

JAERI-Review

95-020



保健物理－管理と研究－No.37
(1994年度)

1995年11月

東海研究所保健物理部
那珂研究所管理部安全管理課
高崎研究所管理部安全管理課
大洗研究所管理部放射線管理課
むつ事業所管理部保安管理課
原子力船「むつ」機関部

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

本レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。

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

This reports are issued irregularly.

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

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1995

編集兼発行 日本原子力研究所
印 刷 ニッセイエプロ株式会社

保健物理－管理と研究－No.37

(1994年度)

日本原子力研究所
東海研究所保健物理部
那珂研究所管理部安全管理課
高崎研究所管理部安全管理課
大洗研究所管理部放射線管理課
むつ事業所管理部保安管理課
原子力船「むつ」機関部

(1995年10月2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1994年度の総括報告書である。東海研究所、那珂研究所、高崎研究所、大洗研究所、むつ事業所及び原子力船「むつ」における保健物理部門の業務の概要を、放射線管理、技術開発及び研究の3章に分けて記述した。

各研究所及び事業所とも、施設の放射線管理、個人被ばく管理、環境放射線監視、放射線管理用機器の管理などの定常業務を、1993年度に引き続き遅滞なく実施した。また、設備、機器等の新設、更新を推進することにより管理業務の効率化が図られた。放射線業務従事者の個人被ばく管理においては、線量当量限度を超える被ばくはなかった。各施設から放出された気体及び液体廃棄物中の放射能及び放射能濃度は、いずれも保安規定などに定められた放出管理目標値等以下であった。また、環境放射線監視結果についても異常は認められなかった。

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

研究業務については、光子及び中性子外部被ばくに対する個人線量当量の解析、放射線測定器の校正法、トリチウムの挙動及び環境影響評価、放射性廃棄物等の再利用基準等の幅広い分野にわたる研究を実施した。

Health Physics in JAERI No.37
(April 1, 1994 ~ March 31, 1995)

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

Japan Atomic Energy Research Institute

(Received October 2, 1995)

In the annual report No.37(fiscal 1994) are described the activities of health physics in Tokai Research Establishment, Naka Fusion Research Establishment, Takasaki Radiation Chemistry Research Establishment, Oarai Research Establishment, Mutsu Establishment and Nuclear Ship Mutsu.

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

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

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

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

目 次

まえがき	1
1. 放射線管理	5
1 A 東海研究所	
1 A. 1 総括	7
A. 1. 1 概要	7
A. 1. 2 管理区域	8
A. 1. 3 排気及び排水の管理データ	17
A. 1. 4 環境における放射性希ガス及び液体廃棄物による実効線量当量	28
A. 1. 5 放射性汚染及び被ばく	30
A. 1. 6 放射性同位元素の保有状況	30
1 A. 2 個人被ばく線量当量の管理	35
A. 2. 1 概要	35
A. 2. 2 外部被ばく線量当量の管理	36
A. 2. 3 内部被ばく線量当量の管理	41
A. 2. 4 個人被ばく線量当量等の登録管理	43
1 A. 3 施設の放射線管理	44
A. 3. 1 概要	44
A. 3. 2 JRR-2における一次冷却水（重水）漏洩時の放射線管理	45
A. 3. 3 JRR-2一次冷却系大型バルブ分解・調査作業時における放射線管理	47
A. 3. 4 JRR-3Mからの ⁴¹ Ar放出量の変動について	49
A. 3. 5 燃料試験施設における燃料集合体解体装置の解体ヘッドの撤去作業時の放射線管理	54
A. 3. 6 セル除染作業時の被ばく線量の時系列解析と低減対策の試案	56
A. 3. 7 FCAにおけるPu燃料装荷作業時の放射線管理	58
A. 3. 8 放射性汚染等の概況	60
1 A. 4 環境放射能の管理	62
A. 4. 1 概要	62
A. 4. 2 環境放射線のモニタリング	63
A. 4. 3 環境試料のモニタリング	71
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	81
A. 5. 1 概要	81
A. 5. 2 サーベイメータ等の管理	82

A. 5. 3 放射線モニタ等の管理	83
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	95
B. 1. 5 放射線計測器の管理	97
 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	99
C. 1. 4 環境放射線の管理	100
C. 1. 5 放射線計測器の管理	100
 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	114
D. 1. 5 放射性汚染及び被ばく	115
D. 1. 6 放射性同位元素の保有状況	115
1 D. 2 個人被ばく線量当量の管理	117
D. 2. 1 概 要	117
D. 2. 2 外部被ばく線量当量の管理	117
D. 2. 3 内部被ばく線量当量の管理	119
1 D. 3 施設の放射線管理	121
D. 3. 1 概 要	121
D. 3. 2 J M T R の炉出力と一次冷却水中トリチウムの相関	122
D. 3. 3 燃料研究棟におけるグローブボックス解体作業時の放射線管理	123
1 D. 4 環境放射能の管理	125
D. 4. 1 概 要	125
D. 4. 2 環境放射線のモニタリング	125
D. 4. 3 環境試料のモニタリング	128

2.3.1 概要	199
2.3.2 GPSによる走行サーベイとデータ解析	200
2.3.3 環境試料中のトリチウムの分布	202
2.3.4 動的熒光分析装置による海水中ウラン濃度の測定	208
2.3.5 核燃料物質使用施設等周辺公衆に対する線量当量の簡易評価法	212
2.4 放射線管理計測	214
2.4.1 概要	214
2.4.2 γ 線校正場のスペクトル評価	215
2.4.3 電離箱検出器の実効中心の評価	218
2.4.4 β 線吸収線量率基準場の相互比較	221
2.4.5 環境及び放射線管理試料の放射能測定のために調整した γ 線校正用線源の特性	222
3.研究	225
3.1 放射線管理計測	227
3.1.1 概要	227
3.1.2 短半減期校正用ガスの作製と放射能の決定	228
3.1.3 光子及び中性子外部被ばくに対する個人線量当量の身体部位 依存性の解析	231
3.1.4 中性子個人線量計校正のためのフルエンス-線量当量換算係数の計算	233
3.2 被ばく評価	235
3.2.1 概要	235
3.2.2 原爆被爆者大腸がんデータへの線量-反応関係モデルの適用	236
3.2.3 混成対数正規分布を用いたハザード関数	238
3.3 環境放射線管理技術	240
3.3.1 概要	240
3.3.2 トリチウムガス野外連続放出実験(1)空気中HT及びHTO濃度	241
3.3.3 トリチウムガス野外連続放出実験(2)土壤中HTO濃度	243
3.3.4 トリチウムの環境移行評価モデルの開発(2)	245
3.3.5 放射性廃棄物等の再利用基準	247
3.3.6 原子力発電所の作業者のリスクレベル	249
付録	251
1. 外部投稿	253
2. JAERI-(Research, Data/Code, Tech, Review, Conf) レポート	255
3. 所内資料	255
4. 口頭発表及び講演	258
5. 特許申請及び登録	261
6. 受託調査・研究	261

D. 4. 4 原子炉設置変更許可申請における気体廃棄物による線量当量評価	132
1 D. 5 放射線計測器の管理	135
D. 5. 1 概要	135
D. 5. 2 サーベイメータ等の管理	135
D. 5. 3 放射線モニタ等の管理	136
 1 E むつ事業所	
1 E. 1 放射線管理	137
E. 1. 1 概要	137
E. 1. 2 個人被ばく線量当量の管理	138
E. 1. 3 施設の放射線管理	142
E. 1. 4 環境放射能の管理	145
E. 1. 5 放射線計測器の管理	154
 1 F 原子力船「むつ」	
1 F. 1 放射線管理	155
F. 1. 1 概要	155
F. 1. 2 個人被ばく線量当量の管理	155
F. 1. 3 施設の放射線管理	158
F. 1. 4 放射線計測器の管理	162
 2. 技術開発 163	
2. 1 個人被ばく線量当量の管理	165
2. 1. 1 概要	165
2. 1. 2 放射線医学における日ソ共同研究-1994年度-	166
2. 1. 3 精密型頸部ファントムの開発	167
2. 1. 4 フィルムバッジ線量計算システムの開発	170
2. 1. 5 VDTから漏洩する電磁波レベルの調査	173
2. 2 施設の放射線管理	177
2. 2. 1 概要	177
2. 2. 2 JRR-3M炉室内における自然放射性塵埃濃度の日変動	178
2. 2. 3 シリカゲルを用いた ³ H, ¹⁴ C分別捕集装置のメモリー効果	182
2. 2. 4 JRR-3Mにおける漏洩電磁波レベルの調査	185
2. 2. 5 潤滑油のLSC計数における擬似計数	188
2. 2. 6 JPDTR解体実地試験における管理区域解除に係る 表面汚染確認測定法	192
2. 2. 7 グローブボックス解体作業時の飛散率等の測定	195
2. 2. 8 高度化放射線管理システムの開発(3)	197
2. 3 環境放射能	199

7. 講師招へい（講演）	261
8. 所外研修コースへの協力	262
9. 所内研修コースへの協力	263

Contents

1. Radiation Control

1A Tokai Research Establishment	
1A.1 General	7
A.1.1 Summary	7
A.1.2 Controlled Areas	8
A.1.3 Release of Radioactive Gaseous and Liquid Wastes	17
A.1.4 Effective Dose Equivalent due to Radioactive Noble Gases and Liquid Effluents in Environment	28
A.1.5 Radiological Incidents	30
A.1.6 Inventory of Radioisotopes	30
1A.2 Individual Monitoring	35
A.2.1 Summary	35
A.2.2 Monitoring for External Exposure	36
A.2.3 Monitoring for Internal Exposure	41
A.2.4 Registration of Personnel Exposure	43
1A.3 Radiation Monitoring in Facilities	44
A.3.1 Summary	44
A.3.2 Radiation Monitoring on leakage Incident of Primary Coolant Heavy Water in JRR-2	45
A.3.3 Radiation Monitoring on Valves Overhaul Work of Primary Cooling System in JRR-2	47
A.3.4 A Change of ^{41}Ar Activity Released from JRR-3M	49
A.3.5 Radiation Monitoring for Dismantling Work of Fuel Disassembly Apparatus in RFEF	54
A.3.6 Time Series Analysis of Radiation Exposure and Tentative Plan on Dose Reduction for Hot Cell Decontamination Work	56
A.3.7 Radiation Monitoring for Plutonium Fuel Handling in FCA	58
A.3.8 Unexpected Radiation Exposures and Surface Contaminations ..	60
1A.4 Environmental Monitoring	62
A.4.1 Summary	62
A.4.2 Monitoring for Environmental Radiation	63
A.4.3 Monitoring for Environmental Samples	71
A.4.4 Chemical Analysis for Released Radioactive Materials and Environmental Samples	78

1A.5 Maintenance of Monitors and Survey Meters	81
A.5.1 Summary	81
A.5.2 Maintenance of Survey Meters	82
A.5.3 Maintenance of Monitors	83
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	95
B.1.5 Maintenance of Monitors and Survey Meters	97
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	99
C.1.4 Environmental Radiation Monitoring	100
C.1.5 Maintenance of Monitors and Survey Meters	100
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	114
D.1.5 Radiological Incidents	115
D.1.6 Inventory of Radioisotopes	115
1D.2 Individual Monitoring	117
D.2.1 Summary	117
D.2.2 Monitoring for External Exposure	117
D.2.3 Monitoring for Internal Exposure	119
1D.3 Radiation Monitoring in Facilities	121
D.3.1 Summary	121
D.3.2 Relation between Tritium in Primary Cooling Water and Reactor Power of JMTR	122
D.3.3 Radiation Monitoring on Dismantling of Glove Boxes in Plutonium Fuel Research Facility	123
1D.4 Environmental Monitoring	125

D.4.1	Summary	125
D.4.2	Monitoring for Environmental Radiation	125
D.4.3	Monitoring for Environmental Samples	128
D.4.4	Dose Estimation Gaseous Radioactive Effluents Applying to Make the Application for Changing Permission to Establishment of Nuclear Reactors	132
1D.5	Maintenance of Monitors and Survey Meters	135
D.5.1	Summary	135
D.5.2	Maintenance of Survey Meters	135
D.5.3	Maintenance of Monitors.....	136
1E	Mutsu Establishment	
1E.1	Radiation Monitoring	137
E.1.1	Summary	137
E.1.2	Individual Monitoring	138
E.1.3	Radiation Monitoring in Facilities	142
E.1.4	Environmental Monitoring	145
E.1.5	Maintenance of Monitors and Survey Meters	154
1F	Nuclear Ship Mutsu	
1F.1	Radiation Monitoring	155
F.1.1	Summary	155
F.1.2	Individual Monitoring	155
F.1.3	Radiation Monitoring in Facilities	158
F.1.4	Maintenance of Monitors and Survey Meters	162
2.	Technical Development	
2.1	Individual Monitoring	165
2.1.1	Summary	165
2.1.2	Japan-USSR Scientific Cooperation in Medicine - in FY-1994 - ..	166
2.1.3	Development of Realistic Neck Phantom for Radioiodine Measurements	167
2.1.4	Development of External Dose-calculation System.....	170
2.1.5	Non-ionizing Radiation Emissions from Video Display Terminal ..	173
2.2	Radiation Monitoring in Facilities	177
2.2.1	Summary	177
2.2.2	Daily Variation of Natural Radioactive Dust Concentration in Reactor Building at JRR-3M	178
2.2.3	Memory Effect due to Silica Gel in ^3H , ^{14}C Sampling System ..	182
2.2.4	Survey of Non-ionizing Radiation Level in JRR-3M	185
2.2.5	Pseudo-count on Scintillation Counting of Machine Oil	188
2.2.6	A Confirmation Method by Measurement of Surface	

Contamination for Release of Controlled Areas in JPDR Decommissioning Program	192
2.2.7 Measurement of Dispersion Rates on Dismantling Work of Glove Boxes	195
2.2.8 Development of Advanced Radiation Control Support system(3)	197
2.3 Environmental Monitoring	199
2.3.1 Summary	199
2.3.2 Carborne Survey by GPS Navigation and Data Analysis.....	200
2.3.3 Distribution of Tritium in the Environmental Samples	202
2.3.4 Measurement of Uranium Concentration in Seawater with Kinetic Phosphorescence Analyzer	208
2.3.5 Simplified Dose Estimation for the Public in the Neighborhood of a Facility for Handling of Nuclear Fuels	212
2.4 Radiation Measurements for Radiation Protection	214
2.4.1 Summary	214
2.4.2 Estimation of Spectral Distribution in Gamma Calibration Fields	215
2.4.3 Estimation of Effective Center of Ionization Chamber	218
2.4.4 Intercomparison of Beta-ray Standard Field for Tissue Absorbed Dose Rate	221
2.4.5 Characteristics of Prepared Gamma-ray Calibration Source for Radioactivity Measurement of Environmental and Radiation Control Samples	222
3. Research	
3.1 Radiation Measurements for Radiation Protection	227
3.1.1 Summary	227
3.1.2 Preparation and Radioactivity Determination of Gas Monitor-calibration Gases with Short Half-lives	228
3.1.3 Analysis on Position Dependence of Personal Dose Equivalent for External Photons and Neutrons	231
3.1.4 Calculation of Fluence-to-Dose Equivalent Conversion Coefficients to be Used for Calibration of Neutron Personal Dosemeters	233
3.2 Assessment of Radiation Exposure	235
3.2.1 Summary	235
3.2.2 Application of a Dose-response Relationship Model to Data of Colorectal Cancer Incidence Among Atomic Survivors	236
3.2.3 Hazard Functions of the Hybrid Lognormal Distribution	238

3.3 Environmental Monitoring Techniques	240
3.3.1 Summary	240
3.3.2 The Chronic HT Release Experiment(1) HT and HTO Concentration in Air	241
3.3.3 The Chronic HT Release Experiment(2) HTO Concentration in Soil Water	243
3.3.4 Development of Models of Tritium Dispersion in the Environment Near Fusion Facilities(2)	245
3.3.5 Radiological Criteria for Recycling Radioactive Waste	247
3.3.6 Risk Level of Radiation Workers in Nuclear Power Plants in Japan	249

Appendix

1. Journal Papers	253
2. Papers Published as JAERI-(Research, Data/Code, Tech, Review, Conf) Report	255
3. Papers Published as Internal Report	255
4. Oral Presentations	258
5. Patents	261
6. Entrusted Works	261
7. Lectures by Outside Persons	261
8. Training Courses for Outside Organizations	262
9. Training Courses in JAERI	262

まえがき

東海研究所、那珂研究所、高崎研究所、大洗研究所、むつ事業所及び原子力船「むつ」における保健物理部門の1994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。本報告書に関係する各研究所、事業所等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、1993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。

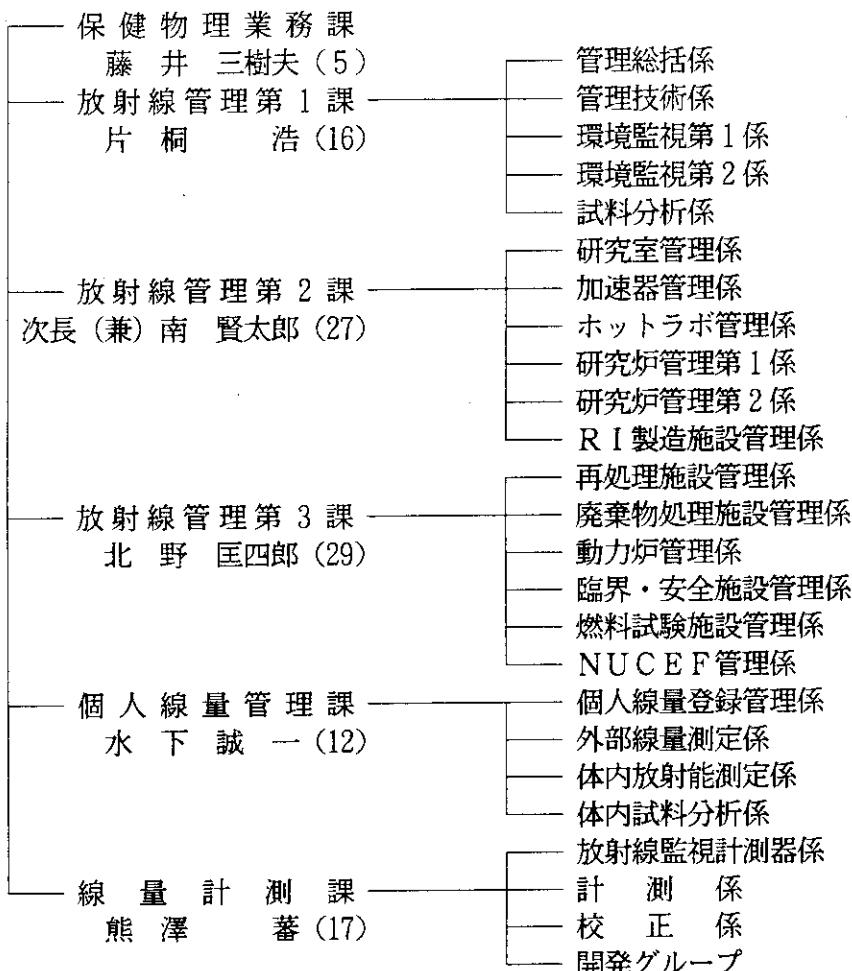
技術開発業務については、管理業務に密接に関連する個人被ばく線量の測定・評価、施設の放射線管理、環境放射能の管理、放射線計測等に関する技術開発を継続実施した。技術開発に係る主な成果を技術開発の章に示す。

研究業務については、光子及び中性子外部被ばくに対する個人線量当量の解析、放射線測定器の校正法、トリチウムの挙動及び環境影響評価、放射性廃棄物等の再利用基準等の幅広い分野にわたる研究を実施した。研究開発の主要な成果を研究の章に記載する。

(備後 一義)

東海研究所保健物理部
備後一義 (109)

1995年3月31日現在
() 内職員数

那珂研究所管理部

手塚 喜八郎
安全管理課
中村 清宣 (6)

保安管理係
放射線管理第1係
放射線管理第2係

高崎研究所管理部

百瀬 憲三郎
安全管理課
綿貫 孝司 (7)

保安管理係
放射線管理第1係
放射線管理第2係

大洗研究所管理部

宮川邦男
放射線管理課
大畑 勉 (22)

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

むつ事業所管理部

三浦 瞳 広

保 安 管 理 課

長谷川 圭 佑 (8)

保安管理係

放射線管理係

環境監視係

原子力船「むつ」機関部

武藤 皓 洋

保 健 物 理 班

藪 内 典 明 (1)

March 31, 1995

() : Number of Personnel

Department of Health Physics, Tokai research
Establishment (109)

- Health Physics Administration Division (5)
- Radiation Control Division I (16)
- Radiation Control Division II (27)
- Radiation Control Division III (29)
- Personnel Dose Division (12)
- Radiation Dosimetry Division (17)

Department of Administrative Services,
Naka Fusion Research Establishment
Safety Division (6)

Department of Administrative Services, Takasaki
Radiation Chemistry Research Establishment
Safety Division (7)

Department of Administrative Services, Oarai
Research Establishment
Radiation Control Division (22)

Department of Administrative Services, Mutsu
Establishment
Operation Safety Administration Division (8)

Engine Department, Nuclear Ship Mutsu
Health Physics Division (1)

1. 放射線管理

Radiation Control

1 A 東海研究所

1A. 1 総 括

A.1.1 概 要

各施設の区域放射線管理、個人被ばく管理、環境放射線監視及び放射線管理用機器の管理などの定常業務を1993年度に引き続いて滞りなく実施した。また、設備、機器等の新設、更新を計画的に進めて、機能の充実と管理の効率化に努めた。

区域放射線管理については、JRR-2の炉心タンク入口大型バルブからの重水漏洩に伴う補修作業、燃料研究棟のグローブボックス解体作業など、各種の作業に対する放射線管理を実施した。研究については、校正用短半減期ガスの放射能決定、光子及び中性子外部被ばくに対する個人線量当量の解析、トリチウムガス野外連続放出実験などを実施するとともに、高度化放射線管理システムの開発を行った。

放射線業務従事者の個人被ばく線量当量については、実効線量当量及び組織線量当量とも保安規定等に定められた警戒線量当量及び線量当量限度を超える被ばくはなかった。1994年度における実効線量当量は、最大3.5mSv、平均0.04mSvであり、集団実効線量当量は、167.2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。

1994年度に各施設から放出された気体及び液体廃棄物中の放射能及び放射能濃度は、いずれも保安規定等に定める放出基準値以下であった。また、年間放出量に基づいて評価した周辺環境における線量当量は、放射性希ガスに起因する年間の最大実効線量当量が $1.2\mu\text{Sv}$ (JRR-2南西方向の周辺監視区域境界)、液体廃棄物に起因する年間の実効線量当量が $0.12\mu\text{Sv}$ であり、原子炉施設保安規定に定められている年間の線量目標値 $50\mu\text{Sv}$ を十分下回った。

放射線管理用モニタ、試料計測システム等の更新を年次計画に基づいて実施したほか、NUCEF施設におけるウラン溶解作業及びSTACYの初臨界に伴う作業に協力した。

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

(南 賢太郎)

1 A 東海研究所

1A. 1 総 括

A.1.1 概 要

各施設の区域放射線管理、個人被ばく管理、環境放射線監視及び放射線管理用機器の管理などの定常業務を1993年度に引き続いて滞りなく実施した。また、設備、機器等の新設、更新を計画的に進めて、機能の充実と管理の効率化に努めた。

区域放射線管理については、JRR-2の炉心タンク入口大型バルブからの重水漏洩に伴う補修作業、燃料研究棟のグローブボックス解体作業など、各種の作業に対する放射線管理を実施した。研究については、校正用短半減期ガスの放射能決定、光子及び中性子外部被ばくに対する個人線量当量の解析、トリチウムガス野外連続放出実験などを実施するとともに、高度化放射線管理システムの開発を行った。

放射線業務従事者の個人被ばく線量当量については、実効線量当量及び組織線量当量とも保安規定等に定められた警戒線量当量及び線量当量限度を超える被ばくはなかった。1994年度における実効線量当量は、最大3.5mSv、平均0.04mSvであり、集団実効線量当量は、167.2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。

1994年度に各施設から放出された気体及び液体廃棄物中の放射能及び放射能濃度は、いずれも保安規定等に定める放出基準値以下であった。また、年間放出量に基づいて評価した周辺環境における線量当量は、放射性希ガスに起因する年間の最大実効線量当量が $1.2\mu\text{Sv}$ （JRR-2南西方向の周辺監視区域境界）、液体廃棄物に起因する年間の実効線量当量が $0.12\mu\text{Sv}$ であり、原子炉施設保安規定に定められている年間の線量目標値 $50\mu\text{Sv}$ を十分下回った。

放射線管理用モニタ、試料計測システム等の更新を年次計画に基づいて実施したほか、NUCEF施設におけるウラン溶解作業及びSTACYの初臨界に伴う作業に協力した。

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

（南 賢太郎）

A.1.2 管理区域

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

1994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57件、第2種管理区域4件であった。その主な設定理由は、第1種管理区域は排気フィルタ交換などの排気設備の保守作業（33件）、第2種管理区域は工業用X線装置による非破壊検査（4件）であった。

(小畠 ——)

Table A.1.2-1 第1種管理区域

(東海研究所、1995年3月31日現在)

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

施設名	範囲	注) 適用規定
ホットラボ	地階：汚染検査室，排風機室，廃液貯槽室，ホットストレージ，シリンダー室 1階：汚染検査室，冶金ケーブ，モニタリングケーブ，鉛セル，SEセル，化学ケーブ，ジュニアセル，セミホットセル，サービスルーム，操作室，マニプレータ修理室，汚染除去室，測定室，ログマン室，グラファイトラボ 2階：全域	④ 放
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	原 ④ 放
炉管理部格納庫 核燃料倉庫	全域 1階：2, 3, 4, 5, 6, 7, 8号室，廃棄物保管室，更衣室，廊下 2階：ホット機械室	④
開発試験室	地階：廃液貯槽室 VHTRC炉室，VHTRC燃料作業室，VHTRC燃料貯蔵室，同位体分離実験室，汚染検査室，核燃料貯蔵庫，廃棄物保管室，廃液貯槽室，排気設備室，第4実験室	原 ④ 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，502号室(地階)，ホット排水管地下ダクト，602, 604号室，300エリアと600エリア間の廊下，600番台地下室	④ 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 ④ 放

施設名	範囲	注) 適用規定
JRR-3 実験利用棟	1階：ローディングドッグ，大型廃棄物保管庫及び汚染検査室前の廊下を除く区域	④ ⑨
JRR-3 実験利用棟	地下1階：全域	④ ⑨
第2棟 トリチウムプロセス研究棟	1階：汚染検査室前の廊下を除く区域 1階：111, 112, 113, 114, 115, 116, 121, 122, 123号室 2階：211, 212, 213, 214, 215号室 地階：011, 021, 023, 024号室	④ ⑨
JRR-4	地下FFD室，冷却機器室，測定室，リドタンク，ローディングドッグA, B, エレベータ，燃料倉庫ロッカー室，炉室とロッカー室との間の廊下，2階No.1プール，No.2プール，測定室，制御室，散乱実験室，炉室，ホット実験室，線源置場	④ ⑨ ⑨
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	④ ⑨
再処理特別研究棟	121, 122, 123, 124, 131, 132, 133, 134, 135, 136, 137, 138, 139, 140, 141, 142, 143, 144, 145, 221, 222, 223, 231, 232, 233, 241, 242, 243, 244, 323, 324号室，ホットケーブ，分析セル，Puセル，溶媒回収セルサブケーブ，II棟ポンプ室 廃液操作室：地下1階サンプリング室，地下2階タンク室，ポンプ室	④ ⑨
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，A1廃液貯蔵室，IAW貯蔵室，ローディング室	④
プルトニウム研究2棟 再処理試験室	1, 2号室，廊下 5, 7, 8, 9, 10, 11, 12, 13, 14, 15号室，廊下	④ ⑨ ④ ⑨
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	⑨

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

施設名	範囲	注) 適用規定
廃棄物安全試験施設	居室を除く区域	④ ⑤
F C A	炉室, 燃料取扱室, 燃料貯蔵庫, エアーロック室, セミホットラボ, 更衣室, 汚染検査室	① ④ ⑤ ⑥
T C A	第1貯蔵室, 第2貯蔵室, 燃料貯蔵室, 作業室, 炉室1階及び地階, 作業室と炉室との間, 汚染検査室	① ④ ⑤ ⑥
保障措置技術開発試験室	地階実験室	⑥
F N S 建家	TAP室, ターゲット取扱保管室, 第1ターゲット室, 第2ターゲット室, 加速器室, 作業室, 汚染検査室, ホット測定室, セミホット室, 中2階, 廃棄物一時貯蔵室, ホット機械室, ホットエリア工作室 実験機材保管庫	④ ⑤ ⑥
J P D R	原子炉格納容器, 排気筒, 地下道, オフガスタンク室 タービン建家: 地下室全域, 除染試験室, 汚染検査室, 測定室, 電子顕微鏡室, 作業準備室, 化学実験室, アンローディング室, 給水ポンプ室, レンジ再生室, 復水脱塩器室, 廃棄物処理設備制御室, コンデンサー室, クリンナップ室, ろ過物貯蔵タンク室, セット室, オフガス室, 3階全域, 地下タンク室 ダンプコンデンサ建家: 地域全域, 海水循環ポンプ室, ダンプコンデンサ室, 給水ポンプ室, 復水ポンプ室, レジン再生室, 復水脱塩器室, 内蔵放射能測定室(A), 電気室, バッテリ室, 電気準備室, 補給水脱塩器室, オフガス室, 3階全域, 緊急用建家, 廃棄物処理建家, 排風機建家, 排風機室, 燃料貯蔵建家, 屋外フェンスで囲まれた区域内(廃棄物タンクヤード, 排気筒周辺を除く)	① ④
N S R R	燃料棟: 大実験室, 校正室, 組立検査室, 燃料保管室, 試験検査室 制御棟: 更衣室, サンプリング室, 燃料棟から更衣室までの廊下	① ④ ⑤

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

施 設 名 N U C E F	範 围	注) 適用規定
	<p>実験棟A：地下1階 全域</p> <p>1階 全域</p> <p>2階 制御室、電気室(I)(II)、工務監視室、EG室(I)(II)、制御室前廊下及び階段並びに便所を除く区域</p> <p>実験棟B：地下1階 全域</p> <p>1階 更衣室の一部及び便所、トラックロックを除く区域</p> <p>2階 休憩室及び機材保管室(D)を除く区域</p> <p>3階 給氣機械室(B)及び屋上部分を除く区域</p>	(放原使) (原)

注) (放) : 放射線障害予防規定, (原) : 原子炉施設保安規定, (核) : 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, 1995年3月31日現在)

施設名	範囲	注) 適用規定
第2研究棟	地階: 041, 042, 043, 044, 045, 047号室 1階: 102, 109, 118, 120, 134, 136, 138号室 2階: 230, 232号室 3階: 342, 344号室	放 少
第3研究棟	地階: 047	放 少
第4研究棟	地下1階: 共同溝(A), (B), (C)	放 少
放射線標準施設棟	1階: 第1照射室, 第2照射室, 第3照射室, 第4照射室 地階: 第2貯蔵室, 第4照射室, 第5照射室	放 少
超高压電顕建家	高圧タンク室, 地下全室	放
核物理特研	ターゲット室, マグネット室, 3, 5, 7, 9, 11, 15, 17, 23, 25号室, RI貯蔵庫	放
2MV, V, D, G タンデム加速器建家	ターゲット室, マグネット室 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 1階: イオン源室, 入射マグネット室, 実験準備室, 実験室(4) 2階: イオン源室, 軽イオンバンチャ一室, 実験室(1), (2), (3)	放 放
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
工作工場	特殊作業室	放 少
JFT-2建家	大実験室, 建家外東側区域, 設備補機室	放 少
⁶⁰ Co照射室	照射ケーブ室, 物理実験室, (開放研究室)	放 少
リニアック	加速管室, ターゲット室, パルス変調器室	放 少
材料試験室	5号室	放
非破壊測定実験室	照射室, 貯蔵庫とフェンスで囲まれた区域内	放 少
モックアップ試験室	軽水天然ウラン未臨界炉室, 負イオンビーム試験装置室, LAX-1実験室	放 少

施設名	範囲	注) 適用規定
機械化工特研 開発試験室	水-空気二相流ループ実験装置室 制御室、建家北側の屋外フェンスで囲まれた区域内 第1実験室、第2実験室	放 原 放 少
原子炉特研 J R R - 2	034, 122, 130, 132, 134号室 核燃料貯蔵庫	放 少 原 使 原 使
J R R - 3	使用済燃料貯蔵施設(北地区)	原 使
J R R - 3 実験利用棟	1階: 大型廃棄物保管庫 地下1階: 共同溝 2階: ビームホール	原 使
J R R - 4	保管廃棄設備と屋外フェンスで囲まれた区域	原 放
R I 製造棟	306, 701 (R I 製造棟隣接), 点検ダクト	放
再処理特別研究棟	Dダクト	使
返還廃棄物受入測定	試験室、照射室	放 少
技術開発試験棟 廃棄物処理処分開発棟	コントロール室	放
J P D R	廃棄物処理建家、排風機建家、廃棄物タンクヤード 排気筒周辺	原
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、配管トレチ	原 使 放
第1保管廃棄施設	屋外フェンスで囲まれた区域内	少 使 放
第2保管廃棄施設	屋外フェンスで囲まれた区域内	原 使 放
廃棄物安全試験施設	2階: 物理実験室	放
大型非定常ループ実験棟	N ₂ ボンベ置場、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 N U C E F	実験室 実験棟A: 3階 炉室上部	放 原 使
職員診療所	X線撮影室	

注) ⑩: 放射線障害予防規定, ⑪: 原子炉施設保安規定, ⑫: 核燃料物質使用施設等保安規定,

⑬: 少量核燃料物質使用施設等保安規程

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

1994年度に各施設から放出された放射性塵埃及びガスの核種別の年間平均濃度と年間放出放射能をTable A.1.3-1に示す。各施設からの放出量及び年間平均濃度は、いずれも保安規定、放射線障害予防規定等に定められている放出基準値を超えていなかった。

(2) 放射性液体廃棄物

1994年度に各施設から放出された放射性廃液の処理区分別の放射能、廃液量及び各施設からの放出放射能と排水溝の流量から求めた排水溝別の1日平均濃度及び3ヶ月平均濃度の最大値、年間放出放射能をTable A.1.3-2に示す。各排水溝からの放出量、1日平均濃度等は、いずれも保安規定、放射線障害予防規定に定められている放出基準値を超えていなかった。

(3) 放出管理目標値との比較

原子炉施設から放出された気体廃棄物のうち、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。

(小畠 一)

Table A. 1. 3 - 1 放射性塵埃・ガスの放射能濃度及び放射能

(東海研究所, 1994年度)

項目 施設名	放射性塵埃			放射性ガス		
	核種	*1 年間放出量 (Bq)	*2 年間平均濃度 (Bq/cm ³)	核種	*1 年間放出量 (Bq)	*2 年間平均濃度 (Bq/cm ³)
第3研究棟	全β ²⁴¹ Am ³⁸ Cl ⁸² Br ⁶⁰ Co ¹³¹ I	— 0 4.8×10^6 2.8×10^5 0 3.4×10^4	< 7.9×10^{-11} < 4.5×10^{-11} < 1.7×10^{-6} < 1.0×10^{-8} < 7.9×10^{-11} < 6.2×10^{-9}	—	—	—
第4研究棟	西棟	全β ²⁴¹ Am ⁶⁰ Co ¹⁴ C ¹³¹ I	— 0 0 1.4×10^8 0	< 7.9×10^{-11} < 4.5×10^{-11} < 7.9×10^{-11} < 5.8×10^{-7} < 5.8×10^{-9}	³ H	1.2×10^{10} 2.0 × 10 ⁻⁵
	東棟	全β ²⁴¹ Am ⁶⁰ Co ¹³¹ I	— 0 0 0	< 7.9×10^{-11} < 4.5×10^{-11} < 7.9×10^{-11} < 5.4×10^{-9}	³ H	0 < 2.0×10^{-6}
放射線標準施設棟	全β ²⁴¹ Am ⁶⁰ Co	— 0 0	< 6.7×10^{-10} < 3.8×10^{-10} < 6.7×10^{-10}	—	—	—
冶金特研	全β ²³⁴ U ⁶⁰ Co	— 0 0	< 1.4×10^{-10} < 1.0×10^{-10} < 1.4×10^{-10}	—	—	—
セラミック特研	全β 全α ⁶⁰ Co	— 0 0	< 3.0×10^{-10} < 9.3×10^{-11} < 3.0×10^{-10}	HTO HT	5.0×10^8 0	4.4×10^{-6} < 4.8×10^{-6}
タンデム加速器	全β ²³⁷ Np ⁶⁰ Co	— 0 0	< 4.7×10^{-10} < 1.0×10^{-10} < 4.7×10^{-10}	—	—	—
ホットラボ	主排気口	全β ²³⁸ Pu ¹³⁷ Cs ¹³¹ I ¹²⁵ Sb	— 0 0 1.4×10^6 5.3×10^6	< 1.3×10^{-10} < 9.4×10^{-11} < 4.3×10^{-10} 5.3×10^{-9} 1.9×10^{-8}	⁸⁵ Kr	2.8×10^{10} < 6.7×10^{-3}
	副排気口	全β ¹³⁷ Cs ¹²⁵ Sb	— 0 1.5×10^4	< 1.3×10^{-10} < 2.8×10^{-10} < 1.3×10^{-10}	—	—
JRR-1	全β ³⁸ Cl ⁶⁰ Co	— 6.1×10^6 0	< 5.3×10^{-10} < 3.3×10^{-7} < 1.5×10^{-8}	—	—	—
JRR-2	全β 全α ³⁸ Cl ⁶⁰ Co ⁸² Br ¹³¹ I	— — 2.9×10^7 0 3.5×10^5 2.2×10^4	< 5.2×10^{-10} < 3.5×10^{-10} < 1.3×10^{-7} < 2.0×10^{-9} < 1.0×10^{-8} < 2.5×10^{-9}	³ H ⁴¹ Ar	1.2×10^{12} 1.0×10^{13}	2.2×10^{-3} 1.9×10^{-2}

項目 施設名	放射性塵埃			放射性ガス		
	核種	*1 年間放出量 (Bq)	*2 年間平均濃度 (Bq/cm ³)	核種	*1 年間放出量 (Bq)	*2 年間平均濃度 (Bq/cm ³)
開発試験室 VHTRC	全β 全α ⁶⁰ Co ¹³¹ I	— 0 0	< 1.1×10 ⁻⁹ < 7.6×10 ⁻¹⁰ < 5.5×10 ⁻⁹ < 1.0×10 ⁻⁸	—	—	—
開発試験室 同位体分離実験室	全β 全α ²³⁴ U	— — 0	< 1.4×10 ⁻¹⁰ < 9.9×10 ⁻¹¹ < 9.9×10 ⁻¹¹	—	—	—
R I 製 造 棟	200番 全β ¹³⁷ Cs	— 0	< 6.1×10 ⁻¹⁰ < 9.6×10 ⁻¹⁰	³ H	8.4×10 ⁸	< 6.4×10 ⁻⁵
	300番 全β ²⁴¹ Am ³² P ³⁵ S ⁸² Br ¹²⁴ Sb ¹³⁷ Cs	— 0 3.6×10 ⁵ 3.2×10 ⁷ 7.2×10 ⁴ 1.7×10 ⁴ 0	< 1.5×10 ⁻¹⁰ < 9.9×10 ⁻¹¹ 1.4×10 ⁻⁹ < 1.1×10 ⁻⁶ < 3.1×10 ⁻⁷ < 6.4×10 ⁻¹⁰ < 3.8×10 ⁻¹⁰	³ H	2.5×10 ⁸	< 1.3×10 ⁻⁵
	400番 全β ²⁴¹ Am ¹³⁷ Cs	— 0 0	< 1.5×10 ⁻¹⁰ < 9.9×10 ⁻¹¹ < 1.5×10 ⁻¹⁰	HTO HT	1.7×10 ¹⁰ 1.9×10 ⁸	2.7×10 ⁻⁴ < 9.0×10 ⁻⁵
	600番 全β ³² P ³⁵ S ⁶⁰ Co ⁸² Br ¹³¹ I ¹²⁴ Sb ²⁰³ Hg	— 2.2×10 ⁵ 4.3×10 ⁷ 0 4.0×10 ³ 1.3×10 ⁴ 7.0×10 ³ 3.4×10 ²	< 1.5×10 ⁻¹⁰ 3.2×10 ⁻⁹ 6.2×10 ⁻⁷ < 4.0×10 ⁻¹⁰ < 2.9×10 ⁻⁹ < 1.7×10 ⁻⁸ < 7.9×10 ⁻¹⁰ < 1.7×10 ⁻¹⁰	⁴¹ Ar	2.7×10 ⁸	< 8.0×10 ⁻⁴
核燃料倉庫	全β ²³⁴ U	0 0	< 6.1×10 ⁻¹⁰ < 4.0×10 ⁻¹⁰	—	—	—
JRR-3	全β 全α ⁶⁰ Co ¹³¹ I	— — 0 0	< 1.4×10 ⁻¹⁰ < 1.0×10 ⁻¹⁰ < 5.3×10 ⁻¹⁰ < 2.9×10 ⁻⁹	³ H ⁴¹ Ar	3.2×10 ¹¹ 6.2×10 ¹¹	2.6×10 ⁻⁴ < 1.7×10 ⁻³
実験利用棟第2棟	全β ²³⁷ Np ⁶⁰ Co	— 0 0	< 1.4×10 ⁻¹⁰ < 1.0×10 ⁻¹⁰ < 1.4×10 ⁻¹⁰	³ H	0	< 6.2×10 ⁻⁵
JRR-4	全β 全α ⁶⁰ Co ¹³¹ I	— — 0 0	< 6.3×10 ⁻¹⁰ < 4.1×10 ⁻¹⁰ < 2.2×10 ⁻⁹ < 7.8×10 ⁻⁹	⁴¹ Ar	0	< 5.1×10 ⁻³
トリチウムプロセス 研究棟	全β ²³⁴ U	— 0	4.2×10 ⁻¹⁰ < 9.9×10 ⁻¹¹	HTO HT	4.5×10 ⁹ 2.3×10 ⁸	1.3×10 ⁻⁵ 6.7×10 ⁻⁷
Pu研究 1棟	スタック I	全β ²³⁹ Pu ¹⁰⁶ Ru	— 0 0	< 1.8×10 ⁻¹⁰ < 6.7×10 ⁻¹¹ < 1.8×10 ⁻¹⁰	—	—

項目 施設名		放射性塵埃			放射性ガス		
		核種	*1 年間放出量 (Bq)	*2 年間平均濃度 (Bq/cm ³)	核種	*1 年間放出量 (Bq)	*2 年間平均濃度 (Bq/cm ³)
Pu研究 1棟	スタック II・III	全β ²³⁹ Pu ¹⁰⁶ Ru	— 0 0	< 1.8×10 ⁻¹⁰ < 6.7×10 ⁻¹¹ < 1.8×10 ⁻¹⁰	—	—	—
再処理特研	スタック I	全β ²³⁹ Pu ¹³⁷ Cs	— 0 0	< 1.8×10 ⁻¹⁰ < 6.7×10 ⁻¹¹ < 1.8×10 ⁻¹⁰	³ H	4.2×10 ⁸	< 2.6×10 ⁻⁵
	スタック II	全β ²³⁹ Pu ¹³⁷ Cs	— 0 0	< 1.8×10 ⁻¹⁰ < 6.7×10 ⁻¹¹ < 1.8×10 ⁻¹⁰	³ H	0	< 2.6×10 ⁻⁵
Pu研究2棟		²³⁹ Pu	0	< 6.7×10 ⁻¹¹	—	—	—
再処理試験		²³⁴ U	0	< 6.7×10 ⁻¹¹	—	—	—
フッ素実験室		²³⁴ U ¹²⁹ I ¹³¹ I	0 0 1.1×10 ⁵	< 6.7×10 ⁻¹¹ < 6.3×10 ⁻⁹ < 1.3×10 ⁻⁹	—	—	—
ウラン濃縮研究棟		²³⁴ U	0	< 6.7×10 ⁻¹¹	—	—	—
廃棄物処理処分開発棟		全β ¹³⁷ Cs	— 0	< 1.5×10 ⁻⁸ < 1.5×10 ⁻⁸	—	—	—
汚染除去施設		全β ¹³⁷ Cs ²⁴¹ Am	— 0 0	< 2.1×10 ⁻¹⁰ < 7.0×10 ⁻¹⁰ < 1.5×10 ⁻¹⁰	—	—	—
第1廃棄物処理棟		全β ¹²⁵ I ¹³⁷ Cs ²⁴¹ Am	— 1.7×10 ⁶ 0 0	< 2.1×10 ⁻¹⁰ < 5.1×10 ⁻⁹ < 7.4×10 ⁻¹⁰ < 1.5×10 ⁻¹⁰	³ H	0	< 2.6×10 ⁻⁴
第2廃棄物処理棟		全β ¹²⁵ I ¹³⁷ Cs ²⁴¹ Am	— 4.5×10 ⁶ 0 0	< 5.1×10 ⁻¹¹ 2.4×10 ⁻⁸ < 1.6×10 ⁻¹⁰ < 3.7×10 ⁻¹¹	—	—	—
圧縮処理施設		全β ¹²⁵ I ¹³⁷ Cs ²⁴¹ Am	— 6.4×10 ⁶ 0 0	< 2.1×10 ⁻¹⁰ 7.3×10 ⁻⁸ < 7.0×10 ⁻¹⁰ < 1.5×10 ⁻¹⁰	—	—	—
液体処理施設	低レベル	全β ¹³⁷ Cs ²⁴¹ Am	— 0 0	< 2.1×10 ⁻¹⁰ < 7.4×10 ⁻¹⁰ < 1.5×10 ⁻¹⁰	—	—	—
	中レベル	全β ¹³⁷ Cs ²⁴¹ Am	— 0 0	< 2.1×10 ⁻¹⁰ < 7.4×10 ⁻¹⁰ < 1.5×10 ⁻¹⁰	—	—	—
極低レベル焼却試験 施設		全β ¹³⁷ Cs ²⁴¹ Am	— 0 0	< 1.1×10 ⁻⁹ < 3.4×10 ⁻⁹ < 7.7×10 ⁻¹⁰	—	—	—

項目 施設名	放射性塵埃			放射性ガス		
	核種	*1 年間放出量 (Bq)	*2 年間平均濃度 (Bq/cm ³)	核種	*1 年間放出量 (Bq)	*2 年間平均濃度 (Bq/cm ³)
環境シミュレーション試験棟	全β ¹³⁷ Cs ²³⁷ Np	— 0 0	< 6.5×10 ⁻¹¹ < 6.5×10 ⁻¹¹ < 4.6×10 ⁻¹¹	¹⁴ C	8.2×10 ⁸	< 5.2×10 ⁻⁶
W A S T E F	全β ²⁴¹ Am ¹³⁷ Cs	— 0 0	< 6.8×10 ⁻¹¹ < 4.9×10 ⁻¹¹ < 6.8×10 ⁻¹¹	—	—	—
科技庁電源特会施設	全β ⁶⁰ Co	— 0	< 2.7×10 ⁻¹⁰ < 2.7×10 ⁻¹⁰	—	—	—
F C A	全β ⁶⁰ Co ¹³¹ I ¹³³ I ²³⁹ Pu	— 0 8.0×10 ⁵ 1.0×10 ⁵ 0	< 2.8×10 ⁻¹⁰ < 3.4×10 ⁻⁹ < 1.3×10 ⁻⁹ < 2.8×10 ⁻⁹ < 2.0×10 ⁻¹⁰	—	—	—
T C A	全β ⁶⁰ Co ¹³¹ I ²³⁴ U	— 0 0 0	< 3.9×10 ⁻¹⁰ < 1.8×10 ⁻⁹ < 1.6×10 ⁻⁹ < 2.8×10 ⁻¹⁰	—	—	—
F N S	全β	—	< 3.4×10 ⁻¹⁰	³ H ¹³ N	6.0×10 ¹⁰ 0	< 6.1×10 ⁻³ < 7.8×10 ⁻⁴
JPDR	ダンブコンデンサ	全β ⁶⁰ Co	— 0	< 5.6×10 ⁻¹⁰ < 2.2×10 ⁻⁹	—	—
NSRR	原子炉棟	全β 全α ⁶⁰ Co ¹³¹ I	— — 0 0	< 3.1×10 ⁻¹⁰ < 2.1×10 ⁻¹⁰ < 1.1×10 ⁻⁹ < 4.5×10 ⁻⁹	⁴¹ Ar	5.8×10 ⁹
	燃料棟	全β ⁶⁰ Co	— 0	< 3.1×10 ⁻¹⁰ < 1.2×10 ⁻⁹	—	—
燃料試験施設		全β ¹⁰⁶ Ru ¹³¹ I ¹²⁵ Sb ²³⁹ Pu	— 0 0 2.0×10 ⁵ 0	< 6.7×10 ⁻¹¹ < 1.0×10 ⁻⁹ < 3.6×10 ⁻⁹ < 1.0×10 ⁻⁸ < 4.8×10 ⁻¹¹	⁸⁵ Kr	6.6×10 ¹¹
N U C E F		全β ¹³¹ I ¹³⁷ Cs ²³⁴ U	— 0 0 0	< 1.2×10 ⁻¹⁰ < 2.4×10 ⁻⁹ < 2.2×10 ⁻¹⁰ < 2.6×10 ⁻¹¹	¹³⁸ Xe	6.9×10 ⁷
						< 6.8×10 ⁻⁴

* 1 : 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。

* 2 : 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。

* 3 : 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, 1994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 (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	$\beta\gamma : 6.5 \times 10^6$ ${}^3\text{H} : 1.8 \times 10^7$	3.5×10^1	0	0	第 1 排 水 溝	${}^3\text{H}, {}^{14}\text{C}$ 以外 : 7.3×10^{-4} (8.6×10^{-4})	${}^3\text{H}, {}^{14}\text{C}$ 以外 : 3.4×10^{-6} (9.2×10^{-6})	${}^3\text{H}, {}^{14}\text{C}$ 以外 : 1.9×10^6 (4.5×10^6)
第4研究棟	$\beta\gamma : 3.4 \times 10^7$ ${}^3\text{H} : 1.0 \times 10^6$	8.3×10^1	${}^3\text{H} : 2.6 \times 10^6$ ${}^{14}\text{C} : 2.9 \times 10^6$ ${}^{137}\text{Cs} : (1.8 \times 10^6)$ ${}^{232}\text{Th} : 2.3 \times 10^4$ ${}^{152}\text{Eu} : 1.4 \times 10^5$	4.7×10^2				
放射線標準 施設棟	$\beta\gamma : 1.7 \times 10^5$	2.3	0	0				
セラミック特研	0	0	${}^3\text{H} : 6.3 \times 10^5$ (1.7×10^6) ${}^{60}\text{Co} : (1.3 \times 10^5)$ ${}^{137}\text{Cs} : (1.1 \times 10^5)$ ${}^{234}\text{U} : 2.6 \times 10^3$	3.6×10^1				
冶金特研	0	0	${}^{60}\text{Co} : (1.0 \times 10^5)$ ${}^{80}\text{Sr} : 8.1 \times 10^3$ ${}^{137}\text{Cs} : 2.0 \times 10^4$ (9.8×10^4) ${}^{234}\text{U} : 3.2 \times 10^4$	3.0×10^1	${}^3\text{H} : 1.0 \times 10^{-3}$ (7.9×10^{-4})	${}^3\text{H} : 1.5 \times 10^{-5}$ (5.2×10^{-6})	${}^3\text{H} : 3.8 \times 10^6$ (5.5×10^6)	
タンデム加速器	0	0	${}^{60}\text{Co} : (6.9 \times 10^4)$ ${}^{137}\text{Cs} : (6.8 \times 10^4)$ ${}^{237}\text{Np} : (4.9 \times 10^3)$	1.6×10^1	${}^{14}\text{C} : 1.6 \times 10^{-4}$	${}^{14}\text{C} : 1.7 \times 10^{-6}$	${}^{14}\text{C} : 2.9 \times 10^5$	
リニアック	0	0	${}^3\text{H} : 6.5 \times 10^5$ ${}^{54}\text{Mn} : 2.2 \times 10^4$ ${}^{60}\text{Co} : (1.7 \times 10^4)$	6.0				
J R R - 1	0	0	${}^{51}\text{Cr} : 8.3 \times 10^5$ ${}^{60}\text{Co} : 9.4 \times 10^3$ (7.3×10^4)	1.9×10^1				
使用済燃料 貯蔵施設	0	0	${}^3\text{H} : (1.2 \times 10^6)$ ${}^{137}\text{Cs} : (1.0 \times 10^6)$	5.0				
N S R R	$\beta\gamma : 6.0 \times 10^6$	4.0	${}^{60}\text{Co} : (5.1 \times 10^5)$	1.3×10^2				

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 (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/cm³)	3カ月平均濃度の最大値 ³ (Bq/cm³)	年間放出量 ² (Bq)
科技庁電源 特会施設	$\beta\gamma : 1.6 \times 10^7$	2.0	$^{60}\text{Co} : 1.6 \times 10^5$ $: (8.4 \times 10^5)$ $^{137}\text{Cs} : 6.6 \times 10^5$ $: (4.9 \times 10^5)$ $^{234}\text{U} : 2.8 \times 10^5$ $^{90}\text{Sr} : 6.5 \times 10^5$	2.0×10^2				
所外	東京 大学	0	0	$^{3}\text{H} : (2.6 \times 10^6)$ $^{54}\text{Mn} : (4.2 \times 10^3)$ $^{137}\text{Cs} : (5.6 \times 10^3)$ $^{237}\text{Np} : (1.9 \times 10^3)$	3.6×10^1	第 1 排 水 溝		
	核管 センター	$\beta\gamma : 1.5 \times 10^7$	2.0×10^{-1}	$^{234}\text{U}_{\text{n.s.}} : (3.6 \times 10^4)$	4.7×10^1			
	レーザー 濃縮	0	0	0	0			
燃料試験施設	$\beta\gamma : 7.1 \times 10^9$ $\alpha : 6.1 \times 10^7$	1.1×10^2	0	0				
ホットラボ	$\beta\gamma : 1.1 \times 10^{10}$ $\alpha : 2.3 \times 10^8$	6.9×10^1	0	0				
開発 試験室	VHTRC	0	0	$^{60}\text{Co} : (1.5 \times 10^4)$	2.7		$^{3}\text{H}, ^{14}\text{C} \text{以外} : 1.8 \times 10^{-3}$ (4.4×10^{-4})	$^{3}\text{H}, ^{14}\text{C} \text{以外} : 2.2 \times 10^{-5}$ (1.0×10^{-4})
	同位体 分離 研究室	0	0	$^{234}\text{U} : 7.9 \times 10^2$ (7.5×10^2)	5.4			
J R R - 2	$\beta\gamma : 3.6 \times 10^8$ $^{3}\text{H} : 2.9 \times 10^{10}$	5.9×10^1	$^{3}\text{H} : 9.1 \times 10^8$ $^{60}\text{Co} : 3.2 \times 10^5$ (4.1×10^5) $^{90}\text{Sr} : 6.9 \times 10^3$ $^{137}\text{Cs} : (5.2 \times 10^5)$	1.0×10^2		第 2 排 水 溝	$^{24}\text{Na} : 2.1 \times 10^5$ $^{35}\text{S} : 1.2 \times 10^6$ $^{51}\text{Cr} : 1.0 \times 10^7$ $^{54}\text{Mn} : 3.0 \times 10^5$ $^{60}\text{Co} : 3.3 \times 10^6$ (5.2×10^7) $^{65}\text{Zn} : 2.2 \times 10^5$ $^{89}\text{Sr} : 2.2 \times 10^6$ $^{106}\text{Ru} : (1.4 \times 10^8)$ $^{110}\text{Ag} : 6.7 \times 10^6$ $^{125}\text{I} : 4.9 \times 10^5$ $^{131}\text{I} : 3.8 \times 10^3$ (1.4×10^4) $^{137}\text{Cs} : 4.3 \times 10^6$ (4.9×10^7) $^{152}\text{Eu} : 1.8 \times 10^5$ $^{232}\text{Th} : 2.8 \times 10^5$ $^{234}\text{U} : 1.3 \times 10^3$ (1.3×10^6) $^{238}\text{Pu} : 6.6 \times 10^4$ (1.3×10^4) $^{241}\text{Am} : 7.5 \times 10^4$ (5.0×10^6)	$^{3}\text{H}, ^{14}\text{C} \text{以外} : 2.8 \times 10^7$ (1.1×10^8)
J R R - 3	$\beta\gamma : 3.3 \times 10^7$ $\alpha : 2.8 \times 10^8$ $^{3}\text{H} : 8.9 \times 10^{10}$	1.3×10^2	$^{3}\text{H} : 2.7 \times 10^8$ $^{60}\text{Co} : 4.3 \times 10^5$ (7.9×10^5) $^{90}\text{Sr} : 9.2 \times 10^3$ $^{110}\text{Ag} : 6.3 \times 10^6$ $^{137}\text{Cs} : 5.3 \times 10^5$ (7.8×10^5)	2.0×10^2				
実験利用棟 第2棟	0	0	$^{3}\text{H} : 1.5 \times 10^8$ (4.6×10^6) $^{60}\text{Co} : (3.1 \times 10^5)$ $^{110}\text{Ag} : 3.8 \times 10^5$	7.0×10^1				
J R R - 4	$\beta\gamma : 2.8 \times 10^5$	3.0×10^{-2}	$^{3}\text{H} : 3.2 \times 10^8$ (1.8×10^6) $^{24}\text{Na} : 2.1 \times 10^5$ $^{137}\text{Cs} : (8.3 \times 10^5)$ $^{60}\text{Co} : (1.0 \times 10^6)$	2.3×10^2				
試料処理室	$^{3}\text{H} : 2.7 \times 10^2$	2.7×10^{-2}	0	0				
体内R I分析室	$^{3}\text{H} : 3.0 \times 10^1$	3.0×10^{-3}	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 (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	$\beta\gamma$: 6.1×10^7 α : 2.4×10^5 3H : 2.2×10^6	9.0	3H : 6.4×10^6 ^{35}S : 1.2×10^6 ^{90}Sr : 3.7×10^3 ^{137}Cs : (1.1×10^5) ^{241}Am : (4.3×10^3)	3.7×10^1	第 2 排 水 溝	3H : 7.3×10^{-1} (2.4×10^{-2}) ^{14}C : 9.2×10^{-3} (1.4×10^{-2})	1.0×10^{-1} (2.5×10^{-3}) 2.0×10^{-4} (2.5×10^{-3})	3H : 1.6×10^{11} (1.1×10^8) ^{14}C : 3.3×10^8 (2.3×10^8)	
核燃料倉庫	0	0	^{234}U : (1.7×10^2)	1.4					
トリチウムプロセス研究棟	0	0	3H : 4.4×10^7 (5.4×10^6)	4.0×10^1					
Pu研究Ⅰ棟	0	0	^{106}Ru : (1.4×10^6) ^{239}Pu : 5.6×10^3 (1.3×10^4)	5.9×10^1					
再処理特研	$\beta\gamma$: 7.6×10^8 α : 5.5×10^8 3H : 9.8×10^6	3.8×10^1	0	0					
再処理試験室	$\beta\gamma$: 4.4×10^5	8.0×10^{-1}							
ウラン濃縮研究棟	0	0	^{234}U : (2.8×10^4)	6.8					
処理処分開発室	0	0	^{137}Cs : (2.8×10^4) ^{90}Sr : 3.3×10^8	7.6					
フッ素実験室	0	0	^{234}U : 1.3×10^4 (1.7×10^4) ^{131}I : 3.8×10^3 (1.4×10^4)	6.3					
除染除去施設	$\beta\gamma$: 8.1×10^7	5.8	3H : 1.2×10^6 ^{14}C : (1.1×10^7) ^{90}Sr : 1.2×10^5 ^{60}Co : (3.4×10^6) ^{137}Cs : (4.1×10^5) ^{241}Am : (2.3×10^4)	7.8×10^1					
液体処理施設	$\beta\gamma$: 3.3×10^8 3H : 7.8×10^8	3.7×10^1	3H : 1.5×10^{11} (2.3×10^9) ^{14}C : 3.0×10^8 (2.2×10^8) ^{51}Cr : 1.0×10^7 ^{54}Mn : 3.0×10^5 ^{89}Co : 2.5×10^6 (4.7×10^7) ^{85}Zn : 2.2×10^5 ^{90}Sr : 2.0×10^6 ^{125}I : 2.4×10^5 ^{137}Cs : 3.6×10^6 (4.4×10^7) ^{152}Eu : 1.8×10^5 ^{239}Pu : 6.1×10^4 ^{241}Am : 5.1×10^4 (4.8×10^8) ^{232}Th : 2.8×10^5	3.2×10^4					
第1廃棄物処理棟	$\beta\gamma$: 2.9×10^8 α : 2.0×10^5 3H : 3.5×10^{10}	9.3×10^1	3H : (2.8×10^7) ^{14}C : 2.0×10^6 (1.4×10^7) ^{60}Co : (3.3×10^5) ^{90}Sr : 2.6×10^3 ^{137}Cs : (3.0×10^5) ^{241}Am : (3.1×10^4)	1.1×10^2					

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 (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	$\beta\gamma : 1.3 \times 10^9$ $\alpha : 8.6 \times 10^7$	3.4×10^1	$^{3H} : 4.8 \times 10^8$ (1.1×10^9) $^{14}C : 2.4 \times 10^7$ (8.7×10^7) $^{60}Co : 9.5 \times 10^4$ (1.8×10^6) $^{80}Sr : 6.6 \times 10^4$ $^{125}I : 2.5 \times 10^5$ $^{137}Cs : 1.1 \times 10^5$ (1.6×10^6) $^{241}Am : 2.4 \times 10^4$ (1.8×10^6)	6.7×10^2	第 2 排 水 溝			
圧縮処理施設	$\beta\gamma : 8.7 \times 10^8$ $\alpha : 5.8 \times 10^8$ $^{3H} : 4.1 \times 10^8$	1.9×10^1	$^{3H} : (6.0 \times 10^6)$ $^{14}C : (3.5 \times 10^6)$ $^{60}Co : (6.2 \times 10^4)$ $^{80}Sr : 4.2 \times 10^8$ $^{137}Cs : (5.4 \times 10^4)$ $^{241}Am : (7.0 \times 10^8)$	2.4×10^1	2 排 水 溝			
極低レベル焼却 試験施設				0	0			
W A S T E F	$\beta\gamma : 4.3 \times 10^6$	5.2×10^1	0	0				
環境シミュレー ション試験棟	$\beta\gamma : 7.3 \times 10^7$ $\alpha : 2.4 \times 10^8$ $^{3H} : 3.4 \times 10^6$	4.1×10^1	0	0				
N U C E F	0	0	$^{137}Cs : (2.8 \times 10^5)$ $^{234}U : (8.4 \times 10^4)$	3.5×10^2				
原研那珂	0	0	$^{3H} : 7.0 \times 10^6$ (2.2×10^6)	1.1×10^2				
F C A	0	0	$^{60}Co : (2.6 \times 10^4)$ $^{239}Pu : (1.9 \times 10^5)$	6.0	第 3 排 水 溝	$^{3H}, ^{14}C$ 以外 $: 8.6 \times 10^{-3}$ (4.1×10^{-4})	$^{3H}, ^{14}C$ 以外 $: 1.7 \times 10^{-4}$ (7.2×10^{-5})	$^{3H}, ^{14}C$ 以外 $: 5.0 \times 10^5$ (5.3×10^5)
T C A	0	0	$^{60}Co : (3.5 \times 10^4)$ $^{234}U : (2.8 \times 10^8)$	9.0				$^{60}Co : 4.9 \times 10^5$ (4.9×10^5)
F N S	0	0	$^{3H} : 1.6 \times 10^8$	1.3×10^1				$^{137}Cs : 9.8 \times 10^3$ (3.8×10^4)
J P D R	$\beta\gamma : 1.1 \times 10^5$	1.0	$^{60}Co : 4.9 \times 10^5$ (4.3×10^5) $^{137}Cs : 9.8 \times 10^8$ (3.8×10^4)	1.2×10^2		$^{3H} : 3.6 \times 10^{-1}$	$^{3H} : 3.0 \times 10^{-2}$	$^{239}Pu : 1.9 \times 10^3$ (2.8×10^3) $^{3H} : 1.6 \times 10^8$

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 (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/cm³)	3ヶ月平均濃 度の最大値 ^{*3} (Bq/cm³)	年間放出量 ^{*2} (Bq)
合計	$\beta\gamma : 3.6 \times 10^{10}$ $\alpha : 9.3 \times 10^9$ $^3H : 1.6 \times 10^{11}$	8.9×10^2	3H ^{14}C 以外 : 3.0×10^7 (1.2×10^8) $^{24}Na : 2.1 \times 10^5$ $^{35}S : 1.2 \times 10^6$ $^{51}Cr : 1.1 \times 10^7$ $^{54}Mn : 3.2 \times 10^5$ (4.2×10^8) $^{60}Co : 4.0 \times 10^6$ (5.4×10^7) $^{85}Zn : 2.2 \times 10^5$ $^{90}Sr : 2.2 \times 10^6$ $^{106}Ru : (1.4 \times 10^6)$ $^{110m}Ag : 6.7 \times 10^6$ $^{125}I : 4.9 \times 10^5$ $^{131}I : 3.8 \times 10^3$ (1.4×10^4) $^{137}Cs : 5.0 \times 10^6$ (4.9×10^7) $^{152}Eu : 3.2 \times 10^5$ $^{232}Th : 3.0 \times 10^5$ (1.2×10^5) $^{234}U : 3.9 \times 10^4$ (4.1×10^4) $^{237}Np : (6.8 \times 10^3)$ $^{239}Pu : 6.6 \times 10^4$ (1.6×10^4) $^{241}Am : 7.5 \times 10^5$ (5.0×10^6)	3.6×10^4 $^3H : 1.6 \times 10^{11}$ (1.1×10^8) $^{14}C : 3.3 \times 10^9$ (2.3×10^8)	合 計	3H ^{14}C 以外 : 8.6×10^{-3} (8.6×10^{-4}) $^3H : 7.3 \times 10^{-1}$ (2.4×10^{-2}) $^{14}C : 9.2 \times 10^{-3}$ (1.4×10^{-2})	3H ^{14}C 以外 : 1.7×10^{-4} (1.0×10^{-4}) $^3H : 1.0 \times 10^{-1}$ (2.5×10^{-4}) $^{14}C : 2.0 \times 10^{-4}$ (2.5×10^{-3})	3H ^{14}C 以外 : 3.0×10^7 (1.2×10^8) $^{24}Na : 2.1 \times 10^5$ $^{35}S : 1.2 \times 10^6$ $^{51}Cr : 1.1 \times 10^7$ $^{54}Mn : 3.2 \times 10^5$ (4.2×10^8) $^{60}Co : 4.0 \times 10^6$ (5.4×10^7) $^{65}Zn : 2.2 \times 10^5$ $^{90}Sr : 2.2 \times 10^6$ $^{106}Ru : (1.4 \times 10^6)$ $^{110m}Ag : 6.7 \times 10^6$ $^{125}I : 4.9 \times 10^5$ $^{131}I : 3.8 \times 10^3$ (1.4×10^4) $^{137}Cs : 5.0 \times 10^6$ (4.9×10^7) $^{152}Eu : 3.2 \times 10^5$ $^{232}Th : 3.0 \times 10^5$ (1.2×10^5) $^{234}U : 3.9 \times 10^4$ (4.1×10^4) $^{237}Np : (6.8 \times 10^3)$ $^{239}Pu : 6.6 \times 10^4$ (1.6×10^4) $^{241}Am : 7.5 \times 10^5$ (5.0×10^6) $^3H : 1.6 \times 10^{11}$ (1.1×10^8) $^{14}C : 3.3 \times 10^8$ (2.3×10^8)

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

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

*3: 検出下限濃度以上の放出量と排水溝流量から求めた濃度の最大値。検出下限濃度未満の場合は、検出下限濃度で放出したとして同様に計算し、()内に示した。

Table A. 1.3-3 気体廃棄物の放出量と放出管理目標値との比較

(東海研究所, 1994年度)

原子炉施設	種類	核種	放出管理目標値 (Bq/年)	* 年間放出量 (Bq)	放出量 放出管理目標値
JRR-2	放射性希ガス	^{41}Ar	1.1×10^{14}	1.0×10^{13}	9.1×10^{-2}
	放射性ガス	^3H	9.6×10^{12}	1.2×10^{12}	1.3×10^{-1}
JRR-3	放射性希ガス	^{41}Ar	6.2×10^{13}	6.2×10^{11}	1.0×10^{-2}
	放射性ガス	^3H	7.4×10^{12}	3.2×10^{11}	4.3×10^{-2}
JRR-4	放射性希ガス	^{41}Ar	9.6×10^{11}	0	0
NSRR	放射性希ガス	主に $^{41}\text{Ar}, ^{133}\text{Xe}$	4.4×10^{13}	5.8×10^9	1.3×10^{-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}	6.9×10^7	8.5×10^{-7}
	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 液体廃棄物の放出量と放出管理目標値との比較

(東海研究所, 1994年度)

核種		放出管理目標値 (Bq/年)	年間放出量*	放出量 放出管理目標値
$^3\text{H}, ^{14}\text{C}$ 以外の核種	総量	1.8×10^{10}	3.0×10^7	1.7×10^{-3}
	^{60}Co	3.7×10^9	4.0×10^6	1.0×10^{-3}
	^{137}Cs	3.7×10^9	4.9×10^6	1.3×10^{-3}
^3H		2.5×10^{13}	1.6×10^{11}	6.4×10^{-3}
^{14}C		1.1×10^{11}	3.4×10^8	3.1×10^{-3}

*: 第1, 第2, 第3排水溝の合計値

検出下限濃度未満は放出量を0として集計した。

A.1.4 環境における放射性希ガス及び液体廃棄物による実効線量当量

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

放射性希ガスに起因する年間の実効線量当量を、放出管理目標値が定められている JRR-2, JRR-3, JRR-4 及び NSRR について算出した。その結果、実効線量当量が最大となった地点は、JRR-2 南西方向の周辺監視区域境界で、その値は $1.2 \mu\text{Sv}$ 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。

なお、JRR-2 で発生した重水漏洩時に評価した周辺監視区域外における被ばく線量は、 $1.3 \times 10^{-2} \mu\text{Sv}$ であった。

液体廃棄物に起因する年間の実効線量当量を、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 $1.2 \times 10^{-1} \mu\text{Sv}$ 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 $1.3 \mu\text{Sv}$ 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 2.6 % であった。

(小畠 一)

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, 1994年度)

原子炉施設	年間放出量*	JRR-2 南西の周辺監視区域境界における実効線量当量 (μSv)
(Bq)		
JRR-2	1.0×10^{13}	1.1
JRR-3	6.2×10^{11}	5.7×10^{-2}
JRR-4	0	0
NSRR	5.8×10^9	2.4×10^{-4}
合 計		1.2

* : 検出限界濃度未満は放出量を0とした。

Table A.1.4-2 液体廃棄物による年間実効線量当量

(東海研究所, 1994年度)

核 種	年間放出量*	実効線量当量
	(Bq)	(μSv)
${}^3\text{H}, {}^{14}\text{C}$ 以外の核種	${}^{60}\text{Co}$	1.5×10^{-3}
	${}^{137}\text{Cs}$	4.0×10^{-4}
	その他	1.2×10^{-1}
${}^3\text{H}$	1.6×10^{11}	5.4×10^{-4}
合 計		1.2×10^{-1}

* : 検出限界濃度未満は放出量を0とした。

A.1.5 放射性汚染及び被ばく

1994年度は、JRR-2において、重水バルブからの重水漏洩により、重水ポンプ室内で³Hによる空気汚染が発生した。その概要をA.3.8に示す。

(小畠 一一)

A.1.6 放射性同位元素の保有状況

許可使用に係る放射性同位元素の保有状況調査は、東海研究所放射線障害予防規定第48条に基づき、1994年9月及び1995年3月の2回実施した。Table A.1.6-1に1995年3月末現在における建家別放射性同位元素保有状況を示す。

使用許可不要の3.7MBq以下の密封放射性同位元素についても、1994年12月末現在の保有状況の調査を実施した。Table A.1.6-2に建家別の保有状況を示す。

(小畠 一一)

Table A. 1.6 - 1 建家別放射性同位元素保有状況
(1995年3月31日現在)

(東海研究所, 1994年度)

建 家 名	密封された放射性同位元素			使用中の非密封放射性同位元素			貯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	1.7×10 ¹¹	¹³⁷ Cs, AmBe, AmLi, AmBe	9	0	⁹⁰ Sr, ⁶³ Ni, ³ H	23	5.7×10 ¹⁰	³ H, ⁶⁰ Co, ¹³⁷ Cs	30	1.7×10 ¹¹
第 3 研究棟	4.5×10 ⁸	²⁴¹ Am, ⁶⁰ Co, ¹³⁷ Cs	7	8.0×10 ⁸	⁹⁰ Sr, ⁶³ Ni, ³ H	28	3.2×10 ¹¹	³ H, ⁸⁵ Kr, ¹⁴ C	36	5.8×10 ¹⁰
第 4 研究棟	2.1×10 ¹⁴	⁵⁷ Co, ⁸⁵ Kr, ⁶⁰ Co	5	1.1×10 ¹¹	³ H, ¹⁴ C, ⁹⁹ Tc	28	4.9×10 ⁹	⁸⁵ Kr, ³ H, ¹⁴⁷ Pm	22	2.1×10 ¹⁴
放射線標準施設棟	8.8×10 ¹²	⁶⁰ Co, ¹³⁷ Cs, ²²⁶ Ra	15	0			0			8.8×10 ¹²
核 物 理 特 研	6.8×10 ⁶	¹³⁷ Cs	1	0	²⁴¹ Am	3	0			6.8×10 ⁶
タシデム加速器棟	3.6×10 ⁸	AmBe	1	3.8×10 ⁶	²⁴¹ Am, ²⁴⁴ Cm	3	0			3.6×10 ⁸
セラミック特研	8.1×10 ⁸	¹³⁷ Cs	1	9.0×10 ⁶	³ H, ⁵⁹ Fe	2	7.4×10 ¹⁰	³ H, ⁶⁰ Co	2	7.6×10 ¹⁰
治 金 特 研	0			0			9.4×10 ⁷	⁶⁰ Co, ¹³⁴ S, ¹³⁷ Cs	4	9.4×10 ⁷
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	3.1×10 ⁵	²⁵² Cf	1	0			0			3.1×10 ⁵
コバルト照射室	1.6×10 ¹⁵	⁶⁰ Co	1	0			0			1.6×10 ¹⁵
開 発 試 験 室	5.4×10 ¹¹	³ H, AmBe, RaBe	3	0			0			5.4×10 ¹¹
モックアップ建家	5.5×10 ¹⁰	AmBe, RaDBe, ²²⁶ Ra	6	0			0			5.5×10 ¹⁰
J R R - 2	4.0×10 ⁹	AmBe, ²⁵² Cf, RaBe	3	0			0			4.0×10 ⁹
原 子 炉 特 研	3.9×10 ¹⁰	AmBe, ¹³⁷ Cs, ²⁴¹ Am	5	0			0			3.9×10 ¹⁰
J R R - 3	4.6×10 ¹¹	³ H, AmBe, ¹²³ Sb	3	0			0			4.6×10 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
J R R - 4	2.0×10 ¹¹	¹³⁷ Cs, AmBe	2	0			0			2.0×10 ¹¹
示 ッ ト ラ ボ	1.5×10 ⁸	³ H, ⁶⁰ Co, ¹⁵² Eu	3	0			2.0×10 ¹³	⁶⁰ Co, ⁵⁵ Fe, ⁵⁹ Fe	11	2.0×10 ¹³
R I 製 造 棟	4.7×10 ¹¹	⁶⁰ Co, ¹³⁷ Cs, ²⁴¹ Am	4	3.1×10 ¹¹	³ H, ¹⁴ C, ¹⁵² Eu	6	1.6×10 ¹⁴	³ H, ³² P, ¹⁹² Ir	24	4.7×10 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			0			2.4×10 ⁶	⁶⁰ Co, ¹²⁹ I	4	2.4×10 ⁶

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			7.0×10 ³	³ H	1	1.1×10 ⁶	³ H	1	1.1×10 ⁶	
P u 研 究 1 棟	1.4×10 ⁸	⁵⁷ Co, ²⁴¹ Am	2	7.4×10 ⁷	²³⁷ Np	1	2.5×10 ¹¹	²⁴¹ Am, ²⁴⁴ U	4	2.5×10 ¹¹	
再 处 理 特 研	0			4.3×10 ⁷	²³⁷ Np, ²⁴⁴ Am	2	8.9×10 ⁹	²⁴⁴ Am, ²⁴⁴ U	2	8.9×10 ⁹	
再 处 理 試 驗 室	3.6×10 ⁸	⁶³ Ni	1	5.4×10 ⁷	⁹⁹ Tc	1	4.5×10 ³	²⁴¹ Am, ²⁴⁴ Am	99Tc	2	4.1×10 ⁸
フ ッ 素 実 驗 室	0			6.7×10 ⁶	¹²⁹ I, ¹³¹ I, ¹⁴⁰ C	3	2.2×10 ⁸	⁸⁵ Kr, ¹⁰⁶ Ru	¹²⁹ I	3	2.3×10 ⁸
処理区分開発棟	4.6×10 ⁸	⁶³ Ni	1	0			1.3×10 ⁷	¹³⁷ S		1	4.8×10 ⁸
返還廃棄物受入 測定技術開発棟	3.4×10 ¹²	³ H, ¹³⁷ Cs, ²⁴¹ Am	10	0			0				3.4×10 ¹²
汚 染 去 場	0			0							
W A S T E F	0						3.9×10 ⁶	⁶⁰ Co, ¹³⁷ Cs, ¹³⁴ Cs		8	3.9×10 ⁶
環境ミュレーション棟	6.0×10 ⁶	²⁵² Cf	1	3.9×10 ⁸	¹⁴ C, ⁶⁰ Co, ¹³⁷ Cs	9	5.8×10 ⁴	⁹⁰ Sr, ¹³⁷ Cs, ²⁴⁴ Am		14	5.9×10 ⁴
F C A	2.9×10 ¹²	²⁴¹ Am, Am-Be, ²⁵² Cf	7	0			10	^{2.8} ×10 ⁹	¹⁴ C, ⁹⁹ Tc, ¹³⁷ Cs	10	3.2×10 ⁹
T C A	2.1×10 ¹¹	²⁵² Cf, Ra-Be, ³ H	3	0			0				2.9×10 ¹²
F N S	5.4×10 ⁸	²⁴¹ Am, ⁶⁰ Co, ¹³⁷ Cs	4	3.3×10 ¹³	³ H		1	^{1.2} ×10 ¹⁴	³ H	1	1.5×10 ¹⁴
N S R R	1.1×10 ¹¹	Am-Be	1	0			0				1.1×10 ¹¹
J P D R	0			6.9×10 ⁷	⁶⁰ Co, ⁶⁵ Zn, ¹³⁷ S	5	1.5×10 ⁸	⁶⁵ Zn, ⁶⁰ Co, ¹³⁷ Cs		4	2.2×10 ⁸
電 源 特 会 施 設	0			0			1.7×10 ⁹	¹⁴ C, ⁶⁰ Co, ¹³⁷ Cs		7	1.7×10 ⁹
大型非定常ループ	1.9×10 ¹²	²⁴¹ Am, ¹³⁷ Cs	2	0			0				1.9×10 ¹²
二 相 流 ル ー プ	2.8×10 ¹²	¹³⁷ S	1	0			0				2.8×10 ¹²
燃 料 試 驗 施 設	5.2×10 ¹²	⁶⁰ Co	1	0			0				5.2×10 ¹²
N U C E F 施 設	4.3×10 ¹¹	⁶⁰ Co, Am-Be, ³ H	4	2.2×10 ⁶	²⁴¹ Am, ⁶⁰ Co	6	6.7×10 ⁶	¹³⁷ S, ³ H, ²³⁷ Np		5	4.4×10 ¹¹
合 計	1.8×10 ¹⁵			4.2×10 ¹⁴			1.1×10 ¹⁶				1.4×10 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
(1994年12月31日現在)

(東海研究所, 1994年度)

建 家 名	個 数	核 種		保有量 (Bq)
		核種数	主要核種名	
第 1 研究棟	1	1	^{63}Ni	2.6×10^6
第 2 研究棟	909	28	^{241}Am , ^{137}Cs , ^{60}Co	3.6×10^7
第 3 研究棟	304	31	^{241}Am , ^{137}Cs , ^{60}Co	4.6×10^7
第 4 研究棟	185	28	^{241}Am , ^{137}Cs , ^{60}Co	1.4×10^7
放射線標準施設棟	177	22	^{226}Ra , ^{137}Cs , ^{90}Sr	1.2×10^8
体内R I 分析室	85	13	^{14}C , ^{241}Am , ^{137}Cs	2.5×10^5
核 物 理 特 研	25	10	^{241}Am , ^{137}Cs , ^{152}Eu	3.3×10^6
タンデム加速器棟	14	9	^{60}Co , ^{137}Cs , ^{133}Ba	2.0×10^6
セラミック特研	1	1	^{60}Co	1.2×10^3
冶 金 特 研	17	9	^{241}Am , ^{133}Ba , ^{137}Cs	1.3×10^6
J F T - 2	9	9	^{241}Am , ^{133}Ba , ^{137}Cs	8.5×10^5
コバルト照射室	1	1	^{90}Sr	3.5×10^6
開 発 試 験 室	13	10	^{241}Am , ^{137}Cs , ^{60}Co	2.4×10^6
モックアップ建家	111	9	^{241}Am , ^{137}Cs , ^{60}Co	6.7×10^6
ホ ッ ト ラ ボ	45	14	^{241}Am , ^{137}Cs , ^{152}Eu	9.6×10^6
原 子 炉 特 研	45	7	^{241}Am , ^{137}Cs , ^{60}Co	6.8×10^6
J R R - 1 建家	11	6	^{241}Am , ^{133}Ba , ^{137}Cs	8.2×10^5
J R R - 2	103	21	^{60}Co , ^{137}Cs , ^{226}Ra	2.4×10^6
J R R - 3	69	18	^{241}Am , ^{137}Cs , ^{152}Eu	1.8×10^7
実験利用棟第2棟	100	21	^{60}Co , ^{137}Cs , ^{241}Am	4.7×10^6
J R R - 4	32	12	^{22}Na , ^{133}Ba , ^{60}Co	1.2×10^7
R I 製 造 棟	91	17	^{241}Am , ^{137}Cs , ^{60}Co	9.1×10^6
トリチウムプロセス棟	23	4	^3H , ^{137}Cs , ^{226}Ra	1.4×10^6
P u 研 究 1 棟	22	13	^{63}Ni , ^{137}Cs , ^{241}Am	1.7×10^7
再 処 理 特 研	59	20	^{241}Am , ^{137}Cs , ^{60}Co	4.9×10^6
フ ッ 素 実 験 室	7	5	^{129}I , ^{137}Cs , ^{133}Ba	2.6×10^5
返還廃棄物受入 測定技術開発棟	15	12	^{137}Cs , ^{152}Eu , ^{252}Cf	1.7×10^6
液 体 处 理 施 設	8	8	^{241}Am , ^{133}Ba , ^{137}Cs	8.7×10^4
第 2 廃棄物処理棟	10	10	^{241}Am , ^{137}Cs , ^{60}Co	1.5×10^6

建 家 名	個 数	核 種		保有量 (Bq)
		核 種 数	主 要 核 種 名	
汚 染 除 去 場	5	4	^{60}Co , ^{137}Cs , ^{133}Ba	5.9×10^4
W A S T E F	53	15	^{152}Eu , ^{137}Cs , ^{60}Co	1.9×10^6
環境シミュレーション棟	74	6	^{60}Co , ^{137}Cs , ^{22}Na	7.7×10^6
F C A	49	18	^{241}Am , ^{137}Cs , ^{60}Co	4.7×10^6
T C A	27	12	^{241}Am , ^{137}Cs , ^{60}Co	5.5×10^6
F N S	42	20	^{241}Am , ^{137}Cs , ^{60}Co	2.4×10^6
科技庁電源特会施設	9	9	^{241}Am , ^{137}Cs , ^{60}Co	7.7×10^4
J P D R	115	24	^{60}Co , ^{137}Cs , ^{152}Eu	2.0×10^7
N S R R	34	13	^{241}Am , ^{137}Cs , ^{60}Co	3.5×10^6
燃 料 試 験 施 設	67	13	^{90}Sr , ^{152}Eu , ^{226}Ra	4.9×10^7
N U C E F 施 設	32	14	^{137}Cs , ^{252}Cf , ^{109}Gd	1.4×10^7
合 計	2999	51		4.3×10^8

1 A.2 個人被ばく線量当量の管理

A.2.1 概 要

個人外部被ばくの管理では、原研全事業所の放射線業務従事者 6,960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。1994年度の測定評価件数は、延べ22,601件であった。個人内部被ばくの管理では、年度当初及び四半期毎の放射線作業状況及びその変更調査の結果、定期検査が必要と判断される放射線業務従事者はいなかった。東海研究所においては、内部被ばくの確認検査及び入退域検査をそれぞれ延べ 1,184名及び 445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。1994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 267.6人・ミリシーベルト、0.04mSv 及び4.3mSvであった。また、東海研究所の同線量当量は、それぞれ 167.2人・ミリシーベルト、0.04mSv及び3.5mSvであった。

放射線従事者中央登録センターへの規制法関係及び障害防止法関係の両登録制度に基づく個人被ばく線量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39,965件行った。

(山口 武憲)

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。

1994年度における放射線業務従事者の外部被ばくによる実効線量当量及び組織線量当量を、基本線量計による測定結果から算定し、集計した結果を以下に示す。集計にあたっては、個人線量計の検出下限線量当量(0.2 mSv)未満の評価値を0として行った。

(1) 原研全事業所の被ばく状況

外部被ばくによる線量当量の年間測定対象実員は、6,960人（測定評価件数22,601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18人（213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・足先の線量当量が最大となるおそれがあった164人（272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、134人（928件）であった。1994年度における測定対象実員は、1993年度と比較して125人増加している。この要因は、JT-60の定期点検とともに請負業者の増加などによるものである。

原研全事業所の実効線量当量に係る被ばく状況は、集団実効線量当量が267.6人・ミリシーベルト、平均実効線量当量が0.04 mSvで、1993年度の同線量当量と比較すると、約18%の減少で、この主たる原因是、原子力船「むつ」の被ばくが減少したためである。年間の最大実効線量当量は、4.3mSvで、JT-60の定期点検作業及び燃料試験施設における除染作業に従事した者の被ばくであった。これらの被ばくはいずれも計画された被ばくの範囲内であった。なお、全測定対象人員の約95%はその年間の実効線量当量が、個人線量計の検出下限線量当量未満であった。放射線業務従事者の管理対象実員、実効線量当量分布及び平均、最大、集団の実効線量当量について、四半期別、作業者区分別（職員等、外来研究員等、研修生、請負業者に区分）及び事業所別に集計した結果を、それぞれTable A.2.2-1, Table A.2.2-2, Table A.2.2-3に示す。

1994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56.8 mSv, 0.15 mSvであり、眼の水晶体の最大、平均の組織線量当量が、それぞれ 7.9mSv, 0.06 mSv であった。皮膚の最大被ばくは、FCAにおける炉心燃料装荷変更作業に従事した者の被ばくであった。眼の水晶体の最大被ばくは、燃料試験施設及び第2廃棄物処理棟における除染作業に従事した者の被ばくであった。女子の腹部の組織線量当量については、測定対象者全員がフィルムバ

ツジの検出下限線量当量未満であった。

(2) 東海研究所の被ばく状況

東海研究所における年間の測定対象実員は、4,165人(14,144件)であった。このうち女子の放射線業務従事者が65人(621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18人(213件)、手・足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143人(239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167.2人・ミリシーベルト、平均実効線量当量が0.04 mSvで、1993年度の集団実効線量当量と比較して1.4%の減少であった。年間最大実効線量当量は、3.5 mSvで、燃料試験施設及びホットラボにおける除染作業に従事した者の被ばくであった。東海研究所における管理対象実員、実効線量当量分布及び平均実効線量当量、最大実効線量当量、集団実効線量当量について、四半期別、作業者区別に集計した結果を、それぞれTable A.2.2-4, A.2.2-5に示した。

組織線量当量に係る被ばくの状況は、皮膚に対する最大と平均の組織線量当量が、それぞれ56.8 mSv, 0.23 mSvであり、眼の水晶体の最大と平均の組織線量当量が、7.9 mSv, 0.07 mSvであった。皮膚及び眼の水晶体の最大組織線量当量は、全事業所の中で最大であった。

(大久保勝一)

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

管 理 期 間	放射線業務従事者実員	実 効 線 量 当 量 分 布 (人數)						(全事業所, 1994年度)		
		検出下限線量 当量未満 ^{*1}	0.2mSv以上 1.0mSv以下	1.0mSv以上 5.0mSv以下	5.0mSvを超え 15mSv以下	5.0mSvを超え 15mSv以上の もの	15mSvを超え るもの	平均量 (mSv)	最大量 (mSv)	最線 効量 (mSv)
第 1 四 半 期	4,492	4,363	127	2	0	0	0	0.01	1.5	55.8
第 2 四 半 期	4,883	4,751	124	8	0	0	0	0.01	2.3	58.1
第 3 四 半 期	5,111	5,002	90	19	0	0	0	0.02	3.4	78.3
第 4 四 半 期	5,152	5,035	96	21	0	0	0	0.01	2.3	75.4
年 間 ^{*2}	6,960	6,645	231	84	0	0	0	0.04 (0.05)	4.3 (5.1)	267.6 (327.0)

^{*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、1993年度の値

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

作業者区分	放射線業務従事者実員	実 効 線 量 当 量 分 布 (人數)						(全事業所, 1994年度)		
		検出下限線量 当量未満 ^{*1}	0.2mSv以上 1.0mSv以下	1.0mSv以上 5.0mSv以下	5.0mSvを超え 15mSv以下	5.0mSvを超え 15mSv以上の もの	15mSvを超え るもの	平均量 (mSv)	最大量 (mSv)	最線 効量 (mSv)
職 員 等	1,974	1,899	64	11	0	0	0	0.02 (0.04)	2.3	45.3
外 来 研 究 員 等	1,085	1,050	27	8	0	0	0	0.02 (0.01)	2.5	22.3
請 負 業 者	3,480	3,275	140	65	0	0	0	0.06 (0.07)	4.3	200.0
研 修 生	444	444	0	0	0	0	0	0.00 (0.00)	0.0	0.0
全 作 業 者 ^{*2}	6,960 (6,835)	6,645 (6,468)	231 (270)	84 (96)	0 (1)	0	0	0.04 (0.05)	4.3 (5.1)	267.6 (327.0)

^{*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、1993年度の値

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

(全事業所、1994年度)

事業所名	放射線業務 従事者 実員 ^{*1}	実効線量当量分布(人数)				平均線量当量 ^{*1} (mSv)	最大線量当量 ^{*1} (mSv)	最線量当量 ^{*1} (mSv)	集団実効量 (person · mSv)	集団実効量 (person · mSv)
		検出下限線量 当量未満 ^{*2}	0.2mSv以上 1.0mSv以下	5.0mSvを超え 15mSv以下	5.0mSvを超え 15mSv以上の もの					
東海研究所 ^{*3}	4,165 (4,058)	3,943	168	54	0	0	0.04 (0.04)	0.04 (0.04)	3.5	167.2
高崎研究所	550 (532)	547	3	0	0	0	0.00 (0.01)	0.00 (0.01)	0.9	1.5
大洗研究所	1,002 (979)	948	40	14	0	0	0.05 (0.06)	0.05 (0.06)	3.6	46.9
R I 研修所	359 (446)	359	0	0	0	0	0.00 (0.00)	0.00 (0.00)	0.0	0.0
むつ事業所	78 (158)	77	1	0	0	0	0.00 (0.00)	0.00 (0.00)	0.2	0.2
原子力船むつ	128 (205)	111	17	0	0	0	0.06 (0.25)	0.06 (0.25)	1.0	7.3
那珂研究所	1,107 (883)	1,077	14	16	0	0	0.04 (0.06)	0.04 (0.06)	3.4	44.5
全事業所 ^{*1}	6,960 (6,835)	6,645 (6,468)	231 (270)	84 (96)	0 (1)	0 (0)	0.04 (0.05)	0.04 (0.05)	4.3 (5.1)	267.6 (327.0)

^{*1} カッコ内の数値は、1993年度の値^{*2} フィルムバッジの検出下限線量当量 : 0.2mSv^{*3} 大阪支所を含む。

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

(東海研究所, 1994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 量 (mSv)	最 線 量 (mSv)	最 大 量 (mSv)	均 実 効 量 (mSv)	集 団 量 (person・mSv)	集 線 量 (person・mSv)	集 团 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以上 5.0mSv以下	5.0mSv以上 15mSv以下	5.0mSvを超え 15mSv以下のもの								
第 1 四 半 期	2,826	2,723	102	1	0	0	0.01			1.5		40.4		
第 2 四 半 期	3,035	2,952	76	7	0	0	0.01			2.3		39.2		
第 3 四 半 期	2,961	2,910	51	0	0	0	0.01			0.9		18.7		
第 4 四 半 期	3,228	3,126	81	21	0	0	0.02			2.3		68.9		
年 間 ^{*2}	4,165 (4,058)	3,943 (3,813)	168 (167)	54 (48)	0 (0)	0 (0)	0.04 (0.04)			3.5 (4.2)		167.2 (164.8)		

^{*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、1993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 均 量 (mSv)	最 線 量 (mSv)	最 大 量 (mSv)	均 実 効 量 (mSv)	集 团 量 (person・mSv)	集 線 量 (person・mSv)	集 团 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以上 5.0mSv以下	5.0mSv以上 15mSv以下	5.0mSvを超え 15mSv以下のもの								
職 員 等	1,300	1,246	44	10	0	0	0.03			2.3		35.2		
外 来 研 究 員 等	830	797	25	8	0	0	0.03			2.5		21.8		
請 負 業 者	1,941	1,806	99	36	0	0	0.06			3.5		110.2		
研 修 生	109	109	0	0	0	0	0.00			0.0		0.0		
全 作 業 者	4,165	3,943	168	54	0	0	0.04			3.5		167.2		

^{*1} フィルムバッジの検出下限線量当量 : 0.2mSv

A.2.3 内部被ばく線量当量の管理

内部被ばく線量当量の管理は、定期検査、入退域検査、臨時検査及び確認検査の各検査区分に従って実施した。これらの検査の結果、有意な体内汚染が検出された放射線業務従事者はいなかった。内部被ばく検査の延べ受検者数の内訳をTable A.2.3-1に示す。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。今年度の実施検査数等を合わせてTable A.2.3-1に示す。

(1) 定期検査

年度当初及び3月毎に行った放射線作業状況調査等から、有意な体内汚染（内部被ばくにおける実効線量当量で3月につき2mSv以上）のおそれのある作業場所はなかったため、定期検査の対象者となる者はなかった。

(2) 入退域検査

請負業者等の放射線業務従事者で入退域検査が必要と認められた者について、管理区域への入域時（放射線業務従事者指定登録時）と退域時（放射線業務従事者指定解除時）に全身計測により体内汚染の検査を、主として原子炉の解体作業に従事した者（延べ445名）について実施した。検査の結果、有意な体内汚染が検出された放射線業務従事者はいなかった。

(3) 臨時検査

本年度においては臨時検査の対象となる事例はなかった。

(4) 確認検査

バイオアッセイ及び体外計測により定期的に行う検査、隨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456名、体外計測により延べ728名（このうち、女子は1名）について確認検査を実施した。検査の結果、有意な体内汚染が検出された放射線業務従事者はいなかった。

(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、人体中の放射能のバックグラウンドレベルの調査を実施した。調査は、非密封状の放射性物質を取り扱っていない職員等（31名）の協力を得て、内部被ばく検査の種目毎にそれぞれ全 α 放射能延べ61名、全 β 放射能延べ116名、トリチウム延べ116名、天然ウラン延べ116名、全身計測延べ27名及び胸部計測延べ28名について行った。

（清水 勇）

Table A. 2.3-1 内部被ばく検査の延べ受検者数一覧(人)

(全事業所、1994年度)

事業所名	検査期間	定期検査	入退域検査	臨時検査	確認検査						合計	
					全放射能	α	β	バイオアッセイ	トリチウム放射能	天ウラジン	全計	
管 第 1 四四半期	079	0	0	0	0	0	19	54	17	201	0	291
東海研究第2四四半期	0139	0	25	19	54	18	186	0	0	302		
研究第3四四半期	094	0	0	25	66	22	177	7	7	297		
研究第4四四半期	0140	0	33	25	56	23	157	0	0	294		
小計	0445	0	58	88	230	80	721	7	7	1184		
高崎研究所	00	0	0	0	0	0	0	0	0	204	0	204
大洗研究所	030	0	16	0	32	24	175	20	20	267		
むつ事業所、原子力船「むつ」	0157	0	0	0	0	0	0	0	346	0	346	
那珂研究所	00	0	0	0	136	0	0	0	0	0	0	136
ラジオアイソトープ研修所	00	0	0	8	8	0	4	0	0	20		
合計	0632	0	74	96	406	104	1450	27	2157			
				680			1477					

(注) バイオアッセイによる検査及び胸部計測並びにRI研修所の全身計測は東海研究所個人線量管理課で実施した。

A. 2.4 個人被ばく線量当量等の登録管理

個人被ばくデータの管理業務は、原子力関係法令に基づく被ばく記録の保管及び放射線業務従事者への通知である。当該業務は、1993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22,601件及び内部被ばく測定記録年間延2,791件（認定記録2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。

Table A. 2.4-1 に放射線従事者中央登録センターに対する登録申請及び被ばく線量等の記録引渡し件数の詳細を示した。

(植田 久男)

Table A. 2.4-1 中央登録申請データ件数

(全事業所、1994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	186	155	111	132	584
	指定登録	1,158	1,466	1,556	1,479	5,659
	指定解除登録	1,133	1,432	1,164	1,908	5,637
	個人識別変更登録	11	7	2	3	23
	手帳発効登録	68	13	11	3	95
	定期線量登録	7,262	2	3	0	7,267
障防法関係	個人識別登録	526	448	549	411	1,934
	記録引渡登録	1,129	1,432	1,164	1,908	5,633
	定期線量登録	6,847	0	3	0	6,850
経歴照会		215	174	121	138	648
指定解除者放射線管理記録 (法定記録) の引渡し		1,131	1,432	1,164	1,908	5,635
合 計		19,666	6,561	5,848	7,890	39,965

1 A.3 施設の放射線管理

A.3.1 概 要

原子炉施設、核燃料物質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。

放射線管理機器、放射線モニタ及び放射線管理モニタ集中管理システムについては、放射線管理の効率化を図りながら、年次計画に基づき更新、整備を進めた。

1994年度に実施された放射線管理上の主要な作業を以下に示す。

- (1) JRR-2における医療照射及び一次系大型バルブ点検、ダイヤフラム交換作業
- (2) ホットラボにおけるケーブ、セル内除染作業及び内装機器の点検、整備作業
- (3) RI 製造棟における廃液貯槽室の管理区域化作業
- (4) 電子リニアックの解体廃棄作業
- (5) プルトニウム研究1棟におけるグローブボックス解体撤去作業及び排気フィルタユニット更新作業
- (6) 燃料試験施設におけるケーブ、セル内除染作業及び内装機器の点検、整備作業
- (7) NUC E Fにおけるウラン溶解作業及びSTACYの初臨界に伴う作業

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

この他、JRR-4改造計画に伴う放射線管理方式の検討、大型放射光施設の放射線管理設備の製作仕様の検討、JPD-Rの管理区域解除に係る確認測定の実施、放射線管理用モニタの更新及び維持管理に関する方針の検討及び高度化放射線管理システムの推論機構の概念設計を行った。

(北野 国四郎)

A.3.2 JRR-2における一次冷却水（重水）漏洩時の放射線管理

JRR-2は、定期検査のための10MW試験運転を1994年12月14日に開始し、1994年12月16日までの予定で運転を行っていたところ、12月16日午前3時10分に重水ポンプ室（以下「ポンプ室」という。）内の炉心タンク入口弁（DV-7）の空気孔から一次冷却水（重水）の漏洩が確認された。このため原子炉を手動停止し、さらに、主重水ポンプ（DP-1, DP-2）及び非常用重水ポンプ（DP-4）も停止し、当該弁を閉止したところ、漏洩はなくなった。

ここでは、この重水の漏洩にともない実施した放出トリチウムの管理並びに漏洩箇所の目視確認、漏洩水の回収作業及び除染作業における放射線管理について述べる。

(1) 放出トリチウムの管理

漏洩した重水中の³Hは、蒸発、拡散によって空気中に放出され、排気系によりスタックから外部環境へ放出された。

スタックからの放出³H量は、シリカゲルによる固体捕集法（浸出法）によって月間管理を行っている。今回のような異常時においては、早急に放出³H量を算出する必要があるため、シリカゲルの回収に加え、室内トリチウムモニタによるポンプ室内³H濃度の連続監視を行い、隨時放出³H量の推定を行った。

放出³H量は、Table A.3.2-1に示すように12月1日から16日の期間で 2.3×10^{11} Bq、12月16日から26日の期間で 3.9×10^{11} Bq、12月26日から27日の期間で 4.7×10^{10} Bqであった。

月間総放出量（12月1日から12月27日）は 6.6×10^{11} Bqで通常値の約10倍、放出管理目標値(9.6×10^{12} Bq／年)の約15分の1であった。今回（12月1日から12月27日）スタックから放出された³H量は、系外漏洩重水約100ℓに含まれる³H量の推定値 4.8×10^{12} Bqの14%であった。

(2) 外部被ばくの管理

ポンプ室への入室に際しては、フィルムバッジの他、補助線量計としてアラーム付ポケット線量計（APD）を用いて外部被ばく線量の管理を実施した。

漏洩箇所の目視確認は、確認位置が高線量当量率であると予測されたため、確認のみを目的として原子炉停止約2時間後に入室した。確認位置の線量当量率は、 $850 \mu\text{Sv}/\text{h}$ であった。

漏洩水の回収及び除染作業時には、作業場の線量当量率が $100 \mu\text{Sv}/\text{h}$ 程度まで減衰したが、エアラインマスク、ビニールアノラック等の防護具を着用したことにより立入り人数が制限され、作業に長時間かかることが予測されたため、作業者の被ばくのかたよりがないようローテーションを組み時間管理を行った。

一連の作業における作業者の外部被ばく線量当量は、最大 0.26mSv 、集団 1.71 人・ミリシーベルトであった。

(3) 内部被ばく及び表面密度の管理

ポンプ室は、通常靴の履き替えにより汚染管理されているが、ほぼ室内全域が汚染されていることが予測されたため、さらに、ポンプ室内に靴の履き替え場所を設け、ビニールシートで養生して汚染拡大防止に努めた。また、作業者の³Hによる内部被ばく防護のため、各作業期間中はエアラインマスク、ビニールアノラックを防護具として着用した。作業中の空気中³H濃度は、漏洩箇所

の目視確認、漏洩水の回収及び除染作業時でそれぞれ最大 $4.2 \times 10^1 \text{Bq}/\text{cm}^3$, $1.3 \times 10^1 \text{Bq}/\text{cm}^3$, $7.0 \text{Bq}/\text{cm}^3$ であった。ポンプ室内床面の表面密度は、簡易除染（水道水による洗浄後ウエスにより拭き取り）後で最大 $7.0 \times 10^2 \text{Bq}/\text{cm}^2$ であった。

作業期間中、作業者の身体汚染及び呼気測定による内部被ばくの検査を適宜行ったが、いずれも有意な値は検出されなかった。

(4) まとめ

本作業時の放射線管理データをTable A.3.2-2に示す。今回の作業は、あらかじめ予定されていた作業と違って突発的な作業であったため、十分な打合せを行えなかつたが、幾度かの経験のある作業であったため、汚染の拡大及び異常な被ばくもなく無事終了した。なお、回収された重水、洗浄水、拭き取ったウエスは、ステンレス鋼製ドラム缶（12缶）及びポリビン（10本）に入れJRR-2内に保管されているので、今後これらの処置について検討する必要がある。

（武藤 康志）

Table A.3.2-1 JRR-2における重水漏洩時の放出トリチウム量

評価期間	1994年12月1日 ～ 12月16日	1994年12月16日 ～ 12月26日	1994年12月26日 ～ 12月27日
期間平均濃度(Bq/cm ³)	3.1×10^{-2}	5.4×10^{-2}	2.5×10^{-2}
期間総放出量 (Bq)	2.3×10^{11}	3.9×10^{11}	4.7×10^{10}
月間平均濃度(Bq/cm ³)		1.5×10^{-2}	
月間総放出量 (Bq)		6.6×10^{11}	

Table A.3.2-2 JRR-2における重水漏洩時の放射線管理データ

作業期間 項目	1994年12月16日 5時45分～6時00分	1994年12月16日 7時00分～9時30分	1994年12月16日 9時30分 ～ 12月26日17時10分	
作業内容	漏洩箇所の確認	漏洩水の回収	除染作業	
作業位置の線量当量率($\mu\text{Sv}/\text{h}$)	850	100	100	
空気中トリチウム濃度 (Bq/cm ³)	$\sim 4.2 \times 10^1$	$\sim 1.3 \times 10^1$	~ 7.0	
作業場の表面密度 (Bq/cm ²)	——	——	$\sim 7.0 \times 10^2$	
外部被ばく 線量当量 (APD値)	個人最大 (mSv) 集団(人・mSv)	0.18 0.28	0.14 0.38	0.19 1.05
作業者数	3	4	12	

A.3.3 JRR-2一次冷却系大型バルブ分解・調査作業時における放射線管理

1994年12月16日10MW試験運転中、炉室地階重水ポンプ室の一次冷却系炉心タンク入口大型バルブ(DV-7)から重水漏洩が発生し、その原因究明及び補修作業並びにDV-7と同種の大型バルブ(DV-5, 6, 14)のダイヤフラム交換・点検作業が1995年1月17日から3月31日にかけて行われた。本作業は、炉心燃料(24本)の取り出し、一次冷却水(重水)の抜き取り、二次冷却水(軽水)の排水、制御棒(6本)の引上げ作業を1994年12月20日から1995年1月13日にかけて行った後、実施された。

重水ポンプ室内のバルブを分解後、取り外したダイヤフラムを炉室地階に設営したビニールハウスに運び、写真撮影、硬度測定等の調査を行った。重水が漏洩したDV-7には貫通亀裂が確認された。

作業は、トリチウム濃度 $4.8 \times 10^7 \text{ Bq/cm}^3$ の重水が循環した一次冷却系の開放、高濃度トリチウムで汚染したダイヤフラムを取り扱うため、特に、トリチウムによる内部被ばく防護に重点をおいて放射線管理を行った。

(1) 外部被ばくの管理

重水抜き取り作業後の重水ポンプ室内の線量当量率は、最大 27 mSv/h 、作業位置で数 $10 \mu \text{Sv/h}$ であった。計画線量当量は、線量当量率の測定結果と作業時間から 3 mSv に設定された。

重水ポンプ室内の局所的な高線量当量率箇所には、鉛マットにより遮へいを施した。また、配管が入り組んでいて遮へいが困難な箇所や、遮へい効果の少ない箇所は、ローピングにより立入りを制限した。

作業者の外部被ばく管理には、フィルムバッジとアラーム付ポケット線量計(警報設定値: 0.2 mSv)を着用させた。本作業による作業者の外部被ばくによる線量当量は、個人最大 1.5 mSv 、集団線量当量 5.6人・ミリシーベルトであり、個人最大の値は計画線量当量の2分の1であった。

(2) 内部被ばくの管理

分解作業時の一次冷却系開放にともなうトリチウムによる汚染拡大を防止するため、バルブの開口部をステンレスの板で閉止した。また、ビニールハウス内でのダイヤフラム調査作業時には、ハウスを局所排気系に接続して作業を行った。作業者の内部被ばくの防護には、分解作業、調査作業時ともにエアラインマスク、ビニールアノラックを着用させた。

重水ポンプ室内での分解作業時には、室内トリチウムモニタ及びダストモニタで作業環境の空気モニタリングを行い、分解作業の行われる場所の空気をサンプリングして連続監視した。ビニールハウス内でのダイヤフラム調査作業時には、適時ハウス内外を可搬型トリチウムモニタで監視した。空気モニタリングの結果、バルブ分解作業時の重水ポンプ室内のトリチウム濃度の最大が 2.3 Bq/m^3 、ダイヤフラム調査作業時のビニールハウス内のトリチウム濃度の最大が 7.4 Bq/cm^3 であった。トリチウム以外の放射性核種による空気汚染はいずれも検出されなかった。

トリチウムによる内部被ばく管理は、毎日の作業終了後、呼気測定により内部被ばくの有無を確認した。その結果、作業者全員が 0.1 mSv 未満であった。本作業の主な放射線管理データをTable A.3.3-1に示す。

一連の作業は、放射線管理上問題なく終了し、1995年4月10日から原子炉の運転が再開された。

(大貫孝哉)

Table A.3.3-1 一次冷却系大型バルブ分解・調査作業時の放射線管理データ

空気中放射能濃度	バルブ分解作業	³ H	最大 2.3 Bq/cm^3
		³ H以外	$<1.1 \times 10^{-8} \text{ Bq/cm}^3$
	ダイヤフラム調査	³ H	最大 7.4 Bq/cm^3
		³ H以外	_____
表面密度	バルブ内部	³ H	最大 $1.1 \times 10^3 \text{ Bq/cm}^2$ (DV-7)
		³ H以外	最大 $2.9 \times 10^2 \text{ Bq/cm}^2$ (DV-5)
	ダイヤフラム表面	³ H	_____
		³ H以外	最大 $1.1 \times 10^1 \text{ Bq/cm}^2$ (DV-7)
汚染核種 ; ⁵¹ Cr, ⁵⁴ Mn, ⁵⁹ Fe, ⁶⁰ Co, ⁶⁵ Zn, ^{110m} Ag			
外部被ばく	計画線量当量 ; 3 mSv		
	個人最大線量当量 ; 1.5 mSv		
	集団線量当量 ; 5.6 人・mSv		
作業人員	16人		

A.3.4 JRR-3Mからの ^{41}Ar 放出量の変動について

(1) はじめに

JRR-3Mは、熱出力20MW、軽水減速冷却、重水反射体付スイミングプール型研究用原子炉であり、1990年11月から4週間連続運転を1サイクルとする共同利用運転が行われている。原子炉の運転にともないスタックから ^{41}Ar が定常に放出されている。Fig. A.3.4-1に各サイクル毎におけるスタックからの単位原子炉出力あたりの ^{41}Ar 放出量を示す。 ^{41}Ar の放出量は原子炉運転サイクルによって大きな差が生じているため、 ^{41}Ar の放出源の特定及び放出量の変動理由の解明のための調査を実施した。

(2) ^{41}Ar が放出される排気系統の特定

^{41}Ar の放出源を調査するため、1994年10月（604サイクル）にJRR-3Mの各排気系統から500cm³の容器にガスを捕集し、ゲルマニウム半導体検出器で放射性ガスの定性・定量分析を行った。系統別サンプリングを実施したのは、Fig. A.3.4-2に示すJRR-3Mの全排気系統のうち、導管室排気系、炉室排気系、実験利用設備排気系、炉上面排気系、中性子計装用案内管排気系、中性子ガイドトンネル排気系及びスタックの計7系統である。他の系統については ^{41}Ar が混入している可能性が低いため、今回の調査から除外した。ガスサンプリングによる ^{41}Ar の分析結果をTable A.3.4-1に示す。本測定により、JRR-3Mにおける ^{41}Ar の放出は、実験利用設備排気系に接続している炉上面排気系及び中性子計装用案内管排気系からであることが確認された。また、ガスサンプリングに並行してガスマニタによる指示濃度を監視したが、ガスサンプリングにより評価した ^{41}Ar 濃度とガスマニタの指示濃度は誤差±5%以内で良く一致した。

次に、 ^{41}Ar が検出された炉上面排気系及び中性子計装用案内管排気系の各サイクル毎の ^{41}Ar 放出率について調査した。結果をFig. A.3.4-3に示す。中性子計装用案内管排気系の ^{41}Ar 放出率は全サイクルに渡りほぼ一定しているが、炉上面排気系の放出率は運転サイクルによって大きな違いが生じていることがわかる。また、実験利用設備排気系の ^{41}Ar 放出率は、炉上面排気系の放出率の変化に追従して増減している。さらに、各サイクル毎の炉上面排気系ガスマニタ（検出器：Na I）とスタックガスマニタ（検出器：Na I）の平均濃度（各モニタの1日平均濃度を1サイクルに渡って平均した値）の関係はFig. A.3.4-4に示すように比例関係であることから、スタックからの ^{41}Ar 放出量は炉上面排気系の ^{41}Ar 濃度に依存して変化することが明らかになった。

(3) 炉上面排気系ガス濃度の変動要因について

炉上面排気系は原子炉プール内の一次冷却水と上部遮へい体との間の空気を換気する系統であるため、炉上面排気系の ^{41}Ar 濃度と一次冷却水中の ^{41}Ar 濃度にはかなり強い相関性が予測された。そこで、一次冷却水モニタのひとつであるFFD [γ]（検出器：Na I）と炉上面排気系ガスマニタの指示値との相関性について調査した。Fig. A.3.4-5に示すように、各サイクルにおけるFFD [γ]の平均指示値と炉上面排気系ガスマニタの平均濃度（各モニタの1日平均指示値及び1日平均濃度を1サイクルに渡って平均した値）は比例している。FFD [γ]の指示値と一次冷却水中 ^{41}Ar 濃度は比例関係であることが確認されていることから、炉上面排気系ガスマニタの指示値は、一次冷却水中 ^{41}Ar 濃度に比例していることが明らかとなった。

(4) 一次冷却水中 ^{41}Ar 濃度の変動要因について

一次冷却水中 ^{41}Ar 濃度の変動要因に因果関係があると予想された原子炉出力、原子炉プール内一次冷却水の温度等について502 サイクルから603 サイクルに渡って調査した。

(a) 原子炉出力

各運転サイクルの原子炉平均出力（対数出力計）と定格出力との差異は±5%以内であり、また原子炉出力と一次冷却水中 ^{41}Ar 濃度との相関は見られなかった。

(b) 原子炉プール内一次冷却水温度

原子炉プール内一次冷却水の温度は季節変動が認められ、夏高く、冬低い傾向があるが、一次冷却水温度と一次冷却水中 ^{41}Ar 濃度との相関は特に見られなかった。

(c) 一次冷却水の交換

原子炉運転にともなって上昇する一次冷却水中トリチウム濃度をあるレベル以下に保つため、一次冷却水の交換を行っている。一次冷却水交換前後の運転サイクルにおいて、一次冷却水中 ^{41}Ar 濃度の変動は見られたが、交換した一次冷却水量と一次冷却水中 ^{41}Ar 濃度との相関性は認められなかった。

(d) 溢流系ポンプの作動時間

原子炉運転準備週に溢流系ポンプを作動し、原子炉運転期間中に蒸発した一次冷却水の補給を行っている。ポンプの作動時間と原子炉運転期間中における一次冷却水中 ^{41}Ar 濃度とは明白な相関を見出すことはできなかった。

(4) 結論

(a) ^{41}Ar は炉上面排気系及び中性子計装用案内管排気系から放出されている。

(b) 中性子計装用案内管排気系からの ^{41}Ar の放出率は、約 $5.9 \times 10^8 \text{Bq/h}$ ではほぼ一定である。

(c) 炉上面排気系からの ^{41}Ar の放出率は一次冷却水中 ^{41}Ar 濃度と相関している。

(5) 今後の課題

今回の調査において、スタックからの ^{41}Ar の放出量は、一次冷却水中 ^{41}Ar 濃度の変動に起因することが明らかとなった。しかしながら一次冷却水中 ^{41}Ar 濃度の変動に依存すると予想した原子炉出力、原子炉プール内一次冷却水温度に大きな差異が認められなかった。原子炉起動から停止までにおける一次冷却水中 ^{41}Ar 濃度を調査したところ、原子炉起動とともに ^{41}Ar 濃度は上昇し、運転2日目に最大を示した後次第に減少しているが、その最大値は運転サイクルによって大きく異なっていた。このことから、各運転サイクルにおける一次冷却水中の ^{41}Ar 濃度の違いは、原子炉起動直前における一次冷却水中の溶存 ^{40}Ar 濃度に依存していると予測できる。運転準備期間中に行われるカナル、SFプールへの給水、燃料交換作業及び溢流系ポンプの運転などにより、一次冷却水中の溶存 ^{40}Ar 濃度がどのように変化するかを確認するため、1995年度の定期自主検査期間中に酸素濃度計が設置された。酸素濃度と ^{41}Ar 生成量とに相関性が認められれば、当酸素濃度計を監視することにより ^{41}Ar 濃度の変動原因が明確となるものと期待される。引き続き一次冷却水中の ^{41}Ar 濃度の変動について調査を実施し、スタックからの ^{41}Ar 放出量の変動原因の解明を行う予定である。

(角田 昌彦)

参考文献

- 1) 木名瀬 栄: 保健物理—管理と研究—No. 36, JAERI-Review 94-007 41-43(1994)

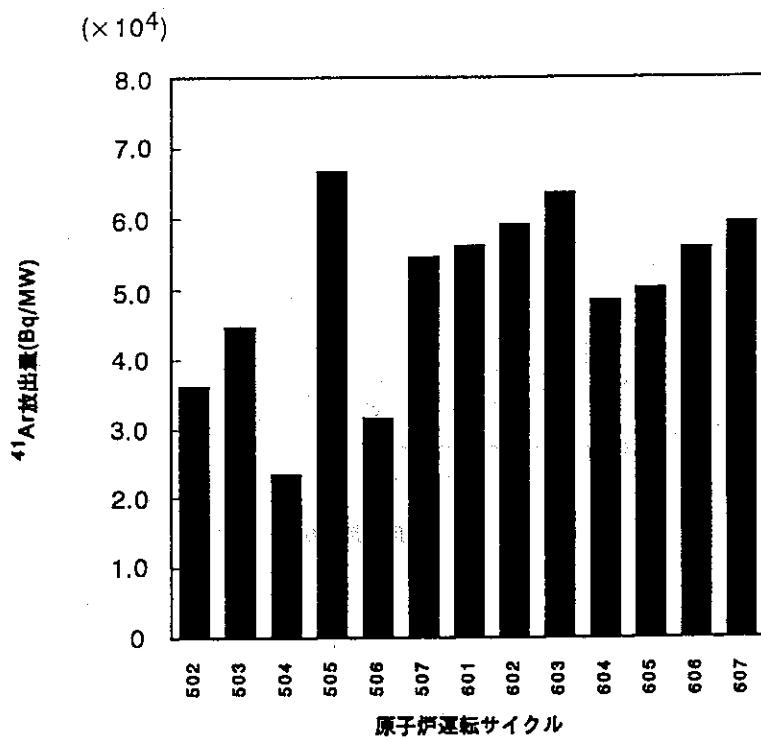
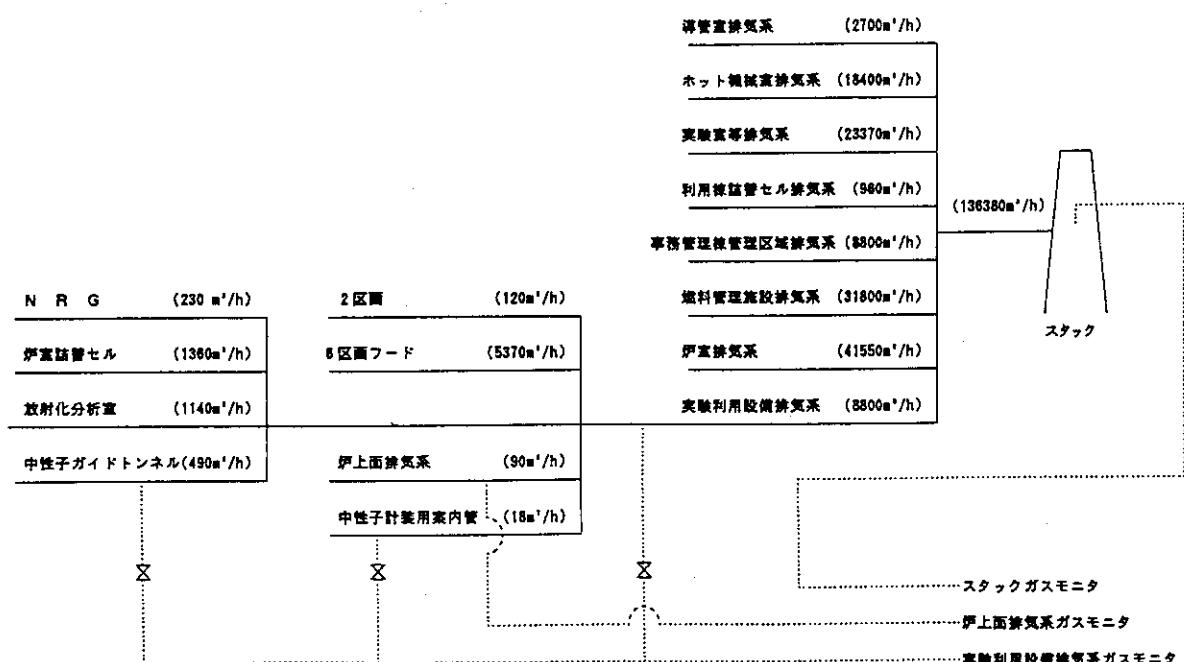
Fig. A. 3. 4 - 1 スタックからの単位原子炉出力あたりの ${}^{41}\text{Ar}$ 放出量の推移

Fig. A. 3. 4 - 2 JRR-3Mの排気系統図及びガスモニタサンプリング配管系統図

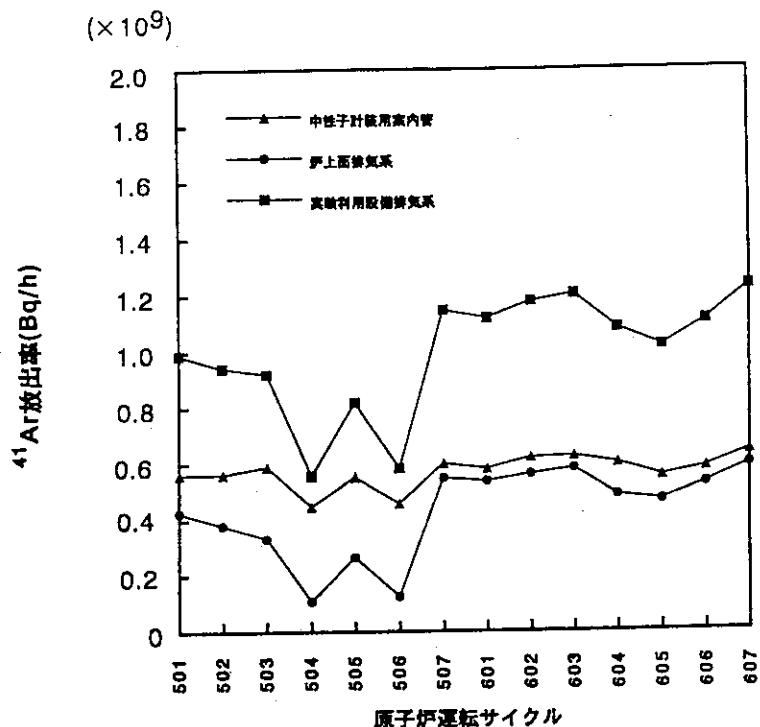
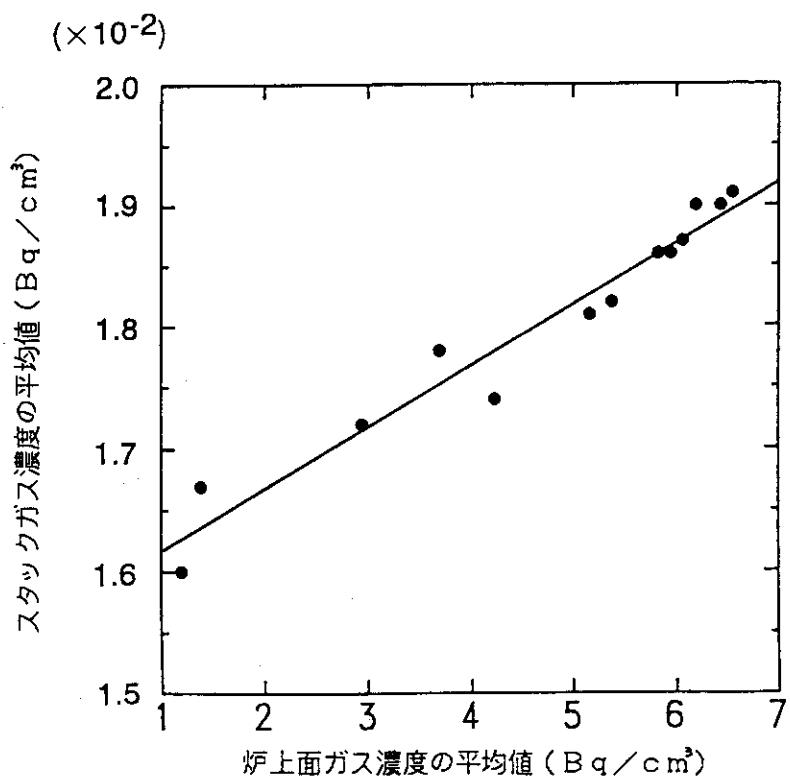
Fig. A. 3.4 - 3 排気系統別 ^{41}Ar 放出率の推移

Fig. A. 3.4 - 4 炉上面排気系ガス濃度とスタックガス濃度

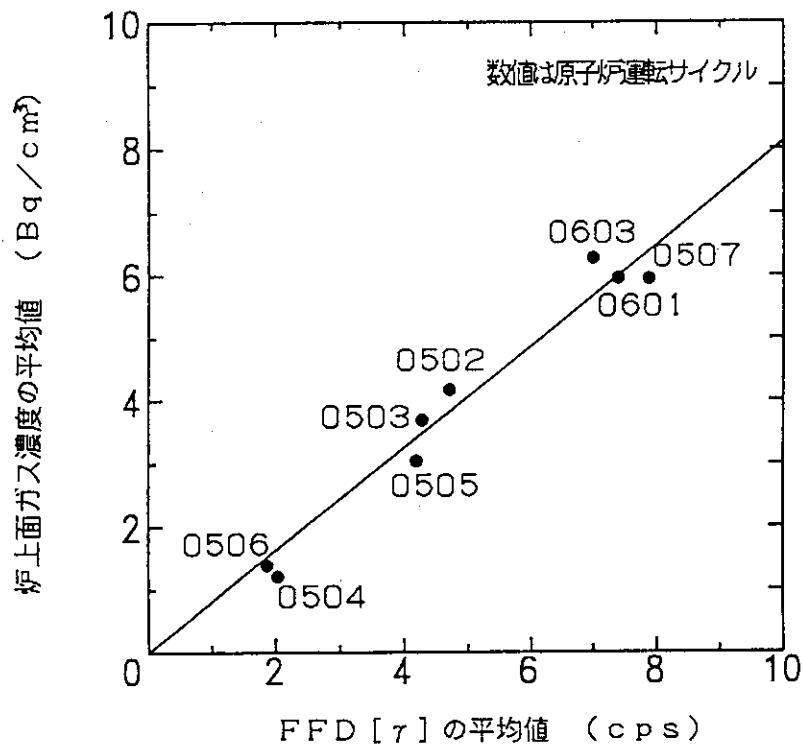


Fig. A. 3.4 - 5 FFD [γ] 指示値と炉上面ガス濃度の関係

Table A. 3.4 - 1 系統別サンプリング法による⁴¹Ar濃度及び放出率

排気系統名	排気風量率 (m ³ /h)	⁴¹ Ar放射能濃度 (Bq/cm ³)	放出率 (Bq/h)
導管室排気系	2.7×10^3	$<6.6 \times 10^{-3}$	$<1.8 \times 10^7$
炉室排気系	$4.3 \times 10^4^*$	$<8.0 \times 10^{-3}$	$<3.5 \times 10^8$
実験利用設備排気系	$8.9 \times 10^3^*$	9.7×10^{-2}	8.6×10^8
炉上面排気系	9.0×10^1	5.5×10^0	5.0×10^8
中性子計装用案内管 排気系	1.8×10^1	9.4×10^0	1.7×10^8
中性子ガイドトンネル 排気系	4.9×10^2	$<6.9 \times 10^{-3}$	$<3.4 \times 10^6$
スタック	$1.4 \times 10^5^*$	$<7.3 \times 10^{-3}$	$<1.0 \times 10^9$

(注) : *印付きは実測値、他は定格値

A.3.5 燃料試験施設における燃料集合体解体装置の解体ヘッドの撤去作業時の放射線管理

燃料集合体解体装置は、実用燃料の照射後試験を行うため、燃料集合体上部ノズル取り外し等に使用する目的で、1977年に燃料試験施設の $\beta\gamma$ No.3セル内に設置された。

近年、燃料集合体の製作仕様の変更により、燃料集合体解体装置の解体ヘッド（以下、「解体ヘッド」と言う。）を使用する必要がなくなったため、解体ヘッドの解体、撤去作業が1995年3月1日から13日まで実施された。以下に本作業時の放射線管理について述べる。

セル内表面は、実用燃料を解体したため、主として ^{137}Cs , ^{60}Co 等で汚染している。セル内床面の表面密度は、事前に除染作業が行われたため比較的低い値（最大 $1.9 \times 10^1 \text{Bq/cm}^2$ （全 β ））であったが、燃料集合体解体装置周辺にはセル内床面の約10～100倍高い汚染が存在している。

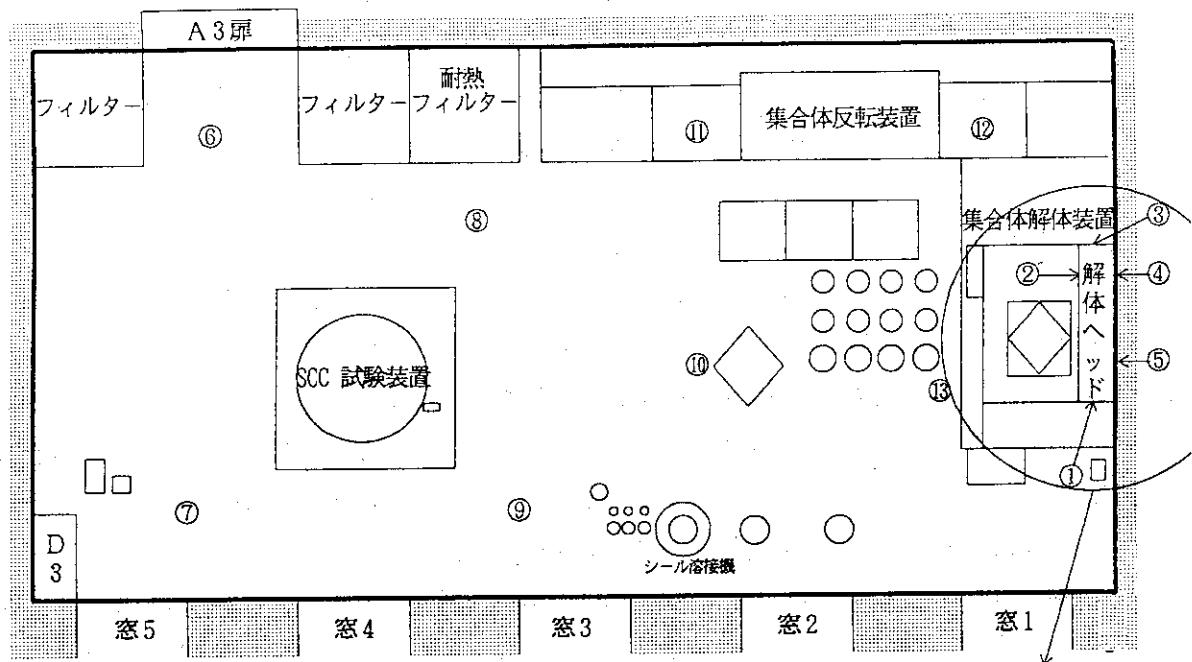
解体前の解体ヘッド表面の線量当量率は最大 1mSv/h 、表面から 1m の地点で $300\mu\text{Sv/h}$ 、表面密度は、最大 $1.8 \times 10^3 \text{Bq/cm}^2$ （全 β ）であった。Fig. A.3.5-1 に解体作業前の $\beta\gamma$ No.3 セル内表面密度及び線量当量率を示す。

作業者の呼吸保護具は、表面密度から評価して全面マスクを、エアープラズマ切断時には、エアーラインマスクを着用した。作業開始前にマスクマンテスト装置により、作業者の全面マスク漏洩率を測定し装着状態の確認を行った。また、作業中の $\beta\gamma$ No.3セル内の空気中放射能濃度は最大で $1.5 \times 10^{-4} \text{Bq/cm}^3$ （全 β ）であった。

今回の解体作業では、作業者の被ばく低減及び作業場周辺の汚染拡大防止のため、解体ヘッド周辺を濡れウエス等で除染してから作業を行った。また、作業場周辺には、亜鉛鉄板及び防火シート等を用いて養生を行い、解体ヘッド周辺を隨時散水し、表面汚染の飛散及びエアープラズマの火花による防火に努めた。解体ヘッド部は、重量物（865mm(縦)×1130mm(横)×2400mm(高)、重量約1500kg：鉄鋼製）のため細断、梱包及び搬出は安全に十分注意して行った。解体ヘッド部は、 ^{106}Ru - ^{106}Rh 及び ^{144}Ce - ^{144}Pr の β (γ) 線核種で汚染しているため、作業者の指先の被ばく測定はリングバッジを着用して行った。

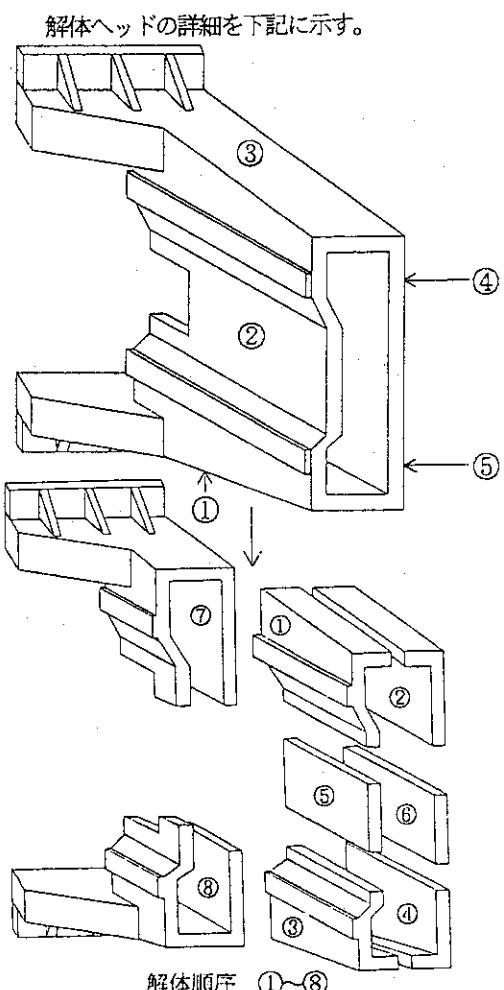
作業期間中の作業者の実効線量当量は、フィルムバッジの測定から最大 1.0mSv 、組織線量当量は、最大 4.2mSv （手先）であり、計画線量当量のそれぞれ $2/5$, $1/6$ に抑えることができ、また、作業場周辺への汚染拡大もなく作業を終了することができた。エアープラズマ切断時には、解体ヘッド周辺を隨時散水し、亜鉛鉄板等での養生を行ったが、予想外に火花が飛散したので、今後は火花飛散防止対策も考慮する必要がある。今回の作業は、エアープラズマ切断という特殊な切断方法が行われたが、今後もこのような作業が実施されると思われるため、エアープラズマ切断時の放射線管理の方法を検討しておく必要がある。

（吉永 道明）



測定点	表面密度 (Bq/cm^2)		*1 線量当量率 ($\mu Sv/h$)
	α	$\beta (\gamma)$	
①	6.6×10^1	1.8×10^3	—
②	1.3×10^1	3.3×10^2	300
③	9.1	1.8×10^2	—
④	3.9	1.2×10^2	—
⑤	3.5	7.4×10^1	—
⑥	7.3×10^{-1}	1.4×10^1	100
⑦	$< 1.4 \times 10^{-1}$	$< 3.9 \times 10^{-1}$	150
⑧	4.6×10^{-1}	1.9×10^1	200
⑨	2.0×10^{-1}	7.9	300
⑩	3.0×10^{-1}	7.4	200
⑪	$< 1.4 \times 10^{-1}$	6.5	100
⑫	1.9×10^{-1}	4.1	100
⑬	4.4×10^{-1}	1.5×10^1	200

*1 線量当量率については、空間(床から1m)の値である。



解体順序 ①～⑧

Fig. A. 3.5 - 1 解体作業前の β γ No. 3 セル内表面密度及び線量当量率

A.3.6 セル除染作業時の被ばく線量の時系列解析と低減対策の試案

燃料試験施設では、セル内機器の保守点検作業者の線量当量を低減するため、定期的にセル内の除染作業が実施されている。この除染作業は原研において作業者の線量当量が多い作業の一つである。被ばく低減のためセル除染時の作業方法や作業手順が繰り返し見直しされ、近年ではほぼ定型化されている。今回、さらに作業者の線量当量の低減化を図るため、一定時間経過毎の積算線量当量及び 70マイクロメートル 線量当量の測定等ができる被ばく情報記憶式線量計を着用して、除染作業時の主たる被ばく要因となる作業内容を選定し、有効な被ばく低減対策を試案した。

今回の解析は燃料試験施設セル除染作業の中では最も集団線量当量が高い $\beta\gamma$ コンクリートNo.3セルで実施した。このセル内には照射後試験用の燃料切断装置等が設置されており、立ち入り除染前のセル内の線量当量率分布はフィルタユニットと内装機器の各表面で $500\sim700\ \mu\text{Sv}/\text{h}$ 、空間線量当量率は $100\sim300\ \mu\text{Sv}/\text{h}$ であった。以下に 1センチメートル 線量当量(1cm 線量当量)と 70マイクロメートル 線量当量($70\ \mu\text{m}$ 線量当量)の時系列解析結果について述べる。

被ばく情報記憶式線量計から得られた時間経過毎の線量当量と作業内容から各作業の集団 1cm 線量当量を求めた結果、除染後の養生作業が全体の34%で最も多く、ついで高所壁、架台、機器除染が19%から16%となった。この割合は集団 $70\ \mu\text{m}$ 線量当量についてもほぼ同様であった。除染作業の主な被ばく要因となるこれらの作業について解析を行った。機器除染作業における時間経過にともなう集団線量当量の推移をFig. A.3.6-1に示す。この作業の場合、傾きの異なる二つの直線が存在していた。除染初期段階の傾きが大きい直線は、線量当量率の高い機器の除染を行ったためであると考えられ、それ以外の期間は除染対象となる機器の違いに関わらずほぼ一定の値となった。このように除染進行にともなった線量当量の減少が見られない傾向は他の作業でも同様に見られた。また、Table A.3.6-1に示すとおり、各作業の積算線量から求めた単位時間当たりの作業者の線量当量は、作業場の空間線量当量率の平均的な値と一致した。これらのことから、機器除染時の初期段階以外の作業者の 1cm 線量当量はセル内の空間線量当量率による影響が大きいと考えられる。次に、 $70\ \mu\text{m}$ 線量当量については、高所壁除染時の 1cm 線量当量に対する $70\ \mu\text{m}$ 線量当量の比が除染経過とともに高くなった箇所が見られた。これは作業者が、遠隔除染で拭き取れない部分などの表面密度の高い箇所に移動して除染を行ったため、その汚染核種からの β 線の影響であると考えられる。線量当量の比が高くなる箇所は他の作業の時系列結果からも同様であった。

以上の 1cm 線量当量と $70\ \mu\text{m}$ 線量当量の被ばく要因をもとに低減対策を試案した。 1cm 線量当量の低減については空間線量当量率に影響する高線量機器の遮へい、除染後の養生作業に用いるシートの規格化による作業時間の短縮が有効であると考えられる。また、 $70\ \mu\text{m}$ 線量当量の低減については、立ち入り前に高汚染箇所を特定し、その汚染箇所からの β 線の影響を避けることが可能なモップ等による除染方法の改善、並びに 1cm 線量当量の低減策と同様に作業時間の短縮が効果的であると考えられる。

今回の時系列解析により細かな被ばく状況が把握でき、低減対策となる作業方法の試案を得た。今後はこの試案を実際の作業に活用し、除染作業での被ばく低減効果を確認する必要がある。

(小林 誠)

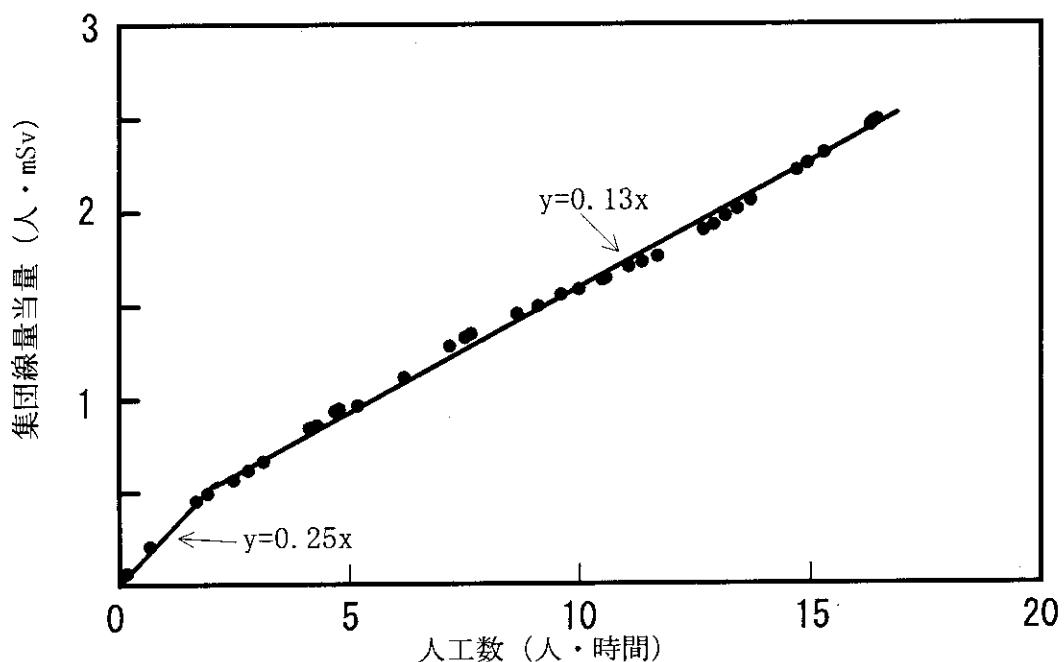


Fig. A. 3.6 - 1 機器除染作業の積算集団線量当量の推移

Table A. 3.6 - 1 各作業の 1 センチメートル線量当量率

作業内容	各作業の時系列解析から求めた 単位時間当たりの線量当量(mSv/h)	作業場の空間 線量当量率(mSv/h)
架台除染	0.17	0.1~0.3
機器除染	0.25 (除染初期) 0.13	0.1~0.7
高圧蒸気除染	0.09	約 0.1
除染後の養生	0.15	0.1~0.3

A.3.7 FCAにおけるPu燃料装荷作業時の放射線管理

FCAの実験体系に応じた炉心構成変更作業の一環として装荷変更が行われる。本作業の特徴は、燃料板及び模擬物質板を装荷する際、燃料板の破損を防止するため、燃料板を直接手で取り扱うことにより従来から指先の被ばくが原研で行われる作業の中で最も高い値を示していることである。

今回、1994年9月5日から9月14日に実施された作業はXVII-1集合体の燃料板を²³⁹Puの濃縮度91%のものから81%及び75%のものへ装荷変更を行う作業であり、特定作業者の指先の被ばく低減に重点をおき、放射線管理を実施した。

装荷変更作業の計画線量当量は、過去に行われた作業の結果を基に算出していた。しかし、今回の作業では、取り扱われる合計300枚の²³⁹Pu燃料板全てについて外観検査及びスミヤ法による表面密度検査が行われるため、従来の作業よりも取り扱う時間が長く、過大な被ばくが予想された。このため、今回は以下の手順で計画線量当量を算出した。この作業の被ばくには、FCAの運転にともない²³⁹Pu燃料板中に生成した²⁴¹Amからのγ線が大きく寄与する。そこで、燃料板表面の線量当量率最大0.3Sv/h、平均20mSv/hに²³⁹Pu燃料板の組成比及び枚数を考慮して実効線量当量及び組織線量当量（指部の局部）の計画線量当量の算出を行った。また、本作業は大きく3種別（燃料受扱、炉室、作業室）に分けられ、そのうち作業室での作業が特に燃料を取り扱う時間が多く熟練を要するため特定作業者の一部に被ばくが片寄る可能性がある。そこで予め作業の種別ごとに計画線量当量を設定することで、特定作業者の被ばくが均一となるよう計画した。作業場所別の計画線量当量をTable A.3.7-1に示す。計画線量当量は、実効線量当量を1.0mSv、組織線量当量（指部の局部）を20mSvから45mSvとした。

作業者の外部被ばく管理として、胸部にフィルムバッジ及びポケット線量計、衿部に熱ルミネセンス線量計、指部にリングバッジをそれぞれ着用させ、作業種別ごとの被ばく管理を実施した。作業室（Pu燃料取扱いフード内）でのPu燃料板の装荷変更においては、事前に十分なコールドモックアップ試験を実施することにより、作業者の燃料板取り扱い時間の短縮化に大いに役立つことができた。また、体幹部に対する被ばく低減措置として鉛エプロンを着用させた。なお、本作業において作業者16名の外部被ばく線量の結果は、最大実効線量当量0.7mSv、最大組織線量当量（指部の局部）38mSvであり、計画線量当量以下にすることができた。実効線量当量及び組織線量当量評価結果をTable A.3.7-2に示す。

本作業において燃料板の表面密度検査作業も行われたため、作業期間を通じ半面マスクを着用させたが、空気汚染を生じることもなく、作業者の内部被ばくとして問題となることはなかった。

本作業の被ばくは作業者の経験、取り扱う燃料板の表面線量当量率、枚数、時間に大きく影響され、これまで計画線量当量の算出は困難であったが、今回の作業において²³⁹Pu燃料板のみを取り扱う作業では、計画線量当量に対してほぼ一致したデータを得て終了することができた。その結果、作業種別ごとに計画線量当量を定め、作業種別ごとの線量当量を意識させつつ作業者が上記3種別の作業をローテーションで行うことにより迅速、正確に作業を遂行することにつながり、被ばく低減となることが分かった。

（小古瀬 均）

参考文献

- 1) 後藤 孝徳： 保健物理－管理と研究－No. 33 JAERI-M91-171, 75-77 (1990)

Table A.3.7-1 作業別計画線量当量

作業区分	実効線量当量 (mSv)	組織線量当量 (mSv)
燃料受払い	1. 0	15. 0
炉室作業	1. 0	10. 0
作業室	1. 0	40. 0
全作業*	1. 0	45. 0

* : 燃料受払い, 炉室作業, 作業室全てに従事した場合

Table A.3.7-2 実効線量当量及び組織線量当量結果

実効線量当量	組織線量当量			
	個人最大 (mSv)	個人最大 (mSv)	平均 (mSv)	集団 (person · mSv)
0. 7	38. 0	13. 0	204. 8	

A. 3.8 放射性汚染等の概況

1994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、JRR-2における³Hによる空気汚染で、その発生状況、原因、処置及び対策の概要をTable A.3.8-1に示す。

(小畠 一一)

Table A.3.8-1 放射線管理上の参考となる特記事項

(東海研究所, 1994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
12月16日	JRR-2	空気汚染	原子炉運転中に大型バルブより重水約100ℓが漏洩し、重水ボンプ室内が室内が ³ Hにより汚染した。	重水ポンプ室内の最大空气中濃度： 42Bg/cm ³ 重水回収作業による被ばく： 内部被ばく； 0.1mSv以下 外部被ばく； 個人最大で 0.241mSv	バルブのダイヤフラムに亀裂が生じたため	漏洩した重水の回収及び室内の除染

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1993年度と同様に実施した。モニタリングポスト、放射線観測車、TLD等による定地点及び走行経路における空気吸収線量（率）の連続あるいは定期監視、並びに空気試料、陸上試料、海洋試料中の放射能濃度の定期監視を行った。また排気、排水試料中の⁸⁹Sr、⁹⁰Srの化学分析及び気象観測も行った。その結果、施設からの放出放射性物質による異常は認められなかった。

上記監視・測定の他、次の業務を行った。

- (1) JRR-4 燃料低濃縮化に係わる一般公衆の被ばく線量評価、許可申請書の関連部分の執筆とヒアリングに協力した。
- (2) 社会環境調査及び将来人口分布予測計算コードの改修を行った。
- (3) 核燃料物質使用施設に係わる周辺監視区域外の線量当量の重畠効果の評価を行い、県環境監視委員会に協力した。
- (4) 核燃料物質使用施設（大洗も含む5施設）の許可変更にともなう想定事故時の線量当量の評価を行うとともに、対象施設の変更申請書作成に協力した。
- (5) 気象観測塔の非破壊検査及び塗装を実施した。
- (6) 「原子炉施設品質保証計画書」改正にともない、放射線管理施設の品質保証計画の見直しを行った。

(加藤 正平)

A.4.2 環境放射線のモニタリング

(1) 空気吸収線量率の監視

モニタリングステーション及びモニタリングポストによる空気吸収線量率の測定結果をそれぞれ Table A.4.2-1, Table A.4.2-2 に示す。表中の「最大」は10分間平均の月間最大値である。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り、異常は認められなかった。また、モニタリングポストでの最大値は、廃棄物輸送、降雨等の影響によるものであり、表中特に高い値は、第1保管廃棄施設における放射性廃棄物の保管体収納作業の影響によるものである。

(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放射能濃度の月間変動を Fig. A.4.2-1 に示す。大気中の α 放射能濃度及び β 放射能濃度は、固定ろ紙式ダストモニタにより放射性塵埃をろ紙上に1週間連続捕集し、捕集後72時間以上経過した後、測定評価したものであり、異常は認められなかった。

(3) 定点における空気吸収線量率の監視

1993年度と同様、 γ 線空気吸収線量率の測定を1994年4月と10月に19地点で実施したが、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

1993年度と同様、TLDにより3ヵ月間の積算線量を測定した。阿漕ヶ浦西において付近の道路舗装工事が行われ、また、川根においては道路舗装工事により測定点を移動したため、積算線量が若干高くなったが、その他の地点については、異常は認められなかった。測定結果をTable A.4.2-4 に示す。

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

(5) γ 線空気吸収線量率の走行測定

1993年度と同様、走行サーベイを1994年4月に実施し、緊急時サーベイのための基礎データを得た。

(6) 気象観測

1993年度と同様、各気象要素について連続観測を行った。また、気温(差)計、露点温度計、感雨計のオーバーホール再検定を行った。

(7) その他の管理業務

- (a) JRR-4 低濃縮化に係わる一般公衆の被ばく線量評価を行うとともに担当箇所の変更許可申請書を作成し、科学技術庁のヒアリング及び所内の「JRR-4 LEU専門部会」の審査にも対応した。
- (b) 社会環境調査（平成2年国勢調査結果等）及び将来人口分布予測計算コードの一部改修を行った。
- (c) 核燃料物質使用施設に係わる周辺監視区域外の線量当量の重畠効果についての委員会（東海

地区重畳効果検討会) 資料作成に協力した。

- (d) 核燃料物質使用施設(燃料試験施設、廃棄物安全試験施設等の5施設)の許可変更に伴う想定事故時の線量当量の評価を行うとともに、対象施設の変更申請書作成に協力した。
- (e) 茨城県環境放射線監視計画上の大気塵埃中全β放射能濃度の「平常の変動幅の上限値」の見直しを行った。
- (f) 気象観測塔の塗装、鉄骨の健全性を調査するための非破壊検査及び塔腐食部の改修工事の発注を行った。
- (g) 「原子炉施設品質保証計画書」が改正されたため、放射線管理施設(屋外管理用施設)の品質保証計画の見直しを行った。

(小林 秀雄)

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

(東海研究所, 1994年度) (単位: nGy/h)

MS No.	年 月	1994年												1995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	34	34	33	34	34	34	34	34	34	34	34	34	0.4	
	最 大	49	48	43	60	46	50	40	47	56	48	49	52	60	—	—	—	
MS-2	平 均	32	32	32	32	33	32	32	32	32	32	32	32	32	32	32	0.3	
	最 大	49	45	47	56	46	47	40	47	59	51	44	50	59	—	—	—	
MS-3	平 均	30	30	30	30	30	29	29	30	30	30	29	30	30	30	30	0.4	
	最 大	49	40	44	54	43	56	35	48	57	47	43	50	57	—	—	—	
MS-4	平 均	42	41	42	43	44	41	42	42	42	42	42	42	42	42	42	0.9	
	最 大	60	55	56	79	58	80	50	57	72	60	58	68	80	—	—	—	

検出器: Na I (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, 1994年度) (単位: nGy/h)

ポストNo.	年月	1994年												1995年				年間	標準偏差
		4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	1995年	1995年	1995年	1995年		
構内ポスト	MP-11 平均	39	38	38	37	36	38	38	38	38	38	38	38	38	38	38	38	0.7	
	MP-11 最大	53	48	48	65	51	50	43	53	61	53	54	54	53	54	53	54	—	
	MP-12 平均	34	34	34	34	34	36	34	34	34	34	34	34	34	34	34	34	0.6	
	MP-12 最大	52	45	45	71	49	52	46	49	62	51	51	51	51	51	51	51	—	
	MP-13 平均	34	34	35	36	36	38	36	36	37	37	37	37	37	37	37	37	1.2	
	MP-13 最大	53	46	46	87	51	56	45	55	67	55	55	55	55	55	55	55	—	
	MP-14 平均	44	44	44	44	45	45	45	45	45	45	45	45	45	45	45	45	0.8	
	MP-14 最大	67	61	61	91	62	70	60	61	69	62	64	62	62	62	62	62	—	
	MP-15 平均	35	35	34	34	34	34	34	36	35	35	35	35	35	35	35	35	0.6	
	MP-15 最大	55	50	49	64	52	56	43	56	68	55	55	53	53	53	53	53	—	
構外ポスト	MP-16 平均	32	32	31	31	31	31	31	32	32	32	32	32	31	31	32	32	0.5	
	MP-16 最大	60	56	48	61	47	51	42	53	66	53	53	53	53	53	53	53	—	
	MP-17 平均	32	32	32	32	31	31	31	32	31	31	30	31	31	31	32	32	0.8	
	MP-17 最大	48	38	48	47	35	44	48	39	47	56	49	49	49	49	49	49	—	
	MP-18 平均	33	33	33	32	32	31	31	34	35	35	35	35	34	34	34	34	1.2	
構外ポスト	MP-19 平均	43	43	44	44	44	44	44	45	45	45	45	45	45	45	45	45	—	
	MP-19 最大	63	41	41	44	44	44	44	45	45	45	45	45	45	45	45	45	1.6	
	MP-21 平均	35	36	36	35	36	36	36	37	35	35	35	35	35	35	35	35	0.6	
	MP-21 最大	57	48	51	57	50	53	44	51	63	54	54	54	54	54	54	54	—	
	MP-22 平均	36	36	37	37	36	37	37	37	36	36	36	36	36	36	36	36	0.5	
構外ポスト	MP-22 最大	53	46	51	60	50	53	53	53	51	51	52	52	52	52	52	52	—	
	MP-23 平均	33	33	33	33	33	33	33	34	33	33	33	33	33	33	33	33	0.7	
	MP-23 最大	50	30	46	63	48	54	41	54	62	50	50	50	50	50	50	50	—	
構外ポスト	MP-24 平均	37	38	37	37	37	37	37	37	37	37	37	37	37	37	37	37	1.2	
	MP-24 最大	50	47	47	63	48	57	48	57	51	51	54	54	54	54	54	54	—	
構外ポスト	MP-25 平均	32	32	32	32	32	32	32	33	33	33	32	32	31	31	32	32	0.9	
	MP-25 最大	50	44	46	65	47	50	48	50	54	48	49	49	49	49	49	49	—	

検出器: NaI (Tl) シンチレーション型DBM方式

*1 北地区への廢棄物輸送による影響

*2 第1保管廃棄物収納作業による影響

*3 Ga-67 投与患者が付近を通った事による影響

「最大」は、10分間平均の月間最大値を示す。

Table A.4.2-3 定点における空気吸収線量率測定結果

(東海研究所, 1994年度) (単位: nGy/h)

地点番号	地点名	測定期間	1994年 4月25日 ～ 5月10日	1994年10月17日 ～ 10月26日
		測定結果	空気吸収線量率	空気吸収線量率
1	構内 (MS-1)		41.8	44.8
2	舟石川 (原電住宅)		24.4	26.1
3	照沼 (如意輪寺)		85.4	85.1
4	宮前 (酒列神社)		23.7	23.4
5	須和間 (MS-3)		33.1	34.7
6	" (住吉神社)		38.6	38.3
7	那珂湊 (三峯神社)		22.5	22.4
8	勝田 (吉田神社)		25.9	26.5
9	" (日製病院前)		30.0	29.0
10	" (香取宮)		24.3	24.9
11	那珂町 (上宮寺)		34.7	34.6
12	内宿 (大山台)		28.8	28.5
13	磯部 (都々逸坊)		47.5	47.4
14	横堀 (発汗地蔵)		35.4	35.3
15	菅谷 (鹿島神社)		63.7	63.5
16	稻田 (今花島神社)		31.6	31.7
17	龜下 (MS-4)		54.6	55.0
18	高野 (鹿島神社)		23.1	23.6
19	石神 (住吉神社)		29.2	29.6

Table A. 4. 2 - 4 積算線量測定結果

(東海研究所, 1994年度) (単位: μSv)

地 点 番 号	地 点 名	測 定 結果	測定期間		第1四半期		第2四半期		第3四半期		第4四半期		年 間 積 算 線 量	
			1994年3月17日 ～ 6月21日		1994年6月21日 ～ 9月20日		1994年9月20日 ～ 12月20日		1994年12月20日 ～1995年3月22日					
			測定値	91日換算 線量	測定値	91日換算 線量	測定値	91日換算 線量	測定値	91日換算 線量	測定値	91日換算 線量		
M-1	構内(MS-1)		83	79	88	88	86	86	89	88	88	88	341	
M-2	周辺監視区域境界 (MP-1)		89	84	89	89	92	92	95	94	94	94	359	
M-8	周辺監視区域境界 (ブル研裏)		80	76	84	84	84	84	91	90	90	90	334	
M-10	周辺監視区域境界 (MP-7)		70	66	72	72	74	74	75	74	74	74	286	
M-11	周辺監視区域境界 (MP-8)		80	76	84	84	85	85	85	84	84	84	326	
M-13	構内(MS-2)		89	84	90	90	98	98	97	96	96	96	368	
M-17	宿		82	78	80	80	79	79	85	84	84	84	321	
M-18	新川下流		83	79	83	83	88	86	85	84	84	84	332	
M-19	阿曽ヶ浦南西		76	72	80	80	80	80	80	79	79	79	311	
M-20	阿曽ヶ浦西		76	72	80 ^{*1}	80	80	80	79	78	78	78	310	
M-21	白方		79	75	81	81	80	80	80	79	79	79	315	
M-22	原電グラウンド北西		94	89	95	95	93	93	94	93	93	93	370	
M-26	川根		70	66	73	73	75	75	81 ^{*2}	80	80	80	294	
M-29	須崎間(MS-3)		78	74	77	77	79	79	74	73	73	73	303	
M-30	亀下(MS-4)		107	101	114	114	108	108	109	108	108	108	431	
M-53	東海中		55	52	61	61	61	61	61	60	60	60	234	
M-44	豊岡1		75	71	84	84	81	81	80	79	79	79	315	
M-56	豊岡2		90	85	93	93	91	91	92	91	91	91	360	
M-57	豊岡3		83	79	86	86	83	83	83	82	82	82	330	
M-58	水戸気象台		63	60	65	65	67	67	65	64	64	64	256	

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 付近の道路舗装工事により周辺環境が変わった。

*2 道路舗装工事により測定点を若干移動した。

Table A. 4. 2 - 5 那珂研究所敷地境界付近における積算線量測定結果

(東海研究所, 1994年度) (単位: μGy)

測定 期間 結果 地点	第1四半期		第2四半期		第3四半期		第4四半期		年間 積算 線量	
	1994年3月18日 ～6月20日		1994年6月20日 ～9月19日		1994年9月19日 ～12月19日		1994年12月19日 ～1995年3月20日			
	測定値	91日換算 線量	測定値	91日換算 線量	測定値	91日換算 線量	測定値	91日換算 線量		
1	61	59	68	68	67	67	65	65	259	
2	51	49	55	55	56	56	58	58	218	
3	61	59	65	65	63	63	64	64	251	
4	73	71	75	75	73	73	75	75	294	
5	59	57	65	65	63	63	65	65	250	
6	71	69	72	72	70	70	74	74	285	
7	57	55	57	57	62	62	61	61	235	
8	69	67	72	72	70	70	70	70	279	
9	71	69	73	73	73	73	77	77	292	
10	76	74	78	78	75	75	81	81	308	

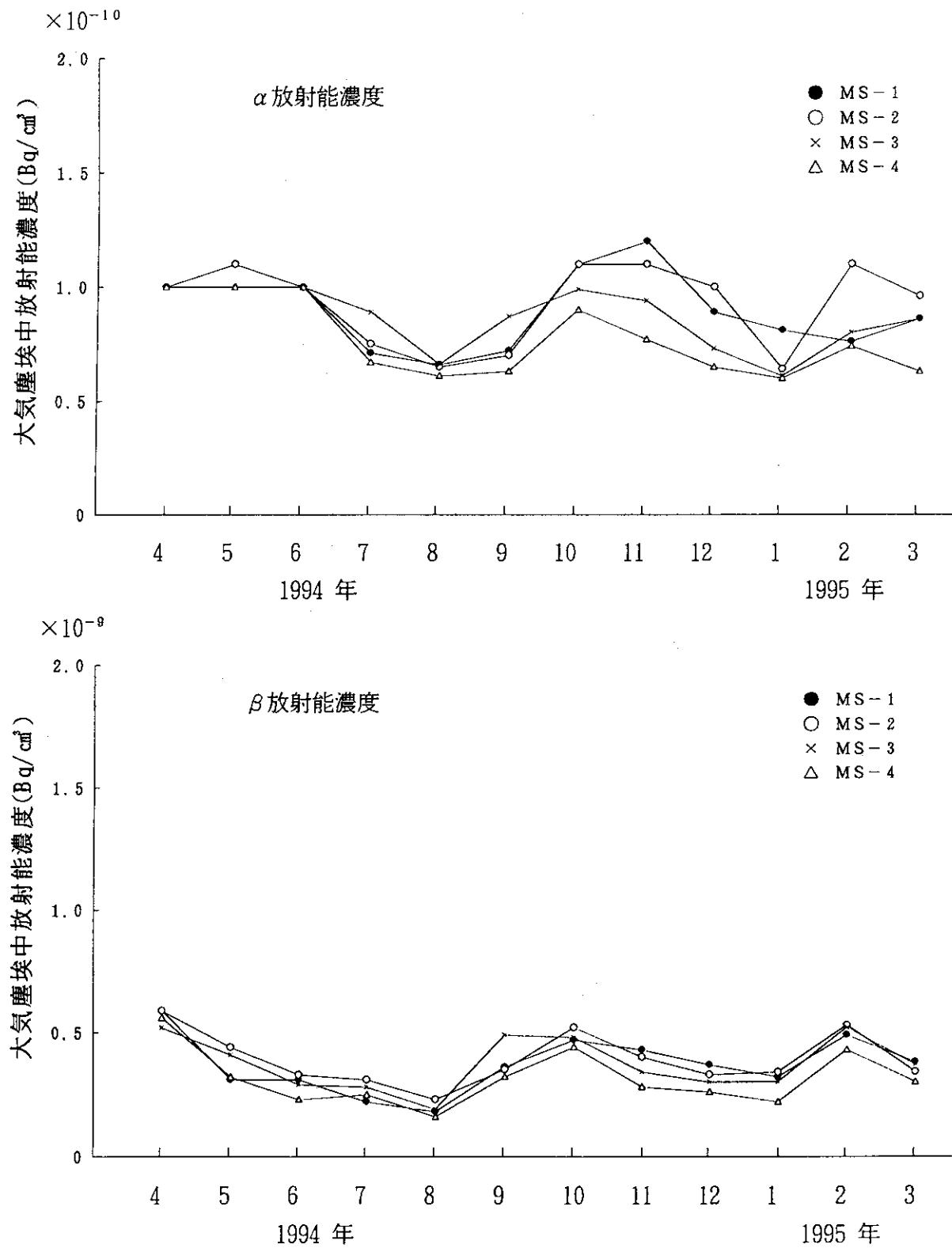


Fig. A.4.2-1 モニタリングステーションにおける大気塵埃中
長半減期放射能濃度の月平均

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、土壤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。測定結果をそれぞれTable A.4.3-4(a), A.4.3-4(b)及びA.4.3-4(c)に示す。いずれも測定結果に異常は認められなかった。

(5) 大気塵埃中の放射性核種濃度及び降下塵中の核種別放射能濃度

大気塵埃中の放射性核種濃度は、モニタリングステーションにおいて連続集塵したろ紙を、また、降下塵中の核種別放射能は大型水盤により1ヶ月ごとに採取した試料を測定することにより求めた。測定結果をそれぞれTable A.4.3-5及びTable A.4.3-6に示す。測定結果中、6月分の降下塵から極微量ではあるが茨城県環境放射線監視計画に定められている検出下限値($4 \times 10^5 \text{Bq}/\text{km}^2$)を超える $1.4 \times 10^6 \text{Bq}/\text{km}^2$ の ^{60}Co が検出された。

(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, 1994年度)

試料・地点名	前 期	後 期	試 料・地 点 名	前 期	後 期	
〔土 壤〕 (Bq/g乾)			〔農 産 物〕 (Bq/g生)			
東 海 研 構 内	5.6×10^{-1}	4.9×10^{-1}	松 葉 <指標生物>	6.5×10^{-2}	6.7×10^{-2}	
東 海 村 須 和 間	2.4×10^{-1}	3.3×10^{-1}	牛 乳 (船 場)	4.2×10^{-2}	4.3×10^{-2}	
亀 下	6.0×10^{-1}	7.5×10^{-1}	牧 草 (船 場)	1.5×10^{-1}	1.7×10^{-1}	
石 神	5.8×10^{-1}	6.2×10^{-1}	精 米 (須 和 間)	—	1.3×10^{-2}	
勝 田 市 高 場	2.4×10^{-1}	3.2×10^{-1}	甘 蕎 (須 和 間)	—	1.1×10^{-1}	
宮 前	2.0×10^{-1}	3.0×10^{-1}	ほうれん草 (須 和 間)	1.3×10^{-1}	1.9×10^{-1}	
稻 田	2.2×10^{-1}	2.8×10^{-1}	〔水 産 物〕 (Bq/g生)			
那 珂 町 横 堀	4.1×10^{-1}	4.5×10^{-1}	ヒラメ カレイ (東海沖)	(可食部) 1.2×10^{-1}	1.2×10^{-1}	
那 珂 研 構 内	3.3×10^{-1}	3.5×10^{-1}		(骨) 9.7×10^{-2}	9.0×10^{-2}	
〔排水口近辺土砂〕 (Bq/g乾)				(内臓) 7.1×10^{-2}	8.8×10^{-2}	
第 1 排 水 溝	5.2×10^{-1}	6.4×10^{-1}		(頭) 6.5×10^{-2}	5.6×10^{-2}	
第 2 排 水 溝	6.4×10^{-1}	5.7×10^{-1}		(皮) 8.0×10^{-2}	6.6×10^{-2}	
第 3 排 水 溝	5.2×10^{-1}	5.8×10^{-1}	シラス (東海沖)	8.7×10^{-2}	1.0×10^{-1}	
〔海 底 土〕 (Bq/g乾)			ワカメ (久慈浜)	8.8×10^{-2}	—	
東 海 沖	(4月) 6.6×10^{-1}	(10月) 7.1×10^{-1}	カジメ (久慈浜)	—	1.9×10^{-1}	
旧 C 海域	(7月) 8.0×10^{-1}	(1月) 7.6×10^{-1}	〔飲 料 水〕 (Bq/cm ³)			
東 海 沖	(4月) 5.1×10^{-1}	(10月) 5.5×10^{-1}	阿 潟 ケ 浦 取 水 口	1.6×10^{-4}	6.2×10^{-5}	
旧 D 海域	(7月) 4.4×10^{-1}	(1月) 4.8×10^{-1}	荒 谷 台	$< 1.3 \times 10^{-4}$	6.2×10^{-5}	
東 海 沖	(4月) 7.6×10^{-1}	(10月) 5.9×10^{-1}	長 堀	$< 1.3 \times 10^{-4}$	6.7×10^{-5}	
C 海 域	(7月) 6.1×10^{-1}	(1月) 6.0×10^{-1}	岡 清 水 場	$< 1.3 \times 10^{-4}$	5.2×10^{-5}	
〔海 水〕 (Bq/cm ³)			照 沼	$< 1.6 \times 10^{-4}$	2.0×10^{-4}	
東 海 沖	(4月) $< 1.9 \times 10^{-5}$	(10月) 5.6×10^{-6}	須 和 間	2.2×10^{-4}	4.9×10^{-5}	
旧 C 海域	(7月) $< 1.9 \times 10^{-5}$	(1月) 1.1×10^{-5}	那 珂 研 構 内	$< 1.4 \times 10^{-4}$	8.1×10^{-5}	
東 海 沖	(4月) $< 1.9 \times 10^{-5}$	(10月) 6.1×10^{-6}	〔河 川 水〕 (Bq/cm ³)			
旧 D 海域	(7月) $< 1.9 \times 10^{-5}$	(1月) 9.8×10^{-6}	久 慈 川 原 研 取 水 口	$< 1.3 \times 10^{-4}$	5.4×10^{-5}	
東 海 沖	(4月) $< 1.9 \times 10^{-5}$	(10月) 5.3×10^{-6}	久 慈 川 河 口 (豊 岡)	$< 1.9 \times 10^{-5}$	$< 1.5 \times 10^{-6}$	
C 海 域	(7月) $< 1.9 \times 10^{-5}$	(1月) 8.6×10^{-6}	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, 1994年度)

採取年月	降下塵 (Bq/km ²)	雨水 (Bq/cm ³)
1994年	5.0×10 ⁶	< 9.7×10 ⁻⁴
	1.0×10 ⁷	< 9.7×10 ⁻⁴
	7.8×10 ⁶	< 1.0×10 ⁻³
	3.4×10 ⁶	< 1.0×10 ⁻³
	5.4×10 ⁶	< 1.0×10 ⁻³
	2.0×10 ⁷	1.2×10 ⁻⁴
	7.5×10 ⁶	1.4×10 ⁻⁴
	5.8×10 ⁶	1.2×10 ⁻⁴
	8.8×10 ⁶	1.3×10 ⁻⁴
	3.4×10 ⁶	9.8×10 ⁻⁵
	1.1×10 ⁷	3.1×10 ⁻⁴
	1.7×10 ⁷	1.5×10 ⁻⁴
1995年		
1月		
2月		
3月		

Table A.4.3-3 排水溝における排水中の放射能濃度(月平均)

(東海研究所, 1994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)
1994年	<1.5×10 ⁻⁴	1.5×10 ⁻⁴	6.4×10 ⁻¹	<2.1×10 ⁻⁵
	<1.5×10 ⁻⁴	1.9×10 ⁻⁴	1.4×10 ⁻¹	<2.1×10 ⁻⁵
	<1.5×10 ⁻⁴	<1.5×10 ⁻⁴	<1.5×10 ⁻²	<2.1×10 ⁻⁵
	<1.4×10 ⁻⁴	1.5×10 ⁻⁴	4.0×10 ⁻²	<1.9×10 ⁻⁵
	<1.5×10 ⁻⁴	<1.5×10 ⁻⁴	5.9×10 ⁻²	<2.1×10 ⁻⁵
	6.6×10 ⁻⁵	7.4×10 ⁻⁵	2.3×10 ⁻²	<2.1×10 ⁻⁵
	<7.7×10 ⁻⁵	<1.1×10 ⁻⁴	1.4×10 ⁻¹	<2.0×10 ⁻⁵
	9.7×10 ⁻⁵	9.4×10 ⁻⁵	2.3×10 ⁻¹	3.5×10 ⁻⁶
	7.4×10 ⁻⁵	9.0×10 ⁻⁵	3.2×10 ⁻²	6.4×10 ⁻⁶
	7.6×10 ⁻⁵	8.1×10 ⁻⁵	1.4×10 ⁻²	1.9×10 ⁻⁶
	7.5×10 ⁻⁵	8.4×10 ⁻⁵	2.8×10 ⁻²	2.5×10 ⁻⁶
	7.7×10 ⁻⁵	8.9×10 ⁻⁵	2.0×10 ⁻²	3.0×10 ⁻⁵
1995年				
1月				
2月				
3月				

Table A. 3 - 4 (a) 環境試料(食物)中の放射性核種濃度

(東海研究所、1994年度)

種類	採取年月	採取地点	$\text{^{137}Cs}$	$\text{^{134}Cs}$	$\text{^{90}Sr}$	$\text{^{90}Ru}$	$\text{^{131}I}$	$\text{^{138}Cs}$	$\text{^{140}Cs}$	単位
飲料水	1994年4月	東海村須和田	2.6×10^{-3}	—	—	—	—	—	—	Bq/cm^2
	10月	東海村須和田	5.1×10^{-3}	—	—	—	—	—	—	—
	1994年4月	東海村須和田	1.9×10^{-3}	—	—	—	—	—	—	—
	10月	東海村須和田	3.0×10^{-3}	—	—	—	—	—	—	—
牛乳	1994年4月	那珂研構内	2.6×10^{-3}	—	—	—	—	—	—	Bq/cm^2
	10月	東海村船場	3.0×10^{-3}	—	—	—	—	—	—	—
	1994年5月	東海村須和田	—	$< 2.6 \times 10^{-3}$	$< 3.0 \times 10^{-4}$	$< 5.6 \times 10^{-4}$	$< 3.7 \times 10^{-5}$	$< 2.0 \times 10^{-4}$	3.1×10^{-5}	$< 1.1 \times 10^{-4}$
	11月	東海村須和田	—	$< 3.4 \times 10^{-3}$	$< 4.1 \times 10^{-4}$	—	$< 7.4 \times 10^{-5}$	$< 2.5 \times 10^{-4}$	$< 1.4 \times 10^{-4}$	4.2×10^{-5}
ほうれん草	1994年4月	東海村須和田	—	$< 2.4 \times 10^{-4}$	$< 3.0 \times 10^{-5}$	(2.4×10^{-4})	$< 4.4 \times 10^{-5}$	$< 2.7 \times 10^{-4}$	$< 1.8 \times 10^{-4}$	$< 1.3 \times 10^{-4}$
	10月	東海村須和田	—	$< 6.5 \times 10^{-5}$	$< 7.2 \times 10^{-5}$	(1.6×10^{-4})	$< 1.4 \times 10^{-4}$	$< 9.3 \times 10^{-5}$	$< 4.2 \times 10^{-4}$	$< 1.4 \times 10^{-4}$
	1994年10月	東海村須和田	—	$< 2.2 \times 10^{-5}$	$< 1.9 \times 10^{-5}$	($< 1.6 \times 10^{-5}$)	$< 5.5 \times 10^{-5}$	$< 3.7 \times 10^{-4}$	$< 1.5 \times 10^{-4}$	$< 9.9 \times 10^{-5}$
	精米	東海村須和田	—	—	—	—	—	—	—	$< 1.3 \times 10^{-4}$
カレイヒラメ(可食部)	1994年4月	東海研究沖	—	$< 3.5 \times 10^{-5}$	$< 4.1 \times 10^{-5}$	($< 1.7 \times 10^{-5}$)	$< 6.7 \times 10^{-5}$	$< 4.1 \times 10^{-4}$	$< 2.5 \times 10^{-4}$	$< 1.4 \times 10^{-4}$
	11月	東海研究沖	—	$< 4.1 \times 10^{-5}$	$< 4.6 \times 10^{-5}$	($< 2.0 \times 10^{-5}$)	$< 9.2 \times 10^{-5}$	$< 5.3 \times 10^{-4}$	$< 2.7 \times 10^{-4}$	$< 2.0 \times 10^{-4}$
	1994年5月	東海研究沖	—	$< 2.3 \times 10^{-5}$	$< 2.6 \times 10^{-5}$	($< 1.8 \times 10^{-5}$)	$< 4.8 \times 10^{-5}$	$< 3.0 \times 10^{-5}$	$< 1.7 \times 10^{-4}$	$< 9.6 \times 10^{-5}$
	10月	東海研究沖	—	$< 3.2 \times 10^{-5}$	$< 3.7 \times 10^{-5}$	($< 1.6 \times 10^{-5}$)	$< 8.7 \times 10^{-5}$	$< 4.7 \times 10^{-5}$	$< 2.4 \times 10^{-4}$	$< 6.2 \times 10^{-5}$
ワカツカジメ	1994年5月	日立市久慈浜	—	$< 2.6 \times 10^{-5}$	$< 3.0 \times 10^{-5}$	—	$< 5.2 \times 10^{-5}$	$< 3.0 \times 10^{-5}$	$< 1.0 \times 10^{-4}$	2.4×10^{-5}
	10月	日立市久慈浜	—	$< 1.3 \times 10^{-4}$	$< 9.9 \times 10^{-5}$	—	$< 2.2 \times 10^{-4}$	$< 1.5 \times 10^{-4}$	$< 1.2 \times 10^{-4}$	9.2×10^{-5}

（）：化学分析 ——：測定除外

Table A. 4.3 - 4 (b) 環境試料中の放射性核種濃度

(東海研究所、1994年度)

種類	採取年月	採取地点	3H	^{59}Mn	^{60}Co	^{89}Sr	^{90}Sr	103Ru	137Cs	^{140}Cs	^{138}Cs	単位
河川水	1994年4月	久慈川	2.2×10^{-3}	—	—	—	—	—	—	—	—	Bq/m ³
	11月	原取水口	3.1×10^{-3}	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	1994年4月	久慈川河口	1.6×10^{-3}	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	11月	豊岡	3.7×10^{-3}	—	—	—	—	—	—	—	—	—
海水	1994年4月	東海研冲	3.2×10^{-3}	$< 0.3 \times 10^{-7}$	$< 1.0 \times 10^{-8}$	($< 2.5 \times 10^{-8}$)	$< 1.8 \times 10^{-8}$	$< 1.1 \times 10^{-6}$	$< 8.1 \times 10^{-6}$	3.5×10^{-6}	$< 6.7 \times 10^{-6}$	—
	10月	旧C海域	8.9×10^{-3}	$< 1.9 \times 10^{-6}$	$< 1.9 \times 10^{-6}$	($< 1.9 \times 10^{-6}$)	$< 4.6 \times 10^{-6}$	$< 1.8 \times 10^{-6}$	$< 1.5 \times 10^{-5}$	3.6×10^{-6}	$< 8.0 \times 10^{-6}$	—
	1994年4月	東海研冲	3.6×10^{-3}	$< 1.3 \times 10^{-6}$	$< 1.4 \times 10^{-6}$	($< 3.2 \times 10^{-6}$)	$< 2.5 \times 10^{-6}$	$< 1.4 \times 10^{-6}$	$< 1.2 \times 10^{-5}$	3.0×10^{-6}	$< 6.3 \times 10^{-6}$	—
	10月	旧D海域	9.4×10^{-3}	$< 1.1 \times 10^{-6}$	$< 1.1 \times 10^{-6}$	($< 2.0 \times 10^{-6}$)	$< 2.7 \times 10^{-6}$	$< 1.7 \times 10^{-6}$	$< 9.7 \times 10^{-6}$	3.2×10^{-6}	$< 6.1 \times 10^{-6}$	—
海底土	1994年10月	東海研冲C海域	5.7×10^{-3}	$< 0.7 \times 10^{-7}$	$< 1.0 \times 10^{-8}$	($< 1.9 \times 10^{-8}$)	$< 2.4 \times 10^{-8}$	$< 1.3 \times 10^{-8}$	$< 7.7 \times 10^{-8}$	2.8×10^{-8}	$< 5.3 \times 10^{-8}$	—
	1994年7月	東海研冲	—	$< 6.7 \times 10^{-4}$	$< 7.1 \times 10^{-4}$	($< 1.8 \times 10^{-4}$)	$< 1.8 \times 10^{-3}$	$< 1.3 \times 10^{-3}$	$< 6.0 \times 10^{-3}$	6.6×10^{-3}	$< 4.6 \times 10^{-3}$	(2.1×10^{-4}) Bq/g乾
	1995年1月	旧C海域	—	$< 2.8 \times 10^{-4}$	$< 2.6 \times 10^{-4}$	($< 1.9 \times 10^{-4}$)	$< 8.7 \times 10^{-4}$	$< 6.8 \times 10^{-4}$	$< 2.5 \times 10^{-3}$	3.4×10^{-3}	$< 4.5 \times 10^{-3}$	(1.9×10^{-4})
	1994年7月	東海研冲	—	$< 3.0 \times 10^{-4}$	$< 3.3 \times 10^{-4}$	($< 1.6 \times 10^{-4}$)	$< 7.1 \times 10^{-4}$	$< 5.5 \times 10^{-4}$	$< 2.6 \times 10^{-3}$	3.8×10^{-3}	$< 2.1 \times 10^{-3}$	(3.8×10^{-4})
排水口	1995年1月	旧D海域	—	$< 6.7 \times 10^{-4}$	$< 4.8 \times 10^{-4}$	($< 1.5 \times 10^{-4}$)	$< 1.1 \times 10^{-3}$	$< 7.9 \times 10^{-4}$	$< 3.5 \times 10^{-3}$	5.9×10^{-3}	$< 2.3 \times 10^{-3}$	(4.6×10^{-4})
	1995年1月	東海研冲C海域	—	$< 3.8 \times 10^{-4}$	$< 4.0 \times 10^{-4}$	($< 1.7 \times 10^{-4}$)	$< 9.3 \times 10^{-4}$	$< 6.9 \times 10^{-4}$	$< 3.2 \times 10^{-3}$	$< 3.9 \times 10^{-3}$	$< 2.7 \times 10^{-3}$	(2.6×10^{-4})
	1991年7月	第1排水溝	—	$< 3.3 \times 10^{-4}$	$< 3.2 \times 10^{-4}$	—	$< 7.7 \times 10^{-4}$	$< 5.5 \times 10^{-4}$	$< 2.6 \times 10^{-3}$	$< 2.7 \times 10^{-3}$	$< 2.1 \times 10^{-3}$	—
	1995年1月	出 口	—	$< 4.2 \times 10^{-4}$	$< 4.2 \times 10^{-4}$	—	$< 8.8 \times 10^{-4}$	$< 5.9 \times 10^{-4}$	$< 2.9 \times 10^{-3}$	$< 3.8 \times 10^{-3}$	$< 2.2 \times 10^{-3}$	—
近辺土砂	1994年7月	第2排水溝	—	$< 4.1 \times 10^{-4}$	$< 4.0 \times 10^{-4}$	—	$< 7.4 \times 10^{-4}$	$< 5.0 \times 10^{-4}$	$< 2.8 \times 10^{-3}$	$< 3.2 \times 10^{-3}$	$< 2.1 \times 10^{-3}$	—
	1995年1月	出 口	—	$< 4.1 \times 10^{-4}$	$< 4.0 \times 10^{-4}$	—	$< 8.5 \times 10^{-4}$	$< 5.7 \times 10^{-4}$	$< 2.9 \times 10^{-3}$	$< 3.5 \times 10^{-3}$	$< 2.3 \times 10^{-3}$	—
	1994年7月	第3排水溝	—	$< 6.6 \times 10^{-4}$	$< 4.5 \times 10^{-4}$	—	$< 1.1 \times 10^{-3}$	$< 7.2 \times 10^{-4}$	$< 3.4 \times 10^{-3}$	$< 4.1 \times 10^{-3}$	$< 2.3 \times 10^{-3}$	—
	1995年1月	出 口	—	$< 4.3 \times 10^{-4}$	$< 4.6 \times 10^{-4}$	—	$< 1.0 \times 10^{-3}$	$< 7.1 \times 10^{-4}$	$< 3.3 \times 10^{-3}$	$< 3.7 \times 10^{-3}$	$< 2.1 \times 10^{-3}$	—

() : 化学分析 — : 調査除外

Table A. 4.3 - 4(c) 環境試料中の放射性核種濃度

(東海研究所、1994年度)

種類	採取年月	採取地点	^{54}Mn	^{60}Co	^{95}Zr	^{95}Nb	^{106}Ru	^{137}Cs	^{144}Ce	単位
土壤	1994年5月	東海研構内	$< 2.2 \times 10^{-4}$	$< 2.8 \times 10^{-4}$	$< 5.2 \times 10^{-4}$	$< 3.1 \times 10^{-4}$	$< 2.2 \times 10^{-3}$	1.1×10^{-3}	$< 2.2 \times 10^{-3}$	Bq/kg
	11月		$< 2.9 \times 10^{-4}$	$< 4.7 \times 10^{-4}$	$< 7.3 \times 10^{-4}$	$< 4.9 \times 10^{-4}$	$< 2.6 \times 10^{-3}$	8.2×10^{-4}	$< 1.9 \times 10^{-3}$	
	1994年5月	東海村石神	$< 4.4 \times 10^{-4}$	$< 4.1 \times 10^{-4}$	$< 8.1 \times 10^{-4}$	$< 5.6 \times 10^{-4}$	$< 3.7 \times 10^{-3}$	1.8×10^{-2}	$< 2.7 \times 10^{-3}$	
	11月		$< 6.8 \times 10^{-4}$	$< 4.4 \times 10^{-4}$	$< 1.0 \times 10^{-3}$	$< 7.1 \times 10^{-4}$	$< 3.6 \times 10^{-3}$	2.6×10^{-2}	$< 2.7 \times 10^{-3}$	
	1994年5月	東海村龜下	$< 4.4 \times 10^{-4}$	$< 4.1 \times 10^{-4}$	$< 8.5 \times 10^{-4}$	$< 5.6 \times 10^{-4}$	$< 3.4 \times 10^{-3}$	3.4×10^{-3}	$< 3.3 \times 10^{-3}$	
	11月		$< 8.4 \times 10^{-4}$	$< 7.8 \times 10^{-4}$	$< 2.2 \times 10^{-3}$	$< 1.3 \times 10^{-3}$	$< 6.4 \times 10^{-3}$	9.7×10^{-3}	$< 4.2 \times 10^{-3}$	
	1994年5月	東海村須和間	$< 4.8 \times 10^{-4}$	$< 4.4 \times 10^{-4}$	$< 9.6 \times 10^{-4}$	$< 5.6 \times 10^{-4}$	$< 4.1 \times 10^{-3}$	2.4×10^{-2}	$< 2.9 \times 10^{-3}$	
	11月		$< 5.7 \times 10^{-4}$	$< 5.0 \times 10^{-4}$	$< 1.2 \times 10^{-3}$	$< 9.4 \times 10^{-4}$	$< 4.2 \times 10^{-3}$	3.5×10^{-3}	$< 3.3 \times 10^{-3}$	
	1994年5月	勝田市稻田	$< 4.4 \times 10^{-4}$	$< 4.1 \times 10^{-4}$	$< 9.3 \times 10^{-4}$	$< 5.9 \times 10^{-4}$	$< 4.1 \times 10^{-3}$	1.8×10^{-2}	$< 3.3 \times 10^{-3}$	
	11月		$< 6.1 \times 10^{-4}$	$< 3.9 \times 10^{-4}$	$< 1.0 \times 10^{-3}$	$< 7.4 \times 10^{-4}$	$< 3.6 \times 10^{-3}$	1.6×10^{-2}	$< 2.8 \times 10^{-3}$	
土	1994年5月	勝田市高場	$< 4.8 \times 10^{-4}$	$< 4.4 \times 10^{-4}$	$< 9.6 \times 10^{-4}$	$< 5.9 \times 10^{-4}$	$< 4.1 \times 10^{-3}$	7.4×10^{-3}	$< 2.8 \times 10^{-3}$	
	11月		$< 9.7 \times 10^{-4}$	$< 6.4 \times 10^{-4}$	$< 1.6 \times 10^{-3}$	$< 8.8 \times 10^{-4}$	$< 5.6 \times 10^{-3}$	2.1×10^{-2}	$< 4.7 \times 10^{-3}$	
	1994年5月	勝田市宮前	$< 4.4 \times 10^{-4}$	$< 4.4 \times 10^{-4}$	$< 8.9 \times 10^{-4}$	$< 6.3 \times 10^{-4}$	$< 4.1 \times 10^{-3}$	7.0×10^{-3}	$< 3.3 \times 10^{-3}$	
	11月		$< 4.2 \times 10^{-4}$	$< 3.7 \times 10^{-4}$	$< 9.1 \times 10^{-4}$	$< 6.5 \times 10^{-4}$	$< 3.4 \times 10^{-3}$	1.6×10^{-2}	$< 2.5 \times 10^{-3}$	
	1994年5月	那珂町横堀	$< 5.2 \times 10^{-4}$	$< 4.8 \times 10^{-4}$	$< 9.6 \times 10^{-4}$	$< 6.3 \times 10^{-4}$	$< 4.1 \times 10^{-3}$	7.0×10^{-3}	$< 3.3 \times 10^{-3}$	
	11月		$< 5.0 \times 10^{-4}$	$< 4.6 \times 10^{-4}$	$< 1.2 \times 10^{-3}$	$< 7.7 \times 10^{-4}$	$< 4.0 \times 10^{-3}$	5.9×10^{-3}	$< 3.3 \times 10^{-3}$	
	1994年5月	那珂研構内	$< 5.9 \times 10^{-4}$	$< 5.6 \times 10^{-4}$	$< 1.1 \times 10^{-3}$	$< 7.8 \times 10^{-4}$	$< 4.8 \times 10^{-3}$	1.0×10^{-3}	$< 3.4 \times 10^{-3}$	
	11月		$< 9.6 \times 10^{-4}$	$< 6.7 \times 10^{-4}$	$< 1.7 \times 10^{-3}$	$< 1.2 \times 10^{-3}$	$< 5.7 \times 10^{-3}$	5.5×10^{-2}	$< 3.7 \times 10^{-3}$	

Table A. 4. 3 - 5 大気塵埃中の放射性核種濃度

(東海研究所, 1994年度)

採取年月	⁷ Be	⁵⁴ Mn	⁶⁰ Co	⁹⁵ Zr	⁹⁵ Nb	¹⁰⁶ Ru	¹³⁷ Cs	¹⁴⁴ Ce
1994年4月	4.4×10^{-9}	$<7.4 \times 10^{-12}$	$<8.5 \times 10^{-12}$	$<1.8 \times 10^{-11}$	$<1.2 \times 10^{-11}$	$<6.7 \times 10^{-11}$	$<7.8 \times 10^{-12}$	$<3.2 \times 10^{-11}$
5月	4.8×10^{-9}	$<8.5 \times 10^{-12}$	$<8.1 \times 10^{-12}$	$<1.9 \times 10^{-11}$	$<1.3 \times 10^{-11}$	$<6.7 \times 10^{-11}$	$<8.1 \times 10^{-12}$	$<3.7 \times 10^{-11}$
6月	2.3×10^{-9}	$<9.9 \times 10^{-12}$	$<1.1 \times 10^{-11}$	$<2.8 \times 10^{-11}$	$<1.7 \times 10^{-11}$	$<8.4 \times 10^{-11}$	$<9.2 \times 10^{-12}$	$<5.3 \times 10^{-11}$
7月	1.5×10^{-9}	$<1.0 \times 10^{-11}$	$<8.2 \times 10^{-12}$	$<2.3 \times 10^{-11}$	$<1.6 \times 10^{-11}$	$<7.1 \times 10^{-11}$	$<8.3 \times 10^{-12}$	$<4.8 \times 10^{-11}$
8月	2.0×10^{-9}	$<9.5 \times 10^{-12}$	$<1.1 \times 10^{-11}$	$<2.9 \times 10^{-11}$	$<1.8 \times 10^{-11}$	$<9.2 \times 10^{-11}$	$<9.6 \times 10^{-12}$	$<4.0 \times 10^{-11}$
9月	3.1×10^{-9}	$<9.8 \times 10^{-12}$	$<1.0 \times 10^{-11}$	$<2.2 \times 10^{-11}$	$<1.7 \times 10^{-11}$	$<8.3 \times 10^{-11}$	$<8.0 \times 10^{-12}$	$<3.7 \times 10^{-11}$
10月	4.3×10^{-9}	$<1.4 \times 10^{-11}$	$<1.2 \times 10^{-11}$	$<3.4 \times 10^{-11}$	$<1.9 \times 10^{-11}$	$<9.9 \times 10^{-11}$	$<1.1 \times 10^{-11}$	$<4.5 \times 10^{-11}$
11月	5.1×10^{-9}	$<1.2 \times 10^{-11}$	$<1.3 \times 10^{-11}$	$<3.2 \times 10^{-11}$	$<1.9 \times 10^{-11}$	$<9.7 \times 10^{-11}$	$<1.2 \times 10^{-11}$	$<4.7 \times 10^{-11}$
12月	3.1×10^{-9}	$<1.2 \times 10^{-11}$	$<1.1 \times 10^{-11}$	$<3.5 \times 10^{-11}$	$<1.7 \times 10^{-11}$	$<8.7 \times 10^{-11}$	$<9.9 \times 10^{-12}$	$<4.1 \times 10^{-11}$
1995年1月	2.5×10^{-9}	$<1.1 \times 10^{-11}$	$<1.3 \times 10^{-11}$	$<2.8 \times 10^{-11}$	$<1.8 \times 10^{-11}$	$<8.8 \times 10^{-11}$	$<1.1 \times 10^{-11}$	$<4.1 \times 10^{-11}$
2月	3.6×10^{-9}	$<1.2 \times 10^{-11}$	$<1.2 \times 10^{-11}$	$<2.7 \times 10^{-11}$	$<1.4 \times 10^{-11}$	$<9.7 \times 10^{-11}$	$<1.1 \times 10^{-11}$	$<4.5 \times 10^{-11}$
3月	5.3×10^{-9}	$<2.2 \times 10^{-11}$	$<1.5 \times 10^{-11}$	$<4.1 \times 10^{-11}$	$<2.2 \times 10^{-11}$	$<1.3 \times 10^{-10}$	$<1.5 \times 10^{-11}$	$<6.5 \times 10^{-11}$

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, 1994年度)

採取年月	⁷ Be	⁵⁴ Mn	⁶⁰ Co	⁹⁵ Zr	⁹⁵ Nb	¹⁰⁶ Ru	¹³⁷ Cs	¹⁴⁴ Ce
1994年4月	8.1×10^7	$<8.1 \times 10^4$	$<8.9 \times 10^4$	$<1.6 \times 10^5$	$<1.0 \times 10^5$	$<6.5 \times 10^5$	$<8.9 \times 10^4$	$<4.4 \times 10^5$
5月	2.3×10^8	$<8.9 \times 10^4$	$<9.6 \times 10^4$	$<1.9 \times 10^5$	$<1.3 \times 10^5$	$<8.1 \times 10^5$	$<9.6 \times 10^4$	$<5.0 \times 10^5$
6月	1.5×10^8	$<7.4 \times 10^4$	1.4×10^6	$<1.5 \times 10^5$	$<9.6 \times 10^4$	$<6.1 \times 10^5$	$<7.4 \times 10^4$	$<5.1 \times 10^5$
7月	5.3×10^7	$<7.3 \times 10^4$	2.2×10^5	$<1.4 \times 10^5$	$<6.7 \times 10^4$	$<4.9 \times 10^5$	$<6.3 \times 10^4$	$<3.7 \times 10^5$
8月	1.7×10^8	$<1.0 \times 10^5$	$<1.1 \times 10^5$	$<2.8 \times 10^5$	$<2.0 \times 10^5$	$<9.4 \times 10^5$	$<1.5 \times 10^6$	$<6.1 \times 10^5$
9月	3.9×10^8	$<1.0 \times 10^5$	$<8.4 \times 10^4$	$<2.5 \times 10^5$	$<1.7 \times 10^5$	$<7.4 \times 10^5$	$<8.1 \times 10^4$	$<7.2 \times 10^5$
10月	1.4×10^8	$<1.2 \times 10^5$	$<1.4 \times 10^5$	$<3.0 \times 10^5$	$<1.8 \times 10^5$	$<1.2 \times 10^6$	$<1.2 \times 10^5$	$<5.8 \times 10^5$
11月	9.5×10^7	$<1.1 \times 10^5$	$<8.5 \times 10^4$	$<2.2 \times 10^5$	$<1.5 \times 10^5$	$<6.8 \times 10^5$	$<8.9 \times 10^4$	$<6.1 \times 10^5$
12月	1.3×10^8	$<1.1 \times 10^5$	$<1.3 \times 10^5$	$<2.9 \times 10^5$	$<1.5 \times 10^5$	$<1.0 \times 10^6$	$<1.5 \times 10^5$	$<9.2 \times 10^5$
1995年1月	7.9×10^7	$<1.0 \times 10^5$	$<9.0 \times 10^4$	$<2.1 \times 10^5$	$<1.9 \times 10^5$	$<7.0 \times 10^5$	$<8.3 \times 10^4$	$<5.1 \times 10^5$
2月	1.5×10^8	$<1.0 \times 10^5$	$<8.9 \times 10^4$	$<2.2 \times 10^5$	$<1.5 \times 10^5$	$<7.1 \times 10^5$	$<9.1 \times 10^4$	$<6.5 \times 10^5$
3月	1.9×10^8	$<8.1 \times 10^4$	$<6.8 \times 10^4$	$<1.9 \times 10^5$	$<1.3 \times 10^5$	$<5.5 \times 10^5$	$<6.2 \times 10^4$	$<4.5 \times 10^5$

(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

1993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。

測定結果は、次のとおりであった。すなわち、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以下の値であり、⁹⁰Sr については第3、第4四半期の極低焼却炉施設において検出下限値を超える値が測定された。また液体廃棄物中の⁸⁹Sr については、気体廃棄物と同様にいずれの施設とも検出下限値以下の値であったが、⁹⁰Sr については冶金特研等の数施設において検出下限値を超える値が測定された。しかし、これらの値はいずれも排気、排水に係る濃度限度以下であった。測定結果をTable A.4.4-1 及びTable A.4.4-2 に示す。

(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。その結果を、Table A.4.3-4(a)及びTable A.4.3-4(b)に示す。

ほうれん草中の⁹⁰Sr 及び海底土中の²³⁹⁺²⁴⁰Pu については、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例年の測定結果とほぼ同様の値であり、異常な値ではない。他の環境試料についての測定値は、⁹⁰Sr, ²³⁹⁺²⁴⁰Pu ともに検出下限値以下であった。

（服部 隆充）

Table A. 4.4-1 気体廃棄物中の ^{89}Sr , ^{90}Sr 放出濃度(東海研究所, 1994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	^{89}Sr	^{90}Sr	^{89}Sr	^{90}Sr	^{89}Sr	^{90}Sr
ホイスト(主排気口)	< 3.1×10 ⁻¹²	< 1.2×10 ⁻¹²	< 3.5×10 ⁻¹²	< 1.2×10 ⁻¹²	< 2.8×10 ⁻¹²	< 1.0×10 ⁻¹²	< 3.0×10 ⁻¹²	< 1.2×10 ⁻¹²
ホイスト(副排気口)	< 2.9×10 ⁻¹²	< 1.2×10 ⁻¹²	< 4.4×10 ⁻¹²	< 1.6×10 ⁻¹²	< 3.0×10 ⁻¹²	< 1.1×10 ⁻¹²	< 3.1×10 ⁻¹²	< 1.2×10 ⁻¹²
J R R - 2	< 7.4×10 ⁻¹²	< 2.9×10 ⁻¹²	< 9.4×10 ⁻¹²	< 3.7×10 ⁻¹²	< 1.1×10 ⁻¹¹	< 4.3×10 ⁻¹²	< 1.2×10 ⁻¹¹	< 4.7×10 ⁻¹²
R1棟(300番)	< 3.7×10 ⁻¹²	< 1.4×10 ⁻¹²	< 3.0×10 ⁻¹²	< 1.2×10 ⁻¹²	< 3.0×10 ⁻¹²	< 1.2×10 ⁻¹²	< 3.1×10 ⁻¹²	< 1.3×10 ⁻¹²
実験利用棟	< 3.5×10 ⁻¹²	< 1.3×10 ⁻¹²	< 3.4×10 ⁻¹²	< 1.3×10 ⁻¹²	< 3.1×10 ⁻¹²	< 1.3×10 ⁻¹²	< 2.9×10 ⁻¹²	< 1.2×10 ⁻¹²
J R R - 3	< 3.1×10 ⁻¹²	< 1.2×10 ⁻¹²	< 4.4×10 ⁻¹²	< 1.7×10 ⁻¹²	< 3.8×10 ⁻¹²	< 1.4×10 ⁻¹²	< 2.9×10 ⁻¹²	< 1.2×10 ⁻¹²
J R R - 4	< 1.6×10 ⁻¹¹	< 6.4×10 ⁻¹²	< 1.3×10 ⁻¹¹	< 5.4×10 ⁻¹²	< 1.5×10 ⁻¹¹	< 5.9×10 ⁻¹²	< 1.5×10 ⁻¹¹	< 5.5×10 ⁻¹²
再処理(スタックI)	< 1.6×10 ⁻¹²	< 6.2×10 ⁻¹³	< 1.7×10 ⁻¹²	< 6.7×10 ⁻¹³	< 1.7×10 ⁻¹²	< 5.7×10 ⁻¹³	< 1.7×10 ⁻¹²	< 6.0×10 ⁻¹³
再処理(スタックII)	< 1.6×10 ⁻¹²	< 6.3×10 ⁻¹³	< 1.9×10 ⁻¹²	< 7.3×10 ⁻¹³	< 1.4×10 ⁻¹²	< 5.3×10 ⁻¹³	< 1.4×10 ⁻¹²	< 5.6×10 ⁻¹³
液体処理(低レベル)	< 7.1×10 ⁻¹²	< 2.9×10 ⁻¹²	< 6.3×10 ⁻¹²	< 2.4×10 ⁻¹²	< 7.0×10 ⁻¹²	< 2.7×10 ⁻¹²	< 6.6×10 ⁻¹²	< 2.5×10 ⁻¹²
液体処理(中レベル)	< 8.0×10 ⁻¹²	< 3.2×10 ⁻¹²	< 6.3×10 ⁻¹²	< 2.4×10 ⁻¹²	< 7.6×10 ⁻¹²	< 2.9×10 ⁻¹²	< 7.5×10 ⁻¹²	< 2.7×10 ⁻¹²
圧縮処理施設	< 7.2×10 ⁻¹²	< 2.9×10 ⁻¹²	< 5.9×10 ⁻¹²	< 2.3×10 ⁻¹²	< 7.1×10 ⁻¹²	< 2.8×10 ⁻¹²	< 7.8×10 ⁻¹²	< 2.8×10 ⁻¹²
第1廃棄物処理棟	< 7.3×10 ⁻¹²	< 2.9×10 ⁻¹²	< 7.0×10 ⁻¹²	< 2.4×10 ⁻¹²	< 7.0×10 ⁻¹²	< 2.8×10 ⁻¹²	< 6.9×10 ⁻¹²	< 2.5×10 ⁻¹²
第2廃棄物処理棟	< 1.6×10 ⁻¹²	< 6.4×10 ⁻¹³	< 1.4×10 ⁻¹²	< 5.5×10 ⁻¹³	< 1.5×10 ⁻¹²	< 6.2×10 ⁻¹³	< 1.7×10 ⁻¹²	< 6.0×10 ⁻¹³
汚染除去場	< 7.6×10 ⁻¹²	< 2.9×10 ⁻¹²	< 5.6×10 ⁻¹²	< 2.3×10 ⁻¹²	< 7.0×10 ⁻¹²	< 2.8×10 ⁻¹²	< 7.3×10 ⁻¹²	< 2.6×10 ⁻¹²
W A S T E F	< 1.5×10 ⁻¹²	< 6.1×10 ⁻¹³	< 1.6×10 ⁻¹²	< 6.0×10 ⁻¹³	< 1.6×10 ⁻¹²	< 5.8×10 ⁻¹³	< 2.0×10 ⁻¹²	< 7.1×10 ⁻¹³
環境ミミズレーション	< 1.7×10 ⁻¹²	< 6.6×10 ⁻¹³	< 1.7×10 ⁻¹²	< 6.5×10 ⁻¹³	< 1.7×10 ⁻¹²	< 6.4×10 ⁻¹³	< 1.7×10 ⁻¹²	< 6.7×10 ⁻¹³
J P D R	< 1.4×10 ⁻¹¹	< 5.7×10 ⁻¹²	< 1.1×10 ⁻¹¹	< 4.4×10 ⁻¹²	< 1.2×10 ⁻¹¹	< 4.5×10 ⁻¹²	< 1.3×10 ⁻¹¹	< 4.9×10 ⁻¹²
電源特会施設	< 6.9×10 ⁻¹²	< 2.8×10 ⁻¹²	< 6.4×10 ⁻¹²	< 2.6×10 ⁻¹²	< 7.1×10 ⁻¹²	< 2.8×10 ⁻¹²	< 6.6×10 ⁻¹²	< 2.6×10 ⁻¹²
N S R R	< 1.1×10 ⁻¹¹	< 4.3×10 ⁻¹²	< 6.4×10 ⁻¹²	< 2.6×10 ⁻¹²	< 7.0×10 ⁻¹²	< 2.7×10 ⁻¹²	< 8.5×10 ⁻¹²	< 3.1×10 ⁻¹²
実用燃料試験施設	< 1.7×10 ⁻¹²	< 6.9×10 ⁻¹³	< 1.6×10 ⁻¹²	< 6.4×10 ⁻¹³	< 1.3×10 ⁻¹²	< 5.1×10 ⁻¹³	< 1.8×10 ⁻¹²	< 6.6×10 ⁻¹³
処理処分開発棟	< 2.4×10 ⁻¹¹	< 9.5×10 ⁻¹²	< 2.7×10 ⁻¹¹	< 1.1×10 ⁻¹¹	< 4.9×10 ⁻¹¹	< 1.9×10 ⁻¹¹	< 2.4×10 ⁻¹¹	< 9.7×10 ⁻¹²
極低焼却炉	< 3.6×10 ⁻¹¹	< 1.4×10 ⁻¹¹	< 6.1×10 ⁻¹²	< 2.3×10 ⁻¹⁰	< 1.7×10 ⁻¹⁰	8.6×10 ⁻¹⁰	< 1.2×10 ⁻¹¹	8.4×10 ⁻¹²
N U C E F	—	—	—	—	—	—	—	< 8.3×10 ⁻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, 1994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	^{89}Sr	^{90}Sr								
第3研究棟	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
第4研究棟	< 1.6×10 ⁻⁴	< 7.1×10 ⁻⁴	< 1.5×10 ⁻⁴	< 5.9×10 ⁻⁵	< 1.6×10 ⁻⁴	< 6.7×10 ⁻⁵	< 1.6×10 ⁻⁴	< 6.5×10 ⁻⁵	< 1.6×10 ⁻⁴	< 6.5×10 ⁻⁵	< 6.5×10 ⁻⁵	
特金	< 2.6×10 ⁻⁴	< 3.5×10 ⁻⁴	< 2.4×10 ⁻⁴	< 2.6×10 ⁻⁴	< 2.4×10 ⁻⁴	< 2.6×10 ⁻⁴	< 2.6×10 ⁻⁴	< 2.6×10 ⁻⁴	< 2.2×10 ⁻⁴	< 2.2×10 ⁻⁴	< 1.9×10 ⁻⁴	
冶	< 1.7×10 ⁻⁴	< 7.6×10 ⁻⁵	< 1.6×10 ⁻⁴	< 6.6×10 ⁻⁵	< 1.6×10 ⁻⁴	< 6.3×10 ⁻⁵	< 1.4×10 ⁻⁴	< 6.0×10 ⁻⁵	< 1.4×10 ⁻⁴	< 6.0×10 ⁻⁵	< 6.0×10 ⁻⁵	
J R R	< 1.9×10 ⁻⁴	< 1.0×10 ⁻⁴	< 1.5×10 ⁻⁴	< 5.9×10 ⁻⁵	< 2.0×10 ⁻⁴	< 8.1×10 ⁻⁵	< 1.5×10 ⁻⁴	< 5.6×10 ⁻⁵	< 1.5×10 ⁻⁴	< 5.6×10 ⁻⁵	< 5.6×10 ⁻⁵	
J R R	< 1.8×10 ⁻⁴	< 7.6×10 ⁻⁵	< 2.0×10 ⁻⁴	< 1.2×10 ⁻⁴	< 1.9×10 ⁻⁴	< 9.5×10 ⁻⁵	—	—	—	—	—	
R	< 1.5×10 ⁻⁴	< 1.7×10 ⁻⁴	< 7.0×10 ⁻⁵	< 7.0×10 ⁻⁵	< 1.6×10 ⁻⁴	< 6.2×10 ⁻⁵	< 1.4×10 ⁻⁴	< 5.7×10 ⁻⁵	< 1.4×10 ⁻⁴	< 5.7×10 ⁻⁵	< 5.7×10 ⁻⁵	
実験利用	< 1.5×10 ⁻⁴	< 7.0×10 ⁻⁵	< 1.7×10 ⁻⁴	< 8.8×10 ⁻⁵	< 1.7×10 ⁻⁴	< 6.4×10 ⁻⁵	< 1.5×10 ⁻⁴	< 5.8×10 ⁻⁵	< 1.5×10 ⁻⁴	< 5.8×10 ⁻⁵	< 5.8×10 ⁻⁵	
J R R	< 1.9×10 ⁻⁴	< 2.0×10 ⁻⁴	< 8.1×10 ⁻⁵	< 8.8×10 ⁻⁵	< 1.7×10 ⁻⁴	< 6.4×10 ⁻⁵	< 1.5×10 ⁻⁴	< 6.9×10 ⁻⁵	< 1.5×10 ⁻⁴	< 6.9×10 ⁻⁵	< 6.9×10 ⁻⁵	
J R R	< 1.6×10 ⁻⁴	< 7.2×10 ⁻⁵	< 1.7×10 ⁻⁴	< 7.2×10 ⁻⁵	< 1.6×10 ⁻⁴	< 6.5×10 ⁻⁵	< 1.6×10 ⁻⁴	< 6.9×10 ⁻⁵	< 1.6×10 ⁻⁴	< 6.9×10 ⁻⁵	< 6.9×10 ⁻⁵	
再処理施設	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
液体処理施設	< 2.0×10 ⁻⁴	1.0×10 ⁻⁴	< 2.0×10 ⁻⁴	1.2×10 ⁻⁴	< 1.8×10 ⁻⁴	< 6.8×10 ⁻⁵	< 1.4×10 ⁻⁴	< 5.7×10 ⁻⁵	< 1.4×10 ⁻⁴	< 5.7×10 ⁻⁵	< 5.7×10 ⁻⁵	
圧縮処理施設	—	—	< 2.0×10 ⁻⁴	1.1×10 ⁻⁴	< 2.1×10 ⁻⁴	1.7×10 ⁻⁴	< 2.6×10 ⁻⁴	< 3.2×10 ⁻⁴	< 2.6×10 ⁻⁴	< 3.2×10 ⁻⁴	< 3.2×10 ⁻⁴	
第1廃棄物処理施設	< 1.5×10 ⁻⁴	< 6.9×10 ⁻⁵	< 1.8×10 ⁻⁴	< 7.1×10 ⁻⁵	< 1.9×10 ⁻⁴	1.1×10 ⁻⁴	< 1.6×10 ⁻⁴	< 6.0×10 ⁻⁵	< 1.6×10 ⁻⁴	< 6.0×10 ⁻⁵	< 6.0×10 ⁻⁵	
第2廃棄物処理施設	< 2.2×10 ⁻⁴	< 2.0×10 ⁻⁴	< 1.6×10 ⁻⁴	< 6.8×10 ⁻⁵	< 1.5×10 ⁻⁴	< 6.3×10 ⁻⁵	< 2.0×10 ⁻⁴	< 1.5×10 ⁻⁴	< 2.0×10 ⁻⁴	< 1.5×10 ⁻⁴	< 1.5×10 ⁻⁴	
汚染除去場	< 4.7×10 ⁻⁴	1.5×10 ⁻³	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
W A S T E F	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
環境ミュレーショ	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
電源施設	< 1.8×10 ⁻⁴	< 7.2×10 ⁻⁵	< 1.7×10 ⁻⁴	< 6.6×10 ⁻⁵	< 1.6×10 ⁻⁴	< 6.3×10 ⁻⁵	< 2.1×10 ⁻⁴					
J P D R	< 1.5×10 ⁻⁴	< 6.8×10 ⁻⁵	< 1.5×10 ⁻⁴	< 6.2×10 ⁻⁵	< 1.7×10 ⁻⁴	< 6.7×10 ⁻⁵	< 1.6×10 ⁻⁴	< 6.4×10 ⁻⁵	< 1.6×10 ⁻⁴	< 6.4×10 ⁻⁵	< 6.4×10 ⁻⁵	
処理処分開発棟	—	—	—	< 2.9×10 ⁻⁴	4.4×10 ⁻⁴	—	—	—	—	—	—	
N S R R	< 1.5×10 ⁻⁴	< 6.9×10 ⁻⁵	< 1.6×10 ⁻⁴	< 6.7×10 ⁻⁵	< 1.5×10 ⁻⁴	< 6.4×10 ⁻⁵	< 1.5×10 ⁻⁴	< 6.5×10 ⁻⁵	< 1.5×10 ⁻⁴	< 6.5×10 ⁻⁵	< 6.5×10 ⁻⁵	
極低レベル	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
N U C E F	—	—	—	—	—	—	< 1.5×10 ⁻⁴	< 1.5×10 ⁻⁴	< 1.5×10 ⁻⁴	< 1.5×10 ⁻⁴	< 6.3×10 ⁻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(34台)に沿って実施した。また1994年度より、更新時に、 γ 線用GM管式サーベイメータを原研で開発したプラスチックシンチレーション式サーベイメータに切り換えることとした。

放射線管理用モニタ更新のうち、第2廃棄物処理棟、ホットラボ等の6施設12系統について、放射線管理担当課に協力して整備した。

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

(村上 博幸)

A.5.2 サーベイメータ等の管理

東海研究所、高崎研究所、那珂研究所及びむつ事業所で使用しているサーベイメータ等の校正を実施した。1994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、1,496台であった。これらの内訳をTable A.5.2-1に示す。また、フィルムバッジ、TLD等の基準照射は100回実施した。

他課室からの依頼業務として、アラームメータ、マイドーズミニの校正が191台、照射線量計の校正、マイクロカロリメータの校正及びHe計数管の感度試験等が9件及びTLDの基準照射を405個実施した。

サーベイメータの更新は年次計画に沿って実施し、老朽化の著しいサーベイメータを34台更新した。なお、 γ 線用のGM管式サーベイメータの更新は、今年度より原研で開発したプラスチックシンチレーション式サーベイメータに切り換えることにした。

放射線標準施設棟の照射設備の維持管理としては、 ^{60}Co (7.4TBq), ^{51}Cr (7.4GBq)線源の更新並びにサーベイメータ自動校正装置のデータ処理装置及び貸出返却処理装置の更新を実施した。

(清水 滋)

Table A.5.2-1 サーベイメータ校正台数の内訳
(東海研究所、1994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	210	377
電離箱式サーベイメータ	197	308
β 線表面汚染検査計	233	448
α 線表面汚染検査計	114	191
中性子サーベイメータ	16	17
レムカウンタ	22	23
NaIシンチレーション式サーベイメータ	15	13
テレテクタ	27	38
ガスフロー式サーベイメータ	46	68
プラスチックシンチレーション式サーベイメータ	7	5
トリチウムサーベイメータ	3	4
半導体サーベイメータ	4	4
合 計	894	1,496

現有台数は、他課室保有分を含む台数である。

A.5.3. 放射線モニタ等の管理

(1) 環境放射線監視システムの維持管理

放射線管理第1課所管の環境放射線監視システムの定期点検・校正を実施した。放射線モニタについては年2回、データ伝送及びデータ処理システムについては年間計画にしたがって全システムの保守点検を実施した。環境放射線監視システムについて、科学技術庁原子力安全局による定期検査を受検した。

1994年度の故障は13件であった。主な故障内容は、検出器を加温する制御部の循環用ファンの劣化、流量計の故障であった。

(2) 施設放射線管理用モニタの維持管理

放射線管理第2課、放射線管理第3課のモニタについては、年2回定期点検・校正を実施（第3研究棟、第4研究棟のモニタは1回、NUCEF施設は点検無し）した。原子炉施設等の放射線管理用モニタについては、年1回科学技術庁原子力安全局による定期検査を受検した。

Table A.5.3-1に1994年度に発生したモニタ別の故障率を示す。

(3) モニタ更新

下記施設の放射線管理用モニタについて更新を実施した。

ホットラボ

ハンドフットクロスモニタ	2系統
--------------	-----

廃棄物処理場（第2廃棄物処理棟）

室内ダストモニタ	1系統
----------	-----

可搬型エリアモニタ	3系統
-----------	-----

FNS建家

ガスモニタ	1系統
-------	-----

核物理特研（マグネットルーム及び2MeVバン・デ・グラーフ）

ガンマ線エリアモニタ	1系統
------------	-----

核物理特研（マグネットルーム及び2MeVバン・デ・グラーフを除く。）

ガンマ線エリアモニタ	2系統
------------	-----

廃棄物安全試験施設

自動ろ紙交換装置	2系統
----------	-----

（水書 利雄）

Table A.5.3-1 放射線管理用モニタの故障発生件数
(東海研究所, 1994年度)

モニタ名称	故障件数 (件)	故障率 (件／系統)
エリアモニタ	27	0.09
ダストモニタ	40	0.21
水・ガスマニタ	7	0.10
ハンドフットクロスモニタ	40	0.52
モニタリングポスト	9	0.64
モニタリングステーション	4	0.50
その他	19	—
合計	146	127/659 = 0.19

A. 5.4 放射線管理試料の計測

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

放射線管理試料の測定は集中計測システムで実施した。1994年度の測定件数は延べ18,390件、測定時間は延べ29,866時間で、1993年度と同程度であった。測定件数と測定時間の測定種別、業務内容別内訳をFig. A.5.4-1に示す。

検出器や放射能自動測定解析装置の故障は29件発生し、47時間停止した。故障件数は大幅に減少し、停止時間も1993年度に比べ1/5に減少した。これは、7月に新システムに置換えを行い運用を開始したことによる。

検出器の精密校正を γ 線スペクトル測定用ゲルマニウム半導体検出器2台について実施した。この他、放射線モニタや表面汚染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32件実施した。

1994年度の放射能試料自動測定解析装置の更新（第3期）では、 α 線 β 線計数装置を1台と測定データの自動バックアップ、 α 線及び β 線検出器信号を放射能試料自動測定解析装置に収集し、データ管理を効率的に行うためのプログラム等を整備した。

7月から新装置下における運用を開始した。運用に当たっては、これまで試料情報を依頼票により受け付け、光学文字読取装置で読み込み、放射能試料自動測定解析装置に登録する方式から、パソコン用コンピュータを用いて、フロッピディスクに登録された情報を読み込む、登録方式に変更した。また、 γ 線スペクトル分析結果、カウンタデータ、週報及び月報等における帳票出力様式をコンピュータ用紙からA4サイズの用紙に変更した。

（大井 義弘）

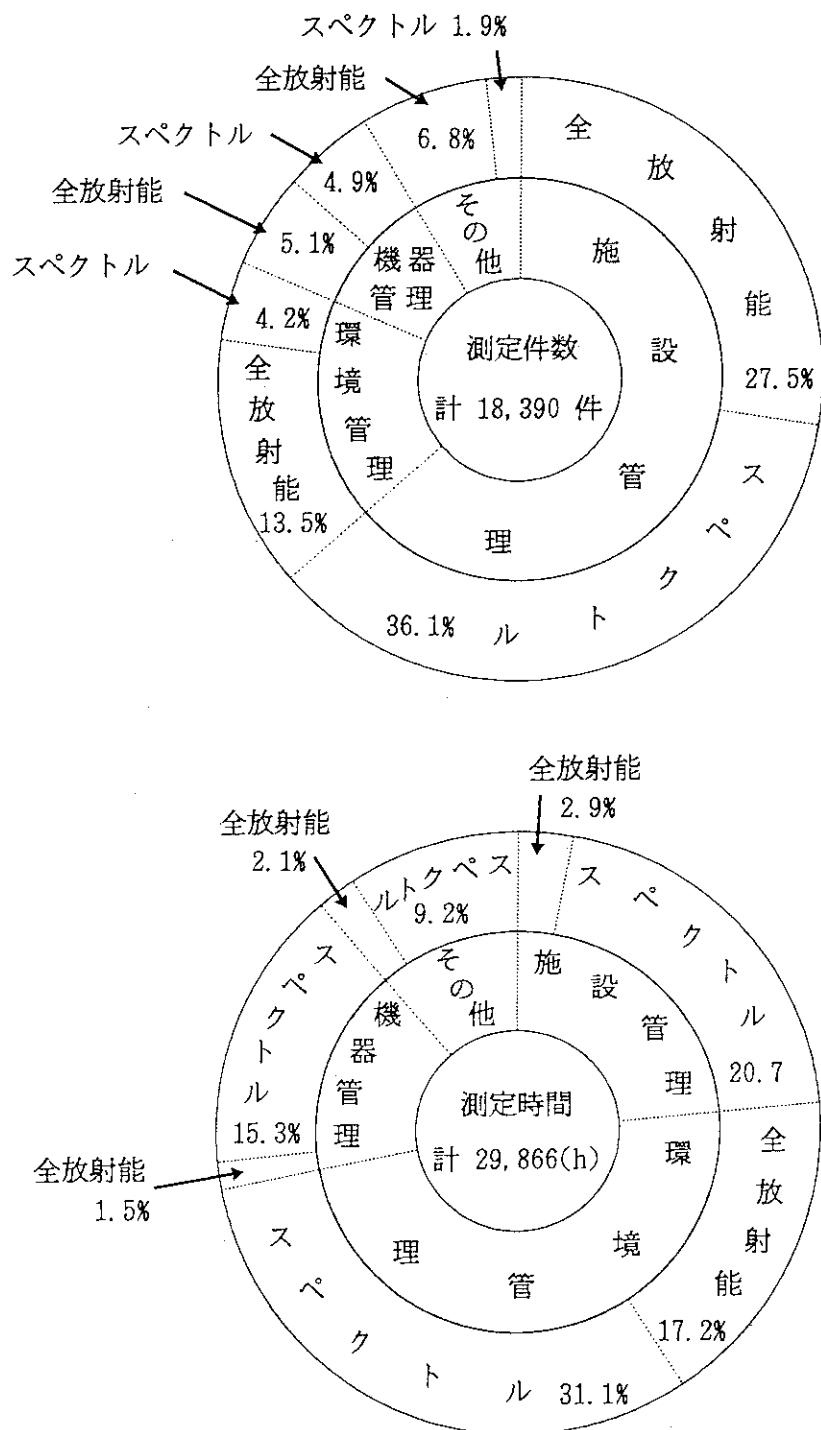


Fig. A.5.4-1 試料測定の内訳（東海研究所, 1994年度）

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1993年度に引き続き実施した。施設の放射線管理としては、JT-60 装置、MeV級イオン源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にともなう管理を実施した。JT-60 装置については、負イオンNBI 加熱装置の増設工事にともない、撤去鋼材等が再利用資機材として大量に搬出されたことが今年度の特記事項である。また、JT-60 装置の重水素放電実験が開始されて4年が経過したため、構造材中に⁶⁰Co 等の長半減期核種が蓄積してきており、JT-60 真空容器内の定期点検時の放射線レベルは徐々に増加している。

放射線業務従事者の線量当量については、実効線量当量及び組織線量当量ともに、放射線障害予防規定に定められた線量当量限度及び警戒線量当量を超える被ばくはなかった。1994年度における実効線量当量は、最大 3.4 mSvであり、バイオアッセイ法による内部被ばく（トリチウム）については、被検者全員について有意な体内汚染は検出されなかった。放射線業務従事者の被ばくは、JT-60 真空容器内第一壁等の改修整備に従事した際に受けたものである。

1994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、積算線量及び空气中放射能濃度の環境モニタリングを実施したが、施設からの放射性物質の放出に起因する異常は認められなかった。

放射線障害防止法に基づく変更許可等に関しては、JT-60 装置については負イオンNBI 加熱装置の増設に係る試運転前の施設検査を、また、MeV級イオン源装置については、500 KeV、11 mA の運転条件で使用開始前の施設検査を受検し、合格した。なお、同装置のフルパワー(1MeV 1A)での検査は、平成9年8月末以降の定期検査時に受検する予定である。

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

1994年度は、職員及び請負業者等の放射線業務従事者 1,107名に対して、外部被ばく線量当量の管理を実施した。その結果をTable B.1.2-1 及びTable B.1.2-2 に示す。フィルムバッジの検出下限値 (0.2 mSv)を超えたものは、JT-60 真空容器内作業に従事した82名中の30名であり、これらの平均実効線量当量、最大実効線量当量及び集団実効線量当量は、それぞれ、0.04mSv、3.4 mSv 及び44.5人・ミリシーベルトであった。

(2) 内部被ばく線量当量の管理

JT-60 装置の重水素放電実験運転及び保守点検業務に従事し、内部被ばくのおそれのあるグループから35名を選び、バイオアッセイ（トリチウム尿検査）による確認検査を実施した。測定の結果、有意に検出された者はいなかった。

（藤岡 克治）

Table B. 1. 2 - 1 放射線業務従事者の実効線量当量に係る四半期別被ばく状況

(那珂研究所, 1994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)
		検出下限線 量当量未満 ^{*1}	0.2 mSv以上 1.0 mSv未満	1.0 mSv以上 5.0 mSv以下	5.0 mSv以上 15 mSv以下	5.0 mSvを超 るもの	15 mSvを超 るもの			
第1四半期	568	568	0	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
第2四半期	558	558	0	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
第3四半期	988	958	14	16	0	0	0	0.05	3.4	44.5
第4四半期	760	760	0	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
年 間	1107 (833)	1077 (845)	14 (22)	16 (16)	0 (0)	0 (0)	0 (0)	0.04 (0.06)	3.4 (3.8)	44.5 (52.2)

*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、1993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

作 業 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)
		検出下限線 量当量未満 ^{*1}	0.2 mSv以上 1.0 mSv未満	1.0 mSv以上 5.0 mSv以下	5.0 mSv以上 15 mSv以下	5.0 mSvを超 るもの	15 mSvを超 るもの			
職 員 等	194	189	5	0	0	0	0	0.01	0.7	2.0
外 来 研 究 員 等	16	16	0	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
請 費 業 者	898	873	9	16	0	0	0	0.05	3.4	42.5
全 作 業 者	1107	1077	14	16	0	0	0	0.04	3.4	44.5

*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

1994年度にJT-60実験棟から放出された放射性塵埃及び放射性ガスの年間平均濃度並びに年間放出量を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1/10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第一壁等の点検・調整作業時に実施した。真空容器内第一壁等の点検作業における線量当量率は最大 $85 \mu\text{Sv}/\text{h}$ 、トリチウムの表面密度は最大 $1.1 \times 10^2 \text{ Bq}/\text{cm}^2$ (P-7水平のフランジ内面)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、 $1.0 \times 10^2 \text{ mSv}/\text{月}$ 、 $1.4 \times 10^1 \text{ mSv}/\text{月}$ であった。また、作業者が立入る場所については、バックグラウンド($6.5 \times 10^{-2} \text{ mSv}/\text{月}$)であった。

(秋山 勇)

(3) JT-60U装置の定期点検時の放射線管理

臨界プラズマ試験装置(JT-60)は、核融合炉の研究開発を実施する目的で1985年4月に設置され1989年10月まで水素放電実験を実施した。その後、JT-60では、6MA級のダイバータプラズマ実現を目指した大電流化及び重水素を用いた実験を開始するための改造が、1991年6月まで行われた。改造後の臨界プラズマ試験装置(以下、「JT-60U」という。)は、プラズマ閉じ込め性能の改善とトカマクの定常化を図るために実験を行っており、装置の性能を維持するために毎年定期点検(以下、「定検」という。)を実施している。

1994年度の定検は、1994年10月17日から1995年1月16日の間に行われた。定検での主な作業としては、真空容器内での第1壁等の改修整備作業、プラズマ加熱入射装置の点検・補修作業、計測装置等の窓ガラスの掃除・交換作業等があげられるが、これらの作業の中で被ばくに関係する作業は真空容器内での第1壁等の改修整備作業である。

JT-60Uでの、重水素ガスを用いたプラズマ実験では、主として2.5MeVの中性子線とX線が発生する。真空容器内構造物や周辺機器等は、中性子によって放射化され、 ^{60}Co 、 ^{56}Mn 等が生成される。また、プラズマ中の重水素ガスの核融合反応によりトリチウムが生成され、真空容器内及び真空排気系内等には、トリチウムが含まれている。

定検時の真空容器内の放射線レベルは、線量当量率については最大 $85 \mu\text{Sv}/\text{h}$ 、表面密度についてはトリチウムで最大 $1.1 \times 10^2 \text{ Bq}/\text{cm}^2$ であったが、トリチウム以外の核種は、全βでは検出されなかった。真空容器内がトリチウムで汚染されているのは、数百から数千Bq/gのトリチウムを含んで

いる内壁の黒鉛タイルがプラズマにより削り取られ、内部に飛散するためである。また、容器内は作業の開始前から換気されているため、作業場所の空気汚染は、トリチウムについては、空气中濃度限度の約1/20の $3.0 \times 10^{-2} \text{Bq/cm}^3$ であり、トリチウム以外については、 $1.3 \times 10^{-7} \text{Bq/cm}^3$ (^{7}Be) であった。作業時の真空容器内の線量当量率及び表面密度をFig. B.1.3-1に示す。

これらのことから、作業時の計画線量当量を定め、作業者には、フィルムバッジの他警報付ポケット線量計を着用させるとともにトリチウムを含む黒鉛粒子等による汚染を防護するため半面マスク、静電防塵服、オーバーシューズ等を着用させ、被ばくを防護した。

作業期間中の実効線量当量（フィルムバッジ値）は、計画線量当量未満であり、個人最大3.4mSv、集団線量当量44.5人・ミリシーベルト、平均0.5mSvであったが、内部被ばくは検出されなかった。警報付ポケット線量計による作業別の外部被ばく線量当量をTable B.1.3-3に示す。

今後、真空容器内の線量当量率は、放射化生成物の蓄積に伴い徐々に上昇して行くので、作業時間の短縮、熟練作業者の確保、作業方法の見直し等、定検作業時の外部被ばく低減対策が検討課題としてあげられる。

（山根 健路）

Table B.1.3-1 施設から放出された放射性塵埃・ガスの年間放出量及び年間平均濃度
(那珂研究所, 1994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	<1.1×10 ⁻⁸	⁴¹ Ar ³ H	0 0	<3.9×10 ⁻³ <5.9×10 ⁻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, 1994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	7.1×10 ⁶ (2.2×10 ⁶)		7.4×10 ⁷		9.6×10 ⁻²
³ H以外の核種	0 (5.1×10 ⁵)	1.1×10 ²	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。

Table B.1.3-3 作業別の外部被ばく線量当量*

作業件名	作業期間	個人最大線量当量 (mSv)	平均線量当量 (mSv)	集団線量当量 (person・mSv)
第1壁等の改修整備	1994年11月1日 ～ 12月27日	3.37	0.63	41.56
ICRFランチャー ファラデーシールド補修	1994年11月24日 ～ 12月6日	0.68	0.23	2.09
接線NBIポート 再電離保護板改造	1994年11月7日 ～ 12月20日	0.03	0.01	0.05
計測装置観測窓等の 取り外し・取り付け作業等	1994年11月28日 ～ 1995年1月13日	0	0	0

*警報付ポケット線量計の読み取り値。

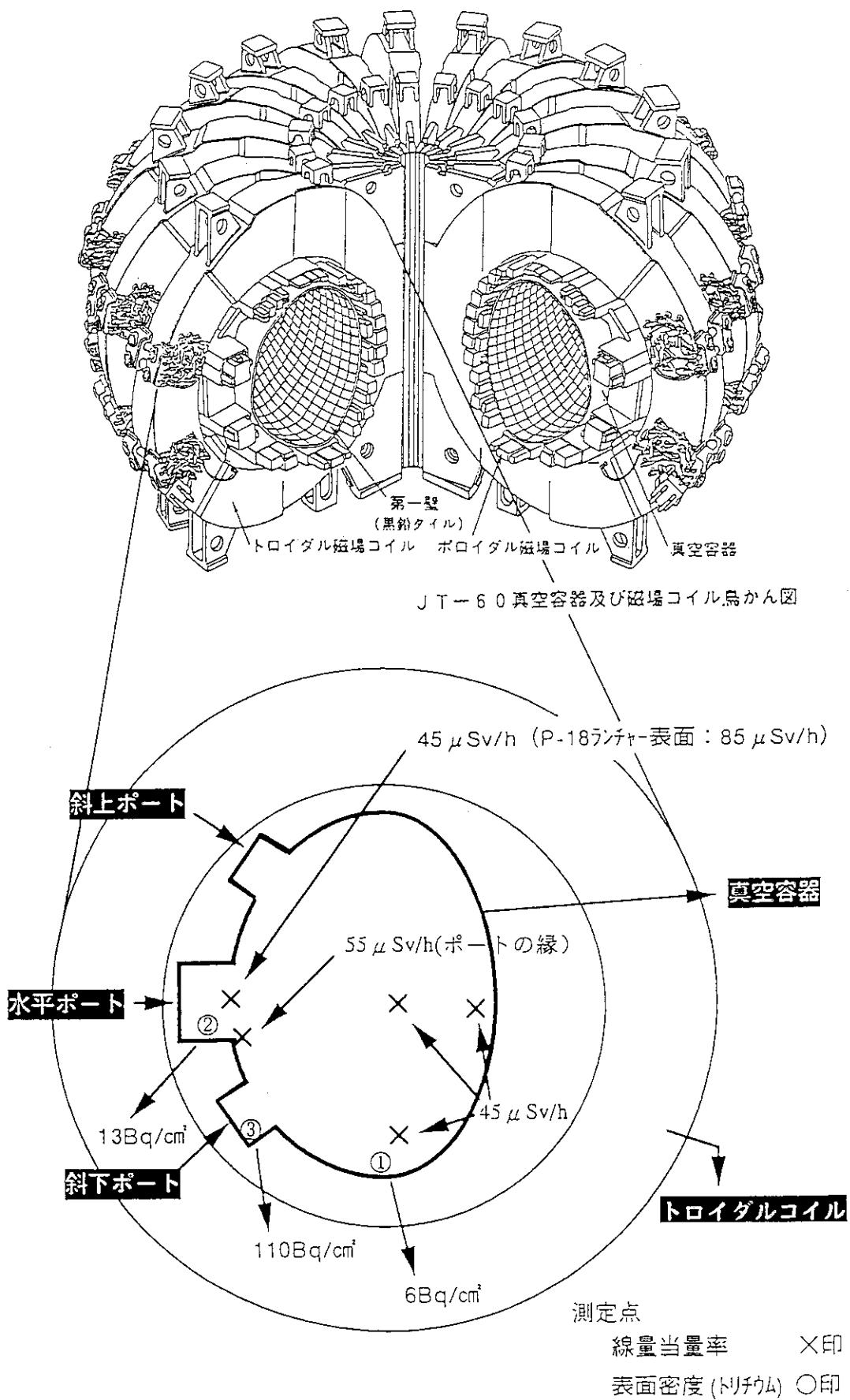


Fig. B. 1.3 - 1 真空容器内の線量当量率及び表面密度

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に伴う事業所境界での異常は認められなかった。

(2) 大気中の放射能濃度（トリチウム）

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

（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, 1994年度)

年 月	γ 線 ^{*1}				中 性 子 ^{*2}			
	No. 1 (nSv/h)		No. 2 (nSv/h)		No. 1 (nSv/h)		No. 2 (nSv/h)	
	平均値	最大値	平均値	最大値	平均値	最大値	平均値	最大値
1994, 4	80.0	100.0	37.5	44.0	3.0	5.3	3.0	4.5
	83.5	102.0	34.3	42.0	3.2	5.5	3.2	4.3
	75.4	92.1	58.5	92.3	3.3	5.8	3.3	5.0
	47.5	76.5	80.2	115.0	3.0	6.0	3.0	5.3
	49.4	56.0	78.1	86.5	2.9	5.7	2.9	5.5
	50.0	69.0	80.0	102.0	3.0	5.2	3.0	4.9
	49.6	56.5	79.3	84.3	2.9	5.0	2.9	5.6
	44.5	58.7	74.2	88.0	3.0	5.0	3.0	4.4
	44.2	54.0	70.0	76.0	3.3	5.0	3.3	5.5
	50.0	68.5	50.4	68.0	3.0	5.2	3.0	6.2
	48.0	68.0	48.0	64.0	3.0	5.2	6.0	11.0
	54.5	64.0	54.5	96.0	3.1	5.6	7.6	10.2
1995, 1								

*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, 1994年度)

測定期間 及び 測定結果	第 1 四半期		第 2 四半期		第 3 四半期		第 4 四半期		年間 積算 線量 μGy	
	1994年 3月 18日 ～ 1994年 6月 20日		1994年 6月 20日 ～ 1994年 9月 19日		1994年 9月 19日 ～ 1994年 12月 19日		1994年 12月 19日 ～ 1995年 3月 20日			
	測定値 μGy	91日換算 μGy	測定値 μGy	91日換算 μGy	測定値 μGy	91日換算 μGy	測定値 μGy	91日換算 μGy		
モニタリングポスト No. 1	64	62	54	54	61	61	66	67	245	
モニタリングポスト No. 2	110	106	93	93	98	98	110	111	411	

表中の各測定値は 5 cm 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4chの定期点検並びに重水素放電実験対応用に設置したJT-60U放射線モニタ11ch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4台、レムカウンタ6台、警報付ポケット線量計47本、ポケット線量計150本及びTL Defense素子2,233個について実施した。

(秋山 勇)

1 C 高崎研究所

1C.1 放射線管理

C. 1.1 概要

個人被ばく線量当量の管理、施設の放射線管理、環境放射線の管理及び放射線計測器の管理の定常業務を1993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、「イオン照射研究施設における¹²⁷P rの使用」、「密封コバルト線源の使用数量変更」及び「食品照射棟に⁶⁰C o貯蔵箱設置及び²²N aの使用」に係る変更許可申請を行い、許可を受けたほか「イオン照射研究施設における非密封放射性同位元素の使用等」の変更許可申請を行った。

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

イオン照射研究施設から放出された放射性気体廃棄物は、放出管理基準値を十分下回った。

放射線業務従事者の個人被ばく線量当量については、実効線量当量及び組織線量当量ともに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。1994年度における実効線量当量は、最大0.9mSvであり、サイクロトロンの調整・改造作業に従事した者の被ばくであった。内部被ばくについては、全身計測による確認検査の結果、被検者全員有意な体内汚染は検出されなかった。

以上のはか、測定器の保守管理を支障なく実施するとともに、放射線安全教育などを行った。

(綿貫 孝司)

C. 1.2 個人被ばく線量当量の管理

(1) 外部被ばく線量当量の管理

1994年度における放射線業務従事者の集団実効線量当量及び年間平均実効線量当量は、それぞれ1.5人・ミリシーベルト、0.0mSvであった。また、年間最大実効線量当量は、0.9mSvであり、その従事者は、サイクロトロン調整・改造作業に従事した作業者であった。

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

放射線施設の共同利用者、工事業者等の所外から管理区域に一時的に立ち入った者は年間1,058名であり、そのつど、熱ルミネセンス線量計(TLD)を着用させ測定したが、検出下限値を超えて被ばくした者はなかった。

(2) 内部被ばく線量当量の管理

内部被ばくのおそれのある作業に従事する者延べ204名について、全身カウンタによる定期及び

隨時の確認検査を実施した。測定の結果、体内汚染は検出されなかった。

(田島 好弘)

C. 1.3 施設の放射線管理

(1) 放出放射性物質の管理

1994年度にイオン照射研究施設から放出された放射性塵埃及び放射性ガスの年間平均濃度並びに年間放出放射能をTable C. 1.3-1に示す。

サイクロトロン加速器の運転に伴い⁴¹Arが放出され、¹¹Cが標識化合物の製造試験にともない放出され、また¹³³Xeが¹³³Xeイオン注入実験により放出された。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に入る場所及び管理区域周辺において定期的に放射線量当量率の測定を行ったが、管理基準値未満であった。

(3) 表面密度の管理

特に問題となる放射性汚染はなかった。

(酒井 俊也)

(4) 放射性同位元素等の保有状況

コバルト照射施設で使用する照射用⁶⁰Co線源については、1994年10月に減衰補充用として棒状密封線源14個、計5.498PBqが搬入された。1995年3月末現在の高崎研究所で所有する放射性同位元素の種類及び数量をTable C. 1.3-2に、放射線発生装置の種類及び性能をTable C. 1.3-3に示す。

(田島 好弘)

(5) サイクロトロン加速器の一部改良にともなう放射線管理

イオン照射研究施設においてサイクロトロン加速器¹⁾の一部改良が1995年3月11日から3月20日にかけて行われた。今回の主な改良点はバッフルスリットの遠隔操作化、プロファイルモニタの設置及びプラスチックの交換である。

作業に先立ち、サイクロトロンヨーク内の線量当量率、表面密度及び空気中放射性塵埃濃度の測定を行った。最大線量当量率はデフレクター電極表面の8.5mSv/hで表面密度及び空気中放射性塵埃濃度は検出下限値以下であった。サイクロトロンヨーク内の線量当量率マップをFig. C. 1.3-1に示す。今回のプラスチック交換作業ではサイクロトロンヨーク内(Photo C. 1.3-1, 直径約3m, 作業空間高さ 0.7m)に立入り、ブレーキ電極の位置調整を腹ばいで行うため作業者の被ばくが予想された。このため作業者にアラームメータを補助測定器として着用させ被ばく管理を行った。作業位置についてはマグネチックチャンネルコイル(5.5mSv/h), デフレクター電極(8.5mSv/h)付近での作業を禁止し、ビームライン出口付近(250 μSv/h)に限定し被ばくの低減に努めた。さらに特定の作業者に被ばくが集中しないよう作業時間の均等化の指導を行った。バッフルスリットの遠隔操作化、プロファイルモニタの設置はサイクロトロン本体周辺での作業であり特に問題はない。

かった。この作業終了時の被ばく結果は最大実効線量当量 $500 \mu\text{Sv}$ であり 2名が $300 \mu\text{Sv}$ であった。これらの作業者はともにプラスチック交換作業に従事した作業者であり、その他の作業に従事した作業者は全てフィルムバッジの検出下限値以下であった。

今回の作業における被ばくとしては、特に問題となるような被ばく線量ではなかったが、今後はサイクロトロンの積算運転時間の増加とともに、各部の放射化が進み被ばく線量が増加することが考えられる。したがって今後は今回のようにサイクロトロンヨーク内において作業するような場合、事前に線量当量率の低い作業場所の選定、さらには高放射化物の遮へいあるいは撤去など、被ばくの低減化についての検討を行う必要がある。

(酒井 俊也)

参考文献

- 1) 酒井 俊也 : 保健物理—管理と研究 No. 36, JAERI-Review 94-007, 91-92 (1994)

C. 1.4 環境放射線の管理

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

(田島 好弘)

C. 1.5 放射線計測器の管理

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

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

サーベイメータの校正は東海研線量計測課に依頼して GM管式サーベイメータ 57台、表面汚染検査計 16台、電離箱式サーベイメータ 25台、シンチレーション式サーベイメータ 4台、中性子線サーベイメータ 3台、レムカウンタ 2台及びテレテクタ 5台について実施した。

(田島 好弘)

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

(高崎研究所, 1994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)	集団線量当量(person・mSv)
		検出下限線量 当量未満*1	0.2mSv以上 1.0mSv以下	1.0mSv以上 5.0mSv以下	5.0mSvを超え 15mSv以下のもの			
第1四半期	387	387	0	0	0	0.00	0.0	0.0
第2四半期	429	428	1	0	0	0.00	0.4	0.4
第3四半期	424	424	0	0	0	0.00	0.0	0.0
第4四半期	460	457	3	0	0	0.00	0.5	1.1
年間*3	550 (531)	547 (524)	3 *2 (6)	0 (1)	0 (0)	0.00 (0)	0.9 (1.5)	1.5 (4.1)

*1 フィルムバッジの検出下限線量当量：0.2mSv
 *2 各四半期の合計と年間の合計が異なるのは、同一人が第2、第4四半期に被ばくしているためである。
 *3 カッコ内の数値は、1993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, 1994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)	集団線量当量(person・mSv)
		検出下限線量 当量未満*1	0.2mSv以上 1.0mSv以下	1.0mSv以上 5.0mSv以下	5.0mSvを超え 15mSv以下のもの			
職員等	149	149	0	0	0	0.00	0.0	0.0
外来研究員等	200	200	0	0	0	0.00	0.0	0.0
請負業者	193	190	3	0	0	0.01	0.9	1.5
研修生	8	8	0	0	0	0.00	0.0	0.0
全作業者	550 *2	547	3	0	0	0.00	0.9	1.5

*1 検出下限線量当量：0.2mSv

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

Table C. 1. 3 - 1 放射性塵埃・ガスの放射能濃度及び放射能

(高崎研究所, 1994年度)

項 目 施 設 名	放 射 性 塘 埃			放 射 性 ガ 斯		
	核 種	年間平均濃度 (Bq/cm ³)	放出放射能 (Bq)	核 種	年間平均濃度 (Bq/cm ³)	放出放射能 (Bq)
イオン照射	全β	<5.5×10 ⁻¹¹	—	⁴¹ Ar ¹³³ Xe	<2.0×10 ⁻⁴ <2.0×10 ⁻⁴	2.1×10 ⁹ 3.3×10 ⁶
研究施設	⁶⁵ Zn	<4.4×10 ⁻¹⁰	0	¹¹ C	<1.2×10 ⁻⁴	5.3×10 ⁸

(注) 年間平均濃度及び年間放出放射能は次のように算出した。

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

年間放出放射能：検出下限濃度値未満のものは放出量を0として1年間集計した。

Table C. 1. 3 - 2 放射性同位元素の種類及び数量

(高崎研究所, 1995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 174.74 TBq × 23 個 77.70 TBq × 56 個 105.37 TBq × 22 個 71.76 TBq × 23 個 194.58 TBq × 23 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 2.23 TBq × 27 個 28.67 TBq × 20 個 115.13 TBq × 23 個 127.72 TBq × 20 個 145.76 TBq × 24 個 378.51 TBq × 14 個	
コバルト第2照射棟 線源貯蔵施設	^{60}Co 55.5PBq	^{60}Co 0.87 TBq × 5 個 0.43 TBq × 5 個 1.29 TBq × 80 個 1.44 TBq × 70 個 2.83 TBq × 120 個 7.28 TBq × 29 個 9.78 TBq × 20 個 11.03 TBq × 39 個 12.19 TBq × 21 個	
食品照射ガンマ線照射棟 線源貯蔵室	^{60}Co 9.72TBq	^{60}Co 0.11 TBq × 12 個 0.21 TBq × 36 個	
食品照射ガンマ線 照射棟	^{60}Co 14.8PBq	^{60}Co 55.23 TBq × 15 個 43.52 TBq × 12 個 41.03 TBq × 28 個 24.51 TBq × 18 個 16.96 TBq × 20 個 13.86 TBq × 44 個 50.51 TBq × 14 個 43.65 TBq × 24 個 39.30 TBq × 26 個 33.33 TBq × 34 個	
RI工学照射棟第1照射室	^{60}Co 296TBq	^{60}Co 10.67 TBq	固定式照射装置
〃 第2照射室	^{60}Co 1.036TBq	^{60}Co 0.27 TBq	固定式照射装置
〃 線源貯蔵室	^{137}Cs ^{60}Co 177.6TBq 518GBq × 2	^{137}Cs 90.13 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 0.13GBq × 1 ^{60}Co 0.84MBq × 2 ^{60}Co 3.79MBq × 1 ^{226}Ra 74MBq × 1
	B室	^{60}Co 2.59TBq × 1 ^{137}Cs 3.33TBq × 1	^{60}Co 44.40GBq × 1 ^{137}Cs 1.63TBq × 1
	C室	^{60}Co 370GBq	^{60}Co 33.30GBq
サイクロトロン棟 RI貯蔵室	^{241}Am 3.7GBq × 1	^{241}Am 3.7GBq × 1	可搬式照射装置
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 42.1MBq × 1 —	
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 ^{22}Na 367MBq × 1	

Table C. 1. 3 - 3 放射性発生装置の種類と性能

(高崎研究所, 1995年3月31日現在)

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

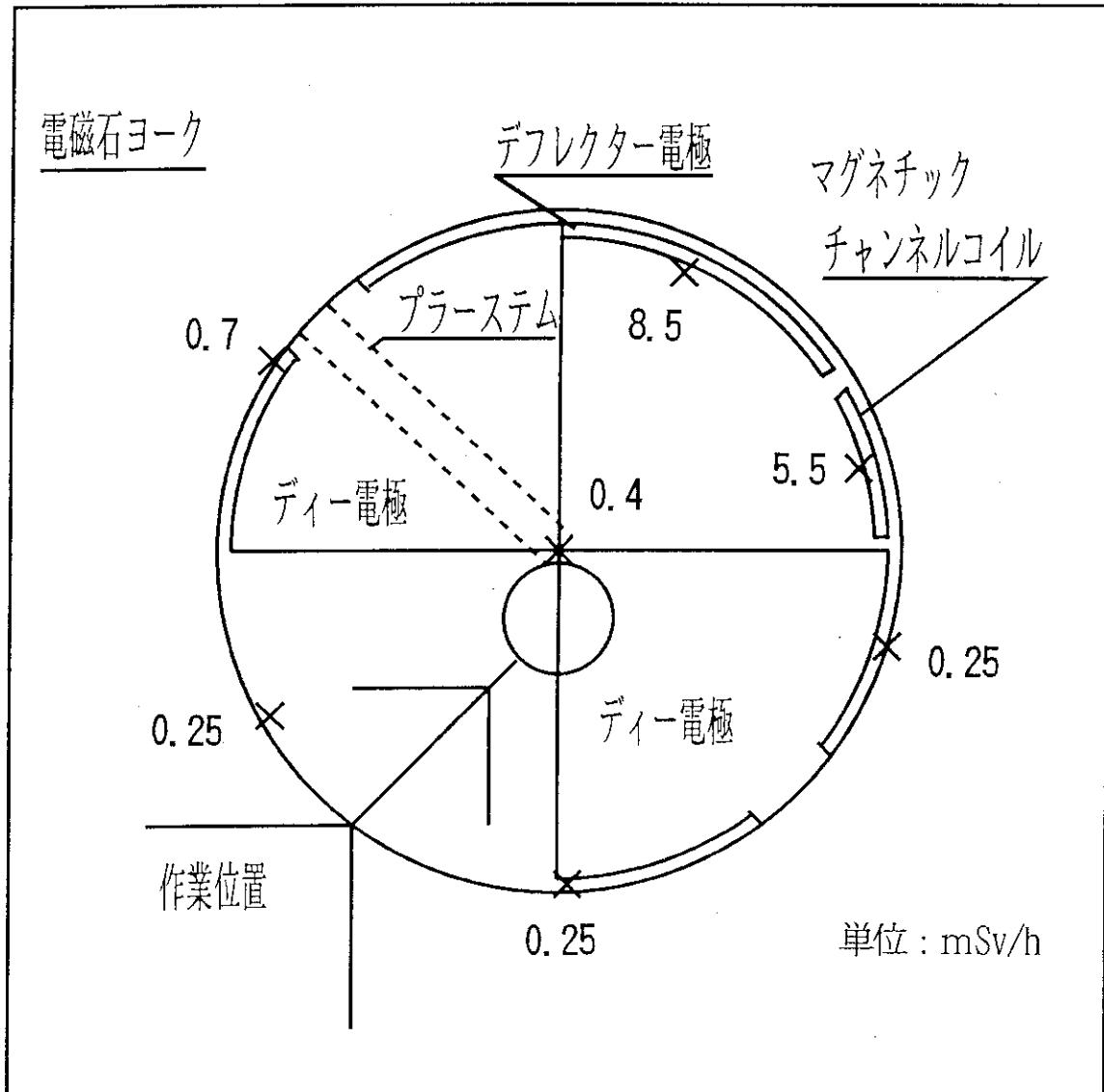


Fig. C. 1.3 - 1 ヨーク内の線量当量率

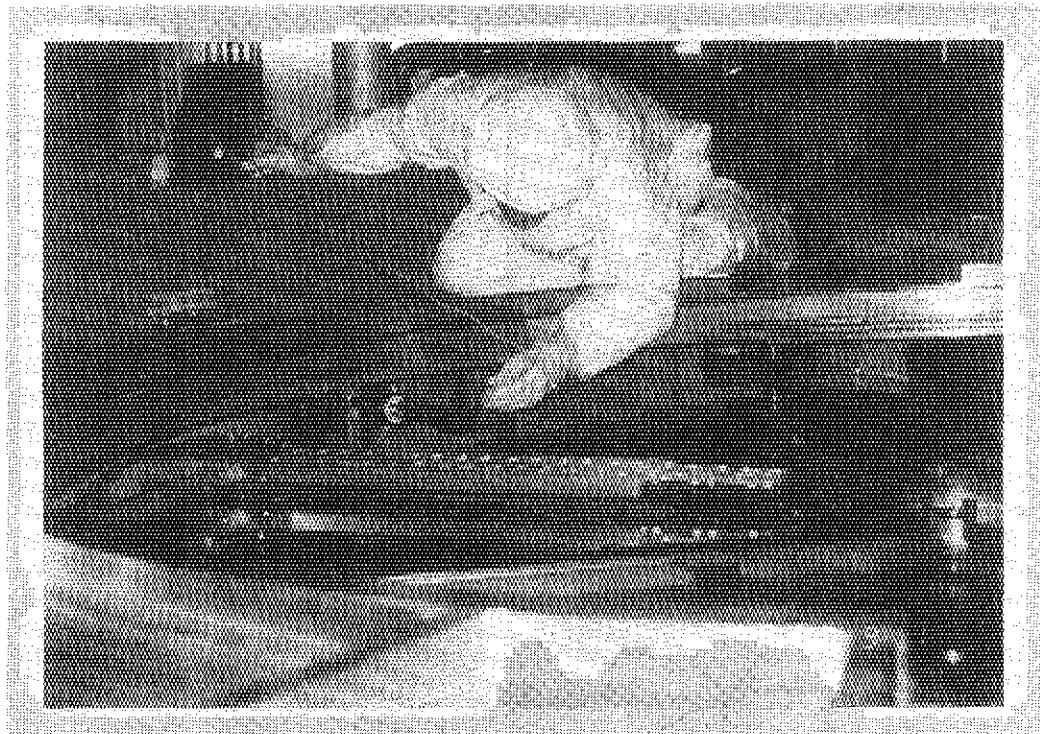


Photo. C. 1. 3 - 1 サイクロトロンヨーク内の作業

Table C. 1.4-1 モニタリングポストにおける γ 線線量当量率の月平均値と月間最大値
(高崎研究所, 1994年度)

年 月	東 (nSv/h)		西 (nSv/h)		南 (nSv/h)		北 (nSv/h)		
	平均値	最大値	平均値	最大値	平均値	最大値	平均値	最大値	
1994,	4	60.1	72.0	62.0	81.0	67.1	83.7	62.1	81.2
	5	60.0	78.8	62.1	84.6	65.0	86.2	60.5	83.0
	6	60.0	76.0	62.1	89.2	67.5	92.4	61.3	87.2
	7	59.3	75.4	61.8	92.8	66.8	95.1	61.5	93.2
	8	58.0	71.4	61.3	85.8	66.9	89.2	61.3	84.0
	9	58.3	69.8	62.2	86.4	68.0	90.9	62.6	89.6
	10	58.1	88.8	61.4	107.0	66.3	109.0	61.4	110.0
	11	59.6	80.2	62.2	94.2	65.5	97.0	61.7	94.0
	12	59.1	79.0	62.8	101.0	66.1	101.0	62.5	101.0
1995,	1	59.0	72.8	63.0	87.4	66.4	89.3	62.6	85.2
	2	65.6	73.8	67.3	82.0	66.8	78.1	63.3	75.0
	3	68.4	85.2	69.0	98.8	68.0	94.9	64.1	92.4

注) 加圧電離箱式 γ 線モニタを使用

Table C. 1.4-2 モニタリングポストにおける中性子線線量当量率の月平均値と月間最大値
(高崎研究所, 1994年度)

年 月	東 (nSv/h)		西 (nSv/h)		南 (nSv/h)		北 (nSv/h)			
	平均値	最大値	平均値	最大値	平均値	最大値	平均値	最大値		
1994,	4	4.17	9.02	3.57	9.34	2.98	7.58	3.18	8.64	
	5	4.05	9.58	4.33	9.38	2.87	6.86	3.26	3.99	
	6	2.87	6.66	*	—	2.97	7.60	3.41	7.14	
	7	2.94	4.57	*	—	2.97	6.44	3.39	8.84	
	8	2.79	7.30	*	—	2.83	6.50	3.15	7.60	
	9	2.71	7.62	3.83	9.04	2.97	6.70	2.99	7.70	
	10	2.65	6.88	3.35	9.30	2.81	6.84	3.00	15.6	
	11	2.64	5.90	2.99	7.24	2.75	7.16	2.99	12.4	
	12	2.76	6.42	3.04	7.20	2.92	6.86	3.07	15.2	
	1995,	1	2.85	7.46	3.12	6.96	3.00	7.08	3.18	7.56
	2	2.91	6.58	3.14	7.08	3.00	8.14	3.16	10.6	
	3	2.79	6.74	3.06	7.60	2.91	6.86	3.08	16.1	

注) レムカウンタを使用

* 調整中

1 D 大洗研究所

1D. 1 総 括

D.1.1 概 要

大洗研究所におけるJ M T R, ホットラボ, 燃料研究棟, 廃棄物処理施設等の区域放射線管理, 個人被ばく管理, 環境放射線監視, 放射線モニタ等の維持管理及び各種放射線管理結果の報告等の定常業務を1993年度に引き続いて滞りなく実施した。

区域放射線管理については, J M T Rの第109 サイクルから第113 サイクルの運転, 廃棄物処理場における放射性廃棄物管理の事業対応に係わる施設改修工事, J M T Rにおける照射設備等の点検作業, ホットラボにおけるセル内機器の撤去作業, 燃料研究棟におけるグローブボックスの解体撤去作業等を行った。

放射線業務従事者の個人被ばく線量当量については, 実効線量当量及び組織線量当量とも, 保安規定等に定められた線量当量限度及び警戒線量当量を超える被ばくはなかった。1994年度における実効線量当量は, 最大3.6mSv, 平均0.05mSvであり, 集団実効線量当量は46.9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。

1994年度に, 各施設から放出された気体廃棄物及び液体廃棄物中の核種別放出量及び濃度は, いずれも保安規定等に定める放出基準値以下であった。また, 年間放出量に基づいて評価した周辺環境における線量当量は, 放射性希ガスによるものが年間 $1.3\mu\text{Sv}$, 液体廃棄物によるものが年間 $0.3\mu\text{Sv}$ であり, 原子炉施設保安規定に定められている年間の線量目標値 $50\mu\text{Sv}$ を十分下回った。

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, いずれも, 施設からの放射性物質の放出に起因する異常は認められなかった。

放射線管理用機器の更新・整備は, 年次計画に基づく廃棄物処理施設のハンドフットクロスモニタの更新, 放射性廃棄物処理施設の排気ダストモニタや安全管理棟の環境試料計測器に試料自動交換装置等の整備を行った。さらに, J M T Rの放射線管理用監視装置の整備に着手した。H T T Rの建設に関しては, 放射線管理設備のうち, 原子炉格納容器隔離弁の製作が完了した。

その他, J M T RにおけるO G L - 1 の撤去にともなう一般公衆の線量評価, 大洗研究所放射線安全取扱手引等の改定及び1994年度に発足した安全協議会の放射線業務従事者の再教育訓練等に協力した。

(大畠 勉)

D.1.2 管理区域

1994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、ホットラボにおけるベリリウム試験室の設置及び廃液処理施設Ⅰの建家改修に伴う建家拡張による管理区域の指定・変更（一時的に指定されたものを除く）を行った。

一時的に管理区域として指定された件数は、第1種管理区域及び第2種管理区域ともに19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。

(新野 二男)

Table D.1.2-1 一時的な管理区域の指定状況

(大洗研究所, 1994年度)

主な作業内容	管理区域の区分	件数
排気設備の保守点検作業（フィルタ交換等）	第1種管理区域	9
排水設備の保守点検作業（改修工事等）	"	10
JMTR新燃料及び照射燃料キャプセルの搬入	第2種管理区域	14
放射線測定機器の校正及び非破壊検査	"	5

D.1.3 排気及び排水の管理データ

(1) 放出放射性塵埃及びガス

1994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109サイクルから第113サイクルの原子炉運転に伴って⁴¹Arが、また、原子炉プール水等の蒸発により³Hが定常に放出された。ホットラボでは破損BOCA試料の解体及び燃料ピンのパンクチャー試験等により⁸⁵Kr, ¹²⁵Sbが、また、材料照射キャプセルの構成材料に微量のウランが含まれていたために¹³¹Iが放出された。 β ・ γ 固体処理棟IIIでは廃棄物の焼却処理に伴い¹³⁴Cs, ¹³⁷Csが放出された。いずれも保安規定、放射線障害予防規定に定められた基準値以下であった。

(箕輪 雄資)

(2) 放出放射性廃液

1994年度に各施設で発生した放射性廃液の廃棄物処理場への搬出状況、排水溝へ放出した年間放出量及び廃液量、並びに排水溝における1日、3月間の平均濃度の最大値及び年間放出量をTable D.1.3-2に示す。

廃棄物処理場へ処理のために送られた廃液の年間放射能は β , γ 核種(³Hを除く、以下同じ) 5.7×10^{10} Bq、廃液量は 3.7×10^3 m³であった。これらの値は1993年度と比較すると、年間放射能では6.6%減、廃液量では16%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、 α 核種が検出下限濃度以上のものではなく、検出下限濃度未満のものが 8.8×10^5 Bq, β , γ 核種が検出下限濃度以上のものが 7.7×10^7 Bqで、検出下限濃度未満のものが 4.4×10^6 Bq, ³Hが検出下限濃度以上のものが 5.0×10^{11} Bqで、検出下限濃度未満のものが 5.8×10^7 Bqであった。ここで、年間放出量の算出にあたっては、検出下限濃度未満の場合は検出下限濃度で放出したとして求めた。また、廃液量は 3.6×10^3 m³であった。

これらの値は、1993年度と比較すると、放射能にあっては α 核種で6.4%減、 β , γ 核種で33%増、また、廃液量にあっては16%減であった。

排水溝における1日平均濃度の最大値は β , γ 核種で 1.7×10^{-2} Bq/cm³、3月間の平均濃度の最大値は β , γ 核種で 3.3×10^{-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放出管理目標値以下であった。

(島田 浩)

Table D. 1. 3 - 1 各施設から放出された放射性塵埃・ガスの放射能濃度及び放射能

(大洗研究所 1994年度)

項目 施設名	放射性塵埃			放射性ガス		
	核種	年間平均濃度 (Bq/cm ³)	年間放出放射能 (Bq)	核種	年間平均濃度 (Bq/cm ³)	年間放出放射能 (Bq)
J M T R (J M T R) (居室実験室)	全β	< 2.4×10 ⁻¹⁰	0	⁴¹ Ar	4.3×10 ⁻²	3.8×10 ¹³
	¹³¹ I	< 4.7×10 ⁻¹⁰	0	³ H	1.7×10 ⁻⁵	1.5×10 ¹⁰
	⁶⁰ Co	< 4.3×10 ⁻¹⁰	0		—	—
	全β	< 4.6×10 ⁻¹⁰	0		—	—
ホットラボ	全α	< 3.0×10 ⁻¹¹	0	⁸⁵ Kr	< 2.9×10 ⁻³	1.0×10 ¹¹
	全β	< 2.4×10 ⁻¹⁰	0		—	—
	¹³¹ I	< 6.7×10 ⁻¹⁰	1.0×10 ⁴		—	—
	¹²⁵ Sb	< 1.0×10 ⁻⁹	4.4×10 ⁴		—	—
廃棄物処理場 (β・γ固体処理棟I) (β・γ固体処理棟II) (β・γ固体処理棟III) (β・γ固体処理棟IV) (α固体処理棟) (α固体貯蔵施設) (廃液処理棟) (管理機械棟) (除染施設) (除染処理試験棟)	全β	< 4.3×10 ⁻¹⁰	0	—	—	—
	全β	< 4.3×10 ⁻¹⁰	0	—	—	—
	全β	< 1.0×10 ⁻¹⁰	1.0×10 ³	³ H	6.8×10 ⁻⁶	9.5×10 ⁸
	¹³⁴ Cs	< 2.1×10 ⁻¹¹	5.9×10 ¹		—	—
	¹³⁷ Cs	< 2.3×10 ⁻¹¹	8.6×10 ²		—	—
	全β	< 4.3×10 ⁻¹⁰	0	—	—	—
	全α	< 4.8×10 ⁻¹¹	0	—	—	—
	全β	< 1.0×10 ⁻¹⁰	0	—	—	—
	全β	< 1.6×10 ⁻⁹	0	—	—	—
	全β	< 4.3×10 ⁻¹⁰	0	—	—	—
	全β	< 4.3×10 ⁻¹⁰	0	—	—	—
	全β	< 4.3×10 ⁻¹⁰	0	—	—	—
	全β	< 4.3×10 ⁻¹⁰	0	—	—	—
R I 利用開発棟 (R I 棟) (F P 棟)	全β	< 4.3×10 ⁻¹⁰	0	—	—	—
	全β	< 4.3×10 ⁻¹⁰	0	—	—	—
燃料研究棟	全α	< 5.4×10 ⁻¹¹	0	—	—	—

(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 D. 1. 3 - 2 廃棄物処理場への搬出及び排水溝へ放出した放射能・廃液量と排水溝における平均濃度・年間放出量
(大先研究所, 1994年度)

項目 施設名	廃棄物処理場へ搬出		排水溝へ放出		排水溝における平均濃度及び年間放出量		
	年間放射能 (Bq)	廃液量 (m 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 R ホツトラボリュ利用開発場 楠燃	5.5×10 ¹⁰ 4.0×10 ⁸ 2.0×10 ⁶ 4.3×10 ⁸ 3.2×10 ⁶	2.6×10 ³ 6.8×10 ¹ 1.4×10 ¹ 7.7×10 ² 4.2×10 ¹	0 0 0 0 0	0 0 0 0 0	α <3.0×10 ⁻⁵ β・γ 1.7×10 ⁻² β・γ <1.4×10 ⁻³ *1	α <2.3×10 ⁻⁶ β・γ 3.3×10 ⁻⁴ <1.5×10 ⁻⁵ *2	α 0 (7.3×10 ⁵) β・γ 7.7×10 ⁷ (4.1×10 ⁶) ²² Na 1.9×10 ⁵ ⁵⁴ Mn 4.0×10 ⁵ ⁶⁰ Co 3.6×10 ⁷ ⁸⁹ Sr (3.9×10 ⁶) ⁹⁰ Sr 3.4×10 ⁷ ¹³⁷ Cs 6.2×10 ⁶ ³ H (2.0×10 ⁵) ³ H 5.0×10 ¹¹
排水監視ボンド	—	—	—	α 0 (7.3×10 ⁵) β・γ 7.7×10 ⁷ ³ H 5.0×10 ¹¹	3.4×10 ³	—	—
動燃 大洗 東北大核燃料	1.0×10 ⁹ 3.9×10 ⁵ 1.1×10 ⁶	1.9×10 ² 1.5×10 ¹ 4.8×10 ¹	α 0 (1.5×10 ⁵) β・γ 0 (2.6×10 ⁵) ³ H 0 (5.8×10 ⁷)	1.7×10 ² — —	動燃 α <1.0×10 ⁻³ β・γ <1.8×10 ⁻³ ³ H <3.7×10 ⁰	α <1.0×10 ⁻³ β・γ <1.8×10 ⁻³ ³ H <3.7×10 ⁰	α 0 (1.5×10 ⁵) β・γ 0 (2.6×10 ⁵) ³ H 0 (5.8×10 ⁷)
合計	5.7×10 ¹⁰	3.7×10 ³	α 0 (8.8×10 ⁵) β・γ 7.7×10 ⁷ ³ H (4.4×10 ⁶) 5.0×10 ¹¹ (5.8×10 ⁷)	3.6×10 ³	—	—	α 0 (8.8×10 ⁵) β・γ 7.7×10 ⁷ (4.4×10 ⁶) ³ H 5.0×10 ¹¹ (5.8×10 ⁷)

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

注2 平均濃度及び放出能は、次のように算出した。

平均濃度：放出放射能を排水溝の流水量で除して得た値とした。ただし、動燃の欄は、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年間放出量を計算し、
() 内に示した。

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

Table D.1.3-3 液体廃棄物の放出管理目標値との比較

(大洗研究所, 1994年度)

核種		放出管理目標値	年間放出量	年間放出量
		(Bq/年)	(Bq)	放出管理目標値
³ H 以外の 核種	総量	2.2×10^8	7.6×10^7	3.5×10^{-2}
	⁶⁰ Co	2.2×10^8	3.6×10^7	1.6×10^{-1}
	¹³⁷ Cs	1.8×10^8	6.2×10^6	3.4×10^{-3}
³ H		3.7×10^{12}	5.0×10^{11}	1.4×10^{-1}

D.1.4 環境における放射性希ガス及び液体廃棄物による実効線量当量

原子炉施設保安規定に基づき、1994年度に放出された放射性希ガス及び液体廃棄物による周辺監視区域外における年間の実効線量当量を算出した。

JMTR原子炉施設から放出された放射性希ガス（主に⁴¹Ar）による年間の実効線量当量を算出した結果、線量当量が最大となる位置はJMTR南西方位の周辺監視区域境界であり、その値は、 $1.3 \mu\text{Sv}$ 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、⁶⁰Co及び¹³⁷Cs等について算出した結果、 $0.32 \mu\text{Sv}$ 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 $1.6 \mu\text{Sv}$ であり、原子炉施設保安規定に定められている線量目標値 $50 \mu\text{Sv}/\text{年}$ を十分に下回った。

（田村 勝裕）

Table D.1.4-1 希ガスによる年間実効線量当量

（大洗研究所、1994年度）

原子炉施設	年間放出量 (Bq)	JMTR南西方位の周辺監視区域境界 の年間実効線量当量 ($\mu\text{Sv}/\text{y}$)
JMTR	3.6×10^{13}	1.3

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、1994年度）

核種	年間放出量 (Bq)	年間実効線量当量 ($\mu\text{Sv}/\text{y}$)
³ H	5.0×10^{11}	3.6×10^{-2}
²² Na	1.9×10^5	3.6×10^{-7}
⁵⁴ Mn	4.0×10^5	3.3×10^{-3}
⁵⁸ Co	2.9×10^5	2.3×10^{-4}
⁶⁰ Co	3.6×10^7	2.6×10^{-1}
⁹⁰ Sr	3.4×10^7	1.1×10^{-2}
¹³⁷ Cs	6.2×10^6	1.1×10^{-2}
合計		3.2×10^{-1}

D.1.5 放射性汚染及び被ばく

1994年度は、事故等による放射性汚染及び被ばくはなかった。

(野村 俊文)

D.1.6 放射性同位元素の保有状況

放射性同位元素の保有状況を、大洗研究所障害予防規定第46条に基づき、1995年3月に調査した。また、3.7MBq以下の密封された放射性同位元素についても合わせて調査した。課室別の放射性同位元素の保有状況をTable D.1.6-1に示す。

1994年度における許可の変更等は、

- ・ J M T Rにおいて、測定室で使用するフラックスモニタの種類を追加するための変更
- ・ J M T Rにおいて、原子炉で放射性同位元素を照射するため、炉室1階（炉プール、カナル）で非密封放射性同位元素が使用できるように変更
- ・ ホットラボにおいて、ベリリウム特性試験室の整備にともなう密封及び非密封放射性同位元素の使用のための変更

の3件であった。

(加部東 正幸)

Table D.1.6-1 課室別放射性同位元素保有状況
(1995年3月31日現在)

(大洗研究所, 1994年度)

課 室 名	密 封 線 源			非 密 封 線 源			3.7MBq以下の密封線源		
	核種数	個数	保有量 (Bq)	核種数	個数	保有量 (Bq)	核種数	個数	保有量 (Bq)
放 射 線 管 理 課	5	20	5.6×10^{11}	—	—	—	23	580	6.8×10^7
放 射 性 廃 棄 物 処 理 課	2	2	2.8×10^{11}	11	1.0×10^8	13	33	2.3	2.3×10^7
プ ル ト ニ ュ ム 技 術 開 発 室	1	1	3.3×10^8	1	1.3×10^9	7	9	7.3	7.3×10^6
計 画 課	2	7	4.5×10^{11}	8	4.9×10^7	10	16	2.0	2.0×10^6
原 子 炉 第 1 課	2	4	5.6×10^{11}	—	—	—	—	—	—
原 子 炉 第 2 課	2	2	3.8×10^6	—	—	—	5	8	2.6×10^5
照 射 第 1 課	—	—	—	1	4.0×10^3	7	10	1.5	1.5×10^6
照 射 第 2 課	1	1	2.7×10^6	—	—	—	1	8	1.2×10^7
検 査 技 術 課	—	—	—	3	4.8×10^3	12	16	7.7	7.7×10^5
ホ ッ ト ラ ホ ル 課	3	14	9.8×10^{11}	30	5.0×10^{12}	12	41	6.6	6.6×10^6
利 用 開 発 室	14	53	8.6×10^{10}	11	9.3×10^{10}	24	70	2.1	2.1×10^7
合 計	—	104	2.9×10^{12}	—	5.1×10^{12}	—	791	1.4	1.4×10^8

1D.2 個人被ばく線量当量の管理

D.2.1 概 要

職員等、外来研究員等及び請負業者の放射線業務従事者について個人被ばく線量当量の管理を実施した。実効線量当量及び組織線量当量（皮膚、眼の水晶体及び女子の腹部）について、保安規定等に定められ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。

外部被ばくによる実効線量当量は、放射線業務従事者全体の平均値と集団値については1993年度より若干減少したもの、個人の最大値については若干増加した。

内部被ばくについては、体内汚染が有意に検出された者はいなかった。

(野村 俊文)

D.2.2 外部被ばく線量当量の管理

大洗研究所においては、1994年度は年間1,002名を対象に外部被ばく線量当量の管理を実施した。このうち女子の放射線業務従事者が1名、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は13名であった。また、体幹部の不均等被ばく測定対象者はいなかった。

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0.05mSv、46.9人・ミリシーベルトであり、1993年度の値と比較してそれぞれ17%、13%の減少であった。また、個人の年間最大実効線量当量は3.6mSvで、固体廃棄物Bの処理作業に従事した請負業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3.6mSv及び3.6mSv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。

(加部東 正幸)

Table D. 2 - 1 放射線業務従事者の実効線量当量に係る四半期別被ばく状況
(大洗研究所, 1994年度)

管理期間	放射線業務 従事者実員	実効線量当量分布(人数)						平均実効 線量当量 (mSv)	最大実効 線量当量 (mSv)	集団実効 線量当量 (person · mSv)
		検出下限線量 当量未満* ¹	0.2mSv以上 1.0mSv以下	1.0mSv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	486	465	20	1	0	0	0.02	1.1	11.2	
第2四半期	736	695	41	0	0	0	0.02	0.7	15.4	
第3四半期	621	594	24	3	0	0	0.02	1.2	14.9	
第4四半期	569	557	12	0	0	0	0.01	1.0	5.4	
年間* ²	1002 (979)	948 (921)	40 (42)	14 (16)	0 (0)	0 (0)	0.05 (0.06)	3.6 (3.1)	46.9 (54.1)	

*1 フィルムパッジの検出下限線量当量 : 0.2mSv
*2 フィルムパッジ内の数値は、1993年度の値

Table D. 2 - 2 放射線業務従事者の年間の実効線量当量に係る作業者別被ばく状況
(大洗研究所, 1994年度)

作業者区分	放射線業務 従事者実員	実効線量当量分布(人数)						平均実効 線量当量 (mSv)	最大実効 線量当量 (mSv)	集団実効 線量当量 (person · mSv)
		検出下限線量 当量未満* ¹	0.2mSv以上 1.0mSv以下	1.0mSv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	253	242	10	1	0	0	0.03	1.1	6.7	
外来研究員等	42	40	2	0	0	0	0.01	0.3	0.5	
請負業者	707	666	28	13	0	0	0.06	3.6	39.7	
全作業者	1002	948	40	14	0	0	0.05	3.6	46.9	

*1 フィルムパ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従って実施した。確認検査は放射線作業の健全性の確認のために各作業グループから選定した放射線業務従事者について、体外計測法又はバイオアッセイ法により行った。入退域検査は、請負業者に対する内部被ばく管理の一環として、体外計測法により行った。1994年度における延べ受験者数をTable D.2.3-1に示す。

(1) 定期検査

年度当初及び四半期毎に実施した放射線作業状況調査から、有意な被ばくのおそれのある作業場所はなかったため、定期検査の対象者はなかった。

(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、指定登録時と指定解除時に体外計測法により検査した結果、有意な内部被ばくが認められた者はなかった。

(3) 臨時検査

臨時検査の対象となる者はなかった。

(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195名、バイオアッセイ法により延べ72名（いずれも女子は0名）について確認検査を実施した。特に異常はなかった。

(5) バックグラウンド調査

確認検査における内部被ばくを判定する際の基礎データとするため、人体中の放射能のバックグラウンドレベルの調査を実施した。調査は、過去に内部被ばくのおそれのない職員（15名）について簡易全身カウンタを用いた体外計測法により行った。

（野村 俊文）

Table D.2.3-1 内部被ばく検査延べ受検者数

(大洗研究所, 1994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 α 放射能		バ イ オ ア ッ セ イ			
		全 身 計 測	胸 部 計 測	全 β 放射能	³ H 放射能	天 然 ワ ラ ン			
第 1 四半期	0	0	40	0	0	0	11	6	
第 2 四半期	0	23	0	41	0	8	0	7	
第 3 四半期	0	7	0	41	20	0	0	7	
第 4 四半期	0	0	0	53	0	8	0	7	
合 計	0	30	0	175	20	16	0	32	
							24	297	

(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

1994年度は放射性廃棄物処理施設の排気ダストモニタ及びハンドフットクロスモニタの更新・整備を実施した。また、J M T R原子炉施設の放射線監視装置の整備に着手した。

1994年度に実施された放射線管理上の主要な作業を以下に示す。

- (1) J M T Rにおける第109から113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等並びにJ M T R Cの運転
- (2) ホットラボにおける照射済試料等の搬出、B O C A キャプセルの解体、組立並びにセル内装機器の撤去及び各種セルの除染作業
- (3) 廃棄物処理場における固体、液体廃棄物の各種処理及び廃棄物管理の事業に移行するための施設改修工事及び放射性廃棄物処理装置の保守、点検
- (4) 燃料研究棟におけるグローブボックス解体撤去作業
- (5) R I 利用開発棟における^{99m}T c の抽出
- (6) 安全管理棟における放射線測定機器の校正

これらの作業においては、異常な被ばくや放射線管理上の問題は生じなかった。

J M T Rでは3月6日に核計装線形出力計の故障により原子炉が自動停止したが、放射線管理上の異常はなかった。また、各施設の平常時の作業環境モニタリングでは特に異常な検出はなかった。

この他、J M T Rにおける放射性同位元素及び核燃料物質並びにO G L - 1撤去計画に伴う原子炉設置に係る各変更許可申請書の検討、ホットラボにおける放射性同位元素の使用変更許可申請書の検討及び廃棄物処理場における原子炉施設の変更、廃棄物特定施設の変更、廃棄の業に係る変更等に関する各種申請書の検討に協力した。

(松井 智明)

D.3.2 J M T Rの炉出力と一次冷却水中トリチウムの相関

J M T Rは定格出力50MW、1サイクル26日間、年間5サイクル運転され、第109サイクルの運転で100GWDを達成した。

原子炉の運転に伴い一次冷却水中にトリチウムが放出される。トリチウムは、ベリリウム反射体及びベリリウム枠(^9Be ; 100%)と中性子との反応により反跳で一次冷却水中に放出される。その主な生成反応は、 $^9\text{Be}(n_{th}, \alpha)^6\text{He} \rightarrow ^6\text{Li}$ (β 壊変、半減期0.8s)、 $^6\text{Li}(n_{th}, \alpha)^3\text{H}$ と考えられている。また一次冷却水は、原子炉運転後に放射性廃液としてJ M T Rの廃液貯槽から廃棄物処理場へパイプラインで移送され、減衰、凝集沈殿、希釈等の処理を経て排水中放射能濃度を測定したのち一般排水される。そこで、一次冷却水中のトリチウムは原子炉の出力と比例して生成されることから、排水管理上これらの関連を把握しておくことが必要である。本報では1969年度から1994年度までの各年度毎のJ M T Rの積算炉出力と放出トリチウムのデータから炉出力に対する放出トリチウムの比を算出し、相対関係を調査したので報告する。

J M T Rにおける年度毎の積算炉出力は750MWDから5.5GWDの範囲であった。これに対し、年間放出トリチウムは $8.0 \times 10^{10}\text{Bq}$ から $7.0 \times 10^{11}\text{Bq}$ の範囲であった。炉出力と放出トリチウムの比を求めるにあたって、原子炉運転は年度にまたがる場合もあり、排水データと直接比較した場合その誤差が多くなる。このため、年度毎の各データを逐次累積することによりその関係を求めた。Fig. D.3.2-1に経過年度に対して逐次累積して求めた炉出力と放出トリチウムの比を示す。この図から炉出力に対する放出トリチウムの比は、106Bq/WDとほぼ一定した値を示していることが判った。この値は、J M T R運転により炉内構造物に生成するトリチウムの一次冷却水中への放出率と見なすことができる。

なお、ベリリウム枠は積算炉出力 27GWDの頻度で過去3回交換されているが、この交換による影響は特に見い出せなかった。今後、J M T R運転日数の増加の検討や核融合ブランケット材料の照射、HTTR運転等の計画により排水中トリチウムの総合的な放出管理が必要となる。今回得られた値はその際のデータベースとしたい。

(安 和寿)

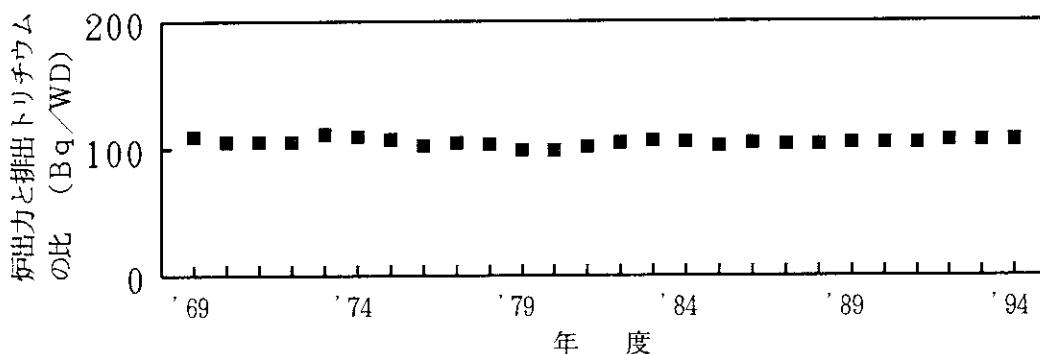


Fig. D.3.2-1 経過年度に対する炉出力と排出トリチウムの比

D.3.3 燃料研究棟におけるグローブボックス解体作業時の放射線管理

燃料研究棟では、老朽化したグローブボックス（以下「GB」という。）の更新作業の一環として、1994年11月8日から12月20日にかけて2台のGBの解体撤去作業が行われた。解体撤去作業は、GB内部の除染、汚染検査、汚染固定、GBの切り離し、グリーンハウス（以下「GH」という。）の組み立て、GB解体及びGHの撤去の手順で行われた。GBの解体は、11月28日から12月8日に行われた。

今回の作業は、主に天然ウランとプルトニウムで汚染されたGBの解体作業であり、汚染の閉じ込めと内部被ばくの防止に注意を払った。このため、汚染の閉じ込めとして4室構造のGHを設置し、内部被ばくの防護のため解体作業に従事する作業者にはエアラインスーツを着用させた。以下に解体作業時における放射線管理及びその結果を述べる。

(1) 空気中放射能濃度

解体作業時の空気中放射能濃度の監視等を行うため、解体を行うGH-1内の連続監視用としてプルトニウムダストモニタを、GH-1内排気口前、各GH内及びGH周辺4ヵ所の合計8ヵ所にサンプリング装置を設置した。

この結果、切断作業時のGH-1内における最大空気中放射能濃度は、作業環境雰囲気において $5.9 \times 10^{-6} \text{Bq}/\text{cm}^3$ 、排気口前において $8.6 \times 10^{-6} \text{Bq}/\text{cm}^3$ （8時間平均）であった。この2ヶ所の解体作業中における空気中放射能濃度の変化をFig. D.3.3-1に示す。この他では、GH-1に接したGHに一度空気汚染が検出されたのみで、他のGHで空気汚染は検出されなかった。

(2) 表面密度

解体するGB内部の表面密度は、内部器具の整理等その準備段階で α 線を直接測定をしたところ、最大 $3 \times 10^4 \text{Bq}/\text{cm}^2$ であった。このため、解体中の空気中放射能濃度の低減のため数度にわたり除染を行った結果、 α 線用表面汚染検査計で直接測定した最終的な表面密度は、2台のGBの平均値がそれぞれ $60 \text{Bq}/\text{cm}^2$ 及び $68 \text{Bq}/\text{cm}^2$ であった。その後水性ペイントによる汚染固定を行った。

解体作業時のGH-1内の表面密度については、午前及び午後の作業終了時に床の2ヵ所のスミヤ試料を採取し、その最大値をFig. D.3.3-1に示したが、図から分かるように空気中放射能濃度と表面密度との間に相関が認められた。

(3) 線量当量

解体作業前のGB内部の線量当量率は最大 $4 \mu\text{Sv}/\text{h}$ であったが、フィルムバッジによる評価結果では、全ての作業者の実効線量当量は検出下限値（ 0.2mSv ）以下であった。

内部被ばくの測定は、解体作業に従事する作業者がエアラインスーツを着用していたこと、また、一連の作業において作業者の身体に汚染が検出されなかったことから行わなかった。

(4) 結果

解体作業において、GH内の空気中放射能濃度は最大で約 $6 \times 10^{-6} \text{Bq}/\text{cm}^3$ に達した。しかし、エアラインスーツを着用して作業を行ったので、内部被ばくは問題なく、外部被ばくについても、検出下限値以下であった。これらのことから、今回の作業は安全上問題なく完了できた。

（佐藤 一弘）

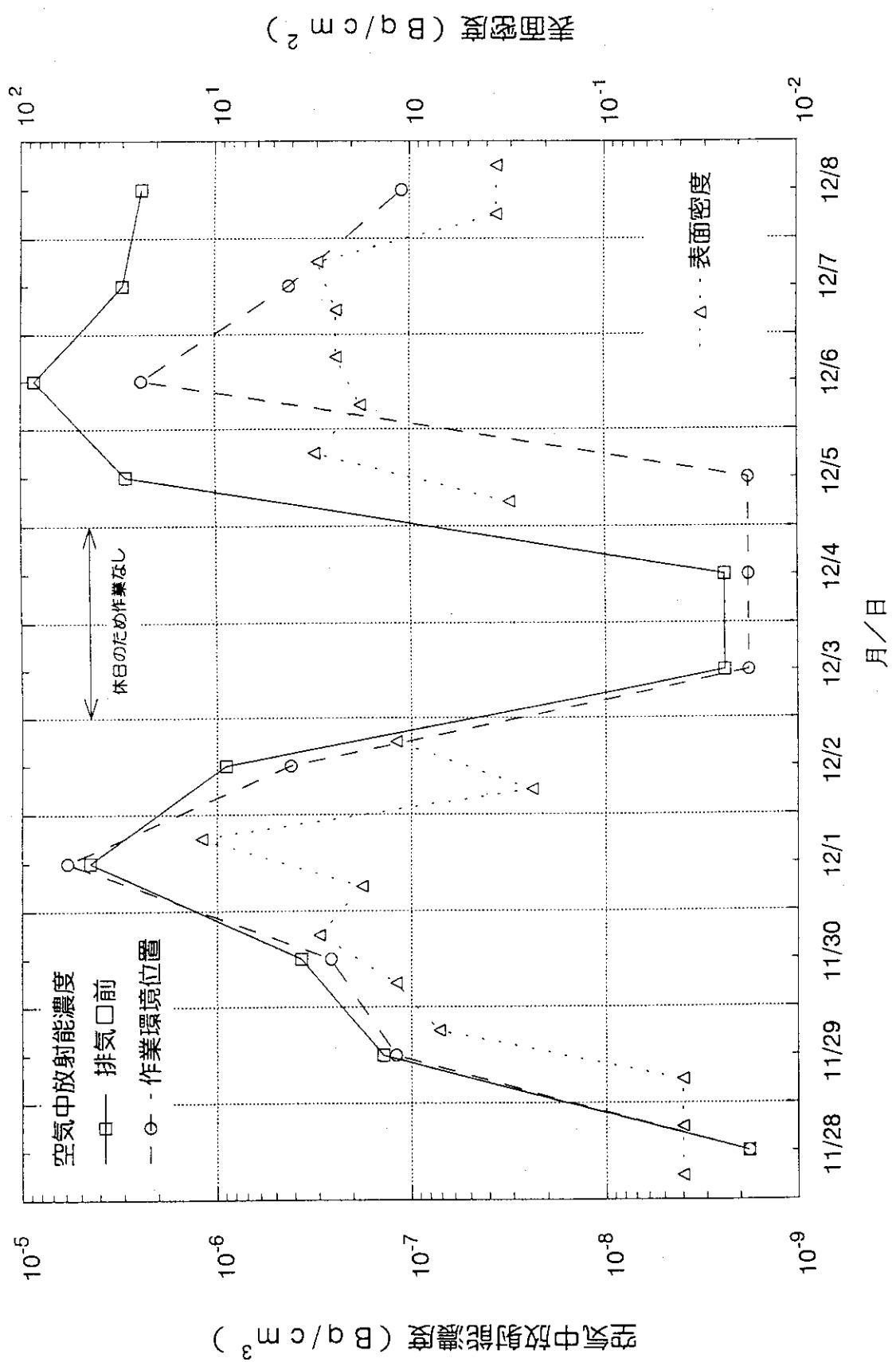


Fig. D. 3-1 Decommissioning work in the air during decommissioning work and surface activity density changes

1D. 4 環境放射能の管理

D.4.1 概 要

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

大洗研究所、動燃（大洗）及び日本核燃料開発㈱で構成する大洗地区環境放射線監視部会を1994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に報告した。

また、試料自動交換装置等の付加により環境試料計測装置を整備し、測定業務の合理化を図った。

(田村 勝裕)

D.4.2 環境放射線のモニタリング

周辺監視区域境界及び構内の空気吸収線量率の連続モニタリングを8カ所のモニタリングポストにより実施した。モニタリングポストにおける空気吸収線量率の月平均値と月間最大値をTable D.4.2-1に示す。表中の「最大値」は1時間平均値の月間最大値であり、これらの値はすべて降雨の影響によるもので、異常は認められなかった。

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

(芝沼 行男)

Table D. 4.2-1 モニタリングポストにおける空気吸収線量率の月平均値と月間最大値

(大洗研究所, 1994年度)

年 月	ポス トNo.	1994年												年間			標準差
		4月	5月	6月	7月	8月	9月	10月	11月	12月	1月	2月	3月	年間	年間	年間	
周辺	P-1 平均	32	32	32	33	33	34	33	34	34	34	34	33	33	33	0.84	
	P-1 最大	46	45	52	57	45	44	44	54	53	56	44	52	57	—	—	
監視区	P-2 平均	30	30	31	30	30	32	31	31	31	31	31	32	31	31	0.72	
	P-2 最大	45	43	50	54	42	46	41	49	50	48	39	53	54	—	—	
境界	P-3 平均	38	38	38	38	38	38	37	37	38	38	37	37	38	38	0.45	
	P-3 最大	52	51	53	60	48	51	48	55	54	55	45	58	60	—	—	
構内	P-4 平均	28	28	28	28	28	28	27	27	27	27	27	27	28	28	0.52	
	P-4 最大	40	43	45	48	39	41	37	43	42	44	35	43	48	—	—	
P-5	平均	31	31	30	30	30	31	31	31	31	31	31	32	31	31	0.58	
	最大	44	45	58	55	43	45	43	48	49	48	40	52	55	—	—	
P-6	平均	42	43	43	41	42	43	42	43	43	43	44	44	43	43	0.87	
	最大	55	55	59	65	50	53	53	59	58	58	62	65	—	—	—	
P-7	平均	30	30	30	30	30	31	31	31	32	31	32	32	31	31	0.75	
	最大	38	39	42	45	34	40	38	44	43	44	39	43	45	—	—	
P-8	平均	29	29	29	29	30	30	30	31	31	30	30	30	30	30	0.72	
	最大	42	43	46	53	41	44	43	47	49	50	41	51	53	—	—	

検出器：NaI(Tl)シンチレーション型DBM方式

(単位: nGy/h)

Table D.4.2-2 積算線量測定結果

(大洗研究所, 1994年度)

測定 期間 測定 地点	第 1 四 半 期	第 2 四 半 期	第 3 四 半 期	第 4 四 半 期	年 間
	1994年 3月23日 1994年 6月22日	1994年 6月22日 1994年 9月22日	1994年 9月22日 1994年12月22日	1994年12月22日 1995年 3月23日	
No. 1	59 (59)	64 (63)	69 (69)	66 (66)	258
No. 2	77 (77)	77 (76)	88 (88)	79 (79)	321
No. 3	66 (66)	67 (66)	75 (75)	69 (69)	277
No. 4	75 (75)	73 (72)	86 (86)	75 (75)	309
No. 5	74 (74)	75 (74)	81 (81)	74 (74)	304
No. 6	78 (78)	75 (75)	87 (87)	74 (74)	314
No. 7	65 (65)	62 (61)	73 (73)	70 (70)	270
No. 8	77 (77)	75 (75)	86 (86)	77 (77)	315
No. 9	71 (71)	70 (69)	82 (82)	74 (74)	297
No. 10	63 (63)	62 (62)	74 (74)	68 (68)	267
No. 11	69 (69)	60 (59)	63 (63)	64 (64)	256
No. 12	84 (84)	74 (73)	82 (82)	77 (77)	317
No. 13	122(122)	108(107)	111(111)	107(107)	448
No. 14	83 (83)	71 (70)	79 (79)	70 (70)	303
No. 15	73 (73)	69 (68)	75 (75)	71 (71)	288
No. 16	68 (68)	63 (63)	64 (64)	67 (67)	262
No. 17	92 (92)	84 (83)	91 (91)	88 (88)	355
No. 18	65 (65)	55 (55)	64 (64)	60 (60)	244
No. 19	64 (64)	61 (60)	67 (67)	65 (65)	257
No. 20	74 (74)	67 (66)	71 (71)	71 (71)	283
No. 21	81 (81)	75 (75)	77 (77)	72 (72)	305

注) () 内数値は91日換算

(単位: μGy)

D.4.3 環境試料のモニタリング

(1) 環境試料中の全 β 放射能濃度

1994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、1993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 放射能の測定結果をFig. D.4.3-1に、モニタリングステーションにおける大気塵埃中全 β 放射能濃度の測定結果をFig. D.4.3-2に示す。いずれ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月間にについての平均濃度は、告示別表に定める排水中の濃度限度(^{90}Sr)を十分下回る値であった。

環境試料中の全 β 放射能濃度の測定結果をTable D.4.3-2に示す。L海域及びM海域の海底土は、排水溝出口から2km以内の海域における3地点の混合試料及び排水溝出口から南へ5km、海岸から2km以内の海域における2地点の混合試料である。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

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

(芝沼 行男)

Table D.4.3-1 排水溝における排水中の放射能濃度

(大洗研究所、1994年度)

採取年月	全 β (月平均)	^3H (月平均)	全 β (3月間平均)
1994年	4月 5月 6月	1.3×10^{-4} 2.0×10^{-4} 2.1×10^{-4}	$<1.1 \times 10^{-2}$ 4.8×10^{-1} 1.1
	7月	1.5×10^{-4}	1.8×10^{-2}
	8月	2.0×10^{-4}	1.4
	9月	1.2×10^{-4}	1.4×10^{-2}
	10月	5.0×10^{-4}	1.6
	11月	3.5×10^{-4}	9.4×10^{-1}
	12月	5.4×10^{-4}	6.9×10^{-1}
	1月	1.2×10^{-4}	$<1.2 \times 10^{-2}$
	2月	1.6×10^{-4}	$<1.2 \times 10^{-2}$
	3月	1.2×10^{-4}	$<1.2 \times 10^{-2}$
1995年			

(単位: Bq/cm^3)

Table D.4.3-2 環境試料中の全β放射能濃度

(大洗研究所, 1994年度)

環境試料		採取地点等	単位	前期	後期
陸上試料	陸水	夏涸海湖沼 原研水道原水 町當水道原水 北松川水道水 北松川井戸水	Bq/cm ³	<7.4×10 ⁻⁵ <1.9×10 ⁻⁵ * 1.9×10 ⁻⁴ 1.7×10 ⁻⁴ 1.6×10 ⁻⁴ 5.7×10 ⁻⁴	<7.1×10 ⁻⁵ <1.9×10 ⁻⁵ * 1.7×10 ⁻⁴ 1.6×10 ⁻⁴ 1.8×10 ⁻⁴ 2.9×10 ⁻⁴
	土壌	排水溝出口付近 処理場内田沢 日下太田沢 飛		4.7×10 ⁻¹ 4.1×10 ⁻¹ 4.2×10 ⁻¹ 4.7×10 ⁻¹ 3.2×10 ⁻¹	4.3×10 ⁻¹ 3.6×10 ⁻¹ 3.7×10 ⁻¹ 3.7×10 ⁻¹ 3.0×10 ⁻¹
	精ホウレンソウ 米草菜	旭村田崎 " "		— 1.3×10 ⁻¹ —	2.4×10 ⁻² — 5.6×10 ⁻²
	海水	No.1(500m) No.2(5km)		<1.9×10 ⁻⁵ * <1.9×10 ⁻⁵ *	<1.9×10 ⁻⁵ * <1.9×10 ⁻⁵ *
	海底土	No.1(500m) No.2(5km) L海城 M海城		5.3×10 ⁻¹ 5.5×10 ⁻¹ 5.3×10 ⁻¹ 5.1×10 ⁻¹	5.3×10 ⁻¹ 5.0×10 ⁻¹ 5.2×10 ⁻¹ 5.0×10 ⁻¹
	シラスヒラメ	大洗沖		1.0×10 ⁻¹ 1.2×10 ⁻¹	1.3×10 ⁻¹ 1.4×10 ⁻¹

* 鉄、バリウム共沈法による。

Table D. 4. 3 - 3 環境試料中の放射性核種濃度

環境試料	採取年月	採取地点	単位	^{54}Mn	^{60}Co	^{65}Zn	^{65}Nb	^{103}Ru	^{137}Cs	^{147}Ce	^{90}Sr	^{131}I
降下塵	1994年 4月	安管棟屋上	Bq/m^2	$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^5$	$<7.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^6$	$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^6$	$<4.0 \times 10^6$	$<4.0 \times 10^6$
	1994年 5月			$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^5$	$<7.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^6$	$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^6$	$<4.0 \times 10^6$	$<4.0 \times 10^6$
	1994年 6月			$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^5$	$<7.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^6$	$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^6$	$<4.0 \times 10^6$	$<4.0 \times 10^6$
	1994年 7月			$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^5$	$<7.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^6$	$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^6$	$<4.0 \times 10^6$	$<4.0 \times 10^6$
	1994年 8月			$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^5$	$<7.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^6$	$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^6$	$<4.0 \times 10^6$	$<4.0 \times 10^6$
	1994年 9月			$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^5$	$<7.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^6$	$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^6$	$<4.0 \times 10^6$	$<4.0 \times 10^6$
	1994年 10月			$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^5$	$<7.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^6$	$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^6$	$<4.0 \times 10^6$	$<4.0 \times 10^6$
	1994年 11月			$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^5$	$<7.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^6$	$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^6$	$<4.0 \times 10^6$	$<4.0 \times 10^6$
	1994年 12月			$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^5$	$<7.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^6$	$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^6$	$<4.0 \times 10^6$	$<4.0 \times 10^6$
	1995年 1月			$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^5$	$<7.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^6$	$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^6$	$<4.0 \times 10^6$	$<4.0 \times 10^6$
大気塵埃	1995年 2月			$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^5$	$<7.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^6$	$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^6$	$<4.0 \times 10^6$	$<4.0 \times 10^6$
	1995年 3月			$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^5$	$<7.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^6$	$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^6$	$<4.0 \times 10^6$	$<4.0 \times 10^6$
	1994年 4月～6月			$<4.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	$<6.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	<4.0	$<4.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$
	1994年 7月～9月			$<4.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	$<6.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	<4.0	$<4.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$
	1994年 10月～12月			$<4.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	$<6.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	<4.0	$<4.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$
	1995年 1月～3月		$\times 10^{-10}\text{Bq}/\text{cm}^3$	$<4.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	$<6.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	<4.0	$<4.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$
	1994年 4月～6月			$<4.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	$<6.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	<4.0	$<4.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$
	1994年 7月～9月			$<4.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	$<6.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	<4.0	$<4.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$
	1994年 10月～12月			$<4.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	$<6.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	<4.0	$<4.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$
	1995年 1月～3月			$<4.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	$<6.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	<4.0	$<4.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$
陸上	1994年 5月	飛 沢		$<1.0 \times 10^{-3}$	$<1.0 \times 10^{-3}$	$<2.0 \times 10^{-3}$	$<9.0 \times 10^{-4}$	$<1.0 \times 10^{-2}$	$<1.1 \times 10^{-2}$	$<1.0 \times 10^{-2}$	$<1.0 \times 10^{-2}$	$<1.0 \times 10^{-2}$
	1994年 11月			$<1.0 \times 10^{-3}$	$<1.0 \times 10^{-3}$	$<2.0 \times 10^{-3}$	$<9.0 \times 10^{-4}$	$<1.0 \times 10^{-2}$	$<1.1 \times 10^{-2}$	$<1.0 \times 10^{-2}$	$<1.0 \times 10^{-2}$	$<1.0 \times 10^{-2}$
	1994年 7月		原槽燃焼炉出口	<1.0	<1.0	<2.0	$<9.0 \times 10^{-1}$	<6.0	<1.0	<6.0	$<4.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$
	1995年 1月			<1.0	<1.0	<2.0	$<9.0 \times 10^{-1}$	<6.0	<1.0	<6.0	$<4.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$
	1994年 7月		L 海 域	$\times 10^{-3}\text{Bq}/\text{g} \cdot \text{乾}$	<1.0	<1.0	<2.0	$<9.0 \times 10^{-1}$	<6.0	<1.0	<6.0	$<4.0 \times 10^{-1}$
	1995年 1月		M 海 域		<1.0	<1.0	<2.0	$<9.0 \times 10^{-1}$	<6.0	<1.0	<6.0	$<4.0 \times 10^{-1}$
	1994年 7月		S ラス		<2.0	<2.0	<4.0	<2.0	<8.0	<2.0	<8.0	$<4.0 \times 10^{-1}$
	1994年 10月		大洗沖	$\times 10^{-4}\text{Bq}/\text{g} \cdot \text{生}$	<2.0	<2.0	<4.0	<2.0	<8.0	<2.0	<8.0	$<4.0 \times 10^{-1}$
	1994年 5月		H ラメ		<2.0	<2.0	<4.0	<2.0	<8.0	<2.0	<8.0	$<4.0 \times 10^{-1}$
	1994年 12月		ホウレン草						$<4.0 \times 10^{-4}$	$<4.0 \times 10^{-4}$	$<4.0 \times 10^{-4}$	$<4.0 \times 10^{-4}$
注)	ホウレン草	1994年 4月	白 菜	1994年 10月	旭 村 田 崎	Ba/g			$<4.0 \times 10^{-4}$	$<4.0 \times 10^{-4}$	$<4.0 \times 10^{-4}$	$<4.0 \times 10^{-4}$
	精 米	1994年 10月							$<4.0 \times 10^{-4}$	$<4.0 \times 10^{-4}$	$<4.0 \times 10^{-5}$	$<4.0 \times 10^{-5}$

注) /:測定値外 ▲:化学分析

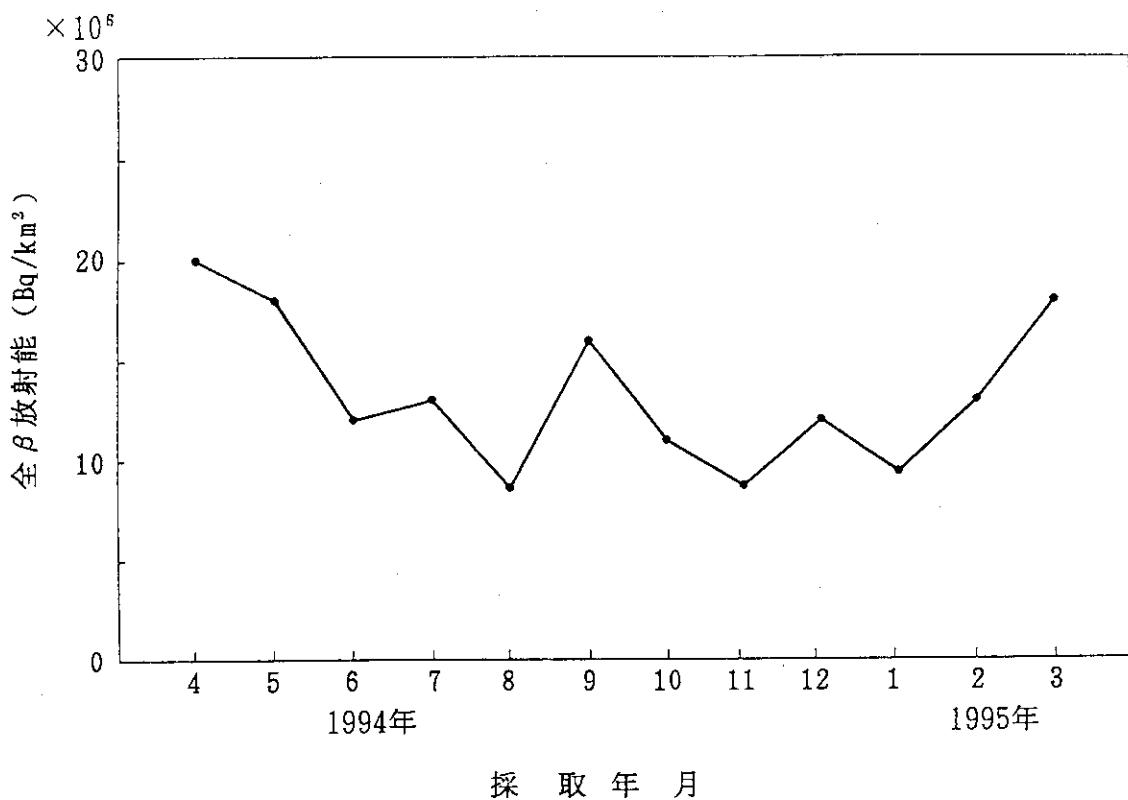


Fig. D. 4. 3 - 1 降下塵中の月間全β放射能

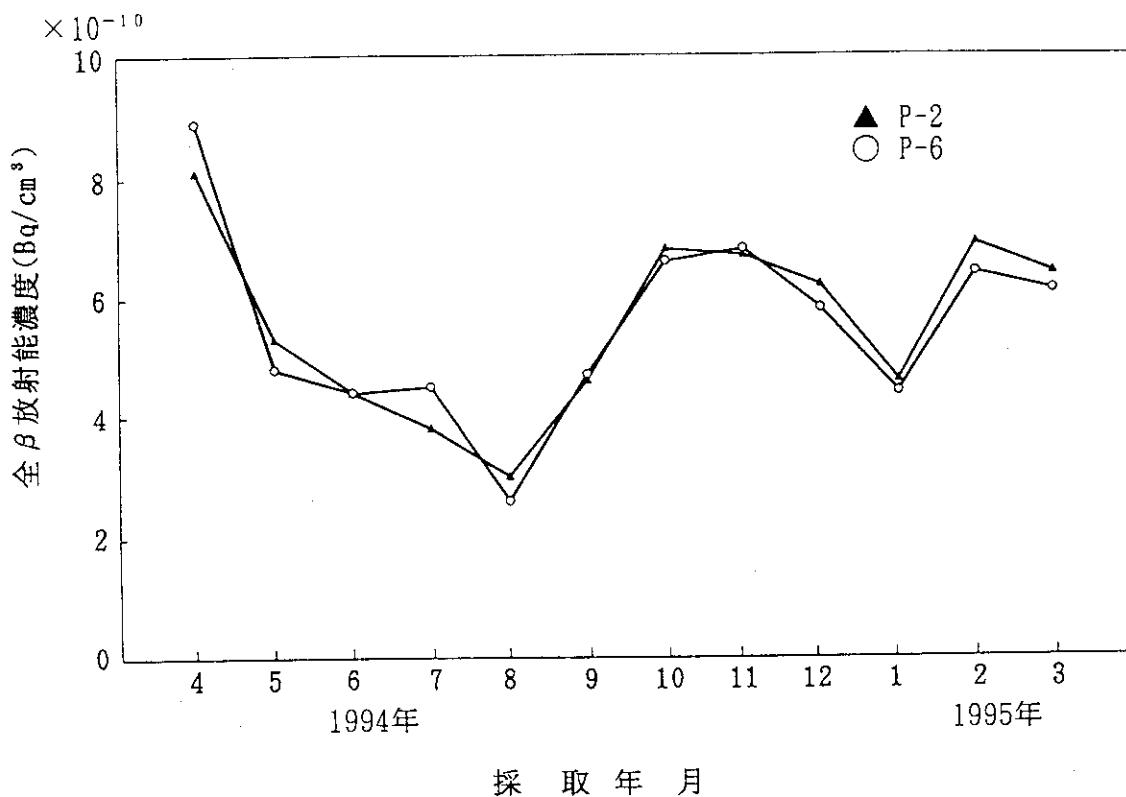


Fig. D. 4. 3 - 2 モニタリングステーションにおける大気塵埃中の全β放射能濃度の月平均値

D.4.4 原子炉設置変更許可申請における気体廃棄物による線量当量評価

JMTRのOGL-1は高温ガス炉用の燃料の照射試験の目的で設置され、多くの試験が行われてきたが、その役割が終了したため平成7年度に撤去されることとなった。このための原子炉の設置変更許可申請の際に、排気筒から放出される気体廃棄物の量に変更があるので、これによる周辺監視区域外の公衆の線量当量評価の見直しを行った。

大洗研究所の原子炉設置許可において、気体廃棄物による公衆の線量当量の評価対象はJMTRとHTTRの2本の排気筒から放出される放射性物質であり、平成元年のHTTRの設置変更許可申請の際に両者の排気筒からの気体廃棄物による公衆の線量当量評価を実施している。今回の被ばく評価の見直しについては、その際に用いたものと同じ1982年から1986年の気象データを用いた。

Table D.4.4-1に希ガスの年間放出量と実効エネルギーを、Table D.4.4-2に希ガスによる実効線量当量を示す。OGL-1の撤去にともない、間欠放出分の希ガスがなくなり、連続放出分のみとなったが、連続放出分が圧倒的に多いために被ばく評価結果に変化はなく、年間実効線量当量は $7.7 \mu\text{Sv}$ であった。

Table D.4.4-3に放射性よう素の放出量と周辺監視区域外の最大地表空气中濃度を、Table D.4.4-4によう素による実効線量当量を示す。OGL-1の撤去後に ^{131}I の放出量は約1/3に、 ^{133}I の放出量は約1/2となった。このため、HTTRからの寄与分を合わせた周辺監視区域外の最大濃度地点がHTTR寄りに移動し、それぞれの施設の寄与による周辺監視区域外濃度が変更となった。被ばく評価結果は、呼吸摂取、葉菜摂取、牛乳摂取の経路を合わせた成人に対する年間実効線量当量で、 $0.01 \mu\text{Sv}$ であり、OGL-1撤去前の約1/3となった。

(野村 俊文)

Table D.4.4-1 希ガスの年間放出量と実効エネルギー

施設名	主な核種	放出モード	年間放出量 (Bq/y)	実効エネルギー (MeV)
JMTR	^{41}Ar 等	連続放出	1.3×10^{14}	1.28
HTTR	^{88}Kr , ^{138}Xe 等	連続放出	3.1×10^{13}	0.53
		間欠放出(年5回)	2.2×10^{12}	0.1
		間欠放出(年6回)	2.2×10^{12}	0.0055
		間欠放出(年12回)	1.1×10^{12}	0.0022

Table D.4.4-2 希ガスの γ 線による実効線量当量(単位: $\mu\text{Sv}/\text{y}$)

施設名	放出モード	JMTRの西南西 (A)	HTTRの西南西 (B)
JMTR	連続放出	7.3	3.5
	小計	7.3	3.5
HTTR	連続放出	3.2×10^{-1}	6.8×10^{-1}
	間欠放出(年5回)	6.7×10^{-3}	9.3×10^{-3}
	間欠放出(年6回)	3.1×10^{-4}	6.4×10^{-4}
	間欠放出(年12回)	6.2×10^{-5}	1.1×10^{-4}
	小計	3.3×10^{-1}	6.9×10^{-1}
合計	—	7.7	4.2

Table D. 4. 4-3 放射性よう素の年間放出量と年平均地表空気中濃度

施設名	放出モード	放出核種	年間放出量 (Bq/y)	年平均地表空氣 中濃度 (Bq/cm ³)
JMTR	連続放出	¹³¹ I	9.2×10^6	4.0×10^{-14}
		¹³³ I	6.1×10^7	2.7×10^{-13}
HTTR	連続放出	¹³¹ I	9.6×10^8	5.8×10^{-12}
		¹³³ I	4.1×10^9	2.5×10^{-11}
	間欠放出(年5回)	¹³¹ I	1.2×10^9	8.6×10^{-12}
		¹³³ I	8.1×10^8	5.8×10^{-12}
	間欠放出(年6回)	¹³¹ I	5.9×10^8	3.5×10^{-12}
		¹³³ I	—	—
	間欠放出(年12回)	¹³¹ I	5.2×10^8	3.9×10^{-12}
		¹³³ I	—	—
合計	—	¹³¹ I	—	2.2×10^{-11}
		¹³³ I	—	3.1×10^{-11}

Table D. 4. 4-4 気体廃棄物中の放射性よう素による実効線量当量

(単位: $\mu\text{Sv}/\text{y}$)

摂取経路	成 人	幼 児	乳 児
呼吸摂取	1.2×10^{-3}	1.9×10^{-3}	1.8×10^{-3}
葉菜摂取	4.7×10^{-3}	1.0×10^{-2}	8.0×10^{-3}
牛乳摂取	4.4×10^{-3}	4.7×10^{-2}	4.2×10^{-2}
合 計	1.0×10^{-2}	5.9×10^{-2}	5.2×10^{-2}

1 D. 5 放射線計測器の管理

D.5.1 概 要

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

1994年度は、FP利用実験棟のハンドフットモニタの更新を行った。

(田村 勝裕)

D.5.2 サーベイメータ等の管理

1994年度は老朽化等により使用に耐えないサーベイメータを19台廃棄した。その結果、大洗研究所の保有台数は288台となった。

1994年度における保有台数及び故障台数を機種別にTable D.5.2-1に示す。点検校正は、GM管式サーベイメータ等使用頻度の多い機種については年2回、レムカウンタ等使用頻度と故障発生率の少ない機種については年1回を行い、1994年度は延べ537件実施した。年間の故障台数は36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 サーベイメータの保有台数、校正件数及び故障台数等

(大洗研究所、1994年度)

サーベイメータの種類	現有台数	購入台数	廃棄台数	校正件数	故障台数
GM管式サーベイメータ	72	0	0	140	14
テレテクタ	3	0	0	6	0
電離箱式サーベイメータ	69	0	9	127	7
β 線表面汚染検査計	77	0	7	153	10
α 線表面汚染検査計	40	0	0	80	5
中性子線サーベイメータ	3	0	2	3	0
レムカウンタ	4	0	1	4	0
シンチレーション式サーベイメータ	11	0	0	11	0
ガスフローサーベイメータ	4	0	0	8	0
半導体式サーベイメータ	5	0	0	5	0
合 計	288	0	19	537	36

D.5.3 放射線モニタ等の管理

1994年度には、F P棟に設置してある放射線モニタのうち、ハンドフットクロスモニタ1台の更新を実施した。

各施設に設置されている放射線モニタ、空気吸引装置及び記録計等の定期点検校正は、1993年度と同様に実施し、性能の維持に努めた。放射線モニタの修理件数及び故障率をTable D.5.3-1に示す。年間の故障件数は44件であり、その主な機種はダストサンプラ、ガンマ線エリアモニタ等であった。

(倉持 彰彦)

Table D.5.3-1 放射線モニタの修理件数及び故障率

(大洗研究所、1994年度)

建 家 名 等	修 理 件 数					年間故障率 (件/系統)
	第1 四半期	第2 四半期	第3 四半期	第4 四半期	合 計	
J M T R (65系統)	2	3	0	4	9	0.14
ホ ッ ト ラ ボ (25系統)	2	2	2	1	7	0.28
廃棄物処理施設 (89系統)	2	5	4	4	15	0.17
燃 料 研 究 棟 (18系統)	1	7	1	0	9	0.50
R I 利 用 開 発 棟 (10系統)	1	0	1	0	2	0.20
モニタリングポスト (20系統)	1	1	0	0	2	0.10

1 E むつ事業所

1 E. 1 放射線管理

E. 1.1 概 要

むつ事業所における附帯陸上施設の放射線管理、個人被ばく管理、環境放射線管理、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1993年度に引き続き実施した。

施設の放射線管理としては、原子力船「むつ」の解体撤去物を保管する撤去物等保管棟の完成にともない、新たに放射線管理設備を設置した。また、原子力船「むつ」の解体工事の第二段階である原子炉補機室等の機器類撤去作業にともない発生した放射性固体廃棄物及び液体廃棄物の陸上施設への陸揚げ作業、燃料・廃棄物取扱棟における放射性液体廃棄物の処理作業及び機材・排水管理棟における放射性液体廃棄物の放出にともなう管理を実施した。

放射線業務従事者の線量当量については、保安規定に定められた線量当量限度及び警戒線量当量を超える被ばくはなかった。1994年度における実効線量当量は、最大0.2 ミリシーベルトであった。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、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。

原子炉規制法に基づく変更許可等に関しては、原子炉施設保安規定の改正を行い、管理区域を下記のとおり設定・解除した。

- (1)附帯陸上施設の撤去物等保管棟の供用開始にともなう管理区域の設定
- (2)原子力船「むつ」の上部原子炉室の管理区域の解除
- (3)原子力船「むつ」の原子炉補機室等の管理区域の解除

(中村 力)

E. 1.2 個人被ばく線量当量の管理

(1) 外部被ばく線量当量の管理

1994年度における附帯陸上施設に係る放射線業務従事者の個人最大実効線量当量及び集団実効線量当量は、それぞれ0.2 ミリシーベルト及び0.2 人・ミリシーベルトであった。放射線業務従事者の人数、実効線量当量に係る被ばく状況等について、四半期別及び作業者区別に集計し、それぞれTable E.1.2-1 及びTable E.1.2-2 に示す。

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

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

なお、原子力船「むつ」及びむつ事業所全体における放射線業務従事者の実効線量当量に係る被ばく状況等についての集計をTable E.1.2-3 に、また、むつ事業所における（原子力船「むつ」乗組員を除く）放射線業務従事者の実効線量当量に係る被ばく状況等についての集計をTable E.1.2-4 に示す。これらの表から解体工事の主要工程の終了にともない実効線量当量は、前年度と比較してかなり減少した。原子力船「むつ」の蓋開放点検が開始された1988年度から現在までの集団実効線量当量及び放射線業務従事者数の推移をFig. E.1.2-1 に示す。本年度は解体工事の終了にともない減少となった。なお、原子力船「むつ」の蓋解放点検、出力上昇試験が行われた1988年度から1990年度までの集団実効線量当量は比較的低く推移した。しかし、実験航海を終了し解体工事に至る1991年度から1993年度までの集団実効線量当量は急激に上昇した。

また、放射線業務従事者数は実験航海が行われた1991年度を除きほぼ一定の人数で推移したが、解体工事の終了にともない減少となった。

(2) 内部被ばく線量当量の管理

1993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。

1994年度における受検件数をTable E.1.2-5 に示す。これら測定の結果、すべての検査において体内汚染は検出されなかった。

(佐藤 隆一)

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

(原子力船「むつ」附帯陸上施設分)

(むつ事業所, 1994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)
		検出下限線量当量未満*1	0.2mSv以上	1.0mSv以下	5.0mSvを超えるもの	15mSvを超えるもの			
第1四半期	49	49	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
第2四半期	53	53	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
第3四半期	60	59	1	0	0	0	0.00	0.2	0.2
第4四半期	63	63	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
年間*2	78 (158)	77 (155)	3 (3)	0 (0)	0 (0)	0 (0)	0.2 (0.2)	0.2 (0.2)	0.2 (0.2)

* 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、1993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別被ばく状況

(原子力船「むつ」附帯陸上施設分)

(むつ事業所, 1994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)
		検出下限線量当量未満*	0.2mSv以上	1.0mSv以下	5.0mSvを超えるもの	15mSvを超えるもの			
職員等	43	42	1	0	0	0	0.00	0.2	0.2
外来研究員等	0	0	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
請負業者	35	35	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	78	77	1	0	0	0	0.00	0.2	0.2

* フィルムバッジの検出下限線量当量 : 0.2mSv

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

管理期間	放射線業務従事者 実員	実効線量当量分布(人数)					平均実効 線量当量 (mSv)	最大実効 線量当量 (mSv)	集団実効 線量当量 (person · mSv)
		検出下限線量 当量未満 *1	0.2mSv以上 1.0mSv以下	1.0mSvを超え 5.0mSv以下	5.0mSvを超え 15mSv以下	15mSvを超えるもの			
第1四半期	154	149	5	0	0	0	0.03	1.0	4.2
第2四半期	161	149	12	0	0	0	0.02	0.4	3.1
第3四半期	126	125	1	0	0	0	0.00	0.2	0.2
第4四半期	85	85	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
年間 *2	(286)	(286)	(34)	(15)	(1)	(0)	(0.18)	(5.1)	(51.8)

* 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、1993年度の値

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

管理期間	放射線業務従事者 実員	実効線量当量分布(人数)					平均実効 線量当量 (mSv)	最大実効 線量当量 (mSv)	集団実効 線量当量 (person · mSv)
		検出下限線量 当量未満 *1	0.2mSv以上 1.0mSv以下	1.0mSvを超え 5.0mSv以下	5.0mSvを超え 15mSv以下	15mSvを超えるもの			
第1四半期	114	109	5	0	0	0	0.04	1.0	4.2
第2四半期	122	112	10	0	0	0	0.02	0.4	2.7
第3四半期	87	86	1	0	0	0	0.00	0.2	0.2
第4四半期	63	63	0	0	0	0	0.04	0.0	0.0
年間 *2	(161) (260)	(145) (217)	(16) (32)	(1) (11)	(0)	(0)	(0.14)	(3.0)	(36.1)

* 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、1993年度の値

Table E. 1.2 - 5 全身カウンタによる内部被ばく検査受検件数
 (対象: むつ事業所及び原子力船「むつ」の放射線業務従事者)
 (むつ事業所, 1994年度)

	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	25	26	35	0	75	161
第2四半期	0	41	54	22	0	75	192
第3四半期	0	10	31	0	0	76	117
第4四半期	0	31	45	0	0	63	139
合計	0	107	156	57	0	289	609

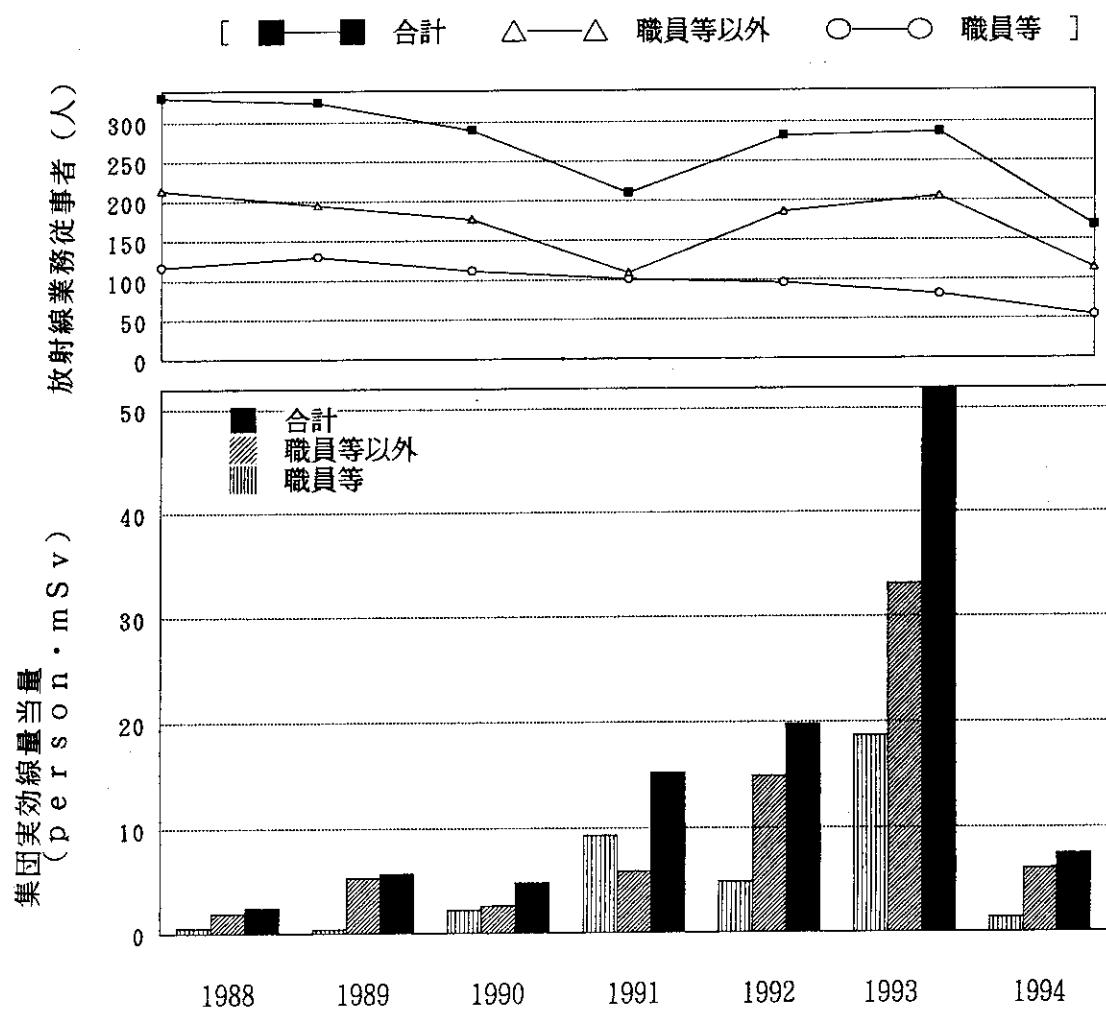


Fig. E. 1.2 - 1 集団実効線量当量と放射線業務従事者の推移 (年度別)
 (むつ事業所及び原子力船「むつ」)

E. 1.3 施設の放射線管理

(1) 放出放射性物質の管理

1994年度中に附帯陸上施設から放出された放射性塵埃及び放射性ガスの年間平均濃度並びに年間放出量をTable E. 1.3-1に、また、放射性液体廃棄物の年間放出量をTable E. 1.3-2に示す。

1994年度における放射性物質の放出量は、前年度と比較して放射性ガスについては、³Hは同程度であったが、液体廃棄物については³Hが85%減少した。これは原子力船「むつ」の解体工事とともに液体廃棄物の処理量の減少によるものである。これらの核種の年間平均濃度及び放出量は、いずれも法令及び規定等に定められた濃度限度及び放出基準値以下であった。

(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、燃料・廃棄物取扱棟、機材・排水管理棟等、人の常時立入る場所及び管理区域境界等において実施した。線量当量率は最大 $5.0 \mu\text{Sv}/\text{h}$ 、表面密度は $0.4 \text{ Bq}/\text{cm}^2$ 未満であった。

(3) 放射性同位元素等の保有状況

むつ事業所における放射性同位元素等の保有状況は、原子力船「むつ」の使用済燃料34本が個々の貯蔵容器に収納され燃料・廃棄物取扱棟に保管されている他、「むつ」の中性子源として使用された¹²⁴Sb-Be(3.7MBq), ²⁴¹Am-Be(3.7GBq)等8個が保管されている。

(佐藤 隆一)

(4) 撤去物等保管棟の放射線管理設備の整備

保管建屋のうち撤去物等保管棟は原子力船「むつ」の解体撤去物の保管の目的で1994年10月から供用が開始された。また、原子炉室保管棟は原子炉室の展示・保管の目的で建設中である。

撤去物等保管棟に排気口モニタ、エアスニファ用のサンプリング端及び吸引装置、放射線監視盤、出入管理装置、ハンドフットクロスモニタ及びGM型自動試料測定装置を整備した。

施設内の放射線管理設備の配置図をFig. E. 1.3-1に示す。

また、附帯陸上施設の放射線管理設備の集中化のために、燃料・廃棄物取扱棟中央操作室及び総合管理室の警報表示盤の改造を行い、撤去物等保管棟放射線監視盤の警報及びプロセス状態の表示、出入管理装置の警報の表示、撤去物等保管棟放射線管理設備のデータの取り込み等を可能にした。

(5) その他

撤去物等保管棟の供用開始にともない、燃料・廃棄物取扱棟に保管されていた放射性固体廃棄物（1 m³容器41個（主に金属類）、ドラム缶 148本（不燃76本、可燃72本））の撤去物等保管棟への移送作業が行われた。輸送物の表面線量当量率はすべて $0.2 \mu\text{Sv}/\text{h}$ 未満であった。

(酒井 良一)

Table E.1.3-1 各施設から放出された放射性塵埃・ガスの年間放出量及び年間平均濃度
(むつ事業所, 1994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	$< 2.1 \times 10^{-9}$	⁸⁵ Kr	0	$< 5.2 \times 10^{-4}$
				³ H	6.1×10^8	1.1×10^{-6}
機材・排水 管理棟	全β	0	$< 4.4 \times 10^{-9}$	³ H	2.3×10^7	8.0×10^{-7}

年間放出量及び年間平均濃度は、次のようにして算出した。
 年間放出量：検出下限濃度未満での放量を0とし、それ以上の放量を1とし、この2つの値を連続して測定した場合の年間総放量を年間放出量とした。
 年間平均濃度：検出下限濃度未満の場合は“< (検出下限値)”と表示した。

Table E.1.3-2 排水口における放射性液体廃棄物の平均濃度及び年間放出量

(むつ事業所, 1994年度)

放出施設	廃液量 (m ³)	排水口における 3カ月平均 濃度の最大値 ^{*1} (Bq/cm ³)	年間放出量		年間放出量 放出管理目標値 ^{*2}
			α	$< 7.6 \times 10^{-6}$	
機材・排水管理棟	3.6×10^1 (6) ^{*3}	β γ	$< 7.5 \times 10^{-6}$	β γ	0
		³ H	2.9×10^0	³ H	3.5×10^{10}
					—

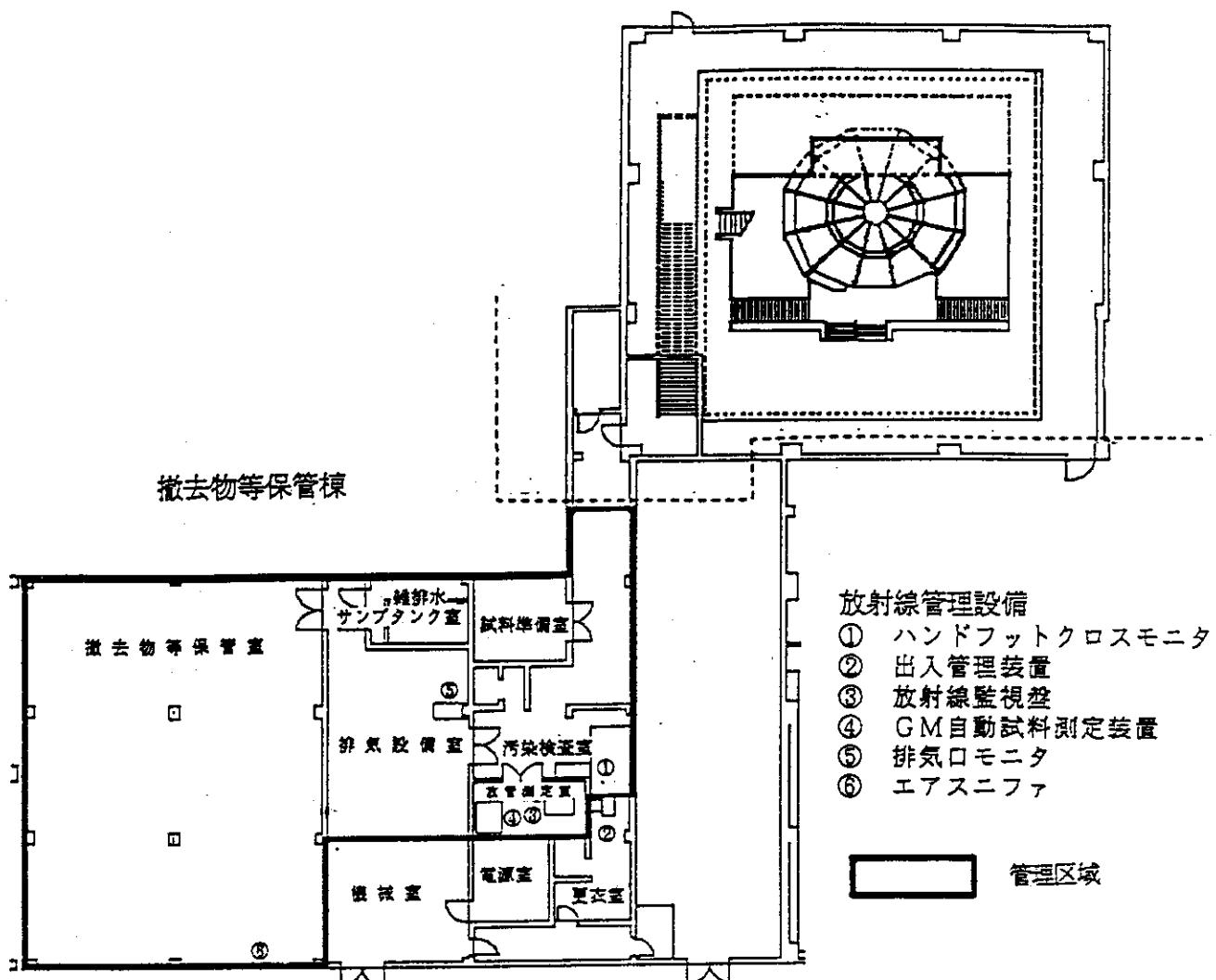
*1 3カ月平均濃度の最大値：検出下限濃度以上での放量を全排水量で除した値。すべての放量を検出下限濃度未満の放量で除した値。

*2 放出管理目標値

： 1.1×10^8 Bq/年 (³H以外の核種)

*3 年間放出日数

原子炉室保管棟（建設中）



注： 原子炉室保管棟は建設中であり、1995年度において原子力船「むつ」より原子炉を移設した際には管理区域となるが、現在は非管理区域である。

Fig. E.1.3-1 撤去物等保管棟の放射線管理設備の配置図

E. 1.4 環境放射能の管理

むつ事業所敷地内及び周辺において、環境放射線の監視及び環境試料中の放射能濃度監視を1993年度と同様に実施した。

(1) 環境における放射性希ガス及び液体廃棄物による実効線量当量

原子炉施設保安規定に基づき、1994年度に放出された放射性希ガス及び液体廃棄物による周辺監視区域外における実効線量当量を算出した。

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

液体廃棄物による実効線量当量は、機材・排水管理棟から海中放出された ^3H , ^{60}Co 等について算出した。その結果、 $0.023 \mu\text{Sv}$ であった。液体廃棄物による実効線量当量をTable E. 1.4-1に示す。

放射性希ガス及び液体廃棄物による実効線量当量の合計は、 $0.023 \mu\text{Sv}$ であり、原子炉施設保安規定に定められている実効線量当量の線量目標値を十分に下回った。

(2) 環境放射線のモニタリング

(a) モニタリングポスト等による監視

周辺監視区域境界及び構外の空気吸収線量率並びに海水中の放射線計数率の連続モニタリングを、1993年度と同様実施した。

モニタリングポスト等における空気吸収線量率の月平均値と月間最大値をTable E. 1.4-2に示す。表中の「最大値」は、10分平均の月間最大値であり、これらの値はすべて降雨、降雪の影響によるもので、施設からの影響は認められなかった。

(b) モニタリングカーによる空気吸収線量率測定

むつ事業所の周辺において、1993年度と同様、四半期毎にモニタリングカーで走行並びに定点測定を実施したが、異常は認められなかった。Table E. 1.4-3に定点での測定結果を示す。

(c) 環境中の空気吸収線量の監視

むつ事業所敷地内及び周辺において、1993年度と同様、3ヵ月間の空気吸収線量（積算線量）を測定した。また、第2四半期から、新たに保管建屋周辺に2地点を追加した。施設からの放出放射能による異常は認められなかった。Table E. 1.4-4に測定結果を示す。

(d) 周辺監視区域境界の空気吸収線量率測定

1993年度と同様、シンチレーション式サーベイメータ及びモニタリングカーで測定したが、異常は認められなかった。

(e) 気象・地震観測

1993年度と同様、気象及び地震観測を行った。1994年度の県内有感地震は100回有り、そのうち当観測所で観測された地震は71回であった。観測されたうち最も大きな地震は、1994年12月28日21時20分に発生した三陸のはるか沖地震であり、震度5を記録した。

(3) 環境試料のモニタリング

(a) 環境試料中の全β放射能濃度

1994年度に定期的に実施した環境試料中の全 β 放射能測定は、試料の種類、頻度及び方法とも1993年度とほぼ同様であった。

各試料の測定結果をTable E.1.4-5に示す。これらの値は、例年の測定結果と比べて大きな差ではなく、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

1994年度に定期的に実施した環境試料中の放射性核種分析は、試料の種類、頻度及び方法とも1993年度とほぼ同様であった。

各試料の測定結果をTable E.1.4-6に示す。また、大型水盤による降下塵の測定結果をTable E.1.4-7に示す。

(長根 悟)

Table E.1.4-1 液体廃棄物による年間実効線量当量

(むつ事業所、1994年度)

核種	年間放出量 (Bq)	実効線量当量 (μ Sv)
^3H	3.5×10^{10}	0.019
^{60}Co 等	6.2×10^4	0.0043

Table E. 1.4-2 固定モニタによる監視結果

(むつ事業所, 1994年度)

ポストNo.	年月	単位	1994年												1995年												年間標準偏差
			4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	
MP-1 (気象観測所)	平均	nGy/h	20	20	20	20	20	20	20	21	20	19	15	17	19	19	17	19	15	17	19	15	17	19	15	17	1.7
	最大		40	44	37	48	46	40	40	47	68	50	41	38	68	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
MP-2 (施設正門)	平均	nGy/h	18	18	18	18	18	18	18	19	19	18	15	17	18	15	17	18	15	17	18	15	17	18	15	17	1.0
	最大		35	41	31	43	41	39	37	42	65	46	40	35	65	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
MP-3 (施設港側)	平均	nGy/h	18	18	18	18	18	19	18	19	19	18	14	16	18	14	16	18	14	16	18	14	16	18	14	16	—
	最大		36	40	32	45	40	42	38	47	66	50	40	35	66	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
MP-11 (燃魔棟前)	平均	nGy/h	21	21	21	21	21	21	21	22	22	19	16	18	20	20	20	20	20	20	18	16	18	16	18	20	1.8
	最大		39	44	36	48	46	43	40	48	73	49	43	38	73	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
MP-12 (美付線側)	平均	nGy/h	17	17	17	17	17	18	17	18	18	17	14	16	17	14	16	17	14	17	14	16	17	14	16	17	1.1
	最大		34	39	30	41	39	37	36	44	68	47	40	33	68	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
MP-4 (浜岡根)	平均	nGy/h	22	21	21	20	21	20	21	22	23	23	22	18	20	21	21	21	22	18	20	21	21	21	21	21	1.4
	最大		37	43	33	45	40	35	38	45	66	57	38	42	66	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
MP-5 (関根中学校)	平均	nGy/h	22	25	26	23	24	21	20	26	22	18	17	18	22	18	17	18	17	18	17	18	17	18	17	18	3.1
	最大		41	53	42	54	47	52	43	50	90	57	45	36	90	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
MP-6 (水川口)	平均	nGy/h	25	25	26	24	25	25	26	26	24	20	18	21	24	20	18	21	24	20	18	21	24	20	18	21	2.6
	最大		45	46	43	51	48	41	47	54	74	54	40	40	74	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
水モニタ (岸壁)	平均	GPS	3.8	3.8	3.8	3.7	3.7	3.8	3.9	4.1	4.8	4.8	4.2	4.0	4.0	4.0	4.0	4.0	4.0	4.0	4.0	4.0	4.0	4.0	4.0	4.0	0.39
	最大		5.6	6.5	4.2	4.0	5.7	12.6	14.3	18.7	22.7	17.0	9.6	11.7	22.7	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—

検出器 : 2in ϕ × 2in 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倅型 検出器実効高さ 地上高 約4.6m

Table E. 1. 4 - 3 モニタリングカーによる空気吸収線量率測定結果

(むつ事業所, 1994年度)

番号	測定結果 地点名	1994年 5月 9日	1994年 8月 4日	1994年11月 8日	1995年 2月 3日	備 考
		空気吸収線量率 (nGy/h)	空気吸収線量率 (nGy/h)	空気吸収線量率 (nGy/h)	空気吸収線量率 (nGy/h)	
1	水川目ポスト	31	32	31	17	各地点で地上 1.2mの高さで 10分間計測を実 施した。
2	防衛・私道交叉点	26	27	28	* —	
3	気象観測露場	25	25	25	13	
4	鳥沢小学校	32	31	32	14	
5	むつ市境界	17	16	16	9.9	
6	関根中学校ポスト	28	26	26	15	
7	陸奥関根駅	22	23	22	8.8	
8	北関根神社奥	35	35	35	23	
9	進入・防衛道路	35	33	33	12	
10	大利小学校	31	31	33	16	
11	浜関根ポスト	29	28	28	16	

*積雪のため測定不可

Table E. 1. 4 - 4 積算線量測定結果

(むつ事業所, 1994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 空気吸収線量 (mGy)	
		1994年 4月1日 ～7月1日		1994年 7月1日 ～9月30日		1994年 9月30日 ～1995年1月6日		1995年 1月6日 ～3月31日					
		測定値 (mGy)	91日換算 値(mGy)	測定値 (mGy)	91日換算 値(mGy)	測定値 (mGy)	91日換算 値(mGy)	測定値 (mGy)	91日換算 値(mGy)	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	0.12	0.11	0.09	0.10	0.10	0.10	0.43	
2	施設正門ポスト	0.11	0.11	0.11	0.11	0.12	0.11	0.10	0.11	0.11	0.11	0.44	
3	施設港側ポスト	0.11	0.11	0.11	0.11	0.12	0.11	0.10	0.10	0.10	0.10	0.43	
4	燃廃棟前ポスト	0.11	0.11	0.11	0.11	0.12	0.11	0.10	0.11	0.11	0.11	0.44	
5	美付線側ポスト	0.11	0.11	0.11	0.11	0.12	0.11	0.09	0.10	0.10	0.10	0.43	
6	資料棟	0.10	0.10	0.10	0.10	0.11	0.10	0.09	0.10	0.10	0.10	0.40	
7	岸壁	0.08	0.08	0.08	0.08	0.10	0.09	0.08	0.09	0.09	0.09	0.34	
8	浜関根ポスト	0.11	0.11	0.12	0.12	0.13	0.12	0.09	0.10	0.10	0.10	0.45	
9	関根中学校	0.11	0.11	0.11	0.11	0.12	0.11	0.10	0.11	0.11	0.11	0.44	
10	水川目ポスト	0.12	0.12	0.12	0.12	0.13	0.12	0.10	0.10	0.10	0.10	0.46	
11	大利小学校	0.12	0.12	0.12	0.12	0.13	0.12	0.10	0.11	0.11	0.11	0.47	
12	目名小学校	0.09	0.09	0.09	0.09	0.10	0.10	0.09	0.09	0.09	0.09	0.37	
13	石持小学校	0.11	0.11	0.11	0.11	0.12	0.11	0.09	0.10	0.10	0.10	0.43	
14	入口小学校	0.10	0.10	0.10	0.10	0.11	0.10	0.10	0.11	0.11	0.11	0.41	
15	北関根集会所	0.12	0.12	0.12	0.12	0.13	0.12	0.10	0.11	0.11	0.11	0.47	
16	鳥沢小学校	0.10	0.10	0.10	0.10	0.11	0.10	0.09	0.10	0.10	0.10	0.40	
17	鉛容器内(5cm厚)	0.05	0.05	0.05	0.05	0.05	0.05	0.05	0.05	0.05	0.05	0.20	
18	原子炉保管棟A	—	—	0.11	0.11	0.13	0.12	0.10	0.11	0.11	0.11	0.34	
19	原子炉保管棟B	—	—	0.09	0.09	0.10	0.10	0.10	0.08	0.09	0.09	0.28	

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

Table E. 1.4 - 5 環境試料中の全 β 放射能測定結果
(むつ事業所, 1994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	Bq/cm ³	1.1×10^{-4}	5.5×10^{-5}
			1.0×10^{-4}	7.3×10^{-5}
			3.8×10^{-5}	6.8×10^{-5}
			4.9×10^{-5}	8.1×10^{-5}
			5.6×10^{-5}	6.4×10^{-5}
土壌	土壌	Bq/g・乾土	5.2×10^{-1}	4.7×10^{-1}
			5.1×10^{-1}	4.7×10^{-1}
			6.3×10^{-1}	6.1×10^{-1}
			6.5×10^{-1}	6.6×10^{-1}
			4.0×10^{-1}	4.7×10^{-1}
			1.1×10^{-1}	1.1×10^{-1}
			1.1×10^{-1}	6.2×10^{-2}
作物	牛乳	Bq/cm ³	4.5×10^{-2}	4.2×10^{-2}
			1.7×10^{-1}	1.1×10^{-1}
	牧草	Bq/g・生	6.9×10^{-2}	—
			9.7×10^{-2}	—
	キャベツ	Bq/g・生	—	2.6×10^{-2}
			8.7×10^{-2}	9.2×10^{-2}
	精米		2.1×10^{-1}	2.4×10^{-1}
海洋試料	海水	Bq/cm ³	1.7×10^{-5}	1.8×10^{-5}
			2.0×10^{-5}	2.2×10^{-5}
			2.8×10^{-5}	2.6×10^{-5}
	海底土	Bq/g・乾土	2.1×10^{-1}	3.2×10^{-1}
			9.9×10^{-2}	1.2×10^{-1}
			3.5×10^{-1}	1.6×10^{-1}
	魚介	Bq/g・生	1.1×10^{-1}	1.0×10^{-1}
			3.6×10^{-1}	2.4×10^{-1}
			1.7×10^{-1}	—

Table E. 1.4 - 6 環境試料中の放射性核種濃度

(むつ事業所, 1994年度)

項目	採取年月	採取地点	^3H	^{54}Mn	^{80}Co	^{90}Sr	^{131}I	^{137}Cs	^{141}Ce	単位
飲料水	1994年5月 11月	前浜簡易水道	2.1×10^0 3.0×10^0	$<1.3 \times 10^{-3}$ $<7.8 \times 10^{-4}$	$<1.0 \times 10^{-3}$ $<1.2 \times 10^{-3}$	—	—	$<1.1 \times 10^{-3}$ $<7.1 \times 10^{-4}$	$<5.6 \times 10^{-3}$ $<4.2 \times 10^{-3}$	Bq/ℓ
	1994年5月 11月	樺山簡易水道	1.6×10^0 3.2×10^0	$<7.2 \times 10^{-4}$ $<7.8 \times 10^{-4}$	$<1.1 \times 10^{-3}$ $<1.0 \times 10^{-3}$	—	—	$<8.7 \times 10^{-4}$ $<8.5 \times 10^{-4}$	$<4.2 \times 10^{-3}$ $<3.7 \times 10^{-3}$	
	1994年5月 11月	水川簡易水道	1.8×10^0 3.7×10^0	$<7.1 \times 10^{-4}$ $<7.4 \times 10^{-4}$	$<1.1 \times 10^{-3}$ $<1.3 \times 10^{-3}$	—	—	$<7.7 \times 10^{-4}$ $<1.0 \times 10^{-3}$	$<5.6 \times 10^{-3}$ $<4.2 \times 10^{-3}$	
牛乳	1994年5月 11月	水川自給農	—	$<2.2 \times 10^{-2}$ $<2.4 \times 10^{-2}$	$<2.7 \times 10^{-2}$ $<2.2 \times 10^{-2}$	—	* $<3.9 \times 10^{-2}$ * $<4.7 \times 10^{-2}$	2.7×10^{-2} 8.4×10^{-2}	$<7.4 \times 10^{-2}$ $<9.2 \times 10^{-2}$	Bq/ℓ生
キャベツ	1994年7月	美付地区	—	$<1.9 \times 10^{-2}$	$<2.9 \times 10^{-2}$	($<9.6 \times 10^{-2}$)	# $<7.6 \times 10^{-2}$	3.9×10^{-2}	$<1.0 \times 10^{-1}$	Bq/Kg生
ジャガイモ	1994年8月	"	—	$<1.9 \times 10^{-2}$	$<2.9 \times 10^{-2}$	($<2.4 \times 10^{-2}$)	# $<7.8 \times 10^{-2}$	$<2.2 \times 10^{-2}$	$<1.3 \times 10^{-1}$	
米	1994年10月	"	—	$<1.2 \times 10^{-2}$	$<1.4 \times 10^{-2}$	($<1.7 \times 10^{-2}$)	—	3.2×10^{-1}	$<7.9 \times 10^{-2}$	
カレイ	1994年5月 11月	関根浜漁港沖	—	$<2.9 \times 10^{-2}$ $<2.1 \times 10^{-2}$	$<3.2 \times 10^{-2}$ $<3.2 \times 10^{-2}$	($<1.8 \times 10^{-2}$) ($<1.6 \times 10^{-2}$)	—	1.9×10^{-1} 8.9×10^{-2}	$<8.6 \times 10^{-2}$ $<9.9 \times 10^{-2}$	
	1994年5月 12月	大畠漁港沖	—	$<4.4 \times 10^{-2}$ $<8.8 \times 10^{-2}$	$<3.2 \times 10^{-2}$ $<3.0 \times 10^{-2}$	($<3.1 \times 10^{-2}$) ($<2.4 \times 10^{-2}$)	—	1.3×10^{-1} 1.4×10^{-1}	$<1.4 \times 10^{-1}$ $<1.3 \times 10^{-1}$	
コンブ	1994年5月 11月	関根浜漁港沖	—	$<6.8 \times 10^{-2}$ $<6.2 \times 10^{-2}$	$<8.4 \times 10^{-2}$ $<7.5 \times 10^{-2}$	($<2.2 \times 10^{-2}$) ($<1.7 \times 10^{-2}$)	# $<6.3 \times 10^{-2}$ # $<9.3 \times 10^{-2}$	$<6.2 \times 10^{-2}$ 6.2×10^{-2}	$<3.9 \times 10^{-1}$ $<2.6 \times 10^{-1}$	
タコ	1994年5月 11月	"	—	$<9.8 \times 10^{-2}$ $<4.1 \times 10^{-2}$	$<4.5 \times 10^{-2}$ $<2.8 \times 10^{-2}$	($<2.9 \times 10^{-2}$) ($<3.8 \times 10^{-2}$)	—	$<6.7 \times 10^{-2}$ $<4.3 \times 10^{-2}$	$<1.8 \times 10^{-1}$ $<1.5 \times 10^{-1}$	
ホンダワラ	1994年5月	"	—	$<6.1 \times 10^{-2}$	$<9.9 \times 10^{-2}$	($<2.5 \times 10^{-2}$)	# $<6.2 \times 10^{-2}$	$<4.9 \times 10^{-2}$	$<2.5 \times 10^{-1}$	
クロソイ	1994年11月	大畠漁港沖	—	$<7.1 \times 10^{-2}$	$<3.3 \times 10^{-2}$	($<3.5 \times 10^{-2}$)	—	2.3×10^{-1}	$<1.4 \times 10^{-1}$	
イカ	1994年5月 11月	"	—	$<1.1 \times 10^{-1}$ $<1.0 \times 10^{-1}$	$<3.7 \times 10^{-2}$ $<3.5 \times 10^{-2}$	($<3.2 \times 10^{-2}$) ($<2.9 \times 10^{-2}$)	—	6.1×10^{-2} $<5.3 \times 10^{-2}$	$<1.6 \times 10^{-1}$ $<1.6 \times 10^{-1}$	
ホタテ	1994年5月 11月	石持漁港沖	—	$<8.5 \times 10^{-2}$ $<9.9 \times 10^{-2}$	$<2.8 \times 10^{-2}$ $<3.3 \times 10^{-2}$	($<3.7 \times 10^{-2}$) ($<2.9 \times 10^{-2}$)	—	$<4.1 \times 10^{-2}$ $<5.1 \times 10^{-2}$	$<1.3 \times 10^{-1}$ $<1.5 \times 10^{-1}$	
	1994年5月 11月	野牛漁港沖	—	$<8.9 \times 10^{-2}$ $<1.0 \times 10^{-1}$	$<2.9 \times 10^{-2}$ $<3.2 \times 10^{-2}$	($<2.7 \times 10^{-2}$) ($<3.4 \times 10^{-2}$)	—	4.4×10^{-2} $<4.8 \times 10^{-2}$	$<1.3 \times 10^{-1}$ $<1.7 \times 10^{-1}$	
ヒラメ	1994年5月 11月	石持漁港沖	—	$<4.3 \times 10^{-2}$ $<4.2 \times 10^{-2}$	$<3.4 \times 10^{-2}$ $<3.2 \times 10^{-2}$	($<3.3 \times 10^{-2}$) ($<2.9 \times 10^{-2}$)	—	2.7×10^{-1} 2.1×10^{-1}	$<1.3 \times 10^{-1}$ $<1.5 \times 10^{-1}$	
	1994年5月 11月	野牛漁港沖	—	$<9.4 \times 10^{-2}$ $<4.5 \times 10^{-2}$	$<3.2 \times 10^{-2}$ $<3.4 \times 10^{-2}$	($<2.6 \times 10^{-2}$) ($<2.9 \times 10^{-2}$)	—	2.3×10^{-1} 1.6×10^{-1}	$<1.3 \times 10^{-1}$ $<1.6 \times 10^{-1}$	
アイナメ	1994年11月	岩屋漁港沖	—	$<7.0 \times 10^{-2}$	$<3.1 \times 10^{-2}$	($<2.5 \times 10^{-2}$)	—	2.0×10^{-1}	$<1.5 \times 10^{-1}$	
松葉	1994年5月 11月	定係港周辺	—	$<2.5 \times 10^{-2}$ $<2.3 \times 10^{-2}$	$<3.0 \times 10^{-2}$ $<3.1 \times 10^{-2}$	—	# $<8.3 \times 10^{-2}$ # $<1.4 \times 10^{-1}$	1.8×10^{-1} 1.2×10^{-1}	$<1.0 \times 10^{-1}$ $<2.2 \times 10^{-1}$	
ヨモギ	1994年5月 9月	"	—	$<3.7 \times 10^{-2}$ $<7.5 \times 10^{-2}$	$<6.0 \times 10^{-2}$ $<7.9 \times 10^{-2}$	—	# $<1.3 \times 10^{-1}$ # $<1.1 \times 10^{-1}$	1.1×10^{-1} 2.9×10^{-1}	$<2.9 \times 10^{-1}$ $<3.3 \times 10^{-1}$	
牧草	1994年5月 10月	水川自給農	—	$<4.6 \times 10^{-2}$ $<3.1 \times 10^{-2}$	$<5.1 \times 10^{-2}$ $<3.8 \times 10^{-2}$	—	# $<6.8 \times 10^{-2}$ # $<7.6 \times 10^{-2}$	2.0×10^{-1} 2.1×10^{-1}	$<2.4 \times 10^{-1}$ $<1.7 \times 10^{-1}$	

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

Table E. 1. 4 - 6 環境試料中の放射性核種濃度（続き）

(むつ事業所, 1994年度)

項目	採取年月	採取地点	³ H	⁵⁴ Mn	⁶⁰ Co	⁸⁹ Sr	¹³⁷ Cs	¹⁴⁴ Ce	単位
河川水	1994年5月 11月	美付川	2.5×10^0 2.4×10^0	$<9.3 \times 10^{-4}$ $<6.6 \times 10^{-4}$	$<2.0 \times 10^{-3}$ $<9.5 \times 10^{-4}$	(3.9×10^{-3}) (5.2×10^{-3})	$<9.8 \times 10^{-4}$ $<8.7 \times 10^{-4}$	$<8.9 \times 10^{-3}$ $<4.9 \times 10^{-3}$	Bq/ℓ
	1994年5月 11月	出戸川	1.6×10^0 4.1×10^0	$<8.0 \times 10^{-4}$ $<8.7 \times 10^{-4}$	$<1.1 \times 10^{-3}$ $<9.0 \times 10^{-4}$	(3.7×10^{-3}) (5.2×10^{-3})	$<1.1 \times 10^{-3}$ $<9.6 \times 10^{-4}$	$<4.8 \times 10^{-3}$ $<4.8 \times 10^{-3}$	
海水	1994年5月 11月	関根浜港 港内	2.1×10^0 2.5×10^0	$<6.5 \times 10^{-4}$ $<8.9 \times 10^{-4}$	$<9.2 \times 10^{-3}$ $<1.0 \times 10^{-3}$	($<2.3 \times 10^{-3}$) ($<3.0 \times 10^{-3}$)	2.0×10^{-3} 3.5×10^{-3}	$<3.4 \times 10^{-3}$ $<4.8 \times 10^{-3}$	Bq/ℓ
	1994年5月 11月	関根浜港 港外	1.2×10^0 2.8×10^0	$<6.5 \times 10^{-4}$ $<6.5 \times 10^{-4}$	$<1.2 \times 10^{-3}$ $<9.7 \times 10^{-4}$	($<1.9 \times 10^{-3}$) ($<2.9 \times 10^{-3}$)	3.4×10^{-3} 4.0×10^{-3}	$<4.9 \times 10^{-3}$ $<4.7 \times 10^{-3}$	
	1994年5月 11月	関根浜港 冲合	1.8×10^0 2.2×10^0	$<6.7 \times 10^{-4}$ $<7.7 \times 10^{-4}$	$<1.0 \times 10^{-3}$ $<9.1 \times 10^{-4}$	($<2.6 \times 10^{-3}$) ($<2.5 \times 10^{-3}$)	3.2×10^{-3} 2.7×10^{-3}	$<3.4 \times 10^{-3}$ $<4.7 \times 10^{-3}$	
	1994年5月 11月	大畑漁港冲	1.1×10^0 $<4.9 \times 10^{-1}$	$<2.7 \times 10^{-3}$ $<2.6 \times 10^{-3}$	$<1.7 \times 10^{-3}$ $<1.8 \times 10^{-3}$	(2.3×10^{-3}) (1.8×10^{-3})	4.0×10^{-3} 3.2×10^{-3}	$<1.1 \times 10^{-2}$ $<1.1 \times 10^{-2}$	
	1994年5月 11月	関根浜漁港冲	$<1.1 \times 10^0$ $<4.7 \times 10^{-1}$	$<4.4 \times 10^{-3}$ $<2.7 \times 10^{-3}$	$<1.1 \times 10^{-3}$ $<7.1 \times 10^{-4}$	(2.3×10^{-3}) (2.3×10^{-3})	3.5×10^{-3} 2.9×10^{-3}	$<1.1 \times 10^{-2}$ $<8.9 \times 10^{-3}$	
	1994年5月 11月	石持漁港冲	$<1.0 \times 10^0$ $<4.6 \times 10^{-1}$	$<2.9 \times 10^{-3}$ $<2.7 \times 10^{-3}$	$<1.9 \times 10^{-3}$ $<1.7 \times 10^{-3}$	(2.2×10^{-3}) (2.5×10^{-3})	$<3.5 \times 10^{-3}$ $<3.2 \times 10^{-3}$	$<1.2 \times 10^{-2}$ $<1.1 \times 10^{-2}$	
	1994年5月 11月	野牛漁港冲	$<1.0 \times 10^0$ $<4.7 \times 10^{-1}$	$<6.0 \times 10^{-3}$ $<5.9 \times 10^{-3}$	$<1.8 \times 10^{-3}$ $<1.6 \times 10^{-3}$	(2.2×10^{-3}) (2.0×10^{-3})	$<3.5 \times 10^{-3}$ 3.2×10^{-3}	$<1.1 \times 10^{-2}$ $<1.0 \times 10^{-2}$	
	1994年5月 11月	岩屋漁港冲	$<1.0 \times 10^0$ $<4.6 \times 10^{-1}$	$<3.0 \times 10^{-3}$ $<2.6 \times 10^{-3}$	$<7.4 \times 10^{-4}$ $<1.8 \times 10^{-3}$	(2.2×10^{-3}) (2.2×10^{-3})	2.6×10^{-3} $<3.3 \times 10^{-3}$	$<9.0 \times 10^{-3}$ $<1.1 \times 10^{-2}$	
河底土	1994年5月 11月	美付川	— —	$<3.5 \times 10^{-1}$ $<2.8 \times 10^{-1}$	$<5.3 \times 10^{-1}$ $<4.9 \times 10^{-1}$	(1.1×10^0) (2.2×10^{-1})	6.7×10^{-1} 6.2×10^{-1}	$<2.6 \times 10^0$ $<2.2 \times 10^0$	Bq/kg乾土
	1994年5月 11月	出戸川	— —	$<3.4 \times 10^{-1}$ $<3.4 \times 10^{-1}$	$<7.4 \times 10^{-1}$ $<4.8 \times 10^{-1}$	(7.8×10^{-1}) (4.9×10^{-1})	2.4×10^0 8.1×10^{-1}	$<1.8 \times 10^0$ $<2.3 \times 10^0$	
海底土	1994年5月 11月	関根浜港 港内	— —	$<8.3 \times 10^{-1}$ $<1.2 \times 10^0$	$<1.0 \times 10^0$ $<1.5 \times 10^0$	($<2.8 \times 10^{-1}$) ($<4.1 \times 10^{-1}$)	$<7.0 \times 10^{-1}$ $<1.1 \times 10^0$	$<4.3 \times 10^0$ $<4.6 \times 10^0$	Bq/kg乾土
	1994年5月 11月	関根浜港 港外	— —	$<3.4 \times 10^{-1}$ $<3.0 \times 10^{-1}$	$<4.6 \times 10^{-1}$ $<3.2 \times 10^{-1}$	($<2.0 \times 10^{-1}$) ($<1.9 \times 10^{-1}$)	$<2.9 \times 10^{-1}$ $<3.2 \times 10^{-1}$	$<1.3 \times 10^0$ $<2.1 \times 10^0$	
	1994年5月 11月	関根浜港 冲合	— —	$<3.0 \times 10^{-1}$ $<3.2 \times 10^{-1}$	$<4.4 \times 10^{-1}$ $<3.9 \times 10^{-1}$	($<1.4 \times 10^{-1}$) ($<1.3 \times 10^{-1}$)	$<4.6 \times 10^{-1}$ $<4.1 \times 10^{-1}$	$<2.0 \times 10^0$ $<2.5 \times 10^0$	
	1994年5月 11月	大畑漁港冲	— —	$<1.6 \times 10^0$ $<1.6 \times 10^0$	$<4.2 \times 10^{-1}$ $<4.1 \times 10^{-1}$	($<2.2 \times 10^{-1}$) ($<3.2 \times 10^{-1}$)	$<8.8 \times 10^{-1}$ $<7.7 \times 10^{-1}$	$<4.5 \times 10^0$ $<3.2 \times 10^0$	
	1994年5月 11月	関根浜漁港冲	— —	$<1.3 \times 10^0$ $<1.2 \times 10^0$	$<3.5 \times 10^{-1}$ $<3.1 \times 10^{-1}$	($<2.6 \times 10^{-1}$) ($<2.7 \times 10^{-1}$)	$<7.8 \times 10^{-1}$ $<6.5 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^0$ $<2.6 \times 10^0$	
	1994年5月 11月	石持漁港冲	— —	$<1.9 \times 10^0$ $<1.6 \times 10^0$	$<5.3 \times 10^{-1}$ $<3.8 \times 10^{-1}$	($<2.2 \times 10^{-1}$) ($<3.0 \times 10^{-1}$)	$<1.0 \times 10^0$ $<8.5 \times 10^{-1}$	$<3.6 \times 10^0$ $<3.2 \times 10^0$	
	1994年5月 11月	野牛漁港冲	— —	$<1.8 \times 10^0$ $<1.4 \times 10^0$	$<4.4 \times 10^{-1}$ $<3.9 \times 10^{-1}$	($<2.3 \times 10^{-1}$) ($<2.7 \times 10^{-1}$)	$<1.0 \times 10^0$ $<8.4 \times 10^{-1}$	$<4.9 \times 10^0$ $<3.2 \times 10^0$	
	1994年5月 11月	岩屋漁港冲	— —	$<1.6 \times 10^0$ $<1.4 \times 10^0$	$<4.1 \times 10^{-1}$ $<3.6 \times 10^{-1}$	($<2.4 \times 10^{-1}$) ($<2.7 \times 10^{-1}$)	$<8.4 \times 10^{-1}$ $<8.3 \times 10^{-1}$	$<3.1 \times 10^0$ $<3.2 \times 10^0$	

Table E. 1.4 - 6 環境試料中の放射性核種濃度（続き）

(むつ事業所, 1994年度)

項目	採取年月	採取地点	⁵⁴ Mn	⁶⁰ Co	¹³⁷ Cs	¹⁴⁴ Ce	単位
陸 土	1994年5月 11月	気象観測露場	$<6.5 \times 10^{-1}$ $<8.9 \times 10^{-1}$	$<1.0 \times 10^0$ $<7.1 \times 10^{-1}$	5.5×10^0 5.9×10^0	$<4.7 \times 10^0$ $<3.1 \times 10^0$	Bq/kg乾土
	1994年5月 11月	浜岡根ポスト	$<7.5 \times 10^{-1}$ $<7.4 \times 10^{-1}$	$<7.3 \times 10^{-1}$ $<7.3 \times 10^{-1}$	1.4×10^1 1.0×10^1	$<3.8 \times 10^0$ $<4.4 \times 10^0$	
	1994年5月 11月	閑根中学校	$<7.1 \times 10^{-1}$ $<1.1 \times 10^0$	$<8.2 \times 10^{-1}$ $<7.3 \times 10^{-1}$	2.9×10^1 3.3×10^1	$<3.2 \times 10^0$ $<5.0 \times 10^0$	
	1994年5月 11月	水川目ポスト	$<1.2 \times 10^0$ $<6.9 \times 10^{-1}$	$<8.5 \times 10^{-1}$ $<9.1 \times 10^{-1}$	1.9×10^1 1.7×10^1	$<3.4 \times 10^0$ $<6.6 \times 10^0$	
	1994年5月 11月	農作物耕作地	$<6.4 \times 10^{-1}$ $<9.7 \times 10^{-1}$	$<1.0 \times 10^0$ $<6.9 \times 10^{-1}$	4.5×10^0 4.8×10^0	$<3.0 \times 10^0$ $<3.1 \times 10^0$	

Table E. 1.4 - 7 降下物中の放射性核種濃度

(むつ事業所, 1994年度) (単位: Bq/km²)

採取年月	⁷ Be	⁵⁴ Mn	⁶⁰ Co	⁸⁵ Zr	⁹⁵ Nb	¹³⁷ Cs	¹⁴⁴ Ce
1994年4月	1.7×10^7	$<3.3 \times 10^4$	$<4.5 \times 10^4$	$<8.3 \times 10^4$	$<3.2 \times 10^4$	$<5.6 \times 10^4$	$<1.1 \times 10^5$
5月	1.2×10^7	$<3.6 \times 10^4$	$<5.2 \times 10^4$	$<9.3 \times 10^4$	$<3.2 \times 10^4$	$<3.7 \times 10^4$	$<1.7 \times 10^5$
6月	3.6×10^7	$<4.5 \times 10^4$	$<5.3 \times 10^4$	$<5.3 \times 10^4$	$<3.4 \times 10^4$	$<3.4 \times 10^4$	$<2.7 \times 10^5$
7月	4.6×10^7	$<3.0 \times 10^4$	$<6.6 \times 10^4$	$<5.5 \times 10^4$	$<2.8 \times 10^4$	$<4.2 \times 10^4$	$<1.6 \times 10^5$
8月	3.0×10^7	$<3.4 \times 10^4$	$<4.5 \times 10^4$	$<6.2 \times 10^4$	$<3.5 \times 10^4$	$<3.6 \times 10^4$	$<1.2 \times 10^5$
9月	5.3×10^7	$<3.1 \times 10^4$	$<5.5 \times 10^4$	$<6.9 \times 10^4$	$<3.2 \times 10^4$	$<3.4 \times 10^4$	$<1.3 \times 10^5$
10月	9.8×10^8	$<3.9 \times 10^4$	$<4.1 \times 10^4$	$<6.2 \times 10^4$	$<3.7 \times 10^4$	$<3.3 \times 10^4$	$<1.1 \times 10^5$
11月	1.8×10^7	$<3.2 \times 10^4$	$<4.4 \times 10^4$	$<6.2 \times 10^4$	$<3.9 \times 10^4$	$<4.4 \times 10^4$	$<1.7 \times 10^5$
12月	1.5×10^7	$<4.0 \times 10^4$	$<4.2 \times 10^4$	$<9.3 \times 10^4$	$<6.2 \times 10^4$	$<4.7 \times 10^4$	$<1.5 \times 10^5$
1995年1月	2.1×10^7	$<4.1 \times 10^4$	$<4.9 \times 10^4$	$<6.9 \times 10^4$	$<3.5 \times 10^4$	$<3.4 \times 10^4$	$<2.0 \times 10^5$
2月	1.2×10^7	$<7.9 \times 10^4$	$<7.1 \times 10^4$	$<9.9 \times 10^4$	$<6.8 \times 10^4$	$<7.9 \times 10^4$	$<2.5 \times 10^5$
3月	2.5×10^7	$<5.3 \times 10^4$	$<7.9 \times 10^4$	$<9.8 \times 10^4$	$<6.7 \times 10^4$	$<8.3 \times 10^4$	$<3.0 \times 10^5$

注) 採取場所は、気象観測露場内である。

E. 1.5 放射線計測器の管理

(1) サーベイメータ等の管理

1994年度におけるサーベイメータの現有台数、校正件数及び故障台数を種類別にTable E. 1.5 - 1に示す。

サーベイメータ及びスケーラ等の放射線計測機器は、年1回点検校正を実施した。

(2) 放射線モニタ等の管理

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、1993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。

(長根 悟)

Table E. 1.5 - 1 サーベイメータの現有台数、校正件数及び故障台数

(むつ事業所、1994年度)

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

1 F 原子力船「むつ」

1 F. 1 放射線管理

F.1.1 概 要

原子力船「むつ」における施設の放射線管理、個人被ばく管理、放出放射性物質の管理及び放射線管理用機器の管理を1993年度に引き続き実施した。

1992年9月から開始された原子力船「むつ」の解体工事は第2段階に入り、原子炉補機室等の機器類撤去工事等が実施された。工事の進行に伴って、上部原子炉室と下部原子炉室の密閉措置が完了した時点で上部原子炉室を管理区域から解除した。また原子炉補機室等の機器類の撤去作業が完了した時点で原子炉補機室、原子炉補機室側部空所及び原子炉室側部空所を管理区域から解除した。

施設の放射線管理は、おもに原子炉補機室等の機器類撤去工事について実施し、管理区域の巡視、点検及び定期サーベイ等により、放射線管理上施設が適正に維持管理されていることを確認してきた。

1994年度における放射性ガス及び塵埃の放出量、年間平均濃度ならびに最大濃度をTable F.1.1-1に示す。

放射性気体廃棄物の放出は排気設備の撤去にともない1994年10月11日をもって停止したが、前年度と同様に³Hのみ有意な放出があり、その放出量は前年度の150分の1に減少した。

³Hの放出平均濃度は、法令及び規定等で定められた濃度限度以下であった。

放射線業務従事者の個人被ばく線量当量については、実効線量当量及び組織線量当量とも線量当量限度及び保安規定に定められた警戒線量当量を超える被ばくはなかった。1994年度における実効線量当量は、最大1.0ミリシーベルト、平均0.06ミリシーベルトであり、集団実効線量当量は、7.3人・ミリシーベルトであった。

また、内部被ばくについては、被検者全員について有意な体内汚染は検出されなかった。

放射線計測器については、1993年度に引き続き年度計画及び定常業務計画に基づいて点検、校正を実施した。点検、校正を実施した台数については、工事等における必要台数及び管理区域解除時期を考慮したうえで現有台数に対してその数量を限定し、経費の節約を図った。

(横瀬 陽明)

F.1.2 個人被ばく線量当量の管理

(1) 外部被ばく線量当量の管理

1994年度における放射線業務従事者の外部被ばく線量当量は、おもに解体工事に係る原子炉補機室内での作業によるものであった。

1994年度における放射線業務従事者の人数、実効線量当量に係る被ばく状況について、四半期別、

作業者区別に集計したものをそれぞれTable F.1.2-1 及びTable F.1.2-2 に示す。

放射線業務従事者の組織線量当量については、有意な被ばくはなかった。

(2) 内部被ばく線量当量の管理

1993年度に引き続き、むつ事業所に設置されている全身カウンタを使用し、体外計測法による内部被ばくに係る線量当量の検査を実施した。

1994年度のすべての検査において、体内汚染は検出されなかった。

(横瀬 陽明)

Table F.1.1-1 放射性気体廃棄物放出量

(原子力船「むつ」、1994年度)

放出核種	冷態停止期間中の放出量 (Bq)					平均濃度 (Bq/cm ³)	最大濃度 (Bq/cm ³)	備 考
	第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期	計			
希ガス								
³ H	1.4×10^7	8.9×10^6	8.2×10^5		2.4×10^7	6.9×10^{-7}	1.1×10^{-6}	
¹³¹ I								
¹³³ I								
塵 埃	ND	ND	ND		ND	ND	ND($< 7.5 \times 10^{-10}$ Bq/cm ³)	

注) 表中の「ND」は検出下限濃度未満をあらわす。

Table F. 1. 2 - 1 放射線業務従事者の実効線量当量に係る四半期別被ばく状況

(原子力船「むつ」船内原子炉施設分)
(原子力船「むつ」、1994年度)

管理期間	放射線業務従事者	実効線量当量分布(人数)					平均実効線量当量 (mSv)	最大実効線量当量 (mSv)	集団実効線量当量 (person・mSv)
		検出下限線量 当量未満 *1	0.2mSv以上 1.0mSv以下	1.0mSv以上 5.0mSv以下	5.0mSv以上 15mSv以下	5.0mSvを超えるもの			
第1四半期	105	100	5	0	0	0	0.04	1.0	4.2
第2四半期	108	96	12	0	0	0	0.03	0.4	3.1
第3四半期	66	66	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
第4四半期	22	22	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
年間 *2	128 (205)	111 (158)	17 (31)	0 (15)	0 (1)	0 (0)	0.06 (0.25)	1.0 (5.1)	7.3 (51.2)

*1 フィルムパッジの検出下限線量当量：0.2mSv

*2 カッコ内の数値は1993年度の値

Table F. 1. 2 - 2 放射線業務従事者の実効線量当量に係る作業者区別被ばく状況

作業者区分	放射線業務従事者	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以上 15mSv以下	5.0mSvを超えるもの			
職員等	47	43	4	0	0	0	0.03	0.4	1.2
外来研究員等	0	0	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
請負業者	81	68	13	0	0	0	0.08	1.0	6.1
研修生	0	0	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
全作業者	128	111	17	0	0	0	0.06	1.0	7.3

* フィルムパッジの検出下限線量当量：0.2mSv

F.1.3 施設の放射線管理

(1) 概 要

1994年度は、1993年度に引き続き原子力船「むつ」の解体工事が実施されたが、解体工事に係る船内での放射線作業は、事実上今年度に行われた解体工事第2段階の完了をもって終了した。

解体工事における施設の放射線管理は、作業者の異常な被ばく及び放射線事故等を発生させることなく円滑に実施した。

原子力船「むつ」の解体工事は、1995年度に終了する予定であるが、1994年度に管理区域内で実施された工事は以下のとおりであった。

- ① 機器類の撤去に係る工事
- ② 防熱材等の撤去に係る工事
- ③ 上部原子炉室の管理区域解除に係る工事

①及び②は昨年度からの継続工事であり、③は今年度着手した工事である。

(2) 解体工事における被ばく管理

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

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

当該期間中における放射線業務従事者(116人)の外部被ばくによる実効線量当量は、最大1.0ミリシーベルトであった。また、集団実効線量当量は6.1人・ミリシーベルトであり、推定値の1/4程度に抑えることができた。

(3) 原子炉補機室等の機器類撤去工事における放射線作業管理

機器類の撤去作業における放射線作業管理においては、原子炉供用期間中と同様に、作業者の被ばく低減を図ることはもとより、船舶という特殊環境下における放射線に対する安全確保のため、作業に適応した放射線管理を行う必要がある。

放射線作業管理の立場からみた機器類の撤去作業の特徴は、

- ① 陸上施設に比べるとはるかに狭いスペースの中で、多数の作業者が重複する作業をすること
- ② スペース上の問題で、発生した廃棄物は迅速な整理・移動が必要なこと及び廃棄物の船内保管量に限度があるため、頻繁な陸揚げが必要なこと

などである。

そこで、放射線作業管理の面から特徴的であった作業状況等について次に述べる。

第2段階では、原子炉補機室、管理区域通風機室、サンプリング室、計測室、汚染物倉庫及び汚

染検査区画（以下「原子炉補機室等」という）の各区画に設置されている機器類の撤去が行われた。これらの作業は、狭い船内で、多数の配管等が錯綜した状況下で行われたものであるが、JPDRでの経験等を参考にして計画的・機能的に行われた。

機器類撤去の準備作業では、事前放射線サーベイとして、原子炉補機室等の各区域の線量当量率、機器類の表面線量当量率及び表面密度の測定を行った。また、その他の準備作業としては、機器類の電源遮断、撤去物の放射能レベル区分及び表示、工事用設備類の仮設、アスベストの撤去等が行われた。

機器類の撤去については、原則として室（部屋）単位で、原子炉補機室第4甲板、原子炉補機室タンクトップ、第3甲板の機器類及び排気筒の順に行われ、被ばくの原因となるような比較的線量当量率の高い機器は、実際上可能な限り早期に撤去された。

ポンプ、配管、ダクト等の機器類については、容器に収納可能なように分解、切断され、容器に収納され陸揚げされた。なお、一部の大型機器については、適切な梱包が行われ陸揚げされた。一方、電気関係の起動器盤等の汚染されていない機器類については、一体又は運搬用の開放バケット等に収納され陸揚げされた。

主要機器が順次撤去された後、気体排気設備（排気用スタックを含む）、工事用仮設設備、放射線管理設備が撤去された。また、原子炉室に通じる配管、ダクト等については、原子炉室外壁の近傍において切断され、開口部はすべて閉止板等で密閉された。

その後、作業終了区画より順次、原子炉補機室等の管理区域解除のための放射線サーベイを行い、原子炉補機室等の管理区域を解除した。

撤去対象となる作業区画の線量当量率等の状況は、事前放射線サーベイの結果、作業区域の線量当量率は最大で $13\mu\text{Sv}/\text{h}$ 、機器類の表面線量当量率は浄化系イオン交換塔入口配管表面が最大で約 $90\mu\text{Sv}/\text{h}$ 、床等の表面密度はスミヤ法で検出限界未満であった。作業区域の線量当量率に大きく寄与していたのは、浄化系イオン交換塔を含む一次系統浄化系配管であったため、被ばく低減上、浄化系イオン交換塔とその付属配管が早期に撤去された。このため、その後の機器類撤去作業に対する外部被ばく管理においては、特に注意を要する事項の発生はなかった。

配管切断等の局所作業における被ばく管理において、被ばくの低減及びその防止に効果があったのは、配管等の撤去物の識別区分表示であった。この識別区分表示は廃棄物管理を合理的に行うために、予め作成された物量管理データに基づいて、放射能レベル区分ごとに色分けされたラベルを配管等の表面に約60cm間隔で貼布表示したものである。この識別区分表示により、作業者に対して、作業区域の放射線レベル及び注意喚起をビジュアル的に把握させることができ、また、配管切断等の局所作業に対する汚染防止用いの設置の有無、保護具の使用の有無がラベルの色分けで即座に作業者が判断できるような状況をつくることができたことで、放射線作業管理を効率よくかつ確実に行うことができた。

内部汚染配管の切断等の作業における内部被ばくの管理については、その抑制の観点から次のような作業管理が行われた。

- ① 粉じん発生の少ない切断工法を採用する。

② 半面マスク等の着用等、適切な呼吸保護具を着用する。

③ 粉じんの発生の可能性のある切断作業等は、必要応じて局所排気を行う。

機器、配管等の切断に用いた切断工法については、「むつ」の配管の場合、小口径のもののが多かったため機械的切断工法が多用された。また、低レベル廃液タンク等の大型機器の切断にはガスによる熱的切断工法が用いられた。

作業にあたっては、必要に応じて汚染防止囲い及びクリーンハウスを使用し、HEPAフィルタ付き局所排気装置を設置した。

一方、機器類の撤去作業においては、機器、配管等の放射性廃棄物、撤去作業により付随的に発生する放射性二次廃棄物及び作業用機材や工具類等が管理区域から大量に搬出陸揚げされた。「むつ」の場合、搬出物品に対して、その保管場所にスペース上の厳しい制限があるため、特に放射性廃棄物の養生、汚染検査、整理、移動、容器収納、陸揚げ手続き等の処理が迅速に行われた。また、これらの作業は解役工事の中でも作業量的に大きなウエイトを占めこととなったため、作業の合理的、効率的運用を行う意味で、搬出物品の整理・整頓の推進、搬入物品の養生化の推進が行われ汚染検査記録作成の手順の明確化及び省力化等を図った。

(藪内 典明)

Table F.1.3-1 解体工事に係る工事別実効線量当量分布

(原子力船「むつ」, 1994年度)

項目		対象期間 ^{*1}	放射線業務 従事者数 ^{*2} (人)	集団線量当量 (人・ミリシーベルト)	平均線量当量 (ミリシーベルト)
請負業者	機器類の撤去工事	4月1日 ～ 10月27日	64	— *3	— *3
	防熱材の撤去工事	4月1日 ～ 9月6日	4	— *3	— *3
	上部原子炉室 管理区域解除工事	4月1日 ～ 7月25日	22	5.3	0.24
職員		4月1日～ 1995年 3月31日	50	0.8	0.02
合計			140	6.1	0.04

*1 : 対象期間には、準備期間を含む。

*2 : 当該期間の放射線業務従事者は、116名（請負者66名、職員50名）であるが、対象期間内の工事間で移動等した放射線業務従事者を含んでいたため140名になっている。

*3 : フィルムバッジの検出下限値(0.2mSv)未満を示す。

F.1.4 放射線計測器の管理

(1) サーベイメータ等の管理

1994年度における現有台数、校正台数及び故障台数を機種別にTable F.1.4-1に示す。

サーベイメータの校正については、工事等における必要台数及び原子炉補機室等の管理区域解除時期を考慮したうえで、現有台数に対してその数量を限定し、線量計測課に点検・校正依頼して、校正を実施した。

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

年間の故障台数は10台であり、その主な故障内容はシンチレータの不良、電子回路不良によるものであった。

(2) 放射線監視計測器等の管理

放射線監視設備及び放射線測定機器については、1993年度と同様に年1回の点検校正を実施した。

また、定期自主検査（1回／月）を実施し、性能の維持に努めた。

（横瀬 陽明）

Table F.1.4-1 サーベイメータの現有台数、校正件数及び故障台数
(原子力船「むつ」、1994年度)

サーベイメータの種類	現有台数	校正件数	故障台数
電離箱式サーベイメータ	12	4	0
NaIシンチレーション式サーベイメータ	6	3	1
GM管式サーベイメータ	2	0	0
β 線表面汚染検査計	6	6	2
α 線表面汚染検査計	1	0	0
β 線シンチレーション式サーベイメータ	1	0	0
中性子サーベイメータ	2	0	0
レムカウンタ	3	0	0
テレテクタ	1	0	0
A P D	106	0	7
合 計	140	13	10

2. 技術開発

Technical Development

2.1 個人被ばく線量当量の管理

2.1.1 概 要

放射線医学における日ソ共同研究では甲状腺測定機器の校正実験に参加し、被ばく評価上有益な情報を得た。また、日本人に合わせた精密型頸部模型の開発により甲状腺放射性よう素の測定器の校正が精度良くできるようになった。フィルムバッジによる外部線量当量の評価では、フィルムバッジ線量計算システムの開発により迅速に線量評価できるようになった。さらに、VDTから漏洩する電磁波レベルを調査し、その発生源と影響の程度について考察した。

- (1) チェルノブイリ事故当時、旧ソ連のウクライナ国及びベラルーシ共和国では、種々の測定機器を用いて被ばく住民の甲状腺放射性よう素測定が実施された。これらの測定機器に対して、簡易頸部模型、甲状腺模擬線源を用いて校正実験を行った結果、 γ 線測定感度の良いシンチレーション型測定装置に対する事故当時の校正結果は相対誤差40%以下であり、ほぼ妥当なものであった。
- (2) 甲状腺放射性よう素の測定器を精確に校正するため、成人の頸部及び甲状腺の位置、形状を精確に模擬した精密型頸部甲状腺ファントムを作成し、測定精度の高い校正実験を実施した。また、従来使用してきた簡易型ファントムとの比較校正実験を行った結果、簡易型ファントムは甲状腺よう素測定器の校正に十分使用可能であることを明らかにした。
- (3) フィルムの黒化度を測定する濃度計と線量計算用パーソナルコンピュータを接続したフィルムバッジ線量計算システムの開発により、従来からの懸案であったデータの手入力に伴うミスを防止し、入力済データの確認作業を不要とともに、線量計算結果を出力できるよう整備したことで、大型計算機を介すことなく線量当量計算を迅速に行えるようになった。
- (4) 近年、頻繁に使用されているVDTから漏洩する電磁波について、実測によりそのレベルを把握するとともに発生源を特定した。また、文献に基づき、電磁波の機器に及ぼす影響及び人体に及ぼす影響について調査するとともに、VDTの使用者が受ける電磁波レベルを計算し、IRPAや郵政省の電波防護指針と比較して十分低い値であることを確認した。

(山口 武憲)

2.1.2 放射線医学における日ソ共同研究

－1994年度－

日ソ共同研究は本年が6年目である。原子炉の事故により放出される放射性よう素は甲状腺に選択的に取り込まれて沈着するため、質量の小さな甲状腺（大人で約20g）の受ける被ばくは大きく、放射線健康影響評価の上で重要である。旧ソ連のベラルーシ共和国では、チェルノブイリ原発事故の7～8日後になって放射性よう素による汚染が問題であることがわかり、その後300万人を超える住民について甲状腺放射性よう素の測定が実施された。この甲状腺放射性よう素の測定には椅子型の簡易全身カウンタの他に種々の測定機器が用いられたが、甲状腺の線量当量を正しく評価するためには、これらの測定機器が適切に校正されている必要がある。今年度の日ソ共同研究では、ウクライナ国及びベラルーシ共和国において事故当時使用された各種測定機器に対して、頸部及び甲状腺模型による校正実験を実施し、事故当時行われた測定機器の校正結果を再評価した。

チェルノブイリ事故後、ウクライナ国及びベラルーシ共和国の被災住民の甲状腺放射性よう素の測定には椅子型簡易全身カウンタの他に、軍が所有するGM型サーベイメータ(DP-5), γ 線量率測定器(GTRM, DRG-03), ウラン鉱探査用シンチレーション型カウンタ(SRP-68), 医療診断用甲状腺モニタ(NK-350)等が用いられており、原研及び放医研で整備した頸部模型と甲状腺模擬線源を用いてこれらの測定機器に対する校正実験を実施した。頸部模型は簡易形状の原研型、放医研型、オリンス型 (IAEA推奨の簡易模型) の3体、甲状腺模型は年令別に大きさの異なる原研の詳細型4種類(6才, 10才, 16才, 大人), 放医研の詳細型5種類(新生児, 5ヶ月児, 6才, 11才, 15才), 及びオリンス型大人用1種類の合計10種類を使用した。甲状腺模型にはウクライナ放射線医学研究センター(URCRM)で入手した¹³¹I溶液線源を封入して校正実験に用いた。校正実験は、URCRMとウクライナ地域病院の2か所、ベラルーシ共和国の放射線医学研究所ゴメリ支所(SRIRM)とゴメリ市の2か所で実施し、得られた各測定機器の校正定数を事故当時の簡易甲状腺模型による校正結果と比較検討した。

その結果、 γ 線に対して測定感度の良いシンチレーション型測定装置では、事故当時の簡易校正結果に対する相対誤差が40%以下であり、ほぼ妥当なものであることがわかった。一方、GM型サーベイメータは測定対象の放射能レベルに対する測定感度が極端に低いため、事故当時に十分信頼性のある測定はできなかったと判断された。今回実施した校正実験では、甲状腺模型は精密型であるものの、頸部模型はいずれも簡易形状であり、校正の品質を保証する上でより精密な頸部模型を用いた校正が必要である。

なお、被ばく住民の甲状腺放射性よう素の測定には、上記のGM型サーベイメータのような測定感度の低い測定器が数多く用いられており、測定で得られたデータの半数以上が線量評価には適さないものであった。このため、住民の甲状腺線量当量の評価には、実測された甲状腺放射性よう素の量と環境データとを組み合わせた評価が必要とされ、ベラルーシ共和国では、モスクワの生物物理研究所と協力して年齢別甲状腺線量当量とミルク消費量との関連付けを行い、地域別に数表化している。本校正実験は、この評価手法の基礎となる線量評価データの検証に役立つものである。

(山口 武憲)

2.1.3 精密型頸部ファントムの開発

甲状腺中の放射性よう素を測定する機器の校正には、プラスチック製の頸部模型と甲状腺模型で構成された IAEA のオリンス型頸部ファントムが広く用いられている。このファントムは、核医学分野での利用を主な目的としているため、円筒形の簡便な形状をしており人体の頸部形状や甲状腺形状及びその位置を正確に表現していない。一方、放射線防護分野において甲状腺に沈着した低レベルの放射性よう素を測定する場合には検出器を頸部に密着させて測定が行われ、このような測定では人体の頸部や甲状腺の位置及び形状が測定装置の検出効率に大きな影響を与えると考えられる。以上の問題点を考慮して、人体の頸部や甲状腺の位置及び形状をより正確に模擬した精密型頸部ファントムを作製し、他の簡易形状ファントムとの比較校正実験を行った。

作製した精密型頸部ファントムは、素材に人体組織等価材（素材名 SZ-220）と人工骨（素材名 EZ-129）を用いて成人男性の頸部をより精密に模擬したファントムであり、その甲状腺部分には線源溶液を封入したアクリル製の甲状腺模型を装着して使用する。今回は、線源溶液として ^{131}I 標準水溶液を用いた。校正実験には、精密型頸部ファントムとオリンス型頸部ファントムのほかに簡易形状ファントムである UN 型頸部ファントムと円筒型頸部ファントムを含めた計 4 体を用いた。オリンス型頸部ファントムはアクリル製の円柱状頸部模型であり、それに甲状腺模擬線源として ^{131}I 標準水溶液を封入したアクリル容器を装着して使用した。UN 型頸部ファントムは円筒状の頸部模型であり中に人工骨と蒸留水を封入できる構造をもっている。甲状腺模擬線源には精密型頸部ファントムと同じものを用いた。円筒型頸部ファントムは最も簡易な円筒形状のファントムで、中に蒸留水を満たして使用する。甲状腺模擬線源には精密型頸部ファントムと同じものを用いた。これらのファントムの写真を Photo. 2.1.3-1 と -2 に示す。

甲状腺よう素測定器には次の 3 種類を用いた。

- (1) 2" $\phi \times 2\text{ cm}$ の大きさの高純度 Ge 半導体検出器を用いた高精度甲状腺よう素モニタ。
- (2) 3" $\phi \times 3"$ の大きさの NaI (Tl) 検出器。
- (3) 1" $\phi \times 2"$ の大きさの NaI (Tl) 検出器を用いた携帯用スペクトロメータ。

今回の校正実験における測定条件は、頸部ファントムを各検出器の先端部にほぼ密着させた状態（検出器先端部と頸部ファントム表面との距離は約 5 mm）で測定した。また、ファントムの頸部表面から甲状腺までの深さは成人男性の標準値と考えられる 1 cm を採用した。

校正実験の結果を Table 2.1.3-1 に示す。精密型頸部ファントムの検出効率とオリンス型頸部ファントム及び他の簡易ファントムの検出効率を比較すると、それらはほぼ同じ値となっており、オリンス型頸部ファントムを含めたこれらの簡易形状ファントムは甲状腺よう素測定器の校正に十分使用可能であると判断された。

今回の校正実験では、ファントムの頸部表面から甲状腺までの深さは 1 cm として測定したが、実際には人体頸部の外形や頸部表皮から甲状腺までの組織の厚さにかなりの個人差があると思われる。今後、この頸部組織厚を考慮した検出効率の補正が必要である。

（半谷英樹）

参考文献

- 1) Shirotani, T. : J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 25, No. 11, p. 875(1988)
 2) 半谷 英樹 : 保健物理－管理と研究 JAERI-M 93-172, 191-193 (1993)

Table 2.1.3-1 Results of calibration test of thyroid iodine detectors using neck phantoms

Neck phantoms	Detection efficiency(cpm/Bq)		
	2" ϕ HPGe detector	3" ϕ NaI(Tl) detector	1" ϕ NaI(Tl) spectrometer
Realistic neck phantom	0.15	3.10	0.26
ORINS neck phantom	0.16	3.19	0.27
UN-type neck phantom	0.15	3.28	0.28
Cylindrical neck phantom	0.16	3.25	0.27

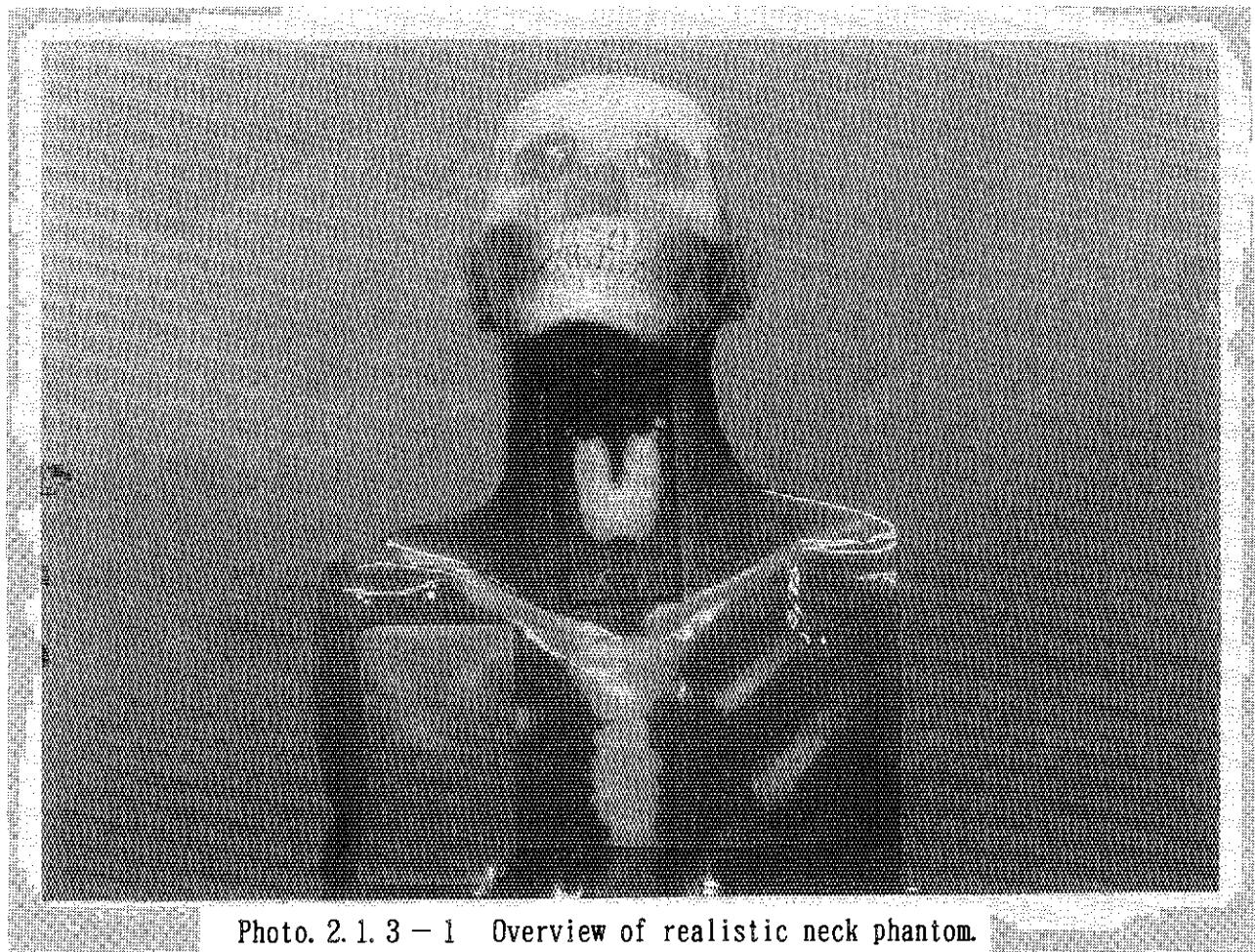


Photo. 2.1.3 - 1 Overview of realistic neck phantom.

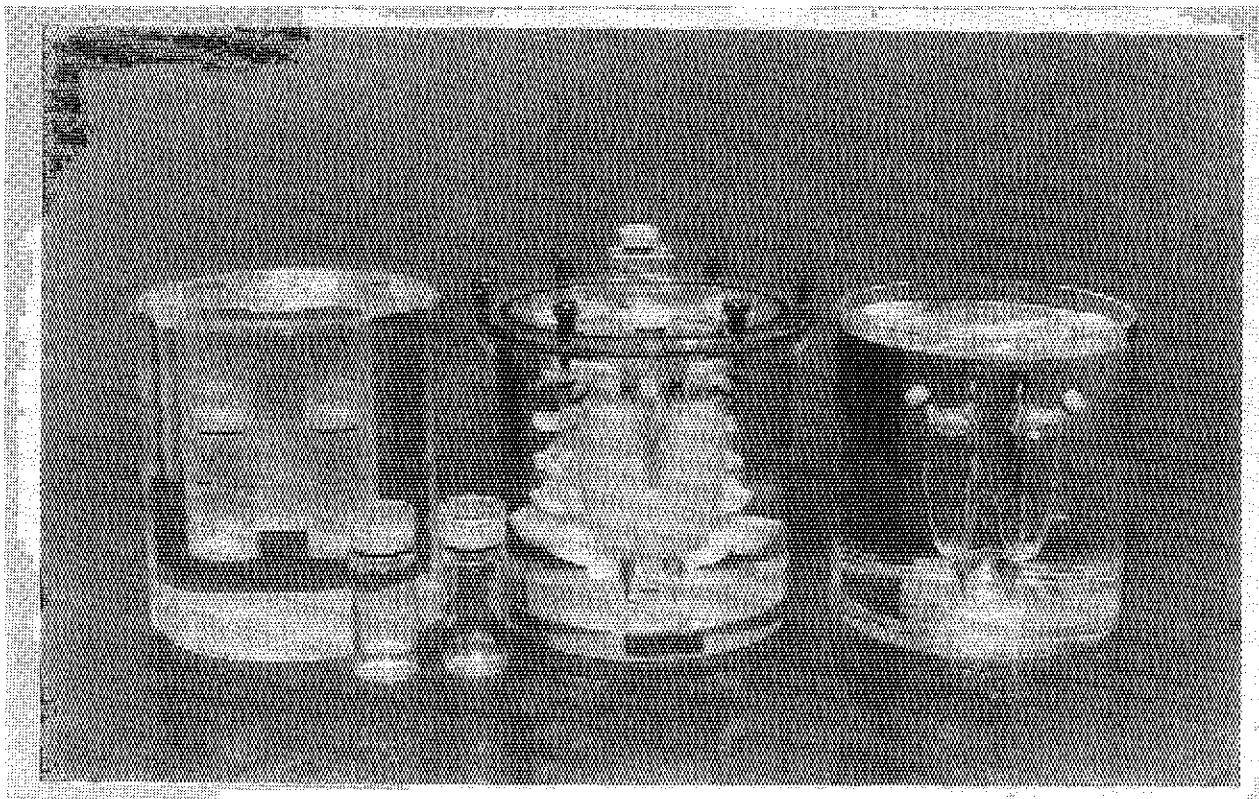


Photo. 2.1.3 - 2 Overview of simple neck phantoms.

2.1.4 フィルムバッジ線量計算システムの開発

放射線業務従事者の外部被ばくによる線量当量の評価は、定期及び臨時に交換したフィルムバッジ内に装着したフィルムの濃度（黒化度）を測定し、そのデータとともに線量当量計算結果を手作業で測定票に転記していた。今回、人為的な転記ミスの防止や線量当量計算の迅速化を図ることを目的として、濃度計と線量当量計算用のパーソナルコンピュータ（以下「PC」という）とを連動させたフィルムバッジ線量計算システムの開発を行った。

フィルム用濃度計で黒化度を読み取ると濃度計の表示部にデータが表示されるが、同時にこのデータを RS-232Cコードで接続されたPCに転送する。転送されたデータは、あらかじめ用意された個人情報ファイルに入力されて、このデータを基に個人の線量当量が計算される。この際、個人のフィルムと個人情報ファイルの一致の確認は、フィルム上のバッジ番号と個人情報ファイルのバッジ番号の一致により行われる。また、本システムでは、計算結果の印字出力フォーマットも整備したことにより、大型計算機を介すことなくPCから直接、計算結果を出力できる。出力内容は、個人情報、フィルムの黒化度、線量当量を記録したフィルムバッジ測定記録、検出下限値(0.2mSv)以上の放射線業務従事者の氏名と線量当量の一覧表である。

本システムによる操作手順を以下に述べる。

(1) 使用者データファイルの設定

定期交換対象者の個人情報（課室番号、バッジ番号、放射線従事者中央登録番号等）を大型計算機に格納してある個人データファイルから抽出し、フロッピーディスク（以下「FD」という）を介して本システムに入力する。同時に、当該四半期に使用したフィルムの乳剤番号を入力する。

(2) コントロール（バックグラウンド）フィルムの区分ファイルの設定

当該四半期に使用したフィルムバッジのバックグラウンドを評価するため、放射線業務従事者の課室毎に区分したコントロールフィルム用情報ファイルに、コントロールフィルム保管場所とバッジ数、バックグラウンド測定用フィルムバッジの γ 線用フィルム乳剤番号等を入力する。

(3) 線量特性定数ファイルの設定

当該四半期に使用したフィルムは同一工程で製造されたものであり、このフィルムを各四半期毎に γ 線標準照射して、線量当量を算出するための校正曲線を求めている。この線量特性定数ファイルには、 γ 線フィルムの乳剤番号、フィルムタイプ（A, B, C）、照射線量、対応するフィルム濃度を入力し、各フィルムタイプ毎に多項式による校正曲線近似式を求めて登録する。

(4) 上記のファイルを設定した後、フィルムの濃度測定を実施する。この際、CRT画面の個人情報と測定するフィルム番号を確認する。測定後、各課室毎に個人使用のフィルムバッジ測定記録を印字出力するとともに、測定結果をFDに保存する。

本システムのフローチャートをFig. 2.1.4-1に、印字出力例をTable 2.1.4-1に示す。

今回開発した線量計算システムの導入により、データ入力作業及び入力データの確認作業が不要となり、フィルムの濃度測定、線量当量計算を迅速に行うことができるようになった。

（白石 明美）

昭和四五年度第一四半期フィルムバッジ測定記録

Table 2.1.4 – 1 Example of the computer output

課室番号
325
個人線量管理課
課室名

Page 1 (通番 10)

作成日：YY.MM.DD

JAERI-Review 95-020

- 171 -

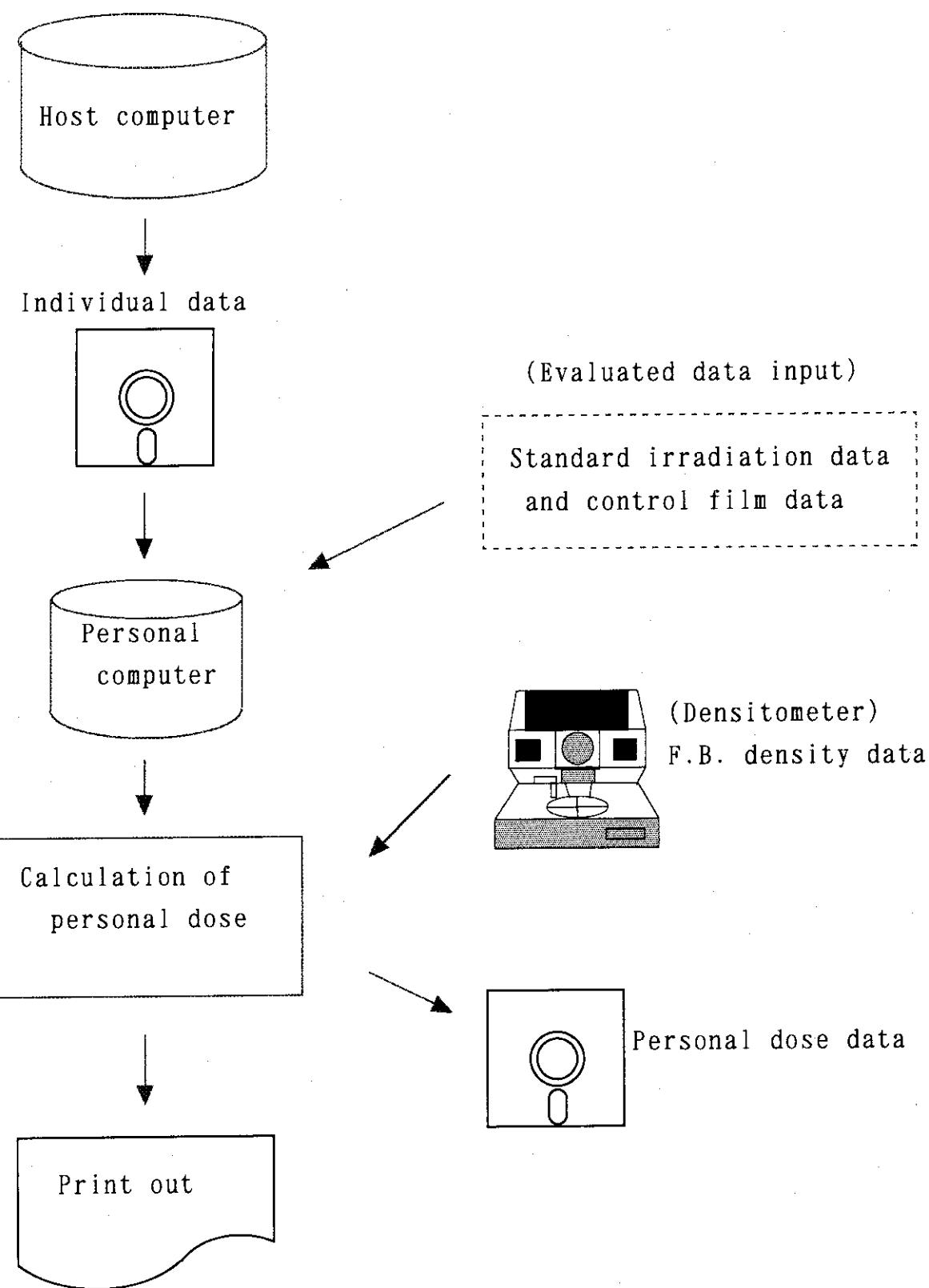


Fig. 2.1.4-1 Flow chart of dose calculation system.

2.1.5 VDTから漏洩する電磁波レベルの調査

近年、電磁波による生体への影響がマスコミ等にクローズアップされてきた。磁気閃光やカルシウムイオン流出等の電磁波によるWindow effect、電磁波曝露による癌（プロモータ）との関連である。電磁波に対する曝露限界値を示すガイドラインは、郵政省の電波防護指針（1990）¹⁾をはじめ、IRPA／INIRCの50/60Hz電界・磁界の曝露限界値の暫定指針値（1989）²⁾等が存在する。しかし、その指針の根拠となる測定データが、我が国において驚くほど数少ない。そこで今回、日常生活において頻繁に使用している Video Display Terminal (VDT) から漏洩する電磁波を測定し、郵政省の電波防護指針（1990）及びIRPA／INIRCの暫定指針（1989）と比較検討した。

(1) 電磁界

電界と磁界の総称を電磁界と言い、マックスウェル方程式で規定できる。電磁界は3つに分類することができ、放射電磁界、誘導電磁界及び静磁界である。今回は、低周波数である Extremely low frequency (ELF) 帯及び Very low frequency (VLF) 帯の近傍電磁界（誘導電磁界が主）を測定した。また、その際電界及び磁界の分布を独立に測定した。

(ELF帯：30～300Hz, VLF帯：3～30kHz)。

VDTから漏洩する ELF 帯合成電界の強さ及び合成磁束密度と VDTからの距離との関係をそれぞれFig. 2.1.5-1, 2 に示す。VDTから漏洩する VLF 帯合成電界の強さ及び合成磁界の強さと VDTからの距離との関係をそれぞれFig. 2.1.5-3, 4 に示す。

漏洩電磁波の波形（のこぎり波）をシンクロスコープで観測することにより、VDTからの漏洩する電磁波の主たる発生源は、VDT垂直・水平偏向コイルやフライバックトランジistorであることが判った。

(2) 電磁波の生体への影響

電磁波の生体への影響は、大きく分けると2つになる。熱作用と刺激作用である。その原理は、体内に発生したうず電流によるジュール熱や細胞分子間での電子移動による生体電気反応の乱れである。電磁波の生体への影響の度合いは、周波数とマックスウェルの式から導いた生体内の誘導電流密度から把握できる。今回測定により得られた値から、Worst caseとして頭部誘導電流密度を算出すると、およそ $0.6\text{mA}/\text{m}^2$ となる。この値は、通常生体内発生電流密度である $10\text{mA}/\text{m}^2$ の6%に相当するものであり、生体影響に大きく寄与するものではない。（計算は、頭部電流ループ半径を $7.5 \times 10^{-2}\text{m}$ 、導電率を $1\text{S}/\text{m}^2$ とした）。

以上の事項をまとめたものとして、Table 2.1.5-1 に VDTから10cm離れた所の合成電磁界測定結果及びIRPA／INIRCの50/60Hz 電界・磁界の曝露限界値の暫定指針値（1989）、郵政省電波防護指針値（1990）を示す。

電磁波を利用した器具等が多くなってきている。例えば、線量計測にも使用される電子スピニ共鳴 (ESR) などもマイクロ波を利用した測定器であり、今後、保健物理分野で頻繁に用いられることになればもちろん周辺に与える電磁波の影響というものを考慮していかなければならない。

（木名瀬 栄）

参考文献

- 1)郵政省：電波防護指針、電気通信技術審議会答申（諮問第38号「電波利用における人体の防護指針」），平成2年6月（1990）。
- 2)IRPA/INIRC：“Interim guidelines on limits of exposure to 50/60 Hz electric and magnetic fields”, Health Physics Vol.58 No.1(1990).

Table 2.1.5-1 Electric and magnetic fields measured 10cm from VDT and IRPA/INIRC's Interim Guidelines and Japan Ministry of Posts and Telecommunication's Guidelines

	measured level	IRPA	Japan(P)
ELF electric field strength(V/m)	9.5E+1~ 1.1E+2	1.0E+4	—
ELF magnetic flux density(mG) *	2.1E+1~ 7.2E+1	5.0	—
VLF electric field strength(V/m)	3.3~ 6.0E+1	—	6.1E+2
VLF magnetic field strength(mA/m)	2.1E+2~ 5.8E+2	—	1.6E+5

*In the literature, both mks and cgs units are used to express flux density values. The conversion between the gauss(G), the cgs unit of flux density, and the tesla is $1T=10^4G$.

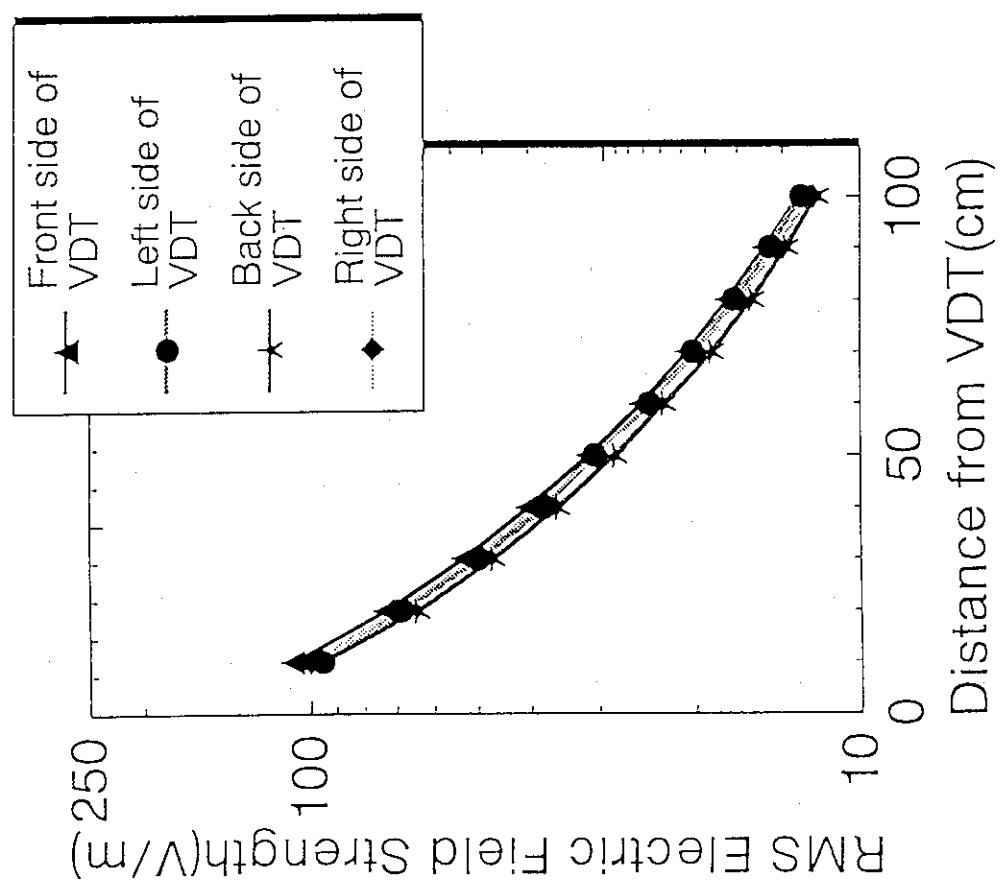
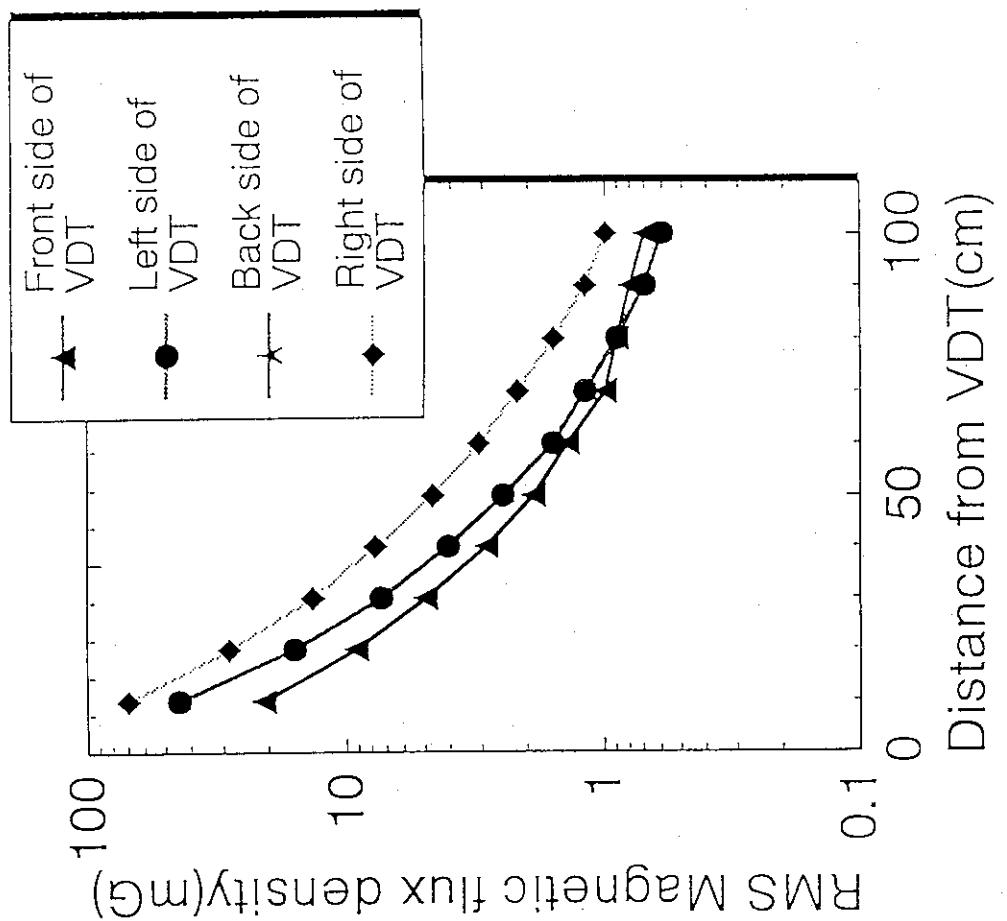


Fig. 2.1.5 - 1 RMS electric field strength (ELF)
variation with distance from VDT.

Fig. 2.1.5 - 2 RMS magnetic flux density (ELF)
variation with distance from VDT.

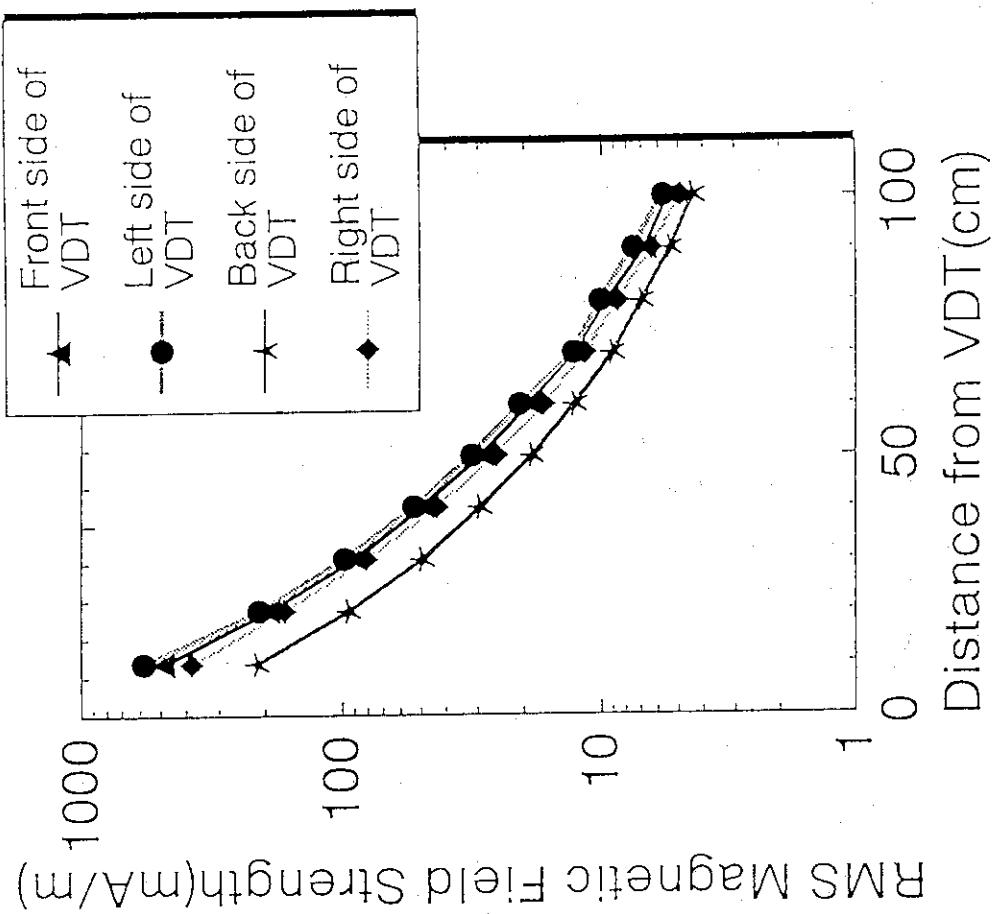


Fig. 2.1.5 - 4 RMS magnetic field strength(VLF) variation with distance from VDT.

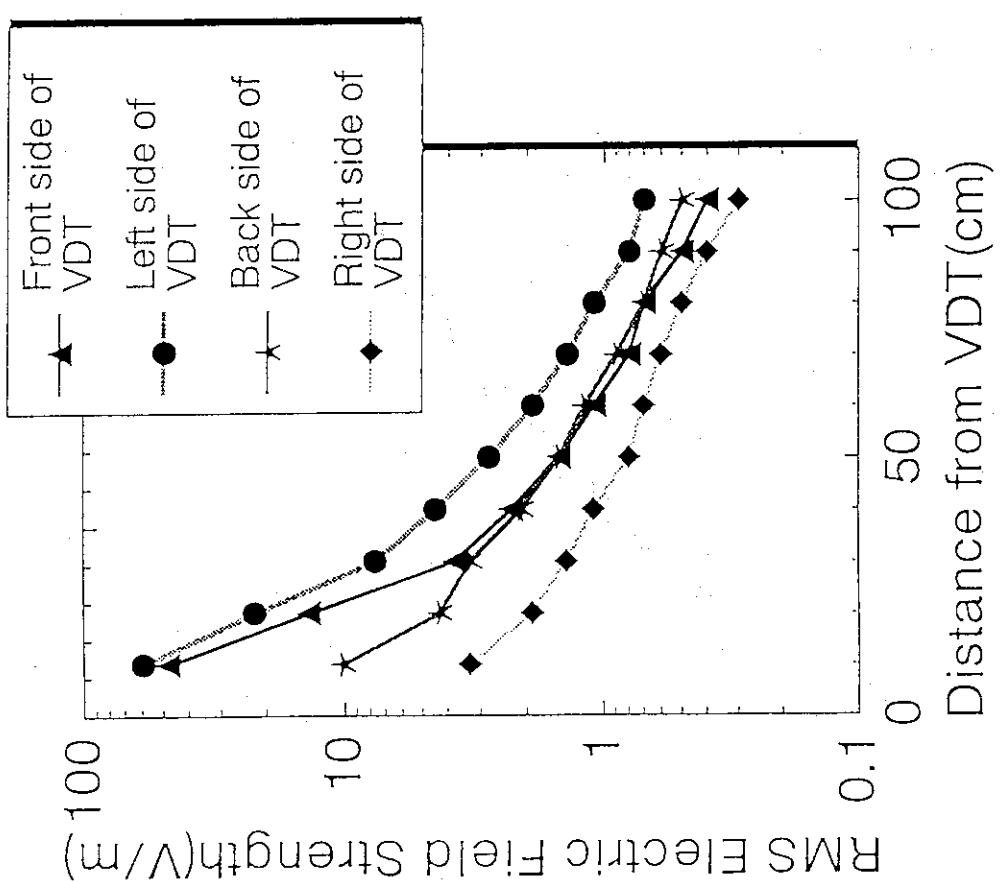


Fig. 2.1.5 - 3 RMS electric field strength(VLF) variation with distance from VDT.

2. 2 施設の放射線管理

2.2.1 概 要

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

1994年度に実施した主な技術開発事項は、次のとおりである。

- (1) JRR-3M炉室内における自然放射性塵埃濃度の変動状況及びその変動要因を調査、解析した。その結果、ラドンの短寿命娘核種濃度の日変動を定性的に確認できること、連続換気を行っている炉室内の濃度は、建屋外の濃度に依存していることを確認したほか、日射量、放射収支量と濃度の相関性について調査した。
- (2) ^3H で汚染された実験装置等の潤滑油中の ^3H 放射能濃度を液体シンチレーション計数装置で測定する場合、化学ルミネッセンスによる疑似計数が測定の障害となっている。市販されている6種類のカクテルについて、潤滑油を直接混合して測定する場合の疑似計数について測定、解析した結果、放射能濃度の低い潤滑油には適用が困難であることが判った。
- (3) JPD-Rの解体における管理区域解除等に伴うコンクリート等の建家構造物等について、科学技術庁が行った放射能汚染のないことを確認する表面汚染測定法を検討した。この測定法に採用された統計的手法による代表測定点数の決定は、広範囲な区域を信頼性を確保しながら効率的に行うには有効な方法であることを確認した。
- (4) プルトニウム研究1棟で行われた α 核種によって汚染したグローブボックス解体作業時において、放射性物質の飛散率、飛散粒子の濃度分布、サンプリング配管での沈着率等のデータを収集、解析し、今後の切断作業における空气中放射能濃度を事前に評価するための有用な情報を得た。
- (5) 過去の貴重な放射線管理の経験的知識を集大成し、知識工学を応用して、質の高い放射線管理の技術及び知識に関する情報を放射線管理担当者へ与えるための高度化放射線管理システムの開発は、これまで開発した知識ベース概念設計書及び基本データベース概念設計書を有効に活用できる推論機構の概念設計を実施した。
- (6) JRR-3Mにおいて電磁ノイズの一因であるELF帯及びVLF帯の合成磁束密度・合成磁界の強さレベルについて調査した結果、炉室内空間では有為な値が示されなかつたが、いくつかの機器表面では磁束密度・磁界の強さがかなり高い値を示した。通常の使用条件下での電子式個人線量計への電磁障害は特に問題はないが、電気機器近傍の放射線作業時は個人線量計への影響を注意する必要があることが判った。
- (7) 簡便かつ信頼性の高い ^{14}C の捕集法の確立を図るための一試験として、シリカゲルを用いた ^3H 、 ^{14}C 分別捕集装置について、シリカゲルに対する CO_2 の吸着・脱着特性を調査し、 ^{14}C 濃度評価に与える影響を検討した。その結果、流量 $100\text{cm}^3/\text{min}$ のサンプリング条件では、約 100分でシリカゲルの空气中 CO_2 に対する破過が完全になることが判った。

(中村 清宣)

2.2.2 JRR-3M炉室内における自然放射性塵埃濃度の日変動

(1) はじめに

管理区域内における空气中放射性塵埃濃度の測定は、一般に室内ダストモニタを用いて行っている。ダストモニタの捕集用ろ紙上にラドン (^{222}Rn) 及びトロン (^{220}Rn) の娘核種（以下「娘核種」という。）が捕集され、バックグラウンド計数率の変動の主な要因となっている。この変動要因及び変動幅を調べるために、室内ダストモニタの計数率の日変動を測定した。

(2) 炉室内空气中放射性塵埃濃度の測定

JRR-3M炉室内における空气中放射性塵埃濃度の測定は、ダストモニタ（アロカ社製DSM-302U、検出器：GM管）を用いて実施した。集塵用ろ紙は測定期間中交換せず、ろ紙上に蓄積した娘核種の放射能を連続して測定した。測定場所は炉室中2階の中段ステージ上で、空気捕集流量率は 100 l/min 、測定期間は1995年6月27日18時から1995年6月30日18時の3日間である。測定期間中原子炉は停止しており、炉室内での放射線作業は行われていない。炉室の換気はワンスルーワン方式で、換気率は9時から17時30分までが 2.5回 h^{-1} 、それ以外は 1.25回 h^{-1} である。測定結果をFig. 2.2.2-1に示す。測定日によって差はあるものの、ダストモニタの指示値は夕刻より次第に上昇し、早朝最大値を示した後下降する日変動を示している。Kataoka¹⁾及び下²⁾らは、一般大気中のラドンの短寿命娘核種濃度をろ紙捕集法により測定しているが、この場合は、測定毎（1時間未満毎）にフィルタを交換し、 α 計測法により娘核種の放射能濃度を算出し日変動の傾向をつかんでいる。今回の測定で得た炉室内放射性塵埃濃度の日変動は、測定方法、測定場所が異なるにもかかわらず、彼らの得た一般大気中の娘核種濃度の日変動の傾向と良い一致を示している。

(3) 炉室内エアロゾル濃度との相関

空气中放射性塵埃濃度の測定と並行して炉室内エアロゾルの粒子個数濃度の測定を行った。使用した測定器はPMS社製レーザーエアロゾルスペクトロメータ（LAS-X、最小可測粒径： $0.1\text{ }\mu\text{m}$ ），測定場所は放射性塵埃濃度の測定場所と同位置である。Fig. 2.2.2-2に $0.1\text{ }\mu\text{m}$ 以上の総粒子個数濃度の推移を示す。田町ら³⁾は、 $0.3\text{ }\mu\text{m}$ 以上のエアロゾル濃度と娘核種濃度の日変動を測定し、エアロゾル濃度が高くなるとラドン娘核種の濃度も高くなるという測定結果を得ている。本測定では、Fig. 2.2.2-1、Fig. 2.2.2-2に示すように、エアロゾル濃度とダストモニタの指示値は、6月27日18時から28日18時においては相関が見られたが、それ以降は明白な相関は見られなかった。この理由について次のように考察する。娘核種のうち、非付着成分の粒径分布は数nm～数十nmの粒径範囲であるといわれていることから、比較的粒径が大きい付着成分がエアロゾル測定器によって計数されていると考えられる。下ら⁴⁾は同一の場所で時期をずらして2度、付着成分の粒度分布測定を行い、その中央径がそれぞれ $0.06\text{ }\mu\text{m}$ 、 $0.10\text{ }\mu\text{m}$ と約2倍になった結果を得ている。彼らの測定は大気が安定しているトンネル内で行われたが、一般環境中の方が付着成分の粒度分布の変動がより大きいことが予測される。ダストモニタの指示値とエアロゾル濃度の相関が見られたり見られなかったりした原因は、付着成分の粒度分布が異なるためであると推測する。すなわち、付着成分の多くが、6月27日18時から28日18時においては、 $0.1\text{ }\mu\text{m}$ 以上であったが、6月28日18時以降ではエアロゾル測定器の最小可測粒径を下まわる $0.1\text{ }\mu\text{m}$ 以下の領域に存在したためである。

と推測する。

(4) 雨量との相関

空气中放射性塵埃濃度の測定期間中、東海研究所内に設置されている気象観測塔の降水計（検出下限値：0.5mm）で雨量は検知されなかったが、感雨計で若干の雨が観測されている。観測された感雨の割合をFig. 2.2. 2-3 に示す。感雨の観測された時間帯に、炉室内エアロゾル濃度及びダストモニタの指示値は減少している。一般に、大気中に浮遊しているエアロゾル濃度（娘核種を含む）は、降雨時ウォッシュアウト及びレインアウトにより低下するといわれており、連続換気を行っている炉室内の娘核種濃度及びエアロゾル濃度は建家外の濃度に依存して変化することが本測定結果から推測される。

(5) 大気安定度との相関

大気中の娘核種濃度は、大気安定度に依存するとの報告^{5), 6)} がある。気象観測塔で観測したデータを用い、発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針に従って分類した大気安定度の推移をFig. 2.2. 2-4 に示す。今回の測定においても、ダストモニタの指示値は大気の状態が安定の方向に推移すると上昇し、不安定の方向に推移すると減少する傾向が認められた。また、大気安定度が一定しているときは、ダストモニタの指示値の変動は少ないという傾向が見られた。

(6) 結論

- (a) JRR-3M炉室内におけるダストモニタのバックグラウンドの変動は、換気を行っている場合、大気中の娘核種濃度に依存している。
- (b) ダストモニタの指示値は大気の状態が安定の方向に推移すると上昇し、不安定の方向に推移すると減少する。また、大気安定度が一定しているときは、ダストモニタの指示値の変動は少ない。

(角田 昌彦)

参考文献

- 1) T.Kataoka et al:Influence of Short-Lived Radon-222 Daughters Present in atmosphere on Natural Environmental Gamma-Radiation Field, J.Nuc.Sci.Tech., 19, 831(1982)
- 2) 下道国、池辺幸正：自然環境における²²²Rn, ²²⁰Rn およびそれからの短半減期娘核種の濃度、保健物理、14, 251(1979)
- 3) 田町敏夫、笠原三紀夫、高橋幹二：放射線管理区域室内におけるラドン娘核種とエアロゾル、保健物理、18, 403(1983)
- 4) 下道国、上田淳一、池部幸正：自然放射性エアロゾルの粒度分布測定、保健物理、16, 23(1981)
- 5) 保健物理学会編：ラドン資料集(1994)
- 6) 日本保健物理学会編：ラドン・トロンとその娘核種による被曝の評価とその問題点(1983)

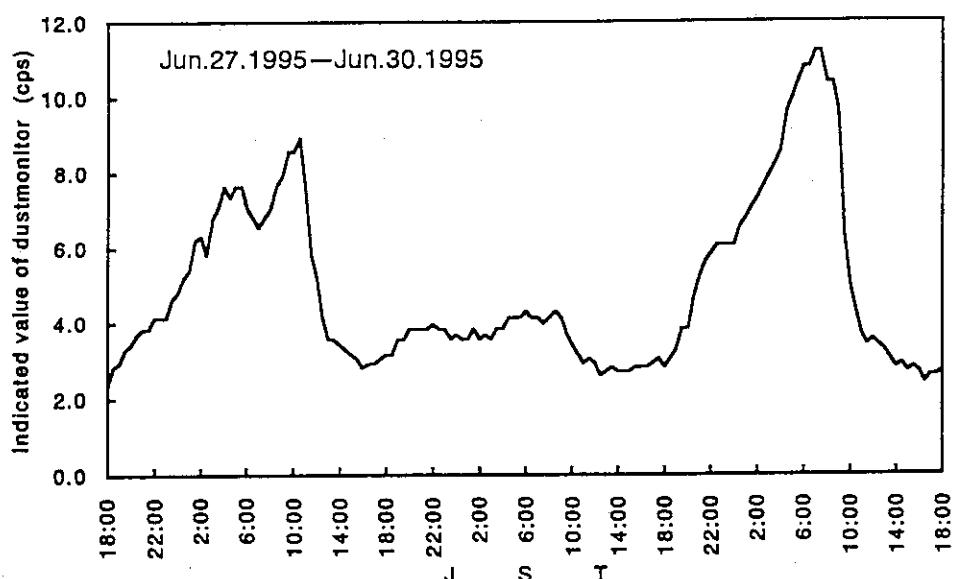


Fig. 2.2.2 - 1 Daily variation of indicated value of dustmonitor in reactor building at JRR-3M.

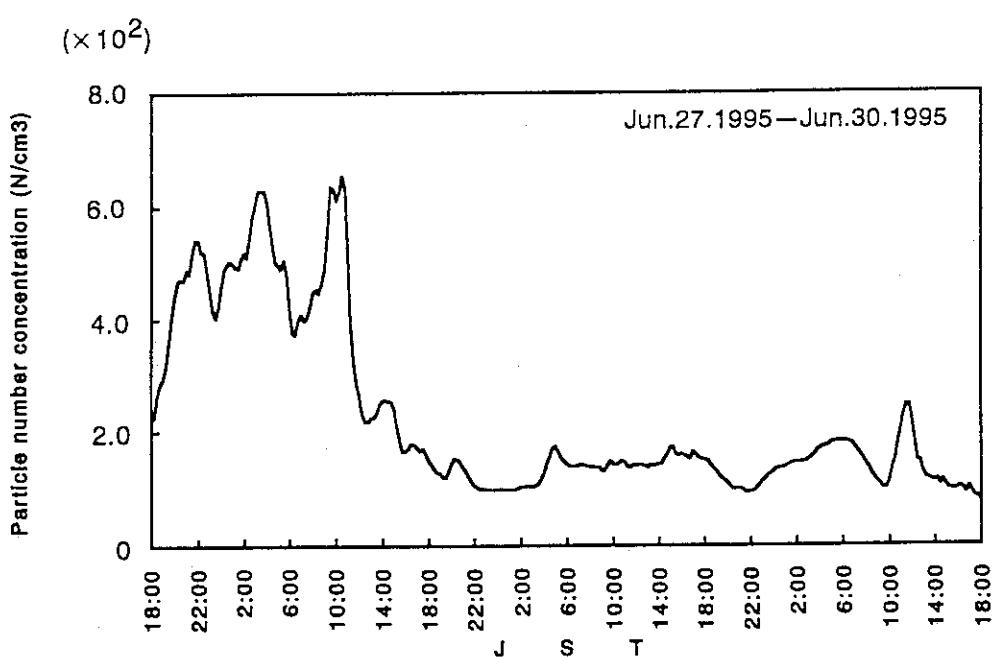


Fig. 2.2.2 - 2 Daily variation of total particle number concentration in reactor building at JRR-3M.

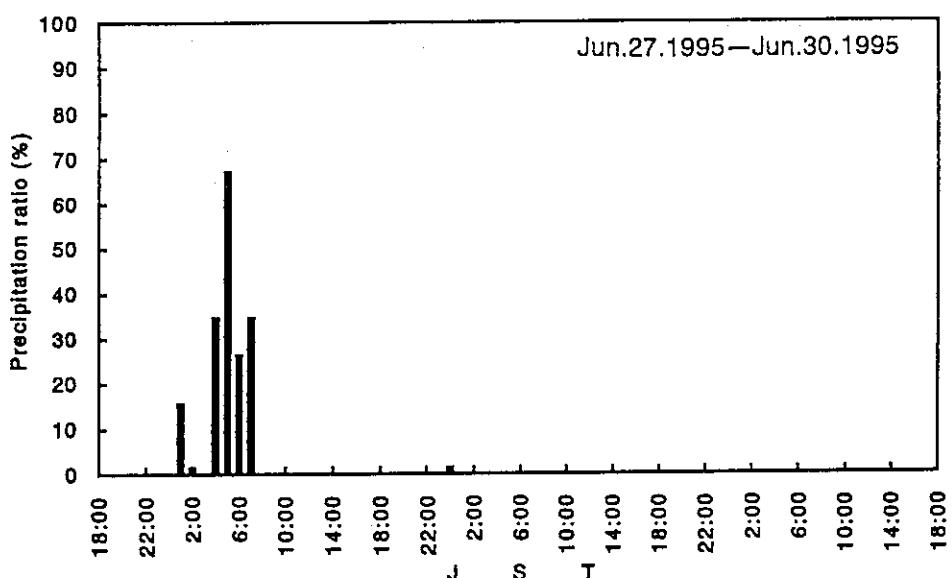


Fig. 2.2.2 - 3 Daily variation of indicated value of precipitation detector.

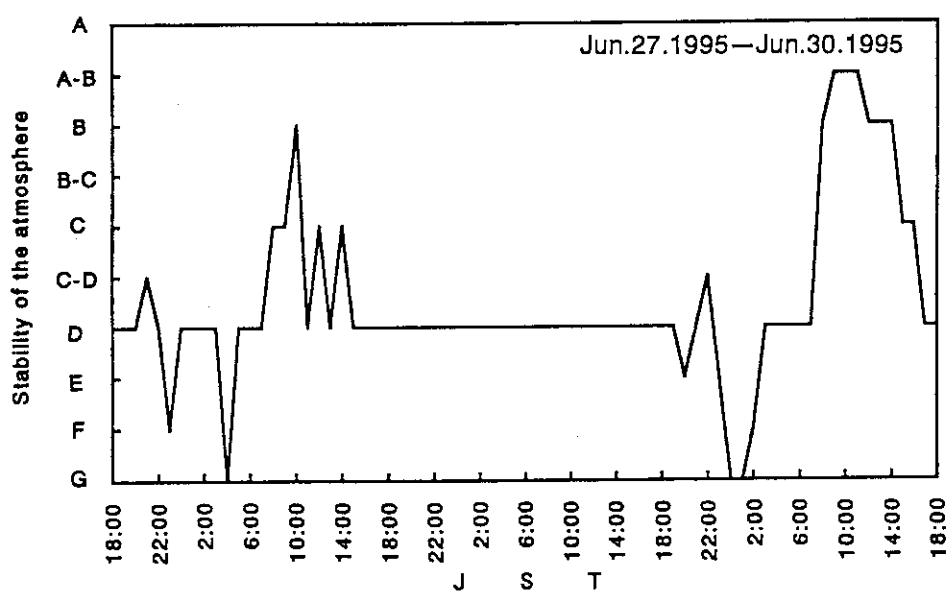


Fig. 2.2.2 - 4 Daily variation of stability of the atmosphere.

2.2.3 シリカゲルを用いた ^3H , ^{14}C 分別捕集装置のメモリー効果

^{14}C は、原子炉において冷却材等に含まれている炭素・窒素・酸素原子の中性子吸収反応により生成され、メタン・エタン等の炭化水素や二酸化炭素の化学形で気体放出される。そのため、簡便かつ信頼性の高い ^{14}C の捕集方法を確立する必要がある。今回、シリカゲルを用いた ^3H , ^{14}C 分別捕集装置¹⁾について、実サンプリングを模擬した条件の下で ^3H の捕集に用いられるシリカゲルに対する CO_2 の吸着・脱着特性を調べ、これが ^{14}C 濃度評価に与える影響を検討した。

まず、シリカゲル (200g) をガラスカラムに入れ、装置全体の温度、相対湿度を一定に保ち、大気中の空気 (N_2 , O_2 , CO_2 等) を流速、圧力一定にしてカラムに通し、カラム出口及び入口での CO_2 濃度をガスクロマトグラフで測定することで、 CO_2 の破過曲線を得た。また、 CO_2 の吸着に対し完全に破過したシリカゲルカラムに N_2 ガスパージを行い、脱着する CO_2 濃度を調べた。

CO_2 破過曲線の相対湿度依存性、 CO_2 脱着曲線の相対湿度依存性をそれぞれFig. 2.2.3-1, -2 に示す。また、 CO_2 破過・脱着曲線の吸着水分依存性、 CO_2 破過・脱着曲線のサンプリング流量依存性をそれぞれFig. 2.2.3-3, -4 に示す。

本サンプリング条件では以下の事がわかった。

- (1) シリカゲルは約100 分で空気中の CO_2 に対し完全に破過する。
- (2) シリカゲルに吸着した CO_2 は約10 ℥の N_2 ガスパージによりほぼ脱着できる。
- (3) 水分を吸着したシリカゲルは CO_2 に対し破過し易い。

従って、シリカゲルによる ^{14}C 濃度の過小評価は、長期間連続サンプリングについてはほとんど影響なく、短期間連続サンプリングについても約10 ℥の N_2 ガスパージでそのメモリー効果の影響を無くすることができる。

(木名瀬 栄)

参考文献

- 1) 黒沢義昭: 保健物理－管理と研究－No. 29, JAERI-M87-147, 157(1986).

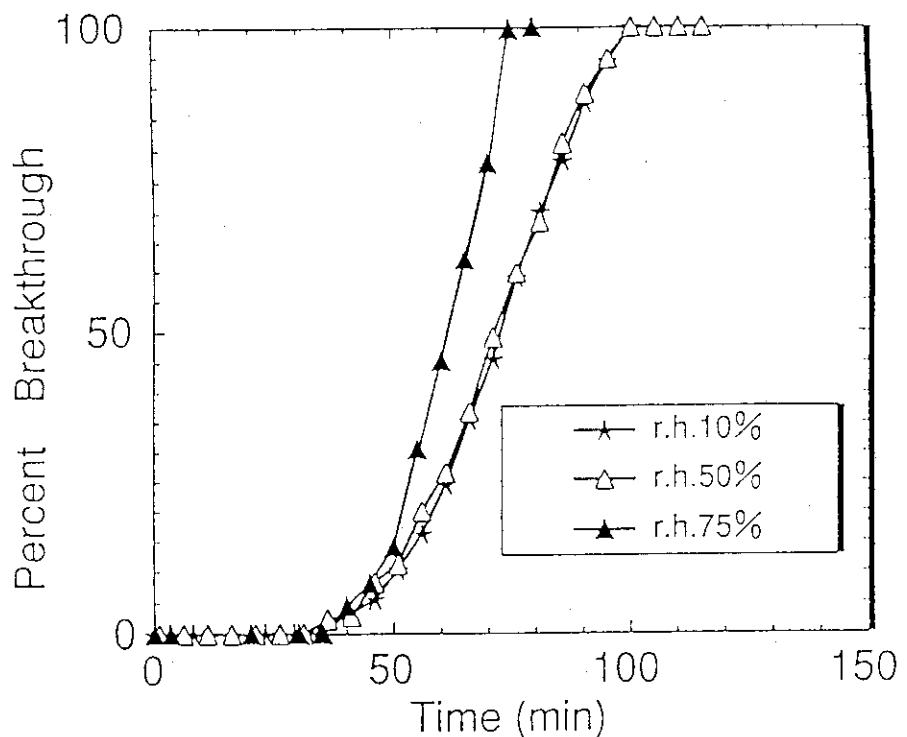


Fig. 2.2.3 - 1 Relationship between CO_2 adsorbed and relative humidity(r. h.)
(by Silica gel at 23°C, flow rate 100ml/min).

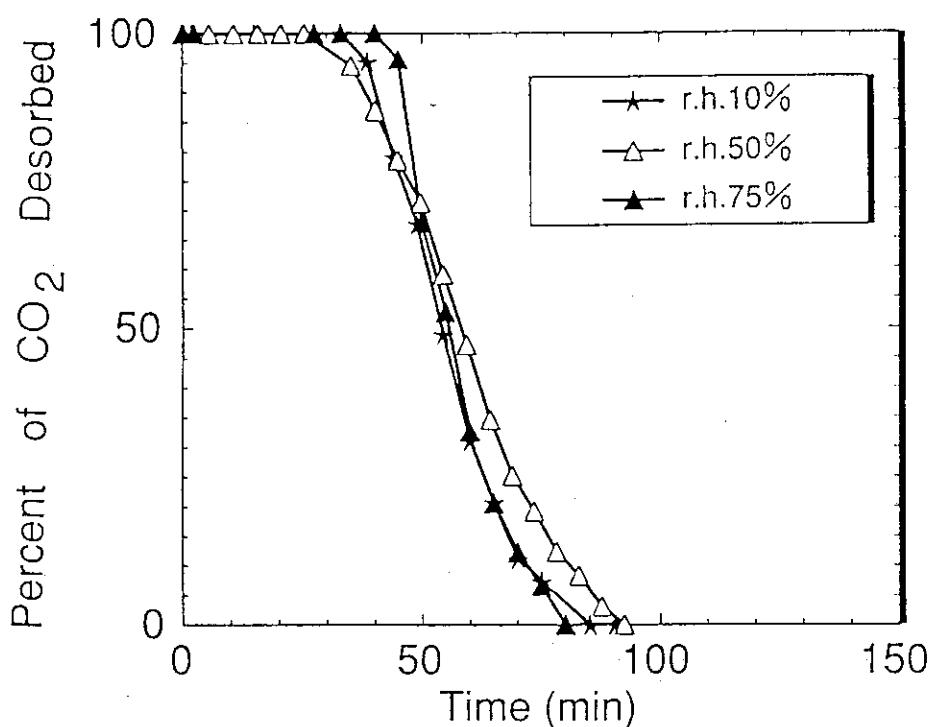


Fig. 2.2.3 - 2 Relationship between CO_2 desorbed and relative humidity(r. h.)
(by Silica gel at 23°C, flow rate 100ml/min).

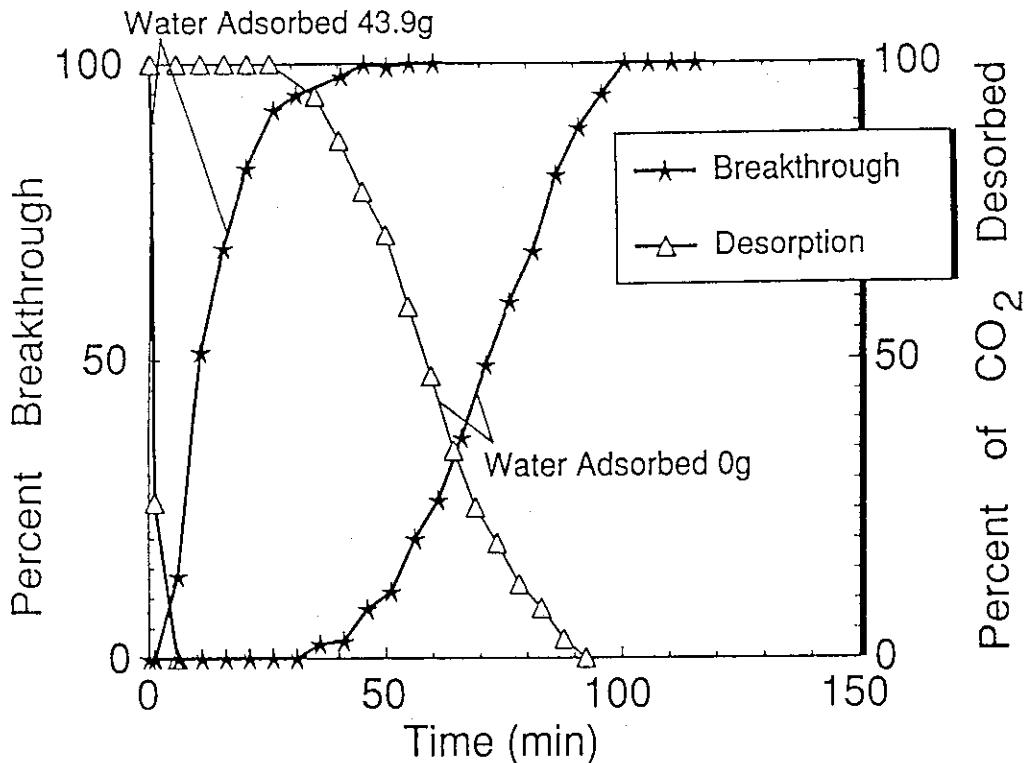


Fig. 2.2.3 - 3 Relationship between CO₂ adsorbed/desorbed and water adsorbed (by Silica gel at 23°C, r.h. 50%, flow rate 100ml/min).

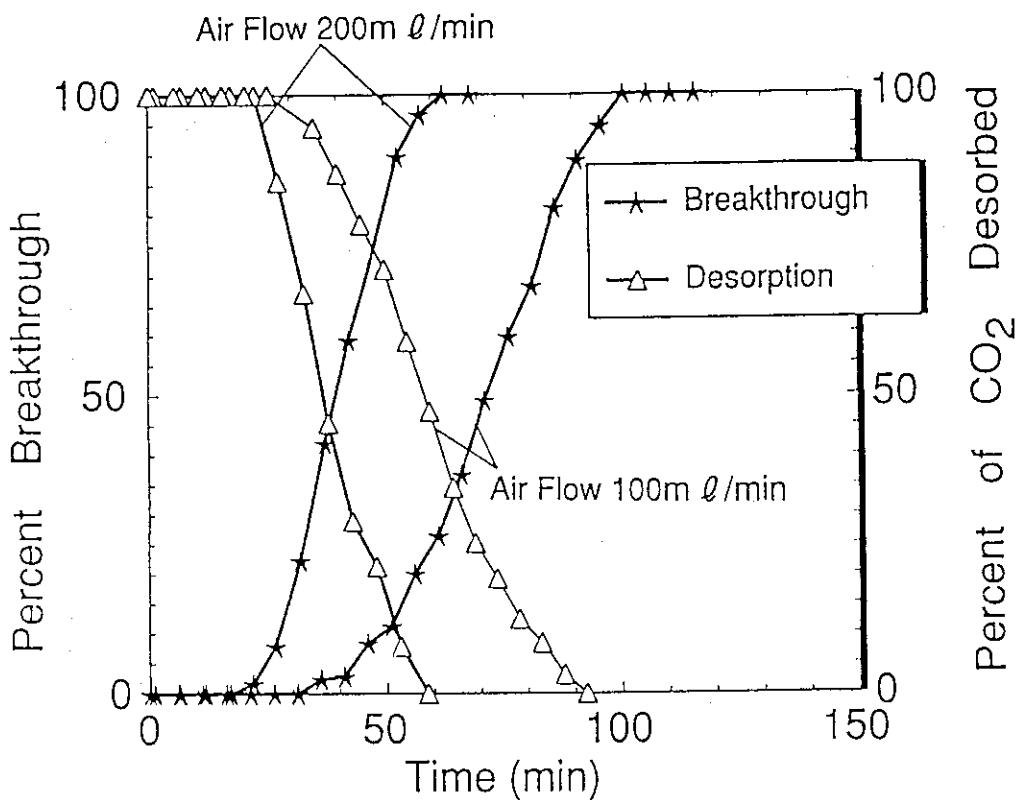


Fig. 2.2.3 - 4 Relationship between CO₂ adsorbed/desorbed and sampling flow rate (by Silica gel at 23°C, r.h. 50%).

2.2.4 JRR-3Mにおける漏洩電磁波レベルの調査

加速器、核融合炉、超電導電力貯蔵システム（SME S）、磁気共鳴画像診断装置（MRI）等科学技術の発展とともに一つの問題点に、電磁障害（EMI）がある。漏洩電磁波の電子式個人線量計への影響、エリアモニタへの影響も重要な問題となる。実際に携帯電話、Video Display Terminal（VDT）あるいはアーク溶接の近傍において、電子式個人線量計等の指示値を著しく上昇させる場合があった。今回、汎用研究炉JRR-3M内において電磁ノイズの一因であるExtremely low frequency（ELF）帯及びVery low frequency（VLF）帯の合成磁束密度・合成磁界の強さレベルについて調査した。

測定は点検作業が多く行われる研究炉停止期間中に行った。測定器は、HOLADAY社製のELF帯用サーベイメータ MODEL HI-3604、VLF帯用サーベイメータ MODEL HI-3603を用いた。使用したサーベイメータは等方性サーベイメータではないので、3軸成分の自乗和の平方根を合成磁束密度・合成磁界の強さとした。なお、研究炉室内での測定（電気機器近傍は除く）は、すべて高さ1mで実施した。研究炉停止時における合成磁束密度及び合成磁界の強さの測定結果をFig. 2.2.4-1に、また、電気機器近傍の合成磁束密度及び合成磁界の強さをTable 2.2.4-1に示す。それぞれの値は、ELF帯及びVLF帯ともにピーク値の測定値（RMS値）であり、一般的な家庭における電磁波レベルと同等のものであった。

また、本調査の一環として、半導体電力変換素子を用いた双向性整流回路（単相ブリッジ整流回路、電流形他励式インバータ）について、PSPICEコードによるコンピュータシミュレーションを行い電磁波発生源について調査した。その結果、Pulse Width Modulation（PWM）制御を行っている回路においては、商用周波数以外に高次高調波が含まれることが推察された。

今回の調査においては、半導体電力変換素子やVDTのような電子機器等からは、ELF帯のみならずVLF帯電磁波も漏洩することがわかった。そのことにより、時には電子式個人線量計、エリアモニタ等への影響がある。ただし、それらのモニタについては、もちろんイミュニティ試験及び銅板等の電磁シールド等、またそのような電磁波発生源近傍における作業は稀であることにより、電磁障害の影響は稀有である。

なお、漏洩電磁波とモニタ誤作動の明確な相関関係は得られなかった。

最後に、電気・電子機器のイミュニティ試験はIEC 801にて規定されているが、ELF・VLF帯についての規定は特になく、人体影響に関するIRPAからの50/60 Hzの電界磁界曝露限度の指針等にのみ規定される。さらに、EU統合による域内での円滑な流通を目的としたEMC指令にて1996年1月1日から低周波現象のイミュニティ試験も義務づけられることとなっている。

（木名瀬 栄）

Table 2.2.4-1 RMS Magnetic flux density and RMS Magnetic field strength produced by electric devices

Electric devices	ELF(mG)	VLF(mA/m)	Distance from devices
Fluorescence light	27.9	1.5	10cm
VDT(15inch)	20.9	493.4	Front side 10cm
	71.8	582.4	Left side 10cm
	44.5	214.7	Back side 10cm
	69.7	381.7	Right side 10cm
Hydrogen detector at the top of subpool	13.2	2.3	10cm
Solenoid valve	21.7	1.4	10cm
Electric power control device	10.0	25.0	10cm
Electromotor control device * ¹	10.5	3.2	10cm
Cold water pump	103.7	1.3	10cm
Automatic volutage regulator	171.4	69.8	10cm
Vacuum device for a adiabatic tub* ²	17.1	429.6	10cm
CNS block control device	3.0	2.3	10cm
Uniform and rotation irradiation facility's local control devices	1.5	1.6	10cm
Safty protection system's transducer	10.6	1.8	10cm
400V low-voltage electro- motor control device	5.2	1.1	10cm

ELF&VLF:Peak values

*¹This includes current transformer.

*²This includes power supply.

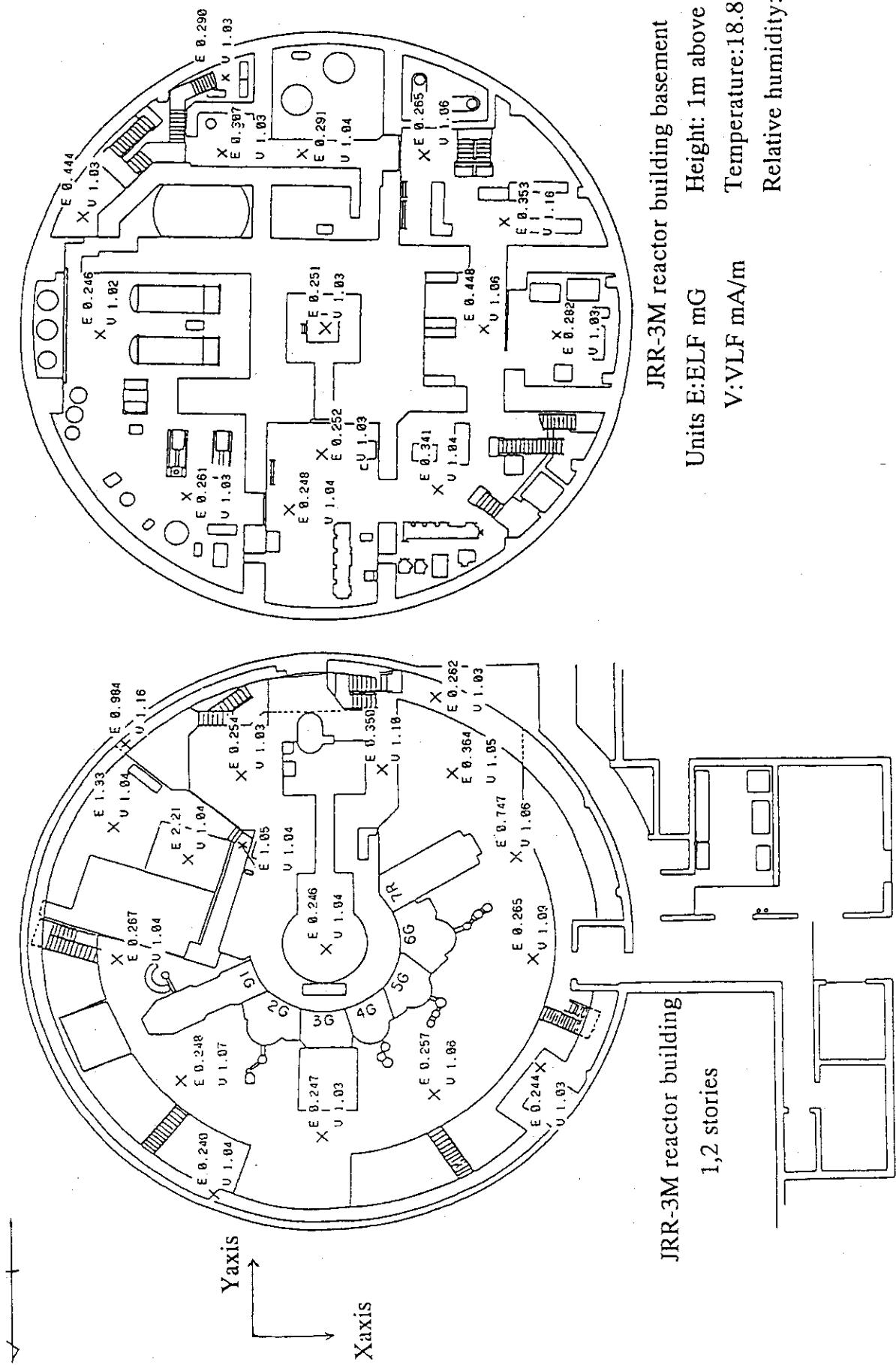


Fig. 2.2.4 - 1 RMS magnetic flux density and RMS magnetic field strength in JRR-3M(which is not operated).

2.2.5 潤滑油のLSC計数における擬似計数

(1) はじめに

核融合研究関連施設やR I 取扱い施設等における³H取扱い実験装置等の排気ポンプに使用されている潤滑油は³Hで汚染される場合がある。これらの潤滑油の³H放射能を液体シンチレーション計数装置（LSC）で計数する場合、化学ルミネッセンスによる擬似計数が観測され、放射能測定の障害になっている。³H汚染潤滑油の放射能測定方法は技術開発が十分に進んでいないが、今後の核融合関連研究の進展に伴い、この問題は重要になると考えられる。

潤滑油等に含まれる³Hの放射能測定方法として次の方法が考えられる。

- (a) 潤滑油と液体シンチレータ（カクテル）を直接混合して測定する。
- (b) 潤滑油の燃焼により発生する水を回収し、カクテルに混合して測定する。
- (c) 潤滑油と水を接触させ、または攪拌混合して潤滑油中の³Hを同位体交換により水相に移行させ、その水をカクテルと混合して測定する。

今回は各種カクテルと潤滑油を直接混合して測定する場合に、調製した測定試料の化学ルミネッセンスによる擬似計数を測定した。

(2) 実験方法と機材

潤滑油試料は機械用の未使用品および使用済品を使用した。これらの潤滑油は³H汚染されていないものである。カクテルは潤滑油と良く混合する有機溶媒系のものを試験した。ポリエチレン製20cm³ バイアルにカクテルを10cm³入れ、潤滑油を0.1～5.0cm³まで一定量を加えた測定試料を調製した。バックグラウンド試料はカクテルだけをバイアルに入れて調製した。試料の測定時間は1試料あたり2minとし、自動的に繰返し測定した。潤滑油とカクテルを混合した時刻からの経過時間による正味の擬似計数の変化を各カクテルの種類と潤滑油の混合量毎に求めた。

実験に使用した測定装置、機材、カクテル等を次に示す。

- ・ LSC ; (株)アロカ製 LSC-700型
- ・ 試料測定バイアル；ポリエチレン製 20cm³バイアル (986702型, WHEATON SCIENTIFIC社製)
- ・ カクテル容量； 10cm³
- ・ カクテルの種類；下記の6種類を使用した。

OPTI-FLUOR 0	PACKARD INSTRUMENT社製
INSTA-FLUOR	同上
TOLUEN-SCINTILATOR	同上
ECONOFLUOR-2	Biotechnology Systems NEN Research Products 社製
AQUASOL-2	同上
Clear-sol I	NACARAI TESQUE社製
・潤滑油； Tellus Oil 68	昭和シェル石油社製

カクテルと潤滑油を混合した試料は潤滑油がカクテル内に良く拡散し均質な状態であった。その色調は潤滑油が黄色であるため全体に薄い黄色を示した。AQUASOL-2と潤滑油の混合状態も比較的均質であった。

(3) 実験結果

各種のカクテル 10cm^3 に未使用潤滑油 1cm^3 を混合した試料の擬似計数の変化をFig. 2.2.5-1に示す。混合時刻からの経過時間500minの付近に測定器内の温度の変動により計数率の増加があった。擬似計数率値と変化の様相はカクテルの種類に依存するが、約3時間以内に減衰してしまう成分と、約20時間以上で半分に減衰する成分が観測された。

AQUASOL-2 に未使用潤滑油をそれぞれ 0.1, 0.2, 0.5, 1.0, 1.5, 2.0, 3.0, 5.0 cm^3 混合した場合の擬似計数の変化をFig. 2.2.5-2に示す。AQUASOL-2は擬似計数が半分になる時間が約1時間の短い成分があり、約10時間で減衰した。減衰の長い成分は約60時間で半分になった。潤滑油の混合量が 1cm^3 以下の場合は擬似計数率は潤滑油の量に比例する傾向があった。AQUASOL-2に使用済潤滑油を混合した場合、擬似計数率は全体的に約 $1/3$ であったが、擬似計数が半分になる長短の時間に大きな変化は観測されなかった。

擬似計数の発生原因として、未使用と使用済の潤滑油に対する擬似計数率の変化から、カクテルに含まれる有機溶媒の作用により潤滑油分子が切断され、その結合エネルギーが光として発生する化学ルミネッセンスによるものと推定される。使用済潤滑油は油の分子が切断されて短くなっているので有機溶媒の作用により切断される分子数が少ないため、化学ルミネッセンス発光量が少ないものと考えられる。

今後、多くの種類の潤滑油について測定精度を上げた系統的な実験を行い擬似計数の定量的な解析を進める計画である。しかし、潤滑油とカクテルを直接混合する測定方法は擬似計数が半分になる時間が長いため、実際の応用には制限がある。放射能濃度が高く、種類が既知の潤滑油を少量カクテルに混合する場合には、この方法で測定することは可能性がある。放射能濃度の低い潤滑油については潤滑油中から ${}^3\text{H}$ を回収することを検討する必要がある。

(神永 博史、梶本 与一)

参考文献

- 1) 石河 寛昭：最新液体シンチレーション測定法，南山堂，P.P. 150 ~159(1992)

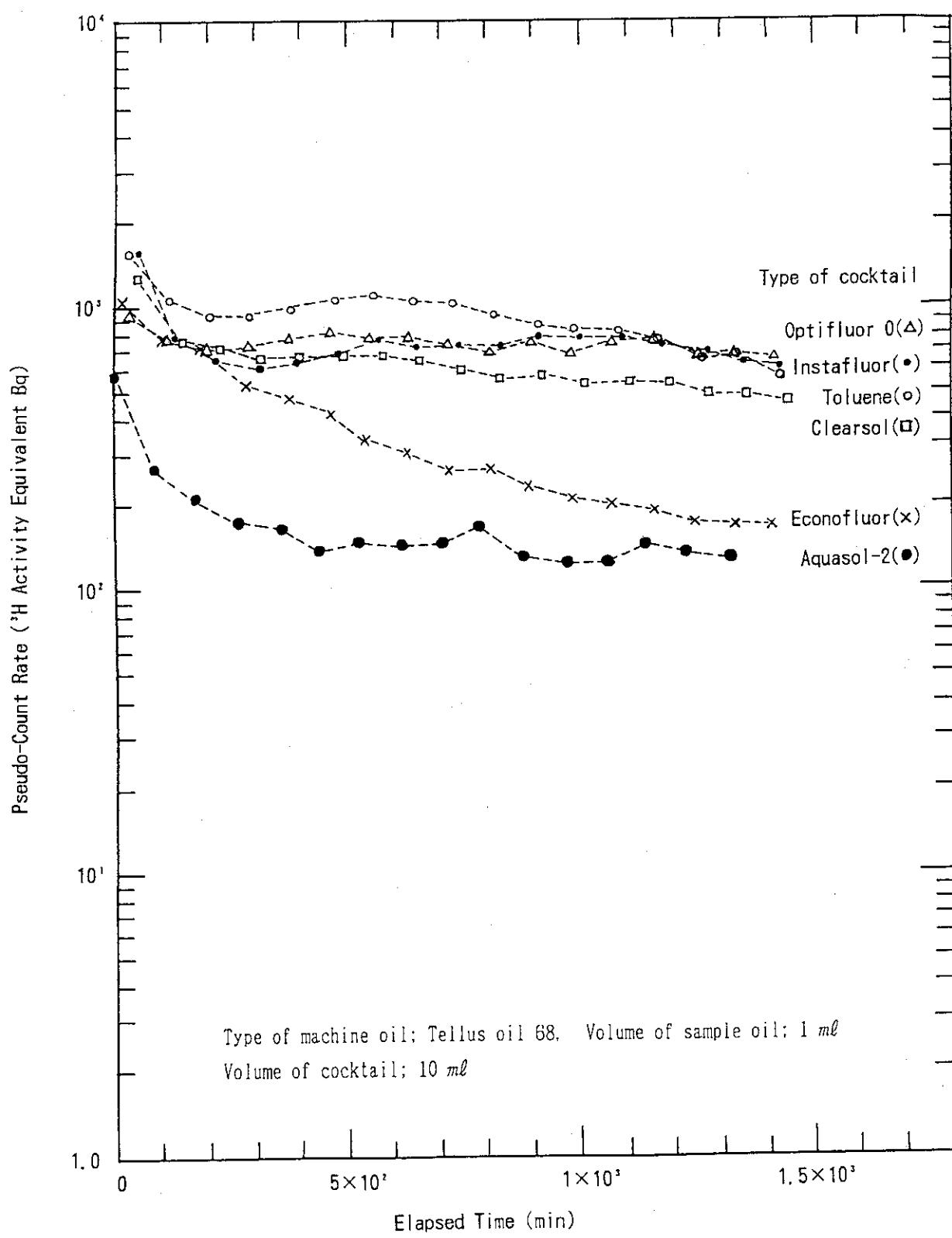


Fig. 2.2.5-1 Pseudo-count rate of new oil mixed in various scintillation cocktails vs. elapsed time after mixture of them.

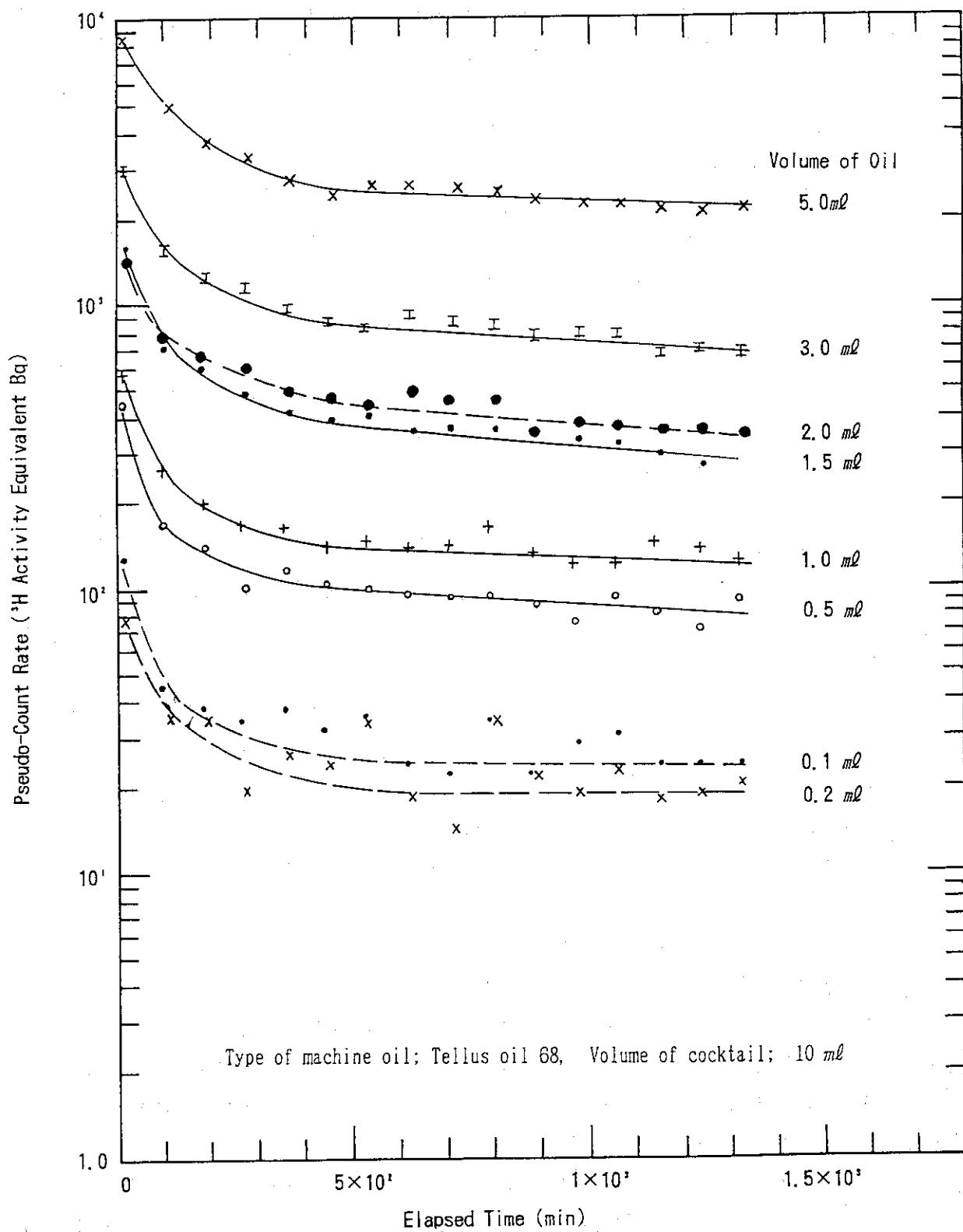


Fig. 2.2.5-2 Pseudo-count rate of new oil mixed in scintillation cocktail Aquasol-2 vs. elapsed time after mixture of them.

2.2.6 J P D R解体実地試験における管理区域解除に係る表面汚染確認測定法

J P D R解体実地試験においては、管理区域解除のために施設全域にわたって放射能汚染のないことを確認する表面汚染測定を行ってきた。表面汚染確認測定は、バックエンド技術部、保健物理部及び科学技術庁の3つの部署により行われた。

バックエンド技術部では、汚染部を分離・撤去した後、直接法による全面測定と試料採取による核種分析測定で汚染が撤去されていることを確認した。保健物理部は直接法と試料採取を併用し、直接法ではバックエンド技術部の全面測定後に代表点（1点／5 m²）による測定を行って汚染のないことを確認した。科学技術庁の確認測定は、原研の測定により汚染のないことを確認した後に行うものであり、広範な区域を信頼性を確保しながら効率的に行うことが必要となった。このため、統計的手法により測定点数を決定する方法を検討して原子力安全委員会で承認され、現場の表面汚染確認測定に適用されることになった。ここでは、統計的による表面汚染確認測定法の考え方と現場測定の留意点を述べる。

統計的手法は、米国原子力規制委員会のデコミッショニング終了サーベイ法¹⁾（以下NUREG 報告という）に示されており、中心極限定理を利用して測定点数を決定する方法である。Fig. 2.2.6-1 に中心極限定理の概要を、以下に測定点数を決定する計算式を示す。

ただし、n : 要求される測定点数

$$n = \left(\frac{Z_{\alpha/2} \cdot \sigma}{e} \right)^2 \quad (2.2.6-1)$$

$Z_{\alpha/2}$: 要求する信頼水準に対応する数値
95%では1.96
 σ : 母集団の標準偏差
e : 許容誤差（信頼区間）

科学技術庁による確認測定では、汚染が撤去されているため基本的にはバックグラウンドの測定となり、原研の測定結果と比較して汚染の有無を判定することとなる。そこで、NUREG 報告²⁾のバックグラウンド評価の測定点数を参考にし、汚染の有無の判定基準と測定点数の決定条件を以下のとおりとした。

(1) バックグラウンドの標準偏差の3倍

(2) 信頼水準を95%、許容誤差を10%

(米国のバックグラウンド測定では信頼水準95%、許容誤差20%)

現場測定では、無作為抽出法を適用する観点から、検査官が任意の場所を選定して行われる。ところが、J P D Rの建家構造物にはコンクリートだけでなく、格納容器の鋼板や土砂及びブロック等種々の構造物が混在しており、素材によってバックグラウンドが異なる。

Table 2.2.6-1 には、ガスフローカウンタによる β (γ) 測定で取得した建家を構成する素材のバックグラウンド平均値とその標準偏差を示した。これは、汚染に係わりのない⁴⁰K等の自然放射性核種が構造物中に含まれており、その濃度が素材によって異なるためである。現場測定では、これらの条件を考慮せずに実施すると、汚染がないにもかかわらず上記の判定基準を超える場合が生ずる。そこで、現場測定における留意点としては、建家構造物の素材や各階の床・壁を分類し、測定区域を細分化することであり、これによってバックグラウンドの標準偏差も小さくなるので、

(2.2.6-1)式から測定点数も少なくなる。

実際の現場測定では、以上のこと留意しながら測定計画を立案して測定点数を決定し、検査官が任意の場所を選定して行った。その結果、測定データではバックグラウンドの標準偏差の3倍未満ではあるが、平均値では10%の許容誤差を超える場合も生じた。これらは再測定を行って平均値が許容誤差内であることを確認したが、 ^{40}K の濃度の変動が予想される素材を対象にした β (γ) 测定では厳しい判定基準である。しかし、測定頻度ではタービン建屋を例にとれば約8000m²の面積に対する測定点数が79点であり、表面汚染確認測定を広範な区域を信頼性を確保しながら効率的に行うために統計的手法を適用することが有効であることを確認した。

(富居 博行)

参考文献

- 1) C. F. Holoway, Monitoring for compliance with decommissioning termination survey criteria, NUREG/CR-2082, ORNL/HASRD
- 2) J. D. Berger, Manual for conducting radiological surveys in support of license termination, NUREG/CR-5849, ORAU-92/C57

Table 2.2.6-1 Counts average and standard deviation of building materials

building materials	sample No	counts average (s^{-1})	standard deviation (s^{-1})
Steel	50	3.49	0.51
Block	50	6.07	0.52
Mortar	20	6.55	0.65
Concrete	32	9.27	0.57
Soil	41	9.52	1.00
Asphalt	43	13.7	1.17

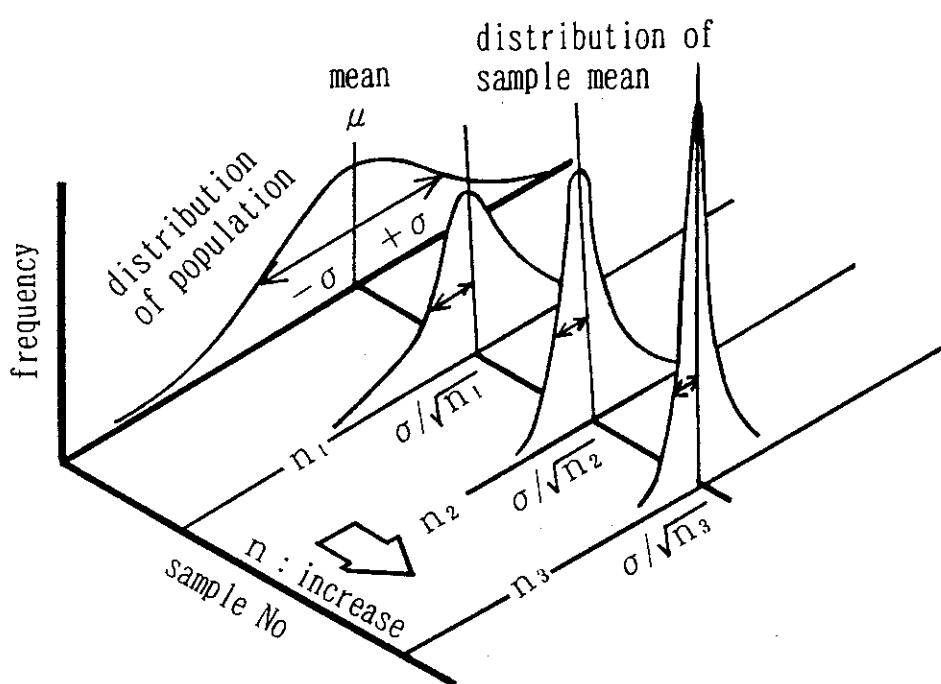


Fig. 2.2.6-1 Outline of central limit theorem

2.2.7 グローブボックス解体作業時の飛散率等の測定

グローブボックス解体などの作業において、作業環境における空気中放射能濃度等の事前評価が不可欠である。この評価に必要な、①放射性物質の飛散率、②飛散粒子の粒度分布、③サンプリング配管での沈着率などのデータを、グローブボックス解体作業時に収集した。

対象とした作業は、プルトニウム研究1棟において1994年5月～6月にかけて行われた α 核種によって汚染された塩化ビニル製及び軟鋼製のグローブボックス（以下「G. B」という。）の解体作業である。解体されたG. B内の α 表面密度は、塩化ビニル製が最大 $2.0 \times 10^3 \text{Bq/cm}^2$ 、平均 $5.0 \times 10^2 \text{Bq/cm}^2$ 、軟鋼製が最大 $2.0 \times 10^3 \text{Bq/cm}^2$ 、平均 $9.0 \times 10^2 \text{Bq/cm}^2$ であり、汚染核種は主に ^{239}Pu 、 ^{241}Am の α 核種によるものであった。表面密度測定後、解体作業に先立ってペイントによる汚染固定処理を全ての内面に施した。解体作業はニプラ、セーバソーを用いた機械的切断工法で行われた。

飛散率の測定はダストサンプラに取り付けたエアスニファ、飛散粒子の粒度分布の測定はアンダーセンエアサンプラにより行い、それぞれ汚染拡大防止のためのグリーンハウス内に設置した排気口前より塵埃をサンプリングした。飛散率は放射能基準と質量基準で求めた。また、サンプリング配管での沈着率の測定は、グリーンハウス内のサンプリングと、同位置からサンプリング配管を通してサンプリングした値を比較して求めた。

飛散率の測定結果をTable 2.2.7-1に示す。塩化ビニル製のG. B切断時の飛散率は、放射能基準で1.3から1.8%、軟鋼製は15から29%が得られ、軟鋼製が約1桁高い結果になった。質量基準の飛散率は塩化ビニル製、軟鋼製とともに $10^{-2}\%$ 以下が得られた。軟鋼製の飛散率が高い理由は、切断材質の単位長さ当たりの切断時間が長かったためと考えられる。また、放射能基準と質量基準が2桁以上違う結果から、機械的切断工法は切断材質と比較して表面汚染物質の方が飛散しやすいことが分かった。

飛散粒子の粒度分布は、空気力学的放射能中央径（AMAD）と幾何標準偏差（ σ_g ）を求めた結果、粒度分布に関しては切断材質の違いによる差が認められなかった。飛散粒子の粒度分布の一例をFig. 2.2.7-1に示す。塩化ビニル製はAMADが $6.5 \mu\text{m}$ 、 σ_g が1.6、軟鋼製はAMADが $6.2 \mu\text{m}$ 、 σ_g が1.7であった。他のG. BについてもAMADと σ_g は同様の結果であった。

配管沈着率は、サンプリングホース長5m、ホース内径25mm、サンプリング流速が毎秒1.7mの条件でサンプリングを行った結果、幾何平均で約70%が得られた。

これらの結果は、 α 核種を取り扱う施設などの機器の解体撤去等を行う際に空気中放射能濃度を事前に評価するための有用なデータとなると考えられる。また、今後もデータの収集を行っていく予定である。

(宍戸 宣仁)

Table 2.2.7-1 Dispersion rate on dismantling work of glove boxes

Material of G.B	Dispersion rate (%)	
	Mass standard	Activity standard
Vinyl chloride	1.3 ~ 1.8	< 1 0 ⁻²
Steel	1.5 ~ 2.9	< 1 0 ⁻²

$$\text{Dispersion rate} = \frac{\text{Mass(Activity) of aerosol generated}}{\text{Mass(Activity) of kerf by cutting}} \times 100 \text{ (%)}$$

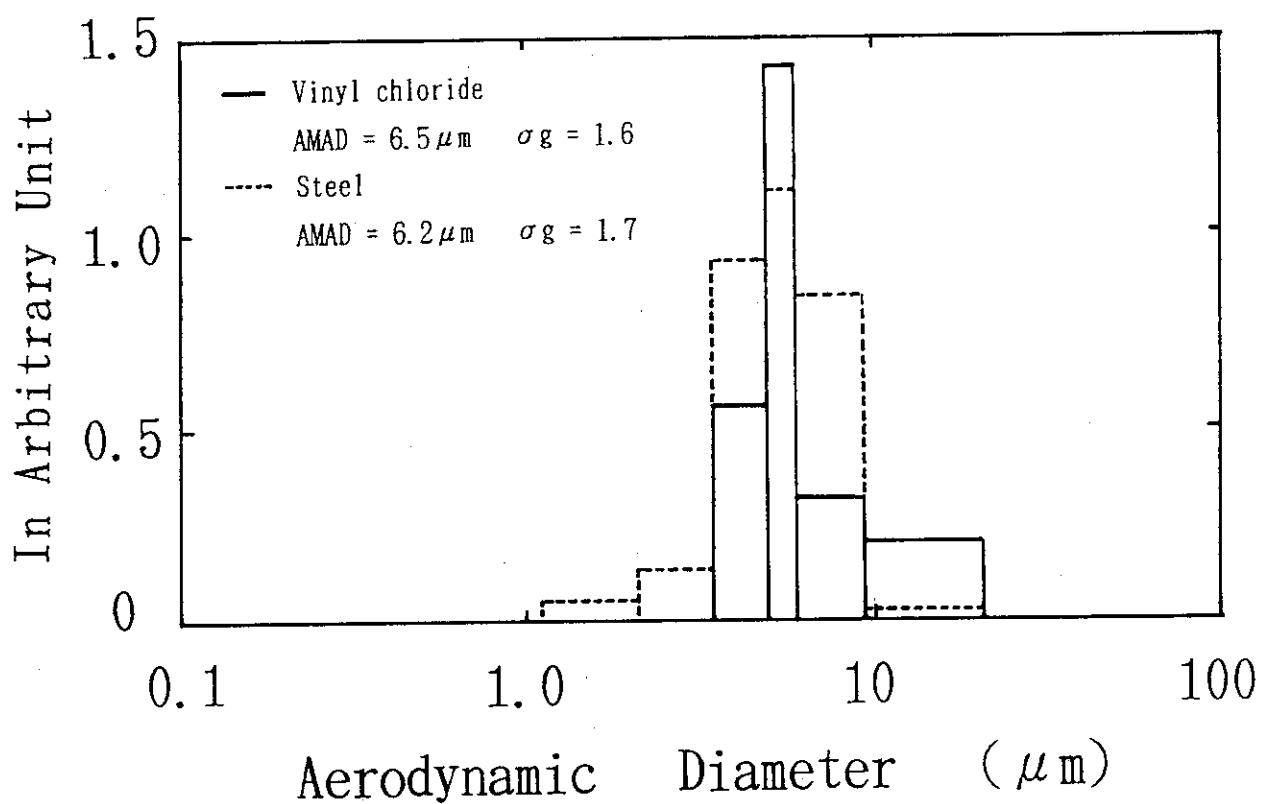


Fig. 2.2.7-1 Size distribution of aerosols.

2.2.8 高度化放射線管理システムの開発（3）

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), 2)}。高度化放射線管理システムの概要をFig. 2.2.8-1に示す。1994年度は、1992, 1993年度にそれぞれ作成した知識ベース概念設計書（施設の放射線管理業務についての判断及び行動のフローチャート、知識の抽出結果等）及び基本データベース概念設計書（放射線管理基準等の基本データの抽出及びデータの構造の検討結果等）に統いて、これらの両ベースを有効に活用できる推論機構の概念設計を実施した。

推論機構は経験的知識をルール化したルールベース及び過去の作業、トラブル事例を活用した事例ベースを活用できるルールベース推論型及び事例ベース推論型の2つについてそれぞれ概念設計を実施した。ルールベース推論型は、空气中放射能濃度、線量当量率等の放射線レベルが推定された場合の呼吸保護具、防護衣の選定等の判断等の手続きがはっきりした知識の利用に適した推論機構である。また、システム全体の監視推論にも適している。一方、事例ベース推論では、放射線作業連絡票、放射線作業届、放射線管理報告書等の事例を用いて推論を行う。このため、事例データが豊富にある定期的な作業の推論には、非常に有効な推論方式であると考えられる。また、他の推論システムが適切な推論結果を出しているかどうかの評価用の推論機構としても有効である。これら2つの推論機構の検討結果をもとにして作成した本システムの概念設計図をFig. 2.2.8-2に示す。図のように本システムでは、ルールベース推論型、事例ベース推論型の両推論型を用いたシステムを検討した。まず、ルールベース型推論機構により推論を実施し、その結果を事例ベース推論結果と比較することによって、その妥当性を確認する。このように2つの推論機構を併用することにより、ルールベース推論型では活用が困難である複雑な知識を必要とする問題に対しても事例ベース推論を用いることによって補うことができる。

今後、これら概念設計結果をもとにして、小規模なプロトタイプのエキスパートシステムを構築し、概念設計の妥当性及びシステムの問題点の洗い出しを行う予定である。

（西菌 竜也）

参考文献

- 1) 小野寺 淳一：保健物理－管理と研究－No. 35 JAERI-M93-172 198-199, (1993)
- 2) 西菌 竜也：保健物理－管理と研究－No. 36 JAERI-Review 94-007 175-176, (1994)

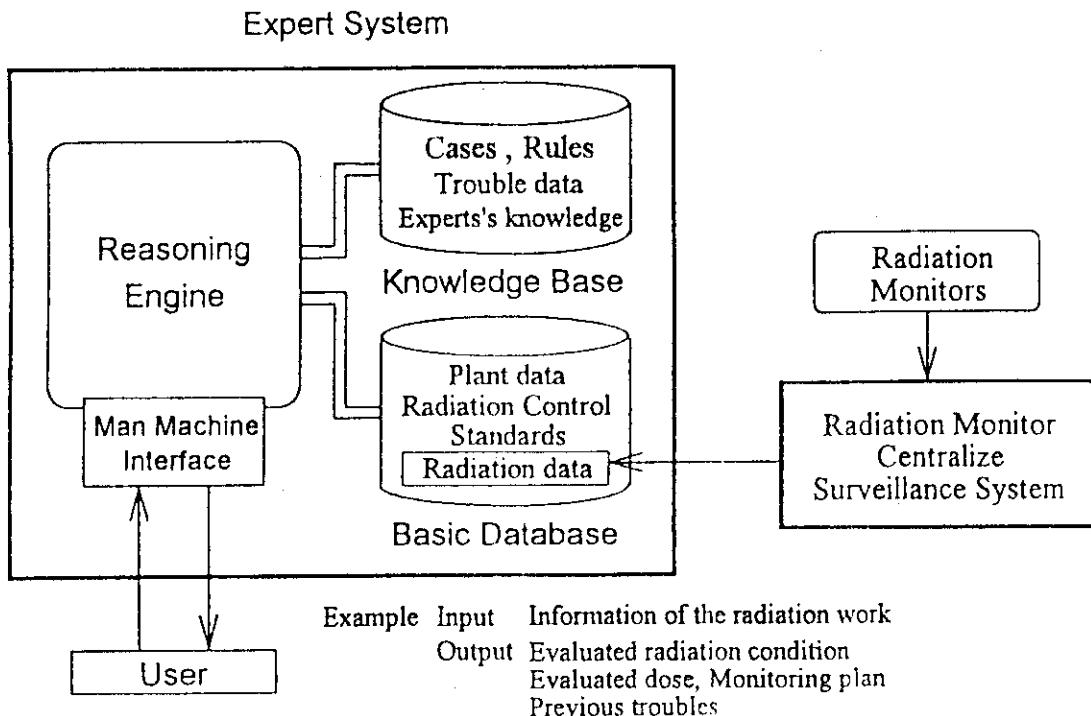


Fig. 2.2.8 - 1 Outline of advanced radiation control support system.

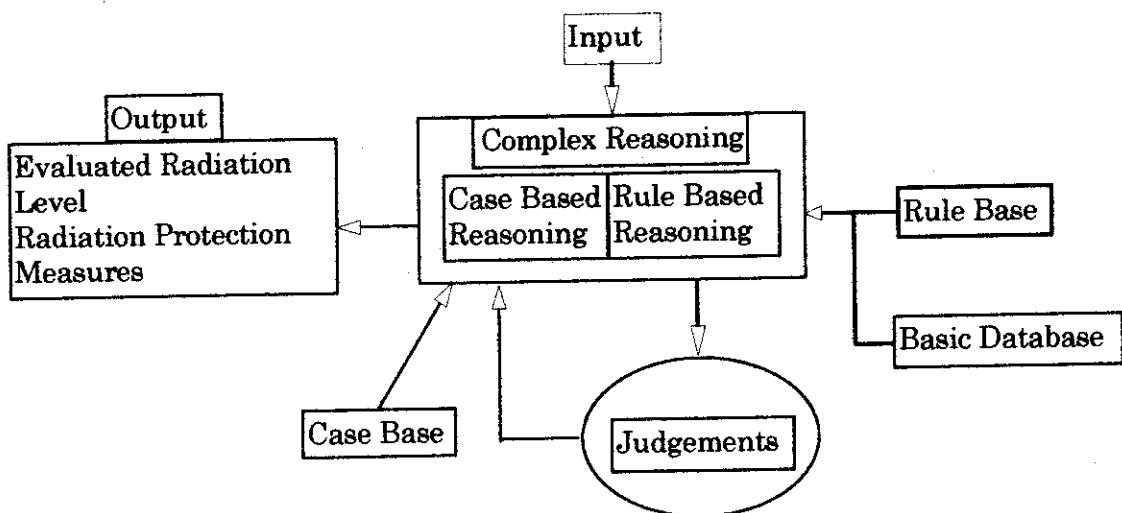


Fig. 2.2.8 - 2 Reasoning engine of advanced radiation control support system.

2.3 環境放射能

2.3.1 概 要

1993年度に整備したG P S走行サーベイシステムの現場への適用性と精度等を検討するため、さまざまな気象条件において同一区間について年間を通じて走行サーベイを行った。その結果、サーベイ地点の精度良い位置情報が得られ、迅速な解析が可能であり、緊急時において有効であることが確認された。また、このシステムを利用することによって、広範の地域にわたってガンマ線量のレベルが気象条件の影響も含め把握が可能となった。

動的熒光分析装置による海水中ウラン濃度測定法の適用性を検討した。その結果、 20cm^3 の海水試料の比較的簡単な前処理を行うだけで、海水中ウラン濃度が精度よく測定できることが明らかになった。一方、測定においては塩素イオンの消光作用により測定値が大きく影響を受けることから、塩素イオン除去のための前処理が重要であることも明らかとなった。

東海研究所周辺の大気中水蒸気、雨水及び松葉の自由水中のトリチウム濃度を10年間にわたり測定した。その結果、大気水蒸気中のトリチウム濃度に対する雨水中トリチウムの比は年度及び季節に依存せずほぼ一定で、 0.50 ± 0.17 であった。また、大気水蒸気中のトリチウム濃度に対する松葉の自由水中濃度の比も、年度及び季節に依存せずほぼ一定で、 1.30 ± 0.47 であった。

(加藤 正平)

2.3.2 GPSによる走行サーベイとデータ解析

1993年度に更新整備した走行サーベイ記録・解析装置を用い、平常時における環境 γ 線量率レベルとその変動幅の把握及びGPS(Global Positioning System)の走行サーベイへの適用性とその精度等を検討するため、さまざまな気象条件において同一区間を約1年間についてサーベイを行い、データの解析を行った。

本サーベイ装置は、放射線検出器に5"φ球形NaI(Tl)を使用し、DBM及びSCA回路による γ 線量率とエネルギー情報に加え、人工衛星から車の位置情報(緯度経度)をGPSにより受信し測定データと共に1秒毎に記録装置へ記録するものである。GPSは、位置情報による γ 線量率分布図の作図等を目的に導入したものであり、解析装置の作図ソフトにより γ 線量率データと地図データを合成し、容易に γ 線量率分布図を作図することが可能である。今回のサーベイ結果によりGPSによる位置情報の精度を分析した結果、1回の受信(1秒間)当たり約1.6m程度の誤差があったが、地図データと合成した場合には走行ルート(道路)上と良く合っており、無視できる程度の誤差であった。 γ 線量率データと地図データを合成した γ 線量率マップをFig.2.3.2-1に示す。

測定データは、気象条件別、特に降雨時とそれ以外とに分け、区間平均 γ 線量率及び100mと200m間隔毎の平均 γ 線量率を求め、平常時の γ 線量率レベルとその変動幅の解析を行った。平常時の γ 線量率レベルを天候別に見ると、動燃前から国道6号線までの区間の場合、降雨時は約43nGy/hで晴天時の約32nGy/hに比べ約1.5倍となり、ラドントロンの影響による違いが見られた。また、同じ気象状況でも同一区間ににおいて、地形や地質等の違いによる地域毎の γ 線量率レベルの違いも見られた。同様に、 γ 線量率レベルの変動幅は、降雨時を含んだ全天候の場合の 3σ 値は±50%(±17nGy/h)となり、晴天時の±17%(±5nGy/h)及び降雨時の±25%(±11nGy/h)と比較して2倍以上の違いがあった。なお、降雨時の変動幅は、サーベイ時の降雨量や降雨継続時間等の違いによるバラツキがあり、晴天時よりもやや大きいことがわかった。Fig.2.3.2-2に、総計28回の測定データによる天候別の平均 γ 線量率とその変動幅を示す。

以上のように、GPSの導入により精度の良い位置情報が得られ、ビジュアルな解析を迅速に行うことが可能となり、緊急時等において有効に活用することができる。また、平常時における γ 線量率レベルは地域差があるため、これらを広範囲に把握しておくことは、緊急時等における環境影響評価を行う上で重要なことであり、特に気象条件別に γ 線量率レベルやその変動幅を把握しておくことにより、異常放出時等における微量な放射線異常を速やかに精度良く判断することが可能となる。

(橋 晴夫)

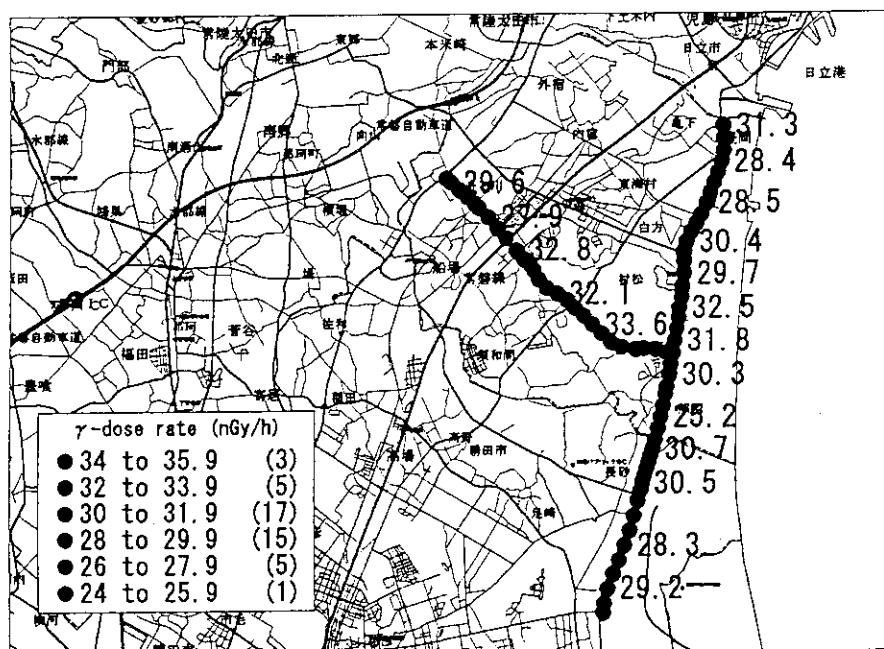


Fig. 2.3.2-1 Synthesized map of γ -dose rates and measuring point informations using GPS system.

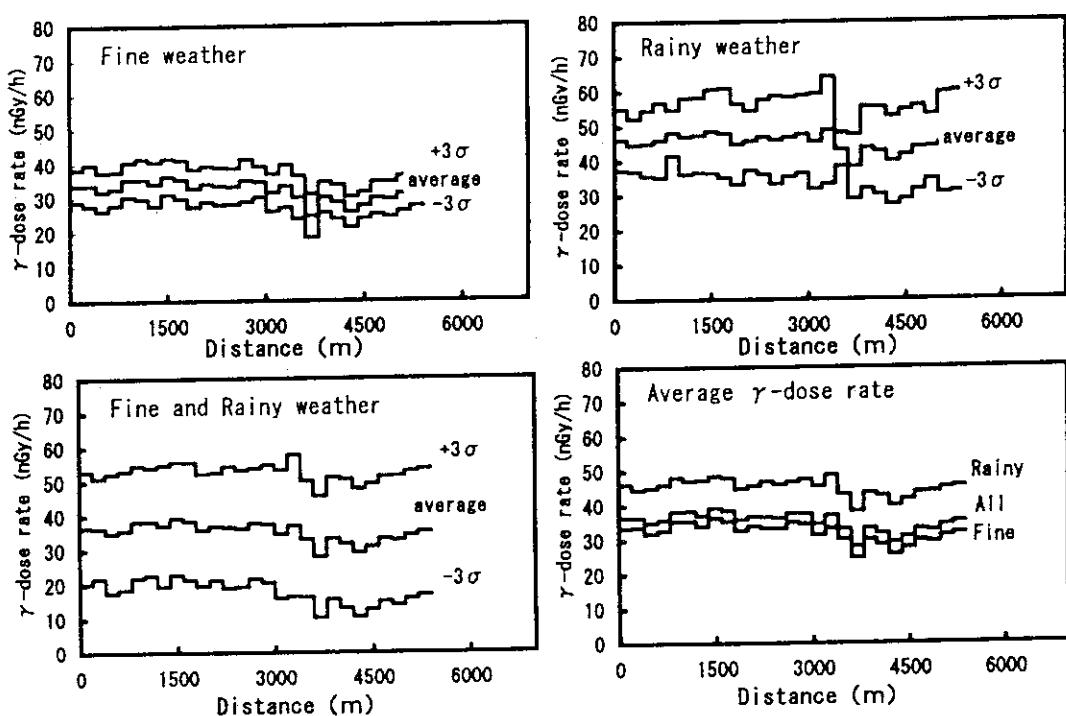


Fig. 2.3.2-2 Fluctuation of γ -dose rates due to the weather condition.

2.3.3 環境試料中のトリチウムの分布

(1) 概 要

東海研周辺における環境試料中のトリチウム濃度の分布を明らかにするため、1984年から1993年までの10年間にわたり、環境試料中のトリチウム濃度の測定を実施した。

(2) 採 取

採取地点は、Fig. 2.3. 3-1に示したとおり環境試料の種類と風向頻度等の気象条件などを考慮し、東海研構内2地点及び那珂研構内1地点の計3地点とした。

測定対象及び採取期間／頻度は、Table 2.3. 3-1に示したとおり、空気は2週間連続、雨水は1ヵ月間及び松葉は月1回とした。

空気中トリチウムは、各採取地点において、Fig. 2.3. 3-2に示したようなHTO/HT分離捕集型サンプラ¹⁾を設置し、HTO（水蒸気）とHT（ガス）を別々に捕集した。

雨水は、各採取地点において障害物のない場所に降水採取器を設置し採取した。

松葉は、各採取地点において二年葉を約200g採取した。

(3) 測 定

前処理方法として、空気は捕集したカラムをHTO用とHT用それぞれ別々に電気炉で焼き、トリチウム水を回収し測定試料とした。雨水は、採取した試料100cm³を蒸留し測定試料とした。松葉は細かく刻み、専用カラムに入れて電気炉で焼き、松葉中自由水を回収し測定試料とした。

全ての測定試料は、液体シンチレーションカウンタで測定した。

(4) まとめ

測定結果として、空気中の水蒸気（HTO）濃度(Bq/cm³)に対する雨水中トリチウム濃度 f_R (Bq/cm³)と松葉自由水中トリチウム濃度 f_P (Bq/cm³)の割合をそれぞれ求めた。

まず、Fig. 2.3. 3-3に10年間平均の各月ごとの空気中HTO濃度と雨水中トリチウム濃度の比を示す。各採取地点の平均から $f_R=0.50\pm0.17$ を得た。濃度比は季節の変化はほとんど見られなかった。このことより、雨水中のトリチウム濃度は、空気中HTO濃度の約1/2倍であることがわかった。

次に、Fig. 2.3. 3-4に10年間平均の各月ごとの空気中HTO濃度と松葉自由水中トリチウム濃度の比を示す。各採取地点の平均から $f_P=1.30\pm0.47$ を得た。この濃度比も雨水同様季節変化は見られなかった。このことより、松葉自由水のトリチウム濃度は、空気中HTO濃度の約1.3倍になっていることがわかった。

また、これらの比は10年間ほぼ一定の値を示していたことから、平衡時の状態を示しているものと考えられる。

(佐々 陽一)

参考文献

- Ishida, J., Watanabe, H., Kitahara, Y.: Measurement of tritium and its behavior in atmosphere in Tokai. Report of engineering in PNC No. 62; 1987: 95-98

Table 2.3.3-1 Sample and sampling period/frequency

Sample	Sampling period/frequency
Rain	a month continuation
Pine needle	once a month
Air	2 weeks continuation

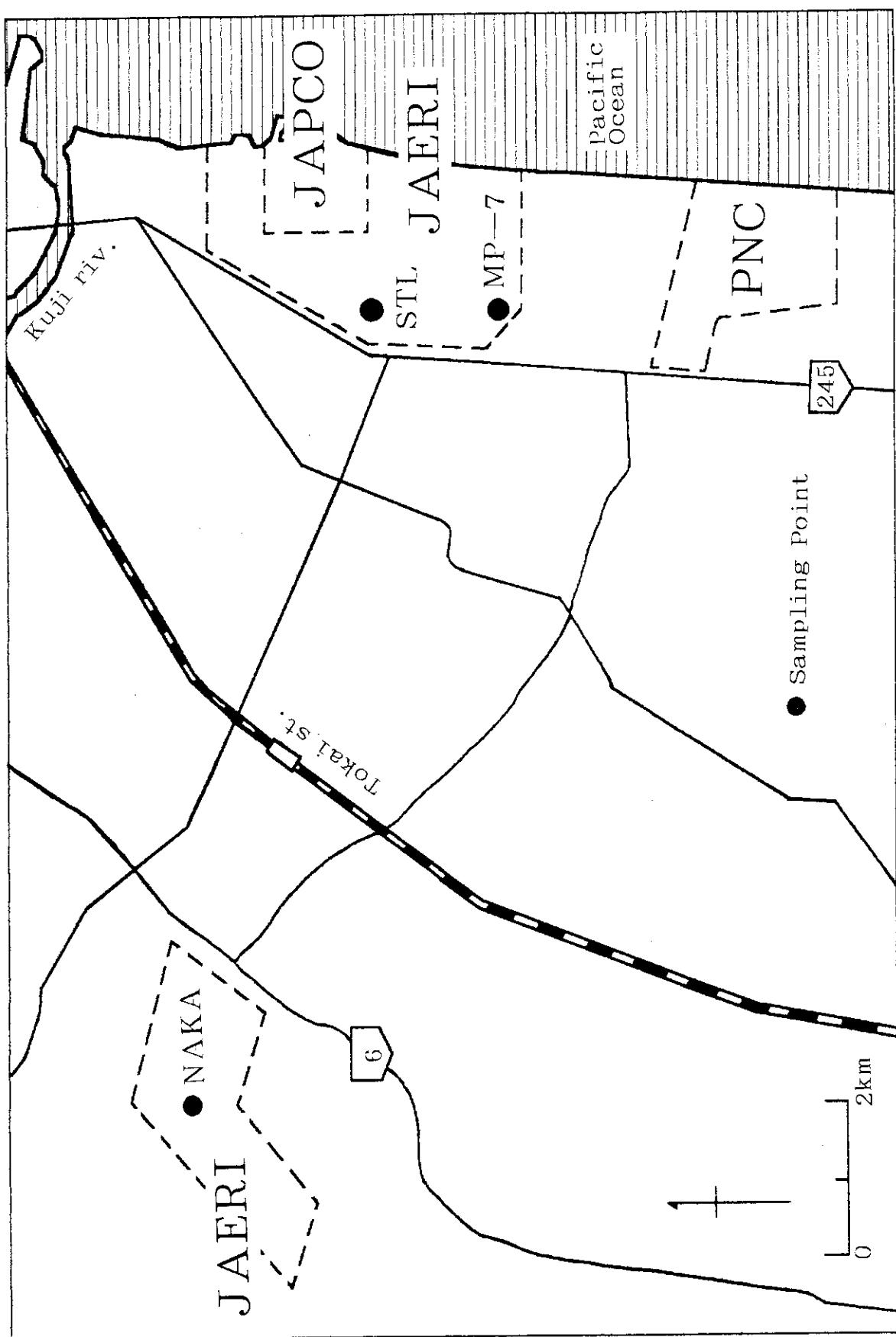


Fig. 2.3.3 - 1 Map of sampling points.

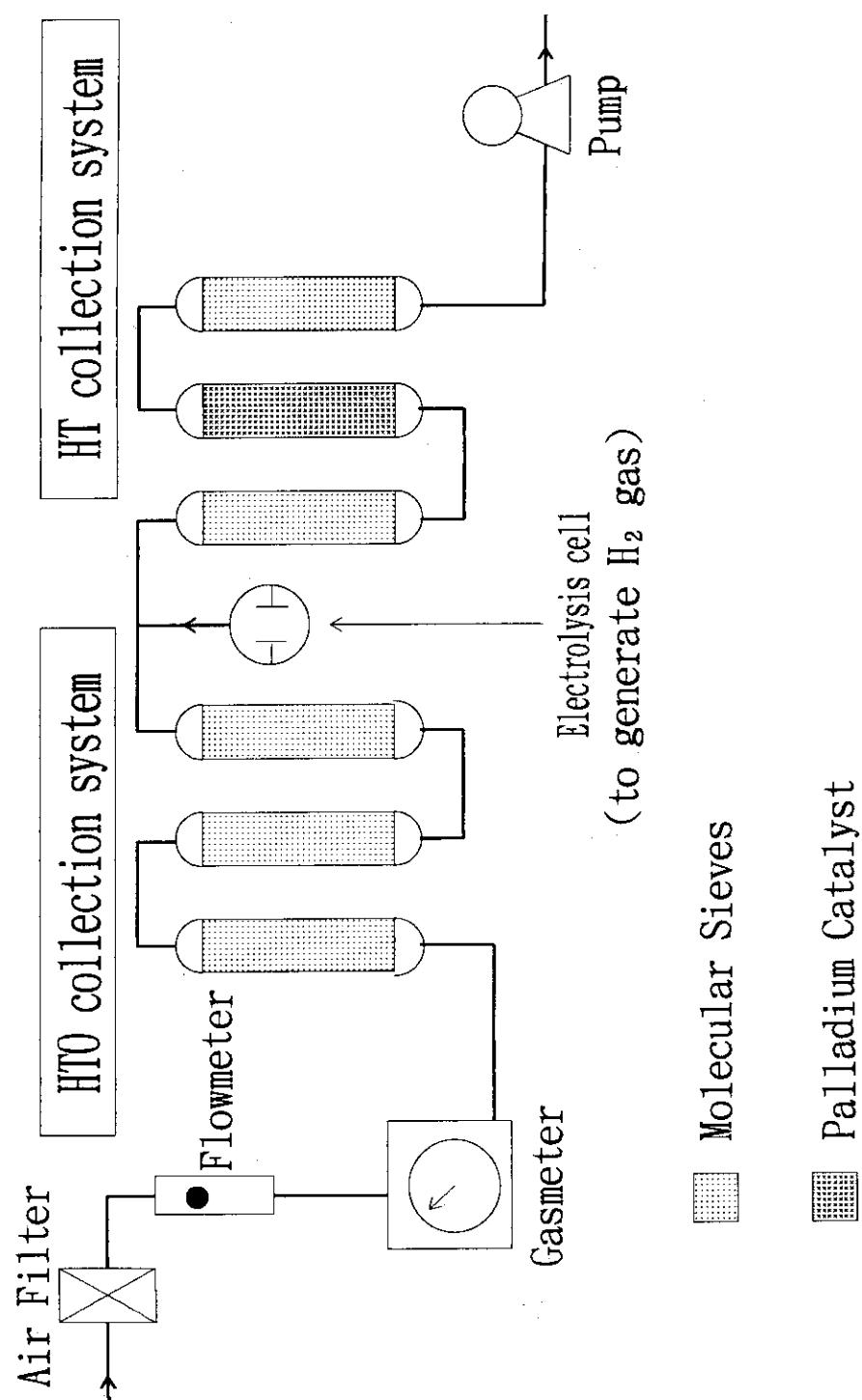


Fig. 2.3. 3 - 2 Tritium sampler to collect H_2O and HT separately¹⁾.

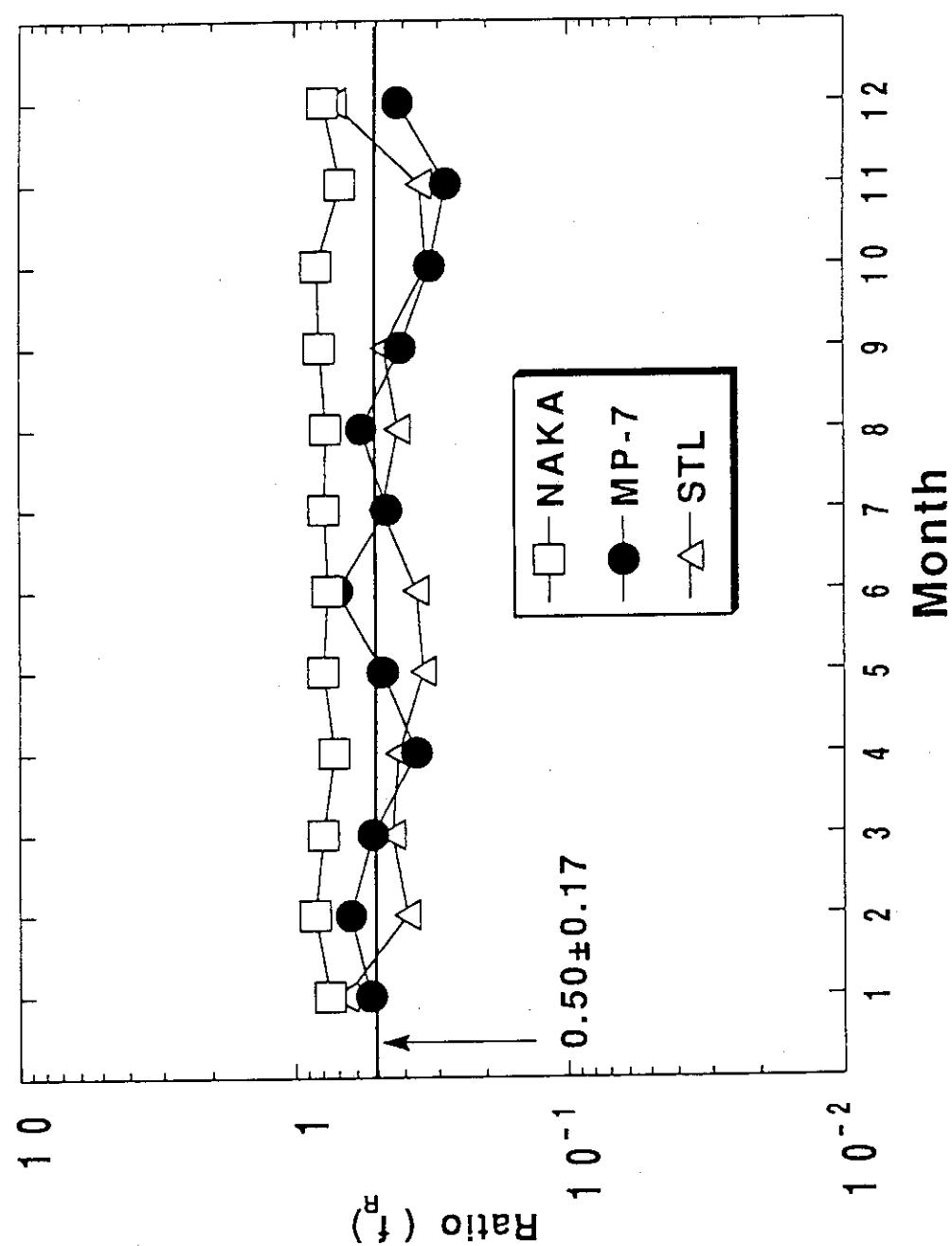


Fig.2.3-3 Monthly means of the ratio of tritium concentration in rain to HTO concentration in air.
(Solid line : average)

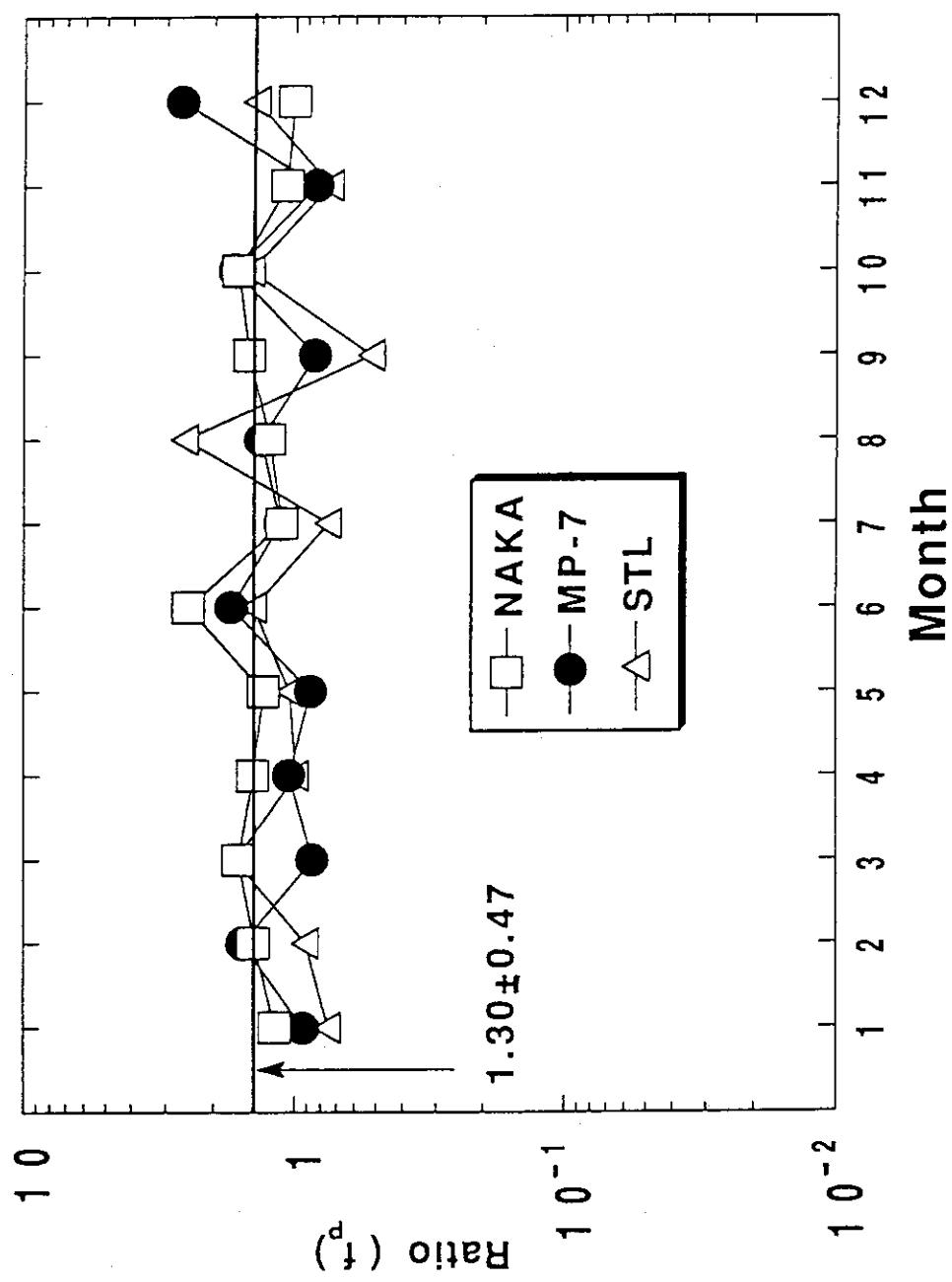


Fig. 2.3. 3 - 4 Monthly means of the ratio of tritium concentration
in pine needle to HTO concentration in air.
(Solid line : average)

2.3.4 動的磷光分析装置による海水中ウラン濃度の測定

(1) はじめに

ウランは地球上に存在する天然放射性元素のひとつであり、海水には約 3 ng/cm^3 の濃度で含まれている。従来、海水中のウラン濃度の測定は、吸光光度法、蛍光光度法、 α 線スペクトロメトリ、中性子放射化分析法等で行われてきた。しかし、これらの方法は、イオン交換、溶媒抽出等の複雑な化学処理が不可欠であり、また専門的な測定技術を必要とする。

近年のレーザー技術の進歩により、レーザー光を励起光源とするウラン測定装置が開発されている。この種の装置は、複雑な化学処理を必要としないでトレーサ量ウランの測定が可能である。

本報告は、この種の装置のひとつである動的磷光分析装置を用いて、海水中のウラン濃度の測定法について検討した結果である。

(2) 動的磷光分析装置とウラン測定法

動的磷光分析装置 (Kinetic Phosphorescence Analyzer, KPA) は、米国Chemcheck社の蛍光分析法に時間分析を取り入れた、光ルミネセンス測定装置である。KPAによるウランの測定原理は、次のとおりである。すなわち、パルス状の窒素レーザー光を、蛍光染料によってウランの励起スペクトルに適合するよう波長を変換したのち、標準試料溶液と測定試料溶液の入っている蛍光セルに照射する。励起状態のウランからは $200\mu\text{s}$ から $300\mu\text{s}$ の寿命を持つ磷光が発生するので、輝度と輝度寿命を、本体に接続しているコンピュータで解析してウラン量を評価する。また、このコンピュータは、KPA本体の制御と測定データ及び測定条件等の記録も併せて行う。なお、試料の測定に際しては、あらかじめ濃度既知のウラン標準試料を用いて校正曲線を作成しておく必要があり、また、試料にはURAPLEXという蛍光強化剤を添加する。

(3) 実験方法

(a) ウラン標準溶液及び校正曲線の作成

硝酸ウラニル ($\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2 \cdot 6\text{ H}_2\text{O}$) 0.2110 g を 2 M 硝酸に溶解し、全量を 1 dm^3 としてウラン濃度 $100\mu\text{g}/\text{cm}^3$ の溶液を調製した。この溶液を 1 M 硝酸で逐次希釈し、ウラン濃度 $1\text{ ng}/\text{cm}^3$ 及び $10\text{ ng}/\text{cm}^3$ の標準溶液を調製した。この標準溶液の一定量を蛍光セルに取り蒸留水を加えて全量を 1 cm^3 とし、URAPLEX溶液 1.5 cm^3 を加えたのちKPAで測定した。

(b) 海水の前処理と測定

茨城県東海村沿岸から 0.5 km ないし 3 km の3海域で採取した表層海水 20 cm^3 をビーカに取り、濃硝酸 5 cm^3 を加えてホットプレート上で緩やかに蒸発乾固し灰化を行った。この灰化を完全にするため、さらに濃硝酸 5 cm^3 を加えて蒸発乾固を繰り返した。放冷後、乾固物に濃硝酸数滴を滴下したのち、蒸留水で溶解し全量を 20 cm^3 とした。この溶液 1 cm^3 をピペットで蛍光セルに取り、URAPLEX溶液 1.5 cm^3 を加えてKPAで測定した。

(4) 結果及び考察

作成した校正曲線を、ウラン濃度 $0.1\text{ ng}/\text{cm}^3$ 、 $0.2\text{ ng}/\text{cm}^3$ 、 $0.5\text{ ng}/\text{cm}^3$ 、 $1.0\text{ ng}/\text{cm}^3$ 及び $5\text{ ng}/\text{cm}^3$ に対する輝度との関係としてFig. 2.3.4-1に示す。この校正曲線を用いて、前処理を行った海水をそれぞれ3回測定した結果は、Table 2.3.4-1に示すようにウラン濃度として、 $2.75\text{ ng}/\text{cm}^3$ から

2.95ng/cm³の値が得られた。これらの測定結果は、参考文献1)に示されている海水中ウラン濃度とほぼ同一の値であった。以上のようにKPAを用いることによって、複雑な化学処理を必要とせず、比較的簡単な前処理を行うだけで海水中ウラン濃度の測定が可能であることが明らかになった。そして、測定に要する時間は1試料あたり2分程度であるので、短時間に多数の試料を測定することが可能である。なお、KPAのウランに対する検出下限濃度は10pg/cm³程度であるが、試料中の共存物質によって異なる。すなわち、KPAによるウラン測定法は原理的には発光分析法であるので、共存物質による消光作用によって妨害を受ける。消光作用を引き起こす物質には、塩化物や鉄等の金属イオンが知られている。また、KPAは微弱な消光作用に対しては、データ解析時にコンピュータによる自動消光補正機能を有している。しかしながら、塩化物は強力な消光作用を引き起こし、輝度寿命を著しく短くしてデータ解析を不可能にする。さらに、海水には19mg/cm³前後の高濃度の塩素イオンが含まれている。このため、無処理の海水のKPAによる直接測定は困難である。

塩素イオンによる消光作用の影響を、ウラン濃度として約5ng/cm³を含む測定試料にNaCl溶液を添加して調べた。この結果、Fig. 2.3. 4-2に示すように 10^{-4} mol/dm³(3.5μg/cm³)程度の希薄な塩素イオンの存在によって測定結果は大きく影響を受け、5ng/cm³レベルのウランを含んでいてもかかわらず見掛けの濃度は低くなることが認められた。このため、KPAによる海水中のウラン測定には、実験方法の項に示したような塩素イオンを除去するための前処理が必要である。

(服部 隆充)

参考文献

- 1) 科学技術庁放射能測定法シリーズ14：ウラン分析法 (1982).
- 2) Volchok, H. L. and Planque, G.: EML Procedures Manual, HASL-300-Ed. 25 (1982).
- 3) Bushaw, B. A.: kinetic Analysis of Laser Induced Phosphorescence in Uranyl Phosphate for Improved Analytical Measurements, PNL-SA-11455 (1983).
- 4) Yokoyama, Y., Moriyasu, M. and Ikeda, S.: Electron Transfer Mechanism in Quenching of Uranyl Luminescence by Halide Ions, J. Inorg. Nucl. Chem. 38, 1329-1333 (1976).
- 5) Kaminski, R., Purcell, F. J. and Russavage, E.: Uranyl Phosphorescence at the Parts-per-Trillion Level, Anal. Chem., 53, 1093-1096 (1981).

Table 2.3.4-1 Analytical results for uranium in seawater with KPA.

aliquot No.	concentration (ng/cm ³)		
	seawater 1	seawater 2	seawater 3
1	2.88 ± 0.21	2.96 ± 0.22	2.80 ± 0.21
2	2.83 ± 0.21	2.96 ± 0.21	2.78 ± 0.21
3	2.75 ± 0.21	2.93 ± 0.22	2.66 ± 0.21
average	2.82 ± 0.21	2.95 ± 0.22	2.75 ± 0.21

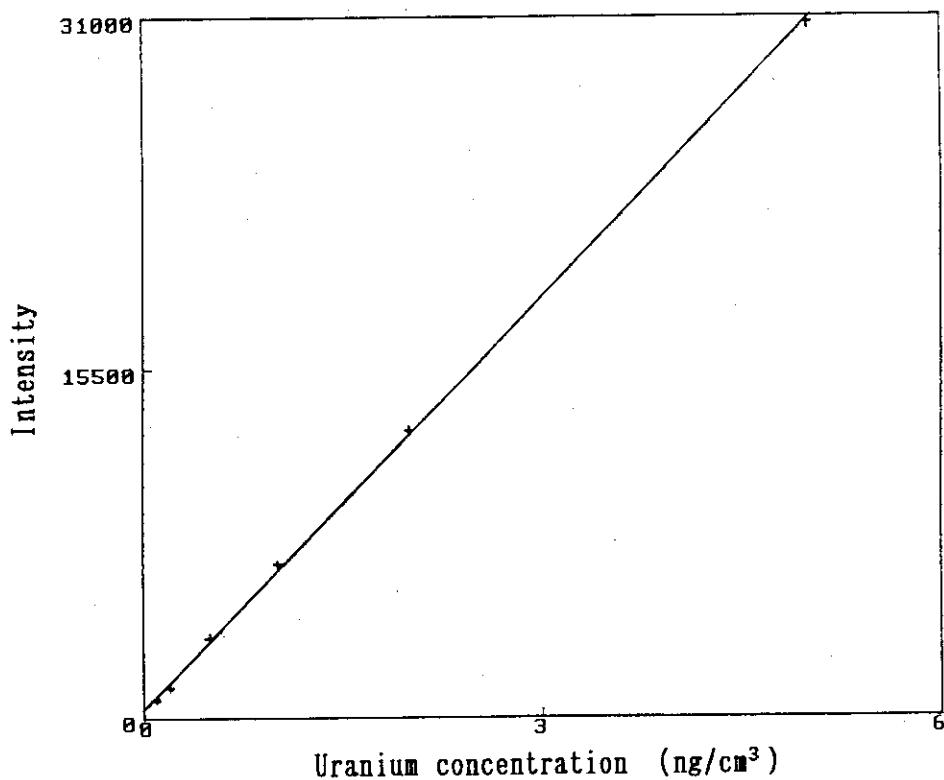


Fig. 2.3.4-1 Calibration curve, standard solutions were plotted.

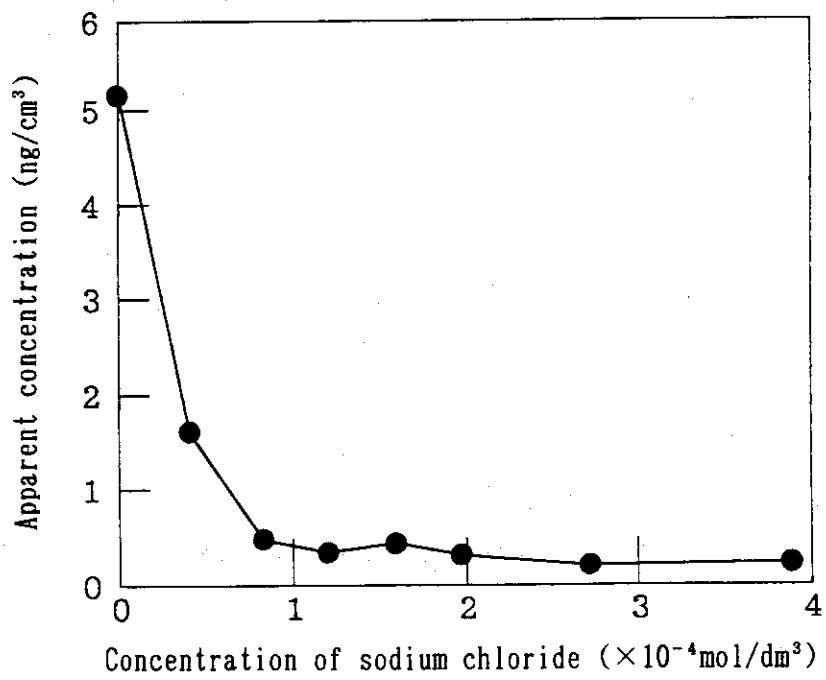


Fig. 2.3.4-2 Quenching effect of sodium chloride on uranium concentration measured with KPA.

2.3.5 核燃料物質使用施設等周辺公衆に対する線量当量の簡易評価法

(1) 緒 言

核燃料物質使用施設等においては、排気筒から放出される放射性物質は、排気筒濃度又は周辺監視区域外濃度で規制されている。そして、周辺監視区域外濃度は、敷地付近の気象観測データがある場合には、このデータを用いて「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」の方法により気体の拡散を計算し求めることができる（以下「指針法」という。）。しかし、指針法は計算が煩雑であり、簡易な方法が求められていると同時に、小規模施設では気象観測を行っていないので計算ができない。そこで、簡易な方法であると同時に、気象台の観測データを用いても計算が可能な方法を見出すことを目的として、風向、風速等の年間平均値を用いた方法（以下「簡易評価法」という。）についての検討を行った。検討は、指針法と簡易評価法に同一の敷地の気象観測結果から得られた気象データを用いて計算し、比較するという方法で行った。

(2) 方 法

一般に、気体の濃度が風下軸上で最大となることに着目し、簡易評価法として次の風下軸上の濃度を求める大気拡散式を使用した。

$$\chi = \frac{Q}{3600 \pi \cdot \sigma_y \cdot \sigma_z \cdot U} \cdot \exp\left(-\frac{H^2}{2\sigma_z^2}\right) \cdot f \cdot t$$

（ χ ：平均濃度 (Bq/m^3)、 Q ：放出率 (Bq/h)、 σ_y 、 σ_z ：水平及び垂直拡散幅 (m)、 U ：風速 (m/s)、 H ：排気筒高さ (m)、 f ：着目方位への風向頻度、 t ：年間排出時間割合）

指針法には、東海研究所の1981年から1985年の5年間の気象観測データと大洗研究所の1982年から1986年の5年間の気象観測データを使用した。簡易評価法には東海研究所と大洗研究所の気象観測データから、年間風速値と年間最多風向頻度に安全裕度を見込み、風速は、排気筒高さ 0～20m : 1m/s, 20～40m : 2m/s, 40～80m : 4m/s, 80m以上 : 5m/s、風向頻度は、全方位 : 20%とした。また、大気安定度には、求める距離毎に濃度が最大となるものを用いた。

(3) 結果及び考察

計算結果をFig. 2.3.5-1 に示す。被ばく評価に必要な100mから1000m の範囲にわたって、簡易評価法により計算した周辺監視区域外の放射性物質濃度は、指針法による濃度と比較して約1桁高い値であり、安全側への計算結果でもあることから、被ばく評価上実用的な方法であることがわかった。

なお、年間平均風速と最多風向頻度に気象台の観測データを用いる場合には、風速に対して一般的に用いられている風速の高度補正式を用いる必要がある¹⁾。この方法により、水戸気象台の観測データを補正して得られた値と、東海研究所と大洗研究所の気象観測データより得られた年間平均風速を比較した結果はほぼ一致した。

（野村 俊文）

参考文献

- 1) 安達 隆史：べき法則による150m高度以下の風速測定法の基礎研究、天気（日本気象学会），28，4，(1981)。

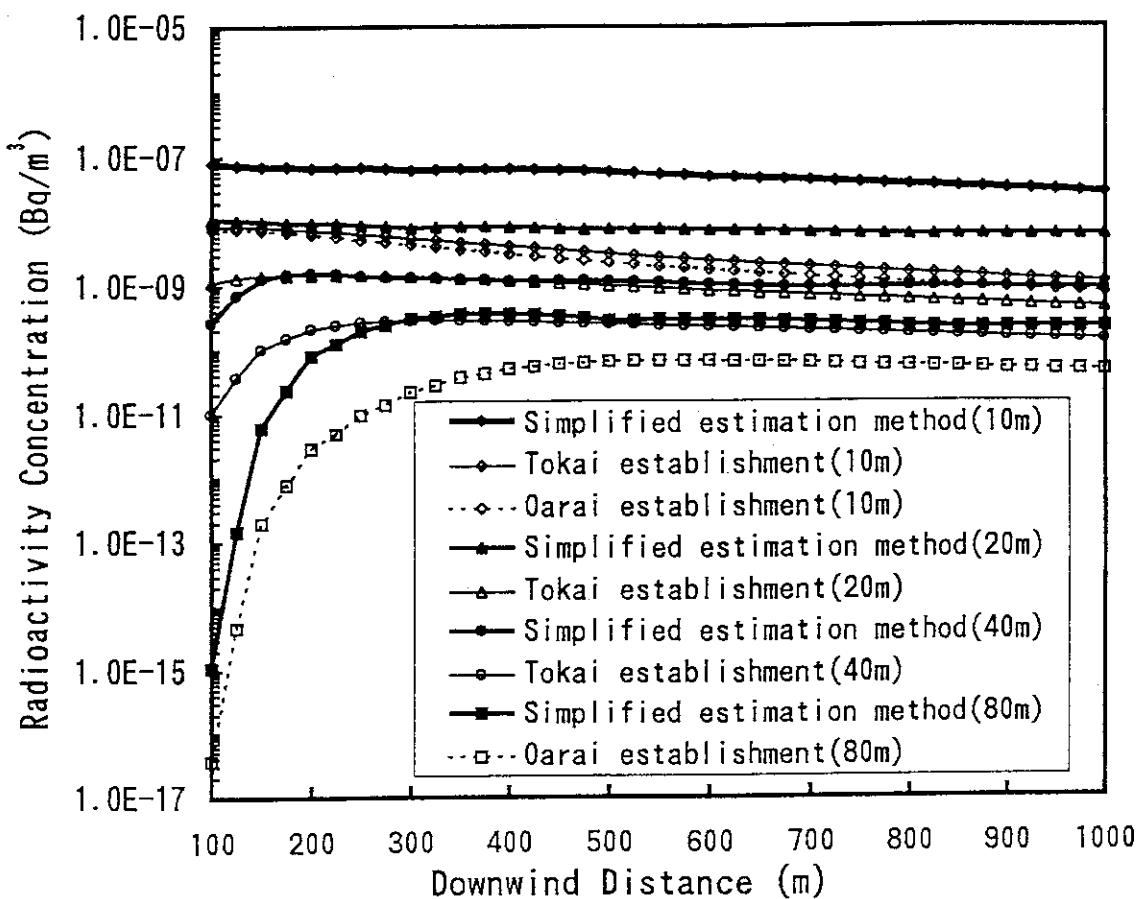


Fig.2.3.5-1 Calculated concentration by the simplified estimation method and the method of Guide on Meteorological Conditions for Safety Analysis of Nuclear Power Reactor Facility.

2.4 放射線管理計測

2.4.1 概要

放射線標準施設棟の¹³⁷Cs及び⁶⁰Co γ線照射場における散乱線のスペクトル評価を行い、基準照射線量率値の精度を向上させた。

γ(X)線照射場の基準線量率の測定に利用している基準電離箱について実効中心のずれの程度を評価し、この結果、照射距離1m以内の測定においては補正が必要であることを解明した。

放射線標準施設棟のβ線基準照射場について、電子技術総合研究所と外挿電離箱による相互比較を実施し、吸収線量率値のずれの程度を確認した。この結果、⁹⁰Sr-⁹⁰Y、²⁰⁴Tlの両線源について、吸収線量率のずれが試験精度の範囲内であることがわかり、本照射場はトレーサビリティが確保され、β線測定器の校正に利用できるようになった。

環境試料の放射能測定に用いる簡易型のγ線校正用体積線源の特性（ピーク検出効率の線源形状依存性等）を5種類の材質について調査した。この結果、低エネルギーγ線においては線源を構成する物質の組成にピーク検出効率が大きく依存することがわかった。

（村上 博幸）

2.4.2 γ 線校正場のスペクトル評価

各種放射線測定器の校正に用いる γ 線校正場には、一次線のほかに散乱線が寄与する。散乱線の散乱形態は、照射装置の照射口でのコリメータ散乱、床、壁、台車による室内散乱及び空気散乱に分類できる¹⁾。今回、原研放射線標準施設棟の第1、第3照射室の γ 線校正場の γ 線波高分布測定を行い、これを照射線量率スペクトルにアンフォールディングすると共に²⁾、各散乱線成分ごとのスペクトル分布を明らかにした。また、一次線に対する各散乱線成分の散乱割合も評価した。これらの評価結果を以下に報告する。

γ 線波高分布測定は、3" ϕ の大きさを有する球形 NaI(Tl)シンチレーション検出器を用いて行った。 γ 線源として¹³⁷Cs と⁶⁰Co を用いた。線源-検出器間距離は、第1照射室においては1.5 m 及び2.0m とし、第3照射室においては1.5m、2.0m、2.5m 及び3.0m とした。照射方式は、照射装置を用いたコリメート方式と4 π 照射方式（非コリメート方式）の2 方式とした。一次線と散乱線の分離を行うため、シャドウコーンを線源検出器間に設置した場合の測定も行った¹⁾。また、室内のバックグラウンド放射線の γ 線波高分布の測定も行った。なお、今回の測定で各方式に含まれる γ 線成分は次のようになり¹⁾、4種類 (γ_p , γ_c , γ_r , γ_a) に分離できる。

- コリメート方式 $\gamma_p + \gamma_c + \gamma_r + B.G. \quad \cdots \quad (1)$
- 4 π 方式 $\gamma_p + \gamma_r + \gamma_a + B.G. \quad \cdots \quad (2)$
- コリメート方式（シャドウコーン設置） $\gamma_a + B.G. \quad \cdots \quad (3)$
- 4 π 方式（シャドウコーン設置） $\gamma_r + \gamma_a + B.G. \quad \cdots \quad (4)$
- B. G. 放射線 $B.G. \quad \cdots \quad (5)$

γ_p :一次線 γ_c :コリメータ散乱線 γ_r :室内散乱線 γ_a :空気散乱

各 γ 線成分の波高分布は以下のように算出した。 γ_p は(2) 式より(4) 式を差し引いて算出した。 γ_a は(3) 式より(5) 式を差し引いて算出した。 γ_r は(1) 式より γ_p と(3) 式を差し引いて算出した。 γ_c は(4) 式から(3) 式を差し引いて算出した。測定された γ 線波高分布及び上記の方法により分割された γ 線波高分布についてはアンフォールディングを行い、照射線量率スペクトルとして γ 線エネルギー分布を評価した。

⁶⁰Co 線源を用いた場合のコリメート方式および4 π 方式による γ 線エネルギー分布の評価結果をFig. 2.4. 2-1 に示す。これらの結果は、第3照射室で線源検出器間距離が2.0m のものである。これより、散乱線成分のエネルギー分布が2つの照射方式の間で異なることがわかる。また、同一距離におけるコリメータ散乱線、室内散乱線の γ 線エネルギー分布をFig. 2.4. 2-2 に示す。これら2つの散乱線成分は各照射方式に固有に含まれている。コリメータ散乱線は、そのほとんどが散乱角60° 以下で散乱を起こしており、そのエネルギーは一次線に近いエネルギー領域に分布した。一方、室内散乱線はそのほとんどが散乱角90° 以上で散乱を起こしており、そのエネルギーは低エネルギー領域に分布した。同様に、同一距離における空気散乱線の γ 線エネルギー分布をFig. 2.4. 2-3 に示す。両照射方式に含まれる空気散乱線は広い範囲にエネルギーが分布していることがわかる。また、量的には他の2つの散乱線成分よりも少ないことが確認された。これらの各散乱線成分のエネルギー分布は部屋の広さ及び線源検出器間距離の違いにより、大きく変動しないことを確

認した。

第1照射室における¹³⁷Csと⁶⁰Co一次線に対する散乱割合をTable 2.4.2-1に示す。線源検出器間距離は2.0mである。各γ線源の2つの照射方式による一次線に対する散乱線の割合を比較すると、¹³⁷Cs線源では室内散乱線の寄与が大きいため、4π照射の方が散乱線割合が多いことが確認された。その一方、⁶⁰Co線源ではコリメータ散乱線の寄与が大きいため、コリメート照射の方が散乱線割合が多いことが確認された。これらの結果は球形電離箱(800cm³)で測定を行った場合¹⁾と近い値を示した。

(高橋 史明)

参考文献

- 1) 清水 滋: 保健物理-管理と研究-No.36, JAERI-Review 94-007, 196, (1994)
- 2) 斎藤 公明, 森内 茂: モンテカルロ計算によるNaI(Tl)シンチレーション検出器γ線応答関数のデータカタログ, JAERI 1306, (1987)

Table 2.4.2-1 Scattering ratio by primary dose rate(No.1 irradiation room, the distance between detector and source is 2.0m).

Name of source	Irradiation method	Component of scattering	Scattering ratio by primary dose rate(%)	
			This study	Ionization chamber
¹³⁷ Cs	Collimating	Collimator	6. 4	4. 5
		Air	2. 1	1. 7
		Total	8. 5	6. 2
	4π (No collimating)	Room	11. 2	12. 8
		Air	2. 1	1. 7
		Total	13. 3	14. 5
⁶⁰ Co	Collimating	Collimator	9. 4	9. 9
		Air	1. 6	1. 1
		Total	11. 0	11. 0
	4π (No collimating)	Room	6. 6	8. 1
		Air	1. 6	1. 1
		Total	8. 2	9. 2

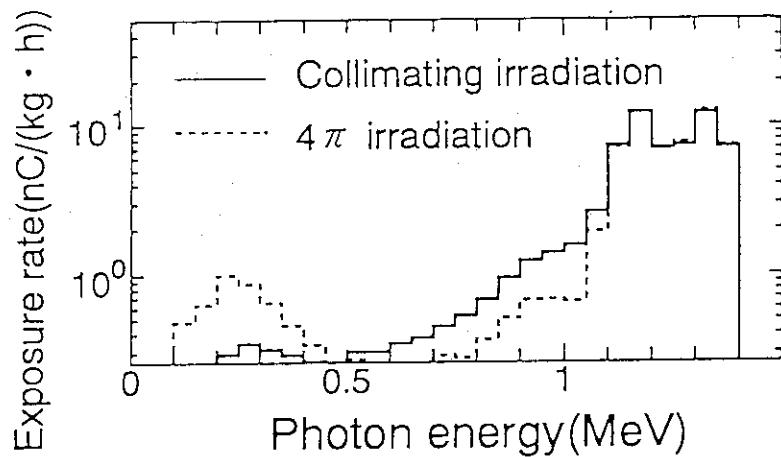


Fig. 2.4.2-1 γ -ray energy distributions of ^{60}Co source in No. 3 irradiation room.
The distance between source and detector is 2.0m.

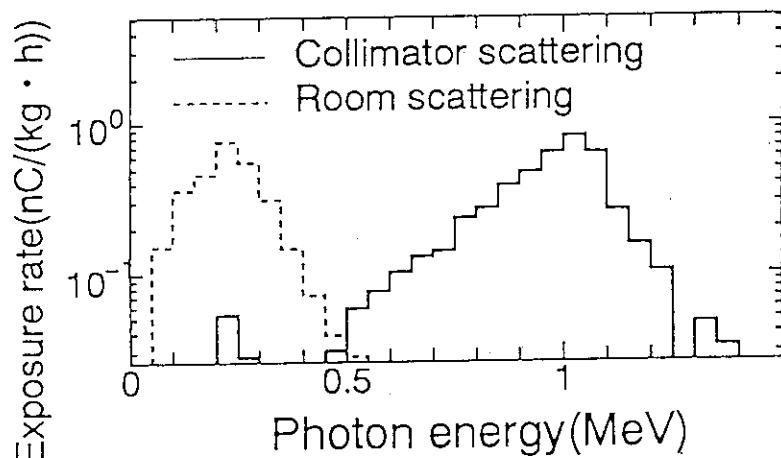


Fig. 2.4.2-2 γ -ray energy distributions of scattering radiations in No. 3 irradiation room(^{60}Co source). The distance between source and detector is 2.0m.

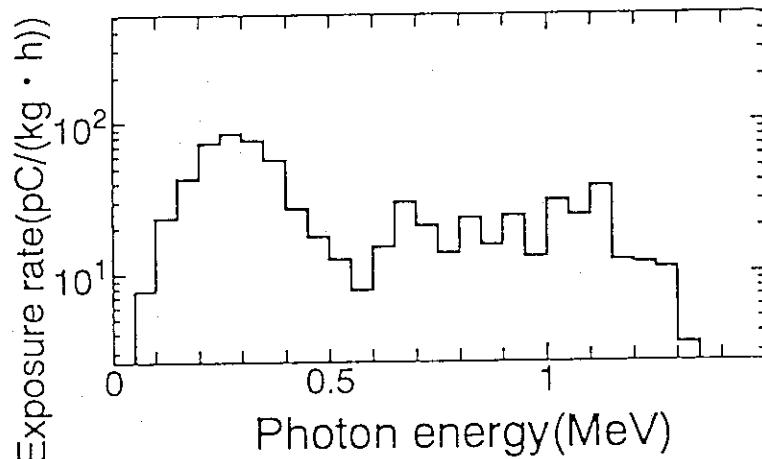


Fig. 2.4.2-3 γ -ray energy distribution of air scattering radiation in No. 3 irradiation room(^{60}Co source). The distance between source and detector is 2.0m.

2.4.3 電離箱検出器の実効中心の評価

γ 線の電離箱検出器では、照射距離が近くなると検出器前後での線源からのジオメトリー（立体角）の違い等が無視できなくなり、検出器の実効中心が検出器中心と一致しないことが予想される。線量計測課で γ (X) 線照射場の基準照射線量率の値付けに使用しているいくつかの空洞電離箱検出器においても、照射距離が 1 m 以内になると線量率を過大又は過少に評価する等、測定に影響が生じることを確認した。このため、検出器の容積、寸法及び形状（球形又は円筒形）の異なる数種類の電離箱検出器について、実測及び計算により以下に示す幾何学的パラメータを評価した。

試験に使用した電離箱検出器は、エクスラディン社製の球形 100cm^3 及び 800cm^3 、ビクトリーン社製の円筒形 330cm^3 及び 33cm^3 、キャピントック社製の円筒形 1800cm^3 及び 530cm^3 の 6 種類である。

実測による評価は、 ${}^{60}\text{Co}$ 点状線源を用いて行った。照射は線源 - 検出器中心間距離を 1 m から 0.1 m まで 10cm 間隔で近づけて実施し、室内散乱線の成分をシャドウコーン法で分離測定して各距離での照射線量率を決定した。得られた照射線量率の基準一次照射線量率¹⁾に対する割合を求め、これを幾何学的パラメータとして評価した。

計算による評価では、まず各距離での電離箱容積内の平均フルエンス率 (ϕ) は、ジオメトリーの基本式²⁾により算出し、これらの式を積分して得た平均フルエンス率 (ϕ) と検出器中心点のフルエンス率 (ϕ_0) の割合 ($G : \phi / \phi_0$) を幾何学的パラメータとして各検出器毎に下記に示すような評価式 (1)～(3) を作成した。本評価式の式中の L は線源 - 検出器中心間距離、 R は検出器の半径、 H は検出器の長さである。なお、本評価式は、 H/L 、 $2R/L$ の比が 0.02 から 1.0 の条件で使用できる。

(1) 球形検出器

$$G = \frac{3L}{2R^3} \left\{ \frac{R^2}{2} \ln \frac{L+R}{L-R} - L \left(\frac{L}{2} \ln \frac{L+R}{L-R} - R \right) \right\} \quad (1)$$

(2) 円筒形検出器（軸垂直方向入射の場合）

$$G = \frac{2L^2}{R^2H} \int_{h=0}^{H/2} \ln \frac{R^2 + h^2 - L^2 + \sqrt{(h^2 + (L+R)^2)(h^2 + (L-R)^2)}}{2h^2} dh \quad (2)$$

(3) 円筒形検出器（軸方向入射の場合）

$$G = \frac{L^2}{R^2H} \left\{ (L + H_{1/2}) \ln \left(1 + \frac{R^2}{(L + H_{1/2})^2} \right) - (L - H_{1/2}) \ln \left(1 + \frac{R^2}{(L - H_{1/2})^2} \right) \right. \\ \left. + 2R \left(\tan^{-1} \frac{L + H_{1/2}}{R} - \tan^{-1} \frac{L - H_{1/2}}{R} \right) \right\} \quad (3)$$

試験の結果、球形検出器は Fig. 2.4. 3-1 に示すとおり、距離が近づくと 50cm 付近から急激に線量率が上昇し、実効中心が検出器中心より前方に移動しているとみなせることがわかる。また、円筒形検出器の軸垂直方向入射では、Fig. 2.4. 3-2 に示すとおり距離が近づくと球形検出器とは逆に、 50cm 付近から急激に線量率が下降し、実効中心が検出器中心より後方に移動しているとみなせることがわかる。このように、 50cm 以内の至近距離では検出器の形状が異なると線量率が過大又は過小に評価されるようになり、本来の線量率を精度良く測定できなくなってしまう。Fig. 2.4. 3-

3に、6種類の検出器の実測による実効中心のずれを示す。同図より、同じ形状の検出器では容積が小さくなるほど実効中心のずれの程度が少なくなることが確認できた。また、エクスラディン社製の球形800cm³とビクトリーン社製の円筒形330 cm³の電離箱では、本来の線量率に対して1mで0.2 %, 0.5 mで0.8 %, 0.3 mで2.0 %の違いが生じた。

これらの実測値と上記の評価式による計算値の比較では、照射距離30cm以内において実測値の方が0.5 ~ 2 %程度高くなったが、50cm以上の距離においては良く一致することを確認した。このような近距離での両者の違いは、検出器の壁材からの二次電子の発生、外部空気で発生した二次電子の入射、中心電極の散乱などの影響によるものと考えられる。

以上の結果から、 γ (X)線照射場の基準照射線量率の測定を行う場合、1m以内の照射距離では実効中心の補正を行う必要があり、この補正を行うことにより照射場の線量率測定精度をより一層向上できることがわかった。また、上記の計算式で実効中心のずれを評価できることが確認できたので、電離箱検出器の製作設計において、実効中心のずれを少なくできる形状、寸法などの評価に使用できることになった。

(清水 滋)

参考文献

- 1) 清水 滋：保健物理－管理と研究－No. 35, JAERI-M93-172, 236-240(1992)
- 2) NCRP REPORT No. 112 (1991)
- 3) 清水、高橋：日本原子力学会1994年秋の大会 N41 (1994)

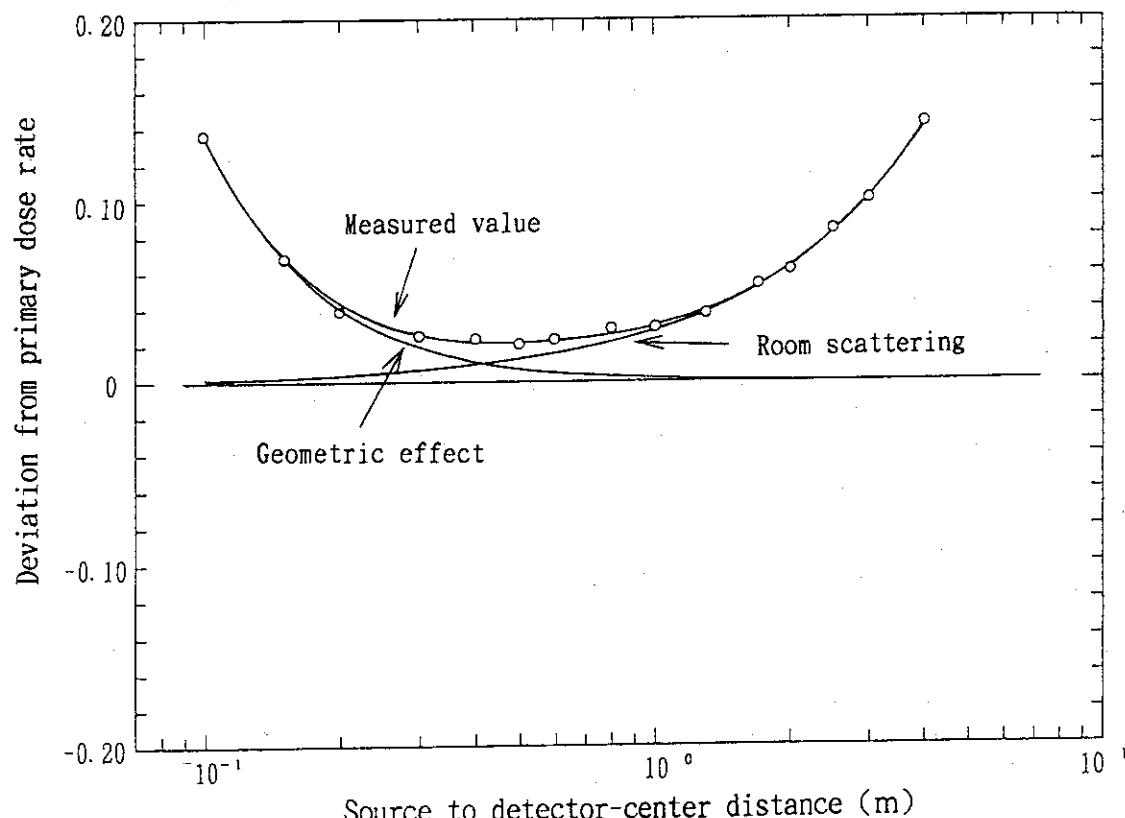


Fig. 2.4.3-1 Deviation of measurement from primary dose rate for the spherical ionization chamber. (Detector: EXRADIN 800cm³)

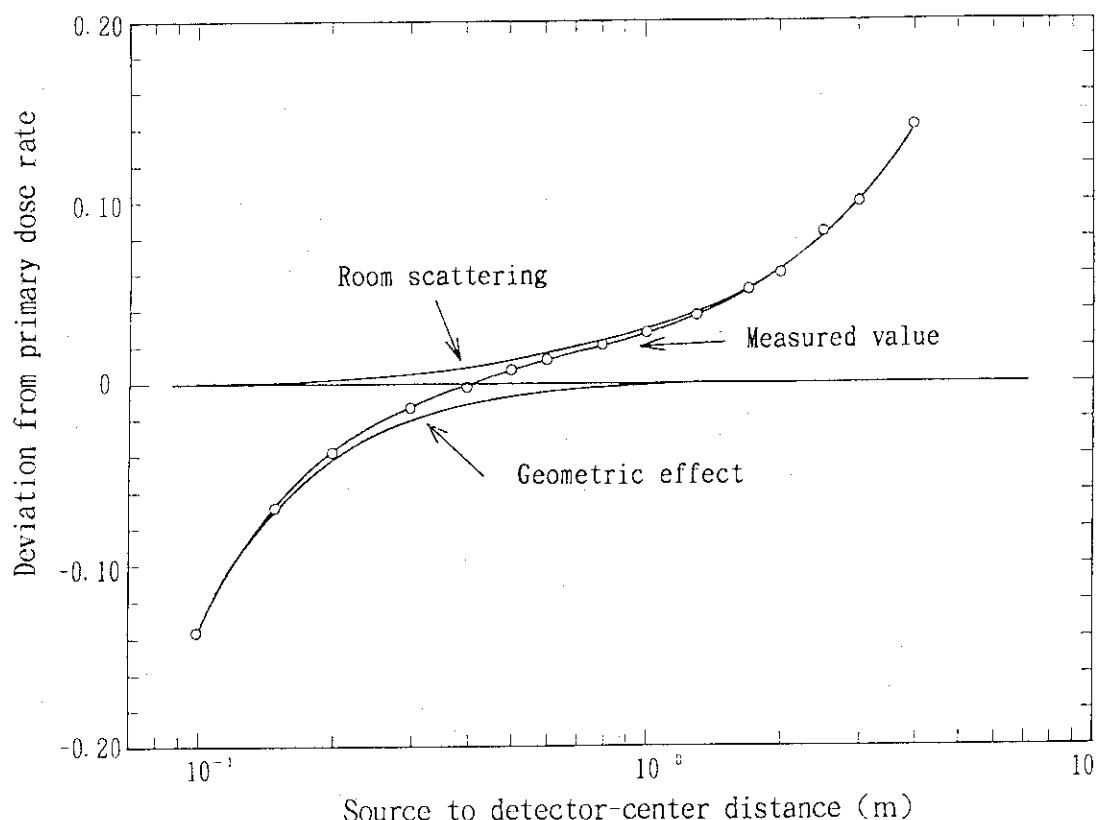


Fig. 2.4.3-2 Deviation of measurement from primary dose rate for the cylindrical ionization chamber. (Detector: EXRADIN 800cm³)

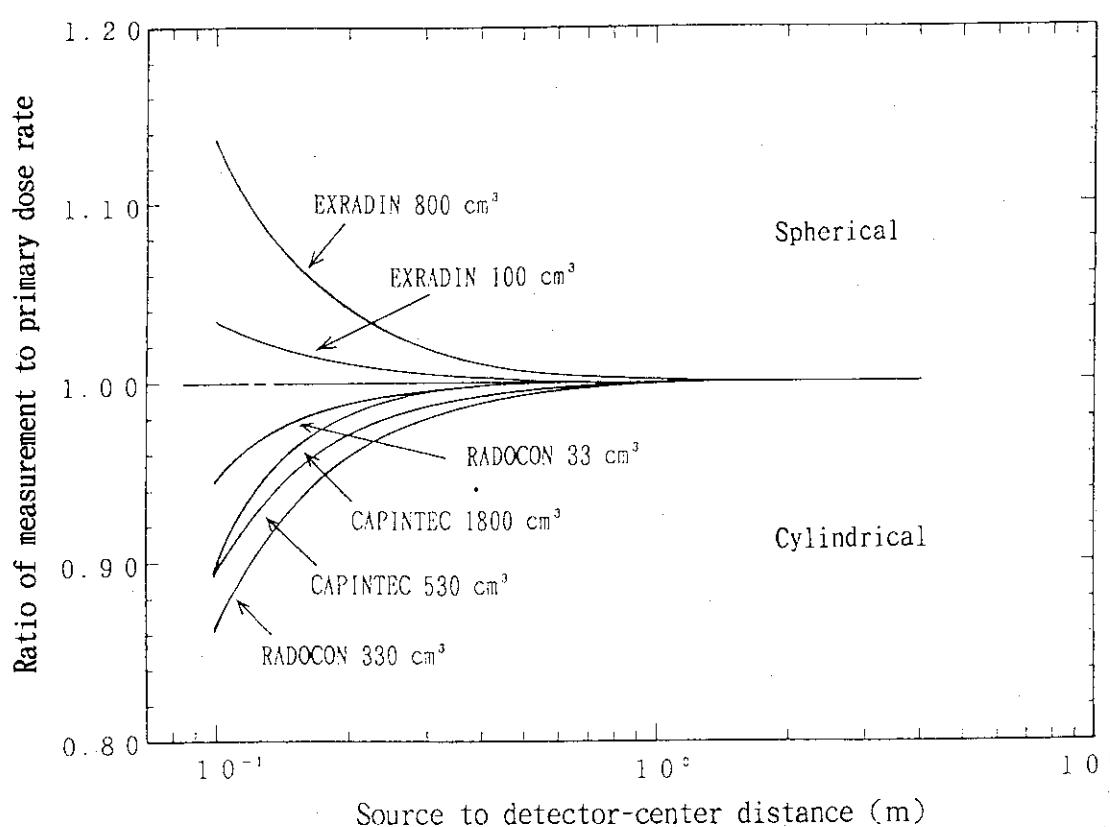


Fig. 2.4.3-3 Ratio of measurement to primary dose rate for various ionization chambers.

2.4.4 β 線吸収線量率基準場の相互比較

放射線標準施設棟の β 線 $70 \mu\text{m}$ 組織吸収線量率の基準照射場は、Bragg-Grayの空洞原理を応用した外挿電離箱（PTW製）により測定し、値付けしている。本照射場のトレーサビリティを確保するため、電子技術総合研究所（ETL）と基準吸収線量率の相互比較を行い、その結果が明らかになつたので以下に報告する。

β 線組織吸収線量率照射場に使用している線源は、 ^{147}Pm , ^{204}Tl 及び $^{90}\text{Sr} - ^{90}\text{Y}$ の 3 線源である。これらの線源を用いた照射場の吸収線量率の値付けは、各照射距離において外挿電離箱の深さを変化させて電離電流を測定し、容積ゼロのときの電離電流を外挿法で求めることにより行われる¹⁾。ETLによる当照射場での測定は、国家標準の外挿電離箱から標準を移行した副標準器（直径10cm ϕ 、深さ1.3cmの円筒形電離箱）により実施された。相互比較は、 ^{147}Pm 線源が照射距離20cmのみ1点、 ^{204}Tl 線源が30cm, 50cmの2点、 $^{90}\text{Sr} - ^{90}\text{Y}$ 線源が30cm, 50cm, 70cm, 100cmの4点、合計7点の照射場について実施した。

原研と ETL の相互比較の結果をTable 2.4.4-1 に示す。表より、 ^{204}Tl , $^{90}\text{Sr} - ^{90}\text{Y}$ 線源による両者の吸収線量率のずれは、共に約 5% 以内で良く一致した。また、 ^{147}Pm 線源ではそれが 12% 程度であった。 ^{147}Pm 線源の試験精度が ^{204}Tl , $^{90}\text{Sr} - ^{90}\text{Y}$ 線源に比べて低い理由としては、 ^{147}Pm 線源の照射場における β 線平均エネルギーが 50keV 程度と低く、照射場の気温・気圧により照射距離の空気層厚さが 0.1 mg/cm^2 変化すると 2% 程度電離電流が変化してしまうこと、外挿電離箱の入射窓にマイラ膜を使用しているため、組織等価に補正するときの誤差が大きいことなどの理由によるものと考えられる。

(清水 滋)

参考文献

- 1) 清水 滋：「保健物理－管理と研究」JAERI-M93-172 P.229 (1993)

Table 2.4.4-1 Intercomparison of absorbed dose rate to $70 \mu\text{m}$ tissue.

Radionuclide	Calib- ration distance (cm)	Result of intercomparison (Date : 1 April 1994)					
		ETL (mGy/h)	Accuracy ($\pm\%$)	JAERI (mGy/h)	Accuracy ($\pm\%$)	Deviation (%)	
^{147}Pm	20	0.5029	10	0.5654	8	+12.4	
^{204}Tl	30	5.155	5	4.883	5	-5.3	
	50	1.360	5	1.302	8	-4.3	
	30	130.7	5	129.1	3	-1.2	
$^{90}\text{Sr} - ^{90}\text{Y}$	50	44.63	5	43.44	3	-2.7	
	70	21.65	5	21.04	3	-2.8	
	100	9.947	5	9.525	4	-4.2	

2.4.5 環境及び放射線管理試料の放射能測定のために調整した γ 線校正用線源の特性

γ 線スペクトロスコープによって、環境及び放射線管理試料の放射能を決定するには、測定を行う試料の形状、組成を十分考慮した校正用線源を使用してピーク検出効率を求めることが重要である。

原研線量計測課においては、気泡セメントを用いた校正用線源の作製法を開発¹⁾し、これを定常業務において使用している。この線源の作製にはある程度の熟練を要するため、異なる材質を用いて校正用線源²⁾を作製するとともに、形状、組成及び密度に関する検出効率の特性、線源の調整方法の再現性を調査した。

校正用線源に使用する材質は、それぞれ密度の異なる、気泡セメント、水、ビーズ（ガラスピーズ：6 mm ϕ 、2 mm ϕ 、発泡ポリスチレン及び硬質プラスチック）の5種類であり、線源容器には、環境の土壤等の測定に使用している直径95mm、高さ55mmのプラスチック製の亀甲容器を用いた。測定は相対効率45%の γ -X型のHPGe半導体検出器を用いて行った。

評価項目及び結果は以下の通りである。

(1) 同一の校正用線源でのピーク検出効率のバラツキ

材質及び試料形状が同一な校正用線源を3個調整し、 γ 線エネルギー毎のピーク検出効率のバラツキを評価した結果、ピーク検出効率のバラツキは極めて小さく、単一な校正用線源でその作製法及び試料形状を代表していることの確認ができた。

(2) 校正用線源の形状の変化に対するピーク検出効率の依存性

同じ材質で、高さを15mm、30mm、45mmと変化させた校正用線源で γ 線エネルギー毎のピーク検出効率を評価した結果、高さの増加とともにピーク検出効率は系統的に減少し、極めて妥当な結果が得られた。

(3) 校正用線源の密度及び組成に対するピーク検出効率の依存性

同一の形状で、材質が異なる校正用線源で γ 線エネルギー毎のピーク検出効率を評価した結果をFig. 2.4.5-1に示す。 γ 線エネルギーが高い場合には、気泡セメントと他の材質で求めたピーク検出効率は、近似曲線から相対的に10%以下と良い相関が得られているが、 γ 線エネルギーが低い場合には、気泡セメントの値と比較してすべて高めとなった。これは、材質を形成する組成の違いによる光電吸収断面積の違いからくるものと考えられる。

これらの結果から、校正用線源の作製における再現性が良く、1個の線源でも十分代表していることが確認できた。

気泡セメント線源と水溶液線源及びビーズ線源で比較した結果、 γ 線エネルギーが高い場合は、線源の密度、形状が同じであればすべての線源においてピーク検出効率の近似曲線の値から大きな変化は生じない。しかし、 γ 線エネルギーが低い場合は、気泡セメントと他の線源とが、たとえ同じ密度、形状であってもピーク検出効率の近似曲線の値から大きく変化する。すなわち、こうした γ 線エネルギーにおいては、その組成を十分考慮する必要があると考えられる。

（滝 光成）

参考文献

- 1) 川崎 克也他：日本原子力学会「昭62秋の大会」（第Ⅱ分冊），2，（1989）
- 2) 南 賢太郎他：公開特許公報 2-284100/A/, 4, (1990)

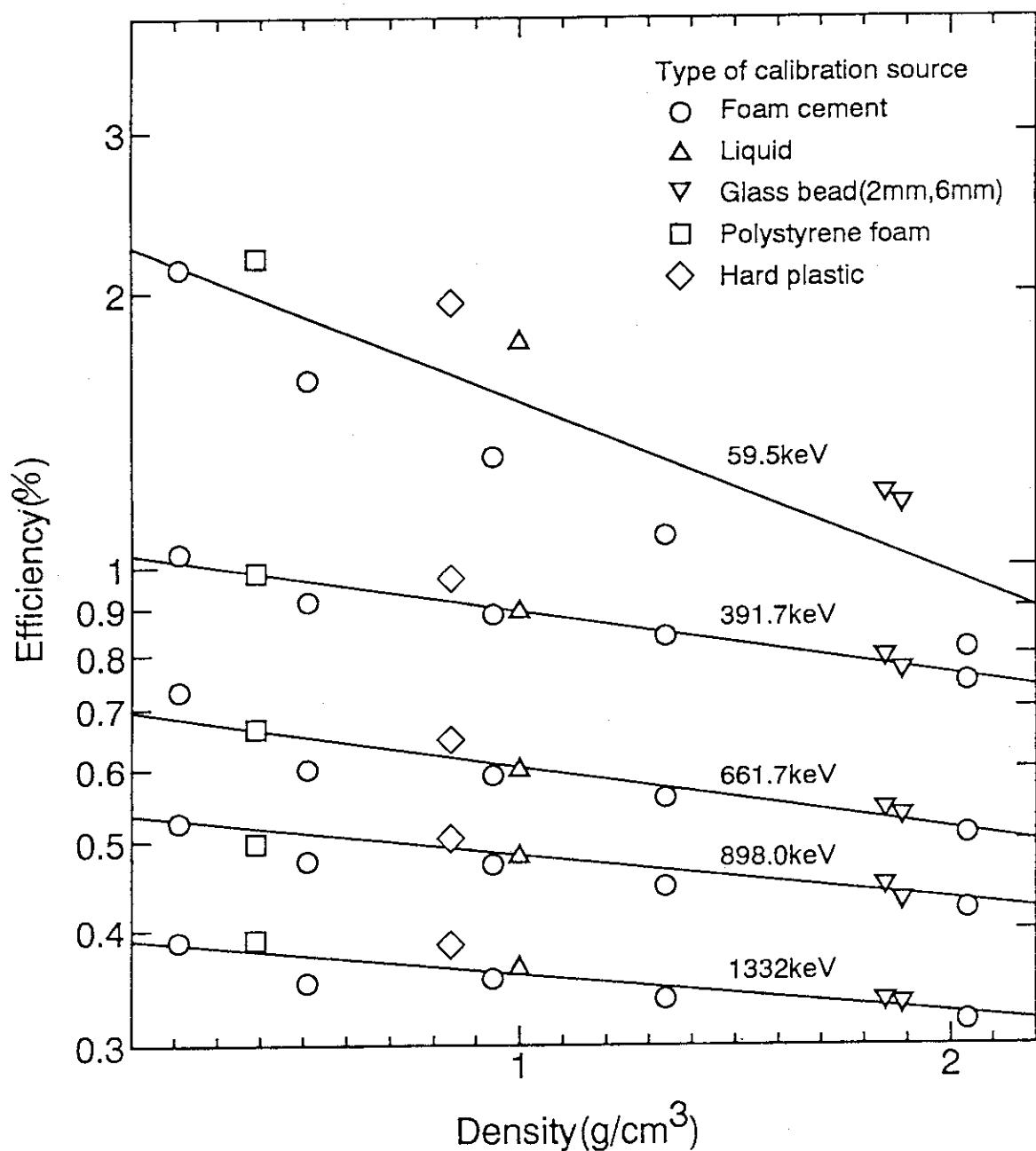


Fig. 2.4.5-1 Variation of efficiency-density curves for all the prepared calibration sources.

3. 研究

Research

3.1 放射線管理計測

3.1.1 概 要

放射線標準測定法の開発では、放射性ガスモニタの校正法の確立のため、校正用ガスとして利用価値が高い短半減期放射性希ガス (^{41}Ar , ^{133}Xe , ^{135}Xe) について、その作製方法及び放射能の決定方法を検討した。また、これらの放射性希ガスを用い、放射線管理測定で基準電離箱として使用されている通気型円筒電離箱について電離効率を決定した。表面汚染測定については、1993年に引き続き、トリチウム面線源からの制動X線の吸収特性、エネルギー分布等の評価を行い、モンテカルロ計算シミュレーションとの比較により測定結果の妥当性を評価した。

個人被ばく線量評価解析法の開発では、連続エネルギーモンテカルロ計算コードMCNP-4を用い、国際放射線単位・測定委員会（ICRU）が個人線量計校正の基準量として勧告した「ICRUスラブ線量当量 $H_{s,1}(d)$ 」に関し、光子及び中性子に対する線量換算係数を計算した。また、同コードを用いて、ICRUが定義する「個人線量当量 $H_p(d)$ 」と $H_{s,1}(d)$ との関係を光子及び中性子について明らかにするとともに、個人線量測定の不確定要因の一つである線量計の着用位置による評価値への影響を解析した。さらに、「最近の外部被ばく線量評価法に関するワークショップ」を開催し、現状の問題点を摘出するとともに、今後の研究課題を整理した。

（吉田 真）

3.1.2 短半減期校正用ガスの作製と放射能の決定

放射性ガスを用いたガスモニタの校正（実ガス校正）は、測定値の信頼性を確保する上で極めて重要な手段である。この実ガス校正において使用可能な校正用ガスのうち、半減期の短い放射性希ガスは、長半減期校正用ガスにない放射線エネルギーが利用できる、被校正ガスモニタに残留汚染が生じない、使用済み校正ガスの廃棄に際し半減期による減衰が期待できる等の利点がある。これらの校正ガスは一般には入手が困難であるが、原研においては、原子炉を利用することにより比較的容易に作製して校正に用いることが可能である。このため、ガスモニタの校正に適した短半減期希ガス (^{41}Ar , ^{133}Xe 及び ^{135}Xe) の作製法及び放射能決定法を検討した。

^{41}Ar , ^{133}Xe 及び ^{135}Xe の作製は次のようにして行った。 ^{41}Ar については、 $^{40}\text{Ar}(\text{n}, \gamma)$ ^{41}Ar 反応に基づいて行った。標的ガスは、日本酸素から供給された濃縮度99.9%の ^{40}Ar を使用した。10cm³ の試料ガスを石英ガラスのアンプルに減圧封入し、JRR-4のTパイプを使用して約1分間の照射を行うことにより、約1MBqの ^{41}Ar を得ることができた。同様に、 ^{135}Xe の作製においては、 $^{134}\text{Xe}(\text{n}, \gamma)^{135}\text{Xe}$ 反応に基づき、EURISOTOP製濃縮度99.8%の ^{134}Xe を用いてJRR-3の気送照射設備で照射を行った。さらに、 ^{133}Xe の製造においては、 $^{132}\text{Xe}(\text{n}, \gamma)^{133}\text{Xe}$ 反応に基づき、EURISOTOP製濃縮度99.6%及びISOTEC製濃縮度68%の ^{132}Xe ガスを用いてJRR-3の気送照射設備及びJRR-4のTパイプで照射を行った。照射終了後数時間が経過した後、 ^{41}Ar 及び ^{135}Xe についてGe検出器を用いて測定したγ線スペクトルをFig. 3.1. 2-1に示す。このスペクトルから明らかなように、両者においては放射化学的不純物が極めて小さいことが分かる。しかし、 ^{133}Xe においては、半減期が比較的近い ^{133m}Xe 及び ^{131m}Xe が同時に生成されるため、校正ガスとして使用する際にはその影響に十分注意する必要がある。

作製した放射性希ガスの放射能は、Fig. 3.1. 2-2に示す測定系において長軸比例計数管内拡散法^{1), 2)} に基づき決定された。比例計数管内中央部からマイクロシリジンで注入した放射性希ガスの放射能A(Bq)は、 $A = R_0 / \{(1-F_{th})(1-F_w)(1-F_e)\}$ で与えられる。ここで、 R_0 は比例計数管における計数率(s⁻¹)、 F_{th} はβ崩壊に基づくエネルギー分布と波高別レベルで決まる計数損失の割合、 F_w は壁効果による計数損失の割合、 F_e は端効果による計数損失の割合を示す。 $(1-F_e)$ の項は、長軸比例計数管内拡散法の場合には1と置くことができ、 $(1-F_{th})(1-F_w)=1-F_{th+w}$ の項の F_{th+w} は、比例計数管の出力波高分布スペクトルと波高別レベルに基づいて決定することができる。注入した放射性希ガスを測定系内に均一に混合した後に得られる計数率 $r_0(s^{-1})$ に対する放射能の比(A/r_0)及び F_{th+w} の値を他の校正ガスの結果とともにTable 3.1. 2-1に示す。比(A/r_0)の値は、他の核種と比較して大きな変化はなく十分な精度で決定された。また、 F_{th+w} の値も小さく、特に内部転換電子を放出する ^{133}Xe においては補正量が0.5%以下となった。

以上に述べた線源作製法及び放射能決定法に基づき短半減期放射性希ガスを用いた放射性ガスマニタの校正を行うことができる。今後、モニタ校正に適用するにあたり、 ^{133m}Xe , ^{131m}Xe 等の不純物が校正に与える影響を調べて最適な校正条件を評価する必要がある。

(吉田 真)

参考文献

- 1) Yoshida M. et al. : Nucl. Instr. Meth., A330, 158-164(1993)
 2) 吉田真, 他: RADIOISOTOPES, 42(8), 452-460(1993)

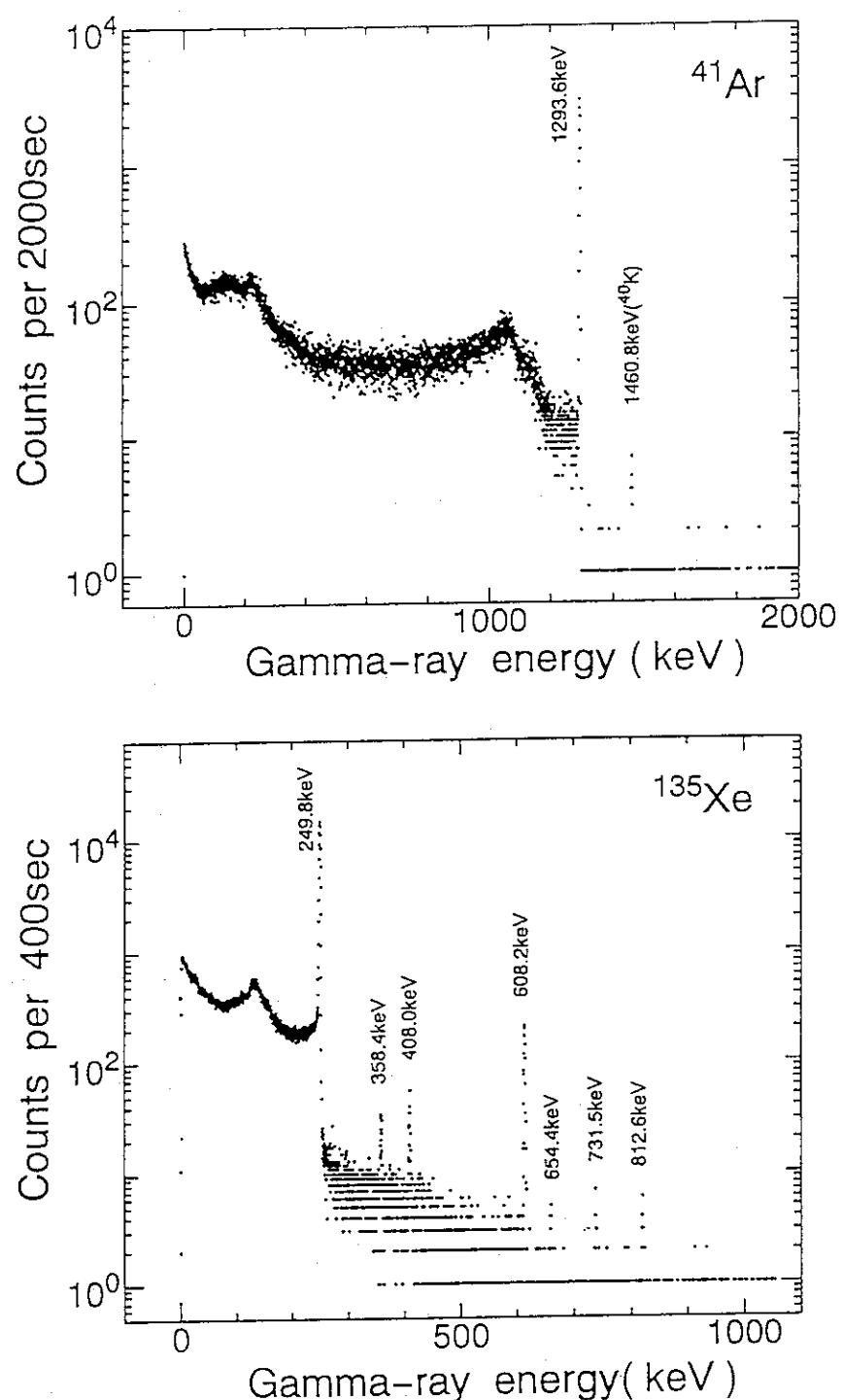


Fig. 3.1.2 - 1 Gamma-ray spectra of ^{41}Ar and ^{135}Xe produced by (n, γ) reaction. They are measured with a Ge detector at the elapsed time of several hours after the irradiation.

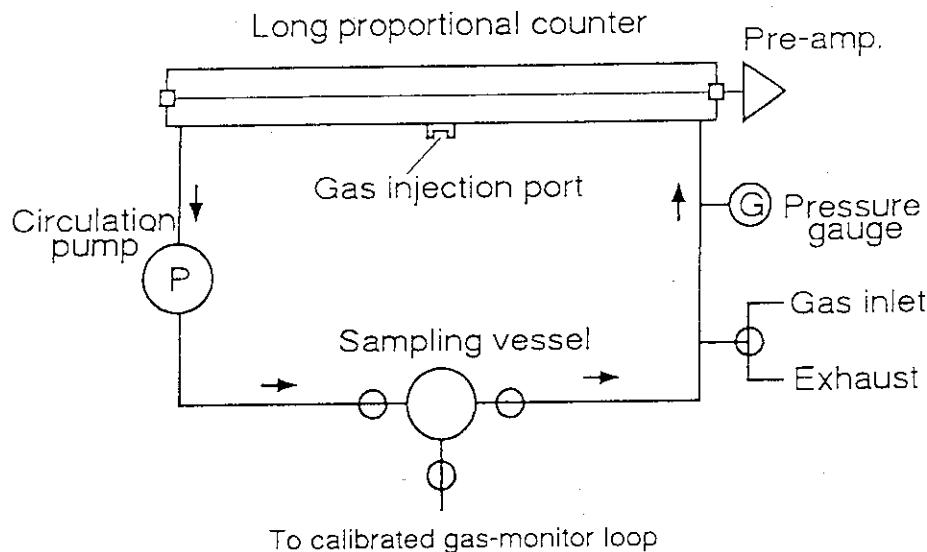


Fig. 3.1.2 - 2 Gas loop with a long proportional counter used for determination of gaseous radioactivities.

Table 3.1.2 - 1 Measured values of the ratio between count rate(r_0) and activity(A), and correction factor(F_{th+w}) for calibration gases.

Nuclide	Average β -ray energy(keV)	A/r_0 (Bq s)	F_{th+w} (%)
^{41}Ar	464	1.1946(± 0.0020)	1.7
^{135}Xe	303	1.1851(± 0.0016)	1.0
^{133}Xe	100	1.1740(± 0.0022)	0.3
^{86}Kr	251	1.1892(± 0.0033)	1.2
^{14}C	49	1.1882(± 0.0034)	0.6
^3H	5.7	1.2066(± 0.0031)	1.6

3.1.3 光子及び中性子外部被ばくに対する個人線量当量の身体部位依存性の解析

国際放射線単位・測定委員会（ICRU）¹⁾は、外部被ばくに対する個人モニタリングのための計測実用量として「個人線量当量、 $H_p(d)$ 」を用いることを勧告している。 $H_p(d)$ は、「人体の指定されたある点の適切な深さ d における人体軟組織の線量当量」と定義されており、この深さ d の値として強透過性放射線に対して10mm、弱透過性放射線では皮膚に対して0.07mm及び水晶体に対して3mmが推奨されている。また、ICRU²⁾は個人線量計の校正や性能試験の基準量としてICRU組織のスラブ内で定義される $H_{s,1}(d)$ を用いることを勧告している。 $H_p(d)$ は、線量を評価する人体上の位置に依存する量であり、この位置の依存性や $H_{s,1}(d)$ との関係を明らかにすることが重要である。そこで、これらを解明するために、数学人体模型と放射線輸送計算コードを用いた計算シミュレーションによる解析を行った。

MIRD型の数学人体模型の前方から10 keV～10 MeVの光子平行ビームを入射させ、胴体上の異なる位置における $H_p(d)$ を計算した。また、ICRU組織の元素組成を持つ30×30×15cmのスラブに光子平行ビームを入射させ、スラブ中心における $H_{s,1}(d)$ を計算した。これらの放射線輸送計算には、モンテカルロ計算コードMCNP-4を用いた。さらに、これらと同様の計算を熱エネルギー～20 MeVの中性子入射に関しても行い、 $H_p(d)$ 及び $H_{s,1}(d)$ を計算した。

個人線量計を着用する左胸及び右腹の位置における $H_p(10)$ 、 $H_{s,1}(10)$ 及び実効線量の光子に対する比較をFig. 3.1.3-1に示す。 $H_p(10)$ は、50～200 keVの領域で位置による差が現れるが、対象とした全エネルギー範囲で $H_{s,1}(10)$ よりも小さくなることがわかった。また、 $H_p(10)$ 、 $H_{s,1}(10)$ のいずれも、個人の被ばく限度を規定する実効線量を安全側に評価することがわかった。中性子に対する同様の比較をFig. 3.1.3-2に示す。位置による $H_p(10)$ の違いは非常に小さく、 $H_{s,1}(10)$ との差も大きくない。しかし、10 eV～10 keV及び熱エネルギーにおいて、個人の被ばく限度を規定する実効線量より小さくなり、個人モニタリングの結果が過少評価されるという不都合があることがわかった。また、この原因が、ICRP Publication 60³⁾で導入された放射線荷重係数と線質係数の関係の不調和にあることがわかった。

(山口 恭弘)

参考文献

- 1) ICRU: ICRU Report 39(1985)
- 2) ICRP: ICRU Report 47(1992)
- 3) ICRP: ICRP Publication 60 (1991)

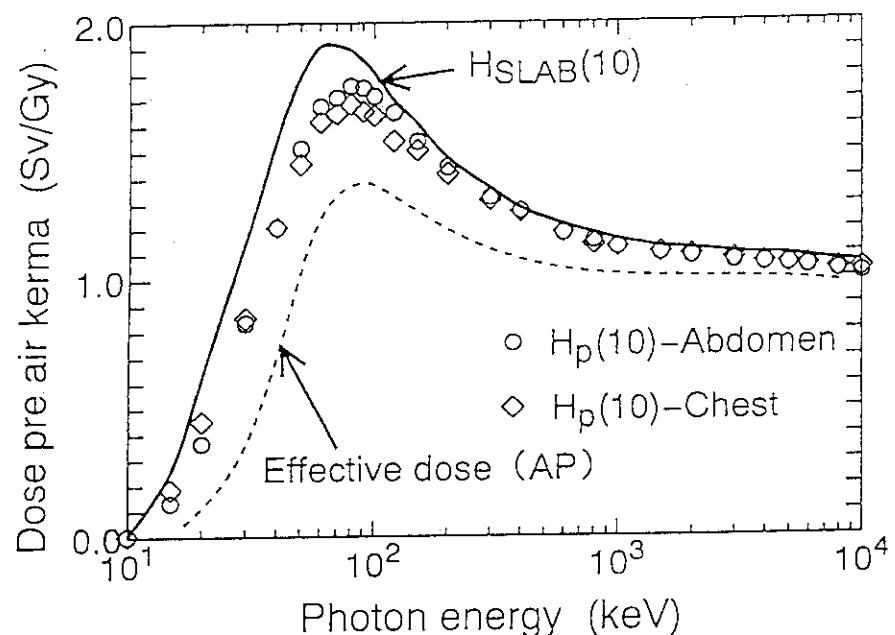


Fig. 3.1.3 - 1 Personal dose equivalent, $H_p(10)$, for photon exposure at locations of left chest and right abdomen, compared with personal dose equivalent in the ICRU-tissue slab phantom, H_{SLAB}(10), and effective dose.

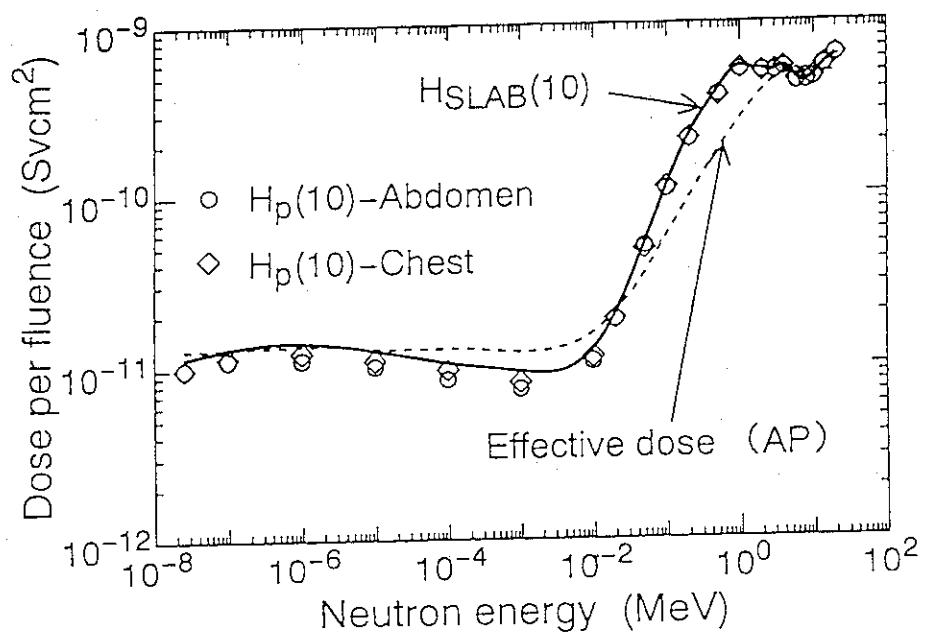


Fig. 3.1.3 - 2 Personal dose equivalent, $H_p(10)$, for neutron exposure at locations of left chest and right abdomen, compared with personal dose equivalent in the ICRU-tissue slab phantom, H_{SLAB}(10), and effective dose.

3.1.4 中性子個人線量計校正のためのフルエンス-線量当量換算係数の計算

国際放射線单位・測定委員会（ICRU）は、Report 47¹⁾において、個人線量計を平板ファントム上で校正し、校正のための基準線量当量として、ICRU組織等価物質でできた30cm(縦)×30cm(横)×15cm(高)の平板ファントム（ICRUスラブファントム）の中心軸上深さd mmにおける線量当量（ICRUスラブ線量当量： $H_{s,1}(d, \alpha)$ (α ; 入射角度)）を用いることを勧告した。この勧告は、光子及び電子に対するものであるが、中性子についても校正基準量は同じとなる予定である。そこで、中性子個人線量計を校正する場合に必要となる中性子フルエンスΦからICRUスラブ線量当量への換算係数（ $H_{s,1}(d, \alpha) / \Phi$ ）を、国際放射線防護委員会（ICRP）1990年勧告で変更された線質係数に基づき計算した。

計算には、連続エネルギーモンテカルロ計算コードMCNP-4を使用した。ICRUスラブファントムに単色エネルギーの中性子面平行ビームを角度 α で入射させ、ファントムの中心軸上の深さ0.07mm、3mm及び10mmの位置に置いた半径2cmの円板状面検出器で中性子及び二次γ線の粒子フルエンスを求め、その場所においてすべてのエネルギーを付与すると仮定するカーマ近似により線量当量を評価した。中性子の輸送計算に用いる断面積として、日本の評価済み核データライブラリJENDL-3.1に基づいて編集されたものを用いた。吸収線量の計算に使用したカーマ係数は、中性子についてはCaswellらの値²⁾、光子についてはHubbellの値³⁾である。ICRP1990年勧告に基づく中性子に対する線質係数として、SchuhmacherとSiebertの計算値⁴⁾を用いた。換算係数は、エネルギーは熱中性子から20 MeVまでの間の25点で、入射角度は0°(垂直入射)から75°まで15°間隔で計算した。モンテカルロ計算の統計誤差が、相対標準偏差で原則1%以下となるようヒストリーナンバーを調整した。

Fig. 3.1.4-1に入射角度0°における換算係数を、二次γ線による寄与とともに示す。10keV以下のエネルギー領域で、換算係数の深さによる違いが大きくなっていること、二次γ線の寄与が大きくなっていることがわかる。Fig. 3.1.4-2に $H_{s,1}(10, \alpha) / \Phi$ の角度依存係数(入射角度0°の換算係数に対する入射角度 α のときの値の比)を示す。この角度依存係数は、10 keV以下でエネルギー依存性が小さい。10keVを境に傾向が異なる理由は、約10keV以上では入射中性子と組織等価物質との相互作用により線量が付与されるが、これ以下のエネルギーでは、主にファントム内で減速された中性子の相互作用が線量に寄与するためであると考えられる。

今回得られたICRUスラブ線量当量に対する換算係数の値は、現行法令における線量換算係数より、平均して1.3倍から1.5倍大きく、特に $H_{s,1}(0.07, 0^\circ) / \Phi$ については、500keVから2MeVの領域で最大2倍大きくなる。この原因は主に線質係数が変更されたためであることがわかった。

(吉澤 道夫)

参考文献

- 1) ICRU : ICRU Report 47 (1992)
- 2) Caswell, R.S., et al. : Radiat. Res., 83, 217-254 (1980)
- 3) Hubbell, J.H. : Int. J. Appl. Radiat. Isot., 33, 1269-1290 (1982)
- 4) Schuhmacher, H. and Siebert, B.R.L. : Radiat. Prot. Dosim., 40, 85-89 (1992)

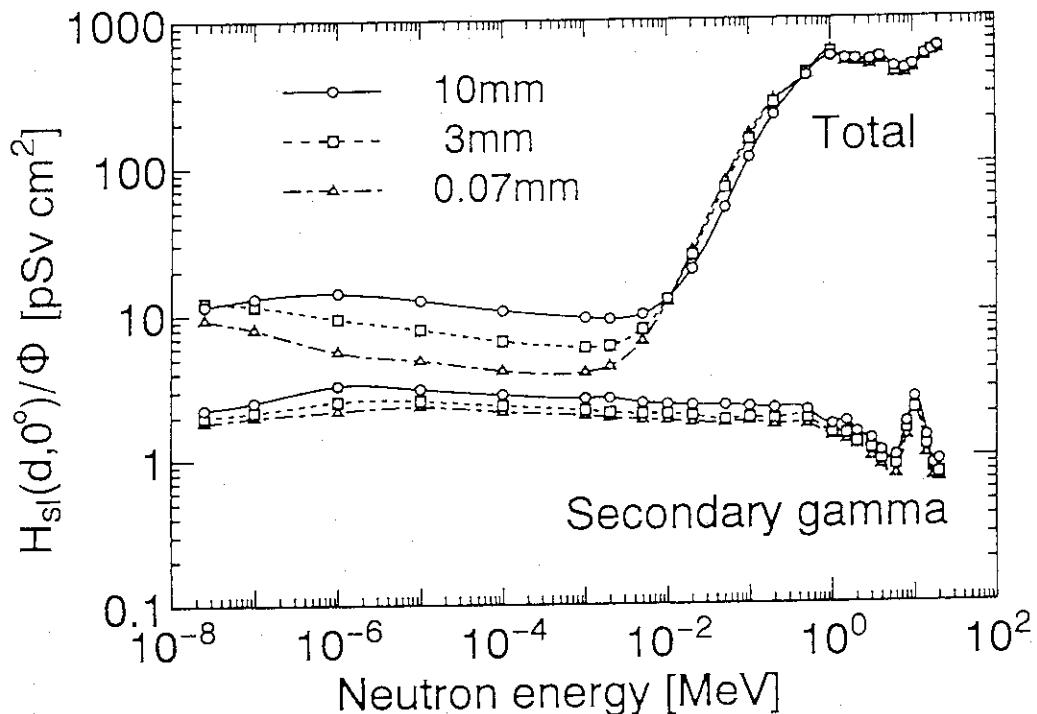


Fig. 3.1.4 - 1 Fluence-to-ICRU slab dose equivalent conversion coefficients at depths of 0.07mm, 3mm and 10mm for a broad parallel beam of neutrons incident normal to the surface of the slab phantom, and their components of secondary gamma-rays.

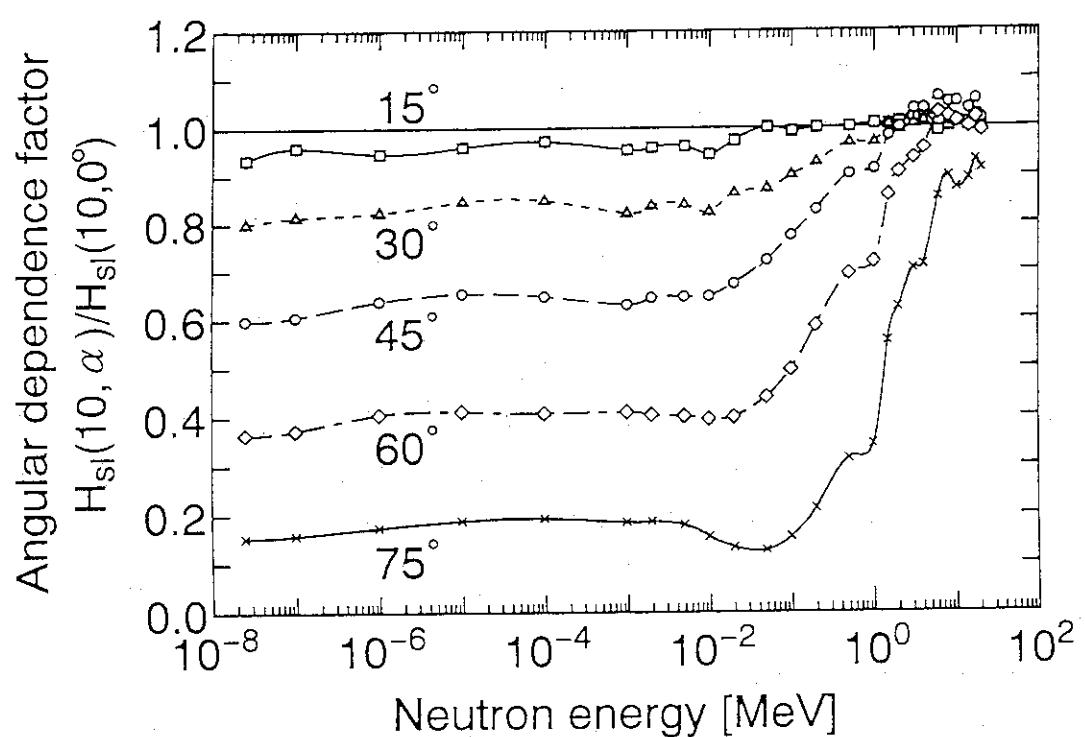


Fig. 3.1.4 - 2 Angular dependence factors of ICRU-slab dose equivalent as a function of incident neutron energy.

3.2 被ばく評価

3.2.1 概要

放射線基準に関する研究として、これまで開発を進めて来た線量-反応関係についてのハイブリッドスケールモデルⅡ（細胞死の効果を考えない場合）を原爆生存者における大腸癌発生率データ（1950-80）に適用し、このモデルが 0.2Gy 以下の低線量域では直線-2次関数（L-Q）モデルによるものよりもよく適合することを明らかにした。この結果は、すでに実施した原爆生存者の白血病死亡データに本モデルを適用した結果と同様であった。また、生涯リスク評価に適用する目的で、混成対数正規分布を用いたハザード関数の計算法を開発した。

内部被ばくの測定評価として、プルトニウム肺負荷量測定法の開発では、各種のファントム素材と人体組織・臓器による減弱係数データのまとめを行うとともに、本研究小テーマを終了した。また、生物学的線量評価法の開発では、水ファントム内の照射位置による血液標本の二動原体染色体の出現頻度に与える影響、及び染色体異常画像解析プログラムの利用の可能性について検討を行った。

（熊澤 蕃）

3.2.2 原爆被爆者大腸がんデータへの線量-反応関係モデルの適用

低線量領域における線量-反応関係を明らかにすることは、放射線防護上重要なことである。今までの研究で、低線量領域における線量-反応関係モデルを考案し、これに実測データを適用し、その適合度を検討してきた^{1), 2)}。本報においては、線量-反応関係モデルの開発の一環として、原爆被爆者における大腸がん発生率データ（1950～80年）³⁾に、開発中のモデル（細胞死の効果を考えない場合）を適用し、適合性を検討した。これは、ハイブリットスケール（HS）モデルⅡと呼ばれ、放射線に伴う生体の反応を促進する要因とそれを抑制する要因の組み合わせとして、 $\ln(E) = a + b \text{hyb}(\tau D)$ と表わされる。ここで、Dは線量、a, b, τ は定数で、 $\text{hyb}(\tau D)$ は、ハイブリット関数 $\text{hyb}(\tau D) = \ln(\tau D) + \tau D$ である。データとして、大腸がん発生率の調査結果のうち、結腸がんのものを用いた。症例数は340 であった。データへのモデルあてはめは、SAS ソフトウェアの NELIN プロシジャー（非線形あてはめ）を使用した。

データにモデルをあてはめた結果を Fig. 3.2. 2-1 に示す。図で□印は実測データのプロットで、実線グラフは HS モデルによるあてはめ結果、破線グラフは $\ln(E) = \ln(aD + bD^2)$ としてあてはめた直線-2次関数型（L-Q）モデルによるものである。約 3 Gy の点は細胞不活性化の影響を受けている可能性があるためあてはめから除外した。両モデルへのあてはめ曲線を比較すると、0.2 Gy 以下の低線量域のデータに対しては、HS モデルによるものは L-Q モデルによるものよりもよく適合している。ただし、これらのデータには大きな観測誤差が伴う。この結果はすでに実施した原爆生存者の白血病死亡データに本モデルを適用した結果¹⁾と同様であった。

（井沢 庄治）

参考文献

- 1) Kumazawa, S.: Proc. of Int. Conf. on Radiation Effects and Protection, March 18-20, 1992, Mito, 260-266(1992) または JAERI-M 92-144, 273-274(1992).
- 2) Kumazawa, S.: JAERI-Review 94-007, 217-218(1994).
- 3) 中塚博文他：原爆被爆者における大腸がん発生率、1950-80 年、RERF TR 15-92(1994).

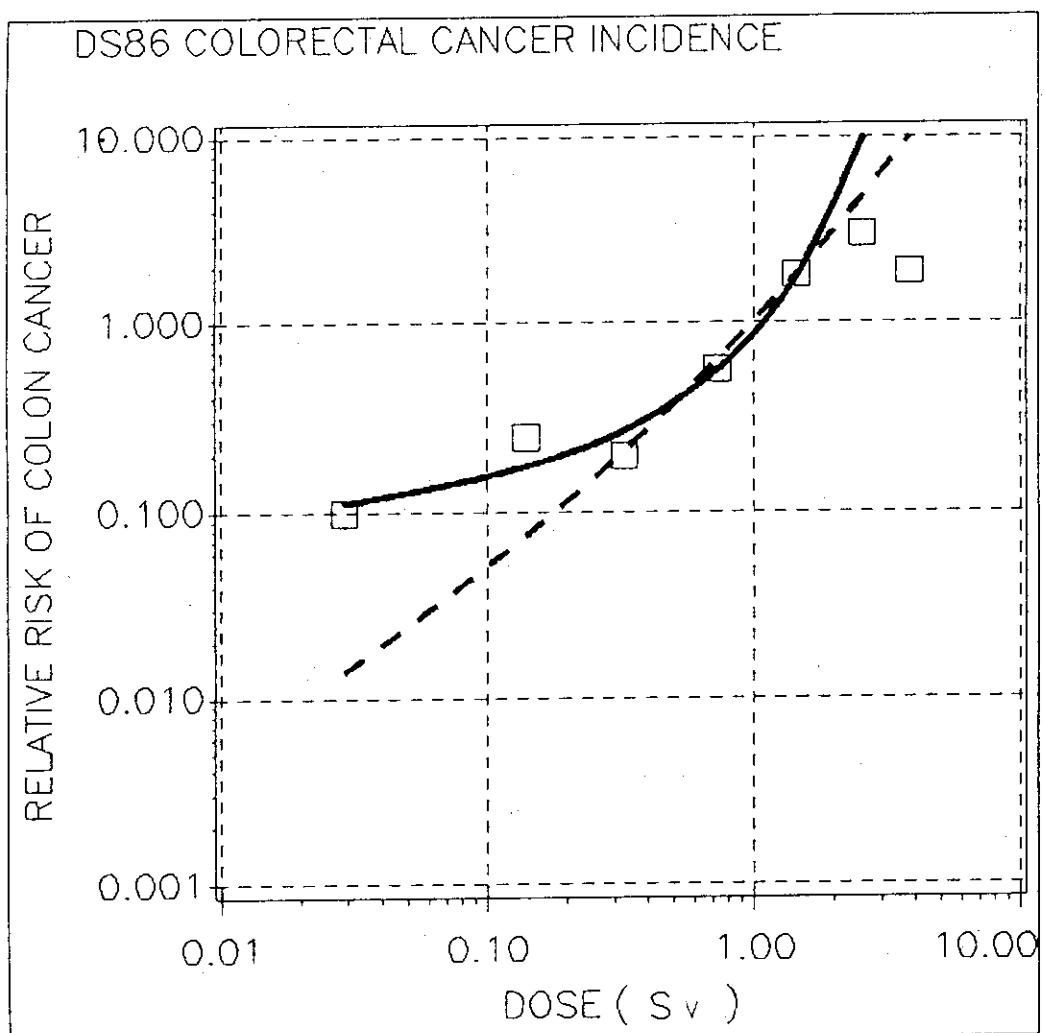


Fig.3.2.2-1 A comparison between the hybrid scale (HS) model II (Solid line) and the linear-quadratic (L-Q) model (broken line) fitted to data (Nakatsuka et al., 1994) of colorectal cancer incidence among atomic bomb survivors, 1950-1980.

3.2.3 混成対数正規分布を用いたハザード関数

放射線被ばくに伴う生涯リスクを評価する場合、ある年齢群の者が次の1年でどの程度死亡するかという確率を考えるのが一般である。この確率にその年齢群まで生存している者の確率を乗ずると、次の1年までに死亡する絶対的な確率が求められる。前者の確率は故障統計学で瞬間故障確率と呼ばれるものに対応し、これは一般にハザード関数(hazard function)といわれる。

確率密度関数を $f(t)$ 、分布関数を $F(t)$ とすると、ハザード関数 $\lambda(t)=f(t)/(1-F(t))$ と表される。この場合に用いられる確率分布としては対数正規分布、ワイブル分布などが多い。

これまで、本研究では放射線によるがんの潜伏期分布モデルとして、Uppuluri(1986)が指數分布から導いた新しい確率分布及び混成対数正規分布などを検討し、これが従来から使用される対数正規分布より実際のデータへの適合性がよいことを示した¹⁾。そこで、混成対数正規分布によるハザード関数の性質を調べるため、この計算法を検討した。

標準正規分布の密度関数 $\phi(z)$ 、分布関数 $\Phi(z)$ とするとき、ハザード関数 $\lambda(z)=\phi(z)/(1-\Phi(z))$ である。ハザード関数 $\lambda(z)$ は z の単調増加関数であることが知られている。平均 μ 、分散 σ^2 の一般的な正規分布を用いたハザード関数 $\lambda_N(t)=\lambda(z)/\sigma$ である。ここで、 $z=(t-\mu)/\sigma$ である。 $\lambda_N(t)$ も t の単調増加関数であるが、 μ 及び σ により、増加が急になる t の値の範囲及びその増加傾向が変化する。

対数正規分布の密度関数 $g(t)$ は $z=(\ln t - \mu)/\sigma$ と置くとき、 $g(t)=\phi(z)/\sigma t$ ゆえ、このハザード関数 $\lambda_L(t)=\lambda(z)/\sigma t$ となる。これを t について微分し、ゼロと置くと、 $\lambda(z)-z=\sigma$ が得られるので、これを満たす z の値 z^* が必ず求められる。したがって、ハザード関数 $\lambda_L(t)$ は $t=\exp(\mu + \sigma z^*)$ でピークに達する单峰法を示す。

混成対数正規分布の密度関数 $h(t)$ は $z=(\ln b \rho t - \mu)/\sigma$ と置くとき、 $h(t)=\phi(z)/\sigma t \cdot (1+\rho t)$ ゆえ、このハザード関数 $\lambda_H(t)=\lambda(z)/\sigma t \cdot (1+\rho t)$ となる。ここで、 $\rho=1$ としても一般性を失ないので、 $\lambda_H(t)=\lambda(z)/\sigma t \cdot (1+t)$ と考える。

以上の正規分布に関連するハザード関数を整理すると、Table 3.2.3-1に示すようになる。また、これらの3つのハザード関数の曲線を図示すると、Fig. 3.2.3-1のようになる。これから、混成対数正規分布によるハザード関数は z が小のとき、対数正規分布のハザード関数に近くなる一方、 z が大きくなると正規分布のハザード関数に近くなる傾向のあることが知られた。

生涯リスク評価として、ゴンペルツ関数が使用される。これは年齢がゼロに近いと高い一方、年齢とともに減少し、ある年齢以降は増加する傾向を示す。混成対数正規分布を用いたハザード関数では $\lambda_H(t)$ を t の関数として図示すると、パラメータ μ 、 σ の値により、このような傾向を有することが示される。したがって、今後、混成対数正規分布によるハザード関数を生涯リスク評価に適用するため検討を続けて行く。

(熊澤 蕉)

参考文献

- 1) Uppuluri V. R. R. and Kumazawa S.: JAERI-M91-025(1991)

Table 3.2.3 - 1 Hazard functions relating to the normal distribution

Probability distribution Item	Normal	Lognormal	Hybrid Lognormal
Form of transformation	$z = \frac{t - \mu}{\sigma}$ $t = \mu + z\sigma$ $(-\infty < t < +\infty)$	$z = \frac{\ln t - \mu}{\sigma}$ $t = \exp(\mu + z\sigma)$ $(0 < t < +\infty)$	$z = \frac{\text{hybt} - \mu}{\sigma}$ $t = \text{hyb}^{-1}(\mu + z\sigma)$ $(-\infty < t < +\infty)$
Density function	$f(t) = \frac{\phi(z)}{\sigma}$	$g(t) = \frac{\phi(z)}{\sigma} \cdot \frac{1}{t}$	$h(t) = \frac{\phi(z)}{\sigma} \cdot \left(\frac{1}{t} + 1 \right)$
Hazard function	$\lambda_N(t) = \frac{\lambda(z)}{\sigma}$	$\lambda_L(t) = \frac{\lambda(z)}{\sigma} \cdot \frac{1}{t}$	$\lambda_H(t) = \frac{\lambda(z)}{\sigma} \cdot \left(\frac{1}{t} + 1 \right)$

where $\phi(z)$ and $\lambda(z)$ are, respectively, the density function and the hazard function of the standard normal distribution, the function $\text{hyb } t = \ln t + t$, and $\text{hyb}^{-1}()$ is the inverse function of $\text{hyb}()$.

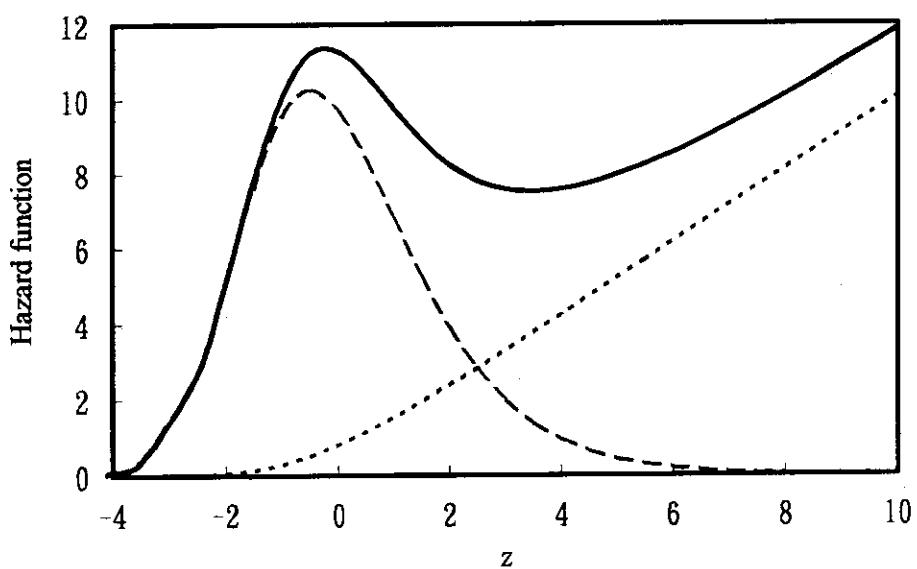


Fig. 3.2.3 - 1 An example of hazard functions for normal(dotted line), lognormal(broken line) and hybrid lognormal(bold line) distributions.

3. 3 環境放射線管理技術

3.3.1 概 要

核融合炉の環境安全性研究の一環として、国際エネルギー機関核融合環境・安全性及び経済性に関する研究協力のもとで、7月から8月にカナダチョークリバー研究所において、カナダと協力して、トリチウムガス(HT)の野外連続放出実験を行った。原研からは、放射線管理第1課と環境安全研究部環境化学研究室が参加したが、主に、放射線管理第1課が空気と土壤中トリチウム濃度の測定及び気象測定を、環境化学研究室が植物中トリチウム濃度の測定を担当した。その結果、空気中HT濃度は、放出期間中は日変動はあるものの、ほぼ一定値を保っていた。一方、空气中HTO濃度は、放出開始直後から急速に増加を続けたが、放出開始から2から3日目以降増加速度が緩やかとなり、放出終了近くの10日目以降ほぼ定常状態に達した。また、土壤表面層の水分中HTO濃度は自然地の方が耕作地よりも1桁大きいこと、耕作地の畠の土壤水分中HTO濃度は耕作地の通路の土壤水分中HTO濃度よりも大きいこと等を明らかにした。

核融合施設の事故時に短時間にトリチウムガスあるいはトリチウム水が大気中に放出された場合のトリチウムの環境中移行挙動を解明することを目的とした計算コードを開発した。試算の結果、トリチウムガスの放出時の特徴として、土壤中で生成され、大気中に再浮遊したHTOによる線量は、HTOの再浮遊速度に依存してHTブルーム通過後も増加すること、HTO線量の最大地点はHTのそれよりも風下方向にずれること等が明らかになった。

放射性廃棄物等の再利用基準のあり方を検討するため、米国環境保護庁(EPA)と共同して、ワークショップを東海研で開催し、論文の発表、意見交換等が行われた。その結果、再利用が行われた場合の人間の健康、環境及び経済等への影響に関する解析手法の開発が日米で順調に進んでいくこと等が明らかになった。

ICRP Publication 60に示されている線量限度に関する放射線リスクの「容認不可」及び「耐容可」レベルの検討等の参考とするために、我が国の原子力発電所の作業者の一般労働災害及び被ばくによる損害のリスクレベルを評価した。その結果、発電所における一般労働災害による死亡者数は被ばくによる死亡等の期待値よりも一桁程度高いが、被ばくによる死亡等の個人のリスクレベルは製造業の死亡リスクレベルの約2倍であること等が明らかになった。

(野口 宏)

3.3.2 トリチウムガス野外連続放出実験（1）空気中HT及びHTO濃度

核融合炉の平常運転時に放出されるトリチウムの公衆被ばく線量の評価コードを開発し、検証するためには、トリチウムガス（HT）が連続的に環境中へ放出された場合の挙動を明らかにする必要がある。このため、国際エネルギー機関核融合環境・安全性及び経済性に関する研究協力の一環として、1994年夏にカナダでHTの野外連続放出実験を行った。本実験の主要目的は、大気中にHTが連続的に放出された場合の、環境媒体（空気、土壤、植物）中におけるトリチウム水（HTO）や有機結合型トリチウムの生成及び定常状態になるまでの時間とその濃度等に関する知見を得ることである。本実験には、カナダ、日本、米国、ドイツの4か国から計8機関が参加した。

実験はカナダチヨークリバー研究所敷地内の平坦な草地で行われた。HT放出実験場は1辺が約11mの正方形であり、これを4つの小区画（5m×5m）に分けた。これらの小区画のうち3つを約15cmの深さまで耕し、肥料を加え、ミニトマト、ラディッシュ、小松菜を植えた。残りの小区画は野生の草が生えた状態で自然地として残した。この実験場を取り囲むように地上50cmの高さに4本のパイプを配置し、50cm間隔で開けた孔からHTを連続的に放出した。放出は1994年7月27日正午に開始し、8月8日午後4時まで292時間（約12日間）続けた。この期間のHTの全放出量は約8.8TBqであった。原研からは放射線管理第1課と環境安全研究部環境化学研究室が参加したが、主に、放射線管理第1課が空気と土壤中トリチウム濃度の測定及び気象測定を、環境化学研究室が植物中トリチウム濃度の測定を担当した。

空気中HTとHTOは、耕作地の上50cmの高さにおいて、放出期間中及び放出終了後、2、4または8時間ごとに連続サンプリングを行った。HTO捕集剤には塩化カルシウム5%入り硫酸カルシウムを、HT捕集剤にはパラジウムアルミナを用いた。サンプラは、これらのカラムを8組までセットでき、自動切り替え装置により人がいなくてもサンプリングが可能な構造のものを用いた。空気中HT及びHTO濃度の高さ分布を測定するために、他の高さのサンプリングも行ったが、分析がまだ終了していないので、以下、高さ50cmの結果について述べる¹⁾。

放出期間中及び終了後の高さ50cmにおける空気中HTとHTO濃度の時間変化及び降雨量をFig. 3.3.2-1に示す。空気中HT濃度は、放出期間中は日変動はあるものの、ほぼ一定値を保っていた。放出期間中の空気中HT濃度の平均値は約 $1.5 \times 10^5 \text{Bq}/\text{m}^3$ であった。空気中HT濃度の日変動は夜間高くなり、日中低くなる傾向を示した。HT放出量は風速に比例して制御したので²⁾、この日変動の主な原因は大気安定度の変動のためと考えられる。

空気中HTO濃度は放出開始直後から急速に増加を続けた。これは、次に述べるように、土壤表面層中の微生物の酸化作用で生成されたHTOが大気中に放出されたためである。空気中HTO濃度は2から3日目以降増加速度が緩やかとなり、放出終了近くの10日目以降ほぼ定常状態に達したと考えられる。なお、放出開始から約60時間後に大きなピークが検出されたが、この時間帯にHT放出装置の点検を行ったので、これにより何らかの原因でHTOが発生したためと考えられ、実験場での生成によるものではないと思われる。74時間以降、放出終了までの平均空気中HTO濃度は約 $1.9 \times 10^3 \text{Bq}/\text{m}^3$ となった。また、放出期間中に数回雨が降り、これにより空気中HTO濃度は一時的に大きく低下したが、雨が止むと、約1日後には元のレベルに回復することが明らかになった。

(野口 宏)

参考文献

- 1) Noguchi, H., Yokoyama, S. et al.: Fusion Technol. (in press).
- 2) Davis, P.A., Workman, W.J.G., Amiro, B.D., Spencer, F.S., Noguchi, H. et al.: Fusion Technol. (in press).

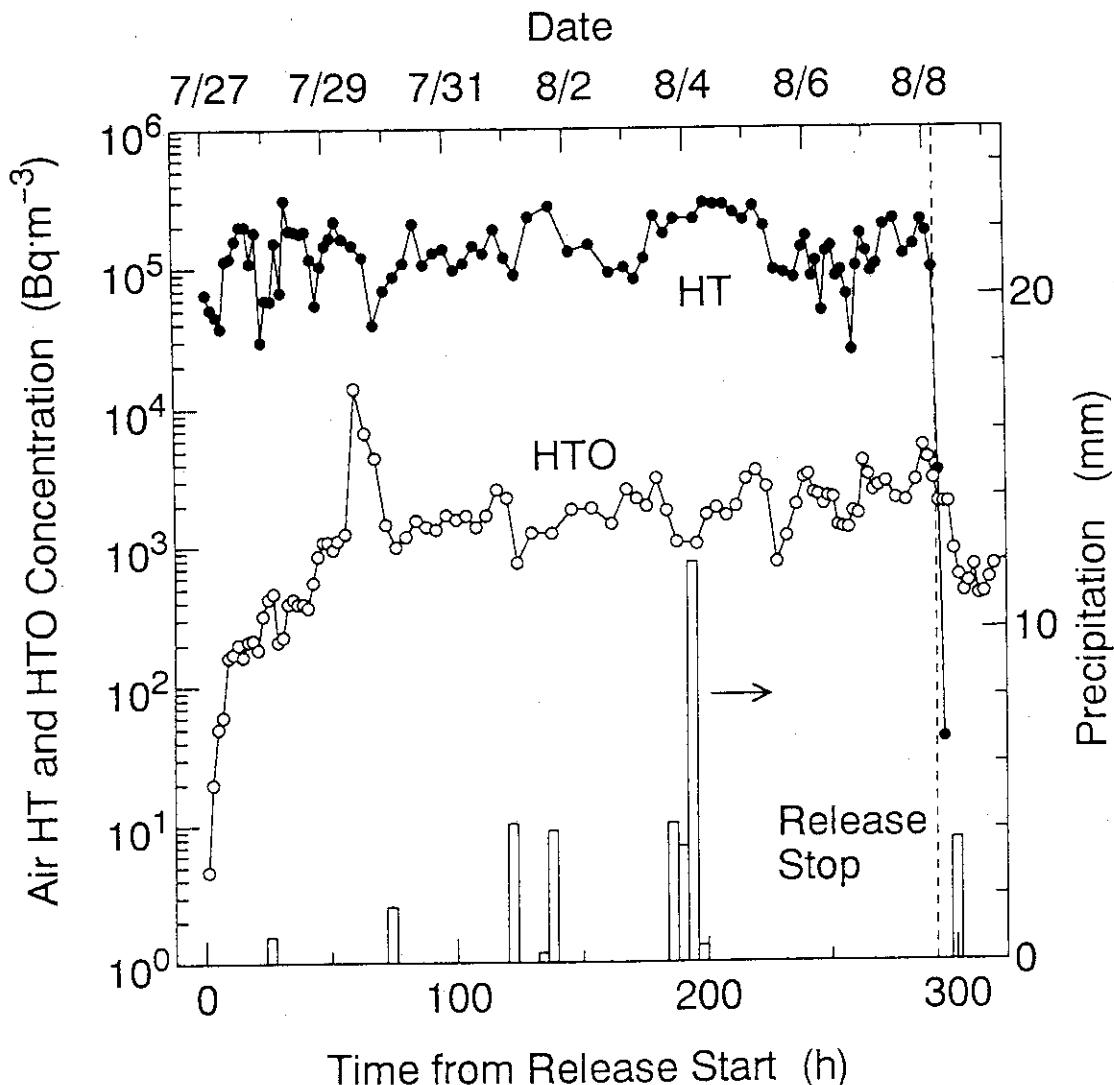


Fig. 3.3.2-1 Time-variations of HT and HTO concentrations
in air at 50 cm height and precipitation .
The ticks on the upper axis correspond to noon.

3.3.3 トリチウムガス野外連続放出実験（2）土壤中HTO濃度

本項では、トリチウムガス野外連続放出実験で得られた結果のうち、土壤中HTO濃度の測定結果について報告する。

土壤のサンプリングは、主に、東側の耕作地の畝、畝の間の通路及び自然地で行った。土壤のサンプリングには、内径が5cm、長さ20及び30cmのコアサンプラと、内径2.5cm、長さ20cmのコアサンプラの3種類を使用した。サンプリングした土壤コアは、6から8分割し、それぞれについて土壤水分中HTO濃度を測定した。サンプリング時間の間隔は、耕作地では日中に2時間、4時間又は8時間間隔とし、HT放出開始直後及び放出停止前には、夜間にも日中と同じ間隔でサンプリングした。自然地では、HT放出期間中及び放出停止後に合計12回サンプリングした。なお、耕作地の畝における土壤水分中HTO濃度は、環境化学研究室が測定したものである¹⁾。

測定結果の一例として、表面層0から2.5cmまでの耕作地の通路、畝、自然地の土壤水分中HTO濃度、高さ50cmにおける空気水分中HTO濃度の時間変化及び降雨量をFig. 3.3. 3-1に示す。土壤水分中HTO濃度は自然地が耕作地より高く、耕作地においては畝のほうが通路より高かった。放出期間中、空気水分中HTO濃度の時間変化は、耕作地の土壤水分中HTO濃度の時間変化と良く一致しており、特に放出開始直後、土壤水分中HTO濃度との間にはほとんど時間遅れが生じなかった。放出開始180時間から200時間後には20.2mmの雨が降り、空気水分中HTO濃度は低下した。降雨の約20時間後にサンプリングした畝の表層土壤水分中HTO濃度も、この前後にサンプリングした土壤より低かった。また、空気水分中HTO濃度は、ほとんどの場合、耕作地の畝のHTO濃度より低かったが、耕作地の通路の土壤水分中HTO濃度より高かった。さらに、空気水分中HTO濃度は、自然地の土壤水分中HTO濃度より1桁低かった。

耕作地及び自然地の土壤の濃度の違う原因の一つとして、HT酸化菌の数の違いが考えられる。HT酸化菌がこの実験場の自然地の土壤表面層に多く棲息し、耕作地には少ないことが報告されている²⁾。これは、耕す前には土壤表面層に棲息していた好気性のHT酸化菌が、耕すことによって深さ方向に均一化されたためと考えられる。また、土壤中でのHT酸化率は、土壤中空気の割合（以下、「空気孔隙率」という）が増加するに従って、高くなることが報告されている³⁾。土壤粒子密度を2.7g/cm³として、耕作地の通路、畝の空気孔隙率を算出したところ、それぞれ25±6、39±17（%）となった。同じ条件で耕したにも関わらず、通路より畝のHTO濃度が高かった原因の一つとして、HT酸化菌数の違いの他に畝の空気孔隙率が通路より高かったことが考えられる。

以上、耕作地及び自然地の表層土壤水分中HTO濃度の時間変化と濃度の違う原因について考察したが、今後、さらに、これらについての詳細な解析や、空気中HT及びHTO濃度の高さ分布及び土壤水分中HTO濃度の深さ分布などに関する分析と結果の解析を行う予定である。

（横山 須美）

参考文献

- 1) Amano, H., Atarashi, M. et al. : Fusion Technol. (in press).
- 2) 一政満子、一政祐輔他：日本保健物理学会第30回研究発表会要旨集、P. 82, (1995)

- 3) Dunstall, T.G., Ogram, G.L. : "Diffusion and Biological Oxidation as Component Processes Regulating the Deposition of Tritiated Hydrogen to Soils", Ontario Research Division Report 90-235-K, (1991)

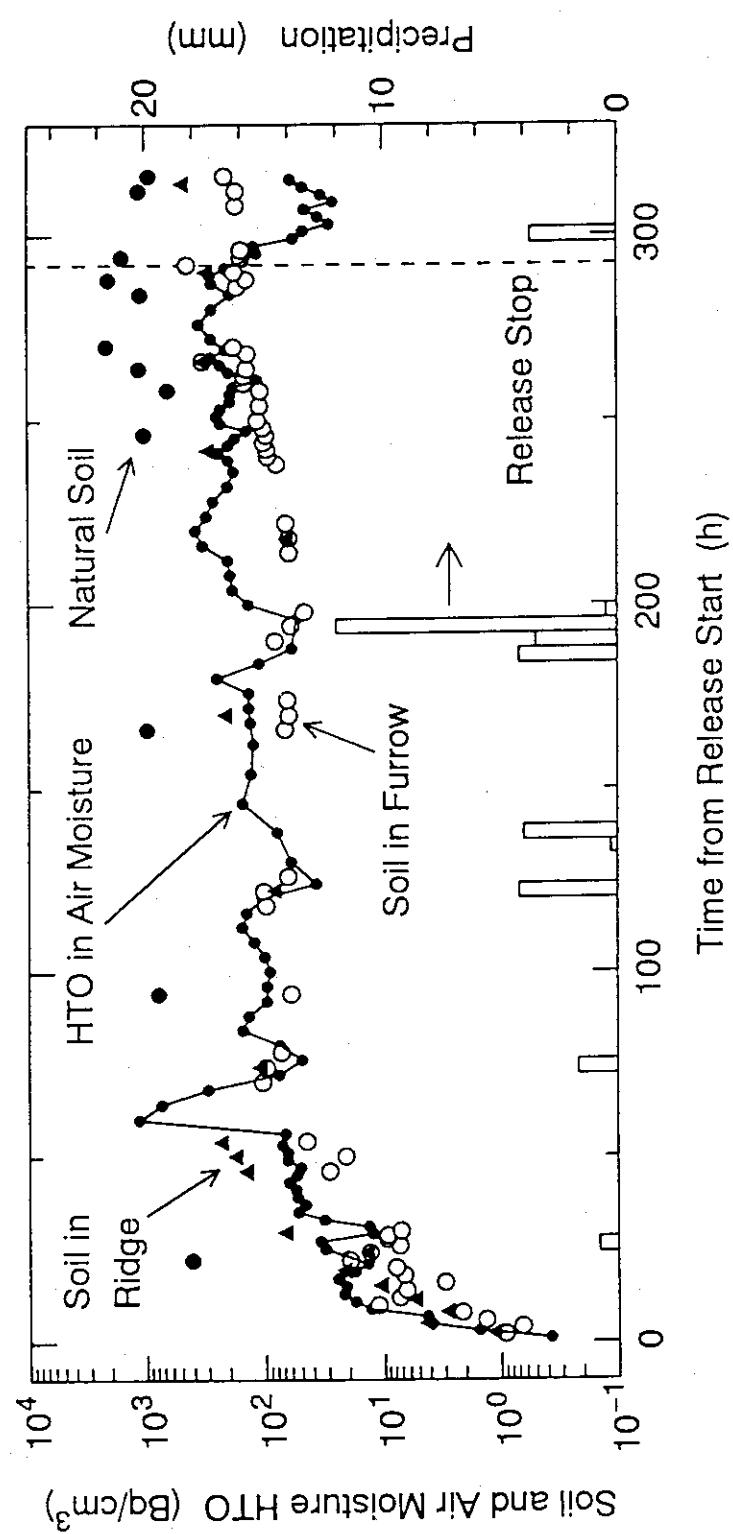


Fig. 3.3-1 Comparison of HTO concentrations in air moisture with those in soil water collected from the natural plot and the ridge and furrow in the cultivated plot.

3.3.4 トリチウムの環境移行評価モデルの開発（2）

核融合施設等の事故時に短時間のトリチウムガス（T₂, HT）あるいはトリチウム水（HTO）の気体状放出があったとき、環境中のトリチウムの移行挙動を解析するための計算コード“TRIDOSE”を開発整備した。本計算コードのモデル化には、野外実験等から明らかになりつつあるトリチウム特有の環境中の挙動に関する知見が取り入れられている¹⁾。

(1) 移行経路

TRIDOSEで扱う放出点から人までの移行経路を Fig. 3.3.4-1 に示す。施設から放出されたプルーム（1次プルーム）のうち、HT又はT₂については、大気拡散及び土壤中への拡散浸透と土壤微生物によるHTOへの転換沈着を計算する。HTOについては、大気拡散の間の土壤、植物葉及び水（湖沼水のみ）の表面への沈着を計算する。土壤中のHTOについては、土壤表面からの蒸発と植物を通じた蒸散による大気中への還元、及び土壤中の分子拡散と土壤水としての移流を計算する。土壤から大気中に還元（再浮遊）されるHTO（地表に面積線源があるものとして取り扱う）については、1次プルームと同じく、風下への大気拡散と前述のHTOについての諸過程と大気への還元を繰り返し計算する。食物連鎖の計算のための動物の被ばくはHTOの吸入摂取、及び牛は牧草を、鶏は葉菜を摂取するものとする。

本コードに含まれる人の被ばくの計算機能では、HTについては肺の被ばく（サブマージョン）による実効線量当量を、HTOについては吸入、経皮及び経口摂取による預託実効線量当量を計算する。

(2) 試算結果

TRIDOSEによるトリチウムガス（HT）放出の試算をITER（国際熱核融合実験炉）のベンチマーク計算条件を参考にして実施した。主な計算条件は次のとおりである。

放出高さ60m、風速5m/s、大気安定度D、トリチウム総放出量100g (35.6 PBq)、放出時間30分、HTガスの土壤沈着速度 5.0×10^{-4} m/s、HTOの交換速度 5.0×10^{-3} m/s (Air-Soil), 7.5×10^{-3} m/s (Air-Leaf)、蒸散速度 5.3×10^{-8} m/s、土壤中でのHTからHTOへの転換速度定数 3.2×10^{-2} s⁻¹及び土壤の空隙率と含水率はそれぞれ0.3と0.2とした。

成人に対する計算結果を Fig. 3.3.4-2 に示す。HTの30分間放出より1週間の積算被ばく（吸入及び経皮摂取）をみると、放出されたHT自身による線量は最大で 10^{-4} mSv程度であるが、環境中で2次的に生成されたHTOの被ばくによる最大線量は約 3×10^{-3} mSvで、30倍程度大きくなる可能性が示された。HTO線量の増え方はHTプルームの通過時に土壤に沈着したHTOの再浮遊の速度に依存するが、本例の場合には1週間まで増え続ける傾向がみられた。また、HTO線量のピークが現れる距離は、HT線量のそれよりも風下方向にずれることがわかった。このような傾向はトリチウムガス放出の場合の特徴であることが、他の条件での計算結果においても共通にみられた。

（村田 幹生）

参考文献

- 1) 村田幹生：保健物理－管理と研究－No. 32, JAERI-M 90-224, 255, (1989)

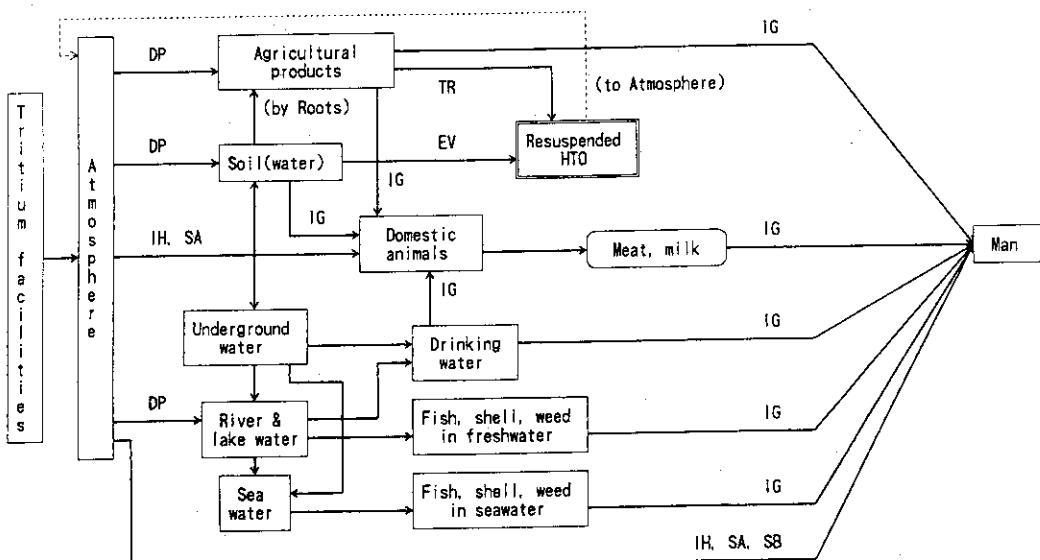


Fig. 3.3.4 - 1 Tritium pathway in TRIDOSE code.

DP:Deposition, TR:Transpiration, EV:Evaporation, IH:Inhalation
 SA:Skin absorption, IG:Ingestion, SB:Submersion

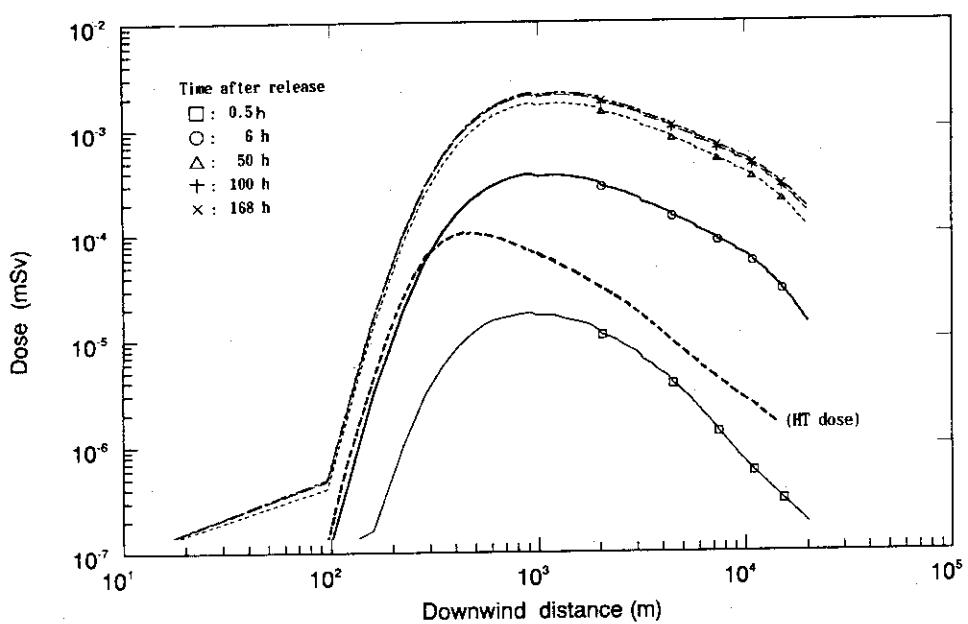


Fig. 3.3.4 - 2 Dose by inhalation and skin absorption of airborne HTO originated from oxidation of the HT released into the atmosphere. The broken line without mark indicates the HT plume passage dose.

3.3.5 放射性廃棄物等の再利用基準

放射性廃棄物として処分されるもののうち、その放射性汚染に起因して発生する可能性のある人間の健康、環境、経済等への影響の程度が、ある一定の基準を満足するものは再利用することができると考えられている。このような再利用の可否判断の基準を再利用基準と呼んでいるが、日本や米国では現在までのところ基準制定（法制化）に至っていない。

保健物理部は、原研と米国環境保護庁（EPA）との放射線防護分野における研究協力の下で、再利用基準制定の基礎を確立するための協力研究を続けてきた。その成果を含め、再利用基準に関する日米の研究成果等を総括し、再利用基準のあり方等を検討するため、1994年11月に東海研において日米合同ワークショップを開催した。科学技術庁、EPA、米国原子力規制委員会、米国エネルギー省など規制当局、原研、米国アルゴンヌ研究所等放射性廃棄物の処分やデコミッショニングに関連する研究開発機関等から29件の論文発表が行われた¹⁾。発表論文、討論等から、再利用基準をめぐる諸問題における日米の次のような共通点及び相違点が明らかになった。

再利用の対象となる放射性廃棄物の主要な発生源は、日米双方とも原子力施設の解体である。施設の解体は、日本ではJ P D Rや原子力船「むつ」を除いて計画や想定の段階にある。これに対し米国では、解体対象の施設から隣接する居住環境へ放射性汚染が拡大している場合があり、施設・設備の解体撤去とともに、汚染した土壌の除去など環境の残留放射性汚染の除去作業（環境浄化作業）が急務となっている。

このことを反映して、日米はそれぞれ異なった観点から再利用を捉えている。すなわち、日本では、再利用は資源の有効利用の観点から調査検討を進めるとしているのに対し、米国では放射性廃棄物の処分の有力な方策としての位置づけが強調されている。この背景には、米国内に開設されている放射性廃棄物の陸地処分施設の廃棄物受入れ容量が限界に達しつつあり、現状では、環境浄化作業で大量に発生し陸地処分以外に処分方策のない廃棄物と、施設解体により発生する再利用の可能なある廃棄物の両方を残存容量内に処分しなければならないという状況がある。したがって、米国は再利用基準の制定を始めとする放射性廃棄物の再利用に対する安全規制制度を定めた上で、早急に再利用を実施し、陸地処分施設の残存容量のできるだけ多くを環境浄化廃棄物の処分のために確保しようとしている。

日本では再利用の実施が米国ほど急務となっていないが、再利用基準設定の技術的な方法論に関する研究は順調に進められており、米国と同水準に達している分野もあることや両者には多くの共通点があることが明らかになった。例えば、再利用の規制における基本的考え方として、両者とも、基準設定によって防止すべき放射線影響として人間の健康障害を選び、廃棄物中の放射性物質による被ばくの線量またはリスクに限度を設けるという形で基準を設定する方法をとろうとしている点に共通性がある。線量やリスクを推定する方法としての被ばくシナリオの設定、線量評価モデルの構築等においても共通するものが多いことが明らかになった。

また、ワークショップでは、再利用基準検討における今後の日米の協力のあり方が示された。すなわち、再利用基準策定の緊急度には日米に差があり、再利用規制の具体化作業については日本は先行する米国の今後の経験を学び、日本における再利用規制の創設に反映させていくことになる。

一方、両国が同じ開発水準にある基準設定法については、互いに比較検討することにより、それぞれの方法の信頼性を高め、妥当性を確立することが可能である。

今後EPAとの研究協力を通じてこれらの協力を進めていく計画である。

(山本 英明)

参考文献

- 1) Yamamoto, H. and MacKinney, J. A. (ed.): "Proceedings of the Second Workshop on Residual Radioactivity and Recycling Criteria Jointly Sponsored by the United States Environmental Protection Agency, the Office of Radiation and Indoor Air, and the Japan Atomic Energy Research Institute", JAERI-Conf 95-015 (1995).

3.3.6 原子力発電所の作業者のリスクレベル

ICRPの1977年勧告では、線量限度の設定の根拠を安全な産業のリスクとの比較に置き、放射線によるリスクが容認できるレベルとして線量限度を設定した。これに対して1990年勧告では、産業の安全基準が世界全体で一定でないこと、社会が異なる産業に同一の安全基準を期待しないこと等の理由により、1977年勧告の考え方を用いず、線量限度を放射線による損害が“容認不可”的レベルと“耐容可”的レベルの境界値として設定した。そこで、我が国における“容認不可”と“耐容可”的レベル及び作業者の放射線防護の最適化の参考とするため、我が国の原子力発電所の作業者について、放射線によるリスクとともに発電所での一般労働災害によるリスクレベルを評価し、両者の比較及び他の産業のリスクとの比較を行った。

原子力発電所の運転実績、被ばく実績、人身災害等については、通商産業省資源エネルギー庁によってまとめられている¹⁾。Fig. 3.3.6-1に1980年度から1993年度までの我が国の発電所における年度毎の放射線業務従事者数、集団線量を示す。1980年度の原子炉基数は、22基であったものが、1993年度には、48基へ増加し、発電電力量は3倍以上、放射線業務従事者数は約2倍に増加したにもかかわらず、集団線量は約2/3に減少している。人的損失の評価は、1984年度から1993年度の10年間のデータに基づき行った。被ばくによる損害の期待値については、集団線量と名目致死確率係数の積として求めた。具体的には、ICRP Publication 60に示されている成人作業者の確率的影響に対する名目致死確率係数 $4.8 \times 10^{-2} [\text{Sv}^{-1}]$ （致死ガン $4.0 \times 10^{-2} [\text{Sv}^{-1}]$ と重篤な遺伝的影響 $0.8 \times 10^{-2} [\text{Sv}^{-1}]$ の和）と10年間の集団線量 897人・シーベルトから致死ガン及び重篤な遺伝的影響の発生の期待値は、43人となった。これに対して、同一期間の全発電所における一般労働災害による死亡者数は、2人である¹⁾。労働災害による死亡者数が少ないと誤差は大きいものの、発電所全体としての放射線による人的損失の期待値は、一般労働災害による人的損失に比べて一桁程度高いと考えられる。

これらの損害について、作業者個人に注目して他業種のリスクレベルと比較するためには、年間の平均の死亡リスクを評価する必要がある。このため、一般労働災害による損失については、発電所における作業期間等を考慮した年間の死亡リスクを求め、放射線による損害については、発電所における作業時のみの損害であることから、一般労働災害に対する付加的な損害と考えた年間の死亡リスクを求めた。一般労働災害の評価については、作業期間は、定期検査期間を参考として幅を持たせて、1ヶ月から4ヶ月を仮定した。また、複数の発電所で作業する作業者の割合は、放射線従事者中央登録センターの1984年度から1993年度までのデータ²⁾では約25%であり、大きな影響はないことから考慮しなかった。この結果、発電所における一般労働災害による年間の死亡のリスクは、 $0.1 \sim 0.4 \times 10^{-4}$ となった。一方、放射線による損害の評価では、前述の損失の期待値を、10年間の作業者数で除して求めた結果、年間のリスクは 0.8×10^{-4} となった。我が国における労働災害のリスクレベルについては、岩崎ら³⁾がまとめており、各業種とも死亡のリスクは年々低下する傾向にあり、1984年から1990年における平均の年間の死亡のリスクは、鉱業 8.21×10^{-4} 、建設業 1.62×10^{-4} 、製造業 0.35×10^{-4} 、電気・ガス・水道業 0.19×10^{-4} となっている。これらの数値と比較すると原子力発電所における一般労働災害のリスクレベルは製造業、電気・ガス・水道業とは

ほぼ同等のレベルにあり、放射線による損害のリスクレベルは、これらのレベルより2から4倍高いと考えられる。

(小野寺 淳一)

参考文献

- 1) 通商産業省資源エネルギー庁公益事業部原子力発電安全管理課編：平成6年版原子力発電所運転管理年報、(社)火力原子力発電技術協会(1994)
- 2) 放影響ニュース(1985～1994)
- 3) 岩崎民子、西澤かな枝：“日本における最近の労働災害のリスク II. 業種別・年齢階層別死亡の経年変化”，保健物理，28，173-178(1993)

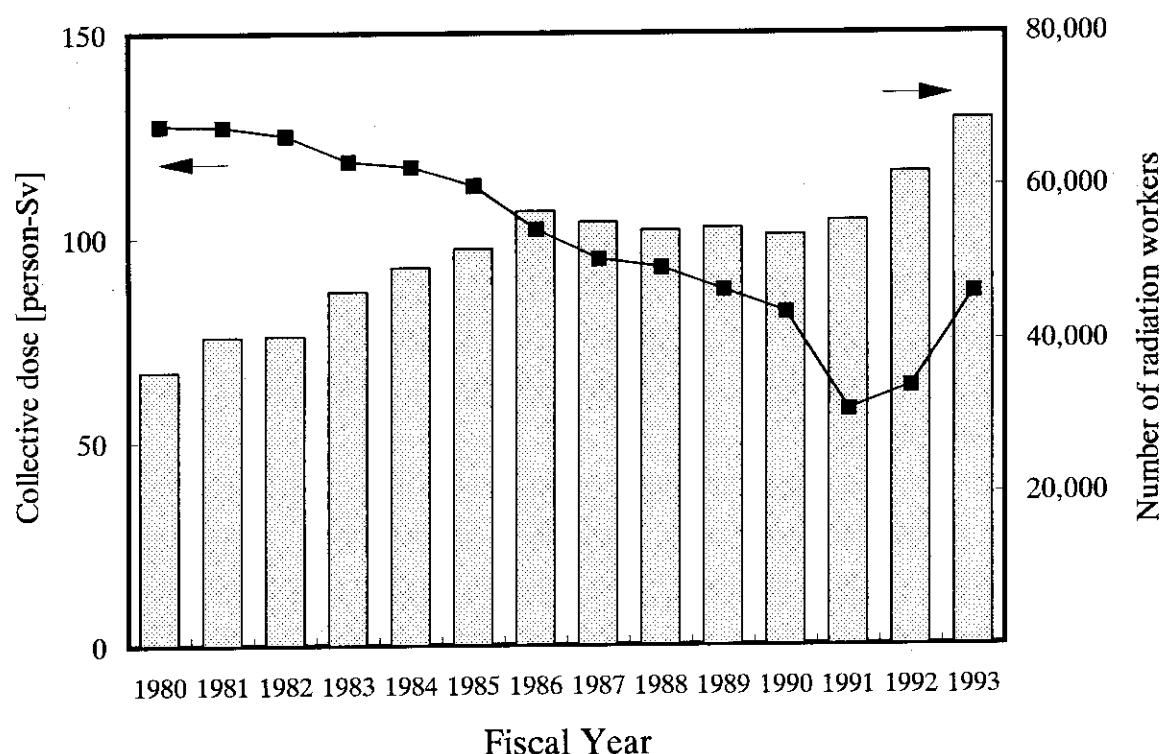


Fig. 3.3.6-1 Collective dose and number of radiation workers in nuclear power plants in Japan⁽¹⁾

付 錄

Appendix

1. 外 部 投 稿

1.1 研究・技術論文・ノート

氏 名	標 題	誌 名
野 口 宏	Conversion of Tritium Gas to Tritiated Water in Air	Trans. Fusion Technol., 27, 56-61 (1995)
水 下 誠 一	Whole body counter による内部被曝線量評価	緊急時における線量評価と安全への対応; 放医研環境セミナー・シリーズ No. 21, , p. 86-105(94)
水 下 誠 一 内 山 正 史 ^{*1} 二 之 宮 和 重 ^{*2} * ¹ 放射線医学総合研究所 * ² 動力炉・核燃料開発事業団	Calibration study of whole-body counters for Cs-137 in the body using different phantoms carried out by the cooperation program between Japan and Ukraine; Interim summary of the study in 1989-1993	Assessment of the Health and Environmental Impact from Radiation Doses due to Released Radionuclides, P. 141-161(94)
Y. Yamaguchi	Body-size effect on neutron effective dose	RADIOISOTOPES, 43(5), 293(1994)
Y. Yamaguchi	Dose Conversion Coefficients for External Photons Based on ICRP 1990 Recommendations	J. Nucl. Sci. Technol., 31(7), 716-725(1994)
Y. Yamaguchi	Calculation of Effective Doses for External Neutrons	J. Nucl. Sci. Technol., 31(8), 821-827(1994)
Y. Yamaguchi	Age-dependent Effective Doses for External Photons	Radiat. Prot. Dosim., 55(2), 123-129(1994)
Y. Yamaguchi	Age-dependent Effective Doses for External Neutrons from Thermal to 18.3Mev	Radiat. Prot. Dosim., 55(4), 257-263(1994)
山 口 恭 弘	JEUNESSE-2:年齢群別外部被曝実効線量計算コード	保健物理, 29(3), 303-308 (1994)
Y. Yamaguchi	Influence of Alteration in Colon and Remainder Specification on Effective Dose Values	J. Nucl. Sci. Technol., 31(11) 1233-1235(1994)
Y. Wu* T. Mori* A. Uritani* H. Miyahara* K. Yanagida* M. Yoshida *名古屋大学	Dependence of Position Signal on Presure of Counting Gas in Charge Division Type Position-Sensitive Proportional Counter	J. Nucl. Sci. Technol., 31(11) 1194-1201(1994)

氏名	標題	誌名
M. Yoshida K. Takahashi S. Shimizu	Radiation Characteristics of Tritium Plane Sources for Calibration of Surface Contamination Monitoring Instruments	RADIOISOTOPES, 43(12), 741-748 (1994)
H. Murakami K. Minami R. V. Griffith* *IAEA	Results of IAEA/RCA Personal Dosemeter Intercomparison in the Asian and Pacific Region	Radiat. Port. Dosim., 54(1), 19-23-(1994)
泉幸男	実作業場におけるマンテスト法による全面マスクの防護性能評価	保健物理, 29, 417~

1.2 総説・調査報告・解説等

氏名	標題	誌名
神樺博史 永本与一 大遠池孝哉 貫藤章 澤芳夫 *放射線計測協会	放射性硫化水素($H_2^{35}S$)に対する活性炭纖維フィルタ捕集効率の評価法	保健物理学会誌 29(2), 189-194(1994)
富居博行	J P D R解体時の放射線管理	放計協ニュース No. 15(1994)
重田幸博	放射線管理へのファジィ理論の適用	保健物理 29(4), 460-462 (1994)
水下誠一 押野昌夫 *原子力安全技術センター	IAEAの基本安全基準(B S S)の改定について	保健物理 29(3), 342-345 (1994)
山口武憲	J R R - 3 Mのスタックから放出されるトリチウムの発生源	保健物理 29(3), 342-345 (1994)
山口恭弘	数値シミュレーションを用いた外部被曝線量計算	日本原子力学会誌 36(7), 624-630 (1994)
熊澤蕃	放射線と社会: 放射線リスクの理解 印象記	Isotope News No. 487, 28-29 (1995)
石川達也 * 村上博幸 * 東芝硝子(株)	個人線量測定用ガラス線量計の基本特性(II)	フィルムパッジニュース No. 211(1994)

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

氏名	標題	レポートNo.
遠藤 章	Calculation of air activation in an electron linac facility using the GAS4 code system	JAERI-Tech 95-004
(編) 山口 恭弘 吉澤 道夫	「最近の外部被ばく線量評価法に関するワークショップ」報文集	JAERI-Conf 95-007(1995)
石川 達也* 村上 博幸 *東芝硝子(株)	蛍光ガラス線量計の基本特性	JAERI-Tech 94-034(1994)
S. B. Samat* Y. Oi, M. Taki I. Manabe M. Yoshida K. Minami *STA研究員	Characteristics of Prepared Gamma-ray Calibration Sources for Radioactivity Measurement of Environmental and Radiation Control Samples	JAERI-Tech 95-010(1994)
Y. Inoue	The effect of blood sample positions in a water phantom at the time of irradiation on the dicentric yield	JAERI-Research 95-002
城谷 孝	人体組織と組織等価材の減弱係数	JAERI-Data/Code 95-022

3. 所内資料

氏名	標題	年月
木山 内伸幸憲	フード形電動ファン付き呼吸用保護具着用時の防護効果	1994年 6月
野口 宏 横山 須美 木内 伸幸 木村 幹生	カナダにおけるトリチウムガス野外連続放出実験の概要と結果の速報	1994年10月
木名瀬 栄	IRPAの50/60Hz 電界・磁界の暴露限界値の暫定指針について (翻訳)	1994年 7月
角田 昌彦 木名瀬 栄 和田 育 川崎 隆民 望月 行三	J R R - 3 Mにおける放射線管理	1995年 3月
富勝 小高 居田 沢橋 博行一 茂昭雄 *1新菱冷熱(株) *2原子力総合研修センター *3原子炉解体技術課	制御爆破工法による放射線遮蔽体の解体 (平成3年度) —制御爆破工法で発生するエアロゾルの特性—	1994年 6月

氏名	標題	年月
富面西木勝立高 居澤蘭名瀬田花橋 博伸進光昭 行一也 竜* ¹ * ² * ³	J P D R 解体実地試験時の放射線管理 * ¹ 新菱冷熱(株) * ² 原子力総合研修センター * ³ 原子炉解体技術課	1994年 6月
足利谷好信 居澤宣竜 西田山野 *安全管理室 * ¹ ブルトニウム研究1棟 * ² グローブボックス等解体撤去 作業チーム * ³ 作業記録	ブルトニウム研究1棟グローブボックス及び鉛セル解体撤去 作業記録	1995年 3月
高橋史明 大石哲也 山口弘 東海研 保健物理部	放射線防護ドジメトリーにおける諸量と単位 ICRU REPORT 51 (翻訳)	1994年10月
東海研 保健物理部	放射線管理季報（平成5年度第4四半期）No.120	1994年 6月
東海研 保健物理部	放射線管理季報（平成6年度第1四半期）No.121	1994年 8月
東海研 保健物理部	放射線管理季報（平成6年度第2四半期）No.122	1994年11月
東海研 保健物理部	放射線管理季報（平成6年度第3四半期）No.123	1995年 3月
那珂研 安全管理課	安全衛生管理状況報告書（平成5年度第4四半期）	1994年 6月
那珂研 安全管理課	安全衛生管理状況報告書（平成6年度第1四半期）	1994年 9月
那珂研 安全管理課	安全衛生管理状況報告書（平成6年度第2四半期）	1994年11月
那珂研 安全管理課	安全衛生管理状況報告書（平成6年度第3四半期）	1995年 2月
高崎研 安全管理課	安全衛生管理状況報告書（平成5年度第4四半期）	1994年 7月
高崎研 安全管理課	安全衛生管理状況報告書（平成6年度第1四半期）	1994年 9月
高崎研 安全管理課	安全衛生管理状況報告書（平成6年度第2四半期）	1994年12月

氏名	標題	年月
高崎研 安全管理課	安全衛生管理状況報告書（平成6年度第3四半期）	1995年3月
高崎研 安全管理課	放射線管理季報（平成5年度第4四半期）	1994年5月
高崎研 安全管理課	放射線管理季報（平成6年度第1四半期）	1994年8月
高崎研 安全管理課	放射線管理季報（平成6年度第2四半期）	1994年10月
高崎研 安全管理課	放射線管理季報（平成6年度第3四半期）	1995年2月
大洗研 放射線管理課	大洗研究所放射線管理季報 (平成5年度第4四半期) No.16-4	1994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6年度第1四半期) No.17-1	1994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6年度第2四半期) No.17-2	1995年2月
大洗研 放射線管理課	大洗研究所放射線管理季報 (平成6年度第3四半期) No.17-3	1995年3月

4. 口頭発表及び講演

氏名	標題	学会名等
鈴木 小林 木元 桐片 隆秀 隆幸 雄浩	可搬型Ge半導体検出器による環境ガンマ線のin-situ測定	日本保健物理学 会第29回研究発 表会 1994年5月 (敦賀)
佐々木 片桐 松浦 陽一 力一 浩一 賢一	Levels of Tritium Concentration in the Environment around JAERI Tokai	International Seminar on Low-level Measurement of Actinides and Long-lived Radionuclides in Biological and Environmental Samples 1994年8月 (青森)
小林 鈴木 石澤 望 石澤 丸月 望 秀隆 昌登 登* 忠也* 月三* 雄登* 忠也* 月三* 隆昌登* 忠也* 月三* 秀忠也* 月三* 雄忠也* 月三* *放射線計測協会	走行サーベイにおける走行速度の影響	日本原子力学会 秋の大会 1994年10月 (札幌)
小野寺 西 薦淳 一達也	Reduction of Workers' Exposure and Dose Allocation	Int. Conf. on Radiation and Society: Comprehending Radiation Risk 1994年10月 (仏国)
一政 蒋 勝野 横天 新 一政 满海 敬口 山野 須美 光 祐子 椿敬一 宏 麻理子* 輔子 椿敬一 宏 麻理子* * ¹ 茨城大学 * ² 環境安全研究部	トリチウムガスの環境(カナダ、チョークリバー)に於ける化学形変換に関する予備的研究	日本放射線影響 学会第37回大会 1994年10月 (福岡)
山加 本藤 英正 平	Unrestricted Release of Contaminated Lands and the Dose to the General Public	EPA/JAERI Work shop on Residual Radioactivity and Recycling Criteria 1994年11月 (東海研)

氏名	標題	学会名等
山本英明 加藤正平	Effects on Radiation Sensitive Instrument from Recycle of Contaminated Metal	EPA/JAERI Workshop on Residual Radioactivity and Recycling Criteria 1994年11月 (東海研)
富西面博 居蘭沢竜伸 木名瀬立 高橋花江 ^{*1} 原子炉解体技術 課 ^{*2} 原子力総合研修 センター	J P D R解体における放射線管理 —解体工法と線量当量低減—	日本保健物理学 会第29回研究発 表会 1994年5月 (敦賀)
西高橋竜也 ^{*1} 原子力総合研修 センター	J P D R主要構造物解体における被ばく解析	日本保健物理学 会第29回研究発 表会 1994年5月 (敦賀)
半谷英樹 水下誠一	半導体検出器を用いた高精度甲状腺ヨウ素モニタの開発	日本保健物理学 会第29回研究発 表会 1994年5月 (敦賀)
水内下誠一 内山正史 二之宮和重 ^{*1} 放射線医学総合 研究所 ^{*2} 動力炉・核燃料 開発事業団	人体計測学的ファントムによる全身カウンタの比較校正	日本保健物理学 会第29回研究発 表会 1994年5月 (敦賀)
山口武憲 河合勝雄	Occupational Exposure in Japan -For the period from 1976 to 1992-	International Conference on "Radiation and Society ; Comprehending Radiation Risks" (Paris, France)
山口武憲	保健物理学会 I C R P 新勧告検討委員会報告線量測定等検討会	日本保健物理学 会シンポジウム 1994年11月 (東京)

氏名	標題	学会名等
山口 恒弘	年齢群別中性子実効線量の計算	日本保健物理学 会第29回研究発 表会 1994年5月 (敦賀)
山口 恒弘	外部被ばく実効線量データベースシステム—I C R P 1990年勧告対応—	日本保健物理学 会第29回研究発 表会 1994年5月 (敦賀)
高山 橋 史 明 山口 恒弘	個人線量測定における不確定要素の解析	日本保健物理学 会第29回研究発 表会 1994年5月 (敦賀)
広森 瓜柳吉 千谷田勝 田和鶴章 田勝真 *名古屋大学	R I 表面汚染分布測定用可搬型二次元位置検出器の開発	第31回理工学に おける同位元素 研究発表会 (東京)
高吉 橋 幸嗣 田 真	トリチウム面線源からの制動X線の評価	第31回理工学に おける同位元素 研究発表会 (東京)
清高 水橋 滋 南 賢太郎	ガラス線量計の特殊な使用法による線量測定精度の向上	第31回理工学に おける同位元素 研究発表会 (東京)
清高 水橋 滋 史明	基準電離箱検出器の実効中心のずれの評価	日本原子力学会 秋の大会 1994年9月 (札幌)
滝大井光成 吉田義弘 間辺真 南賢太郎 *STA研究員	環境放射線管理用試料の放射線測定のための γ 線校正線源 の特性	日本原子力学会 秋の大会 1994年9月 (札幌)
山口 恒弘	結腸及び残りの組織の内訳の変更が実効線量値に及ぼす影響	日本原子力学会 秋の大会 1994年9月 (札幌)
吉澤道夫	I C R P 1990年勧告の線量定義変更について	最近の外部被ばく線量評価法に 関するワーキンググループ (東海)
高橋史明	I C R U Report 51について	最近の外部被ばく線量評価法に 関するワーキンググループ (東海)

氏名	標題	学会名等
山口 恒弘	ICRP/ICRUタスクグループの報告書の概要	最近の外部被ばく線量評価法に関するワーキンググループ(東海)
山口 恒弘	10keV~10MeV の光子に対する線量計算	最近の外部被ばく線量評価法に関するワーキンググループ(東海)
村上 博幸	Operational Quantity の概念とその適用	最近の外部被ばく線量評価法に関するワーキンググループ(東海)
山口 恒弘	熱エネルギー~20MeVの中性子に対する線量計算	最近の外部被ばく線量評価法に関するワーキンググループ(東海)
清水 滋 高橋 史明	γ 線校正場の散乱線量率評価	日本原子力学会 春の大会 1995年3月 (東京)
高清水 滋 高橋 史明	γ 線校正場の散乱線スペクトル評価	日本原子力学会 春の大会 1995年3月 (東京)

5. 特許申請及び登録

今年度出願なし

6. 受託調査・研究

相手方	標題	実施課室
動力炉・核燃料開発事業団	ダストモニタ校正用線源の標準化に関する調査研究	線量計測課
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)

今年度講師招へいなし

8. 所外研修コースへの協力

コース名	講師人数	コース名	講師人数
運輸省運輸政策局 放射性物質安全輸送講習会	2	(財)原子力安全研究協会 石川県緊急時医療実務講習会	1
北海道・新潟県 原子力防災訓練	5	(財)放射線計測協会 放射線管理入門講座 放射線管理・計測講座 放射線業務従事者教育訓練 原子力教養講座	11 10 6 3
宮城県 原子力防災入門講座	1		
青森県 原子力防災研修会	1	(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 原子力防災研修講座	2 1
静岡県 原子力防災対策緊急時環境放射 線モニタリング基礎技術研修会	1	(財)日本原子力文化振興財団 科学技術庁原子力モニター懇談会	2
(社)日本アイソトープ協会 教育訓練講習会	1		
(社)日本原子力産業会議 放射線取扱技術者講習会 核燃料取扱技術講座	4 1		

9. 所内研修コースへの協力

(1単位は80分)

コ 一 ス 名	講義・実習	単位数又は時間	講師人数(延)
原子力総合研修センター			
〔原子炉研修部門〕 一般課程(第51回)	講 義	8単位	6人
保健物理専門課程(第26回)	講義 実習	34単位 140単位 6単位	20人 14人 12人
放射線防護専門課程(第13回)	講義 実習	31単位 91単位	18人 14人
原子炉工学課程(第3回)	講 義	4単位	4人
原子力防災対策講座(第27～第28回)	講義 実習	4単位 15単位	4人 5人
原子力防災入門講座(第158～第171回)	講 義	139単位	28人
放射性廃棄物管理講座(第16回)	講 義	1単位	1人
原子力入門講座(第21回)	講 義	6単位	5人
緊急時モニタリング初級講座(第16～20回)	講義 実習	18単位 25単位	10人 15人
緊急時モニタリング講座(第8,9回)	講義 実習	4単位 14単位	4人 20人
原子力防災職種別講座 (消防第14～19回・警察第4回)	講義 実習	14単位 21単位	7人 7人
〔ラジオアイソトープ研修部門〕			
基礎課程(第242～第245回)	講 義	16単位	8人
専門課程(第214回) 放射線管理コース	講義 実習	5単位 4単位	5人 1人
" (第216回) ラジオアイソトープコース	講 義	4単位	2人
第1種放射線取扱主任者講習(第67,68,70回)	講 義	11時間	5人
第1種作業環境測定士講習(第20回)	実 習	4時間	1人

編 集 後 記

今回の原稿執筆及び編集作業では、前期編集委員会において見直しを行った執筆要項を利用したことにより、編集作業の効率化を図ることができ、書式上の手直しの問題は少なかった。編集作業では、1. 放射線管理での研究所、事業所間での表現及び表の統一が問題となり、各研究所、事業所における施設の違い等を考慮した上で、できる限り統一するよう努めた。今後もこの点に留意されて執筆されることが望ましいと考える。

(小野寺 記)

編 集 委 員

委 員 長	南 賢太郎（東海研究所、保健物理部次長）
副委員長	望月 民三（　　〃　　，放射線管理第2課）
幹 事	小野寺淳一（　　〃　　，放射線管理第1課）
委 員	宍戸 宣仁（　　〃　　，放射線管理第3課） 半谷 英樹（　　〃　　，個人線量管理課） 吉澤 道夫（　　〃　　，線量計測課） 山根 健路（那珂研究所、安全管理課） 古田 敏城（高崎研究所、安全管理課） 芝沼 行男（大洗研究所、放射線管理課） 佐藤 隆一（むつ事業所、保安管理課）
事 務 局	藤井三樹夫（東海研究所、保健物理業務課） 大澤 政雄（　　〃　　，　　〃　　） 小川 賢二（　　〃　　，　　〃　　）