

JAERI-Review
98-015



JP9950001



保健物理－管理と研究－No.40
(1997年度)

1998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（〒319-1195 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（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費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 319-1195, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1998

編集兼発行 日本原子力研究所

保健物理－管理と研究－No.40

(1997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

(1998年9月17日受理)

本報は、日本原子力研究所の保健物理部門の業務に関する1997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では、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、1996年度に引き続き着実に実施した。また、設備、機器等の整備、更新を進めることにより管理業務の効率化が図られた。放射線業務従事者等の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る気体及び液体廃棄物中の放射性物質の量及び濃度は、いずれも保安規定などに定められた放出管理基準値以下であった。

関西研究所においては、寝屋川事務所における放射性同位元素等の使用を廃止し、大型放射光施設の放射線管理を(財)高輝度光科学研究所センターに委託した。また、木津地区に光量子科学研究所センターを設置することに伴う放射線管理上の検討を開始した。

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

研究業務については、放射線測定器の校正法、核破碎核種に対する線量評価法、トリチウムの挙動及び環境影響評価などの幅広い分野にわたる研究を実施した。

Health Physics in JAERI, No. 40
(April 1, 1997 ~ March 31, 1998)

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 September 17, 1998)

In the annual report No. 40(fiscal 1997) 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. Kansai Research Establishment completely discontinued use of radioisotopes at Neyagawa Office and commissioned Japan Synchrotron Radiation Research Institute to manage radiation control works on the Synchrotron Radiation Facilities. The investigation of the radiation monitoring plans for Advanced Photon Research Center which is founded at Kizu site was started. 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	16
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	27
A.1.5 放射性汚染及び被ばく	29
A.1.6 放射性同位元素の保有状況	29
1 A.2 個人被ばく線量当量の管理	34
A.2.1 概 要	34
A.2.2 外部被ばく線量当量の管理	35
A.2.3 内部被ばく線量当量の管理	40
A.2.4 個人被ばく線量当量等の登録管理	42
1 A.3 施設の放射線管理	43
A.3.1 概 要	43
A.3.2 第4研究棟西棟排気ダクト更新工事における放射線管理	44
A.3.3 JRR-2解体工事(第1段階)における放射線管理	47
A.3.4 ホットラボ施設における排気及び排水中の ^{125m} Tcの同定	50
A.3.5 WASTE FNo.3セル内除染作業における放射線管理	53
A.3.6 ウラン濃縮研究棟火災事故時の放射線管理	56
A.3.7 放射性汚染等の概況	58
1 A.4 環境放射能の管理	60
A.4.1 概 要	60
A.4.2 環境放射線のモニタリング	61
A.4.3 環境試料のモニタリング	69
A.4.4 排気、排水及び環境試料の化学分析	78
1 A.5 放射線計測器の管理	82
A.5.1 概 要	82
A.5.2 サーベイメータ等の管理	83
A.5.3 放射線モニタ等の管理	84

A. 5.4 放射線管理試料の計測	85
 1 B 那珂研究所	
1 B.1 放射線管理	87
B.1.1 概 要	87
B.1.2 個人被ばく線量当量の管理	88
B.1.3 施設の放射線管理	90
B.1.4 環境放射能の管理	92
B.1.5 放射線計測器の管理	94
B.1.6 JT-60におけるFB評価値／APD積算値と被ばく寄与核種との相関	95
 1 C 高崎研究所	
1 C.1 放射線管理	98
C.1.1 概 要	98
C.1.2 個人被ばく線量当量の管理	98
C.1.3 施設の放射線管理	100
C.1.4 放射性同位元素の保有状況	102
C.1.5 環境放射線の管理	105
C.1.6 放射線計測器の管理	107
 1 D 大洗研究所	
1 D.1 総 括	108
D.1.1 概 要	108
D.1.2 管理区域	109
D.1.3 排気及び排水の管理データ	110
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	115
D.1.5 放射性汚染及び被ばく	116
D.1.6 放射性同位元素の保有状況	116
1 D.2 個人被ばく線量当量の管理	118
D.2.1 概 要	118
D.2.2 外部被ばく線量当量の管理	118
D.2.3 内部被ばく線量当量の管理	120
1 D.3 施設の放射線管理	122
D.3.1 概 要	122
D.3.2 圧力サージタンク更新作業にともなう放射線管理	123
D.3.3 JMT-R原子炉水位低下時における建家内外の放射線量率測定	124

D. 3.4 緊急時における放射線管理課員の活動用器材の検討	126
1 D.4 環境放射能の管理	128
D.4.1 概 要	128
D.4.2 環境放射線のモニタリング	128
D.4.3 環境試料のモニタリング	131
1 D.5 放射線計測器の管理	137
D.5.1 概 要	137
D.5.2 サーベイメータ等の管理	137
D.5.3 放射線モニタ等の管理	138
D.5.4 放射線管理試料の計測	139
 1 E 関西研究所	
1 E.1 放射線管理	141
E.1.1 概 要	141
E.1.2 個人被ばく線量当量の管理	141
 1 F むつ事業所	
1 F.1 放射線管理	143
F.1.1 概 要	143
F.1.2 管理区域	144
F.1.3 個人被ばく線量当量の管理	144
F.1.4 施設の放射線管理	147
F.1.5 環境放射能の管理	150
F.1.6 放射線計測器の管理	158
 2. 技術開発	
2.1 個人被ばく線量当量の管理	161
2.1.1 概 要	161
2.1.2 内部被ばく線量評価コードの開発・整備（3）	162
2.1.3 液体シンチレーションカウンタを用いた尿中の α/β 放射能測定法の開発	163
2.1.4 フォールアウト ^{137}Cs の体内負荷量の変化	165
2.1.5 モンテカルロ計算による全身カウンタの感度評価	167
2.2 施設の放射線管理	169
2.2.1 概 要	169
2.2.2 高度化放射線管理システムの開発（6）	170
2.2.3 放射性廃棄物処理で発生する廃棄物の放射能評価法	172

2.2.4 非接触式個人線量計着用確認装置の試作	174
2.2.5 H T T R 放射線管理計算機システムの概要	178
2.2.6 燃料研究棟の放射線管理用監視装置の開発	181
2.3 放射線管理計測	184
2.3.1 概 要	184
2.3.2 EDTAによるカルシウムとストロンチウムの分離法(2)	185
2.3.3 軟X線用電離箱検出器の性能試験	187
2.3.4 サーベイメータの β 線組織吸収線量率感度の特性評価	191
2.3.5 PMMAスラブファントムの深部吸収線量の実験的評価	194
2.3.6 速中性子校正場の散乱線評価	198
3. 研究	
3.1 放射線管理計測	203
3.1.1 概 要	203
3.1.2 光子外部被ばくにおける歯の線量と実効線量の関係(2)	204
3.1.3 内部被ばく線量評価に用いる放射線データの再評価(1)	206
3.1.4 放射性ガスのパルス注入に対するガスマニタの応答解析	208
3.1.5 外部個人線量評価における不確かさの解析	210
3.1.6 核破碎核種に対する生成量解析手法及び線量係数計算手法の開発	212
3.2 環境放射線管理技術	214
3.2.1 概 要	214
3.2.2 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(3)	215
3.2.3 事故時に放出されたトリチウムに対する公衆被ばく線量評価コードの開発	218
3.2.4 事故時に放出された放射化生成物に対する公衆被ばく線量評価コードの開発	220
3.2.5 土壤へのトリチウムガス沈着速度の測定(1)	222
3.2.6 原子力施設跡地の再利用基準値の試算	224
付 錄	
1. 外部投稿	227
2. JAERI-(Research, Data/Code, Tech, Review, Conf)レポート	230
3. 所内資料	231
4. 口頭発表及び講演	234
5. 特許申請及び登録	237
6. 受託調査・研究	237
7. 講師招へい(講演)	237
8. 所外研修コースへの協力	237
9. 所内研修コースへの協力	238

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	16
A.1.4 Effective Dose Equivalent due to Radioactive Noble Gases and Liquid Effluents in Environment	27
A.1.5 Radiological Incidents	29
A.1.6 Inventory of Radioisotopes	29
1A.2 Individual Monitoring	34
A.2.1 Summary	34
A.2.2 Monitoring for External Exposure	35
A.2.3 Monitoring for Internal Exposure	40
A.2.4 Registration of Personnel Exposure	42
1A.3 Radiation Monitoring in Facilities	43
A.3.1 Summary	43
A.3.2 Radiation Monitoring in Air Duct Exchange Work in the West Half of Laboratory Building No.4	44
A.3.3 Radiation Monitoring on JRR-2 Decommission (First Phase)	47
A.3.4 Identification of ^{125m}Te in Exhaust Air and Liquid Waste from Hot Laboratory	50
A.3.5 Radiation Monitoring on Decontamination Work of Hot Cell No.3 in WASTEF	53
A.3.6 Radiation Control at Fire Accident in Uranium Enrichment Research Laboratory	56
A.3.7 Unexpected Radiation Exposures and Surface Contaminations	58
1A.4 Environmental Monitoring	60
A.4.1 Summary	60
A.4.2 Monitoring for Environmental Radiation	61
A.4.3 Monitoring for Environmental Samples	69
A.4.4 Chemical Analysis for Released Radioactive Materials and Environmental Samples	78

1A.5 Maintenance of Monitors and Survey Meters.....	82
A.5.1 Summary	82
A.5.2 Maintenance of Survey Meters	83
A.5.3 Maintenance of Monitors	84
A.5.4 Measurement of Radioactivity in Samples	85
 1B Naka Fusion Research Establishment	
1B.1 Radiation Monitoring	87
B.1.1 Summary	87
B.1.2 Individual Monitoring	88
B.1.3 Radiation Monitoring in Facilities	90
B.1.4 Environmental Monitoring	92
B.1.5 Maintenance of Monitors and Survey Meters	94
B.1.6 Correlation between the Estimated Dose by FB/the Accumulated Dose by APD and Total Gamma Dose Rate/ ^{60}Co Dose Rate in JT-60	95
 1C Takasaki Radiation Chemistry Research Establishment	
1C.1 Radiation Monitoring	98
C.1.1 Summary	98
C.1.2 Individual Monitoring	98
C.1.3 Radiation Monitoring in Facilities	100
C.1.4 Inventory of Radioisotopes	102
C.1.5 Environmental Radiation Monitoring	105
C.1.6 Maintenance of Monitors and Survey Meters	107
 1D Oarai Research Establishment	
1D.1 General	108
D.1.1 Summary	108
D.1.2 Controlled Areas	109
D.1.3 Releases of Radioactive Gaseous and Liquid Wastes	110
D.1.4 Effective Dose Equivalent due to Radioactive Noble Gases and Liquid Effluents in Environment	115
D.1.5 Radiological Incidents	116
D.1.6 Inventory of Radioisotopes	116
1D.2 Individual Monitoring	118
D.2.1 Summary	118
D.2.2 Monitoring for External Exposure	118
D.2.3 Monitoring for Internal Exposure	120

1D.3 Radiation Monitoring in Facilities	122
D.3.1 Summary	122
D.3.2 Radiation Control on the Renewal Work of Pressure Surge Tank	123
D.3.3 Radiation Measurement of Inside and Outside of Reactor Building when Water Level of Pressure Vessel Dropped in JMTR	124
D.3.4 Consideration of Emergency Activity Kit for Staff of Radiation Control Division	126
1D.4 Environmental Monitoring	128
D.4.1 Summary	128
D.4.2 Monitoring for Environmental Radiation	128
D.4.3 Monitoring for Environmental Samples	131
1D.5 Maintenance of Monitors and Survey Meters	137
D.5.1 Summary	137
D.5.2 Maintenance of Survey Meters	137
D.5.3 Maintenance of Monitors	138
D.5.4 Measurement of Radioactivity in Samples	139
 1E Kansai Research Establishment	
1E.1 Radiation Monitoring	141
E.1.1 Summary	141
E.1.2 Individual Monitoring	141
 1F Mutsu Establishment	
1F.1 Radiation Monitoring	143
F.1.1 Summary	143
F.1.2 Controlled Areas	144
F.1.3 Individual Monitoring	144
F.1.4 Radiation Monitoring in Facilities	147
F.1.5 Environmental Monitoring	150
F.1.6 Maintenance of Monitors and Survey Meters	158
 2. Technical Development	
2.1 Individual Monitoring	161
2.1.1 Summary	161
2.1.2 Development of Internal Dose Estimation System Code (3)	162

2.1.3 Application of Alpha/Beta Discrimination Counting Method to Urinalysis for Internal Exposure Monitoring Using Liquid Scintillation Counter	163
2.1.4 The Annual Change in Fallout ^{137}Cs Body Burden from 1961 to 1997	165
2.1.5 Evaluation of Response of Whole-body Counter Using Monte Carlo Simulation	167
2.2 Radiation Monitoring in Facilities	169
2.2.1 Summary	169
2.2.2 Development of Advanced Radiation Control Support System (6)	170
2.2.3 Simulation Method for the Assessment of Waste Inventory Arising from the Waste Treatment	172
2.2.4 Production of Touch-free Check System for Wearing of the Personal Dosimeter	174
2.2.5 Outline of Radiation Monitoring Computer System for HTTR	178
2.2.6 Development of Surveillance System for Radiation Monitoring in NFRF	181
2.3 Radiation Measurements for Radiation Protection	184
2.3.1 Summary	184
2.3.2 A Method for Separation of Calcium and Strontium Using EDTA (2)	185
2.3.3 Performance Test of Ionization Chambers for Soft X-rays	187
2.3.4 Evaluation of Survey-meter Sensitivity on Tissue Absorbed Dose Rate for Beta-rays	191
2.3.5 Experimental Evaluation of Depth Absorbed Dose in PMMA Slab Phantom	194
2.3.6 Evaluation of Scattered Neutrons in Fast Neutron Calibration Field	198
3. Research	203
3.1 Radiation Measurements for Radiation Protection	203
3.1.1 Summary	203
3.1.2 Correlation between Teeth Dose and Effective Dose for External Photon Exposure (2)	204
3.1.3 Reevaluation of Radiation Data Used to Calculate Dose Coefficients for Internal Exposure (1)	206
3.1.4 Response of Gas Monitors for Pulse-like Injection of Radioactive Gases	208

3.1.5 Uncertainty Analysis of Individual Dose for External Radiation	210
3.1.6 Development of Calculation Methods of Induced Activities and Dose Coefficients for Radionuclides Produced by Nuclear Spallation Reaction	212
3.2 Environmental Monitoring Techniques	214
3.2.1 Summary	214
3.2.2 Reemission of Heavy Water Deposited on Soil Surface to the Atmosphere (3)	215
3.2.3 Development of Dose Assessment Code for Accidental Tritium Releases	218
3.2.4 Development of Dose Assessment Code for Accidental Activation Product Releases	220
3.2.5 Measurement of Deposition Velocity of Tritium Gas to Soil (1)	222
3.2.6 Development of Release Criteria for Reusing Contaminated Site	224
 Appendix	
1. Journal Papers	227
2. Papers Published as JAERI—(Research, Data/Code, Tech, Review, Conf) Report	230
3. Papers Published as Internal Report	231
4. Oral Presentations	234
5. Patents	237
6. Entrusted Works	237
7. Lectures by Outside Persons	237
8. Training Courses for Outside Organizations	237
9. Training Courses in JAERI	238

This is a blank page.

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1997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、1996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。

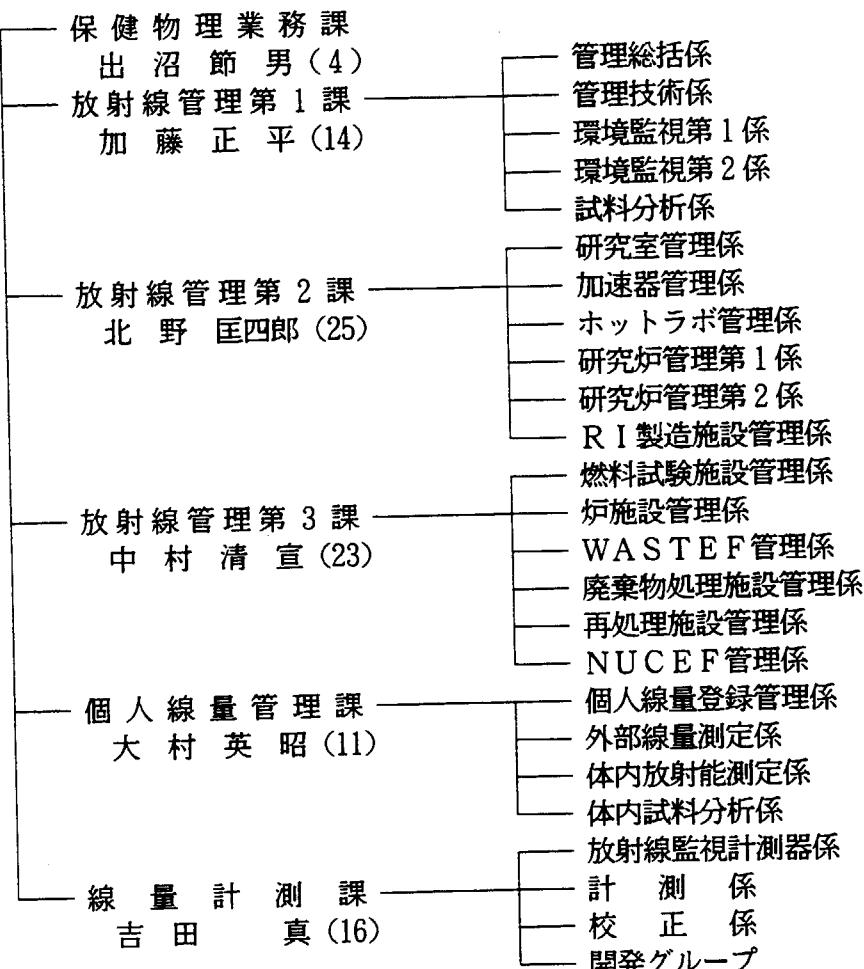
技術開発業務については、管理業務に密接に関連する個人被ばく線量の測定・評価、施設の放射線管理、環境放射能の管理、放射線計測等に関する技術開発を継続実施した。技術開発に係る主な成果を技術開発の章に示す。

研究業務については、核破碎核種に対する線量評価法、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。

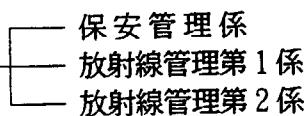
(山本 克宗)

東海研究所保健物理部
山本克宗(97)

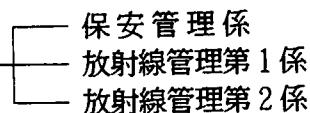
1998年3月31日現在
() 内職員数

那珂研究所管理部

小牧哲
安全管理課
長谷川圭佑(6)

高崎研究所管理部

木村好孝
安全管理課
綿貫孝司(7)

関西研究所管理部

金井昭彦
寝屋川事務所
佐々木幸男(1)
大型放射光開発利用研究部
瀬崎勝二
播磨管理事務所
天野徹(5)

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
- J M T R 係
- ホットラボ係
- H T T R 係

むつ事業所管理部

山 田 昌 夫

保 安 管 理 課
藤 岡 克 治 (7)

- 保安管理係
- 放射線管理係
- 環境監視係

as of March 31, 1998

() : Number of Personnel

Department of Health Physics, Tokai research
Establishment (97)

- Health Physics Administration Division (4)
- Radiation Control Division I (14)
- Radiation Control Division II (25)
- Radiation Control Division III (23)
- 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 (1)

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

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

1. 放射線管理

Radiation Control

This is a blank page.

1 A 東海研究所

1 A. 1 総 括

A.1.1 概 要

原子炉施設、核燃料使用施設等の施設放射線管理、個人被ばく管理、環境放射線管理及び放射線管理用測定機器の管理などの定常業務を1996年度に引き続いて滞りなく実施した。また、放射線モニタ、モニタ集中監視装置、試料計測システム等の放射線管理用設備、機器の新設、更新を計画的に実施し、管理の効率化と機能の充実を図った。

施設放射線管理については、第4研究棟における排気ダクト更新工事、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などの各種放射線作業に対する放射線管理を実施した。環境放射線管理では、動力炉核燃料開発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関して、茨城県の要請に基づき環境試料の放射能測定等特別の環境モニタリングを継続して実施した。

研究については、放射性ガスのパルス注入に対するガスマニタの応答解析、外部個人線量評価における不確定さの解析、事故時に放出されたトリチウムに対する公衆被ばく線量評価コードの開発、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などの研究成果を得た。技術開発では、EGS4による全身カウンタの感度評価、高度化放射線管理システムの開発、速中性子校正場の散乱線評価などを実施した。

放射線業務従事者等の線量当量については、実効線量当量及び組織線量当量とも保安規定等に定められた警戒線量当量及び線量当量限度を超える被ばくはなかった。1997年度における実効線量当量は、最大5.6mSv、平均0.04mSv、集団実効線量当量は、199.5人・ミリシーベルトであった。内部被ばくについては、有意な体内汚染は検出されなかった。

1997年度に各施設から放出された気体及び液体廃棄物中の放射性物質の量及び濃度は、いずれも保安規定等に定められた放出管理基準値または放出管理目標値以下であった。また、年間総放出量に基づいて算出した周辺環境における実効線量当量は、 $3.1 \times 10^{-1} \mu\text{Sv}$ であり、原子炉施設保安規定に定められた実効線量当量の線量目標値と比較して十分に低い値であった。

放射線安全教育については、国際原子力総合技術センターにおける各種研修、放射線業務従事者訓練、二国間協定等に基づく受け入れ外国人研究員の放射線安全講習などに講師及び実習指導員として協力したほか、原子力施設設置県等が実施する原子力防災訓練等に参画し、原子力安全に対する周辺住民の理解の醸成に役立った。

ウラン濃縮研究棟管理区域において火災事故が発生したが、放射性物質の環境への放出はなく、適切な放射線防護措置のもとに計画的に回復処置が実施された。

(北野 匡四郎)

A.1.2 管理区域

原子炉施設保安規定第2編第1条、第2条、核燃料物質使用施設等保安規定第2編第1条、第2条、放射線障害予防規定第49条及び少量核燃料物質使用施設等保安規程第45条に基づき設定されている第1種管理区域及び第2種管理区域をそれぞれTable A.1.2-1及びTable A.1.2-2に示す（一時的に設定されたものは除く）。

1997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83件、第2種管理区域2件であった。その主な設定理由は、第1種管理区域は排気フィルタ交換（ウラン濃縮研究棟火災を含む）などの排気設備の保守作業等（62件）、ホット排水管補修撤去作業等（4件）、及びJR R-4の排気設備及び排水設備の保守に係わる改修工事等（17件）、第2種管理区域は工業用X線装置による非破壊検査（1件）及び排気ダクト更新工事とともに廃棄物容器の仮置場（1件）であった。

（滝 光成）

Table A.1.2-1 第1種管理区域

（東海研究所、1998年3月31日現在）

施 設 名	範 围	適用規定*
第 3 研 究 棟	地下2階：廃液タンク室、2階東側半分、3階東側半分 020号室（RI貯蔵室）	放、少
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	放 放、少
放射線標準施設棟	地下1階：廃液タンク室	少
	2階：202、204、206号室、第1貯蔵室	放、少
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	放、少
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	放、少
治 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	放、少

施設名	範囲	適用規定*
J R R - 1 ホットラボ	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) 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, フログマン室, 材料研究室 2階: 全域	放, 原, 少 放, 使
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	放, 原
研究炉部格納庫	全域	
核燃料倉庫	地階: 廃液貯槽室 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	少
開発試験室	VHTRC炉室, VHTRC燃料作業室, VHTRC燃料貯蔵室, 同位体分離実験室, 汚染検査室, 核燃料貯蔵庫, 廃棄物保管室, 廃液貯槽室, 排気設備室, 第4実験室	原, 放, 少
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, 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	少, 放
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	原, 使, 放

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

施設名	範囲	適用規定*
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、野外フェンスで囲まれた区域内	使、放
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	原、使、放
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	放、使
第1廃棄物処理棟	汚染検査室、コントロール室、排風機室、機器室、廃棄 物一時置場、灰取出し室、機械室	原、使、放
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、 チャンジングルーム、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 プタンク室	原、使、放
第3廃棄物処理棟	1階：機器室A、資材室、実験室（測定室）、実験室 (分析室) 2階：機器室A、制御室、汚染検査室 地階：廃液貯槽室：ホット機械室	原、使、放
汚染除去場	チャンジング室、ホット実験室、測定室、機材室、除染 室、除染ホール、衣料分別室、衣料除染室、衣料汚染度 測定室、検査室、衣料整理室	原、放、少
廃棄物安全試験施設	居室を除く区域	放、使
F C A	炉室、燃料取扱室、燃料貯蔵庫、エアーロック室、セミ	原、放、少
S G L	ホットラボ、更衣室、汚染検査室	

施設名	範囲	適用規定*
T C A 保証措置技術開発試験室	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, 作業室と炉室の間, 汚染検査室 地階実験室	原, 放, 少少
F N S 建家 バックエンド技術開発建家	TAP室, ターゲット取扱保管室, 第1ターゲット室, 第2ターゲット室, 加速器室, 作業室, 汚染検査室, ホット測定室, セミホット室, 中2階, 廃棄物一時貯蔵室, ホット機械室, ホットエリア工作室, 実験機材保管庫 1階: 汚染検査室, 放管測定室, 連絡通路, RI調整室, 排ガス処理装置室, 溶融試験室, 機器搬入口, RI除染試験室1, 汚染測定室, 除染試験室 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	放
N S R R	排風機建家: パイプトンネル入口及び連絡通路含む 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, 燃料貯留プール, 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	原, 放, 使

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，マニプレータメンテナンス室，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：メンテナスポックス，アイソレーションルーム上面部， $\beta\gamma$ セル上面部	使，放
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：エンジングルーム，試料保管室，放射能測定室，分配係数測定室，コントロール室，RI調整室，RI貯蔵室，ウェザールーム，試験ホール，廃棄物保管室，長寿命核種実験室，除染室	放
科学技術庁電源開発促進対策特別会計施設 N U C E F	105, 107, 108, 109, 110, 112号室, 201, 202, 203, 204, 205, 206, 207, 208, 209, 210号室, 吹抜部分 実験棟A：地下1階 全域 1階 全域 2階 制御室，工務監視室，電気室(I), (II), EG室(I), (II), 制御室前廊下及び階段並びに便所を除く区域 実験棟B：地下1階 全域 1階 更衣室の一部及び便所，トラックロッカを除く区域 2階 休息室及び機材保管室(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	放，少 放，原，使，少

* 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

Table A.1.2-2 第2種管理区域

(東海研究所, 1998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 放, 少 放 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 壓 電 顕 建 家 核 物 理 特 研 (2MV. V. d. G. を除く)	高圧タンク室, 地下全域 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, マグネットルーム, 3, 5, 7, 9, 11, 15, 17, 23, 25号室, RI貯蔵庫	放 放
2 MV. V. D. G. タ ン デ ム 加 速 器 建 家	ターゲット室, マグネット室 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	放 少 放
工 作 工 場 J F T - 2 建 家	特殊作業室 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 放, 少
⁶⁰ Co 照 射 室 リ ニ ア ッ ク 材 料 試 験 室 非破壊測定実験室	照射ケーブ室, 物理実験室(開放研究室) 加速器室, ターゲット室, 保管室 5号室 照射室, 貯蔵庫とフェンスで囲まれた区域内	放, 少 放 放 放, 少

施設名	範囲	適用規定*
モックアップ試験室	研修所実験室 負イオン加速試験装置室, LAX-1実験室, JAL実験室	放, 少 放
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, 第1実験室, 第2実験室	原, 放, 少
原子炉特研	034, 122, 130, 132, 134号室	放, 少
JRR-2	核燃料貯蔵庫	原
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
JRR-3実験利用棟	地下1階: 共同溝, 大型廃棄物保管庫 2階: ビームホール	原, 使
JRR-4	保管廃棄設備と屋外フェンスで囲まれた区域	原, 放
RIM製造棟	306, 701 (RI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	使
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3廃棄物処理棟	1階: 機器室B	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 ₂ ポンベ置場, コンプレッサー脱湿器, 大実験室, 吹抜部分	放
二相流ループ実験棟	実験室	放
NUCEF	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

1997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。JRR-2は、1996年12月19日をもって共同利用運転を終了、またJR-R-4は原子炉施設改造工事中のため、これらの施設からの放射性希ガスの放出はなかった。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

1997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。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、 β 、 γ 線放出核種(^3H を除く、以下同じ)は、 $7.8 \times 10^2 \text{Bq}$ であった。この値は1996年度と比較すると9%減となっている。排水溝へ放出された廃液の年間放出量は、 ^3H 、 ^{14}C 以外の核種が $6.2 \times 10^7 \text{Bq}$ 、 ^3H が $1.6 \times 10^{11} \text{Bq}$ 、 ^{14}C が $1.9 \times 10^8 \text{Bq}$ であった。これらの値を1996年度と比較すると、 ^3H ・ ^{14}C 以外の核種で31%増、 ^3H で64%減、 ^{14}C で5%減となっている。排水溝における1日平均濃度の最大値は β 、 γ 線放出核種で $2.8 \times 10^{-3} \text{Bq/cm}^3$ 、3ヶ月間の平均濃度の最大値は、 β 、 γ 線放出核種で $5.0 \times 10^{-5} \text{Bq/cm}^3$ であった。

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, 1997年度)

項目 施設名		放射性塵埃 ^{*1}			放射性ガス		
		核種	年間放出量 ^{*2} (Bq)	年間平均濃度 ^{*3} (Bq/cm ³)	核種 ^{*4}	年間放出量 ^{*2} (Bq)	年間平均濃度 ^{*3} (Bq/cm ³)
第3研究棟		全β ²⁴¹ Am ³⁸ Cl ⁶⁰ Co ¹³¹ I	— 0 7.6×10 ⁶ 0 0	< 8.8×10 ⁻¹¹ < 5.0×10 ⁻¹¹ < 1.4×10 ⁻⁶ < 8.8×10 ⁻¹¹ < 8.4×10 ⁻¹⁰	⁴¹ Ar	5.2×10 ⁶	< 1.9×10 ⁻³
第4研究棟	西棟	全β ²⁴¹ Am ⁶⁰ Co ¹³¹ I	— 0 0 8.0×10 ³	< 8.8×10 ⁻¹¹ < 5.0×10 ⁻¹¹ < 8.8×10 ⁻¹¹ < 9.5×10 ⁻¹⁰	³ H ⁸⁵ Kr	0 5.8×10 ⁸	< 2.6×10 ⁻⁶ < 2.7×10 ⁻³
	東棟	全β ²⁴¹ Am ⁶⁰ Co ¹³¹ I ¹²⁵ I	— 0 0 3.8×10 ⁴	< 8.8×10 ⁻¹¹ < 5.0×10 ⁻¹¹ < 8.8×10 ⁻¹¹ < 1.2×10 ⁻⁹ < 1.4×10 ⁻⁹	³ H	0	< 2.2×10 ⁻⁶
放射線標準施設棟		全β ²⁴¹ Am ⁶⁰ Co	— 0 0	< 3.7×10 ⁻¹⁰ < 2.1×10 ⁻¹⁰ < 3.7×10 ⁻¹⁰	—	—	—
冶金特研		全β ²³⁴ U ⁶⁰ Co	— 0 0	< 9.8×10 ⁻¹¹ < 6.8×10 ⁻¹¹ < 9.8×10 ⁻¹¹	—	—	—
セラミック特研		全β 全α ⁶⁰ Co	— 0 0	< 9.8×10 ⁻¹¹ < 6.8×10 ⁻¹¹ < 9.8×10 ⁻¹¹	HTO HT	1.7×10 ⁹ 0	1.5×10 ⁻⁵ < 8.0×10 ⁻⁶
タンデム加速器		全β ²³⁷ Np ⁶⁰ Co ¹³³ I	— 0 0 2.5×10 ⁴	< 1.0×10 ⁻¹⁰ < 6.8×10 ⁻¹¹ < 1.0×10 ⁻¹⁰ < 6.2×10 ⁻⁹	¹³ N	2.3×10 ⁸	< 2.5×10 ⁻⁵
ホットラボ	主排気口	全β ²³⁸ Pu ¹²⁵ Sb ¹³⁷ Cs	— 0 3.2×10 ⁶ 0	< 1.0×10 ⁻¹⁰ < 6.8×10 ⁻¹¹ 1.2×10 ⁻⁸ < 2.0×10 ⁻¹⁰	⁸⁵ Kr	1.1×10 ¹⁰	< 6.7×10 ⁻³
	副排気口	全β ¹³⁷ Cs	— 0	< 1.0×10 ⁻¹⁰ < 1.9×10 ⁻¹⁰	—	—	—
JRR-1		全β ⁶⁰ Co ⁸² Br	— 0 3.1×10 ⁴	< 4.2×10 ⁻¹⁰ < 9.4×10 ⁻¹⁰ < 3.6×10 ⁻⁸	—	—	—
JRR-2		全β 全α ⁶⁰ Co ¹³¹ I	— — 0 0	< 3.9×10 ⁻¹⁰ < 2.6×10 ⁻¹⁰ < 1.6×10 ⁻⁹ < 2.3×10 ⁻⁹	³ H ⁴¹ Ar	8.9×10 ¹⁰ 0	1.9×10 ⁻⁴ < 6.3×10 ⁻³

項目 施設名	放射性塵埃 ^{*1}			放射性ガス		
	核種	年間放出量 ^{*2} (Bq)	年間平均濃度 ^{*3} (Bq/cm ³)	核種 ^{*4}	年間放出量 ^{*2} (Bq)	年間平均濃度 ^{*3} (Bq/cm ³)
開発試験室 VHTRC	全β 全α ⁶⁰ Co ¹³¹ I	— — 0 0	< 9.4×10 ⁻¹⁰ < 4.7×10 ⁻¹⁰ < 3.2×10 ⁻⁹ < 4.8×10 ⁻⁹	—	—	—
開発試験室 同位体分離研究室	全β 全α ²³⁴ U	— — 0	< 1.0×10 ⁻¹⁰ < 6.8×10 ⁻¹¹ < 6.8×10 ⁻¹¹	—	—	—
R I 製 造 棟	200 番 全β ¹³⁷ Cs	— 0	< 4.2×10 ⁻¹⁰ < 1.5×10 ⁻⁹	³ H	3.9×10 ⁹	< 5.0×10 ⁻⁵
	300 番 全β ²⁴¹ Am ³² P ³⁵ S ¹³¹ I ¹³⁷ Cs	— 0 2.0×10 ⁴ 2.0×10 ⁶ 5.7×10 ³ 0	< 1.0×10 ⁻¹⁰ < 6.8×10 ⁻¹¹ < 3.9×10 ⁻¹⁰ < 5.9×10 ⁻⁹ < 1.2×10 ⁻⁹ < 3.4×10 ⁻¹⁰	³ H	8.9×10 ⁹	3.4×10 ⁻⁵
	400 番 全β ²⁴¹ Am ¹³⁷ Cs	— 0 0	< 1.0×10 ⁻¹⁰ < 6.8×10 ⁻¹¹ < 1.0×10 ⁻¹⁰	HTO HT	4.0×10 ¹⁰ 2.3×10 ¹⁰	6.4×10 ⁻⁴ 3.7×10 ⁻⁴
	600 番 全β ³² P ³⁵ S ³⁸ Cl ⁶⁰ Co ⁸² Br ¹²⁴ Sb ¹²⁵ Sb ¹³¹ I ¹³² I ²⁰³ Hg	— 9.4×10 ⁴ 4.5×10 ⁷ 1.1×10 ⁵ 0 6.1×10 ⁴ 1.0×10 ³ 9.0×10 ³ 6.2×10 ³ 9.5×10 ³ 4.1×10 ²	< 1.0×10 ⁻¹⁰ 1.4×10 ⁻⁹ < 1.8×10 ⁻⁶ < 3.6×10 ⁻⁸ < 4.9×10 ⁻¹⁰ < 1.8×10 ⁻⁹ < 1.5×10 ⁻¹⁰ < 3.1×10 ⁻¹⁰ < 3.0×10 ⁻¹⁰ < 2.9×10 ⁻⁹ < 9.5×10 ⁻¹¹	⁴¹ Ar	1.3×10 ⁸	< 8.0×10 ⁻⁴
核燃料倉庫	全β ²³⁴ U	— 0	< 4.1×10 ⁻¹⁰ < 2.7×10 ⁻¹⁰	—	—	—
JRR-3	全β 全α ⁶⁰ Co ¹³¹ I ³⁸ Cl	— — 0 0 1.7×10 ⁵	< 1.0×10 ⁻¹⁰ < 7.5×10 ⁻¹¹ < 3.2×10 ⁻¹⁰ < 6.3×10 ⁻¹⁰ < 3.4×10 ⁻⁶	³ H ⁴¹ Ar	4.3×10 ¹⁰ 2.1×10 ¹¹	< 6.1×10 ⁻⁵ < 1.7×10 ⁻³
実験利用棟第2棟	全β ²³⁷ Np ⁶⁰ Co	— 0 0	< 1.1×10 ⁻¹⁰ < 6.8×10 ⁻¹¹ < 1.1×10 ⁻¹⁰	³ H	0	< 3.1×10 ⁻⁵
JRR-4	全β 全α ⁶⁰ Co ¹³¹ I	— — 0 0	< 4.3×10 ⁻¹⁰ < 2.7×10 ⁻¹⁰ < 1.9×10 ⁻⁹ < 6.2×10 ⁻⁹	—	—	—
トリチウムプロセス 研究棟	全β ²³⁴ U	— 0	4.1×10 ⁻¹⁰ < 6.8×10 ⁻¹¹	HTO HT	1.7×10 ¹⁰ 3.3×10 ⁹	5.5×10 ⁻⁵ 1.1×10 ⁻⁵
Pu研究 1 棟	全β ²³⁹ Pu ¹⁰⁶ Ru	— 0 0	< 1.8×10 ⁻¹⁰ < 6.6×10 ⁻¹¹ < 1.8×10 ⁻¹⁰	—	—	—

項目 施設名	放射性塵埃 ^{*1}			放射性ガス		
	核種	年間放出量 ^{*2} (Bq)	年間平均濃度 ^{*3} (Bq/cm ³)	核種 ^{*4}	年間放出量 ^{*2} (Bq)	年間平均濃度 ^{*3} (Bq/cm ³)
Pu研究 1棟	全β ^{239}Pu ^{106}Ru	— 0 0	< 1.8×10^{-10} < 6.6×10^{-11} < 1.8×10^{-10}	—	—	—
再処理特研	全β ^{239}Pu ^{137}Cs	— 0 0	< 1.8×10^{-10} < 6.6×10^{-11} < 1.8×10^{-10}	^3H	0	< 2.1×10^{-5}
	全β ^{239}Pu ^{137}Cs	— 0 0	< 1.8×10^{-10} < 6.6×10^{-11} < 1.8×10^{-10}	^3H	0	< 2.1×10^{-5}
Pu研究2棟	^{239}Pu	0	< 6.6×10^{-11}	—	—	—
再処理試験室	^{234}U	0	< 6.6×10^{-11}	—	—	—
フッ素実験室	^{234}U ^{129}I ^{131}I	0 0 7.6×10^3	< 6.6×10^{-11} < 1.2×10^{-8} < 1.4×10^{-9}	—	—	—
ウラン濃縮研究棟	^{234}U	0	< 6.6×10^{-11}	—	—	—
汚染除去施設	全β ^{137}Cs ^{241}Am	— 0 0	< 2.7×10^{-10} < 4.4×10^{-10} < 1.7×10^{-10}	—	—	—
第1廃棄物処理棟	全β ^{125}I ^{137}Cs ^{241}Am	— 1.1×10 ⁷ 0 0	< 2.3×10^{-10} < 4.0×10^{-8} < 4.6×10^{-10} < 1.7×10^{-10}	^3H	0	< 1.6×10^{-4}
第2廃棄物処理棟	全β ^{125}I ^{137}Cs ^{241}Am	— 5.3×10 ⁶ 0 0	< 5.4×10^{-11} < 1.3×10^{-8} < 9.9×10^{-11} < 4.1×10^{-11}	—	—	—
圧縮処理施設	全β ^{125}I ^{137}Cs ^{241}Am	— 1.6×10 ⁵ 0 0	< 2.3×10^{-10} < 2.0×10^{-8} < 4.7×10^{-10} < 1.7×10^{-10}	—	—	—
液体処理施設	低レベル	全β ^{137}Cs ^{241}Am	— 0 0	< 2.3×10^{-10} < 4.6×10^{-10} < 1.7×10^{-10}	—	—
	中レベル	全β ^{137}Cs ^{241}Am	— 0 0	< 2.3×10^{-10} < 4.6×10^{-10} < 1.7×10^{-10}	—	—
極低レベル焼却試験施設	全β ^{137}Cs ^{241}Am	— — —	— — —	—	—	—

項目 施設名	放射性塵埃 ^{*1}			放射性ガス		
	核種	年間放出量 ^{*2} (Bq)	年間平均濃度 ^{*3} (Bq/cm ³)	核種 ^{*4}	年間放出量 ^{*2} (Bq)	年間平均濃度 ^{*3} (Bq/cm ³)
環境シミュレーション試験棟	全β ¹³⁷ Cs ²³⁷ Np	— 0 0	< 3.7×10 ⁻¹¹ < 3.7×10 ⁻¹¹ < 2.8×10 ⁻¹¹	—	—	—
W A S T E F	全β ²⁴¹ Am ¹³⁷ Cs	— 0 0	< 3.7×10 ⁻¹¹ < 2.8×10 ⁻¹¹ < 3.7×10 ⁻¹¹	—	—	—
科技庁電源特会施設	全β ⁶⁰ Co	— 0	< 1.6×10 ⁻¹⁰ < 1.6×10 ⁻¹⁰	—	—	—
F C A · S G L	全β ⁶⁰ Co ¹³¹ I ²³⁹ Pu	— 0 0 0	< 2.0×10 ⁻¹⁰ < 8.6×10 ⁻¹⁰ < 3.0×10 ⁻⁹ < 1.4×10 ⁻¹⁰	—	—	—
T C A	全β ⁶⁰ Co ¹³¹ I ²³⁴ U	— 0 0 0	< 2.1×10 ⁻¹⁰ < 1.0×10 ⁻⁹ < 3.2×10 ⁻⁹ < 1.5×10 ⁻¹⁰	—	—	—
F N S	全β	—	< 2.1×10 ⁻¹⁰	³ H ¹³ N	2.6×10 ¹¹ 5.8×10 ¹⁰	2.1×10 ⁻³ < 1.3×10 ⁻³
バックエンド技術建家	ダンプコンデンサ	全β ⁶⁰ Co	— 0	< 4.2×10 ⁻¹⁰ < 2.1×10 ⁻⁹	—	—
NSRR	原子炉棟	全β 全α ⁶⁰ Co ¹³¹ I	— — 0 0	< 2.1×10 ⁻¹⁰ < 1.4×10 ⁻¹⁰ < 9.7×10 ⁻¹⁰ < 2.2×10 ⁻⁹	⁴¹ Ar	6.2×10 ⁹
	燃料棟	全β ⁶⁰ Co	— 0	< 2.1×10 ⁻¹⁰ < 8.8×10 ⁻¹⁰	—	—
燃料試験施設		全β ¹⁰⁶ Ru ¹³¹ I ¹²⁵ Sb ²³⁹ Pu	— 0 0 1.8×10 ⁶ 0	4.5×10 ⁻¹⁰ < 7.9×10 ⁻¹⁰ < 1.2×10 ⁻⁹ 3.5×10 ⁻⁹ < 3.4×10 ⁻¹¹	⁸⁵ Kr	1.0×10 ¹²
N U C E F		全β ¹³¹ I ¹³⁷ Cs ²³⁴ U	— 0 0 0	< 1.2×10 ⁻¹⁰ < 8.4×10 ⁻¹⁰ < 1.9×10 ⁻¹⁰ < 2.6×10 ⁻¹¹	¹³⁸ Xe ⁸⁵ Kr	6.0×10 ¹¹ 1.3×10 ¹⁰
						< 6.8×10 ⁻⁴ < 6.8×10 ⁻⁴

*1 撃発性核種も含む。

*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 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、1997年度)

項目 施設名	廃棄物処理場へ搬出 ^{*1}		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 ³)	年間放出量 ² (Bq)	廃液量 (m ³)	排水 溝名	1日平均濃度の 最大値 ³ (Bq/cm ³)	3ヶ月平均濃 度の最大値 ³ (Bq/cm ³)	年間放出量 ² (Bq)
第3研究棟	$\beta\cdot\gamma: 4.1 \times 10^6$ ${}^3H: 1.9 \times 10^6$	5.4×10^1	0	0	3H ${}^{14}C$ 以外 : (9.6×10^{-5})	3H ${}^{14}C$ 以外 : (9.0×10^{-7}) (5.0×10^{-6})	3H ${}^{14}C$ 以外 : (3.1×10^5) (2.2×10^6)	
第4研究棟	$\beta\cdot\gamma: 6.6 \times 10^6$ ${}^3H: 6.8 \times 10^5$	6.0×10^1	${}^3H: 4.9 \times 10^6$ ${}^{137}Cs: (8.3 \times 10^6)$ ${}^{232}Th: (8.8 \times 10^4)$	4.0×10^2	第 1 排 水 溝	3H ${}^{14}C$ 以外 : (7.4×10^{-5}) (9.6×10^{-5})	3H ${}^{14}C$ 以外 : (9.0×10^{-7}) (5.0×10^{-6})	3H ${}^{14}C$ 以外 : (3.1×10^5) (2.2×10^6) ${}^{59}Fe: 4.2 \times 10^3$ ${}^{54}Mn: (1.3 \times 10^3)$ ${}^{60}Co: 1.3 \times 10^5$ (7.6×10^4) ${}^{90}Sr: 6.4 \times 10^4$ ${}^{137}Cs: 1.5 \times 10^5$ (1.3×10^6) ${}^{232}Th: 9.0 \times 10^4$ ${}^{234}U: 3.0 \times 10^4$ (1.7×10^5) ${}^{237}Nb: 8.2 \times 10^3$ $U_{nat}: (4.8 \times 10^4)$
放射線標準 施設棟	$\beta\cdot\gamma: 3.3 \times 10^6$ ${}^3H: 3.2 \times 10^5$	6.0	0	0				
セラミック特研	0	0	${}^3H: (1.0 \times 10^6)$ ${}^{60}Co: (4.5 \times 10^4)$ ${}^{137}Cs: (3.7 \times 10^4)$ ${}^{234}U: 1.8 \times 10^3$	1.8×10^1				
冶金特研	0	0	${}^{60}Co: (7.1 \times 10^4)$ ${}^{90}Sr: 7.4 \times 10^3$ ${}^{137}Cs: 1.2 \times 10^4$ (4.5×10^4) ${}^{234}U: 2.9 \times 10^4$	2.4×10^1				
タンデム加速器	0	0	${}^{60}Co: (8.5 \times 10^4)$ ${}^{137}Cs: (6.7 \times 10^4)$ ${}^{237}Nb: (7.0 \times 10^3)$	3.2×10^1				
リニアック	0	0	0	0				
J R R - 1	0	0	${}^{59}Fe: 4.2 \times 10^3$ ${}^{60}Co: 3.6 \times 10^4$ (1.3×10^4) ${}^{137}Cs: 1.1 \times 10^4$	1.4×10^1				
使用済燃料 貯蔵施設	0	0	${}^3H: (1.4 \times 10^6)$ ${}^{137}Cs: (1.2 \times 10^4)$	55				
N S R R	$\beta\cdot\gamma: 1.8 \times 10^6$	6.0	${}^{60}Co: (2.6 \times 10^5)$	8.9×10^1				

項目 施設名		廃棄物処理場へ搬出 ¹		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 ³)	年間放出量 ² (Bq)	廃液量 (m ³)	排水溝名	1日平均濃度の最大値 ³ (Bq/m ³)	3カ月平均濃度の最大値 ³ (Bq/m ³)	年間放出量 ² (Bq)	
科技庁電源 特会施設		$\beta \cdot \gamma: 7.9 \times 10^6$ $\alpha: 7.5 \times 10^2$	2.1×10^1	$^{14}\text{C}: 2.9 \times 10^6$ $^{60}\text{Co}: 9.4 \times 10^4$ (3.0×10^5) $^{90}\text{Sr}: 5.7 \times 10^4$ $^{137}\text{Cs}: 1.3 \times 10^5$ (3.0×10^5)	1.4×10^2					
所外	東京 大学	0	0	$^{3}\text{H}: (5.9 \times 10^6)$ $^{54}\text{Mn}: (1.3 \times 10^3)$ $^{237}\text{Np}: (1.2 \times 10^3)$ $^{234}\text{U}: (1.7 \times 10^4)$ $^{137}\text{Cs}: (7.7 \times 10^2)$ $^{232}\text{Th}: (1.9 \times 10^3)$	8.5×10^1	第 1 排 水 溝				
	核管 センター	$\beta \cdot \gamma: 7.0 \times 10^6$	5.5×10^{-2}	$^{nat}\text{U}: (4.2 \times 10^4)$	5.5×10^1					
	レーザー 濃縮	0	0	$^{234}\text{U}: (6.3 \times 10^3)$	6.9					
燃料試験施設		$\beta \cdot \gamma: 5.8 \times 10^9$ $\alpha: 7.8 \times 10^7$	9.8×10^1	0	0					
ホットラボ		$\beta \cdot \gamma: 9.0 \times 10^9$ $\alpha: 9.8 \times 10^7$	4.5×10^1	0	0					
開発 試験室	VHTRC	0	0	$^{60}\text{Co}: (1.1 \times 10^4)$	5.2		$^{3}\text{H}, ^{14}\text{C} \text{以外}: 7.9 \times 10^{-4}$ (1.5×10^{-3})	$^{3}\text{H}, ^{14}\text{C} \text{以外}: 5.0 \times 10^{-5}$ (1.4×10^{-4})	$^{3}\text{H}, ^{14}\text{C} \text{以外}: 5.9 \times 10^7$ (2.7×10^7)	
	同位体 分離 研究室	0	0	$^{234}\text{U}: (5.3 \times 10^2)$	2.5					
J R R - 2		$\beta \cdot \gamma: 7.7 \times 10^5$ $^{3}\text{H}: 2.5 \times 10^{10}$	6.6×10^1	$^{3}\text{H}: 3.1 \times 10^8$ $^{60}\text{Co}: 1.5 \times 10^5$ (5.4×10^4) $^{65}\text{Zn}: 5.6 \times 10^4$ $^{90}\text{Sr}: 5.0 \times 10^2$ $^{137}\text{Cs}: (8.5 \times 10^4)$	3.6×10^1	第 2 排 水 溝				
J R R - 3		$\beta \cdot \gamma: 4.9 \times 10^7$ $^{3}\text{H}: 1.2 \times 10^{11}$	1.5×10^2	$^{3}\text{H}: 4.8 \times 10^9$ $^{51}\text{Cr}: 3.5 \times 10^6$ $^{60}\text{Co}: 2.0 \times 10^6$ (1.4×10^5) $^{65}\text{Zn}: 2.4 \times 10^5$ $^{89}\text{Sr}: 8.4 \times 10^3$ $^{90}\text{Sr}: 9.7 \times 10^3$ $^{110m}\text{Ag}: 4.4 \times 10^5$ $^{137}\text{Cs}: 1.8 \times 10^5$ (6.4×10^5)	2.8×10^2					
実験利用棟 第2棟		0	0	$^{3}\text{H}: 4.1 \times 10^7$ (1.4×10^7) $^{60}\text{Co}: 1.6 \times 10^5$ (6.5×10^4) $^{90}\text{Sr}: 1.2 \times 10^3$	8.4×10^1					
J R R - 4		$\beta \cdot \gamma: 2.8 \times 10^6$	9.0×10^{-1}	$^{3}\text{H}: 2.6 \times 10^8$ $^{60}\text{Co}: 4.1 \times 10^5$ (2.9×10^6) $^{137}\text{Cs}: (2.9 \times 10^6)$	1.1×10^3					
試料処理室		0	0	0	0					
体内R I 分析室		$^{3}\text{H}: 1.0 \times 10^2$	1.0×10^{-2}	0	0					
実験管理棟		0	0	0	0					

項目 施設名	廃棄物処理場へ搬出 ¹		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 ³)	年間放出量 ² (Bq)	廃液量 (m ³)	排水溝名	1日平均濃度の最大値 ³ (Bq/cm ³)	3ヶ月平均濃度の最大値 ³ (Bq/cm ³)	年間放出量 ² (Bq)	
R I 製造棟	$\beta \cdot \gamma: 4.0 \times 10^7$ $\alpha: 2.3 \times 10^5$ ${}^3\text{H}: 1.2 \times 10^8$	1.2×10^1	${}^3\text{H}: 4.8 \times 10^6$ (1.3×10^6) ${}^{35}\text{S}: 3.6 \times 10^5$ ${}^{90}\text{Sr}: 1.2 \times 10^4$ ${}^{137}\text{Cs}: (6.6 \times 10^4)$ ${}^{241}\text{Am}: (3.3 \times 10^3)$	2.7×10^1	第2排水溝	${}^3\text{H}: 1.6 \times 10^9$ (1.9×10^2)	${}^3\text{H}: 1.3 \times 10^{-1}$ (1.8×10^{-3}) ${}^{14}\text{C}: 1.6 \times 10^{-2}$ (9.3×10^{-2})	${}^3\text{H}: 1.6 \times 10^{11}$ (3.1×10^9) ${}^{14}\text{C}: 1.9 \times 10^8$ (7.8×10^9)	
核燃料倉庫	0	0	${}^{234}\text{U}: (2.5 \times 10^2)$	1.8					
トリチウムプロセス研究棟	${}^3\text{H}: 1.5 \times 10^7$	3.2×10^{-2}	${}^3\text{H}: 5.5 \times 10^8$	4.9×10^1					
Pu研究Ⅰ棟	$\beta \cdot \gamma: 5.3 \times 10^4$ $\alpha: 6.8 \times 10^3$	31	${}^{106}\text{Ru}: (9.9 \times 10^5)$ ${}^{239}\text{Pu}: (1.3 \times 10^4)$ ${}^{234}\text{U}: 2.0 \times 10^3$	5.8×10^1					
再処理特研	$\beta \cdot \gamma: 1.9 \times 10^{10}$ $\alpha: 2.5 \times 10^9$ ${}^3\text{H}: 5.3 \times 10^6$	2.9×10^1	0	0					
再処理試験室	$\beta \cdot \gamma: 1.3 \times 10^5$	3.4×10^{-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	0	0					
フッ素実験室	$\beta \cdot \gamma: 2.4 \times 10^5$	27	0	0					
汚染除去施設	$\beta \cdot \gamma: 8.3 \times 10^7$	52	${}^3\text{H}: (1.1 \times 10^7)$ ${}^{14}\text{C}: (9.8 \times 10^6)$ ${}^{60}\text{Co}: (2.2 \times 10^5)$ ${}^{137}\text{Cs}: (1.7 \times 10^5)$ ${}^{241}\text{Am}: (2.3 \times 10^4)$	7.5×10^1					
液体処理施設	$\beta \cdot \gamma: 1.2 \times 10^7$	55	${}^3\text{H}: 1.5 \times 10^{11}$ (3.0×10^9) ${}^{14}\text{C}: 1.8 \times 10^8$ (7.8×10^6) ${}^{57}\text{Co}: 7.2 \times 10^5$ ${}^{60}\text{Co}: 1.5 \times 10^6$ (1.3×10^8) ${}^{90}\text{Sr}: 2.1 \times 10^6$ ${}^{125}\text{I}: 4.6 \times 10^7$ ${}^{137}\text{Cs}: 4.1 \times 10^5$ (1.1×10^8) ${}^{241}\text{Am}: (1.7 \times 10^7)$ ${}^{232}\text{Th}: 1.9 \times 10^5$	5.4×10^4					
第1廃棄物処理棟	$\beta \cdot \gamma: 3.0 \times 10^8$ $\alpha: 2.4 \times 10^5$ ${}^3\text{H}: 1.6 \times 10^{10}$	1.2×10^2	${}^3\text{H}: 1.9 \times 10^6$ (1.3×10^7) ${}^{14}\text{C}: (1.3 \times 10^7)$ ${}^{60}\text{Co}: (2.1 \times 10^5)$ ${}^{90}\text{Sr}: 3.4 \times 10^5$ ${}^{137}\text{Cs}: (1.8 \times 10^5)$ ${}^{241}\text{Am}: (2.8 \times 10^4)$	9.0×10^1					

項目 施設名	廃棄物処理場へ搬出 ¹		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 ³)	年間放出量 ² (Bq)	廃液量 (m ³)	排水 溝名	1日平均濃度の 最大値 ³ (Bq/cm ³)	3ヶ月平均濃度 の最大値 ³ (Bq/cm ³)	年間放出量 ² (Bq)
第2廃棄物 処理棟	$\beta \cdot \gamma: 8.4 \times 10^7$ $\alpha: 8.3 \times 10^5$	3.7×10^1	${}^3\text{H}: 1.3 \times 10^9$ (2.1×10^9) ${}^{14}\text{C}: 1.2 \times 10^7$ (3.2×10^7) ${}^{60}\text{Co}: (6.1 \times 10^5)$ ${}^{125}\text{I}: 3.9 \times 10^6$ ${}^{129}\text{Te}: 2.9 \times 10^6$ ${}^{137}\text{Cs}: (5.5 \times 10^5)$ ${}^{241}\text{Am}: (8.4 \times 10^4)$	2.7×10^2	第 2 排 水 溝			
圧縮処理施設	$\beta \cdot \gamma: 3.1 \times 10^8$ $\alpha: 5.5 \times 10^7$ ${}^3\text{H}: 2.7 \times 10^7$	1.5×10^1	${}^3\text{H}: (2.1 \times 10^6)$ ${}^{14}\text{C}: (1.9 \times 10^5)$ ${}^{60}\text{Co}: (2.8 \times 10^4)$ ${}^{137}\text{Cs}: 1.4 \times 10^4$ (1.6×10^4) ${}^{241}\text{Am}: (4.1 \times 10^3)$	1.4×10^1				
極低レベル焼却 試験施設				0				
W A S T E F	$\beta \cdot \gamma: 2.6 \times 10^6$ $\alpha: 1.4 \times 10^4$	1.1×10^1	${}^{90}\text{Sr}: 1.9 \times 10^5$ ${}^{137}\text{Cs}: 1.8 \times 10^5$ ${}^{241}\text{Am}: (6.5 \times 10^3)$	2.9×10^1				
環境シミュレー ション試験棟	$\beta \cdot \gamma: 1.8 \times 10^8$ $\alpha: 3.3 \times 10^3$ ${}^3\text{H}: 4.9 \times 10^6$	3.0×10^1	0	0				
N U C E F	$\beta \cdot \gamma: 6.3 \times 10^6$ $\alpha: 1.6 \times 10^6$	7.3	${}^{89}\text{Sr}: 4.7 \times 10^4$ ${}^{90}\text{Sr}: 5.9 \times 10^3$ ${}^{140}\text{La}: 6.8 \times 10^4$ ${}^{137}\text{Cs}: (6.7 \times 10^5)$ ${}^{234}\text{U}: 1.5 \times 10^4$ (4.6×10^4)	2.8×10^2				
原研那珂	0	0	${}^3\text{H}: 4.7 \times 10^5$ (4.3×10^6)	2.5×10^2				
F C A	0	0	${}^{60}\text{Co}: (4.1 \times 10^4)$ ${}^{239}\text{Pu}: (3.3 \times 10^3)$ ${}^{235}\text{U}: 5.3 \times 10^2$	1.5×10^1	第 3 排 水 溝	${}^3\text{H} {}^{14}\text{C} \text{以外}: 6.6 \times 10^{-6}$ (2.0×10^{-4})	${}^3\text{H} {}^{14}\text{C} \text{以外}: 6.4 \times 10^{-7}$ (8.7×10^{-5})	${}^3\text{H} {}^{14}\text{C} \text{以外}: 5.3 \times 10^2$ (2.0×10^5)
T C A	0	0	${}^{60}\text{Co}: (2.1 \times 10^4)$ ${}^{234}\text{U}: (2.1 \times 10^3)$	9.6				
F N S	0	0	${}^3\text{H}: 1.3 \times 10^8$	1.1×10^1				
バックエンド技 術開発建家	0	0	${}^{60}\text{Co}: (1.3 \times 10^5)$	4.8×10^1				

項目 施設名	廃棄物処理場へ搬出 ¹		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 (m³)	年間放出量 ² (Bq)	廃液量 (m³)	排水 溝名	1日平均濃度の 最大値 ³ (Bq/m³)	3ヶ月平均濃 度の最大値 ³ (Bq/m³)	年間放出量 ² (Bq)				
合計	$\beta \cdot \gamma: 3.5 \times 10^{10}$ $\alpha: 4.3 \times 10^8$ ${}^3\text{H}: 4.3 \times 10^8$	7.8×10^2	${}^3\text{H} {}^{14}\text{C} \text{以外}: 5.9 \times 10^7$ (2.7×10^8) $\left. \begin{array}{l} {}^{35}\text{S}: 3.6 \times 10^5 \\ {}^{51}\text{Cr}: 3.5 \times 10^6 \\ {}^{54}\text{Mn}: (1.2 \times 10^3) \\ {}^{57}\text{Co}: 7.3 \times 10^5 \\ {}^{59}\text{Fe}: 4.2 \times 10^3 \\ {}^{60}\text{Co}: 4.3 \times 10^6 \\ (1.4 \times 10^8) \\ {}^{65}\text{Zn}: 3.0 \times 10^5 \\ {}^{89}\text{Sr}: 3.5 \times 10^4 \\ {}^{90}\text{Sr}: 2.4 \times 10^6 \\ {}^{106}\text{Ru}: (9.9 \times 10^5) \\ {}^{110m}\text{Ag}: 4.5 \times 10^5 \\ {}^{125}\text{I}: 4.6 \times 10^7 \\ {}^{125}\text{Te}: 4.6 \times 10^6 \\ {}^{137}\text{Cs}: 9.3 \times 10^5 \\ (1.1 \times 10^8) \\ {}^{140}\text{La}: 9.3 \times 10^7 \\ {}^{232}\text{Th}: 1.9 \times 10^5 \\ (9.0 \times 10^4) \\ {}^{234}\text{U}: 4.6 \times 10^4 \\ (1.2 \times 10^5) \\ {}^{235}\text{U}: 5.3 \times 10^2 \\ {}^{237}\text{Np}: (8.2 \times 10^3) \\ {}^{239}\text{Pu}: (1.7 \times 10^4) \\ {}^{241}\text{Am}: (1.7 \times 10^7) \end{array} \right.$ ${}^3\text{H}: 1.6 \times 10^{11}$ (3.1×10^9) ${}^{14}\text{C}: 1.9 \times 10^8$ (7.8×10^9)	5.7×10^4	合 計	${}^3\text{H} {}^{14}\text{C} \text{以外}: 7.9 \times 10^{-4}$ (1.5×10^{-3})	${}^3\text{H} {}^{14}\text{C} \text{以外}: 5.0 \times 10^{-5}$ (1.4×10^{-4})	${}^3\text{H} {}^{14}\text{C} \text{以外}: 5.9 \times 10^7$ (2.7×10^8) $\left. \begin{array}{l} {}^{35}\text{S}: 3.6 \times 10^5 \\ {}^{51}\text{Cr}: 3.5 \times 10^6 \\ {}^{54}\text{Mn}: (1.2 \times 10^3) \\ {}^{57}\text{Co}: 7.3 \times 10^5 \\ {}^{59}\text{Fe}: 4.2 \times 10^3 \\ {}^{60}\text{Co}: 4.3 \times 10^6 \\ (1.4 \times 10^8) \\ {}^{65}\text{Zn}: 3.0 \times 10^5 \\ {}^{89}\text{Sr}: 5.5 \times 10^4 \\ {}^{90}\text{Sr}: 2.4 \times 10^6 \\ {}^{106}\text{Ru}: (9.9 \times 10^5) \\ {}^{110m}\text{Ag}: 4.5 \times 10^5 \\ {}^{125}\text{I}: 4.6 \times 10^7 \\ {}^{125}\text{Te}: 4.6 \times 10^6 \\ {}^{137}\text{Cs}: 9.3 \times 10^5 \\ (1.1 \times 10^8) \\ {}^{140}\text{La}: 9.3 \times 10^7 \\ {}^{232}\text{Th}: 1.9 \times 10^5 \\ (9.0 \times 10^4) \\ {}^{234}\text{U}: 4.6 \times 10^4 \\ (1.2 \times 10^5) \\ {}^{235}\text{U}: 5.3 \times 10^2 \\ {}^{237}\text{Np}: (8.2 \times 10^3) \\ {}^{239}\text{Pu}: (1.7 \times 10^4) \\ {}^{241}\text{Am}: (1.7 \times 10^7) \end{array} \right.$ ${}^3\text{H}: 1.6 \times 10^{11}$ (3.1×10^9) ${}^{14}\text{C}: 1.6 \times 10^{-2}$ (9.3×10^{-3})	${}^3\text{H}: 1.3 \times 10^{-1}$ (1.8×10^{-3})	${}^3\text{H}: 1.6 \times 10^{11}$ (3.1×10^9)	${}^{14}\text{C}: 3.1 \times 10^{-4}$ (4.0×10^{-3})	${}^{14}\text{C}: 1.9 \times 10^8$ (7.8×10^9)

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

*2 検出下限濃度以上と未満の放出量を区分して集計した。検出下限濃度未満の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を排水溝流量で除した値の最大値。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, 1997年度)

原子炉施設	種類	核種	放出管理目標値	年間放出量*	放出量
			(Bq/年)		放出管理目標値
JRR-2	放射性希ガス	^{41}Ar	1.1×10^{14}	0	0
	放射性ガス	^3H	9.6×10^{12}	8.9×10^{10}	9.3×10^{-3}
JRR-3	放射性希ガス	^{41}Ar	6.2×10^{13}	2.1×10^{11}	3.4×10^{-3}
	放射性ガス	^3H	7.4×10^{12}	4.3×10^{10}	5.8×10^{-3}
JRR-4	放射性希ガス	^{41}Ar	9.6×10^{11}	0	0
NSRR	放射性希ガス	主に $^{41}\text{Ar}, ^{133}\text{Xe}$	4.4×10^{13}	6.2×10^9	1.4×10^{-4}
	放射性よう素	^{131}I	4.8×10^9	0	0
NUCEF	放射性希ガス	主に $^{89}\text{Kr}, ^{138}\text{Xe}$	8.1×10^{13}	6.1×10^{11}	7.5×10^{-3}
	放射性よう素	^{131}I	1.5×10^{10}	0	0

* 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, 1997年度)

核種		放出管理目標値 (Bq/年)	年間放出量*	放出量
			(Bq)	放出管理目標値
$^3\text{H}, ^{14}\text{C}$ 以外の核種	総量	1.8×10^{10}	6.2×10^7	3.4×10^{-3}
	^{60}Co	3.7×10^9	4.3×10^6	1.2×10^{-3}
	^{137}Cs	3.7×10^9	9.3×10^5	2.5×10^{-4}
^3H		2.5×10^{13}	1.6×10^{11}	6.4×10^{-3}
^{14}C		1.1×10^{11}	1.9×10^8	1.7×10^{-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 及び NSRR について算出した。その結果、実効線量当量が最大となった地点は、NUCEF 南西方向の周辺監視区域境界で、その値は $3.8 \times 10^{-2} \mu\text{Sv}$ 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}C を除く ^3H , ^{60}Co , ^{137}Cs 等の核種について算出した。その結果は $2.7 \times 10^{-1} \mu\text{Sv}$ であった。核種別の実効線量当量を Table A.1.4-2 に示す。

放射性希ガス及び液体廃棄物による実効線量当量の合計は $3.1 \times 10^{-1} \mu\text{Sv}$ であり、原子炉施設保安規定に定められている年間の実効線量当量 $50 \mu\text{Sv}$ の約 0.6 % であった。

(梁瀬 芳晃)

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, 1997年度)

原子炉施設	年間放出量*	NUCEF 南西の周辺監視区域境界における実効線量当量 (μSv)
JRR-2	0	0
JRR-3	2.1×10^{11}	9.7×10^{-3}
JRR-4	0	0
NSRR	6.2×10^9	2.8×10^{-5}
NUCEF	6.1×10^{11}	2.8×10^{-2}
合 計		3.8×10^{-2}

* 検出下限濃度未満は放出量を0とした。

Table A.1.4-2 液体廃棄物による年間実効線量当量
(東海研究所, 1997年度)

核 種	年間放出量*	実効線量当量 (μSv)
${}^3\text{H}, {}^{14}\text{C}$ 以外の核種	${}^{60}\text{Co}$	1.6×10^{-3}
	${}^{137}\text{Cs}$	7.6×10^{-5}
	その他	2.7×10^{-1}
${}^3\text{H}$	1.6×10^{11}	5.6×10^{-4}
合 計		2.7×10^{-1}

* 検出下限濃度未満は放出量を0とした。

A.1.5 放射性汚染及び被ばく

1997年度は、1997年11月20日にウラン濃縮研究棟原子蒸気実験室において火災が発生し、管理区域以外で床汚染が1ヵ所認められた。この床汚染の原因是、消火にあたった作業者の出入りによるものと思われた。消火作業等に携わった者の被ばく及び環境への影響はなかった。その概要をA.3.7に示す。

(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、1997年9月及び1998年3月の2回実施した。Table A.1.6-1に1998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。1997年度における放射性同位元素使用許可の変更等は、第4研究棟、バックエンド技術開発建家等10件であった。

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、1997年12月末現在の保有状況の調査を実施した。Table A.1.6-2に、建家別の保有状況を示す。

(小林 秀雄)

Table A.1.6-1 建家別放射性同位元素保有状況
(1998年3月31日現在)

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			貯蔵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	1.6×10 ¹¹ ¹³⁷ Cs, Am-Li, Am-Be	9	0			0				1.6×10 ¹¹
第 3 研究棟	4.4×10 ⁸ ²⁴¹ Am, ⁶⁰ Co, ¹³⁷ Cs	7	3.9×10 ⁷ ⁹⁰ Sr, ⁶³ Ni, ³ H	19	4.8×10 ¹⁰ ³ H, ⁶⁰ Co, ¹³⁷ Cs	22	4.8×10 ¹⁰			
第 4 研究棟	1.4×10 ¹⁴ ⁵⁷ Co, ⁸⁵ Kr, ⁶⁰ Co	5	4.1×10 ¹⁰ ³ H, ¹⁴ C, ⁹⁰ Tc	25	3.0×10 ¹¹ ³ H, ⁸⁵ Kr, ¹⁴ C	40	1.4×10 ¹⁴			
放射線標準施設棟	6.2×10 ¹² ⁶⁰ Co, ¹³⁷ Cs, ²²⁶ Ra	15	0			3.9×10 ⁹ ⁸⁵ Kr, ³ H, ¹⁴⁷ Pm	24	6.2×10 ¹²		
核 物 理 特 研	6.4×10 ⁶ ¹³⁷ Cs	1	0			0				6.4×10 ⁶
タンドム加速器建家	3.6×10 ⁸ Am-Be	1	6.4×10 ⁶ ²⁴¹ Am, ²⁴³ Am, ²⁴⁴ Cm	3	0					3.6×10 ⁸
セラミック特研	7.6×10 ⁸ ¹³⁷ Cs	1	7.6×10 ⁸ ³ H, ⁵⁹ Fe	2	6.5×10 ¹⁰ ³ H, ⁶⁰ Co	2	6.6×10 ¹⁰			
治 金 特 研	0		1.2×10 ⁹ ⁹⁸ Tc	1	6.1×10 ¹⁰ ¹³⁷ Cs, ⁹⁸ Tc	2	6.3×10 ¹⁰			
J F T - 2	3.6×10 ⁸ ⁵⁷ Co, ²⁴¹ Am	2	0			0				3.6×10 ⁸
非破壊測定実験室	1.8×10 ⁷ ²⁵² Cf	1	0			0				1.8×10 ⁷
コバルト照射室	1.1×10 ¹⁵ ⁶⁰ Co	1	0			0				1.1×10 ¹⁵
開 発 試 験 室	4.6×10 ¹¹ ³ H, Am-Be, Ra-Be	3	0			5.9×10 ⁷ Fe, Ni (放射性物)	8	4.6×10 ¹¹		
モックアップ建家	5.5×10 ¹⁰ Am-Be, Ra-Be, ²²⁶ Ra	6	0			0				5.5×10 ¹⁰
J R R - 2	0		0			0				0
原 子 炉 特 研	3.9×10 ¹⁰ Am-Be, ¹³⁷ Cs, ²⁴¹ Am	5	0			0				3.9×10 ¹⁰
J R R - 3	4.2×10 ¹¹ ³ H, Am-Be, ¹²⁴ Sb	3	0			0				4.2×10 ¹¹
実験利用棟第2棟	0		0			1.4×10 ⁸ ⁶³ Ni, ¹³⁷ Cs, ¹⁵² Eu	12	1.4×10 ⁸		
ホ ッ ト ラ ボ	1.2×10 ⁹ ³ H, ⁶⁰ Co, ¹⁵² Eu	3	2.0×10 ⁴ ⁵⁸ Co, ⁶¹ Co	5	1.7×10 ¹³ ⁶⁰ Co, ⁵⁵ Fe, ⁵⁹ Fe	12	1.7×10 ¹³			
R I 製 造 棟	3.8×10 ¹¹ ⁶⁰ Co, ¹³⁷ Cs, ²⁴¹ Am	4	7.4×10 ¹³ ³ H, ¹⁴ C, ¹⁵² Eu	7	2.3×10 ¹⁴ ³ H, ³² P, ¹⁹² Irr	30	3.1×10 ¹⁴			
機 械 化 工 特 研	2.2×10 ¹⁰ ²⁴¹ Am	1	0			0				2.2×10 ¹⁰
J R R - 1	0		4.6×10 ⁵ ²⁴ Na, ³¹ Si	2	2.6×10 ⁵ ²⁴ Na	1	7.1×10 ⁵			

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	
トリチウムプロセス棟	0			5.8×10 ³	³ H	2	1.6×10 ⁶	³ H	1	1.6×10 ⁶
P u 研究 1 棟	1.0×10 ⁹	²³⁷ Np, ²⁴¹ Am	2	4.1×10 ⁷	²³⁷ Np	1	2.3×10 ¹¹	²³⁷ Np, ²⁴¹ Am, ²⁴⁴ Om	4	2.4×10 ¹¹
再処理試験室	3.5×10 ⁸	⁶³ Ni	1	5.4×10 ⁷	⁸⁹ Tc	1	1.4×10 ⁷	⁸⁹ Tc	1	4.2×10 ⁸
フッ素実験室	0			2.0×10 ⁶	¹³¹ I, ¹⁴ C	2	0		2.0×10 ⁶	0
処理処分開発棟	0			0			0			0
返還廃棄物受入	3.0×10 ¹²	³ H, ¹³⁷ Cs, ²⁴⁴ Om	8	0			0			3.0×10 ¹²
測定技術開発棟				0						
汚染除去場	0			0						
W A S T E F	1.1×10 ¹³	⁶⁰ Co	1	8.2×10 ⁶	¹³⁴ Cs, ¹³⁷ Cs, ²⁴⁴ Om	8	5.4×10 ¹⁴	⁸⁰ Sr, ¹³⁷ Cs, ²⁴⁴ Om	13	5.5×10 ¹⁴
環境ミニュレーション棟	0			4.7×10 ⁷	¹⁴ C, ⁶⁰ Co, ¹³⁷ Cs	10	1.8×10 ⁸	¹⁴ C, ⁸⁹ Tc, ¹³⁷ Cs	10	1.9×10 ⁸
F C	2.8×10 ¹²	²⁴¹ Am, Am-Be, ²⁵² Cf	7	0			0			2.8×10 ¹²
T C	A	1.8×10 ¹¹	²⁵² Cf, Ra-Be, ³ H	3	0		0			1.8×10 ¹¹
F N S	5.1×10 ⁸	Am-Be, ⁶⁰ Co, ¹³⁷ Cs	4	0			3.8×10 ¹⁴	³ H	1	3.8×10 ¹⁴
N S R R	1.1×10 ¹¹	Am-Be	1	0			0			1.1×10 ¹¹
リサイクル技術開発棟	0			3.3×10 ⁷	⁶⁵ Zn, ¹³⁷ Cs	2	1.4×10 ⁸	⁶⁵ Zn, ⁶⁰ Co, ¹³⁷ Cs	4	1.7×10 ⁸
電源特会施設	0			6.3×10 ⁸	⁶⁰ Co, ¹³⁷ Cs	2	1.2×10 ⁸	¹⁴ C, ⁶⁰ Co, ¹³⁷ Cs	7	1.8×10 ⁸
大型非定常ループ	1.8×10 ¹²	²⁴¹ Am, ¹³⁷ Cs	2	0			0			1.8×10 ¹²
二相流ループ	2.6×10 ¹²	¹³⁷ Cs	1	0			0			2.6×10 ¹²
燃料試験施設	3.5×10 ¹²	⁶⁰ Co	1	0			0			3.5×10 ¹²
N U C E F	5.5×10 ¹¹	⁶⁰ Co, Am-Be, ³ H	5	6.9×10 ⁸	²⁴¹ Am, ⁶⁰ Co, ¹⁰⁹ Cd	13	1.6×10 ¹⁰	¹³⁷ Cs, ³ H, ²³⁷ Np	11	5.7×10 ¹¹
合 計	1.3×10 ¹⁵			1.3×10 ¹⁴			1.7×10 ¹⁶			1.8×10 ¹⁶

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
(1997年12月31日現在)

(東海研究所, 1997年度)

建 家 名	個 数	核 種		保有量 (Bq)
		核種数	主要核種名	
第 1 研究棟	1	1	^{63}Ni	2.5×10^6
第 2 研究棟	820	20	$^{241}\text{Am}, ^{137}\text{Cs}, ^{60}\text{Co}$	8.6×10^7
第 3 研究棟	297	31	$^{241}\text{Am}, ^{137}\text{Cs}, ^{60}\text{Co}$	4.6×10^7
第 4 研究棟	175	25	$^{241}\text{Am}, ^{137}\text{Cs}, ^{60}\text{Co}$	1.0×10^7
放射線標準施設棟	196	23	$^{226}\text{Ra}, ^{137}\text{Cs}, ^{89}\text{Sr}$	1.1×10^8
体内R I 分析室	108	15	$^{14}\text{C}, ^{241}\text{Am}, ^{137}\text{Cs}$	8.9×10^5
試 料 处 理 室	22	2	$^{3}\text{H}, ^{14}\text{C}$	3.7×10^4
核 物 理 特 研	7	6	$^{241}\text{Am}, ^{137}\text{Cs}, ^{152}\text{Eu}$	7.2×10^5
タ ン デ ム 加 速 器 建 家	12	8	$^{60}\text{Co}, ^{137}\text{Cs}, ^{133}\text{Ba}$	1.7×10^6
セ ラ ミ ッ ク 特 研	1	1	^{60}Co	8.0×10^2
冶 金 特 研	17	9	$^{241}\text{Am}, ^{133}\text{Ba}, ^{137}\text{Cs}$	1.2×10^6
J F T - 2	9	9	$^{241}\text{Am}, ^{133}\text{Ba}, ^{137}\text{Cs}$	8.1×10^5
コ バ ル ツ 照 射 室	1	1	^{90}Sr	3.3×10^6
開 発 試 験 室	13	10	$^{241}\text{Am}, ^{137}\text{Cs}, ^{60}\text{Co}$	1.6×10^6
モ ッ ク ア ッ プ 建 家	111	9	$^{241}\text{Am}, ^{137}\text{Cs}, ^{60}\text{Co}$	5.6×10^6
ホ ッ ト ラ ボ	42	10	$^{241}\text{Am}, ^{137}\text{Cs}, ^{152}\text{Eu}$	6.3×10^6
原 子 炉 特 研	107	15	$^{241}\text{Am}, ^{137}\text{Cs}, ^{60}\text{Co}$	1.0×10^7
J R R - 1 建 家	11	6	$^{241}\text{Am}, ^{133}\text{Ba}, ^{137}\text{Cs}$	8.2×10^5
J R R - 2	105	21	$^{60}\text{Co}, ^{137}\text{Cs}, ^{226}\text{Ra}$	2.8×10^6
J R R - 3	72	18	$^{241}\text{Am}, ^{137}\text{Cs}, ^{152}\text{Eu}$	2.0×10^7
実験利用棟第1棟	7	1	^{137}Cs	1.0×10^7
実験利用棟第2棟	100	22	$^{60}\text{Co}, ^{137}\text{Cs}, ^{241}\text{Am}$	4.2×10^6
J R R - 4	32	12	$^{22}\text{Na}, ^{133}\text{Ba}, ^{60}\text{Co}$	9.3×10^6
R I 製 造 棟	81	14	$^{241}\text{Am}, ^{137}\text{Cs}, ^{60}\text{Co}$	8.7×10^6
トリチウムプロセス棟	36	6	$^{3}\text{H}, ^{137}\text{Cs}, ^{226}\text{Ra}$	3.9×10^6
P u 研 究 1 棟	22	13	$^{63}\text{Ni}, ^{137}\text{Cs}, ^{241}\text{Am}$	1.6×10^7
再 処 理 特 研	22	19	$^{241}\text{Am}, ^{137}\text{Cs}, ^{60}\text{Co}$	2.4×10^6
フ ッ 素 実 験 室	6	5	$^{129}\text{I}, ^{137}\text{Cs}, ^{133}\text{Ba}$	4.6×10^4
返還廃棄物受入 測定技術開発棟	14	11	$^{137}\text{Cs}, ^{152}\text{Eu}, ^{252}\text{Cf}$	1.3×10^6
液 体 处 理 施 設	8	8	$^{241}\text{Am}, ^{133}\text{Ba}, ^{137}\text{Cs}$	8.6×10^4

建 家 名	個 数	核 種		保有量 (Bq)
		核種数	主要核種名	
汚 染 除 去 場	5	4	^{60}Co , ^{137}Cs , ^{133}Ba	5.4×10^4
第 2 廃棄物処理棟	17	12	^{241}Am , ^{137}Cs , ^{60}Co	1.3×10^6
W A S T E F	55	15	^{152}Eu , ^{137}Cs , ^{60}Co	5.7×10^6
環境シミュレーション棟	59	6	^{60}Co , ^{137}Cs , ^{22}Na	6.8×10^6
F C A	49	18	^{241}Am , ^{137}Cs , ^{60}Co	3.9×10^6
T C A	21	11	^{241}Am , ^{137}Cs , ^{60}Co	3.4×10^6
F N S	48	21	^{241}Am , ^{137}Cs , ^{60}Co	1.8×10^6
科技庁電源特会施設	9	9	^{241}Am , ^{137}Cs , ^{60}Co	7.1×10^4
バックエンド技術開発建家	76	14	^{60}Co , ^{137}Cs , ^{152}Eu	8.8×10^6
N S R R	26	13	^{241}Am , ^{137}Cs , ^{60}Co	2.7×10^6
燃 料 試 験 施 設	60	13	^{90}Sr , ^{152}Eu , ^{226}Ra	5.0×10^7
N U C E F	161	25	^{137}Cs , ^{252}Cf , ^{109}Gd	1.7×10^8
合 計	3041	51		6.2×10^8

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 7,744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。1997年度の測定評価件数は、延べ24,665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938名及び202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。1997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335.7人・ミリシーベルト、0.04mSv及び5.6mSvであった。また、東海研究所の同線量当量は、それぞれ199.5人・ミリシーベルト、0.04mSv及び5.6mSv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45,192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、大型放射光施設における原研の放射線業務従事者については（財）高輝度光科学研究所センターが1997年6月までは蛍光ガラス線量計を、7月からはフィルムバッジを用いて測定評価した結果を登録した。

1997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（大型放射光施設：0.1mSv、その他の施設：0.2mSv）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7,744人（測定評価件数24,665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14人（168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150人（275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160人（1,112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335.7人・ミリシーベルト、平均実効線量当量が0.04mSvであった。1996年度と比較すると、約18%の増加であり、増加した主な施設は、大洗研廃棄物処理場、廃棄物安全試験施設、東海研ホットラボ等である。年間の最大実効線量当量は、5.6mSvで、燃料試験施設におけるマニプレータの修理（4.9mSv）、廃棄物安全試験施設（0.5mSv）及び東海研ホットラボ（0.2mSv）における施設の保守点検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94%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。

1997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56.0mSv、0.16mSv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11.6mSv、0.06mSv

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、最大実効線量当量と同じ作業者であった。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、4,692人(15,366件)であった。このうち女子の放射線業務従事者が85人(732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14人(168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144人(269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199.5人・ミリシーベルト、平均実効線量当量が0.04mSvで、1996年度の集団実効線量当量と比較して29%の増加であった。年間最大実効線量当量は、5.6 mSvで、全事業所の最大実効線量当量と同じ作業者であった。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56.0 mSv、0.23mSvであり、眼の水晶体の最大と平均の組織線量当量が11.6mSv、0.07mSvであった。

(大久保 勝一)

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

(全事業所, 1997年度)

管 理 期 間	放射線業務 従事者実員	実 効 線 量 当 量 分 布 (人數)				平 均 線 量 (mSv)	最 大 線 量 (mSv) を超えるもの	集 線 団 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			
第1四半期	4,865	4,669	180	16	0	0	0.02	1.5
第2四半期	5,073	4,978	83	12	0	0	0.01	1.7
第3四半期	5,575	5,430	132	13	0	0	0.01	2.1
第4四半期	5,713	5,545	146	21	1	0	0.02	5.1
年間・	7,744 (7,347)	7,301 (6,983)	349 (269)	93 (95)	1 (0)	0 (0)	0.04 (0.04)	5.6 (3.8) 335.7 (285.2)

* カッコ内の数値は、1996年度の値

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

(全事業所, 1997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 (人數)				平 均 線 量 (mSv)	最 大 線 量 (mSv) を超えるもの	集 線 団 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			
職員等	1,898	1,816	74	8	0	0	0.02	5.0
外来研究員等	1,335	1,294	34	7	0	0	0.02	1.5
請負業者	4,059	3,739	241	78	1	0	0.07	5.6
研修生	477	477	0	0	0	0	0.00	0.0
全作業者	7,744	7,301	349	93	1	0	0.04	5.6
								335.7

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, 1997年度)

事業所名	放射線業務従事員	実効線量当量分布(人数)					平均線量(mSv)	最大線量(mSv)	最線量(mSv)を超えるもの	平均実効量(mSv)	最大実効量(mSv)	集団線量(mSv)	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	15mSv以上							
東海研究所	4,692	4,417	222	52	1	0	0.04	5.6	199.5				
高崎研究所	685	669	15	1	0	0	0.01	1.4	8.3				
大洗研究所	1,177	1,127	33	17	0	0	0.04	2.7	48.7				
東京研修センター	386	386	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0				
むつ事業所	79	77	2	0	0	0	0.01	0.4	0.7				
那珂研究所	1,141	1,037	81	23	0	0	0.07	2.6	78.5				
関西研究所	49	49	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0				
全事業所	7,744	7,301	349	93	1	0	0.04	5.6	335.7				

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, 1997年度)

管 理 期 間	放射線業務従事者実員	実 効 線 量 当 量				分 布 (人數)				平 線	均 量 (mSv)	実 効 量 (mSv)	最 線 量 (mSv)	大 量 量 (mSv)	當 量 (mSv)	集 団 量 (person · mSv)	実 効 量 (person · mSv)
		0.2mSv未満	0.2mSv以上 1.0mSv以下	1.0mSvを超え 5.0mSv以下	5.0mSvを超え 15mSv以下のもの	15mSvを超えるもの											
第 1 四 半 期	2,918	2,829	81	8	0	0	0	0	0	1.5	46.4						
第 2 四 半 期	3,190	3,138	44	8	0	0	0	0	0.02	1.7	34.8						
第 3 四 半 期	3,332	3,252	80	0	0	0	0	0	0.01	0.8	27.2						
第 4 四 半 期	3,683	3,539	122	21	1	0	0	0	0.02	5.1	91.1						
年 間 *	4,692	4,417	222	52	1	0	0	0	0.04	5.6	199.5						
	(4,613)	(4,400)	(166)	(47)	(0)	(0)	(0)	(0)	(0.03)	(2.8)	(154.1)						

* カッコ内の数値は、1996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 (人數)				平 線	均 量 (mSv)	実 効 量 (mSv)	最 線 量 (mSv)	大 量 量 (mSv)	當 量 (mSv)	集 団 量 (person · mSv)	実 効 量 (person · mSv)
		0.2mSv未満	0.2mSv以上 1.0mSv以下	1.0mSvを超え 5.0mSv以下	5.0mSvを超え 15mSv以下のもの	15mSvを超えるもの											
職 員 等	1,191	1,133	52	6	0	0	0	0	0.03	5.0	35.7						
外 来 研 究 員 等	959	920	33	6	0	0	0	0	0.02	1.5	20.4						
請 負 業 員	2,437	2,259	137	40	1	0	0	0	0.06	5.6	143.4						
研 修 生	116	116	0	0	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0						
全 作 業 者	4,692	4,417	222	52	1	0	0	0	0.04	5.6	199.5						

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。他の研究所・事業所の実施検査数等も合わせて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等から、有意な体内汚染（内部被ばくにおける実効線量当量で3月につき2mSv以上）のおそれのある作業場所はなかったため、定期検査の対象となる者はなかった。

(2) 入退域検査

請負業者等の放射線業務従事者で入退域検査が必要と認められた者について、管理区域への入域時（放射線業務従事者指定登録時）と退域時（放射線業務従事者指定解除時）に全身計測により体内汚染の検査を、主として原子炉の解体作業に従事した者、延べ202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、放射線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495人、体外計測により延べ443人（このうち、女子は12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。

なお、ウラン濃縮研究棟の火災事故に関連して実施した検査においても、有意な体内汚染は検出されなかった。

(5) バックグラウンド調査

上記各検査における有意な体内汚染を判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ランドレベルの調査を実施した。調査は、非密封状の放射性物質を取り扱っていない職員等（28人）の協力を得て、内部被ばく検査の種目毎にそれぞれ全 α 放射能延べ56人、全 β 放射能延べ113人、トリチウム延べ113人、天然ウラン延べ113人、全身計測延べ27人及び胸部計測延べ27人について行った。

（清水 勇）

Table A.2.3-1 内部被ばく検査の延べ受検者数一覧

(全事業所、1997年度)

事業所名	定期検査(人)	入退域検査(人)	臨時検査(人)	確 認 検 査 (人)						合計
				バイオアッセイ	β放能	γ放能	トリチウム放射能	天然ウラン	全身計測	
東海研究所	1 四半期	0 40	0 0	0 0	16	62	26	105	0	249
	2 四半期	0 29	0 0	28	16	63	26	96	0	258
	3 四半期	0 55	0 0	4	16	62	41	114	21	313
	4 四半期	0 78	0 0	28	16	62	29	107	0	320
小計	0 202	0 0	60	64	249	122	422	21	1140	
高崎研究所	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0	0 0	207	0	207
大洗研究所	0 57	0 0	12 0	0 0	32 0	24 0	118 0	6 0	249	
むつ事業所、原子力船「むつ」	0 32	0 0	2 0	0 0	0 0	0 0	141 0	0 0	175	
那珂研究所	0 0	0 0	0 0	0 0	23 0	0 0	0 0	0 0	23	
ラジオアイソトープ研修所	0 0	0 0	4 0	4 0	0 0	0 0	0 0	0 0	8	
合計	0 291	0 0	74 68	308 146	888 27	596 915			1802	

(注) バイオアッセイによる検査及び胸部計測並びに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、1996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24,665件及び内部被ばく測定記録年間延1,805件（認定記録12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、1997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	263	134	108	165	670
	指定登録	1,452	1,623	1,863	1,900	6,838
	指定解除登録	1,621	1,314	1,535	2,187	6,657
	個人識別変更登録	13	15	4	5	37
	手帳発効登録	36	25	6	3	70
	定期線量登録	7,830	0	0	0	7,830
障害法関係	個人識別登録	665	449	524	609	2,247
	記録引渡登録	1,621	1,314	1,531	2,187	6,653
	定期線量登録	7,366	0	0	0	7,366
経歴照会		154	10	3	5	172
指定解除者放射線管理記録 (法定記録) の引渡し		1,621	1,314	1,530	2,187	6,652
合計		22,642	6,198	7,104	9,248	45,192

1 A. 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。

1997年度に実施された放射線管理上の主な作業は次のとおりである。

- (1) JRR-2における原子炉施設解体工事
- (2) JRR-4における原子炉施設改造工事
- (3) ホットラボにおけるケーブル・セル等の除染及び内装機器の点検・整備作業
- (4) 第4研究棟における排気ダクト更新工事
- (5) 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
- (6) FNSにおける回転ターゲット交換作業
- (7) FCAにおける炉心装荷変更作業
- (8) 燃料試験施設におけるセル除染作業及び内装機器の点検・整備作業

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。一方、1997年11月に発生したウラン濃縮研究棟の火災事故においては、管理区域内に床汚染（最大87 Bq/cm³）、空気汚染（最大 7.7×10^{-7} Bq/cm³、²³⁵U）が発生したが、施設外へ有意な汚染の漏洩はなかった。

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、ウラン濃縮研究棟の火災事故にともなう事故調査、復旧作業にともなう放射線管理、ホットラボ施設における排気及び排水中の^{125m}Tcの同定に関する調査、高減容処理施設の放射線管理設備の仕様の検討等を行った。

(中村 清宣)

A.3.2 第4研究棟西棟排気ダクト更新工事における放射線管理

第4研究棟の西棟は、1982年より共用が開始され、放射性物質を用いた化学実験等が行われてきた。このため、特に2階、3階の排気ダクト（鋼板製）はフード内実験にともなう多量の酸等の使用により腐食が著く進んでいる事が判明した。また、第3研究棟の管理区域解除の実施計画が具体化し、第3研究棟の管理区域内実験室の大部分が第4研究棟へ移転する予定である。これらの実験室の移転前に老朽化した排気ダクトを更新（塩ビ製に交換）する事になり、撤去作業が1997年12月から1998年1月に、新設工事が1998年2月から4月に行われた。今回の排気ダクト更新範囲は、2階、3階廊下から排気浄化装置一次側までのメインダクト及び各実験室の入口近辺までの枝管（腐食が著しい枝管はフード上部まで）である。撤去の作業手順は、①廊下天井材の撤去、②ダクト周囲壁面コンクリートの撤去、③排気ダクトの撤去、④排気ダクトの切断、の手順で行われた。撤去作業を短期間で実施するため、2階、3階の工事を同時並行で行った。以下に上記①から④の撤去作業手順における放射線管理について報告する。

(1) 作業前準備及び事前サーベイ

排気ダクト撤去作業に先立ち、各実験室の線量当量率及びフードからの漏洩汚染を低減するため、実験者に実験室、フード内の線源等の整理を行わせた。この結果、作業エリアの線量当量率はほぼ全域バックグラウンドレベルとなった。また、事前に各階のダクト内表面密度及び天井に落下しているダクト腐食物の表面密度の測定を行い、排気ダクト撤去作業の方法、防護具等を検討した。ダクト内表面密度の測定は、各階で最大と予想されるダクト2ヶ所に開口部を設け直接法、間接法により行った。事前サーベイ結果をTable A.3.2-1に示す。事前サーベイ結果よりダクト内の表面密度は低レベルである事及びダクト腐食物がダクト直下の天井に広範囲に落下している事が予想された。このため、作業エリアの汚染拡大防止に重点をおいて管理を行った。

(2) 天井材の撤去

天井材は、仕上材（ロックウール吸音板）、下張材（石膏ボード）、下地材（鋼製、下張材及びダクトの固定）で構成されている。仕上材は、下張材の下にあり汚染の可能性はない。ダクト直下にありダクトからの腐食物が落下している下張材、下地材は汚染していると判断した。天井材の撤去前に落下腐食物の除去及び腐食ダクトのビニールシートによる密閉を行った後、汚染部と非汚染部を区別し天井材の撤去を行った。非汚染物の放射能汚染のない事の確認は、表面汚染検査計による確認（直接法、間接法）とサンプル（ダクト直下の部分）の γ 線核種分析による確認検査を実施した。下張材と下地材の撤去作業時は、既設ダクトより分岐した局所排気を設けると共に防護具として半面マスクを着用させた。廃棄物の汚染検査は、一次サーベイは全数について業者側の放射線管理担当者が、二次サーベイ（確認検査）を原研の放射線管理担当者によるダブルチェックを行った。採取した天井材の γ 線核種分析を行い、ダクト腐食物が落下した下張材、下地材からは、 ^{137}Cs が検出された。

(3) ダクト周囲コンクリートの撤去

各実験室入口上部壁面及び2階、3階のダクトスペース部の排気ダクト周囲は、コンクリートで覆われている。このダクト周囲のコンクリートは、ダクト腐食物の落下による汚染確認が困難であ

る事と、撤去コンクリートも少量である事からすべて放射性廃棄物とした。実験室入口上部の壁面コンクリートの撤去時は、汚染拡大防止のため作業エリアを小エリアに区切って作業を行い、作業エリアを順次各階奥側から手前側に移動していく方法をとった。なお、ダクトスペース部は作業エリアが狭く排気ダクトをフランジより外す事が困難であるため、コンクリートを撤去しながら排気ダクトを切断し撤去した（廊下排気ダクト撤去後に行った）。撤去作業時は局所排気を設け、防護具は半面マスク（ダクトスペース部は全面マスク）を着用させた。ダクトスペース部の最大空气中放射能濃度は、 β (γ) で 6.7×10^{-9} Bq/cm³（核種は¹³⁷Cs）であり空気中濃度限度以下であった。一部の撤去コンクリートからは γ 線核種分析により¹³⁷Csが検出された。

(4) 排気ダクト撤去

排気ダクトの撤去作業時はダクトが開口になるため汚染拡大防止策として、①撤去は末端から行いダクト内をできるかぎり負圧に維持する、②切断を行わずフランジより外し、取り外し時は直下にビニールシートを設け、開口部はビニールシートで直ちに養生する、③作業エリアを小エリアに区切り靴の履き替えを行うよう指示した。防護具は、半面マスクを着用させた。2階、3階ダクト内の最大表面密度は、 α で 0.19 Bq/cm²、 β (γ) で 4.1 Bq/cm²、排風機室の表面密度は検出下限未満であった。汚染核種は事前サーベイと同様に⁶⁰Co、¹³⁷Cs、²³⁷Npであった。また、³H、¹⁴C、⁹⁰Srの各階ダクト内の表面密度を分析センターに依頼し化学分析により行った。この結果2階、3階とも 0.4 Bq/cm²未満であった。

(5) 排気ダクト切断

撤去した排気ダクトは、ドラム缶に収納できる大きさに切断した。切断は2カ所のグリーンハウス（GH）内で行われ、2階及び排風機室のダクトは排風機室（2階に位置する）に設置したGHで、3階のダクトは3階エレベータ前に設置したGHで行った。GHの排気は排気第5系統（排風機室系統）に接続した。切断したダクトは、ドラム缶の収納の効率を上げるためにビニールで梱包する事なくドラム缶に直接収納した。切断作業におけるドラム缶表面の汚染防止策として、GH内をダクト切断のエリアとドラム缶収納のエリアに分けた。切断時におけるダクトからの微粉末の飛散を考慮して、作業者の防護具は全面マスク、タイベックスーツを採用した。切断工具は、防塵カッターを主に使用し、他にバンドソー、セイバーソーを使用した。排気ダクト切断中は移動型ダストモニタにより空气中放射能濃度を連続監視した。排気ダクトの切断作業中の最大空气中放射能濃度は β (γ) で 5.2×10^{-9} Bq/cm³（核種は¹³⁷Cs）であり空気中濃度限度以下であった。これは防塵カッターを使用した事と切断前にダクト内を濡れウエスにて除染した事による効果と考えられる。また、作業者の内部被ばくの確認のため、ホールボディカウンタによる入退域検査を実施した。この結果、全員が検出下限未満であった。

(6) まとめ

今回の排気ダクト更新工事で発生した廃棄物の量は、非放射性廃棄物（天井材）が約7.3m³であり、放射性廃棄物が、天井材約1m³、排気ダクト約17m³、撤去コンクリート約3m³であった。作業は、短期間で行われたが汚染の拡大及び被ばくもなく安全に遂行することができた。これは、作業計画の十分な検討を行い、放射性物質の飛散に対する防護対策を施すとともに、作業方法等を作

業者に周知徹底させた事及び作業者側の放射線管理担当者との連携が適切に行われた事が大きな要因にあげられる。

(高橋 健一)

Table A.3.2-1 排気ダクト更新工事時の事前サーベイの結果

採取場所	ダクト内最大表面密度 (Bq/cm ²)			汚染核種	ダクト腐食物表面密度 (Bq/cm ²)	汚染核種
	直接法	間接法				
西棟 2 階	α	< 0.04	< 0.04	—	直接法、間接法とも $\alpha : < 0.04$ $\beta (\gamma) : < 0.4$	—
	$\beta (\gamma)$	< 0.4	1.0	⁶⁰ Co, ¹³⁷ Cs		¹³⁷ Cs
西棟 3 階	α	< 0.04	0.07	²³⁷ Np	²³⁷ Np	²³⁷ Np
	$\beta (\gamma)$	< 0.4	0.8	⁶⁰ Co, ¹³⁷ Cs		⁶⁰ Co, ¹³⁷ Cs

A.3.3 JRR-2解体工事（第1段階）における放射線管理

JRR-2は、1962年、最大出力10MWでの試験運転に成功し、1964年から共同利用運転を行ってきたが、当初の目的を達成したため1996年12月19日をもって原子炉運転を終結した。その後、1997年5月9日、法律に基づく解体届けを科学技術庁に提出し、原子炉施設の解体を行うこととなった。原子炉施設の解体工事は、第1段階（原子炉の機能停止、冷却材の抜き取り等）、第2段階（原子炉冷却系施設の隔離保全、原子炉本体の密閉等）、第3段階（原子炉冷却系施設等の機器類撤去）、第4段階（原子炉本体の撤去等）の4段階に分けて2007年度まで行われる。解体工事年次計画表をTable. A.3.3-1に示す。1998年度に終了した第1段階における放射線管理の結果を以下に報告する。

(1) 第1段階の作業の概況

(a) 原子炉の機能停止措置（制御棒駆動装置の取外し作業）

本作業は、炉頂部回転遮へい体を吊り上げ移動した後、制御棒駆動装置の取外し作業を行い、回転遮へい体内に封印蓋を設置した。

(b) 热遮へい軽水の抜き取り作業

本作業は、熱遮へい軽水を既設の軽水フィルタ及び軽水樹脂塔でろ過・精製した後、廃液タンクに移送した。廃液タンク内に移送した熱遮へい軽水は、廃棄運搬車に詰め替え、放射性廃棄物処理場に運搬した。

(c) 重水の抜き取り及び運搬作業

本作業は、炉心内の重水を重水貯蔵タンクに抜き取った後、一次冷却設備内の重水の一部（約5m³）を、重水運搬容器に詰め替え、JRR-3へ運搬し重水保管設備に保管した。また、残りの重水並びに一次冷却設備及び非常冷却設備の配管・機器内の重水（約10m³）は、重水貯蔵タンク及び非常用重水貯蔵タンクに全て保管した。

(d) 重水保管設備の整備工事

本作業は、施設内で重水を安全に保管するため、原子炉冷却系施設の重水貯蔵タンク、軽水貯蔵タンク、非常用重水貯蔵タンクを整備し、貯蔵タンク、漏洩検出器等を重水保管設備として引き続き使用するため、配管等の撤去及び整備を行った。

(2) 放射線管理

本解体工事により、重水ポンプ室内の線量当量率は、重水抜き取りにともない炉心直下付近で最大28mSv/hと上昇したため、ロープ等により立入りを制限した。また、重水及び軽水貯蔵タンク付近は、高線量当量率（最大8mSv/h）の配管・機器類を撤去したことにより、周辺の空間線量当量率が低減した。解体工事（第1段階）作業前後の重水ポンプ室内の線量当量率をFig. A.3.3-1に示す。また本作業は、高濃度のトリチウムを含む重水を取り扱う作業であるため、トリチウムによる内部被ばく防護に重点を置いて放射線管理を行った。重水保管設備の整備工事（タンク内外の健全性検査と、配管・機器類の撤去及び改造）による作業時の空気中放射能濃度は、最大でトリチウム： $1.3 \times 10^2 \text{Bq/cm}^3$ 、 β (γ)： $3.0 \times 10^{-5} \text{Bq/cm}^3$ （主要核種 ^{60}Co ）であった。トリチウム発生の恐れ

がある作業に対しては、グリーンハウスを設置し、汚染拡大の措置をとるとともに、エアラインマスク及びビニールアノラックを着用し内部被ばくの防護に努めた。また、エアラインマスク着用の作業者に対しては、作業終了後に呼気測定を実施し、トリチウムによる内部被ばくの有無の確認を行った。その結果、内部被ばく線量当量は作業者全員が0.1mSv未満であった。外部被ばくの管理は、フィルムバッヂ及びアーム付ポケット線量計を用いて被ばく管理を行った。第1段階での外部被ばく線量当量をTable A.3.3-2に示す。本作業による個人最大線量当量は1.2mSvとなり、計画被ばく線量当量の2.5mSvに対して約2分の1であった。

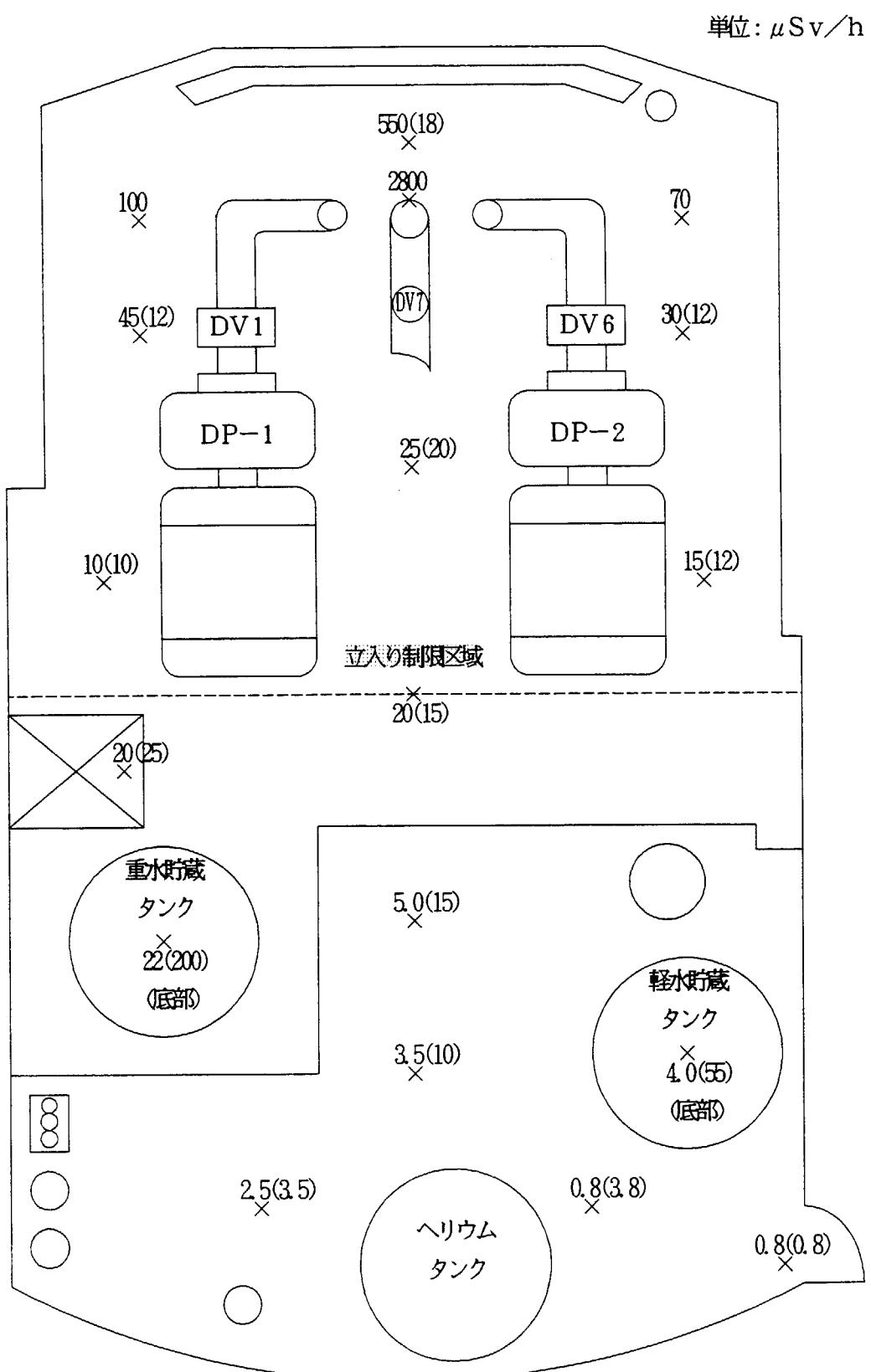
(和田 賀)

Table A.3.3-1 解体工事年次計画表

項目	年度	1997年度	1998年度	1999年度	2000~2003年度	2004~2007年度
原子炉の機能停止、冷却材の抜取り等						
						(第1段階)
原子炉冷却系設備の隔離保全、原子炉本体の密閉等						
						(第2段階)
原子炉冷却施設等の機器類撤去						
						(第3段階)
原子炉本体の撤去等						
						(第4段階)

Table A.3.3-2 解体工事（第1段階）における外部被ばく線量当量

作業者区分	放射線業務従事者数(人)	個人最大線量当量(mSv)	平均線量当量(mSv)	集団線量当量(Person・mSv)
請負業者	26	1.2	0.31	8.0
職員	16	0.5	0.08	1.2
合計	42	—	0.22	9.2



※ ()内の数値は、解体工事(第1段階)前の線量当量率

Fig. A.3.3-1 重水ポンプ室内の線量当量率

A.3.4 ホットラボ施設における排気及び排水中の ^{125m}Te の同定

(1) はじめに

ホットラボ施設の放射性気体廃棄物は、プレフィルタ及びHEPAフィルタでろ過した後、排気筒から放出されている。ホットラボ施設の放射線管理では、HEPAフィルタ後の排気をガスマニタ及びダストモニタにより連続監視している。ダストモニタの捕集材は毎週交換して γ 線核種分析を行っている。1994年度から γ 線核種分析では50keV以下の低エネルギーX線が測定可能となり、

メインスタックのチャコールフィルタ(CHC-50)より ^{125}I の検出が報告されている。また、ホットラボ施設の放射性液体廃棄物中からも ^{125}I の検出が報告されている。 ^{125}I は ^{125m}Te と放出される放射線及び半減期が極めて類似しており、 γ 線核種分析では同定が困難である。 ^{125}I と ^{125m}Te では、特に排水中の濃度限度が1桁ほど異なるため、排水管理の上で核種を同定することが必要となった。このため、どちらの核種がホットラボ施設から放出されているかの調査を行った結果を報告する。

(2) 核種の同定についての検討

^{125}I の検出が報告されるようになった1994年度に、 γ 線スペクトル分析装置の測定範囲の下限が50keVから20keVになった。この年度以降、ホットラボ施設の排気中から ^{125}Sb が検出されているときには ^{125}I の検出が報告された。 ^{125}I は、 ^{125}Sb の娘核種である ^{125m}Te と放出する γ 線及び特性X線のエネルギーがほぼ同じであるとともに、半減期もほぼ同じである(Table A.3.4-1)。しかし、 ^{125}I の核分裂収率は極めて小さく、また、ホットラボでは ^{125}I を放射性同位元素として使用した実績もないことから、 γ 線核種分析によって検出された35.8keVの γ 線及び27.5keVの特性X線は、 ^{125}I からではなく ^{125m}Te から放出されているのではないかと推測された。このため、 ^{125}I と ^{125m}Te のどちらの核種がホットラボ施設から放出されているかを同定するため、物質科学研究部分析センターに分析を依頼し、ホットラボ施設の放射性液体廃棄物について放射化学分析を行った。

(3) 放射化学分析結果

ホットラボ施設の廃液をクロロホルムを用いた溶媒抽出法により、有機相及び無機相に分離した。よう素は有機相に、また、テルルは無機相に分離されるため、有機相の ^{125}I の γ 線核種分析を行った。この結果、 ^{125}I は検出されなかった。したがって、廃液中の核種は、 ^{125m}Te であると同定された。放射化学分析前の試料及び分析後の有機相の γ 線スペクトルをFig. A.3.4-1及びFig. A.3.4-2にそれぞれ示す。

(4) まとめ

今回の調査から、ホットラボ施設の廃棄物から検出が報告されていた ^{125}I は、 ^{125m}Te であると判断された。今後ホットラボ施設の放射線管理では、施設の使用状況、条件などに変化がない限り、モニタの捕集材より35.8keVの γ 線及び27.5keVの特性X線が検出された場合には、その核種は ^{125}I ではなく ^{125m}Te として管理を行う。

^{125}I と ^{125m}Te とでは、 γ 線核種分析により同定が不可能であるため、 ^{125}Sb 、 ^{125}I 及び ^{125m}Te を含むことが予想される試料がある場合には、放射化学分析を行い、核種の同定をする

ことが放射線管理においても必要である。

(鈴木 武彦)

Table A. 3.4-1 ^{125}I 及び $^{125\text{m}}\text{Te}$ からの放出放射線^{*1}及び核分裂収率^{*2}

核種	半減期	壊変形式及び その割合	主な γ 線エネルギー 及びその放出率		核分裂収率 (%)
			エネルギー (keV)	放出率 (%)	
^{125}I	59.408 d	EC 100%	35.492	6.68	9.98×10^{-12}
			27.472	Teの K α 線	
			30.995	Teの K β 線	
$^{125\text{m}}\text{Te}$	57.40 d	IT 100%	35.492	6.67	1.09×10^{-2}
			109.276	0.274	
			144.780	3.9×10^{-7}	
			27.472	Teの K α 線	
			30.995	Teの K β 線	

*1 Richard B. Firestone: "Table of Isotopes EIGHTH EDITION", John Wiley & Sons, New York, P. 4021 ~, (1996)

*2 T. R. England and B. F. Rider: Evaluation and Compilation of Fission Product Yields, LA-UR-94-3106 ENDF-349, (1994)

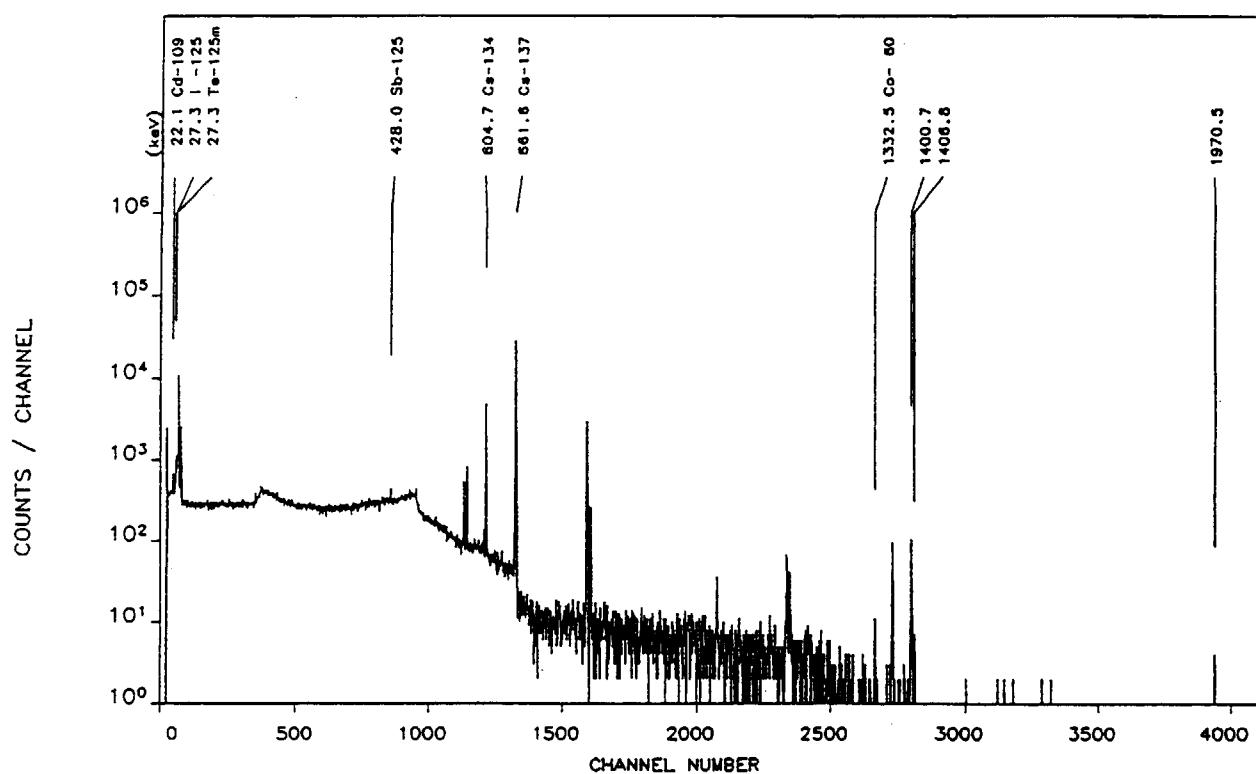


Fig. A. 3.4-1 放射化学分析前の試料の γ 線スペクトル

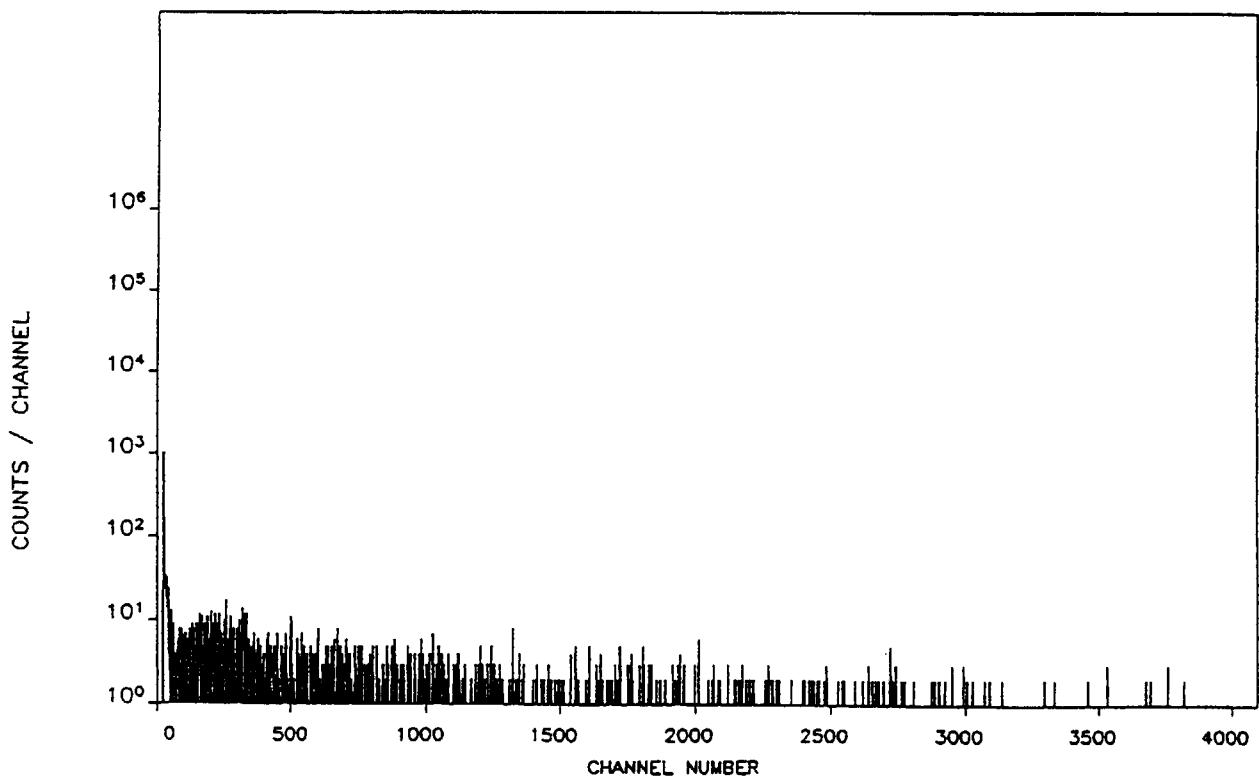


Fig. A. 3.4-2 放射化学分析後の有機相の γ 線スペクトル

A.3.5 W A S T E F No. 3 セル内除染作業における放射線管理

W A S T E F は、1981年に設置されて以来、使用済燃料の再処理によって発生する高レベル放射性廃棄物の処理処分に関する安全性試験が実施されてきた。 β γ セルの一つであるNo.3 セルでは、従来ガラス固化体の測定用試料作製が行われてきた。今後、再処理施設新材料耐食安全性実証試験に関する照射腐食試験を行うため、新たな試験装置の設置に先立ち、W A S T E F において初めてのセル内除染作業が実施された。

セル内の除染作業は主に、遠隔操作によりドライアイスペレットを除染対象物に噴射して行うプラスチック除染と、作業者がセル内に立ち入って行う拭き取り除染の2つの方法で行われた。立入除染時における被ばくの防護については、高線量率物の遮いや作業環境に応じた防護具の着用等放射線作業に係る所内規定類に基づくとともに、他施設におけるセル内除染等の経験を踏まえて行った。その結果、本作業に係る集団実効線量当量は12.9人・ミリシーベルト、個人最大の実効線量当量及び組織線量当量はそれぞれ1.1mSv、2.4mSvであり、いずれも計画線量当量を下回った。また、放射線管理上の問題点も特段生じなかった。本作業において取得した放射線管理データのうち、今後参考となり得る事項を以下に示す。

除染作業時のセル内空气中放射能濃度の測定結果をFig. A.3.5-1 に示す。除染作業時におけるセル内空气中放射能濃度は、プラスチック除染時は平均 1.9×10^{-3} Bq/cm³ (全 β)、拭き取り除染時は平均 6.8×10^{-5} Bq/cm³ (全 β) であった。また、その全 β と全 α の比は、除染方法に依存せず約100:1 であった。

今回のセル内除染作業では、胸部に着用したシーメンス電子線量計(以下「SPD」という)を用いて、外部被ばくの管理を行った。SPDは、従来のアラームメータとしての機能のほか、最大線量当量率とその発生時刻、経過時間毎の線量当量の変化を測定記録するトレンド機能を有している。また、1 cm線量当量の他、70 μ m線量当量の測定も同時に行えるため、従来のアラームメータと比較してより有効なデータの採取が可能となる。Fig. A.3.5-2 にセル内立入作業時において1 cm線量当量と70 μ m線量当量の測定結果の差位が顕著であった作業者Aの外部被ばくの変化を示す。1 cm線量当量と70 μ m線量当量の割合は、作業場所及び作業内容により約2から6倍の間で変化していることが確認された。

除染作業時における体幹部の各部位毎の被ばく状況を調査するため、TLバッジを作業性に配慮して頭部、胸部及び足首に着用し、部位毎の1 cm線量当量の測定を行った。測定結果をFig. A.3.5-3 に示す。本結果より、セル内除染作業者の実効線量当量を評価する際、頭部については胸部の1 cm線量当量で評価しても差し支えないと思われる。一方、腹部等の線量当量については今回得た足首のデータからは不確定であるため、今後のセル内除染作業において腹部等についても線量当量測定を行い、胸部線量当量との差位について確認する。

W A S T E F では、1998年度以降もセル内除染作業を予定しており、今後も精度の高い放射線管理を実施し、更にデータの蓄積を行う予定である。

(小沼 勇)

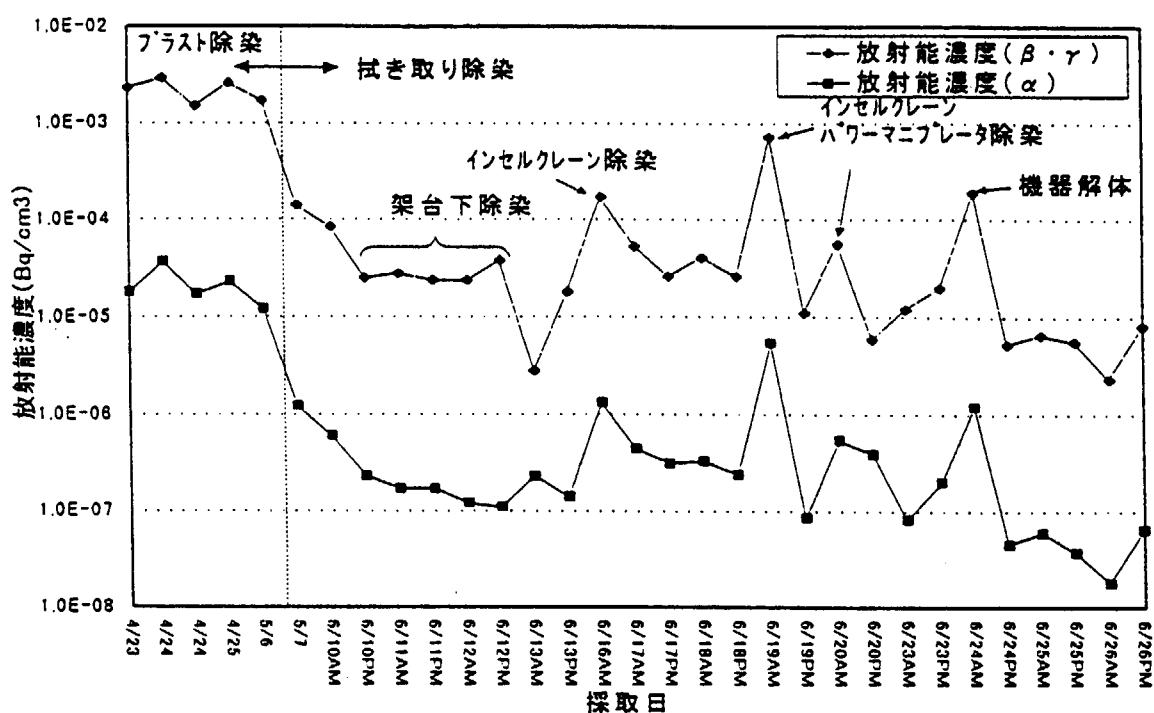


Fig. A.3.5-1 No.3セル内空气中放射能濃度の変化

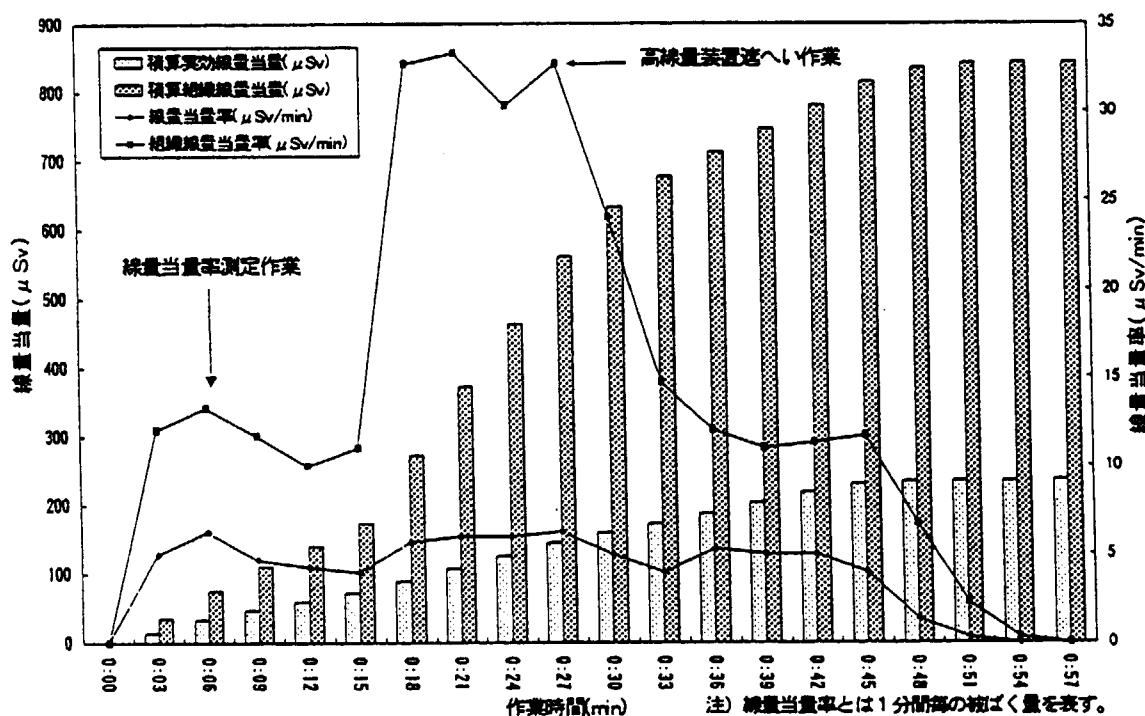


Fig. A.3.5-2 作業者Aの外部被ばくの変化

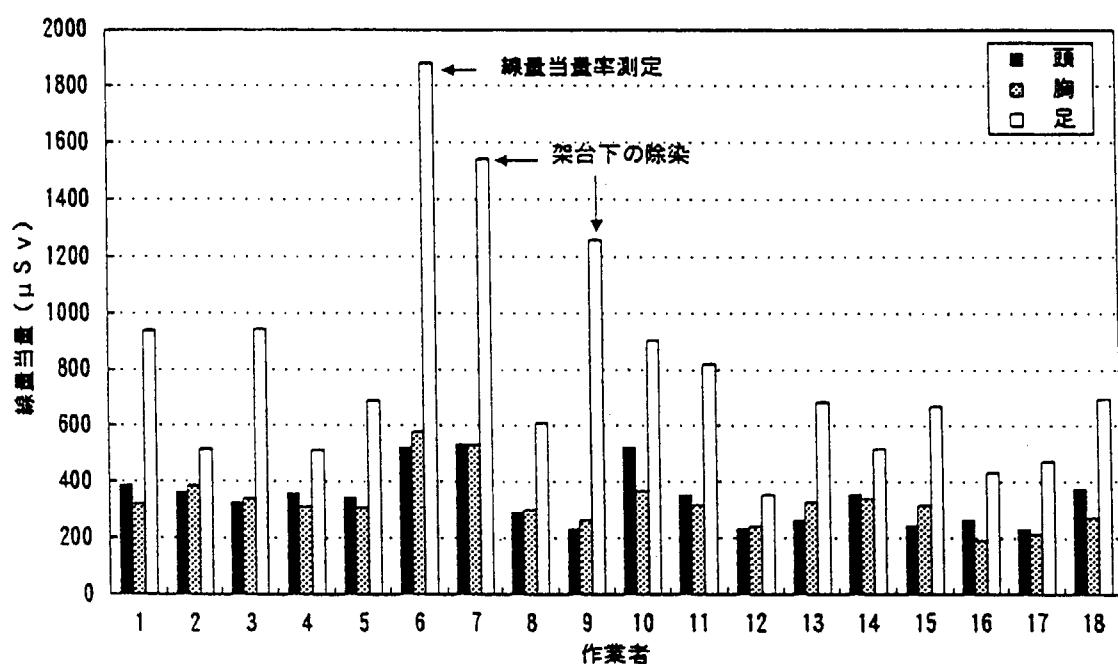


Fig. A. 3.5-3 身体部位毎の外部被ばく測定結果

A.3.6 ウラン濃縮研究棟火災事故時の放射線管理

(1) 事故発生状況、原因

1997年11月20日午前1時15分、ウラン濃縮研究棟原子蒸気実験室から火災が発生した。原因は、前日に多目的長尺セルからのウラン回収作業（ウラン金属塊とウラン屑）を行ったが、この作業中にウラン金属塊に冷却水が混入したため、封入した金属缶内で可燃性ガスが発生、爆発し、カートンボックスに延焼したものと判明した。火災は火災感知器により報知され、初期消火活動及び管理区域内外の放射線管理が行われた。

(2) 放射線管理

火災事故の放射線管理は主に、事故当日（11月20日）、事故調査期間（11月21日から12月1日）、除染期間（12月2日から1月27日）に分けられる。

事故当日は非常連絡系統による職員の召集の後、管理区域内及び建家内外のサーベイ、管理区域立入者の被ばく管理、排氣中放射能濃度の監視及びそれらの防護活動本部への報告等がなされた。その結果、火災場所の線量当量率は最大 $3.5 \mu\text{Sv}/\text{h}$ 、表面密度は最大 $87\text{Bq}/\text{cm}^2$ (β (γ))、室内空气中放射能濃度は最大 $2.4 \times 10^{-5}\text{Bq}/\text{cm}^3$ (全 β) であった。排氣中放射能濃度は、排氣ダストモニタにより火災鎮火後の排氣フィルタ交換時に一時的にラドントロンによる上昇下降が見られたが、その後はバックグラウンドレベルを示した。建家内の管理区域入口付近に消火作業者の退出時に発生したと推定される微量の表面汚染が見つかったが、その他の区域では表面汚染は検出されなかった。建家外での線量当量率はバックグラウンドレベルであり、表面密度、空气中放射能濃度はすべて検出下限値未満であった。管理区域への当日の立入者（約120名、原研関係者、国地方自治体関係者、消防警察関係者）は着用したポケット線量計から外部被ばくのないことを確認した。火災確認者、消火作業者及び放射線管理課員（合計14名）はホールボディカウンタによる測定を行い、内部被ばくのないことを確認した。火災鎮火後の立入者の防護装備は全面マスク、タイベックスーツとし、退出時の身体サーベイにより身体汚染のないことを確認した。

事故調査期間では、立入者の被ばく管理及び管理区域内のサーベイ（毎日）を線量当量率、表面密度、室内空气中放射能濃度、排氣中放射能濃度（ γ 線核種分析）について行い、異常のないことを確認した。

除染期間において非管理区域（大実験室、居室等）では、事故調査期間までの測定で表面汚染は認められなかったが、万全を期すため拭き取りを行い、その後確認の汚染検査を行った。管理区域（原子蒸気実験室、プロセス基礎実験室等）では全面除染を実施し、原子蒸気実験室の表面密度が汚染除去に係る表面密度基準 ($\beta : < 4\text{Bq}/\text{cm}^2$) 未満に低下したのは1月27日であった。その後、更に検出下限表面密度まで除染を行い、2月9日に全作業を終了した。除染作業は除染前の汚染確認、除染、除染後の汚染検査の順に行い、作業日数は70日間を要した。

全期間において、立入者の被ばく及び身体汚染はなかった。管理区域への立入者はFig. A.3.6-1に示すように延べ1,172人であった。また、線量当量率、表面密度の推移をFig. A.3.6-2に示す。今後は、焼損機器を廃棄物として搬出する作業及び長尺セルの分解撤去作業を予定している。

（佐藤 隆一）

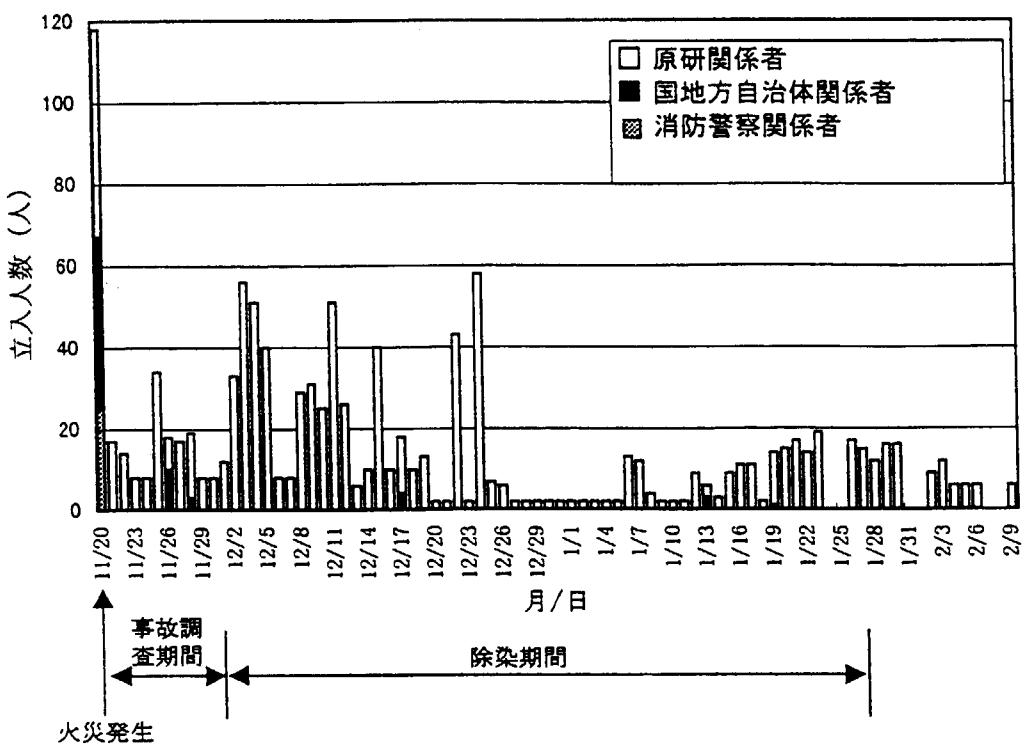


Fig. A.3.6-1 管理区域への立入人数

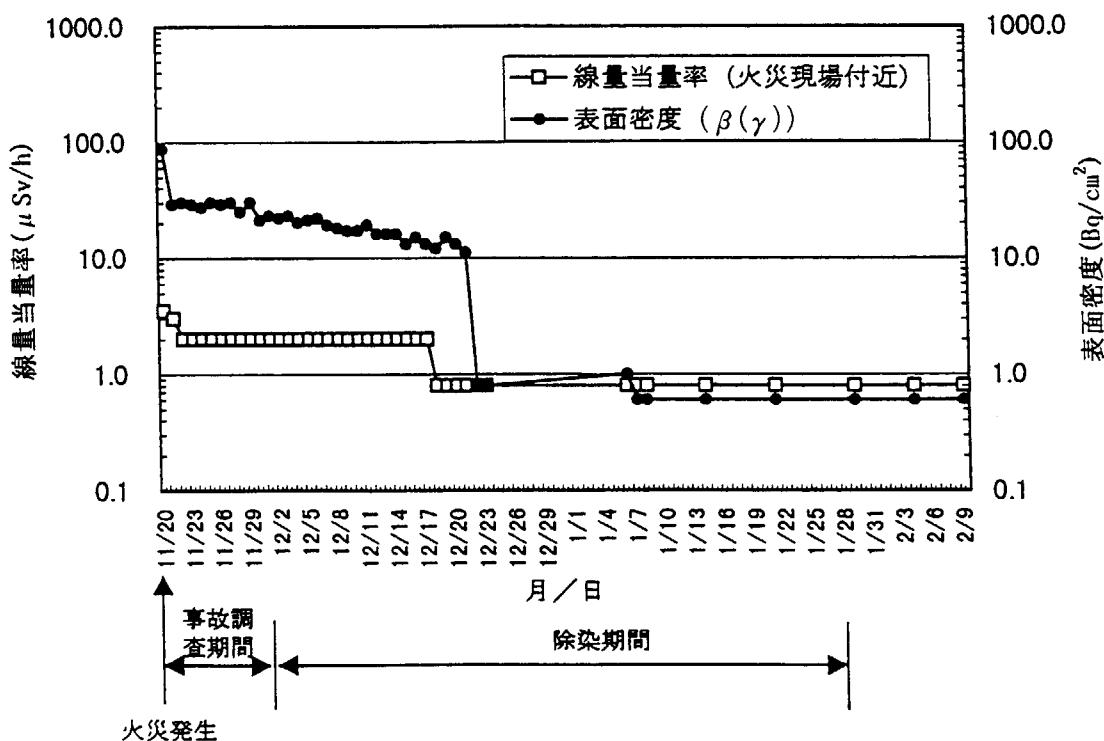


Fig. A.3.6-2 線量当量率及び表面密度

A.3.7 放射性汚染等の概況

1997年度における放射性汚染等で、今後の放射線管理を遂行する上で参考となる特記事項は、ウラン濃縮研究棟原子蒸気実験室の火災事故による床表面汚染等で、その発生状況、原因、処置及び対策の概要をTable A.3.7-1に示す。

(小林 秀雄)

Table A.3.7-1 放射線管理上の参考となる特記事項

(東海研究所、1997年度)

発生月日	発生場所	種類	発生状況	汚染・被ばくなどの状況	原因	処置及び対策
11月20日	ウラン濃縮研究棟 原子蒸気実験室	火災	原子蒸気実験室において、ウラン屑中のウラン金属爆発が可燃性ガスを発生させられ、ウランにウラン屑中金属の燃焼物、ウラン屑の炭化物、ウラン屑が引火した。ウラン屑中のウラン金属が引火した。ウラン屑が引火した。ウラン屑が引火した。	原子蒸気実験室内： 最大空気中濃度； $2.4 \times 10^{-5} \text{Bq/cm}^3$ 最大検量率； $3.5 \mu \text{Sv/h}$ 最大表面密度； 87Bq/cm^2 ($\beta(\gamma)$) 管路区域外汚染： 階段室入口近く； 0.9Bq/cm^2 ($\beta(\gamma)$) (点状汚染) 消火作業者等の被ばくはなく、また施設外への放射能漏れ、汚染等はなかった。	ウラン屑を収納した2重の金属缶のうちの1缶ではウラン屑が燃焼した。 この缶には試験装置から取り出しある作業中に水を被つたウラン屑が収納されたり、この水とウラン屑が反応し、可燃性ガスを発生させ爆発的な燃焼が起きた。	①紙・布等の放射性固体焼棄物の保管管理の徹底 ②連絡通報マニュアルの整備 ③火災時ににおけるフィルタ目詰まりを考慮した換気系、特に給気系の自動停止の検討 ④消火活動の放射線防護衣の適切化及び耐火性防護衣の開発等の検討 ⑤金属ウラジウム等化学反応による発熱する恐れのある物質の保管管理の徹底 ⑥火災等発生時における迅速な初期消火活動体制の確立

1 A. 4 環境放射能の管理

A.4.1 概 要

東海研究所周辺監視区域外の環境放射線及び環境試料のモニタリングを1996年度と同様に実施した。すなわち、モニタリングポスト、熱ルミネセンス線量計等による固定地点における空気吸収線量（率）の連続監視及び放射線観測車による所定の地点の定期的監視を行い、並びに大気、陸上及び海洋の環境試料中の放射能濃度の定期監視を行った。排気・排水試料中の⁸⁹Sr, ⁹⁰Srの化学分析及び気象観測を行った。その結果、施設からの放射性物質による異常は認められなかった。

上記の監視・観測の他、次の業務を行った。

- (1) 動力炉・核燃料開発事業団東海事業所（以下「動燃事業団」という。）アスファルト固化処理施設の火災爆発事故に関し、茨城県の要請に基づき環境試料の放射能測定とモニタリングポスト及びステーションによる放射線・放射能の監視を1996年度に引き続き行った。
- (2) 動燃事業団の廃棄物貯蔵ピット漏水事故に関して、科学技術庁の依頼により、ピット周辺土壤試料中のプルトニウム測定を燃料化学部及び環境安全研究部と協力して行った。
- (3) 減容処理施設新設、JRR-3シリサイド燃料化に関する原子炉設置変更申請、JRR-2原子炉解体届け、核燃料物質使用施設の許可変更、並びに核燃料物質使用変更許可申請書の障害対策書の見直し等の申請業務に協力した。
- (4) 東海研究所ウラン濃縮研究棟火災事故に関わる環境モニタリングを実施した。

(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取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 α 放射能濃度及び全 β 放射能濃度は、固定ろ紙式ダストモニタにより放射性塵埃をろ紙上に1週間連続捕集し、捕集後72時間以上経過した後、測定評価したものである。これらの測定結果は平常の変動幅内であり、異常は認められなかった。

(3) 定点における γ 線空気吸収線量率の監視

1996年度と同様、 γ 線空気吸収線量率の測定を1997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

1996年度と同様、TLDにより3ヶ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ヶ月間の積算線量の測定結果をTable A.4.2-5 に示す。

(5) γ 線空気吸収線量率の走行測定

1996年度と同様、走行サーベイを1997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

1996年度と同様、各気象要素について連続観測を行った。また、風向風速計の再検定を行った。

(7) その他の管理業務

(a) 1997年3月11日に発生した、動燃東海事業所再処理施設アスファルト固化施設の火災爆発事故に係る茨城県からの環境モニタリングの要請に対応した。

(b) 1997年11月20日に発生した、東海研究所ウラン濃縮研究棟火災事故に係る環境モニタリングを実施した。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。

(8) 申請業務関係

(a) 原子炉設置変更許可申請（減容処理棟新設、JRR-3シリサイド燃料化）に係る科学技術庁及び茨城県からの質問等に対応した。

(b) 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。

(c) 核燃料物質使用施設（第4研究棟、再処理施設、電源特会施設、非破壊測定実験室等）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。

- (d) 核燃料物質の使用の変更の許可申請書の障害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、小林 秀雄)

Table A.4.2-1 モニタリングステーションにおける空気吸収線量率の月平均と月間最大値

(東海研究所, 1997年度) (単位: nGy/h)

MS No.	年 月	1997年												1998年				年 間 標準偏差
		4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3					
MS-1	平 均	34	34	35	35	34	35	35	34	34	34	34	33	33	34	34	0.6	
	最 大	48	61	52	46	49	44	44	51	52	49	53	53	61	—	—	—	
MS-2	平 均	32	32	31	31	32	33	33	34	33	33	33	33	32	32	32	0.9	
	最 大	44	58	52	44	50	44	43	54	51	56	60	52	60	60	—	—	
MS-3	平 均	30	30	29	29	30	30	30	31	31	31	31	31	30	30	30	0.6	
	最 大	41	57	49	43	46	38	41	56	48	52	55	54	57	—	—	—	
MS-4	平 均	43	42	41	42	43	42	42	43	41	42	42	42	42	42	42	0.7	
	最 大	59	69	64	55	67	51	54	70	60	63	74	74	74	74	—	—	

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

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、1997年度) (単位: nGy/h)

年 月 ポストNo.	1997年												1998年													
	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3		
構内ポスト	MP-11 平均	36	38	35	34	33	37	38	36	37	36	38	38	36	35	36	37	36	35	36	37	36	35	36	35	
	MP-11 最大	45	52	52	46	50	46	34	44	46	36	35	34	34	31	34	31	32	34	31	32	34	31	32	35	
	MP-12 平均	34	34	35	34	34	34	35	36	35	34	35	34	34	32	34	31	32	34	31	32	34	31	32	35	
	MP-12 最大	46	62	59	49	56	44	36	47	56	36	37	36	37	35	36	35	37	36	37	36	35	37	36	37	
	MP-13 平均	36	36	36	36	36	36	36	36	36	36	36	36	36	36	36	36	36	36	36	36	36	36	36	36	
	MP-13 最大	49	64	57	51	56	47	36	47	56	36	37	36	37	35	36	35	37	36	37	36	35	37	36	37	
	MP-14 平均	47	41*	45*	44	44	43	44	44	44	44	44	44	44	44*	44	44	44	44	44	44	44	44	44	44	44
	MP-14 最大	81*	72*	67*	51	44	58	52	54	52	54	52	54	52	54	52	54	52	54	52	54	52	54	52	54	52
	MP-15 平均	34	35	34	34	34	34	35	35	35	35	35	35	35	35	35	35	35	35	35	35	35	35	35	35	35
	MP-15 最大	45	64	55	49	54	49	34	49	54	34	49	54	34	49	54	34	49	54	34	49	54	34	49	54	34
構外ポスト	MP-16 平均	30	30	29	29	29	29	29	29	29	29	29	29	29	29	29	29	29	29	29	29	29	29	29	29	29
	MP-16 最大	44	63	54	46	52	46	34	46	52	34	46	52	34	46	52	34	46	52	34	46	52	34	46	52	34
	MP-17 平均	32	32	32	31	31	31	31	31	31	31	31	31	31	31	31	31	31	31	31	31	31	31	31	31	31
	MP-17 最大	45	56	50	42	46	38	31	46	38	31	46	38	31	46	38	31	46	38	31	46	38	31	46	38	31
	MP-18 平均	33	34	34	35	34	34	34	34	34	34	34	34	34	34	34	34	34	34	34	34	34	34	34	34	34
構外ポスト	MP-19 平均	32	33	33	33	33	33	32	33	33	32	33	33	32	33	32	33	32	33	32	33	32	33	32	33	32
	MP-19 最大	45	56	47	44	44	44	31	43	40	31	43	40	31	43	40	31	43	40	31	43	40	31	43	40	31
	MP-21 平均	35	35	34	34	34	34	34	34	34	34	34	34	34	34	34	34	34	34	34	34	34	34	34	34	34
	MP-21 最大	47	63	54	49	51	49	35	44	44	35	44	44	35	44	44	35	44	44	35	44	44	35	44	44	35
	MP-22 平均	35	35	35	35	35	35	35	35	35	35	35	35	35	35	35	35	35	35	35	35	35	35	35	35	35
構外ポスト	MP-23 平均	33	33	33	33	33	33	33	33	33	33	33	33	33	33	33	33	33	33	33	33	33	33	33	33	33
	MP-23 最大	44	61	58	49	53	49	33	42	44	33	42	44	33	42	44	33	42	44	33	42	44	33	42	44	33
	MP-24 平均	36	38	37	34	37	34	37	36	37	34	37	34	37	34	37	34	37	34	37	34	37	34	37	34	37
	MP-24 最大	46	56	54	45	51	45	32	45	52	32	45	52	32	45	52	32	45	52	32	45	52	32	45	52	32
構外ポスト	MP-25 平均	32	32	32	32	32	32	32	32	32	32	32	32	32	32	32	32	32	32	32	32	32	32	32	32	32
	MP-25 最大	44	60	52	45	52	45	32	45	52	32	45	52	32	45	52	32	45	52	32	45	52	32	45	52	32

「最大」は、10分間平均の月間最大値を示す。

検出器: N a I (Tl) シンチレーション型 DBM方式
*1 第1保管施設における保管体収納作業による影響
*2 北地区への廃棄物輸送による影響

Table A.4.2-3 定点における γ 線空気吸収線量率測定結果

(東海研究所、1997年度) (単位:nGy/h)

地 点 番 号	地点名	測定期間	1997年4月21日 ～4月28日	1997年10月27日 ～11月5日
		測定結果	空気吸収線量率	空気吸収線量率
1	構内 (MS-1)		44.0	44.2
2	舟石川 (原電住宅)		26.5	26.2
3	照沼 (如意輪寺) ^{*1}		35.9	35.7
4	宮前 (酒列神社)		24.9	25.3
5	須和間 (MS-3)		35.2	35.0
6	" (住吉神社)		38.2	38.4
7	那珂湊 (三峯神社)		22.7	22.5
8	勝田 (吉田神社)		27.4	27.3
9	" (日製病院前)		27.7	28.0
10	" (香取宮)		25.4	24.1
11	那珂町 (上宮寺)		34.8	34.0
12	内宿 (大山台)		29.3	28.9
13	磯部 (都々逸坊)		48.1	48.1
14	横堀 (発汗地蔵)		35.0	34.6
15	菅谷 (鹿島神社)		62.3	62.4
16	稻田 (今花島神社)		31.7	32.0
17	龜下 (MS-4)		55.4	55.1
18	高野 (鹿島神社)		24.6	24.3
19	石神 (住吉神社)		31.4	30.3

*1 1997年4月より、測定点を碎石等の影響がない位置に変更した。
(前年度の値；4月：82.7, 10月：83.4)

Table A.4.2-4 積算線量測定結果

(東海研究所, 1997年度) (単位: μGy)

地 点 番 号	地 点 名	測定期間		第1四半期		第2四半期		第3四半期		第4四半期		年 間 積 算 線 量	
		1997年 3月19日 ～ 6月18日		1997年 6月18日 ～ 9月17日		1997年 9月17日 ～ 12月17日		1997年12月17日 ～1998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	測定 値	91日換算 線量		
M-1	構 内(MS-1)	89	89	92	92	94	94	89	89	89	89	364	
M-2	周辺監視区域境界 (MP-1)	91	91	94	94	93	93	95	95	95	95	373	
M-8	周辺監視区域境界 (ブル研裏)	89	89	85	85	83	83	84	84	84	84	341	
M-9	周辺監視区域境界 (MP-7)	73	73	73	73	72	72	70	70	70	70	288	
M-11	周辺監視区域境界 (MP-8)	82	82	89	89	83	83	83	83	83	83	337	
M-13	構 内(MS-2)	95	95	99	99	93	93	95	95	95	95	382	
M-17	宿	91	91	85	85	86	86	91	91	91	91	353	
M-18	新川下流	86	86	82	82	80	80	81	81	81	81	329	
M-19	阿漕ヶ浦南西	77	77	74	74	76	76	77	77	77	77	304	
M-20	阿漕ヶ浦西	80	80	76	76	80	80	81	81	81	81	317	
M-21	白 方	84	84	74	74	79	79	79	79	79	79	316	
M-22	原電グラウンド北西	95	95	91	91	93	93	89	89	89	89	368	
M-26	川 根	88	88	82	82	87	87	86	86	86	86	343	
M-29	須和間(MS-3)	86	86	79	79	77	77	78	78	78	78	320	
M-30	亀 下(MS-4)	109	109	110	110	112	112	113	113	113	113	444	
M-53	東 海 中	65	65	60	60	61	61	59	59	59	59	245	
M-44	豊 岡 1	84 * ¹	79	75 * ²	81	83	83	80	80	80	80	323	
M-56	豊 岡 2	93	93	88	88	89	89	89	89	89	89	359	
M-57	豊 岡 3	89	89	85	85	83	83	84	84	84	84	341	
M-58	水 戸 気 象 台	71	71	62	62	68	68	67	67	67	67	268	
T-8	埋 設 地 西	94	94	96	96	92	92	88	88	88	88	370	

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。

*1 配置期間 97日間

*2 配置期間 85日間

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, 1997年度) (単位: μGy)

測定 期間 測定 結果 地点	第1四半期		第2四半期		第3四半期		第4四半期		年間 積算 線量	
	1997年 3月18日 ～ 6月17日		1997年 6月17日 ～ 9月16日		1997年 9月16日 ～ 12月16日		1997年12月16日 ～1998年 3月17日			
	測定値	91日換算 線量	測定値	91日換算 線量	測定値	91日換算 線量	測定値	91日換算 線量		
1	66	66	66	66	64	64	71	71	267	
2	57	57	56	56	56	56	58	58	227	
3	67	67	63	63	62	62	64	64	256	
4	77	77	74	74	71	71	75	75	297	
5	64	64	64	64	63	63	66	66	257	
6	74	74	71	71	69	69	71	71	285	
7	63	63	58	58	57	57	60	60	238	
8	77	77	72	72	72	72	74	74	295	
9	76	76	74	74	72	72	76	76	298	
10	80	80	77	77	75	75	80	80	312	

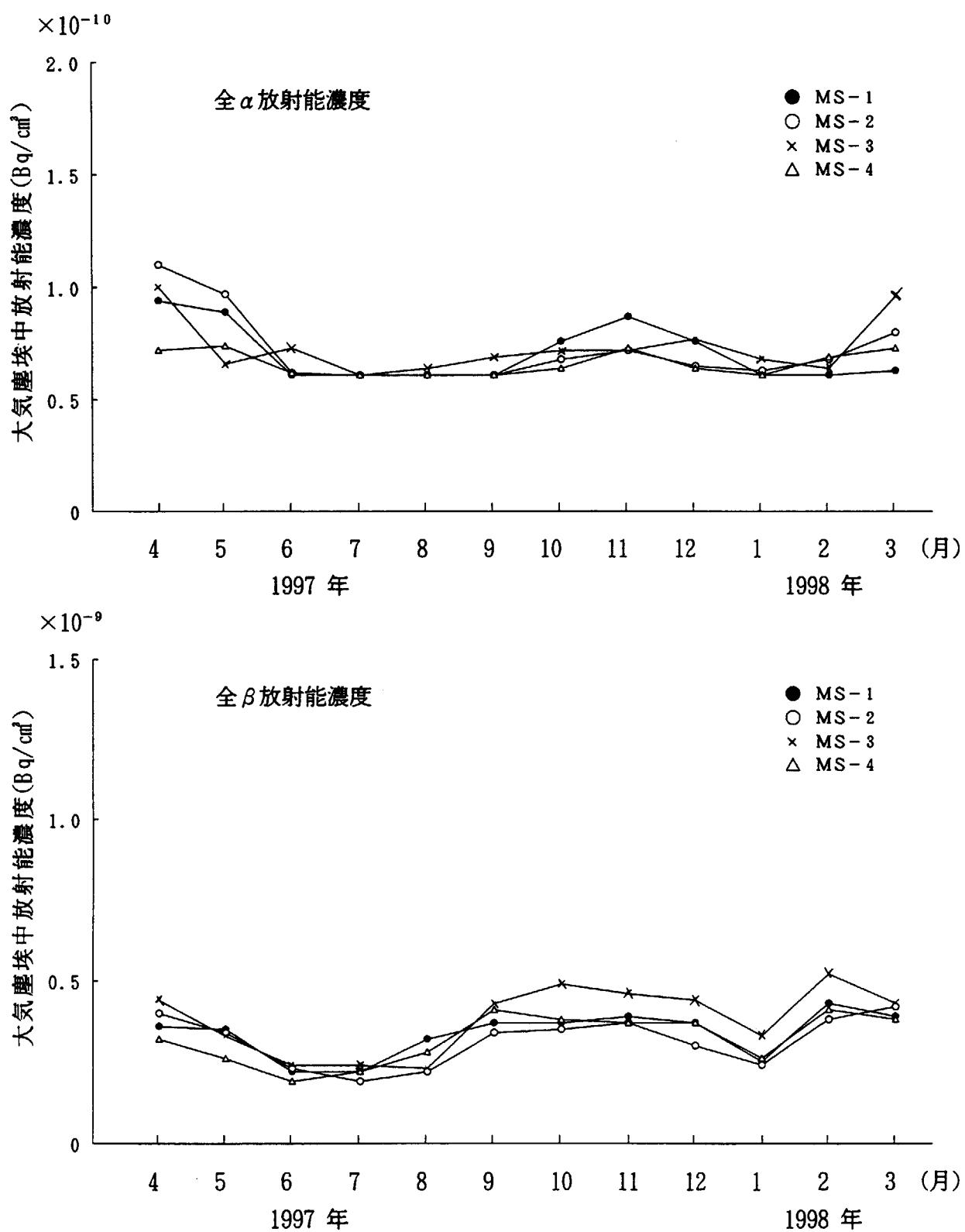


Fig. A.4.2-1 モニタリングステーションにおける大気塵埃中長半減期放射能濃度の月平均

A.4.3 環境試料のモニタリング

(1) 環境試料中の全 β 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 β 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 β 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 β 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 β 、 ^{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 β 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、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土壌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

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) 動燃事業団東海事業所の火災・爆発事故に伴う環境試料中の放射能の追加調査

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・爆発事故による周辺環境への影響をより詳細に把握するための追加調査として、3月末から4月中旬にわたり各種環境試料中の放射性核種ごとの濃度の測定を実施した。試料の採取地点は、東海村、ひたちなか市を始めとして大洗町、旭村、茨城町まで広範囲に及び、県公害技術センター、科技庁水戸原子力事務所、放医研、原研東海・大洗、動燃東海・大洗の8機関がそれぞれ分担してモニタリングを実施した。これらの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, 1997年度)

試料・地点名	前 期	後 期	試料・地点名	前 期	後 期	
〔 土 壤 〕 (Bq/g乾)			〔 農 産 物 〕 (Bq/g生)			
東海研構内	6.0×10^{-1}	6.2×10^{-1}	松葉 <指標生物>	6.5×10^{-2}	7.3×10^{-2}	
東海村須和間	6.8×10^{-1}	3.5×10^{-1}	牛 乳 (長砂)	4.2×10^{-2}	4.1×10^{-2}	
龜 下	6.6×10^{-1}	7.9×10^{-1}	牧 草 (長砂)	1.3×10^{-1}	1.4×10^{-1}	
石 神	5.3×10^{-1}	5.1×10^{-1}	精 米 (須和間)	—	1.8×10^{-2}	
ひたちなか市高場	3.8×10^{-1}	3.2×10^{-1}	甘 蕃 (須和間)	—	1.1×10^{-1}	
宮 前	3.5×10^{-1}	3.3×10^{-1}	ほうれん草 (須和間)	1.5×10^{-1}	1.7×10^{-1}	
稻 田	3.2×10^{-1}	3.4×10^{-1}	〔 水 産 物 〕 (Bq/g生)			
那珂町横堀	4.2×10^{-1}	—	ヒラメ カレイ (東海沖)	(可食部) 1.2×10^{-1}	1.3×10^{-1}	
那珂研構内	4.3×10^{-1}	4.4×10^{-1}		(骨) 6.7×10^{-2}	7.3×10^{-2}	
〔 排水口近辺土砂 〕 (Bq/g乾)				(内臓) 4.9×10^{-2}	1.0×10^{-1}	
第 1 排 水 溝	5.8×10^{-1}	7.1×10^{-1}		(頭) 5.6×10^{-2}	7.3×10^{-2}	
第 2 排 水 溝	6.1×10^{-1}	6.1×10^{-1}		(皮) 1.1×10^{-1}	6.0×10^{-2}	
第 3 排 水 溝	6.5×10^{-1}	5.9×10^{-1}	シラス (東海沖)	7.2×10^{-2}	7.1×10^{-2}	
〔 海 底 土 〕 (Bq/g乾)			ワカメ (久慈浜)	6.3×10^{-2}	—	
東海沖	(4月) 7.4×10^{-1}	(10月) 8.3×10^{-1}	カジメ (久慈浜)	—	2.6×10^{-1}	
旧C海域	(7月) 6.1×10^{-1}	(1月) 6.7×10^{-1}	〔 飲 料 水 〕 (Bq/cm³)			
東海沖	(4月) 6.5×10^{-1}	(10月) 5.0×10^{-1}	阿漕ヶ浦取水口	1.0×10^{-4}	7.3×10^{-5}	
旧D海域	(7月) 6.6×10^{-1}	(1月) 6.1×10^{-1}	荒 谷 台	7.2×10^{-5}	7.0×10^{-5}	
東海沖	(4月) 5.8×10^{-1}	(10月) 5.6×10^{-1}	長 堀	8.2×10^{-5}	6.0×10^{-5}	
C海域	(7月) 8.0×10^{-1}	(1月) 5.5×10^{-1}	岡 清 水 場	7.2×10^{-5}	6.7×10^{-5}	
〔 海 水 〕 (Bq/cm³)			照 沼	9.1×10^{-5}	1.1×10^{-4}	
東海沖	(4月) 2.3×10^{-5}	(10月) 1.7×10^{-5}	須 和 間	7.8×10^{-5}	6.8×10^{-5}	
旧C海域	(7月) 1.6×10^{-5}	(1月) 1.3×10^{-5}	那珂研構内	8.5×10^{-5}	6.7×10^{-5}	
東海沖	(4月) 2.4×10^{-5}	(10月) 2.6×10^{-5}	〔 河 川 水 〕 (Bq/cm³)			
旧D海域	(7月) 1.5×10^{-5}	(1月) 2.3×10^{-5}	久慈川原研取水口	7.3×10^{-5}	7.0×10^{-5}	
東海沖	(4月) 2.5×10^{-5}	(10月) 2.8×10^{-5}	久慈川河口 (豊岡)	4.7×10^{-6}	7.8×10^{-6}	
C海域	(7月) 6.7×10^{-6}	(1月) 3.4×10^{-5}	注) — : 測定対象物なし			

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

(東海研究所, 1997年度)

採取年月	降下塵 (Bq/km ²)	雨水 (Bq/cm ³)
1997年 4月	1.1×10^7	3.9×10^{-4}
5月	1.7×10^7	1.9×10^{-4}
6月	4.1×10^6	1.7×10^{-4}
7月	5.1×10^6	1.5×10^{-4}
8月	6.7×10^6	2.3×10^{-4}
9月	9.4×10^6	1.5×10^{-4}
10月	5.0×10^6	1.8×10^{-4}
11月	1.4×10^7	1.7×10^{-4}
12月	6.4×10^6	1.7×10^{-4}
1998年 1月	8.6×10^6	1.6×10^{-4}
2月	9.6×10^6	2.7×10^{-4}
3月	9.3×10^6	2.0×10^{-4}

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, 1997年度)

年月	第1排水溝	第2排水溝		第3排水溝
	全 β (Bq/cm ³)	全 β (Bq/cm ³)	³ H (Bq/cm ³)	全 β (Bq/cm ³)
1997年 4月	8.3×10^{-5}	9.0×10^{-5}	< 5.3×10^{-3}	6.6×10^{-5}
5月	1.1×10^{-4}	1.2×10^{-4}	1.4×10^{-2}	1.2×10^{-4}
6月	8.6×10^{-5}	8.7×10^{-5}	9.8×10^{-3}	6.8×10^{-5}
7月	8.9×10^{-5}	8.7×10^{-5}	2.4×10^{-2}	7.9×10^{-5}
8月	8.6×10^{-5}	8.7×10^{-5}	5.7×10^{-3}	8.2×10^{-5}
9月	9.4×10^{-5}	1.1×10^{-4}	1.6×10^{-2}	7.8×10^{-5}
10月	8.0×10^{-5}	8.7×10^{-5}	1.4×10^{-2}	7.3×10^{-5}
11月	9.9×10^{-5}	1.2×10^{-4}	1.6×10^{-2}	8.0×10^{-5}
12月	9.7×10^{-5}	1.2×10^{-4}	4.7×10^{-2}	7.9×10^{-5}
1998年 1月	1.4×10^{-4}	1.4×10^{-4}	6.0×10^{-3}	6.5×10^{-5}
2月	8.7×10^{-5}	1.2×10^{-4}	4.0×10^{-2}	6.2×10^{-5}
3月	8.3×10^{-5}	1.0×10^{-4}	1.1×10^{-1}	9.1×10^{-5}

(東海研究所、1997年度)

Table A. 4.3-4 (a) 環境試料中の放射性核種濃度

種類	採取年月	採取地点	¹⁴ C	*	⁵⁴ Mn	⁶⁰ Co	⁶⁰ Sr	⁹⁵ Zr	⁹⁵ Nb	¹⁰⁶ Ru	¹³¹ I	¹³⁷ Cs	¹⁴⁴ Ce	単位
牛 乳	1997年5月	ひたちなか市 長 砂	—	<2.0×10 ⁻⁴	<2.2×10 ⁻⁴	—	<4.8×10 ⁻⁴	<2.9×10 ⁻⁴	<1.4×10 ⁻⁴	<6.5×10 ⁻⁴	<1.8×10 ⁻⁴	<6.5×10 ⁻⁴	<7.4×10 ⁻⁴	Bq/cm ³ 生
	11月	—	—	<2.1×10 ⁻⁴	<2.2×10 ⁻⁴	—	<4.5×10 ⁻⁴	<2.9×10 ⁻⁴	<1.4×10 ⁻⁴	<8.2×10 ⁻⁴	<1.9×10 ⁻⁴	<8.2×10 ⁻⁴	—	Bq/g生
ほのれん草	1997年4月	東海技術顧問	—	<3.5×10 ⁻⁴	<4.0×10 ⁻⁴	(1.6×10 ⁻⁴)	<7.8×10 ⁻⁴	<5.5×10 ⁻⁴	<2.3×10 ⁻⁴	<1.0×10 ⁻⁴	<2.7×10 ⁻⁴	<1.4×10 ⁻⁴	—	Bq/g生
	10月	—	—	<3.5×10 ⁻⁴	<4.3×10 ⁻⁴	(1.9×10 ⁻⁴)	<7.5×10 ⁻⁴	<6.2×10 ⁻⁴	<2.9×10 ⁻⁴	<1.3×10 ⁻⁴	<1.1×10 ⁻⁴	<1.5×10 ⁻⁴	—	Bq/g生
精 米	1997年9月	東海技術顧問	2.5×10 ⁻¹	<9.0×10 ⁻⁶	<1.2×10 ⁻⁴	(<1.7×10 ⁻⁵)	<2.1×10 ⁻⁴	<1.3×10 ⁻⁴	<7.2×10 ⁻⁴	—	<8.6×10 ⁻⁴	<3.3×10 ⁻⁴	—	—
カ レ イ ヒ ラ メ (可食部)	1997年5月	東 海 研 沖	—	<2.6×10 ⁻⁴	<3.1×10 ⁻⁴	(<1.9×10 ⁻⁴)	<5.2×10 ⁻⁴	<2.5×10 ⁻⁴	<1.9×10 ⁻⁴	—	—	—	<1.6×10 ⁻⁴	—
シ ラ ス	1997年5月	東 海 研 沖	—	<2.8×10 ⁻⁴	<3.2×10 ⁻⁴	(<1.7×10 ⁻⁴)	<4.9×10 ⁻⁴	<2.7×10 ⁻⁴	<2.1×10 ⁻⁴	—	—	—	<1.7×10 ⁻⁴	—
ワ カ メ カ ジ メ	1997年5月 10月	日立市久慈浜	—	<2.4×10 ⁻⁴	<2.0×10 ⁻⁴	(<1.4×10 ⁻⁴)	<4.4×10 ⁻⁴	<2.9×10 ⁻⁴	<1.5×10 ⁻⁴	—	—	—	7.4×10 ⁻⁴	<8.9×10 ⁻⁴
排 水 口	1997年7月 1998年1月	第1排水溝 口	—	<1.5×10 ⁻⁴	<1.7×10 ⁻⁴	—	<3.0×10 ⁻⁴	<2.1×10 ⁻⁴	<1.3×10 ⁻⁴	—	—	—	6.4×10 ⁻⁴	<7.9×10 ⁻⁴
近辺土砂	1997年7月 1998年1月	第2排水溝 口	—	<4.7×10 ⁻⁴	<3.6×10 ⁻⁴	—	<6.8×10 ⁻⁴	<4.7×10 ⁻⁴	<2.1×10 ⁻⁴	<1.0×10 ⁻⁴	—	—	9.6×10 ⁻⁴	<1.4×10 ⁻⁴
	1998年1月	第3排水溝 口	—	<1.2×10 ⁻⁴	<1.4×10 ⁻⁴	—	<2.8×10 ⁻⁴	<1.9×10 ⁻⁴	<9.2×10 ⁻⁴	—	<1.2×10 ⁻⁴	—	<1.0×10 ⁻³	Bq/g外
	—	—	<1.6×10 ⁻⁴	<1.6×10 ⁻⁴	—	<3.3×10 ⁻⁴	<2.3×10 ⁻⁴	<1.1×10 ⁻⁴	—	<1.4×10 ⁻⁴	—	<1.1×10 ⁻³	—	—
	—	—	<1.3×10 ⁻⁴	<1.4×10 ⁻⁴	—	<3.1×10 ⁻⁴	<2.1×10 ⁻⁴	<9.7×10 ⁻⁴	—	<1.8×10 ⁻⁴	—	<1.4×10 ⁻⁴	—	—
	—	—	<1.5×10 ⁻⁴	<1.7×10 ⁻⁴	—	<3.4×10 ⁻⁴	<2.7×10 ⁻⁴	<1.1×10 ⁻⁴	—	<2.0×10 ⁻⁴	—	<1.4×10 ⁻³	—	—
	—	—	<1.2×10 ⁻⁴	<1.4×10 ⁻⁴	—	<3.2×10 ⁻⁴	<2.2×10 ⁻⁴	<9.7×10 ⁻⁴	—	<1.6×10 ⁻⁴	—	<1.0×10 ⁻³	—	—
	—	—	<2.0×10 ⁻⁴	<1.4×10 ⁻⁴	—	<2.8×10 ⁻⁴	<2.2×10 ⁻⁴	<1.0×10 ⁻⁴	—	<1.2×10 ⁻⁴	—	<1.1×10 ⁻³	—	—

() : 化学分析 — : 測定対象外 * : ¹⁴COの単位はBq/g C

Table A.4.3-4 (b) 環境試料中の放射性核種濃度

(東海研究所, 1997年度)

種類	採取年月	採取地点	³ H	⁵⁴ Mn	⁶⁰ Co	⁸⁰ Sr	⁸⁵ Zr	⁹⁵ Nb	¹⁰⁸ Ru	¹³⁷ Cs	¹⁴⁴ Ce	²³⁹⁺²⁴⁰ Pu	単位
飲料水	1997年4月 10月	東海海 村浦 阿漕ヶ浦	2.0×10 ⁻³ 1.9×10 ⁻³	— —	— —	— —	— —	— —	— —	— —	— —	— —	Bq/cm ²
	1997年4月 10月	東海海 村間 須和	1.8×10 ⁻³ 1.1×10 ⁻³	— —	— —	— —	— —	— —	— —	— —	— —	— —	—
	1997年4月 10月	那珂研 内橋	1.2×10 ⁻³ 8.1×10 ⁻⁴	— —	— —	— —	— —	— —	— —	— —	— —	— —	—
河川水	1997年4月 10月	久慈川 原取水口	1.6×10 ⁻³ 3.1×10 ⁻³	— —	— —	— —	— —	— —	— —	— —	— —	— —	—
	1997年4月 10月	久慈川河口 豊岡	1.5×10 ⁻³ 5.3×10 ⁻³	— —	— —	— —	— —	— —	— —	— —	— —	— —	—
	1997年4月 10月	東海研 冲城	1.3×10 ⁻³ <6.5×10 ⁻⁴	<1.9×10 ⁻⁴ <9.7×10 ⁻⁵	<1.4×10 ⁻⁴ <1.0×10 ⁻⁴	(<2.5×10 ⁻⁴) (3.5×10 ⁻⁴)	<2.8×10 ⁻⁴ <2.2×10 ⁻⁴	<1.7×10 ⁻⁴ <1.2×10 ⁻⁴	<1.2×10 ⁻⁴ <8.4×10 ⁻⁵	2.6×10 ⁻⁶ 3.0×10 ⁻⁶	<7.0×10 ⁻⁶ <5.7×10 ⁻⁶	— —	—
海水	1997年4月 10月	東海研 冲城	1.7×10 ⁻³ <5.9×10 ⁻⁴	<1.8×10 ⁻⁴ <8.4×10 ⁻⁵	<1.7×10 ⁻⁴ <7.5×10 ⁻⁵	(<2.5×10 ⁻⁴) (<2.4×10 ⁻⁴)	<4.1×10 ⁻⁴ <2.0×10 ⁻⁴	<3.5×10 ⁻⁴ <1.3×10 ⁻⁴	<1.5×10 ⁻⁴ <7.2×10 ⁻⁵	2.7×10 ⁻⁶ 2.4×10 ⁻⁶	<1.0×10 ⁻⁶ <5.7×10 ⁻⁶	— —	—
	1997年4月 10月	東海研 冲城	2.2×10 ⁻³ <5.8×10 ⁻⁴	<2.6×10 ⁻⁴ <8.8×10 ⁻⁵	<1.8×10 ⁻⁴ <8.3×10 ⁻⁵	(<2.6×10 ⁻⁴) (3.2×10 ⁻⁴)	<3.0×10 ⁻⁴ <1.9×10 ⁻⁴	<2.2×10 ⁻⁴ <1.1×10 ⁻⁴	<1.4×10 ⁻⁶ <6.9×10 ⁻⁶	2.7×10 ⁻⁶ 2.2×10 ⁻⁶	<7.0×10 ⁻⁶ <6.0×10 ⁻⁶	— —	—
	1997年7月 1998年1月	東海研 冲城	— —	<1.6×10 ⁻⁴ <2.4×10 ⁻⁴	<1.8×10 ⁻⁴ <1.8×10 ⁻⁴	(<1.5×10 ⁻⁴) (<1.4×10 ⁻⁴)	<4.1×10 ⁻⁴ <3.9×10 ⁻⁴	<3.0×10 ⁻⁴ <2.9×10 ⁻⁴	<1.5×10 ⁻³ <1.4×10 ⁻³	4.1×10 ⁻⁴ 3.5×10 ⁻⁴	<2.3×10 ⁻³ <2.3×10 ⁻³	(2.9×10 ⁻⁴) (3.3×10 ⁻⁴)	Bq/g乾
海底土	1997年7月 1998年1月	東海研 冲城	— —	<2.7×10 ⁻⁴ <3.5×10 ⁻⁴	<2.4×10 ⁻⁴ <2.1×10 ⁻⁴	(<1.8×10 ⁻⁴) (<1.4×10 ⁻⁴)	<6.2×10 ⁻⁴ <6.2×10 ⁻⁴	<4.4×10 ⁻⁴ <3.9×10 ⁻⁴	<2.0×10 ⁻³ <1.8×10 ⁻³	2.7×10 ⁻⁴ 3.3×10 ⁻⁴	<2.2×10 ⁻³ <2.2×10 ⁻³	(2.2×10 ⁻⁴) (1.6×10 ⁻⁴)	—
	1997年7月 1998年1月	東海研 冲城	— —	<2.0×10 ⁻⁴ <1.5×10 ⁻⁴	<1.9×10 ⁻⁴ <1.6×10 ⁻⁴	(<1.7×10 ⁻⁴) (<1.5×10 ⁻⁴)	<4.1×10 ⁻⁴ <3.3×10 ⁻⁴	<2.9×10 ⁻⁴ <2.6×10 ⁻⁴	<1.4×10 ⁻³ <1.1×10 ⁻³	9.3×10 ⁻⁴ 8.1×10 ⁻⁴	<9.7×10 ⁻⁴ <1.4×10 ⁻³	(7.5×10 ⁻⁴) (6.5×10 ⁻⁴)	—
	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—

() : 化学分析 — : 測定対象外

Table A.4.3-4(c) 環境試料中の放射性核種濃度

(東海研究所, 1997年度)

種類	採取年月	採取地点	^{64}Mn	^{60}Co	^{96}Zr	^{95}Nb	^{106}Ru	^{137}Cs	^{144}Ce	単位
土 壤	1997年5月 11月	東海研構内	$< 4.5 \times 10^{-4}$	$< 3.6 \times 10^{-4}$	$< 7.7 \times 10^{-4}$	$< 6.2 \times 10^{-4}$	$< 2.6 \times 10^{-3}$	8.8×10^{-4}	$< 2.3 \times 10^{-3}$	Bq/g乾
	1997年5月 11月	東海村石神	$< 3.3 \times 10^{-4}$	$< 3.1 \times 10^{-4}$	$< 7.4 \times 10^{-4}$	$< 3.9 \times 10^{-4}$	$< 2.2 \times 10^{-3}$	7.5×10^{-4}	$< 2.0 \times 10^{-3}$	
	1997年5月 11月	東海村下	$< 6.3 \times 10^{-4}$	$< 6.2 \times 10^{-4}$	$< 1.5 \times 10^{-3}$	$< 1.1 \times 10^{-3}$	$< 5.2 \times 10^{-3}$	5.0×10^{-2}	$< 7.3 \times 10^{-3}$	
	1997年5月 11月	東海村須和間	$< 4.2 \times 10^{-4}$	$< 3.7 \times 10^{-4}$	$< 1.1 \times 10^{-3}$	$< 7.4 \times 10^{-4}$	$< 3.6 \times 10^{-3}$	4.9×10^{-3}	$< 3.8 \times 10^{-3}$	
	1997年5月 11月	ひたちなか市 稻田	$< 8.6 \times 10^{-4}$	$< 6.2 \times 10^{-4}$	$< 1.5 \times 10^{-3}$	$< 9.8 \times 10^{-4}$	$< 4.8 \times 10^{-3}$	2.0×10^{-2}	$< 2.8 \times 10^{-3}$	
	1997年5月 11月	ひたちなか市 高場	$< 3.2 \times 10^{-4}$	$< 3.4 \times 10^{-4}$	$< 7.7 \times 10^{-4}$	$< 5.6 \times 10^{-4}$	$< 2.9 \times 10^{-3}$	3.7×10^{-2}	$< 3.6 \times 10^{-3}$	
	1997年5月 11月	ひたちなか市 那珂町横堀	$< 5.2 \times 10^{-4}$	$< 4.6 \times 10^{-4}$	$< 1.2 \times 10^{-3}$	$< 6.8 \times 10^{-4}$	$< 4.1 \times 10^{-3}$	4.0×10^{-2}	$< 2.4 \times 10^{-3}$	
	1997年5月 11月	ひたちなか市 宮前	$< 3.9 \times 10^{-4}$	$< 4.3 \times 10^{-4}$	$< 1.1 \times 10^{-3}$	$< 7.0 \times 10^{-4}$	$< 3.5 \times 10^{-3}$	2.0×10^{-2}	$< 3.2 \times 10^{-3}$	
	1997年5月 11月	ひたちなか市 那珂町横堀	$< 5.2 \times 10^{-4}$	$< 4.2 \times 10^{-4}$	$< 1.2 \times 10^{-3}$	$< 8.2 \times 10^{-4}$	$< 4.1 \times 10^{-3}$	3.2×10^{-2}	$< 3.7 \times 10^{-3}$	
	1997年5月 11月	那珂町横堀	$< 6.2 \times 10^{-4}$	$< 3.9 \times 10^{-4}$	$< 1.0 \times 10^{-3}$	$< 9.3 \times 10^{-4}$	$< 3.8 \times 10^{-3}$	2.5×10^{-2}	$< 2.4 \times 10^{-3}$	
那 研	1997年6月 11月	那珂町横堀	$< 5.3 \times 10^{-4}$	$< 4.6 \times 10^{-4}$	$< 1.4 \times 10^{-3}$	$< 9.4 \times 10^{-4}$	$< 4.2 \times 10^{-3}$	1.9×10^{-2}	$< 3.7 \times 10^{-3}$	
	1997年5月 11月	那珂研構内	$< 4.0 \times 10^{-4}$	$< 3.7 \times 10^{-4}$	$< 8.6 \times 10^{-4}$	$< 6.8 \times 10^{-4}$	$< 3.0 \times 10^{-3}$	1.0×10^{-3}	$< 2.8 \times 10^{-3}$	
	1997年5月 11月	那珂研構内	$< 6.9 \times 10^{-4}$	$< 4.4 \times 10^{-4}$	$< 1.1 \times 10^{-3}$	$< 8.4 \times 10^{-4}$	$< 3.5 \times 10^{-3}$	1.0×10^{-3}	$< 3.3 \times 10^{-3}$	

Table A.4.3-4 (d) 環境試料中の放射性核種濃度

(東海研究所、1997年度)

種類	採取年月	採取地点	³ H	⁶⁰ Co	¹³⁷ Cs	単位	採取年月	採取地点	³ H	⁶⁰ Co	¹³⁷ Cs	単位
									Bq/cm ³	Bq/cm ³	Bq/cm ³	
地 下 水	1997年4月	B 2	1.8×10 ⁻³	< 2.0×10 ⁻⁶	< 1.8×10 ⁻⁶	Bq/cm ³		B 2	1.0×10 ⁻³	< 1.6×10 ⁻⁶	< 1.5×10 ⁻⁶	Bq/cm ³
		M 4	2.8×10 ⁻³	< 1.6×10 ⁻⁶	< 1.6×10 ⁻⁶			M 4	2.5×10 ⁻³	< 2.1×10 ⁻⁶	< 1.7×10 ⁻⁶	
		G 1	1.8×10 ⁻³	< 2.2×10 ⁻⁶	< 2.1×10 ⁻⁶		1997年7月	G 1	1.1×10 ⁻³	< 2.2×10 ⁻⁶	< 1.8×10 ⁻⁶	
		G 2	2.9×10 ⁻³	< 1.5×10 ⁻⁶	< 6.9×10 ⁻⁷			G 2	1.5×10 ⁻³	< 1.2×10 ⁻⁶	< 7.7×10 ⁻⁷	
		No 9	8.5×10 ⁻³	< 1.3×10 ⁻⁶	< 9.5×10 ⁻⁷			No 9	9.9×10 ⁻³	< 9.4×10 ⁻⁷	< 7.7×10 ⁻⁷	
		B 2	8.8×10 ⁻⁴	< 2.1×10 ⁻⁶	< 1.7×10 ⁻⁶			B 2	1.2×10 ⁻³	< 1.7×10 ⁻⁶	< 1.5×10 ⁻⁶	
	1997年5月	M 4	2.0×10 ⁻³	< 2.3×10 ⁻⁶	< 1.9×10 ⁻⁶			M 4	2.6×10 ⁻³	< 1.7×10 ⁻⁶	< 1.5×10 ⁻⁶	
		G 1	7.0×10 ⁻⁴	< 2.1×10 ⁻⁶	< 1.9×10 ⁻⁶			G 1	1.3×10 ⁻³	< 1.7×10 ⁻⁶	< 1.5×10 ⁻⁶	
		G 2	1.5×10 ⁻³	< 1.3×10 ⁻⁶	< 5.5×10 ⁻⁷			G 2	1.7×10 ⁻³	< 1.4×10 ⁻⁶	< 9.4×10 ⁻⁷	
		No 9	6.5×10 ⁻³	< 1.2×10 ⁻⁶	< 9.7×10 ⁻⁷			No 9	8.3×10 ⁻³	< 1.3×10 ⁻⁶	< 9.2×10 ⁻⁷	
		B 2	1.4×10 ⁻³	< 1.5×10 ⁻⁶	< 2.5×10 ⁻⁶			B 2	1.5×10 ⁻³	< 1.6×10 ⁻⁶	< 1.5×10 ⁻⁶	
		M 4	2.4×10 ⁻³	< 1.8×10 ⁻⁶	< 1.5×10 ⁻⁶			M 4	3.3×10 ⁻³	< 2.2×10 ⁻⁶	< 2.0×10 ⁻⁶	
廃 棄 物 埋 設 施	1997年6月	G 1	7.3×10 ⁻⁴	< 2.1×10 ⁻⁶	< 1.8×10 ⁻⁶			G 1	1.9×10 ⁻³	< 2.2×10 ⁻⁶	< 1.9×10 ⁻⁶	
		G 2	1.7×10 ⁻³	< 1.3×10 ⁻⁶	< 8.0×10 ⁻⁷			G 2	1.8×10 ⁻³	< 1.2×10 ⁻⁶	< 9.1×10 ⁻⁷	
		No 9	7.6×10 ⁻³	< 1.0×10 ⁻⁶	< 7.4×10 ⁻⁷			No 9	7.8×10 ⁻³	< 1.3×10 ⁻⁶	< 9.6×10 ⁻⁷	
							土 壤	1997年8月	埋設場所	—	< 3.6×10 ⁻⁴	< 2.8×10 ⁻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, 1997年度)

種類	採取年月	採取地点	${}^3\text{H}$	${}^{60}\text{Co}$	${}^{137}\text{Cs}$	単位	種類	採取年月	採取地点	${}^3\text{H}$	${}^{60}\text{Co}$	${}^{137}\text{Cs}$	単位
地 下 水	1997年10月	B2	1.1×10^{-3}	$< 1.7 \times 10^{-6}$	$< 1.8 \times 10^{-6}$	Bq/cm ³	地 下 水	1998年1月	B2	1.8×10^{-3}	$< 2.3 \times 10^{-6}$	$< 1.4 \times 10^{-6}$	Bq/cm ³
		M4	2.4×10^{-3}	$< 2.2 \times 10^{-6}$	$< 2.0 \times 10^{-6}$	Bq/cm ³			M4	1.7×10^{-3}	$< 1.6 \times 10^{-6}$	$< 1.5 \times 10^{-6}$	Bq/cm ³
		G1	1.6×10^{-3}	$< 2.1 \times 10^{-6}$	$< 1.9 \times 10^{-6}$	Bq/cm ³			G1	9.9×10^{-4}	$< 1.6 \times 10^{-6}$	$< 1.5 \times 10^{-6}$	Bq/cm ³
		G2	1.3×10^{-3}	$< 1.1 \times 10^{-6}$	$< 5.8 \times 10^{-7}$	Bq/cm ³			G2	1.0×10^{-3}	$< 1.2 \times 10^{-6}$	$< 7.4 \times 10^{-7}$	Bq/cm ³
	1997年11月	No.9	7.9×10^{-3}	$< 1.3 \times 10^{-6}$	$< 5.5 \times 10^{-7}$	Bq/cm ³	（廃棄物埋設施設）	1998年2月	No.9	6.8×10^{-3}	$< 1.0 \times 10^{-6}$	$< 7.2 \times 10^{-7}$	Bq/cm ³
		B2	9.0×10^{-4}	$< 2.1 \times 10^{-6}$	$< 1.8 \times 10^{-6}$	Bq/cm ³			B2	1.0×10^{-3}	$< 2.2 \times 10^{-6}$	$< 1.9 \times 10^{-6}$	Bq/cm ³
		M4	1.2×10^{-3}	$< 1.3 \times 10^{-6}$	$< 1.1 \times 10^{-6}$	Bq/cm ³			M4	3.4×10^{-3}	$< 1.8 \times 10^{-6}$	$< 1.2 \times 10^{-6}$	Bq/cm ³
		G1	1.8×10^{-3}	$< 2.1 \times 10^{-6}$	$< 1.9 \times 10^{-6}$	Bq/cm ³			G1	9.9×10^{-4}	$< 1.7 \times 10^{-6}$	$< 1.5 \times 10^{-6}$	Bq/cm ³
		G2	1.4×10^{-3}	$< 1.3 \times 10^{-6}$	$< 7.5 \times 10^{-7}$	Bq/cm ³			G2	1.1×10^{-3}	$< 1.3 \times 10^{-6}$	$< 9.7 \times 10^{-7}$	Bq/cm ³
		No.9	7.1×10^{-3}	$< 1.3 \times 10^{-6}$	$< 7.6 \times 10^{-7}$	Bq/cm ³			No.9	5.0×10^{-3}	$< 9.5 \times 10^{-7}$	$< 9.4 \times 10^{-7}$	Bq/cm ³
		B2	1.0×10^{-3}	$< 1.5 \times 10^{-6}$	$< 1.6 \times 10^{-6}$	Bq/cm ³			B2	8.3×10^{-4}	$< 1.9 \times 10^{-6}$	$< 2.0 \times 10^{-6}$	Bq/cm ³
		M4	2.2×10^{-3}	$< 2.2 \times 10^{-6}$	$< 1.9 \times 10^{-6}$	Bq/cm ³			M4	2.7×10^{-3}	$< 1.8 \times 10^{-6}$	$< 1.5 \times 10^{-6}$	Bq/cm ³
1997年12月	1998年3月	G1	1.9×10^{-3}	$< 1.6 \times 10^{-6}$	$< 1.5 \times 10^{-6}$	Bq/cm ³	（廃棄物埋設施設）	1998年3月	G1	7.2×10^{-4}	$< 1.6 \times 10^{-6}$	$< 1.6 \times 10^{-6}$	Bq/cm ³
		G2	1.6×10^{-3}	$< 1.6 \times 10^{-6}$	$< 1.0 \times 10^{-6}$	Bq/cm ³			G2	2.5×10^{-3}	$< 1.0 \times 10^{-6}$	$< 7.4 \times 10^{-7}$	Bq/cm ³
		No.9	8.1×10^{-3}	$< 9.7 \times 10^{-7}$	$< 7.0 \times 10^{-7}$	Bq/cm ³			No.9	2.6×10^{-3}	$< 1.1 \times 10^{-6}$	$< 1.0 \times 10^{-6}$	Bq/cm ³
		土壤	—	—	—	Bq/g乾			土壤	$< 2.7 \times 10^{-4}$	$< 2.5 \times 10^{-4}$	$< 2.5 \times 10^{-4}$	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, 1997年度)

採取年月	⁷ Be	⁵⁴ Mn	⁶⁰ Co	⁹⁵ Zr	⁹⁵ Nb	¹⁰⁶ Ru	¹³⁷ Cs	¹⁴⁴ Ce
1997年4月	5.1×10^{-9}	$<7.9 \times 10^{-12}$	$<7.9 \times 10^{-12}$	$<1.9 \times 10^{-11}$	$<1.2 \times 10^{-11}$	$<6.5 \times 10^{-11}$	$<7.4 \times 10^{-12}$	$<2.7 \times 10^{-11}$
	3.4×10^{-9}	$<6.9 \times 10^{-12}$	$<7.8 \times 10^{-12}$	$<1.8 \times 10^{-11}$	$<1.1 \times 10^{-11}$	$<5.8 \times 10^{-11}$	$<6.8 \times 10^{-12}$	$<2.5 \times 10^{-11}$
	2.7×10^{-9}	$<7.4 \times 10^{-12}$	$<9.1 \times 10^{-12}$	$<2.1 \times 10^{-11}$	$<1.2 \times 10^{-11}$	$<6.2 \times 10^{-11}$	$<1.1 \times 10^{-11}$	$<2.6 \times 10^{-11}$
	2.1×10^{-9}	$<1.0 \times 10^{-11}$	$<9.9 \times 10^{-12}$	$<2.9 \times 10^{-11}$	$<1.5 \times 10^{-11}$	$<8.0 \times 10^{-11}$	$<9.1 \times 10^{-12}$	$<3.8 \times 10^{-11}$
	2.1×10^{-9}	$<6.8 \times 10^{-12}$	$<8.4 \times 10^{-12}$	$<1.8 \times 10^{-11}$	$<1.1 \times 10^{-11}$	$<5.7 \times 10^{-11}$	$<6.3 \times 10^{-12}$	$<2.4 \times 10^{-11}$
	3.7×10^{-9}	$<7.1 \times 10^{-12}$	$<7.3 \times 10^{-12}$	$<1.8 \times 10^{-11}$	$<1.2 \times 10^{-11}$	$<5.9 \times 10^{-11}$	$<6.6 \times 10^{-12}$	$<2.4 \times 10^{-11}$
	4.2×10^{-9}	$<7.1 \times 10^{-12}$	$<8.1 \times 10^{-12}$	$<2.3 \times 10^{-11}$	$<1.4 \times 10^{-11}$	$<6.0 \times 10^{-11}$	$<7.3 \times 10^{-12}$	$<3.6 \times 10^{-11}$
	4.6×10^{-9}	$<8.8 \times 10^{-12}$	$<1.0 \times 10^{-11}$	$<2.3 \times 10^{-11}$	$<1.4 \times 10^{-11}$	$<7.1 \times 10^{-11}$	$<8.3 \times 10^{-12}$	$<3.0 \times 10^{-11}$
	4.3×10^{-9}	$<8.5 \times 10^{-12}$	$<8.3 \times 10^{-12}$	$<2.1 \times 10^{-11}$	$<1.1 \times 10^{-11}$	$<6.5 \times 10^{-11}$	$<7.9 \times 10^{-12}$	$<3.3 \times 10^{-11}$
	3.3×10^{-9}	$<1.0 \times 10^{-11}$	$<1.1 \times 10^{-11}$	$<2.4 \times 10^{-11}$	$<1.3 \times 10^{-11}$	$<8.8 \times 10^{-11}$	$<1.1 \times 10^{-11}$	$<5.8 \times 10^{-11}$
	6.3×10^{-9}	$<1.2 \times 10^{-11}$	$<1.2 \times 10^{-11}$	$<2.8 \times 10^{-11}$	$<1.7 \times 10^{-11}$	$<9.0 \times 10^{-11}$	$<1.1 \times 10^{-11}$	$<4.4 \times 10^{-11}$
	5.9×10^{-9}	$<1.0 \times 10^{-11}$	$<1.2 \times 10^{-11}$	$<2.8 \times 10^{-11}$	$<1.7 \times 10^{-11}$	$<9.3 \times 10^{-11}$	$<1.0 \times 10^{-11}$	$<4.8 \times 10^{-11}$

注：採取地点はモニタリングステーションNo.3（須和間）である。

(単位 : Bq/cm³)

Table A.4.3-6 降下塵中の核種別放射能

(東海研究所, 1997年度)

採取年月	⁷ Be	⁵⁴ Mn	⁶⁰ Co	⁹⁵ Zr	⁹⁵ Nb	¹⁰⁶ Ru	¹³⁷ Cs	¹⁴⁴ Ce
1997年4月	1.3×10^8	$<6.2 \times 10^4$	$<6.7 \times 10^4$	$<1.6 \times 10^5$	$<9.3 \times 10^4$	$<4.7 \times 10^5$	$<5.7 \times 10^4$	$<3.1 \times 10^5$
	1.9×10^8	$<8.7 \times 10^4$	$<8.9 \times 10^4$	$<2.2 \times 10^5$	$<1.4 \times 10^5$	$<6.7 \times 10^5$	1.8×10^5	$<3.6 \times 10^5$
	3.8×10^7	$<8.6 \times 10^4$	$<8.1 \times 10^4$	$<1.9 \times 10^5$	$<1.8 \times 10^5$	$<7.1 \times 10^5$	$<7.8 \times 10^4$	$<4.0 \times 10^5$
	9.1×10^7	$<8.5 \times 10^4$	$<7.9 \times 10^4$	$<1.7 \times 10^5$	$<1.3 \times 10^5$	$<6.5 \times 10^5$	$<7.7 \times 10^4$	$<4.6 \times 10^5$
	1.0×10^8	$<6.4 \times 10^4$	$<6.1 \times 10^4$	$<1.6 \times 10^5$	$<1.1 \times 10^5$	$<5.4 \times 10^5$	$<6.4 \times 10^4$	$<4.5 \times 10^5$
	2.0×10^8	$<8.2 \times 10^4$	$<8.4 \times 10^4$	$<2.1 \times 10^5$	$<1.1 \times 10^5$	$<6.2 \times 10^5$	$<7.5 \times 10^4$	$<3.6 \times 10^5$
	6.6×10^7	$<8.5 \times 10^4$	$<8.2 \times 10^4$	$<1.9 \times 10^5$	$<1.4 \times 10^5$	$<6.0 \times 10^5$	$<7.8 \times 10^4$	$<5.1 \times 10^5$
	1.8×10^8	$<5.3 \times 10^4$	$<4.6 \times 10^4$	$<1.2 \times 10^5$	$<8.9 \times 10^4$	$<3.7 \times 10^5$	$<4.3 \times 10^4$	$<3.1 \times 10^5$
	8.0×10^7	$<8.0 \times 10^4$	$<8.2 \times 10^4$	$<2.0 \times 10^5$	$<1.4 \times 10^5$	$<6.9 \times 10^5$	$<7.8 \times 10^4$	$<6.5 \times 10^5$
	1.1×10^8	$<8.5 \times 10^4$	$<8.0 \times 10^4$	$<1.9 \times 10^5$	$<1.4 \times 10^5$	$<6.6 \times 10^5$	$<8.0 \times 10^4$	$<5.3 \times 10^5$
	9.9×10^7	$<7.0 \times 10^4$	$<6.3 \times 10^4$	$<1.6 \times 10^5$	$<1.2 \times 10^5$	$<5.3 \times 10^5$	$<6.0 \times 10^4$	$<4.3 \times 10^5$
	1.0×10^8	$<8.1 \times 10^4$	$<7.9 \times 10^4$	$<2.0 \times 10^5$	$<1.5 \times 10^5$	$<6.4 \times 10^5$	$<8.0 \times 10^4$	$<4.3 \times 10^5$

(単位 : Bq/km²)

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 Sr の化学分析

1996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⁸⁹Sr と⁹⁰Sr 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⁸⁹Sr 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。⁹⁰Sr については再処理特別研究棟（スタック I）で全四半期を通して検出下限値を超える値が測定され、また環境シミュレーション試験棟と電源特別会計施設では第1四半期に、圧縮処理施設では第4四半期に検出下限値を超える値が測定された。一方、液体廃棄物は次のようにあった。⁸⁹Sr については、JRR-3 では第3四半期に、またNUCEF 建家で第3、第4四半期に検出下限値を超える値が測定された。⁹⁰Sr については、液体処理施設をはじめとするいくつかの施設で検出下限値を超える値が測定され、特に冶金特別研究棟、RI 製造棟、WASTEF、電源特別会計施設の全ての測定対象試料に検出下限値を超える値が測定された。しかし、これらの値はいずれも排気、排水に係る濃度限度未満であった。

(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⁹⁰Sr 及び海洋試料（魚、海底土）中の²³⁹⁺²⁴⁰Pu 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。1997年10月8日に採取した東海研究所沖合の3海域の海水のうちC海域と旧D海域の2海域の海水からは、検出下限値をわずかに超える⁹⁰Sr が検出された。また、例年どおり、ほうれん草については⁹⁰Sr が、海底土については²³⁹⁺²⁴⁰Pu 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、⁹⁰Sr、²³⁹⁺²⁴⁰Pu ともに検出下限値未満であった。

(3) 動燃事業団東海事業所の火災・爆発事故に伴う環境試料中のPu の化学分析

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の「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放射能影響を調査するため、1997年3月下旬に採取した土壤、野菜、海産物（魚）中の²³⁹⁺²⁴⁰Pu 濃度の測定を化学分析により行った。測定結果は平常時の変動幅内にあり異常は認められなかった。

(4) 動燃事業団東海事業所の廃棄物屋外貯蔵ピット周辺の土壤中ウラン濃度の測定

動燃事業団からの要請により、1997年8月の動燃事業団東海事業所の「ウラン廃棄物屋外貯蔵ピット」内への放射性物質漏出による環境への放射能影響を調査するため、貯蔵ピット周辺土壤中のウラン濃度の測定を行った。ウラン濃度の測定は、8 地点から採取した80試料について東海研究所の燃料研究部と環境安全研究部の協力を得て誘導結合プラズマ質量分析装置を用いて行った。その結果、乾燥土壤中のウラン濃度として 0.1 μg/g(最小値) から26 μg/g(最大値) までの測定値が得られた。

(4) ウラン濃縮研究棟の火災事故に伴う大気塵埃中のウラン濃度の測定

1997年11月20日に東海研究所ウラン濃縮研究棟で発生した火災事故による環境への放射能影響を調査するため、4箇所のモニタリングステーションで捕集された大気塵埃中のウラン濃度の測定を科学技術庁のウラン分析法に準拠して行った。測定結果は検出下限値未満であり異常は認められなかった。

(服部 隆充)

Table A.4.4-1 気体廃棄物中の ^{89}Sr , ^{90}Sr 放出濃度

施設名	第1四半期			第2四半期			第3四半期			第4四半期		
	^{89}Sr	^{90}Sr										
ホットガス(主排気口)	< 3.1×10^{-12}	< 1.2×10^{-12}	< 3.5×10^{-12}	< 1.2×10^{-12}	< 2.8×10^{-12}	< 1.1×10^{-12}	< 1.1×10^{-12}	< 1.1×10^{-12}	< 2.8×10^{-12}	< 1.1×10^{-12}	< 3.8×10^{-12}	< 1.5×10^{-12}
ホットガス(副排気口)	< 2.9×10^{-12}	< 1.2×10^{-12}	< 3.6×10^{-12}	< 1.1×10^{-12}	< 2.8×10^{-12}	< 1.4×10^{-12}	< 4.6×10^{-12}	< 1.4×10^{-11}	< 6.2×10^{-12}	< 1.2×10^{-11}	< 3.5×10^{-12}	< 1.4×10^{-12}
J R R - 2	< 1.2×10^{-11}	< 4.4×10^{-12}	< 1.4×10^{-11}	< 4.6×10^{-12}	< 1.2×10^{-12}	< 3.2×10^{-12}	< 1.2×10^{-12}	< 3.2×10^{-12}	< 1.3×10^{-12}	< 3.3×10^{-12}	< 1.3×10^{-12}	< 5.4×10^{-12}
R I 棟 (300番)	< 4.5×10^{-12}	< 1.7×10^{-12}	< 3.3×10^{-12}	< 1.2×10^{-12}	< 3.2×10^{-12}	< 1.1×10^{-12}	< 2.7×10^{-12}	< 2.7×10^{-12}	< 1.1×10^{-12}	< 4.6×10^{-12}	< 4.6×10^{-12}	< 2.0×10^{-12}
実験利用棟	< 3.0×10^{-12}	< 1.1×10^{-12}	< 3.5×10^{-12}	< 1.2×10^{-12}	< 3.2×10^{-12}	< 1.1×10^{-12}	< 2.6×10^{-12}	< 2.6×10^{-12}	< 1.2×10^{-12}	< 4.6×10^{-12}	< 4.6×10^{-12}	< 2.0×10^{-12}
J R R - 3	< 3.1×10^{-12}	< 1.1×10^{-12}	< 6.3×10^{-12}	< 1.4×10^{-11}	< 4.9×10^{-12}	< 1.1×10^{-11}	< 5.3×10^{-12}	< 1.1×10^{-11}	< 5.3×10^{-12}	< 1.5×10^{-11}	< 6.3×10^{-12}	< 6.3×10^{-12}
J R R - 4	< 1.7×10^{-11}	< 2.2×10^{-12}	< 1.8×10^{-12}	< 2.1×10^{-12}	< 9.3×10^{-13}	< 2.4×10^{-12}	< 2.7×10^{-12}	< 2.7×10^{-12}	< 2.7×10^{-12}	< 3.6×10^{-12}	< 8.2×10^{-12}	< 8.2×10^{-12}
再処理(タツクⅠ)	< 1.6×10^{-12}	< 5.6×10^{-13}	< 1.7×10^{-12}	< 5.8×10^{-13}	< 1.4×10^{-12}	< 5.8×10^{-13}	< 1.4×10^{-12}	< 5.8×10^{-13}	< 1.4×10^{-12}	< 5.8×10^{-13}	< 1.4×10^{-12}	< 5.7×10^{-13}
再処理(タツクⅡ)	< 6.3×10^{-12}	< 2.4×10^{-12}	< 6.5×10^{-12}	< 2.7×10^{-12}	< 6.3×10^{-12}	< 2.7×10^{-12}	< 6.3×10^{-12}	< 2.6×10^{-12}	< 7.8×10^{-12}	< 7.8×10^{-12}	< 3.0×10^{-12}	< 3.0×10^{-12}
液体処理(低レベル)	< 6.1×10^{-12}	< 2.4×10^{-12}	< 6.7×10^{-12}	< 2.7×10^{-12}	< 6.2×10^{-12}	< 6.8×10^{-12}	< 6.8×10^{-12}	< 2.8×10^{-12}	< 2.8×10^{-12}			
液体処理(中レベル)	< 6.3×10^{-12}	< 2.5×10^{-12}	< 6.1×10^{-12}	< 2.5×10^{-12}	< 5.4×10^{-12}	< 7.9×10^{-12}	< 7.9×10^{-12}	< 4.3×10^{-12}	< 4.3×10^{-12}			
圧縮処理施設	< 6.7×10^{-12}	< 2.6×10^{-12}	< 6.6×10^{-12}	< 2.6×10^{-12}	< 6.9×10^{-12}	< 6.9×10^{-12}	< 2.8×10^{-12}	< 2.8×10^{-12}	< 8.2×10^{-12}	< 8.2×10^{-12}	< 3.0×10^{-12}	< 3.0×10^{-12}
第1廃棄物処理棟	< 1.4×10^{-12}	< 5.6×10^{-13}	< 1.5×10^{-12}	< 6.2×10^{-13}	< 1.3×10^{-12}	< 6.2×10^{-13}	< 1.3×10^{-12}	< 5.3×10^{-13}	< 1.7×10^{-12}	< 6.5×10^{-13}	< 2.8×10^{-12}	< 2.8×10^{-12}
第2廃棄物処理棟	—	—	—	—	—	< 9.0×10^{-12}	< 9.0×10^{-12}	< 3.7×10^{-12}	< 3.7×10^{-12}	< 8.1×10^{-12}	< 3.2×10^{-12}	< 3.2×10^{-12}
第3廃棄物処理棟	< 6.6×10^{-12}	< 2.6×10^{-12}	< 6.2×10^{-12}	< 2.6×10^{-12}	< 6.2×10^{-12}	< 6.2×10^{-12}	< 6.2×10^{-12}	< 2.5×10^{-12}	< 6.6×10^{-12}	< 2.4×10^{-12}	< 2.4×10^{-12}	< 2.4×10^{-12}
汚染除去場	< 1.8×10^{-12}	< 6.0×10^{-13}	< 1.5×10^{-12}	< 6.1×10^{-13}	< 1.4×10^{-12}	< 6.1×10^{-13}	< 6.8×10^{-13}	< 1.5×10^{-12}	< 5.8×10^{-13}	< 1.5×10^{-12}	< 5.8×10^{-13}	< 5.8×10^{-13}
W A S T E F	< 1.8×10^{-12}	< 7.8×10^{-13}	< 1.7×10^{-12}	< 6.8×10^{-13}	< 1.5×10^{-12}	< 6.8×10^{-13}	< 2.9×10^{-12}	< 5.8×10^{-12}	< 2.4×10^{-12}	< 6.9×10^{-12}	< 2.3×10^{-12}	< 2.3×10^{-12}
環境シミュレーション	< 8.4×10^{-12}	< 5.3×10^{-12}	< 7.2×10^{-12}	< 2.7×10^{-12}	< 6.3×10^{-12}	< 6.3×10^{-12}	< 6.3×10^{-12}	< 2.8×10^{-12}	< 2.8×10^{-12}	< 7.7×10^{-12}	< 3.5×10^{-12}	< 5.6×10^{-13}
電源特会施設	N S R R	< 7.8×10^{-12}	< 3.1×10^{-12}	< 7.7×10^{-12}	< 2.7×10^{-12}	< 6.3×10^{-12}	< 6.3×10^{-12}	< 2.8×10^{-12}	< 2.8×10^{-12}	< 7.7×10^{-12}	< 3.5×10^{-12}	< 5.6×10^{-13}
燃料試験施設棟	N U C E P	< 1.4×10^{-12}	< 5.2×10^{-13}	< 1.8×10^{-12}	< 5.8×10^{-13}	< 1.3×10^{-12}	< 6.0×10^{-13}	< 1.3×10^{-12}	< 6.0×10^{-13}	< 1.9×10^{-12}	< 8.8×10^{-13}	< 7.1×10^{-13}
N U C E P	< 1.5×10^{-12}	< 5.9×10^{-13}	< 1.5×10^{-12}	< 5.3×10^{-13}	< 1.4×10^{-12}	< 6.5×10^{-13}	< 1.4×10^{-12}	< 6.5×10^{-13}	< 1.6×10^{-12}	< 7.1×10^{-13}	< 7.1×10^{-13}	< 7.1×10^{-13}

(注) 表中の "—" は、測定該当試料がなかったことを示す。

Table A.4.4-2 液体廃棄物中の ^{89}Sr , ^{90}Sr 放出濃度
(東海研究所, 1997年度) (単位: Bq/cm³)

施設名	第1四半期			第2四半期			第3四半期			第4四半期		
	^{89}Sr	^{90}Sr										
第3研究棟	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
第4研究棟	< 1.9×10 ⁻⁴	< 5.9×10 ⁻⁵	< 1.5×10 ⁻⁴	< 5.8×10 ⁻⁵	< 1.6×10 ⁻⁴	< 6.7×10 ⁻⁵	< 1.3×10 ⁻⁴	< 6.0×10 ⁻⁵	< 1.3×10 ⁻⁴	< 1.3×10 ⁻⁴	< 6.0×10 ⁻⁵	< 6.0×10 ⁻⁵
特金冶	—	—	< 2.4×10 ⁻⁴	< 2.7×10 ⁻⁴	< 2.2×10 ⁻⁴	< 2.2×10 ⁻⁴	< 3.0×10 ⁻⁴	< 3.0×10 ⁻⁴	< 1.6×10 ⁻⁴	< 1.6×10 ⁻⁴	< 5.9×10 ⁻⁴	< 5.9×10 ⁻⁴
—	< 1.6×10 ⁻⁴	< 6.1×10 ⁻⁵	< 1.6×10 ⁻⁴	< 6.3×10 ⁻⁵	< 1.4×10 ⁻⁴	< 5.8×10 ⁻⁵	< 5.8×10 ⁻⁵	< 6.9×10 ⁻⁵				
J R R	—	—	< 5.9×10 ⁻⁵	—	—	< 1.7×10 ⁻⁴	< 1.3×10 ⁻⁴	< 5.0×10 ⁻⁵	< 1.3×10 ⁻⁴	< 5.0×10 ⁻⁵	—	—
R I	< 1.6×10 ⁻⁴	< 2.1×10 ⁻⁴	< 1.4×10 ⁻⁴	< 3.0×10 ⁻⁴	4.4×10 ⁻⁴	< 3.3×10 ⁻⁴	6.5×10 ⁻⁴	—	—	—	—	—
実験利用	< 1.4×10 ⁻⁴	< 5.7×10 ⁻⁵	< 1.4×10 ⁻⁴	< 5.9×10 ⁻⁵	< 2.1×10 ⁻⁴	< 2.1×10 ⁻⁴	1.7×10 ⁻⁴	—	—	—	—	—
J R R	—	—	< 1.4×10 ⁻⁴	< 1.7×10 ⁻⁴	< 1.5×10 ⁻⁴	< 5.7×10 ⁻⁵	< 5.7×10 ⁻⁵	2.2×10 ⁻⁴	< 5.8×10 ⁻⁵	< 5.8×10 ⁻⁵	—	—
J R R	—	< 2.0×10 ⁻⁴	1.4×10 ⁻⁴	< 5.8×10 ⁻⁵	< 1.5×10 ⁻⁴	< 1.5×10 ⁻⁴	< 5.5×10 ⁻⁵	< 1.5×10 ⁻⁴	< 1.5×10 ⁻⁴	< 6.7×10 ⁻⁵	< 6.7×10 ⁻⁵	< 6.7×10 ⁻⁵
放射線標準施設	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
再処理特別研究棟	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
液體処理施設	< 2.0×10 ⁻⁴	1.4×10 ⁻⁴	< 1.8×10 ⁻⁴	7.8×10 ⁻⁵	< 1.5×10 ⁻⁴	< 5.8×10 ⁻⁵	< 1.6×10 ⁻⁴	< 1.6×10 ⁻⁴	< 1.6×10 ⁻⁴	< 6.2×10 ⁻⁵	—	—
圧縮処理施設	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
第1廃棄物処理棟	< 1.5×10 ⁻⁴	< 6.0×10 ⁻⁵	< 1.9×10 ⁻⁴	1.4×10 ⁻⁴	< 1.4×10 ⁻⁴	< 6.0×10 ⁻⁵	< 1.4×10 ⁻⁴	< 6.0×10 ⁻⁵	< 1.4×10 ⁻⁴	< 5.8×10 ⁻⁵	< 5.8×10 ⁻⁵	< 5.8×10 ⁻⁵
第2廃棄物処理棟	< 1.4×10 ⁻⁴	< 5.7×10 ⁻⁵	< 1.5×10 ⁻⁴	< 5.8×10 ⁻⁵	< 1.6×10 ⁻⁴	< 6.9×10 ⁻⁵	< 1.3×10 ⁻⁴	< 6.9×10 ⁻⁵	< 1.3×10 ⁻⁴	< 5.6×10 ⁻⁵	< 5.6×10 ⁻⁵	< 5.6×10 ⁻⁵
汚染除去場	< 8.8×10 ⁻⁴	< 3.1×10 ⁻⁴	< 3.9×10 ⁻⁴	8.6×10 ⁻⁴	< 3.2×10 ⁻⁴	6.3×10 ⁻⁴	< 2.5×10 ⁻⁴	< 2.5×10 ⁻⁴	< 2.5×10 ⁻⁴	3.1×10 ⁻⁴	—	—
W A S T E F	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
環境シンクレーション	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
電源特会施設	< 1.7×10 ⁻⁴	< 5.8×10 ⁻⁵	< 1.4×10 ⁻⁴	< 5.8×10 ⁻⁵	< 1.4×10 ⁻⁴	< 2.2×10 ⁻⁴	2.4×10 ⁻⁴	< 1.7×10 ⁻⁴	< 1.7×10 ⁻⁴	8.5×10 ⁻⁵	8.5×10 ⁻⁵	8.5×10 ⁻⁵
N S R R	< 1.5×10 ⁻⁴	< 5.9×10 ⁻⁵	< 1.5×10 ⁻⁴	< 6.1×10 ⁻⁵	< 6.4×10 ⁻⁴	< 6.4×10 ⁻⁵	< 4.2×10 ⁻⁴	< 4.2×10 ⁻⁴	< 4.2×10 ⁻⁴	< 5.2×10 ⁻⁵	< 5.2×10 ⁻⁵	< 5.2×10 ⁻⁵
N U C E F	—	—	—	—	—	—	—	—	—	9.3×10 ⁻⁵	9.3×10 ⁻⁵	9.3×10 ⁻⁵

(注) 表中の “—” は、測定該当試料がなかったことを示す。

1 A. 5 放射線計測器の管理

A.5.1 概 要

サーベイメータ、環境放射線監視システム及び施設の放射線管理用モニタ等、放射線計測器の定期点検、校正を年次計画に基づき年2回（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（40台）に沿って実施した。

放射線管理用モニタのうち、再処理試験室、フッ素実験室等3施設3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。また、JRR-4の改造工事完了に伴い、放射線管理モニタの復旧を実施した。

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

（村上 博幸）

A.5.2 サーベイメータ等の管理

東海研究所、高崎研究所、那珂研究所及びむつ事業所で使用しているサーベイメータ等の校正を実施した。1997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、1,610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1,050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515台、照射線量計の校正、核分裂電離箱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8件、フィルムバッジ、TLD、ガラス線量計等の基準照射を733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40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、 ^{57}Co (3.7GBq)線源及び ^{51}Cr (7.4GBq)線源の更新、並びに ^{147}Pm (7.4GBq)線源の新規購入を行うとともに、第1照射室の放射性同位元素保管容器の更新、第5照射室の気温・気圧・湿度表示装置の整備及びR I線源の使用時間管理装置の整備を行った。

(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、1997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	156	276
電離箱式サーベイメータ	198	298
β 線表面汚染検査計	252	495
α 線表面汚染検査計	125	238
中性子サーベイメータ	16	15
レムカウンタ	23	22
NaIシンチレーション式サーベイメータ	19	33
テレテクタ	27	45
ガスフロー式サーベイメータ	26	40
ガスチックシンチレーション式サーベイメータ	74	137
トリチウムサーベイメータ	3	5
半導体サーベイメータ	4	6
合 計	923	1,610

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課が所管している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。また、科学技術庁による定期検査を受検した。

1997年度の故障件数は11件であった。主な故障内容は、測定部、検出器温度制御装置等の故障であった。

(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課の放射線管理用モニタについては、年2回（第3研究棟、第4研究棟、JRR-3、第3廃棄物処理棟、NUCEF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、科学技術庁による定期検査を受検した。

Table A.5.3-1に1997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

JRR-4の改造工事終了に伴う放射線管理用モニタの復旧を実施するとともに、次の施設の放射線管理用モニタについて、更新を実施した。

再処理試験室	排気ダストモニタ	1系統
フッ素実験室	排気ダストモニタ	1系統
汚染除去場	排気ダストモニタ	1系統

(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、1997年度)

モニタ名称	故障件数(件)	故障率(件数／系統数)
エリアモニタ	19	0.06
ダストモニタ	26	0.13
水・ガスマニタ	4	0.06
ハンドフットクロスモニタ	40	0.50
モニタリングポスト	7	0.50
モニタリングステーション	4	0.50
その他	16	-
合 計	116	116/654 = 0.18

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、測定機器の校正及び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。1997年度の測定件数は延べ26,421件、測定時間は延べ45,392時間で、1996年度に比べてそれぞれ17%、6%増加した。測定件数と測定時間について、業務内容及び測定種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49件発生し、延べ38時間停止した。このうち γ 線スペクトルデータ収集時において、258ch (129keV) に明らかにノイズと思われる6桁を超える疑似計数が入り込むことが9月頃から16件発生した。ノイズが確認されたシステムの波高分析モジュールの入れ替え等により原因を調べているが、まだ解明されていない。

測定機器の精密校正は、1996年度に購入した検出器(GE-2)を含め、施設放射線管理に使用しているGe半導体検出器(GE-1)を2台、 α 線 β 線同時計数装置を2台及び液体シンチレーションカウンタを2台、それぞれ実施した。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39件実施した。

1997年度の放射能試料自動測定解析装置の更新(第6期)では、液体シンチレーションカウンタを1台、環境放射能管理試料の測定に使用しているGe半導体検出器の更新用として2台を納入した。前者については、各種性能確認試験を実施し、1998年度から運用を開始する。後者については、1998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、増設した液体シンチレーションカウンタ及び増設予定の α 線スペクトロメータのデータ処理が、既存の測定器と同様に自動解析処理できるように、既存アプリケーションプログラムの変更を行った。また、ワークステーション版 γ 線核種分析システムで分析したスペクトルデータをパーソナルコンピュータへ転送し、汎用のアプリケーションプログラムによる任意のデータ処理ができるようにした。

(大井 義弘)

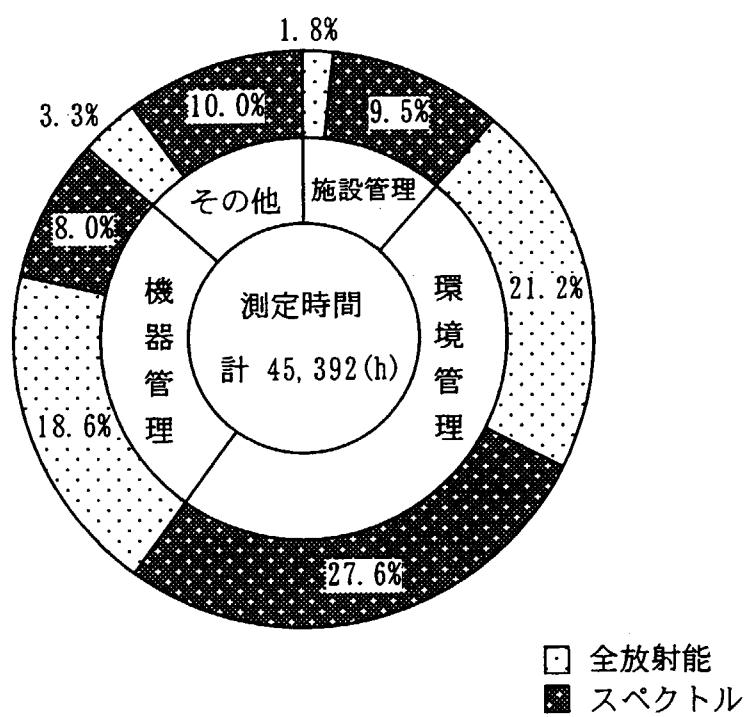
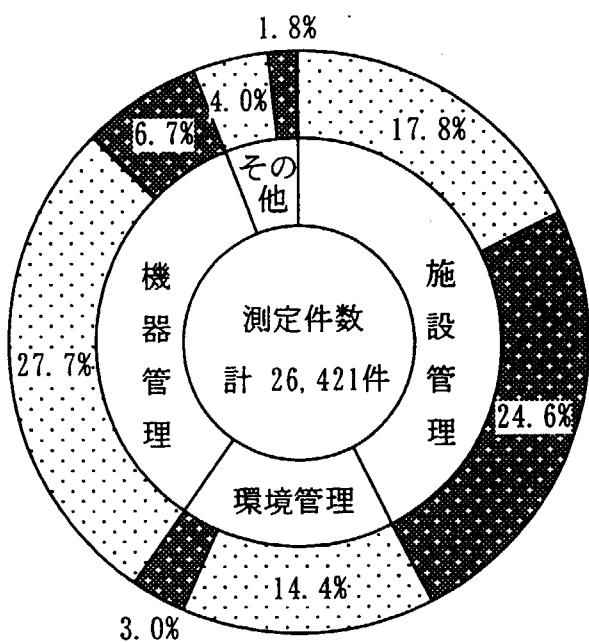


Fig. A.5.4-1 試料測定の内訳（東海研究所, 1997年度）

1 B 那珂研究所

1 B. 1 放射線管理

B.1.1 概 要

那珂研究所における JT-60 実験棟等の施設の放射線管理、個人被ばく管理、環境放射線監視、放射線モニタ等の維持管理及び各種放射線管理記録の報告等の定常業務を1996年度に引き続き実施した。施設の放射線管理に係わ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、前年度に引き続き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。本年度は、計算機の2000年対応の一貫として JT-60 放射線モニタ自動監視装置の内、X-γ 線エリアモニタに係る計算機システムを更新した。

放射線業務従事者の線量当量については、実効線量当量及び組織線量当量とともに、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。1997年度における実効線量当量は、最大2.6mSvであり、被ばくの大部分(2.1mSv)は JT-60 真空容器内定期点検作業による被ばくであった。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。

1997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しては、JT-60 装置の真空容器排気管等の改造に係る変更許可申請を行った。また、科学技術庁放射線安全課による初の立入り検査を受検した。

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

1997年度は、職員及び請負業者等の放射線業務従事者 1,141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78.5人・ミリシーベルト、平均実効線量当量が 0.07mSvで、1996年度の集団線量当量とほぼ同じであった。年間最大実効線量当量は2.6mSvで、被ばくの大部分 (2.1mSv) は、JT-60 真空容器内定期点検作業によるものであった。

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。

(澤島 啓)

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、1997年度)

管 理 期 間	放射線業務 従事者実員	実効線量当量分布(人數)					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 量当量未満	0.2 mSv 以上 1.0 mSv 以下	1.0 mSv 以上 5.0 mSv 以下	5.0 mSv を超え 15 mSv 以下	15 mSv を超え るもの			
第1四半期	768	695	66	7	0	0	0.06	1.3	46.6
第2四半期	506	506	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
第3四半期	843	804	26	13	0	0	0.04	2.1	31.9
第4四半期	610	610	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
年 間 ^{*2}	1141	1037	81	23	0	0	0.07	2.6	78.5
	(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^{*2} カッコ内の数値は、1996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、1997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(人數)					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 量当量未満	0.2 mSv 以上 1.0 mSv 以下	1.0 mSv 以上 5.0 mSv 以下	5.0 mSv を超え 15 mSv 以下	15 mSv を超え るもの			
職 員 等	185	183	2	0	0	0	0.00	0.4	0.6
外 来 研 究 員 等	12	12	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
請 負 業 者	944	842	79	23	0	0	0.08	2.6	77.9
全 作 業 者	1141	1037	81	23	0	0	0.07	2.6	78.5

^{*1} フィルムバッジの検出下限線量当量 : 0.2 mSv

B.1.3 施設の放射線管理

(1) 放出放射性物質の管理

1997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作業（ダイバータ改造工事、第1壁タイルの改修・整備作業、プラズマ対向機器の点検）について実施した。

1996年度から引続いて実施し、1997年5月中旬に終了したダイバータ改造工事では、ダイバータタイル等の取付けが行われた。機器取付中（4月7日）及び作業終了日（5月12日）の真空容器内作業位置の線量当量率は、それぞれ、 $18\text{ }\mu\text{Sv/h}$ 、 $15\text{ }\mu\text{Sv/h}$ であった。また、真空容器内の表面密度は、トリチウムで最大 0.7Bq/cm^2 （P-1）、トリチウム以外で $<0.4\text{Bq/cm}^2$ であった。空気中放射能濃度は、検出下限濃度未満であり、トリチウムで $<9.5\times10^{-6}\text{Bq/cm}^3$ 、トリチウム以外で $<2.3\times10^{-9}\text{Bq/cm}^3$ であった。

11月から12月の定期点検に行われた第1壁タイルの改修・整備作業及びプラズマ対向機器の点検では、作業開始時の真空容器内線量当量率は $50\text{ }\mu\text{Sv/h}$ で、終了時は $30\text{ }\mu\text{Sv/h}$ であった。真空容器内の表面密度は、トリチウムで最大 16Bq/cm^2 （タイル表面）、トリチウム以外で $<0.4\text{Bq/cm}^2$ であった。空気中放射能濃度は、検出下限値未満であり、トリチウムで $<1.2\times10^{-5}\text{Bq/cm}^3$ 、トリチウム以外で $<2.4\times10^{-9}\text{Bq/cm}^3$ 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、 $9.3\times10^2\text{ mSv/月}$ 、 $2.2\times10^2\text{ mSv/月}$ 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（ $6.9\times10^{-2}\text{ mSv/月}$ ）であった。

（秋山 勇）

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, 1997年度)

項目 施設名	放射性塵埃			放射性ガス		
	核種	年間放出量 (Bq)	年間平均濃度 (Bq/cm ³)	核種	年間放出量 (Bq)	年間平均濃度 (Bq/cm ³)
JT-60実験棟	全β	0	<1.7×10 ⁻¹⁰	⁴¹ Ar ³ H	0 0	<3.9×10 ⁻³ <2.1×10 ⁻⁵

(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“<（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, 1997年度)

核種	年間放出量 (Bq)	廃液量 (m ³)	放出管理基準値 (Bq/年)	年間放出量		
				放出管理基準値	年間放出量	
³ H	4.7×10 ⁵ (4.5×10 ⁶)	1.2×10 ²		7.4×10 ⁷	6.4×10 ⁻³	
³ H以外の核種	0 (6.0×10 ⁵)			7.4×10 ⁶	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 γ 線及び中性子線の線量当量率の月平均値と月間最大値を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 γ 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、1997年度) (単位: nSv/h)

年 月	γ 線 ^{*1}				中性子線 ^{*2}			
	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
1997年 4月	55.0	59.0	63.0	66.0	3.2	3.5	3.1	3.5
	56.0	63.0	64.0	70.0	3.3	3.7	3.2	3.5
	57.0	61.0	64.0	70.0	3.3	3.8	3.2	3.6
	54.0	58.0	61.0	63.0	3.3	3.7	3.1	3.4
	57.0	61.0	63.0	66.0	3.4	3.7	3.2	3.5
	55.0	61.0	62.0	66.0	3.1	3.4	3.0	3.2
	52.0	55.0	60.0	64.0	3.1	3.4	3.0	3.2
	56.0	62.0	63.0	67.0	3.1	3.2	2.9	3.1
	57.0	63.0	62.0	68.0	3.1	3.4	2.9	3.2
	56.0	64.0	63.0	70.0	3.1	3.6	3.0	3.4
	58.0	69.0	62.0	71.0	3.2	3.5	2.9	3.3
	58.0	62.0	61.0	65.0	3.2	3.6	3.0	3.4
1998年 1月	56.0	64.0	63.0	70.0	3.1	3.6	3.0	3.4

*1 アルゴン封入加圧電離箱式 γ 線モニタを使用*2 ^3He 比例計数管式中性子線モニタを使用

Table B.1.4-2 積算線量の測定結果

(那珂研究所、1997年度) (単位: μGy)

測定期間 及び 測定結果 地点名	第1四半期		第2四半期		第3四半期		第4四半期		年間 積算 線量	
	1997年3月19日 ～ 1997年6月19日		1997年6月19日 ～ 1997年9月19日		1997年9月19日 ～ 1997年12月19日		1997年12月19日 ～ 1998年3月19日			
	測定値	91日換算	測定値	91日換算	測定値	91日換算	測定値	91日換算		
モニタリングポスト No. 1	60	59	52	51	60	60	48	49	220	
モニタリングポスト No. 2	97	96	84	83	97	97	88	89	366	

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

B.1.5 放射線計測器の管理

核融合装置の水素放電実験時に設置したX- γ 線エリアモニタ4チャンネル、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、 β 線表面汚染検査計10台、 α 線表面汚染検査計1台、電離箱式サーベイメータ6台、レムカウンタ6台、シンチレーション式サーベイメータ1台、警報付ポケット線量計50本、ポケット線量計151本、電子ポケット線量計59本及びTLD素子2,030個について実施した。

(秋山 勇)

B.1.6 JT-60におけるFB評価値/APD積算値と被ばく寄与核種との相関

JT-60の放射線作業のうち真空容器内作業（第1壁タイルの改修・整備作業等）では、作業エリアの線量当量率は $30\text{ }\mu\text{Sv/h}$ から $50\text{ }\mu\text{Sv/h}$ とあまり高くはないが、作業に50日以上要するため、 1 mSv 以上の外部被ばくをともなう。このため、作業開始時には、計画線量当量を設定し、APDを用いて作業者の外部被ばくを管理している。1991年度からのJT-60重水素放電実験開始以降、毎年定期点検時に真空容器内作業が行われている。この他、1996年度から1997年度にかけて真空容器内ダイバータ改造工事も行われた。1995年度以後の真空容器内作業では、APDの日々の測定値に、1995年度の同作業のデータから得られた定数（FB評価値/APD積算値）を乗じ、その積算値により、被ばく管理を実施しているが、この定数にバラツキが見られるので、これまでのデータを再検討した。以下にその結果について述べる。

(1) FB評価値/APD積算値の比

1993年度から1997年度における真空容器内作業とダイバータ改造工事で得られたFB評価値/APD積算値の比をFig. B.1.6-1及びFig. B.1.6-2に示す。横軸はAPD積算値を、縦軸はFB評価値/APD積算値の比を示す。これらの図から、各年度の真空容器内作業とダイバータ改造工事のFB評価値/APD積算値の平均値の比は、1.0から1.5の範囲であった。

真空容器内構造材の放射化生成物としては、 ^{58}Co （半減期；70.8日、放出 γ 線；811keV）、 ^{60}Co （半減期；5.27年、放出 γ 線；11731keV, 1333keV）、 ^{54}Mn （半減期；312日、放出 γ 線；835keV）等がある。これらの核種のうち外部被ばくに寄与する核種は、主として、 ^{58}Co と ^{60}Co である。これら核種の作業時の存在割合は、JT-60運転停止後の経過時間等に依存する。経過時間は、これまでの作業では25日から154日の範囲であった。経過時間等の線量当量率への寄与の程度を評価する指標として、全 γ 線量当量率と ^{60}Co 線量当量率の比に着目した。 γ 線の一次元輸送コードANISNと誘導放射能計算コードCINAC-V4を用いてそれぞれの線量当量率を計算し、これらの比とFB評価値/APD積算値の相関について調べた。

(2) 真空容器内全 γ 線量当量率/ ^{60}Co 線量当量率に対するFB評価値/APD積算値との相関

各年度における作業開始時の真空容器内全 γ 線量当量率/ ^{60}Co 線量当量率に対するFB評価値/APD積算値の比をFig. B.1.6-3に示す。図から、各作業開始時の真空容器内全 γ 線量当量率/ ^{60}Co 線量当量率に対するFB評価値/APD積算値の比は、1997年度の真空容器内作業を除くとほぼ直線関係にあり、真空容器内全 γ 線量当量率/ ^{60}Co 線量当量率が1.4のとき、FB評価値/APD積算値は1.0であり、3.0のときは1.2であった。

これらのことから、真空容器内作業では、作業毎にその計画段階で、計算により全 γ 線量当量率/ ^{60}Co 線量当量率の比を評価し、FB評価値/APD積算値の補正係数を求め、作業時の被ばく管理を行うこととするが、データにある程度のバラツキがあるので、データの信頼性を高めるため今後の真空容器内作業時においてもさらなるデータの蓄積を行う予定である。

（秋山 勇）

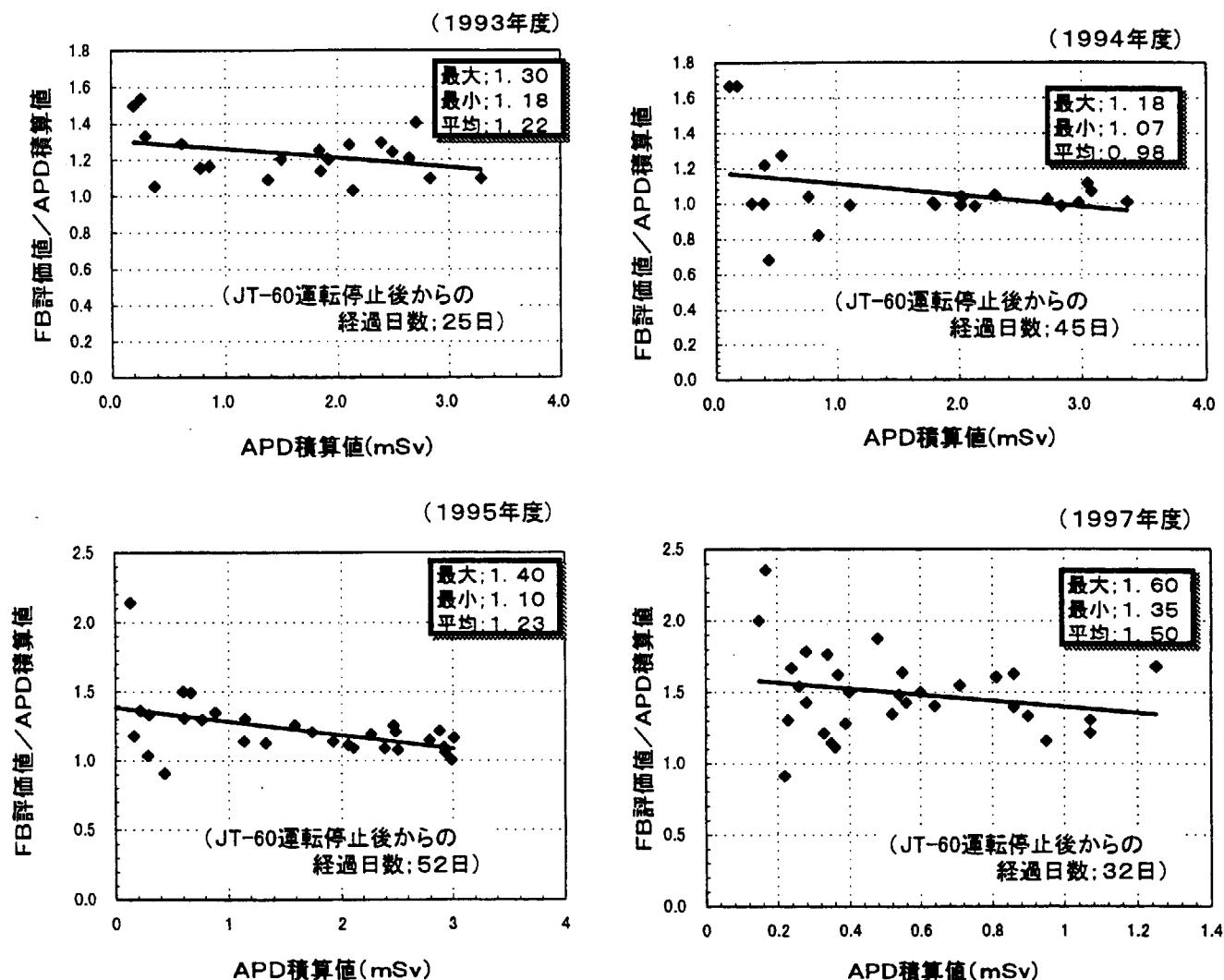


Fig. B.1.6-1 真空容器内作業（1993年度～1997年度）

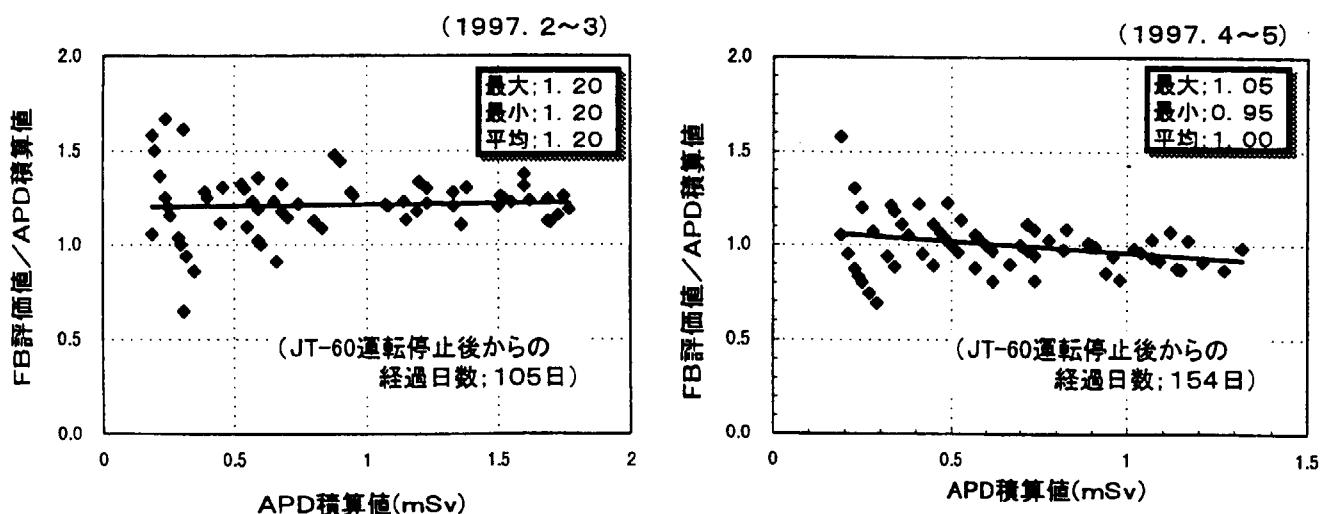


Fig. B.1.6-2 ダイバータ改造工事（1997年2月～5月）

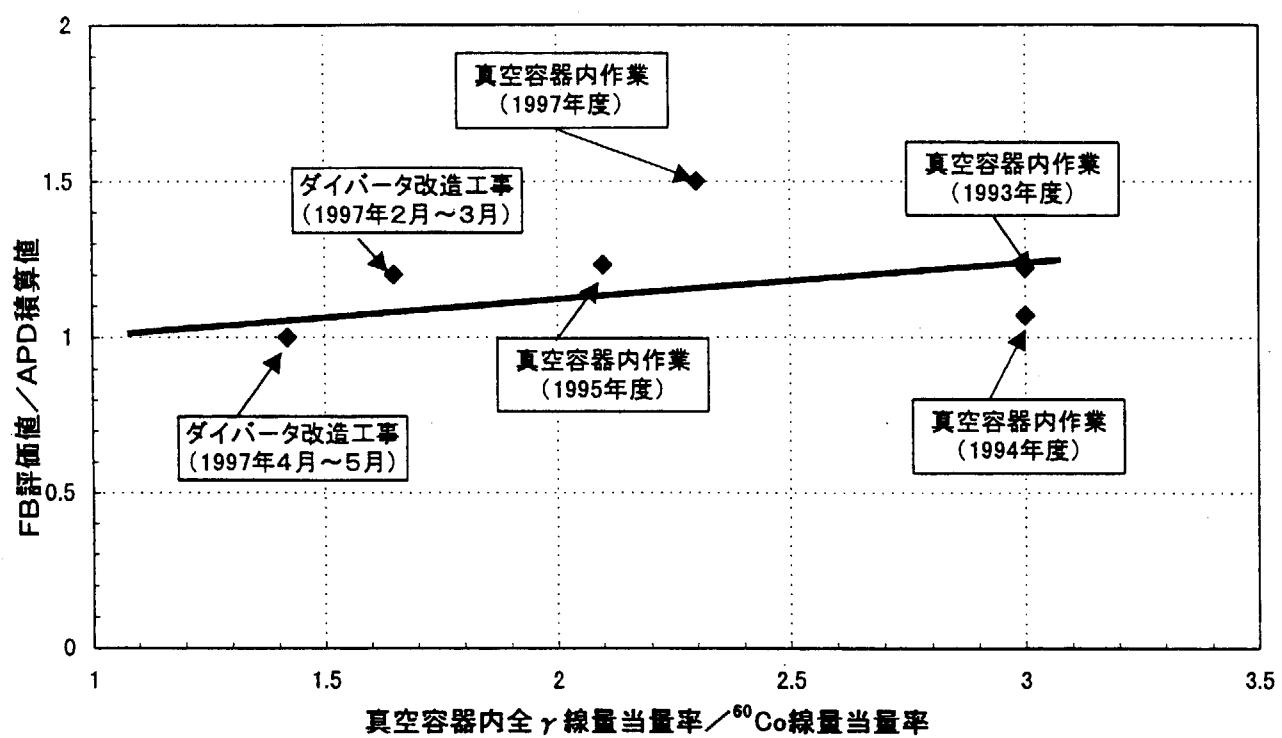


Fig. B.1.6-3 作業開始時の真空容器内全 γ 線量当量率 / ^{60}Co 線量当量率に対する
FB評価値 / APD積算値の比

1 C 高崎研究所

1 C .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及び各種放射線管理状況の報告等の業務を1996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点検・保守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。1997年度における実効線量当量の最大は1.4mSvであり、サイクロトロン加速器の点検・保守作業に従事した作業者の被ばくであった。内部被ばくについては、全身計測による確認検査の結果、被検者全員有意な体内汚染は検出されなかった。

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。

(泉 幸男)

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

1997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8.3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1.4mSvであり、サイクロトロン加速器の点検・保守作業に従事した作業者であった。

放射線業務従事者の管理対象人数、実効線量当量等については、四半期別、作業者区別に集計した。結果をTable C.1.2-1, Table C.1.2-2に示す。

1997年度における共同利用者、工事の下見等で管理区域に一時的に立ち入った者は1,691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、すべて検出下限値以下であった。

(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207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)

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

(高崎研究所, 1997年度)

管理期間	放射線業務従事者員 実	実効線量当量分布(人數)				平均実効線量当量 (mSv)	最大実効線量当量 (mSv)	集団線量当量 (person·mSv)	実効量 (person·mSv)
		検出下限線量 当量未満*1	0.2mSv以上 1.0mSv以下	1.0mSvを超えて 5.0mSv以下	5.0mSvを超えて 15mSv以下				
第1四半期	483	479	4	0	0	0	0.00	0.5	1.1
第2四半期	524	519	5	0	0	0	0.01	0.9	3.3
第3四半期	507	507	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
第4四半期	538	529	9	0	0	0	0.01	0.6	3.9
年間*2	685 (652)	669 (640)	15 (11)	1 (1)	0 (0)	0 (0)	0.01 (0.01)	1.4 (1.5)	8.3 (5.2)

*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、1996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

(高崎研究所, 1997年度)

作業者区分	放射線業務従事者員 実	実効線量当量分布(人數)				平均実効線量当量 (mSv)	最大実効線量当量 (mSv)	集団線量当量 (person·mSv)	実効量 (person·mSv)
		検出下限線量 当量未満*1	0.2mSv以上 1.0mSv以下	1.0mSvを超えて 5.0mSv以下	5.0mSvを超えて 15mSv以下				
職員等	148	141	7	0	0	0	0.02	0.6	2.3
外来研究員等	324	324	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
請負業者	217	208	8	1	0	0	0.03	1.4	6.0
研修生	0	0	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
全作業者	685 *2	669	15	1	0	0	0.01	1.4	8.3

*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。

C.1.3 施設の放射線管理

(1) 放出放射性物質の管理

1997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ともない⁴¹Arが、ポジトロン放出核種の製造とこの核種を用いた植物体内移行実験にともない¹¹C及び¹³Nがそれぞれ放出された。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。人が常時立ち入る場所では20 $\mu\text{Sv}/\text{h}$ を超える場所はなかった。また、管理区域周辺では最大0.4 $\mu\text{Sv}/\text{h}$ (⁶⁰Co第1照射棟南側壁) であった。

(3) 表面密度の管理

R I 使用施設の管理区域内において、定期的に表面密度の測定を行ったが $<0.4\text{Bq}/\text{cm}^2$ であった。

(4) 主な放射線作業の管理

1997年度の主な作業は、サイクロトロン加速器における定期点検、真空漏れ修理、マグネチックチャンネルコイル水漏れ修理等の点検・保守作業及びポジトロン放出核種の製造とこの核種を用いた植物体内移行実験が年間を通じて行われた。点検・保守作業時の作業位置での線量当量率は最大0.5mSv/hで、最大実効線量当量は1.4mSvであった。

(酒井 俊也)

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, 1997年度)

項目 施設名	放射性塵埃			放射性ガス		
	核種	年間放出量 (Bq)	年間平均濃度 (Bq/cm ³)	核種	年間放出量 (Bq)	年間平均濃度 (Bq/cm ³)
イオン照射 研究施設	全 β ^{65}Zn	— 0	$<5.3 \times 10^{-11}$ $<7.0 \times 10^{-10}$	^{41}Ar ^{11}C ^{13}N	2.7×10^9 7.2×10^8 3.8×10^7	$<4.5 \times 10^{-5}$ $<4.5 \times 10^{-5}$ $<4.5 \times 10^{-5}$

(備考) 年間放出量及び年間平均濃度は次のように算出した。

年間放出量: 検出下限濃度値未満のものは放出量を0として1年間集計した。

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

C.1.4 放射性同位元素の保有状況

コバルト照射施設で使用する照射用⁶⁰Co線源については、減衰補充用として棒状密封線源12個、計4.62PBq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.1.4-1及びTable C.1.4-2に、放射線発生装置の種類及び性能をTable C.1.4-3に示す。

(早坂 寿夫)

Table C.1.4-1 放射性同位元素の種類及び数量（非密封）

(高崎研究所、1998年3月31日現在)

施 設 名	貯蔵能力(1群換算)			核種及び現有数量	備 考
イオン照射研究施設	RI貯蔵室	2群	2900 MBq	²² Na 45.3 MBq ⁵⁴ Mn 260 kBq ⁵⁶ Co 880 Bq ⁵⁷ Co 26.3 kBq ⁵⁸ Co 100 Bq	
		4群	14 MBq	⁷ Be 158 Bq	
		貯蔵箱(1)	2120 MBq	⁴¹ Ti 9.0 kBq	
		貯蔵箱(2)	103.5 MBq	⁴¹ Ti 5.8 kBq	
		貯蔵箱(3)	0.252 MBq	¹³³ Xe 3.75 kBq	
		貯蔵箱(7)	50 MBq	³² P 834 kBq	

Table C.1.4-2 放射性同位元素の種類及び数量（密封）

(高崎研究所, 1998年3月31日現在)

施設名	貯蔵能力	核種及び現有数量	備考
コバルト第1照射棟	^{60}Co 55.5PBq	^{60}Co 52.18 TBq × 23 個 76.63 TBq × 22 個 127.07 TBq × 23 個 56.50 TBq × 56 個 141.50 TBq × 23 個 311.03 TBq × 14 個 400.00 TBq × 12 個	
コバルト第1照射棟 線源貯蔵施設	^{60}Co 55.5PBq	—	
コバルト第2照射棟	^{60}Co 18.5PBq	^{60}Co 1.63 TBq × 27 個 20.85 TBq × 20 個 83.73 TBq × 23 個 92.88 TBq × 20 個 106.00 TBq × 24 個 275.26 TBq × 14 個 339.63 TBq × 12 個 167.68 TBq × 3 個	
コバルト第2照射棟 線源貯蔵施設	^{60}Co 55.5PBq	^{60}Co 0.63 TBq × 5 個 0.31 TBq × 5 個 0.94 TBq × 80 個 1.05 TBq × 70 個 5.29 TBq × 29 個 7.11 TBq × 20 個 8.02 TBq × 39 個 8.86 TBq × 21 個	
食品照射ガソマ-線照射棟 (貯蔵箱)	^{60}Co 1.44GBq	^{60}Co 75.4 GBq × 12 個	
食品照射ガソマ 線照射棟	^{60}Co 14.8PBq	^{60}Co 40.17 TBq × 15 個 31.65 TBq × 12 個 29.84 TBq × 28 個 17.83 TBq × 18 個 12.33 TBq × 20 個 10.08 TBq × 44 個 36.73 TBq × 14 個 31.74 TBq × 24 個 28.58 TBq × 26 個 24.24 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}Co 1.036TBq	^{60}Co 7.19 TBq 0.19 TBq	固定式照射装置 固定式照射装置
" 線源貯蔵庫	^{137}Cs ^{60}Co 177.6TBq 518GBq × 2	^{137}Cs 84.10 TBq	
コバルト第1照射棟 RI小線源貯蔵室	A室	^{60}Co 370MBq × 1 ^{60}Co 37MBq × 2 ^{60}Co 185MBq × 1 ^{226}Ra 74MBq × 1	^{60}Co 84.06kBq × 1 個 ^{60}Co 0.57MBq × 2 個 ^{60}Co 2.55MBq × 1 個 ^{226}Ra 74MBq × 1 個
	B室	^{60}Co 2.59TBq × 1 ^{137}Cs 3.33TBq × 1	^{60}Co 29.88GBq × 1 個 ^{137}Cs 1.51TBq × 1 個
	C室	^{60}Co 370GBq × 1	^{60}Co 22.40GBq
サイクロトロン棟 R I 貯蔵室	^{241}Am 3.7GBq × 1	^{241}Am 3.7GBq × 1 個	
サイクロトロン棟 ISOL室内貯蔵箱	^{57}Co $^{119\text{m}}\text{Sn}$ 370MBq × 4 370MBq × 4	^{57}Co 3.94MBq × 1 個 —	
1号加速器棟 照射実験室内貯蔵箱	^{22}Na ^{22}Na 3.7GBq 370MBq	^{22}Na 3.7GBq × 1 個 ^{22}Na 370MBq × 1 個	

Table C.1.4-3 放射線発生装置の種類と性能

(高崎研究所, 1998年3月31日現在)

装 置 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 2 MeV, 30mA	1	
2 号 加 速 器	コッククロフト・ワルトン型加速器 3 MeV, 25mA	1	
サイクロトロン	AVFサイクロトロン 陽子: 0 ~ 90MeV 0 ~ 45e μ A 重陽子: 0 ~ 53MeV 0 ~ 50e μ A Heイオン: 0 ~ 130MeV 0 ~ 40e μ A 重イオン(Li~Bi) : 最大27.5MeV/A, 30p μ A	1	
タンデム加速器	ファン・デ・グラーフ型加速装置 加速電圧: 0 ~ 3 MV連続可変 陽子: 5 e μ A (6MeV) 重陽子: 1 e μ A (6MeV) Heイオン: 2 e μ A (9MeV) 重イオン(Li~Bi) : 最大1.7MeV/A, 25e μ A	1	
シングルエンド加速器	コッククロフト・ワルトン型加速器 加速電圧: 0 ~ 3 MV連続可変 陽子: 300e μ A (3MeV) 重陽子: 200e μ A (3MeV) Heイオン: 200e μ A (3MeV) 重イオン(Li~0) : 200e μ A (3MeV) 電子: 100e μ A (3MeV)	1	
低エネルギー電子加速器 (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 変圧器型電子加速装置 990 kV, 10 μ A	1 1	" "
X線回析装置 (研究棟)	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 μ 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 μ A	1	"
サイクロトロン棟 イオン源室	ECRイオン源 陽イオン: 20kV, 200e μ A	1	"
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	"

C.1.5 環境放射線の管理

モニタリングポストは構内敷地境界の東西南北4地点に設置されている。これらの空間線量当量率の監視結果をTable C.1.5-1及びTable C.1.5-2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)

Table C.1.5-1 モニタリングポストにおける γ 線線量当量率の月平均値と月間最大値
(高崎研究所, 1997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
1997年4月	68.7	94.0	69.0	96.6	69.3	92.6	64.1	93.2
5月	68.8	89.4	69.4	94.0	69.4	87.3	64.3	88.6
6月	67.9	91.0	68.2	93.8	70.2	91.4	63.5	91.4
7月	68.0	81.0	68.3	94.2	73.4	91.8	63.5	89.0
8月	67.5	87.4	67.8	93.2	74.7	99.7	63.3	92.6
9月	59.9	88.4	68.0	91.0	73.1	99.4	63.5	89.2
10月	68.7	72.0	68.9	83.2	68.5	80.0	64.1	78.0
11月	69.0	87.0	69.3	94.0	70.8	89.9	64.8	95.4
12月	68.7	79.8	68.6	88.2	70.0	84.8	64.1	85.4
1998年1月	68.2	92.2	67.8	98.4	68.8	92.7	63.5	99.4
2月	69.6	92.2	68.6	92.0	68.6	96.4	63.4	87.2
3月	69.3	84.6	68.6	96.4	71.4	93.6	63.4	91.4

注) 検出器: 加圧式電離箱

Table C.1.5-2 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, 1997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
1997年4月	2.94	6.86	4.01	11.2	2.86	6.30	3.21	8.66
5月	3.04	7.38	4.93	10.1	2.91	6.94	3.29	9.66
6月	2.94	7.26	5.94	9.82	2.83	7.30	3.22	9.32
7月	2.95	6.40	6.67	9.84	2.84	7.10	3.39	8.20
8月	2.88	7.76	5.00	9.98	2.66	6.60	3.87	9.86
9月	2.66	8.38	5.18	9.84	2.19	6.68	4.17	9.70
10月	2.74	6.04	3.30	7.42	2.74	6.58	3.29	8.14
11月	2.74	7.44	3.11	7.26	2.57	6.40	2.92	7.32
12月	2.72	6.94	3.12	7.16	2.55	7.16	2.93	8.32
1998年1月	2.65	6.36	3.01	7.74	2.49	6.06	3.16	7.18
2月	2.68	6.06	3.06	6.94	2.57	6.70	2.91	8.10
3月	2.68	7.46	3.15	7.88	2.47	8.74	3.05	9.04

注) 検出器: レムカウンタ

C.1.6 放射線計測器の管理

イオン照射研究施設の排気ダスト、ガスモニタ、室内ダストモニタ、エリアモニタ、ハンドフットクロスモニタ、簡易型全身カウンタ、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。

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。1997年度には、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50台、表面汚染検査計25台、電離箱式サーベイメータ30台、シンチレーション式サーベイメータ16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4台について実施した。

(早坂 寿夫)

1 D 大洗研究所

1 D. 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1996年度に引き続いて滞りなく実施した。また, 7月から管理対象施設として新たにH T T Rが加わった。

区域放射線管理についてはJ M T Rの第120サイクルから第122サイクルの運転, J M T Rにおける圧力サージタンク改修, 主循環系ベント弁の更新, O G L-1仕切り管及びハンガーロッドの切断, ホットラボにおける排風機更新及びセル内機器等の除染作業を行った。

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。1997年度における実効線量当量は, 最大 2.7mSv , 平均 0.04mSv であり, 集団実効線量当量は, 48.7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。

1997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管理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 $1.0\mu\text{Sv}$, 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, 土壌, 農作物等の各種環境試料中の放射能濃度の測定等を実施したが, 施設からの放射性物質の放出に起因する異常は認められなかった。

放射線管理機器の更新・整備は, 廃棄物管理施設の β ・ γ 固体処理棟II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燃料研究棟の放射線モニタ監視装置の整備を行った。

また, 異常時等に安全管理棟中央監視室と防護活動本部室に主要施設の放射線管理モニタ情報を表示するための大型表示装置を設置した。

その他, 大洗研究所放射線安全取扱手引の改正, H T T RでのR I 使用許可申請や原子炉建家の管理区域化及び安全協議会の放射線業務従事者の再教育訓練等への協力を行った。

(大畠 勉)

D.1.2 管理区域

1997年度は、原子炉施設保安規定、核燃料物質使用施設等保安規定及び放射線障害予防規定に基づき、HTTR原子炉建家供用開始にともなう管理区域の指定・変更（一時的に指定されたものを除く）が実施された。

1997年度中に上記規定及び廃棄物管理施設保安規定に基づき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30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、1997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	8
排水設備の保守点検作業（改修工事等）	〃	12
JMTR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	9
放射線測定機器の校正及び非破壊検査	〃	1

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

1997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120サイクルから第122サイクルの原子炉運転にともなって⁴¹Arが、原子炉プール水からの蒸発及び圧力サージタンク更新作業で³Hが、またBOCAキャプセルによる高燃焼度試料の照射により⁸⁹Srが放出された。ホットラボではフルエンスモニタ試料解体時に⁴¹Arが、FPガス捕集分析作業時に⁸⁵Krが放出された。また、 β ・ γ 固体処理棟Ⅲ及び α 固体処理棟では廃棄物の焼却処理中に、廃液貯留施設Ⅰでは廃液の貯留中にそれぞれ³H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。

なお、HTTRは、管理区域が設定された7月以降のデータについて集計した。

(菊池 時則)

(2) 放出放射性廃液

1997年度に各施設で発生した放射性廃液の廃棄物管理施設への搬出状況、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。

廃棄物管理施設へ処理のために送られた廃液の年間放射能は β 、 γ 核種（³Hを除く、以下同じ）について 7.4×10^{10} Bqであった。この値は1996年度と比較すると、12%減となっている。この廃液中に含まれる主な核種は、³H、¹³⁷Cs、⁶⁰Co、⁹⁰Srであった。

排水溝へ放出された廃液の年間放出量は、 β 、 γ 核種が 4.7×10^7 Bqで、³Hが 1.7×10^{11} Bqであった。これらの値は、1996年度と比較すると、 β 、 γ 核種で6%減、³Hで75%減となっている。

排水溝における1日平均濃度の最大値は β 、 γ 核種で 3.5×10^{-3} Bq/cm³、3月間の平均濃度の最大値は β 、 γ 核種で 4.3×10^{-4} Bq/cm³であった。また、年間放出量の放出管理目標値に対する割合は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

(大洗研究所 1997年度)

項目 施設名		放射性塵埃 ^{*1}			放射性ガス		
		核種	年間放出量 ^{*2} (Bq)	年間平均濃度 ^{*3} (Bq/cm ³)	核種 ^{*4}	年間放出量 ^{*2} (Bq)	年間平均濃度 ^{*3} (Bq/cm ³)
J M T R	J M T R	全β	—	< 9.6×10 ⁻¹¹	⁴¹ Ar	2.9×10 ¹³	3.4×10 ⁻²
		全α	—	< 5.3×10 ⁻¹¹	³ H	5.3×10 ⁹	< 2.2×10 ⁻⁵
		⁶⁰ Co	0	< 2.9×10 ⁻¹⁰			
		¹³¹ I	0	< 2.0×10 ⁻⁹			
		⁸⁹ Sr	2.1×10 ³	< 2.5×10 ⁻¹²			
		⁹⁰ Sr	0	< 9.4×10 ⁻¹³			
H T T R	居室実験室	全β	—	< 1.1×10 ⁻¹⁰	—	—	—
		⁶⁰ Co	0	< 6.4×10 ⁻¹⁰			
	¹³⁷ Cs	全β	—	< 9.1×10 ⁻¹¹	⁸⁸ Kr	0	< 9.0×10 ⁻³
		全α	—	< 7.9×10 ⁻¹¹	³ H	0	< 2.0×10 ⁻⁵
		¹³⁷ Cs	0	< 3.9×10 ⁻¹⁰			
		¹³¹ I	0	< 1.9×10 ⁻⁹			
	ホットラボ	全β	—	< 5.5×10 ⁻¹¹	⁸⁵ Kr	8.6×10 ⁸	< 2.9×10 ⁻³
		全α	—	< 5.3×10 ⁻¹¹	⁴¹ Ar	3.3×10 ⁸	< 2.9×10 ⁻³
		²³⁹ Pu	0	< 5.3×10 ⁻¹¹			
		¹³⁷ Cs	0	< 2.6×10 ⁻¹⁰			
		¹³¹ I	0	< 2.0×10 ⁻⁹			
		⁸⁹ Sr	0	< 2.1×10 ⁻¹²			
燃 料 研 究 棟	燃料研究棟	⁹⁰ Sr	0	< 8.7×10 ⁻¹³			
		全β	—	< 5.5×10 ⁻¹¹	—	—	—
		全α	—	< 5.3×10 ⁻¹¹			
	²³⁹ Pu	²³⁹ Pu	0	< 5.3×10 ⁻¹¹			
		全β	—	< 2.3×10 ⁻¹⁰	—	—	—
廃 棄 物 管 理 施 設	^β ・ ^γ 固体処理棟 I	⁶⁰ Co	—	< 2.3×10 ⁻¹⁰	—	—	—
		⁶⁰ Co	0	< 1.4×10 ⁻⁹			
	^β ・ ^γ 固体処理棟 II	⁶⁰ Co	—	< 2.3×10 ⁻¹⁰	—	—	—
		⁶⁰ Co	0	< 1.4×10 ⁻⁹			
		全β	—	< 5.5×10 ⁻¹¹	³ H	8.1×10 ⁸	< 2.1×10 ⁻⁵
	^β ・ ^γ 固体処理棟 III	⁶⁰ Co	0	< 3.0×10 ⁻¹⁰			
		⁸⁹ Sr	0	< 2.3×10 ⁻¹²			
	^β ・ ^γ 固体処理棟 IV	⁹⁰ Sr	0	< 9.6×10 ⁻¹³			
		全β	—	< 2.3×10 ⁻¹⁰	—	—	—
		¹³⁷ Cs	0	< 1.2×10 ⁻⁹			

項目 施設名	放射性塵埃 ^{*1}			放射性ガス		
	核種	年間放出量 ^{*2} (Bq)	年間平均濃度 ^{*3} (Bq/cm ³)	核種 ^{*4}	年間放出量 ^{*2} (Bq)	年間平均濃度 ^{*3} (Bq/cm ³)
廃棄物管理施設	全β	—	< 5.5×10 ⁻¹¹	³ H	3.9×10 ⁸	< 1.9×10 ⁻⁵
	全α	—	< 5.3×10 ⁻¹¹			
	²³⁹ Pu	0	< 5.3×10 ⁻¹¹			
	⁶⁰ Co	0	< 3.0×10 ⁻¹⁰			
	⁸⁹ Sr	0	< 2.7×10 ⁻¹²			
	⁹⁰ Sr	0	< 1.1×10 ⁻¹²			
除染施設	全β	—	< 2.3×10 ⁻¹⁰	³ H	0	< 3.7×10 ⁻⁵
	¹³⁷ Cs	0	< 1.2×10 ⁻⁹			
	全β	—	< 2.3×10 ⁻¹⁰	—	—	—
^a 固体貯蔵施設	¹³⁷ Cs	0	< 1.3×10 ⁻⁹	—	—	—
	全β	—	< 1.2×10 ⁻⁹	—	—	—
	全α	—	< 1.1×10 ⁻⁹			
除染処理試験棟	²³⁹ Pu	0	< 6.8×10 ⁻¹⁰			
	⁶⁰ Co	0	< 5.3×10 ⁻⁹			
	全β	—	< 2.3×10 ⁻¹⁰	—	—	—
廃液貯留施設 I	¹³⁷ Cs	0	< 1.2×10 ⁻⁹			
	全β	—	< 2.3×10 ⁻¹⁰	³ H	1.0×10 ⁸	< 3.6×10 ⁻⁵
廃液貯留施設 II	¹³⁷ Cs	0	< 1.2×10 ⁻⁹	—	—	—
	全β	—	< 2.9×10 ⁻¹⁰	—	—	—
有機廃液一時格納庫	¹³⁷ Cs	0	< 1.9×10 ⁻⁹			
	全β	—	< 3.8×10 ⁻¹⁰	—	—	—
^a 一時格納庫	¹³⁷ Cs	0	< 1.6×10 ⁻⁹	—	—	—
	全β	—	< 5.8×10 ⁻¹⁰	—	—	—
R I 利用開発棟	⁶⁰ Co	0	< 2.6×10 ⁻⁹			
	R I 棟	全β	—	< 2.3×10 ⁻¹⁰	—	—
	¹³⁷ Cs	0	< 1.2×10 ⁻⁹			
F P 棟	全β	—	< 2.3×10 ⁻¹⁰	—	—	—
	¹³⁷ Cs	0	< 1.3×10 ⁻⁹			

*1 撮発性核種を含む。

*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 廃棄物管理施設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, 1997年度)

項目 施設名	廃棄物管理施設へ搬出		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 ³)	年間放出量 (Bq)	廃液量 (m ³)	放出施設 (Bq/cm ³)	3月間の平均濃度の 最大値 (Bq/cm ³)	年間放出量 (Bq)		
J M T ボ 木 ラ R I 利用開発場 廃棄物処理 燃 H T	7.3×10 ¹⁰ 8.8×10 ⁸ 1.7×10 ⁵ 1.6×10 ⁸ 1.3×10 ⁶ 0	1.8×10 ³ 6.1×10 ¹ 7.0 6.0×10 ² 3.7×10 ¹ 0	0 — 0 0 0 α β, ³ H	0 — 0 0 0 (8.7×10 ³) (5.8×10 ⁵) (2.1×10 ⁶)	α β, γ 原 研 3H	<1.4×10 ⁻⁴ 3.5×10 ⁻⁸ — 5.1	α β, γ 3H	<1.2×10 ⁻⁵ 4.3×10 ⁻⁴ — 4.9×10 ⁻¹	
排水監視施設	—	—	—	α β, ³ H	0 (3.2×10 ⁸) (4.7×10 ⁷) 1.7×10 ¹¹	2.3×10 ⁴	—	—	
動燃大洗	4.0×10 ⁸	2.7×10 ²	α ³ H	0 (1.5×10 ⁵) (5.3×10 ⁵) (1.6×10 ⁸) —	2.9×10 ²	α ³ H	<5.0×10 ⁻⁴ <1.8×10 ⁻³ <1.0	α β, ³ H	<5.0×10 ⁻⁴ <1.8×10 ⁻³ <1.0
東北大金属材料研究所	0 1.7×10 ⁸	0 2.4×10 ¹	—	—	—	—	—	α β, ³ H	0 (1.5×10 ⁵) (5.3×10 ⁵) (1.6×10 ⁸) 0 (1.6×10 ⁸)
合 計	7.4×10 ¹⁰	2.8×10 ³	α ³ H	0 (3.4×10 ⁶) (4.7×10 ⁷) 1.7×10 ¹¹ (1.6×10 ⁸)	2.3×10 ⁴	—	—	α β, ³ H	0 (3.4×10 ⁶) 4.7×10 ⁷ (1.4×10 ⁸) 1.7×10 ¹¹ (1.6×10 ⁸)

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

注2 平均濃度：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(大洗)排水溝出口での濃度を示した。年間放出量：検出下限濃度以上と未満の年間放出量を区分して集計した。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, 1997年度)

核種		放出管理目標値 (Bq/年)	年間放出量 (Bq)	年間放出量 放出管理目標値
³ H 以外の 核種	総量	2.2×10^9	4.7×10^7	2.1×10^{-2}
	⁶⁰ Co	2.2×10^8	2.1×10^7	9.5×10^{-2}
	¹³⁷ Cs	1.8×10^9	1.5×10^7	8.3×10^{-3}
³ H		3.7×10^{12}	1.7×10^{11}	4.6×10^{-2}

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、1997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。

J M T R 及び H T T R から放出された放射性希ガス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 J M T R 南西方位の周辺監視区域境界であり、その値は、 $1.0 \mu\text{Sv}$ 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 ^3H , ^{60}Co 及び ^{137}Cs 等について算出した結果、 $0.19 \mu\text{Sv}$ であった。液体廃棄物による核種別の実効線量当量を Table D.1.4-2 に示す。

放射性希ガス及び液体廃棄物による実効線量当量の合計は $1.2 \mu\text{Sv}$ 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、1997年度)

原子炉施設	年間放出量* (Bq)	JMTR南西方位の周辺監視区域境界 の年間実効線量当量 ($\mu\text{Sv}/\text{y}$)
J M T R	1.8×10^{13}	1.0
H T T R	0	0
合 計		1.0

* 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、1997年度)

核種	年間放出量* (Bq)	年間実効線量当量 ($\mu\text{Sv}/\text{y}$)
^3H	1.7×10^{11}	1.2×10^{-2}
^{60}Co	2.1×10^7	1.5×10^{-1}
^{90}Sr	1.0×10^7	3.3×10^{-3}
^{137}Cs	1.6×10^7	2.7×10^{-2}
合 計		1.9×10^{-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

1997年度は、事故等による放射性汚染及び被ばくはなかった。

(鈴木 隆)

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、1998年3月に調査した。また、3.7MBq以下の密封線源についても合わせて調査した。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。

1997年度における許可の変更等は、以下の2件であった。

- ①H T T Rにおいて、密封された放射性同位元素 $^{241}\text{Am-B}\text{e}$ (148GBq×1) を使用するための変更
- ②ホットラボにおいて、密封された放射性同位元素 ^{60}Co (240TBq×3) の使用及び貯蔵を廃止するための変更

(秋野 仁志)

Table D.1.6-1 課室別放射性同位元素保有状況
(1998年3月31日現在)

(大洗研究所、1997年度)

課 室 名	密封された放射性同位元素			密封されていない放射性同位元素			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	5.3×10^{11}	—	—	28	621	8.1×10^7
放 射 性 廃 業 物 処 理 課	2	2	2.6×10^{11}	10	9.1×10^7	12	41	2.3×10^7
プ ル ト ニ ュ ム 技 術 開 発 室	1	1	3.3×10^8	1	5.0×10^9	7	9	6.6×10^6
計 画 課	—	—	—	8	2.6×10^7	10	18	2.2×10^6
原 子 炉 第 1 課	2	4	5.6×10^{11}	—	—	—	—	—
原 子 炉 第 2 課	2	2	3.8×10^9	—	—	6	10	1.9×10^5
照 射 第 1 課	—	—	—	—	—	7	10	1.3×10^6
照 射 第 2 課	—	—	—	—	—	1	8	1.0×10^7
検 査 技 術 課	—	—	—	1	3.3×10^2	12	16	7.3×10^5
ホ ッ ト ラ ポ 課	3	14	8.4×10^{11}	26	8.3×10^{12}	12	48	6.7×10^6
利 用 開 発 室	14	53	7.8×10^{10}	10	6.5×10^{10}	23	70	2.0×10^7
H T T R 技 術 開 発 室	1	1	1.5×10^{11}	—	—	—	—	—
合 計	97	2.4×10^{12}	—	8.4×10^{12}	—	851	1.5×10^8	—

1 D. 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 1177 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、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、内部被ばくの確認検査及び入退域検査を、それぞれ延べ 208 人及び 56 人について実施した。これらの検査の結果、有意な体内汚染が検出された放射線業務従事者はいなかった。

(鈴木 隆)

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、1997年度は年間 1177 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は 4 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 0.04mSv, 48.7 人・ミリシーベルトであった。また、個人の年間最大実効線量当量は 2.7mSv 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、作業者区分別に集計して 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 10.9mSv 及び 2.7mSv 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)

Table D.2.2-1 放射線業務従事者の実効線量当量に係る管理期間別被ばく状況

(大洗研究所, 1997年度)

管理期間	放射線業務 従事者実員	実効線量当量分布(人数)				平均実効 線量当量 (mSv)	最大実効 線量当量 (mSv)	集団実効 線量当量 (person · mSv)	
		検出下限線量 当量未満*	0.2mSv以上 1.0mSv以下	1.0mSv以上 5.0mSv以下	5.0mSvを超える 15mSv以下				
第1四半期	502	472	29	1	0	0	0.03	1.1	15.0
第2四半期	739	699	36	4	0	0	0.02	1.2	17.1
第3四半期	781	757	24	0	0	0	0.01	0.9	10.2
第4四半期	725	710	15	0	0	0	0.01	0.6	6.4
年間*	1177 (918)	1127 (844)	33 (59)	17 (15)	0 (0)	0 (0)	0.04 (0.06)	2.7 (2.6)	48.7 (51.7)

*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、1996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区分別被ばく状況

(大洗研究所, 1997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*	0.2mSv以上 1.0mSv以下	1.0mSv以上 5.0mSv以下	5.0mSvを超える 15mSv以下				
職員等	295	280	13	2	0	0	0.03	2.3	8.3
外来研究員等	52	50	1	1	0	0	0.04	1.5	2.0
請負業者	834	801	19	14	0	0	0.05	2.7	38.4
全作業者	1177	1127	33	17	0	0	0.04	2.7	48.7

* フィルムバッジの検出下限線量当量 : 0.2mSv

D.2.3 内部被ばく線量当量の管理

内部被ばく線量当量に係る管理は、定期検査、入退域検査、臨時検査及び確認検査の各検査区分にしたがって実施した。これらの検査の結果、有意な体内汚染が検出された放射線業務従事者はいなかった。1997年度における延べ受検者数を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登録時に体外計測法により検査した結果、有意な内部被ばくが認められた者はいなかった。

(3) 臨時検査

臨時検査の対象となる事例はなかった。

(4) 確認検査

体外計測法及びバイオアッセイ法により定期あるいは随時の確認検査を実施し、放射線作業の健全性を確認した。体外計測法により延べ140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。

（鈴木 隆）

Table D.2.3-1 内部被ばく検査延べ受検者数

(大洗研究所、1997年度)

管理期間	定期検査 入退域検査 体外計測 全身計測	臨時検査			確 認 検 査			合 計
		体 外 計 測		全 身 計 測	胸 部 計 測	全 α 放射能	全 β 放射能	
		全 身 計 測	胸 部 計 測					天 然 ワ ラ ン
第 1 四半期	0	8	0	30	0	0	0	6
第 2 四半期	0	37	0	30	0	6	0	6
第 3 四半期	0	11	0	37	6	0	0	6
第 4 四半期	0	0	0	37	0	6	0	6
年 間	0	56	0	134	6	12	0	32
								264

(注) バイオアッセイによる検査及び胸部計測は全て東海研究所で実施した。

1 D. 3 施設の放射線管理

D.3.1 概 要

1997年度は1996年度に引き続いだ各施設の放射線管理を行うとともに、HTRの放射線モニタ及び放射線管理用計算機システムの整備、燃料研究棟の放射線モニタ監視装置の整備、廃棄物管理施設の β (γ)固体処理棟Ⅱの放射線モニタの更新を行った。

1997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) JMT-Rにおける第120から第122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、圧力サージタンクの更新、主循環系ベント弁の更新並びにOGL-1仕切管及びハンガーロッドの切断、試験ループ装置制御盤の撤去にともなう作業
- (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、照射済キャップセルの解体、照射済試料等の搬出及びJMT-R使用済燃料対米輸送にともなう作業
- (3) HTRにおける原子炉施設保安規定と核燃料物質使用施設等保安規定の認可及び障害予防規定の変更の届出、管理区域の設定、中性子源の炉内挿入及び核燃料組立にともなう作業
- (4) 廃棄物管理施設における固体、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・保守にともなう作業
- (5) 燃料研究棟におけるイオン交換法によるプルトニウム精製及び廃液処理にともなう作業
- (6) RI利用開発棟における ^{252}Cf 中性子源を用いた各種実験等
- (7) 安全管理棟における放射線測定機器の保守・校正

これらの作業においては、異常な被ばくや放射線管理上の問題は生じなかった。

JMT-R圧力サージタンクの更新終了時の加圧試験で主循環系ベント弁から漏水が発見されたため、原子炉水位を炉心の上端約15cmまで低下させて同型弁の交換作業が実施された。この作業に先立ち、建内外の線量当量率の測定を行って放射線管理上の問題がないことの確認を行った。

(古田 敏城)

D.3.2 圧力サージタンク更新作業にともなう放射線管理

JMTRでは、1996年度の定期検査前の巡視点検において、一次冷却設備主循環系統圧力サージタンク（以下タンク）より発錆が発見された。このため、タンクの開放点検作業を行った結果、漏洩であることが判明したため、1997年度にタンクの更新が行われた。

(1) 作業概略

開放点検は1996年11月5日から11月11日にわたり実施された。作業は一次冷却設備系内を水抜きし、タンクに入室して内部を除染したのち、目視による外観検査やスミヤ法によるタンク当て板及び内面の浸透探傷試験等を実施するという手順で行われた。

更新作業は1997年6月23日から7月25日にわたり実施された。タンク本体は接続されている配管を切断して閉止板を取付けたのち、全体を養生して炉室地下3階に保管された。新タンクは設置据え付け部のレベル調整を行ったのち、既存配管と溶接し固定された。

(2) 放射線管理

開放点検にあたって、作業者がタンク内に入室して拭き取りによる除染を行うため、タンク内部での酸素欠乏や空気汚染による内部被ばくの防止措置としてエアラインマスク及びビニールアノラックスーツを着用させることとした。さらに、汚染拡大防止のために、作業場所及び周辺にはグリーンハウス、チェンジングルームを設置して局所排気を行うこととし、室内ダストモニタにより作業場所の空气中濃度を連続監視した。除染作業時の線量当量率はタンク内作業位置で $5 \mu\text{Sv}/\text{h}$ 、表面密度は $1 \times 10^5 \text{Bq}/\text{cm}^2$ （核種 ^{60}Co ）であり、除染後の線量当量率は $3 \mu\text{Sv}/\text{h}$ 、表面密度は $0.4 \text{Bq}/\text{cm}^2$ 以下であった。作業期間中における空气中濃度は検出下限濃度未満であった。

更新作業にはバンドソー及びサンダーを用いた切断工具及び溶接機を使用する。このため、微小な切断片や放射性エアロゾルの空気飛散による作業環境への汚染拡大防止策として、グリーンハウスを設置して作業場所の局所排気を行った。また、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た。更新作業時の線量当量率は作業位置 $0.3 \mu\text{Sv}/\text{h}$ 、表面密度は $0.4 \text{Bq}/\text{cm}^2$ 以下、作業期間中の空气中濃度は検出下限濃度未満であった。

これらの作業期間中の作業者の外部被ばくは全作業員とも検出下限値以下であり、放射線管理上の異常等はなかった。

（佐藤 崇）

D.3.3 JMTR原子炉水位低下時における建家内外の放射線量率測定

JMTRでは、1997年7月18日に主循環系ポンプ室の一次冷却系ベント弁から微小水漏れが発生した。その後の調査の結果、同ベント弁と同型の弁49体を更新することになり、1997年9月8日から10月23日にかけて作業が実施された。その一部のベント弁交換作業については、原子炉圧力容器内の水を炉心上面近傍まで低下させる必要が生じたため、線量当量率の上昇による環境等への影響を把握するために、原子炉建家内外における γ 線の測定を行った。

(1) ベント弁交換作業の概要

圧力容器内の水位の低下作業は、1997年9月16日10時から開始され、17時20分に一次冷却系出口配管の下部（炉心上面から約125mmの位置）に到達し、その水位は9月17日20時40分まで継続されその間に11個の弁が交換された。

その後炉内に注水して9月17日21時20分に水位は一次冷却系入口配管の中心（炉心上面から約1075mmの位置）に到達し、7個の弁を交換作業するために9月18日18時10分まで継続された。その7個の弁の交換作業後に注水され20時頃に通常の水位に復帰した。

(2) 測定方法

線量当量率の測定は、水位を原子炉圧力容器内の通常水位から弁交換水位（炉心上面近傍）まで低下させた際に実施した。測定器は、建家内ではGMサーベイメータと γ 線エリヤモニタ、建家外ではシンチレーションサーベイメータとTLD素子を使用した。測定場所は、建家内においては炉室1階と主循環ポンプ室、建家外においては原子炉建家及び防護区域の周辺とした。なお、圧力容器内の水位低下作業は、事前に炉心構成要素等を撤去してから、水位を徐々に低下させる方法で行なわれた。また、得られた実測値についての直接線とスカイシャインの寄与を解析するために、QADコード及びG-33コードを用いて、前者は直接線を後者はスカイシャインによる線量当量率をそれぞれ計算した。

(3) 測定結果及び考察

原子炉中心から測定位置の距離をパラメータにして、距離と実測した線量当量率の関係について示した原子炉建家内外の線量当量率測定結果をFig. D.3.3-1, Fig. D.3.3-2に示す。また、地下階主循環系ポンプ室の弁交換作業位置では最大 $20\mu\text{Sv}/\text{h}$ であった。

以上の線量測定結果及び計算結果から次のことが確認された。

- (a) 水位低下時における建家内での炉室1階炉プール中央の線量当量率は、通常値は $0.5\mu\text{Sv}/\text{h}$ に対して $1\text{mSv}/\text{h}$ まで上昇した。
- (b) 建家外での線量当量率は、最大 $0.16\mu\text{Sv}/\text{h}$ （正味値）であり、原子炉中心から約100mまで影響が見られた。
- (c) 計算結果から建家外の線量当量率の上昇の原因是、直接線による寄与は無視できる値で、スカイシャインによるものであることが判った。

（黒沢 義昭）

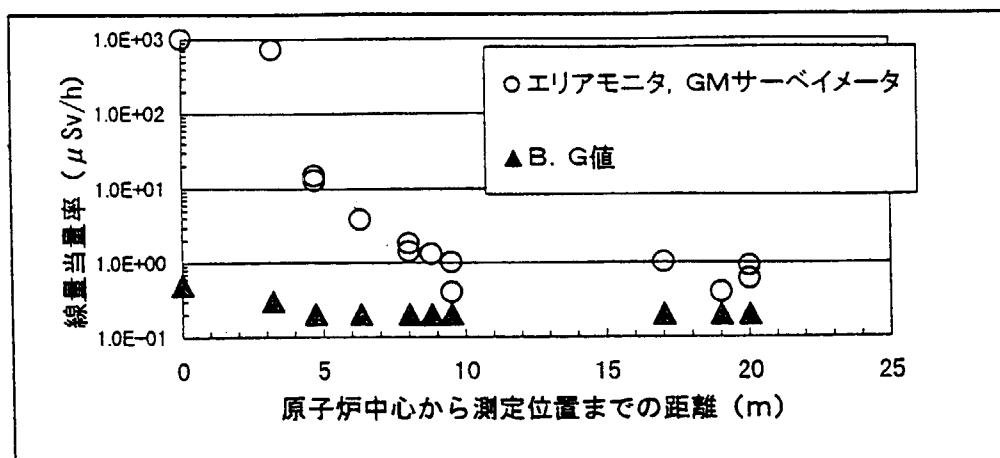


Fig. D.3.3-1 建家内における線量当量率測定結果

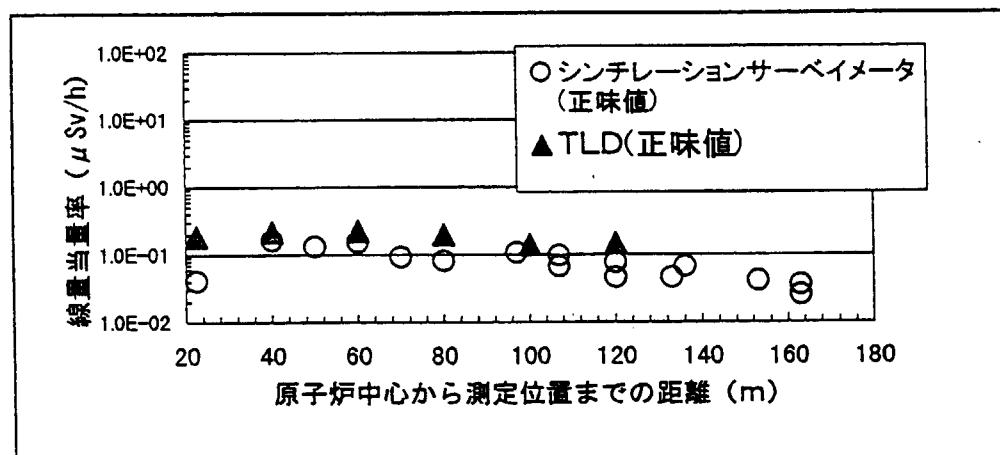


Fig. D.3.3-2 建家外における線量当量率測定結果

D.3.4 緊急時における放射線管理課員の活動用器材の検討

1. 目的

大洗研究所の施設及び周辺において、事故等の異常事態が発生したとき、放射線管理課員（以下、放管員という。）は、その発生場所に急行し、支援活動を行うことになる。しかし、支援活動を行うには、汚染検査や線量当量率測定等の評価を行うための、スミヤロ紙や記録用紙等の活動器材及びこれらの活動を行うための防護器材等が必要となる。現時点では、これらの器材がまとめて保管されていないため、その都度、当該施設内で集めなければならない。また、異常事態の発生時間及び発生場所によっては、他の施設においてこれらの器材等を確保することとなるので、支援活動の開始が遅くなる恐れがある。

そこで、異常事態の発生時間及び発生場所に関係なく、放管員が事故等の発生場所に急行し、ただちに初動業務（防護活動本部が設置される前等）を迅速に行うための器材を整備することを目的として、課内にアドホック委員会を設けて検討した。

2. 検討項目

アドホック委員会では、初期活動の支援作業を検討し、それについて必要と考えられる活動用器材を検討した。

検討項目は、放管員の活動範囲と、作業内容、人数、器材の種類、数量、器材の保管場所、保管方法及び管理方法等であり、勤務時間内及び時間外の別についても検討した。

3. 検討結果

放管員が行う緊急時の初期活動の支援作業は、被ばく者（被ばく線量当量）の有無及び身体汚染の確認、現場及び周辺の線量当量率、表面密度測定及び立ち入り制限区域の明確化、負傷者への対処（汚染検査等の放管員としてできること。）、作業者の防護アドバイス及び測定試料の採取、測定などとなった。また、業務を遂行するための最低限必要な人数は、2人ペアで2チームの合計4人とした。

これらに必要な活動用器材についての検討結果のうち勤務時間外用器材リストをTable D.3.4-1に示す。

器材は、必要最小限の数量（緊急防護器材車が到着するまで活動可能な数量）とし、運搬及び移動性を考えて軽量コンパクト化を図るとともに、作業を行うにあたりできる限り両手が使用できる事を考慮した結果、1名分を1セットとし、リュックに収納することとした。非常事態の発生に対し、常に対処することを考慮して、勤務時間内用として、各放管係に2セット（安全管理棟：2セット）、及び勤務時間外用として正門詰所の防護器材置場に5セット（4人分と予備）を配備することとした。

各放管係に配備した器材の管理は、3ヵ月毎に各放管係で行うこととし、防護器材置場の器材の保管・管理は、防塵、防湿のためプラスチック容器に保管するとともに、放管員全員が器材の種類・保管場所の把握を行うために3ヵ月毎に係単位で交代で行うこととした。

（山根 健路）

Table D.3.4-1 勤務時間外の緊急時放管活動用器材リスト（1セット）

器 材 名 称	1 セットの 数 量	保管場所・方法 管理方法	備 考
1) 外部被ばく測定関係 ・フィルムバッジ ・警報付線量計	1 1	個個	定期交換 緊急時用とする 乾電池方式とする
2) 内部被ばく防護関係 ・平面マスク	1	個	
3) 身体汚染防護関係 3-1) 頭部 ・布帽子 ・ヘルメット	1 1	個個	ライト付又はヘッドランプ
3-2) 身体 ・つなぎ服 ・タイベックスーツ ・ビニールアノラック	1 1 1	着着着	サイズ L:3, LL:2 サイズ LL:3, 3L:2
3-3) 手、腕 ・布手袋 ・ゴム手袋 ・腕力バー	2 2 2	双双双	サイズ8.5, 8.0を各1双
3-4) 足 ・重足 ・靴力バー ・オーバーシューズ	1 2 1	足足足	
4) 試料採取関係 ・表面密度 ・スミヤロ紙 ・スミヤロ紙ホルダ ・化学雑巾 ・ビニール袋(小) ・ピンセット ・綿棒 ・カーテ(30cm×1m) ・はさみ ・ボリ瓶	100 10 40 10 1 10 3 1 2	枚枚枚枚個本枚個個	保管場所：正門詰所の防護器材置場 数量：5セット 保管方法：リュック等に収納し、防塵、防湿のため、プラスチック製の容器等に収納保管する。 管理方法：各係交代制とする。(3ヶ月間) 1/4に裁断したもの 容量：500cc
5) 記録関係(筆記用具) ・バインダー ・記録紙(B5) ・ボールペン ・マジック ・チョーク ・管理区域図面	1 1 2 2 5 1	枚冊本本式	
6) その他 ・安全帶 ・マスキングテープ ・ボリロープ ・安全靴(半長靴)	1 1 10 1	個個m足	サイズ26, 27, 28cmを各2足程度準備しておく

1 D. 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、施設からの放射性物質の放出に起因する異常は認められなかった。また、風向・風速、大気温度、降雨等の気象観測を行った。

大洗研究所及び動燃大洗工学センター等で構成する大洗地区環境放射線監視部会を1997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ヵ所（原研：8ヵ所、動燃：6ヵ所）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ヵ月間の積算線量は、J M T Rを中心半径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, 1997年度) (単位: nGy/h)

事業所	年月 ポストNo.	1997年										1998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	周辺監視区域境界	P-1 平均	33	33	32	32	32	33	33	34	34	34	33	33	33	0.74
		最大	47	51	53	53	54	44	48	54	56	51	59	55	59	-
		P-2 平均	31	31	31	31	31	32	33	34	34	34	34	33	32	1.38
		最大	46	48	50	48	46	42	43	53	54	52	61	52	61	-
		P-3 平均	37	37	36	36	37	37	37	38	37	37	37	37	37	0.51
		最大	50	51	53	55	52	46	46	55	56	55	62	55	62	-
		P-4 平均	27	27	27	27	27	28	28	29	28	28	28	28	28	0.65
		最大	38	42	44	46	41	38	37	50	48	44	51	43	51	-
動燃大洗	周辺監視区域境界	P-5 平均	30	30	30	30	30	32	32	33	33	33	33	30	31	1.44
		最大	42	46	49	48	47	44	41	54	54	53	61	47	61	-
		P-6 平均	41	42	42	42	42	43	43	44	44	44	44	44	43	1.08
		最大	52	55	58	59	59	53	51	61	62	61	68	63	68	-
		P-7 平均	32	32	32	31	31	30	31	31	31	31	31	30	31	0.67
		最大	40	45	46	47	42	36	38	41	47	41	47	44	47	-
		P-8 平均	29	30	29	29	29	30	30	31	30	30	30	29	30	0.65
		最大	42	46	47	48	44	41	43	50	50	52	58	49	58	-
動燃大洗	周辺監視区域境界	P-11 平均	35	35	34	33	33	34	34	35	34	35	35	34	34	-
		最大	47	49	51	50	48	43	49	50	53	53	60	49	60	-
		P-12 平均	35	35	34	34	34	35	35	35	34	34	34	34	34	-
		最大	47	48	49	49	49	42	52	48	50	53	58	48	58	-
		P-13 平均	35	35	34	34	34	35	35	36	36	36	36	36	35	-
		最大	49	50	52	53	53	45	56	54	56	60	68	54	68	-
		P-14 平均	35	35	35	35	35	35	35	36	36	36	35	35	35	-
		最大	49	50	52	51	54	45	55	52	54	56	62	57	62	-
		P-15 平均	32	32	32	32	31	32	32	33	32	32	32	32	32	-
		最大	46	47	51	50	52	43	50	52	53	53	59	54	59	-
		P-16 平均	30	30	30	30	30	31	31	32	31	31	31	30	31	-
		最大	43	47	48	49	48	41	44	50	50	47	54	49	54	-

Table D.4.2-2 積算線量測定結果

(大洗研究所, 1997年度) (単位: μGy)

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
	1997年 3月21日 1997年 6月20日	1997年 6月20日 1997年 9月19日	1997年 9月19日 1997年12月19日	1997年12月19日 1998年 3月20日	
No. 1	60	57	65	68	250
No. 2	73	69	78	82	302
No. 3	66	60	68	70	264
No. 4	72	69	74	82	297
No. 5	70	66	72	76	284
No. 6	75	74	74	82	305
No. 7	62	60	64	67	253
No. 8	80	73	82	80	315
No. 9	75	69	76	75	295
No. 10	67	63	67	72	269
No. 11	59	56	65	67	247
No. 12	79	68	82	81	310
No. 13	106	99	115	119	439
No. 14	72	63	76	77	288
No. 15	71	59	75	72	277
No. 16	65	56	69	67	257
No. 17	92	76	97	92	357
No. 18	75	63	79	82	299
No. 19	64	52	66	65	247
No. 20	69	56	70	67	262
No. 21	82	68	79	82	311

D.4.3 環境試料のモニタリング

(1) 環境試料中の全 β 放射能濃度

1997年度に行った大洗研究所敷地内及び周辺の環境試料中の全 β 放射能の測定は、1996年度と同様に実施した。

大型水盤による降下塵中の月間全 β 放射能降下量の測定結果を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の全 β 放射能濃度の測定結果をFig. D.4.3-2に示す。いずれの測定値にも異常は認められなかった。

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

環境試料中の全 β 放射能濃度の測定結果をTable D.4.3-2に示す。L海域及びM海域の海底土は、排水溝出口から2km以内の海域における3地点の混合試料及び排水溝出口から南へ5km、海岸から2km以内の海域における2地点の混合試料である。いずれの地点においても異常は認められなかった。

(2) 環境試料中の放射性核種濃度

全 β 放射能濃度と同様に、降下塵、大気塵埃、陸土、排水口近辺土砂、葉菜類、海底土及び海産物について核種分析を実施した。その結果をTable D.4.3-3に示す。いずれの測定値にも異常は認められなかった。

(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、1997年度) (単位: Bq/cm³)

採取年月	全 β (月平均)	${}^3\text{H}$ (月平均)	全 β (3月間平均)
1997年	4月 1.5×10 ⁻⁴	3.4×10 ⁻¹	1.3×10 ⁻⁴
	5月 1.4×10 ⁻⁴	2.2×10 ⁻¹	
	6月 9.2×10 ⁻⁵	1.8×10 ⁻¹	
	7月 1.3×10 ⁻⁴	2.6×10 ⁻¹	1.3×10 ⁻⁴
	8月 1.5×10 ⁻⁴	<1.9×10 ⁻²	
	9月 1.1×10 ⁻⁴	1.1×10 ⁻¹	
	10月 1.4×10 ⁻⁴	1.9×10 ⁻¹	1.7×10 ⁻⁴
	11月 1.8×10 ⁻⁴	3.9×10 ⁻¹	
	12月 2.0×10 ⁻⁴	4.5×10 ⁻¹	
1998年	1月 1.5×10 ⁻⁴	8.1×10 ⁻²	1.7×10 ⁻⁴
	2月 1.5×10 ⁻⁴	3.6×10 ⁻²	
	3月 2.0×10 ⁻⁴	3.0×10 ⁻¹	

Table D. 4.3-2 環境試料中の全 β 放射能濃度

(大洗研究所, 1997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 町営水道原水 北松川水道水 北松川井戸水	Bq/cm^3		$<6.2 \times 10^{-5}$ $<1.4 \times 10^{-5}*$ 1.2×10^{-4} 1.3×10^{-4} 1.6×10^{-4} 3.4×10^{-4}	$<6.2 \times 10^{-5}$ $<1.4 \times 10^{-5}*$ 1.0×10^{-4} 1.8×10^{-4} 1.2×10^{-4} 5.2×10^{-4}
	土壌	排水溝出口付近 処理中内田沢 日下太飛			4.9×10^{-1} 4.2×10^{-1} 5.2×10^{-1} 5.2×10^{-1} 3.9×10^{-1}	4.8×10^{-1} 4.2×10^{-1} 4.6×10^{-1} 4.6×10^{-1} 4.7×10^{-1}
	精ホウレンソウ 米白菜	旭村田崎 〃 〃			1.5×10^{-1}	1.8×10^{-2} 5.6×10^{-2}
海洋試料	海水	No. 1 (500 m) No. 2 (5 km) L 海域 M 海域	Bq/cm^3		$<4.0 \times 10^{-5}*$ $<4.0 \times 10^{-5}*$ $<4.0 \times 10^{-5}*$ $<4.0 \times 10^{-5}*$	$<4.0 \times 10^{-5}*$ $<4.0 \times 10^{-5}*$ $<4.0 \times 10^{-5}*$ $<4.0 \times 10^{-5}*$
	海底土	No. 1 (500 m) No. 2 (5 km) L 海域 M 海域			5.9×10^{-1} 5.8×10^{-1} 6.0×10^{-1} 6.5×10^{-1}	5.4×10^{-1} 5.5×10^{-1} 5.8×10^{-1} 5.5×10^{-1}
	シラス ヒラメ ハマグリ	大洗沖 〃 〃			1.0×10^{-1} 1.5×10^{-1} 7.1×10^{-2}	1.1×10^{-1} 1.6×10^{-1} 6.4×10^{-2}

* 鉄, バリウム共沈法による。

Table D.4.3-3 環境試料中の放射性核種濃度

環境試料	採取年月	採取地点	単位	^{54}Mn	^{60}Co	^{65}Cr	^{95}Nb	^{106}Ru	^{137}Cs	^{144}Ce	^{90}Sr	^{131}I
海水	1997年 7月	No. 1(500 m)		$<2.0 \times 10^{-5}$	$<2.0 \times 10^{-5}$	$<4.0 \times 10^{-5}$	$<2.0 \times 10^{-5}$	$<1.5 \times 10^{-5}$	$<4.0 \times 10^{-6}$	$<2.0 \times 10^{-5}$		
	1998年 1月			$<2.0 \times 10^{-5}$	$<2.0 \times 10^{-5}$	$<4.0 \times 10^{-5}$	$<2.0 \times 10^{-5}$	$<1.5 \times 10^{-5}$	$<4.0 \times 10^{-6}$	$<2.0 \times 10^{-5}$		
	1997年 7月	No. 2(5 Km)	Bq/cm ³	$<2.0 \times 10^{-5}$	$<2.0 \times 10^{-5}$	$<4.0 \times 10^{-5}$	$<2.0 \times 10^{-5}$	$<1.5 \times 10^{-5}$	$<4.0 \times 10^{-6}$	$<2.0 \times 10^{-5}$		
	1998年 1月			$<2.0 \times 10^{-5}$	$<2.0 \times 10^{-5}$	$<4.0 \times 10^{-5}$	$<2.0 \times 10^{-5}$	$<1.5 \times 10^{-5}$	$<4.0 \times 10^{-6}$	$<2.0 \times 10^{-5}$		
	1997年 7月	L 海 域		$<2.0 \times 10^{-5}$	$<2.0 \times 10^{-5}$	$<4.0 \times 10^{-5}$	$<2.0 \times 10^{-5}$	$<1.5 \times 10^{-5}$	$<4.0 \times 10^{-6}$	$<2.0 \times 10^{-5}$		
	1998年 1月			$<2.0 \times 10^{-5}$	$<2.0 \times 10^{-5}$	$<4.0 \times 10^{-5}$	$<2.0 \times 10^{-5}$	$<1.5 \times 10^{-5}$	$<4.0 \times 10^{-6}$	$<2.0 \times 10^{-5}$		
	1997年 7月	M 海 域		$<2.0 \times 10^{-5}$	$<2.0 \times 10^{-5}$	$<4.0 \times 10^{-5}$	$<2.0 \times 10^{-5}$	$<1.5 \times 10^{-5}$	$<4.0 \times 10^{-6}$	$<2.0 \times 10^{-5}$		
	1998年 1月			$<2.0 \times 10^{-5}$	$<2.0 \times 10^{-5}$	$<4.0 \times 10^{-5}$	$<2.0 \times 10^{-5}$	$<1.5 \times 10^{-5}$	$<4.0 \times 10^{-6}$	$<2.0 \times 10^{-5}$		
	1997年 5月			<2.0	<2.0	<4.0	<2.0	<8.0	<2.0	<8.0	$<4.0 \times 10^{-1}$	
	1997年 10月			<2.0	<2.0	<4.0	<2.0	<8.0	<2.0	<8.0	$<4.0 \times 10^{-1}$	
シラス	1997年 10月	大洗 沖	$\times 10^{-4}\text{Bq/g} \cdot \text{生}$	<2.0	<2.0	<4.0	<2.0	<8.0	<2.0	<8.0	$<4.0 \times 10^{-1}$	
ヒラメ	1997年 6月			<2.0	<2.0	<4.0	<2.0	<8.0	<2.0	<8.0	$<4.0 \times 10^{-1}$	
ハマグリ	1997年 12月			<2.0	<2.0	<4.0	<2.0	<8.0	2.6	<8.0	$<4.0 \times 10^{-1}$	
ホウレン草	1997年 5月			<2.0	<2.0	<4.0	<2.0	<8.0	<2.0	<8.0		
白菜	1997年 12月			<2.0	<2.0	<4.0	<2.0	<8.0	<2.0	<8.0		
精米	1997年 4月			$<1.9 \times 10^{-5}$	$<2.3 \times 10^{-5}$	$<3.6 \times 10^{-5}$	$<2.9 \times 10^{-5}$	$<1.5 \times 10^{-4}$	$<4.0 \times 10^{-4}$	$<9.7 \times 10^{-5}$	1.3×10^{-4}	$<4.0 \times 10^{-4}$
	1997年 11月	旭村 田崎	Bq/g・生	$<1.5 \times 10^{-5}$	$<1.6 \times 10^{-5}$	$<2.4 \times 10^{-5}$	$<2.5 \times 10^{-5}$	$<1.1 \times 10^{-4}$	$<4.0 \times 10^{-4}$	$<8.4 \times 10^{-5}$	1.5×10^{-4}	$<4.0 \times 10^{-4}$
	1997年 10月			$<1.3 \times 10^{-5}$	$<1.4 \times 10^{-5}$	$<2.5 \times 10^{-5}$	$<2.4 \times 10^{-5}$	$<1.2 \times 10^{-4}$	$<4.0 \times 10^{-4}$	$<8.2 \times 10^{-5}$	4.0×10^{-5}	

注) /:測定対象外

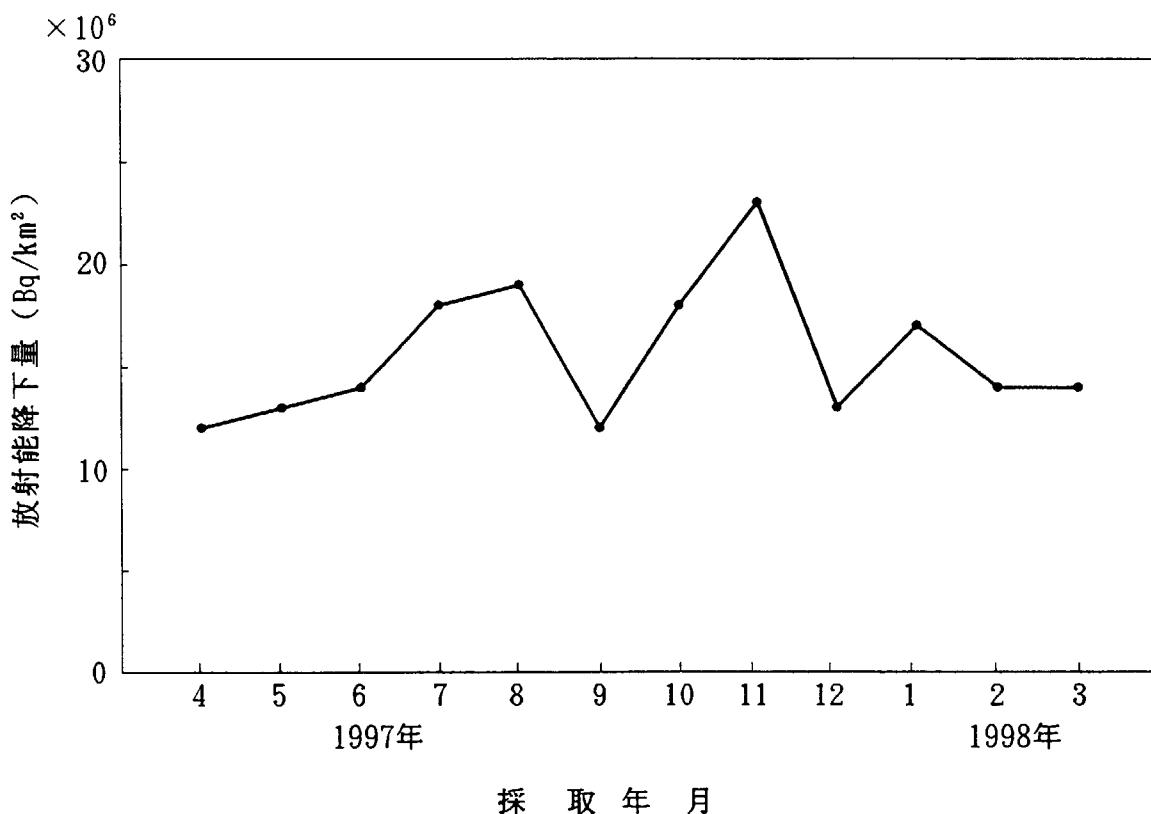


Fig. D. 4. 3-1 降下塵中の月間全 β 放射能降下量

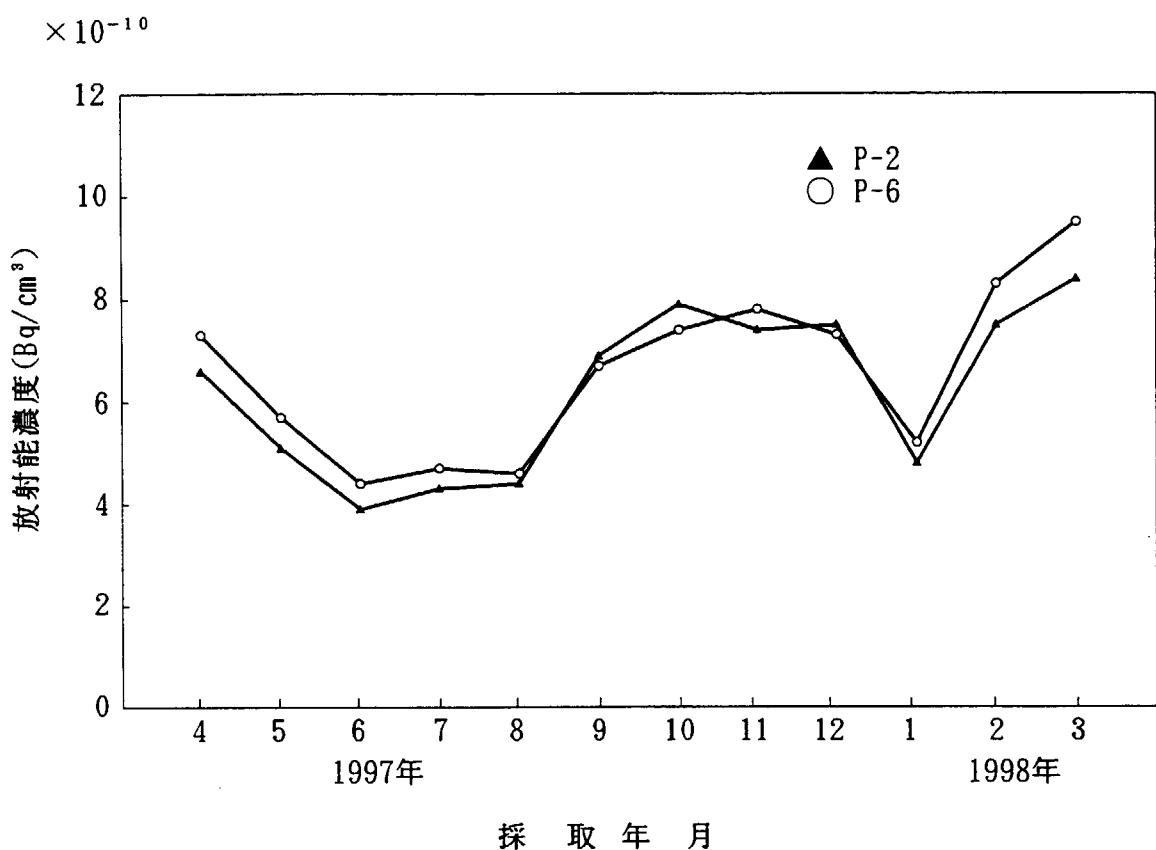


Fig. D.4.3-2 モニタリングステーションにおける大気塵埃中の全 β 放射能濃度の月平均値

1 D. 5 放射線計測器の管理

D.5.1 概 要

大洗研究所の各施設の放射線モニタ、モニタリングポスト、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。

1997年度は、HTTR施設放射線モニタの整備及び β ・ γ 固体処理棟IIの放射線モニタの更新が行われた。

(芝沼 行男)

D.5.2 サーベイメータ等の管理

1997年度には、各施設の設置台数の見直しによる保有台数及び校正台数の削減を行った。その結果、サーベイメータの保有台数は235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415台実施した。年間の故障台数は71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、1997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	71	125	21
電離箱式サーベイメータ	44	85	13
半導体式サーベイメータ	5	5 * ¹	0
シンチレーション式サーベイメータ	7	5 * ¹	0
比例計数管式サーベイメータ	9	8 * ¹	1
表面汚染検査用サーベイメータ(α 線用)	25	50	11
表面汚染検査用サーベイメータ(β 線用)	74	137	25
警報付ポケット線量計	51	51 * ¹	0
ポケット線量計	1270	750 * ¹	20
合 計 * ²	235	415	71

*¹ 年1回校正

*² 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

1997年度は、HTTR施設の放射線モニタ等（ガンマ線エリアモニタ13チャンネル、中性子線エリアモニタ1チャンネル、排気ダストモニタ2チャンネル、排気ガスモニタ4チャンネル、室内ダストモニタ3チャンネル、室内ガスモニタ9チャンネル、ハンドフットクロスモニタ3チャンネル、小物物品モニタ1チャンネル、空気吸引装置8台）の設置及び β ・ γ 固体処理棟IIの放射線モニタ等（ガンマ線エリアモニタ2チャンネル、排気ダストモニタ1チャンネル、室内ダストモニタ1チャンネル、空気吸引装置2台）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69件で、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等の故障発生件数

（大洗研究所、1997年度）

モニタ類	保有台数	故障件数
ガンマ線エリアモニタ	74	8
可搬型ガンマ線エリアモニタ	7	2
中性子線エリアモニタ	4	0
室内ダストモニタ	34	7
室内ガスモニタ	15	0
排気ダストモニタ	27	2
排気ガスモニタ	10	0
水モニタ	2	0
臨界警報装置	6	3
ハンドフットクロスモニタ(α 線用)	5	2
" (β 線用)	23	20
フットモニタ	3	0
体表面モニタ	1	2
小物物品モニタ	1	0
ガンマ線モニタ	8	4
大気塵モニタ	2	2
排水モニタ	1	1
移動モニタリング設備	1	0
記録計、放射線モニタ盤、吸引装置等	—	16
合計	224	69

D.5.4 放射線管理試料の計測

大洗研究所における施設及び環境の各種放射線管理試料の放射能測定を集中計測で実施した。

1997年度の測定件数及び測定時間は、2,876件及び5,198時間であった。施設及び環境の各種放射線管理試料の測定件数をTable D.5.4-1に示す。

(秋野 仁志)

Table D.5.4-1 施設及び環境の各種放射線管理試料の測定件数

(大洗研究所, 1997年度)

	測定器 試料種類	低バックグラウ ンド計数装置	γ 線波高分析用 Ge 半導体検出器	低バックグラウンド液体シ ンチレーションカウンタ
施 設 試 料	塵 埃 HE-40T及び CHC-50	959	1013	
	排 水	—	113	2
	排気トリチウム			93
環 境 試 料	塵 埃 HE-40T及び 降下塵等	162	48	
	土 壤 類 陸土, 海底土及び 近辺土砂等	28	32	
	農 産 物 葉菜及び精米等	3	4	
	海 产 物 魚類及び貝類等	4	4	
	陸 水 湖沼水及び飲料水	35	32	22
	海 水	16	32	
	排 水	89	88	97

1 E 関西研究所

1 E .1 放射線管理

E.1.1 概 要

1997年度は前年度に引き続いて関西研究所寝屋川事務所の放射性同位元素等の使用廃止に係る法的手続を実施した。使用廃止の対象は、コバルト照射施設用線源である密封された放射性同位元素（種類： ^{60}Co ，数量及び個数：74.000TBq×1, 1.850GBq×1, 2.960TBq×1，許可番号：使第1157号，許可年月日：昭和42年6月14日）及び照射施設用加速器であるバンデグラフ型静電加速器1台（許可番号：使第1157号，許可年月日：昭和42年6月14日）であり、それぞれの「使用廃止届け」及び「許可の取消し、使用の廃止等に伴う措置の報告書」を4月22日付けで科学技術庁長官宛に提出した。これに伴い、関西研究所放射線障害予防規定（7達121号）の廃止の手続を5月14日付けで行った。なお、変圧器型高線量率電子加速器1台は、電離放射線障害予防規則に基づいて、1973年2月20日に届け出を行っているが、廃止に伴っての手続きは特に要しない。以上の各種手続を終えることにより、関西研究所寝屋川事務所の照射施設を閉じることとなった。

光量子科学研究を目的として木津に設置する放射線発生装置について、放射線管理の立場からの検討に着手した。主な検討項目として、設置場所周辺のバックグラウンド測定の計画・立案、放射線管理の基本的な考え方、必要な放射線管理設備が挙げられ、1998年度からの本格的な対応に向けて迅速に素案をまとめた。

(松井 智明)

E.1.2 個人被ばく線量当量の管理

関西研究所においては、1997年度の被ばく管理対象となる放射線業務従事者は年間49人であった。なお、女子の放射線業務従事者はいなかった。

外部被ばく線量当量の管理では、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、それぞれ検出下限線量当量未満であった。また組織線量当量に係る被ばく状況において、皮膚及び眼の水晶体の組織線量当量も、それぞれ検出下限線量当量未満であった。

関西研究所における放射線業務従事者の実効線量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 E.1.2-1及びTable E.1.2-2に示す。

内部被ばく線量当量の管理では、内部被ばく検査を要する放射線作業は実施されず、また内部被ばくのおそれのある放射線業務従事者もいなかった。

(植田 久男)

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

(関西研究所、1997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*	0.1mSv 以上 1.0mSv 以下	1.0mSv を超え 5.0mSv 以下	5.0mSv を超え 15mSv 以下	15mSv を超え るもの			
第1四半期	47	47	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
第2四半期	46	46	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
第3四半期	35	35	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
第4四半期	36	36	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
年間*	49 (69)	49 (69)	0 (0)	0 (0)	0 (0)	0 (0)	0.00 (0.00)	0.0 (0.0)	0.0 (0.0)

*1 フィルムバッジの検出下限線量当量 : 0.1mSv

*2 カッコ内の数値は、1996年度の値。

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

(関西研究所、1997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*	0.1mSv 以上 1.0mSv 以下	1.0mSv を超え 5.0mSv 以下	5.0mSv を超え 15mSv 以下	15mSv を超え るもの			
職 員 等	49	49	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
外 来 研 究 員 等	0	0	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
請 費 業 者	0	0	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
研 修 生	0	0	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
全 作 業 者	49	49	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0

* フィルムバッジの検出下限線量当量 : 0.1mSv

1 F むつ事業所

1 F. 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1996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。1997年度における実効線量当量は、最大0.4mSv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、1997年7月には環境試料中の放射能測定頻度の減少及びモニタリングポスト基数並びに周辺監視区域の縮小により、また、1998年3月には、むつ科学技術館に附帯する「科学実験工房」の整備にともなう周辺監視区域の縮小及び放射性廃棄物の管理の適正化等により、原子力第1船原子炉施設保安規定を改正した。さらに、海洋調査研究室が海水の分析にウランを使用するため、核燃料物質の使用の変更許可を1998年2月に申請し、1998年3月に許可を得た。

放射線障害防止法に基づく変更許可等に関しては、加速器質量分析装置（コッククロフト・ワルトン型加速装置）の使用前の施設検査を1998年3月に受検し、合格の内諾を得た。これにともない、放射線障害予防規定の制定、放射線取扱主任者の選任及び運転時の放射線安全管理等の準備作業を行った。

関根浜施設に係る放射線管理システムの西暦2000年対応を進めた。

(藤岡 克治)

F.1.2 管理区域

1997年度は、原子炉施設保安規定、少量核燃料物質使用施設等保安規程及び放射線障害予防規定に基づき指定された管理区域の変更はなかった。また、一時的に設定し、解除された管理区域はなかった。

(小古瀬 均)

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

1997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0.7人・ミリシーベルト及び0.01mSvであった。また、個人の年間最大実効線量当量は0.4mSv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0.4mSv、眼の水晶体で0.4mSvであった。

見学者等一時的に管理区域に立に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有意な被ばくはなかった。

(2) 内部被ばく線量当量の管理

1996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。また、大湊施設研究棟における放射線業務従事者1名に対してバイオアッセイによる全 α 放射能確認検査を行った。

1997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。

(小古瀬 均)

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, 1997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	5.0mSv以下 15mSv以下	5.0mSvを超えるもの			
第1四半期	51	51	0	0	0	0.00	0.0	0.0
第2四半期	65	65	0	0	0	0.00	0.0	0.0
第3四半期	70	68	2	0	0	0.01	0.4	0.7
第4四半期	62	62	0	0	0	0.00	0.0	0.0
年 間 *2	78	76	2	0	0	0.01	0.4	0.7
	(72)	(68)	(4)	(0)	(0)	(0.02)	(0.6)	(1.7)

*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、1996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若区分別被ばく状況

(むつ事業所, 1997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	5.0mSv以下 15mSv以下	5.0mSvを超えるもの			
職 員 等	34	34	0	0	0	0.00	0.0	0.0
外 来 研 究 員 等	8	8	0	0	0	0.00	0.0	0.0
請 費 業 者	36	34	2	0	0	0.02	0.4	0.7
研 修 生	0	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
全 作 業 者	78	76	2	0	0	0.01	0.4	0.7

*1 フィルムバッジの検出下限線量当量 : 0.2mSv

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, 1997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	7	2	0	0	37	46
第2四半期	0	16	2	0	0	38	56
第3四半期	0	11	11	0	0	38	60
第4四半期	0	3	13	0	0	28	44
合計	0	37	28	0	0	141	206

F.1.4 施設の放射線管理

(1) 放出放射性物質の管理

1997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。

1997年度に各施設の排気筒から放出された³Hの放射能は、燃料・廃棄物取扱棟（燃・廃棟）及び機材・排水管理棟（機・排棟）にある液体廃棄物処理設備のタンク内に残留しているものであって、1996年度と同程度であった。

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45 μ Sv/h（保管建屋の原子炉室保管室内）、表面密度は全 α が0.04Bq/cm²未満、全 β が0.4Bq/cm²未満であった。

(3) 放射性同位元素等の保有状況

1998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) 各種作業における放射線管理

附帯陸上施設においては、1996年度に引き続き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10月14日から10月22日まで行われた。本作業における作業者の外部被ばくによる集団線量当量は0.7人・ミリシーベルトであった。

その他の作業としては、TLD素子の照射試験、固体廃棄物の圧縮作業及び炉内状態計測設備の点検作業等の定常的な放射線作業が行われたが、問題となるような被ばく及び汚染はなかった。

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。

(5) 放射性汚染の状況

1997年度においては、特に問題となる放射性汚染はなかった。

（小古瀬 均）

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, 1997年度)

項目 施設名	放射性塵埃			放射性ガス		
	核種	年間放出量 (Bq)	年間平均濃度 (Bq/cm ³)	核種	年間放出量 (Bq)	年間平均濃度 (Bq/cm ³)
燃料・廃棄物取扱棟	全β	0	< 1.1×10 ⁻⁹	⁸⁵ Kr ³ H	0 2.6×10 ⁸	< 5.2×10 ⁻⁴ 4.8×10 ⁻⁷
機材・排水管理棟	全β	0	< 2.9×10 ⁻⁹	⁸⁵ Kr ³ H	0 5.3×10 ⁶	< 5.6×10 ⁻⁴ 1.8×10 ⁻⁷
保管建屋	全β	0	< 8.4×10 ⁻¹⁰	—	—	—
研究棟	全α	0	< 3.1×10 ⁻¹⁰	—	—	—

(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ヶ月平均濃度及び年間放出量

(むつ事業所, 1997年度)

施設名	廃液量 (m ³)	3ヶ月平均濃度の 最大値 (Bq/cm ³) *1	年間放出量 (Bq)	年間放出量
				放出管理目標値
研究棟	2.2×10 ¹	²⁴² Pu : < 5.7×10 ⁻⁴	²⁴² Pu : 0	—

*1 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。

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, 1998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}Ra 370 MBq	^{226}Ra 370 MBq
	^{226}Ra 37 MBq	^{226}Ra 37 MBq
	^{60}Co 44.4 MBq	^{60}Co 44.4 MBq
	$^{241}\text{Am-B}$ e 3.7 GBq	$^{241}\text{Am-B}$ e 3.7 GBq
	$^{124}\text{Sb-B}$ e 3.7 MBq × 4	$^{124}\text{Sb-B}$ e 3.7 MBq × 4

Table F.1.4-4 放射線発生装置の種類と性能

(むつ事業所, 1998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 3 MV 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

(1) 環境における放射性希ガス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、1997年度に放出された放射性希ガス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 μSv であった。

(2) 環境放射線のモニタリング

(a) モニタリングポストによる監視

周辺監視区域境界及び構外の空気吸収線量率の連続モニタリングを、1996年度と同様に実施した。

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 F.1.5-1に示す。表中の「最大値」は、10分平均の月間最大値であり、これらの値はすべて降雨、降雪の影響によるもので、施設からの影響は認められなかった。

(b) モニタリング車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、1996年度と同様、四半期毎にモニタリング車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.1.5-2に定点での測定結果を示す。

(c) 環境中の空気吸収線量の監視

関根浜施設敷地内及び周辺において、3ヶ月間の空気吸収線量（積算線量）の測定を1997年度からは定点を減少して実施した。また、大湊施設に設置した加速器質量分析装置の調整運転に先駆けて敷地内2ヵ所の測定を実施した。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.1.5-3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

1996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車で測定したが、異常は認められなかった。

(e) 気象観測

1996年度と同様、各気象要素について連続観測を行った。

(3) 環境試料のモニタリング

(a) 環境試料中の全 β 放射能濃度の測定

陸上及び海洋の定期的な環境試料中の全 β 放射能濃度の測定を実施した。各試料の測定結果をTable F.1.5-4に示す。これらの値は、例年の測定結果と比べて大きな差はなく、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

全 β 放射能濃度と同様に、各種環境試料中の放射性核種ごとの濃度を測定した。各試料の測定結果をTable F.1.5-5(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.1.5-6に示す。

（盛 隆志）

Table F.1.5-1 固定モニタによる監視結果

(むつ事業所、1997年度)

ポストNo.	単位	年月												1998年					
		4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	年間	年間	年間	年間	標準偏差	
MP-1 (気象観測所)	平均	nGy/h	17	17	17	17	17	20	19	20	16	13	17	17	17	17	1.9		
	最大		33	41	38	27	46	38	51	49	51	46	63	36	63	63	—		
MP-2 (施設正門)	平均	nGy/h	18	18	18	18	19	20	19	19	17	14	18	18	18	18	1.5		
	最大		34	41	40	29	48	41	50	46	53	45	61	36	61	61	—		
MP-3 (施設港側)	平均	nGy/h	18	18	17	18	18	19	19	19	16	13	18	18	18	18	1.7		
	最大		34	42	44	28	48	40	49	46	50	49	62	36	62	62	—		
MP-11 (燃焼棟前)	平均	nGy/h	21	21	21	21	21	23	22	22	19	16	21	21	21	21	1.8		
	最大		36	45	44	32	52	46	52	51	61	51	64	40	64	64	—		
MP-12 (美付線側)	平均	nGy/h	17	18	18	18	18	20	19	19	17	14	17	18	18	18	1.5		
	最大		33	40	40	29	47	40	48	45	48	47	58	35	58	58	—		
MP-4 (浜黒根)	平均	nGy/h	24	24	23	22	23	22	26	26	25	21	17	23	23	23	2.4		
	最大		38	46	43	30	50	40	52	52	53	47	58	39	58	58	—		
MP-5 (黒根中学校)	平均	nGy/h	22	25	22	27	23	24	25	22	19	17	19	22	22	22	2.9		
	最大		43	54	46	39	61	50	61	65	51	66	88	43	88	88	—		
MP-6 (水川目)	平均	nGy/h	27	28	28	29	31	35	33	28	23	19	24	28	28	28	4.3		
	最大		52	49	51	46	67	58	70	65	58	69	70	44	70	70	—		

(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: 鉄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.1.5-2 モニタリング車による空気吸収線量率測定結果

(むつ事業所、1997年度)

番号	測定月日 測定結果 地点名	1997年5月19日	1997年8月6日	1997年11月10日	1998年2月12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	33	32	13
2	気象観測露場	26	27	27	11
3	浜関根ポスト	29	31	30	15
4	関根中学校ポスト	25	27	24	13
5	むつ関根駅	22	24	24	13

(備考) 各地点で地上1.2mの高さで10分間計測を実施した。

Table F.1.5-3 積算線量測定結果

(むつ事業所, 1997年度)

番号	地點名	測定期間		第1四半期		第2四半期		第3四半期		第4四半期		年間空気吸收線量 (mGy)
		測定結果		1997年 4月1日 ~ 7月1日	測定値 (mGy)	91日換算 値(mGy)	1997年 7月1日 ~10月1日	測定値 (mGy)	91日換算 値(mGy)	1997年 10月1日 ~1998年 1月7日	測定値 (mGy)	91日換算 値(mGy)
1	気象観測露場	0.11	0.11	0.11	0.11	0.11	0.10	0.13	0.12	0.09	0.09	0.43
2	施設正門ポスト	0.11	0.11	0.11	0.11	0.10	0.13	0.12	0.12	0.09	0.10	0.43
3	施設港側ポスト	0.11	0.11	0.10	0.10	0.10	0.13	0.12	0.12	0.09	0.09	0.42
4	燃廃棟前ポスト	0.11	0.11	0.11	0.11	0.11	0.14	0.13	0.13	0.09	0.10	0.45
5	美付線側ポスト	0.11	0.11	0.11	0.11	0.11	0.14	0.13	0.13	0.09	0.10	0.45
6	浜閑根ポスト	0.11	0.11	0.11	0.11	0.11	0.14	0.13	0.13	0.09	0.10	0.45
7	閑根中学校	0.11	0.11	0.11	0.11	0.11	0.13	0.12	0.12	0.09	0.10	0.44
8	水川目ポスト	0.12	0.12	0.12	0.12	0.12	0.15	0.14	0.14	0.09	0.10	0.48
9	原子炉保管棟A	0.11	0.11	0.11	0.11	0.11	0.14	0.13	0.13	0.10	0.10	0.45
10	原子炉保管棟B	0.10	0.10	0.10	0.10	0.10	0.13	0.12	0.12	0.08	0.09	0.41
11	大湊施設A	0.10	0.10	0.10	0.09	0.09	0.12	0.11	0.11	0.09	0.09	0.39
12	大湊施設B	0.10	0.10	0.10	0.10	0.10	0.12	0.11	0.11	0.08	0.09	0.40
13	鉛容器内(5cm厚)	0.05	0.05	0.05	0.05	0.05	0.06	0.05	0.05	0.05	0.05	0.20

(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.1.5-4 環境試料中の全β放射能測定結果

(むつ事業所, 1997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 ³	8.4×10^{-5}	1.2×10^{-4}	
		美付川		3.9×10^{-5}	—	
	土壤	気象観測露場		4.9×10^{-1}	—	
		浜根根ポスト		4.8×10^{-1}	—	
		関根中学校ポスト		4.9×10^{-1}	—	
		水川目ポスト		6.5×10^{-1}	—	
		美付川		1.0×10^{-1}	—	
	牛乳	水川目地区		4.6×10^{-2}	—	
	キャベツ	美付地区	Bq/g生	8.0×10^{-2}	—	
	ジャガイモ			1.3×10^{-1}	—	
	精米			—	2.5×10^{-2}	
	松葉	定係港周辺		7.4×10^{-2}	—	
	ヨモギ			1.9×10^{-1}	2.2×10^{-1}	
海洋試料	海水	定係港港内	Bq/cm ³	1.7×10^{-5}	—	
		定係港港外		1.7×10^{-5}	—	
	海底土	定係港港内	Bq/g乾土	2.7×10^{-1}	—	
		定係港港外		1.4×10^{-1}	—	
		大畠港沖合		1.2×10^{-1}	—	
		岩屋港沖合		2.4×10^{-1}	—	
		野牛港沖合		1.1×10^{-1}	—	
		石持港沖合		1.7×10^{-1}	—	
	イカ	大畠港沖合	Bq/g生	9.5×10^{-2}	1.1×10^{-1}	
	アブラメ	岩屋港沖合		1.1×10^{-1}	1.2×10^{-1}	
	ヒラメ	野牛港沖合		1.2×10^{-1}	1.4×10^{-1}	
	カレイ	関根漁港沖		1.1×10^{-1}	1.2×10^{-1}	
	コンブ			3.1×10^{-1}	4.9×10^{-1}	

Table F.1.5-5 (a) 環境試料中の放射性核種濃度の測定結果

(むつ事業所, 1997年度)

項目	採取年月	採取地点	³ H	⁵⁴ Mn	⁸⁰ Co	⁹⁰ Sr *2	¹³¹ I	¹³⁷ Cs	¹⁴⁴ Ce	単位
飲料水	1997年5月 11月	前浜簡易水道	< 4.1×10 ⁻¹ < 5.9×10 ⁻¹	< 1.1×10 ⁻³ < 1.3×10 ⁻³	< 1.5×10 ⁻³ < 1.6×10 ⁻³	— —	*1 —	< 1.4×10 ⁻³ < 1.3×10 ⁻³	< 7.2×10 ⁻³ < 7.3×10 ⁻³	Bq/ℓ
牛乳	1997年5月 11月	水川畠農	— —	< 2.5×10 ⁻² < 2.5×10 ⁻²	< 3.7×10 ⁻² < 3.4×10 ⁻²	— —	*1 *1	< 3.4×10 ⁻² < 3.4×10 ⁻²	< 2.6×10 ⁻² < 3.7×10 ⁻²	< 1.2×10 ⁻¹
キャベツ	1997年7月	美付地区	— —	< 2.9×10 ⁻² < 2.3×10 ⁻²	< 4.2×10 ⁻² < 3.0×10 ⁻²	5.5×10 ⁻²	< 6.4×10 ⁻² < 5.4×10 ⁻²	4.5×10 ⁻²	< 1.3×10 ⁻¹	Bq/kg生
ジャガイモ	1997年8月	"	— —	< 1.6×10 ⁻² < 1.6×10 ⁻²	< 2.1×10 ⁻² < 2.4×10 ⁻²	3.2×10 ⁻²	< 5.4×10 ⁻² —	< 2.8×10 ⁻² —	< 9.1×10 ⁻²	
米	1997年11月	"	— —	< 3.3×10 ⁻² < 4.0×10 ⁻²	< 5.1×10 ⁻² < 5.3×10 ⁻²	< 1.8×10 ⁻² < 1.9×10 ⁻²	— —	*1 *1	2.8×10 ⁻¹	< 7.4×10 ⁻²
カレイ	1997年7月 1998年1月	美付漁港中	— —	< 9.1×10 ⁻² < 1.1×10 ⁻¹	< 1.2×10 ⁻¹ < 1.4×10 ⁻¹	< 1.5×10 ⁻² < 1.5×10 ⁻²	< 7.0×10 ⁻² —	*1 *1	1.9×10 ⁻¹ 1.3×10 ⁻¹	< 1.4×10 ⁻¹ < 1.5×10 ⁻¹
コシブ	1997年8月 1998年1月	"	— —	< 3.6×10 ⁻² < 3.9×10 ⁻²	< 5.2×10 ⁻² < 5.3×10 ⁻²	< 1.2×10 ⁻² < 1.4×10 ⁻²	< 1.0×10 ⁻² —	*1 *1	1.1×10 ⁻¹ 2.3×10 ⁻¹	< 3.5×10 ⁻¹ < 4.0×10 ⁻¹
ヒラメ	1997年5月 11月	野牛漁港中	— —	< 3.4×10 ⁻² < 3.4×10 ⁻²	< 4.9×10 ⁻² < 5.0×10 ⁻²	< 1.7×10 ⁻² < 1.6×10 ⁻²	— —	*1 *1	1.4×10 ⁻¹ 1.4×10 ⁻¹	< 1.5×10 ⁻¹ < 1.6×10 ⁻¹
イカ	1997年5月 11月	大畠漁港中	— —	< 3.4×10 ⁻² < 3.4×10 ⁻²	< 4.7×10 ⁻² < 5.8×10 ⁻²	< 1.4×10 ⁻² < 1.2×10 ⁻²	— —	*1 *1	4.7×10 ⁻² 3.3×10 ⁻²	< 1.4×10 ⁻¹ < 1.4×10 ⁻¹
アイナメ	1997年5月 11月	岩屋漁港中	— —	< 3.4×10 ⁻² < 4.0×10 ⁻²	< 4.7×10 ⁻² < 5.8×10 ⁻²	< 1.4×10 ⁻² < 1.2×10 ⁻²	— —	*1 *1	3.0×10 ⁻¹ 1.5×10 ⁻¹	< 1.5×10 ⁻¹ < 1.6×10 ⁻¹
松葉	1997年5月	定係港周辺	— —	< 3.0×10 ⁻² —	< 3.6×10 ⁻² —	— —	< 1.1×10 ⁻¹ —	*1	7.6×10 ⁻²	< 1.3×10 ⁻¹
ヨモギ	1997年5月 9月	"	— —	< 6.3×10 ⁻² < 6.8×10 ⁻²	< 9.0×10 ⁻² < 9.9×10 ⁻²	— —	< 9.9×10 ⁻² —	*1 *1	2.0×10 ⁻¹ 1.3×10 ⁻¹	< 3.0×10 ⁻¹ < 3.4×10 ⁻¹

*1 测定对象外 *2 化学分析 *3 2 ℓマリネリ容器を直接測定 *4 1 ℓマリネリ容器を直接測定

Table F.1.5-5 (b) 環境試料中の放射性核種濃度の測定結果

(むつ事業所, 1997年度)

項目	採取年月	採取地点	³ H	⁵⁴ Mn	⁶⁰ Co	⁹⁰ Sr *2	¹³⁷ Cs	¹⁴⁴ Ce	単位
河川水	1997年5月	美付川	7.7×10^{-1}	$< 1.2 \times 10^{-3}$	$< 1.6 \times 10^{-3}$	4.2×10^{-2}	$< 1.2 \times 10^{-3}$	$< 6.0 \times 10^{-3}$	Bq/ℓ
海水	1997年5月	定係港港内	$< 4.0 \times 10^{-1}$	$< 1.0 \times 10^{-3}$	$< 1.3 \times 10^{-3}$	$< 2.7 \times 10^{-3}$	1.8×10^{-3}	$< 5.3 \times 10^{-2}$	Bq/ℓ
河底土	1997年5月	定係港港外	$< 4.0 \times 10^{-1}$	$< 9.7 \times 10^{-4}$	$< 1.3 \times 10^{-3}$	$< 2.3 \times 10^{-3}$	3.3×10^{-3}	$< 6.1 \times 10^{-3}$	
	1997年5月	美付川	— *1	$< 4.4 \times 10^{-1}$	$< 4.9 \times 10^{-1}$	4.6×10^{-1}	1.3×10^0	$< 2.4 \times 10^0$	Bq/kg乾土
	1997年5月	定係港港内	— *1	$< 5.3 \times 10^{-1}$	$< 6.6 \times 10^{-1}$	$< 1.5 \times 10^{-1}$	1.5×10^0	$< 3.1 \times 10^0$	
	1997年5月	定係港港外	— *1	$< 4.0 \times 10^{-1}$	$< 4.5 \times 10^{-1}$	$< 1.1 \times 10^{-1}$	$< 4.1 \times 10^{-1}$	$< 2.3 \times 10^0$	
	1997年5月	大畑漁港沖	— *1	$< 4.7 \times 10^{-1}$	$< 6.3 \times 10^{-1}$	$< 1.6 \times 10^{-1}$	4.8×10^{-1}	$< 2.7 \times 10^0$	
	1997年5月	石持漁港沖	— *1	$< 4.0 \times 10^{-1}$	$< 5.2 \times 10^{-1}$	$< 1.3 \times 10^{-1}$	$< 4.6 \times 10^{-1}$	$< 2.3 \times 10^0$	
	1997年5月	野牛漁港沖	— *1	$< 5.7 \times 10^{-1}$	$< 7.3 \times 10^{-1}$	$< 2.6 \times 10^{-1}$	$< 6.2 \times 10^{-1}$	$< 3.3 \times 10^0$	
	1997年5月	岩屋漁港沖	— *1	$< 5.7 \times 10^{-1}$	$< 7.9 \times 10^{-1}$	$< 2.2 \times 10^{-1}$	$< 6.2 \times 10^{-1}$	$< 3.5 \times 10^0$	
	1997年5月	気象観測露場	— *1	$< 8.4 \times 10^{-1}$	$< 1.1 \times 10^0$	— *1	5.8×10^0	$< 4.5 \times 10^0$	Bq/kg乾土
陸土	1997年5月	浜黒根ボスト	— *1	$< 7.1 \times 10^{-1}$	$< 9.2 \times 10^{-1}$	— *1	7.1×10^0	$< 4.3 \times 10^0$	
	1997年5月	黒根中学校	— *1	$< 8.2 \times 10^{-1}$	$< 9.8 \times 10^{-1}$	— *1	6.7×10^0	$< 5.6 \times 10^0$	
	1997年5月	水川目ボスト	— *1	$< 8.4 \times 10^{-1}$	$< 1.1 \times 10^0$	— *1	1.4×10^1	$< 4.8 \times 10^0$	

*1 測定対象外 *2 化学分析

Table F.1.5-6 降下塵中の放射性核種濃度の測定結果

(むつ事業所, 1997年度) (単位: Bq/km²)

採取年月	⁷ Be	⁵⁴ Mn	⁶⁰ Co	⁸⁵ Zr	⁹⁵ Nb	¹³⁷ Cs	¹⁴⁴ Ce
1997年4月	5.0×10 ⁷	< 5.5×10 ⁴	< 7.4×10 ⁴	< 1.1×10 ⁵	< 8.8×10 ⁴	< 6.2×10 ⁴	< 3.6×10 ⁵
5月	8.4×10 ⁷	< 4.8×10 ⁴	< 6.6×10 ⁴	< 8.5×10 ⁴	< 7.5×10 ⁴	< 5.6×10 ⁴	< 3.5×10 ⁵
6月	7.4×10 ⁷	< 5.0×10 ⁴	< 5.9×10 ⁴	< 8.5×10 ⁴	< 5.7×10 ⁴	< 5.1×10 ⁴	< 3.2×10 ⁵
7月	2.4×10 ⁷	< 4.7×10 ⁴	< 5.9×10 ⁴	< 8.7×10 ⁴	< 5.8×10 ⁴	< 5.1×10 ⁴	< 3.1×10 ⁵
8月	7.7×10 ⁷	< 4.7×10 ⁴	< 6.1×10 ⁴	< 9.0×10 ⁴	< 5.6×10 ⁴	< 4.7×10 ⁴	< 3.3×10 ⁵
9月	1.0×10 ⁸	< 4.9×10 ⁴	< 6.9×10 ⁴	< 8.9×10 ⁴	< 6.3×10 ⁴	< 5.4×10 ⁴	< 3.4×10 ⁵
10月	1.7×10 ⁸	< 4.6×10 ⁴	< 6.6×10 ⁴	< 8.9×10 ⁴	< 6.1×10 ⁴	< 5.6×10 ⁴	< 3.7×10 ⁵
11月	8.4×10 ⁷	< 5.0×10 ⁴	< 6.6×10 ⁴	< 7.9×10 ⁴	< 5.8×10 ⁴	< 5.0×10 ⁴	< 3.3×10 ⁵
12月	1.7×10 ⁸	< 5.5×10 ⁴	< 6.5×10 ⁴	< 9.4×10 ⁴	< 6.4×10 ⁴	< 8.3×10 ⁴	< 4.2×10 ⁵
1998年1月	1.8×10 ⁸	< 4.5×10 ⁴	< 6.7×10 ⁴	< 9.0×10 ⁴	< 6.4×10 ⁴	< 5.1×10 ⁴	< 4.0×10 ⁵
2月	1.4×10 ⁸	< 5.2×10 ⁴	< 7.2×10 ⁴	< 1.0×10 ⁵	< 6.5×10 ⁴	< 5.3×10 ⁴	< 2.7×10 ⁵
3月	1.7×10 ⁷	< 4.7×10 ⁴	< 7.2×10 ⁴	< 9.5×10 ⁴	< 7.1×10 ⁴	< 5.6×10 ⁴	< 2.8×10 ⁵

(備考) 採取場所は、気象観測露場内。

F.1.6 放射線計測器の管理

(1) サーベイメータ等の管理

1997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、1996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、1997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	0
α 線表面汚染検査計	3	3	0
プラスチックシンチレーション式サーベイメータ	2	2	0
電離箱式サーベイメータ	15	15	0
レムカウンタ	2	2	0
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	1
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

This is a blank page.

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。

内部被ばく検査において、液体シンチレーションカウンタを尿分析に適用し、 α 線及び β 線放射体の検査について、簡便化を図った。

放射線業務従事者の内部被ばくモニタリングの一環として、管理区域外において体内に取り込んだと考えられる ^{137}Cs の負荷量測定調査を実施した。

被検者の体軸方向に対する全身カウンタの感度について、モンテカルロシミュレーションを行い、検出器の配置の妥当性等について検討した。

- (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。1997年度は、3年目として、新体内動態モデルのコード開発を行い、INDESコードに組み込んだ。これにより、31元素については新呼吸気道モデル及び新体内動態モデルに基づく線量係数、年摂取限度、空気中濃度限度の算出が可能となった。
 - (2) 液体シンチレーションカウンタを用いたパルス波形弁別法による α 線及び β 線測定法を尿分析に適用することにより、現状の全 α 放射能分析及び全 β 放射能分析の2つの尿分析を一本化することが可能となり、作業効率を大幅に向上させることができる。また測定性能も従来の方法と同等に保てることがわかった。
 - (3) 放射線業務従事者の内部被ばくモニタリングの一環として、全身カウンタを用い、管理区域外において体内に取り込んだと考えられる ^{137}Cs の負荷量測定調査を実施している。その結果、日本人成人男子体内の ^{137}Cs の見かけの半減期を算出すると、およそ1.4年であることがわかった。
 - (4) 全身カウンタは、人体内に取り込まれた放射性物質の沈着部位の特定を測定の1つとしているため、被検者身体のいずれの部位に対しても均一な感度を有する装置が望まれるが、検出器の大きさや個数の制約などあり、全身に対し均一感度を有する全身カウンタを得ることは困難である。このため、測定実務では、被検者の体軸方向に対し均一感度とする装置を用いている。
- 今回、被検者の体軸方向に対する全身カウンタの感度について、モンテカルロシミュレーションを行い、検出器の配置の妥当性等について検討した。

(大村 英昭)

2.1.2 内部被ばく線量評価コードの開発・整備（3）

内部被ばく線量評価コードの開発・整備は、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「原子力発電施設等内部被ばく評価技術調査」の一環として実施しているものである。本事業の目的は放射線業務従事者及び一般公衆の被ばく評価をより適切に行うための技術的調査であり、1997年度は受託事業の3年度目にあたる。1997年度のコード開発の概要を以下に述べる。

(1) 新体内動態モデルのコード作成

ICRPが報告した新体内動態モデル（Publ. 56, 67, 69, 71に記載の31元素）をコード化するための基本設計を1996年度に実施しており、これに基づいて新体内動態モデルのコード開発を行い、INDES(V.2)コードに組み込んだ。これにより、31元素については新呼吸気道モデル及び新体内動態モデルに基づく線量係数、年摂取限度、空気中濃度限度の算出が可能となった。このコード（INDES(V.3)）では、放射線業務従事者のみならず、一般公衆についても線量係数等を算出できる。例えば、1歳児が放射性核種を摂取した場合、身体（各臓器・組織の質量）の成長や代謝速度の変化を考慮しつつ、70歳までの預託線量を求めるための線量係数を算出することができる。また、新体内動態モデルでは、アルカリ土類元素（Ca, Sr, Ba, Ra）、Fe, Pb, Th, U, Np, Pu, Am及びCmに対して、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再循環モデルを用いており、本コードでは従来の係数行列に対応した数値解法では計算できないため、疎行列に対応した数値解法を採用している。さらに、体内摂取した放射性核種の壊変生成核種が親核種と異なる体内動態を示す場合にも対応して計算できるものである。

本コードの主な機能は以下のとおりである。

- (a) 放射線業務従事者の他、一般公衆の成人男女、あるいは公衆の年令を指定できる。
- (b) 吸入、経口摂取の他、血液中への放射性核種注入による内部被ばく評価ができる。
- (c) 吸入する粒子径やその密度、呼吸率等の変更、喫煙等の影響因子を考慮できる。
- (d) 体内摂取の形態として、1回摂取または連続摂取（一次式）を選択できる。
- (e) 体格などの個人差（代謝速度、 f_1 値、臓器・組織質量の違い）を考慮できる。
- (f) 吸入する粒子状物質の他、可溶性・反応性ガス、蒸気状化合物に対応した計算ができる。
- (g) 摂取後の時間経過に従った各臓器・組織内の残留放射能をグラフ出力できる。

(2) 本コードの開発・整備における今後の計画

(a) 体内動態モデルの開発

新体内動態モデルとして示された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、残りの元素（60元素）に関する体内動態モデルを1998年度にプログラム作成し、INDES(V.3)コードに組み込む。

(b) 核データの整備

本コードで整備した核データ数は838核種であるが、現行の告示別表（786核種）の核データを全て網羅しているわけではなく、欠落している核種がある。また、核融合施設や加速器施設の安全評価上必要となる核種を調査し、核データを追加整備していく。

（山口 武憲）

2.1.3 液体シンチレーションカウンタを用いた尿中の α / β 放射能測定法の開発

内部被ばく検査において、液体シンチレーションカウンタを用いたパルス波形弁別法による α 線及び β 線測定法を尿分析に適用することにより、現状の全 α 放射能分析及び全 β 放射能分析の2つの尿分析を一本化することが可能となる。これにより作業効率の大幅な向上が期待できる。またバックグラウンドレベルを把握するために、非密封放射性核種を取り扱わない職員等を対象として全 α 放射能、全 β 放射能、トリチウム、天然ウランの4種の尿検査項目に試料を提供してもらっている。分析法の統合はこのように重複して尿試料を採取している対象者について試料採取の負担を軽減することができる。

試料調製法は1996年度報告した全 β 放射能測定のための試料調製法¹⁾に基づいている。測定器はパッカード社製トライカーブ2700SPを使用した。 α 線の信号が β 線のスペクトルにカウントされるような弁別の誤判定が α 線、 β 線共に発生するため見掛け上検出効率は弁別を行わない場合と比べて小さくなる。この見かけの検出効率は弁別時間の設定を変えることにより変動する。またバックグラウンド計数率も同様の理由により弁別時間により変動する。このため尿試料を測定する場合の最適の弁別時間を把握する必要がある。尿試料と同様なクエンチング条件となるように調製した既知量の²³⁹Puを添加して作成した α 線源とバックグラウンド用線源をそれぞれ様々な弁別時間で測定し、検出効率及びバックグラウンド計数率を求めた。この結果から算出した α 線測定に対する検出限界値及びFigure of Merit ($Eff^2/B.G.$)の弁別時間設定値との関係をFig. 2.1. 3-1に示す。弁別時間設定値が140の時に α 線測定について最も良い性能を示すことがわかった。この方法で決定した最適の弁別時間は、通常適用される弁別時間の設定法で決定した値(120程度)と比較して大きな値であった。この条件では通常より α 線が β 線スペクトルに混入する割合が高くなるものの、尿中の α / β 放射能比が極めて小さいため、 β 線の測定性能については影響をほとんど受けない。このように、尿のような α / β 放射能比が極めて小さい試料を測定する場合には、 α 線測定について最も良い性能を示す弁別時間を設定することで最適な測定条件が達成できる。

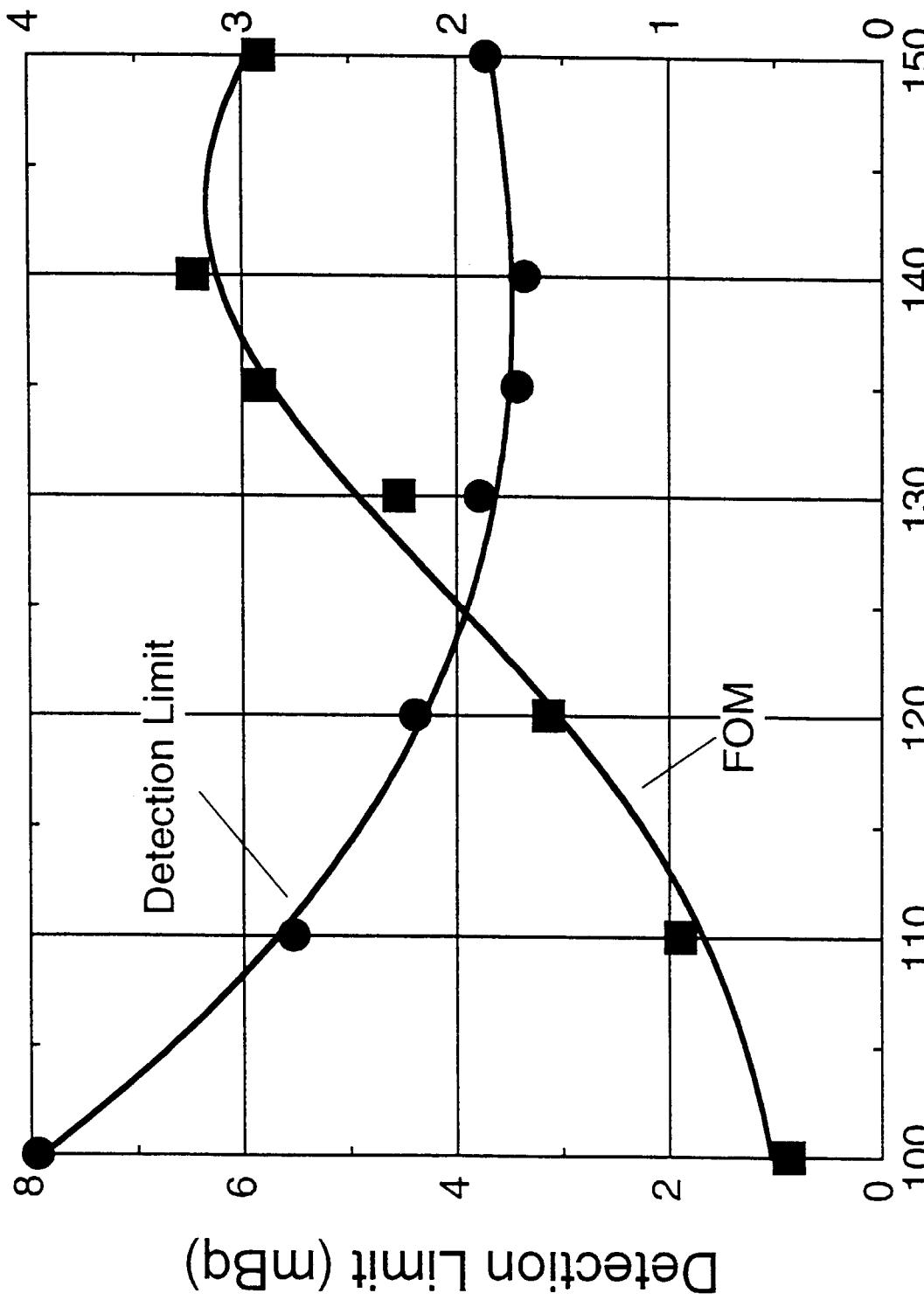
実際に内部被ばく検査に適用する際には、内部被ばくの最小検出可能レベルは測定器の検出限界値ではなく、尿中の天然放射性核種由来のバックグラウンド放射能レベルに基づいて設定しなければならない。このため職員等24名から採取したバックグラウンド用尿試料に対して試料調製を行い α / β 弁別測定を行った。測定結果のばらつきの標準偏差より算出した最小検出可能レベルは α 放射能、 β 放射能についてそれぞれ4mBq及び60mBqとなった。これは現状の比例計数管を用いた分析法の最小検出可能レベル(それぞれ4mBq及び80mBq)と同等である。以上の結果より液体シンチレーションカウンタを用いた尿中 α / β 放射能分析法は従来の方法と同等の測定性能を保ちつつ作業効率を大幅に向上させることができる有用な分析法であることがわかった。

(桑原 潤)

参考文献

- 1) 桑原 潤：保健物理—管理と研究—No. 38 JAERI-Review 97-016, 190-192

Figure of Merit ($\text{Eff}^2/\text{B.G.}$)



Discrimination Setting

Fig. 2.1. 3-1 Detection limit and figure of merit for α counting with discrimination setting using liquid scintillation counter.

2.1.4 フォールアウト¹³⁷Csの体内負荷量の変化

原研では、放射線業務従事者の内部被ばくモニタリングの一環として、全身カウンタを用い、管理区域外において体内に取り込んだと考えられる¹³⁷Csの負荷量測定調査を行っている。この調査は、日本で最初に全身カウンタが完成した1961年当初から現在まで継続しているものであり、気象研で1957年から調査されている¹³⁷Cs降下量調査¹⁾などとともに、日本におけるフォールアウト¹³⁷Csの挙動解明に有効なものとなる。今回は、日本人成人男子(65~100名/1年)について調査した最近の体内¹³⁷Cs負荷量変化及び過去のデータを用いて算定した日本人成人男子体内におけるフォールアウト¹³⁷Csの見かけの半減期について報告する。

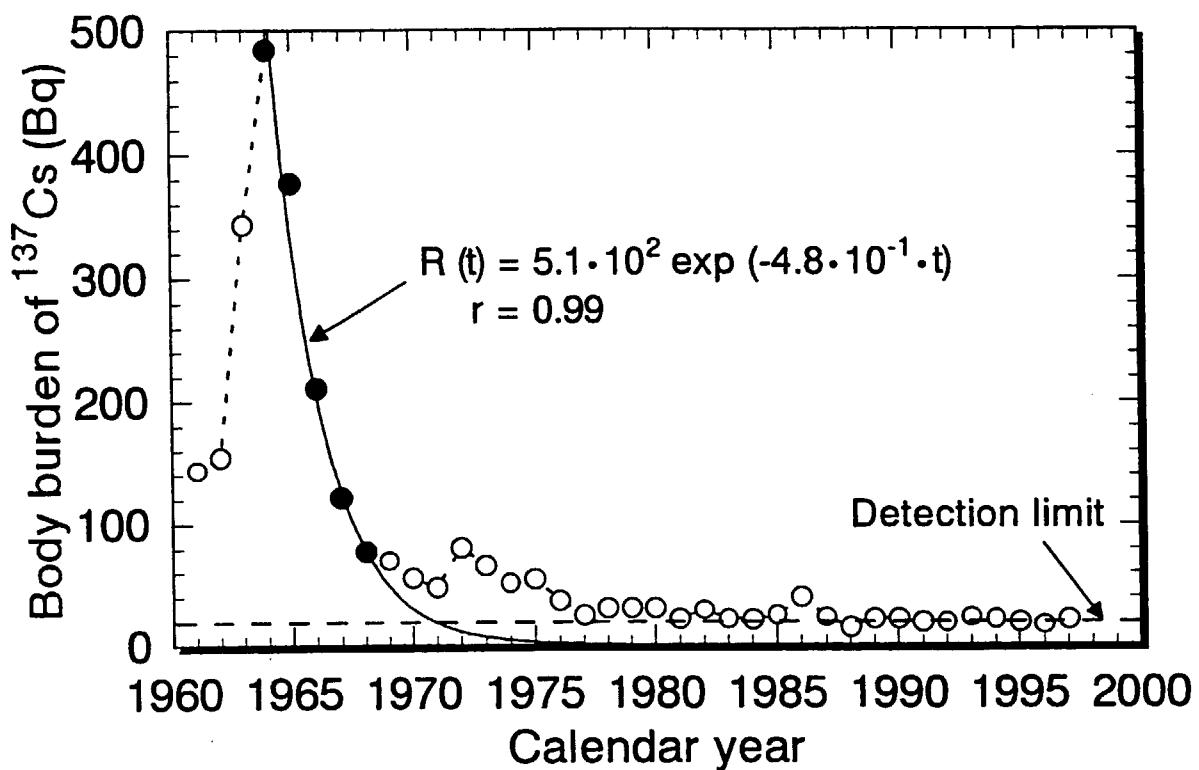
年平均体内¹³⁷Cs負荷量の経時変化をFig. 2.1. 4-1に示す。1960年代初頭の体内負荷量の著しい増大は、大気圏内核実験によるフォールアウトの影響であり、1962年に発効された大気中核実験停止モラトリアルの2年遅れで減少傾向となった。この遅れは、主に食物連鎖による遅れが原因であり、日本に直接降下した、あるいは輸入食品となった¹³⁷Csを含む食物を摂取したことによるものと考える。この1960年代のデータを用いて、食物連鎖の末端とした日本人成人男子体内の¹³⁷Csの見かけの半減期を算出すると、およそ1.4年である。

また、1980年に中国が大気圏内核実験を中止したことにより、日本人成人男子について近年調査した体内¹³⁷Cs負荷量は、1986年のチェルノブイリ事故の影響を除き、ほとんど検出されていない。

(木名瀬 栄)

参考文献

- 1) Igarashi, Y. et al.: J. Environ. Radioactivity, 31, 157-169(1996).

Fig. 2.1. 4 - 1 The annual change in fallout ^{137}Cs body burden.

2.1.5 モンテカルロ計算による全身カウンタの感度評価

全身カウンタは、人体内に取り込まれた放射性物質の沈着部位の特定を測定目的の1つとしているため、被検者身体のいずれの部位に対しても均一な感度を有する装置であることが望まれる。しかしながら、検出器の大きさや個数の制約などの理由により、全身に対し均一感度を有する全身カウンタを得ることは困難である。このため、実際の測定実務では、被検者の体軸方向に対し均一感度 ($\pm 10\%$)とする装置を用いている。現在、原研東海研究所の全身カウンタは、5つのNaI(Tl)検出器を用いたベッド方式検出器固定型となっており、被検者背面から5つの検出器の距離をおののえることにより、被検者の体軸方向に対する感度を均一にしている。これまで、1つの ^{137}Cs 点線源を用いた実測により、被検者の体軸方向（ベッド上から空気中高さ10cm）に対する全身カウンタの感度を調べ、5つの検出器の配置を決定してきたが、その配置が被検者の体軸方向（水ブロックファントム中）に対する感度を均一にするかどうかについて明らかでなかった。

今回、被検者の体軸方向（水ブロックファントム中）に対する全身カウンタの感度について、電磁カスケードコードであるEGS4(electron gamma shower Version 4)¹⁾を用いたシミュレーション計算を行い、5つのNaI(Tl)検出器の配置の妥当性を調べた。また、被検者（水ブロックファントム）の体軸方向と異なった部位に対する全身カウンタの感度を調べ、放射性物質の体内負荷量の評価誤差についても検討した。

計算は、全身カウンタをモデル化(Fig. 2.1.5-1)し、被検者（水ブロックファントム）の正面、体軸及び背面に5個の ^{137}Cs 点線源を配置し、その線源から放出される光子に対しての5個のNaI(Tl)検出器の感度を計算し、その結果から全身カウンタの感度を調べた。

全身カウンタの感度変化をFig. 2.1.5-2に示す。被検者の体軸方向（水ブロックファントム中）に対する感度は均一 ($\pm 10\%$)であり、これにより検出器の配置の妥当性が検証された。また、被検者の正面に線源を有する場合、感度は体軸方向の最大4割に減少し、一方、被検者の背面に線源を有する場合、感度は体軸方向の最大7倍に増加することが判った。したがって、全身カウンタによる沈着部位での負荷量の評価については、感度変化に起因する誤差を減少するためのジオメトリ（検出器と被検者の幾何学的配置）の工夫などが必要であると考える。

なお、被検者の体軸方向（ベッド上から空気中高さ10cm）に対する全身カウンタの感度変化は、実測結果、計算結果ともに $\pm 2.1\%$ 以内であり、両者の結果はほぼ一致した。

(木名瀬 栄)

参考文献

- 1) Nelson, W. R. et al.: SLAC-265(1985).

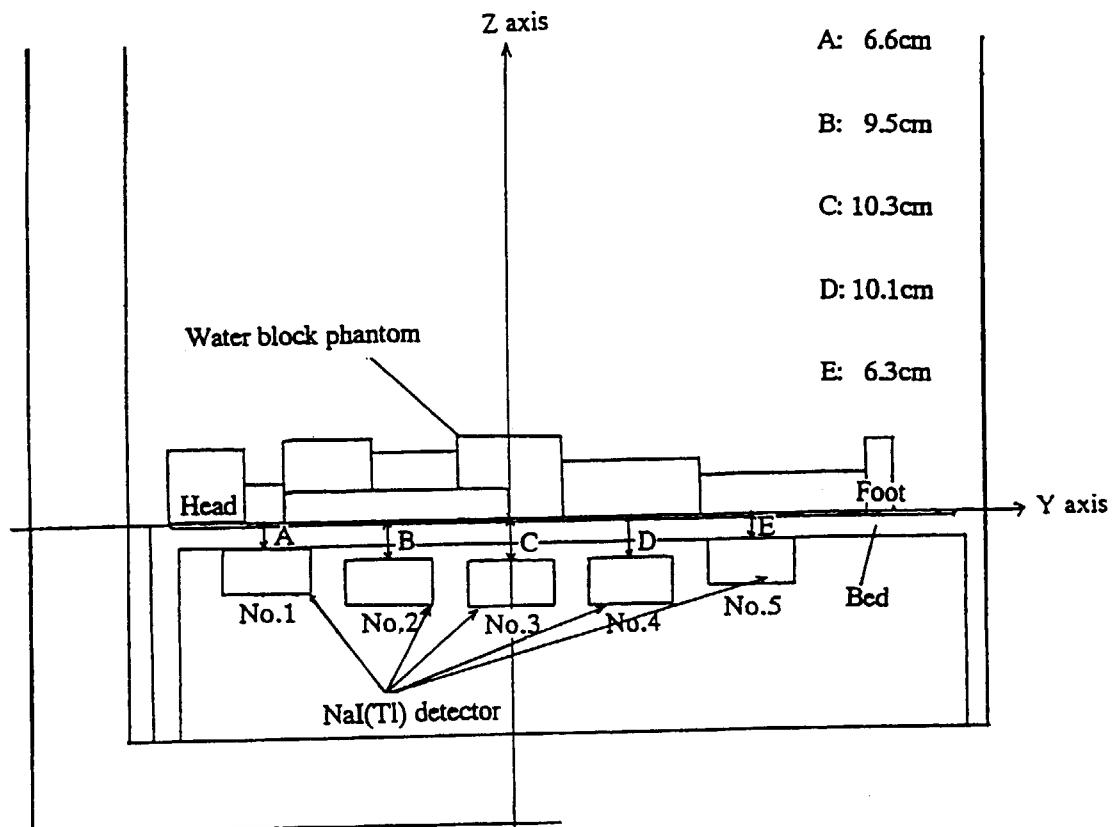


Fig. 2.1.5-1 JAERI whole-body counter and water-filled block-shape phantom.

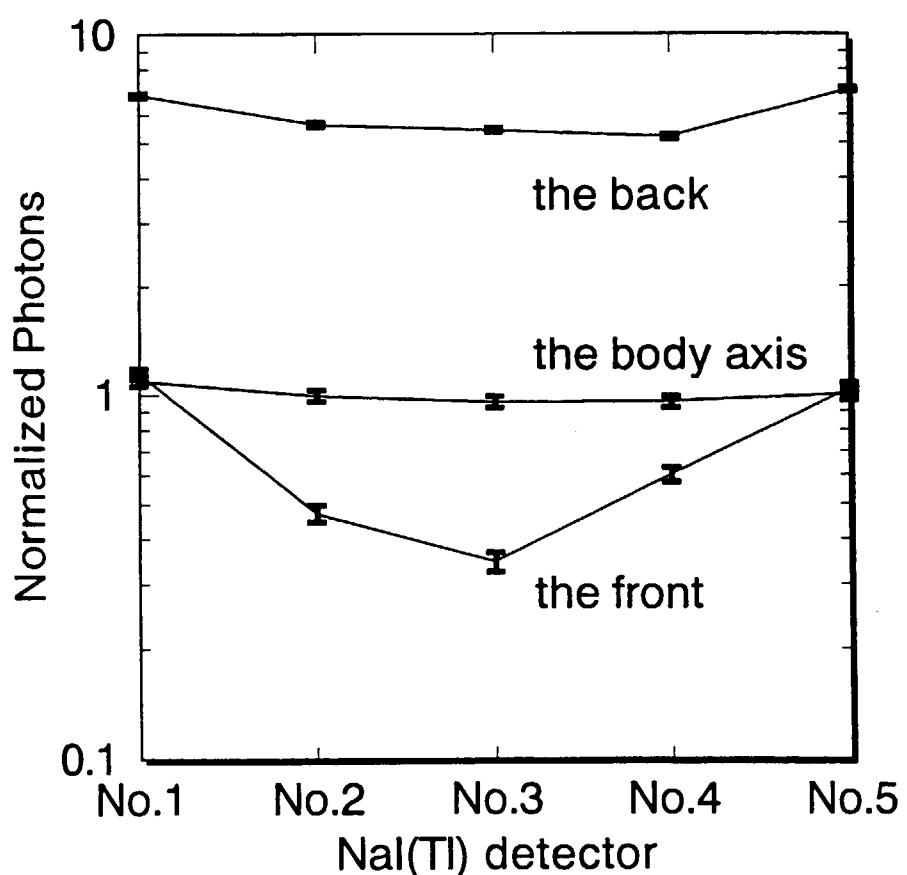


Fig. 2.1.5-2 Response of whole-body counter.

2. 2 施設の放射線管理

2.2.1 概 要

原子炉施設等の放射線管理における技術的課題の解決に必要な調査、技術開発及び管理データの解析を行い、放射線管理技術の向上を図った。東海研究所では、高度化放射線管理システムの開発及び放射性廃棄物処理で発生する廃棄物の放射能評価法の技術開発を行った。また、大洗研究所では、非接触式個人線量計着用確認装置、HTTR放射線管理計算機システム及び燃料研究棟放射線管理用監視装置の開発を行った。

高度化放射線管理システムの開発は、放射線管理業務における意志決定支援エキスパートシステムの構築を目的としたものであり、1992年度より継続実施している。1997年度は燃料試験施設セルの除染作業を対象とした放射線管理システムの整備を行った。この放射線管理システムでは、作業場所や作業方法等の情報、並びに線量当量率や空気中濃度等についての実測値あるいは評価値に基づいて作業者の線量当量の予測を行うとともに、管理規定や放射線管理経験に基づくルールベース推論により作業者の放射線防護具の選択が可能である。

放射性廃棄物処理で発生する廃棄物の放射能評価法の技術開発では、放射性廃棄物処理施設において放射性廃棄物処理にともなって発生する気体、液体及び固体廃棄物の発生量を、シミュレーション計算により事前に評価する手法を検討した。この手法を用いて放射性廃棄物の焼却処理から発生する液体廃棄物中のトリチウム量を評価した結果、実績値と評価値は良く一致しており、本シミュレーションの有効性を確認した。

非接触式個人線量計着用確認装置の試作では、個人線量計（フィルムバッジ：FB）のケースに装てんしたガラスカプセル状無電子式小型電波発信素子（トランスポンタ）による管理区域内FB着用確認装置を試作し、読み取り試験等を行った。この装置の導入により管理区域への入退域の効率化を図ることができた。また、HTTRの原子炉格納容器の入口にも本装置を設置したことにより、原子炉格納容器の立ち入り管理にも役立っている。

HTTR放射線管理計算機システムは、HTTR施設の放射線モニタ等をネットワークを介して集中管理するものであり、放射線管理の高度化、効率化及び省力化を目指して開発された。このシステムでは、放射線モニタ、空気吸引装置、原子炉熱出力、排風気量等のデータがサーバーパソコンに送られ、放射線モニタ監視、ルーツプロア管理、出入り管理等が効果的、効率的に行えるとともに、異常診断及び緊急自動通報が可能である。

燃料研究棟放射線管理用監視装置の開発では、大洗研究所の構内ネットワークを利用した総合放射線モニタリングシステムを構築するため、燃料研究棟及び安全管理棟の放射線監視装置の整備を行った。このことにより、燃料研究棟における放射線管理業務が効率的に実施できるとともに、安全管理棟においてJMTTR施設、ホットラボ施設、燃料研究棟等の施設の放射線管理データ及び環境監視データを同時に参照できるようになった。

(水下 誠一)

2.2.2 高度化放射線管理システムの開発（6）

放射線管理業務における意思決定の支援を目的として、エキスパートシステムを用いた高度化放射線管理システムの開発を1992年度から行っている¹⁾。1997年度は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の作成を、1996年度に引き続き実施した。

今回作成したシステムは、作業前の実測データ及び計算により評価された作業場所の線量当量率、空气中放射能濃度の各放射線レベルを基に、作業者の線量当量の予測及び作業者が着用すべき適切な放射線防護具を選定するものである。このシステムはこれまでに行われた概念設計を基に、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った。また、開発においてはUNIXワークステーションで構築言語CommonLispを用い、エキスパート開発支援ツールとしてKwE SHELLを使用した。

1997年度は、1996年度に作成した放射線レベルの評価及び防護手段の選択に加え、作業内容の確認、被ばく線量評価及び作業実績登録について実施した。本システムのフローチャートをFig. 2.2-1に示す。作業内容の確認では、システムの運用上必要である作業場所、取り扱い核種、作業方法等の情報を対話方式で入力できるようにした。作業方法については、より詳細な情報を得るために放射性物質の状態、作業性等の項目も入力対象とした。また、被ばく線量評価は、1996年度に作成したシステムの放射線レベルの評価で得られた線量当量率、空气中放射能濃度等の各数値を基に、作業者の外部及び内部被ばく線量の事前評価を行うものである。外部被ばくの評価については、ある設定された被ばく線量を超えた場合に、被ばく低減対策として各種遮へい材による線量当量の減衰効果について提示を行うようにした。作業実績登録では、後の作業で事例として利用するために、作業終了後に実際の作業者の被ばく線量当量、各種防護手段、放射線レベル等の結果を入力できるようにした。

今後このシステムに、基本データベースである濃度限度等の数値データ及び過去に行われた作業の実績データの必要なデータを入力するとともに、実際にセル除染作業の事前評価で試用し、不具合、問題点等の抽出を行う予定である。

（小林 誠）

参考文献

- 1) 小林 誠：保健物理－管理と研究－No. 39 JAERI-Review 97-016 197-198, (1997)

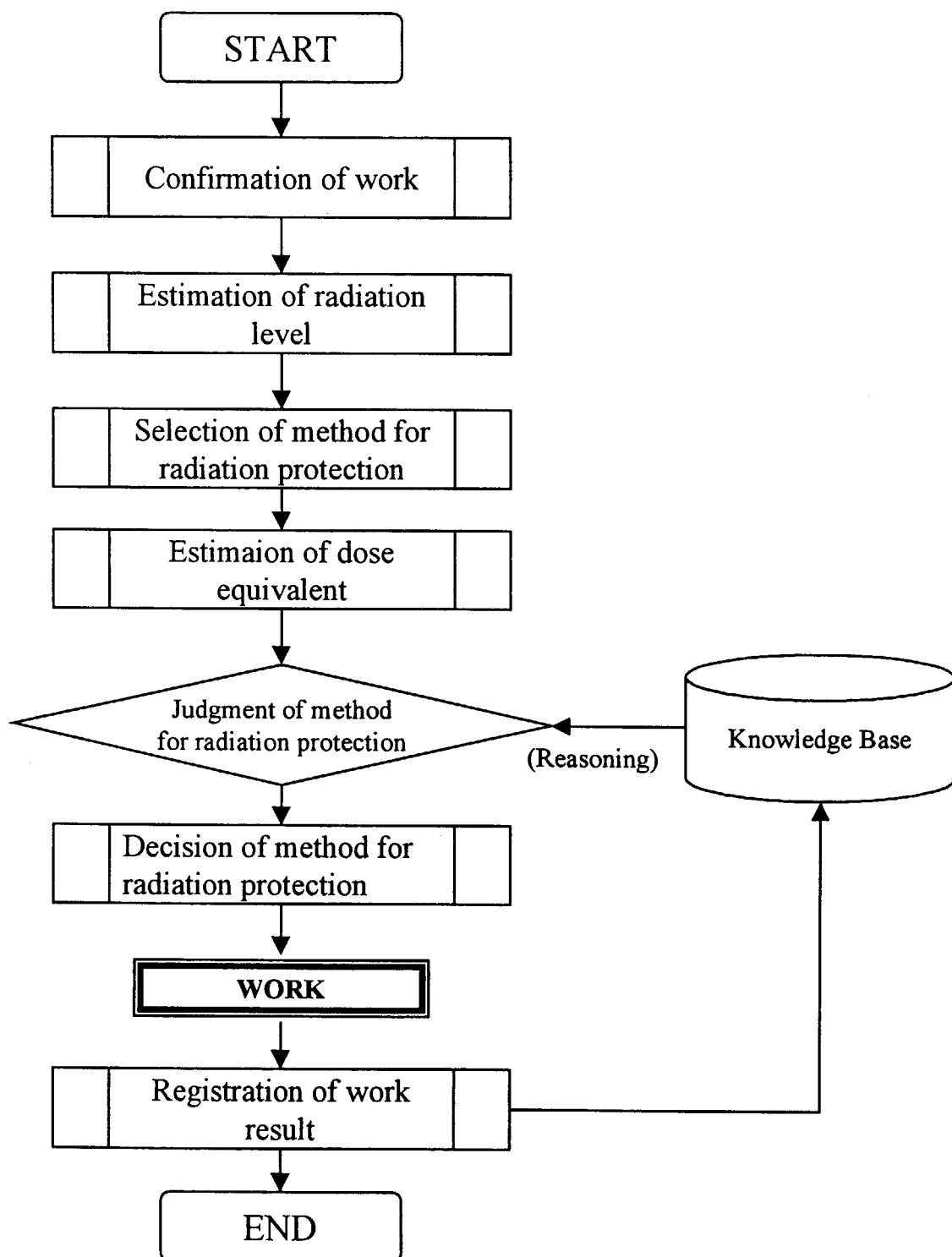


Fig. 2.2.2-1 Flow chart of radiation control system

2.2.3 放射性廃棄物処理で発生する廃棄物の放射能評価法

廃棄物処理施設では、放射性廃棄物の処理にともなって気体、液体及び固体の放射性廃棄物が発生する。これらの放射性廃棄物の発生について、より実際的な放射能の事前評価ができれば、廃棄物処理施設の設計や廃棄物処理計画の立案及び放出放射能の管理に活用できる。そこで、実際の廃棄物処理を模擬したシミュレーションにより、放射性廃棄物処理で発生する廃棄物の放射能を事前に評価する手法を検討した。ここでは、この評価法の概要とその妥当性について報告する。

シミュレーションは、実際の廃棄物処理が集荷順に行われていることを乱数を用いて行う。その手順は、まず、処理対象の放射性廃棄物に含まれる評価核種について、放射能の累積度数分布を設定する。次に、設定した累積度数の百分率と乱数の値を対応させて、処理する放射性廃棄物の放射能を決定する。処理で発生する廃棄物の放射能は、乱数で決定した放射能を処理量だけ加算し、その合計に評価核種の対象廃棄物への移行率を乗じて計算する。

この評価法の妥当性を確認するために、これまでの処理実績から、移行率が明らかになっている焼却処理で発生する液体廃棄物中のトリチウムについて、実績値と評価値を比較した。

評価条件は、放射性廃棄物の放射能分布の調査と焼却処理の実績から以下のように設定した。

(1) トリチウムの放射能度数分布：対数正規分布

(幾何平均： 2.1×10^{-1} Bq/容器、幾何標準偏差：740)

(2) 乱数：7桁

(3) 処理量：容器 3,000個/月

(4) 液体廃棄物への移行率：83%

(5) 評価期間：120ヶ月

実績値と評価値の比較として、焼却処理で発生する液体廃棄物中のトリチウムの放射能をFig. 2.2.3-1 に示す。横軸は1ヶ月あたりの放射能、縦軸は累積百分率である。評価値の分布は実績値と同様に対数正規分布に適合した。幾何平均値（実績値： 5.3×10^9 Bq/月、評価値： 3.7×10^9 Bq/月）と幾何標準偏差（実績値：5.9、評価値：5.3）もほぼ一致した。この結果から、この評価法の妥当性が確認でき、この評価法により実際的な放射能評価ができることが判った。

今後は、この評価法を利用して、廃棄物の処分方法や放射能の環境への放出量を考慮した処理区分の選定、処理で発生する廃棄物の放射能から処理前廃棄物の放射能分布を推定する方法などについて検討する予定である。

（池野 香一）

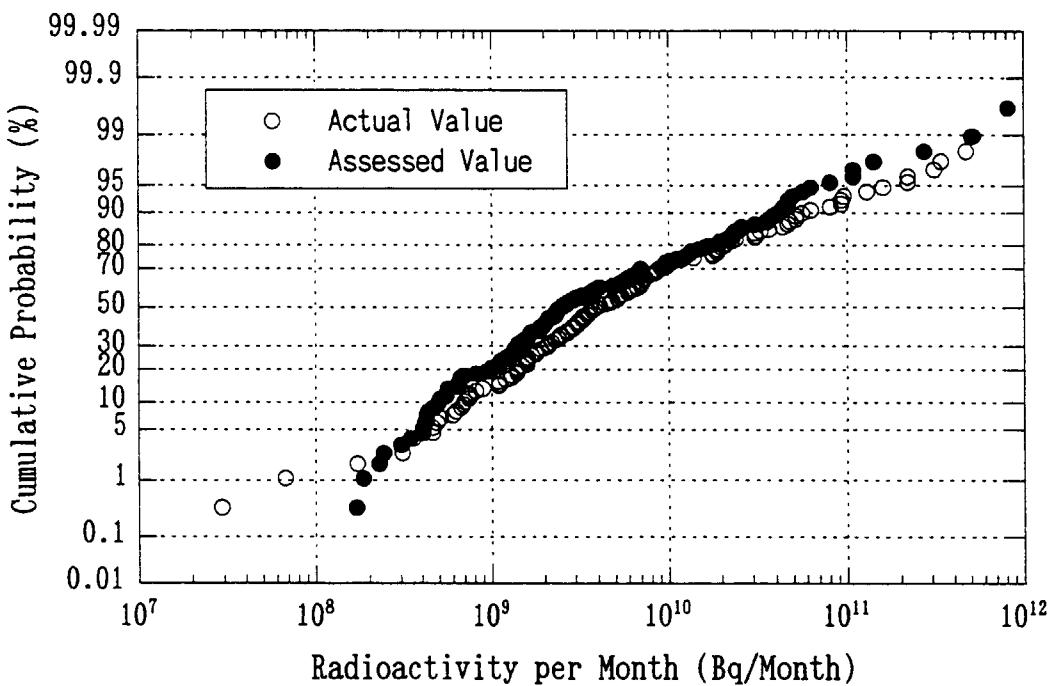


Fig. 2.2. 3 - 1 Radioactivity of tritium in liquid waste
from the incineration system

2.2.4 非接触式個人線量計着用確認装置の試作

(1) はじめに

原研の各施設の管理区域出入口には、作業者が入退域する際のフィルムバッジ（以下「F B」という。）着用の有無を確認する目的で、個人線量計着用確認装置が設置されている。現行の装置はF B表面のバーコードをリーダに接触させて読取る方式である。この方式は、簡便でコストが安い利点を有するが、入退域時の読み取り操作が必要なこと及びバーコード表面の汚れ等により、読み取不良を生じることがあるため、改良が望まれていた。

そこで、F Bケース内にガラスカプセル型の無電池式小型電波発信素子（トランスポンダ）を装入しておき、装置を通過する際にトランスポンダが発生した電波を検知することによりF B着用の有無を確認する非接触式の個人線量計着用確認装置を試作した。

(2) 装置試作の留意点

装置の試作にあたっては、以下の点を考慮して設計した。

- (a) F B着用部位である胸部（男子）から腹部（女子）までの範囲を的確かつ効率的に読み取ること。
- (b) 現行装置が整備されている施設では、設置場所が制限されるため、通行幅・高さ等の設置条件を大幅に変更しないこと。
- (c) 非接触式装置を利用した入退域管理が行えるよう入退域両方向からの出入と検知を可能とすること。
- (d) 本装置の発信電波により他機器、設備等に影響を与えないこと。

(3) 装置の構成

本装置は、入退域した作業者の通過を認識する通過センサ、トランスポンダからの電波を受信するためのゲートアンテナ及びF B不携帯者に警報を促す音声出力装置、それらの制御部とから構成される。本装置の概念図をFig. 2.2.4-1に示す。また、HTTRに設置したシステムではトランスポンダに個人コードを入力する登録装置、受信した個人コードの解析・表示を行う処理装置が組み込めるようにしたことにより、入域者の現員数等を表示する試みもした。本装置の外観をPhoto. 2.2.4-1に示す。

(4) 試験及び調査

試作した装置の性能確認を行うため、ゲートアンテナに対するトランスポンダの指向性試験、トランスポンダをF Bケース内に実際に装入した時のF Bに対する照射試験及び設置環境のノイズレベル調査を実施した。

(a) 指向性試験

F Bケース内に装入するトランスポンダの最適な方向を決定するため、ゲートアンテナの読み取範囲に対して指向性の調査を実施した。その結果、トランスポンダは水平方向に装入することが適当であることが分かった。これにより、F Bケースの下端にトランスポンダを水平に装入した。

(b) 照射試験

F Bケースに入射する放射線がケース内のトランスポンダによって散乱及び遮へい等の妨害を受け、測定値に影響することが考えられるため、トランスポンダを装入したF Bに対する照射試験を実施した。その結果、トランスポンダの装入による影響は無視できることを確認した。

(c) ノイズ調査

本装置は、周辺に電子機器等のノイズ源があるとトランスポンダの読み取り不良を生じやすいことから、実機と同等の簡易型アンテナと受信部を用いて、設置予定場所でのノイズレベル調査を実施した。その結果、特別なシールド対策を施さないで使用できる環境であることを確認するとともに、本装置から発信した電波により近傍の電子機器に影響がないことを確認した。

(5) まとめ

これまでの方式では、リーダにバーコードを接触させる動作が必要なため、通過人数も最大10人／分程度であったが、非接触式の装置では、作業者が装置を通過することで着用の有無が確認できるため、通過人数も最大60人／分程度と増大した。これにより、現行の確認装置の設置台数を減らすことができ、効率化が図られ、また、作業者の入退域時の負担を軽減することができた。

本装置は、大洗研究所のHTTR管理区域入口に2台、JMT-R及びホットラボの管理区域入口に、それぞれ1台を設置して実用試験を行い、問題のないことを確認した。

なお、HTTRでは、原子炉運転中に立入りが制限されている原子炉格納容器の入口にも本装置が設置され入退域管理にも使用が試みられ、その応用範囲の拡大という点で、有効に利用されている。

(佐藤 浩一)

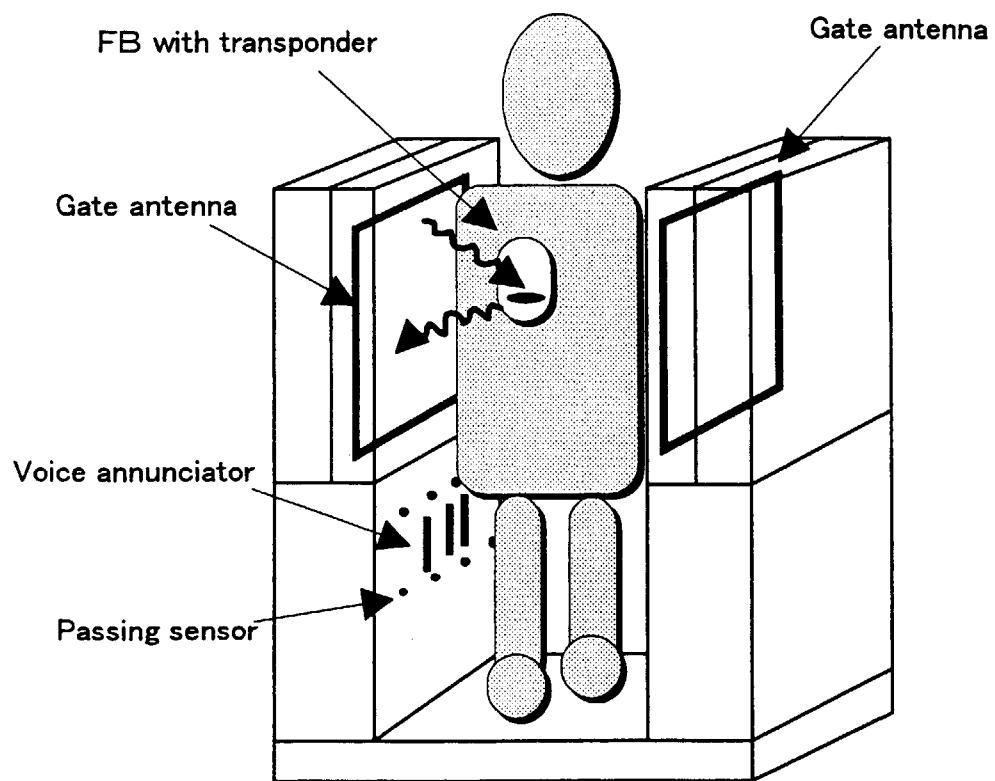


Fig. 2.2.4-1 Schematic Diagram of Touch-free Check System for Wearing of Personal Dosimeter

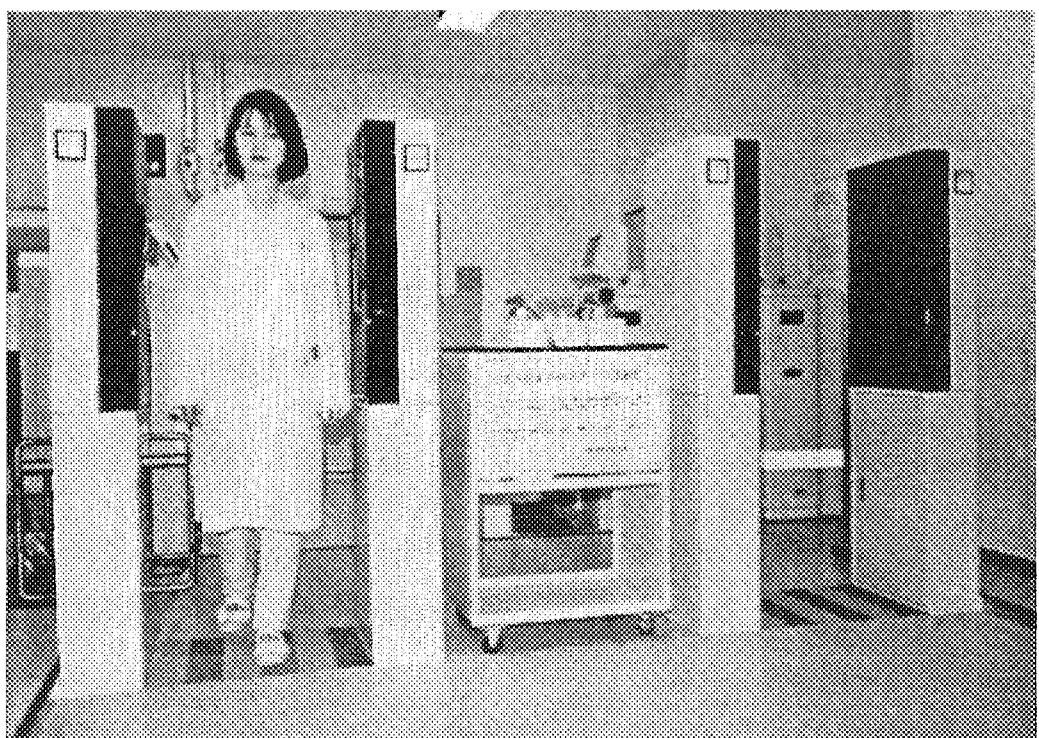


Photo. 2.2.4-1 View of Touch-free Check System for Wearing of Personal Dosimeter

2.2.5 H T T R 放射線管理計算機システムの概要

(1) はじめに

H T T R は、高温ガス炉の研究開発や高温照射雰囲気を利用する試験研究施設として建設され、1998年内の臨界を目指し、1997年度は主に機能試験等を行った。

放射線管理計算機システムは、H T T R の放射線管理業務の効率化、省力化を図るとともに、大洗研究所構内の L A N を利用して各施設の放射線モニタ等の情報を集中して監視する総合放射線モニタリングシステムの整備の一環として、開発を行った。

(2) システム構成

計算機システムの構成は、パソコンによるネットワークシステムを採用し、2台のサーバー及び14台のクライアントから構成され、OSにはWindows NT、データベースにはオラクルを使用した。そして、放射線モニタ、空気吸引装置、警報付きポケット線量計読取装置、原子炉熱出力、排気風量等のデータをサーバーに収集することにより放管情報を集中的に管理するようにし、データ表示用のクライアントをH T T R 原子炉建家各階、H T T R 研究棟、安全管理棟中央監視室に設置して監視の強化を図ることとした。Fig. 2.2.5-1 に放射線管理計算機システムの構成図を示す。

(3) システム機能

主な機能として、放射線モニタ監視、管理業務、異常診断、緊急通報、出入及び被ばく管理機能があり、異常診断、緊急通報以外の機能については、各クライアントからすべて確認、操作が行えるようにした。また、ルーツプロア起動、停止、サンプリングラインの切替えについても各パソコンで操作が行えるようにし、放射線管理課員以外の操作等を防止するためにパスワードで管理を行うようにした。以下に、特に留意した機能について示す。

(a) モニタ監視機能

モニタ指示値、サンプリング流量等のデータを10秒毎にデータ収集装置で収集し、L A N を経由してサーバーのデータベースに保存を行い、原子炉建家各階の主要なフロアに設置したデータ表示用のクライアントにトレンド、放出放射能解析、モニタ及び機器状態の表示を行えるようにし、放射線作業時等に線量当量率、空气中濃度等の変化を確認しながら作業管理を行えるようにした。また、移動式モニタについても原子炉建家内11ヶ所に分散して設置した接続端子箱に接続することにより計算機システムに指示値、警報を取り込み監視することができるようになった。

(b) 異常診断機能

異常時の迅速な対応を行えるように、異常診断専用パソコンを用意し、モニタの警報レベル、指示値、指示変化等の組合せにより、推定原因、対処方法、線量当量率の影響範囲図等の放射線管理上必要な情報の表示を行えるようにした。影響範囲図表示については従来の警報表示のようなエリアモニタ位置の色を変化させるだけでなく、モニタ指示に対応した影響範囲を示すことにより、視覚的に分かりやすくするとともに線源位置の推定を行えるようにし、推定位置の線量当量率に応じた円形の影響範囲を表示することで放射線管理課員等に注意を与えられるようにした。プログラムの作成に当っては、Gensym社製のA I 開発支援用ソフト G 2 を使用し、推定原因、対処方法を決定するためのルールの作成は、運転経験がつまれて得られた知見を後から追加、修正が簡単に行

えるようにアイコン方式を採用した。

(c) 緊急通報装置

勤務時間外の異常時に迅速な対応を図れるように、計算機から電話回線を利用してあらかじめ登録された放射線管理課員に警報の種類や内容を自動的に連絡する機能であり、受信者はパスワードを電話器に入力することで、警報内容を確認することができるようとした。また、警報発生時に待ち受け時間を設けることにより引きつづいて発生する警報も通報でき、通報中に重要度が上の警報が発生した場合、通報を中止し再度通報を行えるようにした。その他の機能として、緊急通報装置モニタ画面に通報履歴を表示することで原子炉運転員等に通報状況をわかるようにした。また、通報訓練機能を設けて、訓練が容易に行えるようにした。

(仲澤 隆)

参考文献

- 1) 野村 俊文：保健物理—管理と研究—No. 38, JAERI-Review 96-014, 122-124, (1995)
- 2) 松井 智明, 小沼 勇：保健物理—管理と研究—No. 38, JAERI-Review 96-014, 178-180, (1995)

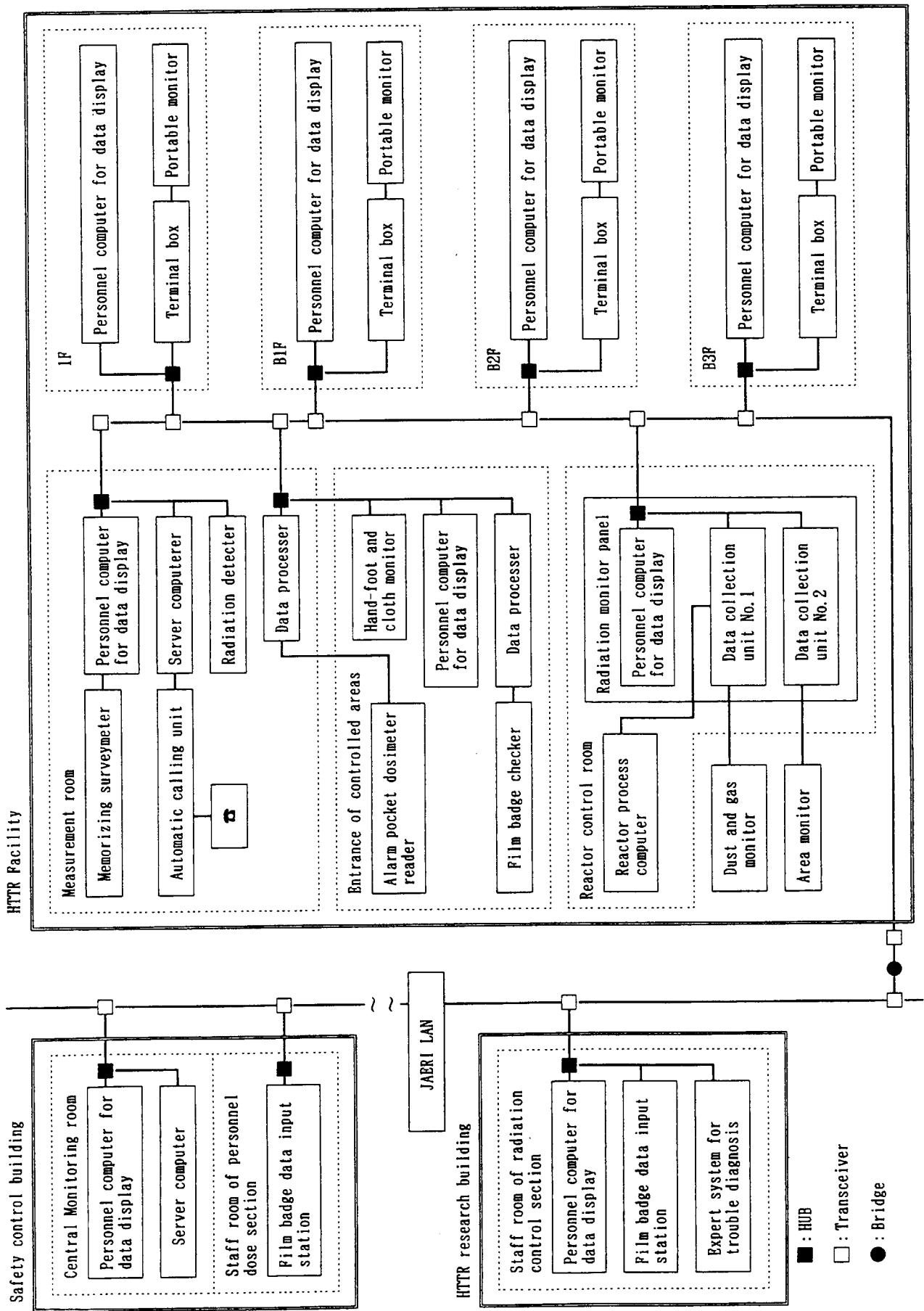


Fig. 2.2.5-1 Constitution of Radiation Monitoring Computer System in HTR

2.2.6 燃料研究棟の放射線管理用監視装置の開発

(1) はじめに

大洗研究所では、1995年度から構内のLANを利用して、各施設の放射線モニタ等の情報を一括監視する総合放射線モニタリングシステムを構築している。1997年度は、その整備の一環として、燃料研究棟及び安全管理棟の放射線管理用監視装置（以下、監視装置という。）の開発、設置を行った。

(2) 装置の構成と設計

燃料研究棟と安全管理棟に設置した監視装置の構成をFig. 2.2.6-1に示す。

燃料研究棟の監視装置は、放管測定室と放管居室に設置され、放射線管理用モニタ等からのデータを収集、処理、保存するサーバーとデータの表示をするクライアントと自動通報装置から構成されている。また、安全管理棟の監視装置は、中央監視室に設置された各施設の放射線管理用モニタのデータを表示するクライアントと、大型表示装置（42インチプラズマディスプレイ）から構成される。

燃料研究棟の監視装置の開発及び設計にあたって、すでに運用されているJMT-R施設及びホットラボ施設の監視装置においても、燃料研究棟の放射線情報の監視が行えるように、また安全管理棟の監視装置は、これら全施設の放射線情報の表示が行えるように、それぞれ構内のLANに接続した。このため、既存の監視装置との互換性を図るため、ソフトウェアについては放射線管理用モニタ等の各種信号のデータ収集件数の見直しを行う程度とし、データ処理、保存及び表示についてはJMT-R等既設の監視装置と同じプログラム¹⁾を用いた。さらに、1998年度に設置を計画している廃棄物管理施設の監視装置の接続も考慮して設計を行った。

(3) 機能の特徴

本装置を設置したことにより、ホットラボ施設にて燃料研究棟の放射線情報が監視できるとともに、燃料研究棟で異常が発生した場合は、ホットラボ施設の監視装置がホットラボのデータの表示中に関係なく、CRT上に設けた補助画面に警報発生を表示し、ブザーにより確認を促すようにした。この補助画面にはホールド機能を持たせ、ブザー停止及び警報表示リセットは、放管員が確認したのち解除する手動式とした。また、夜間などに異常が発生した場合は、電話回線を用いた自動通報装置（音声によるメッセージ伝達）により、施設名、モニタ名、事象等を担当放管員へ伝達することが可能となり、より迅速な対応が行えるようになった。

安全管理棟に設置した監視装置は、各施設の放射線情報が中央監視室のCRTと大型表示装置で同時に表示できるようにした。

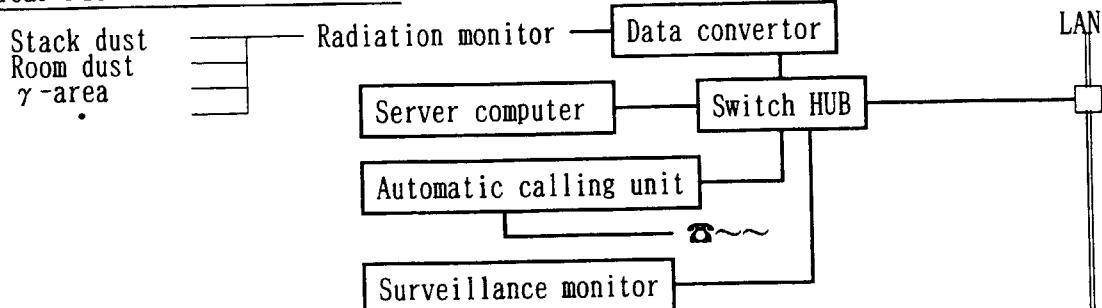
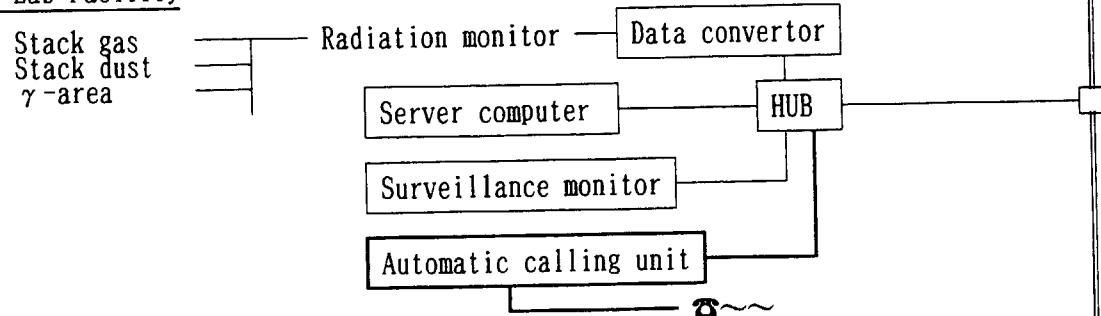
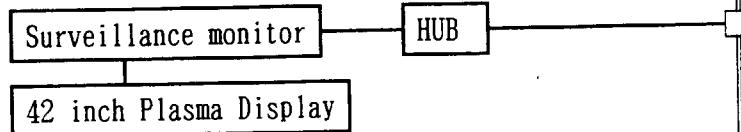
(4) むすび

1997年度に、燃料研究棟及び安全管理棟に本装置を設置した結果、燃料研究棟における放射線管理業務は迅速かつ効率的に行えるようになった。一方、安全管理棟においては、環境監視データと各施設の放射線管理データを同時に監視することが容易に行えるようになり、異常時の防護活動がさらに迅速に行えるようになった。

（山根 健路）

参考文献

- 1) 松井智明, 他: JMT-R及びホットラボの放射線監視装置の整備 (1997)

Nuclear Fuel Research LaboratoryHot Lab FacilitySafety control building

JMTR Facility

HTTR Facility

: Transceiver

: Bridge

: Instruments provided in this fiscal year

Fig. 2.2. 6 - 1 Surveillance System for Radiation Monitoring in NFRL.

2.3 放射線管理計測

2.3.1 概要

環境試料中のSr分析に関して、発煙硝酸によるCa除去の方法の代わりにエチレンジアミン四酢酸(EDTA)による方法を検討し、Srを硫酸塩沈殿として分離する際の溶液の加熱温度とEDTAによって除去可能なCaについて明らかにした。

放射線管理用測定器の校正に使用されているX線照射場のトレーサビリティ確保に必要な基準測定器の一つである軟X線用電離箱検出器(KEITHLEY製96020A及び96035型)の性能について評価した。放射線標準施設棟に設置された軟X線基準照射場(実効エネルギー:11.8keV~48.8keV)を用い、方向特性及びエネルギー特性を実験に基づいて評価した。結果として日本工業規格の与える基準測定器の性能基準を十分満足することが確認された。また、皮膚の被ばく線量評価に用いるサーベイメータの指示値から $70\text{ }\mu\text{m}$ 組織吸収線量率を与える校正定数について、 β 線の残留最大エネルギーに関する依存性を評価するとともに、校正方法と現場での使用の整合に関わる問題点を明らかにした。

個人線量計の校正基準のあり方を検討するため、PMMAスラブファントムに平行平板型電離箱の機能を付加した線量測定器を開発し、PMMAスラブファントム中の深部吸収線量を測定した。照射位置における光子の空気カーマに対する深部吸収線量の比をエネルギーに関して評価した結果、ファントム表面から3mm、1cmの深部においては、40keVから ^{60}Co の γ 線に至る光子エネルギー範囲において $\pm 10\%$ 以内で一致することが確認された。

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、中性子線源(^{252}Cf 又は $^{241}\text{Am-B}\beta$)を用いた速中性子校正場に関し、線源カプセル、線源スタンド、空気、壁等に起因する散乱中性子の影響について検討した。モンテカルロ・シミュレーションコード(MCN P-4A)による計算とボナー検出器による測定に基づき、これら成分の割合を評価した結果、線源カプセル、線源スタンド、壁等からの散乱割合及び線源から校正位置までの距離と散乱線成分の割合との関係が明らかとなった。

(吉田 真)

2.3.2 EDTAによるカルシウムとストロンチウムの分離法（2）

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の分析法として、キレート試薬のエチレンジアミン四酢酸（以下、「EDTA」という。）を用いたカルシウムとストロンチウムの分離法について検討を行った。前回の報告では、ストロンチウム回収率のpH及び共存する硫酸イオン濃度による依存性などについての実験結果を述べた¹⁾。今回は、ストロンチウムを硫酸塩沈殿として分離する際の溶液の加熱温度とEDTAによって除去可能なカルシウム量についての実験結果を報告する。

まず、ストロンチウム回収率の溶液の加熱温度による依存性は次の方法によって調べた。エチレンジアミン四酢酸二ナトリウム・二水和物（EDTA-2Na・2H₂O, 以下、「EDTA-2Na」という。）10g、ストロンチウム担体40mg（硝酸ストロンチウム溶液として加えた）及び硫酸アンモニウム6gを蒸留水100mlに溶解する。この溶液をアンモニア水でpH 4.5に調整して、ホットプレート上でかく拌しながら任意の温度まで穏やかに加熱した。一夜放置後、生成した硫酸ストロンチウム沈殿を重量既知のろ紙（5種C）でろ別し、乾燥させたのち重量を測定してストロンチウム回収率を求めた。この結果、Table 2.3.2-1に示すように、加熱温度が高いほどストロンチウムの回収率が高いことが判った。したがって、今後の分離実験ではこの実験結果を踏まえて溶液を沸騰するまで加熱することにした。なお、EDTAは200°C程度まで加熱しても安定であることが知られており、沸騰するまで加熱しても分解等の問題はないと思われる。

次に、EDTAで除去可能なカルシウム量を調べるため、任意量のカルシウム（塩化カルシウム水溶液）を加えた4g又は8gのEDTA-2Naと6gの硫酸アンモニウムを含む100mlの試料溶液をpH 4.5に調整して沸騰するまで加熱した。その後、生成した硫酸カルシウム沈殿の重量を測定し、溶液中に溶存するカルシウム量を求めた。この実験結果から、Fig. 2.3.2-1に示すように8gのEDTA-2Naで0.8gのカルシウムを溶液中に溶存させて除去でき、1gのカルシウムを除去するためにはカルシウムの10倍量のEDTA-2Naが必要であることが判った。このときのEDTA-2Naとカルシウムのモル比は約1:1であり、キレート試薬が2価以上の金属イオンと結合比1:1の化合物を生成するという原理を裏付けることとなった。いまここで、この分離法を環境試料等の放射性ストロンチウム分析に適用する場合には、次のことが問題となる。すなわち、環境試料中のカルシウム含有量は大きく異なっており、たとえば、農産物1kg中のカルシウム量は0.2gから3g程度まで変化する²⁾。多量のカルシウムを除去するためにはEDTA濃度を高めれば良いが、反面、前回報告したようにEDTA-2Na濃度が高くなるとストロンチウムの回収率が低下する。したがって、試料中のカルシウムを効果的に除去するのに必要なEDTA-2Na量と適用可能な環境試料を決定することが今後の課題である。

（服部 隆充）

参考文献

- 1) 服部隆充：保健物理－管理と研究－No. 39, JAERI-Review 97-016, 210-213, (1997).
- 2) 川村一二三, 永沢俊幸, 滝沢洋一, 他：ストロンチウム自動分離装置の環境試料への適用, JCAC No. 18, 60, (1990).

Table 2.3.2-1 The effect of temperature by heating on the recovery of strontium as the sulphate from solutions.

Sample No.	Percentage recovery of strontium		
	80°C	90°C	99°C(Boiling point)
1	52.6	71.2	78.6
2	56.8	74.8	78.5
3	59.3	73.4	81.2
Mean±SD	57.4±1.6	73.1±1.8	79.4±1.5

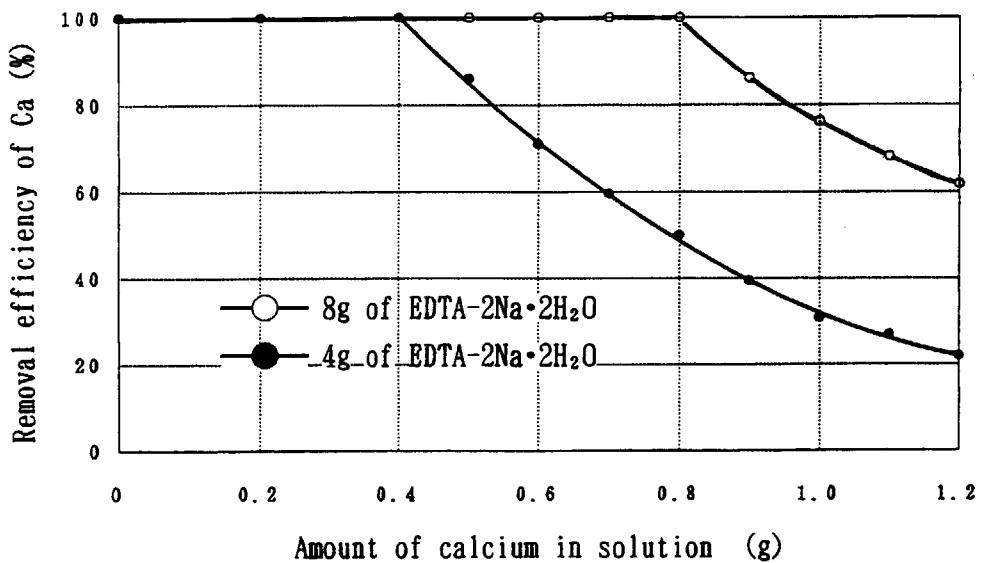


Fig. 2.3.2-1 Removal efficiency of calcium as the dissolved state in solutions with different amount of EDTA-2Na. The solutions contained 4g or 8g of EDTA-2Na · 2H₂O, 0-1.2g of calcium, 6g of ammonium sulphate in 100 ml volume, and the solutions were heated to boiling after adjusting the pH to 4.5.

2.3.3 軟X線用電離箱検出器の性能試験

米国KEITHLEY社が市販している軟X線用電離箱検出器の性能試験（エネルギー特性及び方向特性）を実施し、日本工業規格（JIS Z 4511）で定めた基準測定器の性能基準との比較検討を行った。その結果について以下に報告する。

性能試験に用いた電離箱検出器は、容積 $150\text{m}\ell$ ($11.3\text{cm}\phi \times 1.5\text{cm}$) の96020A型及び容積 $15\text{m}\ell$ ($3.96\text{cm}\phi \times 1.22\text{cm}$) の96035型の2つの検出器であり、これらの検出器の断面図をFig. 2.3.3-1 及びFig. 2.3.3-2 に示す。

エネルギー特性の試験方法は、線質指標0.8でX線スペクトルの実効エネルギーが11.8keVから48.8keVの領域の軟X線基準照射場を用いて実施した。測定系は、検出器の電離電流信号をエレクトロメータ（KEITHLEY社製 617型）に接続し、印加高圧を300Vとして電離電流を測定し、校正定数 (C/kg/C) のエネルギー依存性を求めた。

方向特性の試験方法は、上記の48.8keVの照射場を使用し、検出器の信号出力用コネクタ部を通る軸上の検出器中心から $\pm 30^\circ$ の範囲を 5° ずつ変化させて測定し、 0° を基準とした相対的な変化を求めた。

エネルギー特性の結果をFig. 2.3.3-3 及びFig. 2.3.3-4 に示す。図より、 $150\text{m}\ell$ の検出器のエネルギー特性は16keV以下のエネルギーで急激に感度が低下したが、16keVから32keVの範囲では $\pm 5.0\%$ 以内と良好であった。この感度低下は、放射線が入射する検出器の窓膜の厚さが 75mg/cm^2 と厚いため、低エネルギーのX線の吸収効果が原因と考えられる。同様に $15\text{m}\ell$ の検出器では、検出器の窓膜が 32mg/cm^2 と薄いため、11.8keVから32keVのエネルギーにおいて $\pm 4.7\%$ 以内で極めて良好であった。

方向特性の試験結果をFig. 2.3.3-5 及びFig. 2.3.3-6 に示す。図より、 $150\text{m}\ell$ の検出器は入射角度が $\pm 30^\circ$ の範囲で $\pm 0.4\%$ 以内と極めて良好であった。 $15\text{m}\ell$ の検出器は同様に $\pm 10^\circ$ の範囲で $\pm 1.0\%$ 以内となっていた。

以上のエネルギー特性及び方向特性の結果から、 $15\text{m}\ell$ の検出器は、日本工業規格のJIS Z 4511の照射線量を測定するための基準測定器の性能基準（エネルギー特性：10keV～30keVで $\pm 6\%$ 以内、方向特性： $\pm 2^\circ$ で $\pm 1\%$ 以内）を十分満足していることが確認できた。よって、本電離箱検出器は、軟X線領域の基準測定器として使用できることが明らかになった。エネルギー依存性が良好である理由としては、電離箱の有効領域の厚さを 1.5cm と薄くしており、低エネルギー光子が電離箱内に入射して発生する二次電子の角度分布は光子の入射方向に対して直角の方向に多く放出されるため、電離容積内の感度の均一化が図れたものと考えられる。

（清水 滋）

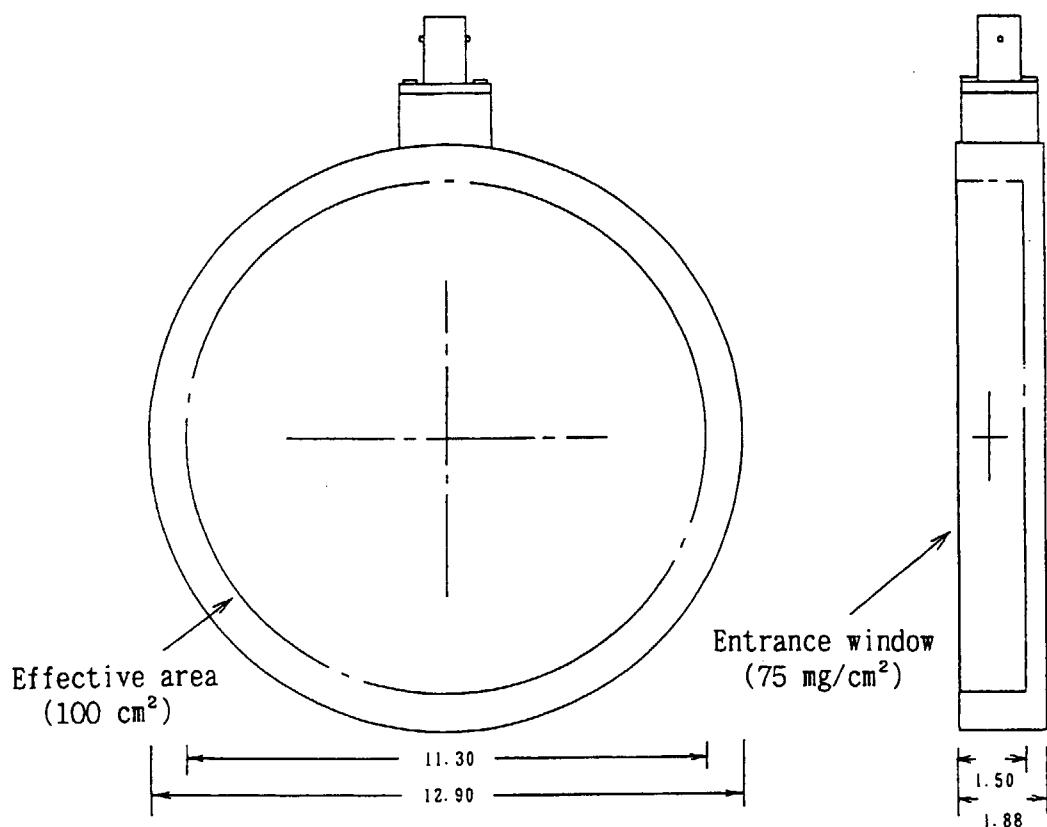


Fig. 2.3.3-1 Cross-sectional view of 96020A type ionization chamber.

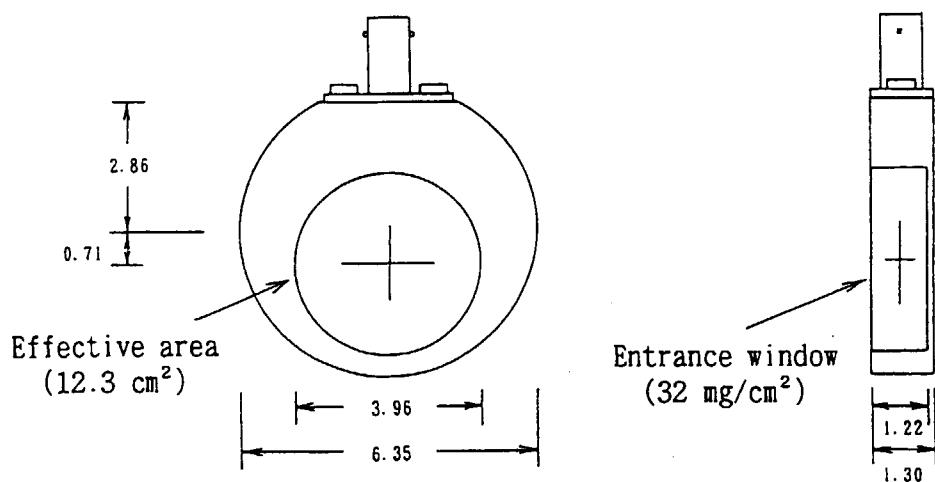


Fig. 2.3.3-2 Cross-sectional view of 96035 type ionization chamber.

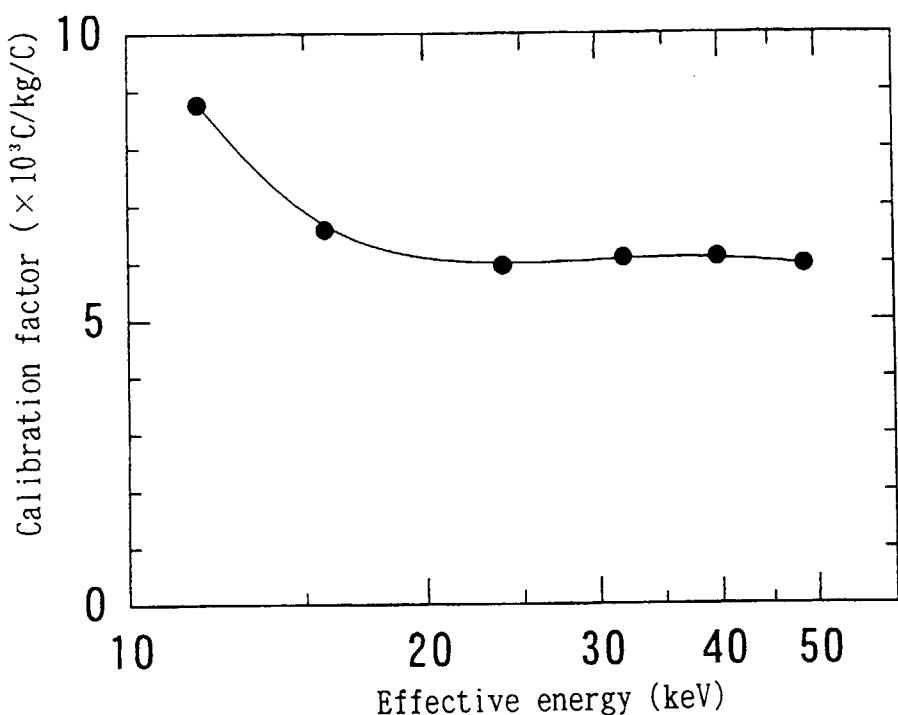


Fig. 2.3.3-3 Results of energy dependence of 96020A type ionization chamber.

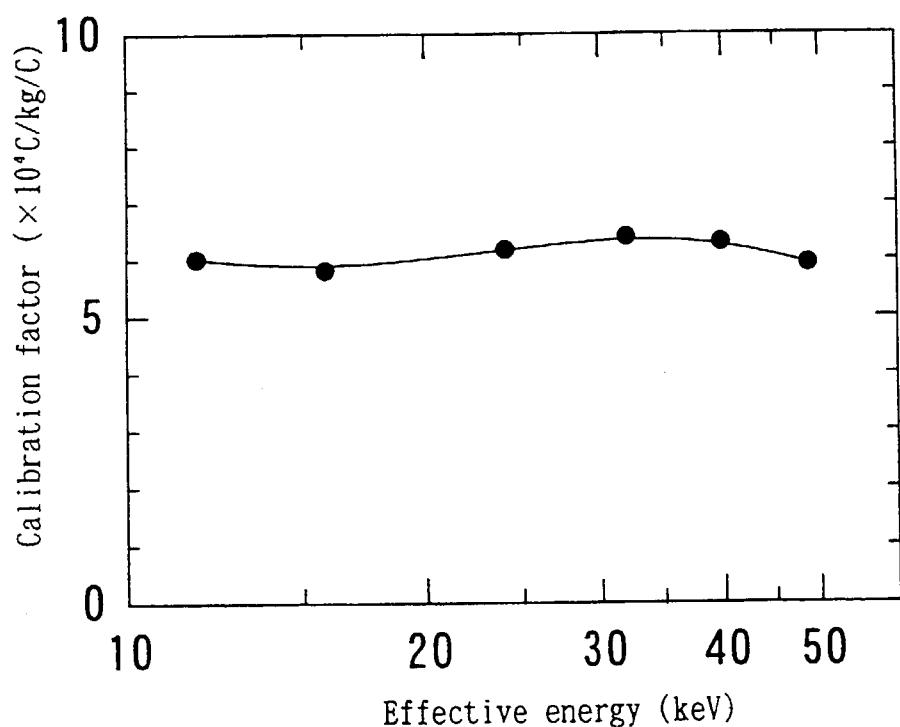


Fig. 2.3.3-4 Results of energy dependence of 96035 type ionization chamber.

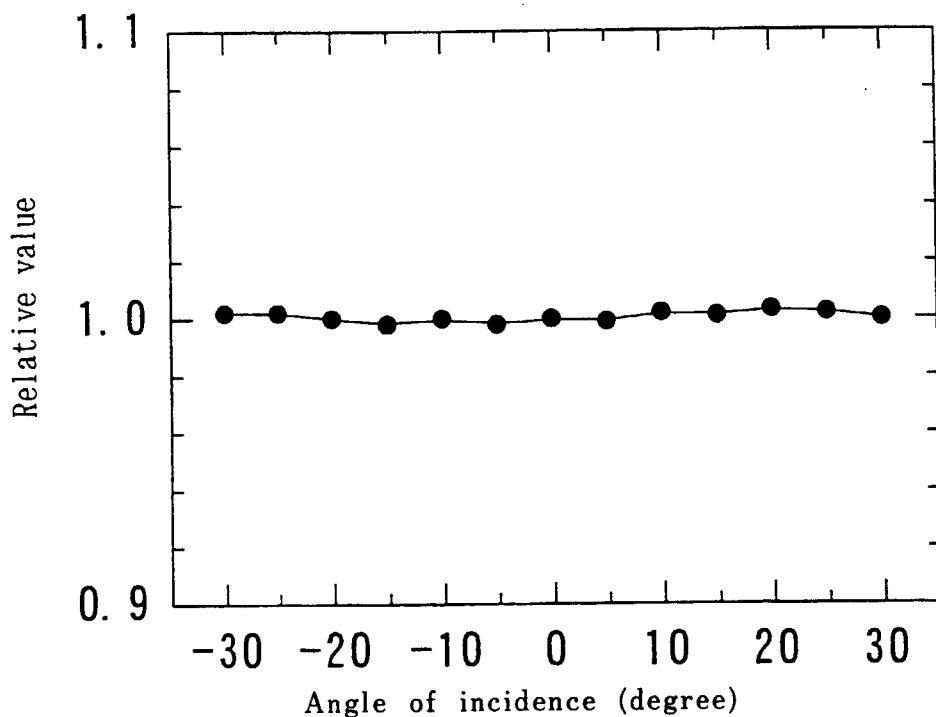


Fig. 2.3. 3-5 Results of direction dependence of 96020A type ionization chamber.

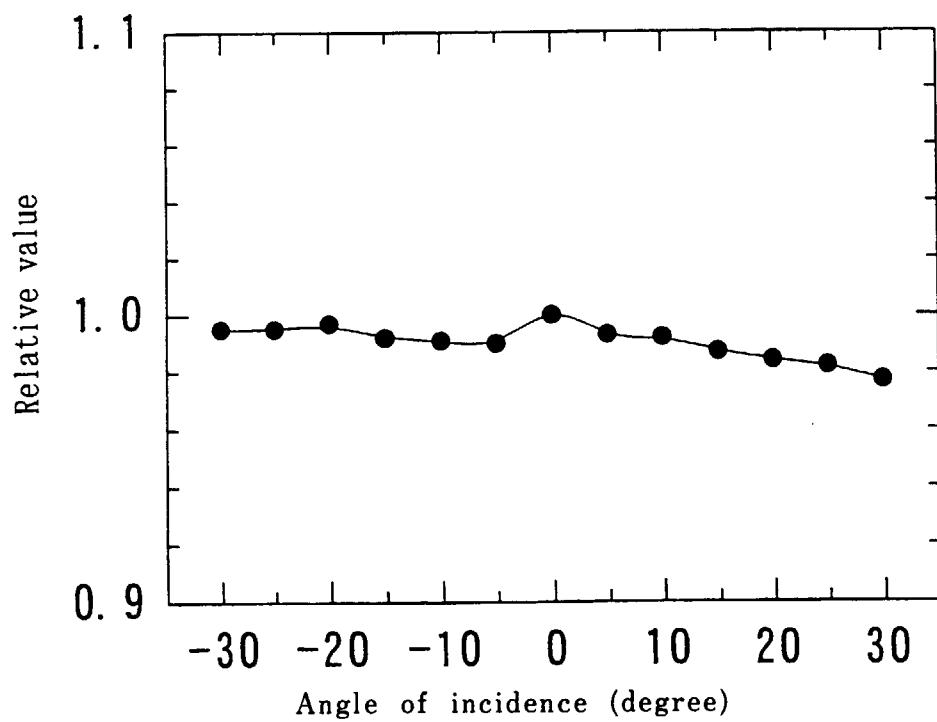


Fig. 2.3. 3-6 Results of direction dependence of 96035 type ionization chamber.

2.3.4 サーベイメータの β 線組織吸収線量率感度の特性評価

施設の放射線管理において β 線の $70\text{ }\mu\text{m}$ 組織線量当量を測定評価する場合は、 β 線の $70\text{ }\mu\text{m}$ 組織吸収線量率が値付けられている基準照射場でエネルギー依存性が評価されたサーベイメータを用いて実施する。現在、 β 線の $70\text{ }\mu\text{m}$ 組織線量当量の測定評価ができる機種は、アロカ製の ICS-311型電離箱サーベイメータ、TCS-702型プラスチックシンチレーションサーベイメータ及び TGS-111型 GMサーベイメータ、富士電機製の NSM-152型GMサーベイメータの4機種である。これらのサーベイメータについて、平行ビームと見なしうる β 線基準照射場において決定された校正定数(Gy/Sv; $70\text{ }\mu\text{m}$ 基準組織吸収線量率/読み取り値)に関して、透過後の最大エネルギー(以下「残留最大エネルギー」という。)に対する依存性を明らかにしたので以下に報告する。

試験方法は、 ^{147}Pm 、 ^{204}Tl 及び $^{90}\text{Sr} + \text{Y}$ 線源からの β 線を空気層とアクリル吸収体で残留最大エネルギーを変化させた基準照射場(0.16MeVから1.94MeVまでの8種類)を用いて、照射距離をサーベイメータの検出器の先端から線源までの距離として校正定数を求めた。指示値の読み取りは、電離箱サーベイメータについてはメータ指示値を、その他のサーベイメータについてはスケーラタイマを用いて行った。

試験結果をサーベイメータ毎にFig. 2.3.4-1からFig. 2.3.4-4に示す。Fig. 2.3.4-1のICS-311型電離箱サーベイメータは、試験エネルギー範囲において校正定数が1.7から3.2となるが、エネルギー依存性の変化は他のサーベイメータと比較して最も小さかった。Fig. 2.3.4-2のTCS-702型プラスチックシンチレーションサーベイメータは、 $70\text{ }\mu\text{m}$ 組織吸収線量率を直読できるため、0.4MeVから2MeVのエネルギー範囲において基準値に対して±20%以内で良く一致した。Fig. 2.3.4-3のNSM-152型GMサーベイメータは、0.9MeVから2MeVのエネルギーで校正定数が10(Gy/Sv)で一定値を示し、0.18MeVになると感度が低下するため、校正定数は40(Gy/Sv)まで上昇した。Fig. 2.3.4-4のTGS-111型GMサーベイメータは、0.9MeVから2MeVのエネルギーで校正定数が6(Gy/Sv)で一定値を示し、0.18MeVになると校正定数が18(Gy/Sv)まで上昇した。

以上の結果から、汚染核種が未知の場合の β 線の $70\text{ }\mu\text{m}$ 組織吸収線量率の測定には、 β 線感度が低エネルギーまで良好な ICS-311型電離箱サーベイメータを用いると良い。また、残留最大エネルギーが0.4MeV以上の場合、ICS-702型プラスチックシンチレーションサーベイメータを用いると精度の高い測定ができる事を確認した。GMサーベイメータ(NSM-152型、TGS-111型)を用いる場合は、線量測定値の上限が低く、しかも検出器が小口径で β 線に対する感度が低いため、測定できる吸収線量率は、残留最大エネルギー0.5MeV以上で1~2mGy/hである。

NSM-152型GMサーベイメータの($\times 100$)レンジでの測定は、指示値が1mSv/hを越えると2倍に過大表示されるので、現場で測定する際には注意を要する。また、検出器先端から汚染面までの距離は、 β 線の平行入射を担保するため、検出器の有効直径の2倍以上に保つことが重要で、それ以内の至近距離になると幾何学的な影響により校正定数に大きな変化が生じるので注意を要する。

(清水 滋)

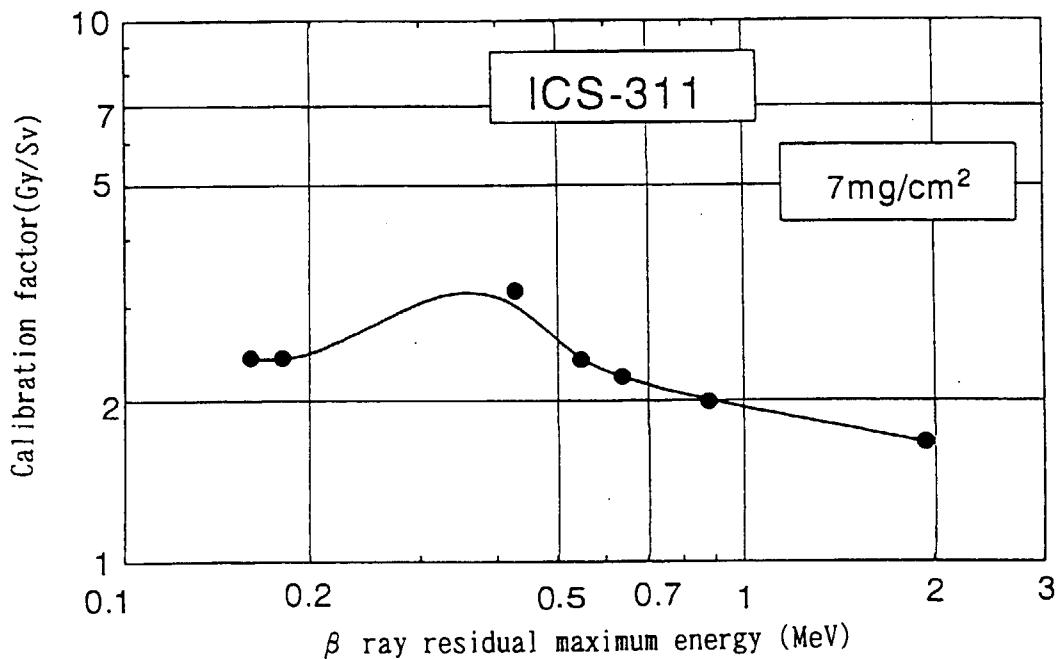


Fig. 2.3.4-1 Calibration factor of β ray tissue absorbed dose rate for ICS-311 type ionization survey meter.

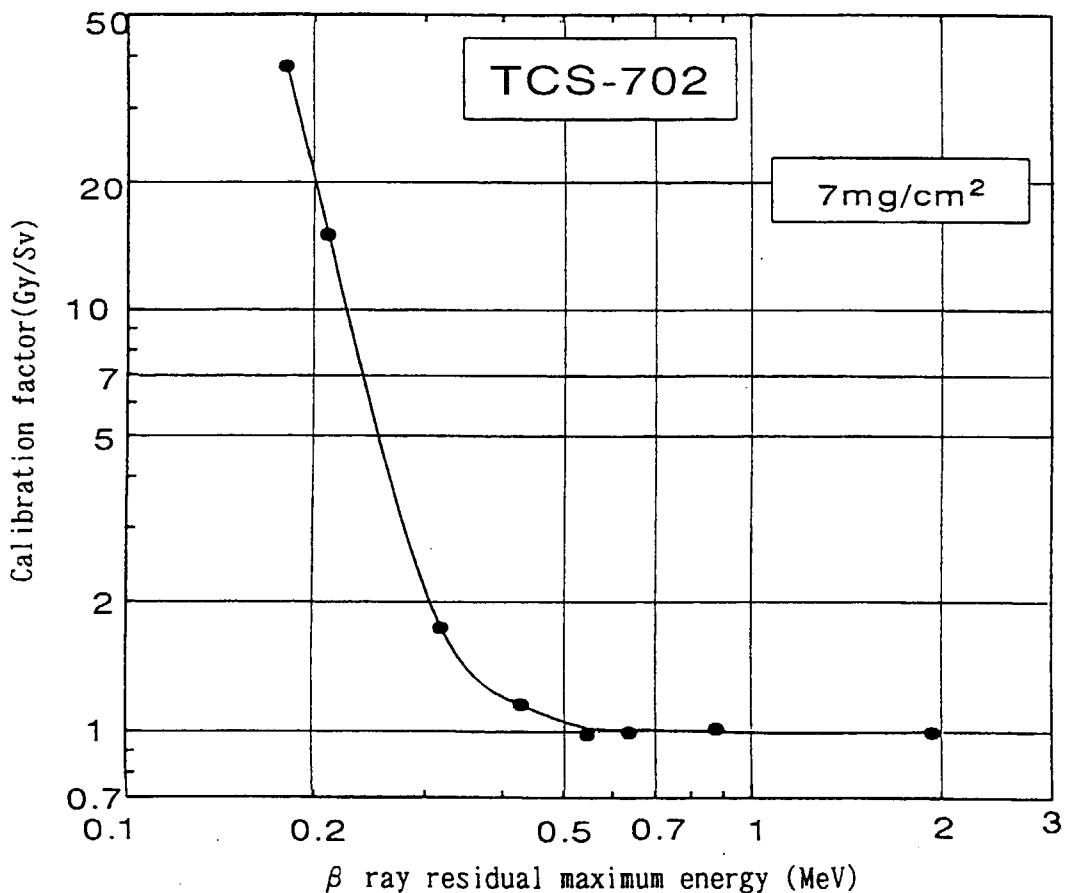


Fig. 2.3.4-2 Calibration factor of β ray tissue absorbed dose rate for TCS-702 type plastic scintillation survey meter.

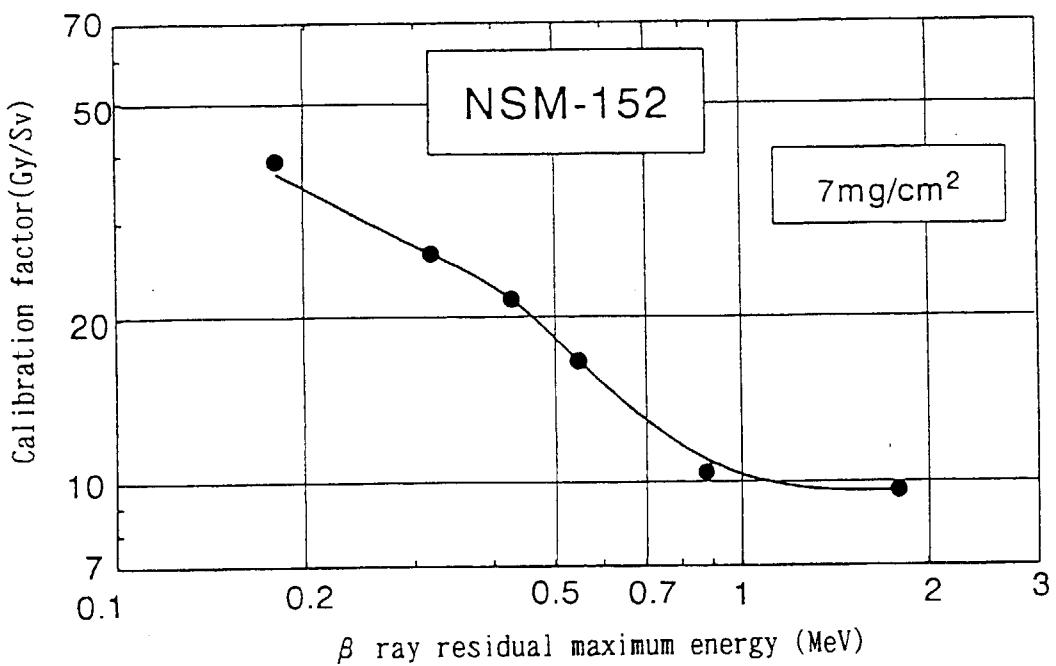


Fig. 2.3. 4 - 3 Calibration factor of β ray tissue absorbed dose rate for NSM-152 type GM survey meter.

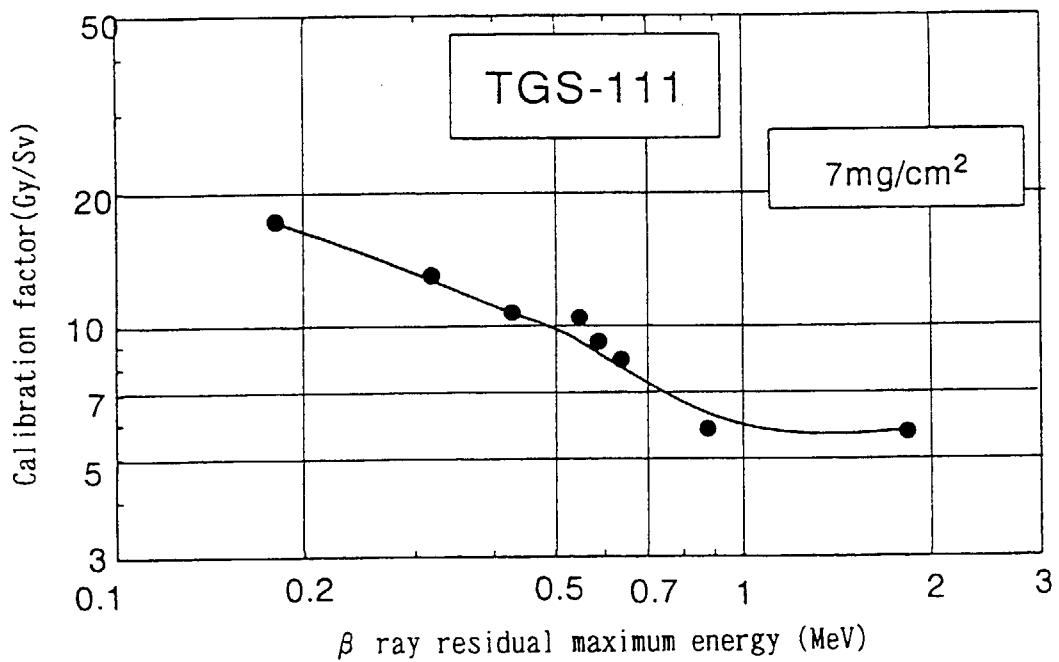


Fig. 2.3. 4 - 4 Calibration factor of β ray tissue absorbed dose rate for TGS-111 type GM survey meter.

2.3.5 PMMAスラブファントムの深部吸収線量の実験的評価

国際放射線測定・単位委員会（ICRU）は、レポート47¹⁾で光子に対してICRU組織等価スラブファントム（30cm（縦）×30cm（横）×15cm（厚））中の深さdにおける線量当量H_p(d)を個人線量計校正の基準量とした。しかし、ICRU組織等価スラブファントムは実在しないため、実際の校正には、組成や深部吸収線量の光子エネルギー依存性がほぼ等価な同一形状のPMMA（ポリメチルメタアクリレート）スラブファントムを指定した。

このPMMAスラブファントムの表面からの目的深部（70μm, 3mm, 1cm）の光子に対する吸収線量を測定し、H_p(d)等の直接測定法の開発を目的として、Fig. 2.3.5-1に示すPMMAスラブファントムと平行平板型電離箱を一体とした深部線量測定器（以下「深部線量計」という。）を作製した。この深部線量計を用いて、PMMA深部の吸収線量を実験により評価し、入射光子の空気カーマに対する深部吸収線量の比のエネルギー依存性を明らかにしたので以下に報告する。

深部吸収線量（D）は、(1)式の計算式²⁾により評価した。ここで、S_m：PMMAと空気の平均質量阻止能比、W/e：空気の平均電離エネルギー、ρ_a：基準大気条件の空気密度、i/V：深部の単位容積中の電離電流、K：補正係数である。

$$D = \frac{S_m \cdot W/e}{\rho_a} \cdot \frac{i}{V} \cdot K \quad \dots \dots \dots \quad (1)$$

深部の単位容積中の電離電流（以下「外挿電離電流」という。）の評価³⁾は、0.014mmから10.3mmまでの6種類のファントム表面厚さについて、電極間距離を0.7mmから70mmまで変化させて電離電流特性を求ることにより行った。この特性より外挿電離電流は、60keV以下の光子エネルギーについては二次電子の最大飛程に相当する電極間距離での飽和電流値とし、それ以上の光子エネルギーでは狭い電極間距離で急激に低下して平坦化する電流値とした。

実験に用いた光子の線質は、13.8keVから210keVまでのX線（線質指標0.7の9種類）、¹³⁷Cs γ線(662keV)、⁶⁰Co γ線(1,250keV)の11種類である。

各光子エネルギーのファントム表面厚さを変化させた場合の外挿電離電流の特性をFig. 2.3.5-2に示す。40keV未満では、厚さが増すにつれて電離電流が低下し、40keVから210keVでは厚さに関係なくほぼ一定値を示し、¹³⁷Cs、⁶⁰Coのようにエネルギーが高くなると電離空間の荷電粒子平衡が成立するまで電離電流が増加してその後平坦になるという特性を示した。この特性より、70μm, 3mm, 1cm深部の外挿電離電流を内挿法で求めた。

平均質量阻止能比（S_m）は、(2)式により評価した。ここで、Φ_E：二次電子のエネルギーフルエンス、(S/ρ)_{co1}：PMMAと空気の各エネルギーの質量阻止能、E_m：二次電子の最大エネルギーである。

$$S_m = \frac{\int_0^{E_m} \Phi_E \cdot (S/\rho)_{co1, PMMA} dE}{\int_0^{E_m} \Phi_E \cdot (S/\rho)_{co1, Air} dE} \quad \dots \dots \dots \quad (2)$$

S_m の実際の評価では、 Φ_E を一定値とし、 E_m はX線の線質については管電圧とし、 γ 線では光子エネルギーとした。計算結果をFig. 2.3. 5-3に示す。図より、 S_m は試験エネルギー範囲において1.01から1.04となった。

(1)式の定数 (W/e , ρ_a) は、 W/e が33.97(J/C), ρ_a が22°C, 1気圧の基準大気条件で 1.197×10^{-6} (kg/cm³)である。また、補正係数 (K) は、入射ビームの不均一性と電荷ロスについて1.002を用いた。

以上の平均質量阻止能比、目的深部の外挿電離電流、定数及び補正係数を用いて、各光子エネルギーに対する目的深部の吸収線量率を(1)式を用いて算出し、ファントムへの入射光子の空気カーマに対する深部吸収線量の比のエネルギー依存性を求めた⁴⁾。これらの結果をFig. 2.3. 5-4に示す。図より、深部吸収線量と空気カーマの比は、最大値が1.6となり、深さ70μmの特性は300keV以上の光子エネルギーで深さ3mm, 1cmに対して徐々に低下する特性を示した。これは、ファントム表面の厚さが薄いと上記の光子エネルギー以上においてファントム中の電離空間の荷電粒子平衡が成立しないためであり、しかも線源と線量計の空気層の厚さが増加することにより、線源から電離空間までの厚さが増えるため外挿電離電流が増加することを確認した。また、深さ3mm, 1cmの特性は、40keVから⁶⁰Coの光子エネルギーに対して±10%以内で一致することを確認した。この結果、PMMAスラブファントムの目的深部の標準となる吸収線量が実験により評価できた。

今後は、この実験結果を用いてICRU組織等価スラブファントムの深部線量当量 $H_p(d)$ を評価する予定である。

(清水 滋)

参考文献

- 1) ICRU : ICRU Report 47 (1992)
- 2) ICRU : ICRU Report 21 (1972)
- 3) 清水, 他 : 日本原子力学会「1997年秋の大会」 C85 (1997)
- 4) 清水, 他 : 日本原子力学会「1998年春の大会」 C47 (1998)

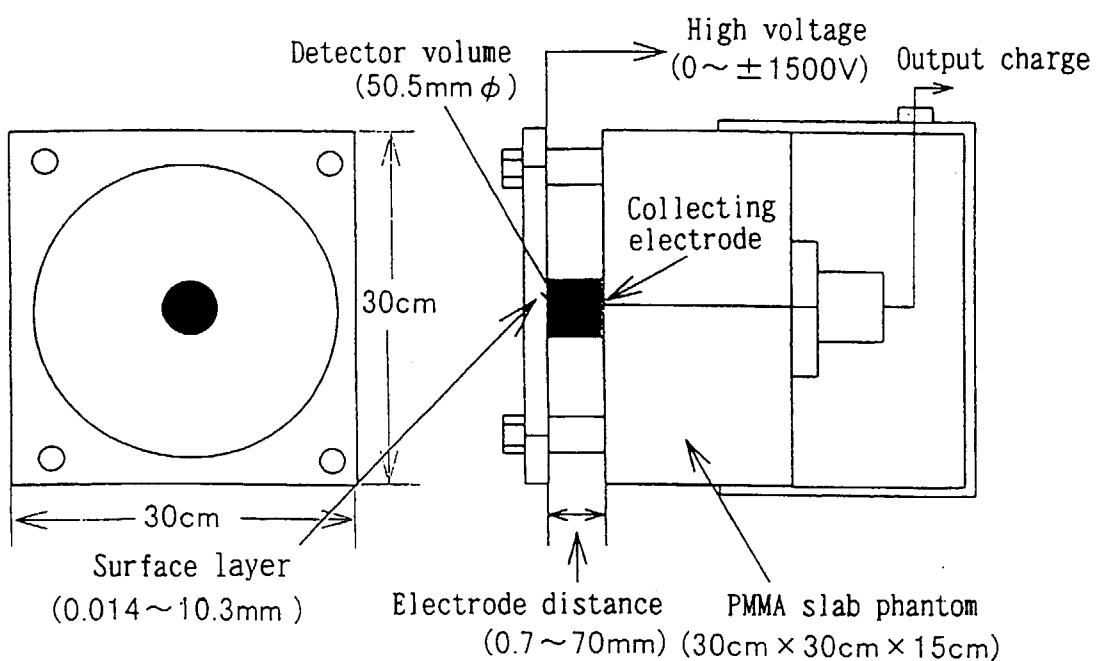


Fig. 2.3.5-1 Configuration of the detector used in the present experiment.

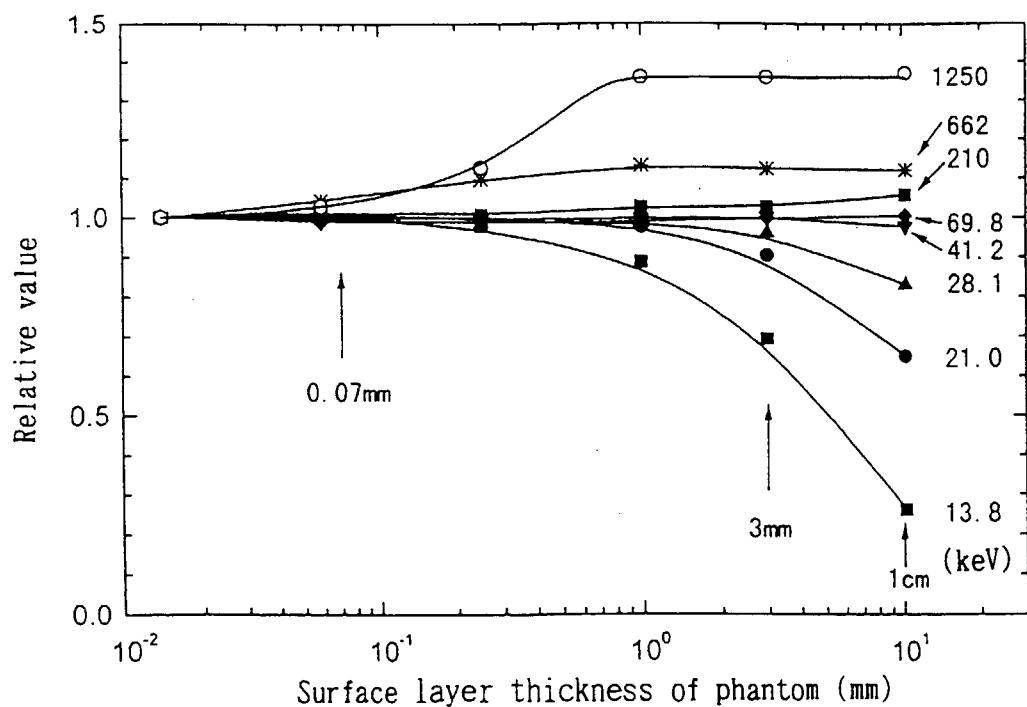


Fig. 2.3.5-2 Slope of the extrapolate ionization current for various photon energies as a function of surface layer thickness of phantom.

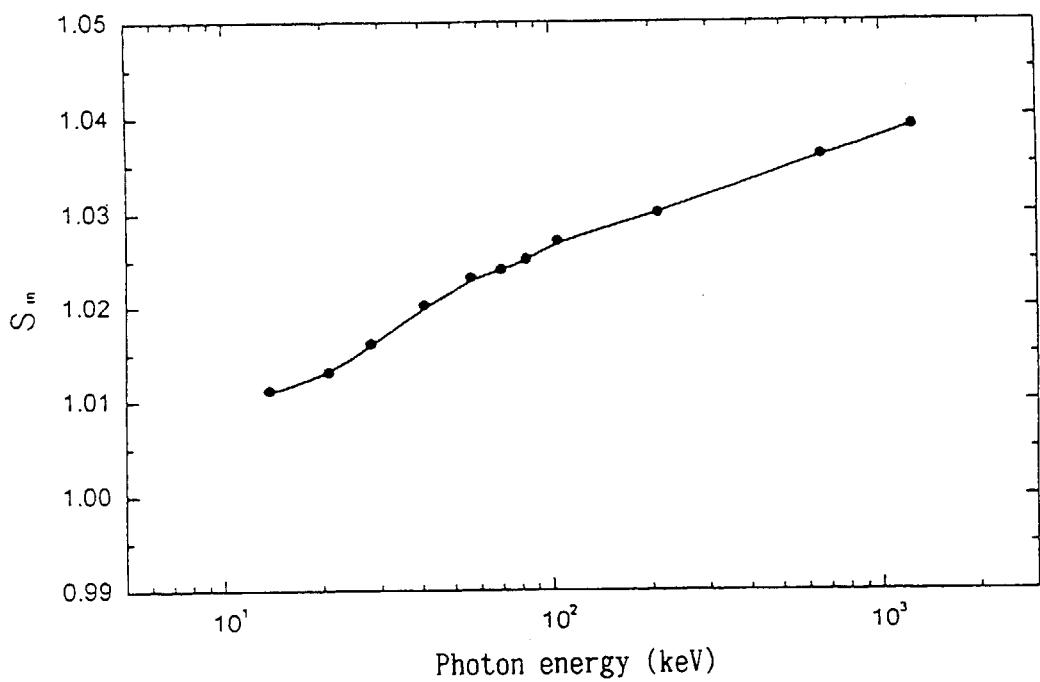


Fig. 2.3.5-3 Calculated results of S_m for various photon energies.

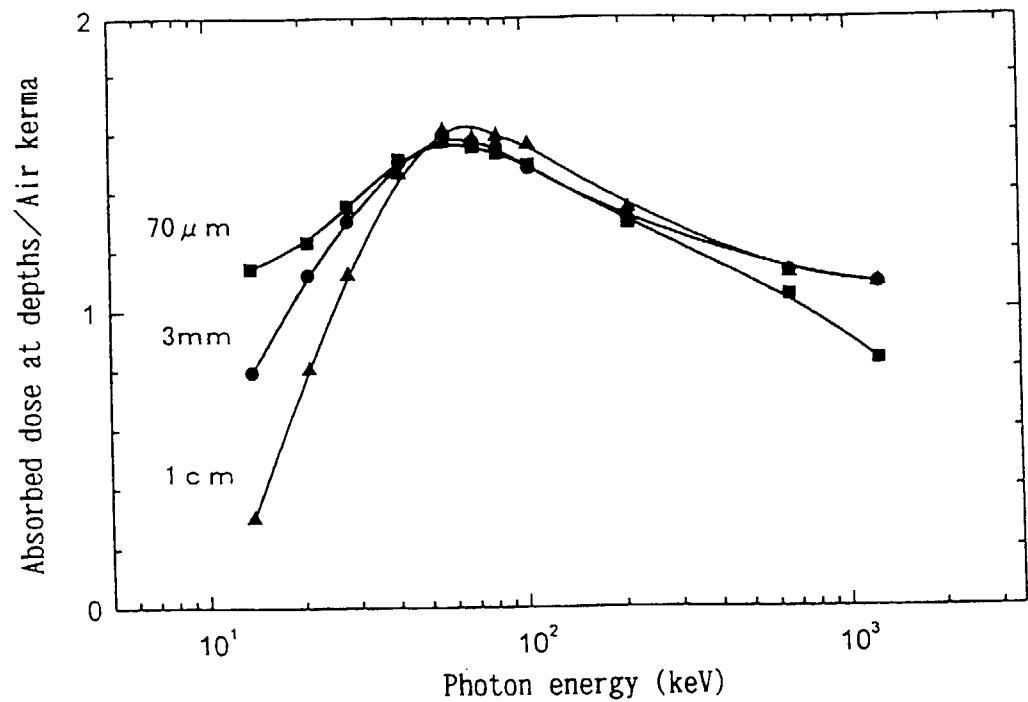


Fig. 2.3.5-4 Photon energy dependence of absorbed dose at the depths (70 μ m, 3mm and 1cm) of PMMA slab phantom.

2.3.6 速中性子校正場の散乱線評価¹⁾

放射線標準施設棟には、中性子線量測定用の個人線量計やサーバイメータなどを校正するために、速中性子校正場が整備されている。この校正場では、 ^{252}Cf 又は $^{241}\text{Am-B}_\text{e}$ 中性子線源を第4照射室のほぼ中央に設置することにより速中性子を線量計等に照射する。この速中性子校正場には、線源の周りにある線源カプセル、線源スタンド、空気、並びに壁等（壁、床及び天井）からの散乱線が含まれており、線量計等の校正結果に影響を及ぼす可能性がある。したがって、本校正場中に含まれる散乱線の割合とそのエネルギースペクトルを評価することは重要である。

そこで、まずMCNP-4Aモンテカルロコードを用いた計算シミュレーションにより、校正場中の種々の距離における散乱線を含めた中性子スペクトルを計算し、上述の4つの散乱成分についておのおの寄与及びそのスペクトルの評価を行った。 ^{252}Cf 線源について計算により得られた各散乱成分の割合（直達線に対する各散乱線の割合）の距離による変化をFig. 2.3.6-1に示す。しかし、計算による評価では、コンクリート壁の元素成分など実際の条件が再現できない部分がある。このため、厚さの異なる5つの球形減速材を付けたBF₃検出器（ボナー検出器）を用いた測定を ^{252}Cf 線源について行い、SAND-IIアンフォールディングコードを用いて中性子スペクトルを求め、計算結果と比較した。比較の結果、熱中性子領域について計算値が過大評価であることがわかった。このため、計算結果を測定結果で補正することにより散乱線成分の割合を評価した。これにより ^{252}Cf 線源について得られた散乱線の割合をTable 2.3.6-1に示す。また、実験により得られた速中性子校正場のエネルギースペクトルをFig. 2.3.6-2に示す。

これらの計算及び測定の結果から、以下のことが明らかになった。

- (1) 速中性子校正場における線源から距離100cm位置での散乱割合は、 ^{252}Cf を用いた場合、中性子フルエンスで23%，線量当量で13~14%であり、 $^{241}\text{Am-B}_\text{e}$ を用いた場合、中性子フルエンスで19%，線量当量で8~10%である。
- (2) 線源との距離が120cmまでは、線源カプセル及び線源スタンドからの散乱線の寄与が支配的であるが、これ以上の距離では壁、床及び天井（壁等）からの散乱線の寄与が支配的になる。空気による散乱線の影響はわずか（2%以下）である。
- (3) 線源カプセル及び線源スタンドからの散乱割合は、散乱線の発生位置が線源の近傍であるため、距離によらず一定である。一方、壁等からの散乱割合は、距離の自乗に比例して増加する。これは、壁等からの散乱線のフルエンスが距離によらず一定であるためである。
- (4) 線源カプセル、線源スタンド及び空気による散乱線のエネルギーは数keV以上であるのに対し、壁等からの散乱線は熱中性子領域が支配的である。

これらの結果を踏まえて、今後、中性子線量測定用の個人線量計やサーバイメータを校正する際の散乱線の補正方法について検討し、精度の高い校正技術を確立する必要がある。

（吉澤 道夫, J. R. Dumais）

参考文献

- 1) J. R. Dumais, 吉澤道夫, 山口恭弘: JAERI-Tech 98-016, (1998)

Table 2.3.6-1 Percentage of scattered neutrons in the FRS fast neutron calibration field at source-to-detector distances of 100, 200 and 300cm for ^{252}Cf

	Percentage of scattered neutrons (%)		
	100cm	200cm	300cm
Fluence	22.7	55.4	108.4
$H^*(10)_{\text{old}}$	12.6	23.9	42.5
$H^*(10)$	13.7	25.8	45.5
$H_{\text{p,slab}}(10,0^\circ)$	13.6	25.7	45.4

$H^*(10)_{\text{old}}$: Ambient dose equivalent using dose conversion coefficients based on ICRP Publication 51 (1987)

$H^*(10)$: Ambient dose equivalent using dose conversion coefficients based on ICRP Publication 74 (1997)

$H_{\text{p,slab}}(10,0^\circ)$: Personal dose equivalent using dose conversion coefficients based on ICRP Publication 74 (1997)

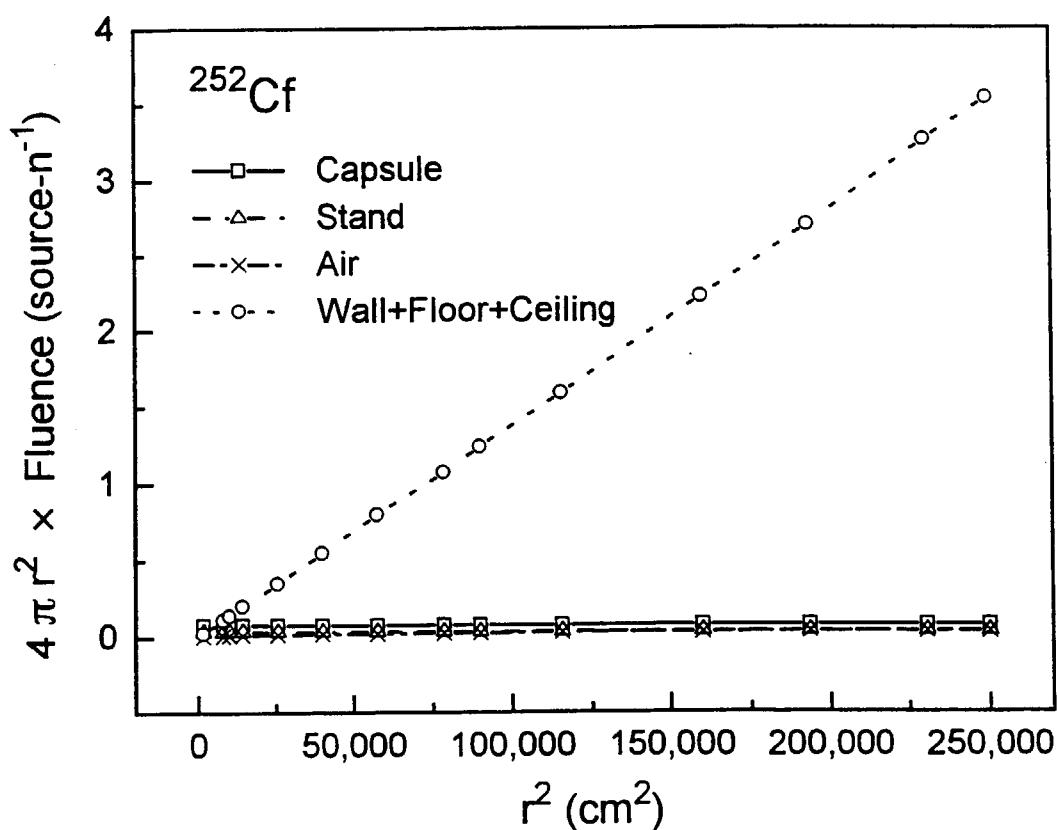


Fig. 2.3.6-1 Distance dependence of each scatter component for ^{252}Cf .

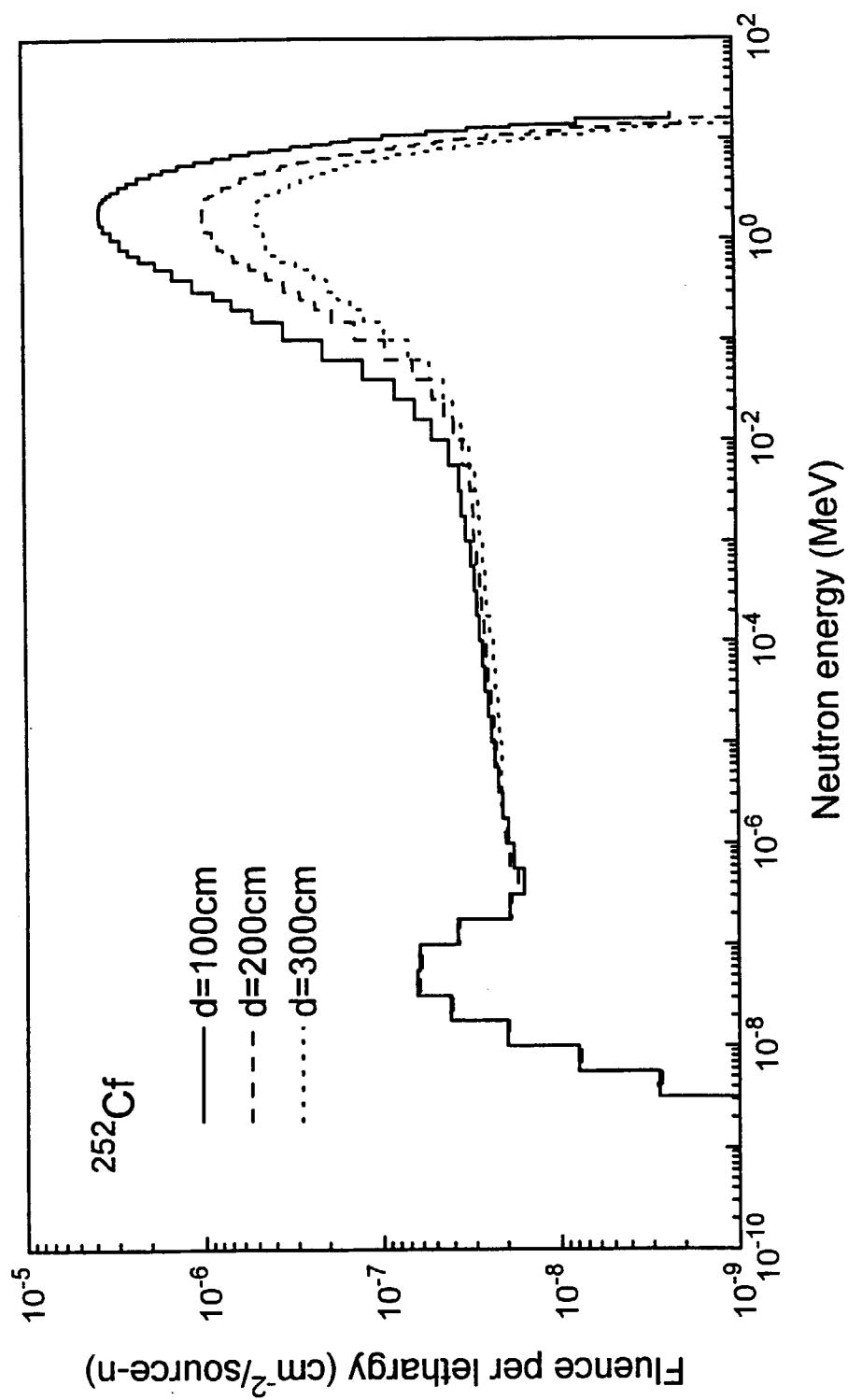


Fig. 2.3. 6 - 2 Neutron spectra in the FRS fast neutron calibration field measured at source-to-detector distances of 100, 200 and 300cm for ^{252}Cf .

3. 研究

Research

This is a blank page.

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マニタの校正技術の開発を行った。1997度は、³H、⁸⁵Kr及び⁴¹Arガスをパルス状に注入したときの1.5ℓ電離箱の時間応答を測定するとともに、重み関数を用いた計算解析を行った。その結果、実験結果と計算結果のよい一致が得られ、ガスマニタのパルス注入校正に必要な種々のパラメータが決定できた。

線量計等で測定された被ばく線量値が、どの程度の不確かさをもって実効線量を表しているのかを調べるために、実効線量と個人線量当量の関係の光子入射方向依存性を計算シミュレーション手法を用いて解析した。その結果、人体正面に対して+60°から-60°の範囲の光子入射では、胸部で測定した線量は1.25MeVの光子に対して約1.2倍の実効線量の評価値を、また90keVの光子に対して約1.4倍の評価値を与えることがわかった。

歯のESR信号を用いた線量評価手法を確立するために、計算シミュレーションにより歯の線量と実効線量の関係の光子入射方向依存性を解析した。また、歯の試料を用いたESR線量計測により口腔内の歯の線量分布を調べ、計算結果と比較した。その結果、水平方向から均一に約1MeVの光子が入射する場合、測定された歯の等価線量を直接に実効線量と解釈することができるところがわかった。また、口腔内の歯の線量分布に関して計算結果と実験結果はよく一致し、計算結果の妥当性が示された。

内部被ばく線量評価のための線量係数の計算に用いられる放射線データに関し、従来から広く使用してきたICRP Publ.38と最新の評価済み核構造データファイルから編集した放射線データを比較し、線量係数への影響を解析した。その結果、半減期、崩壊図等に関して大きな変更がなされ、そのために線量係数への影響が顕著に現れる核種が存在することがわかり、放射線データの再編集の必要性を示した。

大強度陽子加速器施設の安全設計に必要な基礎データを得るために、核破碎ターゲット中で生成される種々の核種の解析及びそれらの核種に対する線量係数等を計算した。その結果、生成される核種の中で未だ線量係数が与えられていないものが多数存在し、例えばPbターゲットにおいては半減期が10分以上のもので99核種もあることを明らかにした。また、ICRPが提案している最新のモデルを用いてこれらの核種に対する線量係数、濃度限度等を計算する手法を開発し、代表的な核種に関して計算した。

(山口 恭弘)

3.1.2 光子外部被ばくにおける歯の線量と実効線量の関係（2）

歯のエナメル質を試料とする ESR（電子スピン共鳴）線量計測法が、事故時の線量評価や原爆線量の再評価において有効であると言われている。この方法を用いて人体の被ばく線量を的確に評価するためには、歯の等価線量と実効線量の関係を求めておく必要がある。そこで、これまでに両者の関係の光子エネルギー依存性を計算シミュレーション及びファントムを用いた γ 線照射実験により解析した¹⁾。1997年度は、計算シミュレーションにより歯の線量と実効線量の関係の光子入射方向依存性を解析した。また、歯の試料を用いたESR線量計測により口腔内の歯の線量分布を調べ、計算結果と比較した。

計算シミュレーションは、MIRD-5型数学人体模型と放射線輸送モンテカルロ計算コードEGS4²⁾を用いて行った。歯の等価線量を計算するために、人体模型の顔面骨の部分に新たに5つの部分から構成される歯の領域を追加定義した。1,250keVの光子が全身に平行入射するものとして、30°毎に入射角度を変化させて、歯の等価線量と実効線量を計算した。また、人間の実際の歯を頭部ファントムに設置して⁶⁰Co線源の γ 線を照射し、ESR線量測定法によって歯の線量の口腔内分布を調べた。

Fig. 3.1.2-1に、1,250keVの光子の平行ビームが人体に入射する場合の歯全体の平均等価線量と実効線量に関して、その入射方向依存性を示す。人体正面に対して+60°から-60°の範囲の入射では歯の線量と実効線量はほとんど一致する。後方からの入射では、実効線量の方が大きく、これは脊髄中の赤色骨髓の線量が実効線量に大きく寄与しているためである。反対に、左右の側方からの入射では、歯の線量の方が大きく、これは実効線量に寄与する多くの臓器が人体組織によって遮へいされるが、歯にはほとんど組織の遮へいがないためである。歯の等価線量と実効線量を全角度に関して平均すると、それぞれ7.53mSv/R及び7.57mSv/Rとなり、ほとんど一致する。このことから、全水平方向から均一に約1MeVの光子が入射するような場合（一般に回転照射ジオメトリーと呼ばれている）には、測定された歯の等価線量を直接に実効線量と解釈することができる。

⁶⁰Co線源の γ 線を人体の前方及び後方から照射した時の、実際の歯を試料としたESR線量測定法で求めた等価線量と計算結果を比較した。その結果、口腔内の歯の線量分布の計算結果は実験結果とよく一致し、計算結果の妥当性が示された。

（高橋 史明、山口 恒弘）

参考文献

- 1) 高橋史明：保健物理－管理と研究－No. 39 JAERI-Review 97-016, 223-225, (1997)
- 2) Nelson, W.R., Hirayama, H. and Roger, D.W.O: The EGS4 code system, SLAC-265, (1985)

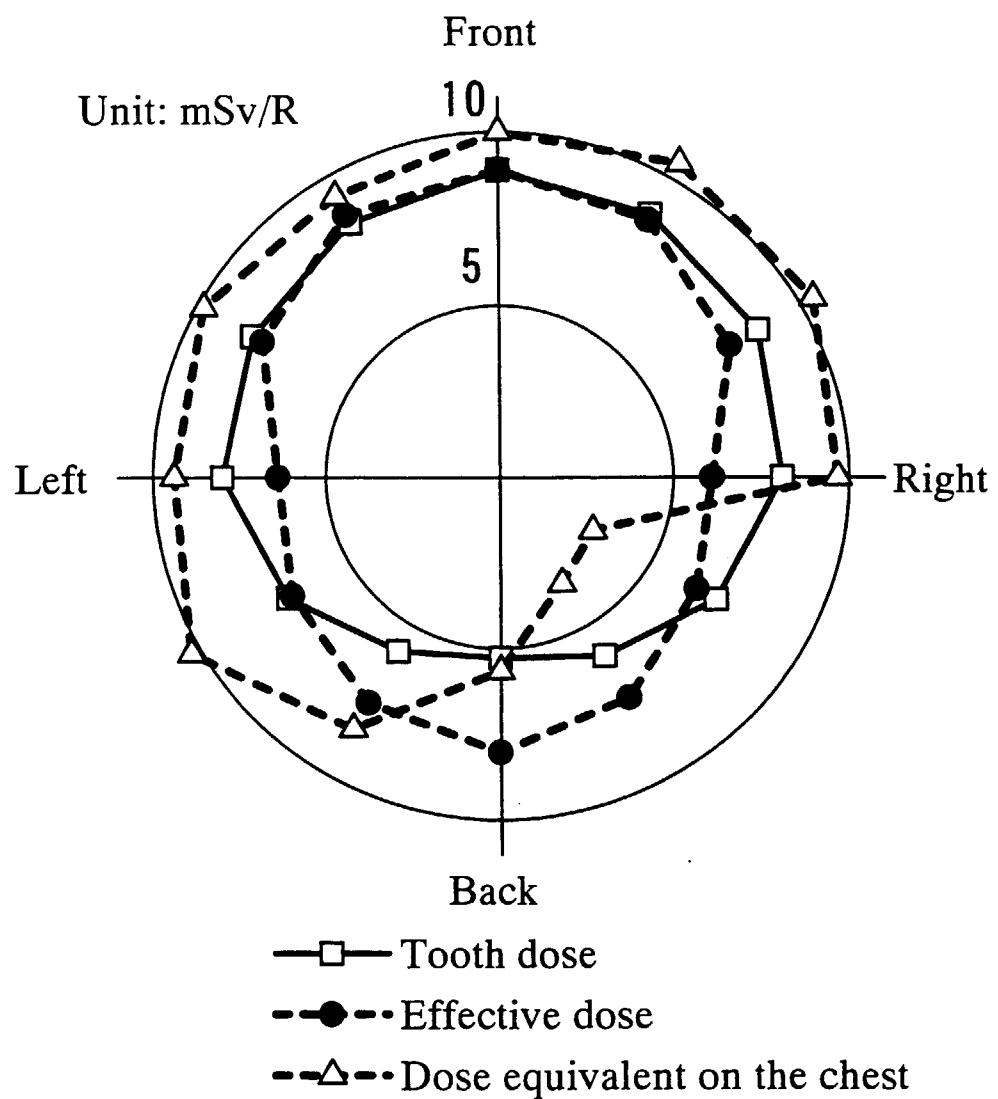


Fig. 3.1.2 – 1 Angular dependence of tooth dose, effective dose and dose equivalent on the chest for 1,250keV photons.

3.1.3 内部被ばく線量評価に用いる放射線データの再評価（1）

ICRPが内部被ばく線量評価のために与えている線量係数は、ICRP Publ. 38¹⁾の放射線データを用いて計算されている。Publ. 38は、1970年代の評価済み核構造データファイル(ENSDF)²⁾の崩壊データを基に編集されたが、ENSDFは、質量数ごとに約6年の周期で再評価が行われている。したがって、Publ. 38に収録されている核種の中には、その後のENSDFの再評価により、崩壊データが変更されている核種がある。そこで、最新のENSDFから編集した放射線データとPubl. 38のデータとを比較し、崩壊データの変更状況について調査を行った。また、代表的な核種に対し、放射線データを更新した場合の線量係数値への影響について検討を行った。

放射線データの編集は、1997年8月に米国ブルックヘブン国立研究所核データセンターから入手したENSDFを用いて行った。Publ. 38に収録されている820核種のうち、崩壊データに不備等が見られた98核種を除いた722核種について、半減期、崩壊形式、分岐比、放出放射線の種類、エネルギー及び放出率を、EDISTR³⁾を用いて計算した。線量係数の計算は、内部被ばく線量計算プログラムLUDEP⁴⁾を用いて行った。

ENSDFから編集した放射線データとPubl. 38のデータを比較した結果、半減期及び分岐比については、大部分の核種において両者の値は良く一致した。しかし、⁶⁰Fe, ⁷⁹Se, ^{108m}Ag等の長半減期核種においては、ENSDFの半減期はPubl. 38の値に対して100%以上の差があり、半減期が大幅に変更されていることが分かった。Fig. 3.1. 3-1には、核種ごとに、 β 崩壊で放出されるニュートリノを除いた放射線について、1崩壊あたりの放出数とそのエネルギーの積の合計値を比較した結果を示す。696核種において、ENSDFの値はPubl. 38の値に対し±25%以内にあり、両者は比較的良く一致した。しかし、⁸⁰Sr, ²³¹Th, ²⁰²Pb及び¹²⁶Baでは、100%以上の差があった。これらの差は、崩壊図及びQ値の変更のほか、EDISTRにおける γ 線の多重度の仮定法に起因していることが分かった。

Table 3.1. 3-1には、Publ. 38及びENSDFにおける²⁰²Pbの放射線データと、それらを用い作業者の吸入摂取に対する線量係数を計算した結果を示す。ENSDFでは、Publ. 38と比べて半減期が1桁短く、また、 α 崩壊が加えられている。その結果、線量係数はPubl. 38のデータを用いた値に比べて1.8倍も大きい。したがって、崩壊データが大幅に変更された核種については、Publ. 38の放射線データを再編集する必要があることが分かった。

今後は、不備等が見られた崩壊データの問題点の分析とその修正、EDISTRの計算手法について検討を行う。そして放射線データの変更に伴う線量係数値の変動幅の定量化を行い、Publ. 38の中で放射線データの更新を必要とする核種を特定する。

(遠藤 章)

参考文献

- 1) ICRP : ICRP Publication 38, (1983)
- 2) Ewbank, W.B., et al. : ORNL-5054/R1, (1978)
- 3) Dillman, L.T. : ORNL/TM-6689, (1980)
- 4) Jarvis, N.S., et al. : NRPB-SR287, (1996)

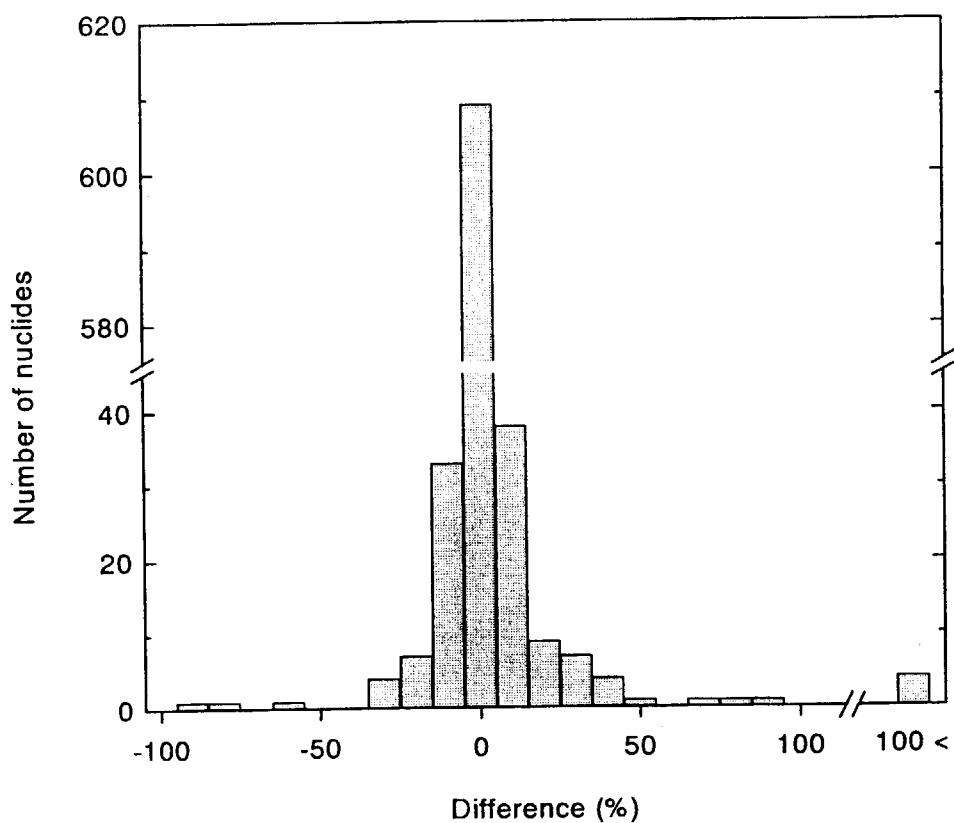


Fig. 3.1.3-1 Histogram of the difference of total energies of radiations calculated using the ENSDF from those given in ICRP Publication 38.

Table 3.1.3-1 Nuclear decay data and dose coefficients of ^{202}Pb .

	Publ. 38	ENSDF
Half-life (y)	3.0×10^5	5.25×10^4
Decay mode and branching ratio (%)	EC 100%	EC 99%, α 1%
Total energy of radiations (MeV)	8.65×10^{-3}	3.48×10^{-2}
Dose coefficient (Sv/Bq)*	1.38×10^{-8}	2.48×10^{-8}

* The dose coefficients are calculated for absorption type F.

3.1.4 放射性ガスのパルス注入に対するガスモニタの応答解析

原子力施設から放出される放射性ガスの管理にはガスモニタが使用されており、その測定精度を向上させるためには、実際の使用状態に即した校正技術が不可欠である。放射性ガスが短時間に放出される場合や放射能濃度の急激な変化が生じる場合（非定常放出）には、ガスモニタの過渡的な応答を考慮した校正法が必要である。このため、非定常放出においても放出放射能を精度良く評価できる校正法（パルス注入校正法）の研究開発を1996年度から実施している。1997年度は、1996年度に製作した放射性ガスをガスモニタへ短時間に注入（パルス注入）する装置¹⁾を用い、放射能既知のガスのパルス注入に対するガスモニタの応答の解析を行った。

解析には、取扱が容易であり、構造、電離電流特性等が十分に知られている 1.5ℓ 通気型電離箱（以下、 1.5ℓ 電離箱とよぶ）を被校正モニタとして用いた。また、 1.5ℓ 電離箱の上流及び下流に近接してプラスチックシンチレーション検出器を設置し、流入する放射性ガスの放射能の時間変化を測定した。放射性ガスとしては β 線のエネルギーが異なる ${}^3\text{H}$, ${}^{85}\text{Kr}$ 及び ${}^{41}\text{Ar}$ を使用し、 $5, 10, 20\ell \cdot \text{min}^{-1}$ の各流量率に対して実験を行った。

流量率 $5\ell \cdot \text{min}^{-1}$ において ${}^{85}\text{Kr}$ をパルス注入し、 1.5ℓ 電離箱に流入する放射能の時間変化と出力の時間変化を測定した。この関係をFig. 3.1. 4-1 に示す。流量率 $5\ell \cdot \text{min}^{-1}$ において、流入するガスの放射能の時間分布の半値幅は約1秒であり、この半値幅はより大きな流量率に対しては小さくなる。流量率、圧力等が一定の場合、 1.5ℓ 電離箱に流入するガスの時間分布を近似的にデルタ関数として扱うことが可能ならば、その出力はモニタの応答を決定する重み関数として扱うことができる。重み関数が決定できれば、出力からガスの放射能を直接評価することが可能となる。そこで、流入するガスの放射能の時間分布がデルタ関数の場合と実際の場合とに分け、それに関して 1.5ℓ 電離箱の出力値を計算で求め比較した。計算は、流入する放射能の時間変化から 1.5ℓ 電離箱内の放射能を決定し、この値に対して換算係数、測定回路の時定数を用いて実施した。流量率 $5\ell \cdot \text{min}^{-1}$ における結果をFig. 3.1. 4-2 に示す。時間的なずれを除き両者は良く一致しており、さらに、より大きな流量率においては、時間的なずれは小さくなった。また、 ${}^3\text{H}$, ${}^{41}\text{Ar}$ に関しても同様であった。この時間的なずれは、デルタ関数と仮定した場合と実際の場合における流入する放射能の時間分布の半値幅の差に起因する。施設で使用する流量率は、通常、 $5\ell \cdot \text{min}^{-1}$ よりも大きいので、パルス注入とデルタ関数に近似した注入との間に生じる流入時間の差は問題なくなる。また、校正されるガスモニタの体積が 1.5ℓ 電離箱と比較して大きくなる場合、容器内を通過するガスの通過時間も大きくなり、パルス注入とデルタ関数注入との間に生じる流入時間の差が放出放射能の評価に及ぼす影響は小さくなる。以上により、 1.5ℓ 電離箱に対する解析方法がガスモニタ全般にも適用できることが明らかとなるとともに、パルス注入校正法に必要な放射性ガスの注入時間、放射能等のパラメータが決定された。今後、一般的なガスモニタに対するパルス注入校正法の適用を行うとともに、非定常放出時における放出放射能評価法を確立する。

(大石 哲也)

参考文献

- 1) 大石哲也: 保健物理－管理と研究－No. 39 JAERI-Review 97-016, 218-220 (1997)

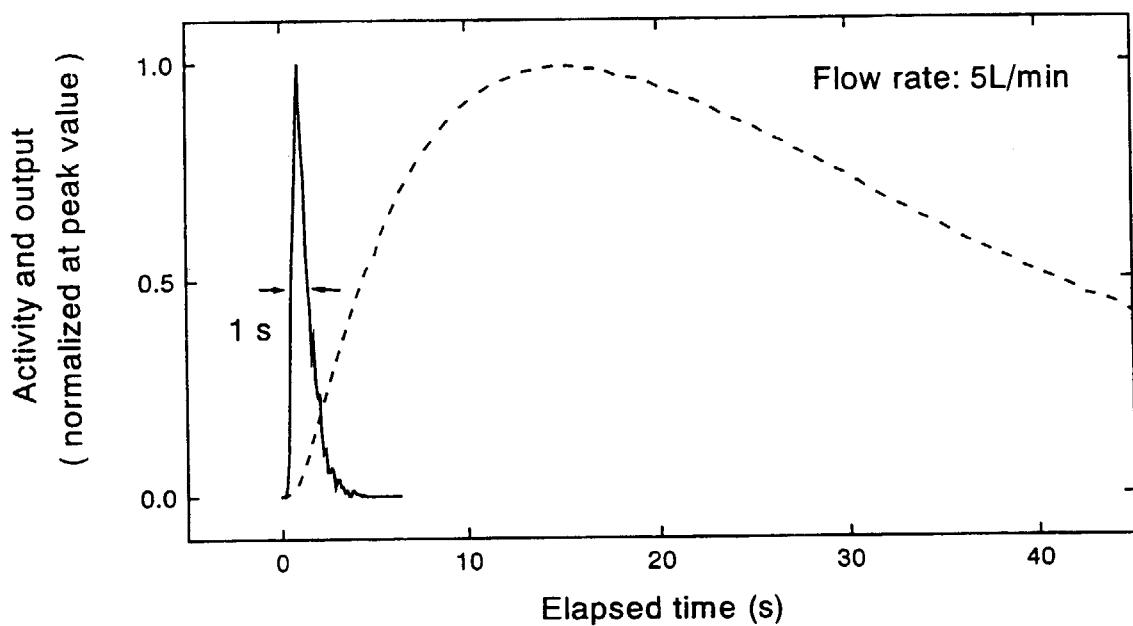


Fig. 3.1. 4 - 1 Activity of radioactive gas flowing into 1.5ℓ ionization chamber (solid line) and output of the ionization chamber (broken line).

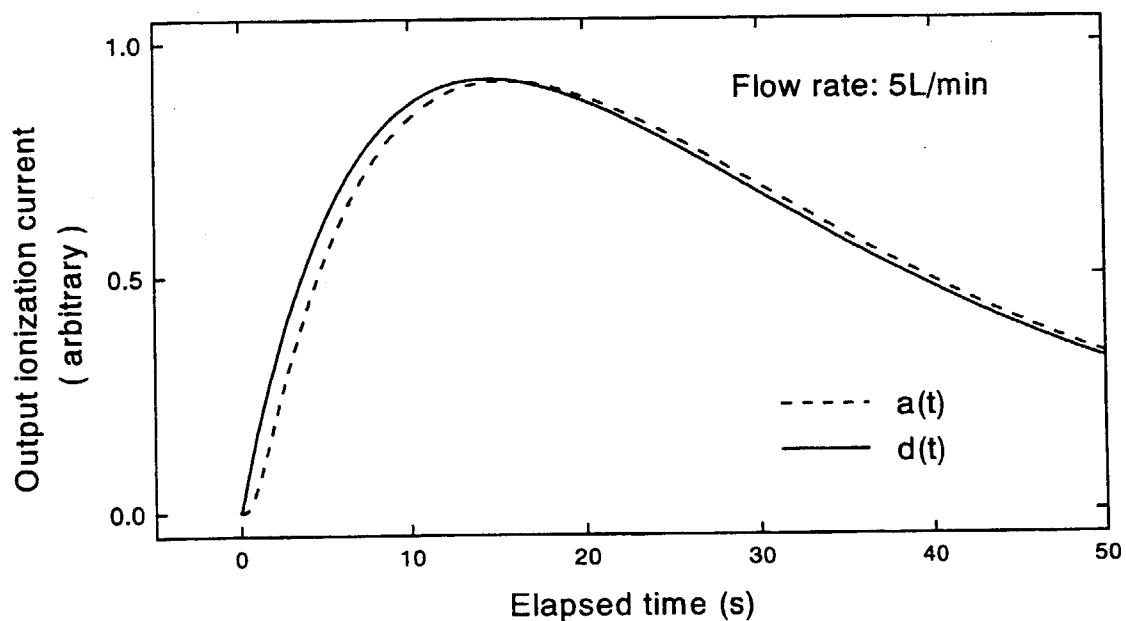


Fig. 3.1. 4 - 2 Output ionization current vs elapsed time for the actual injection, $a(t)$, and the postulated injection like delta function, $d(t)$.

3.1.5 外部個人線量評価における不確かさの解析

ICRPは、外部被ばく線量評価に用いる新たな線量換算係数を Publ. 74¹⁾として刊行した。これらの線量換算係数には、ICRP 1990年勧告で提案された線量評価上の変更が反映されており、今後広く用いられることになる。Publ. 74では、人体の被ばくの程度を表す実効線量と個人の線量モニタリングに用いる個人線量当量の関係に関する程度の分析はしているものの、全ての必要な線量換算係数が求まっている訳ではないので、両者の定量的な関係は依然として明らかになっていない。このため、線量計等で測定された被ばく線量値が、どの程度の不確かさをもって実効線量を表しているのかが分からぬ。そこで、計算シミュレーションによって、光子及び中性子に対する実効線量と個人線量当量の関係のエネルギー依存性を明らかにした²⁾。1997年度は、両者の関係の放射線入射方向依存性に関し計算シミュレーション手法を用いて解析した。

ICRU³⁾は、個人線量モニタリングに関し、"個人線量当量 $H_P(d, \alpha)$ "の他に、線量計の校正や性能試験のための"スラブ線量当量 $H_{s1}(d, \alpha)$ "を提唱している。そこで、モンテカルロ放射線輸送計算コードMCNP-4を用いて、光子入射に対する人体胸部位置における $H_P(d, \alpha)$ 及び $H_{s1}(d, \alpha)$ を計算した。前者の計算にはMIRD型数学人体模型を、後者の計算にはICRU組織と同じ元素組成をもつ30cm(縦)×30cm(横)×15cm(厚)のスラブ模型を用いた。計算で対象とした光子エネルギー範囲は、10keVから10MeVであり、平行ビーム入射を仮定した。また、人体正面に対して+90°から-90°の範囲で光子の入射角度を変化させて、それぞれの線量を計算した。また、以上に述べたものと同様の入射条件に関して、JEUNESS-2コード⁴⁾を用いて実効線量を計算した。

1.25MeV及び90keVの光子が人体正面に対して+90°から-90°の範囲で入射した時の各線量の比較をFig. 3.1.5-1に示す。ICRUが提唱している $H_P(d, \alpha)$ と $H_{s1}(d, \alpha)$ の差は、前方被ばくと見なされる+60°から-60°の範囲では最大10%程度の差である。したがって、 $H_{s1}(d, \alpha)$ の角度レスポンスを持つように設計・校正された線量計を胸部に着用した場合、最大10%程度の不確かさをもって $H_P(d, \alpha)$ を測定していると見なすことができる。また、この線量計はこの入射角度範囲においては実効線量の過大評価を与えており、その過大さの程度に大きな変化はない。すなわち、+60°から-60°の範囲の光子入射では、胸部で測定した線量は1.25MeVの光子に対して約1.2倍の実効線量の評価値を、また90keVの光子に対して約1.4倍の評価値を与えることがわかった。

(山口 恭弘)

参考文献

- 1) ICRP : ICRP Publication 74 (1996)
- 2) 山口恭弘 : 保健物理－管理と研究－No. 37 JAERI-Review 95-020, 231-232 (1995)
- 3) ICRU : ICRU Report 51 (1993)
- 4) 山口恭弘 : 保健物理, 29, 303-308 (1994)

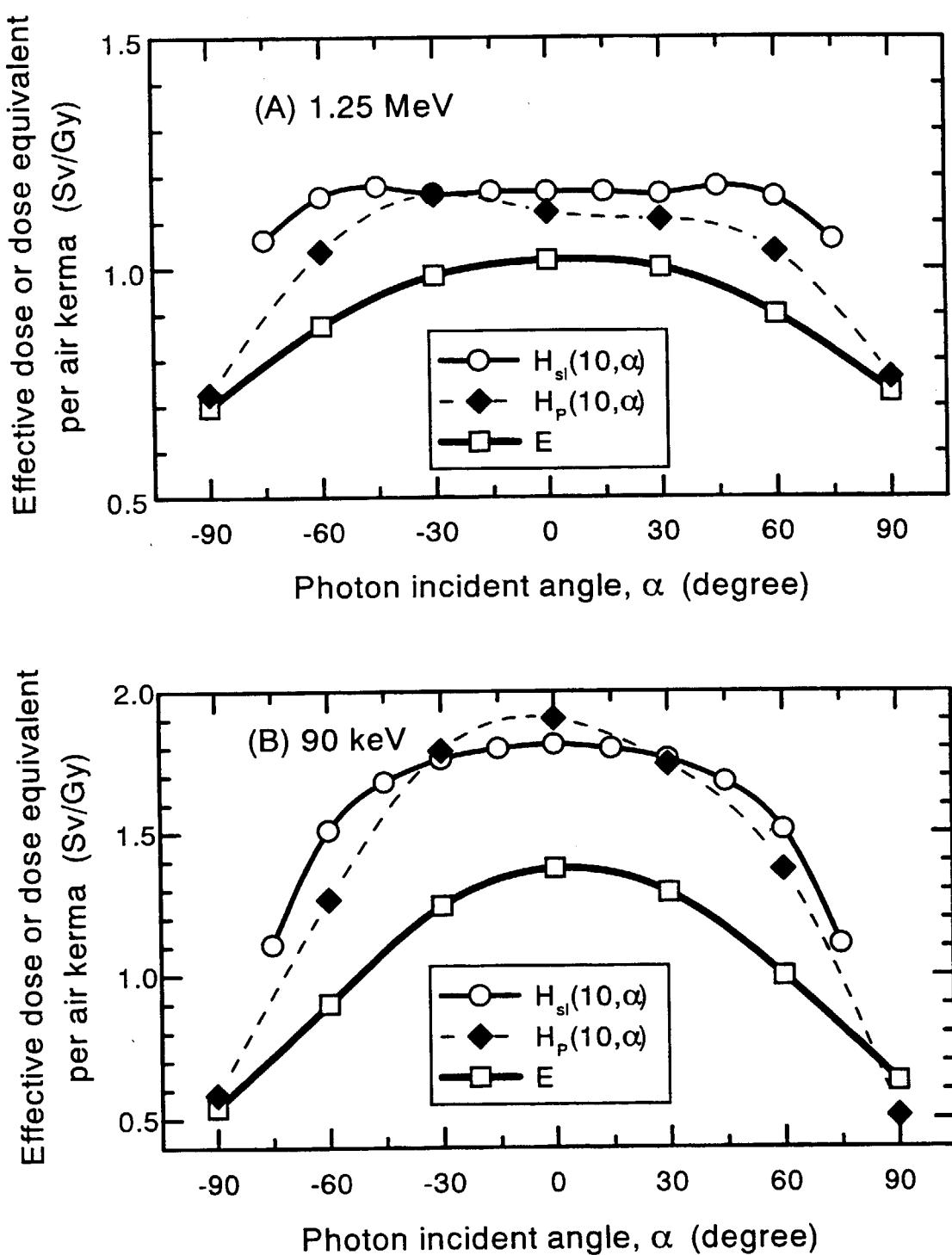


Fig. 3.1.5 – 1 Slab dose equivalent $H_{sl}(10, \alpha)$, personal dose equivalent $H_p(10, \alpha)$ and effective dose E for photons of (A) 1.25MeV and (B) 90keV, as a function of incident angle.

3.1.6 核破碎核種に対する生成量解析手法及び線量係数計算手法の開発

日本及び欧米において、ビーム出力がMWオーダーの大強度陽子加速器を利用した核破碎中性子源の設計研究が進められている¹⁾。このような大強度陽子加速器施設を設計するためには、核破碎反応により生成される誘導放射性核種（核破碎核種）に対し、的確な被ばく評価を行う必要がある。そこで、核破碎核種に対し、生成核種の解析手法及び線量係数の計算手法を開発し、核破碎ターゲットにおける生成核種について評価を行った。

生成核種量の計算は、原研で改良された粒子輸送コードNMT C／J A E R I 97²⁾ 及びMCNP 4 A、核種生成率計算コードD C H A I N 2、O R I G E N 2及びF I S P A C T 3を組み合わせたシステム用いて行う。このシステムを用い、原研中性子科学研究計画において、核破碎ターゲットの候補材に挙げられているP b ターゲットについて生成核種の解析を行った。円柱状P b ターゲットに1.5GeV、1mAの陽子ビームを30日間入射させた場合の生成核種量を計算した³⁾。Fig. 3.1. 6 – 1に、ターゲットにおける生成量 37GBq以上の核種を、線量係数の有無及び半減期により分類した結果を示す。生成核種870のうち、457核種は I C R P Publ. 68に線量係数が与えられておらず、その中には半減期10分以上の核種が99もあることが分かった。

線量係数の計算は、評価済み核構造データファイル（E N S D F）から編集した放射線データを基に、内部被ばく線量計算プログラムL U D E P⁴⁾ を用いて行う。Fig. 3.1. 6 – 1の生成核種のうち、線量係数が整備されていない半減期10分以上の代表的な核種について、吸入摂取時の線量係数を計算した結果をFig. 3.1. 6 – 2に示す。これらの線量係数を基に空気中濃度限度を計算したところ、その値は最も低いものでも 10^{-2} Bq/cm³のオーダーであることが分かった。放射線障害防止法においては、告示別表第1に記載されていない核種に対しては、同表第2の空気中濃度限度を用いるとされているが、この値をFig. 3.1. 6 – 2の核種に適用すると、5桁以上も過大な評価となることが分かった。これに対し、本手法により、それぞれの核種について線量係数を計算し、濃度限度等を整備することが可能となった。

以上、核破碎核種に対し、生成核種の解析手法及び線量係数の計算手法を開発した。今後は、線量係数、各種濃度限度等のデータベースの整備を進めるとともに、被ばく評価上重要な核種の粒子径、化学形等について調査を行う。

（遠藤 章）

参考文献

- 1) 渡辺 昇 : JAERI-Conf 96-014, 219, (1996)
- 2) Takada, H., et al. : JAERI-Data/Code 98-005, (1998)
- 3) 遠藤 章, 他 : JAERI-Data/Code 97-039, (1997)
- 4) Jarvis, N. S., et al. : NRPB-SR287, (1996)

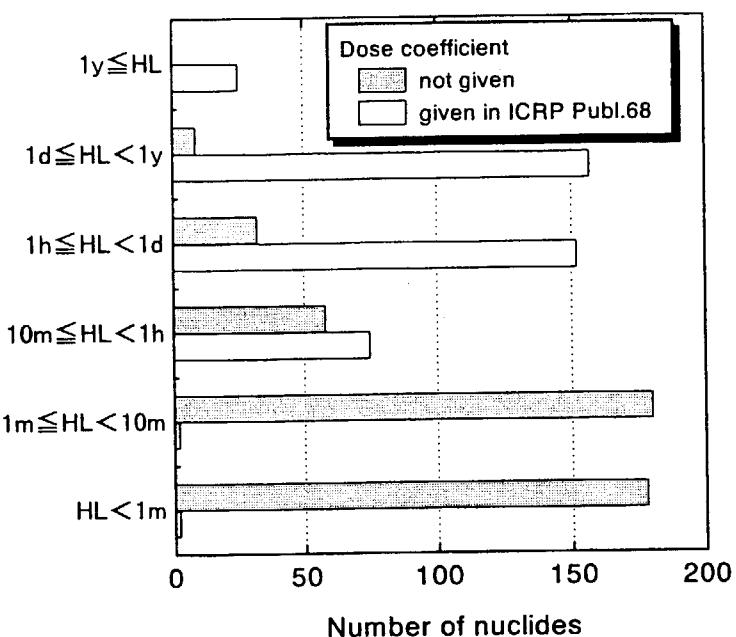


Fig. 3.1. 6 – 1 Histogram of half-life of radionuclides produced in Pb target.

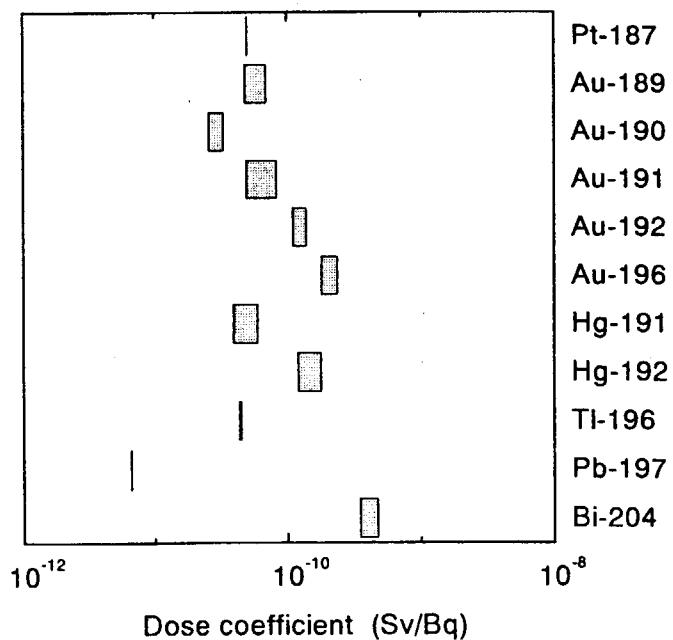


Fig. 3.1. 6 – 2 Dose coefficients of selected radionuclides produced in Pb target.
The width of the dose coefficient in each nuclide means the maximum and minimum values by taking absorption type into account.

3.2 環境放射線管理技術

3.2.1 概要

わが国における国際熱核融合実験炉（ITER）の許認可申請や安全評価のあり方の検討に資するため、核融合実験炉の事故時に大気中に放出されるトリチウムと放射化生成物に対する公衆被ばく線量評価コードを開発した。これらの線量評価コードの開発では、線量評価に影響するトリチウムや放射化生成物特有の環境中挙動をモデル化すること、従来の原子力施設に対する安全評価法との整合性を図るために、原子力安全委員会の指針に沿った統計気象計算と任意の気象データによる計算ができるよう立地評価のための集団線量が計算できることなどを考慮した。トリチウムの場合は、特に、地表面に沈着したトリチウムの再放出によって生じた2次ブルームへの被ばくモデルを構築した。また、放射化生成物では、核融合実験炉で生成が予想される100種類以上の放射化生成物について、計算に必要なライブラリを整備するとともに、娘や孫核種の影響も考慮できるようにした。

核融合施設からトリチウムガス（HT）が大気中へ放出された場合の公衆被ばく線量評価に必要なパラメータであるHTの土壤への沈着速度を測定するための実験装置を開発した。この装置では、特に、HTの土壤へのばく露時間を正確に制御できるような工夫をした。また、大気中に放出されたトリチウム水（HTO）による公衆被ばく線量評価に必要なパラメータの収集及び環境トリチウムモニタリング技術の確立のために、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1996年度に引き続いて行った。1997年度は従来と同様な実験のほか、重水を予め土壤に均一に混合した試料を用いた実験を行った。この結果、土壤表面層に沈着した重水の野外における再放出にともなう重水濃度の低下の機構として、大気中水分と土壤中重水との水分交換反応のほかに、土壤水の蒸発とともに、下層土壤層から引き上げられた水蒸気と土壤中重水との水分交換反応も無視できない程度存在することを明らかにした。

米国環境保護庁（EPA）との間の放射線防護分野における研究協力として、放射性物質がわずかに残留している原子力施設の跡地や建物の再利用を想定した放射線防護の研究を進めた。1997年度は、跡地を再利用した場合の被ばくの線量当量を計算し、残留放射能に対する放射線防護のための濃度規制値を試算した。線量計算の対象とした被ばく経路は、地表面に残留する放射性物質による外部被ばく及び再浮遊した放射性物質の吸入摂取による内部被ばくである。これらの被ばく経路ごとに、規制除外線量である年実効線量当量 $10 \mu\text{Sv}$ に相当する放射性核種の土壤中濃度を算出し、これを濃度規制値試案とした。これにより、原子力施設跡地を放射線管理を要しない一般利用に開放する際の判断基準設定の基礎が得られた。

（野口 宏）

3.2.2 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（3）

核融合施設等から大気中に放出されるトリチウム水（HTO）に関する公衆被ばく線量評価法を確立する上では、HTOの環境中挙動を明らかにし、これらの挙動に関するパラメータを取得しておく必要がある。特に、大気中に放出されたHTOが土壤に沈着した場合、これが2次的なHTOの発生源となることから、土壤への沈着及び再放出挙動が重要となる。さらに、核融合施設周辺の環境モニタリングの観点から、採取が容易な土壤が環境指標物質に適しているかどうかを検討する上でも、土壤中HTO濃度に影響するこれらの挙動が重要となる。これまで、土壤へのHTOの沈着及び再放出挙動を明らかにするために、HTOの代わりに重水をトレーサとして用いた野外実験を行ってきた。その結果、重水蒸気にはばく露した土壤を野外に放置すると土壤からの重水の再放出が起こり、表層土壤水分中重水濃度が急速に低下すること等がわかった^{1), 2)}。1997年度は、このような再放出にともなう表層土壤水分中重水濃度の低下の機構を明らかにするため、重水蒸気にはばく露した土壤試料（以下、「重水ばく露試料」という）に加えて、予め重水を土壤に均一に混合した土壤試料（以下、「重水混合試料」という）を用いて、大気への重水の放出挙動を詳細に調べる実験を行った。

土壤試料への重水蒸気のはばく露は、午後11時から翌午前9時まで（10時間）ビニールハウス内で行った。この間のビニールハウス内の空気水分中重水濃度は $1.2 \times 10^4 \text{ ppm}$ であった。ばく露終了後は重水混合試料とともに野外へ移し、2から24時間放置した。重水混合試料の土壤水分中重水濃度は約 $7.7 \times 10^3 \text{ ppm}$ とした。なお、本実験では、表層から1cmの深さまでをこれまでの実験より細かく0.2cmごとに分割した。1cmより下層では、これまでの実験と同様に、深さ10cmまでを6分割した。

Fig. 3.2. 2-1 及び 2 に再放出時間ごとの重水ばく露試料及び重水混合試料の土壤水分中重水濃度の深さ分布の時間変化を示す。時間経過にともない、重水ばく露試料、重水混合試料の両方とも0-1.5 cmにおいて、重水濃度が低下した。特に、この重水濃度の低下は、表層ほど著しく、0-0.2cmで最も大きかった。また、この層では、野外に置く直前（再放出時間：0時間）の重水濃度に対する2時間後の重水濃度の比は、重水ばく露試料では約0.3、重水混合試料では約0.6となり、重水ばく露試料のほうが重水混合試料より低下する割合が大きくなることがわかった。

これらの実験の結果から、再放出時の表層土壤水分中重水濃度の低下機構として以下のことが考えられる。まず、重水混合試料においても、表層土壤の水分中重水濃度が低下したことから、再放出期間中に大気-土壤間で水分交換反応が起こったといえる。さらに、重水ばく露試料の方が重水混合試料より、表層濃度の低下割合が大きかったことから、重水ばく露試料では、蒸発にともない下層から表層に引き上げられた蒸気の重水濃度が低いため、大気-土壤間の交換に加え、表層水分と下層蒸気の交換によっても表層濃度が低下したが、重水混合試料では、下層蒸気の重水濃度が高いため、表層-下層間の交換により、大気-土壤間の交換による表層濃度の低下が抑えられたと考えられる。

今後、これらの水分交換反応や蒸発を定量化し、これらのパラメータと土壤水分中重水濃度の時間変化の関係を明らかにする予定である。このような定量化により、施設から事故的にHTOが大

気中に放出された場合、プルーム通過後の土壤水分中HTO濃度から、時間を逆上ってプルーム通過直後のHTO土壤沈着量を推定することも可能で、土壤を環境モニタリング指標物質として使用できると考えられる。

(横山 須美)

参考文献

- 1) 横山 須美: 保健物理－管理と研究－No.38 JAERI-Review 96-014, 215-216 (1996)
- 2) 横山 須美: 保健物理－管理と研究－No.39 JAERI-Review 96-016, 231-232 (1996)

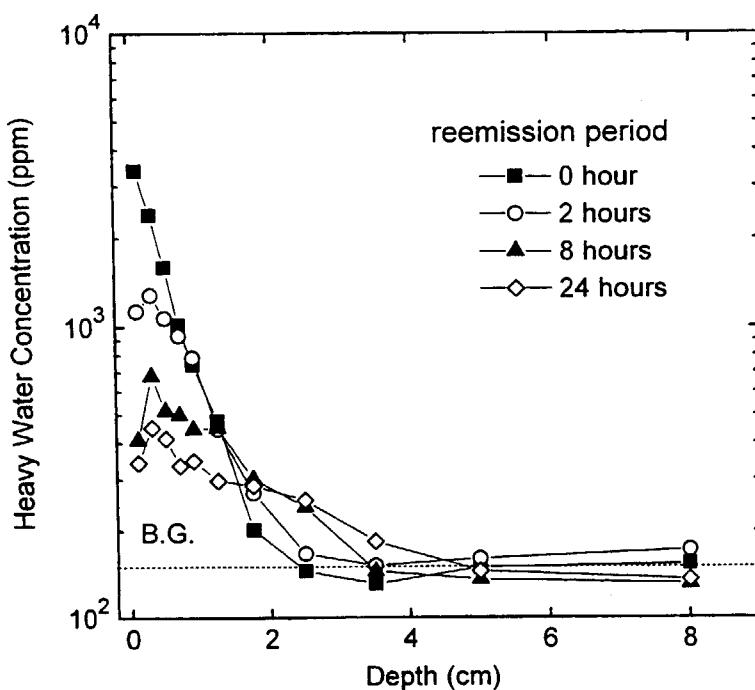


Fig. 3.2. 2 – 1 Depth profiles of heavy water concentrations in soil samples exposed to heavy water vapor for 10 hours. A dotted line shows the natural background level.

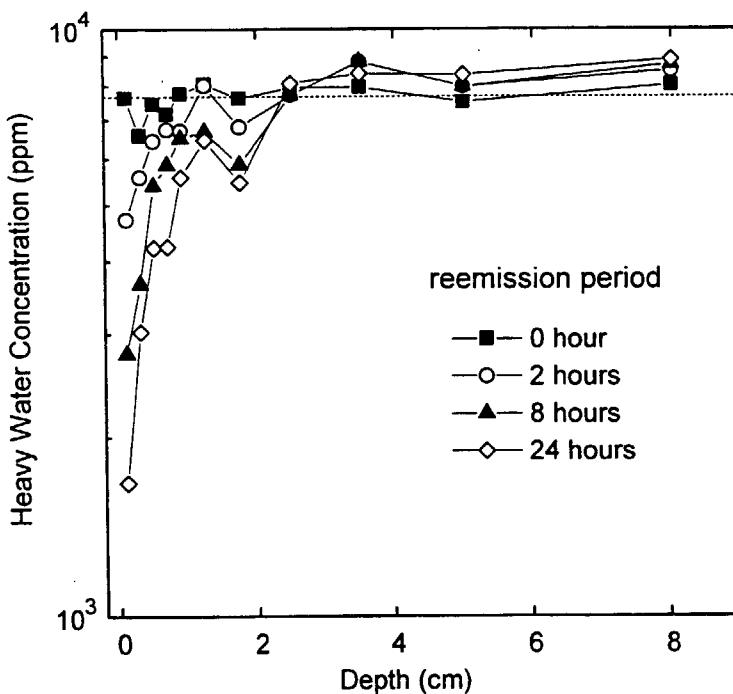


Fig. 3.2. 2 – 2 Depth profiles of heavy water concentrations in soil samples mixed with heavy water. A dotted line shows the average of heavy water concentration in soil at 0 hour of reemission period.

3.2.3 事故時に放出されたトリチウムに対する公衆被ばく線量評価コードの開発

国際熱核融合実験炉（ITER）等の核融合実験炉を実現する上で、施設から放射性物質が放出された場合における公衆の安全確保が最重要課題である。このためには環境中へ放出されるトリチウムや放射化生成物に対する公衆被ばく線量評価法、特に安全評価のための線量評価法を確立する必要がある。そこで、わが国におけるITERの許認可申請や安全評価のあり方の検討に資するため、核融合実験炉の事故時における公衆被ばく線量評価コードを開発した。本節では、事故時に放出されるトリチウムに対する被ばく線量評価コードの開発について述べる。

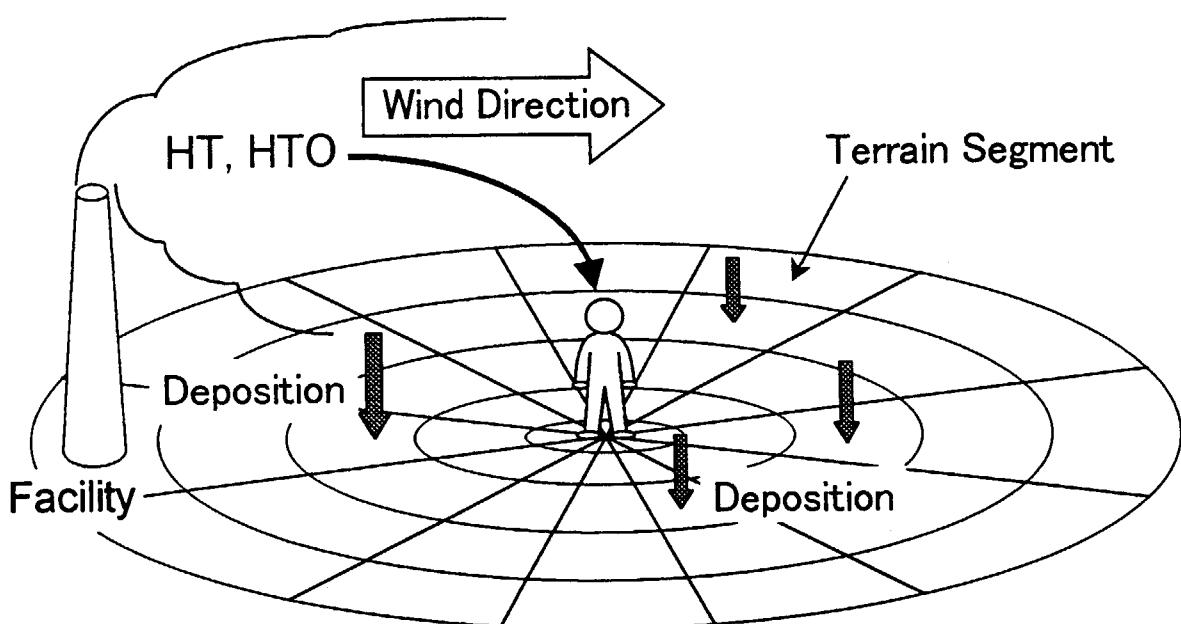
本コードは、以下の点に留意して開発を行った。公衆被ばく線量を安全側に評価できること、過大評価になりすぎないように合理的なモデルを採用すること、線量評価に影響するトリチウム特有の環境中挙動をモデル化すること、原子力安全委員会の「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」（以下、「気象指針」という。）に沿った統計気象計算と任意の気象データによる計算ができること、立地評価のための集団線量が計算できること及び計算時間の短縮化を図ることなどである。

本コードで考慮した被ばく経路は、施設から大気中に放出されたトリチウムの1次プルームからの内部被ばく及び地表面に沈着した後、大気へ再放出したトリチウムの2次プルームによる内部被ばくである。放出トリチウムの化学形としては、トリチウムガス（HT）とトリチウム水（HTO）を扱うこととした。大気拡散モデルにはガウスプルームモデルを使用した。トリチウムの環境中移行経路として、土壤中でのHTからHTOへの酸化反応を含む大気中HTの乾性沈着、大気中HTOの乾性及び湿性沈着、土壤表面層からのHTOの再放出をモデル化した。これによって、施設からの1次プルームによる内部被ばくに加えて、地表面から再放出される2次プルームによる内部被ばくも計算できるようになった。ただし、計算時間を短縮するため、再放出したHTOは再び地表面へは沈着しないと仮定した。

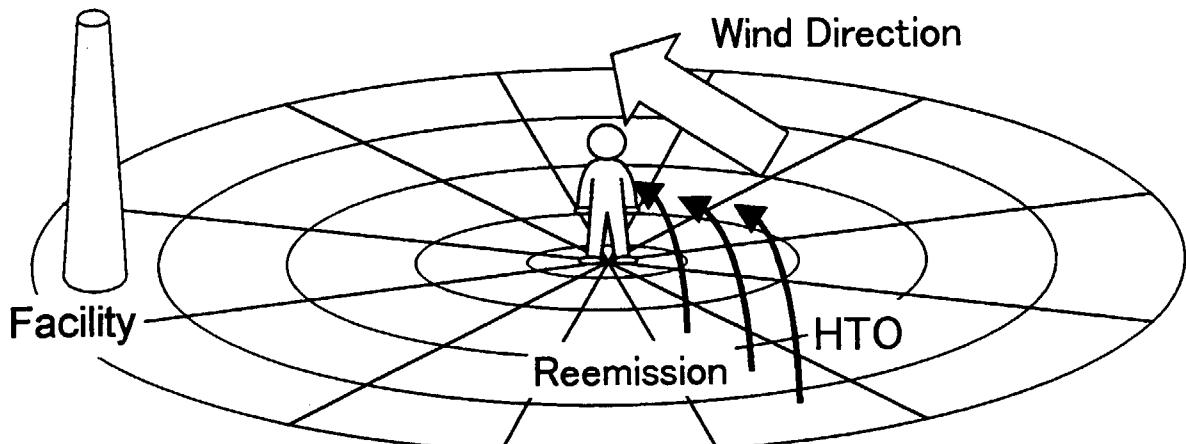
土壤表面層からのHTOの再放出は、沈着後徐々に起こるため、1次プルームが通過した後も被ばくを受けることになる。このため、再放出期間中の気象条件は1次プルーム通過中の気象条件と異なることが予想される。このような気象条件の変化を考慮するため、Fig. 3.2.3-1に示す沈着・再放出モデルを開発した。このモデルでは、まず図のa)に示したように着目地点を中心とする同心円と放射状の線によって囲まれる扇形の区画を定め、その区画への沈着量を計算する。次に、図のb)のように、扇形の区画から再放出したHTOの着目地点における2次プルーム中HTO濃度を再放出時の気象条件に従って求める。なお、この際、沈着したHTOの全量が任意に与えられた期間内に再放出すると仮定した。次に、2次プルーム中HTO濃度と1次プルーム中HTまたはHTO濃度に基づいて、線量を計算する。従来の統計気象計算では、線量の97%値を算出するために、相対濃度を使用していた。しかし、本コードでは、1次と2次プルームによる被ばく時間のずれと化学形の変化を考慮して、施設からの放出トリチウムがHTOの場合は再放出期間も含めた時間積算相対濃度で、またHTの場合は1次と2次プルームからの合計線量で97%値を求ることとした。

今後、種々の条件についての計算及びパラメータ解析等を行う予定である。

（野口 宏）



a) Exposure to the primary plume released from reactor



b) Exposure to the secondary plume reemitted from segments

Fig. 3.2.3 – 1 Schematics of internal exposure due to the primary and secondary plume.

3.2.4 事故時に放出された放射化生成物に対する公衆被ばく線量評価コードの開発

本節では、核融合実験炉から事故時に放出される放射化生成物に対する公衆被ばく線量評価コードの開発について述べる。このコードの開発目的は、トリチウムに対する線量評価コードと同様に、わが国におけるITERの許認可申請や安全評価のあり方の検討に資することである。

本コードは、トリチウムの場合と同様、以下の点に留意して開発を行った。公衆被ばく線量を安全側に評価できること、過大評価になりすぎないように合理的なモデルを採用すること、線量評価に影響する放射化生成物特有の挙動をモデル化すること、気象指針に沿った統計気象計算と任意の気象データによる計算ができること、立地評価のための集団線量が計算できること及び計算時間の短縮化を図ることなどである。

個人被ばくモデルにおいて考慮した被ばく経路は、Fig. 3.2.4-1 に示すように、1次プルーム及び再浮遊放射性物質の吸入による内部被ばく、放射性プルームからの外部被ばく、地表面に沈着した放射性物質からの外部被ばく及びサブマージョン中の放射性物質による β 線皮膚被ばくである。集団被ばくモデルでは、1次プルームの吸入による内部被ばくと放射性プルームからの外部被ばくを考慮した。ITERで生成される放射化生成物には娘核種や孫核種が放射性物質となる核種がある。このため、1次プルームに起因する被ばく経路及び地表面に沈着した放射性物質に起因する被ばく経路において、それぞれ、娘核種及び孫核種までの寄与を考慮した。これは、1次プルームに起因する被ばく経路の被ばく時間が比較的短時間であるが、沈着した場合は長期間の被ばくとなるためである。

放射性プルームからの γ 線による外部被ばく線量は、計算時間の短縮化を図るために、個別の γ 線エネルギーごとに計算するのではなく、18群に分類したエネルギー群ごとに計算した。空間積分処理には、計算精度のよいGAMPULを使用した¹⁾。1次プルーム中核種濃度の計算は気象指針に沿って計算した。地表面からの γ 線と β 線による外部被ばく線量の計算には、英国AEA Technologyが整備した線量換算係数を用いた²⁾。このような換算係数も含め、本コードでは現在のITERの設計において生成が予想されている約100核種について、計算に必要なデータや係数のライブラリを整備した。また、吸入による内部被ばくに関する線量係数は、ICRP Publ. 30に基づく換算係数または1990年勧告に対応した新しい呼吸気道モデルや体内動態モデルに基づく年齢別の線量係数を選択することができる。ICRPが線量係数を与えていない核種もあったため、線量計測課の協力を得て、現在計算可能な核種について線量係数の整備を行った。

今後、種々の条件についての計算及びパラメータ解析等を行う予定である。

(野口 宏)

参考文献

- 1) 林 隆、白石 忠男：JAERI-M 8793 (1980).
- 2) C.B.A Forty : AES FUS 228 (1993).

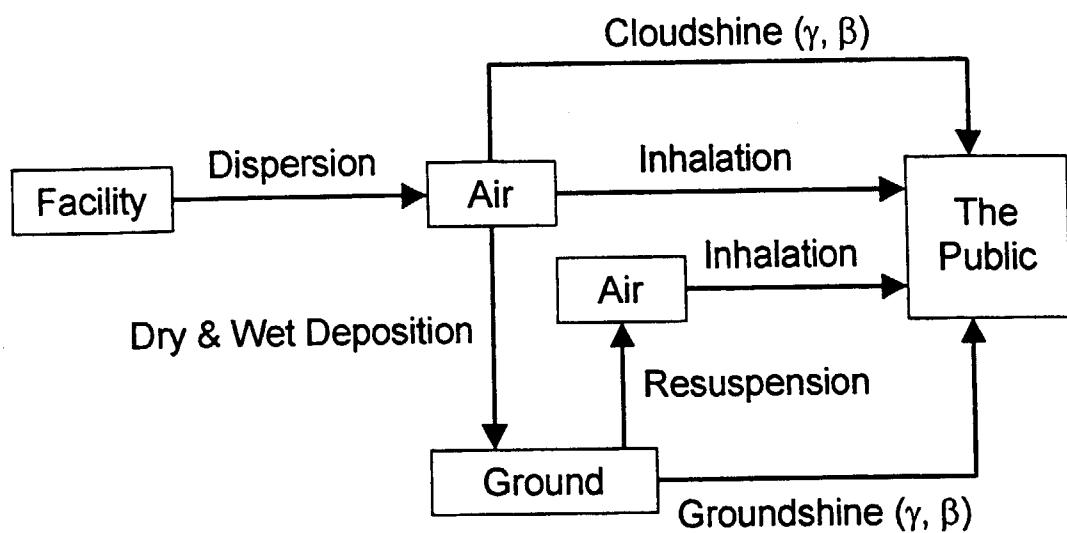


Fig. 3.2.4-1 Pathway model of dose assessment code for activation products

3.2.5 土壌へのトリチウムガス沈着速度の測定（1）

ITER等の核融合実験炉からトリチウムガス（HT）が大気中へ放出された場合の公衆に対する被ばく線量を評価する上で、最も重要なプロセスの一つは大気中HTの土壌表面層への沈着である。この沈着プロセスは、大気から土壌へのHTの移行、土壌中微生物の作用によるHTからトリチウム水（HTO）への酸化反応及び土壌中でのHTO沈着の3つのプロセスから成る。この挙動が線量評価上重要な理由は、吸入に関するHTOの線量係数がHTに比べて10,000倍大きく、沈着したHTOが大気中へ再放出した場合の風下側の公衆被ばく線量が極めて大きくなるためである。

3.2.3で述べたトリチウムによる公衆被ばく線量評価コードにおいては、このHT沈着プロセスをモデル化するためのパラメータとして沈着速度を用いている。HTの土壌への沈着速度は、土壌に沈着した単位面積あたりのHTO放射能を空气中HT濃度と沈着時間の積で除したものとして定義される。このような沈着速度は、海外では野外実験や室内実験によって求められている¹⁾が、わが国の土壌について測定された例は見あたらない。このため、わが国における種々の土壌に対するHT沈着速度を測定するための装置を製作した。

装置の概略をFig. 3.2.5-1に示す。装置は、HT発生部、ばく露部及びトリチウム回収部から構成されている。HT発生部では、HTガスをばく露部へ移送する前にモレキュラーシーブ（MS）により不純物として含まれているHTOを除去した後、水分を添加するようにした。ばく露部は、内容積約12ℓのアクリル製チャンバー、循環用ポンプ、濃度モニタ用電離箱、HT濃度測定用サンプリング管及び流量計等から構成されている。チャンバーは前面が開閉可能で、内部に攪拌用のファン、温湿度計を備えている。ばく露土壌には、ステンレス鋼製の円筒によって採取した土壌コア（直径5cm、高さ20cm）をそのまま用いることができる。この円筒は2.5cmごとに8個に分割できるため、沈着後の土壌中トリチウムの深さ分布の測定も可能である。また、ばく露開始及び終了時間を正確に設定するため、土壌コアはアクリル製の円筒容器内に入れ、この容器のふたを外部から開閉できるようにした。ばく露終了後は、アクリル製円筒容器にふたをし、トリチウム回収部によってチャンバー内の残留トリチウムを回収する。回収部は、土壌中で酸化され空気中に放出されたHTOを回収するためのMSカラム1、水素ガス発生用電解セルと電解セルからの水分除去用シリカゲルカラム、HT捕集用のMSカラム2+パラジウム触媒カラム+MSカラム3から構成されている。MSカラム2は、パラジウム触媒からの高濃度HTOの逆流を防止するためのものである。

HTを用いた特性試験により、アクリル円筒容器を閉じた状態においても、微量HTの円筒容器内へのリークによる土壌への沈着が認められたが、実験結果への影響は少ないと確認した。

今後、種々の土壌コアを用いて、HT沈着速度及び沈着深さ分布の測定を行う予定である。

（野口 宏）

参考文献

- 1) T.G. Dunstall and G.L. Ogram: Ontario Hydro Research Division Report 90-235-K (1991).

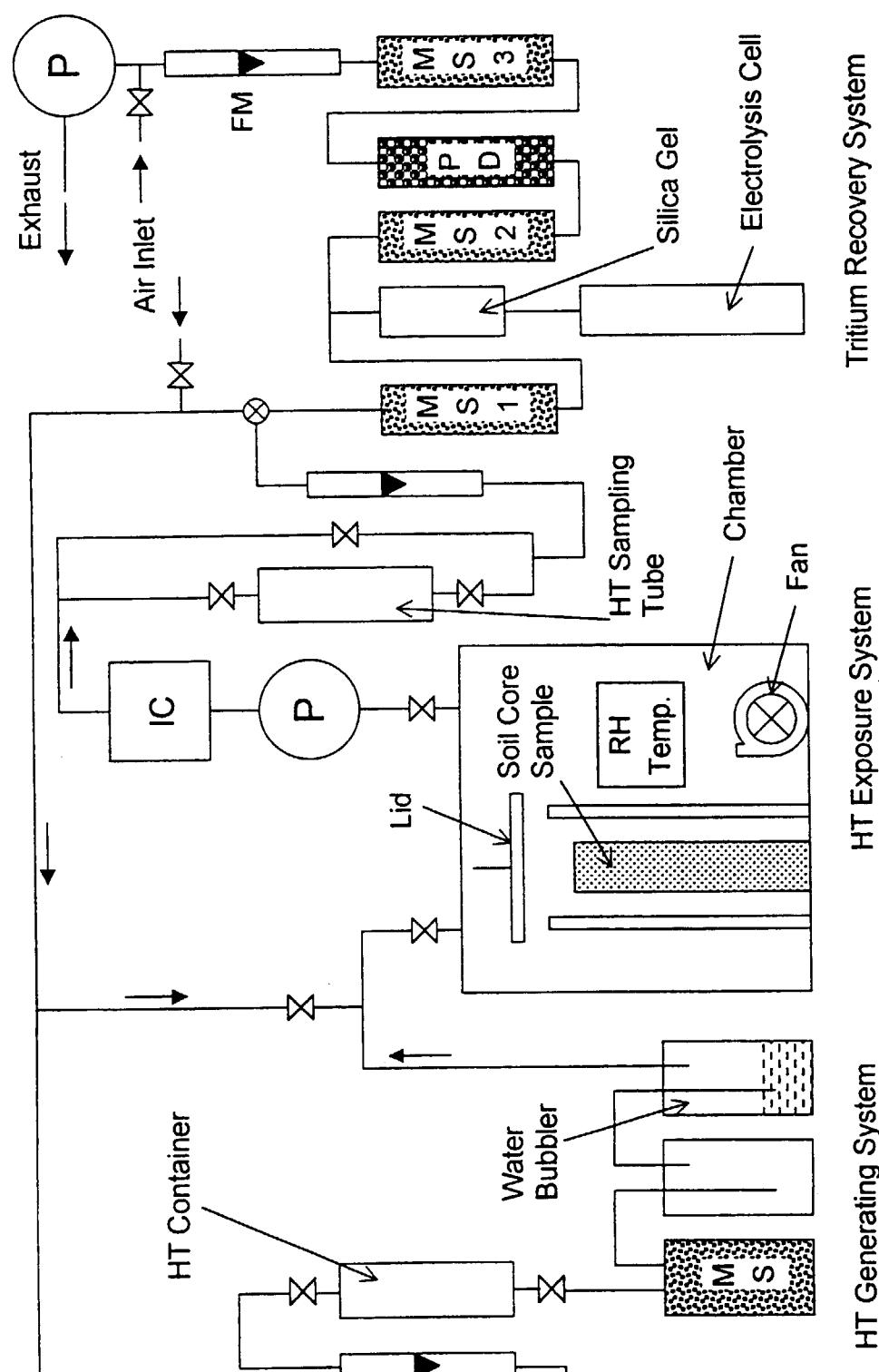


Fig. 3.2.5-1 Schematic diagram of apparatus for measuring HT deposition velocity to soil.

P: pump, IC: ionization chamber, FM: flow meter, MS: molecular sieve column, PD: paradium catalyst column.

3.2.6 原子力施設跡地の再利用基準値の試算

当初の役割を終えた原子力施設（残存建物及び跡地）の再利用を行うのに当たって、施設内に残留している放射性物質に起因する再利用者（公衆）の被ばくの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。本研究は、このような規制除外による再利用の実施手順構築に資することを目的として、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。1997年度は、原子力施設跡地の再利用を想定して、規制除外・再利用可否の判断基準である再利用基準値のあり方を検討した。

「極めて小さく、取るに足らないレベル」の線量の最大値としては、放射線審議会が放射性廃棄物の処分に関して示した規制除外線量 $10\mu\text{Sv}/\text{年}^{1)}$ を準用することが考えられる。しかし、このような低レベルの線量当量は実測することが難しいので、実用的な再利用基準値にはなり得ない。そこで、放射線管理の実務において実測・確認の対象となり得る物理量を再利用基準値の形態とするとの観点から、跡地での再利用者の被ばくが規制除外線量 $10\mu\text{Sv}/\text{年}$ になるような跡地土壤表面の放射性物質の密度を誘導し、再利用基準値（土壤表面密度の測定値がこの値を超えないければ、その跡地は規制除外できる。）の試案とすることとした。表面密度の誘導計算には、昨年度までに開発した計算コード²⁾を用いた。想定した被ばくの形態は、地表面からの γ 線を受けることによる外部被ばく及び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である。

Table 3.2.6-1 に、代表的な核分裂生成核種及び放射化生成核種について、施設跡地の再利用基準値（ $10\mu\text{Sv}/\text{年}$ 相当の土壤表面密度）試算例を示す。 γ 線放出核種については、外部被ばくから誘導された数値のほうが内部被ばくから誘導されたものよりも低くなり、 $0.1\text{Bq}/\text{cm}^2$ 未満となっている。純 β 核種の試算例では、 ^{90}Sr の値が比較的低く、 $0.2\text{Bq}/\text{cm}^2$ となった。なお、これらはいずれも、法令に定められた「管理区域の設定基準」である $4\text{Bq}/\text{cm}^2$ よりも低い値になっている。

このような試算値が得られたことから、跡地再利用のために残留放射性物質の表面密度を測定する手順や技術の具体的な検討（測定器の選択、要求される検出下限値の検討等）が可能になった。

（山本 英明）

参考文献

- 1) 放射線審議会：放射性固体廃棄物の浅地中処分における規制除外線量について、(1987)
- 2) 山本英明：保健物理－管理と研究－No.39, JAERI-Review 97-016, 233, (1997)

Table 3.2.6-1 Derived release levels for reusing contaminated site.

Nuclide	Contamination on soil surface (in Bq/cm^2) corresponding to $10\mu\text{Sv}/\text{y}$.	
	External exposure	Dust inhalation
^{60}Co	0.01	1
^{63}Ni	not applicable	70
^{90}Sr	not applicable	0.2
^{137}Cs	0.05	7
^{152}Eu	0.03	1

付 錄

Appendix

This is a blank page.

1. 外 部 投 稿

1.1 研究・技術論文・ノート

氏 名	標 題	誌 名
西村 秀夫 ^{*1} 間柄 正明 ^{*1} 小田 哲三 ^{*1} 臼田 重和 ^{*1} 渡部 和男 ^{*2} 安達 武雄 ^{*2} 野口 宏	保障措置環境試料分析技術の確立計画 * ¹ 核物質管理技術研究室 * ² 分析センター	第18回核物質管理学会日本支部年次大会論文集71-78 (1997)
M. Ichimasa ^{*1} T. Hakamada ^{*1} Li Aijun ^{*1} Y. Ichimasa ^{*1} H. Noguchi S. Yokoyama H. Amano ^{*2} M. Atarashi ^{*2} * ¹ 茨城大学 * ² 環境化学研究室	Heavy water vapor release experiment in a green house. -transfer of heavy water to tomato and dishcloth gourd-	Proc. Int. Meeting on Influence of Climatic Characteristics upon Behavior of Radioactive Elements, Aomori, Japan, Oct. 14-16, 1997, 243-248 (1997)
Y. Ichimasa ^{*1} M. Ichimasa ^{*1} H. Noguchi S. Yokoyama H. Amano ^{*2} M. Atarashi ^{*2} * ¹ 茨城大学 * ² 環境化学研究室	Tritium transfer to komatsuna leaves and pine needles during HT chronic release experiment at chalk river	Proc. Int. Meeting on Influence of Climatic Characteristics upon Behavior of Radioactive Elements, Aomori, Japan, Oct. 14-16, 1997, 249-254 (1997)
O. Sato ^{*1} S. Takagi ^{*1} N. Yoshizawa ^{*1} S. Furihata ^{*1} S. Iwai ^{*2} T. Uehara ^{*2} S. Tanaka ^{*3} Y. Sakamoto ^{*4} Y. Yamaguchi	Calculation of photon fluence to effective dose conversion coefficient from 1 MeV to 10 GeV with various irradiation geometries * ¹ 三菱総研 * ² 三菱重工 * ³ 企画室 * ⁴ 粒子線工学研究室	KEK Proceedings 97-16, 166-173 (1997)
F. Takahashi M. Yoshizawa Y. Yamaguchi	Effects of phantom size and material on calibration of photon individual dosimeters	Radioisotopes, 47(1), 29-33 (1998)

氏名	標題	誌名
M. Iwasaki ^{*1} T. Miyazawa ^{*1} T. Uesawa I. Ito ^{*1} ^{*1} 奥羽大学	ESR dosimetry of human teeth enamel from a subject undergoing radiation treatment for cancer of the epipharynx	Radioisotopes, 47(2), 138-142 (1998)

1.2 総説・調査報告・解説等

氏名	標題	誌名
野口 宏	トリチウムの影響と安全管理 II. トリチウム利用の現状と発生源	原子力誌 39, 915-916 (1997)
野口 宏 横山 須美	トリチウムの影響と安全管理 IV-5 線量評価モデルとパラメータ	原子力誌 39, 931-933 (1997)
山口 武憲 野口 宏	トリチウムの影響と安全管理 V-5 個人モニタリングおよび防護技術	原子力誌 39, 940-942 (1997)
野口 宏	核融合炉内外におけるトリチウムの挙動 6.4.1.1 大気中HTOの濃度変化	プラズマ核融合学会誌 73, 1350-1351 (1997)
横山 須美	核融合炉内外におけるトリチウムの挙動 6.4.2.3 土壌沈着重水の大気への再放出	プラズマ核融合学会誌 73, 1354(1997)
野口 宏	核融合炉内外におけるトリチウムの挙動 7.6.1 公衆被曝線量評価モデル—TRIDOSE—	プラズマ核融合学会誌 73, 1360(1997)
山本 英明	デコミッショニングに関する米国の新しい放射線防護基準	デコミッショニング技報 17, 2 (1997)
桑原 潤 清水 勇 大山 幸夫 ^{*1} 白田 重和 ^{*2} 森 千鶴夫 ^{*3}	放射線管理計測・防護計測における波形弁別技術の応用 * ¹ 中性子科学研究所センター * ² 燃料サイクル安全工学部 * ³ 名古屋大学大学院工学研究科	Radioisotopes, 47, 222-232 (1998)
吉澤 道夫	新しい外部被ばく線量換算係数の放射線管理への適用とその問題点	保健物理, 33(1), 7-11 (1998)
山口 恭弘	ICRP Publication 74 の概要と新しい外部被ばく線量換算係数	保健物理, 33(1), 12-15 (1998)
山根 健路 ^{*1}	臨界プラズマ試験装置(JT-60)の放射線管理 * ¹ 大洗研放射線管理課	保健物理, 32(2), 240-244 (1997)

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

氏名	標題	レポートNo.
A. Endo T. Oishi F. Takahashi H. Murakami	Proceedings of the IAEA/RCA training workshop on contamination monitoring	JAERI-Conf 97-008
遠藤 章 川崎 克也 菊地 正光 原田 康典	電子リニアックコンクリート遮蔽体中の γ 線放出核種の測定	JAERI-Tech 97-027
J. R. Dumais 吉澤 道夫 山口 恭弘	熱中性子校正場中の中速及び速中性子成分の影響評価：計算シミュレーションによる評価	JAERI-Tech 97-033
遠藤 章 高田 弘 ^{*1} 山口 恭弘	高エネルギー陽子による核破碎反応で生成される放射性核種の内部被ばく線量係数 ^{*1} 粒子線工学研究室	JAERI-Data/Code 97-039
J. R. Dumais 吉澤 道夫 山口 恭弘	^{252}Cf 及び $^{241}\text{Am-Be}$ 中性子源を用いた速中性子校正場の散乱線評価	JAERI-Tech 98-005

3. 所 内 資 料

氏名	標題	年月
東海研 保健物理部	放射線管理季報（平成 9 年度第 3 四半期）No.135	1998年3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 4 四半期）	1997年5月
那珂研 安全管理課	安全衛生管理状況報告書（平成 9 年度第 1 四半期）	1997年8月
那珂研 安全管理課	安全衛生管理状況報告書（平成 9 年度第 2 四半期）	1997年11月
那珂研 安全管理課	安全衛生管理状況報告書（平成 9 年度第 3 四半期）	1998年2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 4 四半期）	1997年5月
高崎研 安全管理課	安全衛生管理状況報告書（平成 9 年度第 1 四半期）	1997年8月
高崎研 安全管理課	安全衛生管理状況報告書（平成 9 年度第 2 四半期）	1997年11月
高崎研 安全管理課	安全衛生管理状況報告書（平成 9 年度第 3 四半期）	1998年2月
高崎研 安全管理課	放射線管理季報（平成 8 年度第 4 四半期）	1997年5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 4 四半期）No.19-4	1997年7月
大洗研 放射線管理課	大洗研究所放射線管理季報（平成 9 年度第 1 四半期）No.20-1	1997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 9 年度第 2 四半期）No.20-2	1997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 9 年度第 3 四半期）No.20-3	1998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 4 四半期）	1997年5月
むつ事 保安管理課	安全衛生管理状況報告書（平成 9 年度第 1 四半期）	1997年8月

氏名	標題	年月
むつ事 保安管理課	安全衛生管理状況報告書（平成9年度第2四半期）	1997年11月
むつ事 保安管理課	安全衛生管理状況報告書（平成9年度第3四半期）	1998年2月

4. 口頭発表及び講演

氏名	標題	学会名等
松浦 賢一 橋 晴夫 武藤 保信 小林 秀雄 加藤 正平	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	日本保健物理学会 第32回研究発表会 1997年5月 (奈良)
S. Yokoyama H. Noguchi S. Hukutani ^{*1} M. Ichimasa ^{*2} Y. Ichimasa ^{*2} * ¹ 京都大学 * ² 茨城大学	Deposition of heavy water on soil and reemission to the atmosphere.	Fourth International Symposium on Fusion Nuclear Technology, 1997年4月 (東京)
野口 宏 横山 須美	局所環境中トリチウム挙動評価モデルの開発	水素同位体の環境動態専門研究会 1997年12月 (京大炉)
横山 須美 野口 宏 一政 満子 ^{*1} 一政 祐輔 ^{*1}	土壤沈着重水の大気への再放出 * ¹ 茨城大学	水素同位体の環境動態専門研究会 1997年12月 (京大炉)
横山 須美 野口 宏 一政 満子 ^{*1} 一政 祐輔 ^{*1}	土壤に沈着した重水の大気への再放出 * ¹ 茨城大学	日本原子力学会 春の年会 1998年3月 (大阪)
茅野 政道 ^{*1} 永井 晴彦 ^{*1} 加藤 正平 * ¹ 環境安全研究部	動燃におけるアスファルト固化処理施設の火災・爆発事故 -環境に放出されたセシウム推定	日本原子力学会 春の年会 1998年3月 (大阪)
池野 香一 富居 博行 田島 好弘 中村 清宣	廃棄物処理における放出放射能シミュレーション	日本原子力学会 秋の大会 1997年10月 (沖縄)
木名瀬 栄 半谷 英樹	モンテカルロ計算による全身カウンタの感度評価	日本保健物理学会 第32回研究発表会 1997年5月 (奈良)
木名瀬 栄 半谷 英樹 桑原 潤 白石 明美	EGS4による全身カウンタの体格補正の検討	第34回理工学における同位元素研究発表会 (東京)

氏名	標題	学会名等
木名瀬 栄	EGS4による全身カウンタの応答計算	日本原子力学会 春の年会 1998年3月 (大阪)
清水 滋 佐々木 確* ¹ * ¹ ネスコ	PMMAファントムを用いた個人線量当量直接測定法1: 深部線量計の基礎特性	日本原子力学会 秋の大会 1997年10月 (沖縄)
大石 哲也 吉田 真	放射性ガスのパルス注入に対する 1.5 ℥ 通気型電離箱の応答特性	第12回放射性計測 夏のセミナー 1997年8月 (東海)
J. R. Dumais 吉澤 道夫 山口 恭弘	熱中性子校正場中の中速及び速中性子成分の影響評価	第12回放射性計測 夏のセミナー 1997年8月 (東海)
O. Sato* ¹ S. Iwai* ² S. Tanaka* ³ Y. Sakamoto* ⁴ Y. Yamaguchi N. Yoshizawa* ¹ T. Uehara* ² S. Takagi* ¹ S. Furihata* ¹	The calculation of the photon fluence to effective dose conversion factor from 1 MeV to 10 GeV with various irradiation geometries * ¹ 三菱総研 * ² 三菱重工 * ³ 企画室 * ⁴ 粒子線工学研究室	First International Workshop on EGS4 1997年8月 (つくば)
山口 恭弘	ICRP Publication 74 の概要と新しい外部被ばく線量換算係数	日本保健物理学会 勉強会 1997年10月 (敦賀)
吉澤 道夫	新しい外部被ばく線量換算係数の放射線管理への適用とその問題点	日本保健物理学会 勉強会 1997年10月 (敦賀)
吉澤 道夫 J. R. Dumais 山口 恭弘	ボナーボルト検出器による中性子エネルギースペクトル測定におけるSAND-IIコードの利用経験	「放射線逆問題とその周辺」研究会 1997年11月 (東京)
遠藤 章 山口 恭弘 高田 弘* ¹ * ¹ 粒子線工学研究室	高エネルギー陽子加速器施設における内部被ばく線量評価に関する研究	第4回原子力基礎・基盤研究成果報告会 1997年12月 (東京)

氏名	標題	学会名等
高橋 史明 山口 恭弘 上沢 輝夫 岩崎 みどり ^{*1} 宮沢 忠藏 ^{*1}	歯を用いた実効線量評価における光子入射方向依存性 * ¹ 奥羽大学	日本原子力学会 春の年会 1998年3月 (大阪)
大石 哲也 吉田 真	放射性ガスのパルス注入によるガスマニタの校正(2)	日本原子力学会 春の年会 1998年3月 (大阪)
清水 滋 山口 恭弘 佐々木 確 ^{*1} * ¹ ネスコ	PMMAファントムを用いた個人線量当量直接測定法2: ファントム深部の吸収線量	日本原子力学会 春の年会 1998年3月 (大阪)
酒井 俊也 古田 敏城 綿貫 孝司	T I A R Aにおける試料の放射化	T I A R A研究発表会 1997年6月 (高崎)
松井 智明 安 和寿 泉 幸男 大畑 勉 工藤 栄 ^{*1} 高野 道夫 ^{*1}	放射線管理情報の遠隔監視 * ¹ 東洋電子計測(株)	日本保健物理学会 第32回研究発表会 1997年5月 (奈良)
井上 誠 新野 二男 泉 幸男 大畑 勉 吉野 清美 ^{*1} 高橋 彰 ^{*1} 福田 勝男 ^{*1}	定常廃棄物処理作業における被ばく低減の検討 * ¹ 廃棄物処理課	日本保健物理学会 第32回研究発表会 1997年5月 (奈良)

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 項	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)

講 演 者	機 関 名	題 目	講演年月日	招へい課室
菊地 透	自治医科大学	放射線の人体に与える影響について	1998年3月31日	高崎研 安全管理課

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
科技庁 原子力安全局 原子力安全行政研修・放射線測定器の取扱い	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 SPEEDIネットワークシステム講座 緊急時モニタリング初級講座 緊急時モニタリング講座 原子力防災職種別講座	5 2 7 8 4
青森県 原子力防災研修会	1		
福島県 原子力防災訓練	2		
静岡県 原子力防災講座、緊急時モニタリング要員研修会	2	(財)放射線利用振興協会 国際原子力安全セミナー 原子力教養セミナー	4 1
愛媛県 原子力防災訓練	1	(社)茨城原子力協議会 女性活動促進事業勉強会	1
日立市 原子力防災基礎講座	1	日本保健物理学会 勉強会	2
東北大学 科研費研究会	1		

9. 所内研修コースへの協力

(1単位は80分)

コース名	講義・実習	単位数又は時間	講師人数(延)
国際原子力総合技術センター 〔東京研修センター〕			
基礎課程	講義	12単位	8人
専門課程 放射線管理コース	講義	4単位	4人
	実習	4単位	1人
" ラジオアイソトープコース	講義	2単位	1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	16.5時間	8人
第1種作業環境測定士講習	実習	1時間20分	1人
〔東海研修センター〕			
一般課程（B）（第54回）	講義	7単位	4人
保健物理専門課程（第29回）	講義 実験	31単位 123単位	21人 15人
放射性廃棄物管理講座（第19回）	講義	1単位	1人
放射線防護専門課程（第16回）	講義 実験	25単位 66単位	18人 13人
原子力防災対策講座（第33～34回）	講義 実習	4単位 12単位	4人 4人
原子力防災入門講座（第200～213回）	講義	158.5単位	28人
原子力入門講座（第24回）	講義	4単位	4人

編 集 後 記

年度当初、事務局により編集日程表が作成され、それに基づき執筆者による原稿作成、編集委員による編集作業等が進められるが、例年、製本完成に至るまでに遅れを生じていた。今回は、執筆者等の協力、編集委員や事務局の努力のおかげでほぼ日程どおり順調に進むことができた。今後も、スムーズに編集作業が行われるよう関係諸氏に御協力を願いしたい。

最後に、1996年度の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）、1997年度は原研東海研究所のウラン濃縮研究棟において火災事故（1997年11月20日）を起こしたことにより、原子力安全に対する国民の不安をつのらせる結果となってしまった。事故は、あってはならないことである。あらためて安全管理の重要さを認識させられた。

（田島 記）

編 集 委 員

委員長	北野匡四郎（東海研究所、保健物理部次長）
副委員長	遠藤 章（　　，線量計測課）
幹事	田島 好弘（　　，放射線管理第3課）
委員	滝 光成（　　，放射線管理第1課）
	宮内 英明（　　，放射線管理第2課）
	木名瀬 栄（　　，個人線量管理課）
	梅原 隆（那珂研究所、安全管理課）
	酒井 俊也（高崎研究所、安全管理課）
	山根 健路（大洗研究所、放射線管理課）
	松井 智明（関西研究所、技術課）
	小古瀬 均（むつ事業所、保安管理課）
事務局	鈴木 正隆（東海研究所、保健物理業務課）
	小野 徳久（　　，　　，　　）
	石井 義規（　　，　　，　　）

This is a blank page.

国際単位系(SI)と換算表

表1 SI基本単位および補助単位

量	名称	記号
長さ	メートル	m
質量	キログラム	kg
時間	秒	s
電流	アンペア	A
熱力学温度	ケルビン	K
物質量	モル	mol
光强度	カンデラ	cd
平面角	ラジアン	rad
立体角	ステラジアン	sr

表3 固有の名称をもつSI組立単位

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

表2 SIと併用される単位

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

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

$$1 \text{ u} = 1.66054 \times 10^{-27} \text{ kg}$$

表5 SI接頭語

倍数	接頭語	記号
10 ¹⁸	エクサ	E
10 ¹⁵	ペタ	P
10 ¹²	テラ	T
10 ⁹	ギガ	G
10 ⁶	メガ	M
10 ³	キロ	k
10 ²	ヘクト	h
10 ¹	デカ	da
10 ⁻¹	デシ	d
10 ⁻²	センチ	c
10 ⁻³	ミリ	m
10 ⁻⁶	マイクロ	μ
10 ⁻⁹	ナノ	n
10 ⁻¹²	ピコ	p
10 ⁻¹⁵	フェムト	f
10 ⁻¹⁸	アト	a

(注)

- 表1～5は「国際単位系」第5版、国際度量衡局1985年刊行による。ただし、1eVおよび1uの値はCODATAの1986年推奨値によった。
- 表4には海里、ノット、アール、ヘクタールも含まれているが日常の単位なのでここでは省略した。
- barは、JISでは流体の圧力を表わす場合に限り表2のカテゴリーに分類されている。
- EC閣僚理事会指令ではbar、barnおよび「血圧の単位」mmHgを表2のカテゴリーに入れている。

換算表

力	N(=10 ⁵ dyn)	kgf	lbf
	1	0.101972	0.224809
9.80665		1	2.20462
4.44822		0.453592	1

粘度 1 Pa·s(N·s/m²) = 10 P(ポアズ)(g/(cm·s))

動粘度 1 m²/s = 10⁴St(ストークス)(cm²/s)

圧力	MPa(=10 bar)	kgf/cm ²	atm	mmHg(Torr)	lbf/in ² (psi)
力	1	10.1972	9.86923	7.50062 × 10 ³	145.038
	0.0980665	1	0.967841	735.559	14.2233
	0.101325	1.03323	1	760	14.6959
	1.33322 × 10 ⁻⁴	1.35951 × 10 ⁻³	1.31579 × 10 ⁻³	1	1.93368 × 10 ⁻²
	6.89476 × 10 ⁻³	7.03070 × 10 ⁻²	6.80460 × 10 ⁻²	51.7149	1

エネルギー・仕事・熱量	J(=10 ⁷ erg)	kgf·m	kW·h	cal(計量法)	Btu	ft · lbf	eV	1 cal = 4.18605 J(計量法)
	1	0.101972	2.77778 × 10 ⁻⁷	0.238889	9.47813 × 10 ⁻⁴	0.737562	6.24150 × 10 ¹⁸	= 4.184 J(熱化学)
9.80665		1	2.72407 × 10 ⁻⁶	2.34270	9.29487 × 10 ⁻³	7.23301	6.12082 × 10 ¹⁹	= 4.1855 J(15 °C)
3.6 × 10 ⁶	3.67098 × 10 ⁵	1	8.59999 × 10 ⁵	3412.13	2.65522 × 10 ⁶	2.24694 × 10 ²⁵		= 4.1868 J(国際蒸気表)
4.18605	0.426858	1.16279 × 10 ⁻⁶	1	3.96759 × 10 ⁻³	3.08747	2.61272 × 10 ¹⁹		仕事率 1 PS(仏馬力)
1055.06	107.586	2.93072 × 10 ⁻⁴	252.042	1	778.172	6.58515 × 10 ²¹		= 75 kgf·m/s
1.35582	0.138255	3.76616 × 10 ⁻⁷	0.323890	1.28506 × 10 ⁻³	1	8.46233 × 10 ¹⁸		= 735.499 W
1.60218 × 10 ⁻¹⁹	1.63377 × 10 ⁻²⁰	4.45050 × 10 ⁻²⁶	3.82743 × 10 ⁻²⁰	1.51857 × 10 ⁻²²	1.18171 × 10 ⁻¹⁹	1		

放射能	Bq	Ci	吸収線量	Gy	rad
	1	2.70270 × 10 ⁻¹¹		1	100
	3.7 × 10 ¹⁰	1		0.01	1

照 射 線 量	C/kg	R
	1	3876
	2.58 × 10 ⁻⁴	1

線 量 當 量	Sv	rem
	1	100
	0.01	1

