub>2</sub> カッコ内の数値は、1995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

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 線量 (person · mSv)
		検出下限線量 当量未満*	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	234	215	15	4	0	0	0.06	2.2	13.3
外来研究員等	42	41	1	0	0	0	0.00	0.2	0.2
請負業者	642	588	43	11	0	0	0.06	2.6	38.2
全作業者	918	844	59	15	0	0	0.06	2.6	51.7

\* フィルムバッジの検出下限線量当量 : 0.2mSv

Table D.2.3-1 内部被ばく検査延べ受検者数

(大洗研究所 1996年度)

管理期間	定期検査 入退城検査 体外計測 全身計測	臨時検査	確 認 検 査				合 計
			体 外 計 測		全 α 放射能	全 β 放射能	
			全 身 計 測	胸 部 計 測	全 α 放射能	全 β 放射能	
第 1 四半期	0	15	0	32	0	0	8
第 2 四半期	0	33	0	28	0	6	8
第 3 四半期	0	90	0	34	6	0	8
第 4 四半期	0	7	0	28	0	6	6
年 間	0	145	0	122	6	12	341

(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。

## 1D.3 施設の放射線管理

### D.3.1 概 要

1996年度は1995年度に引き続いて各施設の放射線管理を行うとともに、J M T R 放射線モニタの遠隔監視装置の整備を行った。

1996年度に実施し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 における第 118から第 119サイクルの原子炉及び照射設備の運転、本体施設、特定施設及び照射設備の定期点検、J M T R C の解体並びにOSF-1 炉内仕切管、炉心部ベリリウム枠及び水力ラビット 2号機の炉内照射管の更新、J M T R 圧力サージタンクの点検・調査に伴う作業
- (2) ホットラボにおけるセル内立ち入り除染、内装機器の保守、 $^{60}\text{Co}$  線源の製造、照射済キャップセルの解体及び照射済試料等の搬出に伴う作業
- (3) 廃棄物処理場における固体、液体廃棄物の各種処理及び衣料・機器の除染並びに液体廃棄物の一般排水、各種放射性廃棄物処理装置の点検・保守に伴う作業
- (4) 燃料研究棟における核燃料物質貯蔵容器の内容器の梱包作業及び試験済金相試験用試料の処理作業
- (5) R I 利用開発棟における  $^{252}\text{Cf}$  中性子源を用いた各種実験等
- (6) 安全管理棟における放射線測定機器の校正

これらの作業においては、異常な被ばくや放射線管理上の問題は生じなかった。

J M T R では放射線管理員（放管員）用の自動通報装置等の整備を行って、第 118サイクルから放管員の当直制度を廃止した。また、J M T R の定期自主検査の一貫として実施した点検において、主循環系圧力サージタンクにピンホールが発見されたので、タンクを更新することになった。

(古田 敏城)

### D.3.2 試験済金相試験用試料の貯蔵処理作業における放射線管理

燃料研究棟では、金相試験のために被試験体（プルトニウム及びウランの化合物、直径約5mm、厚さ約5mm）をベークライト樹脂（直径30mm、厚さ30mm）に埋め込んだ金相試験用試料を作製し、光学顕微鏡及び電子線分析装置による観察を行っている。

本作業は、試験済の金相試験用試料を核燃料貯蔵庫に貯蔵する際に、ベークライト樹脂から被試験体を取り出し、試料の化学的安定性と容量の削減を図ることを目的として行われた。作業は、1996年8月20日から2日間実施された。以下に本作業の作業方法及び放射線管理について述べる。

#### (1) 作業方法

本作業は経験のない作業であるため、関係者間で検討を行い、次の様な方法で実施された。

作業は、試料表面の核燃料物質による汚染及び被試験体取り出し時の被試験体からの核燃料物質の飛散があると考えられたため、グローブボックス内で行った。また、ベークライト樹脂は熱的に安定な材質であることから、スタンド型ドリルにホルソーを装着し、被試験体外周のベークライト部を切削して、被試験体を取り出す機械的方法で行った。さらに、取り出した被試験体は、化学的に活性な窒化物及び炭化物が含まれているため、酸素と反応し発熱又は発火する恐れがあるので、安定な状態で保管するため酸化還元炉を用いて酸化物とした。

これらの作業後、被試験体は所定の試料容器に入れ、さらにビニールバックで二重梱包後グローブボックスから搬出した。搬出した試料は、所定の容器に収納し核燃料貯蔵庫に貯蔵した。

試料処理数は、140個程度であり、取り出された核燃料物質量は、プルトニウムが71.35g、天然ウランが249g、濃縮ウランが19.56gであった。

#### (2) 作業時の放射線管理

本作業は、放射線管理上、試料からの放射線による外部被ばく、特に局部被ばくと、グローブボックスの気密破壊による内部被ばくが危惧されるため、この防止に重点をおき管理を行った。

作業を行うにあたり、作業者の局部被ばく及び全身被ばくの線量を把握するために、試料表面及び作業位置での線量当量率の測定を実施した。この結果、試料表面で最大0.6mSv/h、作業位置で最大35 $\mu$ Sv/hであった。

作業中は、グローブボックス内にある未処理試料及び処理済試料周辺に鉛板の設置、スタンド型ドリルへの試料脱着の際のピンセットの使用及び作業者交代制による被ばく線量の偏り防止等の処置を行い外部被ばくの低減化等を図った。

また、作業者の内部被ばくの原因となるグローブの亀裂防止のために、特に、スタンド型ドリルを使用する際には、グローブに亀裂を生じさせないように配慮しながら作業を進めた。

本作業は、以上の様な処置を講じた結果と、作業者の作業に対する習熟により当初の予定期間より短期間で終了したこと、試料の取り出し作業を機械的方法で行ったことなどにより、作業者の実効線量当量は個人最大0.3mSv、平均線量当量は0.13mSv、組織線量当量（皮膚）は個人最大1.2mSv、

平均線量当量は0.9mSvに抑えることができた。また、作業期間を通して空気汚染及び床表面汚染ともに検出下限未満であった。

（高橋 照彦）

### D.3.3 水力ラビット照射装置の更新作業における放射線管理

JMTRでは、照射設備の定期検査の一環として、水力ラビット照射装置(HR-1, HR-2)の更新作業が、1996年8月から約4ヶ月にわたり実施された。主な作業項目は、①HR-2炉内管の更新、②水中特殊弁の分解点検であり、作業場所は原子炉プール内圧力容器上部、カナル及び機器点検整備室である。

#### (1) 作業の概要

HR-2炉内管の撤去は、配管内の水抜きを行い、圧力容器上部の炉内管から炉壁へ通じる内管及び外管を取り外し盲板を取付けた。炉内管直管は、圧力容器の上蓋から引抜き、高放射化部分と低放射化部分に分離切断した。高放射化部分はカナルNo.1に移送し仮置き保管とし、低放射化部分は細断し廃棄物容器に収納した。新炉内管は、照射性能を高めるため、原子炉炉心格子位置における据付け位置を中性子束の高い場所(M-9)に取付けた。

水中特殊弁の取出し及び取付け作業は、カナル水を下げて行われるため、事前に作業水位位置での線量当量率を測定し、高線量率の使用済燃料及び炉内管等を移動した後、作業用ゴンドラを設置して行われた。取外した水中特殊弁は、機器点検整備室にて分解点検を行った後、元の位置へ復旧した。

#### (2) 放射線管理

本作業では、特に空気汚染、表面汚染の拡大防止及び作業者の内部被ばく防護に努めた。Table D.3.3-1に作業期間中の放射線管理データを示す。

圧力容器上部、カナル内の作業場所及び機器表面は、作業開始前に濡れタオルにて除染を行いビニール養生した。作業場所における線量当量率は、圧力容器上部が $6.5 \mu\text{Sv}/\text{h}$ 、カナルNo.1が $4.0 \mu\text{Sv}/\text{h}$ 、カナルNo.2が $10 \mu\text{Sv}/\text{h}$ であった。

炉内管の切断はバンドソーを使用するため、作業者は半面マスク及びタイベックスーツを着用するとともに局所排気を行った。切断時の空气中濃度は $1.3 \times 10^{-8} \text{Bq}/\text{cm}^3$ であったが、炉廻りの空気モニタリング設備及び炉廻り床に汚染は検出されなかった。カナルNo.1への炉内管の移送は、炉プール及びカナルの水位を上げ、水の遮へい効果を利用して行った。移送時の作業位置における線量率は $10 \mu\text{Sv}/\text{h}$ であった。

水中特殊弁の取出し及び取付け作業は、長時間水位を下げて行われるため、カナル上部をビニールシートで覆い局所排気を行うとともに、作業期間中は、壁面及び機器表面を隨時純水で散水し汚染の飛散防止に努めた。また、作業中は配管内の溜まり水が吹き出す恐れがあるため、作業者には全面マスク及びビニールアノラックを着用させた。

撤去した炉内管の細断及び水中特殊弁の分解点検は、機器点検整備室内にグリーンハウスを設けて行った。炉内管及び水中特殊弁は $^{60}\text{Co}$ 等で汚染されているため、作業者には半面マスク及びタイベックスーツを着用させ、除染をしながら作業を進めた。グリーンハウス内における放射性物質の空气中濃度は、 $10^{-8} \text{Bq}/\text{cm}^3$ 程度であったが、作業エリア外の空気汚染及び床汚染はなかった。

#### (3) まとめ

作業期間中の作業者の外部被ばくは、全て $0.2 \text{mSv}$ 以下であり、作業終了時の簡易型ホールボディ

カウンタによる全身計測でも内部被ばくは検出されなかった。

本作業では、計画段階からの打合せの参加、毎日の作業前後における放射線管理上の助言が放射線作業を進める上で有効であったと考えられる。

(安 和寿)

Table D. 3.3-1 水力ラビット照射装置の更新作業における放射線管理データ

作業名 項目	HR-2 炉内管更新作業	水中特殊弁分解点検作業
空気中濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )	切断作業中 : $1.3 \times 10^{-8}$ 細断作業中 : $1.1 \times 10^{-8}$	カナル作業中 : 検出限界濃度以下 分解点検中 : $2.4 \times 10^{-8}$
線量当量率 ( $\mu$ Sv/h)	RPV 上作業位置 : 6.5 炉内管切断位置 : 20 移送時作業位置 : 10	カナルNo.1作業位置 : 4.0 カナルNo.2作業位置 : 10 水中特殊弁表面 : 12
表面密度 (Bq/cm <sup>2</sup> )	炉内管表面 : 最大 10 核種 : $^{60}\text{Co}$ , $^{51}\text{Cr}$	水中特殊弁表面 : 最大 3.6 核種 : $^{60}\text{Co}$ , $^{51}\text{Cr}$

#### D.3.4 J M T R C解体時における放射線管理

材料試験炉臨界実験装置（J M T R C）は、J M T Rの運転に必要なデータを実験的に求めることを目的として設置された熱出力100Wのプール型臨界実験装置である。J M T R炉心の炉物理的特性を実験的に調べるために使用されてきたが、所期の目的の達成と設備の老朽化の進行等により解体することになった。J M T R Cは放射化が炉心付近の極めて狭い領域に限定されており、機器類の汚染もなく、施設の規模も小さいことなどから、解体にともなう放射性廃棄物の発生量も少ないと予想された。解体工事は1995年12月に着手し、原子炉の機能停止措置、制御室内設備の撤去は同年度内に終了し、炉心構造物等の撤去は1996年度に実施した。

##### (1) 解体工事の概要

解体工事は以下のように行われた。まず、原子炉起動用中性子源を取り出し使用済燃料プールに保管した。燃料は炉心から取り出し燃料ラックに仮収納し、制御棒は中性子吸収体から燃料フォロワを取り外した。仮収納した燃料は水中から引き上げ乾燥させてから新燃料貯蔵施設に収納した。次に、核計装、安全保護回路、パルス中性子発生装置及び屋内管理用放射線モニタの撤去を行った。さらに、反射体要素、炉心枠、グリッド板等の炉心構造物、水中燃料ラック等の核燃料物質貯蔵設備、制御棒駆動機構等の制御設備、ブリッジ等の撤去を行った。

##### (2) 放射線管理

作業開始前に作業担当者と詳細に打合せを行い、汚染の発生及び放射線被ばくの防止に努めた。炉プール水の全 $\beta$ 放射能濃度は $3.8 \times 10^{-2} \text{Bq/cm}^3$ 未満であった。表面における線量当量率は燃料が27から $40 \mu\text{Sv/h}$ 、制御棒は $0.2 \mu\text{Sv/h}$ 未満、燃料フォロワは $100 \mu\text{Sv/h}$ であり、それらの表面密度はいずれも $0.4 \text{Bq/cm}^2$ 未満であった。炉心構造物等の解体はグリーンハウスを設置し、その中で溶断して放射性廃棄物としてドラム缶に収納した。その際の線量当量率の最大値はグリッド板で $24 \mu\text{Sv/h}$ であり、グリーンハウス内の最大空気中放射能濃度は $1.8 \times 10^{-8} \text{Bq/cm}^3$ であった。作業者にはエアライン送風マスクを着用させたので身体内部の汚染は検出されなかった。また、いずれの作業においても外部被ばくはなかった。

(関田 勉、古田 敏城)

### D.3.5 廃棄物管理施設における被ばく低減の検討

廃棄物管理施設においては、所内関連施設の放射性廃棄物及び隣接する動燃大洗などの放射性廃棄物を、その放射能レベルに応じて受入れ、処理を行っている。

これらの廃棄物処理作業時における被ばく状況は、 $\beta$ ・ $\gamma$ 固体処理グループが施設全体の約70%を占めており、そのグループ中の被ばくのほとんどが毎日行われる定常作業での被ばくである。

のことから、 $\beta$ ・ $\gamma$ 固体処理グループの定常作業に着目し、現状の被ばくを少しでも低減させるため、放射線管理上の立場、経験からどこに被ばくの要因があるのか検討した結果、次のことがわかった。

- (1) 各作業とも作業者が廃棄物に接する機会が非常に多い。
- (2) 廃棄物処理工程中の装置類の線量当量率が比較的高い。

この上記2項目における主な被ばく要因は、まず廃棄物中の含有放射能、次に減容物である焼却灰を処理する装置類、更にそれらを取扱う作業者と作業の方法に大別できる。これら4つの主要因に対して、一般的な解析ツリー手法により具体的な被ばく要因を詳細に探ってみると、いくつかの要因が明らかになった。その中でも特に、作業者についてはマンネリからくる慣れがあること、作業方法については廃棄物との密着時間が長いこと、多くの放射性廃棄物（カートンボックス）を直接取り扱っていること、そして、装置類については遠隔化があまり進んでいないことなどが、重要な要因としてあげられる。

これら具体的な被ばく要因に対して、自動化や改造などのハード面ではなく、費用をかけず直ぐに実行できる対策案に重点を置き対策を実施した。被ばく要因に対する低減化対策を抽出した系統図を、Fig. D.3.5-1に示す。つまり、作業者に対して内容、場所、機会などを考慮した教育を行ったことと、作業方法及び作業手順の見直し、その他には器具の一部導入を行ったことで、作業者と廃棄物との距離確保、接触の機会削減及び時間の短縮が図れた。

この結果、同一作業内容であり、かつ同一レベルの放射能を含む廃棄物等を扱っている場合の被ばくを比較してみると、最大で約40%の被ばく低減効果が得られたことから、作業者に対する放射線防護教育と作業時の待機場所確保並びに通話方法の改善（伝声器付き半面マスクへの交換等）でも被ばく低減が可能であることがわかった。

（井上 誠）

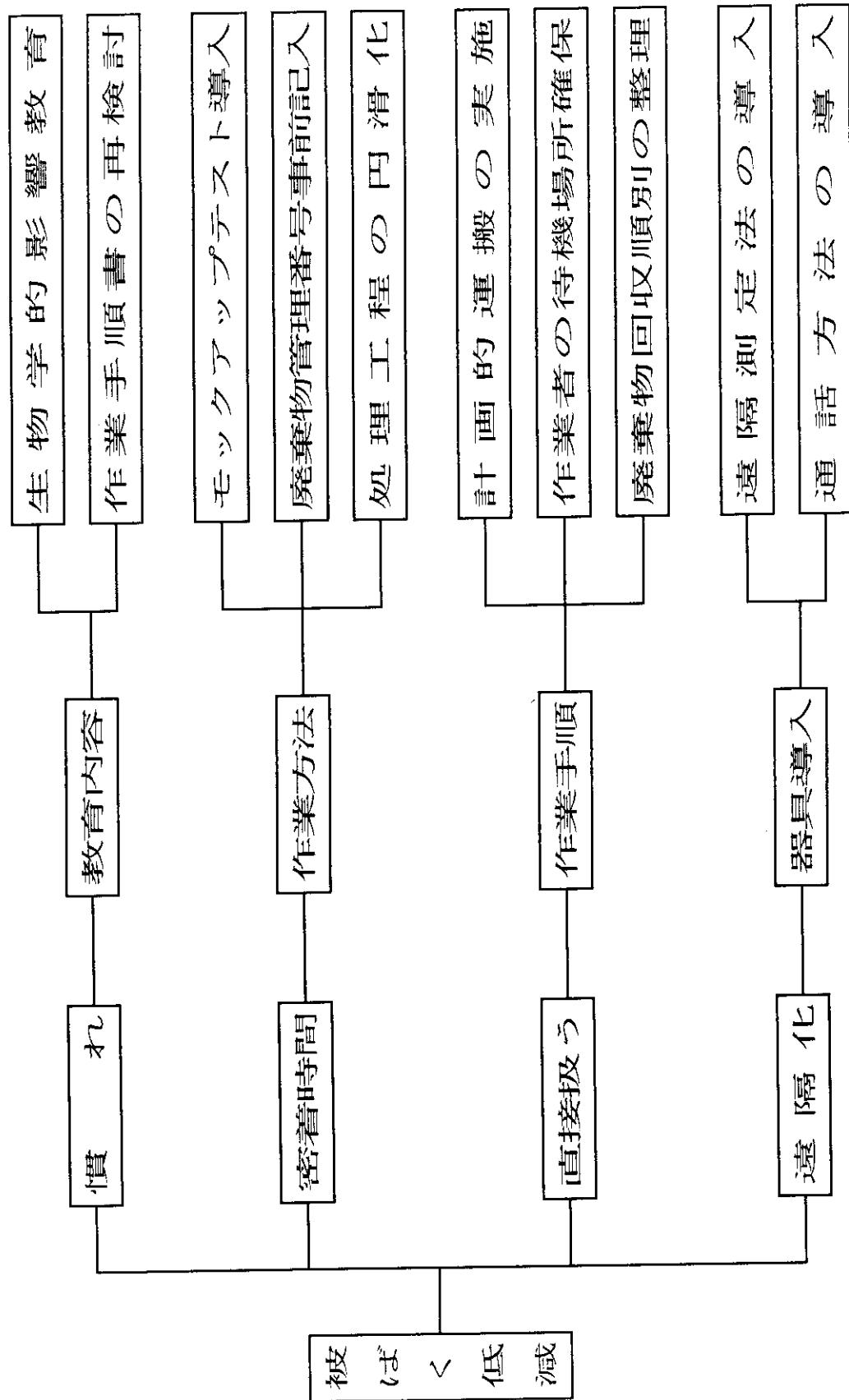


Fig. D.3.5-1 対策立案と対策の実施

## 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及びステーションによる環境放射線等の連続監視、陸上試料及び海洋試料の定期採取、排水試料の連続採取並びにこれら試料の放射能測定を実施した。その結果、1997年3月にモニタリングステーション（P-6）において採取した大気塵埃から極微量の<sup>137</sup>Csが検出された。これは同年3月11日に発生した動燃東海事業所アスファルト固化処理施設の火災・爆発事故の影響によるものであり、施設からの放射性物質の放出に起因する異常は認められなかった。また、風向・風速、大気温度、降雨等の気象観測を行った。上記事故に際し、茨城県の要請に基づき、大気塵埃、土壤、農産物等環境試料の採取・測定を実施した。

大洗研究所、動燃大洗工学センター及び日本核燃料開発(株)で構成する大洗地区環境放射線監視部会を1996年度内に4回開催し、四半期ごとの環境監視測定結果の検討評価を実施するとともに、茨城県東海地区環境放射線監視委員会及び原子力施設排水連絡協議会等に報告した。

(芝沼 行男)

### 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14カ所（原研:8カ所、動燃:6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、施設からの放射性物質の放出に起因する異常は認められなかった。

3カ月間の積算線量は、J M T Rを中心に半径2km内の21地点に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異常は認められなかった。

(後藤 孝徳)

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、1996年度)(単位:nGy/h)

事業所	年月 ポストNo.	1996年											1997年			標準 年間 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			
原研大洗	周辺監視区域	P-1 平均	33	32	32	32	32	33	33	33	33	33	33	33	33	0.5
		P-1 最大	48	47	45	53	41	47	59	53	56	47	72	51	72	-
	P-2 周辺監視区域	平均	31	31	31	31	31	31	32	32	32	31	31	31	31	0.5
		最大	46	45	44	54	38	44	56	52	54	46	65	48	65	-
	P-3 周辺監視区域	平均	37	37	37	37	37	37	38	37	37	37	37	37	37	0.3
		最大	51	49	51	55	43	48	60	58	61	50	71	55	71	-
	P-4 周辺監視区域	平均	28	28	28	27	28	29	28	28	27	27	27	28	28	0.6
		最大	43	41	39	45	34	41	51	46	47	42	55	41	55	-
動燃大洗	P-5 周辺監視区域	平均	30	30	30	30	30	31	31	31	31	31	31	31	31	0.5
		最大	45	43	44	51	37	44	56	52	55	45	64	48	64	-
	P-6 周辺監視区域	平均	42	41	40	39	39	40	41	42	42	41	41	41	41	1.1
		最大	57	54	52	59	46	52	59	58	63	54	76	58	76	-
	P-7 周辺監視区域	平均	31	30	30	30	30	31	32	32	32	31	32	32	31	0.9
		最大	42	40	39	44	35	40	48	45	48	41	58	46	58	-
	P-8 構内	平均	30	29	29	29	30	30	30	30	30	30	30	30	30	0.5
		最大	46	44	43	51	37	43	54	51	52	45	64	48	64	-
動燃大洗	P-11 周辺監視区域	平均	34	34	34	34	34	34	34	35	35	35	35	35	34	
		最大	49	44	48	52	39	44	54	49	52	48	66	50	66	
	P-12 周辺監視区域	平均	34	33	33	33	33	34	35	35	35	35	35	35	34	
		最大	47	43	43	51	39	44	53	49	52	45	62	50	62	
	P-13 周辺監視区域	平均	36	35	35	35	35	35	36	35	35	35	35	35	35	
		最大	51	47	48	58	43	47	58	54	57	50	65	50	65	
	P-14 周辺監視区域	平均	35	35	35	35	35	35	36	35	35	35	35	35	35	
		最大	50	47	51	55	47	46	58	52	56	49	70	52	70	
	P-15 周辺監視区域	平均	33	32	32	32	32	33	33	34	33	33	32	33	33	
		最大	48	46	45	55	41	45	57	54	58	48	71	51	71	
	P-16 周辺監視区域	平均	31	31	31	31	31	31	31	32	31	31	31	30	31	
		最大	45	43	41	51	39	44	55	51	54	45	63	48	63	

Table D.4.2-2 積算線量測定結果

(大洗研究所, 1996年度) (単位:  $\mu\text{Gy}$ )

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
	1996年3月21日 1996年6月20日	1996年6月20日 1996年9月19日	1996年9月19日 1996年12月19日	1996年12月19日 1997年3月21日	
No. 1	61	61	66	69 (68)	257
No. 2	79	72	77	82 (81)	310
No. 3	67	66	71	66 (65)	270
No. 4	75	74	79	77 (76)	305
No. 5	73	73	75	73 (72)	294
No. 6	76	74	83	80 (79)	313
No. 7	61	62	66	63 (62)	252
No. 8	73	75	83	79 (78)	310
No. 9	70	71	77	73 (73)	291
No. 10	65	63	68	66 (65)	262
No. 11	58	59	65	63 (62)	245
No. 12	70	75	80	76 (75)	301
No. 13	105	107	113	116 (115)	441
No. 14	70	69	80	79 (78)	298
No. 15	67	68	75	72 (71)	282
No. 16	58	60	67	68 (68)	253
No. 17	82	82	94	91 (90)	349
No. 18	70	72	79	75 (74)	296
No. 19	58	60	63	65 (64)	246
No. 20	64	66	73	70 (69)	273
No. 21	67	74	78	79 (78)	298

注) ( ) 内数値は91日換算

### D.4.3 環境試料のモニタリング

#### (1) 環境試料中の全 $\beta$ 放射能濃度

1996年度に行った大洗研究所敷地内及び周辺における環境試料中の全 $\beta$ 放射能測定は、1995年度と同様に実施した。

大型水盤による降下塵中の月間全 $\beta$ 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 $\beta$ 放射能濃度の測定結果をFig. D.4.3-2に示す。なお、1997年3月における大気塵埃中全 $\beta$ 放射能濃度の上昇については、動燃東海事業所アスファルト固化処理施設の火災・爆発事故（同年3月11日発生）の影響によるものである。その他の測定値については、異常が認められなかった。

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。全 $\beta$ 放射能測定における3カ月間についての平均濃度は、法令に定める $^{90}\text{Sr}$ の排水中の濃度限度を十分に下回る値であった。

環境試料中の全 $\beta$ 放射能濃度の測定結果をTable D.4.3-2に示す。いずれの地点における測定値にも異常は認められなかった。また、L海域及びM海域の海水及び海底土試料は、排水溝出口から2km以内の海域における3地点の混合試料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。

#### (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等に基づいて、降下塵、大気塵埃、陸土、排水口近辺土砂、葉菜類、海水、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。なお、1997年1月から3月における大気塵埃中に $^{137}\text{Cs}$ が検出されたが、これは動燃東海事業所アスファルト固化処理施設の火災・爆発事故の影響によるものである。その他の測定値については、異常は認められなかった。

（後藤 孝徳）

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、1996年度）（単位：Bq/cm<sup>3</sup>）

採取年月	全 $\beta$ （月平均）		$^3\text{H}$ （月平均）	全 $\beta$ （3月間平均）
1996年	4月	$2.2 \times 10^{-4}$		$3.0 \times 10^{-1}$
	5月	$1.8 \times 10^{-4}$		$3.9 \times 10^{-1}$
	6月	$3.2 \times 10^{-4}$		$7.9 \times 10^{-1}$
	7月	$3.4 \times 10^{-4}$		1.7
	8月	$7.2 \times 10^{-4}$		1.0
	9月	$3.1 \times 10^{-4}$		1.2
	10月	$1.8 \times 10^{-4}$		$4.7 \times 10^{-1}$
	11月	$2.3 \times 10^{-4}$		1.7
	12月	$2.9 \times 10^{-4}$		1.4
1997年	1月	$2.0 \times 10^{-4}$		$3.6 \times 10^{-1}$
	2月	$1.7 \times 10^{-4}$		$3.3 \times 10^{-1}$
	3月	$2.3 \times 10^{-4}$		$4.0 \times 10^{-1}$

Table D.4.3-2 環境試料中の全β放射能濃度

(大洗研究所, 1996年度)

環境試料		採取地点等	単位	前期	後期
陸上試料	陸水	夏海湖沼 涸原研水道原水 原町宮水道原水 北松川水道水 北松川井戸水	Bq/cm <sup>3</sup>	<2.0×10 <sup>-4</sup> 3.1×10 <sup>-3</sup> <2.0×10 <sup>-4</sup> <2.0×10 <sup>-4</sup> <2.0×10 <sup>-4</sup> 5.0×10 <sup>-4</sup>	<2.0×10 <sup>-4</sup> 4.0×10 <sup>-4</sup> <2.0×10 <sup>-4</sup> <2.0×10 <sup>-4</sup> <2.0×10 <sup>-4</sup> 5.6×10 <sup>-4</sup>
		排水溝出口付近 処理場 日中内 下太田 飛沢		4.0×10 <sup>-1</sup> 3.3×10 <sup>-1</sup> 3.7×10 <sup>-1</sup> 4.5×10 <sup>-1</sup> 3.3×10 <sup>-1</sup>	4.6×10 <sup>-1</sup> 3.6×10 <sup>-1</sup> 4.6×10 <sup>-1</sup> 4.7×10 <sup>-1</sup> 3.8×10 <sup>-1</sup>
		旭村田崎 〃 〃		— 1.3×10 <sup>-1</sup> —	1.9×10 <sup>-2</sup> — 4.8×10 <sup>-2</sup>
	精ホウウレン ホウウレン ホウウレン ホウウレン ホウウレン ホウウレン ホウウレン ホウウレン ホウウレン	No.1(500m) No.2(5km) L海 M海 域 域	Bq/cm <sup>3</sup>	<4.0×10 <sup>-5</sup> * <4.0×10 <sup>-5</sup> * <4.0×10 <sup>-5</sup> * <4.0×10 <sup>-5</sup> *	<4.0×10 <sup>-5</sup> * <4.0×10 <sup>-5</sup> * <4.0×10 <sup>-5</sup> * <4.0×10 <sup>-5</sup> *
		No.1(500m) No.2(5km) L海 M海 域 域		5.8×10 <sup>-1</sup> 5.8×10 <sup>-1</sup> 4.7×10 <sup>-1</sup> 5.5×10 <sup>-1</sup>	6.8×10 <sup>-1</sup> 5.3×10 <sup>-1</sup> 5.3×10 <sup>-1</sup> 5.1×10 <sup>-1</sup>
		大洗沖 〃 〃		1.0×10 <sup>-1</sup> 1.3×10 <sup>-1</sup> 5.7×10 <sup>-2</sup>	9.1×10 <sup>-2</sup> 1.5×10 <sup>-1</sup> 6.0×10 <sup>-2</sup>
海洋試料	海 底 土	No.1(500m) No.2(5km) L海 M海 域 域	Bq/g・乾	— — —	— — —

\* 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

(大洗研究所, 1996年度)

環境試料	採取年月	採取地点	単位	$^{54}\text{Mn}$	$^{60}\text{Co}$	$^{95}\text{Zr}$	$^{95}\text{Nb}$	$^{106}\text{Ru}$	$^{137}\text{Cs}$	$^{144}\text{Ce}$	$^{90}\text{Sr}$	$^{13}\text{I}$
海水	1995年 7月	No. 1 (500 m)		$<2.0 \times 10^{-5}$	$<2.0 \times 10^{-5}$	$4.0 \times 10^{-5}$	$<2.0 \times 10^{-5}$	$<1.5 \times 10^{-5}$	$<4.0 \times 10^{-6}$	$<2.0 \times 10^{-5}$		
	1997年 1月	No. 2 ( 5 Km)	Bq/m <sup>3</sup>	$<2.0 \times 10^{-5}$	$<2.0 \times 10^{-5}$	$<4.0 \times 10^{-5}$	$<2.0 \times 10^{-5}$	$<1.5 \times 10^{-5}$	$<4.0 \times 10^{-6}$	$<2.0 \times 10^{-5}$		
	1996年 7月	L 海 域		$<2.0 \times 10^{-5}$	$<2.0 \times 10^{-5}$	$<4.0 \times 10^{-5}$	$<2.0 \times 10^{-5}$	$<1.5 \times 10^{-5}$	$<4.0 \times 10^{-6}$	$<2.0 \times 10^{-5}$		
	1997年 1月	M 海 域		$<2.0 \times 10^{-5}$	$<2.0 \times 10^{-5}$	$<4.0 \times 10^{-5}$	$<2.0 \times 10^{-5}$	$<1.5 \times 10^{-5}$	$<4.0 \times 10^{-6}$	$<2.0 \times 10^{-5}$		
	1996年 7月	M 海 域	Bq/g	$<2.0 \times 10^{-5}$	$<2.0 \times 10^{-5}$	$<4.0 \times 10^{-5}$	$<2.0 \times 10^{-5}$	$<1.5 \times 10^{-5}$	$<4.0 \times 10^{-6}$	$<2.0 \times 10^{-5}$		
	1997年 1月			$<2.0 \times 10^{-4}$	$<2.0 \times 10^{-4}$	$<4.0 \times 10^{-4}$	$<2.0 \times 10^{-4}$	$<8.0 \times 10^{-4}$	$<2.0 \times 10^{-4}$	$<4.0 \times 10^{-5}$		
	1996年 5月			$<2.0 \times 10^{-4}$	$<2.0 \times 10^{-4}$	$<4.0 \times 10^{-4}$	$<2.0 \times 10^{-4}$	$<8.0 \times 10^{-4}$	$<2.0 \times 10^{-4}$	$<4.0 \times 10^{-5}$		
	1996年 10月			$<2.0 \times 10^{-4}$	$<2.0 \times 10^{-4}$	$<4.0 \times 10^{-4}$	$<2.0 \times 10^{-4}$	$<8.0 \times 10^{-4}$	$<2.0 \times 10^{-4}$	$<4.0 \times 10^{-5}$		
	1996年 6月	大 洗 沖	Bq/g・生	$<2.0 \times 10^{-4}$	$<2.0 \times 10^{-4}$	$<4.0 \times 10^{-4}$	$<2.0 \times 10^{-4}$	$<8.0 \times 10^{-4}$	$<3.0 \times 10^{-4}$	$<4.0 \times 10^{-5}$		
	1996年 12月			$<2.0 \times 10^{-4}$	$<2.0 \times 10^{-4}$	$<4.0 \times 10^{-4}$	$<2.0 \times 10^{-4}$	$<8.0 \times 10^{-4}$	$<2.0 \times 10^{-4}$	$<4.0 \times 10^{-5}$		
シ ラ ス	1996年 6月	大 洗 沖	Bq/g	$<2.0 \times 10^{-4}$	$<2.0 \times 10^{-4}$	$<4.0 \times 10^{-4}$	$<2.0 \times 10^{-4}$	$<8.0 \times 10^{-4}$	$<2.0 \times 10^{-4}$	$<4.0 \times 10^{-5}$		
ヒ ラ メ	1996年 6月	ハマグリ	Bq/g	$<2.0 \times 10^{-4}$	$<2.0 \times 10^{-4}$	$<4.0 \times 10^{-4}$	$<2.0 \times 10^{-4}$	$<8.0 \times 10^{-4}$	$<2.0 \times 10^{-4}$	$<4.0 \times 10^{-5}$		
ホタテノ革	1996年 4月	白菜	Bq/g	$<3.2 \times 10^{-5}$	$<3.2 \times 10^{-5}$	$<5.2 \times 10^{-5}$	$<5.5 \times 10^{-5}$	$<2.4 \times 10^{-4}$	$<4.0 \times 10^{-4}$	$<4.0 \times 10^{-4}$	$<4.0 \times 10^{-4}$	
精 米	1996年 10月	旭 村 田 嶠	Bq/g	$<1.3 \times 10^{-5}$	$<1.5 \times 10^{-5}$	$<2.1 \times 10^{-5}$	$<2.2 \times 10^{-5}$	$<1.0 \times 10^{-4}$	$<4.0 \times 10^{-4}$	$<7.3 \times 10^{-5}$	$2.3 \times 10^{-4}$	$<4.0 \times 10^{-4}$
	1996年 10月			$<1.7 \times 10^{-5}$	$<1.8 \times 10^{-5}$	$<3.1 \times 10^{-5}$	$<2.7 \times 10^{-5}$	$<1.5 \times 10^{-4}$	$<4.0 \times 10^{-4}$	$<1.1 \times 10^{-4}$	$<4.0 \times 10^{-5}$	

注) /:測定対象外

\*1 採取期間:3/10～3/17

 $^{134}\text{Cs}:6.0 \times 10^{-11} (\text{Bq}/\text{cm}^3)$  $^{137}\text{Cs}:4.4 \times 10^{-10} (\text{Bq}/\text{cm}^3)$ 

\*2 採取期間:3/10～3/17

 $^{134}\text{Cs}:4.4 \times 10^{-11} (\text{Bq}/\text{cm}^3)$  $^{137}\text{Cs}:6.0 \times 10^{-10} (\text{Bq}/\text{cm}^3)$

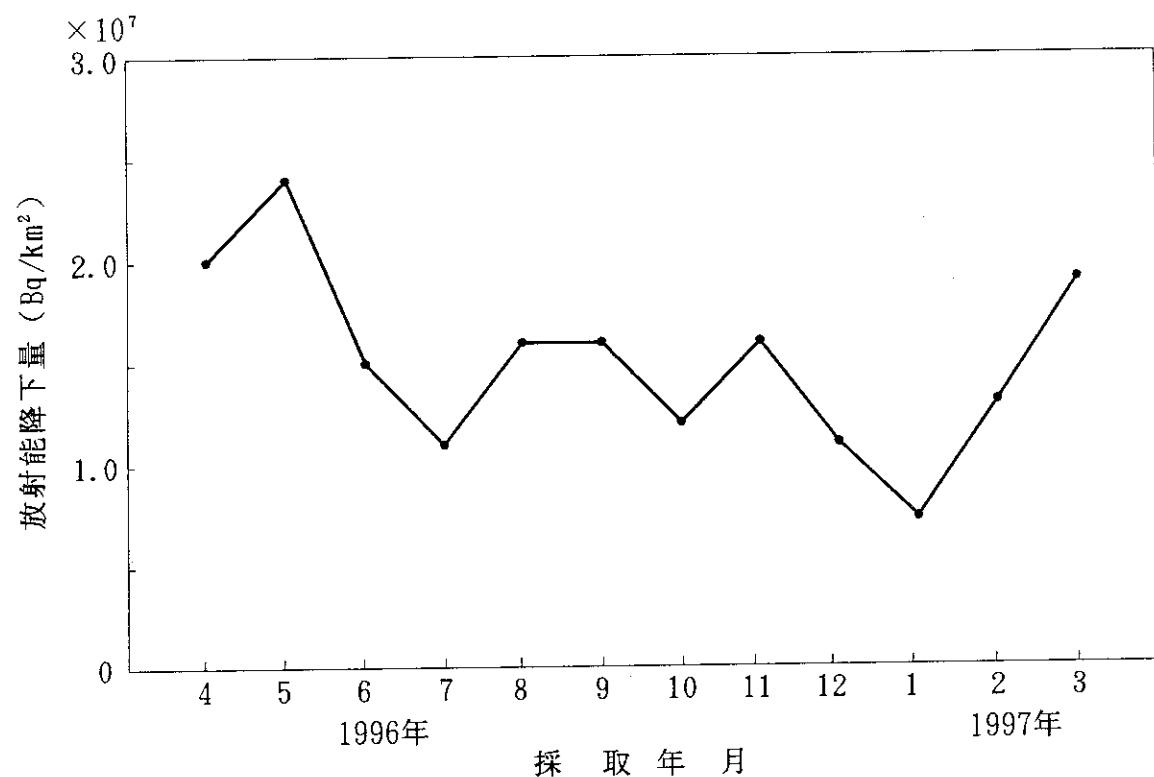


Fig. D.4.3-1 降下塵中の月間全β放射能降下量

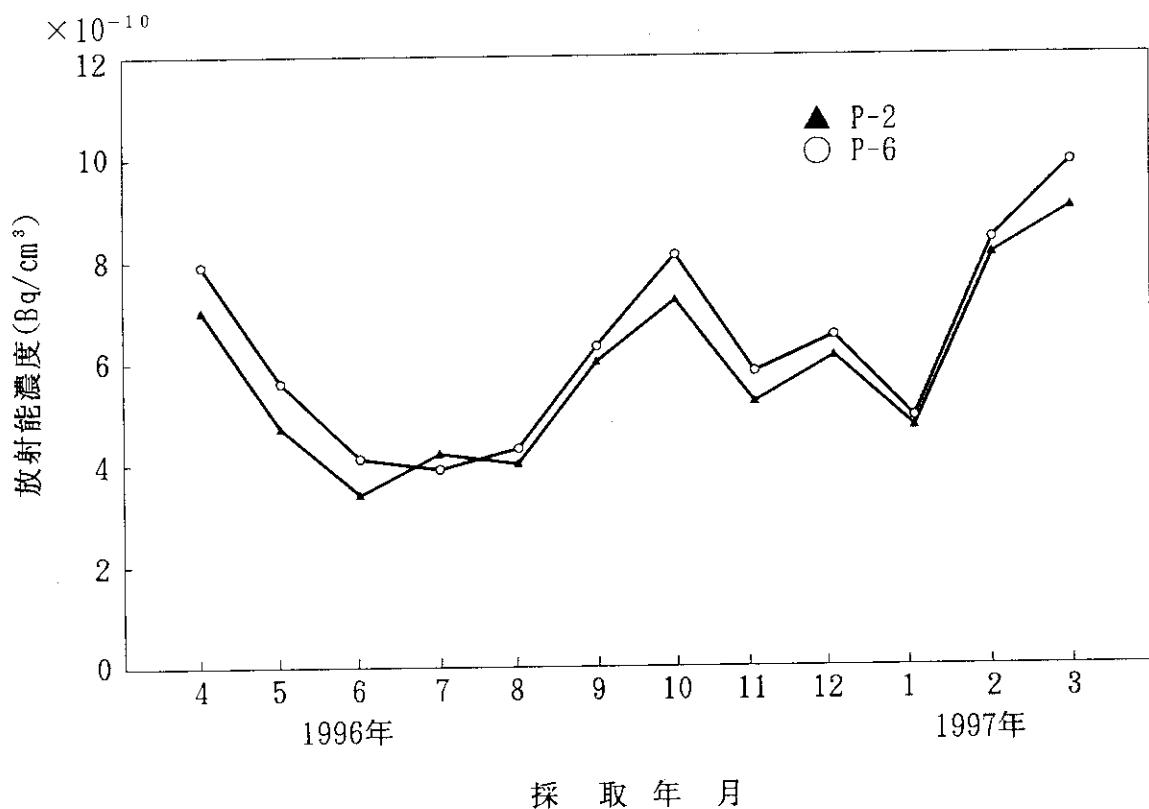


Fig. D.4.3-2 モニタリングステーションにおける大気塵埃中の全β放射能濃度の月平均値

## 1D.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、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。

1996年度は、廃棄物管理施設モニタの一部について更新が行われた。

(芝沼 行男)

### D.5.2 サーベイメータ等の管理

1996年度におけるサーベイメータの保有台数は280台であった。機種別の保有台数及び故障台数を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、比例計数管式サーベイメー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、延べ515台実施した。年間の故障台数は61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。

(倉持 彰彦)

Table D.5.2-1 サーベイメータ等の保有台数、校正台数及び故障台数

(大洗研究所、1996年度)

サーベイメータ等の種類	保有台数	校正台数	故障台数
GM管式サーベイメータ	75	150	14
電離箱式サーベイメータ	61	103	8
半導体式サーベイメータ	5	5 * <sup>1</sup>	0
シンチレーション式サーベイメータ	11	11 * <sup>1</sup>	0
比例計数管式サーベイメータ	7	7 * <sup>1</sup>	0
表面汚染検査用サーベイメータ(α線用)	40	79	17
表面汚染検査用サーベイメータ(β線用)	81	160	22
警報付ポケット線量計	52	52 * <sup>1</sup>	3
ポケット線量計	1309	750 * <sup>1</sup>	39
合 計 * <sup>2</sup>	280	515	61

\*<sup>1</sup> 年1回校正

\*<sup>2</sup> 警報付ポケット線量計及びポケット線量計を除く。

### D.5.3 放射線モニタ等の管理

1996年度には、廃棄物管理施設の一部（ $\alpha$ 固体貯蔵施設：ガンマ線エリアモニタ 3 CH, 排気ダストモニタ 2 CH）の更新が行われた。

各施設に設置されている放射線モニタ及び空気吸引装置等の定期点検校正は、基本的に年1回とし、老朽化による故障頻度の上昇が考えられる施設については年2回実施することにより、これら機器の性能維持に努めた。

年間の故障発生件数は62件であり、その主な機種はハンドフットクロスモニタ及び吸引装置等であった。機種別の故障発生件数をTable D.5.3-1に示す。

(倉持 彰彦)

Table D.5.3-1 放射線管理用モニタの故障発生件数

(大洗研究所, 1996年度)

モニタ類	故障件数
ガンマ線エリアモニタ	6
可搬型ガンマ線エリアモニタ	3
中性子線エリアモニタ	2
室内ダストモニタ	4
室内ガスマニタ	0
排気ダストモニタ	6
排気ガスマニタ	1
水モニタ	0
臨界警報装置	1
ハンドフットクロスモニタ ( $\alpha$ 線用)	2
" ( $\beta$ 線用)	14
フットモニタ	0
体表面モニタ	0
ガンマ線モニタ	2
大気塵モニタ	0
排水モニタ	0
移動型モニタリング設備	0
記録計, 放射線モニタ盤, 吸引装置等	21
合計	62

#### D.5.4 放射線管理試料の計測

施設及び環境の放射線管理試料における測定精度の一元的な維持に加えて業務の効率化を図るため、試料を集中して測定する「試料集中計測」体制を整備し、この体制による測定業務を1996年10月から安全管理棟の計測室で開始した。

整備した計測器の種類、測定対象試料の主な測定条件及び検出限界をTable D.5.4-1に示す。また、1996年度において計測した試料の種類及び試料数をTable D.5.4-2に示す。

(秋野 仁志)

Table D.5.4-1 試料集中計測対象試料の種類、主な測定条件及び検出限界

(大洗研究所、1996年度)

測定器	測定線種	検出器	試料種類	計数効率(%)	測定時間	検出限界(Bq/試料)
低パックグラウンド計数装置 (1台)	$\alpha$ 線	ZnS(Ag)	HE-40T	25	10 min.	0.085
		環	HE-40T及び蒸発乾固試料皿	22~25	20 min.	0.05~0.065
$\beta$ 線	ガスフローカウンタ	HE-40T	35	10 min.	0.09	
		環	HE-40T及び蒸発乾固試料皿	35	20 min.	0.065
$\gamma$ 線波高分析用 Ge半導体検出器 (2台)	$\gamma$ 線	灰化、海水及び 降下塵等	5~12	20 min.	0.05~0.065	
		HE-40T	2.0 ( $^{60}\text{Co}$ )	50 min.	0.4	
低バッケージ液体シンチレーションカウンタ (2台)	$\beta$ 線	CHC-50	3.0 ( $^{131}\text{I}$ )	50 min.	1.0	
		ポリ瓶(500ml)	0.4 ( $^{60}\text{Co}$ )	50 min.	2.0	
低バッケージ液体シンチレーションカウンタ (2台)	$\beta$ 線	灰化、海水及び 降下塵等	1.5 ( $^{60}\text{Co}$ )	22 h	0.04	
		陸土及び海底土等	0.5~1.5 ( $^{60}\text{Co}$ )	22 h	0.04~0.15	
低バッケージラウンド 液体シンチレーションカウンタ (2台)	軟 $\beta$ 線	バイアル瓶 (20ml)	15	30 min.	0.2	
		環 バイアル瓶 (100ml)	22	100 min.	0.08	
施：施設試料 環：環境試料						

Table D.5.4-2 施設及び環境の各種放射線管理試料の測定内訳

(大洗研究所, 1996年度)

	測定器 試料種類	低バックグラウ ンド計数装置	$\gamma$ 線波高分析用 Ge半導体検出器	低バックグラウンド液体シ ンチレーションカウンタ
施 設 試 料	塵 埃 HE-40T及び CHC-50	439	441	
	排 水	—	56	—
	排気トリチウム			42
環 境 試 料	塵 埃 HE-40T及び 降下塵等	58	22	
	土 壤 類 陸土, 海底土及び 近辺土砂等	16	16	
	農 産 物 葉菜及び精米等	2	3	
	海 産 物 魚類及び貝類等	3	3	
	陸 水 湖沼水及び飲料水	18	17	10
	海 水	8	16	
	排 水	41	41	43

# 1 E 関西研究所

## 1E.1 放射線管理

### E.1.1 概 要

1995年10月に発足した関西研究所の原子力施設は、兵庫県の大型放射光施設（SPring-8）と大阪府の寝屋川事務所（放射線障害防止法の使用許可では「関西研究所」である。）である。

大型放射光施設の放射線障害防止法の使用許可は、原研、理化学研究所（理研）及び財高輝度光科学研究所センター（財團）の3法人連名で取得するという我が国初の形態をとっている。放射線安全に係る業務は、前記3法人の協定により「3法人が一体的かつ一元的に共同して行い、これを財團が代表して実施し、これに原研及び理研が協力する。」と定められている。この協定の主旨に則って制定された3法人連名の「大型放射光施設放射線障害予防規程」の保安管理組織には、原研は理事長のみ記載されている。この規程を運用する場合、原研の理事長の責務を果すための原研内保安管理組織の職務を明確にする必要がある。このため、原研内における異常等発生時の通報連絡、保安関係規程の下部規則等の制定権の委任、安全審査、放射線業務従事者の所内指定権者と被ばく管理（登録）の流れ、特殊健康診断、保安教育訓練などの、原研のこれまでの管理方式を踏襲するために必要な最低限度の規定を所内自主規程として「大型放射光施設放射線障害予防実施規程」を制定した。施設の建設は順調に進行して、原研の建設担当である線型加速器及びシンクロトロンの施設検査に合格し、1997年10月の一般供用運転開始に向かって、放射線管理設備の整備、施設検査中の放射線管理を滞りなく実施している。

寝屋川事務所の照射施設は、老朽化が著しく、性能を維持するためには相当の維持費を必要とすること、原研の照射施設を使用する研究テーマは高崎研で集中して行うことになったこと、所外の照射利用件数が高崎研及び東海研と比較して極めて少ないとこと、今後の共同利用は高崎研及び東海研で行えることなどの理由で、1996年度をもって廃止することとなり、その廃止措置を実施した。

この中で、特殊健康診断結果及び一般健康診断結果の保存については、1990年のOA化前の記録の多くは特殊健康診断結果が一般健康診断結果と同一ファイルで保存されており、膨大になっている退職者のファイルが一般健康診断記録の法定保存年限の5年を超えた時に廃棄されるおそれのあることが分った。原研としての一元的な管理が望まれる。

(佐々木 幸男)

### E.1.2 大型放射光施設放射線監視設備の概要

大型放射光施設（Spring-8）は、シンクロトロン放射によって発生する放射光を利用して、構造解析、材料開発、医学診断等の多様な研究を行うための大型加速器施設であり、電子ビームを8GeVまで加速するための入射器系施設（直線加速装置及びシンクロトロン）と電子ビームを蓄積・貯蔵し放射光利用実験を行うための蓄積リング施設から構成されている。

本施設の建設は、日本原子力研究所と理化学研究所の共同プロジェクトとして進められており、1997年秋の供用開始を目指し、1996年8月から試験運転が行われている。

#### (1) 放射線管理上の特徴

Spring-8においては、放射線管理を行う上で以下の特徴を考慮する必要がある。

- (a) 発生する放射線（光子）が数keVから数GeVという極めて広いエネルギー範囲を有するパルス状放射線である。
- (b) 高エネルギー光子及び中性子と加速器機器、空気、冷却水等との相互作用により放射化生成物が発生する。
- (c) 施設の規模が大きいため管理対象エリアが広く、かつ、広範囲に分散している。
- (d) 施設内における電磁波等のノイズレベルが高く、モニタリング機器に影響を及ぼす可能性がある。

#### (2) 放射線モニタの概要

Spring-8の放射線モニタは、エリアモニタと空気モニタに大別される。

エリアモニタは、加速器運転中のビーム損失状況の監視、作業環境中及び管理区域境界における線量当量率変動の監視を目的として、インターロックエリア内に高レンジモニタを、管理区域内の人が常時立ちに入るエリアに低レンジモニタを、管理区域境界近傍に環境レベルモニタを設置した。これらのエリアモニタのうち、ビーム損失状況の設計条件からの逸脱を監視する上で重要なモニタについては、加速器のインターロックシステムに組み込まれている。

空気モニタは、高エネルギー光子及び中性子と空気中に存在する原子の核反応によって生成する<sup>13</sup>N、<sup>15</sup>O、<sup>41</sup>Ar、<sup>7</sup>Be等の排気中濃度及び室内濃度を監視するためのガスマニタ及びダストモニタである。事前評価の結果、その生成量が放射線管理上無視できないエリアについては、当該エリアからの排出空気を連続監視するため、排気ガスマニタ及び排気ダストモニタを設置した。さらに、特に放射化物の生成量が多いと考えられるエリアについては、排気モニタに加えて、室内ガスマニタ及び室内ダストモニタを設置し、加速器停止後、放射線業務従事者が作業を行う際に、作業環境中の空気中濃度を連続監視できるものとした。

Table E.1.2-1に各モニタの概略仕様及び数量を示す。

#### (3) モニタ設計上の改善点

##### (a) パルス放射線に対する検討

Spring-8で加速器運転中に発生する放射線は、パルス状放射線であるため、パルス応答特性の良好なエリアモニタが要求される。原子力施設で一般的に使用されている光子用モニタは、パルス放射線場では積算線量計に対して1/10から1/100の応答特性しか有していないものが

多い。このため、Spring-8では、光子用検出器にパルス応答特性が良好な電離箱を選定するとともに、導入する測定系の応答特性を事前に確認の上、採用した。なお、事前確認の結果では、パルス幅40ns、 $1\text{ }\mu\text{s}$ 及び8ms、繰返周波数1Hzの条件で、積算線量計に対し、約1/2の応答特性が得られている。光子用エリアモニタのパルス応答特性をFig. E.1.2-1に示す。

#### (b) 低エネルギー光子に対する検討

蓄積リング施設の実験ホールでは、30keV以下の光子が主成分である放射光の利用を行う。一方、原子力施設で使用されている光子用モニタは、一般的に30keV以下は感度がない。このため、実験ホールには、通常の $\gamma$ 線エリアモニタの他に組織等価型電離箱を用いたX線用エリアモニタを設置し、放射光の漏洩を監視するものとした。このX線用エリアモニタは、予備実験により、10keVの光子まで十分な感度を有することを確認した。

また、Spring-8では、個人被ばく線量計として、ガラス線量計を採用したが、このガラス線量計についても従来品の $\beta$ 線用窓を利用して10keVまでの光子を評価可能なように改良したシステムを導入した。

X線用エリアモニタ及びガラス線量計のエネルギー特性をFig. E.1.2-2に示す。

#### (c) ガスモニタの検出下限濃度に対する検討

Spring-8における生成核種のうち、主要な $^{13}\text{N}$ 、 $^{15}\text{O}$ 、 $^{41}\text{Ar}$ 等については、一般的なガスモニタで排気中濃度限度以下の検出下限を得ることは困難である。そこで、排気ガスモニタとして、高感度ガスモニタを新しく開発した。このモニタは、大面積プラスチックシンチレーション検出器2台をガスサンプラー内に対面設置し、反同時計数を行うことにより高感度の測定を可能としたものである。実ガス校正の結果、本モニタが、 $^{41}\text{Ar}$ に対して排気中濃度限度（ $5 \times 10^{-4}\text{Bq/cm}^3$ ）以下の検出下限濃度を有することを確認した。

#### (d) システムの効率化及び信頼性向上に関する検討

Spring-8の放射線モニタは、広範囲に分散して設置され、また、施設内の電磁波ノイズのレベルが極めて高くなるため、以下の対策により、システムの効率化及び信頼性向上を図っている。

- (i) エリアを6つに分け、各エリア毎に放射線監視盤を設置し、通線距離の短縮化を図る。
- (ii) 検出部、計測部、電源部を現場に配置し、現場と放射線監視盤を光ケーブルによるデジタル回線で接続することで、ノイズによる影響の低減化及び電源ラインの短縮化を図る。
- (iii) 放射線監視盤毎にGP-IBインターフェイスを介してパーソナルコンピュータでデータ収集を行うことにより、システムの分散化とホスト計算機の負荷軽減を図る。
- (iv) 警報信号については、計算機により測定データとともに収集、監視されるラインと、デジタル光回線で放射線監視盤から中央放射線監視室の警報表示盤に直接伝送・表示されるラインの2系統を設けて多重化を図る。

これらの対策によって、広範囲に分散した計84系統のモニタの測定データ、警報信号を確実に伝送することが可能となっている。

（宮本 幸博）

Table E.1.2-1 大型放射光施設放射線監視設備の概略仕様

モニタ種別	検出器	数量	概略仕様
環境レベルエリアモニタ ( $\gamma$ 線用)	A r 封入球形電離箱	4	エネルギー範囲: 80keV ~ 7MeV 指示範囲: $10^{-2} \sim 10^4 \mu\text{Sv}/\text{h}$
環境レベルエリアモニタ (中性子線用)	${}^3\text{He}$ 比例計数管	4	エネルギー範囲: 0.025eV ~ 15MeV 指示範囲: $10^{-2} \sim 10^4 \mu\text{Sv}/\text{h}$
低レンジエリアモニタ ( $\gamma$ 線用)	A r 封入電離箱	19	エネルギー範囲: 60keV ~ 7MeV 指示範囲: $10^{-4} \sim 10^0 \text{mSv}/\text{h}$
低レンジエリアモニタ (X線用)	組織等価型電離箱	9	エネルギー範囲: 20keV ~ 1MeV 指示範囲: $10^{-3} \sim 10^1 \text{mSv}/\text{h}$
低レンジエリアモニタ (中性子線用)	${}^3\text{He}$ 比例計数管	10	エネルギー範囲: 0.025eV ~ 15MeV 指示範囲: $10^{-4} \sim 10^1 \text{mSv}/\text{h}$
高レンジエリアモニタ ( $\gamma$ 線用)	X e 封入電離箱	9	エネルギー範囲: 60keV ~ 7MeV 指示範囲: $10^{-2} \sim 10^4 \text{mSv}/\text{h}$
高レンジエリアモニタ (中性子線用)	$\text{BF}_3$ 比例計数管	9	エネルギー範囲: 0.025eV ~ 15MeV 指示範囲: $10^{-2} \sim 10^4 \text{mSv}/\text{h}$
排気ダストモニタ	Si 半導体	5	検出下限濃度: $3.7 \times 10^{-6} \text{Bq}/\text{cm}^3$ 指示範囲: $10^{-1} \sim 10^5 \text{cps}$
排気ガスマニタ	大面積プラスチックシンチレータ	4	検出下限濃度: $3.7 \times 10^{-4} \text{Bq}/\text{cm}^3 ({}^{41}\text{Ar})$ 指示範囲: $10^{-1} \sim 10^5 \text{cps}$
	通気型電離箱	1	検出下限濃度: $5 \times 10^{-3} \text{Bq}/\text{cm}^3 ({}^3\text{H})$ 指示範囲: $10^{-3} \sim 10^6 \text{Bq}/\text{cm}^3$
室内ダストモニタ	Si 半導体	4	検出下限濃度: $3.7 \times 10^{-6} \text{Bq}/\text{cm}^3$ 指示範囲: $10^{-1} \sim 10^5 \text{cps}$
室内ガスマニタ	プラスチックシンチレータ	2	検出下限濃度: $3.7 \times 10^{-3} \text{Bq}/\text{cm}^3 ({}^{41}\text{Ar})$ 指示範囲: $10^{-1} \sim 10^5 \text{cps}$
	通気型電離箱	2	検出下限濃度: $7 \times 10^{-1} \text{Bq}/\text{cm}^3 ({}^3\text{H})$ 指示範囲: $10^{-2} \sim 10^3 \text{Bq}/\text{cm}^3$
ハンドフットクロスモニタ ( $\beta$ 線用)	プラスチックシンチレータ	1	検出下限密度: $\beta$ 線 $0.2 \text{ Bq}/\text{cm}^2$
ハンドフットクロスモニタ ( $\alpha$ ・ $\beta$ 線用)	ZnS(Ag)シンチレータ プラスチックシンチレータ	1	検出下限密度: $\alpha$ 線 $0.04 \text{ Bq}/\text{cm}^2$ $\beta$ 線 $0.2 \text{ Bq}/\text{cm}^2$

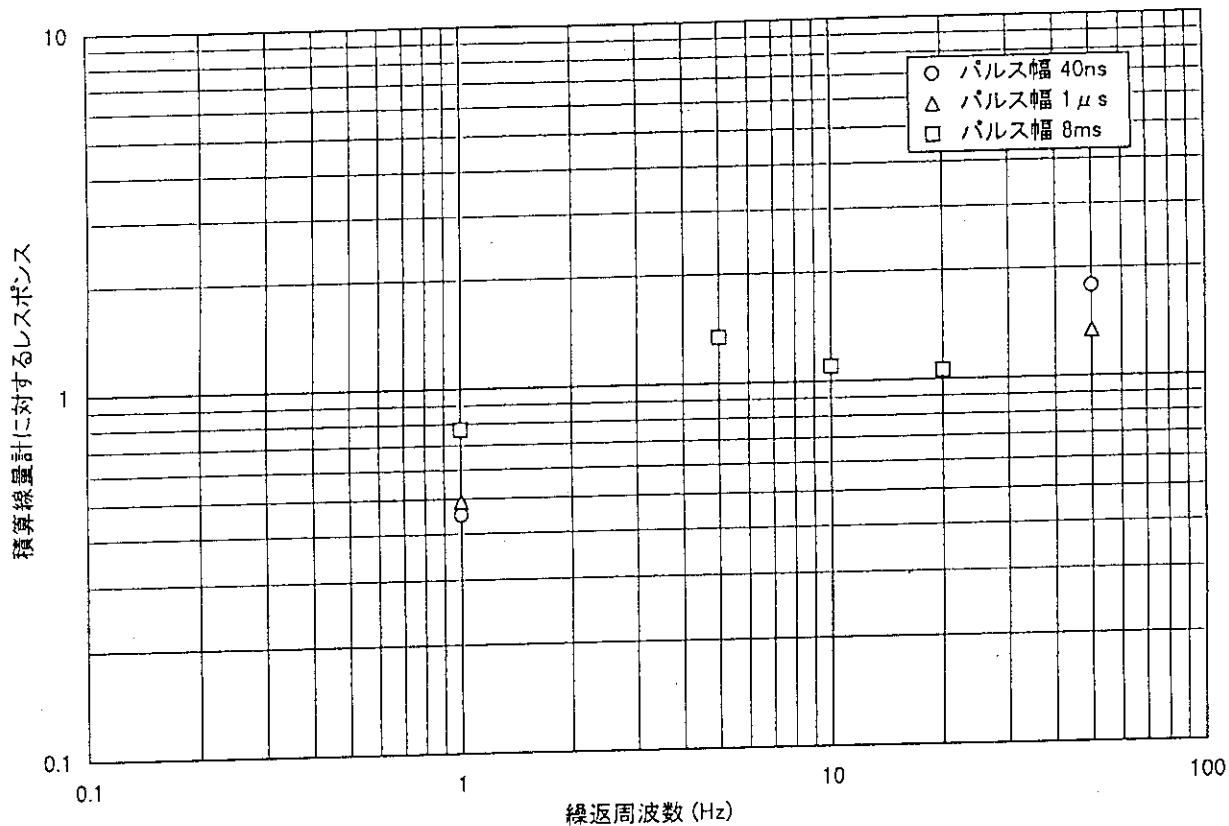


Fig. E.1.2-1 光子用エリアモニタのパレス応答特性

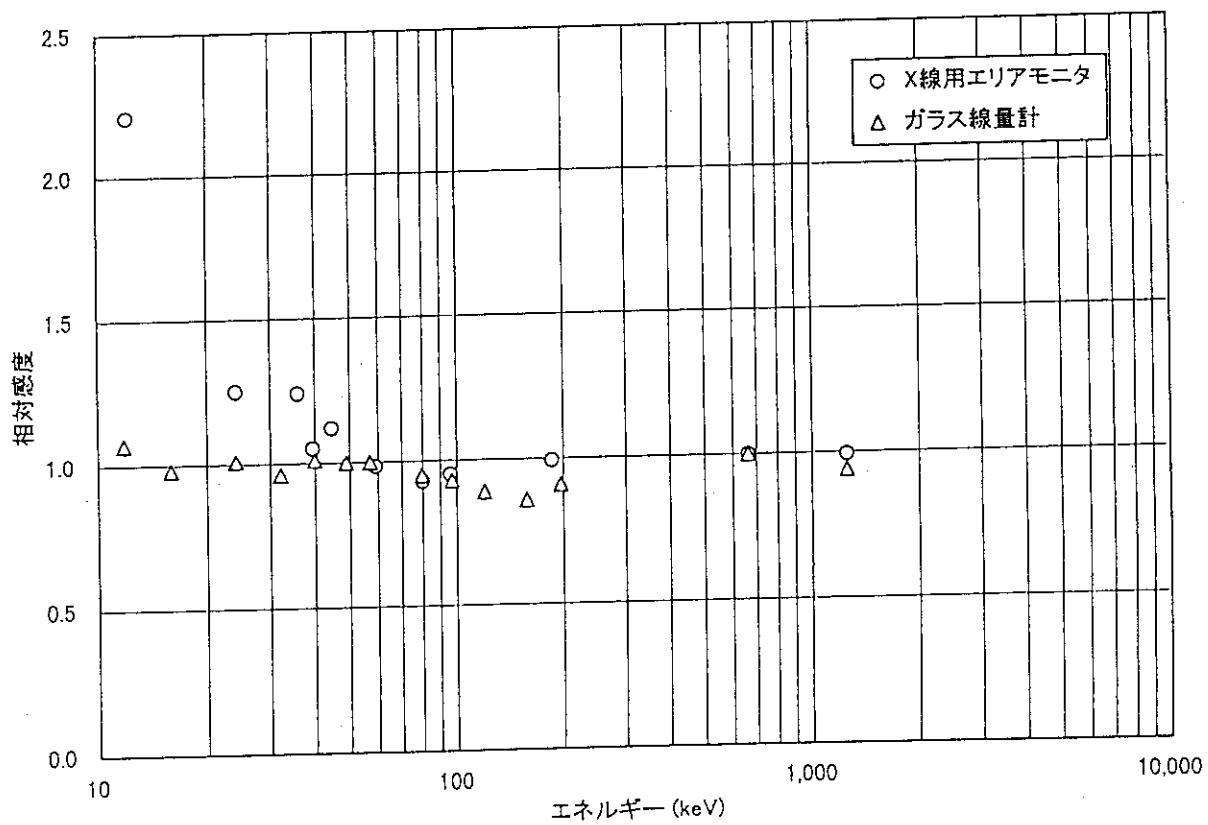


Fig. E.1.2-2 低エネルギーX線に対するエネルギー特性

### E.1.3 大型放射光施設におけるバックグラウンド調査

#### (1) 調査の概要

大型放射光施設（Spring-8）のバックグラウンド調査は、敷地内の大まかな造成工事が終った1994年7月から1996年7月までの2年間にわたり、放射線量及び環境試料中の放射能について実施した。調査地点は施設稼働後も環境条件が大きく変わらず、加速器施設からの影響をモニタリングできる地点として、加速器施設近傍及び敷地外周並びにトリチウム測定のための河川等の合計15箇所を選定した。Fig. E.1.3-1に調査地点及び調査対象項目を示す。

#### (2) 放射線量の測定

積算線量の測定には、 $\gamma$ 線及び熱中性子線用にガラス線量計（GD402:東芝ガラス）を、速中性子線用にエッチピット線量計（CR-39, 0.23cm<sup>2</sup>:千代田テクノル）を使用し、敷地内10箇所に設置した木箱内に3個ずつ配置して四半期ごとに交換した。 $\gamma$ 線の空気吸収線量は、あらかじめ標準照射を行い換算係数を求めて評価した。

線量率測定及び $\gamma$ 線パルス波高分析は、敷地内4箇所を4月と10月の年2回実施した。 $\gamma$ 線空気吸収線量率測定には、可搬型モニタリングポスト（加圧式球形電離箱 NDH2001:富士電機）を使用した。 $\gamma$ 線パルス波高分析には可搬型Ge半導体検出器(GEM-20180-P-LP: EG&G ORTEC)及び波高分析装置(Normad Plus: EG&G ORTEC)を使用し、自然 $\gamma$ 線と宇宙線に着目してエネルギー幅を14keV～3MeV及び0.1MeV～25MeVに設定して測定した。中性子線測定には、<sup>3</sup>He検出器を用いて厚さ2.6, 4.6, 8.6, 20cmのポリエチレン製減速材を検出器に被せた状態及び未装着の状態で測定し、SAND IIコードによりアンホールディングして、中性子線量当量率に換算した<sup>1)</sup>。

#### (3) 環境試料中放射能の測定

環境水は、四半期ごとに敷地内の2箇所（三原栗山自然池、北西方向砂防ダム）及び敷地外の2箇所（長谷ダム、鞍居川・千種川合流地点）で採取した。土壤、植物及び空気中塵埃は、半年ごとに敷地内4箇所で採取した。それぞれの試料は東海研究所に持ち帰り分析を行った。環境水については、蒸留または乾燥の前処理を行い、<sup>3</sup>H、全 $\alpha$ 及び全 $\beta$ の放射能濃度を測定した。土壤及び植物については、乾燥及び灰化の前処理をして $\gamma$ 線核種分析を行い、それぞれの放射能濃度を測定した。

#### (4) まとめ

ガラス線量計による $\gamma$ 線空気吸収線量及び可搬型モニタリングポストによる $\gamma$ 線空気吸収線量率の測定結果をTable E.1.3-1, Table E.1.3-2に示す。10地点の測定結果は、平均58.3nGy/h、最大77nGy/h（宇宙線を含む。）であり、測定ポスト間の比較では、平均の最大値は、ポスト1（正門脇）で73.5nGy/h(71～77nGy/h)、平均の最小値は、ポスト4（敷地南側）で43.1nGy/h(39～45nGy/h)で場所による差異が多少認められた。熱中性子線については、全て検出下限未満であった。

アンホールディングした中性子線スペクトルをFig. E.1.3-2に示す（比較のため原研東海研究所第1研究棟での結果も併せて示す）。評価エネルギーを20MeV未満としICRP-51のデータを用いて評価した中性子線量当量率は、3.7nSv/h（評価エネルギー400MeV未満で6.9nSv/h、1994年

10月現在) であった。

環境水の放射能濃度測定結果をTable. E. 1.3-3に示す。全 $\alpha$ 計測は、全て検出下限値( $<1.2 \times 10^{-4} \text{Bq}/\text{cm}^3$ )未満、全 $\beta$ 計測は、最大 $2.2 \times 10^{-4} \text{Bq}/\text{cm}^3$ 、 ${}^3\text{H}$ 計測は、最大 $4.9 \times 10^{-3} \text{Bq}/\text{cm}^3$ であった。土壤及び植物の測定結果をTable E. 1.3-4に示す。 ${}^7\text{Be}$ 、 ${}^{137}\text{Cs}$ が検出されているが、バックグラウンドレベルであった。空気中塵埃の $\gamma$ 線核種分析結果は、全て検出下限値未満であった。

今回の調査で得られたバックグラウンドデータは、大型放射光施設が稼働する前の基礎データとして、今後施設からの環境への影響評価または施設周辺のバックグラウンドの変動を考察する上で重要かつ貴重なデータである。現在も継続してガラス線量計による積算線量及び環境水等の放射能測定を実施しているところであり、さらに長期的にバックグラウンドデータの蓄積を図って行く。

(植田 久男)

#### 参考文献

- 1) 浅野 芳裕ほか：保健物理学会第30回研究発表会要旨集, 14, (1995)

Table E. 1.3-1 ガラス線量計による $\gamma$ 線空気吸収線量率測定結果  
(単位: nGy/h)

測定期間	測定日数	測定場所									
		ポスト1	ポスト2	ポスト3	ポスト4	ポスト5	ポスト6	ポスト7	ポスト8	ポスト9	ポスト10
H6. 7. 20～H6. 10. 27	84	73	59	50	42	48	67	73	53	50	57
H6. 10. 27～H7. 1. 31	85	72	61	50	43	43	68	69	52	50	56
H7. 1. 31～H7. 4. 27	86	71	58	48	39	46	67	71	51	47	55
H7. 4. 27～H7. 7. 18	82	73	64	52	45	45	71	74	53	51	58
H7. 7. 18～H7. 10. 17	91	75	64	53	44	50	73	75	56	51	59
H7. 10. 17～H8. 1. 17	92	75	64	54	45	47	71	73	52	53	61
H8. 1. 17～H8. 4. 17	91	72	64	51	42	47	71	74	54	48	56
H8. 4. 17～H8. 7. 09	83	77	73	54	45	48	74	77	54	52	59

Table E. 1.3-2 加圧式球形電離箱による $\gamma$ 線空気吸収線量率測定結果  
(単位: nGy/h)

測定期間	測定場所			
	ポスト2	ポスト6	ポスト8	ポスト10
平成6年10月	77 (10/26)	80 (10/25)	60 (10/27)	76 (10/27)
平成7年4月	77 (4/26)	83 (4/24)	57 (4/27)	74 (4/27)
平成7年10月	72 (10/16)	74 (10/17)	52 (10/19)	66 (10/19)
平成8年4月	83 (4/15)	81 (4/17)	56 (4/18)	68 (4/18)

Table E.1.3-3 環境水の全 $\alpha$ 、全 $\beta$ 及び ${}^3\text{H}$ 放射能濃度測定結果(単位 :  $\text{Bq}/\text{cm}^3$ )

	採取場所	H6年7月	H6年10月	H7年1月	H7年4月	H7年7月	H7年10月	H8年1月	H8年4月
$\alpha$	B-1 三原栗山自然池	$<9.4 \times 10^{-5}$	$<1.0 \times 10^{-4}$	$<8.0 \times 10^{-5}$	$<6.7 \times 10^{-5}$	$<1.0 \times 10^{-4}$	$<1.0 \times 10^{-4}$	$<8.2 \times 10^{-5}$	$<9.2 \times 10^{-5}$
	B-2 北西方向砂防ダム	$<9.0 \times 10^{-5}$	$<9.8 \times 10^{-5}$	$<1.0 \times 10^{-4}$	$<7.1 \times 10^{-5}$	$<9.3 \times 10^{-5}$	$<8.2 \times 10^{-5}$	$<9.5 \times 10^{-5}$	$<1.2 \times 10^{-4}$
	B-3 長谷ダム	$<9.2 \times 10^{-5}$	$<9.4 \times 10^{-5}$	$<8.2 \times 10^{-5}$	$<6.9 \times 10^{-5}$	$<8.9 \times 10^{-5}$	$<6.7 \times 10^{-5}$	$<1.0 \times 10^{-4}$	$<8.0 \times 10^{-5}$
	B-4 鞍居川・千種川合流点	$<9.1 \times 10^{-5}$	$<9.2 \times 10^{-5}$	$<6.9 \times 10^{-5}$	$<8.2 \times 10^{-5}$	$<9.8 \times 10^{-5}$	$<7.1 \times 10^{-5}$	$<1.1 \times 10^{-4}$	$<8.1 \times 10^{-5}$
$\beta$	B-1 三原栗山自然池	$<1.4 \times 10^{-4}$	$<1.7 \times 10^{-4}$	$2.0 \times 10^{-4}$	$<1.3 \times 10^{-4}$	$<1.6 \times 10^{-4}$	$<1.7 \times 10^{-4}$	$<1.2 \times 10^{-4}$	$<1.4 \times 10^{-4}$
	B-2 北西方向砂防ダム	$1.3 \times 10^{-4}$	$2.2 \times 10^{-4}$	$<1.3 \times 10^{-4}$	$<1.4 \times 10^{-4}$	$<1.9 \times 10^{-4}$	$<1.5 \times 10^{-4}$	$<1.2 \times 10^{-4}$	$<1.4 \times 10^{-4}$
	B-3 長谷ダム	$1.2 \times 10^{-4}$	$<1.5 \times 10^{-4}$	$<1.4 \times 10^{-4}$	$1.5 \times 10^{-4}$	$<1.3 \times 10^{-4}$	$<1.7 \times 10^{-4}$	$<1.2 \times 10^{-4}$	$<1.3 \times 10^{-4}$
	B-4 鞍居川・千種川合流点	$1.3 \times 10^{-4}$	$<1.5 \times 10^{-4}$	$<1.6 \times 10^{-4}$	$<1.6 \times 10^{-4}$	$<1.3 \times 10^{-4}$	$<1.6 \times 10^{-4}$	$<1.5 \times 10^{-4}$	$<1.4 \times 10^{-4}$
リチウム	B-1 三原栗山自然池	$2.6 \times 10^{-3}$	$1.9 \times 10^{-3}$	$1.2 \times 10^{-3}$	$1.2 \times 10^{-3}$	$2.8 \times 10^{-3}$	$<6.8 \times 10^{-4}$	$7.2 \times 10^{-4}$	$1.0 \times 10^{-3}$
	B-2 北西方向砂防ダム	$2.3 \times 10^{-3}$	$2.4 \times 10^{-3}$	$1.3 \times 10^{-3}$	$2.4 \times 10^{-3}$	$2.8 \times 10^{-3}$	$<6.5 \times 10^{-4}$	$6.3 \times 10^{-4}$	$1.2 \times 10^{-3}$
	B-3 長谷ダム	$2.6 \times 10^{-3}$	$3.0 \times 10^{-3}$	$1.4 \times 10^{-3}$	$3.2 \times 10^{-3}$	$3.1 \times 10^{-3}$	$<6.7 \times 10^{-4}$	$<5.9 \times 10^{-4}$	$1.1 \times 10^{-3}$
	B-4 鞍居川・千種川合流点	$3.6 \times 10^{-3}$	$4.9 \times 10^{-3}$	$9.4 \times 10^{-4}$	$1.1 \times 10^{-3}$	$3.3 \times 10^{-3}$	$<6.6 \times 10^{-4}$	$<5.9 \times 10^{-4}$	$7.5 \times 10^{-4}$

Table E. 1.3-4 土壌・植物中の放射能濃度測定結果

核種	採取場所	土 壊 (Bq/g 乾土)				植 物 (Bq/g 生)			
		H6年7月	H7年1月	H7年7月	H8年1月	H6年7月	H7年1月	H7年7月	H8年1月
<sup>7</sup> Be	A-1 正門脇	<9.4×10 <sup>-3</sup>	<6.6×10 <sup>-3</sup>	<5.2×10 <sup>-3</sup>	<5.6×10 <sup>-3</sup>	1.5×10 <sup>-2</sup>	1.3×10 <sup>-2</sup>	8.7×10 <sup>-3</sup>	9.7×10 <sup>-3</sup>
	A-2 三原栗山山頂	9.4×10 <sup>-3</sup>	<4.4×10 <sup>-3</sup>	<4.9×10 <sup>-3</sup>	<3.9×10 <sup>-3</sup>	3.3×10 <sup>-2</sup>	3.7×10 <sup>-2</sup>	2.7×10 <sup>-2</sup>	1.7×10 <sup>-2</sup>
	A-3 敷地南側	<8.1×10 <sup>-3</sup>	7.7×10 <sup>-3</sup>	1.5×10 <sup>-2</sup>	<4.5×10 <sup>-3</sup>	2.7×10 <sup>-2</sup>	2.5×10 <sup>-2</sup>	3.7×10 <sup>-2</sup>	1.9×10 <sup>-2</sup>
	A-4 東門脇	<1.2×10 <sup>-2</sup>	<7.2×10 <sup>-2</sup>	5.5×10 <sup>-3</sup>	<7.0×10 <sup>-3</sup>	1.3×10 <sup>-2</sup>	1.1×10 <sup>-2</sup>	1.4×10 <sup>-2</sup>	6.5×10 <sup>-3</sup>
<sup>54</sup> Mn	A-1 正門脇	<1.4×10 <sup>-2</sup>	<8.4×10 <sup>-3</sup>	<6.2×10 <sup>-3</sup>	<6.4×10 <sup>-3</sup>	<2.1×10 <sup>-3</sup>	<1.8×10 <sup>-3</sup>	<6.7×10 <sup>-4</sup>	<1.2×10 <sup>-3</sup>
	A-2 三原栗山山頂	<9.1×10 <sup>-3</sup>	<6.0×10 <sup>-3</sup>	<6.4×10 <sup>-3</sup>	<4.6×10 <sup>-3</sup>	<1.4×10 <sup>-3</sup>	<5.6×10 <sup>-4</sup>	<7.7×10 <sup>-4</sup>	
	A-3 敷地南側	<1.0×10 <sup>-2</sup>	<4.9×10 <sup>-3</sup>	<5.0×10 <sup>-2</sup>	<5.7×10 <sup>-3</sup>	<1.4×10 <sup>-3</sup>	<1.1×10 <sup>-3</sup>	<5.8×10 <sup>-4</sup>	<7.7×10 <sup>-4</sup>
	A-4 東門脇	<1.5×10 <sup>-2</sup>	<7.0×10 <sup>-3</sup>	<6.7×10 <sup>-3</sup>	<8.1×10 <sup>-3</sup>	<1.2×10 <sup>-3</sup>	<1.5×10 <sup>-3</sup>	<1.1×10 <sup>-3</sup>	<1.4×10 <sup>-3</sup>
<sup>59</sup> Fe	A-1 正門脇	<1.2×10 <sup>-3</sup>	<8.7×10 <sup>-4</sup>	<5.0×10 <sup>-4</sup>	<5.6×10 <sup>-4</sup>	<1.7×10 <sup>-4</sup>	<1.7×10 <sup>-4</sup>	<6.2×10 <sup>-5</sup>	<9.1×10 <sup>-5</sup>
	A-2 三原栗山山頂	<4.4×10 <sup>-4</sup>	<5.7×10 <sup>-4</sup>	<4.7×10 <sup>-4</sup>	<3.2×10 <sup>-4</sup>	<7.4×10 <sup>-5</sup>	<9.1×10 <sup>-5</sup>	<5.0×10 <sup>-5</sup>	<5.4×10 <sup>-5</sup>
	A-3 敷地南側	<6.2×10 <sup>-4</sup>	<4.8×10 <sup>-4</sup>	<3.5×10 <sup>-4</sup>	<3.5×10 <sup>-4</sup>	<8.1×10 <sup>-5</sup>	<7.7×10 <sup>-5</sup>	<5.2×10 <sup>-5</sup>	<4.8×10 <sup>-5</sup>
	A-4 東門脇	<5.8×10 <sup>-4</sup>	<6.5×10 <sup>-4</sup>	<4.4×10 <sup>-4</sup>	<5.1×10 <sup>-4</sup>	<1.0×10 <sup>-4</sup>	<1.1×10 <sup>-4</sup>	<9.3×10 <sup>-5</sup>	<7.8×10 <sup>-5</sup>
<sup>60</sup> Co	A-1 正門脇	<2.5×10 <sup>-3</sup>	<1.8×10 <sup>-3</sup>	<1.7×10 <sup>-3</sup>	<1.6×10 <sup>-3</sup>	<3.9×10 <sup>-4</sup>	<3.1×10 <sup>-4</sup>	<1.9×10 <sup>-4</sup>	<3.2×10 <sup>-4</sup>
	A-2 三原栗山山頂	<1.3×10 <sup>-3</sup>	<9.2×10 <sup>-4</sup>	<1.5×10 <sup>-3</sup>	<8.3×10 <sup>-4</sup>	<2.7×10 <sup>-4</sup>	<2.3×10 <sup>-4</sup>	<1.6×10 <sup>-4</sup>	<1.8×10 <sup>-4</sup>
	A-3 敷地南側	<1.3×10 <sup>-3</sup>	<7.4×10 <sup>-4</sup>	<1.0×10 <sup>-3</sup>	<1.1×10 <sup>-3</sup>	<2.2×10 <sup>-4</sup>	<2.0×10 <sup>-4</sup>	<1.6×10 <sup>-4</sup>	<1.8×10 <sup>-4</sup>
	A-4 東門脇	<1.9×10 <sup>-3</sup>	<9.6×10 <sup>-4</sup>	<1.3×10 <sup>-3</sup>	<1.4×10 <sup>-3</sup>	<2.4×10 <sup>-4</sup>	<3.0×10 <sup>-4</sup>	<2.9×10 <sup>-4</sup>	<4.4×10 <sup>-4</sup>
<sup>134</sup> Cs	A-1 正門脇	<9.9×10 <sup>-4</sup>	<8.2×10 <sup>-4</sup>	<5.9×10 <sup>-4</sup>	<1.1×10 <sup>-4</sup>	<1.4×10 <sup>-4</sup>	<1.4×10 <sup>-4</sup>	<7.3×10 <sup>-5</sup>	<2.1×10 <sup>-4</sup>
	A-2 三原栗山山頂	<5.4×10 <sup>-4</sup>	<4.3×10 <sup>-4</sup>	<5.9×10 <sup>-4</sup>	<3.9×10 <sup>-4</sup>	<8.9×10 <sup>-5</sup>	<8.8×10 <sup>-5</sup>	<6.2×10 <sup>-5</sup>	<7.0×10 <sup>-5</sup>
	A-3 敷地南側	<6.1×10 <sup>-4</sup>	<3.8×10 <sup>-4</sup>	<4.1×10 <sup>-4</sup>	<4.8×10 <sup>-4</sup>	<8.2×10 <sup>-5</sup>	<7.6×10 <sup>-5</sup>	<6.1×10 <sup>-5</sup>	<6.4×10 <sup>-5</sup>
	A-4 東門脇	<6.9×10 <sup>-4</sup>	<4.7×10 <sup>-4</sup>	<5.7×10 <sup>-4</sup>	<6.1×10 <sup>-4</sup>	<8.8×10 <sup>-5</sup>	<1.2×10 <sup>-4</sup>	<1.1×10 <sup>-4</sup>	<1.1×10 <sup>-4</sup>
	A-1 正門脇	<8.0×10 <sup>-4</sup>	<8.5×10 <sup>-4</sup>	<6.4×10 <sup>-4</sup>	<6.9×10 <sup>-4</sup>	<1.3×10 <sup>-4</sup>	<1.2×10 <sup>-4</sup>	<9.0×10 <sup>-5</sup>	<1.2×10 <sup>-4</sup>
	A-2 三原栗山山頂	<4.3×10 <sup>-4</sup>	<4.4×10 <sup>-4</sup>	<5.9×10 <sup>-4</sup>	<3.1×10 <sup>-4</sup>	<7.3×10 <sup>-5</sup>	<8.3×10 <sup>-5</sup>	<7.0×10 <sup>-5</sup>	<7.4×10 <sup>-5</sup>
	A-3 敷地南側	<4.9×10 <sup>-4</sup>	<3.2×10 <sup>-4</sup>	<3.5×10 <sup>-4</sup>	<3.7×10 <sup>-4</sup>	<7.2×10 <sup>-5</sup>	<6.7×10 <sup>-5</sup>	<7.1×10 <sup>-5</sup>	<7.0×10 <sup>-5</sup>
	A-4 東門脇	<6.1×10 <sup>-4</sup>	<4.2×10 <sup>-4</sup>	<5.0×10 <sup>-4</sup>	<5.1×10 <sup>-4</sup>	<7.7×10 <sup>-5</sup>	<1.1×10 <sup>-4</sup>	<1.3×10 <sup>-4</sup>	<1.2×10 <sup>-4</sup>
	A-1 正門脇	<6.7×10 <sup>-4</sup>	<6.5×10 <sup>-4</sup>	<1.0×10 <sup>-3</sup>	<5.0×10 <sup>-4</sup>	<9.7×10 <sup>-5</sup>	<9.4×10 <sup>-5</sup>	<1.1×10 <sup>-4</sup>	<7.9×10 <sup>-5</sup>
	A-2 三原栗山山頂	<3.9×10 <sup>-4</sup>	<4.5×10 <sup>-4</sup>	<4.1×10 <sup>-4</sup>	<3.3×10 <sup>-4</sup>	<6.3×10 <sup>-5</sup>	<6.9×10 <sup>-5</sup>	<4.4×10 <sup>-5</sup>	<4.8×10 <sup>-5</sup>
	A-3 敷地南側	<4.0×10 <sup>-4</sup>	<3.3×10 <sup>-4</sup>	<6.0×10 <sup>-4</sup>	<3.5×10 <sup>-4</sup>	<5.4×10 <sup>-5</sup>	<5.2×10 <sup>-5</sup>	<4.4×10 <sup>-5</sup>	<4.3×10 <sup>-5</sup>
	A-4 東門脇	<6.0×10 <sup>-4</sup>	<4.3×10 <sup>-4</sup>	<9.5×10 <sup>-4</sup>	<4.8×10 <sup>-4</sup>	<5.2×10 <sup>-5</sup>	<8.3×10 <sup>-5</sup>	<2.3×10 <sup>-4</sup>	<6.4×10 <sup>-5</sup>
	A-1 正門脇	2.0×10 <sup>-2</sup>	4.1×10 <sup>-3</sup>	8.8×10 <sup>-3</sup>	6.1×10 <sup>-3</sup>	<1.0×10 <sup>-4</sup>	<1.1×10 <sup>-4</sup>	8.2×10 <sup>-5</sup>	<9.6×10 <sup>-5</sup>
	A-2 三原栗山山頂	<8.1×10 <sup>-4</sup>	<3.8×10 <sup>-4</sup>	<3.3×10 <sup>-4</sup>	<4.7×10 <sup>-4</sup>	1.4×10 <sup>-3</sup>	1.3×10 <sup>-3</sup>	8.9×10 <sup>-4</sup>	4.6×10 <sup>-4</sup>
	A-3 敷地南側	1.2×10 <sup>-3</sup>	<3.8×10 <sup>-4</sup>	<3.3×10 <sup>-4</sup>	<4.0×10 <sup>-4</sup>	6.2×10 <sup>-5</sup>	6.0×10 <sup>-5</sup>	5.0×10 <sup>-5</sup>	<5.0×10 <sup>-5</sup>
	A-4 東門脇	3.4×10 <sup>-2</sup>	2.7×10 <sup>-2</sup>	2.4×10 <sup>-2</sup>	4.6×10 <sup>-2</sup>	1.4×10 <sup>-4</sup>	<9.5×10 <sup>-4</sup>	<8.3×10 <sup>-5</sup>	<7.8×10 <sup>-5</sup>

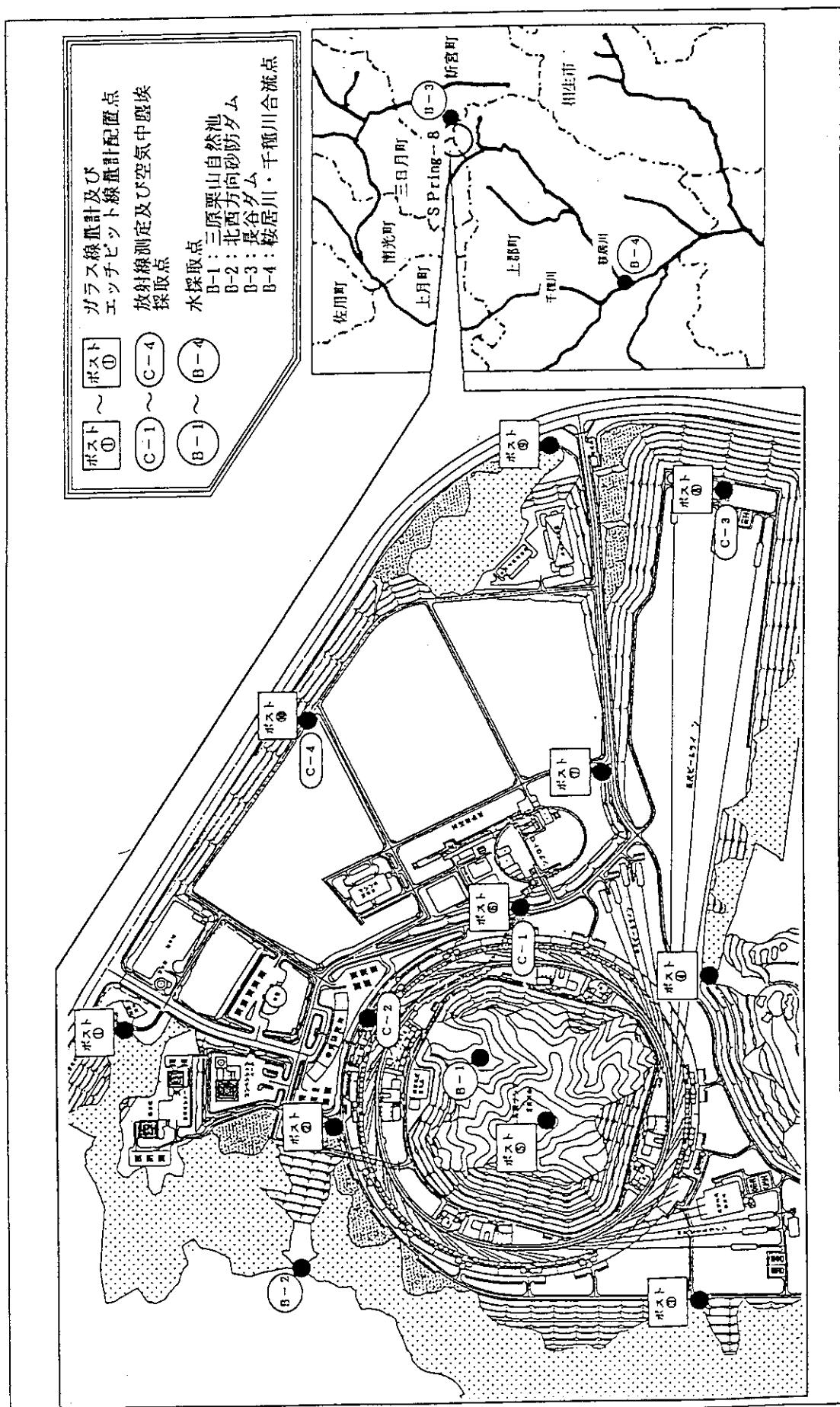
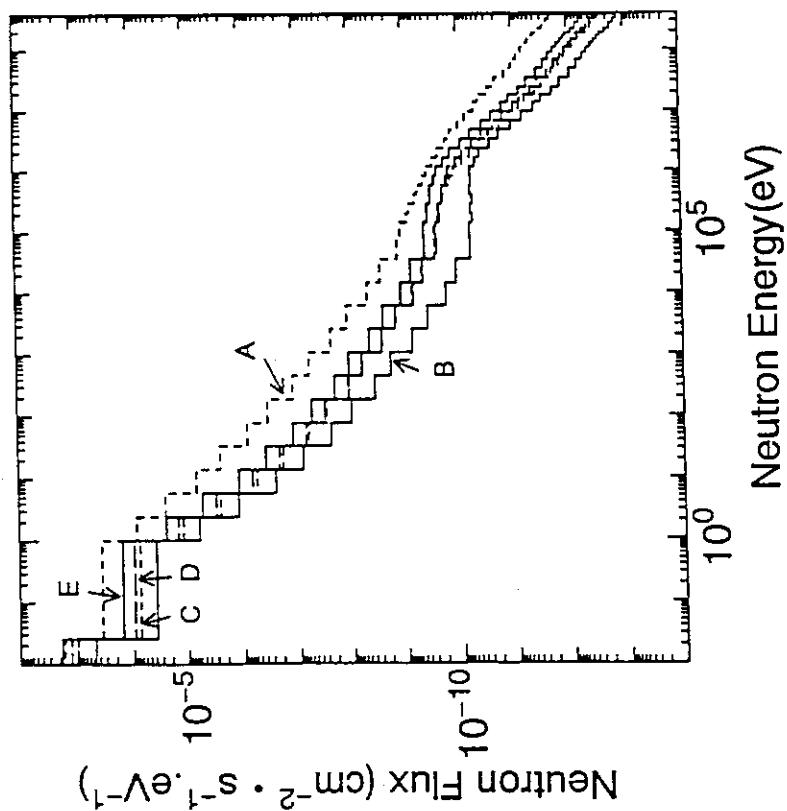
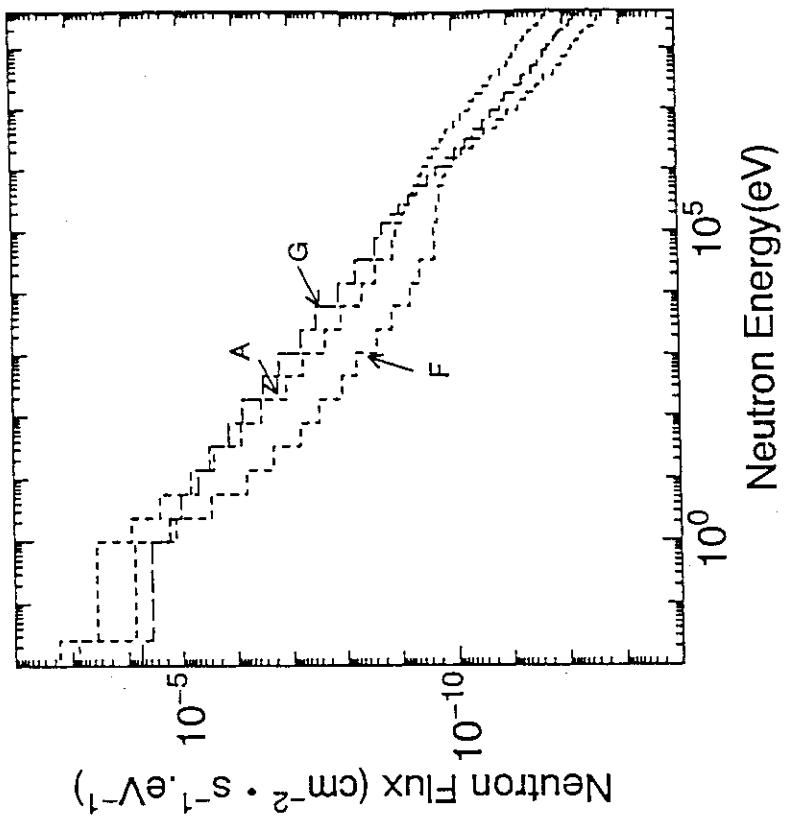


Fig. E.1.3-1 バックグラウンド調査地点及び調査項目



A : SPING - 8 サイト	E : 原研東海第 1 研究棟 3 階
B : 原研東海第 1 研究棟地階	F : 原研東海第 4 研究棟 1 階
C : 原研東海第 1 研究棟 1 階	G : 原研東海第 4 研究棟 1 階鉄室内
D : 原研東海第 1 研究棟 2 階	

Fig. E. 1.3-2 中性子線スペクトル

#### E.1.4 関西研究所の放射性同位元素等使用廃止に係る措置について

現関西研究所寝屋川事務所は、当初、財団法人放射線高分子研究協会の大坂研究所として1958年5月に設立され、1967年6月に原研に移管された施設である。以後、高崎研究所の大坂支所として放射線高分子化学を中心とする応用放射線化学の基礎研究を行うとともに、関西地区における放射線化学研究の拠点として産学と密接な連携を保ちながら活発な研究活動を続け、人材養成や放射線利用の普及にも貢献してきた。また、1991年度から照射施設は、共同利用施設としての認可を受け、所外からの利用に応えてきた。1995年10月に関西研究所が設立された際、放射線障害防止法に基づく使用許可の事業所名を関西研究所に変更した。

しかし、照射施設は、設置後20年以上経過して老朽化が著しいこと、高崎研の同等施設と比較して共同利用研究の利用件数及び利用時間の実績とも非常に少なく、その状況は今後も変わらないと見込まれること、今後利用申込みがあった場合には、高崎研及び東海研の照射施設で対応できること、関西研発足に伴い同施設を利用する原研の研究テーマは1995年度ですべて終了したことから、1996年度をもって関西研照射施設の運転を終了することになった。

以下に照射施設の概要と放射性同位元素等使用廃止に係る措置について述べる。

##### (1) 照射施設の概要

###### (a) $^{60}\text{Co}$ 照射施設

###### (i) 第1照射室

1958年に設置されて以来、5～6年ごとに線源放射能の減衰分を補充し、廃止時には、許可数量74.000TBq、廃棄時数量28.269TBqであった。

###### (ii) 第2照射室

1963年に設置されたが、それ以降減衰分の補充を行わず、廃止時には、許可数量2.960TBq、廃棄時数量86.071GBqであった。

###### (iii) 測定器チェック用 $^{60}\text{Co}$ 線源

1958年にサーベイメータ校正用として購入されたが、それ以降減衰分の補充を行わず、廃止時には、許可数量1.850GBq、廃棄時数量11.224MBqであった。

###### (b) 電子線照射施設

###### (i) 1号加速器

1958年に設置されたバンデグラフ型静電加速器で、性能は、2 MeV, 250  $\mu\text{A}$ である。

###### (ii) 2号加速器

1975年に設置された変圧器型高線量率電子加速器で、性能は、0.8MeV, 25mAである。

##### (2) 照射施設の運転停止措置

###### (a) $^{60}\text{Co}$ 線源の廃棄

1997年3月26日、(社)日本アイソトープ協会に廃棄のための引渡しを行った。

###### (b) 放射線発生装置の運転停止措置

1997年3月27日、放射線障害防止法の許可施設であるバンデグラフ型静電加速器1台及び電離放射線障害防止規則の届出施設である変圧器型高線量率電子加速器1台は、分電盤の2次側を切

り離す方法で電源切断を行い、絶縁ガスの抜き取りを行った。

### (c) 汚染検査

1997年3月26日、27日、 $^{60}\text{Co}$ 照射施設及び測定器チェック用 $^{60}\text{Co}$ 線源貯蔵箱並びに加速器施設について2次汚染（間接法）及び放射化（直接法）に対する汚染検査を自主検査及び第3者である(社)日本アイソトープ協会により行い、汚染の無いことを確認した。

なお、加速器については、最大加速エネルギー2MeVであり放射化の無いことは明らかであるが、念のため「放射性廃棄物でない廃棄物」の確認測定を東海研線量計測課に依頼して $\gamma$ 線スペクトル測定・解析を行い、次の条件で電子線の最も多く当たる照射台に放射化核種の無いことを確認した。

#### (i) 1号加速器照射台

材質：ステンレススチール

試料重量：99.7g

測定時間：10,000sec

代表核種： $^{60}\text{Co}$

検出下限： $7.0 \times 10^{-4}\text{Bq/g}$

#### (ii) 2号加速器照射台

材質：アルミニウム

試料重量：9.4g

測定時間：80,000sec

代表核種： $^{60}\text{Co}$

検出下限： $2.8 \times 10^{-3}\text{Bq/g}$

### (3) 法手続き等

1996年度に実施した照射施設の廃止措置に引き続き、1997年度に放射性同位元素等の使用廃止に係る法手続きを行う。

(佐々木 幸男)

## 1 F むつ事業所

### 1F.1 放射線管理

#### F.1.1 概 要

むつ事業所における附帯陸上施設（関根浜施設）及び大湊施設の放射線管理、個人被ばく管理、環境放射能管理、放射線計測器の維持管理、各種放射線管理記録の報告等の定常業務を1995年度に引き続き実施した。

施設の放射線管理としては、保管建屋、燃料・廃棄物取扱棟及び機材・排水管理棟における各種作業にともなう管理並びに大湊施設研究棟における海洋調査分析作業等の管理を実施した。

放射線業務従事者の線量当量については、保安規定等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。1996年度における実効線量当量は、最大0.6mSv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。

環境放射能管理に関しては、附帯陸上施設に係る環境の空気吸収線量率、各種環境試料中の放射能濃度、気象観測等の環境の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。

原子炉等規制法に基づく変更許可等に関しては、1996年3月末の原子力船「むつ」の解役終了にともない原子炉のない原子炉施設となり、現状にあった原子力第1船原子炉施設保安規定に変更する申請を1996年11月に下記の内容で行った。

- (1) 環境試料中の放射能測定頻度の減少
- (2) モニタリングポスト基数及び周辺監視区域の縮小

(藤岡 克治)

## F.1.2 管理区域

1996年度は、少量核燃料物質使用施設等保安規程（少量規程）が11月11日に制定されたほか、原子力第1船原子炉施設保安規定（保安規定）の変更申請が1回、放射線障害予防規定（予防規定）の変更が1回行われた。そのうち保安規定及び予防規定による管理区域の設定等はなかった。

保安規定第3編第34条、予防規定第40条及び少量規程第40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 F.1.2-1 及びTable F.1.2-2に示す。

1996年度中に一時的に設定し、解除された管理区域はなかった。

(梶本 与一)

Table F.1.2-1 第1種管理区域

(むつ事業所、1997年3月31日現在)

施 設 名	範 围	適用規定*
燃料・廃棄物取扱棟	1階：汚染検査室、固体廃棄物貯蔵室、雑固体処理エリア、通路、新燃料貯蔵室、廃液ポンプ室、使用済樹脂容器貯蔵室、廃液タンク室、処理済水タンク室、トレーラエアロック室、使用済燃料貯蔵エリア、本船機材保管エリア、固体廃棄物保管エリア、使用済燃料輸送容器点検室、燃料取扱設備操作室、中性子源棒保管室 中2階：廃液処理室 2階：放射能測定室、通路、本船機材保管エリア、気体廃棄物処理設備室、分析室、固体廃棄物保管エリア 3階：クレーンホール 4階：クレーンホール、シャッターポイント検査室、建屋排気設備室、排気口モニタ室	(原)、(放)
機材・排水管理棟	汚染検査室、建屋排気設備室、モニタタンク室、二重配管内側及び二重配管と海水取入管の接続部分	(原)
保 管 建 屋	撤去物等保管棟：汚染検査室、廊下、放管測定室、試料準備室、排気設備室、雑排水サンプタンク室、原子炉室保管室へ通じる階段 原子炉室保管棟：原子炉室保管室	(原)
研 究 棟	汚染検査室、計測室Ⅱ、分析室、試料調製室、給排気室 廃液タンク室	(少)

\*：(原)：原子力第1船原子炉施設保安規定、(放)：放射線障害予防規定、

(少)：少量核燃料物質使用施設等保安規程

Table F.1.2-2 第2種管理区域

(むつ事業所、1997年3月31日現在)

施 設 名	範 囲	適用規定*
保 管 建 屋	撤去物等保管棟：撤去物等保管室	(原)

\*：(原)：原子力第1船原子炉施設保安規定

### F.1.3 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

1996年度における放射線業務従事者の集団実効線量当量及び年間平均実効線量当量は、それぞれ1.7人・ミリシーベルト及び0.02mSvであった。また、個人の年間最大実効線量当量は0.6mSvで、原子炉室放射線計測作業における炉室内の線量当量率分布の測定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人数、実効線量当量に係る被ばく状況等については、四半期別及び作業者区別に集計し、それぞれTable F.1.3-1 及びTable F.1.3-2 に示す。

組織線量当量の最大は、皮膚で0.6mSv、眼の水晶体で0.6mSv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等を着用させて測定したが、検出下限値を超える者はなかった。

#### (2) 内部被ばく線量当量の管理

1995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。

1996年度における受検件数をTable F.1.3-3 に示す。測定の結果、すべての検査において体内汚染は検出されなかった。

(梶本 与一)

Table F. 1. 3-1 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

(むつ事業所、1996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以上 15mSv以下			
第1四半期	41	41	0	0	0	0	0.00	0.0
第2四半期	42	42	0	0	0	0	0.00	0.0
第3四半期	55	55	0	0	0	0	0.00	0.0
第4四半期	59	55	4	0	0	0	0.03	0.6
年間 *2	72	68	4	0	0	0	0.02	0.6
		(107)	(100)	(7)	(0)	(0)	(0.02)	(0.5)

\* 1 : 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、1995年度の値。

Table F. 1. 3-2 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

(むつ事業所、1996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以上 15mSv以下			
職 員 等	41	41	0	0	0	0	0.00	0.0
外 来 研 究 員 等	0	0	0	0	0	0	0.00	0.0
請 負 業 者	32	28	4	0	0	0	0.05	0.6
研 修 生	0	0	0	0	0	0	0.00	0.0
全 作 業 者	72 *2	69	4	0	0	0	0.02	0.6

\* 1 : フィルムバッジの検出下限線量当量 : 0.2mSv

\* 2 : 全作業者の実員数が職員等と請負業者の和よりも小さいのは、同一人が職員等と請負業者の両方の区分で作業したことによる。

Table F.1.3-3 全身カウンタによる内部被ばく受検件数

(むつ事業所, 1996年度)

管理期間	定期 検査	入所 検査	退所 検査	入退域 中間 検査	臨時 検査	確認 検査	合計
第1四半期	0	11	7	0	0	32	50
第2四半期	0	7	1	0	0	36	44
第3四半期	0	14	10	0	0	36	60
第4四半期	0	16	17	0	0	34	67
合計	0	48	35	0	0	138	221

#### F.1.4 施設の放射線管理

1996年度は、新たに附帯陸上施設の保管建屋が1996年3月29日に、大湊施設の研究棟が1996年11月11日に供用を開始し、それにともなう放射線管理を実施した。

##### (1) 放出放射性物質の管理

1996年度の各施設における放射性塵埃及び放射性ガスの年間放出量並びに年間平均濃度をTable F.1.4-1に、放射性液体廃棄物の3ヶ月平均濃度及び年間放出量をTable F.1.4-2に示す。

1996年度に各施設の排気筒から放出された<sup>3</sup>Hの放射能は、前年度と比較して13%増加した。これは、保管建屋の原子炉室保管室内に残留していた<sup>3</sup>Hが放出されたためである。なお、燃料・廃棄物取扱棟（燃・廃棟）及び機材・排水管理棟（機・排棟）からの<sup>3</sup>Hの放出は、それぞれの施設にある液体廃棄物処理設備のタンク内に残留している<sup>3</sup>Hによるものである。

放射性の気体廃棄物中及び液体廃棄物中の核種の平均濃度は、いずれも法令及び規定等に定められた濃度限度以下であった。

##### (2) 線量当量率及び表面密度の管理

線量当量率及び表面密度の測定は、燃・廃棟、機・排棟、保管建屋、研究棟の人の常時立入る場所、線量当量率の測定は管理区域境界において実施した。線量当量率は最大50  $\mu$ Sv/h（保管建屋の原子炉室保管室内）、表面密度は全 $\alpha$ が0.04Bq/cm<sup>2</sup>未満、全 $\beta$ が0.4Bq/cm<sup>2</sup>未満であった。

##### (3) 放射性同位元素等の保有状況

大湊施設研究棟に加速器質量分析装置を設置し、海洋試料中の<sup>14</sup>C、<sup>129</sup>I等の同位体比を測定して、海洋環境に係る研究等を行うために、放射線障害防止法に基づく放射線発生装置の使用許可申請を行い、1996年12月24日に許可された。その後、労働安全衛生法に基づく機械等設置届をむつ労働基準監督署に提出した。1997年度に施設検査を受検し、使用を開始する予定である。

1997年3月31日現在、むつ事業所で所有する密封放射性同位元素の種類及び数量をTable F.1.4-3に、放射線発生装置の種類及び性能をTable F.1.4-4に示す。また、放射性同位元素とは別に、原子力船「むつ」の使用済燃料34体が個々の輸送容器に収納され、燃・廃棟に保管されている。

##### (4) 研究棟の概要

大湊施設研究棟は、海洋環境における放射性核種の移行挙動に関する調査研究を行うために、原子炉等規制法による使用の許可を1996年2月20日に受け、1996年11月11日に少量核燃料物質使用施設等保安規程を制定し、供用を開始した。ここでは、海洋試料（海水、海底土等）中のプルトニウム（Pu）を、 $\alpha$ 線スペクトロメータ及び誘導結合プラズマ源質量分析装置（質量分析装置）で測定する。この試料中のPuを定量するためのトレーサとして<sup>242</sup>Puを、質量分析装置でPu濃度又は同位体組成を測定する際の標準試料として<sup>239+240</sup>Pu混合試料を使用する。

放射線管理設備としては、排気口モニタ（検出器：ZnS（Ag）シンチレータ）1台、エアスニファ用サンプリング端1ヵ所及び吸引装置（ポンプ2台）、シンチレーション式測定装置1台を整備した。

##### (5) 原子炉室放射線計測作業における放射線管理

原子炉施設安全貯蔵期間中の安全性実証試験の一環として、原子炉室放射線計測作業が1997年1

月20日から2月5日まで行われた。作業内容は、熱蛍光線量計、サーベイメータ、ラドコン線量計による原子炉室内の格納容器内部の空間及び機器類表面並びに圧力容器内部（炉心部）の線量当量率の測定であった。この作業に先立って格納容器内部の線量当量率を測定した結果、最大 $1.8\text{mSv/h}$ （機器表面）、平均 $20\mu\text{Sv/h}$ であった。計画線量当量は作業内容から $1\text{mSv}$ に設定し、放射線作業届を提出させて行った。作業者の外部被ばく管理は、フィルムバッジと警報付ポケット線量計を着用させて行った。表面密度は、スミアロ紙による拭き取り法では全 $\beta$ で $0.4\text{Bq/cm}^2$ 未満であった。

本作業における作業者の外部被ばくによる線量当量は、個人最大が $0.6\text{mSv}$ 、集団線量当量は $1.7$ 人・ミリシーベルトであった。内部被ばくによる線量当量は、検出下限値未満であった。

#### (6) その他の作業における放射線管理

附帯陸上施設においては、使用済燃料輸送容器圧力検出器の交換及び校正作業、廃液フィルタの交換作業の他、処理済水の移送作業、TLD素子の照射試験、炉内状態計測設備の点検作業等の定期的な放射線作業が行われたが、問題となるような被ばく及び汚染はなかった。

大湊施設においては、プルトニウム溶液の調製作業等が行われたが、問題となるような被ばく及び汚染はなかった。

#### (7) 放射性汚染の状況

1996年度においては、特に問題となる放射性汚染はなかった。

（梶本 与一）

Table F.1.4-1 各施設における放射性塵埃・ガスの年間放出量及び年間平均濃度  
(むつ事業所、1996年度)

項目 施設名	放射性塵埃			放射性ガス		
	核種	年間放出量 (Bq)	年間平均濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )	核種	年間放出量 (Bq)	年間平均濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )
燃料・廃棄物取扱棟	全 $\beta$	0	$< 1.1 \times 10^{-9}$	<sup>85</sup> Kr	0	$< 7.4 \times 10^{-4}$
				<sup>3</sup> H	$3.4 \times 10^8$	$6.4 \times 10^{-7}$
機材・排水管修理棟	全 $\beta$	0	$< 3.7 \times 10^{-9}$	<sup>85</sup> Kr	0	$< 5.7 \times 10^{-4}$
				<sup>3</sup> H	$7.9 \times 10^6$	$2.7 \times 10^{-7}$
保管建屋	全 $\beta$	0	$< 7.0 \times 10^{-10}$	<sup>3</sup> H	$4.4 \times 10^7$	$< 7.7 \times 10^{-6}$
研究棟	全 $\alpha$	0	$< 7.4 \times 10^{-11}$	—	—	—

（備考）年間放出量及び年間平均濃度は次の方法で算出した。

年間放出量：検出下限濃度以上で放出した放射能の和。

検出下限濃度未満での放出は放出量を0とした。

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

ただし、この値が検出下限濃度未満の場合は“ $<$ （検出下限値）”とした。

Table F.1.4-2 排水口における放射性液体廃棄物の3ヵ月平均濃度及び年間放出量  
(むつ事業所, 1996年度)

施設名	廃液量 (m <sup>3</sup> )	3ヵ月平均濃度の 最大値(Bq/cm <sup>3</sup> ) <sup>*1</sup>	年間放出量 (Bq)	年間放出量
				放出管理目標値 <sup>*2</sup>
機材・排水管理棟	$1.8 \times 10^1$	${}^3\text{H} : 2.0 \times 10^0$ ${}^{60}\text{Co} : 3.5 \times 10^{-6}$	${}^3\text{H} : 1.2 \times 10^{10}$ ${}^{60}\text{Co} : 2.2 \times 10^4$	$2 \times 10^{-4}$
研究棟	$3.3 \times 10^0$	${}^{242}\text{Pu} : < 3.1 \times 10^{-4}$	${}^{242}\text{Pu} : 0$	——

\* 1 : 機材・排水管理棟は、検出下限濃度以上の放出放射能を廃液量と平均希釈倍率(344)で除した値。研究棟は、検出下限濃度以上の放出放射能を廃液量で除した値。全て検出下限濃度未満の場合は、最大の検出下限濃度の値。

\* 2 :  $1.1 \times 10^8 \text{Bq}/\text{年}$  ( ${}^3\text{H}$ 以外の核種)

Table F.1.4-3 密封放射性同位元素の種類と数量

(むつ事業所, 1997年3月31日現在)

施設名	貯蔵能力	核種及び現有数量	
燃料・廃棄物取扱棟	${}^{226}\text{Ra}$ 370MBq	${}^{226}\text{Ra}$	370MBq
	${}^{226}\text{Ra}$ 37MBq	${}^{226}\text{Ra}$	37MBq
	${}^{60}\text{Co}$ 44.4MBq	${}^{60}\text{Co}$	44.4MBq
	${}^{241}\text{Am-B}\gamma$ 3.7GBq	${}^{241}\text{Am-B}\gamma$	3.7GBq
	${}^{124}\text{Sb-B}\gamma$ 3.7MBq × 4	${}^{124}\text{Sb-B}\gamma$	3.7MBq × 4

Table F.1.4-4 放射線発生装置の種類と性能

(むつ事業所, 1997年3月31日現在)

施設名	種類及び性能	台数
研究棟	コッククロフト・ワルトン型加速装置 最大加速電圧 3MV 最大加速電流 炭素 30 μA よう素 5 μA ベリリウム 5 μA アルミニウム 5 μA	1

### F.1.5 環境放射能の管理

むつ事業所関根浜施設敷地内及び周辺において、環境放射線及び環境試料中の放射能濃度の監視を1995年度に引き続き実施した。

#### (1) 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

原子力第1船原子炉施設保安規定（保安規定）に基づき、1996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。

放射性希ガスによる実効線量当量は、希ガス濃度が検出下限濃度未満であったため、放出量は0 Bqとして算出した。その結果、実効線量当量は0  $\mu\text{Sv}$  であった。

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  $^{3}\text{H}$ ,  $^{60}\text{Co}$  について算出した。その結果、 $8.1 \times 10^{-3} \mu\text{Sv}$  であった。液体廃棄物による実効線量当量をTable F.1.5-1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  $8.1 \times 10^{-3} \mu\text{Sv}$  であり、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下回った。

#### (2) 環境放射線のモニタリング

##### (a) モニタリングポスト等による監視

周辺監視区域境界及び構外の空気吸収線量率並びに海水中の放射線計数率の連続モニタリングを、1995年度と同様に実施した。

モニタリングポスト等における空気吸収線量率の月平均値と月間最大値をTable F.1.5-2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の測定

関根浜施設の周辺において、1995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 F.1.5-3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

関根浜施設敷地内及び周辺において、1995年度と同様、3ヵ月間の空気吸収線量（積算線量）を測定した。その結果、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 F.1.5-4に測定結果を示す。

##### (d) 周辺監視区域境界における空気吸収線量率の測定

1995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

1995年度と同様、気象及び地震観測を行った。1996年度の県内有感地震は45回あり、そのうち当観測所で観測された地震は27回であった。観測されたうち最も大きな地震は、1997年2月20日16時55分に発生した浦河沖地震であり、震度2を記録した。

#### (3) 環境試料のモニタリング

##### (a) 環境試料中の全β放射能濃度の測定

1996年度における定期的な環境試料中の全 $\beta$ 放射能濃度の測定は、試料の種類、頻度及び方法とも1995年度と同様に実施した。

各試料の測定結果をTable F.1.5-5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の測定

1996年度における定期的な環境試料中の放射性核種分析は、地元協定等の見直しにより、関根浜地区関連6漁協に係る海水試料及び特別監視項目の海産物の中からクロソイ、タコ、野牛漁港沖ホタテ、石持漁港沖ホタテ、大畠漁港沖カレイ、石持漁港沖ヒラメを測定対象外とした。その他は、頻度及び方法とも1995年度と同様に実施した。

各試料の測定結果をTable F.1.5-6(a)及び(b)に示す。また、大型水盤による降下塵の測定結果をTable F.1.5-7に示す。

(盛 隆志)

Table F.1.5-1 液体廃棄物による年間実効線量当量

(むつ事業所、1996年度)

核種	年間放出量(Bq)	実効線量当量( $\mu\text{Sv}$ )
$^3\text{H}$	$1.2 \times 10^{10}$	$6.7 \times 10^{-3}$
$^{60}\text{Co}$	$2.2 \times 10^4$	$1.4 \times 10^{-3}$

Table F.1.5-2 固定モニタによる監視結果

(むつ事業所、1996年度)

ポストNo.	年月	単位	1996年												1997年											
			4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	年間	標準偏差	年間	標準偏差	年間	標準偏差	年間	標準偏差	年間	標準偏差		
MP-1 (気象観測所)		平均	nGy/h	19	19	20	19	19	18	19	18	17	14	16	18	1.7										
		最大		49	35	46	39	39	38	34	62	59	71	35	44	71	—									
MP-2 (施設正面)		平均	nGy/h	18	18	19	18	18	18	19	20	20	19	16	18	18	1.1									
		最大		44	31	41	39	36	35	35	69	59	84	39	48	84	—									
MP-3 (施設港側)		平均	nGy/h	18	18	19	18	18	18	18	20	20	20	16	18	18	1.2									
		最大		46	33	42	38	37	35	35	69	63	79	39	51	79	—									
MP-11 (燃焼棟前)		平均	nGy/h	21	20	21	20	20	21	21	23	22	21	18	20	21	1.2									
		最大		51	35	45	40	39	38	38	71	65	86	41	52	86	—									
MP-12 (美付線側)		平均	nGy/h	18	18	18	18	17	18	18	20	19	18	16	17	18	1.0									
		最大		43	31	40	37	36	34	35	61	62	86	37	47	86	—									
MP-4 (浜黒根)		平均	nGy/h	24	24	23	22	22	22	24	26	24	24	20	23	23	1.5									
		最大		44	35	48	43	40	37	38	72	67	87	44	52	87	—									
MP-5 (黒根中学校)		平均	nGy/h	20	20	24	20	23	20	25	28	23	21	19	18	22	2.9									
		最大		50	35	50	40	48	44	45	91	87	96	48	53	96	—									
MP-6 (水川口)		平均	nGy/h	25	27	29	26	30	30	27	33	26	25	21	23	27	3.3									
		最大		49	43	52	54	57	52	40	87	71	81	41	47	87	—									
水モニタ (岸壁)		平均	CPS	3.9	3.8	3.8	3.8	3.8	3.9	4.2	4.1	4.2	4.1	4.1	4.0	0.17										
		最大		14.5	5.37	6.80	4.82	4.22	6.12	9.21	17.2	18.4	15.3	12.2	9.54	18.4	—									

(備考) 検出器: 2 in  $\phi \times 2$  in 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 F.1.5-3 モニタリングカーによる空気吸収線量率の測定結果

(むつ事業所, 1996年度)

番号	測定月日 測定結果 地点名	1996年5月8日	1996年8月7日	1996年11月18日	1997年2月13日
		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	30	28	32	17
2	防衛・私道交叉点	26	26	29	— *1
3	気象観測露場	24	24	28	14
4	鳥沢小学校	31	30	34	17
5	むつ市境界	16	15	16	11
6	関根中学校ポスト	24	21	26	17 *2
7	陸奥関根駅	22	19	27	12 *2
8	北関根神社奥	33	32	37	23 *2
9	進入・防衛道路	33	32	35	15
10	大利小学校	29	30	33	15
11	浜関根ポスト	28	27	29	21 *2

(備考) 各地点で地上1.2mの高さで10分間計測を実施した。

\* 1 は積雪のため測定不能      \* 2 は2月14日測定

Table F. 1.5-4 積算線量の測定結果

(むつ事業所、1996年度)

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 (mGy)	
		1996年 4月2日 ～7月2日		1996年 7月2日 ～10月1日		1996年 10月1日 ～1997年1月8日		1997年 1月8日 ～4月1日			
		測定値 (mGy)	91日換算 値(mGy)	測定値 (mGy)	91日換算 値(mGy)	測定値 (mGy)	91日換算 値(mGy)	測定値 (mGy)	91日換算 値(mGy)		
1	気象観測露場	0.09	0.10	0.11	0.11	0.11	0.10	0.09	0.10	0.41	
2	施設正門ポスト	0.10	0.11	0.11	0.11	0.12	0.11	0.10	0.11	0.44	
3	施設港側ポスト	0.10	0.10	0.11	0.11	0.11	0.10	0.09	0.10	0.41	
4	燃焼棟前ポスト	0.11	0.11	0.12	0.12	0.12	0.11	0.10	0.11	0.45	
5	美付線側ポスト	0.11	0.11	0.12	0.12	0.12	0.11	0.10	0.11	0.45	
6	資料棟	0.10	0.10	0.10	0.10	0.11	0.10	0.09	0.10	0.40	
7	岸壁	0.08	0.08	0.09	0.09	0.09	0.08	0.08	0.09	0.34	
8	浜関根ポスト	0.11	0.11	0.12	0.12	0.12	0.11	0.10	0.11	0.45	
9	関根中学校	0.10	0.10	0.12	0.12	0.12	0.11	0.09	0.10	0.43	
10	水川目ポスト	0.12	0.12	0.13	0.12	0.12	0.11	0.10	0.11	0.46	
11	大利小学校	0.12	0.12	0.13	0.13	0.13	0.12	0.09	0.10	0.47	
12	目名小学校	0.09	0.09	0.10	0.10	0.10	0.09	0.08	0.09	0.37	
13	石持小学校	0.10	0.10	0.11	0.11	0.11	0.10	0.09	0.10	0.41	
14	入口小学校	0.10	0.10	0.11	0.11	0.11	0.10	0.09	0.10	0.41	
15	北関根集会所	0.11	0.11	0.13	0.12	0.13	0.11	0.10	0.11	0.45	
16	鳥沢小学校	0.10	0.10	0.11	0.11	0.11	0.10	0.09	0.10	0.41	
17	鉛容器内(5cm厚)	0.05	0.05	0.05	0.05	0.05	0.05	0.05	0.05	0.20	
18	原子炉保管棟A	0.11	0.11	0.12	0.12	0.13	0.12	0.10	0.11	0.46	
19	原子炉保管棟B	0.10	0.09	0.10	0.10	0.11	0.10	0.09	0.10	0.39	

(備考) 90°C 1時間のプレアニール後の測定。各測定値は、宇宙線及び自己汚染の寄与を含む。

Table F.1.5-5 環境試料中の全β放射能濃度の測定結果

(むつ事業所, 1996年度)

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	前浜簡易水道	Bq/cm <sup>3</sup>	$7.8 \times 10^{-5}$	$6.1 \times 10^{-5}$
		樺山簡易水道		$4.2 \times 10^{-5}$	$4.6 \times 10^{-5}$
		水川目簡易水道		$3.0 \times 10^{-5}$	$3.9 \times 10^{-5}$
		美付川		$3.9 \times 10^{-5}$	$6.4 \times 10^{-5}$
		出戸川		$4.8 \times 10^{-5}$	$3.4 \times 10^{-5}$
土壌	土壌	気象観測露場	Bq/g乾土	$5.2 \times 10^{-1}$	$5.0 \times 10^{-1}$
		浜関根ポスト		$4.9 \times 10^{-1}$	$4.5 \times 10^{-1}$
		関根中学校ポスト		$6.6 \times 10^{-1}$	$6.5 \times 10^{-1}$
		水川目ポスト		$6.8 \times 10^{-1}$	$5.9 \times 10^{-1}$
		農作物耕作地		$5.4 \times 10^{-1}$	$5.7 \times 10^{-1}$
		美付川		$9.2 \times 10^{-2}$	$1.0 \times 10^{-1}$
		出戸川		$9.6 \times 10^{-2}$	$1.3 \times 10^{-1}$
作物	牛乳	水川目地区	Bq/cm <sup>3</sup>	$4.4 \times 10^{-2}$	$4.8 \times 10^{-2}$
				$1.3 \times 10^{-1}$	$1.4 \times 10^{-1}$
				$6.2 \times 10^{-2}$	—*
	牧草	美付地区	Bq/g生	$1.2 \times 10^{-1}$	—*
				—*	$5.3 \times 10^{-2}$
	キャベツ	精米	Bq/g生	$8.7 \times 10^{-2}$	$9.1 \times 10^{-2}$
	ジャガイモ			$1.6 \times 10^{-1}$	$1.6 \times 10^{-1}$
	精米			$2.0 \times 10^{-5}$	$1.5 \times 10^{-5}$
海洋試料	海水	定係港港内	Bq/cm <sup>3</sup>	$2.0 \times 10^{-5}$	$1.7 \times 10^{-5}$
		定係港港外		$1.9 \times 10^{-5}$	$1.9 \times 10^{-5}$
		定係港沖合		$3.2 \times 10^{-1}$	$3.6 \times 10^{-1}$
	海底土	定係港港内	Bq/g乾土	$1.9 \times 10^{-1}$	$1.4 \times 10^{-1}$
		定係港港外		$2.4 \times 10^{-1}$	$2.1 \times 10^{-1}$
		定係港沖合		$1.1 \times 10^{-1}$	$1.2 \times 10^{-1}$
	カレイ	関根漁港沖	Bq/g生	$2.8 \times 10^{-1}$	$3.3 \times 10^{-1}$
	コンブ			$2.8 \times 10^{-1}$	—*
	ホンダワラ			$2.8 \times 10^{-1}$	—*

\*: 測定対象物なし。

Table F. 1.5—6(a) 環境試料中の放射性核種濃度の測定結果

(むつ事業所 1996年夏)

項目	採取年月	採取地点	<sup>3</sup> H	<sup>54</sup> Mn	<sup>60</sup> Co	<sup>60</sup> Sr *2	<sup>131</sup> I	<sup>137</sup> Cs	<sup>144</sup> Ce	単位
飲料水	1996年5月 11月	前浜簡易水道	1.1×10 <sup>0</sup> < 6.0×10 <sup>-1</sup>	< 1.3×10 <sup>-3</sup> < 1.2×10 <sup>-3</sup>	< 1.6×10 <sup>-3</sup> < 1.4×10 <sup>-3</sup>	— *1 — *1	< 1.2×10 <sup>-3</sup> < 1.4×10 <sup>-3</sup>	< 7.8×10 <sup>-3</sup> < 8.1×10 <sup>-3</sup>	Bq/ℓ	
	1996年5月 11月	樺山簡易水道	8.5×10 <sup>-1</sup> 1.3×10 <sup>0</sup>	< 1.4×10 <sup>-3</sup> < 1.2×10 <sup>-3</sup>	< 1.6×10 <sup>-3</sup> < 1.5×10 <sup>-3</sup>	— *1 — *1	< 1.9×10 <sup>-3</sup> < 1.4×10 <sup>-3</sup>	< 6.3×10 <sup>-3</sup> < 7.4×10 <sup>-3</sup>	Bq/ℓ	
牛乳	1996年5月 11月	水川簡易水道	7.4×10 <sup>-1</sup> < 6.3×10 <sup>-1</sup>	< 1.4×10 <sup>-3</sup> < 1.1×10 <sup>-3</sup>	< 1.7×10 <sup>-3</sup> < 1.5×10 <sup>-3</sup>	— *1 — *1	< 1.4×10 <sup>-3</sup> — *1	< 6.7×10 <sup>-3</sup> < 7.5×10 <sup>-3</sup>	Bq/ℓ	
	1996年5月 11月	水川目酪農	— *1 — *1	< 2.5×10 <sup>-2</sup> < 2.6×10 <sup>-2</sup>	< 3.3×10 <sup>-2</sup> < 3.5×10 <sup>-2</sup>	— *1 — *1	< 3.6×10 <sup>-2</sup> *3 < 3.8×10 <sup>-2</sup> *3	< 3.5×10 <sup>-2</sup> < 4.0×10 <sup>-2</sup>	< 1.2×10 <sup>-1</sup> < 1.3×10 <sup>-1</sup>	
キャベツ	1996年7月	美付地区	— *1	< 2.8×10 <sup>-2</sup>	< 3.7×10 <sup>-2</sup>	7.7×10 <sup>-2</sup>	< 9.6×10 <sup>-2</sup> *4	3.3×10 <sup>-2</sup>	< 9.9×10 <sup>-2</sup>	Bq/kg生
	1996年8月	"	— *1	< 3.2×10 <sup>-2</sup>	< 4.3×10 <sup>-2</sup>	2.3×10 <sup>-2</sup>	< 5.4×10 <sup>-2</sup> *4	< 4.4×10 <sup>-2</sup>	< 1.3×10 <sup>-1</sup>	Bq/kg生
米	1996年11月	"	— *1	< 2.1×10 <sup>-2</sup>	< 2.7×10 <sup>-2</sup>	2.3×10 <sup>-2</sup>	— *1	2.2×10 <sup>-1</sup>	< 9.2×10 <sup>-2</sup>	Bq/kg生
	1996年5月 1997年1月	関根漁港中	— *1 — *1	< 3.6×10 <sup>-2</sup> < 3.5×10 <sup>-2</sup>	< 4.8×10 <sup>-2</sup> < 4.9×10 <sup>-2</sup>	< 1.5×10 <sup>-2</sup> < 1.4×10 <sup>-2</sup>	— *1 — *1	1.0×10 <sup>-1</sup> 1.3×10 <sup>-1</sup>	< 1.5×10 <sup>-1</sup> < 1.5×10 <sup>-1</sup>	Bq/kg生
コシブ	1996年5月 8月	関根漁港中	— *1 — *1	< 8.7×10 <sup>-2</sup> < 8.8×10 <sup>-2</sup>	< 1.1×10 <sup>-1</sup> < 1.2×10 <sup>-1</sup>	< 1.4×10 <sup>-2</sup> 1.7×10 <sup>-2</sup>	< 8.1×10 <sup>-2</sup> *4 < 7.8×10 <sup>-2</sup> *4	< 1.1×10 <sup>-1</sup> 8.5×10 <sup>-2</sup>	< 3.6×10 <sup>-1</sup> < 3.9×10 <sup>-1</sup>	Bq/kg生
	1996年5月	"	— *1	< 8.9×10 <sup>-2</sup>	< 1.1×10 <sup>-1</sup>	< 3.6×10 <sup>-2</sup>	< 9.0×10 <sup>-2</sup> *4	< 1.2×10 <sup>-1</sup>	< 3.6×10 <sup>-1</sup>	Bq/kg生

項目	採取年月	採取地点	<sup>3</sup> H	<sup>54</sup> Mn	<sup>60</sup> Co	<sup>90</sup> Sr *2	<sup>131</sup> I	<sup>137</sup> Cs	<sup>144</sup> Ce	単位
ヒラメ	1996年 6月	野牛漁港沖	— *1	< 4.4×10 <sup>-2</sup>	< 5.4×10 <sup>-2</sup>	< 1.5×10 <sup>-2</sup>	— *1	2.4×10 <sup>-1</sup>	< 1.7×10 <sup>-1</sup>	Bq/kg生
	11月		— *1	< 4.1×10 <sup>-2</sup>	< 5.5×10 <sup>-2</sup>	< 1.4×10 <sup>-2</sup>	— *1	2.2×10 <sup>-1</sup>	< 1.7×10 <sup>-1</sup>	
イカ	1996年 5月	大畠漁港沖	— *1	< 3.6×10 <sup>-2</sup>	< 4.9×10 <sup>-2</sup>	< 2.2×10 <sup>-2</sup>	— *1	3.8×10 <sup>-2</sup>	< 1.4×10 <sup>-1</sup>	
	11月		— *1	< 3.2×10 <sup>-2</sup>	< 4.4×10 <sup>-2</sup>	< 1.8×10 <sup>-2</sup>	— *1	3.7×10 <sup>-2</sup>	< 1.4×10 <sup>-1</sup>	
アイナメ	1996年 7月	岩屋漁港沖	— *1	< 3.4×10 <sup>-2</sup>	< 4.5×10 <sup>-2</sup>	< 1.8×10 <sup>-2</sup>	— *1	2.2×10 <sup>-1</sup>	< 1.4×10 <sup>-1</sup>	
	11月		— *1	< 3.9×10 <sup>-2</sup>	< 5.0×10 <sup>-2</sup>	< 1.4×10 <sup>-2</sup>	— *1	2.1×10 <sup>-1</sup>	< 1.6×10 <sup>-1</sup>	
松葉	1996年 5月	定係港周辺	— *1	< 2.6×10 <sup>-2</sup>	< 3.6×10 <sup>-2</sup>	— *1	< 8.7×10 <sup>-2</sup> *4	7.5×10 <sup>-2</sup>	< 1.6×10 <sup>-1</sup>	
	11月		— *1	< 3.1×10 <sup>-2</sup>	< 4.3×10 <sup>-2</sup>	— *1	< 1.1×10 <sup>-1</sup> *4	1.5×10 <sup>-1</sup>	< 1.7×10 <sup>-1</sup>	
ヨモギ	1996年 5月	"	— *1	< 7.1×10 <sup>-2</sup>	< 8.4×10 <sup>-2</sup>	— *1	< 8.7×10 <sup>-2</sup> *4	1.0×10 <sup>-1</sup>	< 3.1×10 <sup>-1</sup>	
	9月		— *1	< 7.8×10 <sup>-2</sup>	< 1.0×10 <sup>-1</sup>	— *1	< 1.1×10 <sup>-1</sup> *4	1.3×10 <sup>-1</sup>	< 3.9×10 <sup>-1</sup>	
牧草	1996年 5月	水川自給農場	— *1	< 5.2×10 <sup>-2</sup>	< 6.4×10 <sup>-2</sup>	— *1	< 1.4×10 <sup>-1</sup> *4	4.8×10 <sup>-2</sup>	< 2.3×10 <sup>-1</sup>	
	10月		— *1	< 5.5×10 <sup>-2</sup>	< 7.2×10 <sup>-2</sup>	— *1	< 9.1×10 <sup>-2</sup> *4	1.9×10 <sup>-1</sup>	< 2.2×10 <sup>-1</sup>	

\*1 : 測定対象外 \*2 : 化学分析 \*3 : 2ℓ マリネリ容器を直接測定 \*4 : 1ℓ マリネリ容器を直接測定

Table F.1.5-6(b) 環境試料中の放射性核種濃度の測定結果

(むつ事業所, 1996年度)

項目	採取年月	採取地点	<sup>3</sup> H	<sup>54</sup> Mn	<sup>60</sup> Co	<sup>90</sup> Sr *2	<sup>137</sup> Cs	<sup>144</sup> Ce	単位
河川水	1996年5月 11月	美付川	$8.1 \times 10^{-1}$ $8.0 \times 10^{-1}$	$< 1.3 \times 10^{-3}$ $< 1.3 \times 10^{-3}$	$< 1.6 \times 10^{-3}$ $< 1.4 \times 10^{-3}$	$2.8 \times 10^{-3}$ $4.0 \times 10^{-3}$	$< 1.3 \times 10^{-3}$ $< 1.3 \times 10^{-3}$	$< 8.1 \times 10^{-3}$ $< 7.6 \times 10^{-3}$	Bq/ℓ
	1996年5月 11月	出戸川	$1.0 \times 10^0$ $1.1 \times 10^0$	$< 1.2 \times 10^{-3}$ $< 1.3 \times 10^{-3}$	$< 1.6 \times 10^{-3}$ $< 1.6 \times 10^{-3}$	$2.7 \times 10^{-3}$ $4.3 \times 10^{-3}$	$< 1.4 \times 10^{-3}$ $< 1.3 \times 10^{-3}$	$< 8.0 \times 10^{-3}$ $< 8.5 \times 10^{-3}$	
	1996年5月 11月	定係港港内	$< 7.0 \times 10^{-1}$ $3.5 \times 10^0$	$< 1.2 \times 10^{-3}$ $< 1.0 \times 10^{-3}$	$< 1.3 \times 10^{-3}$ $< 1.2 \times 10^{-3}$	$< 3.5 \times 10^{-3}$ $< 2.6 \times 10^{-3}$	$2.5 \times 10^{-3}$ $3.2 \times 10^{-3}$	$< 1.0 \times 10^{-2}$ $< 5.8 \times 10^{-3}$	Bq/ℓ
	1996年5月 11月	定係港港外	$< 6.1 \times 10^{-1}$ $1.8 \times 10^0$	$< 1.1 \times 10^{-3}$ $< 1.1 \times 10^{-3}$	$< 1.3 \times 10^{-3}$ $< 1.4 \times 10^{-3}$	$< 4.1 \times 10^{-3}$ $< 2.4 \times 10^{-3}$	$2.4 \times 10^{-3}$ $2.5 \times 10^{-3}$	$< 6.2 \times 10^{-3}$ $< 5.9 \times 10^{-3}$	
海水	1996年5月 11月	定係港冲合	$< 6.1 \times 10^{-1}$ $2.7 \times 10^0$	$< 1.1 \times 10^{-3}$ $< 1.0 \times 10^{-3}$	$< 1.3 \times 10^{-3}$ $< 1.4 \times 10^{-3}$	$< 2.9 \times 10^{-3}$ $< 2.6 \times 10^{-3}$	$2.2 \times 10^{-3}$ $2.4 \times 10^{-3}$	$< 6.2 \times 10^{-3}$ $< 5.9 \times 10^{-3}$	
	1996年5月 11月	美付川	— — *1 *1	$< 3.8 \times 10^{-1}$ $< 3.9 \times 10^{-1}$	$< 4.7 \times 10^{-1}$ $< 5.1 \times 10^{-1}$	$9.1 \times 10^{-1}$ $5.8 \times 10^{-1}$	$7.7 \times 10^{-1}$ $< 6.4 \times 10^{-1}$	$< 2.0 \times 10^0$ $< 2.5 \times 10^0$	Bq/kg乾土
	1996年5月 11月	出戸川	— — *1 *1	$< 4.2 \times 10^{-1}$ $< 4.9 \times 10^{-1}$	$< 4.7 \times 10^{-1}$ $< 5.3 \times 10^{-1}$	$3.9 \times 10^{-1}$ $5.4 \times 10^{-1}$	$1.4 \times 10^0$ $2.0 \times 10^0$	$< 2.3 \times 10^0$ $< 3.0 \times 10^0$	
	1996年5月 11月	定係港港内	— — *1 *1	$< 5.9 \times 10^{-1}$ $< 7.5 \times 10^{-1}$	$< 7.4 \times 10^{-1}$ $< 8.8 \times 10^{-1}$	$< 1.2 \times 10^{-1}$ $< 1.9 \times 10^{-1}$	$1.1 \times 10^0$ $1.6 \times 10^0$	$< 3.7 \times 10^0$ $< 4.3 \times 10^0$	
河底土	1996年5月 11月	定係港港外	— — *1 *1	$< 4.2 \times 10^{-1}$ $< 3.9 \times 10^{-1}$	$< 5.6 \times 10^{-1}$ $< 4.7 \times 10^{-1}$	$< 1.4 \times 10^{-1}$ $< 2.9 \times 10^{-1}$	$< 7.0 \times 10^{-1}$ $< 4.1 \times 10^{-1}$	$< 2.5 \times 10^0$ $< 2.3 \times 10^0$	Bq/kg乾土
	1996年5月 11月	定係港冲合	— — *1 *1	$< 4.4 \times 10^{-1}$ $< 4.6 \times 10^{-1}$	$< 6.0 \times 10^{-1}$ $< 6.1 \times 10^{-1}$	$< 2.5 \times 10^{-1}$ $< 2.7 \times 10^{-1}$	$< 7.2 \times 10^{-1}$ $< 4.5 \times 10^{-1}$	$< 2.7 \times 10^0$ $< 2.7 \times 10^0$	

項目	採取年月	採取地點	<sup>3</sup> H	<sup>54</sup> Mn	<sup>60</sup> Co	<sup>90</sup> Sr *2	<sup>137</sup> Cs	<sup>144</sup> Ce	単位
海底土	1996年5月 11月	大畑漁港沖	*1 — —	< 5.2×10 <sup>-1</sup> < 5.8×10 <sup>-1</sup>	< 6.3×10 <sup>-1</sup> < 6.7×10 <sup>-1</sup>	< 2.2×10 <sup>-1</sup> < 1.7×10 <sup>-1</sup>	5.7×10 <sup>-1</sup> < 8.4×10 <sup>-1</sup>	< 2.7×10 <sup>0</sup> < 3.2×10 <sup>0</sup>	Bq/kg乾土
	1996年5月 11月	石持漁港沖	*1 — —	< 5.4×10 <sup>-1</sup> < 4.8×10 <sup>-1</sup>	< 6.8×10 <sup>-1</sup> < 5.7×10 <sup>-1</sup>	< 2.9×10 <sup>-1</sup> < 1.1×10 <sup>-1</sup>	< 6.3×10 <sup>-1</sup> < 5.2×10 <sup>-1</sup>	< 3.1×10 <sup>0</sup> < 2.6×10 <sup>0</sup>	
	1996年5月 11月	野牛漁港沖	*1 — —	< 5.9×10 <sup>-1</sup> < 5.6×10 <sup>-1</sup>	< 7.3×10 <sup>-1</sup> < 6.4×10 <sup>-1</sup>	< 3.7×10 <sup>-1</sup> < 2.6×10 <sup>-1</sup>	< 8.6×10 <sup>-1</sup> < 6.5×10 <sup>-1</sup>	< 3.3×10 <sup>0</sup> < 3.3×10 <sup>0</sup>	
	1996年5月 11月	岩屋漁港沖	*1 — —	< 5.9×10 <sup>-1</sup> < 5.9×10 <sup>-1</sup>	< 6.9×10 <sup>-1</sup> < 6.4×10 <sup>-1</sup>	< 1.3×10 <sup>-1</sup> < 1.6×10 <sup>-1</sup>	< 5.9×10 <sup>-1</sup> < 6.7×10 <sup>-1</sup>	< 3.1×10 <sup>0</sup> < 3.1×10 <sup>0</sup>	
	1996年5月 11月	気象観測露場	*1 — —	< 8.0×10 <sup>-1</sup>	< 9.1×10 <sup>-1</sup>	—	*1	4.1×10 <sup>0</sup>	< 5.3×10 <sup>0</sup>
	1996年5月 11月	浜関根ボスト	*1 — —	< 7.5×10 <sup>-1</sup> < 7.2×10 <sup>-1</sup>	< 8.7×10 <sup>-1</sup> < 8.8×10 <sup>-1</sup>	—	*1	7.4×10 <sup>0</sup>	< 5.0×10 <sup>0</sup>
	1996年5月 11月	関根中学校	*1 — —	< 7.6×10 <sup>-1</sup> < 1.4×10 <sup>0</sup>	< 9.7×10 <sup>-1</sup> < 9.9×10 <sup>-1</sup>	—	*1	7.3×10 <sup>0</sup>	< 4.3×10 <sup>0</sup>
	1996年5月 11月	水川目ボスト	*1 — —	< 8.9×10 <sup>-1</sup> < 1.5×10 <sup>0</sup>	< 1.1×10 <sup>0</sup> < 1.1×10 <sup>0</sup>	—	*1	2.2×10 <sup>1</sup>	< 4.6×10 <sup>0</sup>
	1996年5月 11月	農作物耕作地	*1 — —	< 8.1×10 <sup>-1</sup> < 8.7×10 <sup>-1</sup>	< 9.4×10 <sup>-1</sup> < 1.1×10 <sup>0</sup>	—	*1	1.7×10 <sup>1</sup> 1.5×10 <sup>1</sup>	< 5.1×10 <sup>0</sup> < 5.8×10 <sup>0</sup>
	1996年5月 11月							4.7×10 <sup>0</sup> 5.8×10 <sup>0</sup>	< 4.7×10 <sup>0</sup> < 5.0×10 <sup>0</sup>

\*1 : 測定対象外 \*2 : 化学分析

Table F.1.5-7 降下塵中の放射性核種濃度の測定結果

(むつ事業所, 1996年度)

採取年月	<sup>7</sup> Be	<sup>54</sup> Mn	<sup>60</sup> Co	<sup>95</sup> Zr	<sup>95</sup> Nb	<sup>137</sup> Cs	<sup>144</sup> Ce
1996年4月	8.3×10 <sup>7</sup>	< 5.6×10 <sup>4</sup>	< 6.9×10 <sup>4</sup>	< 9.7×10 <sup>4</sup>	< 6.4×10 <sup>4</sup>	< 5.4×10 <sup>4</sup>	< 3.4×10 <sup>5</sup>
5月	6.6×10 <sup>7</sup>	< 5.4×10 <sup>4</sup>	< 7.3×10 <sup>4</sup>	< 1.1×10 <sup>5</sup>	< 6.7×10 <sup>4</sup>	< 7.9×10 <sup>4</sup>	< 3.8×10 <sup>5</sup>
6月	5.5×10 <sup>7</sup>	< 5.6×10 <sup>4</sup>	< 6.5×10 <sup>4</sup>	< 1.0×10 <sup>5</sup>	< 6.5×10 <sup>4</sup>	< 5.5×10 <sup>4</sup>	< 3.4×10 <sup>5</sup>
7月	9.2×10 <sup>7</sup>	< 5.1×10 <sup>4</sup>	< 5.7×10 <sup>4</sup>	< 9.1×10 <sup>4</sup>	< 6.5×10 <sup>4</sup>	< 5.9×10 <sup>4</sup>	< 3.2×10 <sup>5</sup>
8月	1.1×10 <sup>8</sup>	< 5.1×10 <sup>4</sup>	< 6.6×10 <sup>4</sup>	< 1.0×10 <sup>5</sup>	< 6.4×10 <sup>4</sup>	< 5.1×10 <sup>4</sup>	< 3.9×10 <sup>5</sup>
9月	4.8×10 <sup>7</sup>	< 4.9×10 <sup>4</sup>	< 7.0×10 <sup>4</sup>	< 1.0×10 <sup>5</sup>	< 6.3×10 <sup>4</sup>	< 5.4×10 <sup>4</sup>	< 3.2×10 <sup>5</sup>
10月	3.4×10 <sup>7</sup>	< 5.2×10 <sup>4</sup>	< 6.9×10 <sup>4</sup>	< 9.5×10 <sup>4</sup>	< 6.9×10 <sup>4</sup>	< 5.0×10 <sup>4</sup>	< 3.4×10 <sup>5</sup>
11月	1.9×10 <sup>8</sup>	< 5.2×10 <sup>4</sup>	< 6.5×10 <sup>4</sup>	< 9.0×10 <sup>4</sup>	< 6.5×10 <sup>4</sup>	< 5.2×10 <sup>4</sup>	< 3.8×10 <sup>5</sup>
12月	1.4×10 <sup>8</sup>	< 5.1×10 <sup>4</sup>	< 6.2×10 <sup>4</sup>	< 1.0×10 <sup>5</sup>	< 6.3×10 <sup>4</sup>	< 5.7×10 <sup>4</sup>	< 3.7×10 <sup>5</sup>
1997年1月	1.1×10 <sup>8</sup>	< 5.5×10 <sup>4</sup>	< 6.5×10 <sup>4</sup>	< 1.0×10 <sup>5</sup>	< 7.0×10 <sup>4</sup>	< 8.1×10 <sup>4</sup>	< 3.8×10 <sup>5</sup>
2月	8.6×10 <sup>7</sup>	< 5.5×10 <sup>4</sup>	< 7.2×10 <sup>4</sup>	< 9.8×10 <sup>4</sup>	< 8.8×10 <sup>4</sup>	< 5.4×10 <sup>4</sup>	< 3.7×10 <sup>5</sup>
3月	9.2×10 <sup>7</sup>	< 5.3×10 <sup>4</sup>	< 7.2×10 <sup>4</sup>	< 1.1×10 <sup>5</sup>	< 9.1×10 <sup>4</sup>	< 5.6×10 <sup>4</sup>	< 3.7×10 <sup>5</sup>

(備考) 採取場所は、気象観測露場内。

(単位: Bq/km<sup>2</sup>)

## F.1.6 放射線計測器の管理

## (1) サーベイメータ等の管理

1996年度におけるサーベイメータの現有台数、校正台数及び故障件数を種類別にTable F.1.6-1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) 放射線モニタ等の管理

環境放射線監視システム及び施設放射線管理用モニタの点検校正は、1995年度同様、年1回実施した。気象観測装置及び地震観測装置についても同様に年1回実施した。

(盛 隆志)

Table F.1.6-1 サーベイメータの現有台数、校正台数及び故障件数

(むつ事業所、1996年度)

サーベイメータ機種名	現有台数	校正台数	故障件数
GM管式サーベイメータ	8	8	0
β線表面汚染検査計	17	17	1
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
Na Iシンチレーション式サーベイメータ	5	5	0
テレスコープ	1	1	0
コンタミネーションモニタ	1	1	0
合 計	54	54	1

## 2. 技術開発

---

Technical Development

## 2. 1 個人被ばく線量当量の管理

### 2.1.1 概 要

科学技術庁から受託した特別会計事業「原子力発電施設等内部被ばく評価技術調査」では、新呼吸気道モデルのコード化及び新体内動態モデルの検討等を実施した。また、ICRP Publ. 68の線量係数等についても、検討を行った。

内部被ばく検査において、尿中トリチウム検査に使用する数種の液体シンチレータについて、計数効率及び性能指数の性能比較を行った。さらに定常的な $\beta$ 線放射体の内部被ばくモニタリングを液体シンチレーションカウンタを用いて行うための試料調製法について検討を行った。

- (1) 科学技術庁からの受託事業として、1995年度から5年計画で開始した作業者及び一般公衆に対する線量評価法について検討した。1996年度は、2年目として、①新呼吸気道モデル（ICRP Publ. 66）のコード作成、②日本人の代謝データの検討、③新体内動態モデル（ICRP Publ. 56, 67, 69, 71）の検討、基本設計等を実施した。
- (2) ICRPはPubl. 68として、「作業者による放射性核種の摂取についての線量係数」を刊行した。ICRPPubl. 68 の線量係数は、ICRPのPubl. 56 の新体内動態モデル及びPubl. 66 の新呼吸気道モデルを反映しており、線量評価法がより詳細なものとなっている。これについて、新体内動態モデルの概略、及び従来の方法による預託実効線量当量の算定と線量係数を用いた預託実効線量の算定による結果の違いについて検討を行った。
- (3) 尿中トリチウム検査に使用する3種類の乳化シンチレータ（ウルチマゴールドXR、ウルチマゴールドLLT、クリアゾルI）について、尿試料の保持率を10%から55%の範囲で変化させ、それに対応する計数効率及び性能指数について検討を行ったところ、ウルチマゴールドLLTが優れていることが分かり、今後は、このシンチレータを尿中トリチウム検査で使用することとした。
- (4) バイオアッセイによる核種を限定しない、定常的な $\beta$ 線放射体の内部被ばくモニタリングを液体シンチレーションカウンタを用いて行うための試料調製法について検討した。尿試料の化学分離・精製法の検討、試料と混合可能な乳化シンチレータの選定、実試料の測定に基づいた測定条件の安定性及び検出限界値の検討、 $^{90}\text{Sr} - ^{90}\text{Y}$ を添加して試料調製を行った際の化学収率の測定等を行った。

（大村 英昭）

### 2.1.2 内部被ばく線量評価コードの開発・整備（2）

科学技術庁からの受託事業として1995年度から5年計画で開始した本事業は、作業者及び一般公衆に対する線量評価法について検討し、内部被ばく線量評価コードを開発・整備するものである。1996年度はその2年度目であり、本年度の調査検討の概要を以下に述べる。

#### (1) 新呼吸気道モデルのコード作成

ICRP Publ. 66に示されている新呼吸気道モデルコード化のための基本設計を1995年度に実施しており、この基本設計に基づいてコード作成を実施した。作成したコードは1995年度までに整備した線量評価コード（INDES(V1)コード）に組み込むとともに、各種データファイルを整備し、線量計算ができるようにコードを改良した（INDES(V2)コード）。プログラム及びデータファイル構成を、Fig. 2.1.2 -1 に示す。

##### (a) 呼吸気道各領域における吸入粒子の沈着割合を計算するプログラム（DEPROB）

吸入摂取した放射性粒子の呼吸気道内沈着は、粒子の粒径、密度、幾何学的形状に依存するとともに、沈着部位となる呼吸気道の形状やその容積など被ばく者の体格、及び被ばく者の活動状況（睡眠、休憩、軽い運動、激しい運動の時間数と呼吸率）や呼吸習慣（鼻呼吸、口呼吸）に依存する。このため、沈着割合を計算する場合、まず、粒子に関するデータと呼吸気道に関するデータを設定する。これらのデータから、呼吸気道各領域を通過する粒子が、空気力学的沈着（慣性運動による衝突や重力沈降）と熱力学的沈着（ブラウン運動による拡散）により沈着する割合を計算する。吸入粒子が多分散エアロゾルの場合は、その粒径分布は対数正規分布すると仮定して計算する。

##### (b) 放射性物質の体内挙動を解析し、各組織の積分放射能を計算するプログラム（TIMEID）

呼吸気道の各領域に沈着した粒子は、気道表面の輸送による胃腸管への移行、リンパ管への移行、血液への吸収により除去される（クリアランスモデル）。吸入摂取された放射性物質は体液を通して各組織に移行するため、体内挙動を解析するには呼吸気道のみではなく、身体各組織・器官への移行と沈着も含めて解析しなければならない。つまり、摂取した核種や生成される娘核種の各組織・器官における放射能を求めるには各組織・器官の代謝データが必要であり、このデータを用いて吸入摂取から50年間（職業人）あるいは70歳（一般公衆）までの間に各組織・器官に沈着する全放射能量を計算する。現在用いている呼吸気道以外の組織・器官における代謝データはICRP Publ. 30のデータであり、成人に関するデータしか扱っていない。1997年度にはICRP Publ. 56, 67, 69, 71 で示されている各年令群（3ヶ月、1歳、5歳、10歳、15歳及び成人）の代謝データを有する新体内動態モデルを導入することとしており、この時点で代謝データは変更されることとなる。

##### (c) 線源組織と標的組織の間の比実効エネルギーを計算するプログラム（SEE）

比実効エネルギーは、線源組織内の放射性核種による核壊変により放出される放射線エネルギーが、ある標的組織のg当たりに付与するエネルギー(MeV)を放射線荷重係数を用いて修正したものである。本プログラムでは、親核種、骨沈着様式、摂取年令を入力することにより、比実効エネルギーを計算できる。親核種を入力することにより、生成される娘核種についても、

線源組織と標的組織間の各放射線（光子、電子、 $\alpha$ 線及び自発核分裂）とこれら放射線の寄与を合計した比実効エネルギーが計算できる。これらの組織には、新呼吸気道モデルで示された詳細な線源組織、標的組織を含んでおり、計算できる年令群は3ヶ月児、1歳、5歳、10歳、15歳、成人女性及び成人男性である。

#### (d) 預託等価線量及び預託実効線量を計算するプログラム (D O S E)

各標的器官の預託等価線量の計算には、線源器官の積分放射能と比実効エネルギーを用いる。呼吸気道内の各組織の預託等価線量を求めるには、新呼吸気道モデルで勧告されたデトリメントを考慮するため、分配係数を用いて計算する。得られた預託等価線量に組織荷重係数を乗じて合算することにより、実効線量を求める。

#### (2) 日本人の代謝データの検討

日本人の代謝データとして発表されているデータは少なく、トリチウム、ストロンチウム、よう素、セシウムについて I C R P データと比較しながら検討した。その結果、トリチウムに関しては成人の生物的半減期は約  $9.4 \pm 2.7$  日であり、 I C R P データの 10 日とよくあっていることがわかった。ストロンチウムについては日本人に関する 1960 年代のデータは I C R P でも採用されているものの、その後のデータはあまりなく、日本人特有のデータは得られなかった。よう素については日本人代謝データが比較的多く発表されており、その結果から、成人のよう素の甲状腺摂取率は I C R P の 30 % に対して、 20 % が適当であろうと考えられる。また、甲状腺中よう素の生物的半減期に関しては I C R P の 80 日に対して、約 35 日と短いことが推察された。セシウムについては、 I C R P データは生物的半減期が 2 日と 110 日の 2 成分であることを示しているが、測定された日本人データでは半減期の短い成分は得られておらず、 85 日という 1 成分のみであった。以上の検討されたデータは成人のデータのみであり、各年令群毎の代謝データは得られなかった。

#### (3) 新体内動態モデルの検討

I C R P は Publ. 56, 67, 69 及び 71 として Publ. 30 に代わる体内動態モデルを発表している。このモデルは従来と同様のコンパートメントモデルであり、クリアランスモデルが採用されている。しかし、対象臓器や移行経路は詳細になっており、クリアランスに関するパラメータ（残留時間、移行速度、胃腸管吸収率、移行割合等）では一般公衆の線量評価を目的とする年令依存性を考慮したものとなっている。アルカリ土類元素 (Ca, Sr, Ba 及び Ra), Fe, Pb, Th, U, Np, Pu, Am 及び Cm では、血液と骨、肝臓、腎臓及び組織間のフィードバック経路を考慮した移行モデルとなっている。また、実効線量の評価では、膀胱と結腸が追加されているため、糞・尿からの被ばくを正しく見積るために糞・尿の排泄経路が考慮されている。この 31 元素以外の元素に関しても糞・尿からの線量を評価する必要があり、糞と尿の排泄比を用いて新たに評価しなければならない。さらに、娘核種が親核種と異なる体内動態モデルを適用しなければならない核種もある。これらの元素に関する体内動態モデルは 1997 年度にプログラムを作成し、 I N D E S (V2) コードに組み込む予定である。

(山口 武憲)

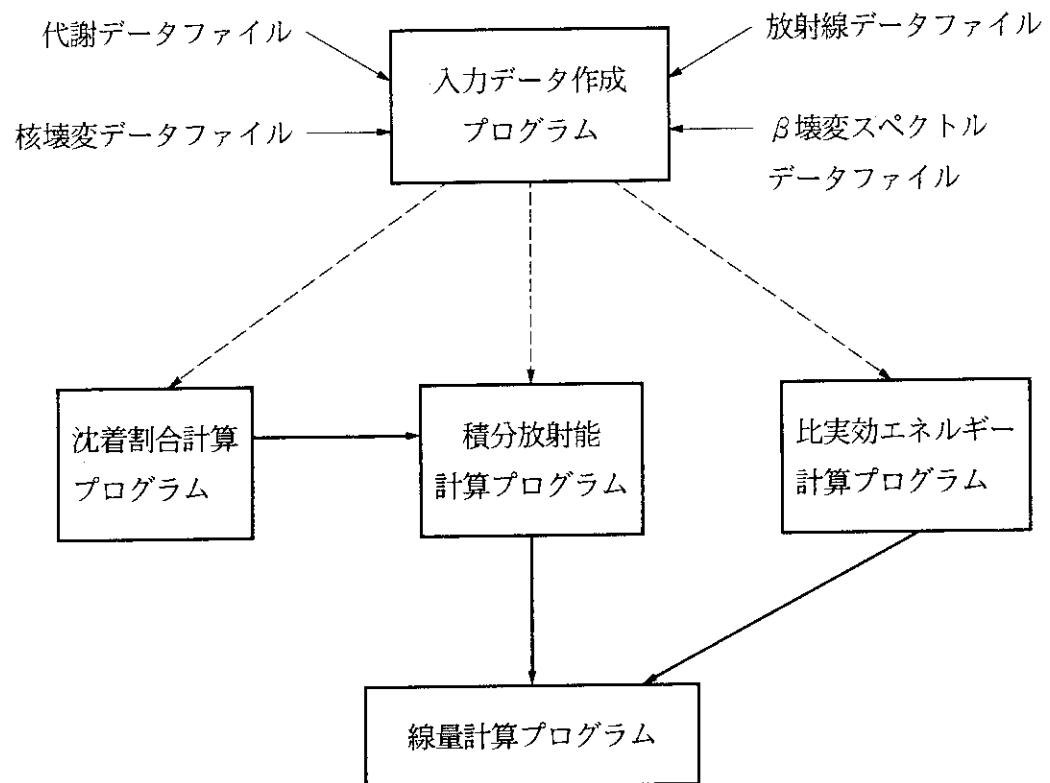


Fig. 2.1.2-1 Program structure of INDES(V2) code

### 2.1.3 トリチウム摂取による預託実効線量当量と預託実効線量の比較

現行の放射線障害防止法令に記載されている告示別表の数値は、ICRP Publ.30及び48に基づいている。近年、ICRPはPubl.68として、「作業者による放射性核種の摂取についての線量係数」を刊行した。このPubl.68の線量係数は、ICRP Publ.56の新体内動態モデル及びPubl.66の新呼吸気道モデルを反映しており、線量評価法がより詳細なものとなっている。ここでは、新体内動態モデルの概略、および従来の方法による預託実効線量当量の算定と線量係数を用いた預託実効線量の算定による結果の違いについて述べる。

#### (1) トリチウムの化学形と線量への寄与

摂取するトリチウムの化学形（トリチウム水、有機結合トリチウム及び元素状トリチウム）により、体内における残留割合、すなわち生物的半減期が異なる。ICRP Publ.56では、トリチウム水摂取の場合、その1から5%が非揮発性有機化合物中に取り込まれ、残りは体内水の一部として均一に分布するとされる。これらの生物的半減期は、それぞれ40日及び10日であり、有機結合トリチウムの線量寄与分は10%程度である。また、有機結合トリチウム摂取の場合、主に食物として摂取されて体組織中に吸収されるが、その半分は炭素と結合して炭素の代謝にしたがうので、有機成分の線量寄与分は80%となる。トリチウムガスの吸入摂取による被ばくについて、ICRP Publ.68では、吸入したトリチウムガスのうち0.01%がトリチウム水に変換され、体内に吸収されるので、このトリチウム水を被ばくの主要源として実効線量係数を求めている。

原子力施設における放射線作業では、通常、トリチウム水蒸気あるいはトリチウムガスの形で吸入摂取すると考えられる。この場合の有機結合トリチウムによる線量寄与分は少なく、また、測定評価も困難なことから評価対象とはしていない。したがって、体液中に存在するトリチウム水は全て10日の半減期で排泄されると仮定して線量を評価している。なお、トリチウム水を摂取した日本人の生物的半減期を調査した例<sup>1)</sup>では9.4±2.7日であり、ICRPの示す10日と良く一致しているといえる。

#### (2) 体内のトリチウム濃度とその採取・測定

トリチウム水蒸気あるいはトリチウムガスの摂取により体内に吸収されたトリチウム水は急速に体内水と混じり、平衡状態となる。トリチウム被ばく者の呼気、唾液及び尿中トリチウム濃度を50日間に渡って測定した実験<sup>2)</sup>でも、これらの測定値は良い一致を示していることから、呼気、唾液、尿を試料として測定することにより体内のトリチウム水濃度を求ることは妥当である。呼気及び唾液中トリチウム濃度は吸入摂取の2から3時間後にはほぼ均一濃度となるので、その時点で採取すれば良いが、尿の場合、膀胱中の尿中トリチウム濃度が体内トリチウム濃度と確実に等しくなるには、1日の平均排尿回数6回（ICRP Publ.68）を考慮すると、吸入摂取から数時間必要であろう。

呼気中トリチウム水の採取方法は、ストローやチューブを用いて、呼気をドライアイスや氷で冷却して採取するコールドトラップ法が一般的である。呼気や唾液はクエンチング（消光作用）が少ないので、一般に用いられている液体シンチレータ（アクアゾル、インスタゲル等）が使用できる。尿試料の場合、化学クエンチングやカラークエンチングが測定上の問題となるので、分取する尿量

を少なく（0.2ml程度）するか、蒸留等により尿中のクエンチング物質を除去して測定する。しかし、近年ではクエンチング抑制効果の高い液体シンチレータが販売されており、その有効性が確認されている。

### (3) 線量評価結果の比較

トリチウム水蒸気霧囲気中での作業では、空気中濃度等に基づいて吸入摂取量を求める場合がある。この場合、吸入摂取の他に皮膚を通しての吸収も考慮すべきであり、その比は2:1となっている（ICRP Publ.30）。したがって、呼吸率( $1.2\text{m}^3/\text{h}$ ) $\times 1.5$ 、吸入した空気中トリチウム濃度A(Bq/m<sup>3</sup>)、トリチウムの吸入時間H(時間)から吸入摂取量I(Bq)= $1.8 \times A \cdot H$ を求め、この吸入摂取量と年摂取限度の比から預託実効線量当量が得られる。一方、ICRP Publ.68では実効線量係数として $1.8 \times 10^{-11}\text{Sv/Bq}$ が示されている。しかし、上記の2:1という比率について何ら言及しておらず、皮膚からの吸収が考えられる場合にはこの比率を考慮すべきであろう。したがって、実効線量係数に空気中濃度A、呼吸率および作業時間Hを乗じた後、これを1.5倍して預託実効線量を求める。このようにして求めた預託実効線量当量と預託実効線量を比較すると、預託実効線量の方が約4%増加するだけである。

トリチウムガス霧囲気中での作業では、ICRP Publ.30によると肺への照射が支配的であり、実効線量当量率 $1.2 \times 10^{-15}\text{Sv} \cdot \text{m}^3 / (\text{Bq} \cdot \text{h})$ が示されている。ICRP Publ.68では、前述のように肺に吸収されたトリチウムガスがトリチウム水に変換され、これが肺中のガスによる照射の数倍であるとしており、その実効線量係数は $1.8 \times 10^{-15}\text{Sv/Bq}$ である。単位トリチウム濃度1Bq/m<sup>3</sup>の空気中で1時間作業したと仮定すると、ICRP Publ.30にしたがえば預託実効線量当量は $1.2 \times 10^{-15}\text{Sv/h}$ となり、ICRP Publ.68にしたがえば預託実効線量 $2.2 \times 10^{-15}\text{Sv/h}$ となる。つまり、ICRP Publ.68の方が1.8倍高い値であることがわかる。

（山口武憲）

### 参考文献

- 1) Akaishi, J, et al.: "Twenty years of tritium internal monitoring in Japan Atomic Energy Research Institute", "Radiation-risk-protection", Koln, IRPA, (1984)
- 2) Takada, K, et al.: A test to enhance the excretion of tritium in man by excessive water intake, Health Physics 41, (1981)

### 2.1.4 尿中トリチウム検査に使用する液体シンチレータの性能比較

尿中トリチウム検査では、測定装置として液体シンチレーションカウンタ（液シン）が一般的に使われる。また、使用するシンチレータも様々な種類があり、試料調製法共々、その用途により使い分ける必要がある。

原研においては従来尿中トリチウム検査で用いる尿の試料調製法は、尿を活性炭により脱色し、陰陽両イオン交換樹脂により妨害イオンを取り除き、シンチレータと混合させていた。このシンチレータはトルエン及びエチルアルコールをベースに、2, 5-ジフェニルオキサゾール（PPO）及び1, 4-ビス-2-(4-メチル-5-フェニルオキサゾリル)-ベンゼン（DMP POP）を添加したものである。しかしその後、測定試料数が増加したこと、これまでの測定の経験から複合摂取が認められなかったことから、生尿とシンチレータとをそのまま混合して測定用試料とした。これは、液シンの性能が向上し、この試料調製法においてもトリチウム摂取が検出できることを確認したからである。

1995年に液シンを更新したことから、今回この液シンの光電子増倍管の分光感度特性に合わせた市販の乳化シンチレータを使用して尿中トリチウムの測定性能を検討した。使用した液シンはパックカード社製トライカーブ2700SP、シンチレータはウルチマゴールドXR（XR）及びウルチマゴールドLLT（LLT）並びに比較のために過去に使用したことのある乳化シンチレータのクリアゾルI（クリアゾル）も加えた。なお、定常測定で使用している上記トルエン及びエチルアルコールをベースにしたシンチレータは、水に対する保持率が2%と低いため、この検討からは除外した。

測定エネルギー範囲はトリチウムの $\beta$ 線エネルギーである0から18.6 keVとし、測定は総計数が2,000 カウント以上まで行った。カラークエンチングは自動補正とし、試料はイオン交換水及び任意に選んだ定常測定用の尿（生尿）とした。これらの試料とシンチレータを混合し測定用試料とした。総容量は幾何学的効率が一定となるように15mLとし、保持率を10%から55%の範囲で変化させた。計数効率は、内部標準線源法により、添加したトリチウム放射能量90Bq (5,400dpm) と測定計数値から求めた。

Fig. 2.1.4 - 1には、試料としてイオン交換水を用いた場合の保持率とトリチウム計数効率を、Fig. 2.1.4 - 2には、そのときの計数効率と保持率を掛け合わせた性能指数（FOM）を示す。同様に、試料として生尿を用いた場合についてFig. 2.1.4 - 3及びFig. 2.1.4 - 4に示す。イオン交換水及び生尿とも、総量を15mLとし保持率を変化させた場合、クリアゾル及びXRよりもLLTの方が計数効率の良いことが分った。また、計数効率とFOMについても同様のことが分った。

これらのことから、検討した乳化シンチレータではLLTの性能が優れている事が分ったので、今後はこのシンチレータを尿中トリチウム検査で使用していくこととした。

（清水 勇、石川 浩司）

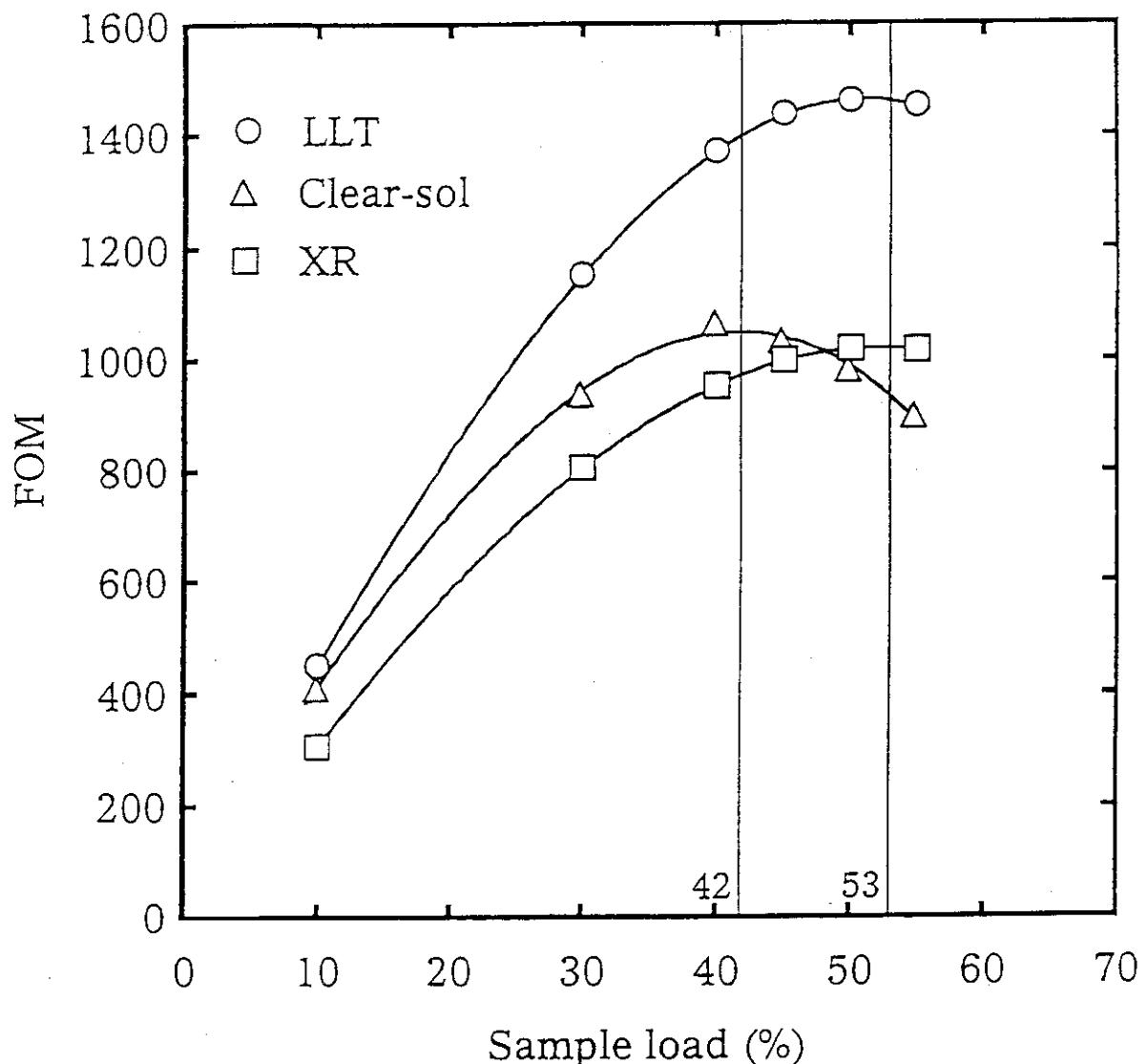


Fig. 2.1.4-2 Variation of Figure of Merit(FOM\*) with sample load  
for three scintillation cocktails.  
(15ml of solution containing distilled water)

$$\text{FOM}^* = [\text{counting efficiency}(\%)] \times [\text{sample load}(\%)]$$

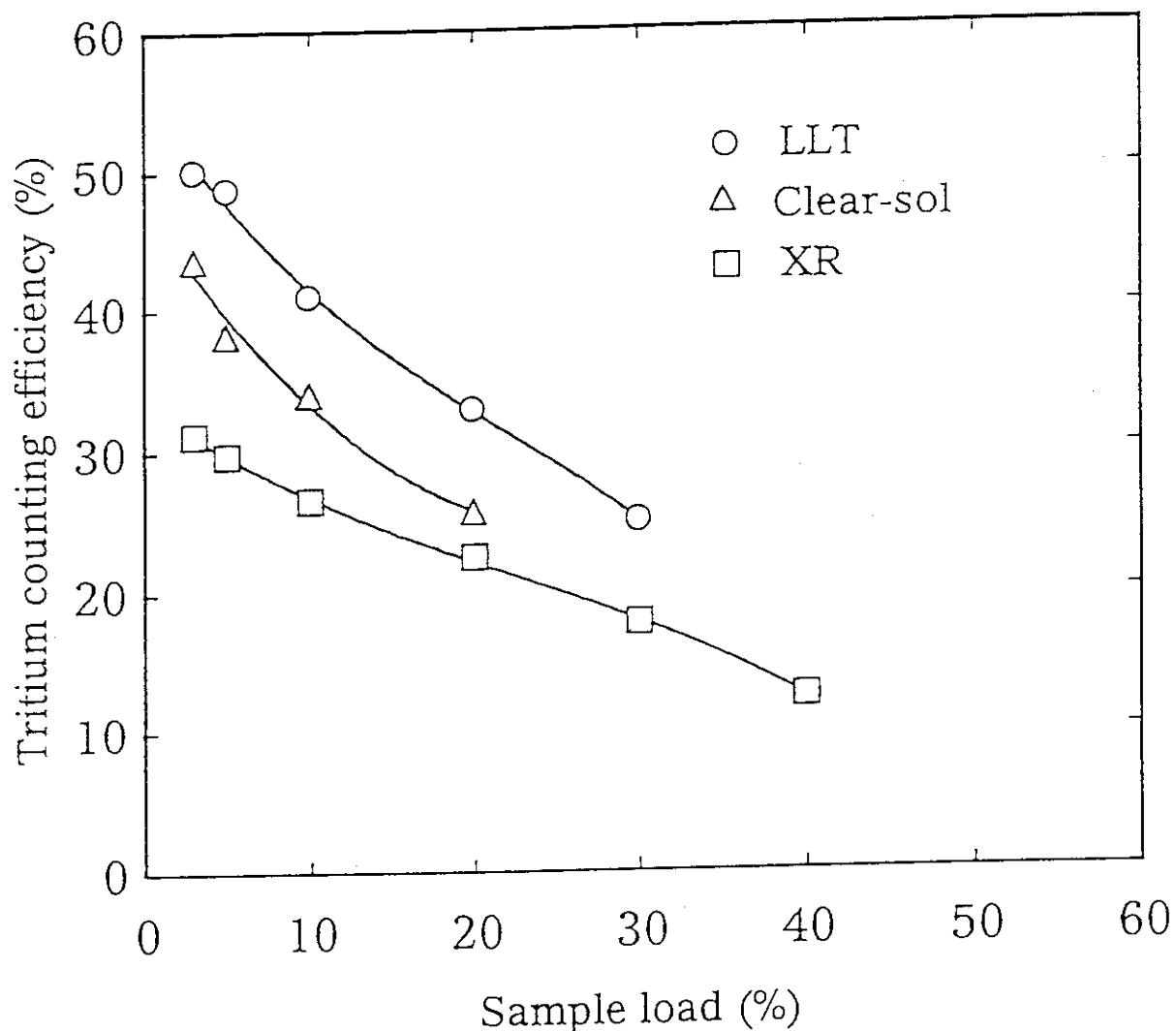


Fig. 2.1.4-3 Variation of tritium counting efficiency with sample load  
for various liquid scintillation cocktails.  
(15mℓ of solution containing urine)

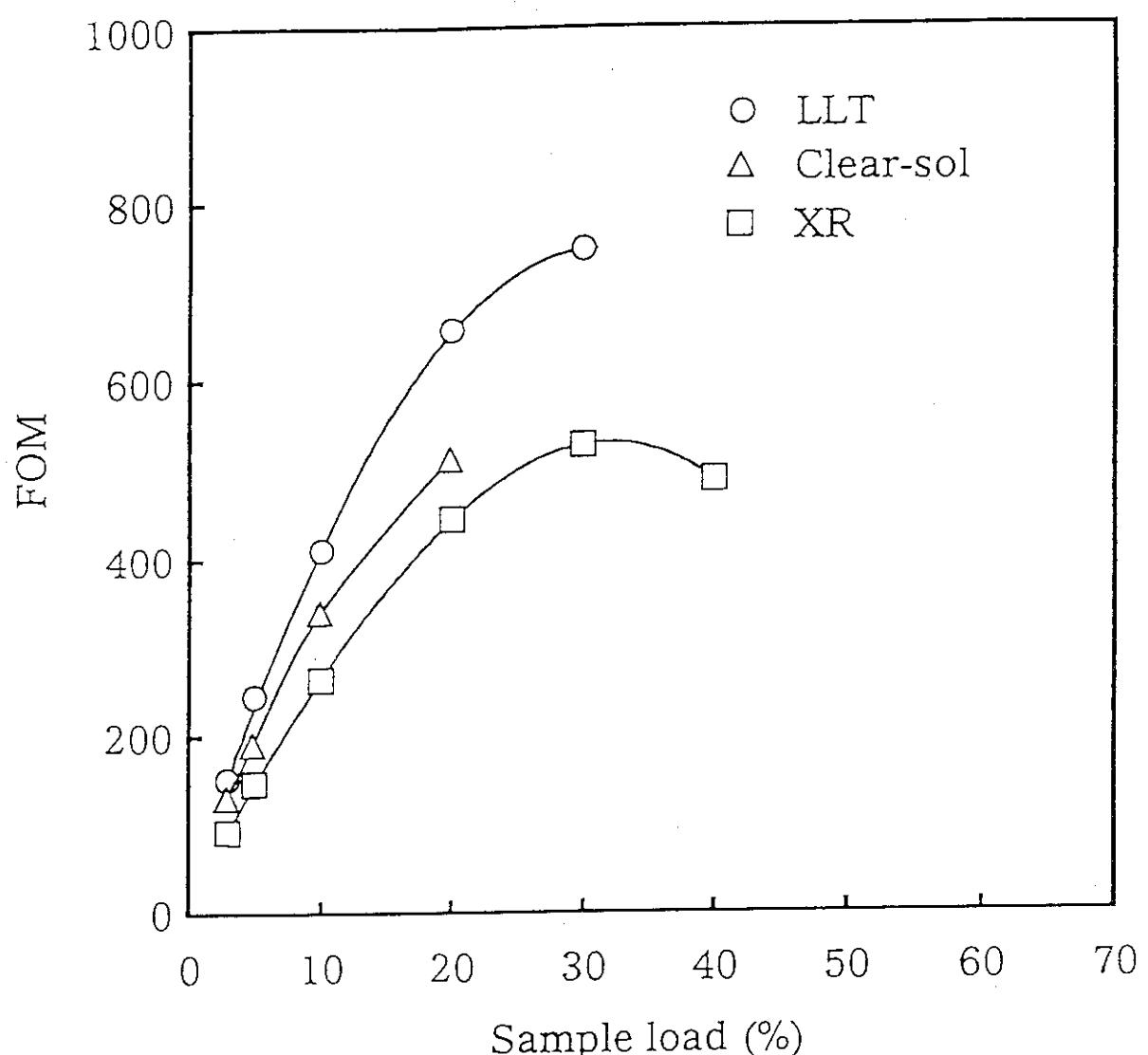


Fig. 2.1.4-4 Variation of Figure of Merit(FOM\*) with sample load  
for three scintillation cocktails.  
(15mℓ of solution containing urine)

$$\text{FOM}^* = [\text{counting efficiency}(\%)] \times [\text{sample load}(\%)]$$

### 2.1.5 液体シンチレーションカウンタを用いた尿中全 $\beta$ 放射能測定のための試料調製法の検討

原研では $^{32}\text{P}$ ,  $^{90}\text{Sr}$ ,  $^{99}\text{Tc}$ などの $\gamma$ 線を放出しない $\beta$ 線放射体が定常に取り扱われており、定期的にバイオアッセイによる確認検査を実施し被ばくの有無を確認している。液体シンチレーションカウンタを用いた測定法はバイオアッセイによる核種を限定しない定常的な内部被ばくモニタリングにおいて極めて有効な手法といえる。測定用試料はシンチレータと混合して測定するが、これにより自己吸収のない測定が可能となる。また200keV以上の最大エネルギーをもった $\beta$ 線放射体であれば100%近いほぼ一定の検出効率で測定することができる。さらにスペクトルデータは検出された核種の同定にも有用である。

液体シンチレーションカウンタを用いて、個人差を有した多数の尿試料を一定の測定条件を保つて測定するためには、適切な試料調製法の開発が不可欠である。今回は尿試料を簡便かつ適切に測定器に導入することを目的として、試料調製法の検討、実試料への適用、 $^{90}\text{Sr}-^{90}\text{Y}$ を用いた回収率の評価を行った。使用した尿は通常業務で使用したバックグラウンド対象者の尿を隨時混合し400 mlとしたものを試料とした。 $\beta$ 線測定にはパッカード社製トライカーブ2700 SPを使用した。

試料の化学分離・精製は尿中に存在するリン酸イオン及びカルシウムイオンを利用したリン酸塩共沈法による濃縮、及び湿式灰化による有機物の分解により行った。化学分離・精製の操作手順をFig. 2.1.5-1に示す。リン酸塩による共沈法は希ガス、アルカリ金属、ハロゲン元素を除く元素の大半を捕集し、高いバックグラウンドの要因となる $^{40}\text{K}$ を除去することを目的としている。また灰化はシンチレータに対してクエンチングの原因となる有機物を分解することを目的としている。

測定に用いるバイアルの容量を20mlとして測定線源の調製法を検討した。化学分離・精製後のリン酸塩沈殿は溶液とした後シンチレータと混合することで測定用線源を調製することとした。400 mlの尿を用いた場合、1M塩酸5 mlに沈殿を溶解させれば個人差に起因する沈殿量の多少にかかわらず溶解可能であることがわかった。この5 mlの試料溶液をパッカード社製ウルチマゴールドL LT、ウルチマゴールドAB、ウルチマゴールドXRの3種類のシンチレータを用いて線源の調製を試みた。ウルチマゴールドAB 15mlを使用した場合にのみ溶液とシンチレータを均一に混合することができた。それ以外は2相に分離した。12種類の混合尿試料について試料調製、測定を行ったが、クエンチングの指標(tSIE)は389±6と個人差に基づく沈殿量の多少に関わらず極めて安定した測定条件で測定が可能であることがわかった。この測定で見積った検出限界値は検出効率を100%と仮定して180分測定で50mBq/400mlであり従来の全 $\beta$ 放射能検査と同等の性能を有している。

尿試料400mlを用いて試料調製の灰化の操作まで行ったものについて約10Bqの $^{90}\text{Sr}-^{90}\text{Y}$ 溶液を添加し、その後リン酸カルシウム共沈を2回繰り返し行って作成した線源を測定し得たスペクトルをFig. 2.1.5-2に示す。二つの最大エネルギーの異なる $\beta$ 線スペクトルが判別できる。化学収率は67%であった。

以上のことから今回検討した試料調製法を用いることによって液体シンチレーションカウンタによる尿中全 $\beta$ 放射能測定法が実試料に適用可能であることを確認した。

(桑原 潤)

**Urine Sample (400ml)**

conc.  $\text{HNO}_3$  10ml  
 Heat  
 conc.  $\text{NH}_4\text{OH}$  (adjust to  
 $\text{pH} \approx 9$ )

**Coprecipitation**

Centrifugation

sup.                    ppt.

conc.  $\text{HNO}_3$  10ml

**Wet ashing**

Heat to dryness

conc.  $\text{HCl}$  1ml  
 water 100ml  
 conc.  $\text{NH}_4\text{OH}$  (adjust  
 $\text{to pH} \approx 9$ )

**Coprecipitation**

Centrifugation

sup.                    ppt.

Heat to dryness

waste

1M  $\text{HCl}$  5ml

**Mixing with scintillator**

Fig. 2.1.5-1 Analytical procedure of gross-beta counting for urine sample by liquid scintillation counter.

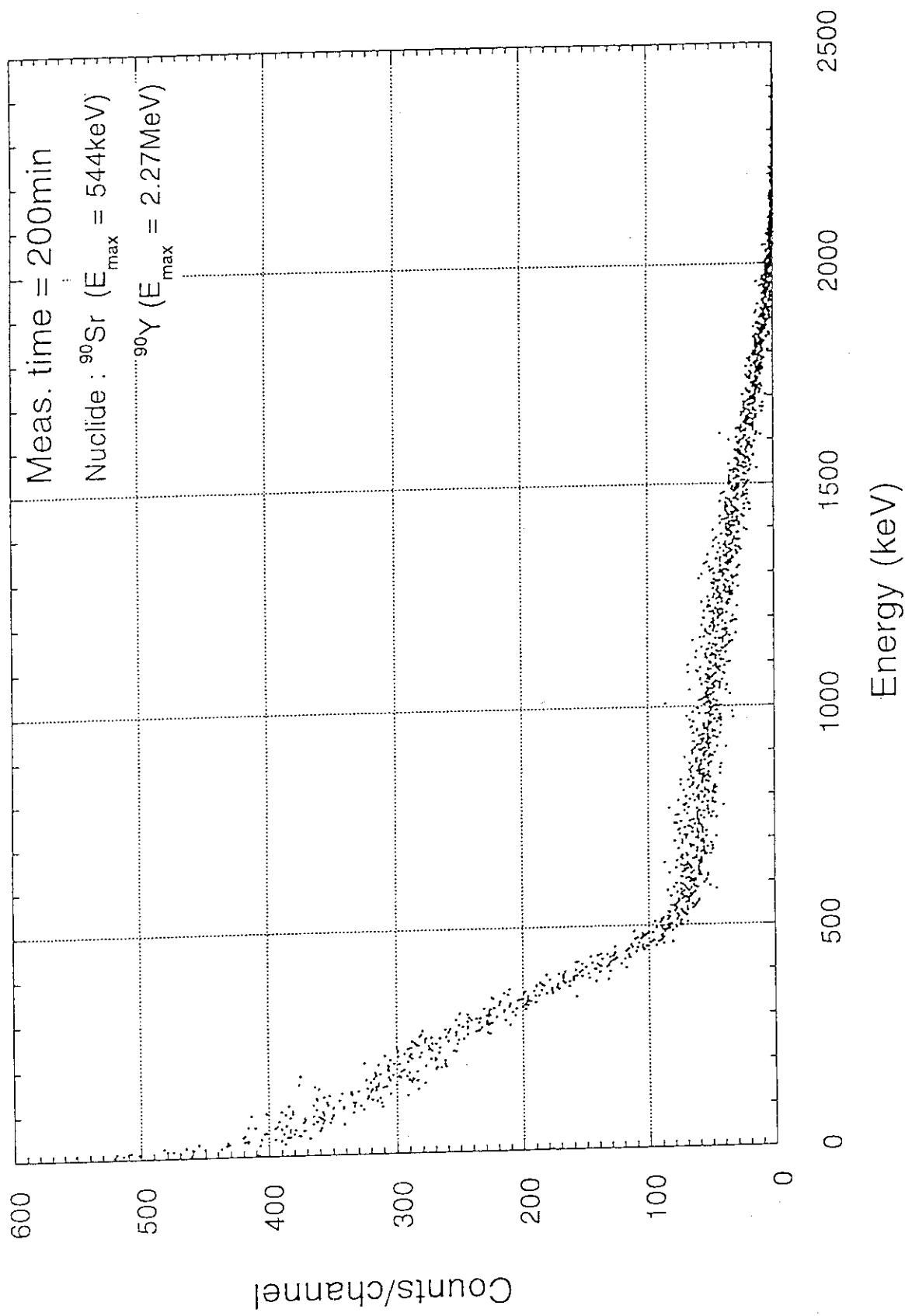


Fig. 2.1.5-2 Spectrum of  $^{90}\text{Sr}$ - $^{90}\text{Y}$  spiked urine sample measured by liquid scintillation counter.

## 2. 2 施設の放射線管理

### 2.2.1 概要

放射線管理をより正確かつ迅速に遂行するために管理の充実を図り、放射線管理用の各測定器・装置の整備を行うとともに放射線管理で得られた各種データを解析し、日常管理に有用な資料を得ることができた。また、日常の施設放射線管理で生じた技術開発を必要とする事項及び調査、検討する事項等について、技術開発、調査等を行い、放射線管理技術の向上を図った。

1996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)  $\alpha$ 線と $\beta$ 線によるシンチレーションの発光時間が異なる特性を利用して、エネルギー分析用MCAを内蔵した液体シンチレーションカウンタによる液体廃棄物中の $\alpha$ 、 $\beta$ 核種の弁別測定法の基本的手法を考案した。 $\alpha$ 線、 $\beta$ 線の各領域に亘り混入する割合が最小になる弁別測定時間を求めるために、クエンチングの程度（クエンチング指標）と最適弁別時間の関係を求めた結果、これらに直線関係があることが判明した。これによりクエンチング指標から適切な弁別時間が設定でき、 $\alpha$ 、 $\beta$ 核種の弁別測定が簡便に行えることが分かった。
- (2) 放射線管理者等へモニタリング方法、適切な放射線防護手段等の情報を提供し、放射線管理上の判断、評価等を支援する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年次計画に基づいて実施している。1996年度は、燃料試験施設セル除染作業を対象とした放射線レベルの評価及び防護具の選択についてのプロトタイプのシステムを作成した。
- (3) 大洗研究所では、夜間等勤務時間外にも施設現場と同等の放射線管理情報がリアルタイムで在宅の放射線管理員が入手できる、放射線管理情報の遠隔装置を開発した。本装置はノート型パソコン計算機と携帯電話器を使用し、放射線モニタで異常を感じた場合、放射線監視装置から自動的に放射線管理員の携帯電話器へ通報され、当人がパソコン計算機を公衆電話回線に接続、操作することによって放射線監視装置から直接種々の情報を得ることができる。

(中村 清宣)

### 2.2.2 液体シンチレーションカウンタによる $\alpha$ $\beta$ 弁別測定

廃棄物処理施設では、東海研究所内外の原子力施設で発生した液体廃棄物や固体廃棄物の処理によって大量の液体廃棄物が発生している。これらの廃液には、PuやAm等の $\alpha$ 核種、 $^{137}\text{Cs}$ や $^{90}\text{Sr}$ 等のFP核種、 $^3\text{H}$ や $^{14}\text{C}$ 等の軟 $\beta$ 核種など多数の核種が混在している。このため、廃液中の放射能濃度測定には種々の測定試料を作製する必要があり、この操作に多大な労力と時間を要している。そこで、放射能濃度測定の省力化を目的として、液体シンチレーションカウンタによる廃液中の $\alpha$ 核種と $\beta$ 核種の弁別測定法を検討した。

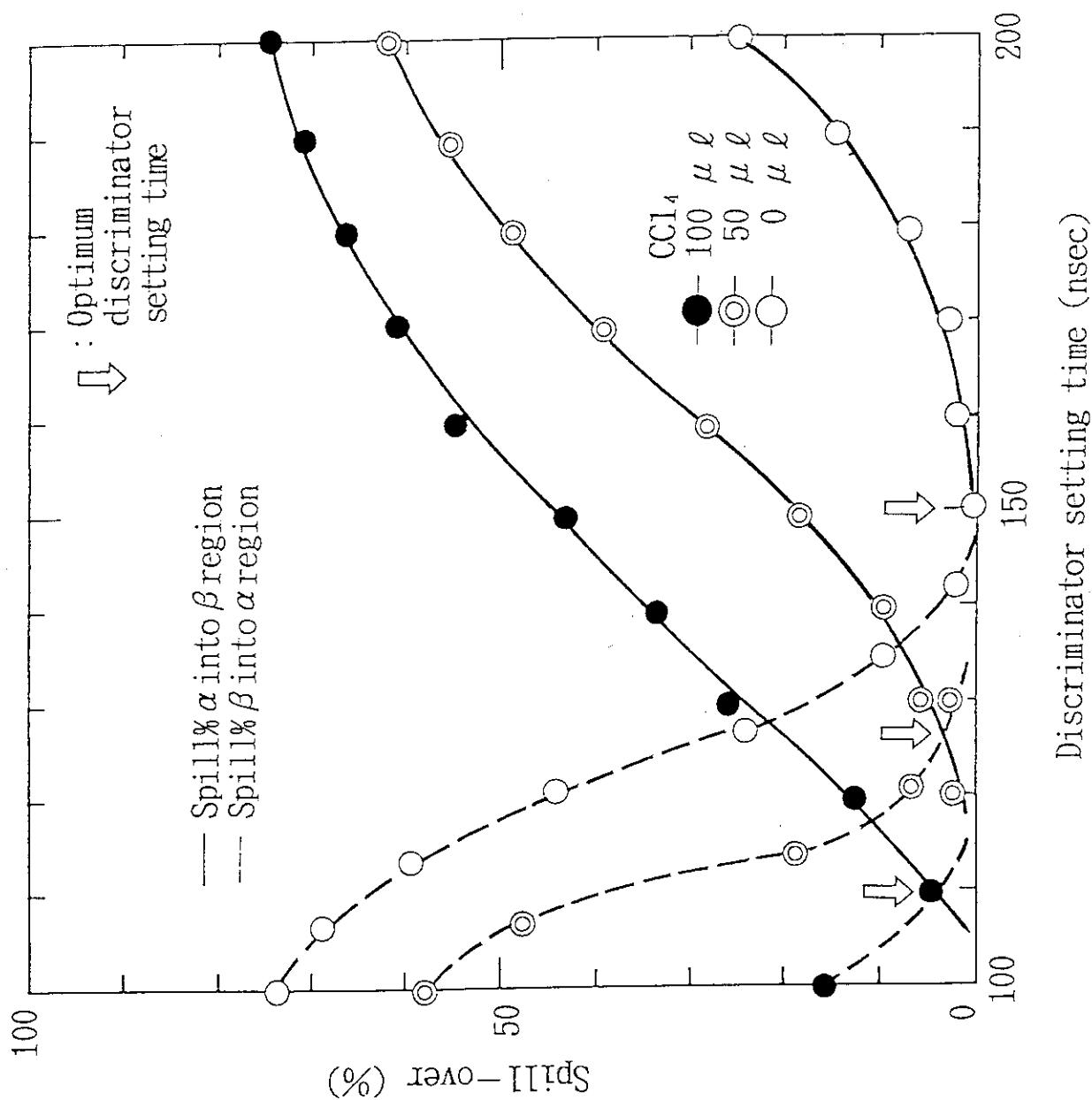
$\alpha$   $\beta$ 弁別測定は、 $\alpha$ 線によるシンチレーションのパルスの発光時間が $\beta$ 線に比べて長いという特性を利用し、弁別時間を設定してこれより長いパルスは $\alpha$ 線に、短いパルスは $\beta$ 線として計数する。この弁別法では弁別相互への混入も避けられないので、適切な弁別時間を設定することが必要となる。このことから、 $\alpha$   $\beta$ 弁別測定における最適な弁別時間の設定条件を把握するため、弁別時間を変数として $\alpha$ 線の $\beta$ 線領域への混入率と $\beta$ 線の $\alpha$ 線領域への混入率を測定した。

測定装置には、Tri-Carb-2770TR/SL（パッカード社製）を用いた。この装置は、エネルギー分析用MCA(2000ch)を内蔵し、弁別時間は0から200nsecの範囲で設定できるものである。試薬には、液体シンチレータとして $\alpha$   $\beta$ 弁別用のウルチマゴールドABを、クエンチャとして四塩化炭素を用い、標準線源として $^{241}\text{Am}$ 、 $^{90}\text{Sr}$ - $^{90}\text{Y}$ を用いた。 $\alpha$ 線の標準試料は、9mlの液体シンチレータに $^{241}\text{Am}$ 標準線源1mlと0, 30, 50, 75, 100  $\mu\text{l}$ のクエンチャを添加して作製した。 $\beta$ 線の標準試料は、9mlの液体シンチレータに $^{90}\text{Sr}$ - $^{90}\text{Y}$ 標準線源1mlと0, 30, 50, 75, 100  $\mu\text{l}$ のクエンチャを添加して作製した。標準試料の測定は、弁別時間については100から200nsecの範囲を $^{241}\text{Am}$ では10nsec間隔で、 $^{90}\text{Sr}$ - $^{90}\text{Y}$ では7nsec間隔で設定して行った。各領域への混入率は、 $^{241}\text{Am}$ では $\beta$ 線領域への混入率を、 $^{90}\text{Sr}$ - $^{90}\text{Y}$ では $\alpha$ 領域への混入率を以下の式から評価した。

$$\alpha \text{又は} \beta \text{線領域への混入率} = \frac{\beta \text{又は} \alpha \text{線領域の計数率 (CPS)}}{\text{標準試料の全計数率 (CPS)}} \times 100 \%$$

Fig. 2.2.2-1 にクエンチャ添加量が0, 50, 100  $\mu\text{l}$ の $^{241}\text{Am}$ 及び $^{90}\text{Sr}$ - $^{90}\text{Y}$ の混入率曲線を示す。混入率は、弁別時間が長くなるにしたがって $^{241}\text{Am}$ では大きくなり、 $^{90}\text{Sr}$ - $^{90}\text{Y}$ では小さくなっていた。 $\alpha$   $\beta$ 弁別測定では混入率が小さい条件で測定することが望ましく、両者の混入率曲線が交叉する時間が最適な弁別時間となる。この測定から標準試料の最適弁別時間を評価した結果、クエンチャ添加量の増加とともに小さくなることが判った。そこで、クエンチングの程度を示すクエンチング指標(tSIE)と最適弁別時間の関係を検討し、Fig. 2.2.2-2 に示した。図から、クエンチング指標と最適弁別時間は直線関係にあることが判る。これは、クエンチング指標に基づいて弁別時間を設定することにより、 $\alpha$   $\beta$ 弁別測定を適切に行えることを示している。 $^{241}\text{Am}$ の計数効率はこれらの弁別時間において90%以上となっており、バックグラウンド範囲が0.25から0.45cpmであることから、現行の蒸発乾固による測定法とほぼ同様の検出限界下限濃度が得られる。今後は、この方法を実廃液の放射能濃度測定に適用できるようにしていく予定である。

(富居 博行)

Fig. 2.2.2-1 Misclassification curve for  $^{241}\text{Am}$  or  $^{90}\text{Sr}-^{90}\text{Y}$

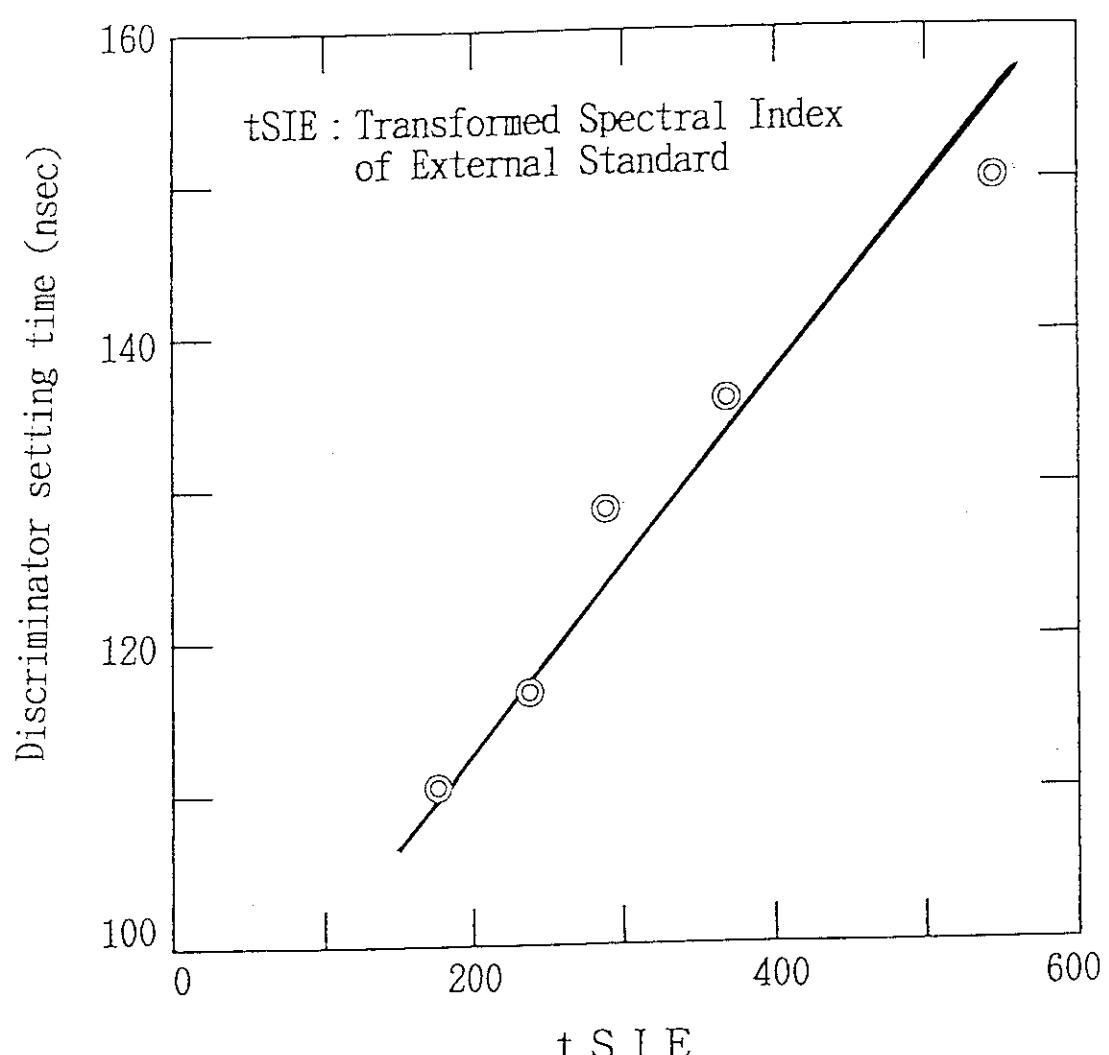


Fig. 2.2.2-2 Relationship between tSIE and optimum discriminator setting time.

### 2.2.3 高度化放射線管理システムの開発（5）

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年度から行なっている<sup>1)</sup>。1996年度は、これまでに作成した基本データベース、知識ベース及び推論機構の概念設計をもとに、燃料試験施設セル除染作業を対象としたプロトタイプの放射線管理システムを作成した。システムは除染作業時の放射線管理のうち、作業前に実施する放射線レベルの評価及び防護手段の選択について、UNIXワークステーションで、構築言語CommonLispを用い開発を行なった。また、この言語による構築を容易にするために、エキスパート開発支援ツールとしてKwE SHELLを使用した。

本システムは、作業場所の線量当量率、空气中濃度等を、作業前の実測データ、計算等により評価し、その評価された各放射線レベルをもとに、作業者が着用すべき適切な呼吸保護具、身体保護具等を選定するものである。システムは、これまで行われた概念設計をもとに、関係法令、保安規定等を格納した基本データベース及び放射線管理担当者の知識、経験を格納した知識ベースを用いて、ルールに基づいた推論方式であるルールベース推論を採用し構築を行なった。本システムの概要をFig. 2.2.3 -1 に示す。

放射線レベルの評価は、作業前に得られた実測値、評価すべき作業と同一作業で前回行われた作業の実績データである直近値、遮蔽計算等の計算値により線量当量率等の各値を求めている。この得られた各放射線レベルをもとに防護手段の選択を行なっている。セル除染作業で必要な防護具は、基本データベースである呼吸保護具及び身体保護具の着用基準による各防護具の選定と、知識ベースである放射線管理員の知識や経験による施設及び作業上特有な防護手段により選定される。さらに、選定された防護手段は、過去の同様な作業の事例を参照し妥当性の判断を行なっている。妥当性の判断では、過去の事例をデータベース化した事例ベースから、必要とされる事例を作業場所、作業方法等のインデックスにより検索を行ない、検索した事例で用いられた防護具が、選定された防護具と比較し異なるものについては、安全性、作業性を考慮したルールにより適切な防護具を選定するようにした。また、これら推論で評価された結果は、事例評価データベースとして保存し、以後の評価に反映できるようにした。

今回構築を行なった放射線レベルの評価及び防護具の選択は、セル除染作業時の放射線管理における事前評価項目の一部であり、今後、作業者の被ばく評価、モニタリング計画の立案等を加えた放射線管理項目全体について適用可能なシステムを構築する。

（小林 誠）

### 参考文献

- 1) 仲澤 隆：保健物理－管理と研究－No. 38 JAERI-Review 96-014 176-198, (1996)

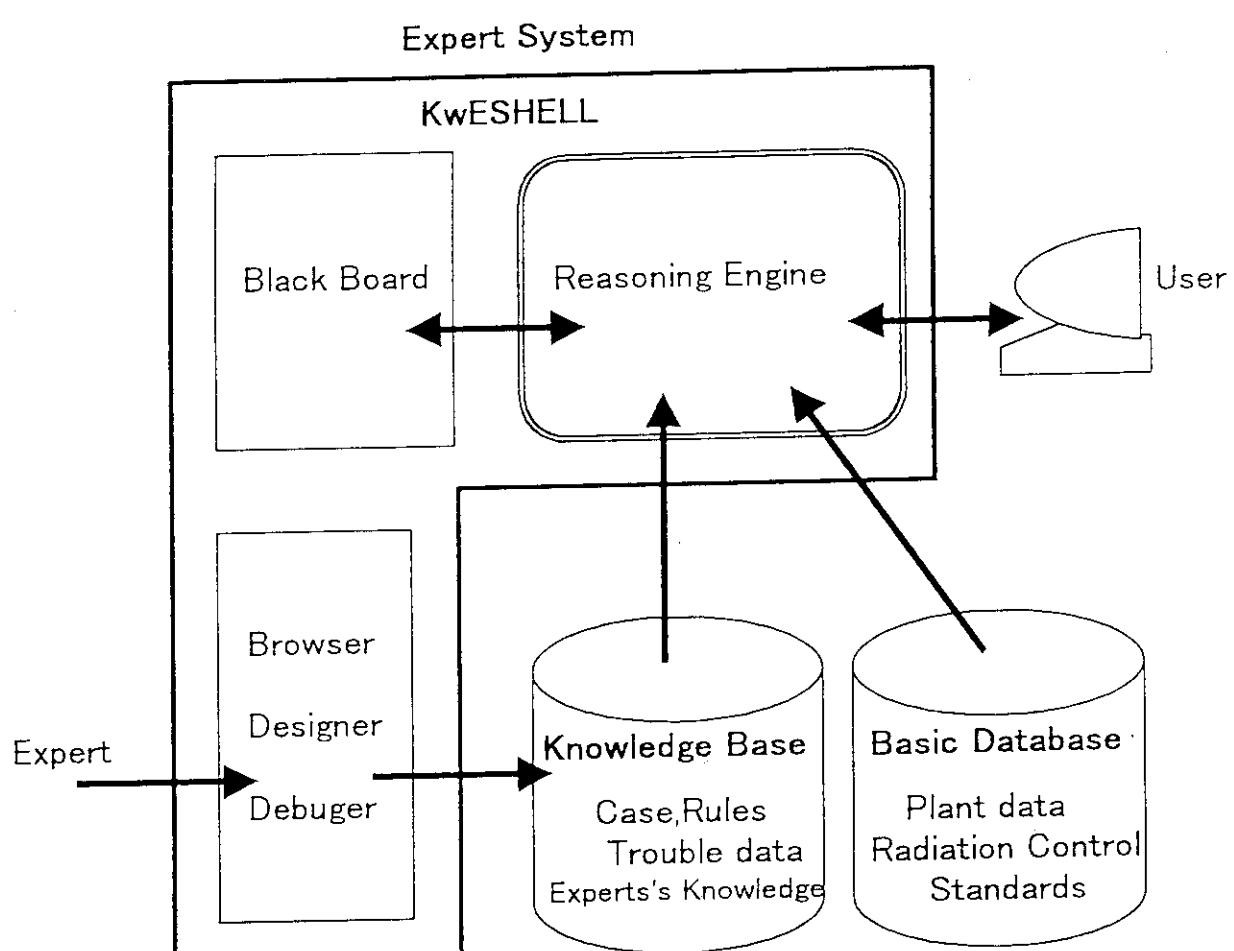


Fig. 2.2.3-1 Outline of advanced radiation control support system.

## 2.2.4 放射線管理情報の遠隔監視

施設現場から得られる放射線管理情報と同等の情報をリアルタイムで在宅の担当放射線管理員（放管員）が入手して、夜間等でも迅速かつ的確な措置や助言・指示などを関連する現場担当者に迅速に伝えることを目的に放射線管理情報の遠隔監視装置を開発<sup>1)</sup>した。

本遠隔監視装置は、ノート型パーソナル計算機と携帯電話（通常の電話でも使用できる。）で構成され、J M T R の放射線監視装置<sup>2)</sup>で収集されている各種監視データを本装置に伝送させるためのものである。

放射線管理情報の本装置での取得方法は、本装置と公衆回線とを直接接続してデータを約5秒毎に、9,600bpsの速度で伝送させて表示させる方式を採用した。また、コールバック方式を組み込みJ M T R の監視装置側から遠隔監視装置に接続できるよう配慮した。

遠隔監視の機能設計にあたっては、Fig. 2.2.4-1 に示す流れを想定して構築した。

この結果、放射線モニタの指示値が上昇すると、調査レベル（故障、指示値の微小上昇など）でも自動通報システムが作動し、指示値の上昇したモニタの名称やそのレベルなどが公衆回線を通じて音声で担当放管員の自宅に通報される。これにより、担当放管員は遠隔監視装置を起動させて、公衆回線を通じて施設の監視装置に接続し、J M T R の監視装置で行われるマウス操作と同様の操作を行うことにより、施設で得られる情報と同一の情報をリアルタイムで得ることができた。得られる情報は、警報、状態、現在値及びトレンドの4種類である。

なお、遠隔監視装置側からの警報のリセットや定数の変更は禁止した。

本装置のデータ伝送に使用する携帯電話の他、回線障害を回避するため、内蔵モデムと通常の公衆回線を直結して接続することもできる。

(松井 智明)

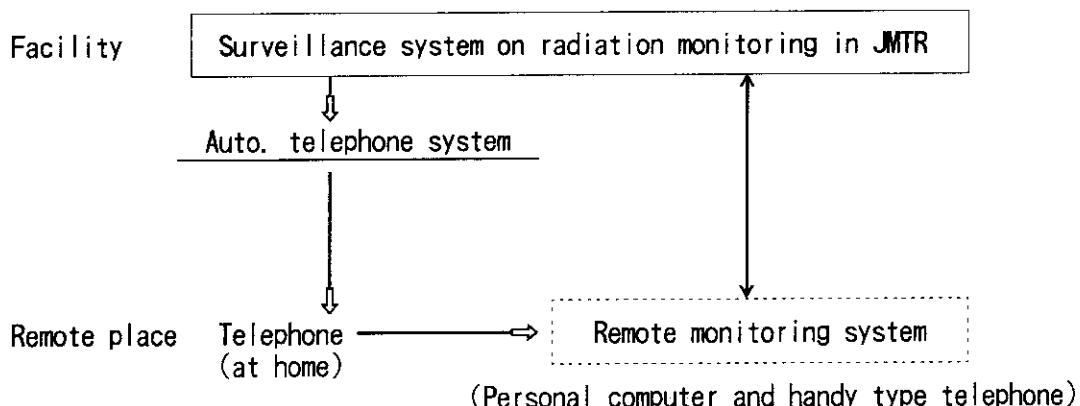


Fig. 2.2.4-1 Flow of Radiation Control Information on Remote Monitoring.

## 参考文献

- 1) 松井, 安, 他 : 日本保健物理学会第32回研究発表会 PA-7 (1997)
- 2) 松井, 小沼 : 保健物理—管理と研究—No. 38, JAERI-Review 96-014, 178-179, (1996)

## 2. 3 放 射 線 管 理 計 測

### 2.3.1 概 要

環境トリチウム試料の液体シンチレーション測定で必要なクエンチング試料に関し、フロンの使用規制下で使用が困難な四塩化炭素を他のクエンチャーリに切り替えるための技術的検討を行った。検討の結果、アセトフェノンを使用することにより従来と同様の性能を維持できることが明らかとなった。また、3種類のシンチレータの計数効率の比較測定も実施し、今後のシンチレータの選択のための目安を得た。

放射線標準施設棟における中性子線に関する校正技術開発の一環として、黒鉛パイル外熱中性子照射場の高エネルギー中性子成分の寄与について検討した。黒鉛パイルの外部に設けられた熱中性子校正場には、十分に熱化されていない中性子成分が存在する。この成分の割合をモンテカルロ計算コード(MCNP-4A)を用いて評価した結果、熱中性子成分に対して線量当量換算で10~14%の寄与があることが明らかとなった。

また、放射線標準施設棟において使用されているX線照射野でのX線エネルギー分布について検討した。X線発生装置からのX線をコリメートし、Ge検出器でエネルギー分布を測定して得たエネルギー情報に基づき、光子フルエンス率単位、照射線量率単位および線量当量率単位の各単位ごとにX線スペクトルを評価した。また、それらにおける平均光子エネルギーを求め、相互の違いを明らかにした。

(吉田 真)

原子力施設で使用されている環境放射線監視用モニタは設備が大きく、高価であることから、小規模施設の環境放射線モニタ、あるいは緊急時用モニタとして小型で安価なモニタの実現が望まれていた。そのため、CsI(Tl)シンチレータ及びシリコン半導体を検出器とした携帯型放射線モニタリングポストを試作し、それぞれについて放射線エネルギーの感度特性、実環境における長期間モニタリング試験を行った。その結果、CsI(Tl)検出器については低エネルギー領域で感度が良くないが、連続モニタとして利用できること、またシリコン半導体検出器については電力消費が大きいが、電源が確保できるところなら利用でき、エネルギー特性がよく、特に緊急時モニタリングにおいても有効であることを実証した。

環境試料中のSr分析では、Ca除去のため発煙硝酸が用いられてきたが、強い酸性と腐食性を有することが、この分析法の大きな欠点であった。そこで、エチレンジアミン四酢酸(EDTA)を用いたSrとCaを分離する分析法についての実用化を目的として、その基礎的データを得るための実験を行った。その結果、Sr回収に関する分離溶液の最適なpH条件、添加EDTA濃度などの基礎的データを得た。

(加藤 正平)

### 2.3.2 液体シンチレータの比較測定

環境中トリチウム濃度の測定は、低バックグラウンド型液体シンチレーションカウンタ（アロカ製LSC-LBⅢ）を用いて行っている。放射能濃度は、試料測定に用いる同じシンチレータで作製したクエンチング試料から求めたクエンチング補正曲線を使用し評価している。

クエンチング試料は、これまでシンチレータにアクアゾルⅡ（パッカード社）を用い、四塩化炭素をクエンチャーとして作製してきた。しかし、四塩化炭素等のオゾン層を破壊する物質の消費量の基準限度が改められることにより、液体シンチレーションカウンタによる放射性核種分析法<sup>1)</sup>においても、クエンチャーとして用いてきた四塩化炭素の代わりにアセトフェノンを使用することに改訂された。このため、アセトフェノンをクエンチャーとするクエンチング試料を作製した。

作製にあたって、クエンチャー量を変えた試料をシンチレータ毎にクエンチャー量と外部標準チャンネル比の関係を確認した。シンチレータは、今後の使用を考慮して、現在測定に用いているアクアゾルⅡ、ウルチマゴールド（パッカード社）及びシンチゾルEX-H（同仁化学研究所）の3種類用意した。トリチウム標準溶液線源は、LMR I 製（放射能強度：37.5kBq/g、検定日：1996年9月26日）を使用した。このトリチウム溶液を約0.1cm<sup>3</sup>、アセトフェノンを0.1～2.0cm<sup>3</sup>、シンチレータを97.9～99.8cm<sup>3</sup>の範囲で、テフロンバイアル瓶の内容量の合計が100cm<sup>3</sup>になるクエンチング試料をシンチレータ毎に10本ずつ作製した。試料中トリチウムの放射能強度は、滴下に用いたピクノメータの滴下重量の重量差から求めた。

各試料について、トリチウムシングルラベル測定モードで測定時間10分、リピート回数10回の測定を行った。バックグラウンドについては、クエンチング試料の計数値に比べて0.1%未満であるため補正是行わなかった。それぞれの平均値からクエンチング補正曲線を作成した。

シンチレータ毎のクエンチング補正曲線を次式に示す。

$$\text{アクアゾルⅡ} : \text{Eff}(R) = 0.0264R^3 - 2.57R^2 + 82.7R - 853$$

$$\text{ウルチマゴールド} : \text{Eff}(R) = 0.0243R^3 - 2.38R^2 + 76.9R - 796$$

$$\text{シンチゾルEX-H} : \text{Eff}(R) = 0.0296R^3 - 2.81R^2 + 88.7R - 902$$

ここで、Eff(R)は計数効率、Rは外部標準チャンネル比（ESCR）を示す。シンチレータ毎のクエンチング補正曲線をFig. 2.3.2-1に示す。

これらの結果から、クエンチャーとして四塩化炭素の代わりにアセトフェノンを用いた場合でもクエンチング補正曲線に変化は認められなかった。また、3種類のシンチレータを用い、同じ測定時間においてトリチウム濃度を評価した場合、アクアゾルⅡに比べてシンチゾルEX-Hでは約4%，ウルチマゴールドでは約10%高い検出下限濃度となった。これらのことから、今回使用したシンチレータに変更しても、定常測定業務が可能であることが確認できた。

（滝 光成）

### 参考文献

- 1) 科学技術庁放射能測定法シリーズ23：液体シンチレーションカウンタによる放射性核種分析法（1990）.

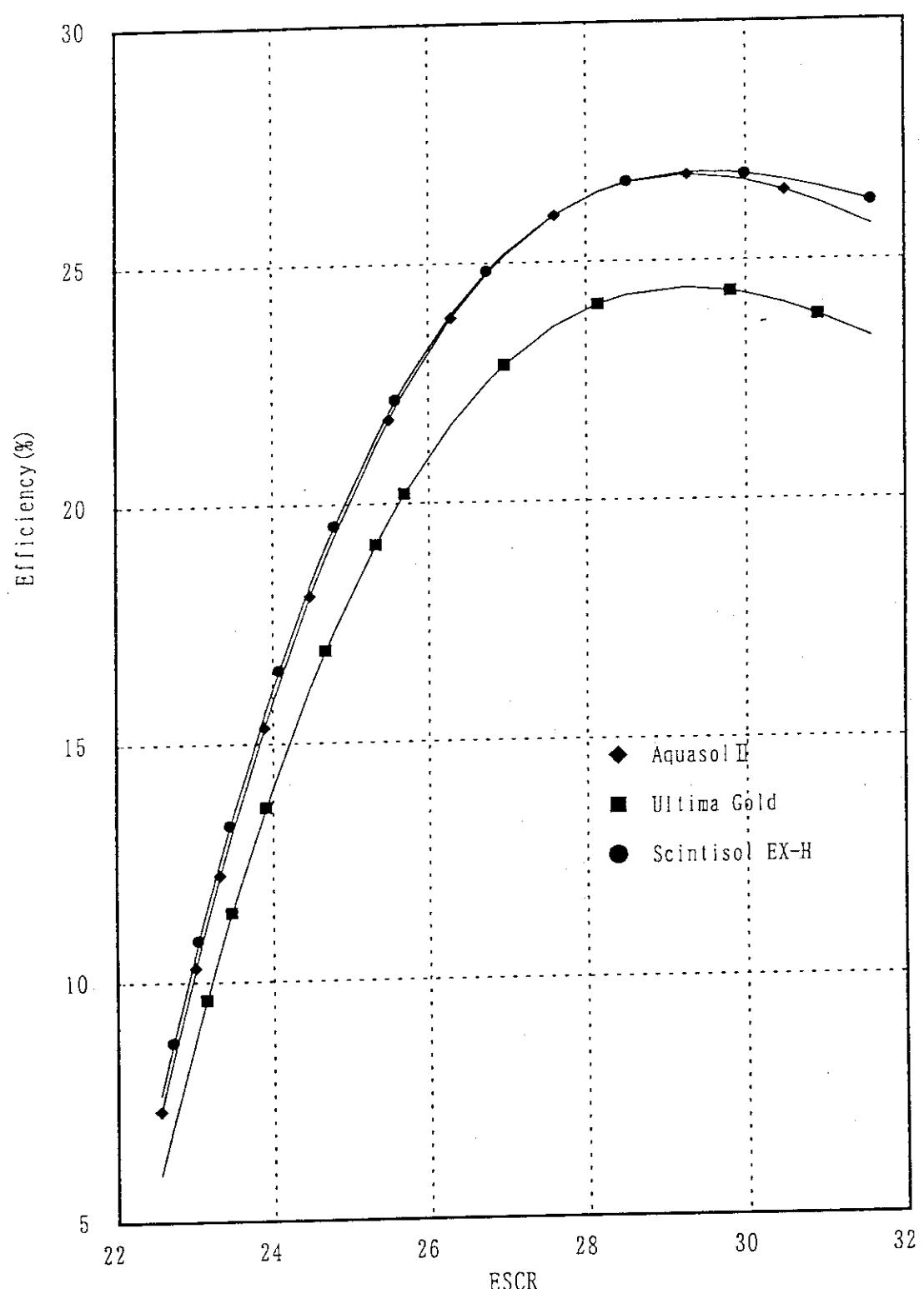


Fig. 2.3.2-1 Quench correction curves for three liquid scintillators.

### 2.3.3 熱中性子校正場中の中速及び速中性子成分の影響評価<sup>1)</sup>

放射線標準施設棟には、中性子個人線量計や線量当量率直読式サーベイメータを校正するための熱中性子校正場として、黒鉛パイアル外部に漏えいする中性子を利用する「パイアル外熱中性子照射場（又はレムカウンタ校正場）」が整備されている。この校正場では、 $^{252}\text{Cf}$  中性子源を黒鉛パイアル中心に設置し、発生する中性子を減速させることによって熱中性子を得ている。このため、本校正場には十分に減速されない中速及び速中性子成分（以下、高エネルギー成分と呼ぶ。）が混入しており、個人線量計の校正を行う場合、この高エネルギー成分が校正值に影響を与える可能性がある。そこで、モンテカルロ計算シミュレーションにより黒鉛パイアルによって減速された中性子のエネルギースペクトルを計算し、高エネルギー成分の影響を評価した。

計算には、連続エネルギーモンテカルロ計算コードMCNP-4Aを用いた。使用した中性子断面積ライブラリーはJENDL-3.2に基づくFSXLIB-J3R2である。計算にあたり、黒鉛パイアル（164cm（縦）×150cm（横）×116cm（高））、 $\gamma$ 線低減用の鉛容器、黒鉛パイアル下の鉄板及び鉄板とコンクリート床との隙間を忠実に模擬した。コンクリート床の影響領域は、黒鉛パイアル下の254cm（縦）×240cm（横）×50cm（厚）とした。黒鉛パイアルの外部空間の大きさを600cm（縦）×600cm（横）×300cm（高）とし、媒質を空気とした。黒鉛パイアル固定用のアルミニウム枠及び周囲のコンクリート壁は無視した。評価用の検出器として面検出器を用い、その大きさを40cm×40cmとした。この大きさは、現在校正に使用されているJISファントムの大きさ及び計算効率を考慮して決定した。なお、面検出器を小さくしても結果に有意な差がないことを確認した。中性子スペクトルは、 $1 \times 10^{-11} \sim 18\text{MeV}$ の範囲を30群に分けて評価した。線量当量への換算係数が大きく変化するエネルギー領域で群を細かく分割した。

得られた黒鉛パイアル表面から40cmの位置における中性子スペクトル（フルエンス及び線量当量）をFig. 2.3.3-1に、熱中性子のエネルギー領域及び高エネルギー成分のエネルギー領域で積分したフルエンス及び線量当量をTable 2.3.3-1に示す。パイアル外熱中性子照射場における高エネルギー成分は、フルエンスで熱中性子フルエンスの2%に相当し、線量当量に換算すると熱中性子の10~12%である。また、高エネルギー成分の影響は、線量計のエネルギーレスポンスにより大きく異なることがわかった。特に、中速及び速中性子領域に感度を有する個人線量計を校正する場合、高エネルギー成分の影響を補正しなければ正しい校正結果は得られない。

さらに、上記で得られた中性子スペクトルを、個人線量計校正用ファントムに平行入射させたときのファントム表面でのエネルギースペクトルを計算した。その結果をTable 2.3.3-2に示す。これから、高エネルギー成分がファントム中で散乱・減速されて熱中性子領域に寄与する割合は、ファントム表面における全熱中性子フルエンスのわずか0.6%であることがわかる。したがって、パイアル外熱中性子照射場において熱中性子測定用の個人線量計をファントム上で校正する場合、高エネルギー成分が校正結果に与える影響は無視できることがわかった。

（吉澤 道夫, J. R. Dumais）

#### 参考文献

- 1) J. R. ドゥマイス, 吉澤道夫, 山口恭弘: JAERI-Tech 97-033, (1997)

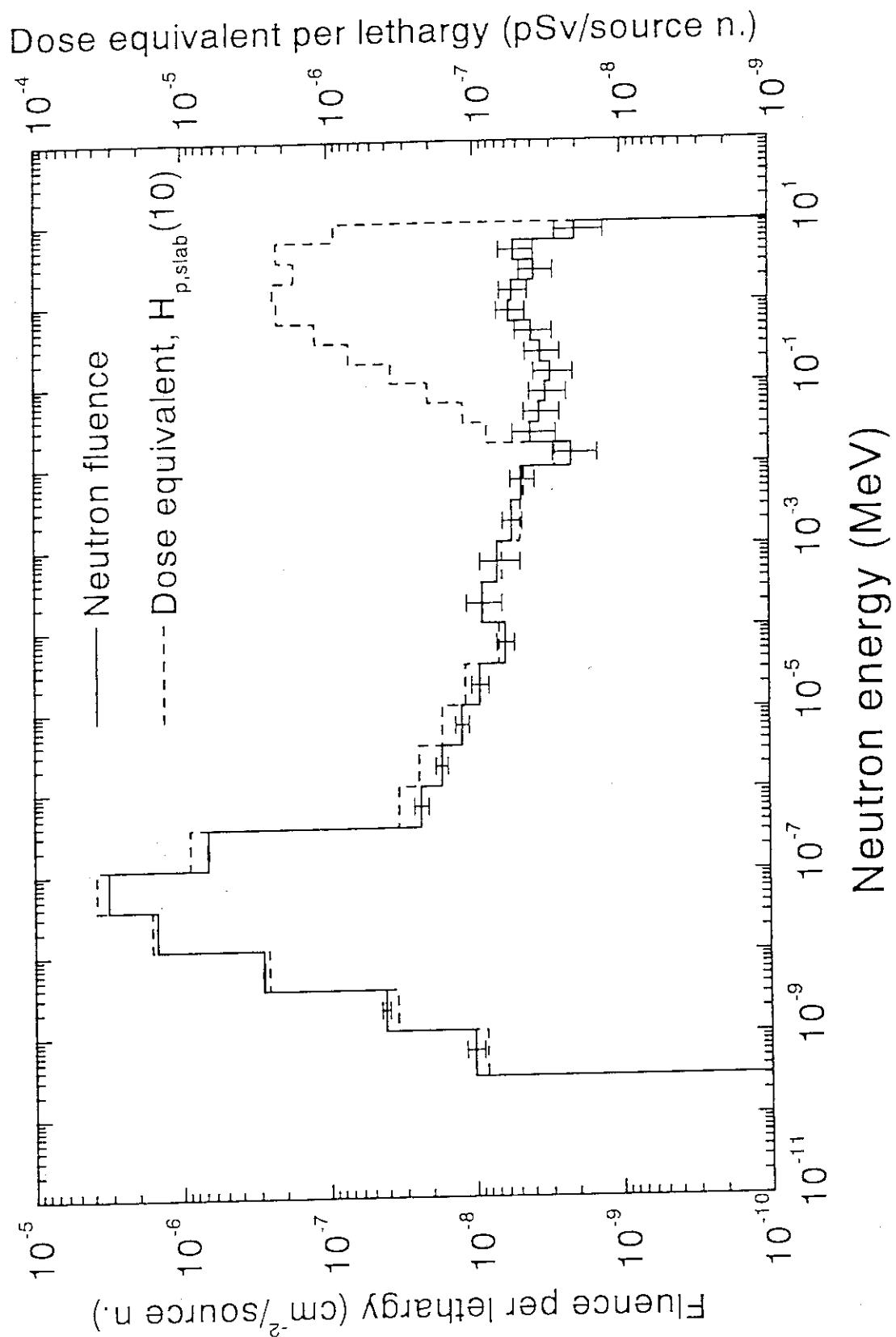


Fig. 2.3.3-1 Spectra of neutron fluence and dose equivalent calculated in the outside-pile thermal neutron irradiation field at a distance of 40cm from the surface of the graphite pile.

Table 2.3.3-1 Fluence and dose equivalent of thermal and intermediate + fast neutrons calculated in the outside-pile thermal neutron irradiation field at a distance of 40cm from the surface of the graphite pile

	Neutron fluence (cm <sup>-2</sup> /source n.)	Error (%)	H*(10) <sub>old</sub> <sup>*1</sup> (pSv/source n.)	H*(10) <sup>*2</sup> (pSv/source n.)	H <sub>p,slab</sub> (10) <sup>*3</sup> (pSv/source n.)
Thermal neutron (T) ( $1 \times 10^{-5}$ ~ 0.3eV)	$6.54 \times 10^{-6}$	0.62	$5.45 \times 10^{-5}$	$7.43 \times 10^{-5}$	$7.67 \times 10^{-5}$
Intermediate + fast neutron (F) (0.3eV ~ 18MeV)	$1.34 \times 10^{-7}$	4.60	$6.70 \times 10^{-6}$	$7.85 \times 10^{-6}$	$8.24 \times 10^{-6}$
Ratio (F/T)	0.02		0.12	0.11	0.11

\*1 H\*(10)<sub>old</sub> : Ambient dose equivalent using conversion coefficients based on ICRP Publication 51

\*2 H\*(10) : Ambient dose equivalent using conversion coefficients based on ICRP Publication 74

\*3 H<sub>p,slab</sub>(10) : Personal dose equivalent in ICRU slab using conversion coefficients based on ICRP Publication 74

Table 2.3.3-2 Thermal neutron fluences on slab phantoms used for calibration of personal dosimeter

Phantoms	Thermal neutron fluence ( $\times 10^{-8}$ cm <sup>-2</sup> / source n.)				Ratio (M/T)
	Total (T)	Incidence	Scattered from thermal region	Moderated from intermediate + fast regions (M)	
JIS <sup>*1</sup>	$1624 \pm 10$	$654.3 \pm 4.1$	$960.5 \pm 10.9$	$9.21 \pm 0.06$	0.006 ( $\pm 0.91\%$ )
ICRU <sup>*2</sup>	$1616 \pm 10$	$654.3 \pm 4.1$	$952.2 \pm 10.8$	$9.10 \pm 0.06$	0.006 ( $\pm 0.91\%$ )
ISO <sup>*3</sup>	$1609 \pm 10$	$654.3 \pm 4.1$	$945.8 \pm 10.8$	$9.00 \pm 0.06$	0.006 ( $\pm 0.91\%$ )

\*1 JIS : 40cm × 40cm × 15cm, polymethylmethacrylate (PMMA) phantom.

\*2 ICRU : 30cm × 30cm × 15cm, PMMA phantom.

\*3 ISO : 30cm × 30cm × 15cm, water filled phantom which has a 2.5mm thick PMMA front face and 1cm thick PMMA walls.

#### 2.3.4 X線スペクトルの平均エネルギー評価

放射線測定器の低エネルギー領域（10keV から300keV）における校正及びエネルギー特性試験にはX線発生装置を利用する。各種試験を行う場合、X線エネルギー分布の情報が必要となる。そこで、放射線標準施設棟に設置されているPANTAX社製HF420C型X線発生装置において、線質が設定されている条件に関して、光子フルエンス率単位、照射線量率単位及び線量当量率単位のX線スペクトル及びその平均光子エネルギーを算出した。

光子フルエンス率単位スペクトル $\Phi(E)$ は、高純度Ge半導体検出器で測定されたスペクトルから各光子エネルギーの検出効率を考慮して下式により算出した。

$$\Phi(E) = N_C(E) / (\eta_C(E) \cdot T \cdot S) \quad \dots \quad (1)$$

$\Phi(E)$  : 光子フルエンス率 ( $n/cm^2 \cdot sec$ )

$N_c(E)$  : 高純度Ge検出器のエネルギー  $E$  keV におけるカウント数

$\eta_c(E)$ : 高純度Ge検出器のエネルギー  $E$  keV における検出効率

T : 測定時間 (秒)

$S$  : コリメータ断面積 ( $\text{cm}^2$ )

また、照射線量率単位スペクトル $X(E)$ 及び線量当量率単位スペクトル $H(E)$ は、下式のように換算係数を乗除することにより算出される。なお、換算係数はJIS4511において用いられているものを使用した。

$$X(E) = \Phi(E) / K(E) \quad \text{--- --- --- --- --- --- ---} \quad ②$$

$$H(E) \equiv X(E) + f_{1.5\text{mm}} \quad (\text{又は } f_{0.07\text{mm}}) \quad \dots \dots \dots \quad ③$$

$K(F)$  : フルエンスから照射線量への換算係数 (ICRP21)

$f_{\text{line}}$  : 明照線量から線量当量率単位への換算係数 (mSv/R) (ICRP51)

さらに、上記により算出した各スペクトルに関しては全て平均エネルギーを算出した。

Fig. 2.3.4-1に、管電圧が50kVで線質指標が0.6の場合の照射線量率単位スペクトル及び1cm線量当量率単位スペクトルを示す。線量当量率単位のスペクトルは換算係数( $f_{1\text{cm}}$ )のエネルギー特性により高エネルギー側に移動することがわかる。なお、各線質設定条件において、照射線量率単位スペクトルの平均エネルギーは、フィルターの半価層から算出した実効エネルギーとほぼ等しくなった。

管電圧 150kVで線質指標が 0.6の場合の付加フィルターの質量エネルギー吸収係数を考慮して算出したスペクトル<sup>1)</sup>と測定結果を用いて①式から算出したフルエンス率単位のスペクトルをFig. 2. 3. 4-2に示す。測定より評価したスペクトルは、Ge 検出器内でコンプトン散乱を起こした成分を除去していないため、低エネルギー側に移動していることがわかる。正確なスペクトル評価のためには、各々線エネルギーに対するGe 検出器の応答関数について考慮する必要がある。

(高橋 中明)

参考文献

- 1) R. Birch et al: Catalogue of Spectral Data for Diagnostic X-rays, Scientific Report 30, HPA, London, (1979)

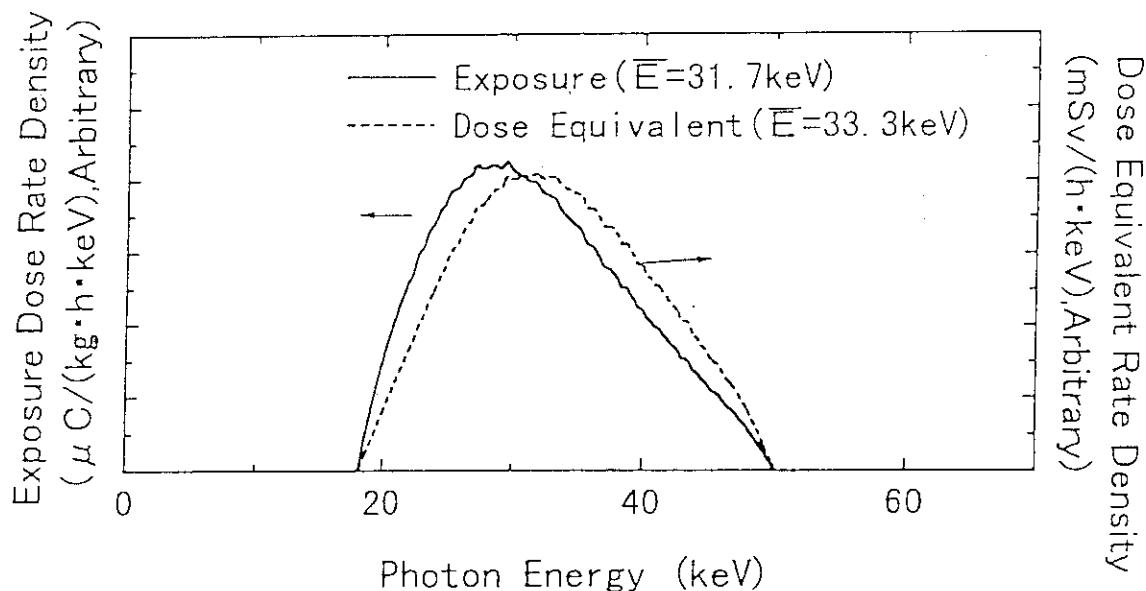


Fig. 2.3.4-1 Spectral distribution of X-rays in the units of exposure and ambient dose equivalent,  $H^*(10)$ .

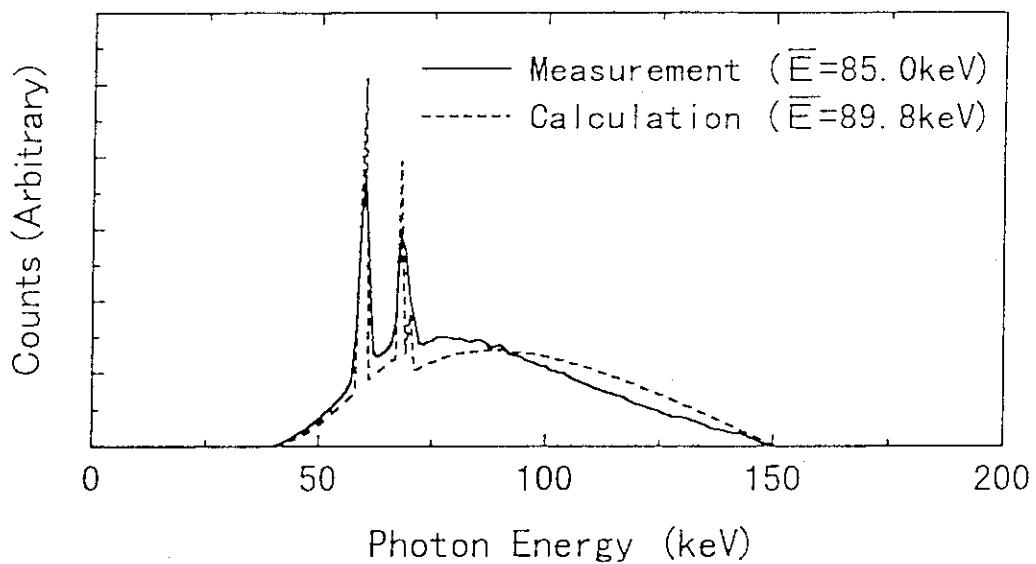


Fig. 2.3.4-2 Comparison of the measured and calculated X-ray spectral distributions.

### 2.3.5 簡易型モニタリングポストの開発

現在、原子力施設において使用している環境放射線監視用の固定連続モニタ方式（モニタリングポスト）は、設備が大がかりであり、また高価である。このため、規模の小さなR I 取扱施設や加速器施設などでは、固定連続モニタを設置していない。そこで、小規模な放射線取扱施設の管理区域や敷地周辺において、平常時及び緊急時の環境放射線モニタリングに適応できる安価な簡易型モニタリングポストを試作し、1995年度及び1996年度の2年度にわたって実証試験を行った。試作した装置は、低線量率レベルの $\gamma$ 線を検出する小型検出器を用い、線量測定精度が高く、また、空間放射線量率の測定結果をICメモリに連続保存させる省電力型のモニタ及びデータ処理装置から成り、具体的には、CsI(Tl)シンチレーション型簡易モニタリングポスト及びシリコン半導体型簡易モニタリングポストの2種類である。

#### (1) CsI(Tl)シンチレーション型簡易モニタリングポスト

エネルギー特性試験を行うとともに、簡易モニタリングポストを長期間にわたって野外に設置し、環境測定上の問題点の抽出を行った。エネルギー特性試験のための基準照射は、放射線標準施設棟で行い、線源として、X線発生装置及び放射性同位元素( $^{241}\text{Am}$ ,  $^{57}\text{Co}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{60}\text{Co}$ )を用いた。また、野外試験は、風雨を防ぐための簡易の小屋を作成し、その中に設置して約9ヵ月間実施した。試験結果は、以下のとおりである。

- (a)  $\gamma$ 線、X線エネルギーが150keV以上では感度が高く、測定に有効であるが、150keV以下の場合は感度が低く、エネルギー特性が不十分である。
- (b) CsI(Tl)シンチレーション型簡易モニタリングポストは、低消費電力回路で使用できるため乾電池使用の場合でも、1ヵ月間の連続測定が可能であることが明らかとなった。

#### (2) シリコン半導体型簡易モニタリングポスト

エネルギー特性試験、方向依存性、計数率-線量率特性試験を行った。試験結果は、以下のとおりである。

シリコン半導体検出器は、CsI(Tl)シンチレータ検出器よりもエネルギー特性が良く、方向依存性がなく、計数率-線量率特性もほぼ直線を示しており、50keVまでの低エネルギー $\gamma$ 線に対しても検出器としての特性は良好であった。しかし、実際に使用する上で、乾電池のみで使用する場合、消費電力が大きく、数時間以上の連続測定ができないことが明らかとなった。

CsI(Tl)シンチレーション型簡易モニタリングポストとシリコン半導体型簡易モニタリングポストの比較を、Table 2.3.5-1に示す。また、ポストの概略図を、Fig. 2.3.5-1に示す。

試験の結果から、150keV以上の $\gamma$ 放射線場における、CsI(Tl)シンチレーション型簡易モニタリングポストの、乾電池による長時間使用の実用化のめどが得られた。一方、シリコン半導体型簡易モニタリングポストは、エネルギー特性は良好であり、AC電源を用いることにより、屋内退避した場所における空間線量率の測定等の緊急時モニタリングに適用できることが明らかとなった。データ処理装置については、データ収集間隔の可変型化、日報・月報・年報作成等の実用化が確認できた。

(松浦 賢一)

Table 2.3.5-1 Specifications of portable monitors

Items \ Detector Type	Portable Monitoring Post (CsI(Tl)detector)	Portable Monitoring Post (Si semiconductor detector)
Energy Range	150 keV ~ 3 MeV ( $\gamma$ -ray)	80 keV ~ 3 MeV ( $\gamma$ -ray)
Continuous Measurement Duration	about 1 month (use of battery)	a few hours (use of battery)
Sensitivity	15 cps/ $\mu$ Sv/h	0.8 cps/ $\mu$ Sv/h
Range of Measurement	0.01 ~ 10 $\mu$ Sv/h	0.1 ~ 400 $\mu$ Sv/h
Temperature Range	-10 ~ +40 °C	-10 ~ +35 °C
Measurement Interval	every 10 minutes	every 10 minutes

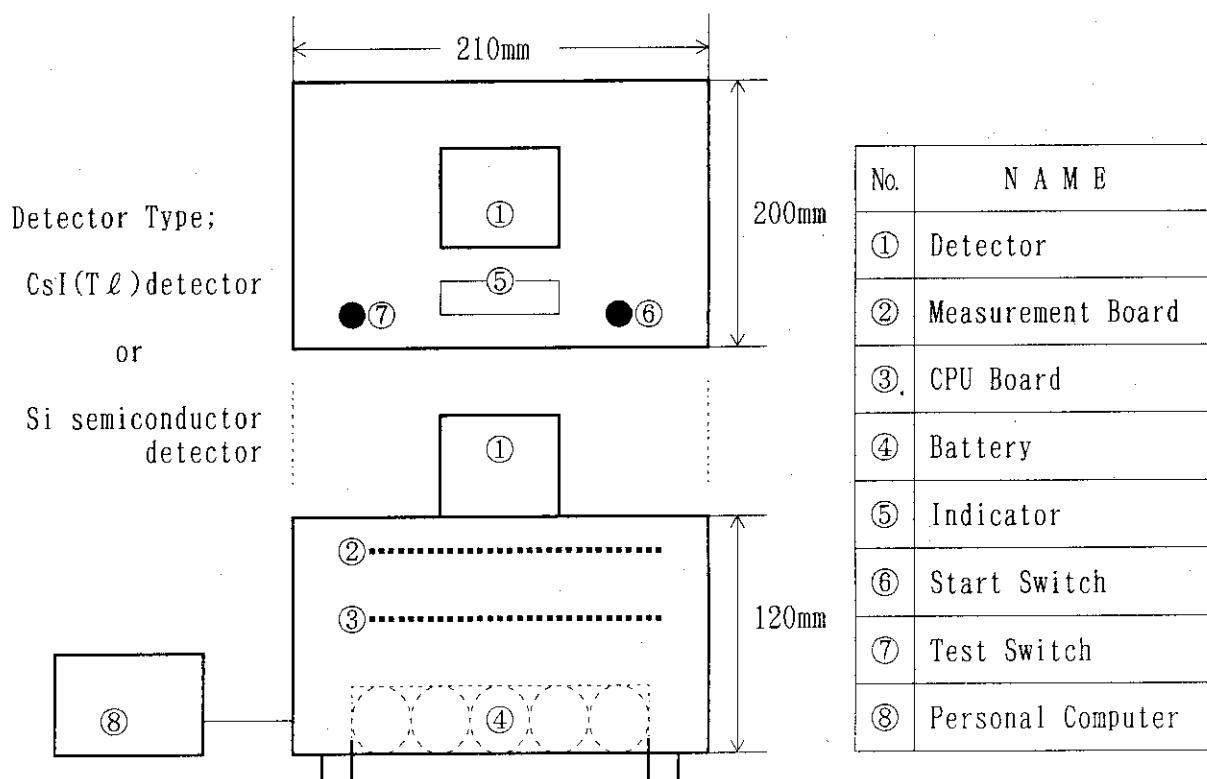


Fig. 2.3.5-1 Portable monitoring post

### 2.3.6 EDTAによるカルシウムとストロンチウムの分離法

#### (1) はじめに

従来から環境試料中の放射性ストロンチウムの分析には、試料中に多量に存在するカルシウムを除去するために発煙硝酸が用いられている。しかしながら、発煙硝酸は常に硝酸蒸気を発生しているだけでなく、強力な腐食性と酸化性を有しているので、その取扱には細心の注意を払わねばならず分析時における負担となっている。これらの理由から、発煙硝酸を用いないストロンチウム分析法については、多くの研究と報告がなされている<sup>1)</sup>。また最近では、ストロンチウムを選択的に分離濃縮することができる抽出クロマトグラフィレジンも使用されている<sup>2)</sup>。

Afanas'evaはエチレンジアミン四酢酸(EDTA)の存在のもとで、pH4ないしpH5の溶液からストロンチウムとカルシウムを分離できることを示している<sup>3)</sup>。また、Eakinsらは、EDTAを用いた尿中の放射性ストロンチウム分析法を報告している<sup>4)</sup>。これら的方法は、ストロンチウム、カルシウムとEDTAとのキレート錯体の安定度の違いを利用して、ストロンチウムを硫酸塩として分離するものである。したがって、本報では、これらの分離法に着目してEDTAによるストロンチウムとカルシウムの最適な分離条件を明らかにし、発煙硝酸を用いない環境試料中の放射性ストロンチウム分析技術を確立するための基礎データを得たので報告する。

#### (2) 実験方法

蒸留水に、エチレンジアミン四酢酸二ナトリウム・二水和物(EDTA-2Na・2H<sub>2</sub>O, 分子量=372.24, 以下、「EDTA-2Na」という。), ストロンチウム担体溶液(硝酸ストロンチウム30.191gを蒸留水に溶解して全量を250mlとした50mg Sr<sup>2+</sup>/ml溶液)及びカルシウム担体溶液(塩化カルシウム69.2gを蒸留水に溶解して全量を250mlとした100mg Ca<sup>2+</sup>/ml溶液)を加える。さらに硫酸アンモニウムを加えて溶解した(これを、以下「分離溶液」という。)。アンモニア水と硫酸で分離溶液のpHを調整したのち、ホットプレート上でかく拌しながら80°Cに加熱した。その後、溶液をホットプレートから降ろし、一夜放置して硫酸ストロンチウム又は硫酸カルシウム沈殿を熟成した。沈殿を重量既知のろ紙(5種C)と分離型フィルタ用いてろ別し、希薄な硫酸アンモニウム溶液とエタノールで洗浄した。乾燥器中でろ紙上の沈殿を80°Cで乾燥したのち、ろ紙ごと沈殿の重量を測定し、沈殿の重量と添加した担体量とから回収率を計算した。

#### (3) 実験結果と考察

まず最初に、ストロンチウムとカルシウムの分離に最適なpHを決定するため、次の実験を行った。ストロンチウム担体100mg又はカルシウム担体700mg及びEDTA-2Na5g、硫酸アンモニウム10g、蒸留水250mlから成る2種類の分離溶液を作製し、任意のpHに調整してストロンチウムとカルシウムの回収率を求めた。この結果、Fig. 2.3. 6-1に示すように、pH4.5から5.0においてストロンチウムとカルシウムをそれぞれ沈殿又は溶液として分離することができ、分離に最も効果的なpHは4.5であった。この実験結果は、Afanas'evaの報告と一致していた。なお、pH3ではストロンチウムの回収率が見掛け上100%を超えた値となっている。この原因としては、EDTA錯体はストロンチウムのほうがカルシウムよりもキレート安定度定数が小さいので、強酸性において水への溶解度の小さいEDTAの遊離酸が生じ、この析出したEDTA遊離酸が沈殿に混

入したことによるものと考えられる。

硫酸ストロンチウムの水への溶解度は、20°Cの飽和溶液100gでは13.2mgである。しかし、この場合において硫酸塩を添加すると、共通イオンの影響により硫酸ストロンチウムの溶解度が減少し回収率の向上が期待できる。したがって、硫酸アンモニウム濃度の回収率に及ぼす影響を測定するため、EDTA-2Na 5g、ストロンチウム担体 100mg及び任意量の硫酸アンモニウムから成る 250mLの分離溶液のpHを4.5に調整して回収率を求めた。この結果、Fig. 2.3.6-2に示すように、回収率は硫酸アンモニウム濃度が高くなるにつれて向上し、濃度が0.15mol/l以上においては90%以上であった。一方、硫酸カルシウムの水への溶解度は20°Cの飽和溶液100gとして約200mgであるので、この濃度以上のカルシウムの存在は、硫酸カルシウムが硫酸ストロンチウムの沈殿に混入していく可能性がある。もしここで、EDTA-2Naを添加するとキレート錯体の生成によりカルシウムを溶解することができ、さらにEDTA-2Naの濃度を増せば、より多くのカルシウムの溶解除去が期待できる。しかし反面、ストロンチウムの溶解度も増大するため、ストロンチウムの回収率に影響を及ぼさないEDTA-2Naの濃度範囲を知る必要がある。このため、分離溶液のEDTA-2Na濃度を変えてストロンチウムの回収率の変化を調べた。この結果、Fig. 2.3.6-3に示すように、EDTA-2Naの濃度が高くなるにつれてストロンチウムの回収率は低下するが、約0.22mol/lの濃度に至るまで90%を超える回収率が得られた。ただし、この0.22mol/lの濃度は、EDTA-2Naの室温における飽和溶液に近いので、室温よりも温度が低くなるとEDTA-2Naが析出してくるおそれがある。したがって、試料中の多量のカルシウムを溶解除去する必要がある場合には濃度を0.2mol/l程度とし、カルシウム量が少ない場合にはストロンチウムの損失を防止する観点から、これよりも低い濃度で用いるのが良いと考られる。

硫酸ストロンチウムに対するカルシウムの除去効率を、<sup>45</sup>Caを用いて放射化学的手法により測定した。測定はストロンチウム担体 100mg、EDTA-2Na 0.22mol/l、硫酸アンモニウム 0.45mol/lから成る分離溶液に<sup>45</sup>Caを添加して行った。得られた硫酸ストロンチウム沈殿の重量を測定したのち、液体シンチレーション計測法により沈殿中に含まれる<sup>45</sup>Caの放射能を測定した。除去効率は、添加したカルシウム担体量と<sup>45</sup>Ca量から算出した沈殿中のカルシウム重量から求めた。この結果、Table 2.3.6-1に示すように除去効率は99.5%以上であったが、カルシウムの混入量はカルシウム量が高くなるにつれて多くなった。ストロンチウム沈殿へのカルシウムの混入はストロンチウム回収率の計算誤差の原因となるが、その程度は硫酸ストロンチウムの回収量に対するカルシウム混入量から計算して数%以内であった。

(服部 隆充)

## 参考文献

- 1) 河村正一 : Japan Analyst, 23, 305-313, (1974)
- 2) Horwitz, E.P., Chiarizia, R. and Dietz, M.L. : Solvent Extraction and Ion Exchange, 10(2), 313-336, (1992)
- 3) Afanas'eva, L.I. : J. Analyt. Chem. USSR, 15, 564-567, (1960)
- 4) Eakins, J.D. and Gomm, P.J. : Health Phys., 12, 1557-1563, (1966)

Table 2.3.6-1 Removal efficiency of calcium

Ca weight (mg)	Removal efficiency of Ca (%)	Recovery of Sr (%)	Ca content <sup>*)</sup> (mg/sample)	Error of Sr recovery due to Ca (%)
0.012	99.5	95.1	$6 \times 10^{-5}$	- 0
237	99.76	95.2	0.57	1.0
437	99.82	95.9	0.79	1.3
600	99.76	97.0	1.4	2.4
800	99.76	100.0	1.9	3.1

\*) Ca contents were calculated by the multiplication of the yield of  $^{45}\text{Ca}$  in the precipitation and Ca content in the initial solutions.

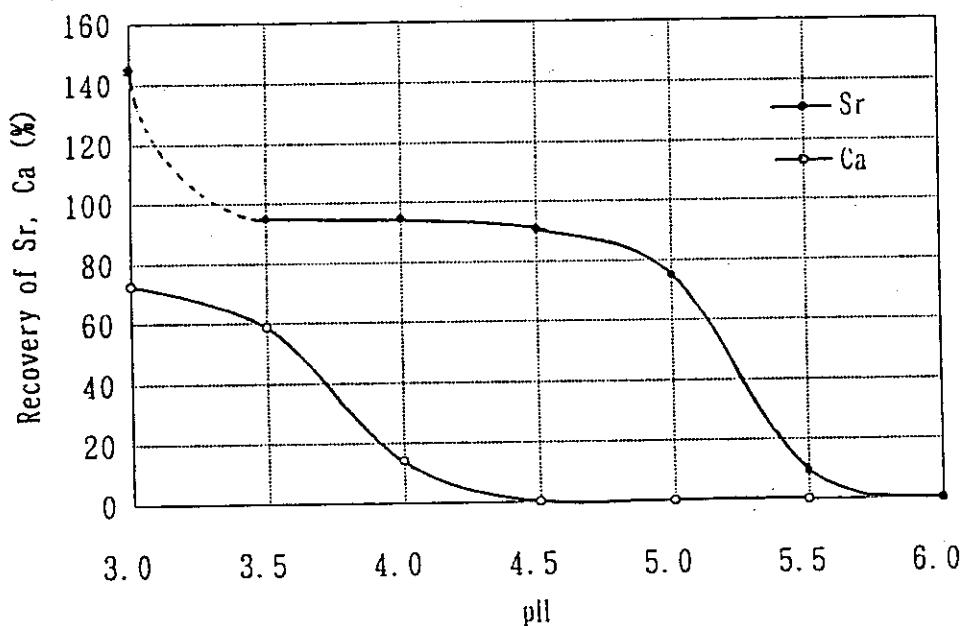


Fig. 2.3.6-1 Recovery of strontium and calcium as sulphate from disodium ethylenediaminetetraacetate(EDTA-2Na) solutions.

At pH 3, EDTA precipitate was included in strontium sulphate precipitate.

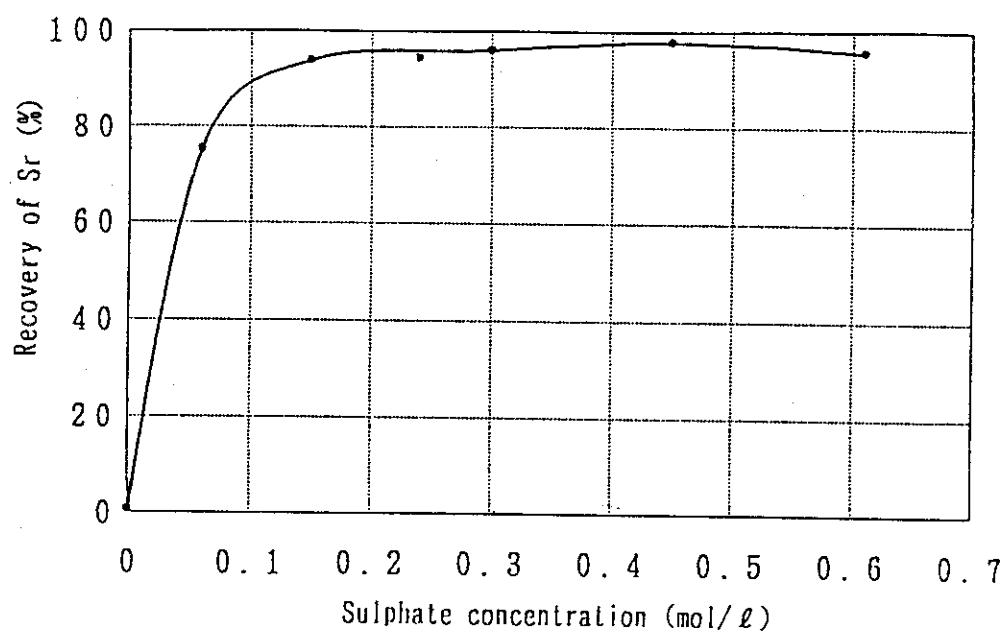


Fig. 2.3.6-2 Recovery of strontium from ammonium sulphate solution in the presence of EDTA-2Na.

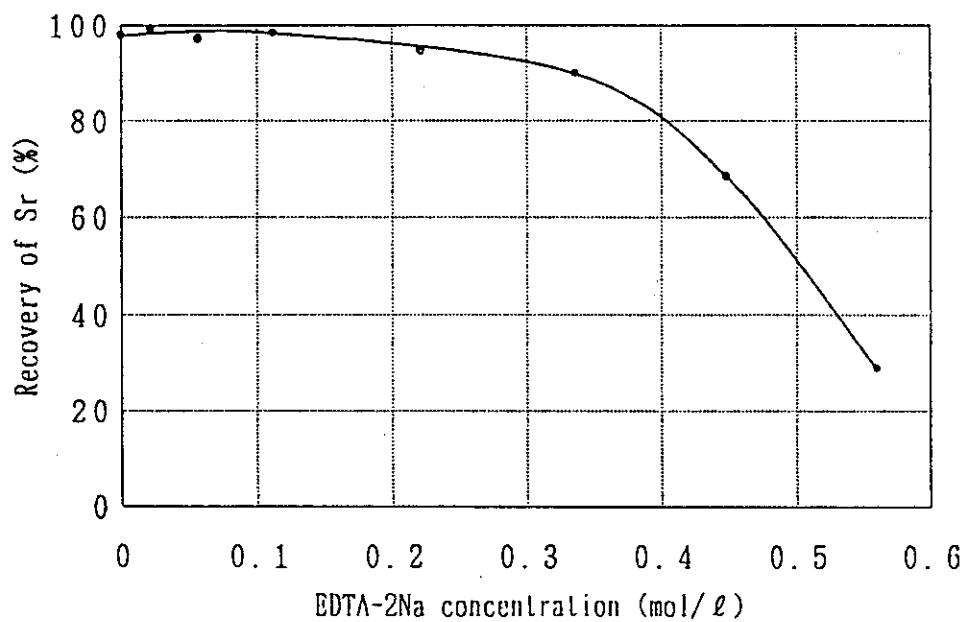


Fig. 2.3.6-3 Recovery of strontium as sulphate from EDTA-2Na solutions with different concentration.

### 3. 研究

---

Research

### 3. 1 放 射 線 管 理 計 測

#### 3.1.1 概 要

原子炉施設等からの放射性ガスの非定常的な放出に対して、その放射能を適切に測定評価するために必要なガスモニタの校正技術の開発に着手した。1996年度は、ガスモニタの校正系に校正ガスをパルス状に注入する実験系を作製し、 $^{85}\text{Kr}$ を使用してその特性試験を行った。その結果、この実験系がパルス注入校正で要求される時間的な特性を十分満足できることを確認した。

高エネルギー光子の外部被ばくによって人体が受ける線量を評価する際に必要な線量換算係数を計算し整備した。MIRD型数学人体模型とモンテカルロ電磁カスケード計算コードEGS4を用いて、10MeV以上の光子が種々の条件で入射する場合の実効線量を計算した。その結果、10GeVまでの光子に対する線量換算係数が求まった。また、実効線量は、前方入射や後方入射よりも側方入射や等方入射の方が大きくなることを明らかにした。

歯のESR信号を用いた被ばく線量評価手法を確立するために、歯の線量と臓器線量や実効線量の関係を計算及び実験により解析した。歯が占める領域を新たに追加定義したMIRD型数学人体模型とモンテカルロ電磁カスケード計算コードEGS4を用いて、歯の等価線量及び実効線量を計算した。また、 $^{137}\text{Cs}$ 及び $^{60}\text{Co}\gamma$ 線源を用いてファントムを照射し、歯及び胸部表面の線量を測定した。その結果、歯の線量と実効線量及び線量計指示値の関係を定量的に明らかにした。

高エネルギー加速器施設における内部被ばく線量評価に必要な基礎データを整備するために、光核反応で生じる $^{13}\text{N}$ 及び $^{15}\text{O}$ の化学反応モデルの改良を行った。また、このモデルを用いて評価した $^{13}\text{N}$ 及び $^{15}\text{O}$ の化学形について、東海研電子リニアックでの測定結果と比較し良い一致を得た。さらに、電子リニアックで生成される $^{13}\text{N}$ 及び $^{15}\text{O}$ の化学組成は、反跳原子が熱化したときの化学形及び空気の照射時間に依存することを明らかにした。

(山口 恭弘)

### 3.1.2 ガスモニタ校正用パルス注入実験系の特性評価

原子炉施設等から放出される放射性ガスの放出放射能を評価する場合、その放出形態は一般的に定常放出として扱われる。このため、ガスモニタの校正は、ガスモニタを含むループ内に既知濃度の放射性ガスを均一に分布させた静的状態で行われる<sup>1)</sup>。しかし、実際に放出される放射性ガスの放出形態としては、短時間における急激な放出（非定常放出）になる場合が考えられる。非定常放出における放出放射能を精度良く決定するためには、ガスモニタに対して放射性ガスを短時間に注入した校正が必要となる。この校正方法は、放射性ガスをパルス注入できる実験系の製作、モニタの応答解析、放出放射能の評価という流れで確立される。今回は、パルス注入実験系を製作し、流量及び注入放射能と校正対象ガスモニタの出力との関係の測定を行った。

製作したガスモニタ校正用実験系の概略図をFig. 3.1. 2-1に示す。実験系は、放射性ガスの放射能を決定、供給する系及び既知濃度の放射性ガスをガスモニタへパルス注入する系で構成される。パルス注入の系は、放射性ガスのサンプリング容器と模擬容器からなる注入部及び放射性ガスの通過状態を把握する検出部から構成される。パルス注入は、注入部における空気の流路を切り替えることにより実施される。ガスモニタとしては、実験系の特性評価を行うため、空気の流れが比較的単純であると考えられる1.5ℓ通気型電離箱を用いた。また、放射性ガスの通過状態を把握する検出部には、放射性ガスが通過する貫通穴（直径約4mm、長さ80mm）を開けたプラスチックシンチレーション検出器を用いた。検出器の出力パルスを、同時計数回路を通じてMCSにより計数した。放射性ガスとしてはベータ線のエネルギー、半減期等を考慮して<sup>85</sup>Krガスを使用し、プラスチックシンチレーション検出器の感度等を考慮して注入放射能を10<sup>3</sup>から10<sup>5</sup>Bqまで変化させた。放射性ガスの流入圧力は一定とし、流量を5から20ℓ·min<sup>-1</sup>まで変化させた。

5, 10, 20ℓ·min<sup>-1</sup>の各流量における、放射能と電離箱から出力される電離電流の積分値との関係をFig. 3.1. 2-2に示す。流量、圧力ともに一定である場合、注入放射能と出力電流の積分値とは比例性が非常によい。これにより、放射性ガスの定量、分取が正しく行われており、既知濃度の放射性ガスを注入できることがわかった。また、プラスチックシンチレーション検出器で測定した放射性ガスの広がりは、比較的遅い流量である5ℓ·min<sup>-1</sup>の場合でも、半値幅でたかだか1秒ほどである。一方、電離箱の電離電流変化は同じ流量において半値幅で約40秒であり、これと比較すると注入放射性ガスの広がりは十分短い時間であるといえる。さらに早い流量20ℓ·min<sup>-1</sup>の場合、プラスチックシンチレーション検出器出力の半値幅は0.3秒とより小さくなり、電離箱出力の半値幅約20秒に比較して十分短い時間となった。両検出器の出力比較により、注入放射性ガスの時間的広がりは十分短く、放射性ガスがパルス注入されていることがわかった。

以上の実験結果より、本実験系はパルス注入校正に十分使用できる性能を有することが確認された。今後は、引き続き本実験系を1.5ℓ通気型電離箱に適用し、非定常放出に対応したガスモニタ校正法の確立に必要な基礎データの収集・解析を行っていく。

(大石 哲也)

#### 参考文献

- 1) 吉田 真, 他: RADIOISOTOPES, 42, 452-460, (1993)

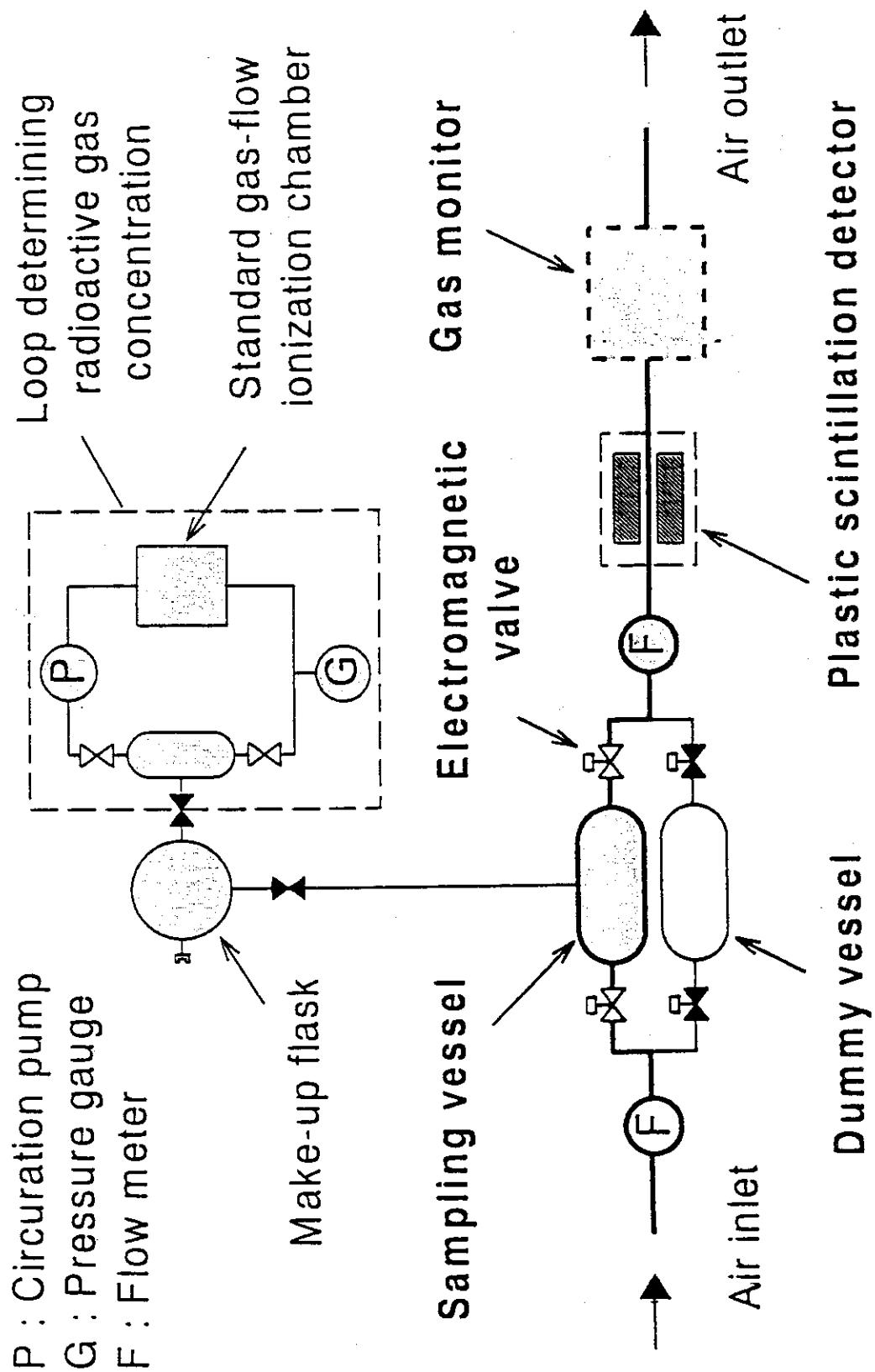


Fig. 3.1.2-1 Calibration system by pulse-like injection of radioactive gas.

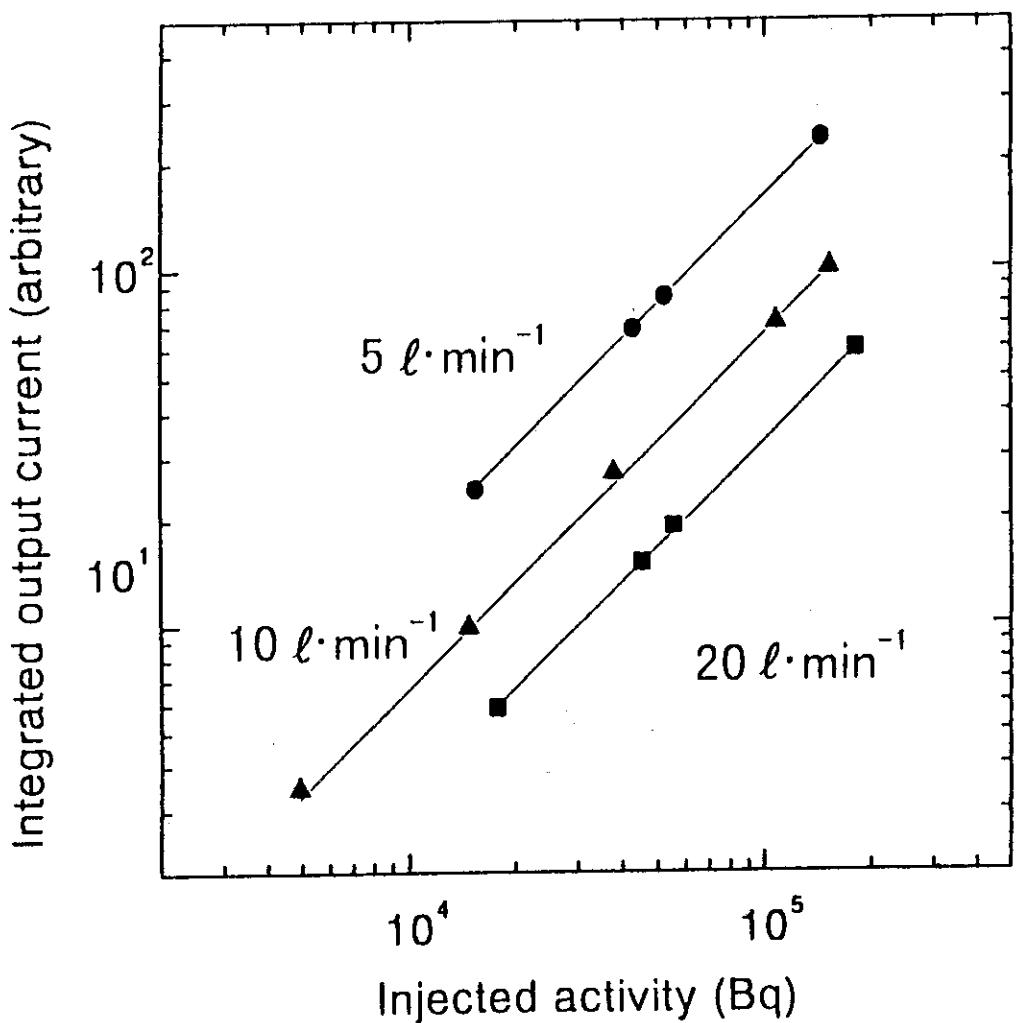


Fig. 3.1.2-2 Relationship between integrated output current and injected activity.

### 3.1.3 高エネルギー光子に対する実効線量の計算

大型放射光施設では、電子入射装置として GeV領域の高エネルギー電子加速器が用いられ、この電子加速器からは 10MeVを超える高エネルギー光子が制動放射される。光子の実効線量評価に用いる線量換算係数は、現在 10keV～10MeVの範囲について計算されているが、これ以上のエネルギー領域に対しては十分に整備されていない<sup>1)</sup>。そこで、この高エネルギー光子に対する線量評価法を確立するために、10MeV以上の光子入射に対し実効線量を計算し、線量換算係数を求めた。

数学人体模型として、MIRD型の男女一体型成人模型を用いた。この数学人体模型には、ICRP Publ.60<sup>2)</sup>で実効線量の評価対象とされている全ての臓器・組織が定義されている。また、線源から各臓器・組織までの光子輸送計算、人体組織中での二次電子の発生、輸送及びエネルギー沈着の計算には、モンテカルロ電磁カスケード計算コード EGS4<sup>3)</sup>を用いた。各臓器・組織の吸収線量の計算には、線量付与に寄与する二次電子が発生点で全エネルギーを失うと仮定する「カーマ近似」を用いず、二次電子が組織中を移動する時に各臓器・組織が受け取るエネルギー沈着量から吸収線量を計算した。この際、結腸は大腸上部及び下部とした。また、赤色骨髓及び骨表面の等価線量は、骨格全体の等価線量を補正して計算した。実効線量は、ICRP Publ.60で与えられた組織荷重係数を用いて計算した。計算結果を線量換算係数の形式にするために、計算した実効線量値を全て入射光子フルエンスで規格化した。

Fig. 3.1.3-1 に、人体の前方 (AP), 後方 (PA), 右側方 (RLAT) から平行光子ビームが入射する場合、及び人体に等方的 (ISO) に光子が入射する場合の実効線量を光子エネルギーの関数で示す。10MeVより低いエネルギー領域では、前方入射の実効線量が最も大きく、右側方入射が最も小さい。他方、10MeVより高いエネルギー領域では、前方入射の実効線量が最も小さく、右側方入射や等方入射の場合が大きくなる。この理由は、以下のように考察できる。低エネルギー光子が生成する二次電子は、飛程が短く生成された臓器中で全エネルギーを失うために、臓器を取り囲む人体組織は入射光子に対して遮蔽効果を持つ。したがって、前方入射では、組織荷重係数が大きく遮蔽が殆どない男性生殖器の線量が大きくなり、その結果実効線量も大きくなる。しかし、高エネルギー光子は容易に人体を透過し、生成される二次電子の飛程も臓器の大きさよりも長いため、臓器を取り囲む人体組織は二次電子の供給源の役割を果たす。このため、光子の通過距離が長い右側方入射や等方入射の場合の方が、前方入射や後方入射の場合より多くの二次電子が発生し、線量は大きくなる。以上述べたように、10MeVを境に実効線量の入射方向依存性が異なり、これがそれぞれの線量付与メカニズムによって説明できることが分かった。

今回の計算によって、これまで計算されている 10keV～10MeVの範囲に加え、最高 10GeVまでの光子入射に対する線量換算係数が求まり、より広範囲の実効線量評価が可能になった。

(山口 恒弘)

### 参考文献

- 1) ICRP: ICRP Publication 74, (1997)
- 2) ICRP: ICRP Publication 60, (1991)
- 3) Nelson, W.R., Hirayama, H. and Roger, D.W.O: The EGS4 code-system, SLAC 265, (1985)

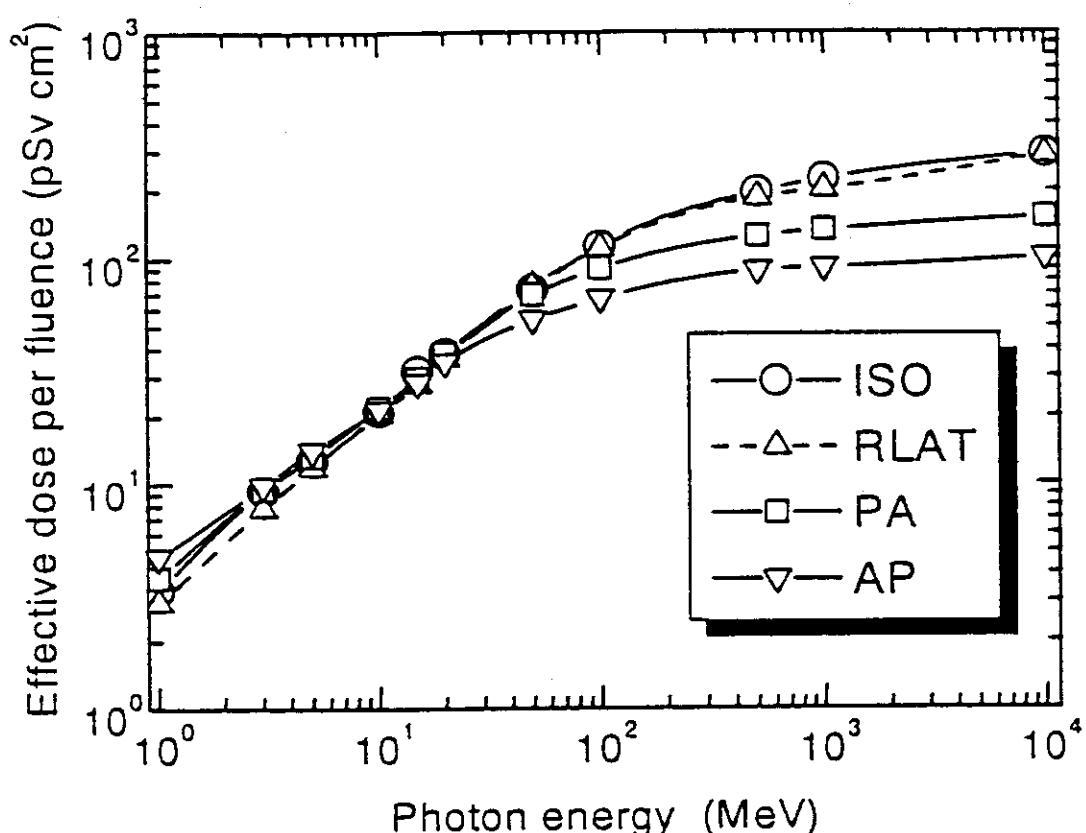


Fig. 3.1.3-1 Effective doses per fluence for photons incident on the human body in various geometries: antero-posterior(AP), postero-anterior(PA), right-lateral(RLAT) and isotropic(ISO).

### 3.1.4 光子外部被ばくにおける歯の線量と実効線量の関係

事故被ばく者、原爆被ばく者などのように、線量計などによる計測情報がない場合、被ばく者の歯ESR信号を用いた線量計測法が、被ばく線量推定のための有効な手段として注目されている。この方法では、歯の線量と臓器線量または実効線量の関係を明確にしておくことが重要である。そこで、歯の線量と実効線量の関係を計算シミュレーション及び実験により解析した。

計算シミュレーションには、モンテカルロ電磁力スケード計算コードEGS4<sup>1)</sup>を使用した。歯の線量を計算するため、成人のMIRD-5型数学人体模型の顔面骨部に5つの領域に分割した歯を新たに定義した。計算に必要となる歯の断面積データは、実際の歯の組成及び密度を用いて作成した。線量計の読み値を推定するため、左胸表面に軟組織等価な領域を定義した。光子は、人体の前方及び後方から平行入射するものとし、そのエネルギーは20keVから2,500keVまでの9点とした。

実験においては、人体を模擬した頭部ファントムをランドファントム上に乗せて $\gamma$ 線を照射した。 $\gamma$ 線源として、<sup>137</sup>Cs線源及び<sup>60</sup>Co線源を使用した。歯の線量の計測には、歯と組成が近く実験を行った光子エネルギー範囲について、歯と質量エネルギー吸収係数がほぼ等しいTLD素子(CaSO<sub>4</sub>)を使用した。また、ランドファントムの左胸には電子式線量計を設置した。

各光子エネルギーに対する歯と胸部表面の線量及び実効線量の計算結果を、Fig. 3.1.4-1及びFig. 3.1.4-2に示す。図中の値は、算出された各部における吸収線量に放射線荷重係数1を乗じた等価線量と照射線量の比及び実効線量と照射線量の比(mSv/R)である。歯の線量値は、光子エネルギーが30keVから200keVの範囲において高くなった。これは、歯の実効原子番号と電子密度の値が軟組織と比較して高いため、このエネルギー領域における光電効果の寄与が大きくなるためである。また、前方照射、後方照射ともに光子エネルギーが低くなると歯の位置の違いによる線量値の変化が見られた。

Table 3.1.4-1及びTable 3.1.4-2に<sup>60</sup>Co線源を使用した場合の実験結果及び計算結果を示す。前方照射の場合、測定結果と計算結果の間には良い一致が見られた。また、各部分の歯の線量と実効線量は近い値を示した。Fig. 3.1.4-1及びTable 3.1.4-1より約1MeVのエネルギーを有する光子が人体前方から入射した場合、歯の線量値をそのまま実効線量値として評価できることがわかる。後方照射の場合は、歯の線量値は人体前方へ行くほど低くなつた。これは、光子が後頭部を透過する際に吸収されるためである。また、歯の線量として評価された値は、すべて実験結果、測定結果ともに実効線量値よりも低くなつた。

今回得られた歯の線量値のエネルギー依存性、方向依存性及び実効線量値との関係は、ESR線量計測法により被ばく線量及び場の状況を推定する際に有益なデータとなる。今後は、光子エネルギー及び光子の照射方向を変えた場合について解析を行う必要がある。

(高橋 史明)

#### 参考文献

- 1) Nelson, W.R., Hirayama, H. and Roger, D.W.O: The EGS4 code-system, SLAC 265, (1985)

Table 3.1.4-1 Comparison of calculated and measured doses for antero-posterior irradiation.

$\gamma$ -ray source:  $^{60}\text{Co}$ , unit:mSv/h

	Teeth			Chest Surface	Effective Dose
	Front	Middle	Back		
Calculated	9.44	9.42	8.75	10.0	8.78
Measured	9.41	9.66	9.12	8.9	-----

Table 3.1.4-2 Comparison of calculated and measured doses for postero-anterior irradiation.

$\gamma$ -ray source:  $^{60}\text{Co}$ , unit:mSv/h

	Teeth			Chest Surface	Effective dose
	Front	Middle	Back		
Calculated	4.79	5.20	5.94	5.7	7.45
Measured	6.20	6.53	7.06	4.6	-----

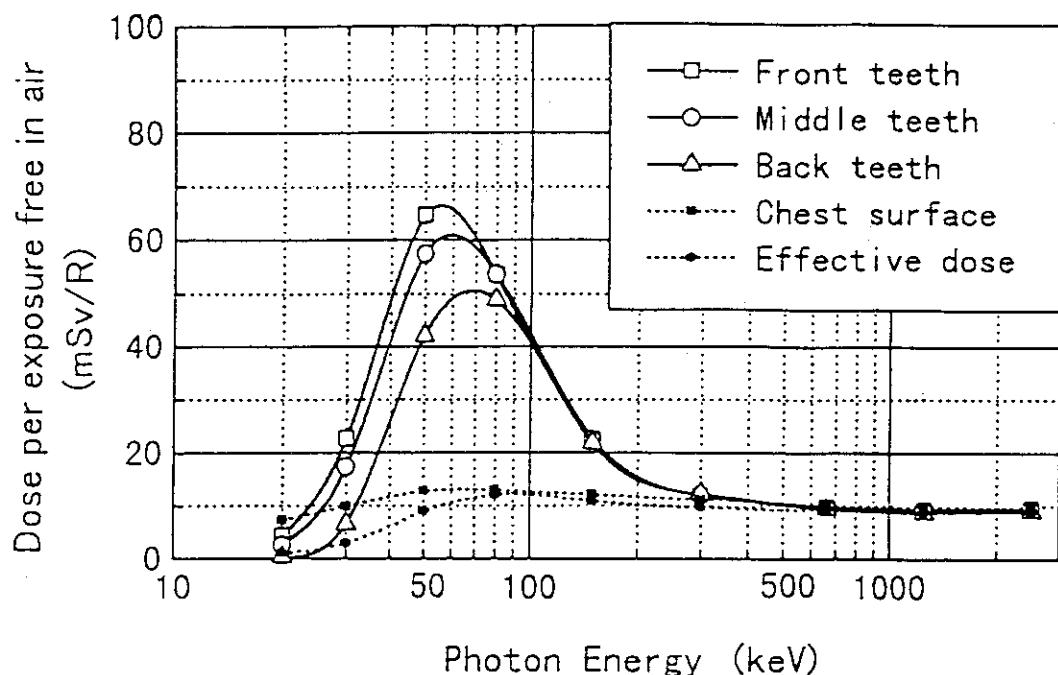


Fig. 3.1.4-1 Energy dependence of doses to teeth and chest surface, and effective dose for antero-posterior irradiation(calculated).

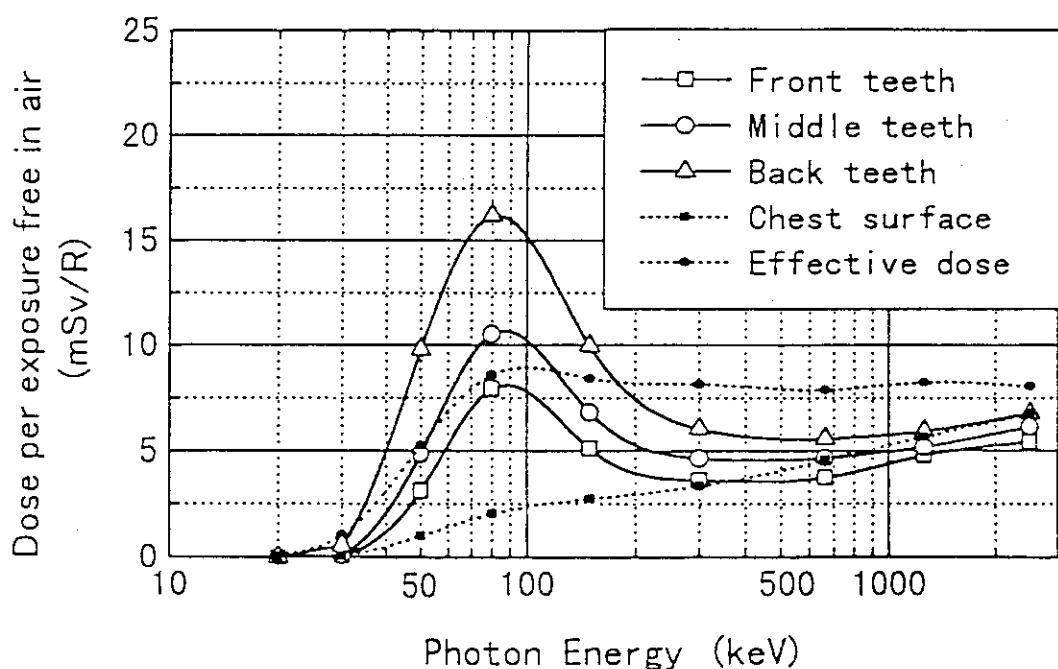


Fig. 3.1.4-2 Energy dependence of doses to teeth and chest surface, and effective dose for postero-anterior irradiation(calculated).

### 3.1.5 光核反応で生成される $^{13}\text{N}$ , $^{15}\text{O}$ の化学形の評価

高エネルギー加速器施設における内部被ばく線量評価に必要な基礎データを得ることを目的とし、加速器施設で生成される気体状誘導放射性核種の生成量及び化学性状を予測する評価手法の開発を1995年度に開始した。1995年度は、空気の放射線分解による気相分子反応のモデルを開発し、その妥当性を検討した<sup>1)</sup>。1996年度は、光核反応により生成される $^{13}\text{N}$ ,  $^{15}\text{O}$ の化学反応のシミュレーションを実施するために、化学反応モデルの改良を行った。また、このモデルを用いて得られる評価値を電子加速器施設における実測値と比較し、 $^{13}\text{N}$ ,  $^{15}\text{O}$ の化学形を支配する因子について検討を行った。

空気中の $^{14}\text{N}$ ,  $^{16}\text{O}$ から( $\gamma, n$ )反応により反跳原子となった $^{13}\text{N}$ ,  $^{15}\text{O}$ は、周辺に存在する分子などとの相互作用により、 $10^{-10}\text{s}$ 内に熱エネルギー領域まで減速される。そこで、熱化した $^{13}\text{N}$ や $^{15}\text{O}$ は、 $^{14}\text{N}$ や $^{16}\text{O}$ と同じ化学反応性を有すると仮定し、空気の放射線分解の化学反応モデル<sup>1)</sup>へ $^{13}\text{N}$ ,  $^{15}\text{O}$ の反応スキームを追加し、モデルの拡張を行った。このモデルを用い、Gasparら<sup>2)</sup>の報告を基に、熱化時の $^{13}\text{N}$ ,  $^{15}\text{O}$ に対して8種類の化学形を想定し、空気の放射線分解生成物との反応による $^{13}\text{N}$ ,  $^{15}\text{O}$ の化学形の変化を調べた。その結果、熱化した $^{13}\text{N}$ ,  $^{15}\text{O}$ がイオン( $^{13}\text{N}^+$ ,  $^{15}\text{O}^+$ ,  $^{13}\text{N}^{14}\text{N}^+$ ,  $^{15}\text{O}^{16}\text{O}^+$ )となった場合、それらの中和反応は速やかに起こり、原子または分子( $^{13}\text{N}$ ,  $^{15}\text{O}$ ,  $^{13}\text{N}^{14}\text{N}$ ,  $^{15}\text{O}^{16}\text{O}$ )となる。このうち $^{13}\text{N}$ ,  $^{15}\text{O}$ (原子状)は、放射線分解生成物と反応し、窒素酸化物やオゾンとなるのに対し、 $^{13}\text{N}^{14}\text{N}$ ,  $^{15}\text{O}^{16}\text{O}$ は、化学形が変化しないことが分った。 $^{13}\text{N}$ ,  $^{15}\text{O}$ の化学形について、熱化時の組成と放射線分解生成物の雰囲気中における経時変化との関係を調べ、東海研電子リニアックにおける実測値<sup>3)</sup>と比較した。 $^{13}\text{N}$ ,  $^{15}\text{O}$ の熱化時の組成を、25から50%が原子( $^{13}\text{N}$ ,  $^{15}\text{O}$ )またはそのイオン( $^{13}\text{N}^+$ ,  $^{15}\text{O}^+$ )とし、75から50%が窒素及び酸素分子( $^{13}\text{N}^{14}\text{N}$ ,  $^{15}\text{O}^{16}\text{O}$ )またはそのイオン( $^{13}\text{N}^{14}\text{N}^+$ ,  $^{15}\text{O}^{16}\text{O}^+$ )とした場合、化学反応モデルによる評価値と実測値が一致することが分った。

Fig. 3.1.5-1に、100MeV, 10  $\mu\text{A}$ の電子ビームを銅ターゲットに連続して入射させたとき、室内に生成される $^{13}\text{N}$ ,  $^{15}\text{O}$ の組成を空気の照射時間に対して計算した例を示す。加速器が連続して運転されている場合、空気の照射時間は、室内の換気速度により変わる。したがって、加速器室内に生成される $^{13}\text{N}$ ,  $^{15}\text{O}$ の組成は、室内の換気条件に依存することが分った。

以上の結果から、電子加速器施設で生成される $^{13}\text{N}$ ,  $^{15}\text{O}$ の化学組成は、反跳原子となった $^{13}\text{N}$ ,  $^{15}\text{O}$ が熱化したときの化学形や換気条件に基づく空気の照射時間に依存することが明らかとなった。

(遠藤 章)

### 参考文献

- 1) Endo, A., et al.: AEAT-0058, (1996)
- 2) Gaspar, P.P., et al.: Chemical effects on nuclear transformations in inorganic systems, 75-101, (1979)
- 3) Endo, A., et al.: Health Phys., 68, 80-88, (1995)

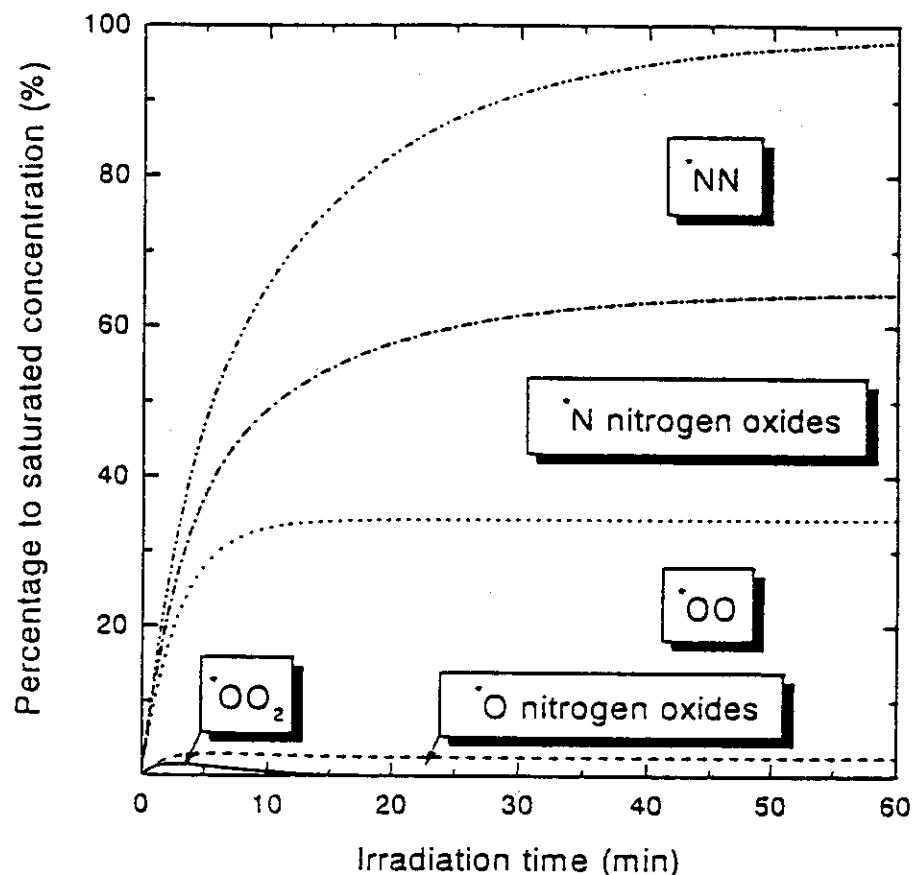


Fig. 3.1.5-1 Time-dependent chemical compositions of  $^{13}\text{N}$  and  $^{15}\text{O}$ . Radionuclides are denoted as  $^*\text{N}$  and  $^*\text{O}$ . The compositions of thermalized  $^{13}\text{N}$  and  $^{15}\text{O}$  were assumed to be  $^{13}\text{N}$  atom 50%,  $^{13}\text{N}^{14}\text{N}$  50%,  $^{15}\text{O}$  atom 25% and  $^{15}\text{O}^{16}\text{O}$  75%.

### 3. 2 環境放射線管理技術

#### 3.2.1 概 要

核融合炉に関するトリチウム防護研究の一環として、1994年度にカナダで実施したトリチウムガス（HT）野外連続放出実験の結果を解析するため、局所環境中トリチウム挙動評価モデルの開発を行った。本モデルは土壤中に拡散したHTのHTOへの酸化による沈着、沈着したHTOの土壤から大気への再放出及び放出されたHTOの大気の鉛直方向への拡散を表す1次元モデルである。本モデルにより計算した結果とカナダ実験により得られた実測データを比較した結果、計算結果は表面土壤層の水分中HTO濃度、空气中HTO濃度の高さ分布等の時間変化の傾向をよく説明できることが明らかとなった。

大気中に放出されたトリチウムによる公衆被ばく線量評価技術及び環境中トリチウムモニタリング技術の確立のために重要な土壤からのHTOの放出過程を明らかにするため、容器に入れた土壤に重水をトレーサーとして沈着させ、土壤からの重水の再放出率等を調べる実験を1995年度に継いで実施した。1996年度は重水ばく露時間の違い及び日中と夜間の違いが再放出過程に及ぼす影響を調べた。その結果、重水ばく露時間が短い場合は重水は土壤のより表層に沈着すること、蒸発の小さい夜間でも再放出が起こること、日中の再放出率の方が夜間よりも大きくなること等が明らかとなった。

役割を終えた原子力施設における土地及び施設の再利用に当たっての放射線防護上の規制除外基準の確立に資するため、施設の残留放射能による再利用者（公衆を含む）の被ばく線量計算コードを開発した。これにより建物内壁の汚染による被ばく線量及び建物周辺の土地の汚染による被ばく線量の評価が可能となった。

科学技術庁からの受託事業として再処理施設の緊急時における環境モニタリングシステムの調査を3年半計画で開始した。本受託の目的は、空气中プルトニウム放射能濃度等を迅速に測定できるモニタリングシステムを調査・開発することである。1996年度は、その初年度としてモニタリングシステムの現状調査及び概念設計を行った。さらに、 $\alpha$ 線検出器及びサンプリング用フィルタの基礎特性実験を行い、エネルギー分解能、表面捕集性能等の基礎データを収集した。

(野口 宏)

### 3.2.2 局所環境中トリチウム挙動評価モデルの開発

1994年にカナダチョークリバー研究所において実施したトリチウムガス（HT）野外連続放出実験では、数10m四方内の環境中におけるトリチウム挙動を詳細に調べ、土壤、植物、大気中でのトリチウム濃度の空間的及び時間的变化に関するデータ及び気象条件との相関等を得た<sup>1)</sup>。これらの挙動を詳細に解析するためには、実験データに基づき本実験条件に合った局所環境中のトリチウム挙動をモデル化することが必要である。このため、1996年度は土壤中に拡散したHTのトリチウム水（HTO）への酸化による沈着、沈着したHTOの土壤から大気への再放出及び放出されたHTOの大気の鉛直方向への拡散に関する1次元モデルの開発を行った。

HTの沈着は地表面から2.5cmまでの範囲で起こると仮定し、土壤への沈着フラックスは空气中HT濃度と沈着速度から計算した。この表面土壤層における土壤水分中HTO濃度は沈着フラックス、土壤中水分等価厚さ及び土壤水と大気中水分との交換速度から算出した。沈着したHTOの土壤から大気への再放出フラックスは、土壤水と大気中水分との交換反応と蒸発によるフラックスの合計として算出した。この交換反応による土壤と大気間のHTOの移行フラックスは、土壤空隙中HTO濃度と空气中HTO濃度の差に交換速度を乗じることにより求めた。このようにして大気中に放出されたHTOは、大気拡散係数に依存して大気中を拡散する。本モデルでは水平方向の拡散はないと仮定し、鉛直方向の拡散のみを考慮した。1994年のカナダ実験では鉛直方向の大気拡散係数の1時間ごとの高さ分布を実測した。これらのデータから最小2乗法により、拡散係数の高さ分布を表わす関数を求めた。この大気拡散係数の関数と土壤から大気へのHTO再放出フラックスとを用いて、空气中HTO濃度の鉛直方向分布を拡散方程式により算出した。この算出にはクランク・ニコルソンの方法を採用した<sup>2)</sup>。なお、本モデルでは、土壤中HTOの深さ方向への移動、植物及び降雨の影響は考慮していない。

本モデルを用いて土壤水分中HTO濃度と空气中HTO濃度を計算し、カナダ実験により得られた実測データと比較した。空气中HT濃度、沈着速度、土壤中水分等価厚さ等の入力データには実測値を用いた。その結果、表面土壤層の水分中HTO濃度の計算値の時間変化は実測データの変化の傾向と一致することがわかった。Fig.3.2.2-1に空气中HTO濃度の高さ分布の時間変化に関する実験値と計算値の比較を示す。図は放出開始直後から1日後までの結果を比較したものである。高さは0.1, 0.5, 1mの3点である。実験データは空气中HTOの鉛直方向の濃度勾配が日中（放出開始から約8時間まで）は小さいが、夜間は大きくなることを示している。本計算結果はこれらの傾向をよく再現できた。また、HTO濃度の絶対値は計算値の方が高めになっている場合もあるが、比較的一致しているといえる。さらに、全実験期間中（約13日間）の空气中HTO濃度の時間変化を比較した結果、短時間の変動による違いは見られたものの、本評価モデルは空气中HTO濃度の時間変化の傾向をよく説明できることが明らかとなった。

（野口 宏）

#### 参考文献

- 1) H. Noguchi, S. Yokoyama, N. Kinouchi, et al.: Fusion Technol., 28, 924, (1995)
- 2) M. Chino, H. Yamazawa, T. Iida: Health Phys., 70, 47, (1996)

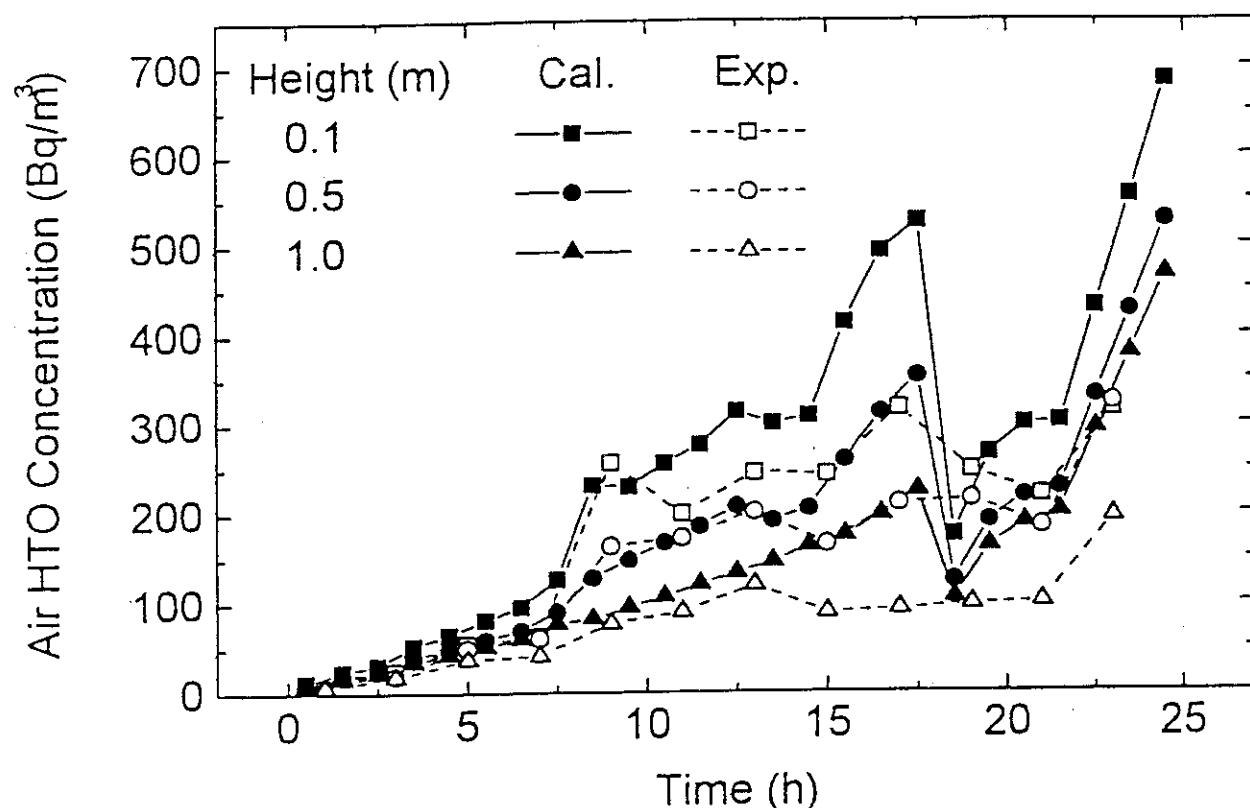


Fig. 3.2.2-1 Comparison between experimental and calculated air HTO concentrations at various heights.

### 3.2.3 ビニールハウス内重水放出実験における土壤沈着重水の大気への再放出（2）

トリチウム水（HTO）による公衆被ばく線量をモデルを用いて評価する場合には、大気中に放出されたHTOが土壤に沈着して、蒸発及び大気-土壤間の交換により再び大気に放出される過程のパラメータが重要となる。これまでにも、これらのパラメータは得られているが、土質、放出条件等によって異なることが予想され、十分ではない。このため、1995年度に引き続き、1996年8月にHTOの代わりに重水をトレーサーとして用いた野外実験を行った。1996年度は再放出期間（日中と夜間）の違い及び重水ばく露時間の長さの違いが沈着及び再放出へ及ぼす影響に着目した。

ビニールハウス(24.6m<sup>3</sup>)内で土壤試料(含水率：約40%)を重水を含んだ水蒸気にはばく露した後、直ちに汚染のない野外に置き、土壤試料に沈着した重水の再放出過程を調べた。土壤試料への重水のはばく露時間は2時間及び10時間とした。ばく露期間中のハウス内の土壤試料付近の空気中濃度は平均  $2.5 \times 10^4 \text{ ppm}$  であった。再放出期間は午前8時及び午後8時から最長24時間とした。なお、土壤試料への重水のはばく露、土壤試料の分割、土壤水分中重水濃度の測定、土壤沈着重水の再放出率及び水分蒸発速度の算出は1995年度の実験と同様な方法で行った<sup>1)</sup>。

Fig. 3.2.3-1に2時間及び10時間重水にはばく露し、午前8時に再放出を開始した試料の土壤水分中重水濃度の深さ分布を示す。これらはばく露終了直後の結果である。2時間ばく露した試料は、10時間ばく露した試料より土壤水分中濃度が低く、下層へ重水があまり拡散していないかった。また、2時間ばく露した試料は10時間ばく露した試料より深さ方向の濃度減少の割合が大きかった。これらのこととは、2時間ばく露試料は、10時間ばく露試料より表層に沈着している重水の割合が高かったことを意味している。

Table 3.2.3-1に10時間重水にはばく露し、午前8時及び午後8時に再放出を開始した試料（以下、それぞれ Run 1 及び Run 2 という。）の水分蒸発速度Ve及び土壤沈着重水の再放出率Rを示す。水分蒸発速度は、単位時間当たり、単位面積当たりの H<sub>2</sub>Oの蒸発量とし、再放出率は全沈着重水量に対する単位時間当たり、単位面積当たりの大気への重水の放出量とした。水分蒸発速度は、0-1時間及び1-8時間においては、Run 1 は Run 2 より 1 枠高かった。一方、0-1時間及び1-8時間の再放出率は Run 1 は Run 2 より高かったものの、蒸発速度のような大きな差はなかった。また、Run 1 及び Run 2 ともにはばく露終了直後（0-1時間）の値が最も高く、その後は急速に低下した。これらのことから、日中と夜間の再放出率の違いは蒸発速度の違いが考えられる。しかし、ばく露終了直後には蒸発の少ない夜間の再放出率も高かったことから、夜間の再放出は大気-土壤間の交換の影響が大きいと考えられる。

このような交換は土壤のごく表層で起こることが予想される。今後、線量評価モデルの再放出に関係するパラメータを正確に求めるためには、本実験で土壤を分割した厚さ（表層土壤では 0.5cm 厚さ）より薄く分割して実験を行う必要があると考えられる。

（横山 須美）

#### 参考文献

- 1) 横山須美: 保健物理-管理と研究-N o.38 JAERI-Review 96-014, 215-216, (1996)

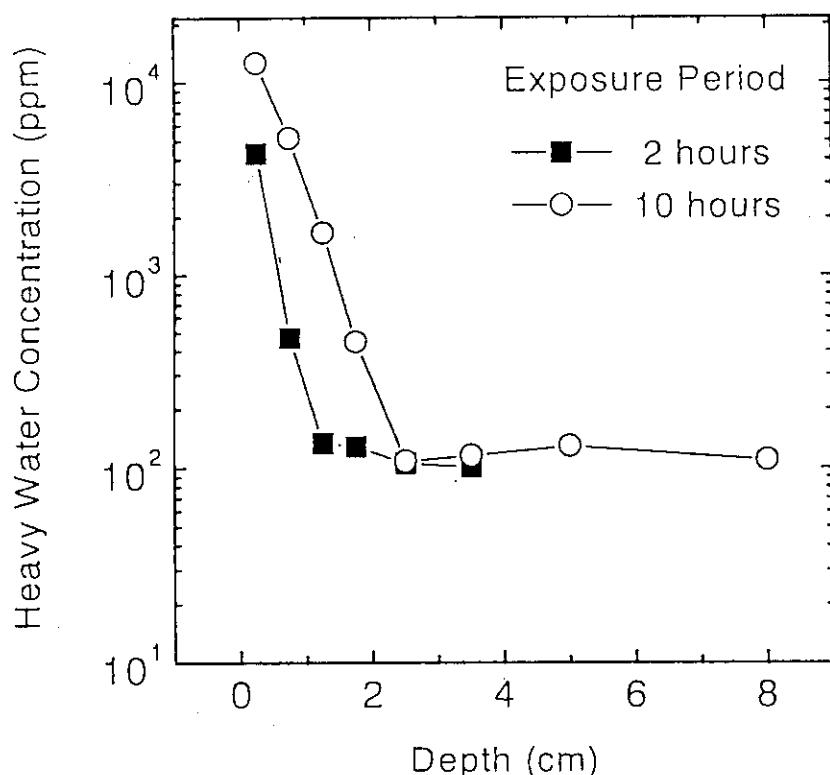


Fig. 3.2.3-1 Depth profiles of heavy water concentrations in soil water immediately after the heavy water exposure was finished.

Table 3.2.3-1 Comparison between the evaporation velocities,  $V_{ev}$  (m/s) and the reemission rates,  $R$  (%/h).

Time (h)	Run 1*		Run 2**	
	$V_{ev}$ (m/s)	$R$ (%/h)	$V_{ev}$ (m/s)	$R$ (%/h)
0-1	$1.1 \times 10^{-7}$	22	$2.2 \times 10^{-8}$	13
1-8	$1.3 \times 10^{-7}$	7.5	$1.4 \times 10^{-8}$	3.3
8-24	$1.6 \times 10^{-8}$	0.30	$6.1 \times 10^{-8}$	2.2

\* Reemission was started at 8:00 a.m.

\*\* Reemission was started at 8:00 p.m.

### 3.2.4 原子力施設の再利用に伴う公衆の被ばく評価

当初の役割を終えた原子力施設（建物及び土地）の再利用を認めるに当たって、施設内に残留する放射性物質に起因する被ばく線量が極めて小さく、取るに足らないレベルであるときには、その施設は放射線防護上の規制対象から除外できるとするのが合理的である。このような規制除外の適用を考える際の技術的な基礎の構築に資することを目的として、施設の残留放射性物質による再利用者等（公衆）の被ばく線量を計算するコードの開発を行っている。これは、米国環境保護庁（EPA）との放射線防護に関する研究協力の一環として実施しているものである。

施設内の放射性物質について、想定した残留状態及び被ばくの形態は以下のとおりである。

#### (1) 建物内の部屋の内壁（床、壁及び天井の6面）表面の汚染：

部屋に入りし、利用する人を想定して、

- (a) 内壁面からの放射線を受けることによる外部被ばく

#### (2) 建物周辺の土地の汚染：

土地に立ちに入る人、または、土地を農地として再利用する場合を想定して、

- (a) 地表面からの放射線を受けることによる外部被ばく

- (b) 地表面から再浮遊した放射性物質を吸入摂取することによる内部被ばく

- (c) 生産した農作物を経口摂取することによる内部被ばく

- (d) 生産した農産物で家畜を飼育し、その畜産物を経口摂取することによる内部被ばく

ここで、農畜産物の種類としては、日米の食生活の特徴を考慮して、葉菜、根菜、米、牧草、牛乳及び牛肉を想定した。

作成した線量計算モデルの概要は、次のとおりである。

#### (1) 外部被ばくの線量計算モデル：

床、壁、天井等の各面ごとに線源を設定して、それぞれ点減衰核積分法で線量計算を行い、各面の計算結果を重ね合わせて評価位置での線量とする。

#### (2) 土壤、大気、農畜産物等環境中のコンパートメントの放射性物質の濃度を計算するモデル

定常状態における各コンパートメント間の濃度比を設定する方法（濃縮係数法）を採用した。

#### (3) 摂取した放射性物質の代謝モデル及び内部被ばくの線量計算モデル：

環境中のコンパートメント（大気、農産物等）の放射性物質の濃度とそれらコンパートメントの摂取量の積を放射性物質の体内摂取量とし、これに ICRP の単位摂取量当たりの預託実効線量当量換算係数を乗じて線量を求める方法をとった。

今後、これらの計算モデルに含まれる各パラメータについて妥当な数値の設定を行い、放射性核種ごとに単位表面汚染密度当たりの実効線量当量を試算する予定である。

（山本 英明）

### 3.2.5 再処理施設緊急時環境モニタリングシステム調査（1）

再処理施設の事故時においては、環境中に放出される核種が原子力発電所の場合と異なることも予想され、防災対策をより充実したものとするとの観点からは、特にプルトニウム等の放射性核種に着目した空気中放射能濃度等のより迅速で感度の良いモニタリング技術の確立が必要となる。このため、科学技術庁からの委託により、1996年10月から空気中プルトニウム放射能濃度等を迅速に測定できるモニタリングシステムの調査等を開始した。1996年度における調査・検討内容について以下に述べる。

まず、モニタリングシステムの概念設計に反映させるため、緊急時環境モニタリングシステム、空気中プルトニウム測定技術の現状等を調査、検討した。モニタリングシステムの概念設計においては、モニタリング装置に要求される検出感度の目標値の設定等のモニタリングシステムの基本要件、この基本要件を達成するための空気中プルトニウム放射能濃度の測定方式等に関するシステム構成、及びモニタリング装置の性能向上を図っていくための技術的課題について検討した。

また、概念設計で抽出された技術的課題の解決方法を検討するため、 $\alpha$ 線検出器及びサンプリング用フィルタの基礎特性実験を行い、エネルギー分解能、計数効率、表面捕集性能等の基礎データを収集した。

今後、検出器及びフィルタに関する基礎特性実験を引き続き実施して、基礎データの蓄積とともに、モニタリング装置の要素開発、詳細設計を進めていく予定である。

（木内 伸幸）

## 付 錄

---

Appendix

## 1. 外 部 投 稿

## 1.1 研究・技術論文・ノート

氏 名	標 題	誌 名
M. Murata* <sup>1</sup> H. Noguchi * <sup>1</sup> 燃料サイクル安全工 学部	Dose Delivered by Unit Amount of Tritium Released into the Environment	J. Nucl. Sci. Technol., 34, 176 (1997)
富居 博行 清木 義弘* <sup>1</sup> * <sup>1</sup> バックエンド技術部	J P D R解体実地試験 —放射線管理—	デコミッショニ ング技報No.15
A. Endo J. Henshaw* <sup>1</sup> M. A. Mignanelli* <sup>1</sup> * <sup>1</sup> UK AEA Technology	Computer simulation to predict ozone concentration in an electron accelerator room	Radioisotopes, vol. 45, 431-434 (1996)
H. Toyokawa* <sup>1</sup> A. Uritani * <sup>1</sup> C. Mori* <sup>1</sup> M. Yoshizawa H. Takeda* <sup>2</sup> K. Kudo* <sup>2</sup>  * <sup>1</sup> 名古屋大学 * <sup>2</sup> 電子技術総合研 究所	Neutron spectrometer with position-sensitive proportional counters	Nucl. Instr. and Meth. in phys. A 381, 481-487(1996)
A. Endo J. Henshaw* <sup>1</sup> M. A. Mignanelli* <sup>1</sup> * <sup>1</sup> UK AEA Technology	Characterization of <sup>13</sup> N and <sup>15</sup> O induced in air of a high energy electron accelerator room	KEK Proc. 96- 10, 32-39(1996)
M. Yoshida T. Oishi T. Honda* <sup>1</sup> T. Torii* <sup>2</sup>  * <sup>1</sup> (財)放射線計測協会 * <sup>2</sup> 動力炉・核燃料開発事業団	A Calibration technique for gas-flow ionization chambers with short half-lived rare gases	Nucl. Instr. and Meth. in phys. A 383, 441-446(1996)
豊川 弘之* <sup>1</sup> 瓜谷 章* <sup>1</sup> 森 千鶴夫* <sup>1</sup> 吉澤 道夫* <sup>2</sup> 武田 直人* <sup>2</sup> 工藤 勝久* <sup>2</sup>	方向依存性応答を示す新型中性子測定器の線源スペクトル推 定逆問題への適用  * <sup>1</sup> 名古屋大学 * <sup>2</sup> 電子技術総合研究所	放射線, 22(4), 29-38(1996)
佐藤 浩一 松井 智明	「LSCによる一次冷却水中硫黄-35の測定」	保健物理, 31 230~233 (1996)

## 1.2 総説・調査報告・解説等

氏名	標題	誌名
吉澤 道夫 百瀬 琢磨 <sup>*1</sup>  * <sup>1</sup> 動力炉・核燃料開発事業団	I C R P勧告の役割と今後の期待	保健物理 31(4), 430-433 (1996)
遠藤 章 沖 雄一 <sup>*1</sup> 三浦 太一 <sup>*1</sup> 神田 征夫 <sup>*1</sup> 近藤 健次郎 <sup>*1</sup>  * <sup>1</sup> 高エネルギー物理学研究所	大強度高エネルギー加速器施設における放射線防護	日本原子力学会誌 39(3), 210-218(1997)
角田 昌彦 <sup>*1</sup> 北野 匡四郎 池沢 芳夫 <sup>*2</sup>	液体状粒子負荷試験におけるH E P A フィルタ性能の経時変化  * <sup>1</sup> 1996. 4～STA * <sup>2</sup> (財)放射線計測協会	保健物理学会誌 32(2), 185-191 (1997)
大畑 勉 小野寺淳一 倉林 美穂 長岡 錦 森田 重光	「チェルノブイリ事故による環境への影響の現状」	原子力工業 42, 10, 11～17 (1996)
綿貫 孝司	放射線照射の工業利用における安全確保 上	フィルムバッチニュースP6～10 (1996)
綿貫 孝司	放射線照射の工業利用における安全確保 下	フィルムバッチニュースP6～10 (1996)
綿貫 孝司	教育訓練を効果的に行うには	Isotope news (512)P53～56 (1997)

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

氏名	標題	レポートNo.
三浦 吉史 小古瀬 均 浅野 善江 吉野 敏明 大塚 義和 <sup>*1</sup> 石田 恵一 <sup>*1</sup> (財)放射線計測協会	W A S T E F 地区の放射線管理 (II)	1996年10月
(編) 山口 恭弘 遠藤 章	第2回「最近の外部被ばく線量評価法に関するワークショップ」報文集	JAERI-Conf 96-011(1996)
高橋 史明 清水 滋 山口 恭弘	放射線測定器の校正に用いる $\gamma$ 線校正場中の光子エネルギー分布評価	JAERI-Tech 97-006(1997)

## 3. 所 内 資 料

氏 名	標 題	年 月
臼田 重和 <sup>*1</sup> 安達 武雄 <sup>*2</sup> 渡部 和男 <sup>*2</sup> 野口 宏 西村 秀夫 <sup>*1</sup>	極微量分析・計測技術を利用した「地球環境科学」に係わる研究の提案	1997年 3月
* <sup>1</sup> 燃料サイクル安全工学部 * <sup>2</sup> 燃料研究部		
保健物理部	保健物理部40年の活動	1996年12月
新野 二男 山根 健路 藤岡 克治 中村 清宣	J T - 6 0 実験棟における排気中のトリチウム測定	1997年 2月
古田 敏城 酒井 俊也 綿貫 孝司	イオン照射研究施設の放射線管理	1997年 3月
綿貫 孝司	照射施設の安全管理	RIS-4102 1996年 9月
東海研 保健物理部	放射線管理季報（平成 7 年度第 4 四半期）No.128	1996年 5月
東海研 保健物理部	放射線管理季報（平成 8 年度第 1 四半期）No.129	1996年 9月
東海研 保健物理部	放射線管理季報（平成 8 年度第 2 四半期）No.130	1996年12月
東海研 保健物理部	放射線管理季報（平成 8 年度第 3 四半期）No.131	1997年 3月
那珂研 安全管理課	安全衛生管理状況報告書（平成 7 年度第 4 四半期）	1996年 5月
那珂研 安全管理課	安全衛生管理状況報告書（平成 8 年度第 1 四半期）	1996年 8月
那珂研 安全管理課	安全衛生管理状況報告書（平成 8 年度第 2 四半期）	1996年10月
那珂研 安全管理課	安全衛生管理状況報告書（平成 8 年度第 3 四半期）	1997年 2月
高崎研 安全管理課	安全衛生管理状況報告書（平成 7 年度第 4 四半期）	1996年
高崎研 安全管理課	安全衛生管理状況報告書（平成 8 年度第 1 四半期）	1996年

氏名	標題	年月
高崎研 安全管理課	安全衛生管理状況報告書（平成8年度第2四半期）	1996年
高崎研 安全管理課	安全衛生管理状況報告書（平成8年度第3四半期）	1996年
高崎研 安全管理課	放射線管理季報（平成7年度第4四半期）	1996年5月
高崎研 安全管理課	放射線管理季報（平成8年度第1四半期）	1996年7月
高崎研 安全管理課	放射線管理季報（平成8年度第2四半期）	1996年10月
高崎研 安全管理課	放射線管理季報（平成8年度第3四半期）	1997年2月
大洗研 放射線管理課	大洗研究所放射線管理季報 (平成7年度第4四半期) No.18-4	1996年6月
大洗研 放射線管理課	大洗研究所放射線管理季報 (平成8年度第1四半期) No.19-1	1996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8年度第2四半期) No.19-2	1996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8年度第3四半期) No.19-3	1997年3月
むつ事 保安管理課	安全衛生管理状況報告書（平成8年度第1四半期）	1996年8月
むつ事 保安管理課	安全衛生管理状況報告書（平成8年度第2四半期）	1996年11月
むつ事 保安管理課	安全衛生管理状況報告書（平成8年度第3四半期）	1997年2月

## 4. 口頭発表及び講演

氏名	標題	学会名等
加藤 正平 梁瀬 芳晃 本多 哲太郎 <sup>*1</sup>  * <sup>1</sup> (財)放射線計測協会	Leaching and Adsorption Characteristics of Radionuclides in Activated Concrete Waste	9th Int. Congress of IRPA 1996年4月 (ウィーン)
佐々 陽一 松浦 賢一 三原 明 加藤 正平 中村 力 片桐 浩 <sup>*1</sup>	日本原子力研究所周辺における環境試料中トリチウム濃度の解析  * <sup>1</sup> (財)高輝度光科学研究中心	日本保健物理学会 第31回研究発表会 1996年5月 (札幌)
横山 須美 野口 宏 福谷 折 <sup>*1</sup> 一政 満子 <sup>*2</sup> 一政 祐輔 <sup>*2</sup>  * <sup>1</sup> 京都大学 * <sup>2</sup> 茨城大学	ビニールハウス内重水放出実験における土壤沈着重水の大気への再放出	日本保健物理学会 第31回研究発表会 1996年5月 (札幌)
一政 祐輔 <sup>*1</sup> 一政 満子 <sup>*1</sup> 佐藤 繁 <sup>*1</sup> 大塚 公彦 <sup>*1</sup> 小牟礼智浩 <sup>*1</sup> 野口 宏 横山 須美 福谷 哲 <sup>*2</sup>  * <sup>1</sup> 茨城大学 * <sup>2</sup> 京都大学	重水素野外ビニールハウス内放出実験 -環境生物への移行-	日本保健物理学会 第31回研究発表会 1996年5月 (札幌)
横山 須美 野口 宏 木内 伸幸 福谷 哲 <sup>*1</sup> 村田 幹生 <sup>*2</sup> 天野 光 <sup>*3</sup> 新 麻里子  * <sup>1</sup> 京都大学 * <sup>2</sup> 工業安全工学 研究室 * <sup>3</sup> 環境化学研究室	Behavior of Tritium Gas Released Continuously to the Atmosphere	International Symposium on Nuclear Energy and the Environment (北京)
加藤 正平 小林 秀雄 橋 晴夫 武藤 保信	Carborne Survey by GPS Navigation and The Data Analysis	International Symposium on Nuclear Energy and the Environment (北京)
山本 英明	Radiological Emergency Preparedness in Japan	IAEA/KINS Nuclear Safety Symposium 1996年9月 (ソウル)

氏名	標題	学会名等
木名瀬 栄 川崎 隆行 望月 民三 北野 匠四郎	人体接近によるVDT漏洩電界の擾乱について	日本保健物理学会 第31回研究発表会 1996年5月 (札幌)
I. Manabe H. Tomii	Characteristics of generated aerosols and estimation of air contamination in decommissioning of the JPDR	9th Int. Congress of IRPA 1996年4月 (ウィーン)
富居 博行 早坂 寿夫 金田 誠* <sup>1</sup> 間邊 巍 * <sup>1</sup> 富士電機(株)	JPDR解体における放出放射能の実績と評価	日本保健物理学会 第31回研究発表会 1996年5月 (札幌)
仲澤 隆 西座 雅弘 小野寺淳一 小林 誠 角田 昌彦 西蘭 竜也	放射線管理支援システムのためのセル除染作業時の要員分析	日本保健物理学会 第31回研究発表会 1996年5月 (札幌)
K. Nakamura H. Tomii	Radiation Monitoring on the Decommissioning of the Japan Power Demonstration Reactor	International Symposium on Nuclear Energy and the Environment (北京)
木名瀬 栄	放射線防護分野における物理ファントムの利用の現状	第3回日本保健物理学会「高度人体ファントム」専門研究会 1996年10月 (東海)
木名瀬 栄 山口 武憲	Survey of non-ionizing radiation level in the JRR-3M	9th Int. Congress of IRPA 1996年4月 (ウィーン)
半谷 英樹 水下 誠一	Development of thyroid monitoring system for radiation in thyroid gland	9th Int. Congress of IRPA 1996年4月 (ウィーン)
M. Yoshizawa Y. Yamaguchi	Calculation of fluence-to-dose equivalent conversion coefficients for neutrons to be used for calibration of personal dosimeters	9th Int. Congress of IRPA 1996年4月 (ウィーン)
T. Oishi M. Yoshida T. Mizugaki T. Sugo* <sup>1</sup>	Application of ion-exchange membrane source to preparation of calibration source simulating filter paper for dust monitors  * <sup>1</sup> 高崎・照射利用開発室	9th Int. Congress of IRPA 1996年4月 (ウィーン)

氏名	標題	学会名等
F. Takahashi S. Shimizu	Estimation of scattered radiation spectral distribution of exposure in gamma calibration fields	9th Int. Congress of IRPA 1996年4月 (ウィーン)
吉澤 道夫 岡田 正純 高橋 史明 山口 恭弘	中性子スペクトルを考慮した計測実用量と実効線量との関係	日本保健物理学会 第31回研究発表会 1996年6月 (札幌)
高橋 史明 岡田 正純 吉澤 道夫 山口 恭弘 清水 滋	ファントム材質が線量計校正に及ぼす影響	日本保健物理学会 第31回研究発表会 1996年6月 (札幌)
遠藤 章 J. Henshaw* <sup>1</sup> M. A. Mignanelli* <sup>1</sup>	電子加速器で生成される <sup>13</sup> N, <sup>15</sup> O のキャラクタリゼーション * <sup>1</sup> UK AEA Technology	第6回EGS4研究会 1996年7月 (つくば)
吉澤 道夫 百瀬 琢磨* <sup>1</sup>  * <sup>1</sup> 動力炉・核燃料開発事業団	ICRP勧告から学んだもの	熊取セミナー 1996年8月 (熊取)
M. Yoshida	Radioactive Standards and Calibration Methods for Contamination Monitoring Instruments	IAEA/RCA Training Workshop on Contamination Monitoring 1996年10月 (東海)
S. Kumazawa S. Izawa	A Concept of Moderation Applicable to the Environmental Protection in Nuclear Energy	International Symposium on Nuclear Energy and the Environment (北京)
C. Mori* <sup>1</sup> S. Koido* <sup>1</sup> T. Suzuki* <sup>1</sup> S. Miyahara* <sup>1</sup> A. Uritani* <sup>1</sup> M. Yoshida F. Takahashi  * <sup>1</sup> 名古屋大学	Use of Natural Radioactivity Distribution Images of Vegetables at Public Meetings	第10回環太平洋原子力会議 1996年10月 (神戸)
大石 哲也 吉田 真	放射性ガスのパルプ注入によるガスマニタの校正(1)	日本原子力学会 春の年会 1997年3月 (東京)

氏名	標題	学会名等
高橋 史明 山口 恒弘 上沢 輝夫	光子外部被ばくにおける歯の線量と実効線量の関係	日本原子力学会 春の年会 1997年3月 (東京)
吉澤 道夫	I C R P 1990年勧告と課題の要点	日本原子力学会 春の年会 1997年3月 (東京)
鈴木 智博 <sup>*1</sup> 森 千鶴夫 <sup>*1</sup> 吉田 真 高橋 史明	イメージングプレートによる放射能強度測定における精度の向上	日本原子力学会 春の年会 1997年3月 (東京)
* <sup>1</sup> 名古屋大学		
秋山 勇 山根 健路 宮 直之 <sup>*1</sup> 児玉 幸三 <sup>*2</sup> 藤岡 克治 長谷川 圭佑	J T - 6 0 重水素実験における放射線管理 —真空容器内保守作業時の外部被ばく管理—	日本保健物理学会 第31回研究発表会 1996年5月 (札幌)
* <sup>1</sup> 炉心プラズマ計画室 * <sup>2</sup> JT-60第2試験室		
酒井 俊也 古田 敏城 高橋 豊 綿貫 孝司	原研イオン照射研究施設 (T I A R A) の放射線管理	日本保健物理学会 第31回研究発表会 1996年5月 (札幌)
酒井 俊也 古田 敏城 高橋 豊 綿貫 孝司	原研イオン照射研究施設 (T I A R A) の放射線モニタリングシステム	日本保健物理学会 第31回研究発表会 1996年5月 (札幌)
加部東正幸 野村 俊文 泉 幸男 大畠 勉	「高温工学試験研究炉の放射線管理用モニタリングシステムの設計」	日本保健物理学会 第31回研究発表会 1996年5月 (札幌)

## 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
科学技術庁	モニタリングシステム調査	放射線管理第1課
科学技術庁	原子力発電施設等内部被ばく評価技術調査	個人線量管理課
科学技術庁	低線量放射線安全評価情報整備	線量計測課

## 7. 講師招へい(講演)

相 手 方	標 題	実 施 課 室
Change-Fu WU (米国・ウェーハス社)	廃棄物隔離プラント(WIPP)における線量評価、放射線防護の現状と課題	線量計測課

## 8. 所外研修コースへの協力

コ 一 ス 名	講 師 人 数	コ 一 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	12 10 10 3
北海道 緊急時環境放射線モニタリング 講習会	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 放射線防護講座 SPEEDIネットワークシステム講座	2 4 2
新潟県 緊急時環境モニタリング	1	茨城原子力協議会 原子力出前講座	1
島根県 原子力防災訓練	1		
静岡県 原子力防災講座、防災対策緊急 時環境放射線モニタリング基礎 技術研修会	3	(社)日本アイソトープ協会 教育訓練講習会	1
名古屋大学 トリチウムの取扱と環境への影 響	1	(財)放射線照射振興協会 原子力教養セミナー	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)
国際原子力総合技術センター 〔原子炉研修部門〕 一般課程(第53回)	講　義	6単位	1人
保健物理専門課程(第28回)	講　義　実　験	32単位 92単位	21人 16人
放射線防護専門課程(第15回)	講　実　義　験	27単位 60単位	19人 13人
原子力防災対策講座(第31～第32回)	講　実　義　習	4単位 18単位	2人 3人
原子力防災入門講座(第186～第199回)	講　義	140単位	28人
放射性廃棄物管理講座(第18回)	講　義	1単位	1人
原子力入門講座(第23回)	講　義	4単位	4人
緊急時モニタリング初級講座(第26～29回)	講　実　義　習	18単位 20単位	8人 12人
緊急時モニタリング講座(第12, 13回)	講　実　義　習	2単位 14単位	2人 18人
原子力防災職種別講座 (消防第24～27回・警察第6回)	講　実　義　習	12.5単位 15単位	5人 5人
〔ラジオアイソトープ研修部門〕 基礎課程	講　義	12単位	4人
専門課程 放射線管理コース	講　實　義　習	4単位 4単位	4人 1人
ラジオアイソトープコース	講　義	4単位	2人
放射線高分子プロセスコース	講　義	1単位	1人
第1種放射線取扱主任者講習	講　義	21時間	4人
第1種作業環境測定士講習	実　習	1時間20分	1人

## 編集後記

約2日間缶詰となり、「てにをは」、技術的内容、事業所間で使われる用語の統一等、について丁寧に査読したつもりである。査読に際しては執筆要綱があるものの、この要綱に記載されてない事項が出てくると大変である。査読担当者同士での議論が始まる。收拾できなくなると編集委員同士での議論となり、最後は編集委員長と事務局のお出ましとなる。これらの検討結果は、毎年執筆要綱に追加されて行く。執筆者及び査読者は、この執筆要綱を十分熟知する必要がある。「保健物理一管理と研究」の執筆に当たっては、これがシバイブルとなるからである。

最後に、1996年度には、動燃のアスファルト固化処理施設での事故（1997年3月11日）が起り、連日のように新聞等で報道がなされた。この中でも特に「事故後の対応」に関心が寄せられた。我々、安全管理に携わるものにとっては、忘れられない年度となった。

(清水 記)

## 編集委員

委員長	山本 克宗（東海研究所、保健物理部次長）
副委員長	菊池 正光（　　〃　　、放射線管理第3課）
幹事	清水 勇（　　〃　　、個人線量管理課）
委員	木内 伸幸（　　〃　　、放射線管理第1課） 上野 正幸（　　〃　　、放射線管理第2課） 高橋 史明（　　〃　　、線量計測課） 梅原 隆（那珂研究所、安全管理課） 新野 二男（高崎研究所、安全管理課） 黒沢 義昭（大洗研究所、放射線管理課） 佐々木幸男（関西研究所、寝屋川事務所） 梶本 与一（むつ事業所、保安管理課）
事務局	出沼 節男（東海研究所、保健物理業務課） 木村 洋一（　　〃　　、　　〃　　） 小野 徳久（　　〃　　、　　〃　　）