

JAERI-Review

96-014



保健物理－管理と研究－No.38

(1995年度)

1996年10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

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

本レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。
入手の問合せは、日本原子力研究所研究情報部研究情報課（〒319-11 茨城県那珂郡東海村）あて、
お申し越しください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-11 茨城県那珂郡
東海村日本原子力研究所内）で複写による実費領布をおこなっております。

This report is issued irregularly.

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

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1996

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.38

(1995年度)

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

(1996年9月18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1995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、1994年度に引き続き遅滞なく実施した。また、設備、機器等の新設、更新を推進することにより管理業務の効率化が図られた。放射線業務従事者の個人被ばく管理においては、線量当量限度を超える被ばくはなかった。各施設から放出された気体及び液体廃棄物中の放射能及び放射能濃度は、いずれも保安規定などに定められた放出管理基準値等以下であった。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、中性子外部被ばくに対する個人線量の解析、放射線測定器の校正法、トリチウムの挙動及び環境影響評価等の幅広い分野にわたる研究を実施した。

Health Physics in JAERI No.38
(April 1, 1995 ~ March 31, 1996)

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

Japan Atomic Energy Research Institute

(Received September 18, 1996)

In the annual report No.38(fiscal 1995) 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

I. 放射線管理

1 A 東海研究所

1 A. 1 総 括	7
A. 1. 1 概 要	7
A. 1. 2 管理区域	8
A. 1. 3 排気及び排水の管理データ	17
A. 1. 4 環境における放射性希ガス及び液体廃棄物による実効線量当量	28
A. 1. 5 放射性汚染及び被ばく	30
A. 1. 6 放射性同位元素の保有状況	30
1 A. 2 個人被ばく線量当量の管理	35
A. 2. 1 概 要	35
A. 2. 2 外部被ばく線量当量の管理	36
A. 2. 3 内部被ばく線量当量の管理	41
A. 2. 4 個人被ばく線量当量等の登録管理	43
A. 2. 5 臨時検査結果のデータベース作成	44
A. 2. 6 全身カウンタ及び肺モニタデータ処理装置の更新	46
1 A. 3 施設の放射線管理	49
A. 3. 1 概 要	49
A. 3. 2 リニアック施設における放射化調査	50
A. 3. 3 シリコン表面への放射性核種の吸着	53
A. 3. 4 J R R - 4 改造工事における放射線管理の検討	55
A. 3. 5 燃料試験施設における熱蛍光線量計を用いた個人線量当量の評価	59
A. 3. 6 放射性汚染等の概況	61
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	79
A. 4. 5 環境線量等図形表示システムの更新	82
1 A. 5 放射線計測器の管理	84
A. 5. 1 概 要	84
A. 5. 2 サーベイメータ等の管理	85
A. 5. 3 放射線モニタ等の管理	86

A. 5.4 放射線管理試料の計測	88
1 B 那珂研究所	
1 B. 1 放射線管理	90
B. 1. 1 概要	90
B. 1. 2 個人被ばく線量当量の管理	91
B. 1. 3 施設の放射線管理	93
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
B. 1. 6 真空容器内保守作業時の外部被ばく管理	98
1 C 高崎研究所	
1 C. 1 放射線管理	101
C. 1. 1 概要	101
C. 1. 2 個人被ばく線量当量の管理	101
C. 1. 3 施設の放射線管理	103
C. 1. 4 環境放射線の監視	103
C. 1. 5 放射線計測器の管理	103
1 D 大洗研究所	
1 D. 1 総括	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 H T T R の放射線管理設備の設計	122
D. 3. 3 J M T R における O G L - 1 照射設備撤去作業時の放射線管理	125
D. 3. 4 J M T R で発生する放射性液体廃棄物に関する調査	127
1 D. 4 環境放射能の管理	129
D. 4. 1 概要	129
D. 4. 2 環境放射線のモニタリング	129

D. 4. 3 環境試料のモニタリング	132
1 D. 5 放射線計測器の管理	137
D. 5. 1 概 要	137
D. 5. 2 サーベイメータ等の管理	137
D. 5. 3 放射線モニタ等の管理	138
 1 E むつ事業所	
1 E. 1 放射線管理	139
E. 1. 1 概 要	139
E. 1. 2 管理区域	140
E. 1. 3 個人被ばく線量当量の管理	141
E. 1. 4 施設の放射線管理	144
E. 1. 5 環境放射能の管理	146
E. 1. 6 放射線計測器の管理	157
 1 F 原子力船「むつ」	
1 F. 1 放射線管理	158
F. 1. 1 概 要	158
 2 技術開発	
2. 1 個人被ばく線量当量の管理	161
2. 1. 1 概 要	161
2. 1. 2 内部被ばく記録のファイリングプログラム作成	162
2. 1. 3 人体接近によるVDT漏洩電界の擾乱について	164
2. 1. 4 内部被ばく線量評価コードの開発・整備(1)	167
2. 1. 5 計算機を用いたフィルムバッジ貸出管理システム	169
2. 2 施設の放射線管理	172
2. 2. 1 概 要	172
2. 2. 2 H E P A フィルタ性能の経時変化	173
2. 2. 3 高度化放射線管理システムの開発(4)	176
2. 2. 4 J M T R 放射線管理用監視装置の開発	178
2. 3 放射線管理計測	181
2. 3. 1 概 要	181
2. 3. 2 ファントム材質・寸法が線量計校正に及ぼす影響	182
2. 3. 3 E G S 4 コードを用いたモンテカルロ計算による γ 線校正場のエネルギースペクトル評価	184
 3. 研究	
3. 1 放射線管理計測	189

3.1.1	概要	189
3.1.2	短半減期放射性希ガスに対する二次基準器の校正	190
3.1.3	イオン交換膜線源を利用したダストモニタ校正用ろ紙 模擬線源の作製	193
3.1.4	中性子実効線量の方向依存性の解析	196
3.1.5	中性子エネルギースペクトルを考慮した計測実用量と 実効線量との関係	199
3.1.6	電子加速器室内における気相分子反応モデルの開発	201
3.2	被ばく評価	203
3.2.1	概要	203
3.2.2	線量分布解析関連コードの整備	204
3.2.3	線量-反応関係モデルと生物学的效果化	206
3.3	環境放射線管理技術	208
3.3.1	概要	208
3.3.2	トリチウムガス野外連続放出実験(3)空気中HT及び HTO濃度の高さ分布	209
3.3.3	トリチウムガス野外連続放出実験(4)土壤中HTO濃度の深さ分布	211
3.3.4	トリチウムガス野外連続放出実験(5)空気中HTOの水盤への沈着	213
3.3.5	ビニールハウス内重水放出実験における土壤沈着重水の 大気への再放出	215
3.3.6	窒素ガス中におけるトリチウムガスからトリチウム水への転換反応	217
3.3.7	14MeV中性子放射化核種放出による一般公衆の線量評価	219
3.3.8	屋内ラドン被ばく低減対策有効性評価手法の開発(1)	221

付 錄

1.	外部投稿	225
2.	JAERI-(Research, Data/Code, Tech, Review, Conf) レポート	226
3.	所内資料	227
4.	口頭発表及び講演	229
5.	特許申請及び登録	234
6.	受託調査・研究	234
7.	講師招へい(講演)	234
8.	所外研修コースへの協力	234
9.	所内研修コースへの協力	235

3.1.1	概要	189
3.1.2	短半減期放射性希ガスに対する二次基準器の校正	190
3.1.3	イオン交換膜線源を利用したダストモニタ校正用ろ紙 模擬線源の作製	193
3.1.4	中性子実効線量の方向依存性の解析	196
3.1.5	中性子エネルギースペクトルを考慮した計測実用量と 実効線量との関係	199
3.1.6	電子加速器室内における気相分子反応モデルの開発	201
3.2	被ばく評価	203
3.2.1	概要	203
3.2.2	線量分布解析関連コードの整備	204
3.2.3	線量-反応関係モデルと生物学的效果化	206
3.3	環境放射線管理技術	208
3.3.1	概要	208
3.3.2	トリチウムガス野外連続放出実験(3)空気中HT及び HTO濃度の高さ分布	209
3.3.3	トリチウムガス野外連続放出実験(4)土壤中HTO濃度の深さ分布	211
3.3.4	トリチウムガス野外連続放出実験(5)空気中HTOの水盤への沈着	213
3.3.5	ビニールハウス内重水放出実験における土壤沈着重水の 大気への再放出	215
3.3.6	窒素ガス中におけるトリチウムガスからトリチウム水への転換反応	217
3.3.7	14MeV中性子放射化核種放出による一般公衆の線量評価	219
3.3.8	屋内ラドン被ばく低減対策有効性評価手法の開発(1)	221
付 錄		
1.	外部投稿	225
2.	JAERI-(Research, Data/Code, Tech, Review, Conf) レポート	226
3.	所内資料	227
4.	口頭発表及び講演	229
5.	特許申請及び登録	234
6.	受託調査・研究	234
7.	講師招へい(講演)	234
8.	所外研修コースへの協力	234
9.	所内研修コースへの協力	235

Contents

1. Radiation Control

1A Tokai Research Establishment	
1A.1 General	7
A.1.1 Summary	7
A.1.2 Controlled Areas	8
A.1.3 Release of Radioactive Gaseous and Liquid Wastes	17
A.1.4 Effective Dose Equivalent due to Radioactive Noble Gases and Liquid Effluents in Environment	28
A.1.5 Radiological Incidents	30
A.1.6 Inventory of Radioisotopes	30
1A.2 Individual Monitoring	35
A.2.1 Summary	35
A.2.2 Monitoring for External Exposure	36
A.2.3 Monitoring for Internal Exposure	41
A.2.4 Registration of Personnel Exposure	43
A.2.5 Data Base for Internal Dose Monitoring Results	44
A.2.6 Replacement of Data Processing System for Whole Body Counter and Lung Monitor.....	46
1A.3 Radiation Monitoring in Facilities	49
A.3.1 Summary	49
A.3.2 Survey of Inventory of Induced Radioactivities in Electron Linac Facility	50
A.3.3 Adsorption of Radionuclides on Silicon Surface	53
A.3.4 Review on Radiation Control in Reconstruction Work of JRR-4..	55
A.3.5 Estimation of External Exposure of the Radiation Workers by Thermo Luminescence Dosimeter at RFEF	59
A.3.6 Unexpected Radiation Exposures and Surface Contaminations....	61
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.....	79

A.4.5 Renewal of the Graphical Display System of Environmental Radiological Data	82
1A.5 Maintenance of Monitors and Survey Meters.....	84
A.5.1 Summary	84
A.5.2 Maintenance of Survey Meters	85
A.5.3 Maintenance of Monitors	86
A.5.4 Measurement of Radioactivity in Samples	88
 1B Naka Fusion Research Establishment	
1B.1 Radiation Monitoring	90
B.1.1 Summary	90
B.1.2 Individual Monitoring	91
B.1.3 Radiation Monitoring in Facilities	93
B.1.4 Environmental Monitoring	95
B.1.5 Maintenance of Monitors and Survey Meters	97
B.1.6 External Exposure Monitoring for Maintenance Work of Vacuum Vessel in JT-60	98
 1C Takasaki Radiation Chemistry Research Establishment	
1C.1 Radiation Monitoring	101
C.1.1 Summary	101
C.1.2 Individual Monitoring	101
C.1.3 Radiation Monitoring in Facilities	103
C.1.4 Environmental Surveillance	103
C.1.5 Maintenance of Monitors and Survey Meters	103
 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

Contents

1. Radiation Control

1A Tokai Research Establishment	
1A.1 General	7
A.1.1 Summary	7
A.1.2 Controlled Areas	8
A.1.3 Release of Radioactive Gaseous and Liquid Wastes	17
A.1.4 Effective Dose Equivalent due to Radioactive Noble Gases and Liquid Effluents in Environment	28
A.1.5 Radiological Incidents	30
A.1.6 Inventory of Radioisotopes	30
1A.2 Individual Monitoring	35
A.2.1 Summary	35
A.2.2 Monitoring for External Exposure	36
A.2.3 Monitoring for Internal Exposure	41
A.2.4 Registration of Personnel Exposure	43
A.2.5 Data Base for Internal Dose Monitoring Results	44
A.2.6 Replacement of Data Processing System for Whole Body Counter and Lung Monitor.....	46
1A.3 Radiation Monitoring in Facilities	49
A.3.1 Summary	49
A.3.2 Survey of Inventory of Induced Radioactivities in Electron Linac Facility	50
A.3.3 Adsorption of Radionuclides on Silicon Surface	53
A.3.4 Review on Radiation Control in Reconstruction Work of JRR-4..	55
A.3.5 Estimation of External Exposure of the Radiation Workers by Thermo Luminescence Dosimeter at RFEF	59
A.3.6 Unexpected Radiation Exposures and Surface Contaminations....	61
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.....	79

1D.3 Radiation Monitoring in Facilities	121
D.3.1 Summary.....	121
D.3.2 Design of Radiation Monitoring System on HTTR	122
D.3.3 Radiation Monitoring on Dismantling Work of OGL-1	125
D.3.4 Investigation on Radioactive Liquid Wastes in JMTR	127
1D.4 Environmental Monitoring	129
D.4.1 Summary	129
D.4.2 Monitoring for Environmental Radiation	129
D.4.3 Monitoring for Environmental Samples	132
1D.5 Maintenance of Monitors and Survey Meters	137
D.5.1 Summary	137
D.5.2 Maintenance of Survey Meters	137
D.5.3 Maintenance of Monitors.....	138
1E Mutsu Establishment	
1E.1 Radiation Monitoring	139
E.1.1 Summary	139
E.1.2 Controlled Areas	140
E.1.3 Individual Monitoring	141
E.1.4 Radiation Monitoring in Facilities	144
E.1.5 Environmental Monitoring	146
E.1.6 Maintenance of Monitors and Survey Meters	157
1F Nuclear Ship Mutsu	
1F.1 Radiation Monitoring	158
F.1.1 Summary	158
2. Technical Development	
2.1 Individual Monitoring	161
2.1.1 Summary	161
2.1.2 Development of Internal Dose Record Filing Program	162
2.1.3 Perturbation of VDT Electric Fields due to Person's Proximity	164
2.1.4 Development of Internal Dose Estimation Code(1).....	167
2.1.5 Film Badge Service System with Personal Computers and Local Area Network	169
2.2 Radiation Monitoring in Facilities	172
2.2.1 Summary	172
2.2.2 Time Dependency of HEPA Filter Performance	173

2.2.3 Development of Advanced Radiation Control Support System(4).....	176
2.2.4 Development of Surveillance System for Radiation Monitoring in JMTR	178
2.3 Radiation Measurements for Radiation Protection	181
2.3.1 Summary	181
2.3.2 Effect of Phantom Material and Size on Dosimeter Calibration	182
2.3.3 Estimation of Spectral Distribution in Gamma Calibration Fields by Using EGS4 Simulation Code	184
 3. Research	
3.1 Radiation Measurements for Radiation Protection	189
3.1.1 Summary	189
3.1.2 Calibration of Secondary Gas-standard Instrument with Short Half-lived Radioactive Rare Gases	190
3.1.3 Application of Ion-exchange Membrane Source to Preparation of Calibration Source Simulation Filter Paper for Dust Monitors	193
3.1.4 Analysis of Angular Dependence of Neutron Effective Dose	196
3.1.5 Relationship Between Operational Quantities and Effective Dose in Neutron Fields of Spectral Distribution.....	199
3.1.6 Modeling of Chemical Reactions in Air of an Electron Accelerator Room	201
3.2 Assessment of Radiation Exposure	203
3.2.1 Summary	203
3.2.2 Some Revisions of Computer Programs Relating to Dose Distribution Analysis	204
3.2.3 Models of Dose-Response Relationship and Relative Biological Effectiveness	206
3.3 Environmental Monitoring Techniques	208
3.3.1 Summary	208
3.3.2 The Chronic HT Release Experiment(3) Vertical Profiles of Air HT and HTO Concentrations	209
3.3.3 The Chronic HT Release Experiment(4) Depth Profile of Soil HTO Concentration	211
3.3.4 The Chronic HT Release Experiment(5) Deposition of HTO Vapor into Water Dishes	213
3.3.5 Reemission of Heavy Water Deposited on Soil Surface to the Atmosphere	215

3.3.6 Conversion Reaction of Tritium Gas to Tritiated Water in Nitrogen Gas	217
3.3.7 Dose Assessment of the Public from Release of 14MeV Neutron Activation Products into the Atmosphere	219
3.3.8 Development of evaluation Method For Indoor Radon Exposure Reduction Measures	221

Appendix

1. Journal Papers	225
2. Papers Published as JAERI-(Research, Data/Code, Tech, Review, Conf) Report	226
3. Papers Published as Internal Report	227
4. Oral Presentations	229
5. Patents	234
6. Entrusted Works	234
7. Lectures by Outside Persons	234
8. Training Courses for Outside Organizations	234
9. Training Courses in JAERI	235

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1995年度の業務実施状況を、放射線管理、技術開発及び研究の3章に分けて記述する。本報告書に関する各研究所、事業所等の組織を次頁に示す。なお、原子力船「むつ」については、原子炉室一括撤去後、1995年6月30日の海洋科学技術センターへの船体引渡し及び原子力第1船原子炉施設保安規定の変更認可によりその放射線管理業務を全て終了し、1995年9月30日付で原子力船「むつ」機関部が廃止され、同部の保健物理班も廃止された。

施設の放射線管理、個人被ばく管理、環境放射線監視、放射線管理用機器の管理などの定常業務を、1994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。

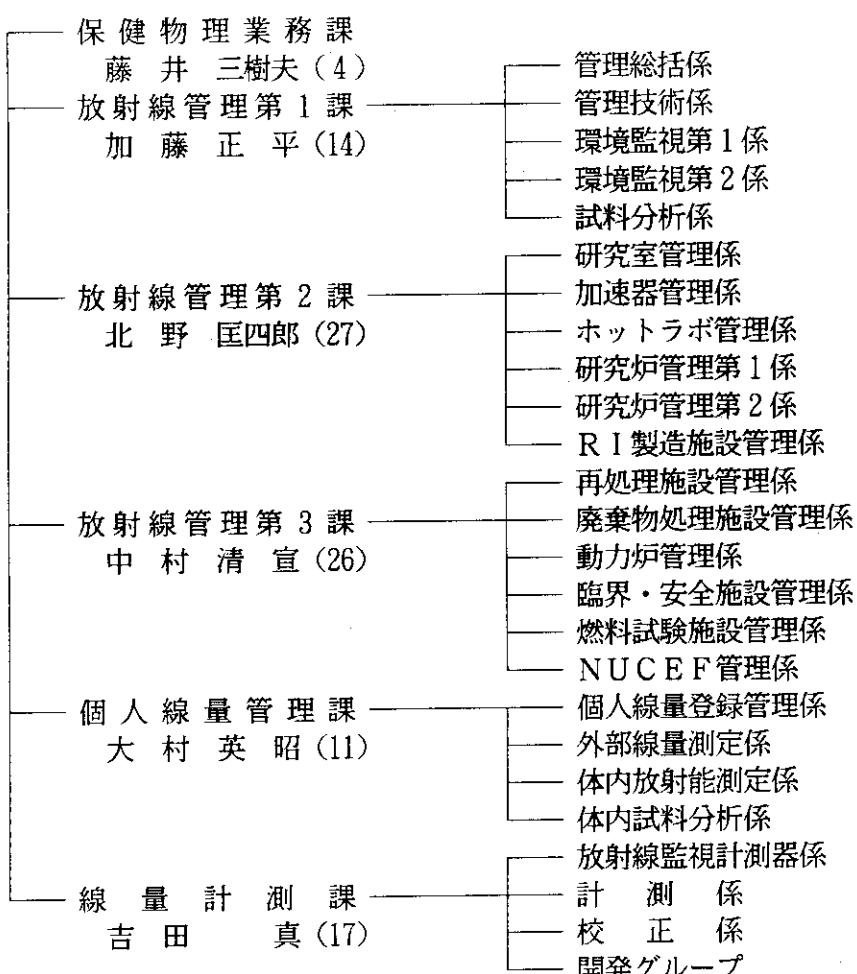
技術開発業務については、管理業務に密接に関連する個人被ばく線量の測定・評価、施設の放射線管理、環境放射能の管理、放射線計測等に関する技術開発を継続実施した。技術開発に係る主な成果を技術開発の章に示す。

研究業務については、中性子外部被ばくに対する個人線量の解析、放射線測定器の校正法、トリチウムの挙動及び環境影響評価等の幅広い分野にわたる研究を実施した。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(100)

1996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
長谷川圭佑(7)

保安管理係
放射線管理第1係
放射線管理第2係

高崎研究所管理部

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

山田貴也

放射線管理課
大畠勉(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

中 村 力 (7)

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 (1995年9月30日付で廃止)

武藤 皓 洋

保 健 物 理 班

藪 内 典 明 (1)

as of March 31, 1996

() : Number of Personnel

Department of Health Physics, Tokai research
Establishment (100)

- Health Physics Administration Division (4)
- Radiation Control Division I (14)
- Radiation Control Division II (27)
- Radiation Control Division III (26)
- Personnel Dose Division (11)
- Radiation Dosimetry Division (17)

Department of Administrative Services,
Naka Fusion Research Establishment
Safety Division (7)

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 (7)

Engine Department, Nuclear Ship Mutsu (abolished, September 30, 1995)
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1994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、新たに設置された廃棄物埋設施設における廃棄物埋設に伴う作業、T P Lにおける大量トリチウムガス貯蔵作業など、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、短半減期ガスを用いたガスマニタの校正法の開発、中性子外部被ばくに対する個人線量の解析、光核反応生成核種の性状評価、トリチウムガス野外連続放出実験の解析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。1995年度における実効線量当量は、最大 4.0mSv 、平均 0.05mSv であり、集団実効線量当量は、 $232.5\text{ 人}\cdot\text{ミリシーベルト}$ であった。内部被ばくについては、被検者全員について有意な体内汚染は検出されなかった。

1995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 $1.5\mu\text{Sv}$ （J R R - 2 南西方向の周辺監視区域境界）、液体廃棄物に起因する年間の実効線量当量が $0.074\mu\text{Sv}$ 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、N U C E F施設におけるウラン溶解作業及びT R A C Y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。

(山本克宗)

A.1.2 管理区域

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

1995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86件、第2種管理区域1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(39件)及びJPDR原子炉建屋埋設管撤去作業(35件)、第2種管理区域は工業用X線装置による非破壊検査(1件)であった。

(小林 秀雄)

Table A.1.2-1 第1種管理区域

(東海研究所、1996年3月31日現在)

施 設 名	範 囲	適用規定*
第 3 研 究 棟	020号室(RI庫)、2階東側半分、3階東側半分	放 少
第 4 研 究 棟	地下1階：廃液タンク室 1階：放射線管理室、事務室、給気フィルタ室及び コールド便所を除く区域 2階：全域 3階：全域 4階：全域	放 少
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、廃液タンク室 廃棄物一時保管場所	放 少 放 少
セ ラ ミ ッ ク 特 研	6、7、8、13、14、15、16、17、18、19、20号室、 廃液貯槽室	放 少
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	放 少
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)	原 放 少

施 設 名	範 围	適用規定*
ホ ッ ト ラ ボ	地階：汚染検査室，排風機室，廃液貯槽室，ホットストレージ，シリンダー室 1階：汚染検査室，冶金ケーブ，モニタリングケーブ，鉛セル，SEセル，化学ケーブ，ジュニアセル，セミホットセル，サービスルーム，操作室，マニプレータ修理室，汚染除去室，測定室，ログマン室，材料研究室 2階：全域	使 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 使 放
炉 管 理 部 格 納 庫	全域	
核 燃 料 倉 庫	1階：2, 3, 4, 5, 6, 7, 8号室，廃棄物保管室，更衣室，廊下 2階：ホット機械室	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 使 ④ 放
R I 製 造 棟	201, 202, 203, 204, 205, 206, 207, 208, 209, 210, 211, 212, 213, 214, 215, 216, 302, 303, 304, 305, 307, 309, 310, 311, 312, 313号室, 300番台地下室，廊下全域，401, 402, 403, 404, 405, 406, 407号室，400番台地階タンク室，502号室（地階），ホット排水管地下ダクト，602, 604号室，300エリアと600エリア間の廊下，600番台地下室，屋外タンクヤード	使 放
J R R - 3	炉室，エアロック，使用済燃料貯槽室及び同地階，燃料管理施設及び同地階，廃棄物保管室，器材室，シャワー室，放管測定室，資材室，便所，汚染検査室	原 使 放

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

施 設 名	範 围	適用規定*
廃棄物処理処分開発棟	大実験室, 小実験室, 供試体製作室, 中実験室, 測定室, RI貯蔵庫	放
フ ッ 素 実 驗 室	N-3, N-4, S-3, S-4, S-5, S-6 暗室, 汚染検査室, 廊下	放 少
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 使 放
固体廃棄物処理施設	汚染検査室, 圧縮処理室, 解体処理室, 極低レベル固体廃棄物処理付帯作業室, 屋外フェンスで囲まれた区域内	原 使 放
固体廃棄物一時保管棟	汚染検査室, 固体廃棄物処理付帯作業室, 固体廃棄物一時保管棟, 排風機室, 機械室	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 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, 固化系機器室, 地下ホール, 中高レベルサンプタンク	原 使 放
汚 染 除 去 施 設	チェンジング室, ホット実験室, 測定室, 器材室, 除染室, 除染ホール, 衣料分別室, 衣料除染室, 衣料汚染度測定室, 検査室, 衣料整理室	原 放 少

施 設 名	範 围	適用規定*
廃棄物安全試験施設 F C A S G L T C A	居室を除く区域 炉室, 燃料取扱室, 燃料貯蔵庫, エアロック室, セミホットラボ, 更衣室, 汚染検査室 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 地階実験室	使 放 原 放 少 原 放 少 少
保障措置技術開発試験室 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, 汚染檢 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	放 少
ダンプコンデンサ建屋 N S R R	ダンプコンデンサ建家: 地域全域, 海水循環ポンプ 室, ダンプコンデンサ室, 給水ポンプ室, 復 水ポンプ室, レジン再生室, 復水脱塩器室, 内蔵放射能測定室(A), 電気室, バッテリー 室, 電気準備室, 補給水脱塩器室, オフガス 室, 3階全域, 排風機室 燃料棟: 大実験室, 校正室, 組立検査室, 燃料保管 室, 試験検査室 制御棟: 更衣室, サンプリング室, 燃料棟から更衣 室までの廊下 原子炉棟: エアロック, ローディングエリア, 実験 エリア, 燃料貯溜プール, 原子炉プール, 解 体エリア, 補機エリア, RI一時貯蔵室, Aコ ンダクト, セミホットケーブ, セミホット ケーブエリア, 強制冷却系エリア, 中性子ラ ジオグラフィ室, ドレンタンクピット, サブ パイル室, 熱交ピット, 原子炉棟から制御棟 までの渡り廊下, 固体廃棄物一時保管室 照射物管理棟 機械棟	原 使 放

施設名	範囲	適用規定*
燃料試験施設 試験棟	地階：更衣室，廃液タンクエリア，ホット機械室，アイソレーションルーム，プール，アルゴン制御室，セル操作室 1階：更衣室，ホット実験室，サービスエリア，プール，倉庫，アイソレーションルーム， α γ セル， β γ セル，操作室，暗室，マニプレーターメンテナンス室，実験室，測定室，計測器室（A），（B），廃液タンクローリー接続所 2階：メインテナントボックス，アイソレーションルーム上面部， β γ セル上面部	④ ⑤
環境シミュレーション 試験棟	地階：D.P.タンク室，ホット機械室，配管ピット 1階：エンジングルーム，試料保管室，放射能測定室，分配係数測定室，コントロール室，RI調整室，RI貯蔵室，ウェザールーム，試験ホール，廃棄物保管室，長寿命核種実験室，除染室	⑤
科学技術庁電源開発 促進対策特別会計施設	105, 107, 108, 109, 110, 112号室 201, 202, 203, 204, 205, 206, 207, 208, 209, 210号室，吹抜部分	④ ⑤
N U C E F	実験棟A：地下1階 全域 1階 全域 2階 制御室，電気室（I），（II），工務監視室，EG室（I），（II），制御室前廊下及び階段並びに便所を除く区域	④⑤⑥⑦⑧

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

* ⑩：放射線障害予防規定、⑪：原子炉施設保安規定、⑫：核燃料物質使用施設等保安規定、
 ⑬：少量核燃料物質使用施設等保安規程

Table A.1.2-2 第2種管理区域

(東海研究所, 1996年3月31日現在)

施 設 名	範 囲	適用規定*
第 2 研 究 棟	地階: 045号室 047号室 1階: 109号室 102, 118, 120, 134, 136, 138号室 2階: 230, 232号室 3階: 342, 344号室	放 少 放 放 少 放
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, 廃液貯槽室	放 少
超 高 壓 電 顯 建 家	高圧タンク室, 地下全室	放
核 物 理 特 研 (2MV. V. D. G を除く)	FEL実験室, FBL加速器室及びその周辺のフェンスで囲まれた区域, マグネット室, 3, 5, 7, 9, 11, 15, 17, 23, 25号室, RI貯蔵庫	放
2 M V. V. D. G タンデム加速器建家	ターゲット室, マグネット室 中性子ターゲット室, ブースターターゲット室 タワー: 地下2階~8階	放 少 放
	地下2階: レーザー光源室, 密封線源貯蔵室, 通路 地下1階: ターゲット室, マグネット室, ブースタ室, ブースターターゲット室, 中性子ターゲット室	
	1階: イオン源室, 入射マグネット室 2階: イオン源室, 軽イオンバンチャー室	
工 作 工 場	特殊作業室	放 少
J F T - 2 建 家	大実験室, 建家外東側区域, 設備補機室, RF補機室 JFT-2M電源補機室, NBI補機室, 冷却装置室, 101, 102, 103号室	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	加速器室, ターゲット室, 保管室	放
材 料 試 験 室	5号室	放

施 設 名	範 囲	適用規定*
非破壊測定実験室	照射室, 貯蔵庫とフェンスで囲まれた区域内	放 少
モックアップ試験室	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
機械化工特研	水-空気二相流ループ実験装置室	放
開発試験室	制御室, 建家北側の屋外フェンスで囲まれた区域内 第1実験室, 第2実験室	原 放 少
原子炉特研	034, 122, 130, 132, 134号室	放 少 使
J R R - 2	核燃料貯蔵庫	原 使
使用済燃料貯蔵施設	監視室, 更衣室及び機械室を除く区域	原 使
J R R - 3 実験利用棟	地下1階: 共同溝, 大型廃棄物保管庫 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		
処理処分開発棟	コントロール室	放
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, 配管トレーニング	原 使 放
第1保管廃棄施設	屋外フェンスで囲まれた区域内	原 使 放
第2保管廃棄施設	屋外フェンスで囲まれた区域内	原 使 放
廃棄物安全試験施設	2階: 物理実験室	放
大型非定常ループ実験棟	N ₂ ポンベ置場, コンプレッサー脱湿器, 大実験室, 吹抜部分	放
二相流ループ実験棟	実験室	放
N U C E F	実験棟A: 3階 炉室上部	原 使
職員診療所	X線撮影室	

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

A.1.3 排気及び排水の管理データ

(1) 放出放射性塵埃及びガス

1995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

1995年度に各施設から放出された放射性廃液の処理区分別の放射能、廃液量及び各施設からの放出放射能と排水溝の流量から求めた排水溝別の1日平均濃度及び3ヶ月平均濃度の最大値、年間放出放射能をTable A.1.3-2に示す。各排水溝からの放出量、1日平均濃度等は、いずれも保安規定等に定められている放出基準値を超えていなかった。

(3) 放出管理目標値との比較

原子炉施設から放出された気体廃棄物のうち、放出管理目標値が定められている核種の放出放射能と放出管理目標値との比較をTable A.1.3-3に示す。

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

これらの値は、いずれも放出管理目標値を十分に下回っていた。

(梁瀬 芳晃)

Table A.1.3-1 放射性塵埃・ガスの放射能濃度及び放射能

(東海研究所, 1995年度)

項目 施設名	放射性塵埃 ^{*1}			放射性ガス		
	核種	年間放出量 ^{*2} (Bq)	年間平均濃度 ^{*3} (Bq/cm ³)	核種 ^{*4}	年間放出量 ^{*2} (Bq)	年間平均濃度 ^{*3} (Bq/cm ³)
第3研究棟	全β ²⁴¹ Am ³⁸ Cl ⁶⁰ Co ¹³¹ I	— 0 9.7×10 ⁵ 0 0	< 8.9×10 ⁻¹¹ < 4.9×10 ⁻¹¹ < 1.4×10 ⁻⁶ < 8.9×10 ⁻¹¹ < 1.7×10 ⁻⁹	—	—	—
第4研究棟	西棟 全β ²⁴¹ Am ⁶⁰ Co ¹³¹ I	— 0 0 0	< 8.3×10 ⁻¹¹ < 4.5×10 ⁻¹¹ < 8.3×10 ⁻¹¹ < 1.7×10 ⁻⁹	³ H ¹⁴ C ⁸⁵ Kr	4.8×10 ⁸ 3.4×10 ⁷ 4.2×10 ⁸	< 1.7×10 ⁻⁶ < 3.0×10 ⁻⁷ < 2.2×10 ⁻³
	東棟 全β ²⁴¹ Am ⁶⁰ Co ¹³¹ I	— 0 0 0	< 8.3×10 ⁻¹¹ < 4.5×10 ⁻¹¹ < 8.3×10 ⁻¹¹ < 2.9×10 ⁻⁹	³ H	0	< 1.7×10 ⁻⁶
放射線標準施設棟	全β ²⁴¹ Am ⁶⁰ Co	— 0 0	< 3.5×10 ⁻¹⁰ < 1.9×10 ⁻¹⁰ < 3.5×10 ⁻¹⁰	—	—	—
冶金特研	全β ²³⁴ U ⁶⁰ Co	— 0 0	< 1.2×10 ⁻¹⁰ < 6.9×10 ⁻¹¹ < 1.2×10 ⁻¹⁰	—	—	—
セラミック特研	全β 全α ⁶⁰ Co	— 0 0	< 1.1×10 ⁻¹⁰ < 7.1×10 ⁻¹¹ < 1.1×10 ⁻¹⁰	HTO HT	7.9×10 ⁸ 0	6.9×10 ⁻⁶ < 4.8×10 ⁻⁶
タンデム加速器	全β ²³⁷ Np ⁶⁰ Co	— 0 0	< 1.2×10 ⁻¹⁰ < 7.1×10 ⁻¹¹ < 1.2×10 ⁻¹⁰	—	—	—
ホットラボ	主排気口 全β ²³⁸ Pu ¹⁰³ Ru ¹⁰⁶ Ru ¹²⁴ Sb ¹²⁵ Sb ¹³¹ I ¹³⁷ Cs	— 0 6.6×10 ³ 1.1×10 ⁵ 1.2×10 ⁴ 2.4×10 ⁶ 2.2×10 ⁵ 0	< 1.5×10 ⁻¹⁰ < 7.1×10 ⁻¹¹ < 1.0×10 ⁻⁹ < 7.3×10 ⁻⁹ < 7.1×10 ⁻¹⁰ 8.8×10 ⁻⁹ < 1.2×10 ⁻⁹ < 3.0×10 ⁻¹⁰	⁸⁵ Kr	2.2×10 ¹⁰	< 6.7×10 ⁻³
	副排気口 全β ¹³⁷ Cs	— 0	< 1.3×10 ⁻¹⁰ < 2.3×10 ⁻¹⁰	—	—	—
JRR-1	全β ³⁸ Cl ⁶⁰ Co	— 1.3×10 ⁵ 0	< 5.6×10 ⁻¹⁰ < 7.4×10 ⁻⁸ < 5.6×10 ⁻¹⁰	—	—	—
JRR-2	全β 全α ³⁸ Cl ⁶⁰ Co ⁸² Br ¹²⁸ I ¹³¹ I ¹⁹⁷ Hg	— — 5.7×10 ⁷ 0 7.3×10 ⁵ 3.7×10 ⁵ 0 4.3×10 ⁵	< 5.1×10 ⁻¹⁰ < 3.1×10 ⁻¹⁰ < 1.4×10 ⁻⁷ < 1.9×10 ⁻⁹ < 3.9×10 ⁻⁹ < 1.7×10 ⁻⁷ < 1.5×10 ⁻⁹ < 7.8×10 ⁻⁹	³ H ⁴¹ Ar	3.3×10 ¹¹ 1.4×10 ¹³	6.3×10 ⁻⁴ 2.7×10 ⁻²

項目 施設名	放射性塵埃 ^{*1}			放射性ガス			
	核種	年間放出量 ^{*2} (Bq)	年間平均濃度 ^{*3} (Bq/cm ³)	核種 ^{*4}	年間放出量 ^{*2} (Bq)	年間平均濃度 ^{*3} (Bq/cm ³)	
開発試験室 VHTRC	全β 全α ⁶⁰ Co ¹³¹ I	— — 0 0	< 6.8×10 ⁻¹⁰ < 3.5×10 ⁻¹⁰ < 2.4×10 ⁻⁹ < 3.6×10 ⁻⁹	—	—	—	
開発試験室 同位体分離研究室	全β 全α ²³⁴ U	— — 0	< 1.3×10 ⁻¹⁰ < 7.1×10 ⁻¹¹ < 7.1×10 ⁻¹¹	—	—	—	
200番	全β ¹³⁷ CS	— 0	< 5.6×10 ⁻¹⁰ < 5.6×10 ⁻¹⁰	³ H	8.5×10 ⁸	< 7.0×10 ⁻⁵	
R I 製 造 棟	300番	全β ²⁴¹ Am ³² P ³⁵ S ⁷⁵ Se ¹⁸⁶ Re ²⁰³ Hg ¹³⁷ CS	— 0 2.0×10 ⁴ 7.5×10 ⁶ 4.1×10 ⁵ 0 1.0×10 ⁵ 0	1.7×10 ⁻¹⁰ < 7.1×10 ⁻¹¹ < 4.0×10 ⁻¹⁰ < 6.0×10 ⁻⁸ < 1.2×10 ⁻⁸ < 1.1×10 ⁻¹⁰ < 4.5×10 ⁻¹⁰ < 3.5×10 ⁻¹⁰	³ H	1.8×10 ⁹	< 1.2×10 ⁻⁵
400番	全β ²⁴¹ Am ¹³⁷ CS	— 0 0	< 1.3×10 ⁻¹⁰ < 7.1×10 ⁻¹¹ < 1.3×10 ⁻¹⁰	HTO HT	1.6×10 ¹⁰ 3.3×10 ¹⁰	2.6×10 ⁻⁴ 5.3×10 ⁻⁴	
600番	全β ³² P ³⁵ S ⁶⁰ Co ⁸² Br ¹³¹ I ¹²⁴ Sb ²⁰³ Hg	— 5.7×10 ⁴ 2.9×10 ⁷ 0 2.0×10 ³ 6.2×10 ³ 3.2×10 ³ 1.3×10 ³	< 1.3×10 ⁻¹⁰ 8.3×10 ⁻¹⁰ 4.2×10 ⁻⁷ < 5.3×10 ⁻¹⁰ < 1.0×10 ⁻⁹ < 4.7×10 ⁻¹⁰ < 2.4×10 ⁻¹⁰ < 1.9×10 ⁻¹⁰	⁴¹ Ar	6.9×10 ⁷	< 8.0×10 ⁻⁴	
核燃料倉庫	全β ²³⁴ U	0 0	< 5.0×10 ⁻¹⁰ < 3.0×10 ⁻¹⁰	—	—	—	
JRR-3	全β 全α ⁶⁰ Co ³⁸ Cl ¹³¹ I	— — 0 1.1×10 ⁹ 0	< 1.3×10 ⁻¹⁰ < 7.1×10 ⁻¹¹ < 5.8×10 ⁻¹⁰ < 7.1×10 ⁻⁶ < 6.3×10 ⁻⁹	³ H ⁴¹ Ar	1.8×10 ¹¹ 2.6×10 ¹¹	< 1.6×10 ⁻⁴ < 1.7×10 ⁻³	
実験利用棟第2棟	全β ²³⁷ Np ⁶⁰ Co	— 0 0	< 1.3×10 ⁻¹⁰ < 7.1×10 ⁻¹¹ < 1.3×10 ⁻¹⁰	³ H	0	< 3.0×10 ⁻⁵	
JRR-4	全β 全α ⁶⁰ Co ¹³¹ I	— — 0 0	< 5.6×10 ⁻¹⁰ < 3.0×10 ⁻¹⁰ < 2.2×10 ⁻⁹ < 8.5×10 ⁻⁹	⁴¹ Ar	0	< 5.7×10 ⁻³	
トリチウムプロセス 研究棟	全β ²³⁴ U	— 0	5.6×10 ⁻¹⁰ < 7.1×10 ⁻¹¹	HTO HT	7.1×10 ⁹ 1.2×10 ⁹	2.1×10 ⁻⁵ 3.5×10 ⁻⁶	
Pu研究 1棟	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 ^{*1}			放射性ガス		
		核種	年間放出量 ^{*2} (Bq)	年間平均濃度 ^{*3} (Bq/cm ³)	核種 ^{*4}	年間放出量 ^{*2} (Bq)	年間平均濃度 ^{*3} (Bq/cm ³)
Pu研究 1棟	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	0	< 2.2×10 ⁻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	< 2.2×10 ⁻⁵
Pu研究2棟	²³⁹ Pu	— 0	— < 6.7×10 ⁻¹¹	—	—	—	—
再処理試験室	²³⁴ U	— 0	— < 6.7×10 ⁻¹¹	—	—	—	—
フッ素実験室	²³⁴ U ¹²⁹ I ¹³¹ I	— 0 6.3×10 ⁴	— < 6.7×10 ⁻¹¹ < 1.4×10 ⁻⁸ < 1.5×10 ⁻⁹	⁸⁵ Kr	1.1×10 ⁸	< 5.0×10 ⁻²	
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	— < 1.1×10 ⁻⁹ < 1.1×10 ⁻⁹	—	—	—	—
汚染除去施設	全β ¹³⁷ Cs ²⁴¹ Am	— 0 0	— < 2.1×10 ⁻¹⁰ < 5.4×10 ⁻¹⁰ < 1.6×10 ⁻¹⁰	—	—	—	—
第1廃棄物処理棟	全β ¹²⁵ I ¹³⁷ Cs ²⁴¹ Am ⁷⁵ Se	— 8.3×10 ⁶ 0 0 1.2×10 ⁶	— < 2.1×10 ⁻¹⁰ < 7.2×10 ⁻⁸ < 5.6×10 ⁻¹⁰ < 1.6×10 ⁻¹⁰ < 6.4×10 ⁻⁹	³ H	7.2×10 ⁹	< 2.0×10 ⁻⁴	
第2廃棄物処理棟	全β ¹²⁵ I ¹³⁷ Cs ²⁴¹ Am	— 2.9×10 ⁶ 0 0	— < 5.1×10 ⁻¹¹ < 1.6×10 ⁻⁸ < 1.1×10 ⁻¹⁰ < 3.7×10 ⁻¹¹	—	—	—	—
圧縮処理施設	全β ¹²⁵ I ¹³⁷ Cs ²⁴¹ Am	— 9.8×10 ⁵ 0 0	— < 2.1×10 ⁻¹⁰ < 3.6×10 ⁻⁸ < 5.0×10 ⁻¹⁰ < 1.6×10 ⁻¹⁰	—	—	—	—
液体処理施設	低レベル	全β ¹³⁷ Cs ¹²⁵ I ²⁴¹ Am	— 0 9.2×10 ³ 0	— < 2.1×10 ⁻¹⁰ < 4.8×10 ⁻¹⁰ < 1.3×10 ⁻⁸ < 1.6×10 ⁻¹⁰	—	—	—
	中レベル	全β ¹³⁷ Cs ²⁴¹ Am	— 0 0	— < 2.1×10 ⁻¹⁰ < 4.8×10 ⁻¹⁰ < 1.6×10 ⁻¹⁰	—	—	—
極低レベル焼却試験施設	全β ¹³⁷ Cs ²⁴¹ Am	— 0 0	— < 2.1×10 ⁻¹⁰ < 4.8×10 ⁻¹⁰ < 1.5×10 ⁻¹⁰	—	—	—	—

項目 施設名	放射性塵埃 ^{*1}			放射性ガス		
	核種	年間放出量 ^{*2} (Bq)	年間平均濃度 ^{*3} (Bq/cm ³)	核種 ^{*4}	年間放出量 ^{*2} (Bq)	年間平均濃度 ^{*3} (Bq/cm ³)
環境シミュレーション試験棟	全β ¹³⁷ Cs ²³⁷ Np	— 0 0	< 6.8×10 ⁻¹¹ < 6.8×10 ⁻¹¹ < 5.8×10 ⁻¹¹	¹⁴ C	7.6×10 ⁸	< 6.8×10 ⁻⁶
W A S T E F	全β ²⁴¹ Am ¹³⁷ Cs	— 0 0	< 6.8×10 ⁻¹¹ < 5.8×10 ⁻¹¹ < 6.8×10 ⁻¹¹	—	—	—
科技庁電源特会施設	全β ⁶⁰ Co	— 0	< 3.9×10 ⁻¹⁰ < 3.9×10 ⁻¹⁰	—	—	—
F C A · S G L	全β ⁶⁰ Co ¹³¹ I ¹³³ I ²³⁹ Pu	— 0 4.9×10 ⁴ 1.5×10 ⁵ 0	< 2.8×10 ⁻¹⁰ < 9.2×10 ⁻¹⁰ < 2.8×10 ⁻⁹ < 3.1×10 ⁻⁸ < 2.9×10 ⁻¹⁰	—	—	—
T C A	全β ⁶⁰ Co ¹³¹ I ²³⁴ U	— 0 0 0	< 3.1×10 ⁻¹⁰ < 1.1×10 ⁻⁹ < 3.0×10 ⁻⁹ < 2.6×10 ⁻¹⁰	—	—	—
F N S	全β	—	< 2.8×10 ⁻¹⁰	³ H ¹³ N	5.2×10 ¹⁰ 7.2×10 ¹⁰	4.3×10 ⁻⁴ < 7.8×10 ⁻⁴
J P D R	ダンプコンデンサ	全β ⁶⁰ Co	— 0	< 5.2×10 ⁻¹⁰ < 2.2×10 ⁻⁹	—	—
N S R R	原子炉棟	全β 全α ⁶⁰ Co ¹³¹ I	— — 0 0	< 2.8×10 ⁻¹⁰ < 1.5×10 ⁻¹⁰ < 1.3×10 ⁻⁹ < 1.8×10 ⁻⁹	⁴¹ Ar	7.2×10 ⁹ < 5.3×10 ⁻³
	燃料棟	全β ⁶⁰ Co	— 0	< 2.8×10 ⁻¹⁰ < 1.2×10 ⁻⁹	—	—
燃料試験施設		全β ¹⁰⁶ Ru ¹³¹ I ¹²⁵ Sb ²³⁹ Pu	— 0 0 9.2×10 ⁵ 0	< 6.7×10 ⁻¹¹ < 6.7×10 ⁻¹¹ < 3.6×10 ⁻⁹ < 5.8×10 ⁻⁹ < 3.5×10 ⁻¹¹	⁸⁵ Kr	1.7×10 ¹² < 9.3×10 ⁻³
N U C E F		全β ¹³¹ I ¹³⁷ Cs ²³⁴ U	— 2.9×10 ⁵ 0 0	< 1.2×10 ⁻¹⁰ < 2.5×10 ⁻⁹ < 2.1×10 ⁻¹⁰ < 2.6×10 ⁻¹¹	¹³⁸ Xe	3.5×10 ¹⁰ < 6.8×10 ⁻⁴

* 1 : 挿発性核種を含む。

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

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

* 4 : 核種欄が「-」の施設は、放射性ガスの発生はない。

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

(東海研究所、1995年度)

項目 施設名	廃棄物処理場へ搬出 ^{*1}		排水溝へ排水		排水溝における濃度及び年間放出量			
	年間放射能量 (Bq)	廃液量 (m ³)	年間放出量 ^{*2} (Bq)	廃液量 (m ³)	排水 溝名	1日平均濃度の 最大値 ^{*3} (Bq/m ³)	3ヶ月平均濃度 の最大値 ^{*3} (Bq/m ³)	年間放出量 ^{*2} (Bq)
第3研究棟	$\beta\cdot\gamma: 2.1\times 10^8$ ${}^3\text{H} : 3.2\times 10^6$ $\alpha : 1.7\times 10^7$	3.8×10^1	0	0	${}^3\text{H} {}^{14}\text{C}$ 以外 : 1.3×10^{-4} (1.0×10^{-4})	${}^3\text{H} {}^{14}\text{C}$ 以外 : 3.6×10^{-6} (3.6×10^{-6})	${}^3\text{H} {}^{14}\text{C}$ 以外 : 1.4×10^6 (2.3×10^6)	
第4研究棟	$\beta\cdot\gamma: 1.4\times 10^7$ ${}^3\text{H} : 4.1\times 10^6$	7.0×10^1	${}^{90}\text{Sr} : 9.6\times 10^3$ ${}^{137}\text{Cs} : (1.5\times 10^6)$ ${}^{232}\text{Th} : 1.3\times 10^4$ (1.1×10^5)	5.2×10^2	第1排水溝			${}^{51}\text{Cr} : 1.2\times 10^6$ ${}^{54}\text{Mn} : 8.7\times 10^2$: (5.0×10^3) ${}^{60}\text{Co} : 8.7\times 10^4$ (5.4×10^5) ${}^{65}\text{Zn} : 2.8\times 10^4$ ${}^{90}\text{Sr} : 1.3\times 10^4$ ${}^{137}\text{Cs} : 8.1\times 10^4$ (1.6×10^6) ${}^{232}\text{Th} : 1.3\times 10^4$ (1.1×10^5) ${}^{234}\text{U} : 1.0\times 10^4$ ${}^{237}\text{Np} : 9.0\times 10^2$: (4.7×10^3) $U_{n+1} : (1.6\times 10^4)$
放射線標準施設棟	$\beta\cdot\gamma: 5.7\times 10^6$	5.0×10^{-2}	0	0				
セラミック特研	0	0	${}^3\text{H} : 9.8\times 10^6$ (4.7×10^5) ${}^{60}\text{Co} : (8.6\times 10^4)$ ${}^{137}\text{Cs} : (7.2\times 10^4)$ ${}^{234}\text{U} : 2.9\times 10^3$	2.7×10^1				
冶金特研	0	0	${}^{60}\text{Co} : (4.0\times 10^4)$ ${}^{80}\text{Sr} : 3.8\times 10^3$ ${}^{137}\text{Cs} : (3.2\times 10^4)$ ${}^{234}\text{U} : 7.4\times 10^3$	1.1×10^1				${}^3\text{H} : 9.8\times 10^6$ (1.6×10^6)
タンデム加速器	0	0	${}^{60}\text{Co} : (4.6\times 10^4)$ ${}^{137}\text{Cs} : (4.2\times 10^4)$ ${}^{237}\text{Np} : 9.0\times 10^2$ (2.1×10^3)	1.3×10^1				
リニアック	0	0	0	0				
JRR-1	0	0	${}^{51}\text{Cr} : 1.2\times 10^6$ ${}^{60}\text{Co} : 8.7\times 10^4$ (2.2×10^4) ${}^{65}\text{Zn} : 2.8\times 10^4$ ${}^{137}\text{Cs} : 8.1\times 10^4$	1.6×10^1				
使用済燃料貯蔵施設	0	0	${}^3\text{H} : (1.2\times 10^6)$ ${}^{137}\text{Cs} : (1.4\times 10^6)$	5.3				
N S R R	$\beta\cdot\gamma: 6.0\times 10^7$	4.5	${}^{60}\text{Co} : (3.4\times 10^6)$	1.0×10^2				

項目		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			
施設名		年間放射能量 (Bq)	廃液量 (m³)	年間放出量 ^{*2} (Bq)	廃液量 (m³)	排水溝名	1日平均濃度の 最大値 ^{*3} (Bq/cm³)	3ヶ月平均濃度の 最大値 ^{*3} (Bq/cm³)	年間放出量 ^{*2} (Bq)
科技庁電源 特会施設		$\beta \cdot \gamma: 3.8 \times 10^6$	1.0×10^1	0	0	第1 排水 溝			
所外	東京 大学	0	0	$^{54}\text{Mn}: 8.7 \times 10^2$ (5.0×10^3) $^{237}\text{Np}: (2.6 \times 10^3)$	2.2×10^1				
	核管 セツター	$\beta \cdot \gamma: 2.5 \times 10^7$	2.0×10^{-1}	$^{234}\text{U}: (1.6 \times 10^4)$	4.2×10^1				
	レーザー 濃縮	0	0	0	0				
燃料試験施設		$\beta \cdot \gamma: 3.1 \times 10^{10}$ $\alpha: 5.9 \times 10^8$	1.5×10^2	0	0	第2 排水 溝	$^3\text{H}, ^{14}\text{C} \text{以外}$ $: 1.1 \times 10^{-3}$ (9.9×10^{-4})	$^3\text{H}, ^{14}\text{C} \text{以外}$ $: 2.9 \times 10$ (1.5×10^{-4})	$^3\text{H}, ^{14}\text{C} \text{以外}$ $: 5.2 \times 10^7$ (2.4×10^8)
ホットラボ		$\beta \cdot \gamma: 2.2 \times 10^{10}$ $\alpha: 9.4 \times 10^8$	8.1×10^1	0	0				
開発 試験室	VHTRC	0	0	$^{60}\text{Co}: (1.0 \times 10^4)$	3.2				
	同位体 分離 研究室	0	0	$^{234}\text{U}: (5.3 \times 10^2)$	24				
J R R - 2		$\beta \cdot \gamma: 3.1 \times 10^9$ $^3\text{H}: 2.3 \times 10^{10}$	5.3×10^1	$^3\text{H}: 4.8 \times 10^8$ $^{60}\text{Co}: 7.2 \times 10^5$ (2.0×10^5) $^{65}\text{Zn}: 1.1 \times 10^8$ $^{90}\text{Sr}: 1.8 \times 10^3$ $^{137}\text{Cs}: (2.6 \times 10^5)$	1.0×10^2				
J R R - 3		$\beta \cdot \gamma: 5.8 \times 10^7$ $\alpha: 3.7 \times 10^4$	2.7×10^2	$^3\text{H}: 2.0 \times 10^9$ $^{60}\text{Co}: 5.0 \times 10^5$ (3.6×10^5) $^{90}\text{Sr}: 7.3 \times 10^3$ $^{110}\text{Ag}: 2.6 \times 10^6$ $^{137}\text{Cs}: 4.7 \times 10^4$ (5.9×10^5)	1.5×10^2				
実験利用棟 第2棟		0	0	$^3\text{H}: 1.7 \times 10^8$ $^{60}\text{Co}: 2.0 \times 10^5$ (1.3×10^5) $^{65}\text{Zn}: 5.6 \times 10^5$ $^{110}\text{Ag}: 5.3 \times 10^4$	5.6×10^1				
J R R - 4		0	0	$^3\text{H}: 8.2 \times 10^8$ $^{24}\text{Na}: 6.5 \times 10^6$ $^{51}\text{Cr}: 4.5 \times 10^5$ $^{60}\text{Co}: (2.1 \times 10^6)$ $^{137}\text{Cs}: (2.0 \times 10^5)$	6.6×10^2				
試料処理室		$^3\text{H}: 4.3 \times 10^2$	4.3×10^{-2}	0	0				
体内R I分析室		$^3\text{H}: 8.0 \times 10^1$	8.0×10^{-3}	0	0				
実験管理棟		$\beta \cdot \gamma: 1.3 \times 10^5$ $^3\text{H}: 1.2 \times 10^6$	1.8×10^{-2}	0	0				

項目 施設名	廃棄物処理場へ搬出 ^{*1}		排水溝へ排水		排水溝における濃度及び年間放出量			
	年間放射能量 (Bq)	廃液量 (m ³)	年間放出量 ^{*2} (Bq)	廃液量 (m ³)	排水溝名	1日平均濃度の最大値 ^{*3} (Bq/cm ³)	3ヶ月平均濃度の最大値 ^{*3} (Bq/cm ³)	年間放出量 ^{*2} (Bq)
R I 製造棟	$\beta+\gamma: 5.6 \times 10^7$ $\alpha: 2.4 \times 10^5$ ${}^3\text{H}: 2.3 \times 10^6$	5.1	${}^3\text{H}: 1.5 \times 10^7$ ${}^{35}\text{S}: 4.9 \times 10^5$ ${}^{75}\text{Sr}: 3.6 \times 10^3$ ${}^{80}\text{Se}: 6.4 \times 10^3$ ${}^{137}\text{Cs}: (1.6 \times 10^6)$ ${}^{241}\text{Am}: (1.0 \times 10^3)$ (5.4×10^3)	4.5×10^1		${}^3\text{H}: 5.2 \times 10^1$ (1.7×10^{-2}) ${}^{14}\text{C}: 2.5 \times 10^{-2}$ (3.5×10^{-2})	${}^3\text{H}: 4.6 \times 10^{-1}$ (1.4×10^{-2}) ${}^{14}\text{C}: 4.0 \times 10^{-4}$ (4.5×10^{-3})	${}^3\text{H}: 4.3 \times 10^{11}$ (2.0×10^9) ${}^{14}\text{C}: 4.8 \times 10^8$ (6.6×10^6)
核燃料倉庫	0	0	${}^{234}\text{U}: (2.0 \times 10^2)$	1.5				
トリチウムプロセス研究棟	$\beta+\gamma: 7.2 \times 10^5$ ${}^3\text{H}: 1.4 \times 10^6$	2.0×10^{-2}	${}^3\text{H}: 3.4 \times 10^8$ (4.2×10^6)	5.7×10^1				
Pu研究Ⅰ棟	0	0	${}^{106}\text{Ru}: (1.0 \times 10^6)$ ${}^{239}\text{Pu}: (1.7 \times 10^4)$	5.7×10^1				
再処理特研	$\beta+\gamma: 9.1 \times 10^9$ $\alpha: 7.0 \times 10^8$ ${}^3\text{H}: 5.9 \times 10^6$	3.7×10^1	${}^3\text{H}: (6.4 \times 10^7)$ ${}^{239}\text{Pu}: 2.6 \times 10^4$	3.0				
再処理試験室	$\beta+\gamma: 6.8 \times 10^5$	3.8×10^{-1}						
ウラン濃縮研究棟	0	0	${}^{234}\text{U}: 2.8 \times 10^4$	6.8				
廃棄物処理処分開発棟	0	0	${}^{137}\text{Cs}: 1.3 \times 10^4$ (2.3×10^4) ${}^{89}\text{Sr}: 1.3 \times 10^4$	1.2×10^1				
フッ素実験室	$\beta+\gamma: 7.8 \times 10^5$	1.0×10^{-3}	${}^{234}\text{U}: (1.2 \times 10^4)$ ${}^{131}\text{I}: (7.0 \times 10^3)$	2.8				
汚染除去施設	$\beta+\gamma: 4.6 \times 10^7$	8.3	${}^3\text{H}: (1.1 \times 10^7)$ ${}^{14}\text{C}: (1.1 \times 10^7)$ ${}^{89}\text{Sr}: 4.1 \times 10^4$ ${}^{60}\text{Co}: (1.3 \times 10^5)$ ${}^{137}\text{Cs}: (2.2 \times 10^5)$ ${}^{241}\text{Am}: (2.0 \times 10^4)$	7.0×10^1				
液体処理施設	$\beta+\gamma: 2.0 \times 10^3$ ${}^3\text{H}: 5.6 \times 10^8$ $\alpha: 5.1 \times 10^5$	3.8×10^1	${}^3\text{H}: 4.3 \times 10^{11}$ (1.9×10^9) ${}^{14}\text{C}: 4.5 \times 10^8$ (6.6×10^8) ${}^{60}\text{Co}: (1.2 \times 10^8)$ ${}^{63}\text{Zn}: 3.3 \times 10^6$ ${}^{89}\text{Sr}: 3.4 \times 10^6$ ${}^{125}\text{I}: 9.8 \times 10^6$ ${}^{137}\text{Cs}: 1.6 \times 10^7$ (1.0×10^7) ${}^{234}\text{U}: 2.8 \times 10^5$ ${}^{241}\text{Am}: (1.3 \times 10^7)$	4.6×10^4				
第1廃棄物処理棟	$\beta+\gamma: 7.2 \times 10^8$ $\alpha: 2.2 \times 10^5$ ${}^3\text{H}: 2.1 \times 10^{10}$	8.8×10^1	${}^3\text{H}: (2.8 \times 10^6)$ ${}^{14}\text{C}: 2.0 \times 10^6$ (1.3×10^7) ${}^{60}\text{Co}: (2.1 \times 10^5)$ ${}^{90}\text{Sr}: 2.4 \times 10^3$ ${}^{137}\text{Cs}: (2.1 \times 10^5)$ ${}^{241}\text{Am}: (2.5 \times 10^4)$	8.4×10^1				

項目 施設名	廃棄物処理場へ搬出 ^{*1}		排水溝へ排水		排水溝における濃度及び年間放出量			
	年間放射能量 (Bq)	廃液量 (m ³)	年間放出量 ^{*2} (Bq)	廃液量 (m ³)	排水 溝名	1日平均濃度の最 大値 ^{*3} (Bq/cm ³)	3カ月平均濃 度の最大値 ^{*3} (Bq/cm ³)	年間放出量 ^{*2} (Bq)
第2廃棄物 処理棟	$\beta \cdot \gamma: 9.8 \times 10^8$ $\alpha: 9.8 \times 10^6$	2.7×10^1	$^3\text{H}: 1.4 \times 10^9$ (9.7×10^7) $^{14}\text{C}: 2.8 \times 10^7$ (8.9×10^7) $^{60}\text{Co}: (1.9 \times 10^6)$ $^{90}\text{Sr}: 6.6 \times 10^4$ $^{125}\text{I}: 4.9 \times 10^5$ $^{137}\text{Cs}: (1.6 \times 10^6)$ $^{241}\text{Am}: (2.1 \times 10^5)$	7.2×10^2	第 2 排 水 溝			
圧縮処理施設	$\beta \cdot \gamma: 5.0 \times 10^8$ $\alpha: 9.4 \times 10^4$ $^3\text{H}: 9.9 \times 10^7$	1.6×10^1	$^3\text{H}: 3.3 \times 10^6$ (2.9×10^6) $^{14}\text{C}: (5.2 \times 10^4)$ $^{60}\text{Co}: 4.2 \times 10^3$ $^{90}\text{Sr}: (4.3 \times 10^4)$ $^{137}\text{Cs}: (5.6 \times 10^3)$ $^{241}\text{Am}: 0$	1.9×10^1				
極低レベル焼却 試験施設				0	0			
W A S T E F	$\beta \cdot \gamma: 4.4 \times 10^8$ $\alpha: 1.3 \times 10^4$	2.8×10^1	$^{90}\text{Sr}: 2.2 \times 10^3$ $^{137}\text{Cs}: 6.5 \times 10^5$ $^{241}\text{Am}: 7.9 \times 10^3$	3.3×10^1				
環境シミュレー ション試験棟	$\beta \cdot \gamma: 6.2 \times 10^7$ $\alpha: 1.8 \times 10^4$ $^3\text{H}: 1.2 \times 10^5$	3.8×10^1	0	0				
N U C E F	$\beta \cdot \gamma: 9.5 \times 10^8$ $\alpha: 2.3 \times 10^6$	2.1×10^1	$^{137}\text{Cs}: (2.0 \times 10^6)$ $^{234}\text{U}: (1.6 \times 10^5)$	7.0×10^2				
原研那珂	0	0	$^3\text{H}: 3.8 \times 10^6$ (2.5×10^6)	9.9×10^2				
F C A	0	0	$^{60}\text{Co}: (3.8 \times 10^4)$ $^{239}\text{Pu}: (3.4 \times 10^3)$	1.4×10^1	第 3 排 水 溝	$^3\text{H}, ^{14}\text{C} 以外$ $: 2.8 \times 10^{-5}$ (1.9×10^{-4})	$^3\text{H}, ^{14}\text{C} 以外$ $: 3.9 \times 10^{-4}$ (4.5×10^{-5})	$^3\text{H}, ^{14}\text{C} 以外$ $: 9.3 \times 10^3$ (2.1×10^5)
T C A	0	0	$^{60}\text{Co}: (2.4 \times 10^4)$ $^{234}\text{U}: (2.2 \times 10^3)$	1.0×10^1				
F N S	$\beta \cdot \gamma: 6.0 \times 10^8$	3.5	$^3\text{H}: 3.1 \times 10^8$	1.1×10^1				
バックエンド技 術開発建家	$\beta \cdot \gamma: 1.7 \times 10^5$	2.1×10^{-1}	$^{60}\text{Co}: 9.3 \times 10^5$ (1.7×10^5)	4.9×10^1		$^3\text{H}: 1.5 \times 10^0$	$^3\text{H}: 1.1 \times 10^{-2}$	$^3\text{H}: 3.1 \times 10^8$

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						
	年間放射能量 (Bq)	廃液量 (m ³)	年間放出量 ^{*2} (Bq)	廃液量 (m ³)	排水 溝名	1日平均濃度の 最大値 ^{*3} (Bq/cm ³)	3ヶ月平均濃度 の最大値 ^{*3} (Bq/cm ³)	年間放出量 ^{*2} (Bq)			
合計	$\beta+\gamma: 6.9 \times 10^{10}$ $\alpha: 2.2 \times 10^9$ ${}^3\text{H}: 4.3 \times 10^{11}$	7.5×10^2	${}^3\text{H} {}^{14}\text{C} \text{以外}$: 5.6×10^7 (2.3×10^8) ${}^{24}\text{Na}: 6.5 \times 10^6$ ${}^{35}\text{S}: 4.9 \times 10^5$ ${}^{51}\text{Cr}: 1.7 \times 10^8$ ${}^{54}\text{Mn}: 8.7 \times 10^2$ (5.1×10^3) ${}^{60}\text{Co}: 4.2 \times 10^6$ (1.2×10^8) ${}^{65}\text{Zn}: 5.0 \times 10^6$ ${}^{75}\text{Se}: 6.4 \times 10^5$ ${}^{85}\text{Sr}: 1.7 \times 10^8$ ${}^{89}\text{Sr}: 2.2 \times 10^6$ ${}^{110m}\text{Ag}: 2.5 \times 10^8$ ${}^{125}\text{I}: 9.9 \times 10^5$ ${}^{131}\text{I}: 3.8 \times 10^3$ (8.9×10^3) ${}^{137}\text{Cs}: 1.6 \times 10^7$ (1.1×10^8) ${}^{232}\text{Th}: 1.3 \times 10^4$ (1.1×10^5) ${}^{234}\text{U}: 8.2 \times 10^3$ (2.2×10^5) ${}^{237}\text{Np}: 9.0 \times 10^2$ ${}^{239}\text{Pu}: 2.6 \times 10^3$ (1.6×10^4) ${}^{241}\text{Am}: 2.5 \times 10^4$ (5.0×10^6)	5.0×10^4	合 計	${}^3\text{H} {}^{14}\text{C} \text{以外}$: 1.1×10^{-3} (9.9×10^{-4}) ${}^3\text{H} {}^{14}\text{C} \text{以外}$: 1.7×10^{-4} (1.0×10^{-4})	${}^3\text{H} {}^{14}\text{C} \text{以外}$: 5.6×10^7 (2.3×10^8) ${}^{24}\text{Na}: 6.5 \times 10^6$ ${}^{35}\text{S}: 4.9 \times 10^5$ ${}^{51}\text{Cr}: 1.7 \times 10^6$ ${}^{54}\text{Mn}: 8.7 \times 10^2$ (5.1×10^3) ${}^{60}\text{Co}: 4.2 \times 10^6$ (1.2×10^8) ${}^{65}\text{Zn}: 5.0 \times 10^6$ ${}^{75}\text{Se}: 6.4 \times 10^5$ ${}^{85}\text{Sr}: 1.7 \times 10^6$ ${}^{90}\text{Sr}: 2.2 \times 10^6$ ${}^{110m}\text{Ag}: 2.5 \times 10^6$ ${}^{125}\text{I}: 9.9 \times 10^5$ ${}^{131}\text{I}: 3.8 \times 10^3$ (8.9×10^3) ${}^{137}\text{Cs}: 1.6 \times 10^7$ (1.1×10^8) ${}^{232}\text{Th}: 1.3 \times 10^4$ (1.1×10^5) ${}^{234}\text{U}: 8.2 \times 10^3$ (2.2×10^5) ${}^{237}\text{Np}: 9.0 \times 10^2$ ${}^{239}\text{Pu}: 2.6 \times 10^3$ (1.6×10^4) ${}^{241}\text{Am}: 2.5 \times 10^4$ (5.0×10^6)	${}^3\text{H}: 4.3 \times 10^{11}$ (2.0×10^9) ${}^{14}\text{C}: 4.7 \times 10^8$ (6.6×10^9)	${}^3\text{H}: 5.2 \times 10^1$ (1.7×10^{-2}) ${}^{14}\text{C}: 2.5 \times 10^{-2}$ (3.5×10^{-2})	${}^3\text{H}: 4.6 \times 10^{-1}$ (1.4×10^{-2}) ${}^{14}\text{C}: 4.0 \times 10^{-4}$ (4.5×10^{-3})	${}^3\text{H}: 4.3 \times 10^{11}$ (2.0×10^9) ${}^{14}\text{C}: 4.7 \times 10^8$ (6.6×10^9)

*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, 1995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}	1.4×10^{13}	1.3×10^{-1}
	放射性ガス	^3H	9.6×10^{12}	3.3×10^{11}	3.4×10^{-2}
JRR-3	放射性希ガス	^{41}Ar	6.2×10^{13}	2.6×10^{11}	4.2×10^{-3}
	放射性ガス	^3H	7.4×10^{12}	1.8×10^{11}	2.4×10^{-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}	7.2×10^9	1.6×10^{-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}	3.5×10^{10}	4.3×10^{-4}
	放射性よう素	^{131}I	1.5×10^{10}	2.9×10^5	1.9×10^{-5}

* : 検出下限濃度未満は放出量を0として集計した。

Table A.1.3-4 液体廃棄物の放出量と放出管理目標値との比較

(東海研究所, 1995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}	5.6×10^7	3.1×10^{-3}
	^{60}Co	3.7×10^9	4.2×10^6	1.1×10^{-3}
	^{137}Cs	3.7×10^9	1.6×10^7	4.3×10^{-3}
^3H		2.5×10^{13}	4.3×10^{11}	1.7×10^{-2}
^{14}C		1.1×10^{11}	4.7×10^8	4.2×10^{-3}

* : 第1, 第2, 第3排水溝の合計値

A.1.4 環境における放射性希ガス及び液体廃棄物による実効線量当量

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

放射性希ガスに起因する年間の実効線量当量を、放出管理目標値が定められている JRR-2, JRR-3, JRR-4, NSRR 及び NUCEF について算出した。その結果、実効線量当量が最大となった地点は、JRR-2 南西方向の周辺監視区域境界で、その値は $1.5 \mu\text{Sv}$ であった。原子炉施設毎の実効線量当量を Table A.1.4-1 に示す。

液体廃棄物に起因する年間の実効線量当量を、東海研究所全施設から放出された ^{14}C を除く ^3H , ^{60}Co , ^{137}Cs 等の核種について算出した。その結果は $7.4 \times 10^{-2} \mu\text{Sv}$ であった。核種別の実効線量当量を Table A.1.4-2 に示す。

放射性希ガス及び液体廃棄物による実効線量当量の合計は $1.6 \mu\text{Sv}$ であり、原子炉施設保安規定に定められている年間の実効線量当量 $50 \mu\text{Sv}$ の約 3.2 % であった。

(小林 秀雄)

Table A.1.4-1 放射性希ガスによる年間実効線量当量
(東海研究所, 1995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	1.4×10^{13}	1.5
JRR-3	2.6×10^{11}	2.0×10^{-2}
JRR-4	0	0
NSRR	7.2×10^9	1.0×10^{-4}
NUCEF	3.5×10^{10}	6.3×10^{-4}
合 計		1.5

* : 検出限界濃度未満は放出量を0として集計した。

Table A.1.4-2 液体廃棄物による年間実効線量当量

(東海研究所, 1995年度)

核 種	年 間 放 出 量 (Bq)	実効線量当量 (μSv)
${}^3\text{H}, {}^{14}\text{C}$ 以外の核種	${}^{60}\text{Co}$	1.5×10^{-3}
	${}^{137}\text{Cs}$	1.3×10^{-3}
	その他	7.0×10^{-2}
${}^3\text{H}$	4.3×10^{11}	1.6×10^{-3}
合 計		7.4×10^{-2}

* : 検出限界濃度未満は放出量を0として集計した。

A.1.5 放射性汚染及び被ばく

1995年度は事故等による放射性汚染および被ばくはなかった。

(小林 秀雄)

A.1.6 放射性同位元素の保有状況

許可使用に係る放射性同位元素の保有状況調査は、東海研究所放射線障害予防規定第48条に基づき、1995年9月及び1996年3月の2回実施した。Table A.1.6-1に1996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、1995年12月末現在の保有状況の調査を実施した。Table A.1.6-2に、建家別の保有状況を示す。

(梁瀬 芳晃)

Table A. 1.6-1 建家別放射性同位元素保有状況
(1996年3月31日現在)

(東海研究所、1995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, Am-Li, Am-Be	9	0			0			1.7×10 ¹¹
第3研究棟	4.5×10 ⁸	²⁴¹ Am, ⁶⁰ Co, ¹³⁷ Cs	7	2.6×10 ⁸	⁶⁰ Sr, ⁶³ Ni, ³ H	19	7.8×10 ¹⁰	³ H, ⁶⁰ Co, ¹³⁷ Cs	22	1.0×10 ¹¹
第4研究棟	1.9×10 ¹⁴	⁵⁷ Co, ⁸⁵ Kr, ⁶⁰ Co	4	9.5×10 ¹⁰	³ H, ¹⁴ C, ⁹⁹ Tc	25	3.0×10 ¹¹	³ H, ⁸⁵ Kr, ¹⁴ C	40	1.9×10 ¹⁴
放射線標準施設棟	7.8×10 ¹²	⁶⁰ Co, ¹³⁷ Cs, ²²⁶ Ra	15	0			4.6×10 ⁹	⁸⁵ Kr, ³ H, ¹⁴⁷ Pm	24	7.8×10 ¹²
核物理特研	6.7×10 ⁶	¹³⁷ Cs	1	0			0			6.7×10 ⁶
タンデム加速器建家	3.6×10 ⁸	Am-Be	1	3.8×10 ⁶	²⁴¹ Am, ²⁴³ Am, ²⁴⁴ Cm	3	0			3.6×10 ⁸
セラミック特研	8.0×10 ⁸	¹³⁷ Cs	1	8.5×10 ⁸	³ H, ⁵⁹ Fe	2	7.0×10 ¹⁰	³ H, ⁶⁰ Co	2	7.2×10 ¹⁰
冶金特研	0			0			6.3×10 ¹⁰	⁶⁰ Co, ¹³⁴ Cs, ¹³⁷ Cs	5	6.3×10 ¹⁰
JFT-2	3.6×10 ⁸	⁵⁷ Co, ²⁴¹ Am	2	0			0			3.6×10 ⁸
非破壊測定実験室	2.4×10 ⁵	²⁵² Cf	1	0			0			2.4×10 ⁵
コバルト照射室	1.4×10 ¹⁵	⁶⁰ Co	1	0			0			1.4×10 ¹⁵
開発試験室	5.1×10 ¹¹	³ H, Am-Be, Ra-Be	3	0			0			5.1×10 ¹¹
モックアップ建家	5.5×10 ¹⁰	Am-Be, Ra-Be, ²²⁶ Ra	6	0			0			5.5×10 ¹⁰
JRR-2	4.0×10 ⁸	Am-Be, ²⁵² Cf, Ra-Be	3	0			0			4.0×10 ⁸
原子炉特研	3.9×10 ¹⁰	Am-Be, ¹³⁷ Cs, ²⁴¹ Am	5	0			0			3.9×10 ¹⁰
JRR-3	4.5×10 ¹¹	³ H, Am-Be, ¹²⁴ Sb	3	0			0			4.5×10 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
JRR-4	2.0×10 ¹¹	¹³⁷ Cs, Am-Be	2	0			0			2.0×10 ¹¹
示ツトルボ	1.4×10 ⁹	³ H, ⁶⁰ Co, ¹⁶² Eu	3	1.5×10 ⁵	⁶⁰ Co, ⁵⁴ Mn	2	3.0×10 ¹³	⁶⁰ Co, ⁵⁵ Fe, ⁵⁹ Fe	12	3.0×10 ¹³
RIRI製造棟	4.3×10 ¹¹	⁶⁰ Co, ¹³⁷ Cs, ²⁴¹ Am	4	2.7×10 ¹⁴	³ H, ¹⁴ C, ¹⁵² Eu	7	1.6×10 ¹⁴	³ H, ³² P, ¹⁵² Ir	30	4.2×10 ¹⁴
機械化工特研	2.2×10 ¹⁰	²⁴¹ Am	1	0			0			2.2×10 ¹⁰
JRR-1	1			3.9×10 ⁴	³¹ Si, ¹⁴¹ Ce	2	6.6×10 ⁻²	²⁴ Na	1	3.9×10 ⁴

建家名	密封された放射性同位元素			使用中の非密封放射性同位元素			貯蔵中の非密封放射性同位元素			合計 (Bq)	
	保有量(Bq)	主要核種名	核種数	保有量(Bq)	主要核種名	核種数	保有量(Bq)	主要核種名	核種数		
トリチウムプロセス棟	0			6.6×10 ¹³	³ H	1	1.0×10 ¹⁶	³ H	1	1.0×10 ¹⁶	
Pu研究1棟	1.4×10 ⁹	⁵⁷ Co, ²⁴¹ Am	2	7.4×10 ⁷	²³ Np	1	2.4×10 ¹¹	²³⁷ Np, ²⁴¹ Am, ²⁴⁴ Cm	4	2.4×10 ¹¹	
再処理特研	0			4.2×10 ⁷	²³⁷ Np, ²⁴⁴ Cm	2	8.6×10 ⁹	²⁴⁴ Cm, ²⁴³ Am	2	8.6×10 ⁹	
再処理試験室	3.6×10 ⁸	⁶⁹ Ni	1	5.4×10 ⁷	⁹⁹ Tc	1	1.4×10 ⁷	⁹⁹ Tc	1	4.2×10 ⁸	
フッ素実験室	0			5.9×10 ⁶	¹²⁹ I, ¹³¹ I, ¹⁴ C	3	5.9×10 ⁶	¹⁰⁶ Ru, ¹²⁹ I	2	1.2×10 ⁷	
処理処分開発棟	4.6×10 ⁸	⁶⁹ Ni	1	0			1.3×10 ⁷	¹³⁷ CS	1	4.7×10 ⁸	
返還廃棄物受入測定技術開発棟	3.2×10 ¹²	³ H, ¹³⁷ CS, ²⁴⁴ Cm	10	0			0			3.2×10 ¹²	
汚染除去場	0			0			4.6×10 ⁶	⁶⁰ Co, ¹³⁷ CS, ¹³⁴ CS	8	4.6×10 ⁶	
WASTEF	0			7.5×10 ¹²	¹³⁴ CS, ¹³⁷ CS, ²⁴⁴ Cm	8	5.6×10 ⁴	⁹⁰ Sr, ¹³⁷ CS, ²⁴⁴ Cm	13	5.7×10 ⁴	
環境ミュレーション棟	4.6×10 ⁶	²⁵² Cf	1	3.8×10 ⁸	¹⁴ C, ⁶⁰ Co, ¹³⁷ CS	10	2.8×10 ⁹	¹⁴ C, ⁹⁰ Tc, ¹³⁷ CS	10	3.2×10 ⁹	
FCA	2.9×10 ¹²	²⁴¹ Am, Am-Be, ²⁵² Cf	7	0			0			2.9×10 ¹²	
TC	A	²⁰ ×10 ¹¹	²⁵² Cf, Ra-Be, ³ H	3	0		0				
FN	S	5.3×10 ⁸	²⁴¹ Am, ⁶⁰ Co, ¹³⁷ CS	4	3.3×10 ³	³ H	1	2.2×10 ¹⁴	³ H	1	2.2×10 ¹⁴
NSRR	R	1.1×10 ¹¹	Am-Be	1	0		0			1.1×10 ¹¹	
ガラス技術開発建家	0			3.5×10 ⁷	⁶⁵ Zn, ¹³⁷ CS	2	1.5×10 ⁸	⁶⁵ Zn, ⁶⁰ Co, ¹³⁷ CS	4	1.8×10 ⁸	
電源特会施設	0			0	⁶⁰ Co, ¹³⁷ CS	2	1.6×10 ⁹	¹⁴ C, ⁶⁰ Co, ¹³⁷ CS	7	1.6×10 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	2.7×10 ¹²	⁶⁰ Co	1	0			0			2.7×10 ¹²	
燃料試験施設	4.6×10 ¹²	⁶⁰ Co, Am-Be, ³ H	5	1.8×10 ⁷	²⁴¹ Am, ⁶⁰ Co, ¹⁰⁹ Cd	13	1.6×10 ¹⁰	¹³⁷ CS, ³ H, ²³⁷ Np	11	5.0×10 ¹¹	
NUCEF	F	4.9×10 ¹¹		3.7×10 ⁴			1.1×10 ¹⁶			1.3×10 ¹⁶	
合計		1.8×10 ¹⁵									

Table A.1.6-2 3.7MBq (100 μ Ci) 以下の密封放射性同位元素保有状況
(1995年12月31日現在)

(東海研究所, 1995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	323	32	^{241}Am , ^{137}Cs , ^{60}Co	5.2×10^7
第 4 研究棟	183	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	15	^{14}C , ^{241}Am , ^{137}Cs	2.5×10^5
核 物 理 特 研	7	6	^{241}Am , ^{137}Cs , ^{152}Eu	7.7×10^5
タンデム加速器建家	12	8	^{60}Co , ^{137}Cs , ^{133}Ba	1.9×10^6
セラミック特研	1	1	^{60}Co	1.0×10^3
治 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	8.6×10^5
コバルト照射室	1	1	^{90}Sr	3.4×10^6
開 発 試 験 室	13	10	^{241}Am , ^{137}Cs , ^{60}Co	1.9×10^6
モックアップ建家	111	9	^{241}Am , ^{137}Cs , ^{60}Co	6.3×10^6
ホ ッ ト ラ ボ	30	6	^{241}Am , ^{137}Cs , ^{152}Eu	4.3×10^5
原 子 炉 特 研	96	9	^{241}Am , ^{137}Cs , ^{60}Co	9.1×10^6
J R R - 1 建家	11	6	^{241}Am , ^{133}Ba , ^{137}Cs	8.6×10^5
J R R - 2	105	21	^{60}Co , ^{137}Cs , ^{226}Ra	3.1×10^6
J R R - 3	68	18	^{241}Am , ^{137}Cs , ^{152}Eu	2.0×10^7
実験利用棟第2棟	100	21	^{60}Co , ^{137}Cs , ^{241}Am	4.2×10^6
J R R - 4	32	12	^{22}Na , ^{133}Ba , ^{60}Co	1.2×10^7
R I 製 造 棟	88	13	^{241}Am , ^{137}Cs , ^{60}Co	9.2×10^6
トリチウムプロセス棟	36	6	^3H , ^{137}Cs , ^{226}Ra	4.1×10^6
P u 研究 1 棟	22	13	^{63}Ni , ^{137}Cs , ^{241}Am	1.7×10^7
再 処 理 特 研	36	20	^{241}Am , ^{137}Cs , ^{60}Co	4.8×10^6
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	1.5×10^6
液 体 处 理 施 設	8	8	^{241}Am , ^{133}Ba , ^{137}Cs	9.0×10^4
第 2 廃棄物処理棟	103	10	^{241}Am , ^{137}Cs , ^{60}Co	1.4×10^6

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 , ^{139}Ba	6.0×10^4
W A S T E F	53	15	^{152}Eu , ^{137}Cs , ^{60}Co	1.7×10^6
環境シミュレーション棟	74	6	^{60}Co , ^{137}Cs , ^{22}Na	7.4×10^6
F C A	49	18	^{241}Am , ^{137}Cs , ^{60}Co	4.6×10^6
T C A	38	12	^{241}Am , ^{137}Cs , ^{60}Co	6.4×10^6
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	7.5×10^4
J P D R	78	15	^{60}Co , ^{137}Cs , ^{152}Eu	1.6×10^7
N S R R	35	13	^{241}Am , ^{137}Cs , ^{60}Co	3.6×10^6
燃 料 試 験 施 設	63	13	^{90}Sr , ^{152}Eu , ^{226}Ra	5.1×10^7
N U C E F	66	22	^{137}Cs , ^{252}Cf , ^{109}Gd	2.0×10^7
合 計	3125	51		4.5×10^8

1 A.2 個人被ばく線量当量の管理

A.2.1 概 要

個人外部被ばくの管理では、原研全事業所の放射線業務従事者 7,207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。1995年度の測定評価件数は、延べ23,300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 1,059名及び 293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。1995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 333.9人・ミリシーベルト、0.05mSv 及び4.4mSvであった。また、東海研究所の同線量当量は、それぞれ 232.5人・ミリシーベルト、0.05mSv 及び4.0mSvであった。

放射線従事者中央登録センターへの原子炉規制法関係及び障害防止法関係の両登録制度に基づく個人被ばく線量等の登録及び経歴照会は、原研全事業所の放射線業務従事者について延べ42,665件行った。

(大村 英昭)

A.2.2 外部被ばく線量当量の管理

外部被ばくによる線量当量の管理は、原研全事業所の管理区域に入域した放射線業務従事者及び見学者等（一時的に立ち入った者）を対象に実施した。放射線業務従事者の外部被ばくによる線量当量の測定は、原研が基本線量計としているフィルムバッジ、TLD、リングバッジ及びパームバッジにより実施した。体幹部の測定は、原研IV型フィルムバッジを放射線業務従事者全員に着用させ、3月（女子については1月）毎の、1センチメートル線量当量、3ミリメートル線量当量及び70マイクロメートル線量当量を測定した。このうち防護エプロンを使用して作業した場合など、頭頸部の不均等被ばくのおそれがあった者に対しては、頭頸部にTLDを着用させ、その作業期間中の頭頸部の線量当量を測定した。また、身体末端部位の線量当量が最大となるおそれのある者に対しては、そのおそれがあった期間中、原研型リングバッジ又はパームバッジを用いて、70マイクロメートル線量当量を測定した。

1995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、7,207人（測定評価件数23,300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17人（186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152人（250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、161人（1,122件）であった。1995年度における測定対象実員は、1994年度と比較して247人増加している。この要因は、STACYの定期点検に伴う請負業者の増加などによるものである。

原研全事業所の実効線量当量に係る被ばく状況は、集団実効線量当量が333.9人・ミリシーベルト、平均実効線量当量が0.05 mSvであった。これらは1994年度の同線量当量と比較すると、約25%の増加であったが、過去数年間の値と比較するとほぼ同等の値である。年間の最大実効線量当量は、4.4mSv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93%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。

1995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53.9 mSv, 0.14 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 6.4mSv, 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、燃料試験施設における除染作業及びJT-60の点検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、1人が0.2mSvで、その他

の測定対象者全員はフィルムバッジの検出下限線量当量未満であった。

(2) 東海研究所の被ばく状況

東海研究所における年間の測定対象実員は、4,443人(15,110件)であった。このうち女子の放射線業務従事者が80人(759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17人(186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149人(247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232.5人・ミリシーベルト、平均実効線量当量が0.05 mSvで、1994年度の集団実効線量当量と比較して39%の増加であった。年間最大実効線量当量は、4.0 mSvで、FCAにおける高温ドップラー効果測定実験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53.9 mSv, 0.21 mSvであり、眼の水晶体の最大と平均の組織線量当量が、6.3 mSv, 0.07 mSvであった。皮膚の最大組織線量当量は、全事業所の中で最大であった。

(大久保 勝一)

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

(全事業所, 1995年度)

管 理 期 間	放射線業務 従事者実員	実 効 線 量 当 量 分 布 (人数)					平均量 (mSv)	平均実効量 (mSv)	最線量 (mSv)	最線量 を超える もの	集団量 (person・mSv)	効率量 (person・mSv)
		検出下限線量 当量未満 ^{*1}	0.2mSv以上 1.0mSv以下	1.0mSv以上 5.0mSv以下	5.0mSvを超える 15mSv以下	15mSvを超える るもの						
第 1 四 半 期	4,845	4,634	206	5	0	0	0.02	2.4	79.9			
第 2 四 半 期	4,876	4,774	92	10	0	0	0.01	1.5	45.9			
第 3 四 半 期	5,238	5,084	133	21	0	0	0.02	3.5	103.1			
第 4 四 半 期	5,212	5,059	116	37	0	0	0.02	2.7	105.0			
年 間 ^{*2}	7,207 (6,960)	6,774 (6,445)	328 (231)	105 (84)	0 (0)	0 (0)	0.05 (0.04)	4.4 (4.3)	333.9 (267.6)			

^{*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、1994年度の値

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

(全事業所, 1995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)					平均量 (mSv)	平均実効量 (mSv)	最線量 (mSv)	最線量 を超える もの	集団量 (person・mSv)	効率量 (person・mSv)
		検出下限線量 当量未満 ^{*1}	0.2mSv以上 1.0mSv以下	1.0mSv以上 5.0mSv以下	5.0mSvを超える 15mSv以下	15mSvを超える るもの						
職 員 等	1,932	1,800	114	18	0	0	0.04 (0.02)	4.0	74.9			
外 来 研 究 員 等	1,280	1,233	43	4	0	0	0.02 (0.02)	1.6	21.6			
請 負 業 者	3,545	3,291	171	83	0	0	0.07 (0.06)	4.4	237.4			
研 修 生	462	462	0	0	0	0	0.00 (0.00)	0.0	0.0			
全 作 業 者 ^{*2}	7,207 (6,960)	6,774 (6,645)	328 (231)	105 (84)	0 (0)	0 (0)	0.05 (0.04)	4.4 (4.3)	333.9 (267.6)			

^{*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、1994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, 1995年度)

事業所名	放射線業務 従事者 従業員 実員	実効線量当量分布(人数)					平均実効量 線量当量(mSv)	最線量 当量(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	1.0mSvを超え 5.0mSv以下	5.0mSvを超え 15mSv以下	15mSvを超えるもの			
東海研究所	4,443 (4,165)	4,108	262	73	0	0	0.05 (0.04)	4.0	232.5
高崎研究所 ^{*3}	639 (550)	635	4	0	0	0	0.00 (0.00)	0.9	2.2
大洗研究所	1,002 (1,002)	958	34	10	0	0	0.03 (0.05)	2.1	27.1
RI研修所	405 (359)	405	0	0	0	0	0.00 (0.00)	0.0	0.0
むつ事業所	107 (78)	100	7	0	0	0	0.02 (0.00)	0.5	2.0
原子力船むつ	16 (128)	16	0	0	0	0	0.00 (0.06)	0.0	0.0
那珂研究所	1,030 (1,107)	976	33	21	0	0	0.07 (0.04)	3.5	70.1
全事業所 ^{*1}	7,207 (6,960)	6,774 (6,645)	328 (231)	105 (84)	0 (0)	0 (0)	0.05 (0.04)	4.4 (4.3)	333.9 (267.6)

^{*1} カッコ内の数値は、1994年度の値^{*2} フィルムバッジの検出下限線量当量 : 0.2mSv^{*3} 旧大阪支所を含む。

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, 1995年度)

管 理 期 間	放射線業務従事者実員	実 効 線 量 当 量 分 布 (人数)					平均量 (mSv)	最線量 (mSv) を超えるもの	最大量 (mSv)	実効量	集団線量 (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	15mSvを超え るもの					
第 1 四 半 期	3,080	2,900	177	3	0	0	0.02	0	2.4	65.0	
第 2 四 半 期	3,119	3,037	73	9	0	0	0.01	0	1.4	38.3	
第 3 四 半 期	3,184	3,098	86	0	0	0	0.01	0	1.0	33.3	
第 4 四 半 期	3,411	3,286	88	37	0	0	0.03	0	2.7	95.9	
年 間*2	4,443	4,108	262	73	0	0	0.05	0	4.0	232.5	
	(4,165)	(3,943)	(168)	(54)	(0)	(0)	(0.04)	(0)	(3.5)	(167.2)	

*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、1994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

(東海研究所, 1995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)					平均量 (mSv)	最線量 (mSv) を超えるもの	最大量 (mSv)	実効量	集団線量 (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	15mSvを超え るもの					
職 員 等	1,276	1,161	97	18	0	0	0.05	0	4.0	67.1	
外 来 研 究 員 等	945	898	43	4	0	0	0.02	0	1.6	21.6	
請 負 業 者	2,131	1,958	122	51	0	0	0.07	0	3.3	143.8	
研 修 生	97	97	0	0	0	0	0.00	0	0.0	0.0	
全 作 業 者	4,443	4,108	262	73	0	0	0.05	0	4.0	232.5	

*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。1995年度の実施検査数等も合わせてTable A.2.3-1に示す。

(1) 定期検査

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

(2) 入退域検査

請負業者等の放射線業務従事者で入退域検査が必要と認められた者について、管理区域への入域時及び退域時（放射線業務従事者指定登録時及び解除時）に全身計測により体内汚染の検査を、主として原子炉の解体作業に従事した者、延べ293名（このうち、女子は1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、非密封放射性物質取り扱い作業環境の健全性を確認した。バイオアッセイにより延べ424名（このうち女子は1名）、体外計測により延べ635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、バイオアッセイ試料中の放射能濃度のバックグラウンドレベルの調査を実施した。調査は、非密封の放射性物質を取り扱っていない職員等（27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53名、全 β 放射能延べ101名、トリチウム延べ101名、天然ウラン延べ101名、全身計測延べ27名及び胸部計測延べ26名について行った。

（桑原 潤）

Table A.2.3-1 内部被ばく検査の延べ受検者数一覧

(全事業所, 1995年度)

事 業 業 理 理 第 東 海 研 究 所	所 名	定期 検 査	入退 域 �査	臨 時 検 査	確 認 検 査						合 計	
					バ イ オ ア ッ セ イ	トリチウム 放射能	天 然 ガ ス	全 計	体 外 計	身 測	胸 計	
管 理 第 1	四 半 期	0	53	0	0	0	24	47	24	161	0	256
第 2	四 半 期	0	78	0	25	24	47	23	151	0	270	
第 3	四 半 期	0	26	0	0	24	46	23	144	5	242	
第 4	四 半 期	0	136	0	25	24	45	23	174	0	291	
小 計		0	293	0	50	96	185	93	630	5	1059	
高 崎 大 洗	研 究 所	0	0	0	0	0	0	0	0	259	0	259
むつ 那 珂	研 究 所	0	56	0	12	0	32	24	114	6	188	
ラ ジ オ ア イ ソ ト ー プ	研 修 所	0	96	0	0	0	0	0	160	0	160	
合 計		0	445	0	62	104	352	117	1167	11	1813	
					635				1178			

(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、1994年度と同様に、原研全事業所における放射線業務従事者の外部被ばく測定記録年間延23,300件及び内部被ばく測定記録年間延2,266件（認定記録8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。

（半谷 英樹）

Table A.2.4-1 中央登録申請データ件数

（全事業所、1995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	257	168	108	120	653
	指定登録	1,551	1,474	1,722	1,482	6,229
	指定解除登録	1,487	1,403	1,442	1,878	6,210
	個人識別変更登録	13	3	2	5	23
	手帳発効登録	67	6	5	2	80
	定期線量登録	7,389	0	0	0	7,389
障害法関係	個人識別登録	634	410	527	403	1,974
	記録引渡登録	1,487	1,403	1,440	1,878	6,208
	定期線量登録	6,975	0	0	0	6,975
経歴照会		287	176	120	135	718
指定解除者放射線管理記録 (法定記録) の引渡し		1,487	1,401	1,440	1,878	6,206
合 計		21,634	6,444	6,806	7,781	42,665

A.2.5 臨時検査結果のデータベース作成

内部被ばくの検査は1965年度から開始した。当時の検査区分は、定期検査及び臨時検査であった。現行の内部被ばく検査の区分は1989年度以降に導入したものであり、定期検査、入退域検査、臨時検査及び確認検査（定期確認検査、隨時に行う確認検査及び入退域の中間にに行う確認検査）に区分している。1988年度以前の臨時検査は、現行の臨時検査及び隨時に行う確認検査におおむね一致する。本データベースの作成では1965年度以降の臨時検査及び隨時に行う確認検査の結果について、データベースを作成した。

Fig. A.2.5-1にデータ入出力のために作成したフォーマットを示す。入力したデータは以下の通りであり、使用したデータベースソフトウェアはMicrosoft Access for Windows 95である。

- ① 受付番号：各年度毎でまとめた検査の順番
- ② 発生年月日：被ばくが起きた又は起きたと考えられる日付
- ③ 年度：西暦と和暦
- ④ 所属、担当課：その当時の名称
- ⑤ 核種：検査対象とした核種
- ⑥ 氏名：検査対象者の受付順番または被ばく線量が多い順番に記載
- ⑦ 体外計測、バイオアッセイの有無：当時行った測定方法
- ⑧ 体外計測：全身計測、胸部計測等
- ⑨ バイオアッセイ1及び2：排泄物試料として使用した尿、糞等の区別
- ⑩ その他1及び2：①から⑨で記入しきれなかった種々の情報（汚染の状況、分析手法等）

入力検査件数は318件、検査人数は延べ568人（実人数412人）であり、検査対象核種数は延べ384核種（実核種数58）であった。検査依頼の多かった研究及び業務について調査したところ、研究炉の運転（28%）、ウラン濃縮、燃焼率の測定、燃料化学、プルトニウム燃料の研究等（18%）、R I の製造（11%）、廃棄物の処理（8%）、燃料再処理の研究（6%）、核物理の研究（5%）、ホットラボの管理（4%）であった。検査依頼人の回数を調査したところ、実人数412人中2回以上依頼があった人は86人（15%）、4回以上依頼があった人は17人（3%）であった。検査対象核種について整理したところ、³H（24%）、ウラン（10%）、プルトニウム（10%）、⁶⁰Co（9%）、¹³⁷Cs（8%）、¹³¹I（6%）、FP（6%）、³²P（3%）、³⁵S（2%）、²⁴¹Am（2%）、¹⁸²Ta（1%）、¹⁷⁰Tm（1%）等であった。

これらの検査結果は、大部分が内部被ばくが起こらなかった事の確認であり、経験の浅い分野、最先端の研究等において、検査の頻度を適宜増やして行っていたことを反映している。検査対象核種の³Hについては、JRR-2の重水漏洩時、ヴァンデグラフ加速器のトリチウムターゲット取扱時等の検査依頼によるところが多く、1965年から1971年に集中していた。また、ウラン・プルトニウムについては燃料再処理、燃料化学等の研究によるところが多く、1968年から1975年に集中していた。

これらの結果は今後の内部被ばくの管理に反映していく。

（清水 勇）

テーブル1	
受付番号:	[]
年度 西暦:	[]
所属、担当課:	[]
氏 名 1:	[]
氏 名 2:	[]
氏 名 3:	[]
体外計測の有無:	[]
体外計測:	[]
通知番号:	[]
被ばくの有無:	[]
推定摂取量:	[]
その他 1:	[]
その他 2:	[]
発生年月日:	[]
年度 和暦:	[]
核 種 1:	[]
核 種 2:	[]
核 種 3:	[]
核 種 4:	[]
バイオアセイの有無:	[]
バイオアセイ 1:	[]
バイオアセイ 2:	[]
被ばく線量:	[]

Fig. A.2.5-1 臨時検査結果データの入出力フォーマット

A.2.6 全身カウンタ及び肺モニタデータ処理装置の更新

東海研究所における放射線業務従事者に対する体外計測による内部被ばく測定は、簡易型（入退域）全身カウンタ（Harshaw社製 8インチ $\phi \times 4\text{インチ}$ NaI(Tl) 検出器2個設置）、精密型全身カウンタ（Bicron社製等 8インチ $\phi \times 4\text{インチ}$ NaI(Tl) 検出器5個設置）及び肺モニタ（Bicron社製 5インチ $\phi \times 3\text{mm}$ NaI(Tl)+ 50mm CsI(Tl) ホスイッチ型検出器2個設置）により実施している。これらの全身カウンタ及び肺モニタは、検出器、高圧電源、増幅器、アナログデジタル変換機(ADC)、多重波高分析器(MCA)等の測定装置と、ハードウェア（計算機器）、ソフトウェア（測定データを処理するプログラム）から成るデータ処理装置により構成されている。簡易型全身カウンタは、それ独自の測定装置とデータ処理装置¹⁾から成り、精密型全身カウンタと肺モニタは、それぞれ固有の測定装置（MCAを除く）を有し、MCAとデータ処理装置²⁾を共有する構成である。

簡易型全身カウンタ用データ処理装置は導入後9年を、また精密型全身カウンタ・肺モニタ用データ処理装置は導入後11年を経過して、①老朽化に伴う故障が頻発し、測定業務に支障をきたすおそれが生じた、②交換部品の枯渇により故障修理が困難な状況になった等の理由により、前者を1993年度に、後者を1995年度に更新を行った。更新にあたっては次の点を考慮した。

- (1) ハードウェアは従来構成を基本に、信頼性の高いワークステーションを中心処理装置とし、データ保存容量の拡充を図り、将来の新しい測定装置等の付加に対して拡張性を持たせる。
- (2) ソフトウェアは従来のプログラムを新しいハードウェアに移植することを基本とし、ユーザーインターフェイス（メニュー画面方式による操作等）に改良を加えて操作性の向上を図る。
- (3) 簡易型全身カウンタと精密型全身カウンタ・肺モニタの両データ処理装置は、極力同一仕様とし、操作の共通性及び保守、改良の互換性、整合性等を図る。
- (4) 簡易型全身カウンタについては、被検者自信による自動測定（セルフ測定）を可能とするための将来の改造に対応し得るハードウェア及びソフトウェア構成としておく。
- (5) ローカルエリアネットワーク（LAN）に接続し、各全身カウンタ及び肺モニタの測定データの一元管理を図るとともに、個人被ばくデータ処理システム（外部被ばくと内部被ばくを合算し、個人の被ばく歴として保存・管理するためのシステム）へのデータ転送を行うための環境を整備する。

更新後の両データ処理装置のハードウェア構成をそれぞれ Fig. A.2.6-1, Fig. A.2.6-2に示す。本更新により装置の信頼性が確保され、ハードディスク容量の増加により従来の測定データと合わせて今後10年間のデータの保存が可能となった。また、ユーザーインターフェイスの改良により日本語入力、測定のための起動操作、ファイル管理操作などが容易となり、作業能率の向上、誤操作の軽減等が図られた。さらに、LANへの接続は、本データ処理装置の任意の端末装置からの操作により、距離的に離れて設置されている簡易型全身カウンタと精密型全身カウンタ・肺モニタ間での相互のデータ処理（検索、表示、転送）を可能とした。

本データ処理装置の更新は、今後の簡易型全身カウンタのセルフ測定導入を検討する上で、また個人被ばくデータの機能的な管理方式を検討する上において基礎となるものである。

（河合 勝雄）

参考文献

- 1) 水下誠一：保健物理－管理と研究－No. 27, JAERI-M 85-134, 139, (1985)
- 2) 水下誠一：保健物理－管理と研究－No. 28, JAERI-M 86-132, 131, (1986)

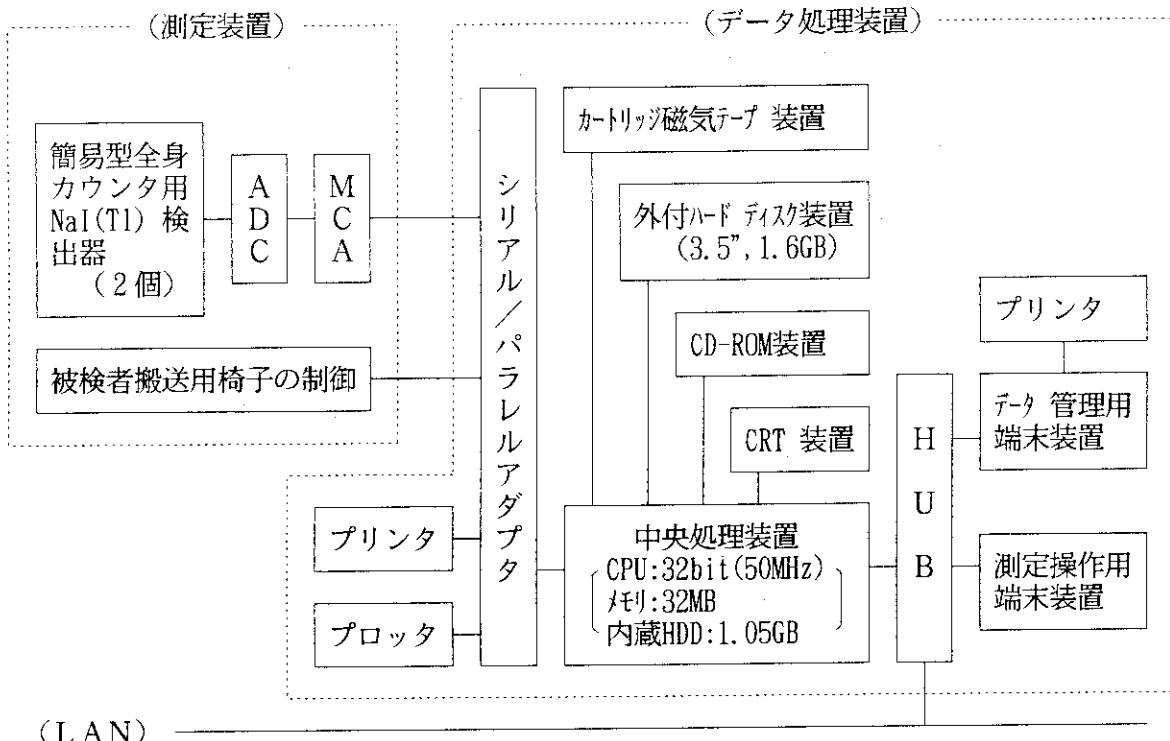


Fig. A.2.6-1 簡易型全身カウンタ用データ処理装置の構成

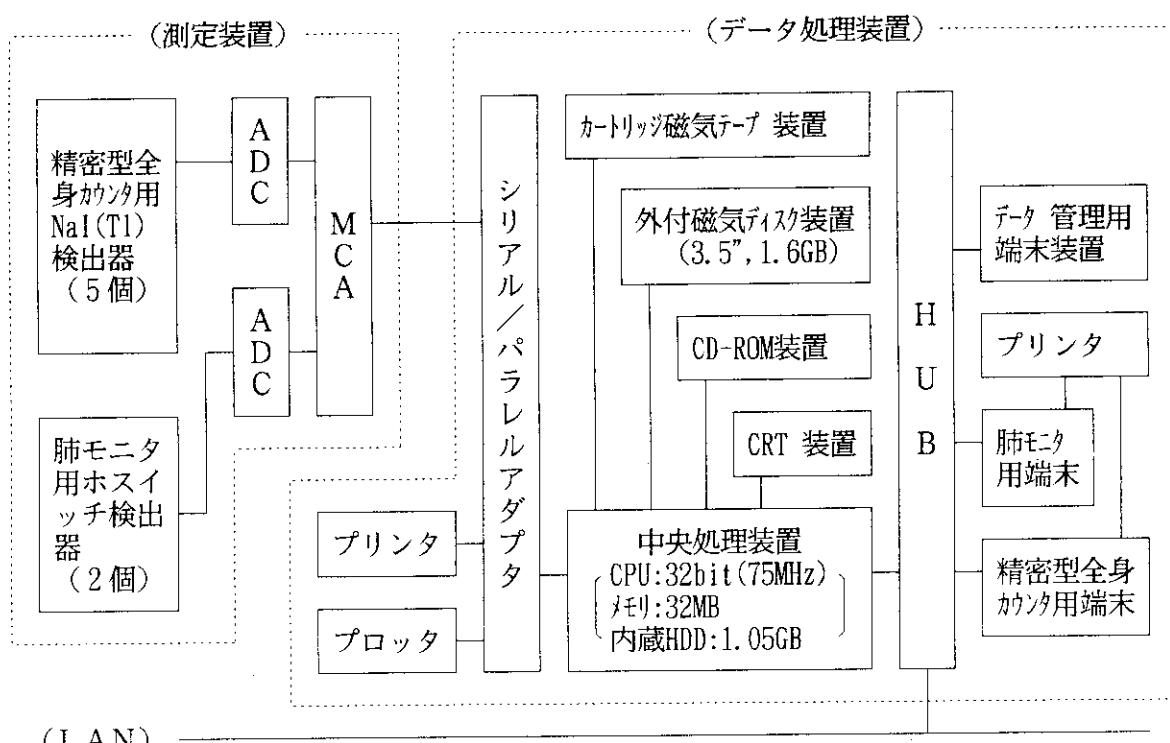


Fig. A.2.6-2 精密型全身カウンタ・肺モニタ用データ処理装置の構成

1 A . 3 施設の放射線管理

A.3.1 概 要

原子炉施設、核燃料取扱施設などの各種施設について、作業環境及び放射線作業の放射線管理を保安規定等に基づいて実施した。

放射線モニタ、放射線管理機器及び放射線管理モニタ集中監視システムは、放射線管理の効率化を図りながら、年次計画に基づき更新、整備を進めた。

1995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 R R - 2 における医療照射
- (2) J R R - 3 における均一照射装置改造工事
- (3) ホットラボ及び燃料試験施設におけるケーブ・セル内除染及び内装機器の点検・整備
- (4) T P L における大量 ^3H ガス貯蔵作業
- (5) 極低レベル焼却炉の解体・撤去作業
- (6) J P D R 原子炉解体実地試験に係る管理区域解除のための確認測定・評価及び埋設配管等の撤去作業
- (7) S T A C Y の臨界実験、T R A C Y の初臨界及びB E C K Y のウラン溶解試験にともなう作業
- (8) 廃棄物埋設施設における廃棄物埋設にともなう作業

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、J R R - 4 改造計画にともなう放射線管理方式の検討、高減容処理施設に係る放射線管理方式の検討、H E P A フィルタの長期使用時における性能の経時変化についての特性試験及び高度化放射線管理システムの運用試験データの収集を行った。

(中村 清宣)

A.3.2 リニアック施設における放射化調査

リニアック施設の電子直線加速装置は、1960年末に電子エネルギー 20MeVの初代装置が稼働し、その後の増力改修工事を経て1972年に120MeV装置が完成した。さらに性能向上の推進により、最高加速エネルギーは195MeVに達し、中性子断面積の測定及び短寿命核種の研究に利用されてきたが、1993年10月をもって約30年間の運転を停止した。この停止により、運転に伴って放射化された加速器本体及び遮へい体等を適切に処置することが課題となり、生成された放射性核種の種類、量及び分布等を評価する必要が生じた。そこで、これらのインベントリ調査として、加速器本体の放射線測定及びコンクリート遮へい体等のボーリング試料の放射能測定を行った¹⁾。

(1) 加速器本体

加速器本体は第1から第5加速管で構成されており、材質はステンレスと銅を使用している。放射線測定は、装置本体の再利用を考慮し非破壊で行うこととし、各加速管毎に分割し以下の方法で行った。なお、測定は電子エネルギーが最大になる最終加速管の第5加速管を中心に行い、測定開始は運転終了から半年経過後である。

- (a) 放射化傾向の測定 (Na I (Tl) シンチレーション検出器)
- (b) 放射化生成核種の測定 (Ge 半導体検出器)
- (c) 線量当量率の測定 (電離箱サーベイメータ)

各加速管の放射能の推定は、上記測定結果と加速管の構造・材質を基に遮へい計算に用いるQA Dコード²⁾を利用して行った。

第5加速管からは、外筒のステンレス中に含まれる鉄及びニッケルの(n, γ)反応、(n, p)反応からの生成と推定される⁵⁷Co、⁵⁸Co、⁶⁰Co及び⁵⁴Mnの4核種が検出され、放射化の度合は、加速管内で電子エネルギーの増大する下流が大きく、同一加速管ではビーム損失の多い部分が大きいことがわかった。第5加速管の放射化傾向の測定結果をFig. A.3.2-1に示す。なお各加速管の放射能を推定した結果、最大は第5加速管(体積約0.03m³)で⁶⁰Coが2MBqほどであった。

(2) コンクリート遮へい体

コンクリート遮へい体の試料は、各ターゲット近辺7ヵ所の壁等をボーリング工法で棒状に採取後、ダイヤモンドカッタで10cm間に切削し作製した。測定は、Ge半導体検出器で放射化の度合により10,000秒から50,000秒計測し、放射化生成核種の同定及び定量を行った。測定開始は運転終了1年後で、定量に用いた検出効率は、気泡セメント製標準線源の作製手法³⁾を利用し、試料と同等密度のセメント製標準線源を作製し求めた。

ボーリング試料からは²²Na、⁵⁴Mn、⁶⁰Co、¹³⁴Cs及び¹⁵²Euの5核種が検出され、放射能濃度は全核種においてターゲット側の表面から深さ10cm前後に最大値をもち、それ以降は指数関数的に減少していることがわかった。また、採取位置別に比較した結果、最も放射化量の多かった場所は、加速管の延長線上にある全運転時間の7割(約24,000時間)を利用したターゲット室の壁面であった。この場所における放射能濃度等の測定結果をTable A.3.2-1及びFig. A.3.2-2に示す。

(川崎 克也)

参考文献

- 1) 川崎克也, 原田康典, 遠藤 章他: 日本保健物理学会「第30回研究発表会要旨集」, 113, (1995)
- 2) 原田康典他: 日本保健物理学会「第28回研究発表会要旨集」, 80, (1993)
- 3) 川崎克也, 間邊 巍他: 日本原子力学会「昭和62年秋の大会」(第Ⅱ分冊), 2, (1987)

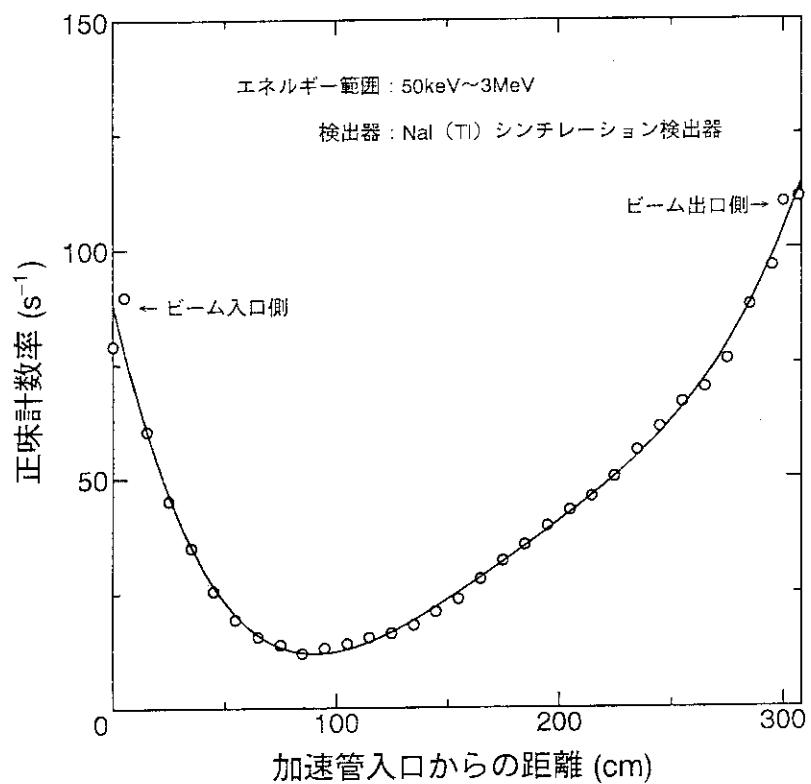


Fig. A.3.2-1 第5加速管の放射化傾向

Table A.3.2-1 加速管の延長線上壁面におけるボーリング試料測定結果

核種	最大放射能濃度		有意な放射能濃度 を検出した深さ (cm)	検出下限 放射能濃度 [*] (Bq/g)
	放射能濃度 [*] (Bq/g)	深さ (cm)		
²² Na	8.4	0~10	140	6.1×10^{-3}
⁵⁴ Mn	0.26	10~20	30	7.0×10^{-3}
⁶⁰ Co	8.2	10~20	90	3.6×10^{-3}
¹³⁴ Cs	0.43	0~10	40	8.1×10^{-3}
¹⁵² Eu	11.0	0~10	110	1.1×10^{-2}

*：放射能濃度は運転終了日(1993.10.3)で計算

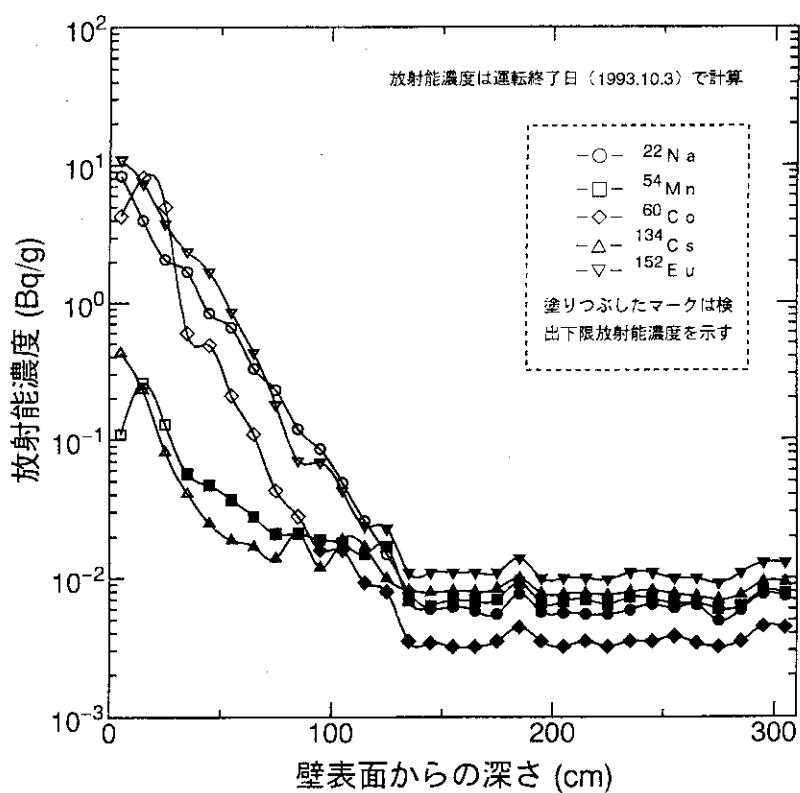


Fig. A.3.2-2 加速管の延長線上壁面における核種別放射能濃度分布特性

A.3.3 シリコン表面への放射性核種の吸着

JRR-1 実験室から発生する液体廃棄物中に恒常に検出される⁵¹Crについて、発生源、原因等について調査を行った。通常の放射化分析では、試料の開封、ビニール袋封入、分析、固体廃棄物という手順、若しくは開封、溶解、分析、ポリ容器回収、減衰、液体廃棄物という手順で実験を行っているため、これにより液体廃棄物中への⁵¹Crの混入が恒常に発生しているとは考えられない。のことから、直接洗浄が行われている照射シリコンに着目した。JRR-1に搬入される照射済シリコンは、JRR-2、JRR-3あるいはJRR-4で中性子均一照射が行われている。このうち、JRR-3あるいはJRR-4で照射したシリコンは、それぞれの施設で除染作業を実施している。これに対し、JRR-2で照射したシリコンは照射後、照射孔の水をよく切り、自然乾燥したあとJRR-1に搬入し、除染している。そこで、JRR-2で照射されたシリコンが発生源であると考え、次の調査を行った。①シリコン洗浄液の水中放射能濃度、②JRR-2照射孔水の放射能濃度。その結果をTable A.3.3-1及びTable A.3.3-2に示す。また、シリコンの吸水量測定結果をTable A.3.3-3に示す。これらの結果から、採取した洗浄液にはJRR-2照射孔水の中で最も濃度の高い³Hが含まれていないこと、及びシリコン内部への吸水がないことが確認された。これは、自然乾燥後に搬入されていることと、シリコン単結晶の持っている撥水性のためであると考えられる。また、シリコン表面1 cm²に付着した⁵¹Crの放射能量は、照射孔水1.2 cm³分と同量であり、それだけの照射孔水がシリコン表面に残ることは考えられない。他の放射性金属イオンについても同様である。これらのことから、シリコン表面に⁵¹Cr等の放射性核種のイオンが吸着していると考えられる。

これらの結果から、JRR-1 施設の放射性液体廃棄物中に存在する⁵¹Cr、またごく稀に検出下限濃度を超える⁶⁰Co、⁶⁵Zn等の核種は、JRR-2における照射中に照射孔水からシリコン表面へ吸着し、それを洗浄することによって液体廃棄物中に移行するものであることがわかった。さらに放射線管理上の観点からは、放射性核種のイオンが存在するプール等の水中に物質を浸した場合、表面材の種類により程度の差はあるが、その物質が吸着剤として作用し、吸着現象により放射性物質が表面に吸着されることを念頭に置く必要があることがわかった。

(小杉山 匡史)

Table A.3.3-1 シリコン洗浄液の放射能（1本の表面積834cm², 全洗浄液量9,200cm³）

核種	洗浄液の放射能濃度[Bq/cm ³]	シリコン1本の放射能[Bq]*	1cm ² の放射能[Bq]
⁵¹ Cr	1. 9 × 10 ⁰	1. 8 × 10 ⁴	2. 2 × 10 ¹
⁵⁹ Fe	7. 3 × 10 ⁻³	6. 7 × 10 ¹	8. 0 × 10 ⁻²
⁶⁰ Co	1. 5 × 10 ⁻²	1. 4 × 10 ²	1. 7 × 10 ⁻¹
⁶⁵ Zn	1. 3 × 10 ⁻²	1. 2 × 10 ²	1. 4 × 10 ⁻¹

* 濃度×全洗浄液量

Table A.3.3-2 JRR-2照射孔水の放射能濃度

核種	放射能濃度[Bq/cm ³]	シリコン表面1cm ² の放射能と同量の照射孔水量[cm ³]
³ H	1. 8 × 10 ²	—————
⁵¹ Cr	1. 8 × 10 ¹	1. 2 × 10 ⁰
⁵⁹ Fe	9. 4 × 10 ⁻²	8. 5 × 10 ⁻¹
⁶⁰ Co	7. 2 × 10 ⁰	2. 4 × 10 ⁻²
⁶⁵ Zn	1. 2 × 10 ¹	1. 2 × 10 ⁻²

Table A.3.3-3 シリコンの吸水量測定結果

シリコン乾燥重量[g]	水浸24時間後の重量[g]
183.71	183.71

A.3.4 JRR-4 改造工事における放射線管理の検討

JRR-4 の改造工事が1996年度から2年間にわたって予定されている。改造工事の概要は次のとおりである。(1)燃料の低濃縮化、(2)原子炉建家の改修工事(屋根の更新、クレーンの更新、建家の壁及び柱の補強工事等)、(3)実験利用設備の拡充(リドタンクを医療照射室に改造、プール軸体の一部改造、散乱実験室の整備、重水タンクの更新)、(4)原子炉機器の整備(非常用排気設備・燃料事故モニタの設置、制御棒駆動装置の更新、冷却系機器の整備等)、(5)その他(測定ブリッジ、実験機器、反射体、シャッタ等の撤去)である。今回の改造工事で放射線管理上問題となる事項について検討したので、以下に記す。

(1)改造工事に係る放射線管理体制

今回の改造工事は大規模であり、かつ多量の「放射性廃棄物」及び「放射性廃棄物でない廃棄物」の発生が予想されるため原研の放管員だけでは対応できない。このため建設部所管の工事(原子炉建家の改修等)に係る放射線管理は、JRR-3 改造工事の放射線管理体制を参考に受注業者側で実施させることにした。原研放管は、放管業務の指導、教育訓練、提出された作業要領書の検討・承認、測定記録の確認、搬出物品及び「放射性廃棄物でない廃棄物」の確認検査等を実施する。また、JRR-4 管理課及び研究炉利用課が実施するその他の工事についても、上記と同様な放射線管理体制で行う事を依頼している。

(2)改造工事で放射線管理上問題となる作業

改造工事で放射線管理上問題となる作業は、リドタンクの改造作業である。リドタンク内の線量当量率の測定データによると、Bi遮へい体固定用SUS 表面で最大13mSv/h(使用済燃料装荷状態)である。作業前に、使用済燃料等はNo.2プールに移動し、重水タンクは撤去するので、今後再測定する必要があるが、炉心に近いので放射化の寄与を考慮しなければならない。Bi遮へい体撤去作業にあたっては、高線量当量率であること、作業場が狭く撤去に時間がかかる事が予想されるので被ばく低減対策を十分検討する必要がある。また、周辺のコンクリートの撤去作業では、放射化コンクリートによる外部被ばくと切断による内部被ばくの防護を考慮する必要がある。制御棒、重水タンクの撤去(廃棄物容器への収納)作業についても、高線量当量率下の作業であるので、外部被ばくの防護を考慮しなければならない。既設の屋根及びクレーンの更新作業は、建家外部より実施するので作業前に管理区域を解除(クレーン下部にステージを設置し、この上部の管理区域を解除)しなければならない。管理区域解除の確認測定について、JPDRの確認測定¹⁾を参考に検討しておく必要がある。

(3)固体廃棄物の取扱い

改造工事で発生する固体廃棄物については、「放射性廃棄物」及び「放射性廃棄物でない廃棄物」に区分し、前者については「放射線安全取扱手引」、後者については「放射性廃棄物でない廃棄物取扱手引」にしたがって取り扱うこととした。廃棄物の区分フロー(案)をFig. A.3.4-1及びFig. A.3.4-2に示す。Fig. A.3.4-2で放射化の影響のないことが明らかでないものは、JRR-4 管理課は放射性廃棄物とする考えである。また、この案には「国による確認測定」が追加される可能性がある。「放射性廃棄物でない廃棄物」の確認測定は、原則として全量実施することが

ましいが、全量実施が困難と考えられるので、代表点による抜き取りにより確認せざるをえない。そのため、代表点選定方法に係る基本的考え方について、J P D Rの確認測定を参考に検討しておく必要がある。J R R - 4 管理課が試算した固体廃棄物の推定発生量をTable A.3.4-1に示す。「放射性廃棄物でない廃棄物」の発生量は、「放射性廃棄物」の約2倍であることがわかる。

(4)放管設備の撤去・復旧工事

原子炉建家内の壁・柱補強工事等のため、放管設備を撤去・復旧する必要がある。サンプリング配管設備の撤去・復旧は、建設部で実施することになった。しかし、放管モニタの撤去・復旧、モニタ監視装置の通線換え及びソフトの改修、ルーツプロア遠方操作盤通線の撤去・復旧等は放管を行わなければならないので、改造工事の工程に合わせて円滑に進める必要がある。改造工事にともなって大部分のモニタ（排気筒ダスト・ガスモニタ、室内ダスト・ガスモニタ、 γ エリア4チャンネル、nエリア3チャンネル、非常用 γ エリア1チャンネル）を撤去（通線の撤去が主）しなければならないので、この期間中は、排気筒ダストモニタについては通線換え（または仮設）し、放射線作業のモニタリングは、可搬型 γ エリア及び可搬型ダストモニタで実施することを考えている。なお、改造後のモニタ数は改造前と変わらないが、リドタンク γ ・nエリアモニタは、改造後の照射室内部に移設することになった。

（宮本 俊寛）

参考文献

- 1) 富居 博行：保健物理－管理と研究－No. 36, JAERI-Review 95-020 192-194(1995)

Table A.3.4-1 固体廃棄物の推定発生量

区分	放射性廃棄物 でない廃棄物	放射性廃棄物	合 計
金属類	約 240 ton	約 11 ton (約 70 本)	約 251 ton
コンクリート	約 120 ton	約 130 ton (約 760 本)	約 250 ton
その他	約 6 ton	約 25 ton (約 160 本)	約 31 ton
合 計	約 366 ton	約 166 ton (約 990 本)	約 532 ton

() 内は、200 ℥ ドラム缶換算本数

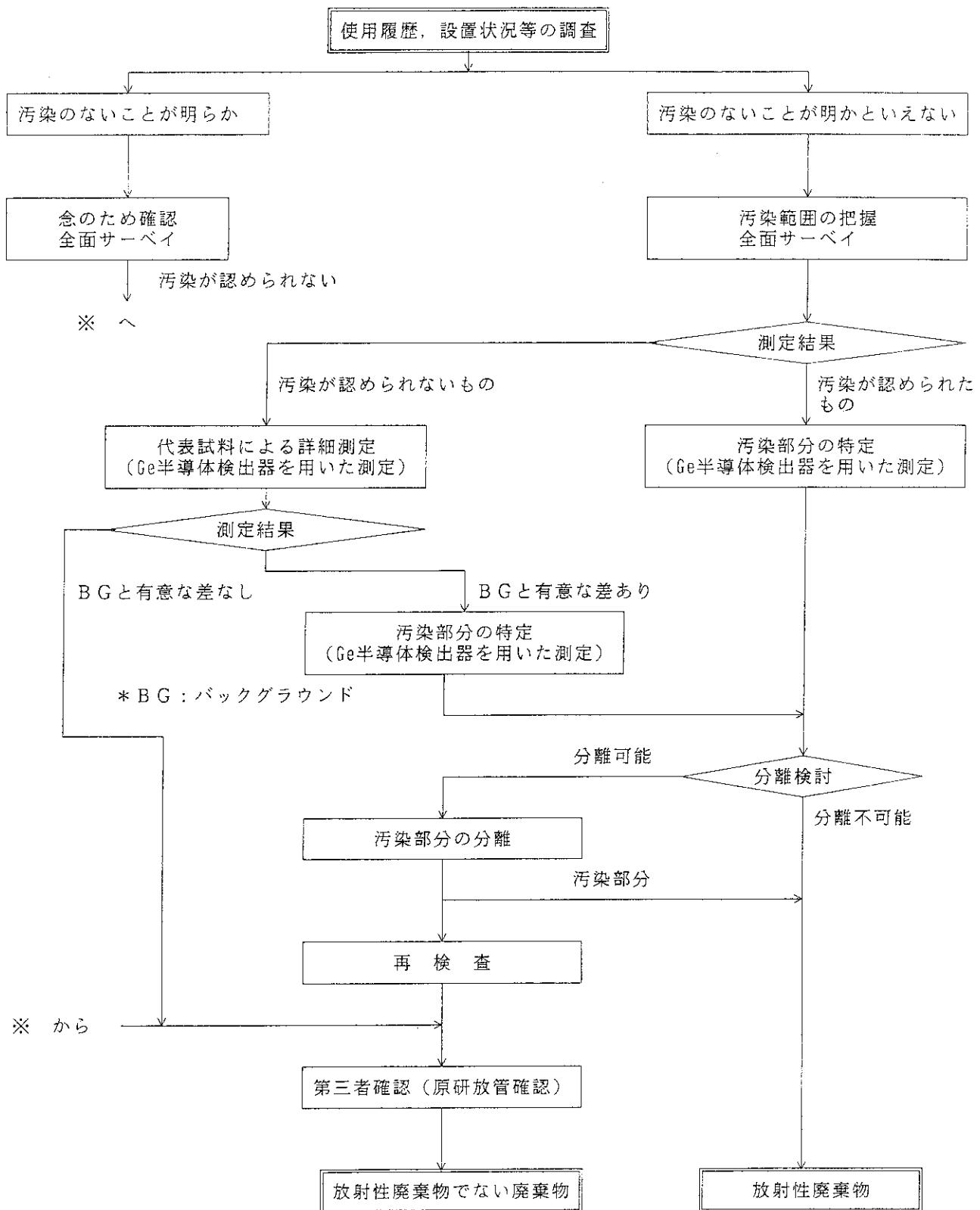


Fig. A.3.4-1 二次的な汚染を考慮した場合の区分フロー（案）

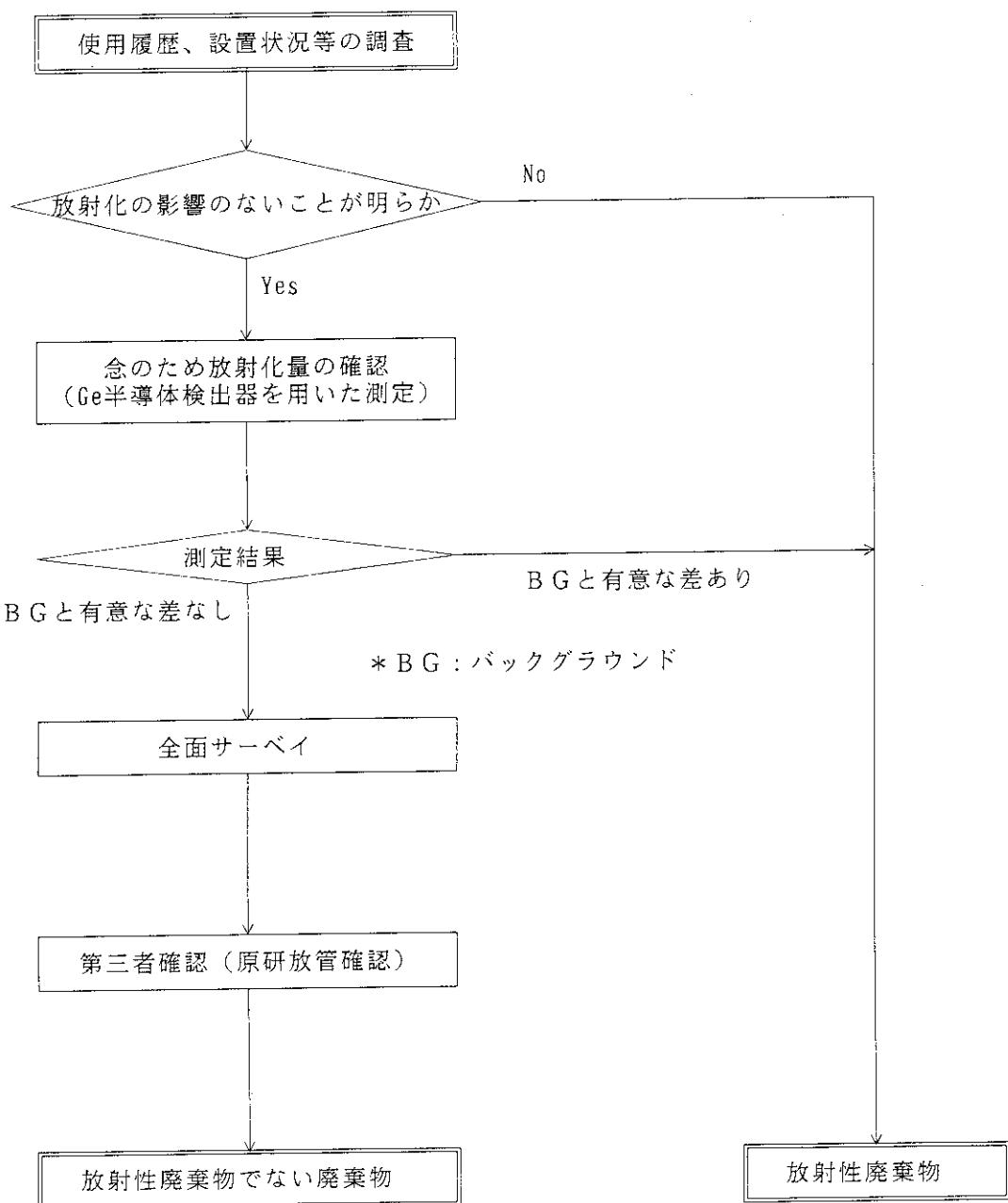


Fig. A.3.4-2 放射化の汚染を考慮した場合の区分フロー（案）

A.3.5 燃料試験施設における熱蛍光線量計を用いた個人線量当量の評価

燃料試験施設では、セル内除染作業を始めとする被ばくが予想される作業時における外部被ばく管理のために、補助測定器に熱蛍光線量計（以下、「TLB」という。）を使用している。TLBは、松下電器産業社製のTLB素子：UD-808P、バッジケース：UD-887P及びリーダ：UD-706Pであり、 γ 線と β 線を分離測定できる4素子で構成されたバッジタイプである。

TLBによる γ 線及び β 線の推定線量当量は、測定用1素子を読み取り、この値に経験上得られた係数を用いて求めている。しかし、この係数は、セル毎に燃料の試験内容が違うために主たる汚染核種組成比が異なることによりセル毎に違い、作業者の毎日の線量評価が煩雑でありしかもばらつきが大きく、基本測定器である原研IV型フィルムバッジ（以下、「FB」という。）の評価値と大きな差が生じることもあった。

今回、FBとTLBの評価値に対する誤差を少なくする目的で、FBの評価式に近づけたTLBの γ 線量及び β 線量の評価式を導き出し、線量当量の評価を試みた。

TLBの γ 線量及び β 線量の評価式はTLB技術資料¹⁾を基に作成した。さらに γ 線量については、FBに対するTLBの γ 線量評価値の比を求めるとFig. A.3.5-1の△印で示す値が得られるので、この値からTLBの γ 線量に対する補正式を最小二乗法で求めた。補正值をFig. A.3.5-1に実線で示す。補正值は、0.05MeVから1.25MeV(^{60}Co)まで求めたが、実際の評価における0.5MeV以上の補正值は、FB及びTLB共にエネルギー判定ができないので0.5MeV以上については一定とし、同図中に点線で示した。なお、 β 線量の評価の方式は、FBと同じであるので補正はしていない。

本評価式を用いたセル除染及びセル内作業時の評価の一例をFig. A.3.5-2に示す。この結果、TLBの γ 線量評価値はFBの γ 線量評価値に近づいており、かなり良好な評価結果が得られたが、 β 線量は γ 線量に比べてばらつきが大きかった。ばらつきの主な原因としては、作業者のFBとTLBの装着位置の違いによる誤差及びFB、TLBの裏返し装着などが考えられるので、装着時により一層の注意が必要である。

燃料試験施設では、作業者の毎日の線量評価及び推定線量当量を、本評価式を用いることにより今まで以上の精度で評価できることが確認された。今後、セル除染作業時等における計画被ばく線量の管理において一日ごとの線量の評価に有効であると考える。

（伊藤 精）

参考文献

- 1) 松下電器産業(株)：TLバッジ技術資料、(1985)

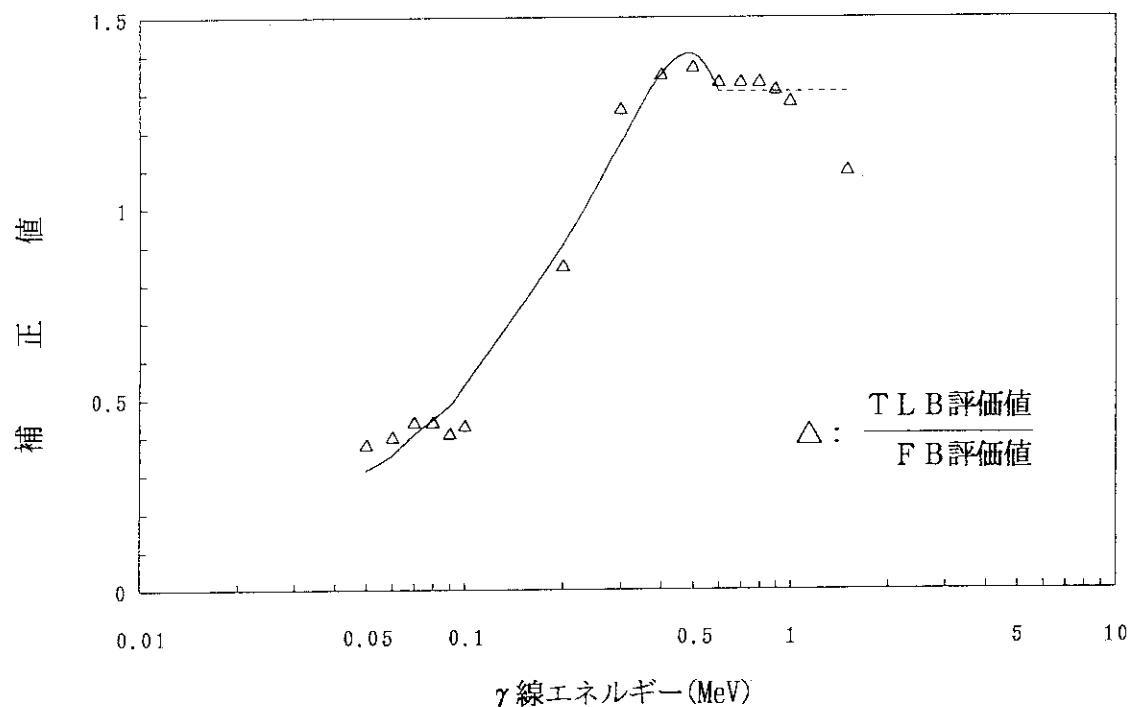
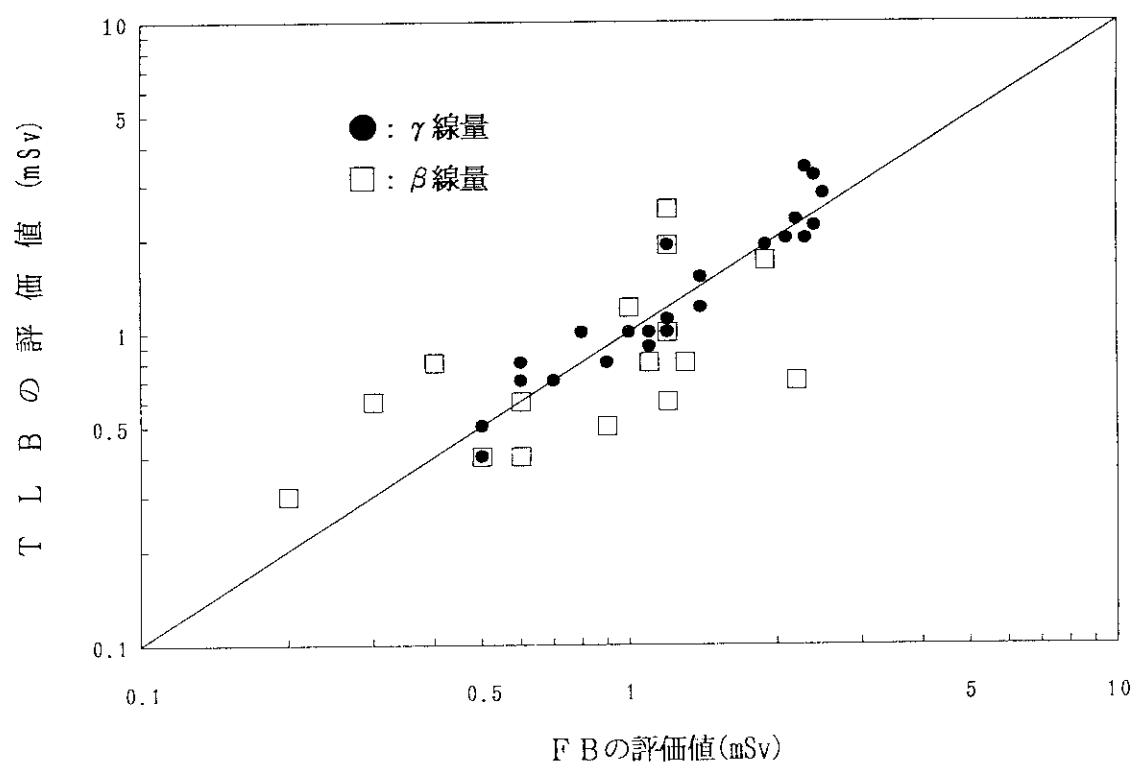
Fig. A.3.5-1 TLB γ 線量評価値の補正曲線

Fig. A.3.5-2 FB の評価値と TLB の評価値の比較

A.3.6 放射性汚染等の概況

1995年度は放射線管理上特筆すべき放射性汚染等はなかった。

(小林 秀雄)

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1994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 ^{89}Sr , ^{90}Sr の化学分析及び気象観測も行った。その結果、施設からの放出放射性物質による異常は認められなかった。本年度から開始した埋設事業に係わる環境モニタリングについて実施し、その結果埋設による環境への影響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申請書類の見直し及び科学技術庁からの質問等に対応した。
- (2) JRR-3 シリサイド化燃料にともなう想定事故時被ばく線量の再評価を行った。
- (3) 核燃料物質使用施設(再処理特別研究棟及び燃料試験施設)の許可変更に係わる線量当量評価を行い、対象施設の変更申請書作成に協力した。
- (4) 核燃料物質使用施設の新設(解体分別保管棟)に係わる線量評価を行うとともに、科学技術庁のヒアリングに対応した。
- (5) 気象観測塔について、鉄骨の非破壊検査、塗装及び腐食箇所の補修工事を行った。
- (6) 「埋設施設及び廃棄物管理施設品質保証管理規定」及び「品質保証基本計画」に基づいて、廃棄物埋設施設に係る放射線管理施設における品質保証計画を定めた。

(加藤 正平)

A.4.2 環境放射線のモニタリング

(1) 空気吸収線量率の監視

モニタリングステーション及びモニタリングポストによる空気吸収線量率の測定結果をそれぞれ Table A.4.2-1, Table A.4.2-2 に示す。表中の「最大」は10分間平均の月間最大値である。これらの測定結果は平常の変動幅内であり、異常は認められなかった。モニタリングステーションでの最大値は、すべて降雨の影響によるものである。また、モニタリングポストでの最大値は、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。なお、モニタリングポスト No.11での12月における最大値については、現在、原因調査中である。

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

(3) 定点における空気吸収線量率の監視

1994年度と同様、 γ 線空気吸収線量率の測定を1995年4月と10月に19地点で実施したが、測定結果は平常の変動幅内であり、異常は認められなかった。測定結果をTable A.4.2-3 に示す。

(4) 環境中の積算線量の監視

1994年度と同様、TLDにより3ヵ月間の積算線量を測定したが、測定結果は平常の変動幅内であり、異常は認められなかった。測定結果をTable A.4.2-4 に示す。

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

(5) γ 線空気吸収線量率の走行測定

1994年度と同様、走行サーベイを1995年5月に実施し、緊急時サーベイのための基礎データを得た。

(6) 気象観測

1994年度と同様、各気象要素について連続観測を行った。また、露点温度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) 原子炉設置変更許可申請（JRR-4 低濃縮化）に係わる申請書類の見直し及び科学技術庁からの質問等に対応した。
- (b) JRR-3 の燃料変更（シリサイド燃料）にともなう想定事故時被ばく線量の再評価を行った。
- (c) 核燃料物質使用施設（再処理特別研究棟及び燃料試験施設）の許可変更に係わる線量当量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。
- (d) 核燃料物質使用施設の新設（廃棄物処理場「解体分別保管棟」）に係わる線量評価を行うと

ともに、科学技術庁のヒアリングに対応した。

- (e) 気象観測塔について、鉄骨の健全性調査のための非破壊検査、全面塗装工事及び腐食箇所の補修工事を実施した。
- (f) 日本原子力研究所の廃棄物埋設施設及び廃棄物管理施設品質保証管理規程及び品質保証基本計画に基づき、廃棄物埋設施設に係る放射線管理施設（屋外管理用施設）の品質保証計画を作成した。

（松浦 賢一）

Table A.4.2-1 モニタリングステーションにおける空気吸収線量率の月平均と月間最大値
(東海研究所, 1995年度) (単位: nGy/h)

MS No.	年 月	1995年												1996年				標準偏差
		4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	年 間				
MS-1	平 均	34	34	34	36	35	34	34	35	35	35	34	34	35	35	35	0.6	
	最 大	49	48	61	52	61	42	49	42	43	52	53	56	61	61	—		
MS-2	平 均	32	32	32	32	33	32	32	33	33	33	32	32	32	32	32	0.4	
	最 大	53	48	65	53	59	42	51	41	42	55	53	52	65	65	—		
MS-3	平 均	30	30	30	30	30	30	30	30	30	30	30	30	30	30	30	0	
	最 大	44	43	61	48	57	43	48	41	37	50	54	52	61	61	—		
MS-4	平 均	41	39	39	40	41	42	42	43	44	43	43	43	42	42	42	1.6	
	最 大	57	56	64	61	67	54	59	53	55	67	68	69	69	69	—		

検出器: Na I (T ℓ) 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、1995年度)

年 月	1995年	1996年												年 間	標準偏差	
		4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3			
構 内 ポ スト	MP-11 平均	38	38	37	37	36	36	37	37	38	38	38	38	37	0.7	
	MP-11 最大	51	50	62	53	57	43	52	46	126* ₃	55	56	126	126	—	
	MP-12 平均	35	35	34	34	35	35	35	35	35	35	35	35	35	0.4	
	MP-12 最大	50	51	62	57	62	48	54	45	46	58	57	57	62	—	
	MP-13 平均	36	36	36	36	36	36	34	35	35	37	38	37	36	1.0	
	MP-13 最大	52	52	66	57	61	46	53	45	49	60	61	61	66	—	
	MP-14 平均	45	48* ₁	44	44	44	44	44	44	44	45* ₂	45* ₁	44	44	0.4	
	MP-14 最大	68* ₁	76* ₁	70	74* ₁	74	68	54	63* ₂	66* ₂	76* ₁	78* ₁	65	64	78	—
	MP-15 平均	35	35	35	34	34	34	34	35	35	35	36	35	35	0.6	
	MP-15 最大	52	50	70	57	62	45	57	47	47	57	57	62	57	70	—
構 外 ポ スト	MP-16 平均	31	31	30	30	30	30	31	31	31	31	31	30	31	31	0.5
	MP-16 最大	48	50	68	54	59	45	53	42	42	56	56	56	68	68	—
	MP-17 平均	32	32	32	32	32	32	32	32	32	32	32	32	32	32	0.3
	MP-17 最大	48	49	61	52	54	42	47	41	41	49	49	50	54	61	—
	MP-18 平均	35	35	35	34	33	34	33	34	34	34	34	34	34	34	0.6
構 外 ポ スト	MP-19 平均	33	33	33	32	32	31	32	31	34	34	34	34	34	34	—
	MP-19 最大	46	47	54	47	48	41	41	51	41	40	36	36	35	34	1.4
	MP-21 平均	34	35	35	36	36	36	35	35	36	36	36	36	36	36	0.6
	MP-21 最大	49	51	69	54	61	52	55	46	45	58	58	54	69	69	—
	MP-22 平均	37	36	37	37	37	37	37	37	36	36	36	35	36	36	0.7
構 外 ポ スト	MP-23 平均	34	34	34	34	34	34	34	34	34	34	34	33	34	34	0.4
	MP-23 最大	48	48	67	53	59	46	52	43	42	54	54	54	67	67	—
	MP-24 平均	37	38	38	38	38	38	37	37	37	37	37	36	37	37	0.6
	MP-24 最大	49	52	61	52	57	47	50	45	45	52	52	54	61	61	—
構 外 ポ スト	MP-25 平均	33	33	33	33	33	33	32	31	31	32	32	32	32	32	0.7
	MP-25 最大	48	48	59	53	58	42	48	41	41	52	52	54	59	59	—

検出器：NaI(Tl)シンチレーション型DPM方式による影響

「最大」は、10分間平均の月間最大値を示す。

*1 第1保管施設ににおける保管体収納作業による影響

*2 北地区への廃棄物輸送による影響

*3 原因調査中

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, 1995年度) (単位: nGy/h)

地点番号	地点名	測定期間	1995年 4月20日 ～ 4月28日	1995年10月25日 ～ 10月31日
		測定結果	空気吸収線量率	空気吸収線量率
1	構内 (MS-1)		41.7	43.4
2	舟石川 (原電住宅)		23.6	25.8
3	照沼 (如意輪寺)		84.3	83.5
4	宮前 (酒列神社)		23.4	24.1
5	須和間 (MS-3)		35.1	35.0
6	" (住吉神社)		38.7	38.6
7	那珂湊 (三峯神社)		21.8	21.9
8	勝田 (吉田神社)		25.3	27.8
9	" (日製病院前)		27.8	28.6
10	" (香取宮)		24.9	24.5
11	那珂町 (上宮寺)		35.6	35.2
12	内宿 (大山台)		28.8	28.8
13	磯部 (都々逸坊)		48.6	47.8
14	横堀 (発汗地蔵)		35.1	36.2
15	菅谷 (鹿島神社)		63.5	63.6
16	稻田 (今花島神社)		32.1	31.6
17	龜下 (MS-4)		56.0	55.3
18	高野 (鹿島神社)		23.8	25.0
19	石神 (住吉神社)		29.4	30.3

Table A.4.2-4 積算線量測定結果

(東海研究所, 1995年度) (単位: μGy)

地 点 番 号	地 点 名	測定期間		第1四半期		第2四半期		第3四半期		第4四半期		年 間 積 算 線 量	
		測定期間		1995年3月22日 ～ 6月21日		1995年6月21日 ～ 9月20日		1995年9月20日 ～ 12月20日		1995年12月20日 ～1996年3月19日			
		測定 値	91日換算 線量	測定 値	91日換算 線量	測定 値	91日換算 線量	測定 値	91日換算 線量	測定 値	91日換算 線量		
M-1	構 内 (MS-1)	86	86	85	85	90	90	91	92	92	92	353	
M-2	周辺監視区域境界 (M P - 1)	92	92	91	91	93	93	96	97	97	97	373	
M-8	周辺監視区域境界 (プル研裏)	86	86	81	81	91	91	93	94	93	94	352	
M-9	周辺監視区域境界 (M P - 7)	72	72	72	72	72	72	75	76	75	76	292	
M-11	周辺監視区域境界 (M P - 8)	84	84	81	81	86	86	90	91	90	91	342	
M-13	構 内 (MS-2)	95	95	92	92	93	93	98	99	98	99	379	
M-17	宿	81	81	77	77	80	80	81	82	81	82	320	
M-18	新川下流	82	82	82	82	86	86	86	87	86	87	337	
M-19	阿漕ヶ浦南西	76	76	80	80	79	79	84	85	84	85	320	
M-20	阿漕ヶ浦西	81	81	76	76	84	84	81	82	81	82	323	
M-21	白 方	79	79	76	76	80	80	81	82	81	82	317	
M-22	原電グラウンド西	91	91	92	92	91	91	94	95	94	95	369	
M-26	川 根	86	86	82	82	88	88	89	90	89	90	346	
M-29	須和間 (MS-3)	77	77	78	78	77	77	82	83	82	83	315	
M-30	亀 下 (MS-4)	105	105	106	106	112	112	117	118	117	118	441	
M-53	東 海 中	58	58	58	58	62	62	60	61	60	61	239	
M-44	豊 岡 1	77	77	76	76	84	84	84	85	84	85	322	
M-56	豊 岡 2	91	91	88	88	94	94	94	95	94	95	368	
M-57	豊 岡 3	81	81	80	80	84	84	86	87	85	87	332	
M-58	水戸気象台	68	68	63	63	68	68	69	70	69	70	269	
T-8	埋 設 地 西	90	91	92	92	94	94	91	92	91	92	369	

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

Table A.4.2-5 那珂研究所敷地境界付近における積算線量測定結果

(東海研究所, 1995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	
	1995年3月20日 ~ 6月20日		1995年6月20日 ~ 9月19日		1995年9月19日 ~ 12月19日		1995年12月19日 ~ 1996年3月18日			
	測定値	91日換算 線量	測定値	91日換算 線量	測定値	91日換算 線量	測定値	91日換算 線量		
1	64	63	73	73	62	62	68	69	267	
2	57	56	57	57	53	53	60	61	227	
3	62	61	66	66	66	66	68	69	262	
4	72	71	76	76	67	67	76	77	291	
5	61	60	66	66	62	62	66	67	255	
6	71	70	74	74	72	72	76	77	293	
7	55	54	59	59	57	57	62	63	233	
8	72	71	72	72	72	72	72	73	288	
9	73	72	75	75	72	72	78	79	298	
10	79	78	80	80	79	79	80	81	318	

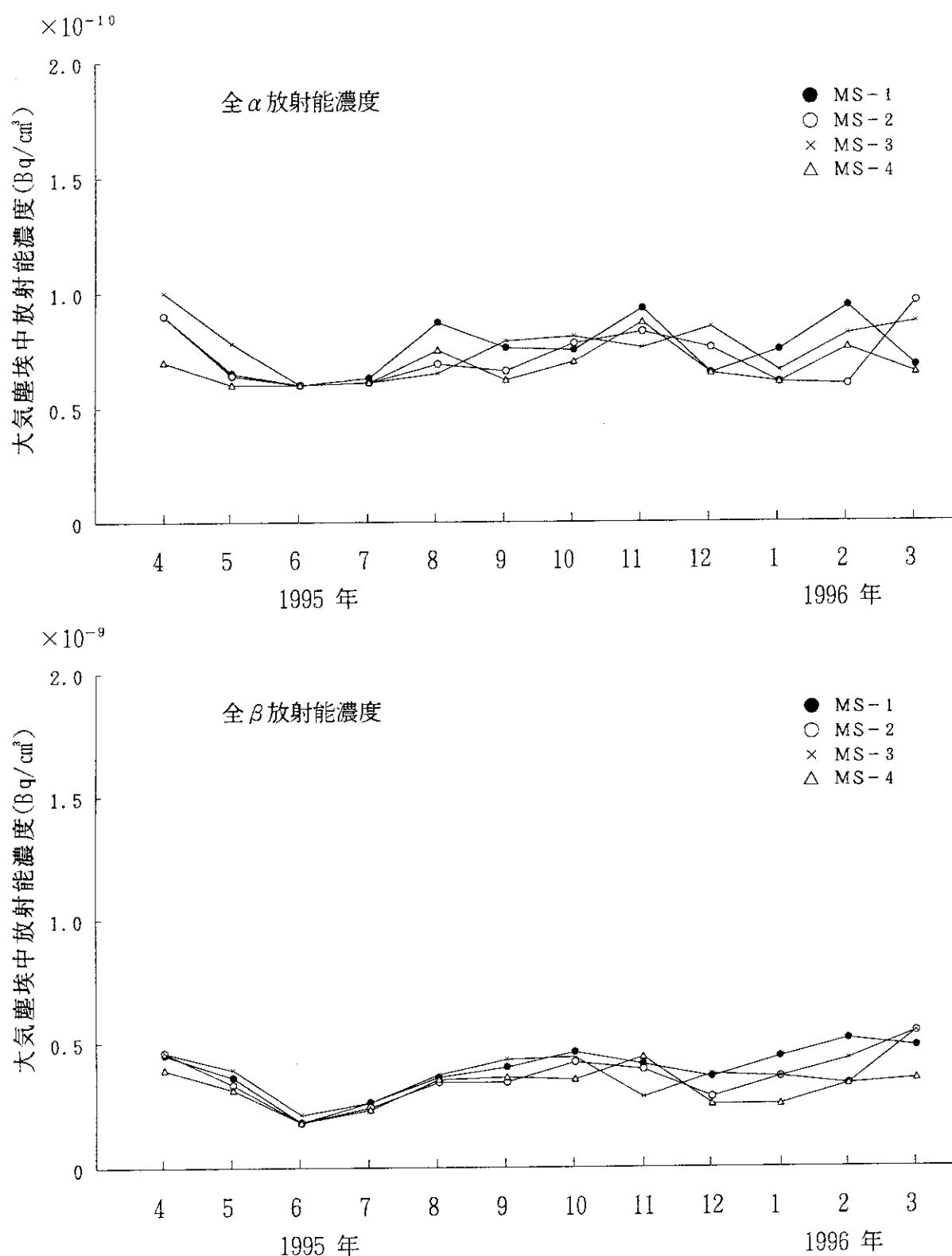


Fig. A.4.2-1 モニタリングステーションにおける大気塵埃中長半減期放射能濃度の月平均

A.4.3 環境試料のモニタリング

(1) 環境試料中の全 β 放射能濃度

陸上の飲料水、河川水、農産物、土壌及び沿岸海域の海水、海産生物、海底土並びに排水口近辺土砂中の全 β 放射能濃度の測定を行った。測定結果をTable A.4.3-1に示す。これらの値は、例年の測定結果と比べて大きな差はなく施設からの放出放射性物質による異常は認められなかった。

(2) 降下塵中及び雨水中の全 β 放射能濃度

大型水盤により1ヶ月ごとに採取した降下塵及び降水採取装置により採取した雨水の試料中全 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。1995年10月からは、北地区における廃棄物埋設事業の保安規定が認可され、これにともない新たに地下水及び表土中の放射性核種ごとの濃度の測定を開始した。測定結果をそれぞれTable A.4.3-4(a), A.4.3-4(b), A.4.3-4(c)及びA.4.3-4(d)に示す。いずれも測定結果に異常は認められなかった。

(5) 大気塵埃中の放射性核種濃度及び降下塵中の核種別放射能濃度

大気塵埃中の放射性核種濃度は、モニタリングステーションにおいて連続集塵したろ紙を、また、降下塵中の核種別放射能は大型水盤により1ヶ月ごとに採取した試料を測定することにより求めた。測定結果をそれぞれTable A.4.3-5及びTable A.4.3-6に示す。いずれも測定結果に異常は認められなかった。

(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, 1995年度)

試料・地点名	前 期	後 期	試料・地点名	前 期	後 期	
〔 土 壤 〕 (Bq/g乾)			〔 農 産 物 〕 (Bq/g生)			
東 海 研 構 内	6.3×10^{-1}	6.7×10^{-1}	松 葉 <指標生物>	7.4×10^{-2}	6.0×10^{-2}	
東 海 村 須 和 間	2.6×10^{-1}	4.0×10^{-1}	牛 乳 (船 場)	4.2×10^{-2}	3.1×10^{-2}	
亀 下	8.2×10^{-1}	8.4×10^{-1}	牧 草 (船 場)	1.3×10^{-1}	2.9×10^{-1}	
石 神	6.5×10^{-1}	4.4×10^{-1}	精 米 (須和間)	—	1.8×10^{-2}	
ひたちなか市高場	2.7×10^{-1}	2.9×10^{-1}	甘 蕎 (須和間)	—	1.5×10^{-1}	
宮 前	2.7×10^{-1}	2.8×10^{-1}	ほうれん草 (須和間)	1.6×10^{-1}	2.9×10^{-1}	
稻 田	2.8×10^{-1}	2.5×10^{-1}	〔 水 産 物 〕 (Bq/g生)			
那 珂 町 横 堀	5.2×10^{-1}	4.7×10^{-1}	ヒラメ カレイ (東海沖)	(可食部)	6.6×10^{-2}	
那 珂 研 構 内	4.3×10^{-1}	3.6×10^{-1}		(骨)	7.3×10^{-2}	
〔 排水口近辺土砂 〕 (Bq/g乾)				(内臓)	6.8×10^{-2}	
第 1 排 水 溝	6.2×10^{-1}	6.8×10^{-1}		(頭)	4.5×10^{-2}	
第 2 排 水 溝	5.6×10^{-1}	6.2×10^{-1}		(皮)	3.8×10^{-2}	
第 3 排 水 溝	6.0×10^{-1}	6.5×10^{-1}	シラス (東海沖)	5.2×10^{-2}	7.0×10^{-2}	
〔 海 底 土 〕 (Bq/g乾)			ワカメ (久慈浜)	1.5×10^{-1}	—	
東 海 沖	(4月) 5.7×10^{-1}	(10月) 5.0×10^{-1}	カジメ (久慈浜)	—	2.8×10^{-1}	
旧 C 海 域	(7月) 5.1×10^{-1}	(1月) 4.9×10^{-1}	〔 飲 料 水 〕 (Bq/cm³)			
東 海 沖	(4月) 4.9×10^{-1}	(10月) 6.1×10^{-1}	阿 潟 ヶ 浦 取 水 口	7.8×10^{-5}	8.3×10^{-5}	
旧 D 海 域	(7月) 4.2×10^{-1}	(1月) 5.1×10^{-1}	荒 谷 台	4.0×10^{-5}	7.3×10^{-5}	
東 海 沖	(4月) 6.2×10^{-1}	(10月) 5.8×10^{-1}	長 堀	4.1×10^{-5}	6.8×10^{-5}	
C 海 域	(7月) 4.9×10^{-1}	(1月) 4.8×10^{-1}	岡 净 水 場	3.7×10^{-5}	6.7×10^{-5}	
〔 海 水 〕 (Bq/cm³)			照 沼	1.8×10^{-4}	1.9×10^{-4}	
東 海 沖	(4月) 7.9×10^{-6}	(10月) 1.9×10^{-5}	須 和 間	5.8×10^{-5}	7.8×10^{-5}	
旧 C 海 域	(7月) 2.2×10^{-5}	(1月) 1.3×10^{-5}	那 珂 研 構 内	4.9×10^{-5}	8.9×10^{-5}	
東 海 沖	(4月) 1.6×10^{-5}	(10月) 5.2×10^{-6}	〔 河 川 水 〕 (Bq/cm³)			
旧 D 海 域	(7月) 2.0×10^{-5}	(1月) 1.3×10^{-5}	久慈川原研取水口	6.1×10^{-5}	7.0×10^{-5}	
東 海 沖	(4月) 1.8×10^{-5}	(10月) 1.3×10^{-5}	久慈川河口 (豊岡)	7.0×10^{-6}	4.4×10^{-6}	
C 海 域	(7月) 2.6×10^{-5}	(1月) 3.0×10^{-5}	注) — : 測定対象物なし			

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

(東海研究所, 1995年度)

採取年月	降下塵 (Bq/km ²)	雨水 (Bq/cm ³)
1995年	1.2×10 ⁷	2.2×10 ⁻⁴
	9.9×10 ⁶	1.9×10 ⁻⁴
	1.3×10 ⁷	< 1.5×10 ⁻⁴
	1.1×10 ⁷	1.7×10 ⁻⁴
	8.0×10 ⁶	2.2×10 ⁻⁴
	7.7×10 ⁶	2.5×10 ⁻⁴
	7.2×10 ⁶	1.5×10 ⁻⁴
	5.1×10 ⁶	1.5×10 ⁻⁴
	3.6×10 ⁶	—
	3.6×10 ⁶	4.1×10 ⁻⁴
	8.3×10 ⁶	5.5×10 ⁻⁴
	1.3×10 ⁷	6.6×10 ⁻⁴
1996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, 1995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)
1995年	7.8×10 ⁻⁵	9.8×10 ⁻⁵	1.3×10 ⁻²	3.8×10 ⁻⁶
	8.0×10 ⁻⁵	1.1×10 ⁻⁴	1.6×10 ⁻¹	5.4×10 ⁻⁶
	8.8×10 ⁻⁵	9.3×10 ⁻⁵	3.4×10 ⁻²	1.4×10 ⁻⁵
	7.8×10 ⁻⁵	9.8×10 ⁻⁵	7.5×10 ⁻³	4.1×10 ⁻⁶
	8.1×10 ⁻⁵	8.3×10 ⁻⁵	< 5.0×10 ⁻³	3.5×10 ⁻⁶
	8.3×10 ⁻⁵	1.0×10 ⁻⁴	< 5.3×10 ⁻³	9.0×10 ⁻⁶
	8.0×10 ⁻⁵	8.8×10 ⁻⁵	4.8×10 ⁻²	4.8×10 ⁻⁶
	1.1×10 ⁻⁴	9.1×10 ⁻⁵	7.7×10 ⁻²	7.3×10 ⁻⁶
	1.0×10 ⁻⁴	5.9×10 ⁻⁴	9.6×10 ⁻³	3.7×10 ⁻⁶
	9.0×10 ⁻⁵	7.8×10 ⁻⁵	6.4×10 ⁻²	3.4×10 ⁻⁶
	8.8×10 ⁻⁵	1.0×10 ⁻⁴	1.3×10 ⁻¹	3.4×10 ⁻⁶
	8.3×10 ⁻⁵	1.1×10 ⁻⁴	3.6×10 ⁻¹	4.4×10 ⁻⁶
1996年				
1月				
2月				
3月				

Table A.4.3-4(a) 環境試料(食物)中の放射性核種濃度

(東海研究所、1995年度)

JAERI-Review 96-014

種類	採取年月	採取地点	^{3}H	^{54}Mn	^{60}Co	^{89}Sr	^{95}Nb	^{103}Ru	^{131}I	^{137}Cs	^{14}Ce	単位	
飲料水	1995年4月 10月	東海村阿禮ガ浦	3.9×10^{-3}	—	—	—	—	—	—	—	—	Bq/cm ³	
	1995年4月 10月	東海村須和間	8.4×10^{-4}	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
	1995年4月 10月	那珂研機内	1.5×10^{-3}	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
	1995年4月 10月	牛乳	$< 6.7 \times 10^{-4}$	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
	1995年5月 11月	東海村船場	2.8×10^{-3}	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
	1995年5月 11月	東海村須和間	6.9×10^{-4}	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
牛乳	1995年5月 11月	ほうれん草	—	$< 2.8 \times 10^{-5}$	$< 3.3 \times 10^{-5}$	—	$< 6.6 \times 10^{-5}$	$< 4.6 \times 10^{-4}$	$< 1.0 \times 10^{-4}$	$< 2.4 \times 10^{-5}$	$< 1.6 \times 10^{-4}$	Bq/g生	
	1995年4月 11月	精米	—	$< 4.9 \times 10^{-5}$	$< 5.1 \times 10^{-5}$	(2.9×10^{-4})	$< 1.1 \times 10^{-4}$	$< 7.8 \times 10^{-5}$	$< 3.5 \times 10^{-4}$	$< 1.5 \times 10^{-4}$	$< 4.0 \times 10^{-5}$	$< 2.3 \times 10^{-4}$	Bq/g生
	1995年10月 11月	カレイラメ (可食部)	—	$< 4.3 \times 10^{-5}$	$< 4.8 \times 10^{-5}$	(1.8×10^{-4})	$< 8.2 \times 10^{-5}$	$< 3.9 \times 10^{-5}$	$< 2.9 \times 10^{-4}$	$< 1.1 \times 10^{-4}$	$< 3.2 \times 10^{-5}$	$< 1.8 \times 10^{-4}$	Bq/g生
シラス	1995年5月 11月	東海研沖	—	$< 1.4 \times 10^{-6}$	$< 1.4 \times 10^{-5}$	($< 1.5 \times 10^{-5}$)	$< 3.3 \times 10^{-5}$	$< 1.8 \times 10^{-5}$	$< 9.7 \times 10^{-5}$	—	1.5×10^{-4}	$< 7.1 \times 10^{-5}$	—
	1995年4月 11月	ワカツメ	—	$< 4.4 \times 10^{-6}$	$< 5.3 \times 10^{-6}$	($< 1.7 \times 10^{-5}$)	$< 1.1 \times 10^{-4}$	$< 7.9 \times 10^{-5}$	$< 3.1 \times 10^{-4}$	—	1.8×10^{-4}	$< 2.1 \times 10^{-4}$	—
	1995年5月 11月	日立市久慈浜	—	$< 2.3 \times 10^{-5}$	$< 2.8 \times 10^{-5}$	($< 1.8 \times 10^{-5}$)	$< 4.5 \times 10^{-5}$	$< 2.9 \times 10^{-5}$	$< 1.6 \times 10^{-4}$	—	1.3×10^{-4}	$< 7.6 \times 10^{-5}$	—
カジメ	1995年4月 10月	東海研沖	—	$< 6.2 \times 10^{-6}$	$< 5.0 \times 10^{-5}$	($< 1.4 \times 10^{-5}$)	$< 3.0 \times 10^{-5}$	$< 2.0 \times 10^{-5}$	$< 9.5 \times 10^{-5}$	—	4.5×10^{-5}	$< 1.5 \times 10^{-4}$	—
	1995年4月 10月	日立市久慈浜	—	$< 6.2 \times 10^{-6}$	$< 5.0 \times 10^{-5}$	$< 1.0 \times 10^{-4}$	$< 5.6 \times 10^{-5}$	$< 5.0 \times 10^{-5}$	$< 2.2 \times 10^{-4}$	$< 1.2 \times 10^{-4}$	2.7×10^{-5}	$< 1.6 \times 10^{-4}$	—
	—	—	—	—	—	—	—	—	—	9.4×10^{-5}	$< 1.6 \times 10^{-4}$	—	—

(): 化学分析 —: 測定値除外

Table A.4.3-4 (b) 環境試料中の放射性核種濃度

(東海研究所, 1995年度)

JAERI-Review 96-014

種類	採取年月	採取地点	^{39}K	^{54}Mn	^{60}Co	^{89}Sr	^{95}Nb	^{106}Ru	^{137}Cs	^{144}Ce	$^{239+240}\text{Pu}$	単位
河川水	1995年4月 久慈川	久慈川	1.7×10 ⁻³	—	—	—	—	—	—	—	—	Bq/cm ³
	10月 原研取水口	原研取水口	6.4×10 ⁻⁴	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	1995年4月 久慈川河口	久慈川河口	2.1×10 ⁻³	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	10月 豊岡	豊岡	6.2×10 ⁻⁴	—	—	—	—	—	—	—	—	—
海水	1995年4月 東海研冲C海域	東海研冲C海域	5.0×10 ⁻³	< 1.7×10 ⁻⁶	< 1.5×10 ⁻⁶	(< 2.9×10 ⁻⁸)	< 3.4×10 ⁻⁶	< 2.8×10 ⁻⁶	< 1.4×10 ⁻⁵	2.9×10 ⁻⁶	< 8.8×10 ⁻⁶	—
	10月	東海研冲	2.1×10 ⁻³	< 1.3×10 ⁻⁶	< 1.2×10 ⁻⁶	(< 2.9×10 ⁻⁸)	< 2.6×10 ⁻⁶	< 1.7×10 ⁻⁶	< 1.0×10 ⁻⁵	2.1×10 ⁻⁶	< 5.3×10 ⁻⁶	—
	1995年4月 旧C海域	東海研冲	2.4×10 ⁻³	< 1.3×10 ⁻⁶	< 1.0×10 ⁻⁶	(< 2.5×10 ⁻⁸)	< 2.2×10 ⁻⁶	< 1.7×10 ⁻⁶	< 8.4×10 ⁻⁶	2.4×10 ⁻⁶	< 6.0×10 ⁻⁶	—
	10月	東海研冲	7.6×10 ⁻⁴	< 1.4×10 ⁻⁶	< 1.4×10 ⁻⁶	(< 3.4×10 ⁻⁸)	< 2.9×10 ⁻⁶	< 1.5×10 ⁻⁶	< 1.0×10 ⁻⁵	3.4×10 ⁻⁶	< 5.4×10 ⁻⁶	—
海底土	1995年4月 旧D海域	東海研冲	8.0×10 ⁻³	< 1.6×10 ⁻⁶	< 1.6×10 ⁻⁶	(< 2.8×10 ⁻⁸)	< 3.7×10 ⁻⁶	< 2.0×10 ⁻⁶	< 1.3×10 ⁻⁵	2.5×10 ⁻⁶	< 8.6×10 ⁻⁶	—
	10月	東海研冲C海域	7.5×10 ⁻⁴	< 8.5×10 ⁻⁷	< 8.4×10 ⁻⁷	(< 2.8×10 ⁻⁸)	< 1.8×10 ⁻⁶	< 9.7×10 ⁻⁷	< 6.7×10 ⁻⁶	2.4×10 ⁻⁶	< 4.3×10 ⁻⁶	—
	1995年7月	東海研冲C海域	—	< 4.4×10 ⁻⁴	< 4.0×10 ⁻⁴	(< 1.9×10 ⁻⁴)	< 6.5×10 ⁻⁴	< 6.9×10 ⁻⁴	< 3.3×10 ⁻³	< 4.1×10 ⁻⁴	< 2.7×10 ⁻³	(3.4×10 ⁻⁴) Bq/乾
	1996年1月	東海研冲	—	< 1.4×10 ⁻⁴	< 1.5×10 ⁻⁴	(< 2.4×10 ⁻⁴)	< 3.4×10 ⁻⁴	< 2.7×10 ⁻⁴	< 1.3×10 ⁻³	3.4×10 ⁻⁴	< 1.9×10 ⁻³	(1.6×10 ⁻⁴)
排水口	1995年7月 旧C海域	東海研冲	—	< 3.5×10 ⁻⁴	< 3.9×10 ⁻⁴	(< 1.9×10 ⁻⁴)	< 8.7×10 ⁻⁴	< 6.5×10 ⁻⁴	< 3.2×10 ⁻³	< 3.8×10 ⁻⁴	< 2.7×10 ⁻³	(1.7×10 ⁻⁴)
	1996年1月 旧D海域	東海研冲	—	< 1.8×10 ⁻⁴	< 1.8×10 ⁻⁴	(< 1.9×10 ⁻⁴)	< 3.7×10 ⁻⁴	< 3.3×10 ⁻⁴	< 1.3×10 ⁻³	3.9×10 ⁻⁴	< 1.3×10 ⁻³	(1.7×10 ⁻⁴)
	1995年7月 第1排水溝	東海研冲	—	< 2.3×10 ⁻⁴	< 2.6×10 ⁻⁴	(< 1.8×10 ⁻⁴)	< 5.4×10 ⁻⁴	< 3.9×10 ⁻⁴	< 2.0×10 ⁻³	2.5×10 ⁻⁴	< 1.6×10 ⁻³	(4.4×10 ⁻⁴)
	1996年1月 第2排水溝	東海研冲	—	< 6.0×10 ⁻⁴	< 4.2×10 ⁻⁴	—	< 8.9×10 ⁻⁴	< 6.5×10 ⁻⁴	< 3.1×10 ⁻³	< 3.7×10 ⁻⁴	< 2.8×10 ⁻³	—
近辺土砂	1995年7月 第3排水溝	東海研冲	—	< 1.9×10 ⁻⁴	< 1.4×10 ⁻⁴	—	< 2.6×10 ⁻⁴	< 2.2×10 ⁻⁴	< 9.9×10 ⁻⁴	1.3×10 ⁻⁴	< 1.6×10 ⁻³	—
	1996年1月 第2排水溝	東海研冲	—	< 3.9×10 ⁻⁴	< 3.4×10 ⁻⁴	—	< 7.7×10 ⁻⁴	< 6.2×10 ⁻⁴	< 2.7×10 ⁻³	< 3.1×10 ⁻⁴	< 2.1×10 ⁻³	—
	1996年1月 第3排水溝	東海研冲	—	< 1.6×10 ⁻⁴	< 1.7×10 ⁻⁴	—	< 3.5×10 ⁻⁴	< 2.4×10 ⁻⁴	< 1.2×10 ⁻³	2.2×10 ⁻⁴	< 1.0×10 ⁻³	—
	1996年1月 第1排水溝	東海研冲	—	< 6.2×10 ⁻⁴	< 4.3×10 ⁻⁴	—	< 1.1×10 ⁻³	< 7.2×10 ⁻⁴	< 3.6×10 ⁻³	< 4.0×10 ⁻⁴	< 4.3×10 ⁻³	—

() : 化学分析 —— : 検討除外

Table A. 4.3- 4 (c) 環境試料中の放射性核種濃度

(東海研究所, 1995年度)

種類	採取年月	採取地点	^{54}Mn	^{60}Co	^{63}Ni	^{85}Nb	^{106}Ru	^{137}Cs	^{144}Ce	単位
東海研構内	1995年5月		$< 4.7 \times 10^{-4}$	$< 4.0 \times 10^{-4}$	$< 8.2 \times 10^{-4}$	$< 6.5 \times 10^{-4}$	$< 3.3 \times 10^{-3}$	9.6×10^{-4}	$< 2.5 \times 10^{-3}$	Bq/乾重
	11月		$< 3.1 \times 10^{-4}$	$< 2.3 \times 10^{-4}$	$< 5.1 \times 10^{-4}$	$< 3.6 \times 10^{-4}$	$< 1.8 \times 10^{-3}$	7.8×10^{-4}	$< 1.3 \times 10^{-3}$	
東海村石神	1995年5月		$< 7.2 \times 10^{-4}$	$< 5.0 \times 10^{-4}$	$< 9.5 \times 10^{-4}$	$< 7.8 \times 10^{-4}$	$< 4.1 \times 10^{-3}$	1.2×10^{-2}	$< 3.0 \times 10^{-3}$	
	11月		$< 5.5 \times 10^{-4}$	$< 4.9 \times 10^{-4}$	$< 1.3 \times 10^{-3}$	$< 9.4 \times 10^{-4}$	$< 5.1 \times 10^{-3}$	4.9×10^{-2}	$< 5.0 \times 10^{-3}$	
東海村龜下	1995年5月		$< 6.2 \times 10^{-4}$	$< 5.8 \times 10^{-4}$	$< 1.4 \times 10^{-3}$	$< 1.1 \times 10^{-3}$	$< 4.8 \times 10^{-3}$	7.2×10^{-3}	$< 3.6 \times 10^{-3}$	
	11月		$< 4.4 \times 10^{-4}$	$< 4.2 \times 10^{-4}$	$< 9.7 \times 10^{-4}$	$< 6.9 \times 10^{-4}$	$< 3.5 \times 10^{-3}$	7.2×10^{-3}	$< 2.5 \times 10^{-3}$	
東海村須和間	1995年5月		$< 5.2 \times 10^{-4}$	$< 4.6 \times 10^{-4}$	$< 9.9 \times 10^{-4}$	$< 8.5 \times 10^{-4}$	$< 4.3 \times 10^{-3}$	2.8×10^{-2}	$< 3.4 \times 10^{-3}$	
	11月		$< 4.1 \times 10^{-4}$	$< 3.4 \times 10^{-4}$	$< 8.6 \times 10^{-4}$	$< 6.8 \times 10^{-4}$	$< 3.3 \times 10^{-3}$	5.0×10^{-2}	$< 2.5 \times 10^{-3}$	
ひたちなか市	1995年5月		$< 1.1 \times 10^{-3}$	$< 7.1 \times 10^{-4}$	$< 1.8 \times 10^{-3}$	$< 1.2 \times 10^{-3}$	$< 6.5 \times 10^{-3}$	9.7×10^{-3}	$< 7.9 \times 10^{-3}$	
	11月	稲田	$< 3.5 \times 10^{-4}$	$< 3.4 \times 10^{-4}$	$< 7.8 \times 10^{-4}$	$< 5.9 \times 10^{-4}$	$< 2.8 \times 10^{-3}$	9.4×10^{-4}	$< 2.1 \times 10^{-3}$	
ひたちなか市	1995年5月		$< 6.4 \times 10^{-4}$	$< 5.2 \times 10^{-4}$	$< 1.1 \times 10^{-3}$	$< 8.6 \times 10^{-4}$	$< 4.6 \times 10^{-3}$	2.9×10^{-3}	$< 3.8 \times 10^{-3}$	
	11月	高場	$< 7.6 \times 10^{-4}$	$< 5.0 \times 10^{-4}$	$< 1.2 \times 10^{-3}$	$< 7.0 \times 10^{-4}$	$< 4.3 \times 10^{-3}$	2.2×10^{-2}	$< 3.9 \times 10^{-3}$	
ひたちなか市	1995年5月		$< 6.4 \times 10^{-4}$	$< 6.7 \times 10^{-4}$	$< 1.4 \times 10^{-3}$	$< 1.0 \times 10^{-3}$	$< 5.7 \times 10^{-3}$	1.9×10^{-2}	$< 8.0 \times 10^{-3}$	
	11月	宮前	$< 4.0 \times 10^{-4}$	$< 3.9 \times 10^{-4}$	$< 8.7 \times 10^{-4}$	$< 6.2 \times 10^{-4}$	$< 3.1 \times 10^{-3}$	8.2×10^{-3}	$< 2.2 \times 10^{-3}$	
那珂町横堀	1995年5月		$< 1.1 \times 10^{-3}$	$< 7.4 \times 10^{-4}$	$< 1.6 \times 10^{-3}$	$< 1.2 \times 10^{-3}$	$< 6.3 \times 10^{-3}$	9.0×10^{-2}	$< 5.3 \times 10^{-3}$	
	11月		$< 3.9 \times 10^{-4}$	$< 3.8 \times 10^{-4}$	$< 8.0 \times 10^{-4}$	$< 6.2 \times 10^{-4}$	$< 2.9 \times 10^{-3}$	8.5×10^{-3}	$< 2.1 \times 10^{-3}$	
那珂研構内	1995年5月		$< 1.2 \times 10^{-3}$	$< 7.9 \times 10^{-4}$	$< 1.8 \times 10^{-3}$	$< 1.5 \times 10^{-3}$	$< 6.8 \times 10^{-3}$	$< 1.3 \times 10^{-3}$	$< 6.3 \times 10^{-3}$	
	11月		$< 5.1 \times 10^{-4}$	$< 4.5 \times 10^{-4}$	$< 1.2 \times 10^{-3}$	$< 8.8 \times 10^{-4}$	$< 4.3 \times 10^{-3}$	7.3×10^{-3}	$< 4.4 \times 10^{-3}$	

Table A.4.3—4 (d) 環境試料中の放射性核種濃度

(東海研究所、1995年度)

JAERI-Review 96-014

種類	採取年月	採取地点	³ H	⁶⁰ Co	¹³⁷ Cs	単位	採取年月	採取地点	³ H	⁶⁰ Co	¹³⁷ Cs	単位												
1995年10月	廃棄物埋設施設	R2	< 6.8×10 ⁻⁴	< 1.5×10 ⁻⁶	< 1.5×10 ⁻⁶	Bq/cm ³	1996年1月	廃棄物埋設施設	B2	2.6×10 ⁻³	< 2.1×10 ⁻⁶	< 2.0×10 ⁻⁶	Bq/cm ³											
		M4	1.5×10 ⁻³	< 2.4×10 ⁻⁶	< 1.9×10 ⁻⁶				M4	4.2×10 ⁻³	< 1.8×10 ⁻⁶	< 1.6×10 ⁻⁶												
		G1	1.2×10 ⁻³	< 1.4×10 ⁻⁶	< 1.1×10 ⁻⁶			G1	1.7×10 ⁻³	< 1.6×10 ⁻⁶	< 1.6×10 ⁻⁶													
		G2	1.5×10 ⁻³	< 1.4×10 ⁻⁶	< 9.5×10 ⁻⁷			G2	2.3×10 ⁻³	< 1.2×10 ⁻⁶	< 9.2×10 ⁻⁷													
	廃棄物埋設施設	No.9	1.7×10 ⁻³	< 1.5×10 ⁻⁶	< 1.5×10 ⁻⁶			No.9	2.5×10 ⁻³	< 1.1×10 ⁻⁶	< 1.4×10 ⁻⁶													
		R2	7.2×10 ⁻⁴	< 2.4×10 ⁻⁶	< 2.2×10 ⁻⁶			R2	2.1×10 ⁻³	< 1.5×10 ⁻⁶	< 1.5×10 ⁻⁶													
		M4	3.0×10 ⁻³	< 1.6×10 ⁻⁶	< 1.5×10 ⁻⁶			M4	5.5×10 ⁻³	< 1.5×10 ⁻⁶	< 1.6×10 ⁻⁶													
		G1	1.4×10 ⁻³	< 2.4×10 ⁻⁶	< 2.2×10 ⁻⁶			G1	1.7×10 ⁻³	< 1.3×10 ⁻⁶	< 1.3×10 ⁻⁶													
	地下水	G2	1.2×10 ⁻³	< 9.2×10 ⁻⁷	< 5.4×10 ⁻⁷			G2	9.1×10 ⁻³	< 1.0×10 ⁻⁶	< 9.4×10 ⁻⁷													
		No.9	1.8×10 ⁻³	< 2.1×10 ⁻⁶	< 1.9×10 ⁻⁶			No.9	1.5×10 ⁻²	< 8.9×10 ⁻⁷	< 9.5×10 ⁻⁷													
		R2	1.3×10 ⁻³	< 2.1×10 ⁻⁶	< 2.0×10 ⁻⁶			R2	7.4×10 ⁻⁴	< 1.6×10 ⁻⁶	< 1.4×10 ⁻⁶													
		M4	2.1×10 ⁻³	< 1.7×10 ⁻⁶	< 1.5×10 ⁻⁶			M4	3.2×10 ⁻³	< 2.2×10 ⁻⁶	< 2.0×10 ⁻⁶													
1995年11月	廃棄物埋設施設	1996年2月	地下水	廃棄物埋設施設	廃棄物埋設施設	廃棄物埋設施設	1996年3月	廃棄物埋設施設	土壌	1996年2月	廃棄物埋設施設	Bq/g乾												
1995年12月																								

Table A.4.3-5 大気塵埃中の放射性核種濃度

(東海研究所, 1995年度)

採取年月	⁷ Be	⁵⁴ Mn	⁶⁰ Co	⁸⁵ Zr	⁹⁵ Nb	¹⁰⁶ Ru	¹³⁷ Cs	¹⁴⁴ Ce
1995年4月	7.4×10^{-9}	$<1.7 \times 10^{-11}$	$<1.8 \times 10^{-11}$	$<4.9 \times 10^{-11}$	$<2.7 \times 10^{-11}$	$<1.5 \times 10^{-10}$	$<1.6 \times 10^{-11}$	$<7.7 \times 10^{-11}$
5月	6.1×10^{-9}	$<1.6 \times 10^{-11}$	$<1.5 \times 10^{-11}$	$<4.2 \times 10^{-11}$	$<2.3 \times 10^{-11}$	$<1.2 \times 10^{-10}$	$<1.4 \times 10^{-11}$	$<6.6 \times 10^{-11}$
6月	2.6×10^{-9}	$<1.6 \times 10^{-11}$	$<1.4 \times 10^{-11}$	$<4.2 \times 10^{-11}$	$<2.1 \times 10^{-11}$	$<1.2 \times 10^{-10}$	$<1.4 \times 10^{-11}$	$<5.7 \times 10^{-11}$
7月	3.1×10^{-9}	$<1.6 \times 10^{-11}$	$<1.7 \times 10^{-11}$	$<4.8 \times 10^{-11}$	$<3.1 \times 10^{-11}$	$<1.3 \times 10^{-10}$	$<1.6 \times 10^{-11}$	$<7.1 \times 10^{-11}$
8月	3.3×10^{-9}	$<1.2 \times 10^{-11}$	$<1.2 \times 10^{-11}$	$<2.7 \times 10^{-11}$	$<1.4 \times 10^{-11}$	$<9.5 \times 10^{-11}$	$<1.1 \times 10^{-11}$	$<4.5 \times 10^{-11}$
9月	6.1×10^{-9}	$<1.2 \times 10^{-11}$	$<1.2 \times 10^{-11}$	$<3.9 \times 10^{-11}$	$<1.7 \times 10^{-11}$	$<9.9 \times 10^{-11}$	$<1.1 \times 10^{-11}$	$<5.0 \times 10^{-11}$
10月	6.5×10^{-9}	$<1.2 \times 10^{-11}$	$<1.3 \times 10^{-11}$	$<3.4 \times 10^{-11}$	$<1.7 \times 10^{-11}$	$<9.7 \times 10^{-11}$	$<1.1 \times 10^{-11}$	$<4.7 \times 10^{-11}$
11月	3.6×10^{-9}	$<1.1 \times 10^{-11}$	$<1.1 \times 10^{-11}$	$<3.1 \times 10^{-11}$	$<2.2 \times 10^{-11}$	$<9.3 \times 10^{-11}$	$<9.8 \times 10^{-12}$	$<5.4 \times 10^{-11}$
12月	4.3×10^{-9}	$<9.3 \times 10^{-12}$	$<9.7 \times 10^{-12}$	$<2.4 \times 10^{-11}$	$<1.9 \times 10^{-11}$	$<8.0 \times 10^{-11}$	$<8.9 \times 10^{-12}$	$<7.2 \times 10^{-11}$
1996年1月	3.7×10^{-9}	$<1.2 \times 10^{-11}$	$<1.1 \times 10^{-11}$	$<3.2 \times 10^{-11}$	$<2.1 \times 10^{-11}$	$<9.5 \times 10^{-11}$	$<1.1 \times 10^{-11}$	$<5.8 \times 10^{-11}$
2月	3.3×10^{-9}	$<9.1 \times 10^{-12}$	$<1.0 \times 10^{-11}$	$<2.4 \times 10^{-11}$	$<1.7 \times 10^{-11}$	$<7.5 \times 10^{-11}$	$<9.1 \times 10^{-12}$	$<3.8 \times 10^{-11}$
3月	6.3×10^{-9}	$<1.1 \times 10^{-11}$	$<1.1 \times 10^{-11}$	$<2.5 \times 10^{-11}$	$<1.7 \times 10^{-11}$	$<8.3 \times 10^{-11}$	$<9.8 \times 10^{-12}$	$<4.1 \times 10^{-11}$

注: 採取地点はモニタリングステーションNo.3(須和間)である。

(単位: Bq/cm³)

Table A.4.3-6 降下塵中の核種別放射能

(東海研究所, 1995年度)

採取年月	⁷ Be	⁵⁴ Mn	⁶⁰ Co	⁸⁵ Zr	⁹⁵ Nb	¹⁰⁶ Ru	¹³⁷ Cs	¹⁴⁴ Ce
1995年4月	1.4×10^8	$<8.2 \times 10^4$	$<9.1 \times 10^4$	$<2.4 \times 10^5$	$<1.6 \times 10^5$	$<7.1 \times 10^5$	$<8.1 \times 10^4$	$<4.4 \times 10^5$
5月	2.7×10^8	$<1.1 \times 10^5$	$<1.1 \times 10^5$	$<3.1 \times 10^5$	$<2.1 \times 10^5$	$<9.3 \times 10^5$	$<9.6 \times 10^4$	$<6.7 \times 10^5$
6月	2.9×10^8	$<1.3 \times 10^5$	$<1.3 \times 10^5$	$<3.2 \times 10^5$	$<1.6 \times 10^5$	$<1.1 \times 10^6$	$<1.2 \times 10^5$	$<6.2 \times 10^5$
7月	2.3×10^8	$<1.1 \times 10^5$	$<1.3 \times 10^5$	$<2.6 \times 10^5$	$<1.9 \times 10^5$	$<1.2 \times 10^6$	$<1.2 \times 10^5$	$<5.9 \times 10^5$
8月	9.3×10^7	$<8.3 \times 10^4$	$<7.6 \times 10^4$	$<1.7 \times 10^5$	$<1.2 \times 10^5$	$<6.8 \times 10^5$	$<8.5 \times 10^4$	$<5.1 \times 10^5$
9月	1.5×10^8	$<8.2 \times 10^4$	$<8.3 \times 10^4$	$<1.9 \times 10^5$	$<1.3 \times 10^5$	$<6.2 \times 10^5$	$<7.5 \times 10^4$	$<4.3 \times 10^5$
10月	6.7×10^7	$<5.4 \times 10^4$	5.7×10^4	$<1.4 \times 10^5$	$<8.8 \times 10^4$	$<5.6 \times 10^5$	$<5.4 \times 10^4$	$<3.3 \times 10^5$
11月	7.0×10^7	$<7.8 \times 10^4$	$<9.1 \times 10^4$	$<2.2 \times 10^5$	$<1.1 \times 10^5$	$<6.4 \times 10^5$	$<7.5 \times 10^4$	$<6.2 \times 10^5$
12月	1.5×10^7	$<8.5 \times 10^4$	$<1.1 \times 10^5$	$<2.1 \times 10^5$	$<1.4 \times 10^5$	$<6.6 \times 10^5$	$<1.2 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^5$
1996年1月	5.3×10^7	$<8.0 \times 10^4$	$<8.5 \times 10^4$	$<2.1 \times 10^5$	$<1.6 \times 10^5$	$<6.5 \times 10^5$	$<7.9 \times 10^4$	$<4.2 \times 10^5$
2月	5.9×10^7	$<8.5 \times 10^4$	$<6.1 \times 10^4$	$<1.6 \times 10^5$	$<1.0 \times 10^5$	$<5.0 \times 10^5$	1.9×10^5	$<3.1 \times 10^5$
3月	1.9×10^8	$<6.0 \times 10^4$	$<8.8 \times 10^4$	$<1.6 \times 10^5$	$<8.6 \times 10^4$	$<4.8 \times 10^5$	$<5.5 \times 10^4$	$<3.4 \times 10^5$

(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

1994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については再処理特研（スタックI）と圧縮処理施設において検出下限値を超える値が測定されたのみであった。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R I（製造）棟、圧縮処理施設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、これらの測定値はいずれも例年の測定結果とほぼ同様の値であり、異常は認められなかった。その他の環境試料についての測定値は、⁹⁰Sr、²³⁹⁺²⁴⁰Puと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⁸⁹Sr, ⁹⁰Sr放出濃度(東海研究所, 1995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										
ホットガス(主排気口)	< 3.4×10 ⁻¹²	< 1.3×10 ⁻¹²	< 3.0×10 ⁻¹²	< 1.2×10 ⁻¹²	< 3.0×10 ⁻¹²	< 1.1×10 ⁻¹²	< 3.0×10 ⁻¹²	< 1.1×10 ⁻¹²	< 3.1×10 ⁻¹²	< 1.2×10 ⁻¹²	< 3.1×10 ⁻¹²	< 1.2×10 ⁻¹²
ホットガス(副排気口)	< 3.3×10 ⁻¹²	< 1.2×10 ⁻¹²	< 3.1×10 ⁻¹²	< 1.2×10 ⁻¹²	< 3.2×10 ⁻¹²	< 1.2×10 ⁻¹²	< 3.0×10 ⁻¹²	< 1.2×10 ⁻¹²	< 2.9×10 ⁻¹²	< 1.2×10 ⁻¹²	< 3.1×10 ⁻¹²	< 1.2×10 ⁻¹²
J R R - 2	< 7.9×10 ⁻¹²	< 3.2×10 ⁻¹²	< 8.5×10 ⁻¹²	< 2.3×10 ⁻¹²	< 1.2×10 ⁻¹²	< 1.2×10 ⁻¹²	< 3.1×10 ⁻¹²	< 1.2×10 ⁻¹²	< 2.9×10 ⁻¹²	< 1.2×10 ⁻¹²	< 3.5×10 ⁻¹²	< 5.7×10 ⁻¹²
R1棟(300番)	< 3.0×10 ⁻¹²	< 1.2×10 ⁻¹²	< 2.9×10 ⁻¹²	< 2.8×10 ⁻¹²	< 1.1×10 ⁻¹²	< 1.1×10 ⁻¹²	< 3.3×10 ⁻¹²	< 1.3×10 ⁻¹²	< 3.3×10 ⁻¹²	< 1.2×10 ⁻¹²	< 3.4×10 ⁻¹²	< 1.4×10 ⁻¹²
実験利用棟	< 2.9×10 ⁻¹²	< 1.2×10 ⁻¹²	< 2.8×10 ⁻¹²	< 2.8×10 ⁻¹²	< 1.1×10 ⁻¹²	< 1.1×10 ⁻¹²	< 3.2×10 ⁻¹²	< 1.2×10 ⁻¹²	< 3.2×10 ⁻¹²	< 1.2×10 ⁻¹²	< 3.2×10 ⁻¹²	< 1.3×10 ⁻¹²
J R R - 3	< 3.0×10 ⁻¹²	< 1.2×10 ⁻¹²	< 1.2×10 ⁻¹²	< 1.2×10 ⁻¹²	< 1.1×10 ⁻¹²	< 1.1×10 ⁻¹²	< 3.2×10 ⁻¹²	< 1.2×10 ⁻¹²	< 3.2×10 ⁻¹²	< 1.2×10 ⁻¹²	< 3.2×10 ⁻¹²	< 1.3×10 ⁻¹²
J R R - 4	< 1.8×10 ⁻¹¹	< 6.7×10 ⁻¹²	< 1.4×10 ⁻¹¹	< 1.4×10 ⁻¹¹	< 5.4×10 ⁻¹²	< 2.1×10 ⁻¹¹	< 2.1×10 ⁻¹¹	< 2.1×10 ⁻¹¹	< 7.5×10 ⁻¹²	< 1.4×10 ⁻¹¹	< 5.8×10 ⁻¹²	< 5.8×10 ⁻¹²
再処理(嬗ヶI)	< 1.7×10 ⁻¹²	< 5.8×10 ⁻¹³	< 2.1×10 ⁻¹²	< 1.2×10 ⁻¹²	< 1.2×10 ⁻¹²	< 1.6×10 ⁻¹²	< 1.6×10 ⁻¹³	< 5.6×10 ⁻¹³	< 5.6×10 ⁻¹³	< 1.6×10 ⁻¹²	< 6.3×10 ⁻¹³	< 6.3×10 ⁻¹³
再処理(嬗ヶII)	< 1.5×10 ⁻¹²	< 6.1×10 ⁻¹³	< 1.1×10 ⁻¹²	< 5.6×10 ⁻¹³	< 5.6×10 ⁻¹³	< 1.4×10 ⁻¹²	< 1.4×10 ⁻¹²	< 5.6×10 ⁻¹³	< 5.6×10 ⁻¹³	< 1.6×10 ⁻¹²	< 2.8×10 ⁻¹²	< 2.8×10 ⁻¹²
液体処理(低レベル)	< 6.8×10 ⁻¹²	< 2.4×10 ⁻¹²	< 6.5×10 ⁻¹²	< 2.6×10 ⁻¹²	< 6.5×10 ⁻¹²	< 6.7×10 ⁻¹²	< 2.7×10 ⁻¹²	< 6.7×10 ⁻¹²	< 7.5×10 ⁻¹²	< 7.5×10 ⁻¹²	< 8.1×10 ⁻¹²	< 3.1×10 ⁻¹²
液体処理(中レベル)	< 6.7×10 ⁻¹²	< 2.7×10 ⁻¹²	< 5.4×10 ⁻¹²	< 2.6×10 ⁻¹²	< 5.4×10 ⁻¹²	< 6.3×10 ⁻¹²	< 2.6×10 ⁻¹²	< 6.3×10 ⁻¹²	< 7.1×10 ⁻¹²	< 7.1×10 ⁻¹²	< 7.1×10 ⁻¹²	< 2.8×10 ⁻¹²
圧縮処理施設	< 1.0×10 ⁻¹¹	7.0×10 ⁻¹²	< 6.7×10 ⁻¹²	< 2.6×10 ⁻¹²	< 6.7×10 ⁻¹²	< 6.3×10 ⁻¹²	< 2.6×10 ⁻¹²	< 6.3×10 ⁻¹²	< 2.5×10 ⁻¹²	< 2.5×10 ⁻¹²	< 2.5×10 ⁻¹²	< 2.6×10 ⁻¹²
第1廃棄物処理棟	< 6.8×10 ⁻¹²	< 2.6×10 ⁻¹²	< 6.5×10 ⁻¹²	< 2.5×10 ⁻¹²	< 6.5×10 ⁻¹²	< 7.0×10 ⁻¹²	< 2.8×10 ⁻¹²	< 7.0×10 ⁻¹²	< 7.1×10 ⁻¹²	< 7.1×10 ⁻¹²	< 7.1×10 ⁻¹²	< 2.8×10 ⁻¹²
第2廃棄物処理棟	< 1.9×10 ⁻¹²	< 7.0×10 ⁻¹³	< 1.4×10 ⁻¹²	< 5.6×10 ⁻¹³	< 1.4×10 ⁻¹²	< 5.6×10 ⁻¹³	< 1.4×10 ⁻¹²	< 5.6×10 ⁻¹³	< 5.6×10 ⁻¹³	< 1.5×10 ⁻¹²	< 1.5×10 ⁻¹²	< 5.7×10 ⁻¹³
汚染除去場	< 7.2×10 ⁻¹²	< 2.7×10 ⁻¹²	< 6.6×10 ⁻¹²	< 2.6×10 ⁻¹²	< 6.6×10 ⁻¹²	< 6.6×10 ⁻¹²	< 2.6×10 ⁻¹²	< 6.6×10 ⁻¹²	< 2.6×10 ⁻¹²	< 6.7×10 ⁻¹²	< 6.7×10 ⁻¹²	< 2.6×10 ⁻¹²
W A S T E F	< 1.5×10 ⁻¹²	< 5.8×10 ⁻¹³	< 1.6×10 ⁻¹²	< 6.1×10 ⁻¹³	< 1.6×10 ⁻¹²	< 1.4×10 ⁻¹²	< 2.5×10 ⁻¹²	< 1.4×10 ⁻¹²	< 2.8×10 ⁻¹²	< 1.4×10 ⁻¹²	< 1.3×10 ⁻¹²	< 5.1×10 ⁻¹³
環境ミュレーシヨン	< 1.4×10 ⁻¹²	< 5.6×10 ⁻¹³	< 1.6×10 ⁻¹²	< 6.1×10 ⁻¹³	< 1.6×10 ⁻¹²	< 1.4×10 ⁻¹²	< 5.5×10 ⁻¹³	< 1.4×10 ⁻¹²	< 5.5×10 ⁻¹³	< 1.4×10 ⁻¹²	< 1.4×10 ⁻¹²	< 5.3×10 ⁻¹³
J P D R	< 1.2×10 ⁻¹¹	< 4.9×10 ⁻¹²	< 1.3×10 ⁻¹¹	< 4.8×10 ⁻¹²	< 1.2×10 ⁻¹¹	< 1.2×10 ⁻¹¹	< 4.9×10 ⁻¹²	< 1.2×10 ⁻¹¹	< 4.9×10 ⁻¹²	< 1.2×10 ⁻¹¹	< 4.9×10 ⁻¹²	< 5.2×10 ⁻¹²
電源特会施設	< 6.5×10 ⁻¹²	< 2.6×10 ⁻¹²	< 7.0×10 ⁻¹²	< 2.7×10 ⁻¹²	< 7.0×10 ⁻¹²	< 5.7×10 ⁻¹²	< 2.2×10 ⁻¹²	< 5.7×10 ⁻¹²	< 2.2×10 ⁻¹²	< 1.2×10 ⁻¹¹	< 4.7×10 ⁻¹²	< 4.7×10 ⁻¹²
N S R R	< 7.7×10 ⁻¹²	< 3.1×10 ⁻¹²	< 7.1×10 ⁻¹²	< 2.8×10 ⁻¹²	< 6.6×10 ⁻¹²	< 6.6×10 ⁻¹²	< 2.6×10 ⁻¹²	< 6.6×10 ⁻¹²	< 6.7×10 ⁻¹²	< 6.7×10 ⁻¹²	< 6.7×10 ⁻¹²	< 2.6×10 ⁻¹²
実用燃焼試験施設	< 1.5×10 ⁻¹²	< 6.1×10 ⁻¹³	< 1.5×10 ⁻¹²	< 5.8×10 ⁻¹³	< 1.2×10 ⁻¹¹	< 1.5×10 ⁻¹²	< 6.1×10 ⁻¹³	< 6.1×10 ⁻¹³	< 6.1×10 ⁻¹³	< 6.6×10 ⁻¹²	< 6.5×10 ⁻¹³	< 6.5×10 ⁻¹³
廻り処理処分開発棟	< 3.7×10 ⁻¹¹	< 1.5×10 ⁻¹¹	< 2.5×10 ⁻¹¹	< 1.2×10 ⁻¹¹	< 2.5×10 ⁻¹¹	< 1.2×10 ⁻¹¹	< 3.8×10 ⁻¹¹	< 1.4×10 ⁻¹¹	< 7.9×10 ⁻¹²	< 3.1×10 ⁻¹²	< 3.1×10 ⁻¹²	< 3.1×10 ⁻¹²
極低焼却炉	< 7.6×10 ⁻¹²	< 2.6×10 ⁻¹²	< 5.6×10 ⁻¹¹	< 2.0×10 ⁻¹¹	< 5.9×10 ⁻¹³	< 1.4×10 ⁻¹²	< 5.6×10 ⁻¹³	< 1.4×10 ⁻¹²	< 5.6×10 ⁻¹³	< 1.6×10 ⁻¹²	< 6.6×10 ⁻¹³	< 6.6×10 ⁻¹³
N U C E F	< 1.3×10 ⁻¹²	< 5.5×10 ⁻¹³	< 1.3×10 ⁻¹²	< 5.5×10 ⁻¹³	< 1.3×10 ⁻¹²	< 1.4×10 ⁻¹²	< 5.6×10 ⁻¹³	< 1.4×10 ⁻¹²	< 5.6×10 ⁻¹³	< 1.6×10 ⁻¹²	< 6.6×10 ⁻¹³	< 6.6×10 ⁻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⁸⁹Sr, ⁹⁰Sr放出濃度(東海研究所, 1995年度) (単位: Bq/cm³)

施設名	第1四半期			第2四半期			第3四半期			第4四半期		
	⁸⁹ Sr	⁹⁰ Sr										
第3研究棟	< 1.5×10 ⁻⁴	—	< 6.2×10 ⁻⁵	< 1.5×10 ⁻⁴	< 6.2×10 ⁻⁵	< 1.5×10 ⁻⁴	< 6.3×10 ⁻⁵	< 1.5×10 ⁻⁴	< 6.3×10 ⁻⁵	< 1.8×10 ⁻⁴	< 6.3×10 ⁻⁵	7.4×10 ⁻⁵
第4研究棟	< 1.5×10 ⁻⁴	—	< 2.4×10 ⁻⁴	< 2.4×10 ⁻⁴	< 2.4×10 ⁻⁴	< 2.4×10 ⁻⁴	< 3.5×10 ⁻⁴	< 1.6×10 ⁻⁴	< 6.5×10 ⁻⁵	< 1.4×10 ⁻⁴	< 1.4×10 ⁻⁴	—
特金治	< 1.6×10 ⁻⁴	< 6.8×10 ⁻⁵	< 1.5×10 ⁻⁴	< 6.4×10 ⁻⁵	< 6.4×10 ⁻⁵	< 6.4×10 ⁻⁵	< 1.6×10 ⁻⁴	< 1.6×10 ⁻⁴	< 6.2×10 ⁻⁵	< 1.5×10 ⁻⁴	< 5.6×10 ⁻⁵	< 5.6×10 ⁻⁵
JRRR	< 1.8×10 ⁻⁴	< 6.7×10 ⁻⁵	< 2.8×10 ⁻⁴	< 4.0×10 ⁻⁴	< 1.6×10 ⁻⁴	< 1.6×10 ⁻⁴	< 2.0×10 ⁻⁴	< 2.0×10 ⁻⁴	< 1.3×10 ⁻⁴	< 1.7×10 ⁻⁴	< 5.3×10 ⁻⁵	< 5.3×10 ⁻⁵
JRRR	< 2.0×10 ⁻⁴	< 1.8×10 ⁻⁴	< 1.8×10 ⁻⁴	< 6.6×10 ⁻⁵	< 6.1×10 ⁻⁵	< 6.1×10 ⁻⁵	< 1.5×10 ⁻⁴	< 1.5×10 ⁻⁴	< 6.3×10 ⁻⁵	< 1.4×10 ⁻⁴	< 7.5×10 ⁻⁵	< 7.5×10 ⁻⁵
RRI	< 1.7×10 ⁻⁴	< 6.8×10 ⁻⁵	< 1.6×10 ⁻⁴	< 6.1×10 ⁻⁵	< 9.1×10 ⁻⁵	< 2.0×10 ⁻⁴	< 1.6×10 ⁻⁴	< 1.6×10 ⁻⁴	< 6.2×10 ⁻⁵	< 1.7×10 ⁻⁴	< 1.4×10 ⁻⁴	< 5.7×10 ⁻⁵
実験利用	< 1.9×10 ⁻⁴	< 6.5×10 ⁻⁵	< 2.0×10 ⁻⁴	< 9.1×10 ⁻⁵	< 1.5×10 ⁻⁴	< 1.5×10 ⁻⁴	< 1.5×10 ⁻⁴	< 1.5×10 ⁻⁴	< 6.4×10 ⁻⁵	< 1.4×10 ⁻⁴	< 7.1×10 ⁻⁵	< 7.1×10 ⁻⁵
JRRR	< 1.6×10 ⁻⁴	< 6.7×10 ⁻⁵	< 1.5×10 ⁻⁴	< 6.2×10 ⁻⁵	< 1.5×10 ⁻⁴	< 1.5×10 ⁻⁴	< 1.5×10 ⁻⁴	< 1.5×10 ⁻⁴	< 6.4×10 ⁻⁵	< 1.4×10 ⁻⁴	< 5.7×10 ⁻⁵	< 5.7×10 ⁻⁵
再処理施設	—	—	< 2.2×10 ⁻⁴	2.0×10 ⁻⁴	—	—	—	—	—	—	—	—
液体処理施設	< 1.7×10 ⁻⁴	< 6.2×10 ⁻⁵	< 1.8×10 ⁻⁴	8.8×10 ⁻⁵	< 2.0×10 ⁻⁴	1.2×10 ⁻⁴	< 2.0×10 ⁻⁴	1.2×10 ⁻⁴	< 1.8×10 ⁻⁴	< 1.8×10 ⁻⁴	8.2×10 ⁻⁵	8.2×10 ⁻⁵
圧縮処理施設	< 1.9×10 ⁻⁴	9.3×10 ⁻⁵	< 1.9×10 ⁻⁴	1.3×10 ⁻⁴	—	—	—	—	—	—	—	—
第1廃棄物処理棟	< 1.7×10 ⁻⁴	< 6.4×10 ⁻⁵	< 1.8×10 ⁻⁴	9.8×10 ⁻⁵	< 1.6×10 ⁻⁴	< 6.0×10 ⁻⁵	< 1.7×10 ⁻⁴	< 6.0×10 ⁻⁵	< 7.9×10 ⁻⁵	< 1.7×10 ⁻⁴	< 5.9×10 ⁻⁵	< 5.9×10 ⁻⁵
第2廃棄物処理棟	< 1.6×10 ⁻⁴	< 6.3×10 ⁻⁵	< 1.4×10 ⁻⁴	5.9×10 ⁻⁴	—	—	—	—	—	—	—	—
汚染除去場	< 3.2×10 ⁻⁴	—	—	—	< 9.3×10 ⁻⁴	6.8×10 ⁻³	—	—	—	—	—	—
WASTEF	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
環境シンクレーシヨン	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
電源・特会施設	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
JPD R	< 1.5×10 ⁻⁴	< 6.4×10 ⁻⁵	< 1.5×10 ⁻⁴	< 1.5×10 ⁻⁴	< 6.4×10 ⁻⁵	< 1.7×10 ⁻⁴	< 6.6×10 ⁻⁵	< 1.7×10 ⁻⁴	< 6.6×10 ⁻⁵	< 1.5×10 ⁻⁴	< 5.7×10 ⁻⁵	< 5.7×10 ⁻⁵
処理処分開発棟	—	—	< 2.4×10 ⁻⁴	2.6×10 ⁻⁴	—	—	—	—	—	< 6.2×10 ⁻⁴	2.5×10 ⁻³	2.5×10 ⁻³
NSR R	< 1.6×10 ⁻⁴	< 6.7×10 ⁻⁵	< 1.4×10 ⁻⁴	< 6.0×10 ⁻⁵	< 1.4×10 ⁻⁴	< 5.9×10 ⁻⁵	< 1.4×10 ⁻⁴	< 5.9×10 ⁻⁵	< 1.6×10 ⁻⁴	< 6.0×10 ⁻⁵	—	—
N極 ベル	< 1.5×10 ⁻⁴	< 6.5×10 ⁻⁵	< 1.7×10 ⁻⁴	< 6.6×10 ⁻⁵	< 1.5×10 ⁻⁴	< 6.6×10 ⁻⁵	< 1.5×10 ⁻⁴	< 5.9×10 ⁻⁵	< 1.4×10 ⁻⁴	< 1.4×10 ⁻⁴	< 5.6×10 ⁻⁵	< 5.6×10 ⁻⁵

注) 表中の"—"は測定該当試料がなかったことを示す。

A.4.5 環境線量等図形表示システムの更新

環境線量等図形表示システムは、原子炉施設等から放出される放射性物質による東海研究所周辺の線量当量等の評価を迅速に行うことの目的としたもので、導入後12年が経過し老朽化が著しいために更新を行った。更新にあたっては、旧装置において分布図作成時の計算処理に時間を要していたことから、大気中放射能濃度及び空気吸収線量率の計算をあらかじめ大型計算機で行い、その計算結果を当システムに転送する方式を取り入れ一層の効率化、迅速化を図った。新装置の機能を大別すると以下のとおりである。

(1) データ収集・保存機能

環境放射線監視装置から次のデータを10分毎に受信し保存する。（1年分のデータをサイクリックに保存）

- (a) 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
- (b) モニタリングステーションによる大気中放射能濃度
- (c) 気象観測データ
- (d) 原子炉施設のスタックガス濃度

(2) 背景地図表示機能

東海研究所より半径20kmの範囲の地図データを表示し、モニタリングステーション、モニタリングポスト、気象観測塔、スタック位置等を任意により設定する。

(3) 分布図表示機能

気象条件及びスタックからの放出率により大気中放射能濃度、空気吸収線量率、被ばく線量当量等を計算し、次に示す分布図を作成し表示する。なお、表示された分布図は10分毎に最新の気象条件で計算し自動更新することができる。また、気象条件及びスタックからの放出率は任意に設定値を用いることも可能としている。

- | | |
|--------------|-------------|
| (a) 等濃度分布図 | (b) 等線量率分布図 |
| (c) 被ばく線量分布図 | (d) 集団線量分布図 |

(4) シミュレート表示機能

モニタリングステーション及びモニタリングポストの位置での各原子炉施設からの放出による大気中放射能濃度と空気吸収線量率を計算し、実測値との比較表示を行う。なお、大気中放射能濃度及び空気吸収線量率の計算時における気象条件及び放出率は、分布図表示機能と同様に任意に設定することが可能である。

(5) 定数ファイル設定機能

線量当量等の計算に必要となるパラメータ等のファイルについては、大型計算機から転送し、更新することができる。また、放出源情報ファイル等（スタックデータ、人口データ、モニタリングステーション等の位置データ）については、エディタにより更新することができる。

本システムの構成図をFig. A.4.5-1に、分布図の一例をFig. A.4.5-2に示す。

（武藤 保信）

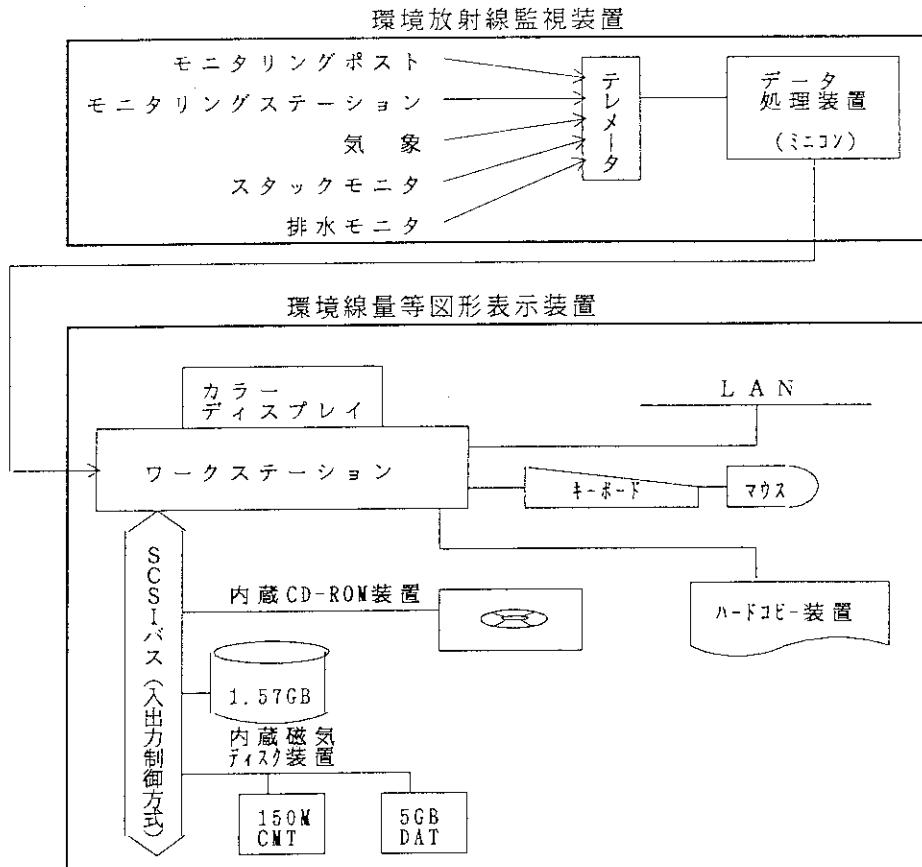


Fig. A.4.5-1 環境放射線図形表示システムの構成図

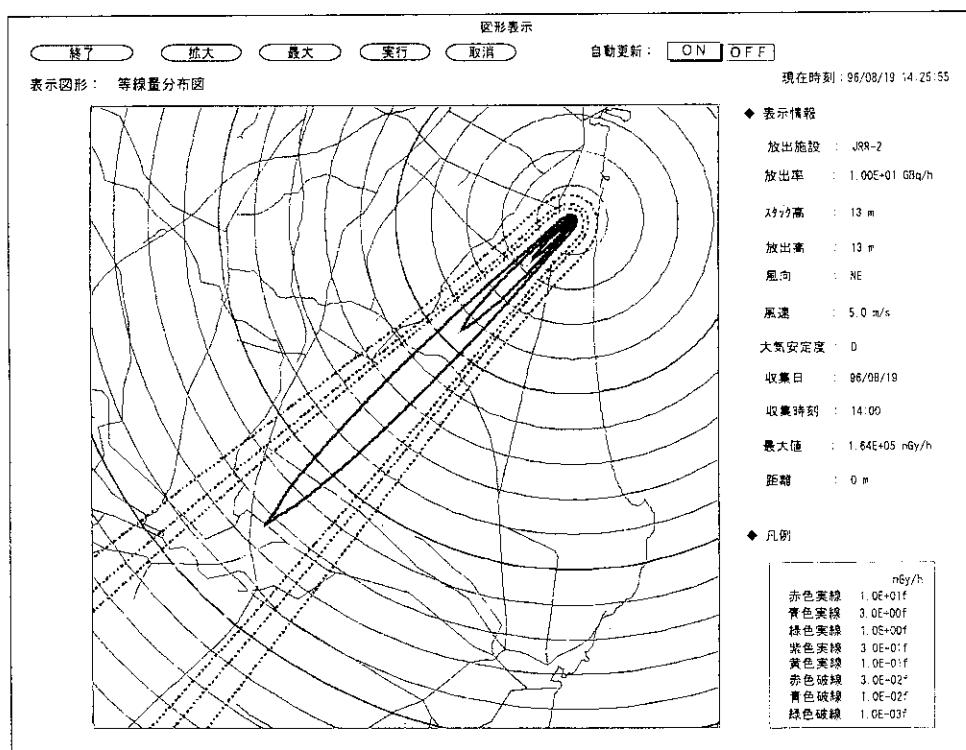


Fig. A.4.5-2 等線量率分布図の表示例

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(37台)に沿って実施した。

放射線管理用モニタのうち、ホットラボ、FNS建家の2施設7系統について、放射線管理担当課に協力して更新整備した。

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

(村上 博幸)

A.5.2 サーベイメータ等の管理

東海研究所、高崎研究所、那珂研究所及びむつ事業所で使用しているサーベイメータ等の校正を実施した。1995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、1,554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140回実施した。

他課室からの依頼業務は、アラームメータ、マイドーズミニの校正が376台、照射線量計の校正、放射線検出器の特性試験及びH_e計数管の感度試験等を12件実施した。

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37台更新した。

放射線標準施設棟の照射設備の維持管理としては、HF-420型X線発生装置のX線管球の交換並びにサーベイメータ自動校正装置の管理帳票プログラムの整備を実施した。

(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、1995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	193	365
電離箱式サーベイメータ	190	311
β線表面汚染検査計	240	465
α線表面汚染検査計	114	215
中性子サーベイメータ	16	14
レムカウンタ	23	22
NaIシンチレーション式サーベイメータ	17	16
テレテクタ	26	35
ガスフロー式サーベイメータ	33	46
プラスチックシンチレーション式サーベイメータ	37	54
トリチウムサーベイメータ	3	3
半導体サーベイメータ	4	8
合 計	896	1,554

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。環境監視データ処理装置室の空調設備を整備した。環境放射線監視システムについて、科学技術庁による定期検査を受検した。

1995年度の故障は15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、GM計数管の劣化、ヒューズ切れ等による故障であった。

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

Table A.5.3-1に1995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

排気ダストモニタ	3系統
排気ガスモニタ	1系統
室内ダストモニタ	1系統

F N S 建家

排気ダストモニタ	1系統
室内ガスモニタ	1系統 (濃度計モジュール、外部メータ等)

(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, 1995年度)

モニタ名称	故障件数 (件)	故障率 (件／系統)
エリアモニタ	25	0. 08
ダストモニタ	29	0. 15
水・ガスマニタ	9	0. 10
ハンドフットクロスモニタ	27	0. 36
モニタリングポスト	6	0. 50
モニタリングステーション	9	1. 13
その他の	12	—
合計	117	117/656 = 0. 18

A.5.4 放射線管理試料の計測

東海研究所における施設及び環境の各種放射線管理試料の放射能測定と評価を実施した。また、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。1995年度の測定件数は延べ20,642件、測定時間は延べ37,403時間で、1994年度に比べてそれぞれ12%、25%増加した。測定種別、業務内容別内訳をFig. A.5.4-1に示す。

検出器や放射能試料自動測定解析装置の故障は28件発生し、延べ86時間停止した。

検出器の精密校正を γ 線スペクトル測定用ゲルマニウム半導体検出器2台と α 線 β 線計数装置2台について実施した。このほか、放射線モニタや表面汚染検査計の校正に用いられる酸化ウラン標準平板線源の絶対測定を12件実施した。

1995年度の放射能試料自動測定解析装置の更新（第4期）では、データファイルサーバ、電源装置等を整備した。ソフトウェア関連では、 α 線分析プログラム、試料の分析条件及び分析結果等をイーサネット回線を利用して受配信を行うためのプログラム等を整備した。

（大井 義弘）

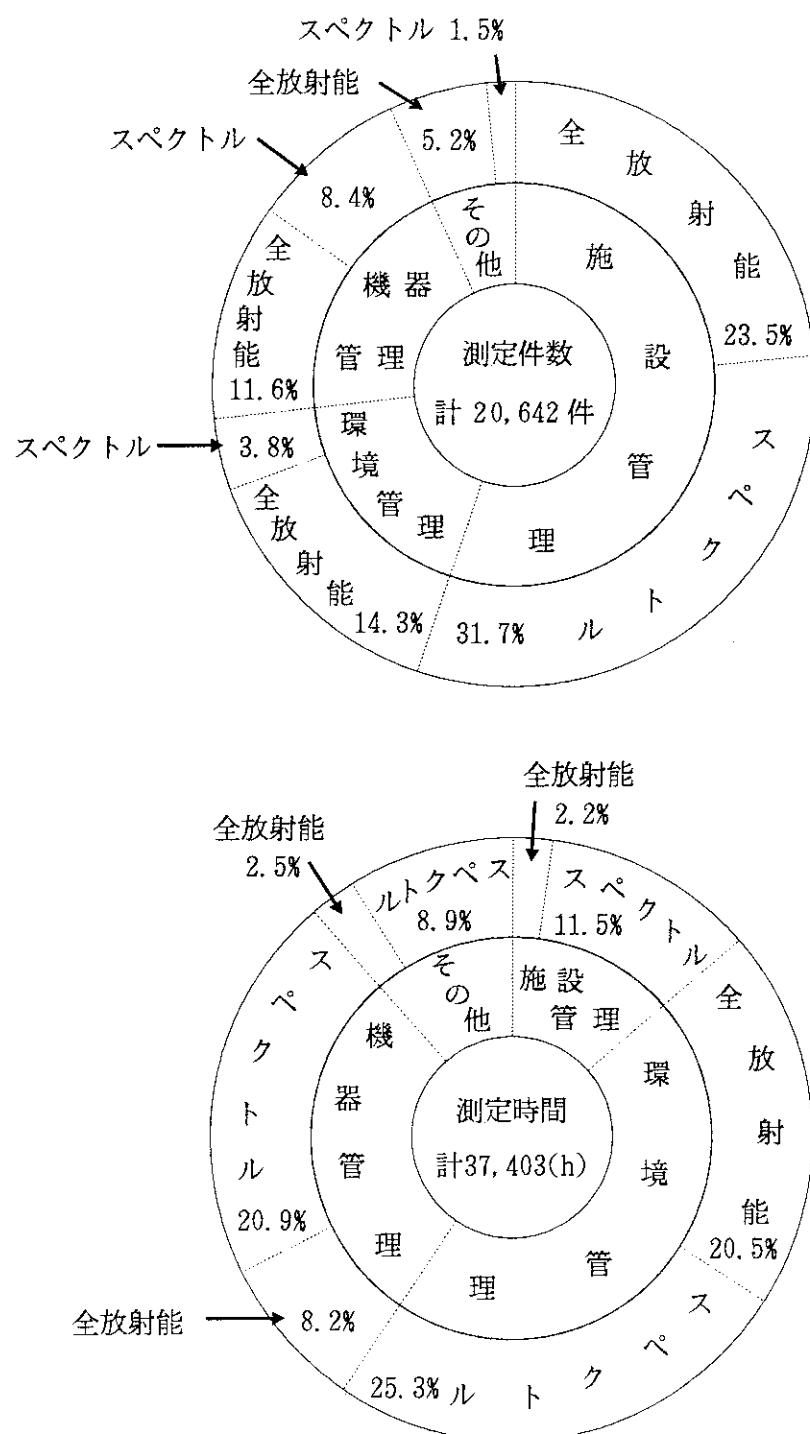


Fig. A.5.4-1 試料測定の内訳（東海研究所, 1995年度）

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1994年度に引き続き実施した。施設の放射線管理に係わる主要な事項としては、JT - 60 装置、MeV級イオン源装置及び各種放射線装置の運転並びにこれらの装置の定期点検等の他、JT - 60 装置の負イオンNB I 加熱装置の増設工事（据付Ⅱ）が上げられる。本年度は、FBの貸出業務の効率化を図るため専用の計算機を整備し、既に設置されているネットワーク回線（LAN）を介して各課室の端末と接続することにより、バーコード自動印刷等を行えるシステムを整備した。

放射線業務従事者の線量当量については、実効線量当量及び組織線量当量ともに、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。1995年度における実効線量当量は、最大 3.5 mSvであり、11月から1月にかけて行われた定期点検作業に於いて JT - 60 真空容器内第一壁等の改修整備に従事した者の被ばくであった。また、バイオアッセイ法による内部被ばく（トリチウム）については、被検者全員について有意な体内汚染は検出されなかった。

1995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 装置の負イオンNB I 加熱装置の増設（据付Ⅱ）に係る変更許可申請を行うとともに、試運転前の施設検査を受検し、合格した。

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

(長谷川 圭佑)

B. 1.2 個人被ばく線量当量の管理

(1) 外部被ばく線量当量の管理

1995年度は、職員及び請負業者等の放射線業務従事者 1,030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、主に JT-60 真空容器内作業に従事した54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、0.07mSv, 3.5 mSv 及び70.1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34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。

(澤畠 啓)

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

(那珂研究所, 1995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			最 大 実 効 線 量 当 量			集 団 実 効 線 量 当 量		
		検出下限線 量当量未満	0.2 mSv以上 1.0 mSv未満	1.0 mSv以上 5.0 mSv以下	5.0 mSvを超え 15 mSv以下	15 mSvを超えるもの	(mSv)	線量当量 (mSv)	線量当量 (mSv)	線量当量 (mSv)	最大実効線量当量 (person · mSv)	線量当量 (mSv)	最大実効線量当量 (person · mSv)		
第1四半期	598	585	11	2	0	0	0.01	1.3	7.3						
第2四半期	516	516	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0						
第3四半期	908	860	27	21	0	0	0.07	3.5	62.8						
第4四半期	647	647	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0						
年 間	1030	976 (107)	33 (14)	21 (16)	0 (0)	0 (0)	0.07 (0.04)	3.5 (3.4)	70.1 (44.5)						

*1 フィルム・ビッジの検出下限線量当量 : 0.2 mSv

*2 カッコ内の数値は、1994年度の値

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

(那珂研究所, 1995年度)

作 業 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			最 大 実 効 線 量 当 量			集 団 実 効 線 量 当 量		
		検出下限線 量当量未満	0.2 mSv以上 1.0 mSv未満	1.0 mSv以上 5.0 mSv以下	5.0 mSvを超え 15 mSv以下	15 mSvを超えるもの	(mSv)	線量当量 (mSv)	線量当量 (mSv)	線量当量 (mSv)	最大実効線量当量 (person · mSv)	線量当量 (mSv)	最大実効線量当量 (person · mSv)		
職 員 等	189	180	9	0	0	0	0.03	1.0	4.9						
外 来 研 究 員 等	15	15	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0						
請 負 業 者	826	781	24	21	0	0	0.08	3.5	65.2						
全 作 業 者	1030	976	33	21	0	0	0.07	3.5	70.1						

*1 フィルム・ビ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

1995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に入る場所及び管理区域境界並びに真空容器内第一壁等の点検・調整作業時に実施した。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 $45 \mu\text{Sv}/\text{h}$ 、トリチウムの表面密度は最大 $90\text{Bq}/\text{cm}^2$ (P-8 斜下ポート)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、 $1.6 \times 10^3 \text{ mSv}/\text{月}$ 、 $2.8 \times 10^2 \text{ mSv}/\text{月}$ 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($7.1 \times 10^{-2} \text{ mSv}/\text{月}$)であった。

(秋山 勇)

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, 1995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 ⁻⁹	⁴¹ Ar ³ H	0 0	<3.9×10 ⁻³ <2.1×10 ⁻⁵

(備考) 年間放出量及び年間平均濃度は次の方法で算出した。

年間放出量：検出下限濃度以上で放出した放射能の和。

検出下限濃度未満での放出は0とした。

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

ただし、この値が検出下限濃度未満の場合は“<（検出下限値）”とした。

Table B.1.3-2 放射性液体廃棄物の年間放出量、廃液量、放出管理基準値及び年間放出量に対する放出管理基準値との比較

(那珂研究所, 1995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	3.7×10 ⁶ (2.5×10 ⁶)		7.4×10 ⁷		5.0×10 ⁻²
³ H以外の核種	0 (4.8×10 ⁵)	9.9×10 ¹	7.4×10 ⁶		0

(備考) 年間放出量は次の方法で算出した。

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

B.1.4 環境放射能の管理

(1) 環境放射線のモニタリング

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

(2) 大気中の放射能濃度（トリチウム）

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

(秋山 勇)

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

(那珂研究所、1995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
1995, 4	50.0	65.0	87.0	100.0	3.0	5.0	6.5	10.0
	55.0	60.0	75.0	100.0	3.2	5.0	5.0	6.2
	49.0	65.0	80.0	120.0	2.9	5.2	5.1	5.5
	50.0	65.0	90.0	120.0	3.0	5.0	5.0	7.5
	51.0	65.0	72.0	110.0	3.5	4.0	5.0	6.8
	55.0	60.0	72.0	90.0	3.2	5.0	5.3	8.0
	49.0	55.0	70.0	90.0	3.1	5.1	6.0	8.0
	53.0	60.0	75.0	100.0	3.5	4.1	8.0	11.0
	51.0	55.0	60.0	65.0	3.0	4.2	4.0	5.5
	52.0	56.0	63.0	67.0	3.2	4.0	4.8	5.5
	52.0	55.0	63.0	67.0	3.5	5.6	4.4	5.2
	53.0	57.0	64.0	69.0	3.1	3.6	3.7	4.8
1996, 1	52.0	56.0	63.0	67.0	3.2	4.0	4.8	5.5
	52.0	55.0	63.0	67.0	3.5	5.6	4.4	5.2
	53.0	57.0	64.0	69.0	3.1	3.6	3.7	4.8

*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、1995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	
	1995年3月20日 ～ 1995年6月19日		1995年6月19日 ～ 1995年9月19日		1995年9月19日 ～ 1995年12月19日		1995年12月19日 ～ 1996年3月19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	55	55	64	63	59	59	68	68	246	
モニタリングポスト No.2	99	99	110	110	110	110	110	110	429	

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

B.1.5 放射線計測器の管理

核融合装置の水素放電実験時に設置したX- γ 線エリアモニタ4 c hの定期点検並びに重水素放電実験対応用に設置したJT-60U放射線モニタ11 c h及びハンドフットクロスモニタ7台の定期点検・校正を行った。点検・校正の結果、特記するような故障等はなかった。

サーベイメータの点検・校正は、東海研究所の線量計測課に依頼し、GM管式サーベイメータ8台、 β 線表面汚染検査計10台、 α 線表面汚染検査計1台、電離箱式サーベイメータ6台、レムカウンタ3台、警報付ポケット線量計50本、ポケット線量計240本及びTLD素子2,030個について実施した。

(秋山 勇)

B.1.6 真空容器内保守作業時の外部被ばく管理

那珂研究所の臨界プラズマ試験装置（J T - 6 0）は、1991年7月より重水素放電実験を開始し、1993年度からは9サイクル／年間の重水素放電実験を行っている。J T - 6 0は、2週間を1サイクルとし、月曜日をサイクル点検日、火曜日から金曜日まで運転することを基本としている。これまでのJ T - 6 0運転にともなって発生した中性子量の最大は 7.7×10^{18} n/3月、 1.4×10^{19} n/年であった。

J T - 6 0は、装置の性能を維持するために毎年定期的に点検を行っている。定期点検での主な作業としては、真空容器内での第1壁タイルの改修・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外部被ばくに関係する作業は、第1壁タイルの改修・整備作業である。これは、重水素放電実験にともなって発生する中性子により、真空容器の構造物が放射化され、 ^{58}Co 、 ^{60}Co などの放射化核種が生成されるためである。第1壁タイルの改修・整備作業開始時の真空容器内線量当量率は、 $40 \mu\text{Sv}/\text{h}$ とあまり高くはないが、作業に約50日程度要するため、実験開始当時と比べ、作業者の外部被ばく線量当量が徐々に増大してきている。このため、1995年度から、以下に述べるように作業の計画段階と作業中のそれについて、被ばく低減を考慮した外部被ばく管理を行っている。

作業前の外部被ばく管理では、中性子発生量の多いモードの運転を年度当初に行うことと計画して作業開始時の真空容器内線量当量率の低減を図るとともに、作業の計画段階では、

- (1) 中性子発生量に基づく作業開始時の線量当量率の評価
- (2) 作業期間中の線量当量率の経時変化
- (3) 真空容器内での作業時間

をベースに被ばく線量を評価し、これをもとに計画線量当量を設定している。

作業中は、作業者にフィルムバッジ（F B）と警報付ポケット線量計（A P D）を着用させて被ばく管理を行っている。日々の被ばく管理は、A P Dで行い、A P Dの積算値が計画線量当量に近くなった場合、線量当量率の低い作業エリアでの作業に変更するなどして個人の最大被ばくを管理している。

1994年度までは、A P Dの積算値がF Bの評価結果に等しくなるとして作業中の被ばく管理を行ってきたが、1995年度の点検作業で得られたデータからこの関係を再確認した結果、 0.3mSv 以上の線量当量ではFig B.1.6-1に示すような相関があった。A P Dの積算値が 1mSv のときF Bの評価値は 1.2mSv 、A P Dの積算値が 3mSv のときF Bの評価値は 3.3mSv であった。これは、F Bが作業者の被ばくをすべて積算した結果を示すのに対し、A P Dでは、最小読み取り値が $10 \mu\text{Sv}$ であり、被ばく線量当量の積算方式として四捨五入方式を採用しているため、低線量当量の範囲では、積算されないケースが生じるためであると考えられる。

1991年度から行われているこれまでの作業における個人最大線量当量は 3.8mSv 、集団線量当量は52.4人・ミリシーベルトであった。個人最大線量当量及び集団線量当量の推移をFig B.1.6-2に示す。

今後の真空容器内保守作業においては、今回得られたデータすなわちA P D値の1.2倍が作業者

の実効線量当量になるとして作業中の被ばく管理を行う予定である。また、JT-60の運転が進展するにつれて、放射化核種の一つである ^{60}Co の蓄積にともない、さらに作業者の外部被ばく線量当量が増加することが予想され、遮蔽へい体の併用等の検討も考慮する必要があると思われる。また、これに関連して、低放射化材料の研究開発が望まれる。

(秋山 勇)

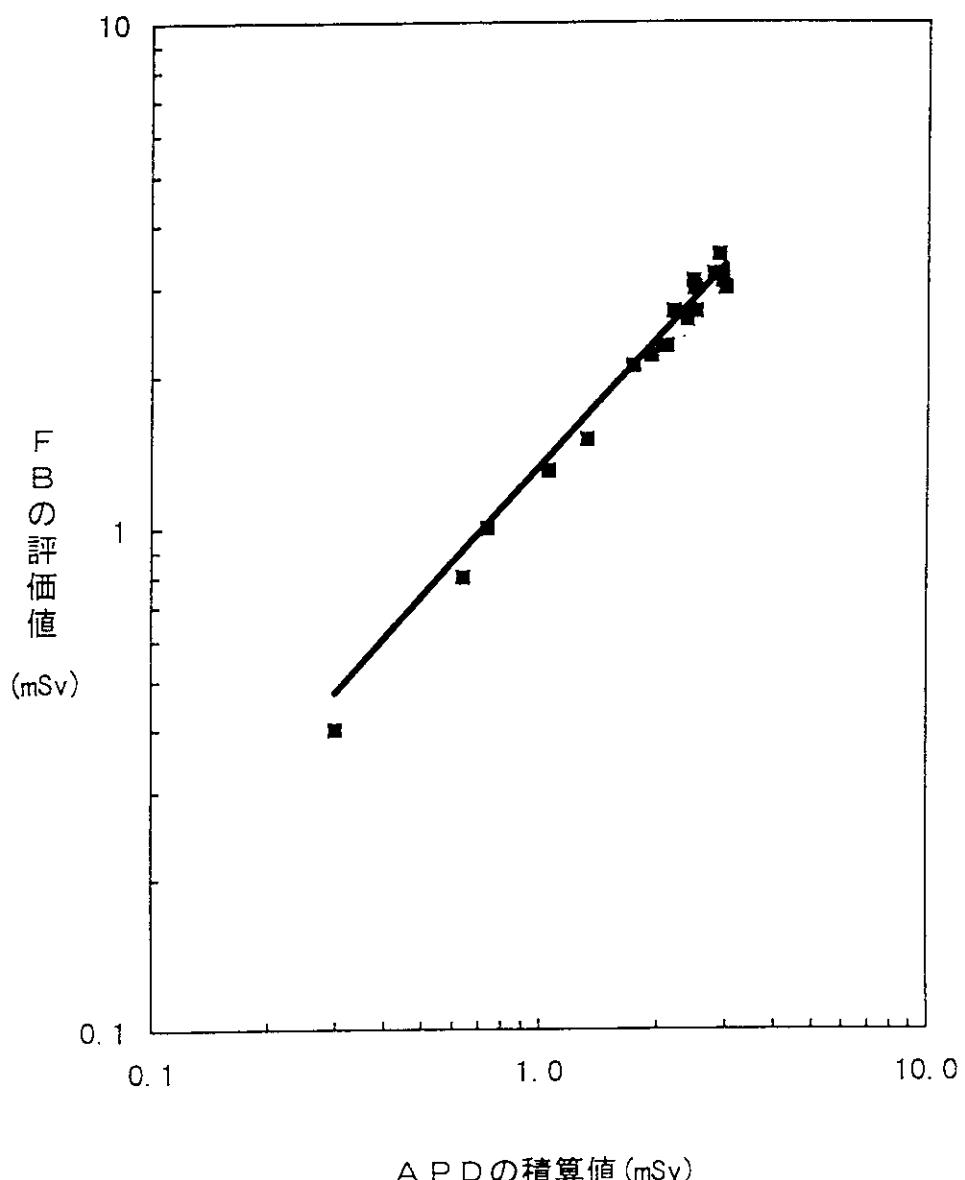


Fig. B.1.6-1 JT-60真空容器内保守作業における
APDの積算値とFBの評価値との関係

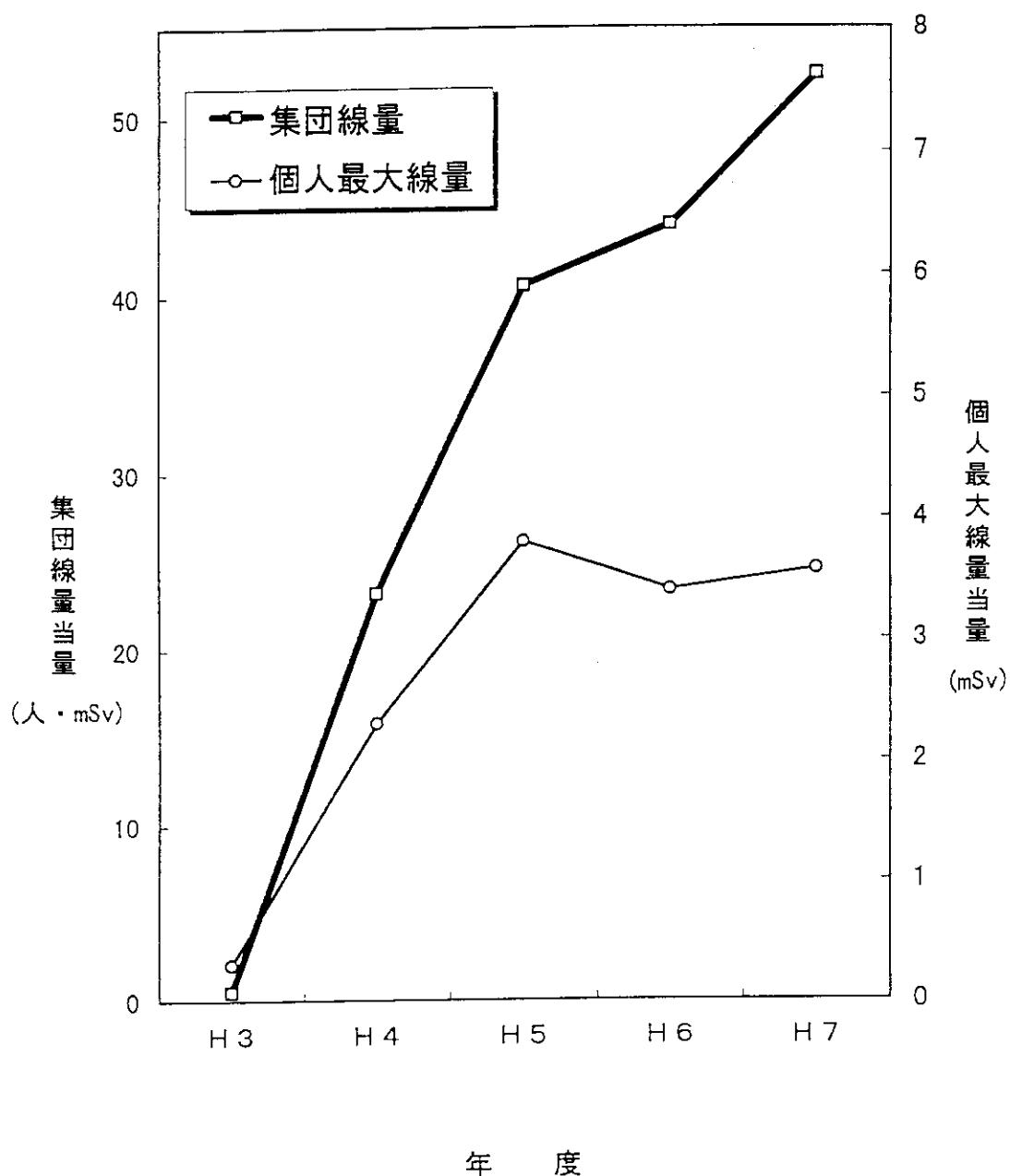


Fig. B.1.6-2 那珂研究所における個人最大線量当量と
集団線量当量の推移（年度別）

1C 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1994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非密封放射性同位元素の使用数量等」及び「密封コバルト線源の使用数量」に係る変更許可申請を行い、許可を受けた。

施設の放射線管理については、サイクロトロン加速器の定期点検等の各種作業に対する管理及び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。1995年度における実効線量当量は、最大0.9mSvであり、サイクロトロン加速器の調整・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

1995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2.2人・ミリシーベルトおよび0.01mSv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、サイクロトロン加速器の調整・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（見学者等）は年間 999名であり、そのつど、熱ルミネセンス線量計（TLD）を着用させたが、有意な被ばくはなかった。

(2) 内部被ばく線量当量の管理

内部被ばくの定期確認検査者の延べ 259名について、全身カウンタにより検査を実施した。その結果、有意な体内汚染は検出されなかった。

(早坂 寿夫)

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

(高崎研究所, 1995年度)

管理期間	放射線業務従事者員 実	実効線量			当量分布(人數)			平均実効線量当量(mSv)			最大実効線量当量(mSv)			集団線量当量(person・mSv)		
		検出下限線量 当量未満*1	0.2mSv 以上 1.0mSv	1.0mSv 以下 5.0mSv	1.0mSv 以上 5.0mSv 以下	5.0mSvを超え 15mSv 以下	5.0mSv を超えるもの	0	0	0	0.00	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
第1四半期	467	467	0	0	0	0	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
第2四半期	505	501	4	0	0	0	0	0	0	0	0.01	0.9	0.9	2.2	2.2	2.2
第3四半期	471	471	0	0	0	0	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
第4四半期	502	502	0	0	0	0	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
年間*2	639 (550)	635 (547)	4 (3)	0 (0)	0 (0)	0 (0)	0 (0)	0 (0)	0 (0)	0 (0)	0.01 (0.00)	0.9 (0.9)	0.9 (0.9)	2.2 (1.5)	2.2 (1.5)	2.2 (1.5)

* 1 検出下限線量当量 : 0.2mSv

* 2 カッコ内の数値は、1994年度の値

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

作業者区分	放射線業務従事者員 実	実効線量			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	1.0mSv 以下 5.0mSv	1.0mSv 以上 5.0mSv 以下	5.0mSvを超え 15mSv 以下	5.0mSv を超えるもの	15mSv 以下	0	0	0.00	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
職員等	151	151	0	0	0	0	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
外来研究員等	281	281	0	0	0	0	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
請負業者	204	200	4	0	0	0	0	0	0	0	0.01	0.9	0.9	2.2	2.2	2.2
研修生	4	4	0	0	0	0	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
全作業者	639*2	636	4	0	0	0	0	0	0	0.01	0.9	0.9	2.2	2.2	2.2	2.2

* 1 検出下限線量当量 : 0.2mSv

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

C.1.3 施設の放射線管理

(1) 放出放射性物質の管理

1995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⁴¹A r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およ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

イオン照射研究施設（サイクロトロン棟、イオンビーム研究棟）で非密封放射性同位元素の種類及び数量の増加、使用場所の追加、貯蔵箱の増設及び貯蔵能力の変更許可申請を行い許可された。また、コバルト照射施設で使用する照射用⁶⁰C O線源については、1995年12月に減衰補充用として棒状密封線源14個、計5.6PBqが搬入された。1996年3月末現在の高崎研究所で所有する放射性同位元素の種類及び数量をTable C.1.3-2に、放射線発生装置の種類及び性能をTable C.1.3-3に示す。

(早坂 寿夫)

C.1.4 環境放射線の監視

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

(早坂 寿夫)

C.1.5 放射線計測器の管理

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

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

サーベイメータの校正は東海研線量計測課に依頼してGM管式サーベイメータ54台、表面汚染検査計16台、電離箱式サーベイメータ26台、シンチレーション式サーベイメータ4台、中性子線サーベイメータ3台、レムカウンタ2台及びテレテクタ6台について実施した。

(早坂 寿夫)

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, 1995年度)

項目 施設名	放射性塵埃			放射性ガス		
	核種	年間		核種	年間	
		平均濃度 (Bq/cm ³)	放出放射能 (Bq)		平均濃度 (Bq/cm ³)	放出放射能 (Bq)
イオン照射 研究施設	全 β ^{65}Zn	$<5.3 \times 10^{-11}$ $<1.3 \times 10^{-10}$	— 0	^{41}Ar ^{11}C	$<1.5 \times 10^{-4}$ $<1.5 \times 10^{-4}$	8.5×10^8 7.7×10^8

(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, 1996年3月31日現在)

施 設 名	貯 藏 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 62.88 TBq × 23 個 92.34 TBq × 22 個 153.13 TBq × 23 個 168.09 TBq × 56 個 170.51 TBq × 23 個 374.81 TBq × 14 個	
コバルト第1照射棟 線 源 貯 藏 施 設	^{60}Co 55.5PBq	—	
コバルト第2照射棟	^{60}Co 18.5PBq	^{60}Co 1.96 TBq × 27 個 25.12 TBq × 20 個 100.89 TBq × 23 個 111.93 TBq × 20 個 127.73 TBq × 24 個 331.70 TBq × 14 個	
コバルト第2照射棟 線 源 貯 藏 施 設	^{60}Co 55.5PBq	^{60}Co 0.76 TBq × 5 個 0.38 TBq × 5 個 1.13 TBq × 80 個 1.26 TBq × 70 個 2.48 TBq × 120 個 6.38 TBq × 29 個 8.57 TBq × 20 個 9.67 TBq × 39 個 10.68 TBq × 21 個	
食品照射ガンマ線照射棟 線 源 貯 藏 室	^{60}Co 9.72TBq	^{60}Co 0.098TBq × 12 個 0.23 TBq × 36 個	
食品照射ガンマ線照射棟	^{60}Co 14.8PBq	^{60}Co 48.40 TBq × 15 個 38.14 TBq × 12 個 35.96 TBq × 28 個 21.48 TBq × 18 個 14.86 TBq × 20 個 12.15 TBq × 44 個 44.26 TBq × 14 個 38.25 TBq × 24 個 34.44 TBq × 26 個 29.21 TBq × 34 個	
RI工学照射棟第1照射室	^{60}Co 296TBq	^{60}Co 9.35 TBq	固定式照射装置
“ 第2照射室	^{60}Co 1.036TBq	^{60}Co 0.23 TBq	固定式照射装置
“ 線源貯蔵室	^{137}Cs ^{60}Co 518GBq × 2	^{137}Cs 88.06 TBq	
コバルト第1照射棟 RI小線源貯蔵室	A室 ^{60}Co ^{60}Co ^{60}Co ^{226}Ra	^{60}Co 370MBq × 1 ^{60}Co 37MBq × 2 ^{60}Co 185MBq × 1 ^{226}Ra 74MBq × 1	^{60}Co 0.11GBq × 1個 ^{60}Co 0.74MBq × 2個 ^{60}Co 3.32MBq × 1個 ^{226}Ra 74MBq × 1個
	B室 ^{60}Co ^{137}Cs	^{60}Co 2.59TBq × 1 ^{137}Cs 3.33TBq × 1	^{60}Co 38.93GBq × 1個 ^{137}Cs 1.59TBq × 1個
	C室 ^{60}Co	^{60}Co 370GBq	^{60}Co 29.20GBq
サイクロトロン棟 R I 貯 藏 室	^{241}Am	^{241}Am 3.7 GBq × 1個	
サイクロトロン棟 ISOL室内貯蔵箱	^{57}Co ^{119m}Sn	^{57}Co 370MBq × 4 370MBq × 4	^{57}Co 25.60MBq × 1個
1号加速器棟 照射実験室内貯蔵箱	^{22}Na ^{22}Na	^{22}Na 3.7 GBq 370MBq	^{22}Na 3.7 GBq × 1個 ^{22}Na 370MBq × 1個

Table C.1.3-3 放射線発生装置の種類と性能

(高崎研究所, 1996年3月31日現在)

施設名	種類及び性能	台数	備考
1号加速器	コッククロフト・フルトン型加速器 2MeV, 30mA	1	
2号加速器	コッククロフト・フルトン型加速器 3MeV, 25mA	1	
サイクロトロン	AVFサイクロトロン 陽子: 0~90MeV 0~45e μ A 重陽子: 0~53MeV 0~50e μ A Heイオン: 0~130MeV 0~40e μ A 重イオン(Li~Bi) : 最大27.5MeV/A, 30p μ A	1	
タンデム加速器	ファン・デ・グラーフ型加速装置 加速電圧: 0~3MV連続可変 陽子: 5e μ A (6MeV) 重陽子: 1e μ A (6MeV) Heイオン: 2e μ A (9MeV) 重イオン(Li~Bi) : 最大1.7MeV/A, 25e μ A	1	
シングルエンド加速器	コッククロフト・フルトン型加速器 加速電圧: 0~3MV連続可変 陽子: 300e μ A (3MeV) 重陽子: 200e μ A (3MeV) Heイオン: 200e μ A (3MeV) 重イオン(Li~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・フルトン型加速器 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・フルトン型加速器 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	"

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, 1995年度) (単位: nSv/h)

場所 年月	東		西		南		北	
	平均値	最大値	平均値	最大値	平均値	最大値	平均値	最大値
1995年4月	68.2	85.8	68.6	91.8	67.2	84.0	63.6	85.8
	5月	68.0	81.5	68.2	93.0	67.7	91.5	63.3
	6月	68.1	107.0	68.7	129.0	68.7	121.0	64.0
	7月	67.7	83.4	68.6	101.0	68.9	99.9	62.4
	8月	59.4	81.0	61.4	91.8	59.2	98.1	58.6
	9月	63.5	96.3	61.7	83.6	*	*	62.2
	10月	63.1	72.6	61.0	79.8	58.9	68.7	61.6
	11月	60.2	74.4	62.7	78.4	66.9	78.7	62.7
	12月	64.7	71.2	63.2	70.2	67.2	72.7	63.0
	1996年1月	64.8	72.4	63.4	74.4	67.7	76.8	63.1
	2月	66.0	78.8	65.7	83.4	67.2	78.8	63.5
	3月	68.9	86.7	69.3	94.2	66.8	88.1	64.3

注) 検出器: 加圧式電離箱

* 調整中

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, 1995年度) (単位: nSv/h)

場所 年月	東		西		南		北	
	平均値	最大値	平均値	最大値	平均値	最大値	平均値	最大値
1995年4月	2.94	7.14	3.23	7.02	2.98	6.62	3.21	15.5
	5月	2.60	6.96	3.38	9.16	3.00	7.28	3.25
	6月	2.74	15.8	3.44	9.24	2.99	6.52	3.35
	7月	2.74	7.18	4.16	13.8	2.98	6.70	3.14
	8月	2.36	7.58	6.19	20.2	2.55	6.84	2.44
	9月	2.77	16.2	4.65	15.8	2.98	7.22	3.27
	10月	2.72	7.24	3.63	13.9	2.95	7.86	3.24
	11月	2.94	8.28	3.29	7.84	2.99	7.20	3.27
	12月	2.90	6.44	3.19	7.02	3.05	11.8	3.19
	1996年1月	2.95	7.38	3.27	7.60	3.09	7.34	3.21
	2月	2.88	7.46	3.22	15.9	3.07	7.12	3.33
	3月	2.89	8.02	3.30	7.96	3.03	8.40	3.14

注) 測定器: レムカウンタ

1D 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, 廃棄物処理施設棟の区域放射線管理, 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1994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 114 サイクルから第 117 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O G L - 1撤去とJ M T R C解体作業, ホットラボにおけるセル内機器等の除染作業等を行った。

放射線業務従事者の個人被ばく線量当量については, 実効線量当量及び組織線量当量とも, 保安規定等に定められた線量当量限度及び警戒線量当量を超える被ばくはなかった。1995年度における実効線量当量は, 最大 2.1mSv, 平均 0.03mSvであり, 集団実効線量当量は 27.1 人・ミリシーベルトであった。内部被ばくについては, 被検者全員について有意な体内汚染は検出されなかった。

1995年度に, 各施設から放出された気体廃棄物, 液体廃棄物中の核種別放出量及び濃度は, いずれも保安規定等に定める放出基準値以下であった。また, 年間放出量に基づいて評価した周辺環境における線量当量は, 放射性希ガスによるものが年間 $1.4 \mu\text{Sv}$, 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, 特定廃棄物管理事業への移行に伴う廃棄物処理場の各施設放管モニタ信号の管理機械棟への集中化, 廃液貯留施設 I の排気ダストモニタや安全管理棟の試料計測用核種分析装置等の整備を行った。さらに, J M T R及びホットラボの放射線管理用監視装置の整備を行った。H T T Rに関しては, 放射線管理モニタ類の契約が完了した。

その他, 特定廃棄物管理事業への移行にともなう, 廃棄物処理場の各施設の放射線管理モニタの使用前検査を受検するとともに, 廃棄物管理施設保安規定等の整備や安全協議会の放射線業務従事者の再教育訓練等に協力した。

(大畠 勉)

D.1.2 管理区域

1995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、廃棄物処理場における廃液貯留施設Ⅰの建家増設にともなう管理区域の指定・変更（一時的に指定されたものを除く）並びに廃棄物管理の事業の開始にともない廃棄物管理施設保安規定が施行された。

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種管理区域合わせて59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, 1995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	18
排水設備の保守点検作業（改修工事等）	〃	9
J M T R新燃料及び照射燃料キャップセルの搬入	第2種管理区域	11
放射線測定機器の校正及び非破壊検査	〃	21

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

1995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114サイクルから第117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が定常的に放出された。ホットラボでは破損BOCA試料の解体及び金相用試料切断作業等により⁸⁵Kr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ともない¹³⁷Cs、³Hが、廃液処理棟では廃液の濃縮処理にともない³Hが放出された。いずれも保安規定等に定められた基準値以下であった。

(菊池 時則)

(2) 放出放射性廃液

1995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） 6.0×10^{10} Bq、廃液量は 4.0×10^3 m³であった。これらの値は1994年度と比較すると、年間放射能では5.3%増、廃液量では8.1%増となっている。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中ではなく、検出下限濃度未満の中ものが 1.3×10^6 Bq、 β 、 γ 核種が検出下限濃度以上の中ものが 1.4×10^8 Bqで、検出下限濃度未満の中ものが 1.3×10^6 Bq、³Hが検出下限濃度以上の中ものが 9.0×10^{11} Bqで、検出下限濃度未満の中ものが 1.6×10^8 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 4.7×10^3 m³であった。

これらの値は、1994年度と比較すると、放射能にあっては、 β 、 γ 核種で73%増、³Hで80%増、また、廃液量にあっては31%増であった。

排水溝における1日平均濃度の最大値は β 、 γ 核種で 7.2×10^{-2} Bq/cm³、3月間の平均濃度の最大値は β 、 γ 核種で、 4.4×10^{-4} Bq/cm³であった。また、年間放出量の放出管理目標値に対する割合はTable D.1.3-3に示すとおりであり、保安規定等に定められた放出管理目標値以下であった。

(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, 1995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	$< 2.4 \times 10^{-10}$	0	⁴¹ Ar	4.7×10^{-2}	4.1×10^{13}
	¹³¹ I	$< 4.8 \times 10^{-10}$	0	³ H	1.9×10^{-5}	1.7×10^{10}
	⁶⁰ Co	$< 5.1 \times 10^{-10}$	0			
	全 β	$< 4.7 \times 10^{-10}$	0		—	—
ホットラボ	全 α	$< 3.0 \times 10^{-11}$	0	⁸⁵ Kr	$< 2.9 \times 10^{-3}$	1.7×10^{10}
	全 β	$< 2.3 \times 10^{-10}$	0			
	¹³¹ I	$< 6.7 \times 10^{-10}$	0			
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	$< 3.7 \times 10^{-10}$	0	—	—	—
	全 β	$< 3.7 \times 10^{-10}$	0	—	—	—
	全 β	$< 8.8 \times 10^{-11}$	1.8×10^3	³ H	$< 2.5 \times 10^{-6}$	4.1×10^7
	¹³⁷ Cs	$< 8.8 \times 10^{-11}$	1.8×10^3			
	全 β	$< 3.7 \times 10^{-10}$	0	—	—	—
	全 α	$< 6.5 \times 10^{-11}$	0	³ H	$< 2.5 \times 10^{-6}$	0
	全 β	$< 8.8 \times 10^{-11}$	0			
	全 β	$< 1.8 \times 10^{-9}$	0	—	—	—
	全 β	$< 3.7 \times 10^{-10}$	0	³ H	$< 5.4 \times 10^{-6}$	1.8×10^8
	全 β	$< 3.7 \times 10^{-10}$	0	—	—	—
	全 β	$< 3.7 \times 10^{-10}$	0	—	—	—
	全 β	$< 3.7 \times 10^{-10}$	0	—	—	—
R I 利用開発棟 (R I 棟) (F P 棟)	全 β	$< 3.7 \times 10^{-10}$	0	—	—	—
燃料研究棟	全 α	$< 4.7 \times 10^{-11}$	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
(大洗研究所, 1995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 木 ツ プ ラ R I 利用開発 廃棄物処理場 燃 研究 棟	5.7×10 ¹⁰ 1.9×10 ⁹ 1.4×10 ⁵ 1.1×10 ⁸ 1.1×10 ⁶	2.7×10 ³ 3.7×10 ¹ 1.4×10 ¹ 7.8×10 ² 3.2×10 ¹	0 0 0 0 0	0 0 0 0 0	α <3.2×10 ⁻⁵ β・γ 7.2×10 ⁻² 原 研 2.4×10 ¹	α <3.0×10 ⁻⁶ β・γ 4.4×10 ⁻⁴ ³ H 1.9×10 ⁶	α 0 (1.1×10 ⁶) β・γ 1.4×10 ⁸ (9.9×10 ⁵) ⁶⁰ Co 2.5×10 ⁷ ¹³⁷ Cs 1.5×10 ⁷ ¹³⁴ Cs 8.2×10 ⁵ ⁵¹ Cr 1.0×10 ⁷ ²² Na 9.1×10 ⁵ ⁹⁰ Sr 6.3×10 ⁷ ⁸⁹ Sr 2.6×10 ⁷ ³ H 9.0×10 ¹¹
排水監視施設	—	—	—	—	α (1.1×10 ⁶) β・γ 1.4×10 ⁸ ³ H 9.0×10 ¹¹	4.5×10 ³	—
動燃	1.1×10 ⁸	3.7×10 ²	α 0 (1.5×10 ⁵) ³ H 0 (3.0×10 ⁵) —	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
東北大金属材料研究所	2.4×10 ⁵ 7.3×10 ⁵	4.8 4.8×10 ¹	—	—	—	—	—
合 計	6.0×10 ¹⁰	4.0×10 ³	α 0 (1.3×10 ⁶) β・γ 1.4×10 ⁸ ³ H 9.0×10 ¹¹ (1.6×10 ⁸)	4.7×10 ³	—	—	—

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 平均濃度及び放出放射能は、次のように算出した。

平均濃度：放出放射能を排水溝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た。検出下限濃度で放出したとして年間放出量を計算し、() 内に示した。

Table D.1.3-3 液体廃棄物の放出管理目標値との比較

(大洗研究所, 1995年度)

核種		放出管理目標値 (Bq/年)	年間放出量 (Bq)	年間放出量 放出管理目標値
³ H 以外の 核種	総量	2.2×10^9	1.4×10^8	6.4×10^{-2}
	⁶⁰ Co	2.2×10^8	2.5×10^7	1.1×10^{-1}
	¹³⁷ Cs	1.8×10^9	1.5×10^7	8.3×10^{-3}
³ H		3.7×10^{12}	9.0×10^{11}	2.4×10^{-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、1995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 $1.4 \mu\text{Sv}$ 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、 $0.3 \mu\text{Sv}$ 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 $1.7 \mu\text{Sv}$ であり、原子炉施設保安規定に定められている線量目標値 $50 \mu\text{Sv}/\text{年}$ を十分に下回った。

(芝沼 行男)

Table D.1.4-1 希ガスによる年間実効線量当量

(大洗研究所、1995年度)

原子炉施設	年間放出量 (Bq)	JMTR南西方位の周辺監視区域境界 の年間実効線量当量 ($\mu\text{Sv}/\text{y}$)
J M T R	4.1×10^{18}	1.4

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、1995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	9.0×10^{11}	6.4×10^{-2}
²² Na	9.1×10^5	1.7×10^{-6}
⁵¹ Cr	1.0×10^7	8.2×10^{-4}
⁶⁰ Co	2.5×10^7	1.8×10^{-1}
⁸⁹ Sr	2.6×10^7	9.9×10^{-5}
⁹⁰ Sr	6.3×10^7	2.1×10^{-2}
¹³⁴ Cs	8.2×10^5	2.0×10^{-3}
¹³⁷ Cs	1.5×10^7	2.6×10^{-2}
合 計		2.9×10^{-1}

D.1.5 放射性汚染及び被ばく

1995年度は、事故等による放射性汚染及び被ばくはなかった。

(箕輪 雄資)

D.1.6 放射性同位元素の保有状況

放射性同位元素の保有状況を、大洗研究所放射線障害予防規定第46条に基づき、1996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。

1995年度における許可の変更等は、

- ・ J M T Rにおいて、放射線発生装置の使用を廃止するための変更、これに伴い密封された放射性同位元素 ^3H (185GBq×6) の使用を廃止するための変更
 - ・ J M T Rにおいて、密封された放射性同位元素 $^{241}\text{Am-B e}$ (148GBq×1) の使用目的のうち原子炉起動用線源を削除し、使用場所及び貯蔵場所を C F プールから S F C プールに変更するための変更
 - ・ J M T Rにおいて、密封された放射性同位元素 $^{241}\text{Am-B e}$ (3.7GBq×1) の使用場所のうち C F 室を削除するための変更
 - ・ J M T Rにおいて、密封された放射性同位元素 ^{226}Ra (185MBq×1) の使用場所のうち C F 室を削除するための変更
 - ・ J M T Rにおいて、密封された放射性同位元素 ^3H (4.81GBq×1) の使用を廃止するための変更
 - ・ R I 棟において、現状に応じた放射性同位元素使用数量の減量及び追加するための変更
 - ・ R I 棟において、現状に応じた放射性同位元素貯蔵能力の減量及び增量するための変更
- の7件であった。

(秋野 仁志)

Table D.1.6-1 課室別放射性同位元素保有状況

(1996年3月31日現在)

(大洗研究所, 1995年度)

課 室 名	密 封 線 源			非 密 封 線 源			3.7MBq以下の密封線源		
	核種数	個数	保有量 (Bq)	核種数	保有量 (Bq)	核種数	個数	保有量 (Bq)	
放射線管理課	5	20	5.4×10^{11}	—	—	23	592	6.5×10^7	
放射性廃棄物処理課	2	2	2.7×10^{11}	11	9.9×10^7	12	38	2.3×10^7	
ブルトニウム技術開発室	1	1	3.3×10^8	1	1.3×10^9	7	9	7.0×10^6	
計 画 課	—	—	—	8	3.5×10^7	10	17	2.3×10^6	
原子炉第1課	2	5	7.0×10^{11}	—	—	—	—	—	
原子炉第2課	2	2	3.8×10^9	—	—	6	10	2.5×10^5	
照 射 第 1 課	—	—	—	—	—	7	10	1.4×10^6	
照 射 第 2 課	—	—	—	—	—	1	8	1.1×10^7	
検 査 技 術 課	—	—	—	3	2.0×10^3	12	16	7.6×10^5	
木 ツ ト ラ ボ 課	3	14	9.0×10^{11}	33	7.5×10^{12}	12	48	9.2×10^6	
利 用 開 発 室	14	53	8.3×10^{10}	11	8.4×10^{10}	24	70	2.1×10^7	
合 計	—	97	2.5×10^{12}	—	7.6×10^{12}	—	818	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及び個人の最大値についてはいずれも1994年度と比較して約60%に減少した。

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。

(箕輪 雄資)

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、1995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 2 名、手先の線量当量が最大となるおそれがある、局部被ばくの測定対象となった者が 3 名であった。なお、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0.03mSv、27.1人・ミリシーベルトであり、1994年度の値と比較してそれぞれ40%，42%の減少であった。また、個人の年間最大実効線量当量は2.1mSvで、高線量の固体廃棄物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4.1mSv及び2.1mSvであった。なお、女子の腹部の組織線量当量については、検出下限線量当量未満であった。

(秋野 仁志)

Table D.2.2-1 放射線業務従事者の実効線量当量に係る四半期別被ばく状況
(大洗研究所, 1995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	1.0mSv以下	0.2mSv以上 5.0mSv以下	1.0mSvを超える 5.0mSv以下	15mSvを超える るもの			
第1四半期	509	491	18	0	0	0	0.01	0.8	7.6
第2四半期	688	670	18	0	0	0	0.01	0.5	5.4
第3四半期	655	635	20	0	0	0	0.01	0.5	7.0
第4四半期	513	492	21	0	0	0	0.01	0.7	7.1
年間* ²	1002 (1002)	958 (948)	34 (40)	10 (14)	0 (0)	0 (0)	0.03 (0.05)	2.1 (3.6)	27.1 (46.9)

*¹ フィルムバッジの検出下限線量当量 : 0.2mSv
 *² カッコ内の数値は、1994年度の値

Table D.2.2-2 放射線業務従事者の年間の実効線量当量に係る作業者別被ばく状況
(大洗研究所, 1995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*	1.0mSv以下	0.2mSv以上 5.0mSv以下	1.0mSvを超える 5.0mSv以下	15mSvを超える るもの			
職員等	246	240	6	0	0	0	0.01	0.9	2.5
外来研究員等	47	47	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
請負業者	709	671	28	10	0	0	0.03	2.1	24.6
全作業者	1002	958	34	10	0	0	0.03	2.1	27.1

* フィルムバッジの検出下限線量当量 : 0.2mSv

D.2.3 内部被ばく線量当量の管理

内部被ばく線量当量に係る管理は、定期検査、入退域検査、臨時検査及び確認検査の各検査区分に従って実施した。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。1995年度における延べ被検者数をTable D.2.3-1に示す。

(1) 定期検査

年度当初及び四半期毎に実施した放射線作業状況調査から、有意な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。検査数は、体外計測法により延べ120名、バイオアッセイ法により延べ68名（いずれも女子は0名）であり、検査の結果特に異常は認められなかった。

(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。

(6) 東海研の全身カウンタとの相互比較

大洗研で保有しているファントム線源を用いて東海研の全身カウンタと比較測定を行った結果、東海研の定量値との差は約10%程度であり、実用上問題は無いことが分かった。

(箕輪 雄資)

Table D.2.3-1 内部被ばく検査延べ被検者数

(大洗研究所、1995年度)

管理期間	定期検査	入退院検査	臨時検査	確 認 検 査					合計
				体外計測	全身計測	胸部計測	全 α 放射能	全 β 放射能	
第1四半期	0	0	0	28	0	0	0	0	42
第2四半期	0	27	0	28	0	6	0	8	75
第3四半期	0	18	0	30	6	0	0	8	68
第4四半期	0	11	0	28	0	6	0	8	59
合計	0	56	0	114	6	12	0	32	244

(注) バイオアッセイによる検査及び胸部計測は全て東海研究所で実施した。

1D.3 施設の放射線管理

D.3.1 概要

1995年度は1994年度に引き続いだ施設の放射線管理を行うとともに、J M T R及びホットラボの放射線監視装置の整備を行った。

1995年度に行われた放射線管理上の主な作業は以下のとおりである。

- (1) J M T Rにおける第114から第117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O G L - 1 炉内照射設備の撤去とJ M T R Cの解体着手にともなう作業
- (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、セル内装機器の点検、各種セルの除染作業及びベリリウム特性試験設備用のグローブボックス設置作業
- (3) 廃棄物処理場における固体、液体廃棄物の各種処理及び衣料・機器の除染並びに液体廃棄物の一般排水、各種放射性廃棄物処理装置の保守・点検及び補修、廃棄物管理の事業への移行に係る廃液貯留施設Ⅰ、液体処理棟、 α 固体処理棟、 β ・ γ 処理棟Ⅰ及び β ・ γ 処理棟Ⅱの改修工事
- (4) 燃料研究棟におけるグローブボックス設置作業等
- (5) R I 利用開発棟における ^{252}Cf 中性子源を用いた各種実験及び照射試料からの ^{90}Tc の抽出実験等
- (6) 安全管理棟における放射線測定機器の校正

これらの作業においては、異常な被ばくや放射線管理上の問題は生じなかった。

J M T Rでは7月11日に落雷にともなう商用電源異常により原子炉が約1時間停止したが、環境への放出はなかった。また、各施設の定期的な作業環境モニタリングでは特に異常な検出はなかった。

廃棄物管理の事業への移行にともない、放射線管理用モニタの使用前検査を受検するとともに、原子炉施設及び廃棄物管理施設の変更許可に係る申請、廃棄物管理施設保安規定の認可申請並びに原子炉施設、核燃料物質等使用施設の各保安規定の変更認可申請等に協力した。また、ホットラボにおけるベリリウム放射性同位元素の使用変更許可申請、J M T RにおけるJ M T R C解体にともなう解体届の申請及び解体工事に係る工事方法等明細書の検討及び作成等に協力した。

(松井 智明)

D.3.2 HTTRの放射線管理設備の設計

HTTRは、高温ガス炉技術の基盤の確立と高度化及び高温工学に関する先端的基礎研究を行うことを目的として、1997年10月の臨界を目指して建設が進められている。原子炉の型式は、二酸化ウラン・被覆粒子／黒鉛分散型燃料を用いた黒鉛減速・ヘリウム冷却型であり、熱出力は30MWである。原子炉圧力容器は格納容器内に設置されており、格納容器内の中間熱交換器により熱が取り出される。これらが設置されている原子炉建家は、地上1階、地下3階建であり、その他に冷却塔と80m高さの排気筒を有している。

ここでは、本施設に設置される放射線管理設備について報告する。放射線管理設備の設計にあたっては、高温ガス炉の特殊性及び作業者への迅速な情報提供と放射線管理業務の効率化を考慮した。HTTR放射線管理設備の構成をFig. D.3.2-1に示す。

(1) 放射線管理用モニタ

放射線管理用モニタは、排気モニタリング設備と作業環境モニタリング設備とに分類され、後者はさらに空気モニタリング設備と線量当量率モニタリング設備に区分される。空気モニタリング設備の一部と線量当量率モニタリング設備の各モニタ検出端には、現場表示器を設置し、空气中放射能濃度及び線量当量率のモニタリング情報を作業者に提供するとともに、警報発生時には”線量率確認”又は”一時退避”的ランプ表示とブザー音及び音声でメッセージを出力することとした。

放射線モニタ盤は、ガス・ダストモニタ盤とエリアモニタ盤の2台を原子炉建家の制御室に設置し、記録計での指示の記録とグラフィックパネルによるアラーム表示を行うようにした。さらに、隣接する研究開発棟の放射線管理室に遠隔警報盤を設置し、アラーム表示及びブザー吹鳴が行われるようにした。放射線モニタの信号は、ノイズの影響の低減化及び配線断面積の低減のために、光複合ケーブルを用いた光伝送方式を採用した。

(a) 排気モニタリング設備

排気モニタリング設備は、排気ガスマニタ、排気ダストモニタ、排気よう素モニタ、排気トリチウムモニタ各1ch及び³H・¹⁴C捕集装置1台より構成した。その他に事故時排気ガスマニタ（低レンジ用）と事故時排気ガスマニタ（高レンジ用）の各1chを設置することとした。排気ガスマニタには、HTTRで放出量の多い核種であるキセノンやクリプトンのβ線を感度良く検出して正確に放出量を把握できるように、プラスチック検出器を採用した。γ線放出核種に対しては、NaI(Tl)検出器型の事故時排気ガスマニタ（低レンジ用）を通常時も併用することとした。排気トリチウムモニタには、希ガスとトリチウムの発生源が同一であることから系統分離が不可能なこと、放出量も同程度であることから、希ガスとトリチウムを分離測定できる膜分離型トリチウムモニタを採用し、希ガス中のトリチウム濃度を精度よく測定できるようにした。事故時排気ガスマニタ（高レンジ用）には、ガス濃度、実効エネルギー及び照射線量率のデータが直ちに把握できるように、JRR-3及びNUCEFにも採用された4π照射線量率型のガスマニタを採用した。

(b) 作業環境モニタリング設備

作業環境モニタリング設備のうち、空気モニタリング設備は、原子炉建家換気系用に室内ガス

モニタ 4 ch (β 線用 2 ch, γ 線用 2 ch), 室内ダストモニタ 1 ch, ${}^3\text{H} \cdot {}^{14}\text{C}$ 捕集装置 2 台を設置し, 格納容器用に室内ガスモニタ, 室内ダストモニタ, 室内トリチウムモニタ各 1 ch及び ${}^3\text{H} \cdot {}^{14}\text{C}$ 捕集装置 1 台を設置することとした。

空気モニタリング設備には, 空気集中捕集方式を採用した。そして, サンプリング系統を電磁弁で切り換えて捕集することにより, 濃度上昇場所の特定を容易に行うことができるよう工夫した。また, ダストモニタには自動ろ紙交換型を採用し, 濃度上昇時にフィルタ交換を隨時に行って濃度の経時変化の追跡等が行えるようにした。

線量当量率モニタリング設備は, 原子炉建家内に半導体型の γ 線エリアモニタ 10chを配置することとした。また, 格納容器内は温度, 湿度等の環境条件が厳しいことから, 半導体型に代えて電離箱型の γ 線エリアモニタ 1 chを設置することとした。その他には, BF₃検出器型の中性子線エリアモニタ 1 ch並びに事故時 γ 線エリアモニタ 2 chを設置することとした。事故時用 γ 線エリアモニタの耐震クラスは「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に基づき, 耐震Aクラスとして設計した。

(2) 放射線管理自動化システム

放射線管理に伴うデータ処理等を自動化し省力化を図る目的で, ワークステーションとパソコンを組み合わせたクライアント・サーバー型のネットワーク計算機システムを導入することとした。制御室の放射線モニタ監視盤にデータ収集装置を設置し, 放射線モニタの指示値, アラームあるいはテスト中の状態信号及び排気風量等を10秒毎にデータ収集し, イーサネット経由で放射能測定室のサーバー計算機にデータを蓄積するようにした。必要に応じて建家内の全放射線管理モニタの情報が現場で把握できるように, 各 γ 線エリアモニタ位置にイーサネット接続箱を設置し, ノート型パソコン等を接続してデータの表示が容易に行えるようにした。

(3) 放射線管理用機器

(a) フィルムバッジ着用確認装置

原研型のフィルムバッジケースに無電池式の小型発信素子を内装し, フィルムバッジを着用した作業者がチェック装置を通過するだけで個人IDが電波により送信され, フィルムバッジの着用が確認できる装置を開発し 2 台設置することとした。

(b) 被ばく管理装置

定期検査時には, 数十名の外来作業者が入域すること及び被ばく線量当量がある程度高くなることが予想されるため, 警報付ポケット線量計 (APD) を用い, 被ばく線量等の集計を計算機で自動的に行えるように設計した。

(c) 記憶式サーベイメータ

管理区域の面積が広いために, NUC E Fに採用されたものと同様の記憶式サーベイメータを導入し, マップ作成の自動化を図ることとした。

(野村 俊文)

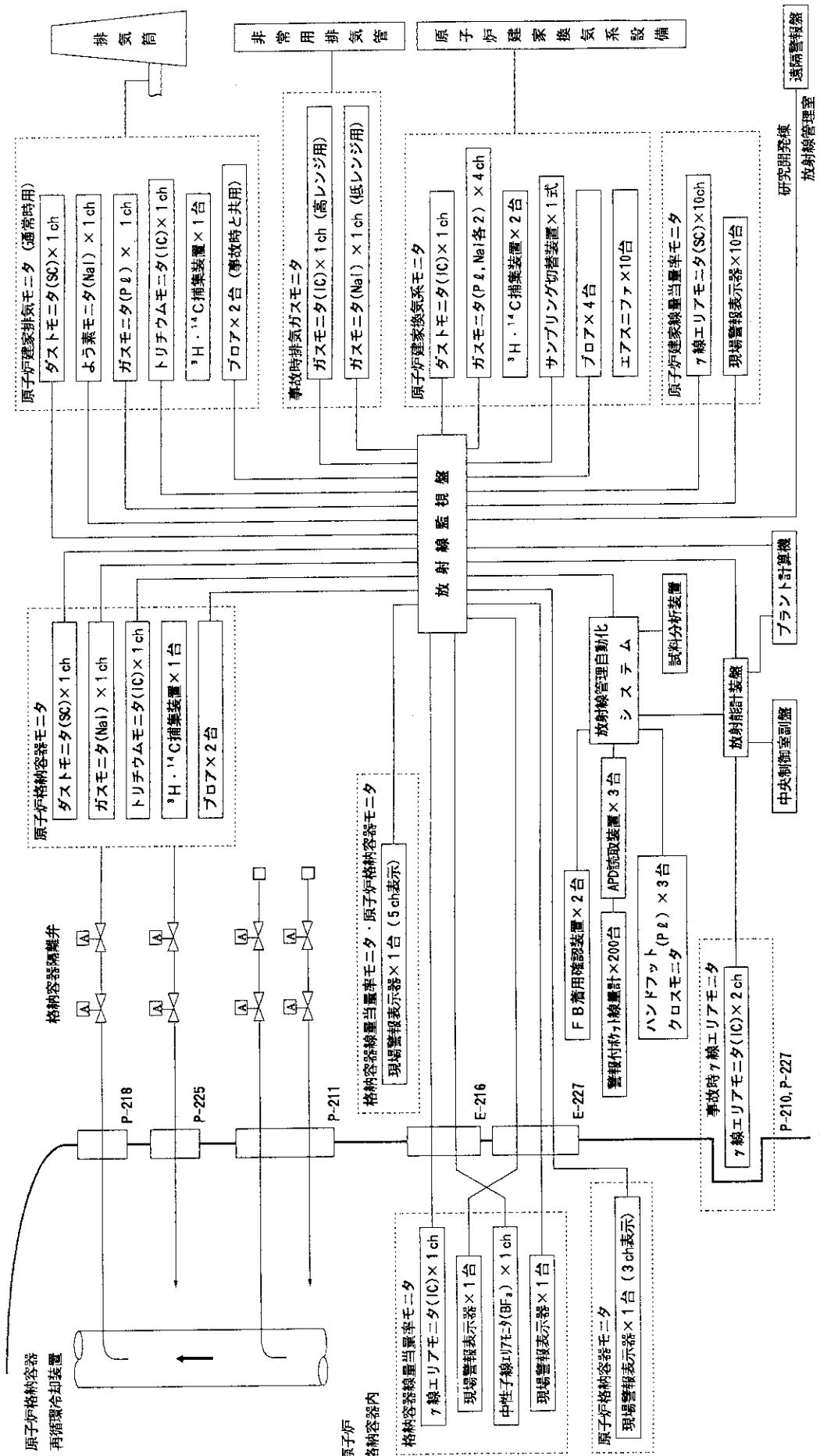


Fig. D. 3.2-1 HTTR 放射線管理設備の構成

D.3.3 J M T RにおけるO G L - 1 照射設備撤去作業時の放射線管理

J M T Rにおいては、高温ガス炉用燃料・材料の照射試験を行うため、ヘリウムガスを冷却物質に用いたガスループ（O G L - 1）が1977年に設置され使用されてきたが、高温工学試験研究炉の建設に必要な各種データの取得が終了したこととともに、設計寿命に到達したため、1995年9月から約1ヵ月間にわたって炉内管の撤去作業が行われた。

(1) 作業の概要

ループ内のガス置換を十分に行った後、炉プール側の圧力容器上部の炉内管に通じる配管とキュービクル側に貫通している配管をサンダー等で2箇所に分離切断した。Fig. D.3.3-1に配管等の切断箇所と撤去する機器・配管を示す。切断は外側から外套管・圧力管・内壁管・仕切管の順序で行った。炉内管を引き抜いた後カナルNo.1へ移送し保管した。炉内管撤去後は、原子炉圧力容器及び炉プール壁貫通孔を密閉し、O G L - 1 設置前の状態に復旧した。

(2) 放射線管理

O G L - 1で放射線管理上注目される放射性核種は、冷却材中の³H eの放射化によるトリチウム、被覆粒子燃料からの核分裂生成物（主に¹³⁷C s）及び配管の腐食生成物（⁶⁰C o）などであり、これらの核種による空気汚染、汚染拡大の防止に着目して放射線管理を行った。作業場所における線量当量率は、圧力容器上部で20 μSv/h、キュービクル側で5 μSv/hであった。圧力容器内から炉内管の引き抜き時には炉プールの上部まで水位を上げた後、炉内管をカナルNo.1へ移送した。その際の水面から0.1mの高さ（作業位置）での最大線量当量率は30 μSv/hであった。

汚染の防護対策として、圧力容器上部及びキュービクル内の作業場所を酢酸ビニールシートで養生した。配管の切断部分は円筒形の骨組みによるバリアで囲い、局所排気を行って汚染の拡大防止に努めた。内部被ばくの防護対策として、切断時における作業者の防護具等は全面マスク及びビニールアノラックを着用させた。また、各作業終了ごとに鼻孔スミヤ検査を実施して汚染のないことを確認した。空気モニタリングは、圧力容器上部のバリア外及び炉周りにおいて行った。切断時におけるバリア外の空気中放射能濃度は最大 1.3×10^{-7} Bq/cm³で、⁶⁰C oと¹³⁷C sとの放射能比は1:2と¹³⁷C sが大きく占めていた。O G L - 1は高温ガス炉を模擬した炉内ガスループであるため¹³⁷C sの飛散が多かったものと推定される。サンダーによる切断作業時にバリア外の周辺で空気汚染が検出されたが、炉周りの作業区域以外では検出されなかった。炉周りにおける床汚染はなかった。仕切管内部におけるトリチウムとトリチウム以外の表面密度は、最大で、それぞれ 5.0×10^2 Bq/cm²、 3.0×10^1 Bq/cm²であった。

(3) まとめ

作業に従事した12名の外部被ばく線量は最大実効線量当量で0.3mSv、集団線量当量で0.5人・ミリシーベルトであった。今回の撤去作業において、サンダーによる切断作業時では粉塵がバリア内から一部飛散した。今後は、粉塵による飛散防止対策として、より効果的な局所排気装置などの改善措置が望まれる。

（黒沢 義昭）

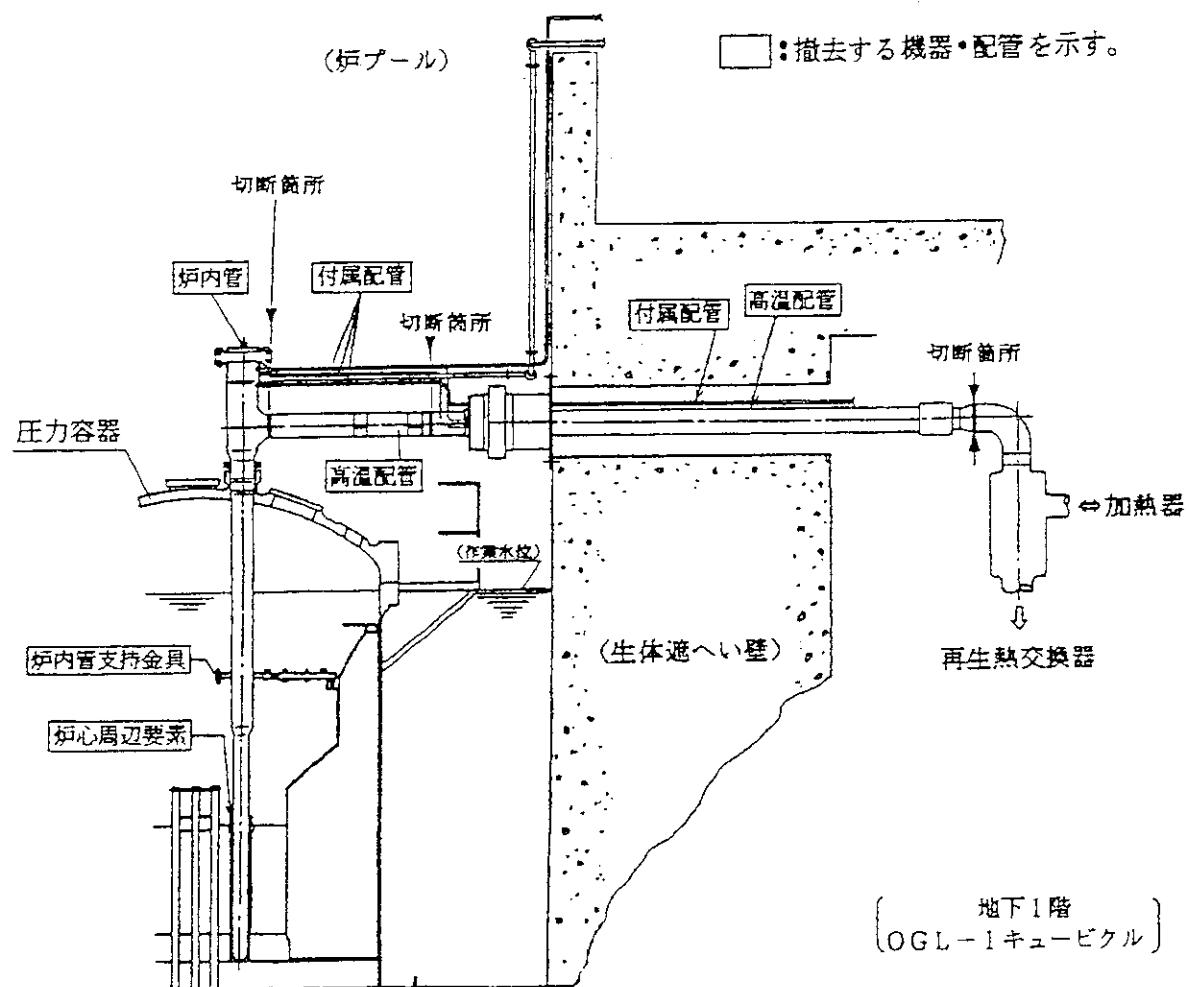


Fig. D.3.3-1 OGL-1 概略図

D.3.4 J M T Rで発生する放射性液体廃棄物に関する調査

J M T Rでは、原子炉圧力容器内、炉プール等に約1200m³の水を保有している。原子炉運転中のドレン廃液、運転前後や定期検査期間中における炉プール水の一部は、放射性液体廃棄物として炉室地下4階の排水貯槽に一時貯留され、その後、配水管により炉建屋外にあるタンクヤード内の廃液タンクに送水される。ここで、タンク内に設置されている水モニタ（検出器：Na I(Tl））により全 γ 放射能濃度を評価し、保安規定等に定める廃棄物処理場の液体廃棄物の受入れ基準以下であることを確認したのち、すべての廃液を廃棄物処理場へパイplineで送水している。

このような排水管理は、J M T Rの定常運転が定着した1973年以降約22年間継続してきた。しかし、1996年度から廃棄物処理場における液体廃棄物の受入れ基準の変更が行われ、より厳しい管理基準になることとなった。これにともない、従前どおりの管理方式で対応できるかを確認するため、1995年度にJ M T Rで発生した廃液中の全 α 、全 β 、³H放射能濃度に加えて、軟 β 、 γ 放出核種の種類及び放射能濃度に関する詳細な調査を行った。また、1986年度から1995年度における放射性液体廃棄物の年間廃液量についても調査を行った。測定は、全 α 放射能濃度については 2π ガスフロー計数装置、全 β 放射能濃度についてはGM計数装置、軟 β 線放出核種については液体シンチレーション計数装置、 γ 線放出核種については γ 線波高分析装置で行った。

放射性液体廃棄物中の全 α 、全 β 、³H放射能濃度等の調査結果は以下のとおりであった。

Table D.3.4-1に示すとおり、全 α 放射能濃度は検出限界濃度（ 3×10^{-3} Bq/cm³）以下であった。全 β 及び³⁵S放射能濃度は最大 2×10^0 Bq/cm³、³Hは最大 4.1×10^2 Bq/cm³であった。 γ 放出核種は主に⁶⁰Coの他⁵¹Cr、⁵⁸Co、¹³⁷Csが検出され、その放射能濃度は⁵¹Crが 1.0×10^{-1} Bq/cm³から 2×10^0 Bq/cm³、その他の核種が 10^{-2} Bq/cm³から 10^{-1} Bq/cm³の範囲であった。

今回調査したすべての放射性液体廃棄物を変更後の保安規定等に定める液体廃棄物の受入れ基準と比較すると、Table D.3.4-2に示すとおり、その比は α 放射性物質は0.3、 β ・ γ 放射性物質は 10^{-3} から 10^{-2} 、³Hは 10^{-2} から 10^{-1} であり、変更後の液体廃棄物の受入れ基準を超えることはなかった。

これにより、従前どおりの排水管理方式で対応できることが確認された。

なお、J M T Rにおける過去10年間の放射性液体廃棄物の年間廃液量は、2200m³から3700m³であり平均3000m³であった。年間の主な箇所における放射性液体廃棄物の発生割合は、原子炉本体設備における原子炉圧力容器内一次冷却水及び炉プール水からの廃液が原子炉運転期間中で53%、定期検査期間中で27%、合計80%であり、照射設備におけるキャップセル冷却水及び樹脂精製系からの廃液は原子炉運転期間中で12%、定期検査期間中で8%、合計20%であった。J M T Rにおける年間廃液量は、廃棄物処理場における液体廃棄物の受入れ量（年間4000m³）を超えることはなかった。

（安 和寿）

Table D.3.4-1 放射性液体廃棄物の放射能濃度

(大洗研究所, 1995年度)

測定対象	廃液中放射能濃度 (Bq/cm ³)	
	排水の濃度範囲	年平均
α 放射性物質 (全 α)	$< 3.0 \times 10^{-3}$	$< 3.0 \times 10^{-3}$
$\beta \cdot \gamma$ 放射性物質 (全 β)	$7.7 \times 10^{-2} \sim 2.0 \times 10^0$	1.9×10^{-1}
³ H	$4.6 \times 10^1 \sim 4.1 \times 10^2$	2.6×10^2
軟 β 線放出核種	³⁵ S $1.2 \times 10^{-1} \sim 2.0 \times 10^0$	1.7×10^{-1}
γ 線放出核種	⁵¹ Cr $1.0 \times 10^{-1} \sim 5.0 \times 10^0$	3.1×10^{-1}
	⁵⁸ Co $1.0 \times 10^{-2} \sim 1.5 \times 10^{-1}$	1.1×10^{-2}
	⁶⁰ Co $4.6 \times 10^{-2} \sim 3.9 \times 10^{-1}$	9.9×10^{-2}
	¹³⁷ Cs $< 1.5 \times 10^{-2} \sim 2.8 \times 10^{-1}$	$< 1.5 \times 10^{-2}$
	その他 ⁵⁴ Mn ⁹⁵ Nb ¹³⁴ Cs ¹⁴¹ Ce ¹⁸¹ Hf } $< 1.0 \times 10^{-2} \sim 1.0 \times 10^{-1}$	$< 1.0 \times 10^{-2}$

Table D.3.4-2 変更後の液体廃棄物の受入れ基準との比

(大洗研究所, 1995年度)

変更後の液体廃棄物の受入れ基準 (Bq/cm ³)	廃液中放射能濃度 (Bq/cm ³)		受入れ基準との比
	排水の濃度範囲		
α 放射性物質	1.0×10^{-2} 未満	$< 3.0 \times 10^{-3}$	0.3
$\beta \cdot \gamma$ 放射性物質	3.7×10^1 未満	$7.7 \times 10^{-2} \sim 2.0 \times 10^0$	$10^{-3} \sim 10^{-2}$
³ H	3.7×10^3 未満	$4.6 \times 10^1 \sim 4.1 \times 10^2$	$10^{-2} \sim 10^{-1}$

1D.4 環境放射能の管理

D.4.1 概 要

大洗研究所周辺監視区域外の定期的な環境モニタリングとして、モニタリングポスト及びモニタリングステーションによる環境放射線等の連続監視、陸上試料及び海洋試料の定期採取、排水試料の連続採取並びにこれら試料の放射能測定を実施した。その結果、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、降雨量等の気象観測を行った。

大洗研究所、動燃大洗工学センター及び日本核燃料開発㈱で構成する大洗地区環境放射線監視部会を1995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、原子力施設排水連絡協議会等に報告した。

(芝沼 行男)

D.4.2 環境放射線のモニタリング

周辺監視区域境界及び構内の空気吸収線量率の連続モニタリングを14か所（原研:8か所、動燃:6か所）のモニタリングポストにより実施した。モニタリングポストにおける空気吸収線量率の月平均値と月間最大値をTable D.4.2-1に示す。表中の「最大値」は1時間平均値の月間最大値であり、これらの値はすべて降雨の影響によるもので、施設からの影響による異常は認められなかった。

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

(後藤 孝徳)

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

(大洗研究所, 1995年度)

事業所	年月 ポストNo.	1995年										1996年			標準 年間 偏 差
		4月	5月	6月	7月	8月	9月	10月	11月	12月	1月	2月	3月		
原研大洗	周辺監視区域	P-1 平均	32	32	32	32	32	33	33	33	33	33	33	33	0.51
		最大	45	46	63	46	46	49	50	44	38	52	54	62	—
	P-2 周辺監視区域	平均	32	32	31	32	31	32	32	32	32	32	32	32	0.39
		最大	45	46	60	48	45	48	49	43	36	50	52	59	—
	P-3 周辺監視区域	平均	37	38	37	38	37	38	37	37	37	37	37	37	0.45
		最大	50	50	64	50	50	52	53	46	41	56	56	63	—
	P-4 周辺監視区域	平均	28	27	27	27	28	28	28	29	28	28	29	28	0.67
		最大	42	40	52	41	41	35	44	38	31	45	45	52	—
動燃大洗	P-5 周辺監視区域	平均	31	31	30	31	31	31	31	31	31	32	31	31	0.43
		最大	45	44	60	45	46	46	49	42	35	51	51	57	—
	P-6 周辺監視区域	平均	44	43	44	45	45	44	43	43	43	42	42	43	1.00
		最大	56	56	70	57	58	58	57	53	47	60	59	67	—
	P-7 周辺監視区域	平均	31	31	31	31	31	31	31	31	31	31	31	31	0.00
		最大	41	41	51	40	41	41	40	39	34	43	44	51	—
	P-8 構内	平均	30	29	29	29	30	30	30	30	30	30	30	30	0.45
		最大	44	44	58	44	43	45	47	41	34	49	49	56	—
動燃大洗	P-11 周辺監視区域	平均	35	35	34	35	35	35	35	35	35	35	35	35	—
		最大	47	46	57	46	45	46	48	43	38	47	48	52	57
	P-12 周辺監視区域	平均	34	34	33	34	34	34	34	35	35	35	35	34	—
		最大	45	45	55	45	44	46	46	43	38	49	50	55	55
	P-13 周辺監視区域	平均	37	37	37	37	37	37	37	38	38	38	38	36	—
		最大	52	52	66	51	52	53	56	48	42	57	58	60	66
	P-14 周辺監視区域	平均	35	35	35	35	35	35	36	36	36	36	36	36	—
		最大	49	49	62	47	48	51	52	46	42	53	53	62	62
	P-15 周辺監視区域	平均	33	33	32	33	33	33	33	33	33	33	33	33	—
		最大	46	47	63	47	47	49	51	44	39	53	53	61	63
	P-16 周辺監視区域	平均	31	31	31	31	31	32	31	32	32	32	32	32	—
		最大	44	47	60	46	45	47	48	43	37	50	53	57	60

(単位: nGy/h)

Table D.4.2-2 積算線量測定結果

(大洗研究所, 1995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
	1995年 3月23日 1995年 6月22日	1995年 6月22日 1995年 9月21日	1995年 9月21日 1995年12月21日	1995年12月21日 1996年 3月21日	
No. 1	59	67	61	67	254
No. 2	78	85	75	84	322
No. 3	66	72	64	72	274
No. 4	75	76	73	77	301
No. 5	73	79	71	78	301
No. 6	81	79	78	76	314
No. 7	65	61	62	63	251
No. 8	76	76	77	81	310
No. 9	73	68	71	75	287
No. 10	66	58	64	67	255
No. 11	58	61	59	60	238
No. 12	73	65	71	77	286
No. 13	98	114	106	115	433
No. 14	73	73	72	76	294
No. 15	69	70	68	75	282
No. 16	63	64	61	67	255
No. 17	87	90	84	88	349
No. 18	59	59	78	79	275
No. 19	61	62	61	66	250
No. 20	66	69	66	72	273
No. 21	74	77	75	80	306

注) 測定結果は全て91日間の値である。

(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

1995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、1994年度と同様に実施した。

大型水盤による降下塵中の月間全 β 放射能降下量の測定結果をFig. D.4.3-1に、モニタリングステーションにおける大気塵埃中全 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。また、全 β 放射能測定における3ヵ月間についての平均濃度は、法令に定める ^{90}Sr の排水中の濃度限度を十分に下る値であった。

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。いずれの地点における測定値にも異常は認められなかった。また、L海域及びM海域の海水及び海底土試料は、排水溝出口から2km以内の海域における3地点の混合試料及び排水溝出口から南へ5km、海岸から2km以内の海域における2地点の混合試料である。

(2) 環境試料中の放射性核種濃度

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

(後藤 孝徳)

Table D.4.3-1 排水溝における排水中の放射能濃度

(大洗研究所、1995年度)

採取年月	全 β (月平均)	^3H (月平均)	全 β (3月間平均)
1995年	4月 3.8×10^{-4}	6.1×10^{-1}	5.6×10^{-4}
	5月 2.9×10^{-4}	5.0×10^{-1}	
	6月 1.0×10^{-3}	1.9	
	7月 2.7×10^{-4}	5.3×10^{-1}	1.9×10^{-4}
	8月 1.3×10^{-4}	$<1.3 \times 10^{-2}$	
	9月 1.6×10^{-4}	1.0	
	10月 1.8×10^{-4}	4.3×10^{-1}	2.8×10^{-4}
	11月 1.9×10^{-4}	2.9×10^{-1}	
	12月 4.6×10^{-4}	2.3	
1996年	1月 2.8×10^{-4}	1.5	2.7×10^{-4}
	2月 2.4×10^{-4}	6.6×10^{-1}	
	3月 2.8×10^{-4}	1.1	

(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, 1995年度)

環境試料		採取地点等		単位	前期	後期
陸上試料	陸水	夏涸原町 海原水道 湖沼原水 研究水道 原水道原水 北松川水道 北松川井戸水	Bq/cm ³	<2.0×10 ⁻⁴ <2.0×10 ⁻⁴ <2.0×10 ⁻⁴ <2.0×10 ⁻⁴ <2.0×10 ⁻⁴ <2.0×10 ⁻⁴ 5.7×10^{-4}	<2.0×10 ⁻⁴ 2.7×10^{-4} 2.0×10^{-4} 2.2×10^{-4} 2.0×10^{-4} 5.6×10^{-4}	
	土壌	排水処理日下飛 溝出口付中太 近場内田沢	Bq/g・乾	4.1×10^{-1} 4.0×10^{-1} 4.6×10^{-1} 3.8×10^{-1} 4.1×10^{-1}	5.9×10^{-1} 3.2×10^{-1} 4.3×10^{-1} 3.6×10^{-1} 3.6×10^{-1}	
	精米ホウレンソウ 米草白菜	旭村田崎 " "	Bq/g・生	1.5×10^{-1}	2.3×10^{-2} — 4.6×10^{-2}	
	海水	No.1(500m) No.2(5km) L海 M海 域域	Bq/cm ³	<4.0×10 ⁻⁵ * <4.0×10 ⁻⁵ * <4.0×10 ⁻⁵ * <4.0×10 ⁻⁵ *	<4.0×10 ⁻⁵ * <4.0×10 ⁻⁵ * <4.0×10 ⁻⁵ * <4.0×10 ⁻⁵ *	
	海底土	No.1(500m) No.2(5km) L海 M海 域域	Bq/g・乾	4.8×10^{-1} 5.1×10^{-1} 5.5×10^{-1} 5.2×10^{-1}	6.1×10^{-1} 5.2×10^{-1} 5.2×10^{-1} 4.9×10^{-1}	
	シラスヒラマグリ	大洗沖	Bq/g・生	9.1×10^{-2} 1.4×10^{-1} 5.4×10^{-2}	7.9×10^{-2} 1.5×10^{-1} 5.6×10^{-2}	

* 鉄, バリウム共沈法による。

Table D.4.3-3 環境試料中の放射性核種濃度

環境試料	採取年月	採取地點	単位	^{64}Mn	^{60}Co	^{95}Nb	^{106}Ru	^{137}Cs	^{144}Ce
				$\times 10^5$	$\times 10^6$	$\times 10^5$	$\times 10^6$	$\times 10^5$	$\times 10^6$
塵 降下塵	1985年 4月			$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^6$	$<7.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^6$
	1985年 5月			$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^5$	$<7.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^6$
	1985年 6月			$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^5$	$<7.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^6$
	1985年 7月			$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^5$	$<7.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^6$
	1985年 8月			$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^5$	$<7.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^6$
	1985年 9月	安管棟屋上	Bq/ m^2	$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^6$	$<7.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^6$
	1985年 10月			$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^5$	$<7.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^6$
	1985年 11月			$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^5$	$<7.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^6$
	1985年 12月			$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^5$	$<7.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^6$
	1986年 1月			$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^5$	$<7.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^6$	$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^6$
大気塵埃	1986年 2月			$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^5$	$<7.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^6$
	1986年 3月			$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^5$	$<7.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^5$	$<4.0 \times 10^6$
	1986年 4月～6月			$<4.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	$<6.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^6$
	1986年 7月～9月	P = 2		$<4.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	$<6.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^6$
	1986年 10月～12月			$<4.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	$<6.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^6$
	1986年 1月～3月			$<4.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	$<6.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^6$
	1985年 4月～6月			$<4.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	$<6.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^6$
	1985年 7月～9月	P = 6		$<4.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	$<6.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^6$
	1985年 10月～12月			$<4.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	$<6.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^6$
	1986年 1月～3月			$<4.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	$<6.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^6$
陸 土	1985年 5月	処理場		$<1.0 \times 10^{-3}$	$<1.0 \times 10^{-3}$	$<2.0 \times 10^{-3}$	$<9.0 \times 10^{-4}$	$<1.0 \times 10^{-2}$	$<1.0 \times 10^{-2}$
	1985年 11月			$<1.0 \times 10^{-3}$	$<1.0 \times 10^{-3}$	$<2.0 \times 10^{-3}$	$<9.0 \times 10^{-4}$	$<1.0 \times 10^{-2}$	$<1.0 \times 10^{-2}$
	1985年 5月	日 中 内		$<1.0 \times 10^{-3}$	$<1.0 \times 10^{-3}$	$<2.0 \times 10^{-3}$	$<9.0 \times 10^{-4}$	$<1.0 \times 10^{-2}$	$<1.0 \times 10^{-2}$
	1985年 11月	下 太 田		$<1.0 \times 10^{-3}$	$<1.0 \times 10^{-3}$	$<2.0 \times 10^{-3}$	$<9.0 \times 10^{-4}$	$<1.0 \times 10^{-2}$	$<1.0 \times 10^{-2}$
	1985年 11月	飛 沢		$<1.0 \times 10^{-3}$	$<1.0 \times 10^{-3}$	$<2.0 \times 10^{-3}$	$<9.0 \times 10^{-4}$	$<1.0 \times 10^{-2}$	$<1.0 \times 10^{-2}$
	1985年 11月	排 水 口		$<1.0 \times 10^{-3}$	$<1.0 \times 10^{-3}$	$<2.0 \times 10^{-3}$	$<9.0 \times 10^{-4}$	$<1.0 \times 10^{-2}$	$<1.0 \times 10^{-2}$
	1985年 7月	原動機燃料口		<1.0	<1.0	<2.0	$<9.0 \times 10^{-1}$	<6.0	<6.0
	1986年 1月	近辺土砂		<1.0	<1.0	<2.0	$<9.0 \times 10^{-1}$	<6.0	<6.0
	1985年 7月	No. 1(500 m)		<1.0	<1.0	<2.0	$<9.0 \times 10^{-1}$	<6.0	<6.0
	1985年 7月	No. 2(5 Km)	$\times 10^{-3}$ Bq/g・乾	<1.0	<1.0	<2.0	$<9.0 \times 10^{-1}$	<6.0	<6.0
海 底 土	1986年 1月	L 海 域		<1.0	<1.0	<2.0	$<9.0 \times 10^{-1}$	<6.0	<6.0
	1985年 1月	M 海 域		<1.0	<1.0	<2.0	$<9.0 \times 10^{-1}$	<6.0	<6.0
	1986年 1月			<1.0	<1.0	<2.0	$<9.0 \times 10^{-1}$	<6.0	<6.0
	1986年 1月			<1.0	<1.0	<2.0	$<9.0 \times 10^{-1}$	<6.0	<6.0

環境試料	採取年月	採取地点	単位	^{64}Mn	^{69}Co	^{95}Zr	^{95}Nb	^{106}Ru	^{137}Cs	^{144}Ce	^{90}Sr	注)
海水	1995年 7月	No. 1(500 m)		$<2.0 \times 10^{-5}$	$<2.0 \times 10^{-5}$	$<4.0 \times 10^{-5}$	$<2.0 \times 10^{-5}$	$<1.5 \times 10^{-5}$	$<7.0 \times 10^{-6}$	$<2.0 \times 10^{-5}$		
	1996年 1月	No. 2(5 Km)	Bq/cm ³	$<2.0 \times 10^{-5}$	$<2.0 \times 10^{-5}$	$<4.0 \times 10^{-5}$	$<2.0 \times 10^{-5}$	$<1.5 \times 10^{-5}$	$<7.0 \times 10^{-6}$	$<2.0 \times 10^{-5}$		
	1995年 7月	L 海 域		$<2.0 \times 10^{-5}$	$<2.0 \times 10^{-5}$	$<4.0 \times 10^{-5}$	$<2.0 \times 10^{-5}$	$<1.5 \times 10^{-5}$	$<7.0 \times 10^{-6}$	$<2.0 \times 10^{-5}$		
	1996年 1月	M 海 域		$<2.0 \times 10^{-5}$	$<2.0 \times 10^{-5}$	$<4.0 \times 10^{-5}$	$<2.0 \times 10^{-5}$	$<1.5 \times 10^{-5}$	$<7.0 \times 10^{-6}$	$<2.0 \times 10^{-5}$		
	1995年 7月			$<2.0 \times 10^{-5}$	$<2.0 \times 10^{-5}$	$<4.0 \times 10^{-5}$	$<2.0 \times 10^{-5}$	$<1.5 \times 10^{-5}$	$<7.0 \times 10^{-6}$	$<2.0 \times 10^{-5}$		
	1996年 1月			$<2.0 \times 10^{-5}$	$<2.0 \times 10^{-5}$	$<4.0 \times 10^{-5}$	$<2.0 \times 10^{-5}$	$<1.5 \times 10^{-5}$	$<7.0 \times 10^{-6}$	$<2.0 \times 10^{-5}$		
	1995年 5月			<2.0	<2.0	<4.0	<2.0	<8.0	<2.0	<8.0		
	1995年 10月			<2.0	<2.0	<4.0	<2.0	<8.0	<2.0	<8.0		
	1995年 6月	大 洗 沖	$\times 10^{-4}\text{Bq/g} \cdot \text{生}$	<2.0	<2.0	<4.0	<2.0	<8.0	2.5	<8.0	$<4.0 \times 10^{-1}$	
	1995年 12月			<2.0	<2.0	<4.0	<2.0	<8.0	2.1	<8.0	$<4.0 \times 10^{-1}$	
シラス	1995年 10月			<2.0	<2.0	<4.0	<2.0	<8.0	<2.0	<8.0	$<4.0 \times 10^{-1}$	
ヒラメ	1995年 4月			<2.0	<2.0	<4.0	<2.0	<8.0	2.5	<8.0	$<4.0 \times 10^{-1}$	
ハマグリ	1995年 11月			<2.0	<2.0	<4.0	<2.0	<8.0	2.1	<8.0	$<4.0 \times 10^{-1}$	
ホウレン草	1995年 4月			<2.0	<2.0	<4.0	<2.0	<8.0	2.0	<8.0	$<4.0 \times 10^{-1}$	
白菜	1996年 10月	旭 村 田 頃	Bq/g · 生	$<1.4 \times 10^{-5}$	$<2.5 \times 10^{-5}$	$<4.3 \times 10^{-5}$	$<4.9 \times 10^{-5}$	$<1.8 \times 10^{-4}$	$<4.0 \times 10^{-4}$	$<1.7 \times 10^{-4}$	$<4.0 \times 10^{-4}$	
精米	1995年 10月			$<2.2 \times 10^{-6}$	$<1.9 \times 10^{-6}$	$<3.9 \times 10^{-6}$	$<4.3 \times 10^{-6}$	$<1.9 \times 10^{-5}$	$<4.0 \times 10^{-4}$	$<1.7 \times 10^{-4}$	$<4.0 \times 10^{-5}$	

注) /:測定対象外

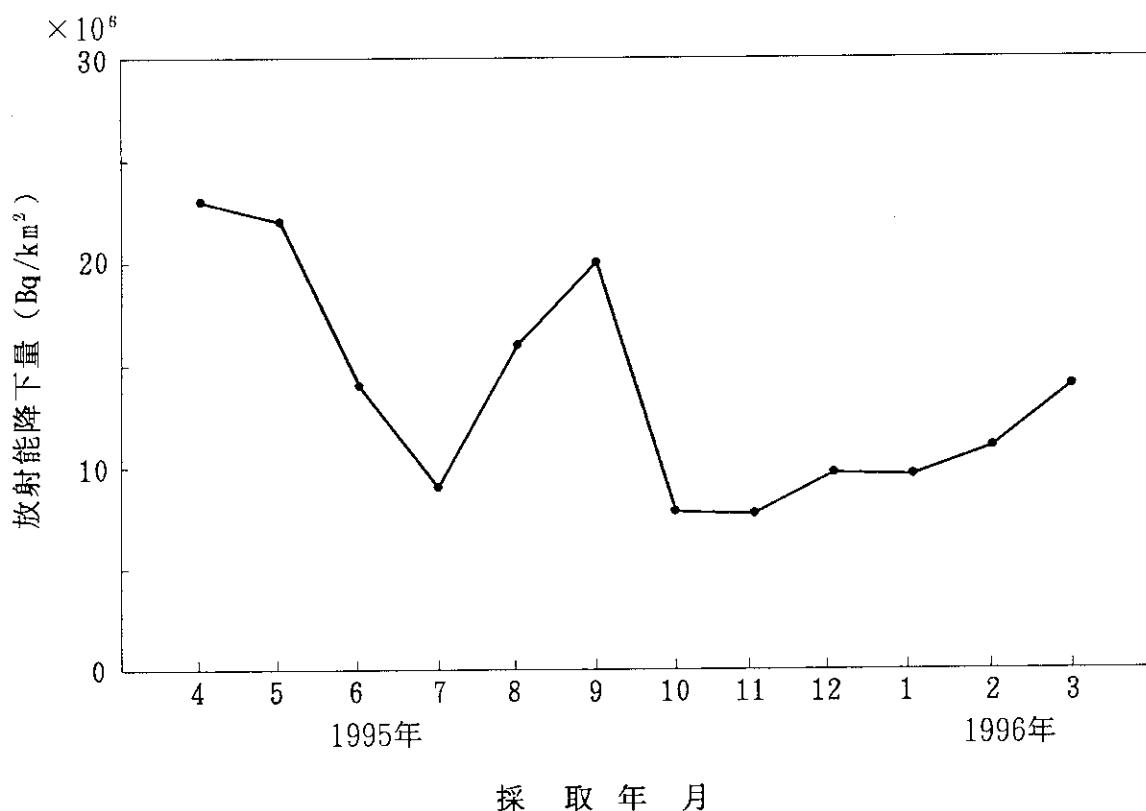


Fig. D.4.3-1 降下塵中の月間全β放射能降下量

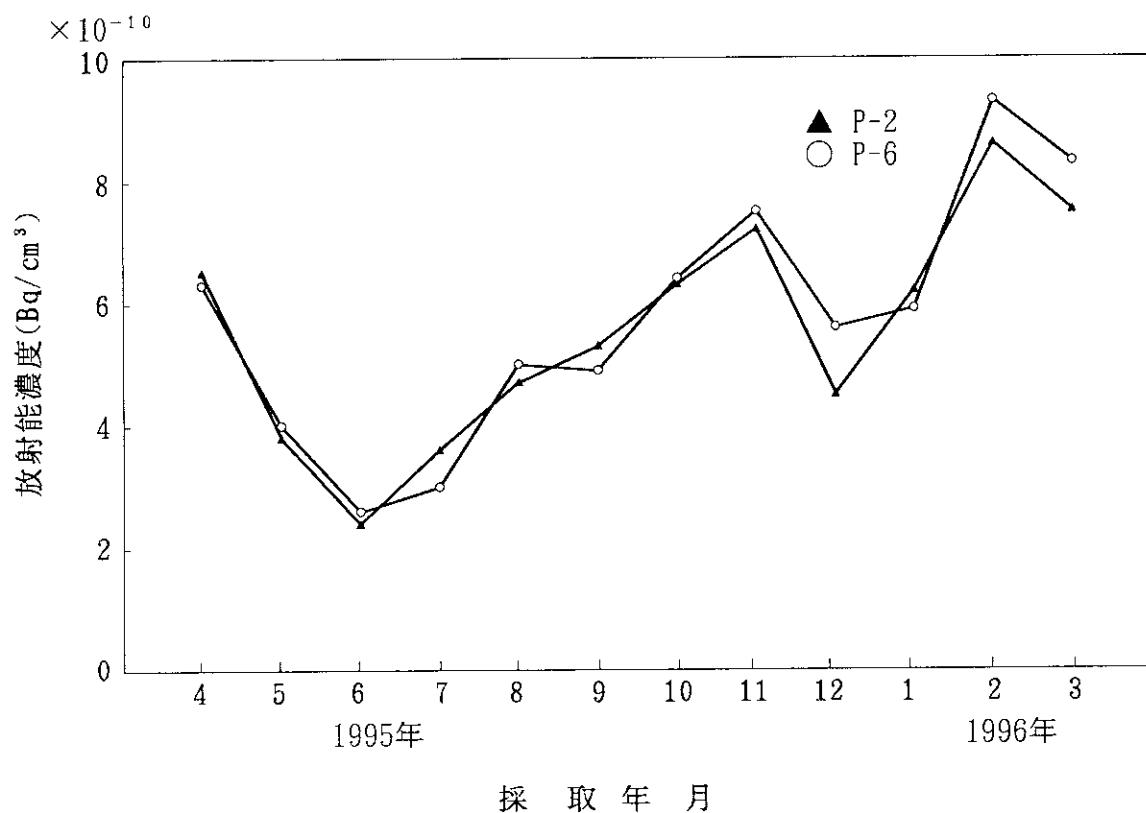


Fig. D.4.3-2 モニタリングステーションにおける大気塵埃中の全β放射能濃度の月平均値

1D.5 放射線計測器の管理

D.5.1 概 要

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

1995年度は、廃棄物管理施設モニタの一部について改修が行われた。

(芝沼 行男)

D.5.2 サーベイメータ等の管理

1995年度におけるサーベイメータの保有台数は283台であった。機種別の保有台数及び故障台数をTable D.5.2-1に示す。

点検校正は、GM管式サーベイメータ等使用頻度の多い機種については年2回、レムカウンタ等使用頻度と故障発生率の少ない機種については年1回行い、延べ526台実施した。年間の故障台数は90台であり、その主な故障内容はGM管の破損、劣化、ケーブルの断線等であった。

(倉持 彰彦)

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

(大洗研究所、1995年度)

サーベイメータ等の種類	保有台数	校正台数	故障台数
GM管式サーベイメータ	75	150	12
電離箱式サーベイメータ	64	115	22
半導体式サーベイメータ	5	5 *1	0
シンチレーション式サーベイメータ	11	11 *1	0
比例計数管式サーベイメータ	7	7 *1	0
表面汚染検査用サーベイメータ(α線用)	39	78	22
表面汚染検査用サーベイメータ(β線用)	82	160	34
警報付ポケット線量計	—	47 *1	—
ポケット線量計	—	750 *1	—
合 計 *2	283	526	90

*1 年1回校正

*2 警報付ポケット線量計及びポケット線量計を除く。

D.5.3 放射線モニタ等の管理

1995年度には、廃棄物管理の事業への移行にともない、廃棄物管理施設の一部（廃液貯留施設Ⅰ：排気ダストモニタの新設 1CH, α 一時格納庫：排気ダストモニタの更新 1CH, α 固体処理棟： γ 線エリアモニタ分及び α 固体貯蔵施設のモニタ分のデータ多重伝送装置の整備）の改修が行われた。

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

年間の故障発生件数は56件であり、その主な機種はハンドフットクロスモニタ、ダストサンプラー等であった。機種別の故障発生件数をTable D.5.3-1に示す。

(倉持 彰彦)

Table D.5.3-1 放射線管理用モニタの故障発生件数

(大洗研究所、1995年度)

モニタ類	故障件数
ガンマ線エリアモニタ	5
可搬型ガンマ線エリアモニタ	0
中性子線エリアモニタ	2
室内ダストモニタ	4
室内ガスマニタ	0
排気ダストモニタ	6
排気ガスマニタ	1
水モニタ	0
臨界警報装置	1
ハンドフットクロスモニタ(α 線用)	4
〃 (β 線用)	15
フットモニタ	0
体表面モニタ	0
ガンマ線モニタ	4
大気塵モニタ	1
排水モニタ	0
移動型モニタリング設備	0
記録計、放射線モニタ盤、吸引装置等	13
合計	56

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、環境放射能管理、放射線計測器の維持管理、各種放射線管理記録の報告等の定常業務を1994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」の解体工事の第三段階である原子炉室一括撤去・輸送作業、液体廃棄物移送容器（I）の除染作業、燃料ピン挿入作業、原子炉室展示準備作業等の管理を実施した。

放射線業務従事者の線量当量については、保安規定等に定められた線量当量限度及び警戒線量当量を超える被ばくはなかった。1995年度における実効線量当量は、最大0.5mSv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。

原子炉等規制法に基づく変更許可等に関しては、原子力第1船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)原子力船「むつ」の原子炉室の管理区域の解除
- (2)附帯陸上施設の原子炉室保管棟の原子炉室受入れにともなう管理区域の設定
- (3)附帯陸上施設の原子炉室保管棟の供用開始にともなう管理区域の追加・変更

(中村 力)

E.1.2 管理区域

1995年度は、原子力第1船原子炉施設保安規定（保安規定）の変更が5回、放射線障害予防規定（予防規定）の変更が1回行われた。そのうち保安規定による附帯陸上施設に係る管理区域の設定が1回、変更が1回あり、予防規定による管理区域の設定等はなかった。

保安規定第3編第34条及び予防規定第40条に基づき設定されている第1種管理区域及び第2種管理区域を、それぞれTable E.1.2-1及びTable E.1.2-2に示す。

1995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種管理区域の1件のみで、原子炉室展示準備作業に係るものであった。

(梶本 与一)

Table E.1.2-1 第1種管理区域

(むつ事業所、1996年3月31日現在)

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

*：(原)：原子力第1船原子炉施設保安規定、(放)：放射線障害予防規定

Table E.1.2-2 第2種管理区域

(むつ事業所、1996年3月31日現在)

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

*：(原)：原子力第1船原子炉施設保安規定、(放)：放射線障害予防規定

E.1.3 個人被ばく線量当量の管理

(1) 外部被ばく線量当量の管理

1995年度における附帯陸上施設に係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2.0人・ミリシーベルト及び0.02mSvであった。また、個人の年間最大実効線量当量は0.5mSvで、原子炉室展示準備作業における格納容器の一部切断、遮へいガラス取付け等に従事した請負業者の被ばくであった。

放射線業務従事者の人数、実効線量当量に係る被ばく状況等については、四半期別及び作業者区別に集計し、それぞれTable E.1.3-1 及びTable E.1.3-2 に示す。

組織線量当量の最大は、皮膚で0.5mSv、眼の水晶体で0.5mSvであった。

見学者等一時的に管理区域に立入る者の線量当量は、警報付ポケット線量計を着用させて測定したが、検出下限値を超える者はなかった。

(2) 内部被ばく線量当量の管理

1994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。

1995年度における受検件数をTable E.1.3-3 に示す。測定の結果、すべての検査において体内汚染は検出されなかった。

(梶本 与一)

Table E. 1.3-1 放射線業務従事者の実効線量当量に係る四半期別被ばく状況
(原子力船「むつ」附帯陸上施設分)

(むつ事業所, 1995年度)

管理期間	放射線業務従事者 実員	実効線量当量分布(人数)					平均実効 線量当量 (mSv)	最大実効 線量当量 (mSv)	集団実効 線量当量 (person・mSv)
		検出下限線量 当量未満 *1	0.2mSv以上 1.0mSv以下	1.0mSv以上 5.0mSv以下	5.0mSvを超え 15mSv以下	15mSvを超えるもの			
第1四半期	57	57	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
第2四半期	69	69	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
第3四半期	49	49	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
第4四半期	65	58	7	0	0	0	0.03	0.5	2.0
年間 *2	107 (78)	100 (77)	7 (1)	0 (0)	0 (0)	0 (0)	0.02 (0.00)	0.5 (0.2)	2.0 (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、1994年度の値。

Table E. 1.3-2 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
(原子力船「むつ」附帯陸上施設分)

(むつ事業所, 1995年度)

作業者区分	放射線業務従事者 実員	実効線量当量分布(人数)					平均実効 線量当量 (mSv)	最大実効 線量当量 (mSv)	集団実効 線量当量 (person・mSv)
		検出下限線量 当量未満 *	0.2mSv以上 1.0mSv以下	1.0mSv以上 5.0mSv以下	5.0mSvを超えるもの	15mSv以下			
職員等	41	39	2	0	0	0	0.01	0.2	0.4
外来研究員等	0	0	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
請負業者	66	61	5	0	0	0	0.02	0.5	1.6
研修生	0	0	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
全作業者	107	100	7	0	0	0	0.02	0.5	2.0

*: フィルムバッジの検出下限線量当量 : 0.2mSv

Table E.1.3-3 全身カウンタによる内部被ばく受検件数

(対象: むつ事業所及び原子力船「むつ」の放射線業務従事者)

(むつ事業所, 1995年度)

管理期間	定期 検査	入所 検査	退所 検査	入退域 中間 検査	臨時 検査	確認 検査	合計
第1四半期	0	11	25	0	0	48	84*
第2四半期	0	21	27	4	0	38	90
第3四半期	0	7	10	1	0	38	56
第4四半期	0	26	34	0	0	31	91
合計	0	65	96	5	0	155	321

*: 第1四半期のみ原子力船「むつ」の放射線業務従事者を含む。

E.1.4 施設の放射線管理

(1) 放出放射性物質の管理

1995年度中に附帯陸上施設から放出された放射性塵埃及び放射性ガスの年間平均濃度並びに年間放出放射能をTable E.1.4-1に示す。なお、放射性液体廃棄物の放出はなかった。

1995年度における³Hの放出量は、前年度と比較して46%減少した。これは、燃料・廃棄物取扱棟の液体廃棄物処理設備のタンク内に残留している³Hの減少によるものである。これらの核種の年間平均濃度は、いずれも法令及び規定等に定められた濃度限度以下であった。

(2) 線量当量率及び表面密度の管理

線量当量率及び表面密度の測定は、燃料・廃棄物取扱棟、機材・排水管理棟、保管建屋の人の常時立入る場所及び管理区域境界において実施した。線量当量率は最大60 $\mu\text{Sv}/\text{h}$ （保管建屋の原子炉室保管室内）、表面密度は0.4Bq/cm²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は、「むつ」の中性子源として使用された¹²⁴Sb-B e (3.7MBq), ²⁴¹Am-B e (3.7GBq)等8個が燃料・廃棄物取扱棟に保管されている。また、放射性同位元素とは別に、原子力船「むつ」の使用済燃料34体が個々の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。

(4) 原子炉室展示準備作業における放射線管理

原子力船「むつ」の原子炉室は、1995年6月22日をもって保管建屋への移送を終了した。その後、格納容器内部を公開するための原子炉室展示準備作業が、1996年1月9日から1996年3月21日まで行われた。作業内容は、①格納容器蓋を切欠き、切欠いた箇所に仕切ガラスを設置する。②鉛ガラス2個を有する遮へいブロックを製作し、格納容器上部遮へい体の位置に設置する等であった。この作業は格納容器の一部を切断する等未経験の作業であったため、放射線作業届を提出させて行った。作業前に、格納容器内部の線量当量率、表面密度及び空気中放射性塵埃濃度の測定を行った。線量当量率は最大185 $\mu\text{Sv}/\text{h}$ 、作業エリアでは10から20 $\mu\text{Sv}/\text{h}$ であった。計画線量当量は作業内容から0.6mSvに設定し、作業者の外部被ばく管理はフィルムバッジと警報付ポケット線量計を着用させて行った。表面密度は、スマアロ紙による拭き取り法では0.4Bq/cm²未満であった。また、空気中放射性塵埃濃度は検出下限濃度未満であった。内部被ばくの防護及び汚染拡大防止のため、作業に応じて半面マスク及びタイベックスーツの着用、局所排気装置の設置を行った。作業者の内部被ばくは作業終了時に全身カウンタで確認した。

本作業における作業者の外部被ばくによる線量当量は、個人最大が0.5mSv、集団線量当量は1.8人・ミリシーベルトであった。内部被ばくによる線量当量は、検出下限値未満であった。

(5) その他の作業における放射線管理

液体廃棄物移送容器(I)の除染作業、燃料ピンの挿入作業、炉内状態計測設備の通線・調整作業の他、雑固体廃棄物圧縮処理作業等の定的な放射線作業が行われたが、問題となるような被ばく及び汚染はなかった。

(6) 放射性汚染の状況

1995年度においては、特に問題となる放射性汚染はなかった。

(水谷 義彦)

Table E.1.4-1 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
(むつ事業所、1995年度)

項目 施設名	放射性塵埃			放射性ガス		
	核種	年間放出量 (Bq)	年間平均濃度 (Bq/cm ³)	核種	年間放出量 (Bq)	年間平均濃度 (Bq/cm ³)
燃料・廃棄物 取扱棟	全β	0	< 1.0×10 ⁻⁹	⁸³ Kr ³ H	0 3.3×10 ⁸	< 6.1×10 ⁻⁴ 6.0×10 ⁻⁷
機材・排水 管理棟	全β	0	< 3.6×10 ⁻⁹	³ H	1.6×10 ⁷	5.5×10 ⁻⁷

(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。

E.1.5 環境放射能の管理

むつ事業所敷地内及び周辺において、環境放射線及び環境試料中の放射能濃度の監視を1994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

原子力第1船原子炉施設保安規定に基づき、1995年度に放出された放射性希ガス及び液体廃棄物による周辺監視区域外における実効線量当量を算出した。

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

液体廃棄物の放出は、1995年度はなかった。

(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、1994年度と同様に実施した。

モニタリングポスト等における空気吸収線量率の月平均値と月間最大値をTable E.1.5-1に示す。表中の「最大値」は、10分平均の月間最大値であり、これらの値はすべて降雨、降雪の影響によるもので、施設からの影響は認められなかった。

(b) モニタリング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、1994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.1.5-2に定点での測定結果を示す。

(c) 環境中の空気吸収線量の監視

むつ事業所敷地内及び周辺において、1994年度と同様、3ヶ月間の空気吸収線量（積算線量）を測定した。その結果、施設からの放出放射能による異常は認められなかった。Table E.1.5-3に測定結果を示す。

(d) 周辺監視区域境界の空気吸収線量率測定

1994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

1994年度と同様、気象及び地震観測を行った。1995年度の県内有感地震は61回あり、そのうち当観測所で観測された地震は37回であった。観測されたうち最も大きな地震は、1995年9月20日6時06分に発生した青森県東方沖地震であり、震度2を記録した。

(3) 環境試料のモニタリング

(a) 環境試料中の全 β 放射能濃度

1995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1994年度とほぼ同様であった。

各試料の測定結果をTable E.1.5-4に示す。これらの値は、例年の測定結果と比べて大きな差はなく、施設からの影響は認められなかった。

(b) 環境試料中の放射性核種濃度

1995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1994年度とほぼ同様であった。

各試料の測定結果をTable E.1.5-5(a) 及び(b) に示す。また、大型水盤による降下塵の測定結果をTable E.1.5-6に示す。

(盛 隆志)

Table E.1.5-1 固定モニタによる監視結果

(むつ事業所、1995年度)

ポストNo.	年月	単位	1995年						1996年						年間標準偏差	
			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	19	20	20	21	22	20	19	16	18	20	1.5	
	最大		48	39	30	54	42	45	58	52	62	52	38	44	—	
MP-2 (施設正面)	平均	nGy/h	19	19	18	18	19	19	19	21	19	18	16	17	19	1.2
	最大		46	37	28	50	40	43	55	51	54	48	35	39	55	—
MP-3 (施設港側)	平均	nGy/h	19	18	17	18	18	19	21	19	18	16	17	18	1.3	
	最大		46	38	28	49	41	43	57	53	59	51	39	43	59	—
MP-11 (燃尾棟前)	平均	nGy/h	22	21	20	21	21	22	22	24	21	20	17	19	21	1.7
	最大		50	41	31	55	44	47	59	55	63	52	38	43	63	—
MP-12 (美付線側)	平均	nGy/h	18	18	17	18	18	19	20	19	17	15	16	18	1.4	
	最大		44	36	29	47	39	41	53	50	58	51	33	39	58	—
MP-4 (浜黒根)	平均	nGy/h	25	23	21	23	22	23	24	27	24	22	19	21	23	2.1
	最大		47	41	33	49	39	45	54	57	55	53	37	42	57	—
MP-5 (黒根中学校)	平均	nGy/h	22	21	22	25	26	21	22	25	23	21	18	18	22	2.5
	最大		49	43	34	64	45	55	63	61	90	59	43	49	90	—
MP-6 (水川口)	平均	nGy/h	25	27	26	24	31	26	26	28	25	22	18	19	25	3.6
	最大		51	48	39	57	50	59	58	66	56	39	44	66	—	
水モニタ (岸壁)	平均	CPS	4.2	4.2	4.0	3.9	3.9	4.1	4.2	4.9	4.8	5.3	4.2	4.0	4.3	0.45
	最大		10.2	15.9	4.9	6.0	10.7	13.0	20.8	26.2	27.5	26.6	12.3	11.5	27.5	—

(備考) 検出器: 2 in $\phi \times 2$ in NaI(Tl)シンチレーション検出器

型式: 鉄筋コンクリート平家建局舍型 検出器実効高さ 地上高 約4.6m

Table E.1.5-2 モニタリングカーによる空気吸収線量率測定結果
(むつ事業所, 1995年度)

番号	測定月日 測定結果 地点名	1995年5月11日	1995年8月2日	1995年11月10日	1996年2月13日
		空気吸収線量率 (nGy/h)	空気吸収線量率 (nGy/h)	空気吸収線量率 (nGy/h)	空気吸収線量率 (nGy/h)
1	水川目ポスト	31	32	30	18
2	防衛・私道交叉点	28	28	26	16
3	気象観測露場	26	26	26	14
4	鳥沢小学校	31	33	33	15
5	むつ市境界	17	17	15	10
6	関根中学校ポスト	26	25	24	15
7	陸奥関根駅	20	23	20	9
8	北関根神社奥	35	36	34	20
9	進入・防衛道路	34	36	33	13
10	大利小学校	32	31	31	13
11	浜関根ポスト	28	30	28	18

(備考) 各地点で地上1.2mの高さで10分間計測を実施した。

Table E.1.5-3 積算線量測定結果

(むつ事業所, 1995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)	
		測定結果		1995年 3月31日 ~7月4日		1995年 7月4日 ~10月3日		1995年 10月3日 ~1996年1月9日		1996年 1月9日 ~4月2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	0.12	0.12	0.11	0.11	0.11	0.10	0.10	0.09	0.09	0.09	0.42	
2	施設正門ポスト	0.12	0.12	0.11	0.11	0.11	0.10	0.10	0.10	0.10	0.10	0.43	
3	施設港側ポスト	0.12	0.11	0.11	0.11	0.11	0.10	0.10	0.09	0.10	0.10	0.42	
4	燃廃棟前ポスト	0.13	0.12	0.12	0.12	0.12	0.11	0.11	0.10	0.11	0.11	0.46	
5	美付線側ポスト	0.13	0.12	0.11	0.11	0.11	0.11	0.11	0.09	0.10	0.10	0.44	
6	資料棟	0.12	0.11	0.10	0.10	0.10	0.10	0.10	0.08	0.09	0.09	0.40	
7	岸壁	0.10	0.10	0.09	0.09	0.09	0.09	0.09	0.08	0.09	0.09	0.37	
8	浜関根ポスト	0.13	0.13	0.12	0.12	0.12	0.11	0.11	0.10	0.11	0.11	0.47	
9	関根中学校	0.12	0.12	0.11	0.11	0.11	0.10	0.10	0.10	0.10	0.10	0.43	
10	水川目ポスト	0.14	0.13	0.12	0.12	0.12	0.12	0.12	0.10	0.10	0.10	0.47	
11	大利小学校	0.14	0.13	0.12	0.12	0.13	0.12	0.12	0.09	0.10	0.10	0.47	
12	目名小学校	0.10	0.10	0.10	0.10	0.10	0.09	0.09	0.08	0.09	0.09	0.38	
13	石持小学校	0.12	0.11	0.11	0.11	0.11	0.10	0.10	0.09	0.09	0.09	0.41	
14	入口小学校	0.11	0.11	0.10	0.10	0.11	0.10	0.10	0.09	0.10	0.10	0.41	
15	北関根集会所	0.13	0.13	0.12	0.12	0.12	0.12	0.12	0.10	0.11	0.11	0.48	
16	鳥沢小学校	0.12	0.11	0.11	0.11	0.11	0.10	0.10	0.09	0.10	0.10	0.42	
17	鉛容器内(5cm厚)	0.06	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	0.13	0.12	0.12	0.12	0.12	0.11	0.11	0.10	0.11	0.11	0.36	
19	原子炉保管棟B	0.11	0.10	0.10	0.10	0.10	0.10	0.10	0.09	0.09	0.09	0.39	

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

Table E.1.5-4 環境試料中の全 β 放射能測定結果

(むつ事業所, 1995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	前浜簡易水道	1.2×10^{-4}
			樺山簡易水道	1.0×10^{-4}
			水川目簡易水道	4.4×10^{-5}
			美付川	7.3×10^{-5}
			出戸川	5.6×10^{-5}
	土壌	Bq/g乾土	気象観測露場	5.3×10^{-1}
			浜関根ポスト	4.6×10^{-1}
			関根中学校ポスト	5.8×10^{-1}
			水川目ポスト	7.0×10^{-1}
			農作物耕作地	5.0×10^{-1}
海洋試料	牛乳	Bq/cm ³	美付川	1.2×10^{-1}
			出戸川	7.8×10^{-2}
			水川目地区	4.4×10^{-2}
	牧草	Bq/g生	牛乳	1.0×10^{-1}
			牧草	6.4×10^{-2}
			キャベツ	_____*
	ジャガイモ	Bq/g生	ジャガイモ	8.9×10^{-2}
			精米	_____
	松葉	Bq/g生	精米	4.0×10^{-2}
			松葉	7.7×10^{-2}
海藻	ヨモギ	Bq/g生	ヨモギ	1.8×10^{-1}
			定係港周辺	_____
			定係港港内	2.2×10^{-5}
	海藻	Bq/cm ³	定係港港外	2.5×10^{-5}
			定係港沖合	3.1×10^{-5}
			定係港港内	3.8×10^{-1}
	海底土	Bq/g乾土	定係港港外	1.2×10^{-1}
			定係港沖合	2.1×10^{-1}
			カレイ	1.1×10^{-1}
魚類	コンブ	Bq/g生	カレイ	3.9×10^{-1}
			コンブ	3.0×10^{-1}
			ホンダワラ	_____

*: 測定対象物なし。

Table E. 1.5-5(a) 環境試料中の放射性核種濃度

(むつ事業所, 1995年度)

項目	採取年月	採取地点	³ H	⁵⁴ Mn	⁶⁰ Co	⁹⁰ Sr * 2	¹³¹ I	¹³⁷ Cs	¹⁴⁴ Ce	単位
飲 料 水	1995年 5月 11月	前浜簡易水道	$< 2.5 \times 10^0$ $< 7.2 \times 10^{-1}$	$< 1.4 \times 10^{-3}$ $< 1.3 \times 10^{-3}$	$< 2.0 \times 10^{-3}$ $< 1.8 \times 10^{-3}$	— —	— —	$< 2.1 \times 10^{-3}$ $< 2.0 \times 10^{-3}$	$< 8.5 \times 10^{-3}$ $< 1.3 \times 10^{-2}$	Bq/ℓ
	1995年 5月 11月	樺山簡易水道	$< 6.5 \times 10^{-1}$ $< 7.0 \times 10^{-1}$	$< 1.4 \times 10^{-3}$ $< 1.4 \times 10^{-3}$	$< 1.7 \times 10^{-3}$ $< 1.8 \times 10^{-3}$	— —	— —	$< 1.6 \times 10^{-3}$ $< 1.5 \times 10^{-3}$	$< 8.3 \times 10^{-3}$ $< 9.2 \times 10^{-3}$	Bq/ℓ
牛 乳	1995年 5月 11月	水川簡易水道	$< 6.2 \times 10^{-1}$ $< 6.8 \times 10^{-1}$	$< 1.3 \times 10^{-3}$ $< 1.3 \times 10^{-3}$	$< 1.7 \times 10^{-3}$ $< 1.7 \times 10^{-3}$	— —	— —	$< 2.0 \times 10^{-3}$ $< 2.0 \times 10^{-3}$	$< 8.0 \times 10^{-3}$ $< 1.2 \times 10^{-2}$	Bq/ℓ
	1995年 5月 11月	水川目酪農	— —	$< 5.6 \times 10^{-2}$ $< 3.0 \times 10^{-2}$	$< 7.9 \times 10^{-2}$ $< 3.7 \times 10^{-2}$	— —	$< 3.4 \times 10^{-2*4}$ $< 8.1 \times 10^{-2*3}$	7.8×10^{-2} 4.3×10^{-2}	$< 2.4 \times 10^{-1}$ $< 1.3 \times 10^{-1}$	Bq/ℓ
キ ャ ベ ツ	1995年 6月	美付地区	— —	$< 2.9 \times 10^{-2}$ $< 3.6 \times 10^{-2}$	$< 3.8 \times 10^{-2}$ $< 4.8 \times 10^{-2}$	1.1×10^{-1} $< 2.2 \times 10^{-2}$	$< 7.1 \times 10^{-2*4}$ $< 6.4 \times 10^{-2*4}$	$< 4.2 \times 10^{-2}$ $< 3.4 \times 10^{-2}$	$< 1.4 \times 10^{-1}$ $< 1.6 \times 10^{-1}$	Bq/kg生
ジ ャ ガ イ モ	1995年 8月	"	— —	— —	— —	— —	— —	— —	— —	Bq/kg生
米	1995年 11月	"	— —	$< 2.1 \times 10^{-2}$ $< 5.8 \times 10^{-2}$	$< 2.8 \times 10^{-2}$ $< 5.5 \times 10^{-2}$	3.0×10^{-2} $< 1.5 \times 10^{-2}$	— —	— —	2.8×10^{-1} 1.4×10^{-1}	$< 9.1 \times 10^{-2}$ $< 1.7 \times 10^{-1}$
カ レ イ	1995年 6月 11月	闘根漁港沖	— —	$< 4.1 \times 10^{-2}$ $< 5.0 \times 10^{-2}$	$< 5.4 \times 10^{-2}$ $< 2.2 \times 10^{-2}$	$< 1.4 \times 10^{-2}$ $< 1.9 \times 10^{-2}$	— —	— —	1.4×10^{-1} 1.2×10^{-1}	$< 1.7 \times 10^{-1}$ $< 1.3 \times 10^{-1}$
コ ン ブ	1995年 5月 11月	大畑漁港沖	— —	$< 3.8 \times 10^{-2}$ $< 1.6 \times 10^{-1}$	$< 3.2 \times 10^{-2}$ $< 1.3 \times 10^{-1}$	$< 1.8 \times 10^{-2}$ $< 1.5 \times 10^{-1}$	— —	— —	1.2×10^{-1} $8.8 \times 10^{-2*4}$	$< 1.3 \times 10^{-1}$ 1.3×10^{-1}
タ コ	1995年 5月 11月	闘根漁港沖	— —	$< 1.0 \times 10^{-1}$ $< 3.9 \times 10^{-2}$	$< 1.3 \times 10^{-1}$ $< 4.2 \times 10^{-2}$	$< 1.4 \times 10^{-2}$ $< 2.7 \times 10^{-2}$	$< 2.9 \times 10^{-2}$ $< 2.0 \times 10^{-2}$	$< 8.2 \times 10^{-2*4}$ $< 4.1 \times 10^{-2}$	$< 4.3 \times 10^{-1}$ $< 4.1 \times 10^{-2}$	$< 1.6 \times 10^{-1}$ $< 1.7 \times 10^{-1}$
ホンダワラ	1995年 5月	"	— —	— —	— —	— —	— —	— —	— —	—
クロソイ	1995年 5月 12月	大畑漁港沖	— —	$< 4.2 \times 10^{-2}$ $< 4.2 \times 10^{-2}$	$< 3.0 \times 10^{-2}$ $< 3.0 \times 10^{-2}$	$< 2.0 \times 10^{-2}$ $< 1.1 \times 10^{-2}$	$< 7.9 \times 10^{-2*4}$ $< 1.2 \times 10^{-1}$	$< 1.2 \times 10^{-1}$ 2.2×10^{-1}	$< 4.2 \times 10^{-1}$ 4.5×10^{-1}	$< 1.6 \times 10^{-1}$ $< 1.7 \times 10^{-1}$

項目	採取年月	採取地点	³ H	⁵⁴ Mn	⁶⁰ Co	⁸⁰ Sr * 2	¹³¹ I	¹³⁷ Cs	¹⁴⁴ Ce	単位
イカ	1995年5月 12月	大畑漁港沖	—	< 4.4×10 ⁻² < 1.0×10 ⁻¹	< 3.3×10 ⁻² < 3.6×10 ⁻²	< 2.0×10 ⁻² < 1.3×10 ⁻²	—	4.9×10 ⁻² < 4.8×10 ⁻²	< 1.8×10 ⁻¹ < 1.5×10 ⁻¹	Bq/Rg生
		木タデ	—	< 8.3×10 ⁻²	< 2.8×10 ⁻²	< 2.1×10 ⁻²	—	—	< 4.3×10 ⁻²	< 1.6×10 ⁻¹
ヒラメ	1995年5月 12月	石持漁港沖	—	< 9.7×10 ⁻²	< 3.3×10 ⁻²	< 1.9×10 ⁻²	—	—	4.8×10 ⁻²	< 1.9×10 ⁻¹
		野牛漁港沖	—	< 3.9×10 ⁻² < 1.1×10 ⁻²	< 3.0×10 ⁻² < 3.8×10 ⁻²	< 1.7×10 ⁻² < 1.3×10 ⁻²	—	—	1.7×10 ⁻¹ 1.5×10 ⁻¹	< 1.5×10 ⁻¹ < 1.5×10 ⁻¹
アイナメ	1995年6月 11月	野牛漁港沖	—	< 3.7×10 ⁻² < 5.6×10 ⁻²	< 3.0×10 ⁻² < 5.0×10 ⁻²	< 1.8×10 ⁻² < 1.7×10 ⁻²	—	—	2.1×10 ⁻¹ 1.4×10 ⁻¹	< 1.4×10 ⁻¹ < 1.6×10 ⁻¹
		岩屋漁港沖	—	< 6.2×10 ⁻² < 4.1×10 ⁻²	< 3.0×10 ⁻² < 3.2×10 ⁻²	< 1.9×10 ⁻² < 1.3×10 ⁻²	—	—	2.2×10 ⁻¹ 2.0×10 ⁻¹	< 1.3×10 ⁻¹ < 1.6×10 ⁻¹
松葉	1995年5月 11月	定係港周辺	—	< 5.2×10 ⁻² < 4.1×10 ⁻²	< 4.6×10 ⁻² < 5.4×10 ⁻²	—	< 1.1×10 ⁻¹ * 4 < 1.2×10 ⁻¹ * 4	7.1×10 ⁻² 2.2×10 ⁻¹	< 2.0×10 ⁻¹ < 2.1×10 ⁻¹	
		ヨモギ	”	—	< 7.4×10 ⁻² < 9.2×10 ⁻²	< 9.9×10 ⁻² < 1.1×10 ⁻¹	—	< 8.7×10 ⁻² * 4 < 1.5×10 ⁻¹ * 4	< 1.1×10 ⁻¹ 1.5×10 ⁻¹	< 3.9×10 ⁻¹ < 5.0×10 ⁻¹
牧草	1995年5月 10月	水川自齋農	—	< 4.6×10 ⁻² < 6.4×10 ⁻²	< 6.3×10 ⁻² < 8.2×10 ⁻²	—	< 1.1×10 ⁻¹ * 4 < 1.8×10 ⁻¹ * 4	8.5×10 ⁻² 8.1×10 ⁻²	< 2.5×10 ⁻¹ < 2.7×10 ⁻¹	

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

Table E. 1.5- 5 (b) 環境試料中の放射性核種濃度

(もつつ事業所, 1995年度)

項目	採取年月	採取地点	³ H	⁵⁴ Mn	⁶⁰ Co	⁹⁰ Sr *2	¹³⁷ Cs	¹⁴⁴ Ce	単位
河川水	1995年5月 11月	美付川	1.1×10^0 $< 6.9 \times 10^{-1}$	$< 1.3 \times 10^{-3}$ $< 2.0 \times 10^{-3}$	$< 1.6 \times 10^{-3}$ $< 1.9 \times 10^{-3}$	2.3×10^{-3} 6.1×10^{-3}	$< 1.4 \times 10^{-3}$ $< 2.0 \times 10^{-3}$	$< 7.6 \times 10^{-3}$ $< 8.1 \times 10^{-3}$	Bq/ℓ
	1995年5月 11月	出戸川	2.8×10^0 1.4×10^0	$< 1.2 \times 10^{-3}$ $< 2.1 \times 10^{-3}$	$< 1.6 \times 10^{-3}$ $< 1.9 \times 10^{-3}$	2.5×10^{-3} 3.1×10^{-3}	$< 1.8 \times 10^{-3}$ $< 2.2 \times 10^{-3}$	$< 8.0 \times 10^{-3}$ $< 1.2 \times 10^{-2}$	
	1995年5月 11月	定係港港内	1.2×10^0 7.2×10^{-1}	$< 1.8 \times 10^{-3}$ $< 1.2 \times 10^{-3}$	$< 1.6 \times 10^{-3}$ $< 1.6 \times 10^{-3}$	$< 1.9 \times 10^{-3}$ $< 2.8 \times 10^{-3}$	2.2×10^{-3} 2.7×10^{-3}	$< 5.8 \times 10^{-3}$ $< 7.0 \times 10^{-3}$	
	1995年5月 11月	定係港港外	1.2×10^0 6.9×10^{-1}	$< 1.7 \times 10^{-3}$ $< 1.1 \times 10^{-3}$	$< 1.6 \times 10^{-3}$ $< 1.7 \times 10^{-3}$	$< 2.1 \times 10^{-3}$ $< 2.6 \times 10^{-3}$	1.9×10^{-3} 2.3×10^{-3}	$< 5.7 \times 10^{-3}$ $< 6.9 \times 10^{-3}$	
	1995年5月 11月	定係港沖合	1.6×10^0 6.9×10^{-1}	$< 1.8 \times 10^{-3}$ $< 1.1 \times 10^{-3}$	$< 1.7 \times 10^{-3}$ $< 1.5 \times 10^{-3}$	$< 2.0 \times 10^{-3}$ $< 2.3 \times 10^{-3}$	3.2×10^{-3} 2.3×10^{-3}	$< 9.4 \times 10^{-3}$ $< 6.7 \times 10^{-3}$	
	1995年5月 11月	大畑漁港沖	$< 4.3 \times 10^{-1}$ 7.0×10^{-1}	$< 4.0 \times 10^{-3}$ $< 4.0 \times 10^{-3}$	$< 1.1 \times 10^{-3}$ $< 1.1 \times 10^{-3}$	2.8×10^{-3} 2.7×10^{-3}	3.0×10^{-3} 3.3×10^{-3}	$< 6.7 \times 10^{-3}$ $< 9.8 \times 10^{-3}$	
	1995年5月 11月	関根漁港沖	$< 4.4 \times 10^{-1}$ $< 4.8 \times 10^{-1}$	$< 4.3 \times 10^{-3}$ $< 1.9 \times 10^{-3}$	$< 1.1 \times 10^{-3}$ $< 6.6 \times 10^{-4}$	2.7×10^{-3} 1.6×10^{-3}	3.0×10^{-3} 3.0×10^{-3}	$< 7.1 \times 10^{-3}$ $< 6.9 \times 10^{-3}$	
	1995年5月 11月	石持漁港沖	$< 4.4 \times 10^{-1}$ $< 4.8 \times 10^{-1}$	$< 2.2 \times 10^{-3}$ $< 2.5 \times 10^{-3}$	$< 9.7 \times 10^{-4}$ $< 1.9 \times 10^{-3}$	2.4×10^{-3} 1.9×10^{-3}	3.0×10^{-3} $< 3.1 \times 10^{-3}$	$< 6.5 \times 10^{-3}$ $< 1.1 \times 10^{-2}$	
	1995年5月 11月	野牛漁港沖	$< 4.3 \times 10^{-1}$ $< 4.7 \times 10^{-1}$	$< 3.0 \times 10^{-3}$ $< 2.4 \times 10^{-3}$	$< 6.8 \times 10^{-4}$ $< 6.5 \times 10^{-4}$	2.1×10^{-3} 1.9×10^{-3}	2.7×10^{-3} 2.6×10^{-3}	$< 9.6 \times 10^{-3}$ $< 6.8 \times 10^{-3}$	
	1995年5月 11月	岩屋漁港沖	$< 4.4 \times 10^{-1}$ $< 4.8 \times 10^{-1}$	$< 2.2 \times 10^{-3}$ $< 2.7 \times 10^{-3}$	$< 1.0 \times 10^{-3}$ $< 1.7 \times 10^{-3}$	2.7×10^{-3} 2.0×10^{-3}	2.3×10^{-3} $< 3.3 \times 10^{-3}$	$< 6.6 \times 10^{-3}$ $< 1.1 \times 10^{-2}$	
河底土	1995年5月 11月	美付川	— *1	$< 7.8 \times 10^{-1}$ $< 3.7 \times 10^{-1}$	$< 7.2 \times 10^{-1}$ $< 5.1 \times 10^{-1}$	5.1×10^{-1} 5.5×10^{-1}	8.4×10^{-1} 6.6×10^{-1}	$< 3.5 \times 10^0$ $< 2.5 \times 10^0$	Bq/kg乾土
	1995年5月 11月	出戸川	—	$< 3.9 \times 10^{-1}$ $< 3.9 \times 10^{-1}$	$< 5.5 \times 10^{-1}$ $< 5.1 \times 10^{-1}$	5.0×10^{-1} 4.2×10^{-1}	8.1×10^{-1} 9.4×10^{-1}	$< 2.5 \times 10^0$ $< 2.5 \times 10^0$	

項目	採取年月	採取地点	³ H	⁵⁴ Mn	⁶⁰ Co	⁹⁰ Sr *2	¹³⁷ Cs	¹⁴⁴ Ce	単位
海 底 土	1995年5月 11月	定係港港内	—	< 1.2×10 ⁰ < 1.3×10 ⁰	< 9.9×10 ⁻¹ < 1.1×10 ⁰	< 2.7×10 ⁻¹ < 3.3×10 ⁻¹	< 1.9×10 ⁰ < 1.3×10 ⁰	< 6.1×10 ⁰ < 5.3×10 ⁰	Bq/kg乾土
	1995年5月 11月	定係港港外	—	< 6.4×10 ⁻¹ < 9.9×10 ⁻¹	< 5.1×10 ⁻¹ < 8.3×10 ⁻¹	< 2.4×10 ⁻¹ < 2.5×10 ⁻¹	< 6.5×10 ⁻¹ < 1.0×10 ⁰	< 4.8×10 ⁰ < 3.9×10 ⁰	
	1995年5月 11月	定係港冲合	—	< 6.7×10 ⁻¹ < 6.3×10 ⁻¹	< 6.2×10 ⁻¹ < 5.2×10 ⁻¹	< 2.0×10 ⁻¹ < 1.4×10 ⁻¹	< 7.8×10 ⁻¹ < 6.5×10 ⁻¹	< 3.6×10 ⁰ < 2.6×10 ⁰	
	1995年5月 11月	大畠漁港沖	—	< 1.6×10 ⁰ < 1.6×10 ⁰	< 4.3×10 ⁻¹ < 4.3×10 ⁻¹	< 2.6×10 ⁻¹ < 1.4×10 ⁻¹	< 9.5×10 ⁻¹ < 8.8×10 ⁻¹	< 4.3×10 ⁰ < 4.2×10 ⁰	
	1995年5月 11月	關根漁港沖	—	< 1.6×10 ⁰ < 1.3×10 ⁰	< 4.6×10 ⁻¹ < 3.7×10 ⁻¹	< 3.0×10 ⁻¹ < 1.6×10 ⁻¹	< 8.8×10 ⁻¹ < 7.9×10 ⁻¹	< 2.8×10 ⁰ < 3.7×10 ⁰	
	1995年5月 11月	石持漁港沖	—	< 2.0×10 ⁰ < 2.4×10 ⁰	< 6.1×10 ⁻¹ < 6.4×10 ⁻¹	< 2.4×10 ⁻¹ < 1.3×10 ⁻¹	< 1.2×10 ⁰ < 1.2×10 ⁰	< 3.4×10 ⁰ < 5.6×10 ⁰	
	1995年5月 11月	野牛漁港沖	—	< 1.6×10 ⁰ < 1.8×10 ⁰	< 4.8×10 ⁻¹ < 5.1×10 ⁻¹	< 2.9×10 ⁻¹ < 1.2×10 ⁻¹	< 9.8×10 ⁻¹ < 1.2×10 ⁰	< 4.7×10 ⁰ < 4.9×10 ⁰	
	1995年5月 11月	岩屋漁港沖	—	< 2.0×10 ⁰ < 2.0×10 ⁰	< 6.2×10 ⁻¹ < 6.0×10 ⁻¹	< 2.6×10 ⁻¹ < 1.6×10 ⁻¹	< 1.2×10 ⁰ < 1.2×10 ⁰	< 3.4×10 ⁰ < 5.5×10 ⁰	
陸 土	1995年5月 11月	気象観測露場	—	< 1.2×10 ⁰ < 1.1×10 ⁰	< 1.0×10 ⁰ < 9.3×10 ⁻¹	—	4.7×10 ⁰ 4.4×10 ⁰	< 8.2×10 ⁰ < 4.7×10 ⁰	
	1995年5月 11月	浜関根ボタル	—	< 1.2×10 ⁰ < 1.1×10 ⁰	< 1.1×10 ⁰ < 8.9×10 ⁻¹	—	8.7×10 ⁰ 1.1×10 ¹	< 8.2×10 ⁰ < 7.3×10 ⁰	
	1995年5月 11月	関根中学校	—	< 1.3×10 ⁰ < 1.1×10 ⁰	< 1.1×10 ⁰ < 8.7×10 ⁻¹	—	2.8×10 ¹ 1.0×10 ¹	< 8.5×10 ⁰ < 7.4×10 ⁰	
	1995年5月 11月	水川目ボタル	—	< 1.4×10 ⁰ < 1.4×10 ⁰	< 1.1×10 ⁰ < 1.1×10 ⁰	—	1.8×10 ¹ 1.4×10 ¹	< 5.2×10 ⁰ < 5.3×10 ⁰	
	1995年5月 11月	農作物耕作地	—	< 1.3×10 ⁰ < 1.1×10 ⁰	< 1.0×10 ⁰ < 9.4×10 ⁻¹	—	4.2×10 ⁰ 2.8×10 ⁰	< 7.7×10 ⁰ < 7.3×10 ⁰	

* 1 : 測定対象外 * 2 : 化学分析

Table E.1.5-6 降下物中の放射性核種濃度

(むつ事業所, 1995年度)

採取年月	⁷ Be	⁵⁴ Mn	⁶⁰ Co	⁹⁵ Zr	⁹⁵ Nb	¹³⁷ Cs	¹⁴⁴ Ce
1995年4月	1.1×10 ⁷	< 8.0×10 ⁴	< 6.9×10 ⁴	< 1.0×10 ⁵	< 7.1×10 ⁴	< 8.4×10 ⁴	< 2.8×10 ⁵
5月	2.0×10 ⁷	< 8.4×10 ⁴	< 7.9×10 ⁴	< 1.1×10 ⁵	< 7.8×10 ⁴	< 8.7×10 ⁴	< 2.8×10 ⁵
6月	1.7×10 ⁷	< 8.2×10 ⁴	< 8.2×10 ⁴	< 9.9×10 ⁴	< 7.5×10 ⁴	< 8.2×10 ⁴	< 3.2×10 ⁵
7月	1.3×10 ⁷	< 8.2×10 ⁴	< 8.1×10 ⁴	< 1.1×10 ⁵	< 7.2×10 ⁴	< 8.6×10 ⁴	< 3.3×10 ⁵
8月	1.4×10 ⁷	< 9.4×10 ⁴	< 9.0×10 ⁴	< 1.2×10 ⁵	< 7.9×10 ⁴	< 9.4×10 ⁴	< 3.5×10 ⁵
9月	2.6×10 ⁷	< 8.6×10 ⁴	< 8.2×10 ⁴	< 1.1×10 ⁵	< 7.7×10 ⁴	< 8.5×10 ⁴	< 4.9×10 ⁵
10月	2.9×10 ⁷	< 6.8×10 ⁴	< 7.9×10 ⁴	< 1.7×10 ⁵	< 8.0×10 ⁴	< 9.2×10 ⁴	< 5.1×10 ⁵
11月	5.3×10 ⁷	< 8.7×10 ⁴	< 9.0×10 ⁴	< 1.1×10 ⁵	< 7.6×10 ⁴	< 9.4×10 ⁴	< 3.8×10 ⁵
12月	3.0×10 ⁷	< 8.7×10 ⁴	< 8.7×10 ⁴	< 1.0×10 ⁵	< 8.0×10 ⁴	< 9.3×10 ⁴	< 3.8×10 ⁵
1996年1月	2.4×10 ⁷	< 5.0×10 ⁴	< 7.0×10 ⁴	< 9.0×10 ⁴	< 6.4×10 ⁴	< 5.0×10 ⁴	< 2.8×10 ⁵
2月	1.6×10 ⁷	< 5.2×10 ⁴	< 6.5×10 ⁴	< 9.5×10 ⁴	< 6.6×10 ⁴	< 5.1×10 ⁴	< 2.9×10 ⁵
3月	7.7×10 ⁷	< 4.9×10 ⁴	< 6.4×10 ⁴	< 9.4×10 ⁴	< 6.2×10 ⁴	< 5.1×10 ⁴	< 3.4×10 ⁵

(備考) 採取場所は、気象観測露場内。

(単位: Bq/km²)

E.1.6 放射線計測器の管理

(1) サーベイメータ等の管理

1995年度におけるサーベイメータの現有台数、校正台数及び故障件数を種類別にTable E.1.6-1に示す。

サーベイメータ及びスケーラ等の放射線計測機器は、年1回点検校正を実施した。

(2) 放射線モニタ等の管理

環境放射線監視システム及び施設放射線管理用モニタの点検校正は、1994年度同様、年1回実施した。気象観測装置及び地震観測装置についても同様に年1回実施した。

(盛 隆志)

Table E.1.6-1 サーベイメータの現有台数、校正台数及び故障件数

(むつ事業所、1995年度)

サーベイメータ機種名	現有台数	校正台数	故障件数
GM管式サーベイメータ	8	8	0
β線表面汚染検査計	17	17	0
α線表面汚染検査計	3	3	0
プラスチックシンチレーション式サーベイメータ	2	2	0
電離箱式サーベイメータ	15	15	0
レムカウンタ	2	2	0
NaIシンチレーション式サーベイメータ	5	5	0
テレスコープ	1	1	0
コンタミネーションモニタ	1	1	0
合 計	54	54	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、放射線管理用機器の管理を1994年度に引き続き実施したが、特に問題となる事項はなかった。

気体状放出放射性物質の放出管理は、解役工事の進捗に伴う排気設備の撤去により、前年度第3四半期をもって終了した。

施設の放射線管理としては、密閉処理された原子炉室周辺の巡視点検及び線量当量率等の定期的測定を実施し、放射線管理上、施設が適正に維持されていることを確認した。

放射線計測器については、定常業務計画に基づいて点検を実施した。なお、エリアモニタは解役工事の進捗に伴い、1995年4月にその使用を停止し、撤去・陸揚げが行われた。

原子力船「むつ」の放射線管理は、原子炉室一括撤去後、1995年6月30日の船体引き渡し及び原子力第1船原子炉施設保安規定の変更認可によりその業務を全て終了した。

(森内 典明)

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

従来の内部被ばく検査の受検票出力及び検査記録の管理システムを会話型個人管理システム（PMS）に組込み「作業状況調査管理ファイルの作成及び検索処理、内部検査管理ファイルの作成及び検索処理」等のデータベース化を図った。

前年度に引き続き人体接近によるVDT（Video Display Terminal）漏洩電界の擾乱について、測定者と測定器間の適切な距離について検討を行い、漏洩電界の測定に影響を及ぼさない人体との距離は、1.6m以上あれば充分であることを確認した。

科学技術庁からの受託事業として（5年計画）作業者及び一般公衆に対する線量評価法について検討した。初年度として、内部被ばく線量評価コードの開発・整備については、ICRP1990年勧告で示された臓器に対して、新たな組織荷重係数等を割り当てられるように一部改造するとともに、放射性核種ごとの放射線データファイル等を新たに整備した。また新呼吸気道モデル（Publ. 66）を組込んだ場合について、処理体系の検討、ICRP標準コードの改造について検討を行った。

那珂研において、被ばく登録管理業務の効率化を図るため、フィルムバッジ貸出管理システムの開発を行った。これにより、フィルムバッジの準備作業及び貸出作業がより迅速に行えるようになった。

（大村 英昭）

2.1.2 内部被ばく記録のファイリングプログラム作成

これまで内部被ばく検査の受検票の出力及び検査記録の管理等は、旧体内放射能課で運用されていた計算機処理システムで行われていたが、まれに従事者の指定期間（フィルムバッジの貸出期間）と内部被ばく検査の受検日に不一致が生じるなどの不具合があった。また外部被ばくと内部被ばく（体外計測及びバイオアッセイ検査）の書式等で不統一な点があった。

これらを改良するため、今回内部被ばく検査に関する処理を会話型個人被ばくデータ管理システム（PMS）に組み込み、共通ファイルの相互参照及び内部被ばく関連データのデータベース化等を進めた。主な内容は以下のとおりである。

(1) 作業状況調査管理ファイルの作成及び検索処理等

内部被ばくに係る放射線作業状況調査結果の個人管理台帳をデータベース化した。PMSの処理メニューを選択することにより登録番号をキーとして個人別に調査票と同じイメージで結果を表示し、また任意に修正等ができる。このファイル内には、内部被ばく定期確認検査対象者及びその種別ならびに尿試料容器置場など、後述の内部被ばく検査対象者への通知処理で必要とされる情報を収納している。

(2) 内部検査管理ファイルの作成及び検索処理等

内部被ばく検査結果を個人被ばく管理台帳と並行して管理するファイルである。上記の作業状況調査管理ファイルと連携を持たせることにより、検査対象者の表示及び受検状況を表示することができる。

(3) 関連ファイルの作成

上記のファイル及び処理を行うための参照ファイルとして、核種テーブル、化学形テーブル及び容器置場テーブルを作成し、それらのコード化を図った。

(4) 検査記録票等の印刷処理

作成された管理ファイルを基に、各種帳票をPMSの処理メニュー選択で出力できるようにした。印刷処理は、別プログラムとしてバッチジョブで行う。

これらのファイル及び処理等を既存のPMSの機能に組み込んだことにより、次の点について改善が図られた。

- ① 従事者の指定状況や所属課室等に変更が生じた場合、それらの変更情報が内部被ばく検査の個人識別情報にも共通して反映させることができる。
- ② 検査対象者への受検票等の出力及び検査記録の登録処理が、会話型式で簡便で正確に行うことができる。
- ③ 各種検査記録の表示及び印刷が容易にできる。

このファイリングプログラムで出力された「内部被ばく定期確認検査予定表」をFig. 2.1. 2-1 に示す。

(植田 久男)

内部被ばく定期確認検査予定票

體外計測

課室番号	課室名	平成 8年10月 1日
325	個人線量管理課	個人線量管理課 体内放射能測定係(電 6421)

記号	検査種目	検査場所・計測時間
IW	全身計測	(精密) 研究2棟地階023号室 (20分間)

- (1)検査対象者には、別途「体外計測受検通知票」を送付いたします。
(2)受検日に検査できない方は、被ばく管理担当課に連絡して下さい。

Fig. 2.1.2-1 Example of output list

2.1.3 人体接近によるVDT漏洩電界の擾乱について

非電離放射線の人体影響に関する電界の強さ測定は、人のいない状態で人の存在する可能性のある全空間を対象とすることを原則としている。しかし、電界を測定する際に、測定者の接近による電界の擾乱(proximity effect)という問題がある。今回、表面積の異なる人体をVDT(Video Display Terminal)に接近させることによりVDTから漏洩する電界の擾乱について調べ、VDT漏洩電界の強さ測定に関する測定者と測定器間の適切な距離について検討した。

VDTを木製の台に置き、2つの異なる人体をVDTにそれぞれ接近させて場の電界の大きさ(ELF帯、VLF帯)の変化を測定した。測定座標系はVDT管面中央から垂直方向をX軸、VDT管面と平行かつ床面と平行方向をY軸、床面から垂直方向をZ軸とした。電界測定器はVDT管面から10cm(X軸)離れたところに設置し、測定者は擾乱する電界に影響しないように離れ、光ファイバーリモートコントローラを用いて測定した。また、電界測定器の支持台も金属部を含まない合成樹脂製のものを使用した。高さ1m一定で測定を実施した。接近する人体はそれぞれ表面積A 1.86m²(身長176cm体重70kg)、B 1.41m²(身長160cm体重43kg)であり、衣服等には金属の含むものを極力取り除き、靴はゴム製のものを履いた。

電界測定器をVDT管面から10cm離れたところに固定した時の、VDTから漏洩するELF帯電界の擾乱の様子をFig.2.1.3-1, Fig.2.1.3-2に示す。人体接近にともないX軸、Z軸成分の電界の大きさが増加している。擾乱されていない電界の大きさから擾乱電界の大きさを求めると、約23%が擾乱されたことになる(人体とVDT間の距離が40cm)。

また、VLF帯電界についての擾乱の様子をFig.2.1.3-3, Fig.2.1.3-4に示す。ELF帯ほど電界の大きさが大きくなないので顕著な傾向はみられなかったが、やはり人体が測定器(VDT方向)に接近するに従って増加した。

本測定条件下では以下のことが判った。

- (1) VDT漏洩電界の測定における測定者と測定器間の距離は1.6m以上であれば十分と考えられる。
- (2) 人体表面積の大きさによる相違については明らかにならなかった。

最後に、非電離放射線防護委員会(ICNIRP)は1Hzから300GHzの電磁界の防護指針を審議中である。そのような状況を鑑み、非電離放射線の測定方法について早急に明確にする必要があると思われる。

ELF帯: Extremely low frequency, 一般には30Hzから300Hzの周波数帯のこと。

VLF帯: Very low frequency, 一般には3kHzから30kHzの周波数帯のこと。

(木名瀬 栄, 川崎 隆行)

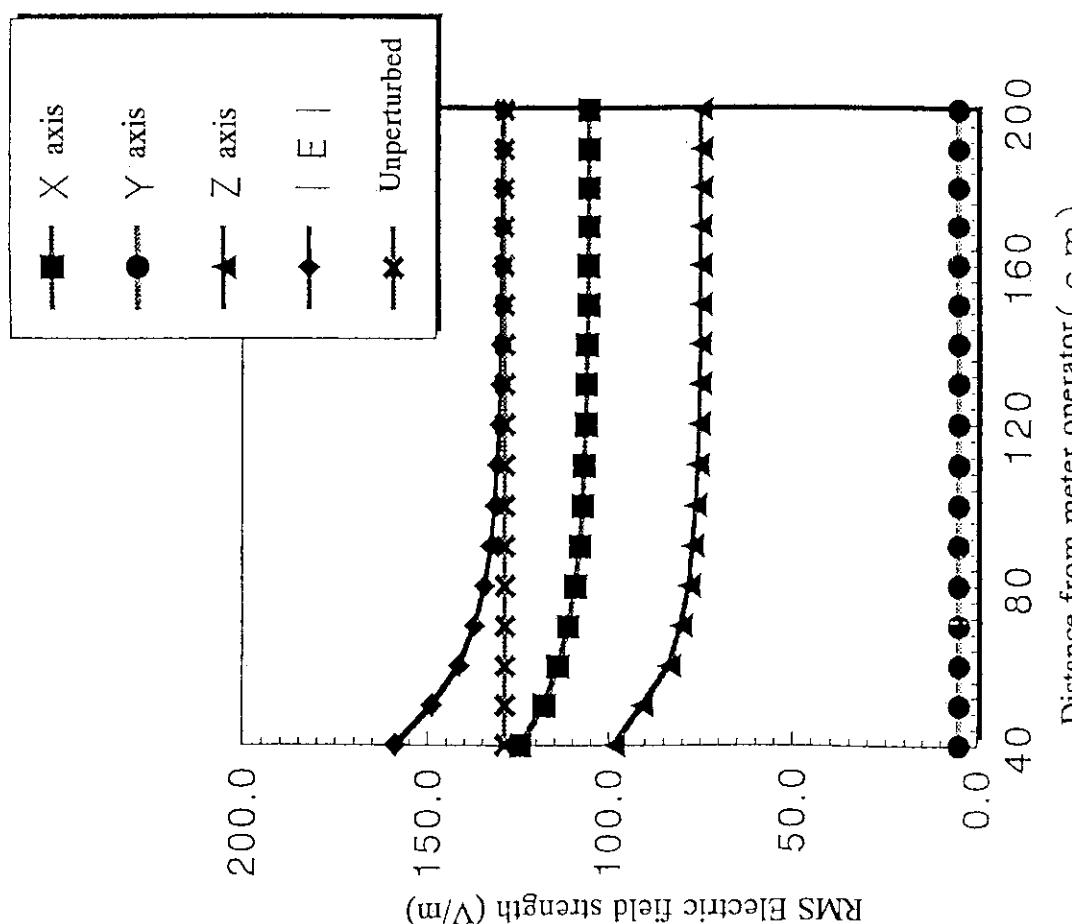
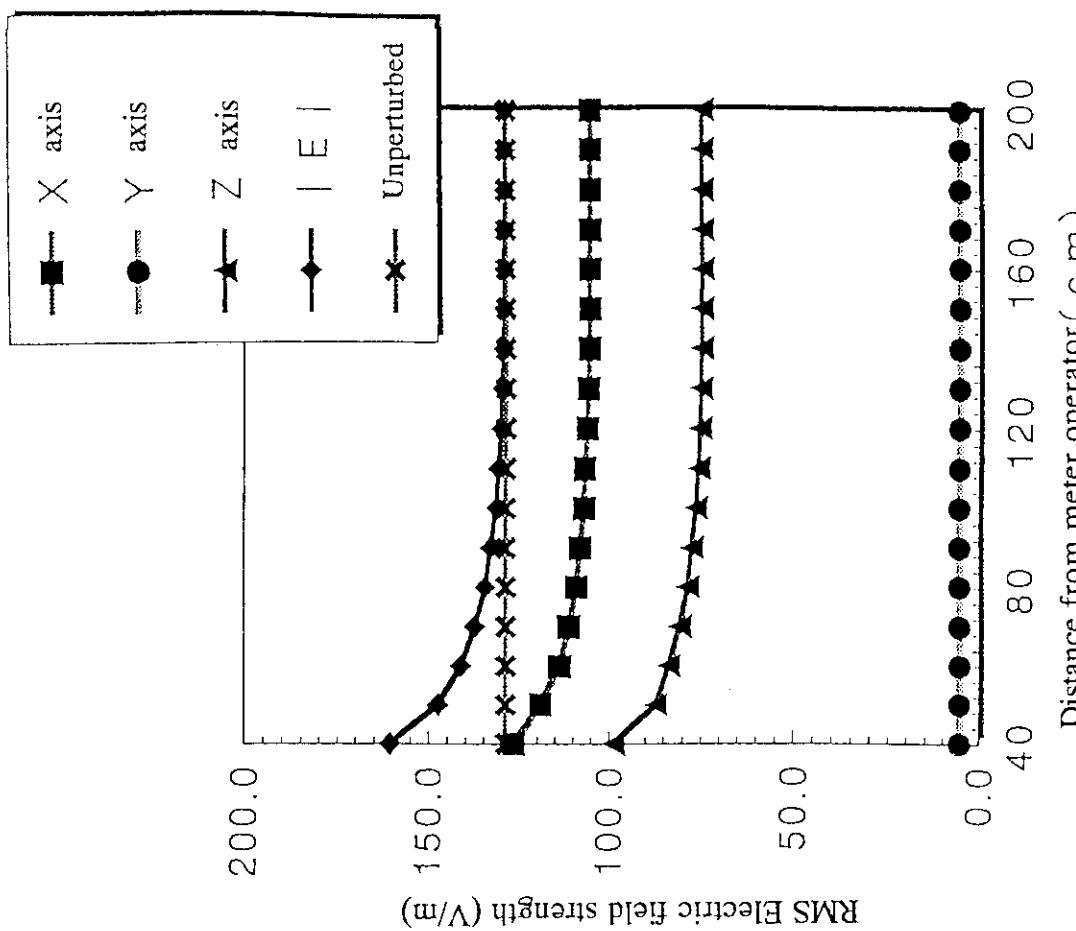


Fig. 2.1.3 - 1 ELF Electric field perturbation caused by a grounded man(A).

Fig. 2.1.3 - 2 ELF Electric field perturbation caused by a grounded man(B).

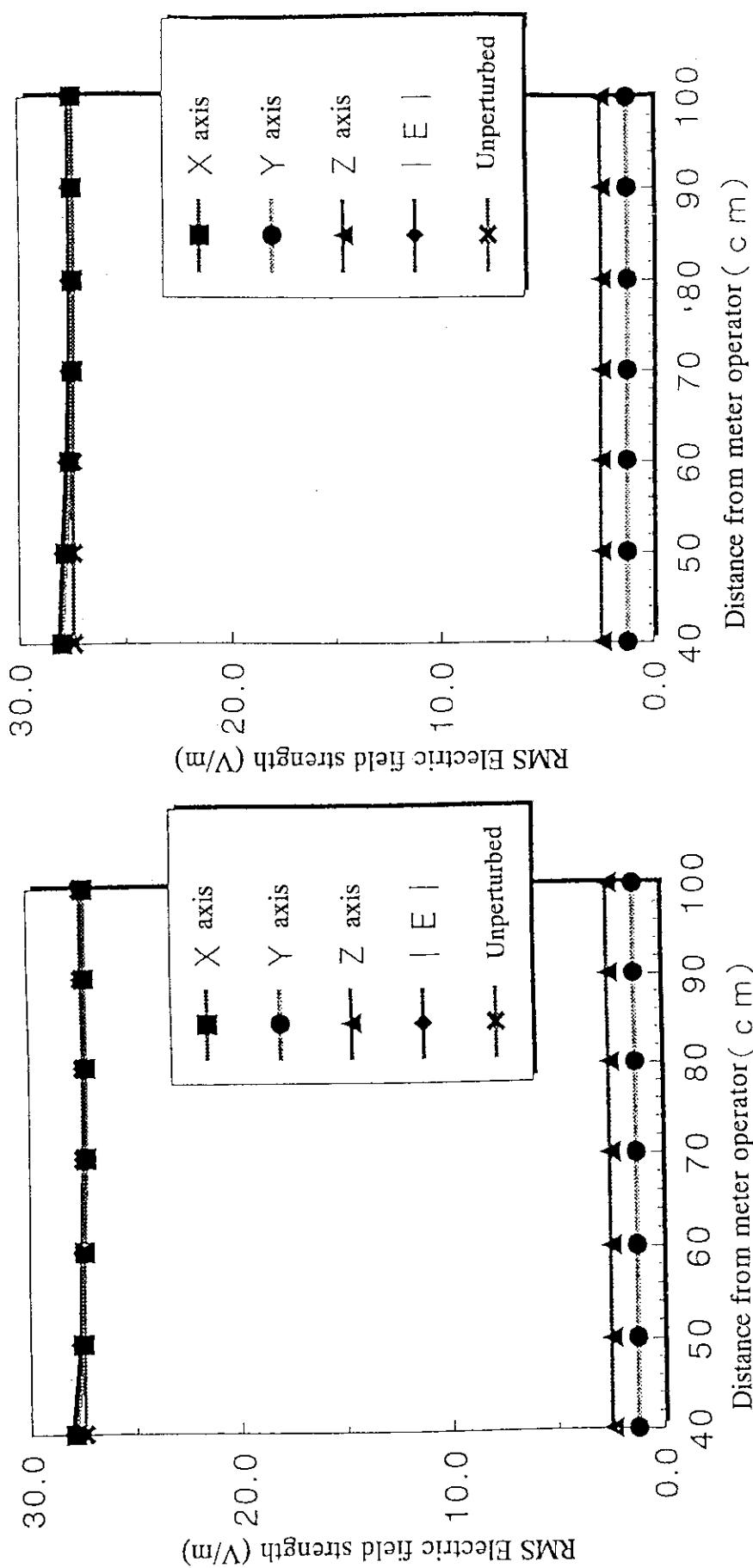


Fig. 2. 1. 3 – 3 VLF Electric field perturbation caused by a grounded man(A).

Fig. 2. 1. 3 – 4 VLF Electric field perturbation caused by a grounded man(B).

2.1.4 内部被ばく線量評価コードの開発・整備（1）

現在の内部被ばく線量評価は、ICRP1977年勧告を基本とする「作業者による放射性核種の摂取の限度」(Publ.30)の線量評価モデルや代謝データに基づき、ICRP標準人(Publ.23)を基礎として計算が行われている。近年、ICRPは1990年勧告、新呼吸気道モデル(Publ.66)、体内動態モデル(Publ.56, 67, 69)を発刊し、従来の勧告に従った年摂取限度等についての計算を見直しており、作業者や一般公衆（3月、1, 5, 10, 15歳、成人）に対する線量係数の一部を既にPubl.68, 71として発刊した。また、日本人の体格や代謝等を考慮した場合、この線量係数はICRP標準人と異なる場合があるとの指摘もある。

このような状況を踏まえて、科学技術庁からの受託事業として5年計画により、作業者及び一般公衆に対する線量評価法について検討し、内部被ばく線量評価コードを開発・整備するものである。内部被ばく線量評価コードの開発・整備は、Publ.30に対応したコードとしてICRPが公開しているICRP標準コード(ORNL/TM-6980, 1980)をベースにして進めていくこととしており、本年度はその初年度である。本年度の調査検討内容について以下に述べる。

(1) ICRP標準コードの調査と整備

このコードは主に、

- (a) 摂取した放射性核種が体内を移行し、臓器に蓄積する放射能量を計算するICRP-TIMEDプログラム
- (b) 臓器内に沈着した放射性核種から放出される放射線によって影響を受ける臓器の比実効エネルギー(SEE)を計算するICRP-SEEプログラム
- (c) 臓器における吸収線量から預託線量当量を計算するICRP-DOSEプログラム

から成り立っている。本年度のコード開発・整備は、ICRP1990年勧告で示された臓器に対して、新たな組織荷重係数及び放射線荷重係数を割り当てられるように一部改造するとともに、放射性核種ごとの放射線データファイル及び代謝データファイルを新たに整備した。また、線量計算を合理化するために用いられていた1%, 10%規則を取り外した。

(2) 新呼吸気道モデル(Publ.66)の整理と基本設計

新呼吸気道モデルでは、吸入粒子の沈着やクリアランス、呼吸気道組織の放射線感受性に関する新たな知見を反映し、

- (a) 呼吸気道を解剖学的に分割し、各領域の幾何形状や組織構成をモデル化し、標的器官となる組織とその位置を定めた形態計量モデル
- (b) 呼吸気道における粒子沈着を、呼吸気道各領域をフィルターとみなして、空気力学的沈着と熱力学的沈着の両方の過程で起きるとした沈着モデル
- (c) 呼吸気道各領域に沈着した粒子が他のコンパートメントに移行する速度をより詳細に定義したクリアランスモデル
- (d) 呼吸気道の線源領域を、 α , β , 陽電子の飛程と各組織の放射線感受性を考慮して15個の線源領域に分割するとともに、呼吸気道内の標的領域を8個に分割
- (e) 気管支、細気管支、中咽頭、喉頭の放射線感受性が高いことを考慮したデトリメントの割当

を定めている。これら呼吸気道の各コンパートメントについて、放射性核種の沈着量計算及び各領域の線量計算を行うプログラム作成のための基本設計を実施した。

(3) ICRP標準コードに新呼吸気道モデルを組み込んだ場合の処理体系の検討

新呼吸気道モデルは呼吸気道に限定されたモデルであるため、預託実効線量を求めるためには、呼吸気道と呼吸気道以外の臓器・組織における代謝を考慮した放射性核種の体内移行を評価しなければならない。計算処理の手順としては、(a)放射性核種、骨沈着様式、クリアランス速度、(b)各臓器における代謝データ、(c)娘核種とその核データ、(d)新呼吸気道における計算対象コンパートメントの配置、(e)放射能沈着割合と各コンパートメントの初期値の設定、である。

(4) 新呼吸気道モデル組み込みに伴い必要となるICRP標準コードの改造点

(a) 新呼吸気道モデルのクリアランスモデル及び沈着モデルを、ICRP-TIMEDプログラムに組み込むことにより、臓器の放射能沈着量を計算できるよう改造する。

(b) ICRP標準コードで用いている臓器線量を計算するために必要なSEEは、ICRP標準人(Publ.23)に基づくデータであり、一般公衆を念頭にした年齢や性の違いを考慮していない。従って、新呼吸気道モデルに基づく年齢依存のエネルギー比吸収割合(SAF)を用いてSEEを計算する必要があり、そのためICRP-SEEプログラムを改造する。

(c) 新呼吸気道モデルでは呼吸気道領域の細分化とともに、新たにデトリメントを割り当てており、これらの組織における預託実効線量を計算するため、ICRP-DOSEプログラムを改造する。

(5) ICRP標準コードに組み込むデータファイルの整理

新呼吸気道モデルを組み込んで線量を計算するためには、次のデータファイルを必要とする。

(a) 代謝データ、(b)核データ、(c)線源器官、標的器官の名称データ、(d)年齢、性ごとの線源器官、標的器官の重量データ、(e)年齢、性ごとの光子に関するSAFデータ、(f)呼吸気道内の線源組織、標的組織についての電子線、 α 線のエネルギー吸収割合データ、(g)年齢、性ごとの電子線、 α 線に関するエネルギー吸収割合データ

(6) 内部被ばく線量評価コードの開発・整備における今後の検討事項

今後のコード開発・整備及び代謝データ調査に際して検討すべき主な事項は次のとおりである。

- (a) Publ.30で用いている肺胞領域からの放射性物質のクリアランス速度D、W、Y、と新呼吸気道モデルで用いているクリアランス速度及び血液への吸収速度F、M、Sとの関連
- (b) Publ.56, 67, 69で示されている新体内動態モデルの解釈とコード化の基本設計
- (c) 一般公衆の長半減期核種摂取に対して、成長を考慮に入れた預託実効線量の計算方法
- (d) ICRP標準人と日本人の体格の違いが線量評価に及ぼす影響
- (e) ICRPの代謝データと日本人の代謝データとの違いが線量評価に及ぼす影響

(山口 武憲)

2.1.5 計算機を用いたフィルムバッジ貸出管理システム

那珂研究所で行っている被ばく線量登録管理業務の効率化を図ることを目的として、フィルムバッジ貸出管理システムを開発したので、その概要を報告する。

当研究所では、以下に示す被ばく線量登録管理業務を行っている。

- (a) 指定登録・指定解除登録依頼書、放射線管理手帳、放射線業務従事者名簿等の確認
- (b) 新規登録者のフィルムバッジ認識用バーコードラベルの作成
- (c) フィルムバッジの作製（新規に指定登録を行う職員等及び外来者等を対象）
- (d) フィルムバッジ貸出・返却日の管理（貸出名簿の作成、記載）
- (e) フィルムバッジ定期交換時の既存登録者（短期登録者分）の検索、フィルムバッジの準備

本システムでは、上記の(b), (d), (e)の業務を計算機を用いて作成。管理するために、JT-60制御棟の放射線管理第2係居室の計算機と、各担当課室（10課室）の計算機を、既に設置されているネットワーク回線（LAN）を用いて結び、各担当課室から新規登録者のデータを、放射線管理第2係の計算機に入力できるようにした。これにより、作業者区分の「外来者等」のフィルムバッジ番号の管理、バーコードラベルの作成、フィルムバッジ貸出年月日の管理等が自動化され、既存登録者等の検索作業が迅速に行えるようになった。また、このシステムでは、フィルムバッジの返却日のバーコードリーダーからの自動読み込み、那珂研究所内における2重指定登録防止の確認、フィルムバッジ番号または氏名を入力し、登録内容及び登録人数の検索等も行うことができる。

フィルムバッジ貸出管理システムの構成図をFig. 2.1.5-1に示す。

本システムによる新規登録者のフィルムバッジ貸出の手順を以下に述べる。

(1) 各課室の担当者の作業

- (a) 指定登録依頼書に記載されている事項を確認する。
- (b) 指定登録依頼書から新規登録者のデータを、各課室の計算機から入力する。これにより、放射線管理第2係の居室にて、バーコードラベルの自動印刷が行われる。

入力項目は、フィルムバッジ番号（職員番号を有している者）、指定登録日、解除予定日、作業者名、中央登録番号、作業者区分及び派遣元会社等である。

- (c) 指定登録依頼書等を放射線管理第2係へ提出する。

(2) 放射線管理第2係の作業

- (a) 既に印刷されているバーコードラベルにより、フィルムバッジの準備、バーコードラベルの張りつけ作業を行う。
- (b) 提出された指定登録依頼書等の確認を行い、フィルムバッジの貸出を行う。
- (c) システム内のフィルムバッジ登録簿を印刷出力し保存する。印刷例として、フィルムバッジ登録簿をTable 2.1.5-1に示す。

本システムの導入により、指定登録依頼書を放射線管理第2係へ提出する前に、各課室から新規登録者のデータ入力が行われ、バーコードラベルが自動印刷される。これらにより、フィルムバッジの準備作業及びフィルムバッジの貸出が迅速になった。また、検索機能により既存登録者の管理が効率よく行えるようになった。

（山根 健路）

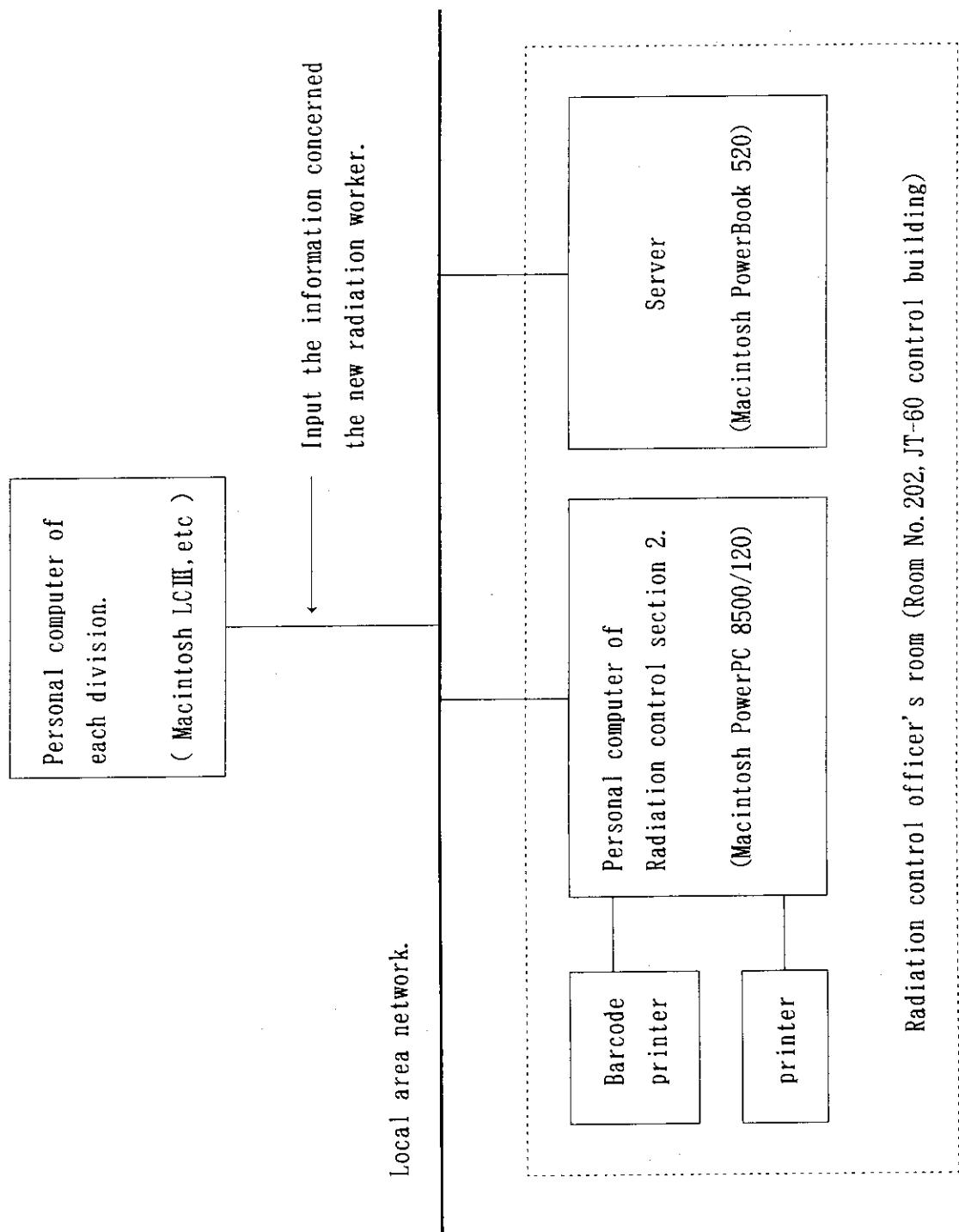


Fig. 2.1.5-1 Block diagram of the film badge service system in Naka Fusion Research Establishment.

長期 フィルムバッジ登録簿

バッジ番号	使 用 期 間		氏 名	派 遣 元	作 業 担 当 課 室			FB確認	FB返還 年月日	線量通知 年月日
	開始日	終了予定日			課 室 名	担当者	電 話			
A 02759	96/05/15	99/03/31			安全管理課		7261	済	00/00/00	00/00/00
A 03366	96/06/25	99/03/31			RF加熱研究		7562	済	00/00/00	00/00/00
A 03623	96/05/23	99/03/31			第1試験		7427	済	00/00/00	00/00/00
A 04583	96/07/26	99/03/31			計画室		7313	済	00/00/00	00/00/00
A 04591	96/07/25	99/03/31			第2実験室		7313	済	00/00/00	00/00/00
A 05019	96/05/21	99/03/31			経理課		7237	済	00/00/00	00/00/00
D 06510	96/05/14	98/03/31			NBI装置試		7452	済	00/00/00	00/00/00
D 07381	96/07/16	98/06/30			第2試験		7432	済	00/00/00	00/00/00
S 70336	96/05/13	97/03/31			第2試験室		7437	済	00/00/00	00/00/00
H 70338	96/05/21	97/03/31			第1実験		7334	済	00/00/00	00/00/00
S 70339	96/06/03	97/03/31			第2試験		7431	済	00/00/00	00/00/00
G 70340	96/06/06	97/06/01			第二試験		7434	済	00/00/00	00/00/00
K 70341	96/07/01	97/03/31			第1実験室		7334	済	00/00/00	00/00/00
S 70342	96/07/01	97/03/31			第1実験		7331	済	00/00/00	00/00/00
S 70343	96/07/19	97/03/31			RF装置		7441	済	00/00/00	00/00/00
S 70344	96/08/01	97/03/31			庶務課		7215	済	00/00/00	00/00/00

FB確認 : フィルム確認

PAGE 1

Table 2.1.5-1 An example of the output by film badge service system

2. 2 施設の放射線管理

2.2.1 概 要

放射線管理の正確性、迅速性などの質的な向上、技術の充実のために放射線管理用の各種測定機器・装置を整備するとともに、放射線管理で得られた各種データを解析することにより、日常管理に有用な資料を得ることができた。また、日常の施設放射線管理で生じた技術開発を必要とする事項及び調査、検討すべき事項等について、技術開発及び調査・改良等を行い、放射線管理技術の充実を図った。

1995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) 放射線管理業務において、適切な防護手段、モニタリング方法等の情報を提供するため、エキスパートシステムを用いた高度化放射線管理システムの開発を年次計画の基に実施している。1995年度は、プロトタイプのシステム開発のため、燃料試験施設のセル除染作業に着目した過去の放射線管理データから、知識ベースに格納するルール、知識の抽出を行った。
- (2) 原子炉施設などに使用されているHEPAフィルタは、使用後放射性廃棄物となるため、その使用期間をできるだけ延長することが望まれる。このため、HEPAフィルタの長期間使用にともなう圧力損失の変化、透過率の変化などの特性を実験的に調査し、使用期間延長に向けての諸データを収集した。
- (3) 施設の放射線管理情報を一括監視し、放射線管理業務の集中処理を行うための総合放射線監視システム構築の初期段階として、JMT-R放射線管理用監視装置を開発した。本装置の開発に当たっては、構内のイーサネットを利用し、大洗研究所内の各原子力施設の放射線管理情報をどの施設からでも監視、利用できるように設計した。本装置は1996年4月から本格運用することとした。この開発により、放射線管理業務の合理化を図ることができた。

その他、JPDRの解体実地試験で得られた放射線管理上の諸データを解析し、解体にともなう放出放射能の実績と事前評価値を比較、検討し、事前評価の精度向上を図った。

(北野 匡四郎)

2.2.2 H E P A フィルタ性能の経時変化

(1) はじめに

原子炉施設、放射性同位元素取扱施設などの排気設備にはH E P A フィルタが設置されている。当該フィルタの有効使用の観点から、長期間使用における圧力損失及び透過率といったフィルタの特性変化を調査した。

(2) 試験装置及び方法

(a) 圧力損失試験

試験装置は、試験粒子発生部、希釈用空気を浄化するH E P A フィルタ、試験粒子を混合・拡散させて濃度を均一化するダクト混合部、フィルタの圧力損失測定部、排風機、流量調整測定部、エアロゾル粒子濃度測定部及びサンプリング配管より構成される。

試験粒子には、大気塵の粒度分布に類似し、一定濃度での発生が比較的容易である線香燃焼粒子を用いた。線香燃焼粒子の個数中央径は $0.206 \mu\text{m}$ 、幾何学的標準偏差は1.65であり、デシケータ内で燃焼・発生させた。デシケータ内を通過する空気量は、線香の燃焼状態を一定に保つため、常時 $2 \ell/\text{min}$ に調整した。本試験で使用したH E P A フィルタは、原研内各施設の排気設備に使用されているH E P A フィルタと同タイプで、寸法が 203mm(縦) × 203mm(横) × 150mm(奥行)の小型のものである。H E P A フィルタに負荷した線香燃焼粒子の重量濃度測定は、上流側に設置したデジタル粉じん計を用いて行った。

試験方法は次のとおりである。ダクト内の流量は、今回使用したH E P A フィルタの定格流量である $1.5 \text{m}^3/\text{min}$ (面速 : 3.42cm/sec) を常時保つようにした。デシケータ内で発生した線香燃焼粒子はデシケータ内とダクト内との圧力差によりダクト内へ導かれ、ダクト混合部で浄化空気と希釈混合された後、供試フィルタに負荷される。供試フィルタの圧力損失が、H E P A フィルタの交換の目安である初期圧力損失の2倍を超えるまで、線香燃焼粒子を大気塵重量濃度(平均 $1.52 \times 10^{-2} \text{mg/m}^3$)の約55倍の濃度で負荷し、負荷量に対する圧力損失の変化を調査した。

(b) 透過率試験

試験装置は、圧力損失試験と同じものを用いた。透過率測定用試験粒子には、ラスキンノズルを用いた加圧噴霧法により発生させた多分散D O P 粒子を用い、その個数中央径は $0.311 \mu\text{m}$ 、幾何学的標準偏差は1.70であった。

供試フィルタは、線香燃焼粒子の負荷により圧力損失が初期圧力損失の1.0倍(無負荷時)、1.6、1.8及び2.1倍に達したものを用い、面速が 2.05 、 2.74 、 3.42 及び 4.11cm/sec の4種類の条件下で透過率を測定し、圧力損失の上昇とともに透過率の変化について調査した。透過率は供試フィルタの上流側及び下流側のD O P 粒子個数濃度を測定し、次式により算出した。

$$P = C_{\text{down}} / C_{\text{up}}$$

P : 粒子透過率

C_{down} : H E P A フィルタ下流側粒子濃度(個/ cm^3)

C_{up} : H E P A フィルタ上流側粒子濃度(個/ cm^3)

(3) 結果及び考察

(a) 圧力損失特性

重量濃度 $0.84\text{mg}/\text{m}^3$ の線香燃焼粒子を 3.42cm/sec の面速で H E P A フィルタに負荷し続けたときの、負荷量に対する相対圧力損失の関係を Fig. 2. 2. 2 - 1 に示す。相対圧力損失は、圧力損失の変化を初期圧力損失 ($\Delta P_0 = 235\text{Pa}$) を基準として表した値である。

H E P A フィルタの圧力損失の上昇は、負荷量に対して 2 次関数的な上昇傾向を示すことが認められ、負荷試験開始から約 550 時間後に初期圧力損失の 2 倍に達した。

負荷粒子の粒度分布が同一であれば、負荷量に対する圧力損失の上昇はろ材の単位面積当たりの負荷量に依存する。したがって、重量濃度 $0.84\text{mg}/\text{m}^3$ の線香燃焼粒子を負荷した試験結果を大気塵の重量濃度 $0.0152\text{mg}/\text{m}^3$ で換算した場合、H E P A フィルタを使用開始してから初期圧力損失の 2 倍に達するまでの使用時間は約 30,000 時間（約 3.5 年）と推定できる。

(b) 透過率特性

重量濃度 $0.84\text{mg}/\text{m}^3$ の線香燃焼粒子を 3.24cm/sec の面速で H E P A フィルタに負荷し続けたときの、H E P A フィルタの透過率の変化を Fig. 2. 2. 2 - 2 に示す。

他の面速条件 ($2.05, 2.74$, 及び 4.11cm/sec) においても透過率に違いはあるものの Fig. 2. 2. 2 - 2 とほぼ同様の放物線を描き、透過率曲線は圧力損失の上昇とともに上方へ移動する傾向が認められた。

面速 3.42cm/sec における粒径 $0.5\mu\text{m}$ の粒子の場合において、圧力損失が初期圧力損失の 2 倍に到達したとき、透過率は無負荷時の約 16 倍になった。

(星 慎太郎)

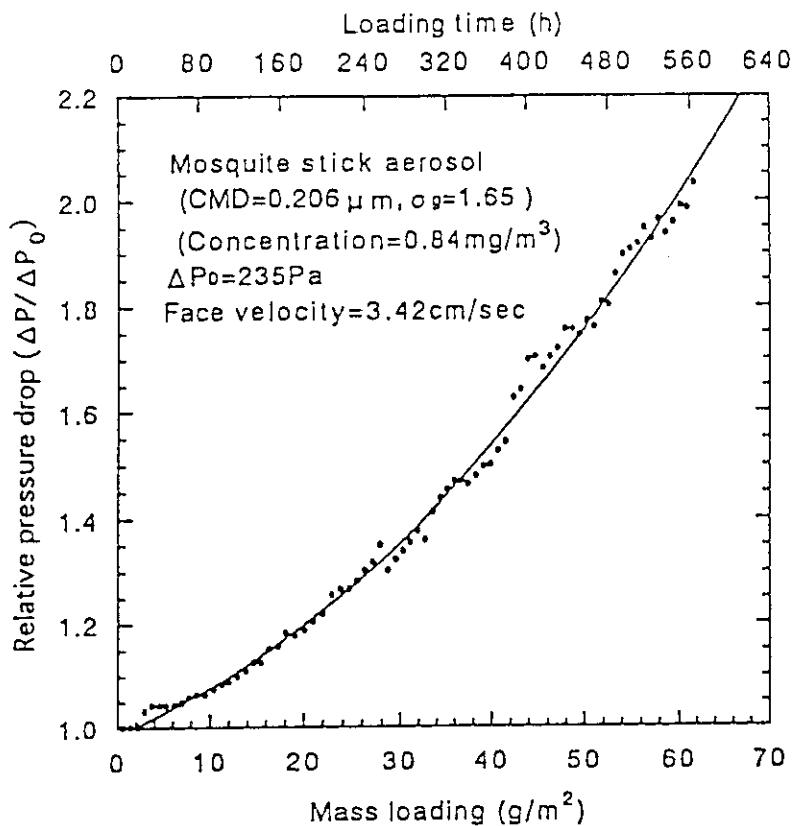


Fig. 2.2.2 - 1 Relative pressure drop as a function of mass loading time.

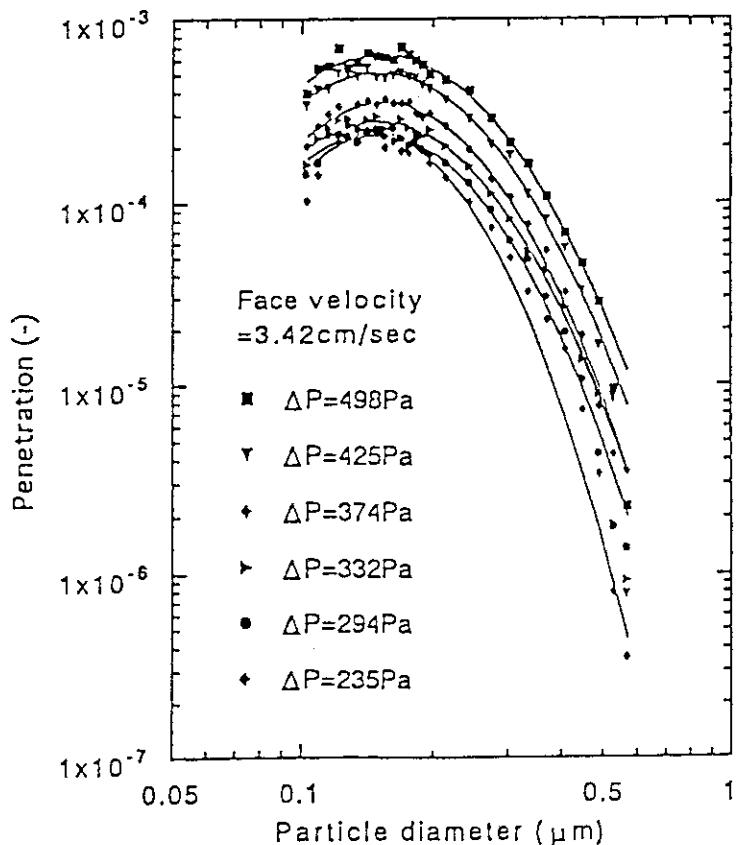


Fig. 2.2.2 - 2 DOP aerosol penetration curves of HEPA filter clogged with mosquito stick aerosol as a function of various pressure drop at 3.42cm/sec air flow face velocity.

2.2.3 高度化放射線管理システムの開発（4）

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), 3)} 1995年度は、燃料試験施設セル除染作業を対象としたプロトタイプのエキスパートシステムを作成するため、1992年度から1994年度に作成した基本データベース、知識ベース及び推論機構の概念設計をもとに、燃料試験施設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、要因抽出のための特性要因図の作成を行った。さらに、基本データベース、知識ベースの詳細設計を行うとともに、これまでに得られた放射線管理データの分析を行い、知識ベースに格納するルール、知識の抽出を行った。

セル除染作業を対象とした放射線管理業務についてのフローチャートの作成では、保安規定、放射線安全取扱手引、放射線管理手引等に基づき、放射線レベルの評価、防護手段の選択、被ばく線量当量の評価等の各項目について詳細なフローチャートを作成した。また、処理及び分岐で用いる知識、判断事項について信頼度、根拠を評価し、基本データベース、知識ベースとの対応及び判断ができるようになるとともに、判断、処理で必要な入力データの情報をフローチャートに付加した。さらに、これまでのフローチャートは、放射線管理業務について概念的な範囲に留まっている部分が多いため、防護手段の選定、線量評価、作業モニタリング等の放射線管理上重要な部分に対し、経験的知識の抽出や、各要因の関連性及び重要度を明らかにする必要があった。そのため外部被ばく管理、内部被ばく管理等の各項目を細分化した特性要因図を作成することにより、必要な要因の抽出及び関連性等を明確にした。Fig. 2.2.3-1に放射線管理の特性要因図を示す。

基本データベース及び知識ベースの詳細設計では、上述のフローチャートで確定した処理及び判断の必要な事項について、各データベースに固有の番号を付け、アクセスできるようにした。

また、入出力に必要な情報及び利用可能な過去の処理データを細かく分類し、明確にした。さらに、過去の作業経験に基づくルール、知識を獲得するため、1990年度から1995年度に実施されたセル除染作業の個人及び集団線量当量、セル内の表面密度、空気中濃度等の放射線管理データを分析した。この結果、作業者の線量当量の事前評価では、作業場の線量当量率、過去の被ばく線量当量等に基づき推定をしているが、さらに作業者の経験年数、汚染核種組成等を取り込むことで、より正確に評価できることがわかった。また、Fig. 2.2.3-2に示す除染作業時の表面密度と空気中濃度の関係から、作業の効率化などにつながる呼吸保護具の選定で必要となる除染場所別の再浮遊係数を選定した。この値を用いることで、作業内容に応じた呼吸保護具の選定が可能となる。

今後、これらのフローチャート、基本データベース及び知識ベースの詳細設計の結果をもとに、セル除染作業時の放射線管理を対象としたプロトタイプのエキスパートシステムを開発する。

(仲澤 隆)

参考文献

- 1) 小野寺 淳一：保健物理－管理と研究－No. 35, JAREI-M93-172, 198-199, (1993)
- 2) 西薙 竜也：保健物理－管理と研究－No. 36, JAREI-Review 94-007, 175-176, (1994)
- 3) 西薙 竜也：保健物理－管理と研究－No. 37, JAREI-Review 95-020, 197-198, (1995)

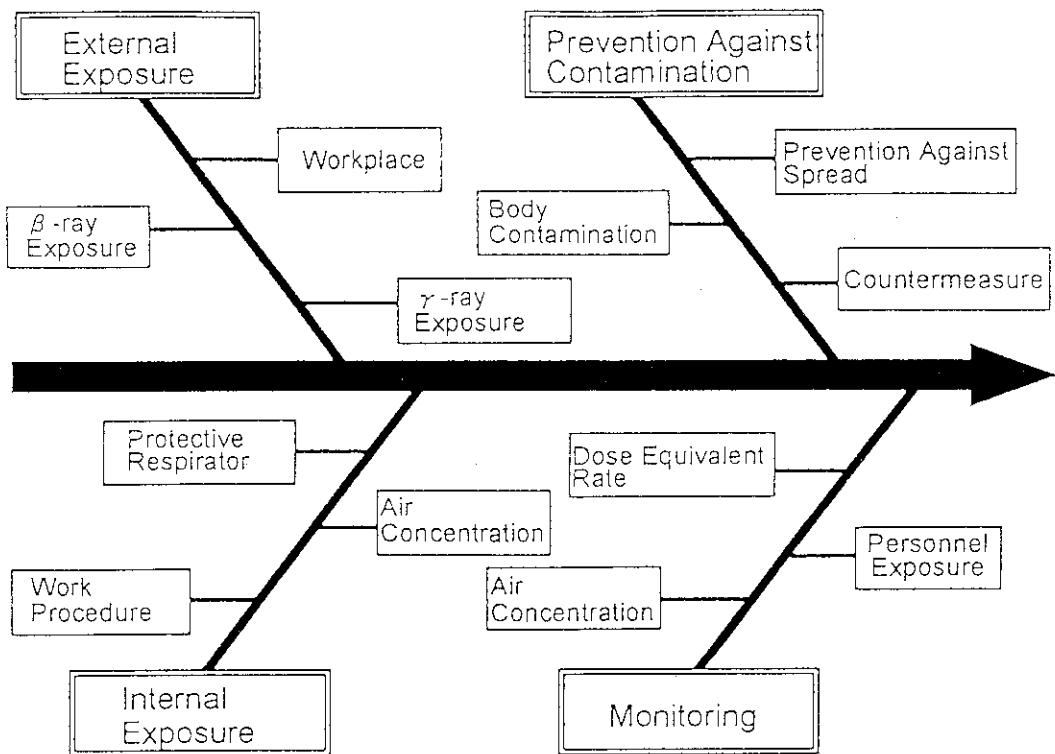


Fig. 2.2.3 – 1 Fish Bone Chart of Radiation Control.

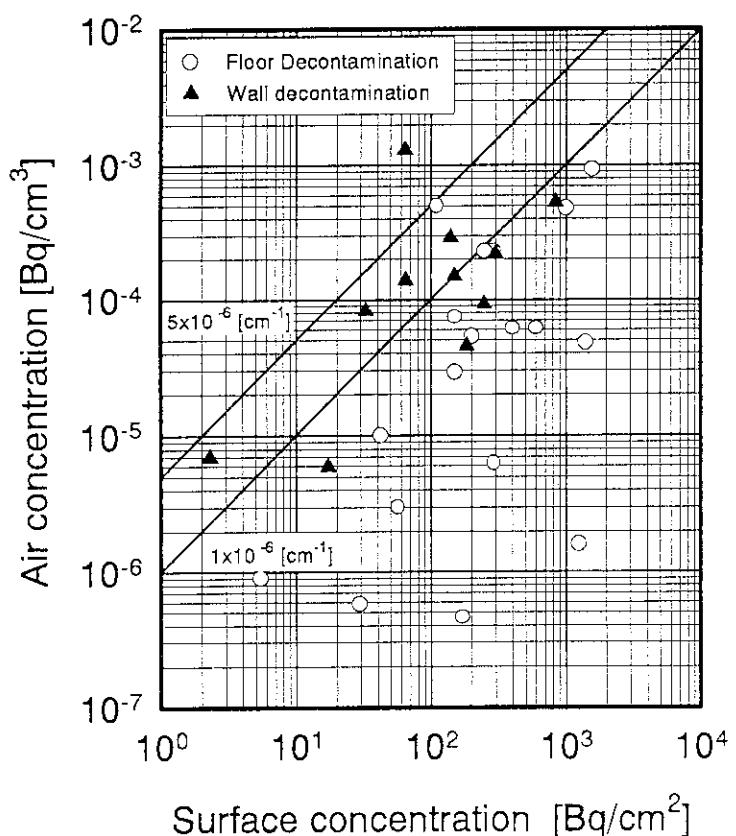


Fig. 2.2.3 – 2 Relationship between surface concentration and air concentration during decontamination.

2.2.4 J M T R 放射線管理用監視装置の開発

(1) はじめに

大洗研究所構内のネットワークを利用して各施設の放射線モニタ等の情報を一括して監視する総合放射線モニタリングシステムを構築し、その整備の一環として、施設における放射線の監視と管理に要求される機能を具体化するためJ M T Rにおける放射線管理用監視装置の開発を行った。

(2) 装置の設計と構成

本監視装置の開発にあたっては、大洗研究所内の各原子力施設の放射線管理情報をどの施設からでも監視できるように設計した。

放射線管理用モニタ、ハンドフットモニタ、空気吸引装置、原子炉熱出力及びスタック風量等(以下、「モニタ等」という。)の各種信号をパーソナル計算機で収集し、放射線の監視と管理に必要な処理を行うようにした。特に、異常発生時においては、自動呼び出し装置による音声伝達や緊急時自動表示により、放射線管理上重要な事項を迅速かつ的確に放射線管理員に提供し、判断を効果的に行えるようにした。この他、帳票類の自動作成等により放射線管理業務の効率化を図ることも考慮した。

本装置は、Fig. 2.2.4-1に示すようにJ M T Rとホットラボに設置し、データ収集、データ保存、監視及び自動呼び出しの各装置で構成した。

(3) 機能の特徴と試験結果

機能は、監視機能としての自動呼び出しのほか、緊急時自動表示、異常ガイダンス表示、モニタ等の状態及びトレンドによる変動の監視と管理業務機能としてのモニタの指示及び点検、スタックガス放出、放出等解析、警報発生の各記録作成とデータ確認・修正、各種定数の表示・設定・変更の各項目で構成し、各種の放射線監視装置^{1), 2), 3)}を参考にして作成した。

ここでは、特に留意した機能の特徴とその試験結果を述べる。

(a)データ収集と保存の機能

モニタ等からの信号は1秒毎にモニタ盤に設置した信号変換器と計算機で構成されるデータ収集装置に収集される。データは、サーバー計算機に1秒毎データ(ON, OFF系)を7日間、5秒毎データ(ガスマニタ指示値のみ)と30秒毎データを10日間、10分毎データを2ヶ月間、1時間毎データを1.5年間保存し、これらの期間が過ぎると最古のデータに上書きするようにした。アナログデータは、1秒毎データの平均値を用いることにより、データのバラツキを減少させデータの有意性を高めた。これにより、ガスマニタで検出される⁴¹Ar等の放出量の評価精度は飛躍的に向上した。

(b)監視と管理業務の機能

監視はJ M T Rとホットラボでは放射線管理員の居室で行うほか、原子炉制御室でも原子炉運転員が監視内容を利用できるようにした。

夜間等の警報(故障レベル、調査レベル、警報ランクーI、警報ランクーIIの4種類)発生時には自動呼び出しにより、予め登録した職員の携帯電話や自宅の電話に自動的に接続され、警報発生時刻、モニタ等の名称及び警報の種類が音声で送られる。訓練モードによる試験では、警報発生後1分以内に正確に情報が伝達され、放管員の迅速な対応が可能であることが分かった。

異常ガイダンスは、J M T R及びホットラボのこれまでの放射線管理記録の調査結果を基に、調査レベルを含む警報発生モニタと事象の関連や可能性を予め入力し、警報発生箇所に対応して考えられる事象や措置すべき事例が表示され、また、モニタでは感知されない事象が発見されたときにキーワードとなる事象を選択すると放射線管理上の関連する事例が表示される。

緊急時自動表示は、スタックガスマニタの指示値が保安規定で定めた警報レベルを超過すると、モニタ、風量の各指示値が6デカードの範囲で5秒毎にトレンド画面に表示され、その同一画面に放出率、放出量、最大放出率、放射性ガス濃度など緊急に必要な情報を表示させるようにした。

平常時における監視では、サーバー計算機に保存されている各モニタの30秒毎、10分毎、1時間毎のデータと監視したいモニタの任意の組み合わせ選択により、最大4チャンネルを一括して同時にトレンド表示させた。トレンドは、一画面に4デカードで30秒毎データを4時間分、10分毎データを40時間分、1時間毎データを20日分まで任意の過去から短期的又は長期的変動を監視目的に応じて自在に選択して表示できるようにした。

試験中に得られたその他の主な成果として、以下の事項が挙げられる。

- (i) 室内ダストモニタの指示値は、大気中のラドン及びその娘核種の濃度の日変動³⁾と連動して変化することが明瞭に把握できた。
- (ii) 原子炉運転期間中の二次冷却水モニタは、大気中のラドン及びその娘核種の濃度の日変動と密接に関連しており、二次冷却水モニタの変動要因が把握できた。
- (iii) 炉出力や炉プールの水位、照射設備の運転状況などと関連の強い γ 線エリアモニタ指示値との短期、長期の比較検討が容易になった。

(4) むすび

本装置の開発の結果、パーソナル計算機で構成した機器でネットワーク接続した各施設の放射線管理情報を集約して監視できることが確認され、監視装置の結合による総合的な管理方式の整備に見通しが得られた。電話回線との接続により呼び出しの自動化の有効性が確認できた。監視と管理に供する各種機能が放射線管理業務に利用できることを確認した。

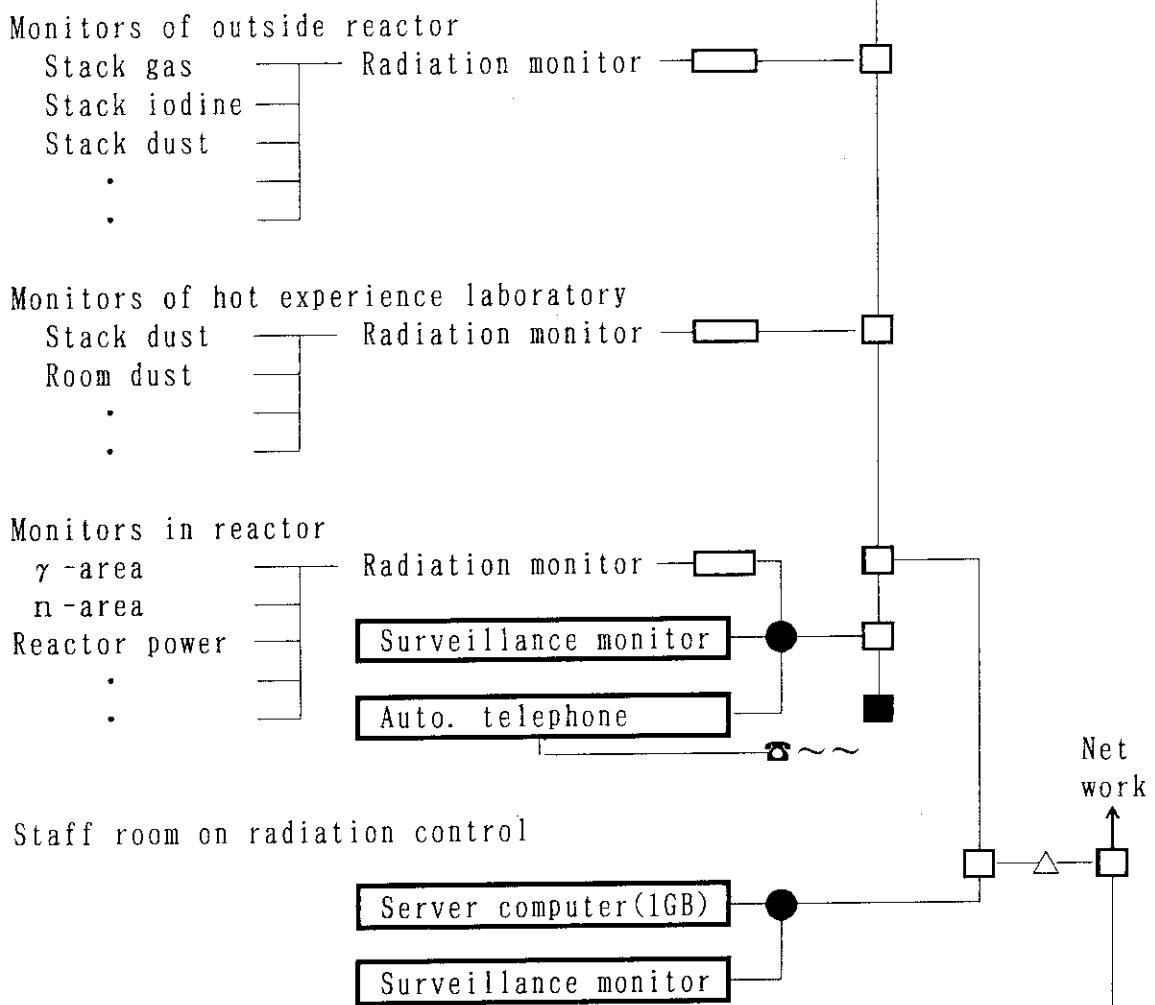
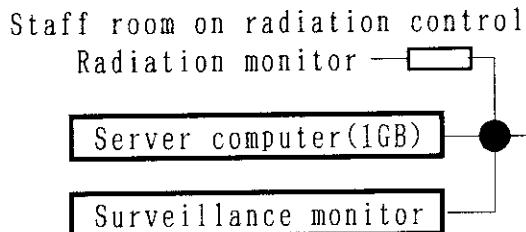
原子炉施設と核燃料施設の放射線監視を統合した共通ソフトウェアを構築したことにより、他の施設でも適用できる。

J M T R放射線管理用監視装置は、1996年4月から本格運用を開始し、第118サイクルから放射線管理員の直勤務を廃止するまでの一助となり、夜間等や日勤時の放射線監視や管理に活用している。

(松井 智明、小沼 勇)

参考文献

- 1) 野村 俊文：保健物理－管理と研究－No. 31, JAERI-M 89-212, 210, (1989)
- 2) 宮本 俊寛：保健物理－管理と研究－No. 36, JAERI-Review 94-007, 38, (1993)
- 3) 角田 昌彦：保健物理－管理と研究－No. 37, JAERI-Review 95-020, 178, (1994)

JMTR FacilityHot Lab. Facility

- : Transceiver
- : HUB
- : Terminator
- △ : Bridge
- ▭ : Data convertor

- | | | | | |
|--------------------|-------|----------------------------------|-------|---|
| Plan of next stage | ----- | HTTR Facility | ----- | □ |
| | | Radio Waste Facility | ----- | □ |
| | | Nuclear Fuel Research Laboratory | ----- | □ |
| | | Safety Management Facility | ----- | □ |

Fig. 2.2.4 - 1 Surveillance system on radiation monitoring in JMTR.

2. 3 放射線管理計測

2.3.1 概要

放射線標準施設棟における γ (X)線に関する校正技術開発の一環として、校正用ファントムの種類と γ 線校正場での散乱線の特性について検討した。

γ (X)線用個人線量計の校正等に使用するファントムの違いが線量計の校正結果に及ぼす影響について評価した。JIS規格のアクリル樹脂ファントム、ICRU47のアクリル樹脂ファントム及びISOの水ファントムについて、電離箱式検出器(33cm^3)を用いた実験と連続エネルギーモンテカルロ計算コード(MCNP-4)による計算の両面から影響を解析した。結果として、JIS規格のアクリル樹脂ファントムを用いた場合、他の2つのファントムに比べて高いレスポンスを与えることが明らかとなった。

放射線標準施設棟の γ 線校正場における散乱 γ 線について、コリメートした照射と 4π 照射の各々の照射形態ごとに、その割合とエネルギー分布をモンテカルロ計算コード(EGS-4)を用いて評価した。計算結果は、これまでにNaI(Tl)検出器を用いて測定してきた結果と良く一致し、この計算方法で校正場中の散乱 γ 線成分のエネルギー分布を精度良く評価できることが明らかとなった。

(吉田 真)

2.3.2 ファントム材質・寸法が線量計校正に及ぼす影響

現在、日本国内の γ (X)線用個人線量計の校正及び特性試験には、JIS規格に基づいた40cm(縦)×40cm(横)×15cm(厚さ)のアクリル製ファントムが主に使用されている。その一方で国際的には、ICRU47が30cm(縦)×30cm(横)×15cm(厚さ)のアクリル製ファントムを推奨しており¹⁾、またISOは30cm(縦)×30cm(横)×15cm(厚さ)の水ファントム(前面のみ2.5mm、それ以外の面は1cmのアクリルカバーで被われている。)を提案している。将来、これらの提案を採用しファントムの寸法及び材質を変更した場合、ファントムによる光子の散乱状態が変化すると考えられる。そこで、ファントムの材質及び寸法の差異が線量計の校正に及ぼす影響を、実験及びモンテカルロ計算により検討した。

実験において使用したファントムは、上記のJIS、ICRUおよびISOが推奨または提案している3種類である(以下、JISファントム、ICRUファントム、ISOファントム)。ファントムの材質及び寸法が線量計校正に及ぼす影響は、ファントムなしの自由空間中の照射線量とファントムを置いた場合の照射線量の比(以下、ファントムレスポンス値)で評価した。光子線源からファントム表面までの距離は2.5mとし、コリメートした光子を平行入射させた。測定器として、33cm³電離箱検出器を使用した。光子線源として、実効エネルギー30keVから200keVのX線(QI=0.8)、¹³⁷Cs及び⁶⁰Co線源を使用した。

モンテカルロ計算シミュレーションでは、連続エネルギーモンテカルロ計算コードMCNP-4Aを使用した。モンテカルロ計算においては、実験において評価のできなかったICRUファントムとISOファントムの表面部の γ 線エネルギー分布を評価した。

Fig. 2.3.2-1にファントムレスポンス値のエネルギー依存性の実験結果を示す。¹³⁷Cs線源及び⁶⁰Co線源のエネルギー領域では、3種類のファントム間にファントムレスポンス値に大きな差は見られなかった。一方、100keV以下の低エネルギー領域では、ICRUファントムのファントムレスポンス値はJISファントムと比較して最大で約4%低下した。これは、ファントム表面で散乱を起こす面積が小さくなことによる。ISOファントムでは、ファントムレスポンス値はJISファントムと比較して最大で約10%低下した。これは、ファントム表面の散乱面積が小さくなることの他に、水とアクリルの電子密度の差に原因がある。Fig. 2.3.2-2に60keVの光子が入射した場合のICRUファントム及びISOファントムの表面部における γ 線エネルギー分布を示す。ISOファントムでは、ICRUファントムと比較して40keV以下のエネルギーを有する散乱線成分が減少した。

以上の結果より、JISファントムから今回試験を行ったファントムに変更して線量計の校正あるいは特性試験を実施した場合、指示値が従来よりも低くなることが判った。また、ISOファントムにおいてはその表面部の γ 線エネルギー分布がアクリルファントムとは異なることが判った。

(高橋 史明)

参考文献

- 1) ICRU : ICRU Report 47 (1992)

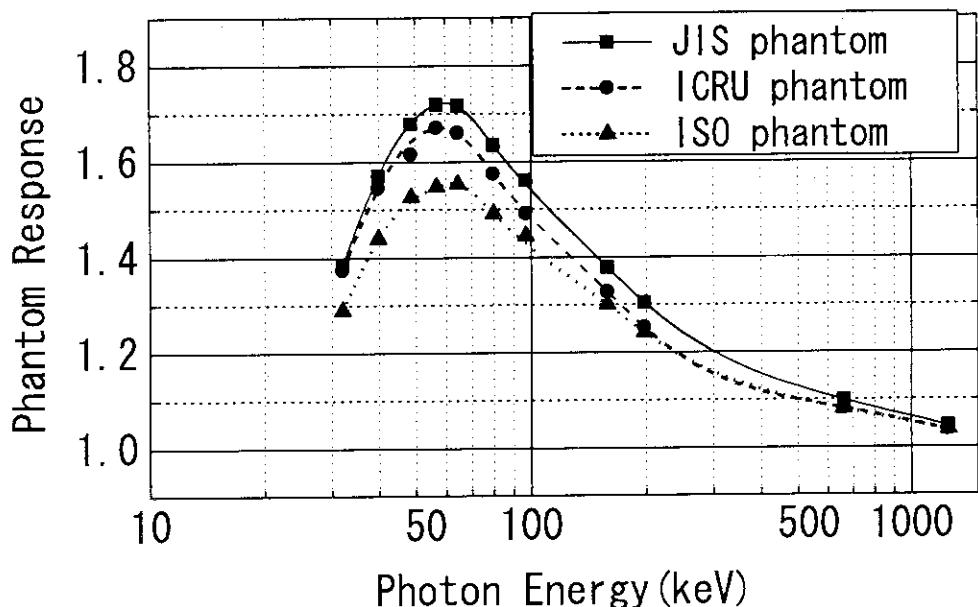


Fig. 2.3.2 - 1 Energy dependence of phantom response.

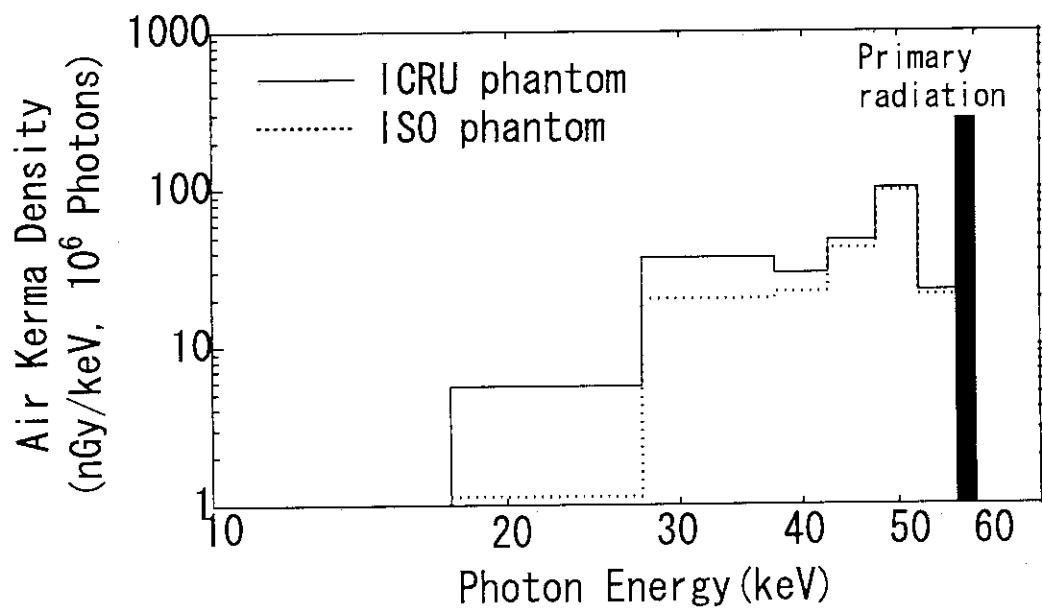


Fig. 2.3.2 - 2 The spectral distribution of air kerma at the surface of the slab phantom for a broad parallel beam of 60keV photons.

2.3.3 EGS4コードを用いたモンテカルロ計算による γ 線校正場のエネルギースペクトル評価

各種 γ 線測定器の校正を実施する γ 線校正場には一次線の他に散乱線が混在する。放射線標準施設棟の第1, 第3照射室の γ 線校正場における γ 線エネルギー分布は、Na I (T1)シンチレーション検出器を用いた測定により評価されている^{1), 2)}。今回、モンテカルロ計算により放射線標準施設棟内の γ 線校正場のエネルギー分布を評価した。また、測定と同様に散乱線をコリメータ散乱線、室内散乱線及び空気散乱線に分類して、そのエネルギー分布の評価も行った^{1), 2)}。

モンテカルロ計算には、EGS4コード³⁾ (Electron Gamma Shower Code Version 4) 汎用ユーザーズ版⁴⁾を用いた。EGS4コード汎用ユーザーズ版においては、CG (Combinational Geometry) の使用により、容易に3次元の形状定義ができる⁴⁾。そこで、室内の照射装置、校正台車及び線源カプセルに関して可能な限り測定条件に近似させたモデルを作成し、モンテカルロ計算を実行した。他に、照射装置のみを考慮した簡易体系においても計算を実行した。 γ 線源として¹³⁷Cs線源及び⁶⁰Co線源を考えた。 γ 線源の形状は測定条件を可能な限り近似した体系では体積線源を仮定した。簡易体系においては点線源を仮定し、 γ 線は一点から等方的に発生するものとした。線源を照射装置に設置した条件 (コリメート照射) 及び室内の空間中に設置した条件 (4π 照射) で計算を実行した。本計算においては、光子のカットオフエネルギーを10keVとし、光子がカットオフエネルギーに達するか体系の外に逃れるまで追跡を行った。光子の輸送計算に用いる断面積ライブラリとして、Hubbellの核データに基づき編集されたPhotoXを用いた。 γ 線エネルギー分布を評価する際に、飛跡長評価法を用いてフルエンスを計算した。また、測定と同様の方法で分類を行った散乱線のエネルギー分布の評価も行った^{1), 2)}。

Fig. 2.3.3-1 及び Fig. 2.3.3-2 に、第1照射室において⁶⁰Co線源を用いた場合のコリメート照射及び 4π 照射による γ 線エネルギー分布の評価結果を示す。エネルギー分布は、照射線量率単位に換算した。測定条件を可能な限り近似した体系を用いた計算によるエネルギー分布の評価結果は測定結果と極めてよく一致した。簡易体系を用いた計算による評価結果は、測定結果との間に差が見られた。特に、 4π 照射の方がずれが大きくなった。これは、 4π 照射においては校正台車において、散乱する成分が多くなるためである。コリメータ散乱線と室内散乱線のモンテカルロ計算による評価結果をFig. 2.3.3-3 及び Fig. 2.3.3-4 に示す。モンテカルロ計算による評価結果と測定により評価されたエネルギー分布は、よく一致した。

以上の結果から、EGS4コードを用いたモンテカルロ計算によって、校正場中の γ 線エネルギー分布を精度良く評価できることが判った。今後は、線源カプセル部において散乱した γ 線のエネルギー分布の評価及びコリメート照射における室内散乱線と空気散乱線の分類を行う予定である。

(高橋 史明)

参考文献

- 1) 高橋 史明 : 保健物理－管理と研究－No. 37, JAERI-Review 95-020, 216, (1995)
- 2) 高橋, 清水 : 日本原子力学会1995年春の年会 E54, (1995)
- 3) W. R. Nelson, H. Hirayama, D. W. O. Rogers : The EGS4 Code System, SLAC-265, (1985)
- 4) 百瀬, 他 : EGS4コード汎用ユーザーズ版の開発, KEK Proceedings 92-14, 48-73, (1991)

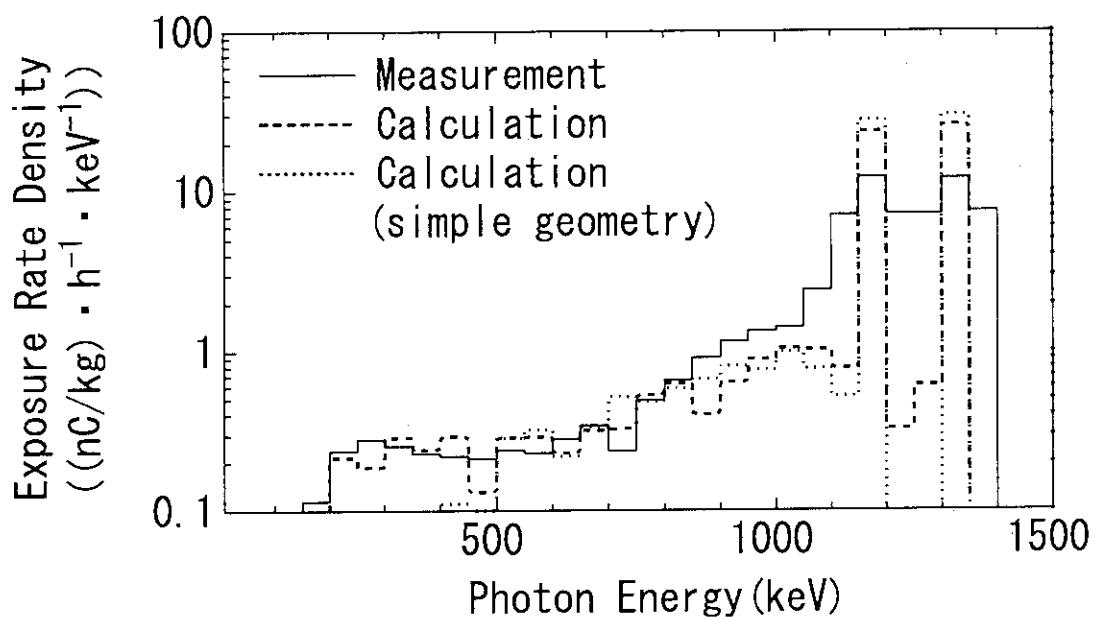


Fig. 2.3.3 - 1 The spectral distribution of exposure for an irradiation with collimated beam in No.1 irradiation room with ^{60}Co source.
The source-to-detector distance is 2.0m.

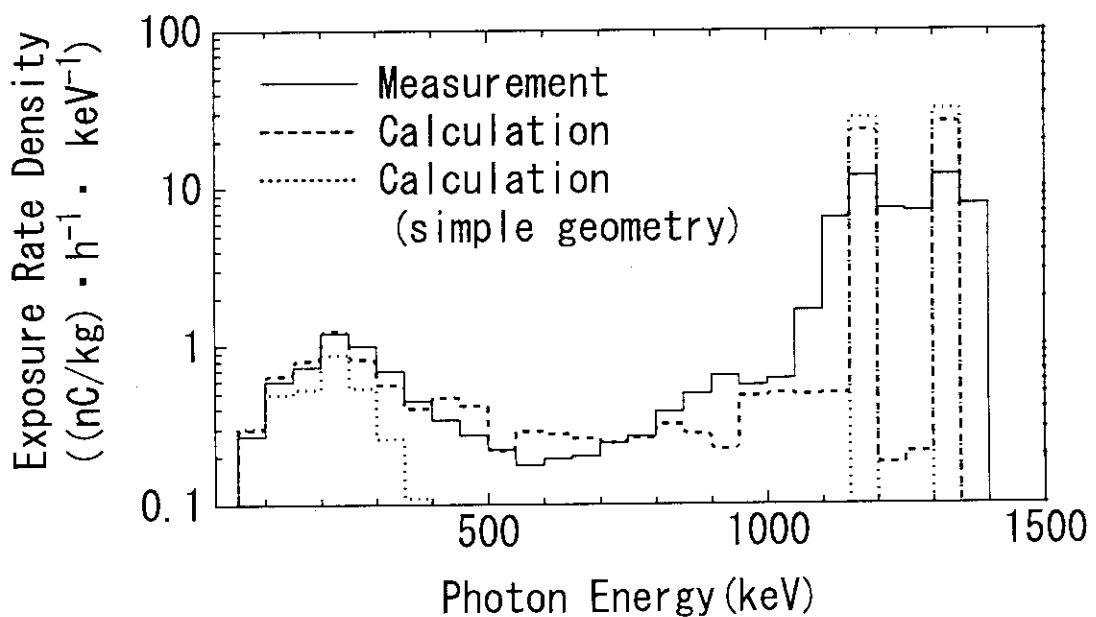


Fig. 2.3.3 - 2 The spectral distribution of exposure for an irradiation with an isotropic source in No.1 irradiation room with ^{60}Co source.
The source-to-detector distance is 2.0m.

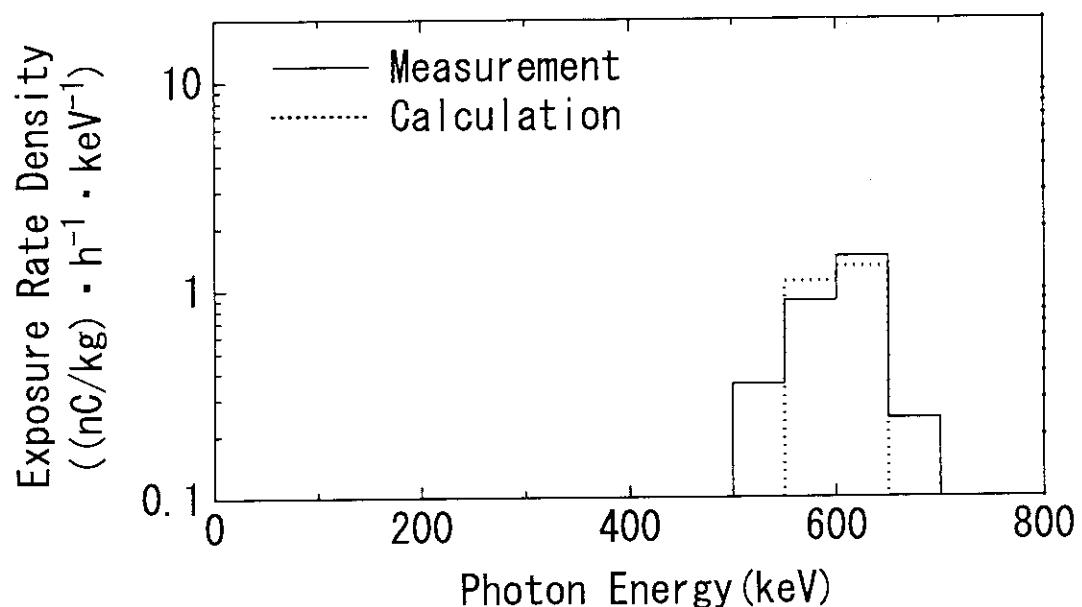


Fig. 2.3.3-3 The spectral distribution of exposure of collimator-scattered radiations in No.1 irradiation room with ^{137}Cs source.
The source-to-detector distance is 2.0m.

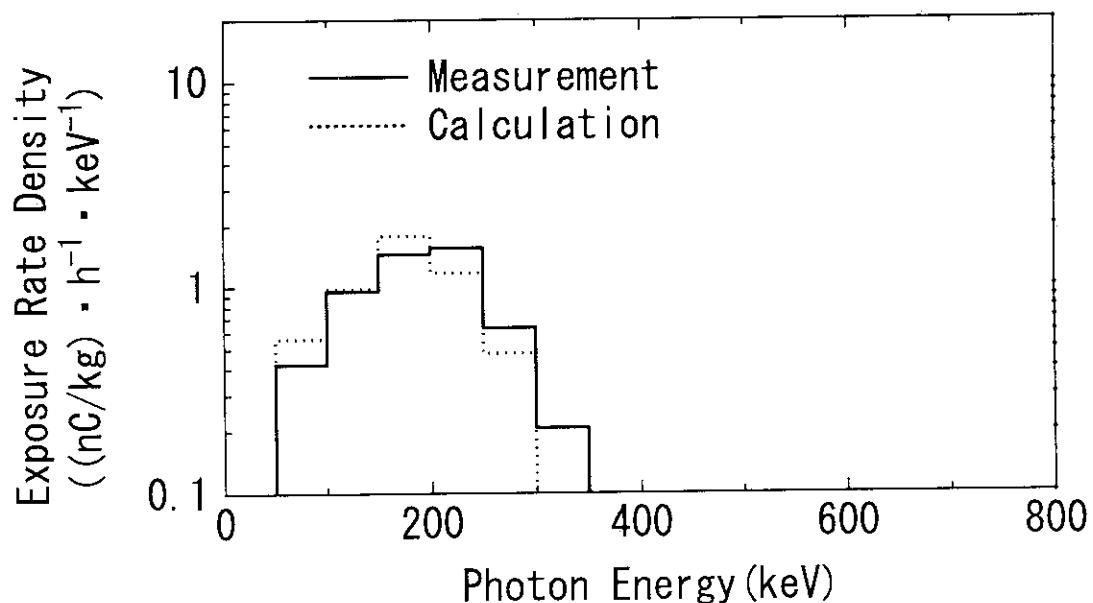


Fig. 2.3.3-4 The spectral distribution of exposure of room-scattered radiations in No.1 irradiation room with ^{137}Cs source.
The source-to-detector distance is 2.0m.

3. 研究

Research

3. 1 放射線管理計測

3.1.1 概要

放射性ガスマニタの校正に使用する短半減期放射性希ガス (^{41}Ar , ^{133}Xe , ^{135}Xe) に対する 1.5 ℥ 通気式円筒電離箱（二次基準測定器）の校正を行い、精度の高い換算係数を得た。また、 ^{133}Xe の不純物として生成される ^{133m}Xe が電離電流に及ぼす影響を明らかにした。これにより、原子炉で作製した短半減期放射性希ガスを用いた放射性ガスマニタのループ校正技術が確立した。

ダストモニタの校正用線源として、イオン交換膜線源を用いたろ紙模擬線源を作製し、自己吸収及び後方散乱の影響、放射能離脱率を調べた。その結果、放射線管理対象核種を特定できる施設において、本線源を用いてより実際の測定系に近い条件でダストモニタを校正できることが分かった。

中性子外部被ばくに対する実効線量をより精密に評価するために、実効線量の中性子入射方向依存性に関して解析を行った。その結果、中性子に対する実効線量の方向依存性が明らかになり、中性子スカイシャイン等による公衆の被ばく線量を的確に評価できるようになった。また、実際の施設や中性子源のエネルギースペクトルを考慮に入れて、実効線量と ICRU が提唱する計測実用量の関係を解析した。その結果、ほとんどの施設や中性子源において、計測実用量を用いて実効線量を安全側に評価できることが分かった。

高エネルギー加速器施設で発生する誘導放射性核種に対する内部被ばく線量評価法を確立するための研究を行った。本年度は、電子加速器を対象として、ターゲット室内で生成される誘導放射性核種の化学的性状を評価するための評価手法のうち、空気の放射線分解による化学反応のモデルを開発し、実験結果と計算結果を比較しその妥当性を確認した。

(山口 恒弘)

3.1.2 短半減期放射性希ガスに対する二次基準器の校正

放射性ガスを用いたガスマニタの校正（実ガス校正）には、校正系内の放射性ガス濃度を決定するための信頼性の高い二次基準測定器が必要となる。我が国においては、この目的に 1.5 ℥ 通気式円筒電離箱が使用されている¹⁾。この電離箱の使用に際しては、校正の対象となる核種について電離電流と放射性ガス濃度の換算係数が精度良く値付けされていることが必要である。しかし、半減期の短い放射性希ガスについて、この値付けは十分には行われていない。このため、これまで作製法及び放射能決定法を検討してきた短半減期希ガス (⁴¹Ar, ¹³³Xe 及び ¹³⁵Xe) について、1.5 ℥ 通気式円筒電離箱の精度の高い校正を行った。

1.5 ℥ 通気式円筒電離箱の校正に使用したガスループの構成を Fig. 3.1.2-1 に示す。校正に際し、先ず電離箱を含む校正用ガスループ内において対象とする放射性ガスと空気を十分均一になるまで混合する。このガスループ内の混合ガスをガス分取容器を通じて比例計数管内に定量分取し、放射性ガス濃度を決定する。校正用ガスループ内の放射性ガス濃度 C (Bq · cm⁻³) は、次式で表される。

$$C = k \cdot r / \{v(1 - F_a)\}$$

ここで、k は、長軸比例計数管内拡散法²⁾で決定された放射能 (Bq) とその放射能を基準系内で計数ガスと均一に混合した後に得られる計数率 (s⁻¹) の比、r は計数率 (s⁻¹)、v はガス分取容器の体積 (cm³)、F_a は空気の混合による比例計数管の計数効率の低下の割合を示す。Fig. 3.1.2-2 に、各々の希ガスに対する F_a の補正量を比例計数管に混入する空気の分圧の関数として示す。この結果から明らかなように、空気の影響による補正是小さい。また、k 及び v の値も精度良く測定できるため、放射能濃度を精度良く決定できる。1.5l 通気式円筒電離箱の単位放射能濃度当たりの電離電流を電離箱内の圧力の関数として Fig. 3.1.2-3 に示す。この測定結果に基づき決定された 101.3 kPa における換算係数は、⁴¹Ar, ¹³³Xe, ¹³⁵Xe に対し、それぞれ、0.192, 0.447, 0.231 pA · Bq⁻¹ · cm³ である。これらの値は、99.7% 信頼度で 5% 以下の不確かさで与えられている。

また、原子炉の熱中性子場を利用して作製した ¹³³Xe は、^{133m}Xe が同時に生成され不純物として存在するため、ガスマニタの校正結果に影響が生ずる可能性がある。この影響を実験及び計算により評価した。計算には、モンテカルロシミュレーションコード (EGS4) を用いた。実験結果と計算結果は良く一致した。これらの結果から、5% の ^{133m}Xe を含んだ ¹³³Xe ガスを用いて 1.5 ℥ 通気式円筒電離箱の値付けにおいて電離電流の低下は 2% 以下であることが明らかとなった。

上記の校正及び不純物濃度評価に基づき、1.5 ℥ 通気式円筒電離箱に対する ⁴¹Ar, ¹³³Xe 及び ¹³⁵Xe の換算係数を精度良く与え、また、原子炉で作製した短半減期放射性希ガスを用いた放射線管理用ガスマニタのループ校正技術を確立した。

(吉田 真)

参考文献

- 1) 原子力安全研究協会：環境放射能および環境放射線の計測に関する研究成果報告会テキスト，142-143, (1980)
- 2) 吉田真, 他 : RADIOISOTOPES, 42(8), 452-460, (1993)

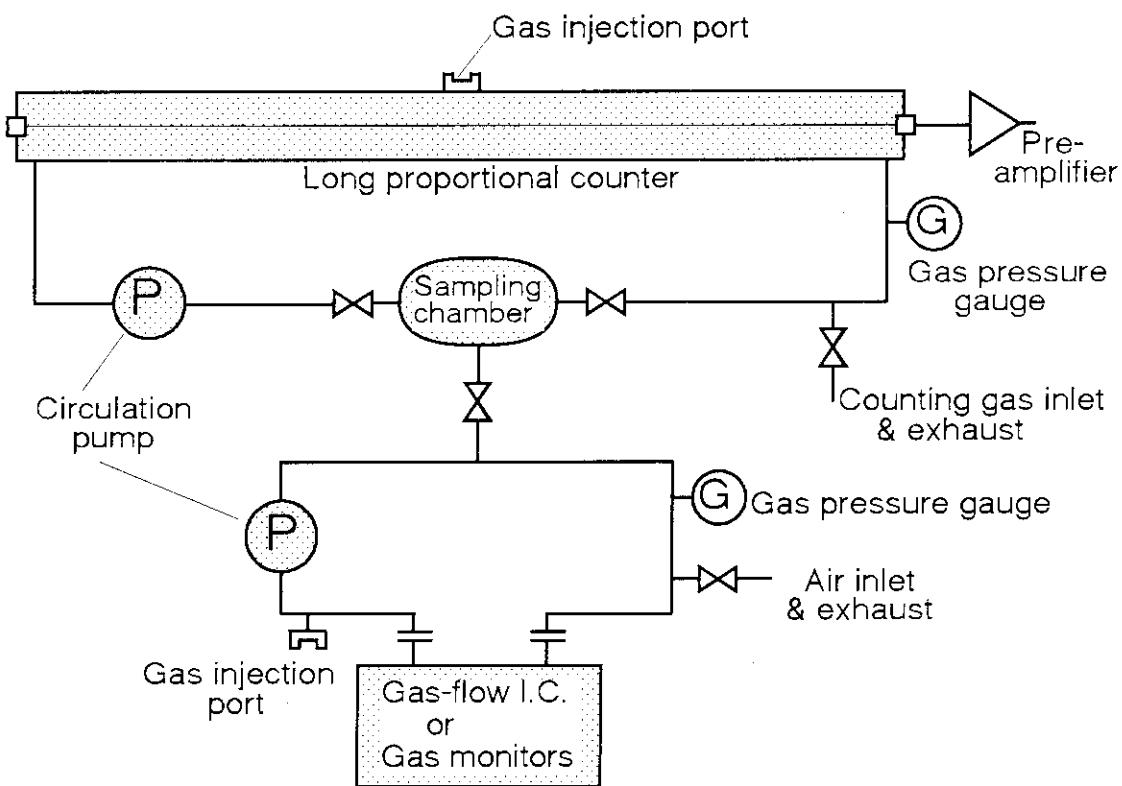


Fig. 3.1.2 - 1 Measuring apparatus and gas-loops for calibration of gas monitors.

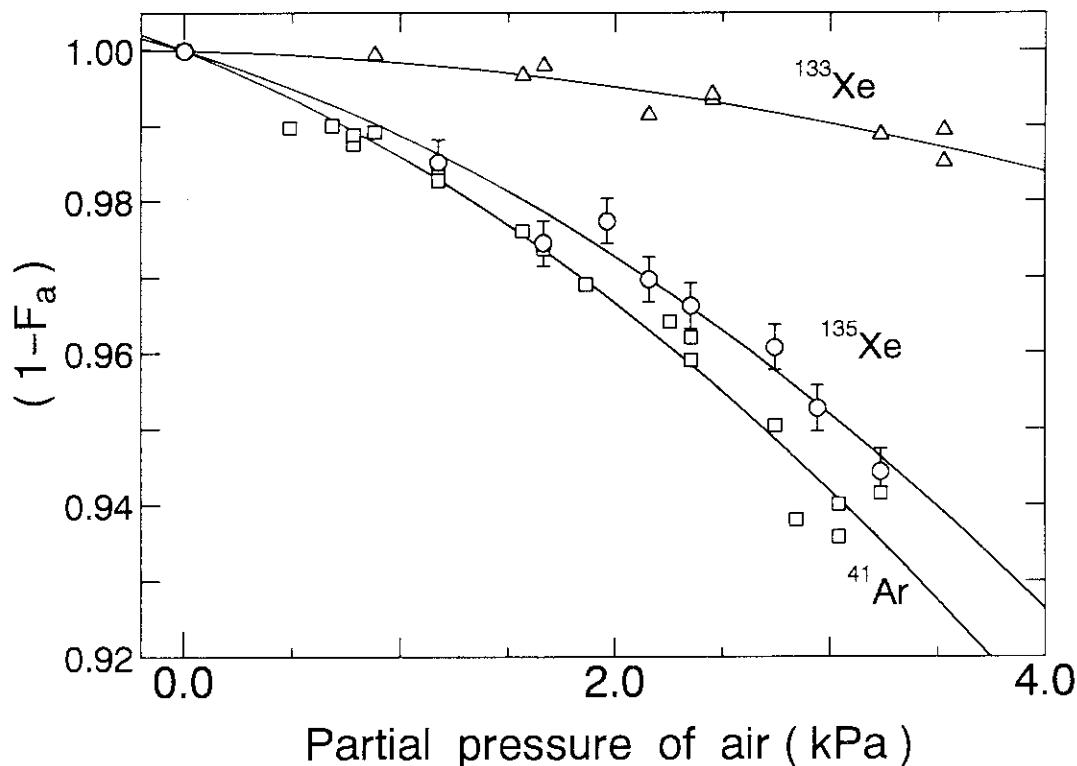


Fig. 3.1.2 - 2 Variation of $(1-F_a)$ as a function of partial pressure of air.

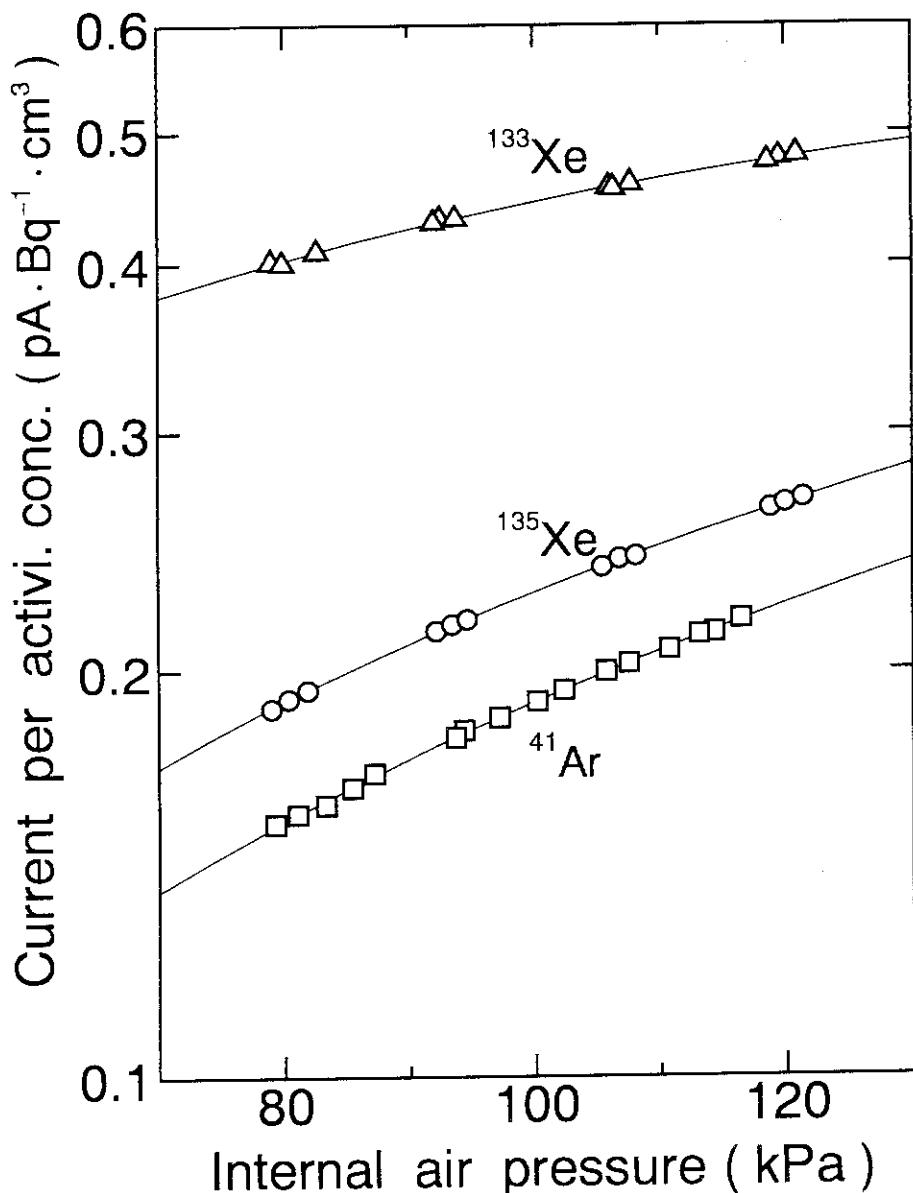


Fig. 3.1.2 - 3 Variation of current per activity concentration vs. internal air pressure for the 1500cm^3 ionization chamber.

3.1.3 イオン交換膜線源を利用したダストモニタ校正用ろ紙模擬線源の作製

ダストモニタの校正に使用される線源は、通常放射能層とバッキング材から構成される。バッキング材は、放出された β 線を遮へいするのに十分な厚さを持つ。しかし、実際のダストモニタに使用されるろ紙は薄く、 β 線に対して透過性がある。ろ紙上に捕集された放射性塵埃から放出された β 線が、ろ紙後方の構造物により散乱され、検出器の計数効率に影響を及ぼすと考えられる。より現実的なダストモニタの校正を行うためには、ろ紙構成材料に近い材料で構成され、放射能に対して値付けされた線源を用いることが重要である。そこで、イオン交換膜線源を用いたダストモニタ校正用ろ紙模擬線源（模擬線源）を作製し、線源の特性評価並びに模擬線源による検出器の校正について検討を行った。

模擬線源は、保護膜、イオン交換膜線源、接着剤、バッキング材から構成される。線源全体の厚さは、ろ紙の厚さ $12.7 \text{ mg} \cdot \text{cm}^{-2}$ に近似させた。イオン交換膜線源は、イオン交換膜に放射能既知の核種とキャリアを吸着させて作製される¹⁾。放射線管理上重要と考えられる ^{60}Co 、 ^{137}Cs 及び $^{90}\text{Sr} + ^{90}\text{Y}$ の3核種を用い、放射能層の厚さが $0.7, 3, 6 \text{ mg} \cdot \text{cm}^{-2}$ の模擬線源を作製した。 ^{60}Co 及び ^{137}Cs 線源の放射能は、井戸型HPGe検出器を用いた比較測定法により決定された。 $^{90}\text{Sr} + ^{90}\text{Y}$ 線源の放射能は、 ^{85}Sr をトレーサとして用いて決定された。また、実際のろ紙では捕集された放射性塵埃がろ紙の表層に存在すると仮定し、ろ紙表面に放射能既知の核種を付着させた線源（付着線源）を作製した。付着線源を比較用線源として使用し、模擬線源の適性評価を行った。ダストモニタの検出器としては、プラスチックシンチレータ及びGM計数管を使用した。

模擬線源の放射能分布層では、自己吸収による β 線の減弱が考えられる。薄いイオン交換膜線源とマイラ膜を用いて、自己吸収を実験的に評価した。プラスチックシンチレータを用いたときの、各核種に対する放射能分布層による自己吸収曲線をFig. 3.1.3 - 1に示す。また、付着線源に対する検出器の計数効率と模擬線源に対する計数効率（自己吸収は補正済み）をTable 3.1.3 - 1に示す。付着線源と同様に、模擬線源を用いると、後方散乱の影響を考慮した検出器の校正が可能であることを確認した。しかし、 $^{90}\text{Sr} + ^{90}\text{Y}$ では模擬線源に関する値が付着線源よりも低い傾向にある。これは、模擬線源の放射能が過大評価されているためと考えられる。イオン交換膜線源の放射能離脱率は、0.01%以下であった。保護膜の使用により、本線源の放射能離脱による汚染の恐れは非常に少なくなる。次に、表面放出率に対して値付けされ、バッキング材の厚さが β 線を遮へいする十分な厚さを持った既存線源との比較を行った。放射能に対して値付けされた模擬線源及び既存線源を用い、それぞれに対して求めたプラスチックシンチレータの計数効率をFig. 3.1.3 - 2に示す。このような既存の線源を校正に用いると、管理対象核種によっては、実際のろ紙に捕集された放射能を過大評価する可能性があることが分かった。

以上より、管理対象核種が特定できる施設において本線源を使用して検出器の校正を行えば、より現実的なダストモニタの校正が可能であることを実証した。

(大石哲也)

参考文献

- 1) M. YOSHIDA and R. H. MARTIN: Appl. Radiat. Isot., 41, 387-394, (1990)

Table 3. 1. 3 - 1 Counting efficiency of detectors for several sources

Detector	Radio-nuclide	RAS ^{*1}	FSS ^{*2}		
			0.7 mg•cm ⁻²	3 mg•cm ⁻²	6 mg•cm ⁻²
Plastic scintillation detector	⁶⁰ Co	0.128 ± 0.001	0.128 ± 0.001	0.125 ± 0.001	0.125 ± 0.001
	¹³⁷ Cs	0.217 ± 0.001	0.213 ± 0.002	0.218 ± 0.003	0.212 ± 0.002
	⁹⁰ Sr + ⁹⁰ Y	0.272 ± 0.002	0.252 ± 0.005	0.261 ± 0.005	0.265 ± 0.004
GM tube	⁶⁰ Co	0.159 ± 0.001	0.157 ± 0.002	0.154 ± 0.001	0.155 ± 0.001
	¹³⁷ Cs	0.257 ± 0.001	0.249 ± 0.003	0.248 ± 0.003	0.252 ± 0.002
	⁹⁰ Sr + ⁹⁰ Y	0.308 ± 0.002	0.284 ± 0.006	0.289 ± 0.005	0.293 ± 0.004

^{*1} Source of which radioactivity is adhered on filter paper.^{*2} Filter simulated source with ion-exchange membrane.

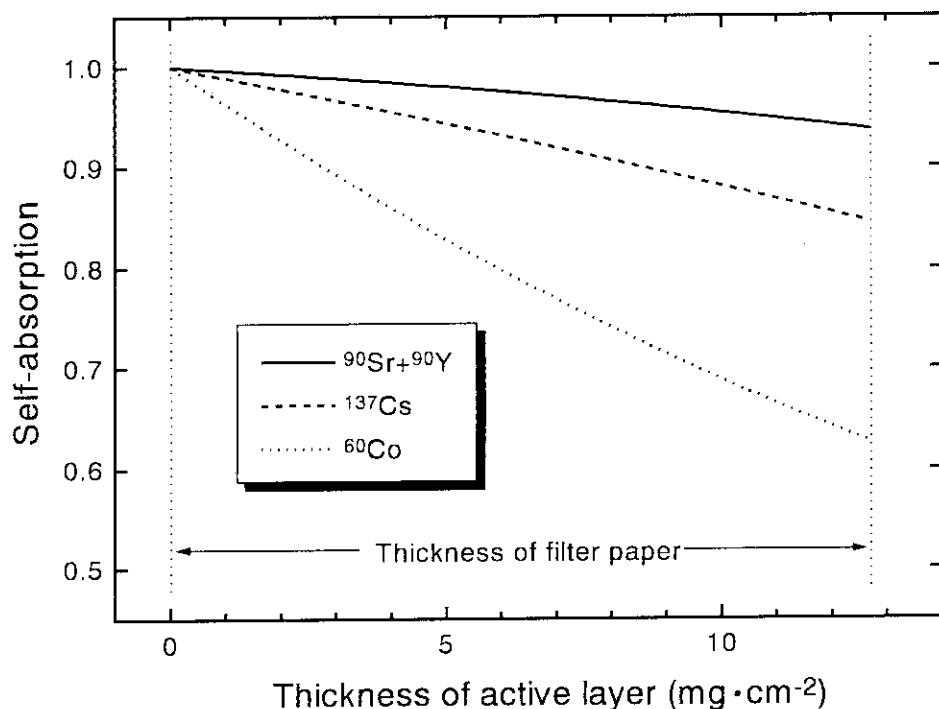


Fig. 3.1.3 – 1 Self-absorption for each radionuclide with plastic scintillator.

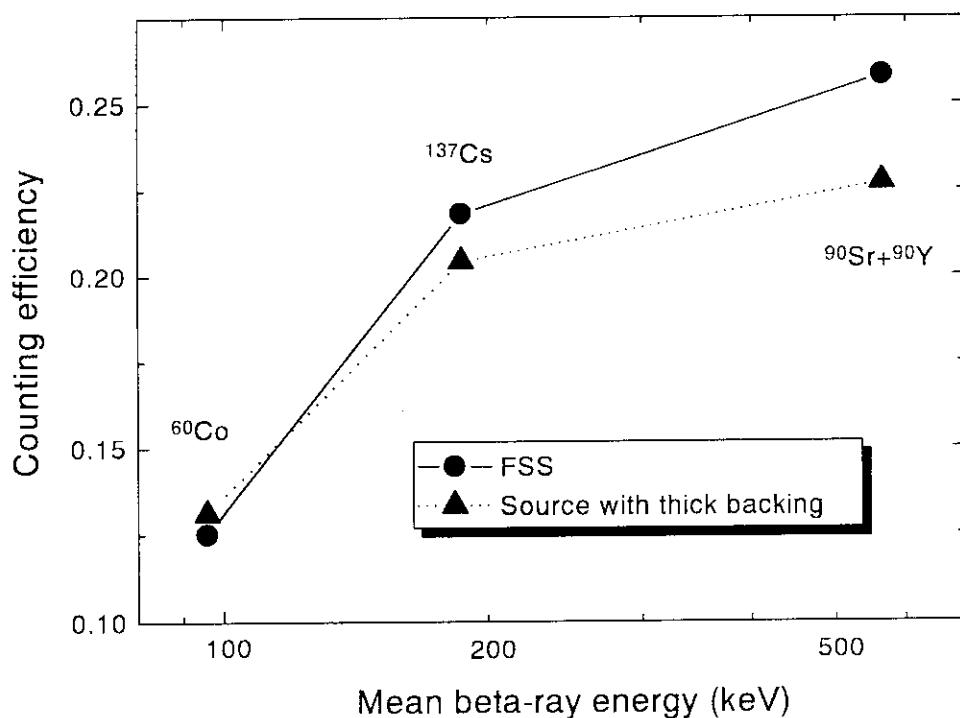


Fig. 3.1.3 – 2 Counting efficiency of plastic scintillation detector for FSS and sources with thick backing.

3.1.4 中性子実効線量の方向依存性の解析

1990年に採択された国際放射線防護委員会の基本勧告（ICRP Publ. 60¹⁾）では、放射線荷重係数の導入など被ばく線量評価に影響を与える大幅な変更が行われた。特に、中性子被ばく線量評価に関し、この変更の影響が大きく現れた。このため、この勧告で提案された放射線荷重係数や変更された組織荷重係数を用いて、中性子外部被ばくに対する実効線量の計算を行い、線量評価に必要な種々の線量換算係数を整備した²⁾。これらの線量換算係数を整備するにあたっては、中性子の入射形態として5種類の典型的な幾何学的条件を選んだ。しかし、被ばく線量をさらに精密に評価するためには、中性子の入射方向に関しより詳細な実効線量の特性を知る必要がある。そこで、中性子実効線量の方向依存性の解析を行った。

実効線量の計算には、先に開発した中性子線量計算コードJEUNESSE-2³⁾を用いた。このコードは、熱エネルギーから18.3 MeVの中性子が任意の方向から入射するときの実効線量を新生児から成人の6つの年齢群に関して計算するコードである。また、このコードでは、モンテカルロ法を用いた放射線輸送プログラム及び日本の評価済み核データライブラリーJENDL-3に基づく断面積が用いられている。今回は、人体軸に垂直に入射する平行ビームを考え、30°毎に入射方向を変えて実効線量を計算した。熱エネルギーから14.0 MeVの範囲の5つの入射エネルギーについて、0歳児、5歳児及び成人に対する方向依存性の解析を行った。

Fig. 3.1. 4-1 に、1.03 MeVの中性子に対する実効線量の入射方向依存性を示す。3つの年齢群と共に通して、方向依存性は左右対称であり、また後方 2π 方向に比較して前方 2π 方向の実効線量が大きくなっている。これは、人体の臓器・組織がほぼ左右対称の配置になっており、また実効線量の評価対象となる臓器が人体の前側にあるためである。全ての入射方向に対して、実効線量は成人、5歳児、0歳児の順に増加する。100 keV以上の中性子入射では、人体組織中の水素原子核の弾性散乱の結果生じる反跳陽子の線量寄与が支配的である。したがって、臓器を囲む組織が薄い0歳児の方がエネルギーの高い反跳陽子がより多く発生し線量が大きくなる。特に左右の側方からの入射に対しては、臓器を囲む組織が年齢とともに厚くなるために実効線量は小さくなっている。Fig. 3.1. 4-2 に、熱中性子に対する実効線量の入射方向依存性を示す。上と同様に、人体の臓器・組織の配置を反映し、実効線量の方向依存性は左右対称及び前方で高くなる特徴を表している。しかし、1.03 MeVの場合とは反対に、実効線量は0歳児、5歳児、成人の順に増加する。10 keV以下では、中性子が水素原子核に捕獲され発生する γ 線の線量寄与が支配的である。したがって、体が大きいほどより多くの γ 線が発生し線量が大きくなり、この特徴が現れたものと考えられる。

以上の解析により、中性子入射に対する実効線量のより詳細な特性が明らかになった。

(山口 恭弘)

参考文献

- 1) ICRP: ICRP Publication 60, (1991)
- 2) Yamaguchi, Y.: Radiat. Prot. Dosim., 55[4], 257-263, (1994).
- 3) 山口 恭弘: 保健物理, 29[3], 303-308, (1994).

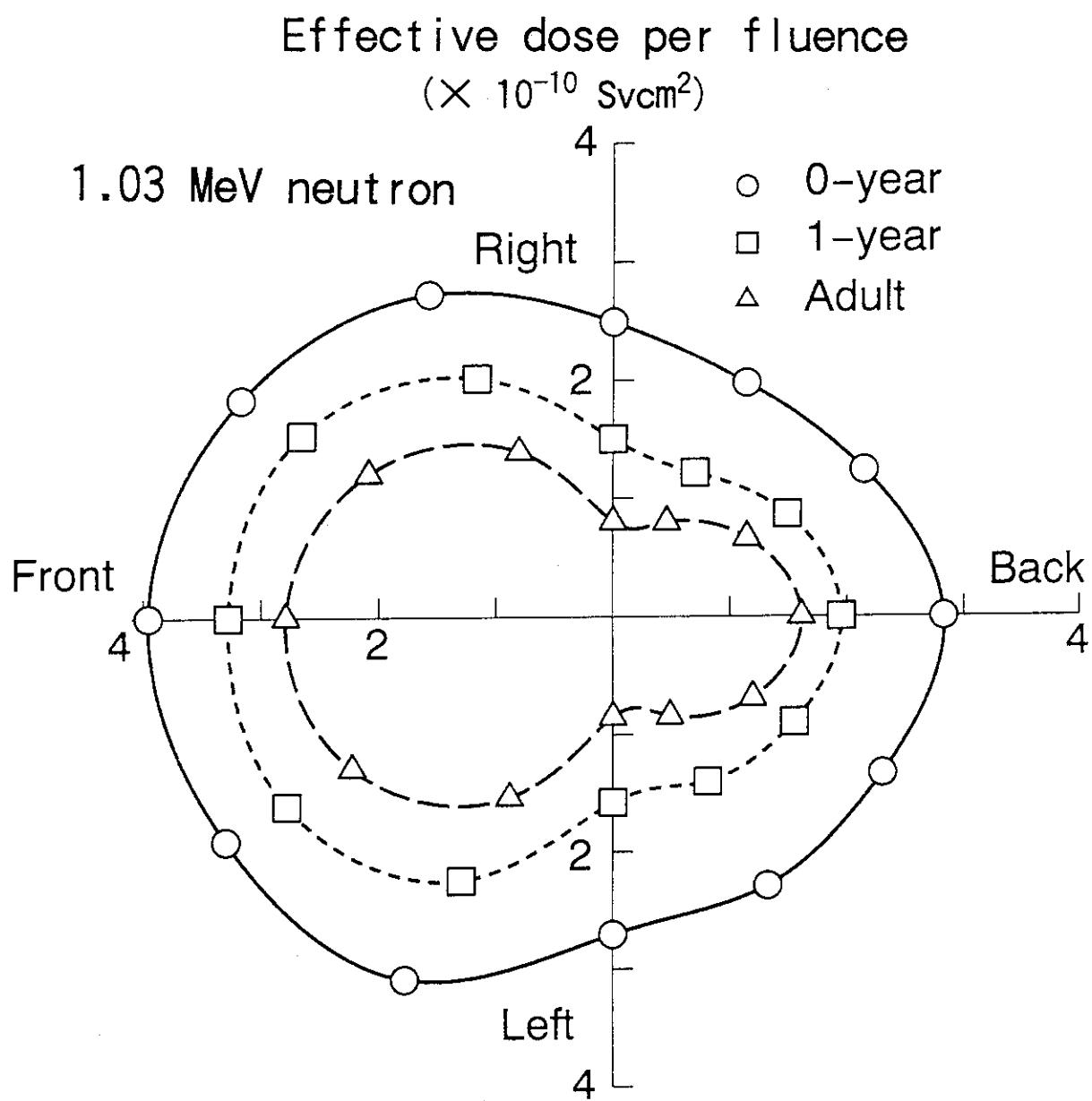


Fig. 3.1.4-1 Angular dependence of effective dose for parallel beams of 1.03MeV neutrons incident on 0-year, 5-year and adult bodies. The direction of incidence is orthogonal to the longitudinal axis of the body.

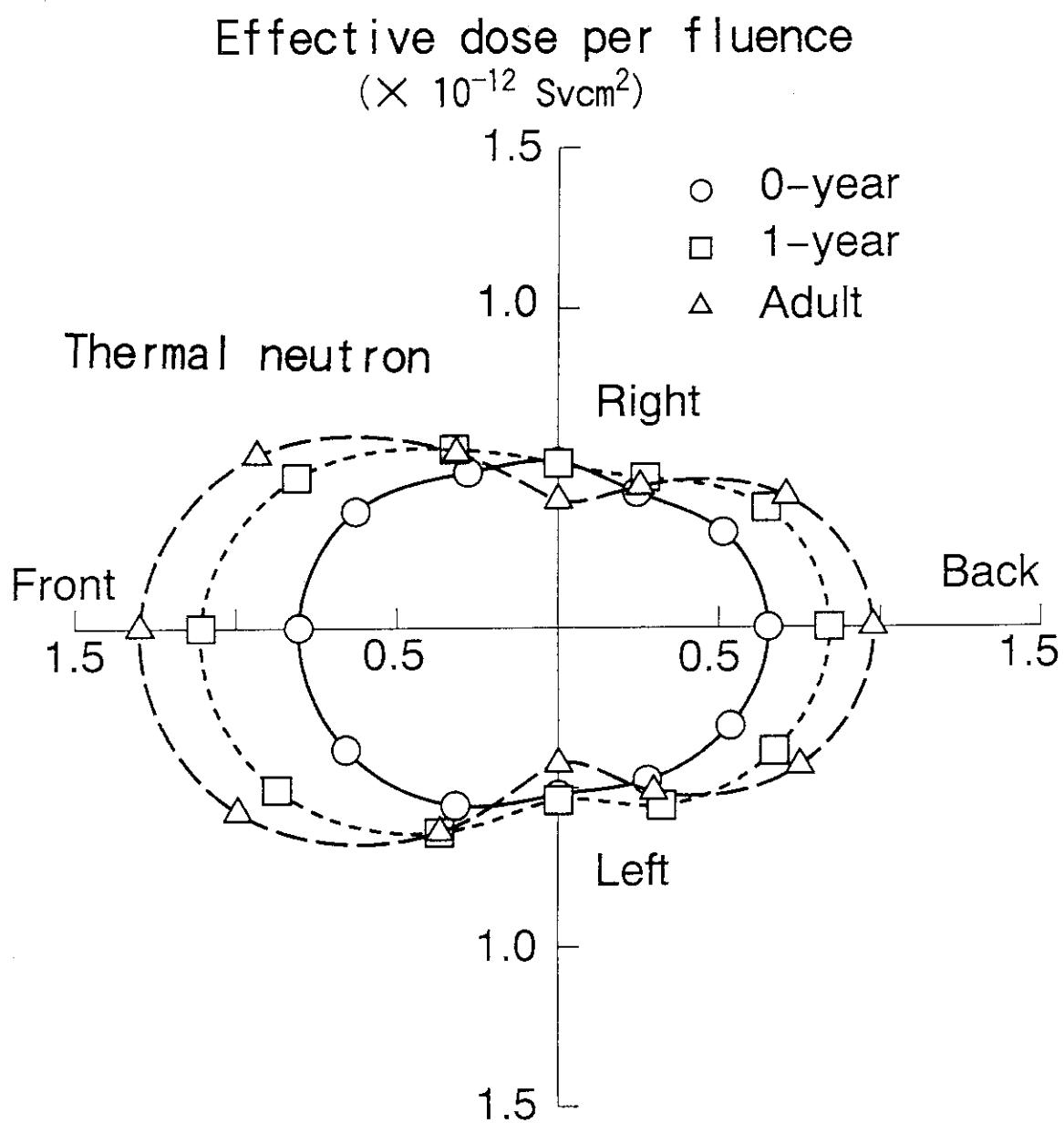


Fig. 3.1.4 - 2 Angular dependence of effective dose for parallel beams of thermal neutrons incident on 0-year, 5-year and adult bodies. The direction of incidence is orthogonal to the longitudinal axis of the body.

3.1.5 中性子エネルギースペクトルを考慮した計測実用量と実効線量との関係

国際放射線防護委員会1990年勧告において実効線量の導入などの線量定義の変更が行われた。特に中性子線については線質係数の変更による線量評価への影響が大きい。そのため、これまで中性子線に対する実効線量及び外部被ばくモニタリングのためのOperational Quantity（計測実用量）の計算を行ってきた。その結果、一部のエネルギー領域で、計測実用量が実効線量を安全側に評価しないことが明らかになった（Fig. 3.1.5-1上）。しかし、これは単色エネルギーについてであり、実際の場における中性子エネルギーは、熱領域から MeV領域まで分布している。そこで、実際の場における中性子エネルギースペクトルを考慮した計測実用量（周辺線量当量： $H^*(10)$ ）及び個人線量当量： $H_p(10)$ ）と実効線量（E）との関係を明らかにすることにより、実際の場で計測実用量が実効線量を安全側に評価できるかどうかを調査した。

評価対象をR I 中性子源、原子炉周辺、核燃料取扱施設などのTable 3.1.5-1に示す6種類の線源及び施設とした。これらの線源及び施設における中性子スペクトルとして、データ集¹⁾からスペクトル形状が異なるものを複数選んだ。これらのスペクトルデータを用いて、実効線量、周辺線量当量及び個人線量当量それぞれについてスペクトル平均線量換算係数を計算した。実効線量については、線量が最も高くなる前方一後方照射(AP)について計算した。単色エネルギーに対する線量換算係数として、実効線量（E(AP)）についてはYamaguchi²⁾、周辺線量当量（ $H^*(10)$ ）についてはSiebert and Schuhmacher³⁾、個人線量当量（ $H_p(10)$ ）については、既に報告したICRUスラブ中心軸上の個人線量当量（ICRUスラブ線量当量）への換算係数⁴⁾を再評価して用いた。ICRUスラブ線量当量は個人線量計校正のための基準線量当量であり、外部被ばくモニタリングの実際上、個人線量当量と同等とみなせる。これらの線量換算係数をグラフ化してFig. 3.1.5-1下に示す。

得られたスペクトル平均線量換算係数の比（E(AP)/ $H^*(10)$ 及びE(AP)/ $H_p(10)$ ）をTable 3.1.5-1に示す。複数のスペクトルについて計算した場合は、その最小値と最大値の範囲を示した。これから、Am-B e 線源を除いて、比は1を下回っていることがわかる。これは、Am-B e 線源以外の線源・施設では主に線量に寄与するエネルギー領域が40keVから2MeVであり、この領域では計測実用量が実効線量を安全側に評価するためである。Am-B e 線源では、計測実用量が実効線量を過小評価するエネルギー領域（2MeVから10MeV）が主に線量に寄与するため、周辺線量当量が実効線量を5%過小評価している。なお、この過小評価はAm-B e 線源の直接線についてであり、散乱等により40keVから2MeVのエネルギー領域の中性子が増加すると、この過小評価は容易に解消されると予測される。以上のことから、今回評価した線源及び施設について、計測実用量を外部被ばくモニタリング線量として使用することに実用上問題ないことが明らかになった。

（吉澤 道夫）

参考文献

- 1) IAEA : Technical Reports Series No. 318, (1990)
- 2) Yamaguchi, Y. : J. Nucl. Sci. Technol. 31, 821-827, (1994)
- 3) Siebert, B. R. L. and Schuhmacher, H. : Radiat. Prot. Dosim., 58, 177-183, (1995)
- 4) 吉澤道夫 : 保健物理－管理と研究－No. 37, JAERI-Review 95-020, 233-234, (1995)

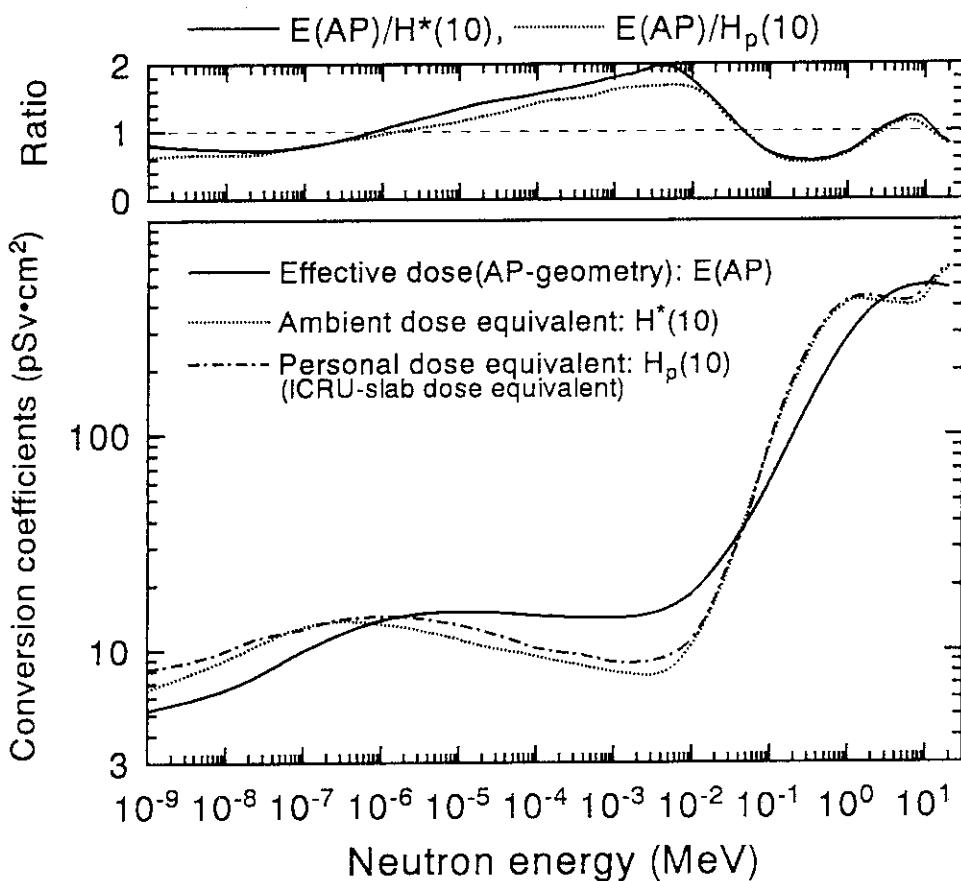


Fig. 3.1.5-1 Fluence-to-Dose conversion coefficients for neutrons and the ratio of $E(AP)/H^*(10)$ and $E(AP)/H_p(10)$.

Table 3.1.5-1 Ratio of spectrum weighted dose-conversion coefficients in various neutron fields

Source or facility (number of calculated spectra)	$E(AP)/H^*(10)$	$E(AP)/H_p(10)$
^{252}Cf (1)	0.88	0.84
$^{241}\text{Am-Be}$ (1)	1.05	1.00
Vicinity of reactors (3)	0.67~0.76	0.64~0.73
Nuclear materials processing facilities (8)	0.79~0.87	0.76~0.84
Medical accelerators (4)	0.72~0.94	0.69~0.90
Fusion test reactor(TFTR) (3)	0.83~0.87	0.79~0.83

$E(AP)$: Effective dose for Antero-Posterior geometry.

$H^*(10)$: Ambient dose equivalent.

$H_p(10)$: Personal dose equivalent(ICRU-slab dose equivalent).

3.1.6 電子加速器室内における気相分子反応モデルの開発

高エネルギー加速器施設では、加速された粒子や二次的に発生する放射線により、空気中に様々な誘導放射性核種が生成される。これらの放射性核種は、吸入により内部被ばくをもたらす可能性をもつ。したがって、誘導放射性核種の生成量、物理的・化学的性状などを把握することは、内部被ばく線量を評価するうえで重要である。そこで、誘導放射性核種の生成量及び化学性状を予測するための評価手法の開発に着手した。本年度は、電子加速器施設を対象とし、評価手法の一部である、空気の放射線分解による気相分子反応のモデルを開発し、その妥当性について検討した¹⁾。

このモデルでは、まず、加速器の運転で発生する放射線により空気中に付与されたエネルギーから、空気の放射線分解で生成される初期生成物の濃度を求める。次に、初期生成物の相互作用に基づく複数の化学反応速度式を同時に解くことにより、着目する化学種の濃度を求める。ここで、空気中のエネルギー吸収量の計算に関しては、電子-光子輸送計算コードEGS4²⁾を用いた。EGS4は、任意の電子ビームエネルギー、ターゲットの材質、形状のもとでのエネルギー吸収量や粒子フルエンスを計算することができる。また、生成される化学種の濃度の計算に関しては、放射線分解初期生成物の化学反応の中から、95の反応式を選び、これらの反応速度を、FACSIMILE コード³⁾を用いて計算した。

開発したモデルの実用上の妥当性を確認するために、Georgeら⁴⁾が測定した電子加速器ターゲット室内のO₃濃度を、本モデルを用いて得られる計算値と比較した。室温25°C、相対湿度30%のターゲット室内において、50 MeV、平均電流80 μA の電子ビームを、厚さ4 cmのPbビームダンプへ入射させたとき、室内に発生するO₃濃度を求めた。Fig. 3.1.6-1に、本モデルにより計算されたO₃濃度の時間変化を示す。横軸は、空気がターゲット室内に滞留し、照射される時間である。Georgeらの測定においては、室内の容積及び換気速度から、照射時間は4から7分と推定される。このときのO₃濃度は、 8.0×10^{-12} から $1.2 \times 10^{-11} \text{ mol/cm}^3$ であり、これは測定値 $2.7 \times 10^{-11} \text{ mol/cm}^3$ とファクター4以内で一致している。以上の結果から、本モデルで得られた計算値が、ほぼ妥当なものであることがわかった。

今後は、より多くの実験値との比較により、本モデルの適用範囲を明らかにするとともに、モデルの改良を行い、評価結果の信頼性の向上を図る。また、誘導放射性核種の化学反応のシミュレーションに対応できるようにするため、放射性核種の化学反応スキームを考慮した化学反応モデルの開発を行う。これにより、本評価手法を、内部被ばく線量評価に必要な基礎データを提供するための手段のひとつとして整備して行く予定である。

(遠藤 章)

参考文献

- 1) Endo, A., et al. : AEAT-0058, (1996)
- 2) Nelson, W.R., et al. : SLAC-265, (1985)
- 3) Curtis, A.R. and Sweetenham, W.P. : AERE R 12805, (1988)
- 4) George, A.C., et al. : CONF-651109, 513, (1965)

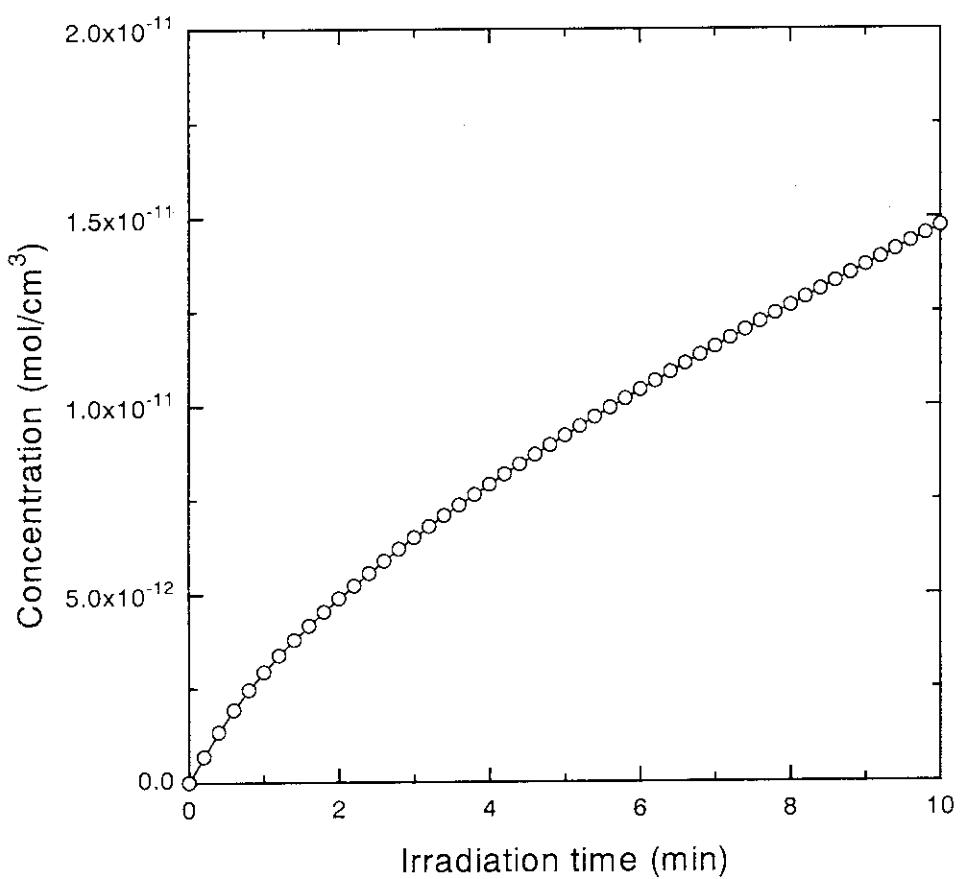


Fig. 3.1.6 - 1 O_3 concentration as a function of the irradiation time

3. 2 被ばく評価

3.2.1 概要

被ばくの評価として、低線量放射線リスク評価に役立つ手法を確立することが重要である。このためには多くの課題の検討が必要であるが、ここでは放射線防護基準に関する研究として、職業被ばく統計解析手法及び低線量放射線リスク評価のための線量-反応関係モデルの開発を進めた。

被ばく線量の変動を解析することは、ICRP1990年勧告のS20項にもあるように、達成された総合的な放射線防護の有効性を示すものとして注目されている。これには線量分布解析が不可欠であり、このための解析手法の整備が重要である。近年、計算機環境が変化しているため、これに対応してより便利なアプリケーションソフトウェア上で、以前に開発したデータ解析手法を使えるようにするための検討を進めた。この結果、多様な利用のためには基本的な計算機能はユーザー関数として組み込むことが有効であることが知られた。

低線量域に合理的に外挿可能な線量-反応関係モデルを明らかにすることは今後の重要な課題である。これには従来のモデルとは異なる視点でモデル構築を進め、実験データへの適合性及び生物学的な知見との整合性を検証することが重要である。今までに、異なる視点からのモデル構築を行い、利用可能なデータへの適合性を種々進めてきた。今回は、生物学的効果比を取り上げて開発モデルと従来モデルの違いを調べ、この差が相当に大きいことを明らかにした。ただし、この結果はさらに種々のデータを用いて検討を行う必要がある。

(熊澤 蕃)

3.2.2 線量分布解析関連コードの整備

作業者の放射線被ばくに伴う線量を種々の観点から統計解析するため、FORTRAN 言語による計算コードHLNTG及びSAS (Statistical Analysis System)ソフトウェアによる計算コードHLNSASを以前に開発した^{1), 2), 3)}。また、これらを携帯型計算機に乗せるための計算コードの整備も以前に行つた。しかし、最近、データ解析に便利なアプリケーションソフトウェア（例えば、ウィンドウズ版SASソフトウェア、MS-Excelなど）が普及し、これらのアプリケーション上で線量分布解析を行うことが望まれるようになってきた。そこで、このための混成対数正規分布に関する主な統計量の計算プログラムの検討を行つた。

混成対数正規分布に関する初版プログラムパッケージはFORTRAN 言語によるものである³⁾。これは米国、カナダなどでも使われ完成度は高い。しかし、正規分布及び対数正規分布を含めた分布モデルの選択基準の機能、あるいは、正規分布を当てはめる場合の一貫性の問題は今まで明記してこなかった。対数正規分布及び混成対数正規分布は変数が正の値で定義される一方、正規分布は負の値も取るため、変数が正值のみで定義される正規分布を考える必要がある。正值のみをとる正規分布の統計量が計算できるように、この算術平均、標準偏差、幾何平均、幾何標準偏差、及び1次積率分布（個人線量を変数とした集団線量の分布）を求める計算コードを整備した。

次に、大型計算機版SASソフトウェアではFORTRAN 言語による関数副プログラムからSAS関数を作成することが可能であるが、ウィンドウズ版SASソフトウェアではこれは不可能であるため、SASマクロ文による計算コードを作成した。これはSAS関数に比べ、計算速度及びプログラムの簡便さの点で好ましくはないが、ウィンドウズ版SASソフトウェアを利用する限り最良の方法である。ワークステーション版SASソフトウェアではツールキットを利用すればSAS関数を組み込むことが可能とされているが、これは将来課題である。SASソフトウェアはデータ解析用のプロシジャーが豊富であり、線量分布解析を行うのに有用である。現在、ハイブリッド関数の逆関数、算術平均、標準偏差、幾何平均、幾何標準偏差などは計算可能である。

MS-ExcelはVersion 5.0 からVisual Basicが利用可能になったため、ユーザー定義関数として混成対数正規分布に関する統計量の計算コードを整備し始めた。最も代表的なハイブリッド関数に関する逆関数を計算する例をFig. 3.2.2-1に示す。このほか、各種のデータに対数正規、混成対数正規及び正規分布モデルを当てはめ、赤池情報基準(AIC)の値によりもっとも適合する分布モデルを選択し、各種の統計量（算術平均、標準偏差、幾何平均、幾何標準偏差、最頻値、中央値、パーセント点、決定係数、その他）を計算するプログラムも開発した。ただし、一般的の利用にはさらに開発を進める必要がある。

（熊澤 蕃、井沢庄治）

参考文献

- 1) 熊澤 蕃：保健物理－管理と研究－No. 27, JAERI-M 85-134, 233-234, (1985)
- 2) 熊澤 蕃：保健物理－管理と研究－No. 31, JAERI-M 89-212, 298-300, (1989)
- 3) 熊澤 蕃、島崎潤也、沼宮内弼雄： JAERI-M82-035, (1982)

Module
<pre> Function Hyb(t) ' hybrid function' Hyb = Log(t) + t End Function Function Hybinv(y) 'inverse of hybrid function' If y > 15 Then t = y - 2.85 ElseIf y > 6 Then t = 0.85294117647059 * y - 0.64640822379467 ElseIf y > 4 Then t = 0.78260869565218 * y - 0.21986127036162 ElseIf y > 2 Then t = 0.6825 * y + 0.14543556474957 ElseIf y > 0.5 Then t = 0.5 * y + 0.5 ElseIf y > -0.2 Then t = 0.3618925663489 * y + 0.56714329040978 Else tt=Exp(y) t = tt + (0.2 * tt - 0.5) * tt ^3 / (1 + tt) End If For counter = 1 To 4 t = (y - Log(t) + 1) * t / (1 + t) Next counter Hybinv = t End Function </pre>

- (a) A program of the hybrid function and the inverse coded by MS-Excel VBA.

	t	y=hyb(t)	t=hybinv(y)	err= hybinv(y)-t
1	0.00001	-11.513	0.00001	1.36E-20
2	0.0001	-9.2102	0.0001	0
3	0.001	-6.9068	0.001	4.34E-19
4	0.01	-4.5952	0.01	5.20E-18
5	0.1	-2.2026	0.1	2.78E-17
6	1	1	1	0
7	5	6.6094	5	0
8	10	12.3026	10	0
9	30	33.4012	30	3.55E-15
10	50	53.9120	50	0
11	60	64.0943	60	7.11E-15
12	100	104.605	100	0

- (b) An example of using the hybrid function and its inverse in spread sheet.

Fig. 3.2.2 – 1 A revised version of the inverse of the hybrid function $y=hyb(t)=\ln(t)+t$ and the absolute error of calculation between $hyb^{-1}(y)$ and a given values of t .

3.2.3 線量-反応関係モデルと生物学的効果比

低線量域における線量Dと反応Eの関係は実験データから直接定めることは難しい。したがって、比較的高い線量で得られる実験データを用いて線量-反応関係を定め、それを低線量域に外挿する方法を探ることが必要である。これには線量-反応関係モデルが必要となる。本研究では、従来とは異なる視点からハイブリッドスケール(HS)と呼ぶモデルを考え、実際のデータへの適合性を検討してきた¹⁾。今回はHSモデルによる生物学的効果比RBEの式を求め、この結果を直線-2次関数(L-Q)モデルによる結果と比較した。

線量-反応関係は、L-Qモデルでは $E = \alpha D + \beta D^2$ 、HSモデルでは $\ln E = \alpha + \beta \text{hyb}(\tau D)$ である。ただし、 $\text{hyb}(t) = \ln t + t$ 、逆関数は $\text{hyb}^{-1}()$ と表す。この関数はtのハイブリッドスケールに対応する。基準放射線と対象放射線に係る関係式の変数及び定数にそれぞれ添え字x、nを付けるとき、反応が同じになる基準放射線と対象放射線との線量の比が生物学的効果比RBE = D_x/D_n と定義される。これより、L-Qモデルでは $E_x = E_n$ なる式から D_x を消去し、

$$\text{RBE} = 2(\alpha_n + \beta_n D_n) / [\alpha_x + (\alpha_x^2 + 4\beta_x D_n(\alpha_n + \beta_n D_n))^{0.5}]$$

また、HSモデルでは $\ln E_x = \ln E_n$ なる式から同様に D_x を消去し、

$$\text{RBE} = (1/\tau_x D_n) \text{hyb}^{-1} [(\alpha_n - \alpha_x + \beta_n \text{hyb}(\tau_n D_n)) / \beta_x]$$

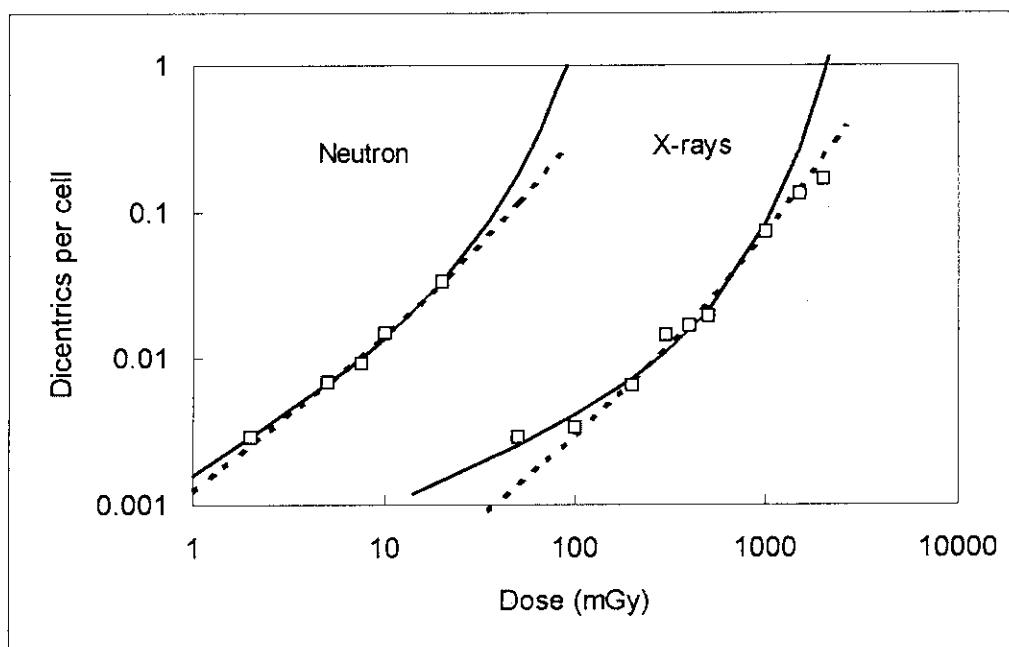
である。これより、RBEは、L-Qモデルの場合、 $D_n \rightarrow 0$ で最大値 α_n / α_x に漸近する一方、HSモデルではある線量 D_{n*} で最大値 $(\beta_n - \beta_x) / \beta_x \tau_x D_{n*} + \beta_n \tau_n / \beta_x \tau_x$ をとる。

実験データを用いて低線量域における上記2つのRBEの式の違いを検討する。データはウサギリンパ球に150kVpのX線(50から2000mGy間で9点)と²⁵²Cfの中性子線(2から20mGy間で5点)を別々に照射し、十分な統計精度で放射線誘発の二動原体染色体頻度を求めたものである^{2), 3)}。このデータに2つの線量-反応関係モデルを当てはめた結果をFig. 3.2.3-1の(a)に示す。図でX線の当てはめは1000mGy以下のデータに止めた。データへの適合性は低線量域ではL-Qモデルに比べHSモデルの方がよいが、中性子線に関しては両モデルともよいことが知られた。両モデルによる線量-反応曲線から中性子線量の関数としてRBEを求める結果が得られる。点線で示したL-QモデルによるRBEのグラフは中性子線量ゼロで最大となり、その最大値は約50である。実線で示したHSモデルによるRBEのグラフは線量が約7mGyで最大となり、その最大値は約37である。井上は区別のモデル当てはめにより線量13.7 mGyでRBEが最大値38.5をとることを示した³⁾。ただし、井上が求めたRBEの最大値の存在に疑問を持つ意見もある⁴⁾。従って、今後、さらに、他のデータを用いて検討を進める予定である。

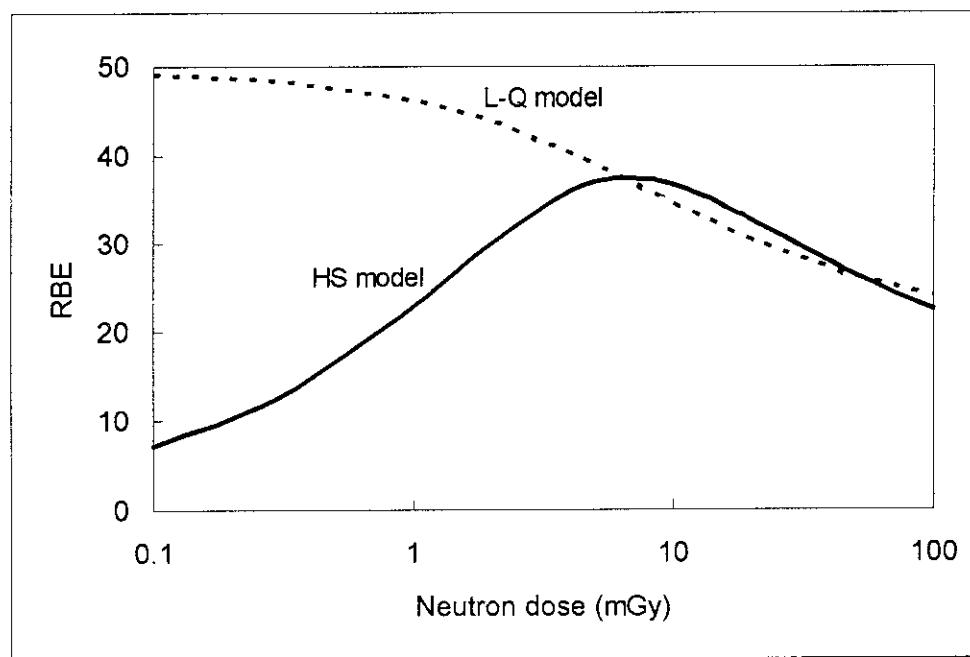
(熊澤 蕃)

参考文献

- 1) Kumazawa, S.: Proc. of Int. Conf. on Radiation Effects and Protection, March 18-20, 1992 Mito, 260-266, (1992)
- 2) Inoue, Y.: JAERI-Research 95-039, (1995)
- 3) Inoue, Y.: JAERI-Research 95-073, (1995)
- 4) Sasaki, M.S.: Private communication



(a) Dose-response curves
 □ : Experimental data, --- : L-Q model, — : HS model



(b) Dependence of RBE on neutron dose by L-Q and HS model

Fig. 3.2.3 - 1 Dose-response curves of radiation-induced dicentrics per cell of rabbit blood lymphocytes irradiated by X-rays and ^{252}Cf neutrons and dependence of RBE on neutron dose, estimated by the linear-quadratic (L-Q) model and the hybrid scale(HS) model.

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、1994年度にカナダチョークリバー研究所において実施したトリチウムガス（HT）の野外連続放出実験の解析を進めた。空気中HT及びトリチウム水（HTO）の高さ分布の解析から、これらの濃度は地表面に近いほど高く、地表面から離れるにしたがって減少すること、これらの高さ分布を指数関数で近似し、濃度勾配の係数を求めたところ、日中高く、夜間低い日変動があり、勾配係数は大気安定度との相関があること等が明らかとなった。次に、土壤中HTO濃度の深さ分布を解析した結果、土壤中HTO濃度の濃度勾配は自然地の方が耕作地よりも大きいこと、降雨の影響により、分布は指数関数からずれる場合があること及び放出開始直後は深さ分布の勾配が時間とともに急になるが、5日目以降は徐々になだらかになること等が明らかとなった。また、空気中HTOの水盤への沈着データを解析し、空気中HTOと水との交換反応の速度を求め、交換速度が日中高く、夜間低くなるという日変動があること、交換速度と風速との相関が高いことを明らかにした。

大気中に放出されたトリチウムによる公衆被ばく線量評価上、重要な土壤へ沈着したHTOの再放出過程を明らかにするため、容器に入れた土壤に重水をトレーサとして沈着させ、土壤からの重水の再放出過程を調べた。その結果、ばく露終了直後の再放出率が最も高く、約20%/hとなること、再放出過程の初期段階において蒸発速度が遅い場合、大気中水分と土壤中重水との交換反応の方が蒸発よりも再放出に対する影響が大きいことが明らかとなった。

施設内におけるトリチウムガスからトリチウム水への転換反応を解明するため、空气中における転換反応実験をこれまで行ってきたが、1995年度は高純度窒素ガス中における転換反応の実験を行った。その結果、転換反応の1次の速度定数は、以前求めた空气中での値とほぼ同じであることが明らかとなった。

核融合施設の通常運転時に14MeVの中性子によって生成された粒子状の放射化物が環境中へ放出された場合を想定し、施設周辺の一般公衆に対する線量評価のケーススタディを行った。核種としては真空容器構造材の放射化物を対象とし、単位放出量当たりの、ブルームからの外部被ばく、吸入による内部被ばく、地表沈着物質からの外部被ばく、再浮遊物質の吸入による内部被ばくの年間線量と合計年間線量を試算した。

原研と米国環境保護庁（EPA）との放射線防護に関する研究協力の一環として、屋内ラドンによる被ばくの低減対策の有効性評価手法の開発を開始した。1995年度はEPAが実施した全米屋内ラドン濃度の調査結果のデータベース化を行った。本データベースは、ラドン濃度ファイル、家屋構造ファイル等の9個のファイルから構成され、各ファイルから任意の項目を抽出することが可能な構造とした。

(野口 宏)

3.3.2 トリチウムガス野外連続放出実験（3）空気中HT及びHTO濃度の高さ分布

核融合炉の平常運転時にトリチウムガス（HT）が大気中に放出された場合、その一部は土壤中で酸化され、トリチウム水（HTO）として沈着することが考えられる。このような場合、地表面がHTOの発生源となり、再放出されたHTOの空気中濃度は高さによって異なることが予想される。公衆に対するトリチウムの被ばく線量をより精度良く評価するためには、このようなHTO濃度の高さ分布を把握しておく必要がある。1994年7月から8月に行ったカナダにおけるHT野外連続放出実験で得られた結果のうち、高さ0.5mの空気中HT及びHTO濃度の時間変化については、既に報告した¹⁾。本項では、空気中HT及びHTO濃度の高さ分布について報告する。

HT放出パイプ（各19m）は、実験場の四方を取り囲むように、地上0.5mに設置した。HTの放出は、7月27日正午から8月8日午後4時とし、空気中HT濃度ができるだけ一定となるように制御しながら行った。空気中HT及びHTO濃度の高さ分布は、主に実験場の耕作地上の高さ0.1、0.5及び1mにおいて測定した。

空気中HT及びHTO濃度は、地表面に近いほど高く、地面から離れるにしたがって減少する傾向を示した。これらの高さ分布が次式のような指數関数で表されると仮定して、高さ1m以下の各濃度から、その濃度勾配を最小2乗法によって計算した。

$$C = C_0 \cdot e^{-\eta \cdot H}$$

ここで、Cは高さH(m)における空気中HT、HTO濃度(Bq/m³)、C₀は地表面における各トリチウム濃度、ηは勾配係数(m⁻¹)である。Fig. 3.3. 2-1に、8月6日午前10時から8月9日午前10時の空気中HT及びHTO濃度勾配係数及び大気安定度の時間変化を示す。図中の点線は、午前8時と午後8時を表し、それぞれほぼ日の出と日の入りの時刻に対応している。この期間は、既に報告したように、空気中HTO濃度がほぼ定常状態に達していた期間である¹⁾。この図から、空気中HT及びHTOの濃度勾配係数は、同程度の値となること、日中小さく夜間大きくなることがわかる。また、これらの勾配係数は、大気安定度と相関があり、大気安定度が強不安定(A)及び並安定(B)の場合、小さく、弱不安定(C)及び中立(D)の場合、中間的な値、強安定(G)の場合、大きくなつた。これらの原因として、空気中HTについては、大気が不安定な日中、放出パイプから測定地点まで移動する間に十分拡散するが、大気が安定な夜間は放出パイプから測定地点までパフ状で水平方向に移動し、地表面で反射して地表面付近の濃度が高くなつたことがひとつの可能性として考えられる。土壤表面から大気中へ再放出されたHTOについても、日中はHTと同様に、大気中で十分に拡散するが、夜間は発生源である地表面付近に留まつたため、地表面付近の濃度が高くなつたことが原因として考えられる。

(横山 須美)

参考文献

- 1) 野口宏：保健物理－管理と研究－No. 37, JAERI-Review 95-020, 241-242, (1995)

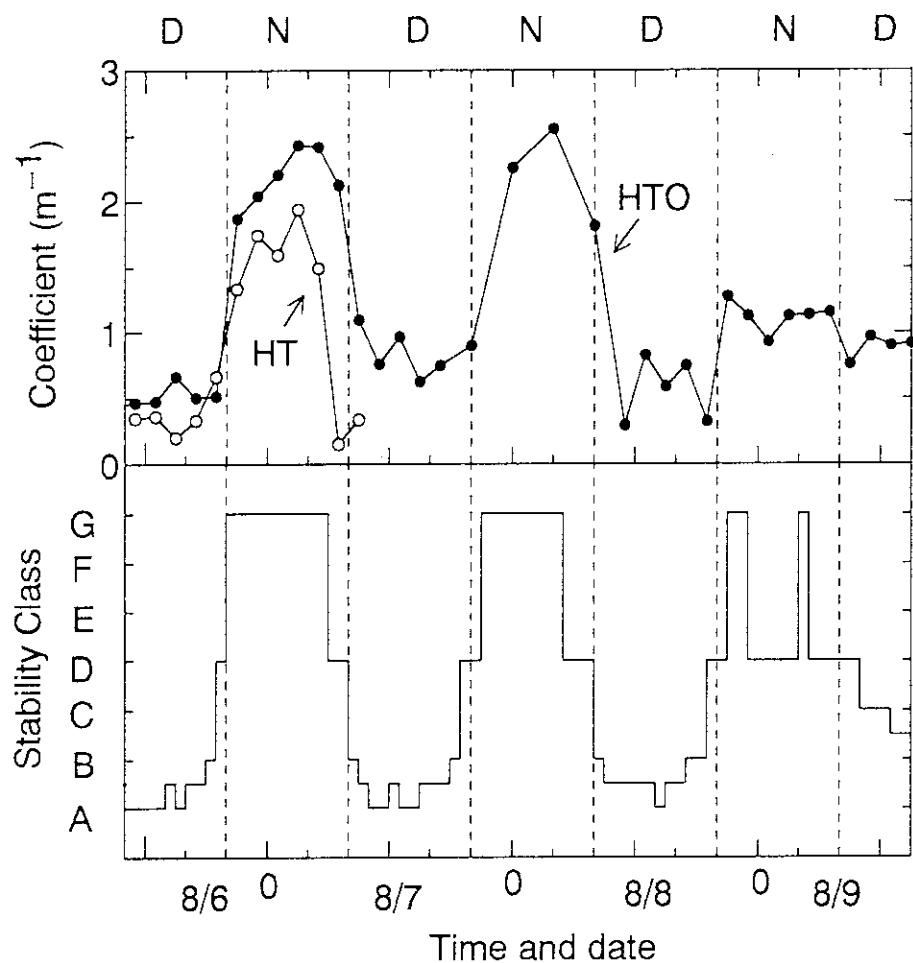


Fig. 3.3.2-1 Comparison of HT and HTO gradient coefficients and atmospheric stability classes.

3.3.3 トリチウムガス野外連続放出実験（4）土壤中HTO濃度の深さ分布

大気中に放出されたHTが土壤中に拡散した場合、土壤中微生物の作用でHTOへ酸化され、沈着することが知られている。大気中に短時間にHTが放出された場合の土壤中HTO濃度の深さ分布については以前報告した¹⁾。しかし、連続的に長期間HTに曝された場合の土壤中HTO濃度の深さ分布についての報告はない。そこで、カナダトリチウムガス野外連続放出実験において測定した土壤中HTO濃度の深さ分布の時間変化について解析した。

土壤コアのサンプリングは、実験場内の耕作地と野生の草が生えた自然地で行った。耕作地のサンプリングは畝と通路（畝と畝の間）で行ったが、以下の解析ではデータ数の多い通路の結果と自然地の結果について述べる。耕作地は約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。畝と畝の間隔は約70cmであった。実験場の土質はシルト質ロームで20%の砂、70%のシルト、10%の粘土から構成されていた²⁾。土壤コアは直径5cm、深さ20または30cmを採取し、それぞれ、6または8分割した。これらの土壤試料は容器に密封した後、日本に持ち帰り、トリチウムフリー水に浸し、浸出したHTOの濃度を液体シンチレーションカウンタで測定した。

耕作地における土壤水分中HTO濃度の深さ分布の時間変化をFig. 3.3. 3-1に示す。HTの放出開始後2から94時間までは、表面層のHTO濃度は急速に増加し、また、HTOが到達する深さも徐々に増加した。これらのHTO濃度は深さに関してほぼ指数関数的に減少した。HT放出開始後の初期段階では、土壤中HTOの深さ分布は主にHTが土壤内を拡散し、HTOへ酸化され、沈着したことにより形成されたものと考えられる。この初期段階におけるHTO沈着のスケーリング深さ（表層HTO濃度が1/eになる深さ）を算出したところ、2時間後で約2.2cm、1日後で約1.4cmとなり、時間とともに減少し、濃度勾配の傾きが増加することが判った。

120から136時間の間に約8mmの降雨があり、174時間後には土壤深さ30cmまでHTOが到達した。また、184から200時間の間に約20mmの降雨があったため、198時間の土壤中HTO濃度は0から2.5cm層の方が2.5から5cm層の濃度よりも低くなった。放出終了近くの290時間の分布では全体の濃度勾配はかなり緩やかになった。5日目以降のスケーリング深さは、徐々に増加し、放出終了近くでは約7cmとなった。このようなスケーリング深さの増加は、HTが土壤中の深くまで到達したというよりは、むしろHTOの土壤中拡散及び移流が起こったためと考えられる。

自然地におけるスケーリング深さは、放出開始から1日後では約0.9cmであり、耕作地のスケーリング深さよりも小さい値となった。このことは自然地におけるHTO濃度の深さ分布の勾配が耕作地の勾配よりも大きいことを意味している。これは、以前報告したように³⁾、自然地の表層土壤中のHT酸化活性（HT酸化菌の濃度）が耕作地よりも高かったため、自然地では耕作地に比べて表層近くでより多くのHTOが沈着したことが原因と考えられる。

（野口 宏）

参考文献

- 1) Noguchi, H. et al. : Fusion Technol., 14, 1187 (1988).
- 2) Davis, P.A. et al. : Fusion Technol., 28, 840 (1995).
- 3) 横山須美：保健物理－管理と研究－JAERI Review 95-020, 243, (1995).

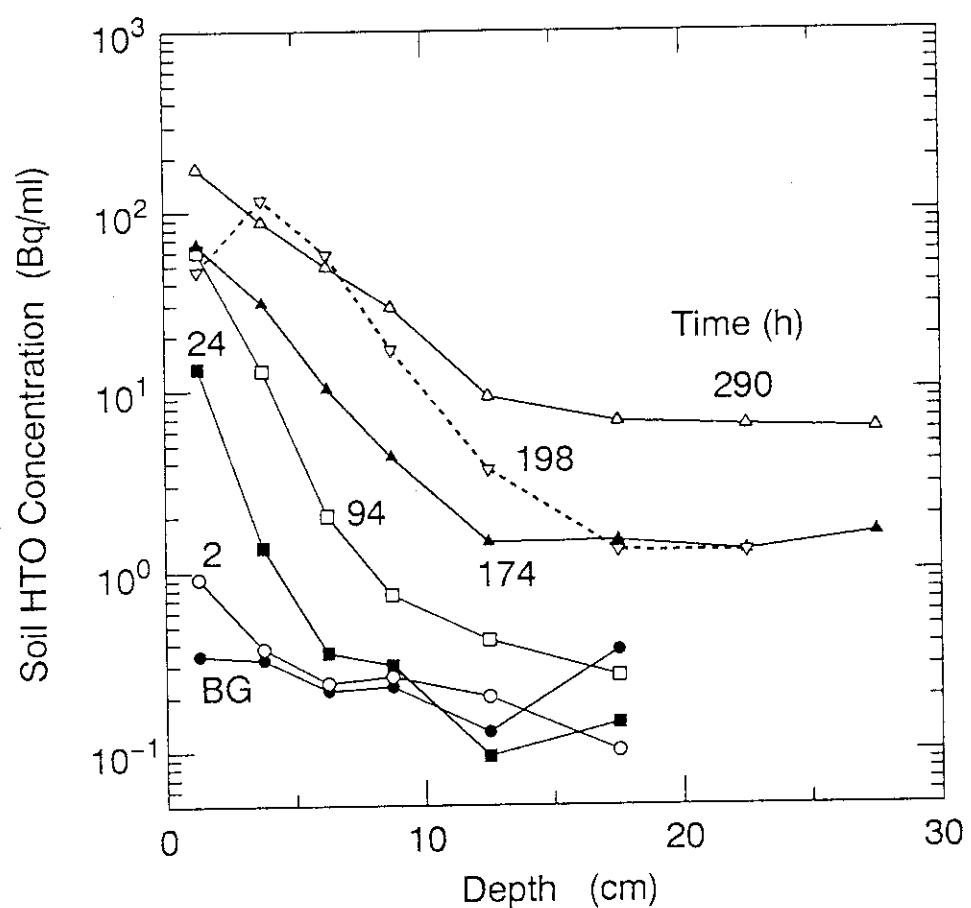


Fig. 3.3.3 - 1 Depth profiles of HTO concentration in soil water in the cultivated plot.

3.3.4 トリチウムガス野外連続放出実験(5) 空気中HTOの水盤への沈着

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、空気中HTOの水盤への沈着について報告する。

本実験の目的はHTOの大気から水への移行に関する知見を得て、空気中HTO濃度のモニタリング及び環境影響評価の基礎データとすることである。空気中のHTOは水面と接触すると、水中H₂Oと容易に交換して水中で検出される。本実験ではプラスチック製の容器(8cmφ×4cm)にトリチウムフリー水を70ml入れたものを水盤とした。この水盤を地上高さ50cmのところに設置して2時間から16時間大気と接触させた後、新しいものに取り替えた。同時に地上高さ50cmの地点で空気中HTO濃度も測定した。また、同じ地点で、気温、湿度、風速、日射量等の気象データを測定した。こうして得られた水中HTO濃度と空気中HTO濃度より、それらの相関を調べた。さらに、交換反応が水中と空気中HTOの濃度差によって起こると仮定した次式にもとづき、HTOの交換速度Kcを算出した¹⁾。

$$K_c = K_e \cdot \ln(1 - \varepsilon \cdot C_w/C_v) / \ln(1 - K_e \cdot t/H)$$

ここで記号は、Cw：ばく露時間t後の水中HTO濃度(Bq/m³)、Cv：大気水分中HTO濃度(Bq/m³)、ε：トリチウムの蒸気相と液相での同位体濃度比、H：水盤の初期深さ(m)、t：ばく露時間(s)、Kc：交換速度(m/s)、Ke：みかけの蒸発速度(m/s)、である。なお、蒸発速度Keはばく露前後の水盤の体積差を水盤表面積とばく露時間で割って算出した。

水盤中HTO濃度Cw(Bq/m³)と空気中HTO濃度に水盤のばく露期間を掛けて補正したものCv·t(Bq·s/m³)との経時変化を比較した結果、両者は全般に同じような変動をしたが、詳細に見てみると必ずしも同じ変動をしていない期間があることが分かった²⁾。これはHTOの交換速度が一定でないためであると考えられた。Fig. 3.3.4-1にHTの放出開始後214時間から314時間までの水盤からの水分の蒸発速度Ke(m/s)とHTOの交換速度Kc(m/s)との経時変化の様子を示す。交換速度Kcは昼間高く、夜間低いという日変動が見られ、今回の野外実験では 1.8×10^{-8} から 1.3×10^{-7} m/sの範囲で変動した。一方、原子炉建屋内で測定された値は 1.6×10^{-8} から 3.2×10^{-8} m/sとほぼ一定の値であることが報告されている³⁾。また、Fig. 3.3.4-1よりKeもKcと同様な日変動をしていることがわかる。Keは日射量、気温、相対湿度の影響を受けるため、この様な日変動が起こると考えられる。Kcの日変動について検討するため気温、湿度、風速、日射量等の野外気象データとの相関を調べたところ、気温、湿度及び日射量とはほとんど相関がなかったが、Fig. 3.3.4-2に示すように風速との相関が高いことが明らかになった。今後は室内における追実験により交換速度の日変動の原因を検討する予定である。

(福谷 哲)

参考文献

- 1) M. Fukui : Radiation Protection Dosimetry, 48, 169-178, (1993)
- 2) 野口 宏ほか：日本原子力学会 1996 年春の年会要旨集, 308, (1996)
- 3) M. Fukui : Health Physics, 62, 144-154, (1992)

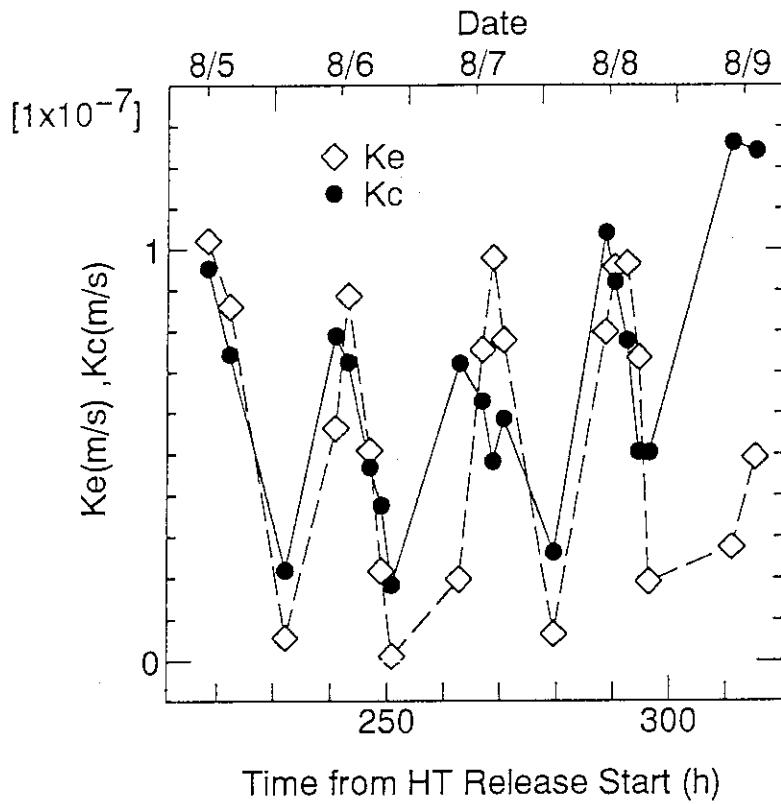


Fig. 3.3.4 - 1 Time variations of evaporation velocity Ke and exchange velocity Kc.

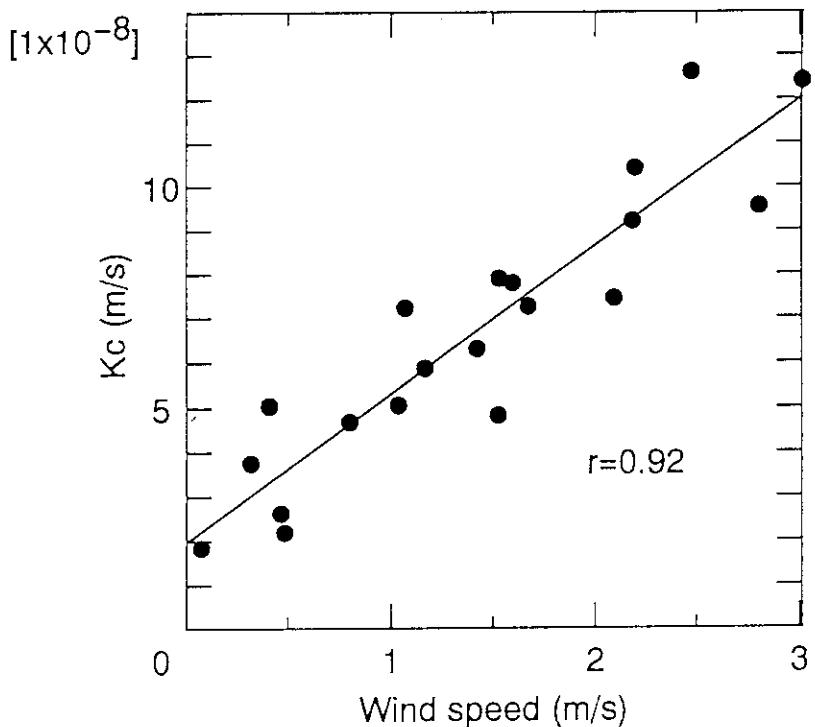


Fig. 3.3.4 - 2 Correlation between wind speed and Kc.

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

大気中に放出されたトリチウムによる公衆の被ばく線量を評価する上で、土壤へ沈着したトリチウム水(H_2O)の大気への再放出過程は、土壤への沈着過程と並び重要となる。このため、1995年11月3日から11月5日に、 H_2O の代わりに重水を用いて土壤沈着重水の深さ分布及び大気への再放出を調べる実験を行った。

野外に設置したビニールハウス($12.8m^3$)内で、重水を含んだ水蒸気を土壤試料にばく露した。ばく露は、午後6時40分から午前8時40分の14時間とした。重水が沈着した土壤試料は、午前8時40分から最長31時間、重水汚染のない野外大気にさらした。これらの土壤試料は、所定の時間ごとに深さ方向に8分割して、土壤水分中重水濃度を測定した。重水濃度の測定には、ガスクロマトグラフを用いた。土壤は茨城県那珂郡で採取し、篩にかけて、容器(4.5cm(縦)×5.0cm(横)×12cm(高))に入れた。これらの土壤試料の含水率は、約40%であった(以下、湿潤土壤という)。この他に、湿潤土壤を強制的に乾燥して含水率約20%まで低下させたもの(以下、乾燥土壤という)及び湿潤土壤にかいわれ大根を植えたものについても実験を行った。なお、ばく露期間中のビニールハウス内の空气中濃度は、約 $3.6 \times 10^4 ppm$ 、気温は18°Cから25°C、相対湿度は57%から76%であった。また、再放出期間の野外の気温は4.6°Cから19°C、相対湿度は33%から85%であった。

湿潤土壤における土壤水分中重水濃度の深さ分布をFig. 3.3.5-1に示す。ばく露終了直後の表層(0から0.5cm)の土壤水分中重水濃度は約 $1.4 \times 10^4 ppm$ となり、深さが深くなるにつれて指数関数的に減少した。深さ3cmより下層では平均 $160 \pm 43 ppm$ であり、バックグラウンドレベルとなった。また、時間が経過するにしたがい、表層の重水濃度が著しく低下したが、深さ1.5cmより下層では徐々に濃度が増加する傾向を示した。乾燥土壤及び植物を植えた土壤の場合にも時間が経過するにしたがい、表層土壤水分中重水濃度の低下及び下層濃度の上昇傾向が表れた。これらの原因として、表層土壤に沈着した重水と大気中 H_2O との交換及び表層に沈着した重水がより下層へ拡散したことが考えられる。湿潤土壤の場合のデータから重水の再放出率及び H_2O の蒸発率を算出した結果をFig. 3.3.5-2に示す。再放出率は、全沈着重水量に対する単位時間当たり、単位面積当たりの大気への重水の放出量とした。蒸発率は、単位時間当たり、単位面積当たりの H_2O の蒸発量とした。重水の再放出率は、ばく露終了直後から0.5時間に最も高く、22%/hとなり、0.5時間から1.25時間では17%/h、1.25時間から2時間では6%/hまで低下した。乾燥土壤についても同様に再放出率は、ばく露終了直後から1.25時間の値が最も高く14%/hとなった。しかし、 H_2O の蒸発率は、1.25時間から2時間に最も高くなり、重水の再放出率の時間変化とは一致しなかった。このように重水の再放出率と水分の蒸発率が一致しなかった原因として、1) 土壤から大気への重水の再放出過程は、蒸発及び大気中の H_2O との交換によって起こることから、再放出過程の初期段階において蒸発速度が遅い場合、大気中 H_2O との交換による再放出過程が蒸発過程より支配的であったこと、2) 蒸発は土壤のごく表層で起こることから、再放出過程初期段階において、表層土壤の重水濃度の高い水分が蒸発してしまい、その後、下層から重水濃度の低い水分が表層土壤に供給され、希釈されたことが考えられる。これらの原因については今後検討する予定である。

(横山 須美)

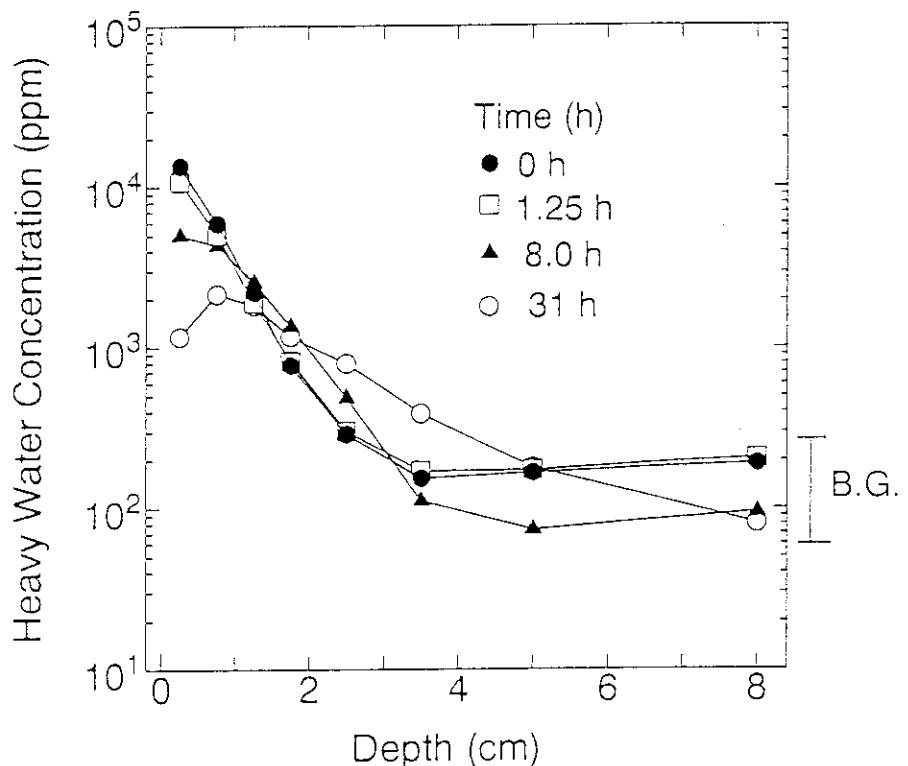


Fig. 3.3.5-1 Profiles of heavy water concentration in wet soil columns
(soil water content : about 40%).

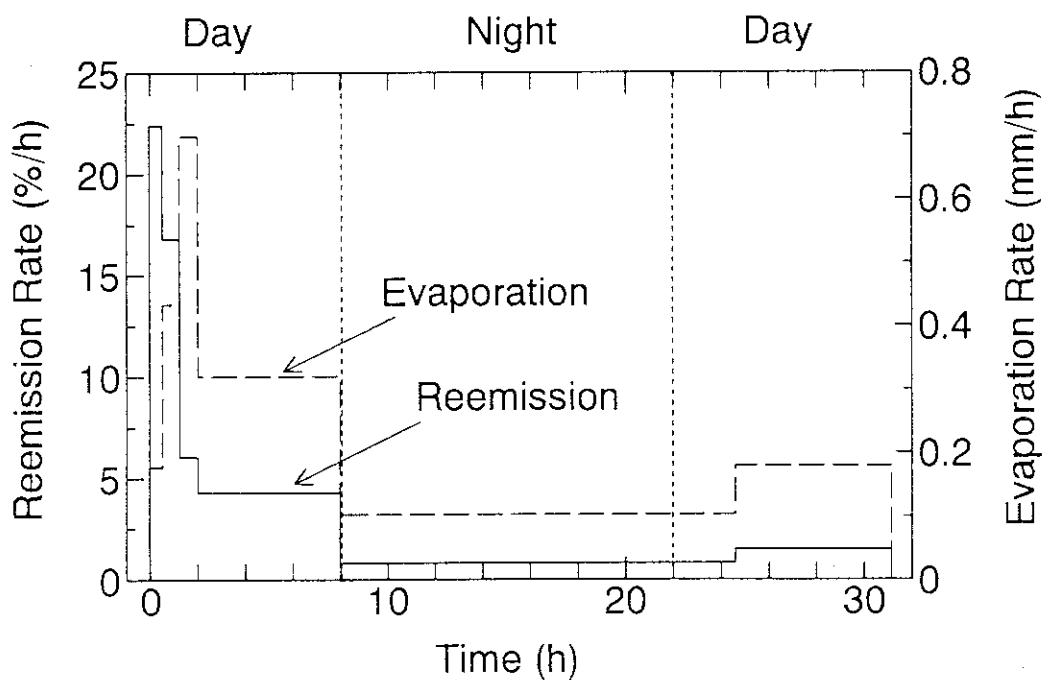


Fig. 3.3.5-2 Time evolutions of heavy water reemission rates and H_2O evaporation rates from wet soil columns.

3.3.6 窒素ガス中におけるトリチウムガスからトリチウム水への転換反応

トリチウムガスが施設内に放出された場合、種々の要因でトリチウム水へ転換することが考えられる。空気中トリチウム水の吸入による実効線量はHTによる線量に比べて4桁大きい。このため施設内における作業者のトリチウムに対する防護技術及び線量評価技術を確立するにあたり、施設内におけるトリチウムガスから水への転換反応を解明することは重要である。

これまで、空気中におけるトリチウムガスの転換反応実験を行ってきたが、1995年度は核融合炉において不活性ガスとして用いられる可能性のある窒素を共存ガスとして実験を行い、窒素雰囲気中でトリチウムガスが水へ転換する反応速度を調べた。

以前に報告した実験方法¹⁾と同様に、内容積約80cm³の石英ガラス製反応容器にトリチウムガス(T_2 の同位体組成割合が0.92、濃度が約1.6GBq/m³)と高純度窒素(99.999%以上)を満たし、25°Cで保管した。その後、所定時間ごとに反応容器内部に生成されたトリチウム水と反応しなかったトリチウムガスをエチレングリコールバブラーと酸化銅を用いて分離捕集し、各放射能を測定した。また、分離捕集した後、窒素ガスを流しながら反応容器を500°Cで2時間加熱することにより、反応容器壁面に付着しているトリチウム水を捕集し、放射能を測定した。これらのデータよりトリチウムガスからトリチウム水への転換率を算出した。

この実験から得られた転換率と経過日数との関係を、Fig. 3.3.6-1に示す。白丸は熱処理を行う以前のデータより求めた転換率であり、黒丸は熱処理後のデータを加えて求めた転換率である。図を見ると生成したトリチウム水の60%以上が壁面に吸着していたことが分かる。壁面に吸着していたトリチウム水を考慮に入れた場合、この転換反応に対する一次の速度定数を図の傾きで近似して求めると $1.7 \times 10^{-9} \text{ s}^{-1}$ であった。これは、これまでの空気雰囲気中の実験²⁾で求めた速度定数の $(1.8 \pm 0.5) \times 10^{-9} \text{ s}^{-1}$ とよく一致した。

以上の結果から、酸素が極めて少ない窒素ガス中でも転換反応が空気中の場合と同程度起こることが明らかとなった。転換反応の詳細なメカニズムは明らかではないが、窒素中の微量の酸素との反応、ガラス内面に吸着していた酸素あるいは水酸基との反応、またはエチレングリコールに溶解しやすい水以外の物質の生成等が考えられる。

(福谷 哲)

参考文献

- 1)野口 宏：保健物理－管理と研究－No. 32, JAERI-M 90-224, 248, (1990)
- 2)野口 宏：保健物理－管理と研究－No. 28, JAERI-M 86-132, 224-225, (1986)

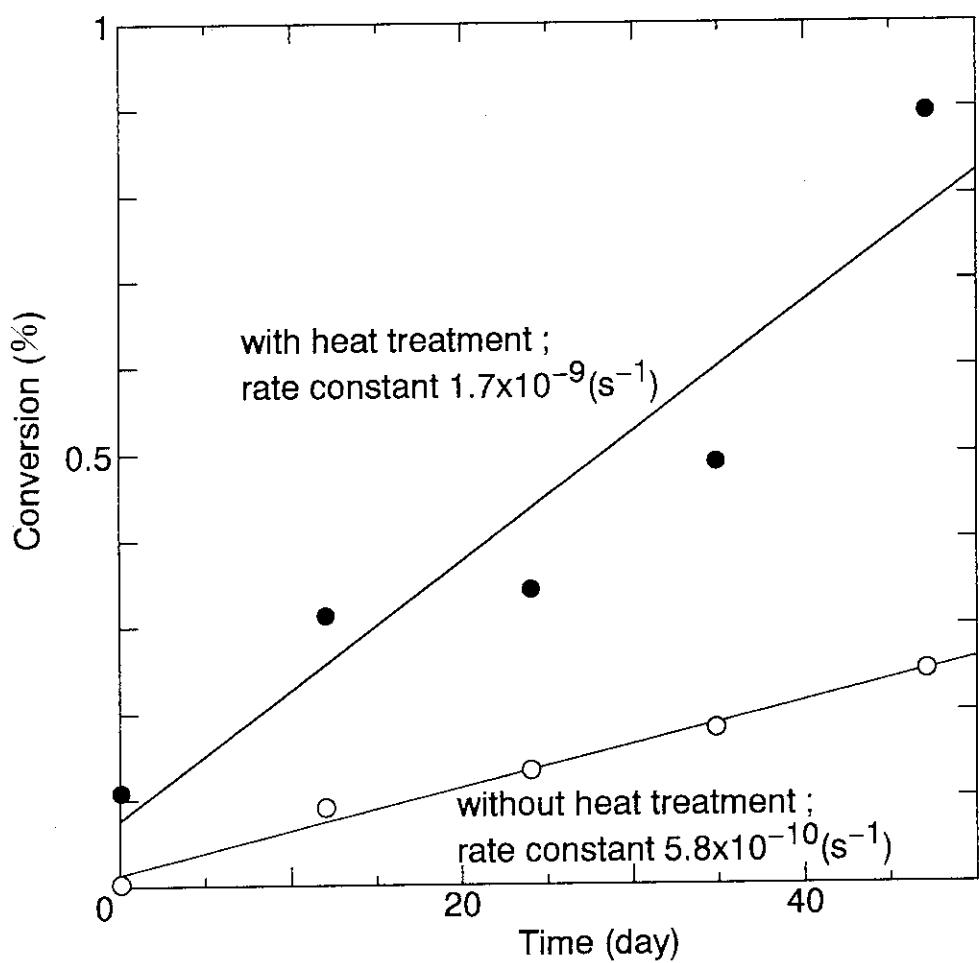


Fig. 3.3.6 - 1 Conversion of tritium gas to tritiated water in N_2 gas.

3.3.7 14MeV 中性子放射化核種放出による一般公衆の線量評価

核融合施設の通常運転時に14MeV 中性子による放射化生成物が、気体廃棄物として環境中へ放出された場合の施設周辺の一般公衆の線量を試算した。ソースタームとしては、14MeV 中性子による真空容器の構造材の放射化核種¹⁾を対象とし、各核種が31.7Bq/s(1GBq/y)で排気筒から放出されたとした。地表における空気中濃度等の計算には、相対濃度及び相対線量を用い、我が国における発電用原子炉施設における数値を参考として、相対濃度 $\chi/Q = 1.0 \times 10^{-6} [(\text{Bq}/\text{m}^3)/(\text{Bq}/\text{s})]$ 、 $D/Q = 1.0 \times 10^{-13} (\mu\text{Sv}/\text{Bq})$ とした。また、地表面への沈着継続期間は20年とした。評価経路としては、発電用軽水炉周辺の一般公衆の線量当量評価手法^{2), 3), 4)}を参考とし、ブルームによる直達γ線による外部被ばく及び吸入による内部被ばく、並びに地表へ沈着した放射性物質からのγ線による外部被ばく及び再浮遊による吸入、農畜産物摂取による内部被ばくを対象とした。土壤から農産物への移行係数、農畜産物の摂取量等のパラメータについては、発電用軽水炉^{2), 3), 4)}及び再処理施設⁵⁾の線量評価を参考とした。Table 3.3.7-1に主な放出核種及び参考核種として¹³⁷Csの計算結果を示す。単位放出量当たりの線量としては、⁶⁰Coが最大となった。これは、地表沈着の継続期間を20年としたため、地表沈着による外部被ばくの寄与割合が大きくなつたためである。農畜産物摂取による経路については、放射化核種についての移行パラメータが十分には整備されておらず、今後我が国におけるこれらの値を整備していく必要がある。

(小野寺 淳一)

参考文献

- 1) Raskob, W. : Doses from Accidental Releases of Tritium and Activation Products into the Atmosphere, J. Fusion Energy, Vol.12, p149-156, (1993)
- 2) 原子力安全委員会原子炉安全基準専門部会：発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量当量評価について、平成元年3月27日 原子力安全委員会了承
- 3) NRC : Regulatory Guide 1.109 Revision 1, NRC, (1977)
- 4) CEC : Methodology for evaluating the radiological consequences of radioactive effluents released in normal operations, (1979)
- 5) 日本原燃産業株式会社：六ヶ所事業所再処理事業指定申請書

Table 3.3.7-1 Internal and external doses from normal operation release of activated steel of vacuum vessel

Nuclide	Internal Dose [mSv/y]				External Dose [mSv/y]			Total [mSv/y]	
	Inhalation				Plume	Ground Shine	Subtotal		
	Ingestion	Plume	Resus- pension	Subtotal					
Cr-51	2.0E-07	1.9E-08	6.5E-10	2.2E-07	6.5E-06	1.1E-06	7.7E-06	7.9E-06	
Mn-56	1.0E-08	2.3E-08	3.1E-12	3.3E-08	3.4E-04	1.9E-07	3.4E-04	3.4E-04	
Fe-59	1.2E-05	1.1E-06	5.9E-08	1.3E-05	2.4E-04	5.7E-05	2.9E-04	3.1E-04	
Co-58	7.4E-06	5.1E-07	4.5E-08	8.0E-06	2.0E-04	8.3E-05	2.8E-04	2.9E-04	
Co-60	8.0E-05	1.1E-05	2.4E-05	1.1E-04	5.0E-04	4.7E-03	5.2E-03	5.3E-03	
Ni-63	2.2E-06	4.5E-07	2.7E-06	5.3E-06	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	5.3E-06	
Cu-64	3.0E-08	1.7E-08	1.1E-11	4.7E-08	1.3E-06	3.6E-09	1.3E-06	1.4E-06	
Cs-137	1.9E-04	2.3E-06	1.2E-05	2.0E-04	1.2E-04	2.9E-03	3.0E-03	3.2E-03	

3.3.8 屋内ラドン被ばく低減対策有効性評価手法の開発(1)

原研と米国環境保護庁(EPA)間の放射線防護に関する研究協力の一環として、屋内ラドンによる被ばく低減対策の有効性評価手法の開発を1995年度から始めた。開発の第1段階としては、家屋構造、換気条件等とラドン濃度の関係を明らかにするため、EPAが実施した全米屋内ラドン濃度調査^{1), 2)}(National Residential Radon Survey, 以下、NRRSと略す。)結果の解析を開始した。NRRSは、全米約5,700家庭のラドン濃度、家屋構造、換気条件等を調査したものであり、NRRS結果はEPAから数値ファイルとして原研へ提供された。この数値ファイルは、タブ等の区切り文字を使用しておらず、データの抽出が困難であった。このため、データ解析を効率良く行うことを目的としてNRRS結果のデータベース化を実施した。データベースは、ラドン濃度ファイル、家屋構造ファイル、換気設備ファイル、冷暖房使用状況ファイル等9個のファイルから構成され、各ファイルから、任意の項目を検索条件を設定して抽出することができる。家屋構造、冷暖房使用状況等の調査項目については、データを日本語化して格納した。データベースソフトとしては、Microsoft Accessを用いた。Fig. 3.3.8-1に地下室の有無による屋内ラドン濃度の分布の違いを示す。両ケースとも $10^{-1}\text{pCi}/\ell$ 以上では、対数正規分布に適合しており、中央値は、地下室がある場合は $1.13\text{pCi}/\ell$ 、ない場合は $0.575\text{pCi}/\ell$ 、幾何標準偏差は両ケースとも2.9となった。地下室がない場合には集合住宅等の2階以上のデータも含まれており、単純な比較はできないが、地下室がラドン濃度上昇の一因であると考えられる。なお、本研究は、EPAとの研究協力の一環として実施しているため、放射能の単位にはCiを用いている。

(小野寺 淳一)

参考文献

- 1) U.S. EPA : National Residential Radon Survey Summary Report, EPA 402-R-92-011, (1992)
- 2) U.S. EPA : National Residential Radon Survey Statistical Analysis Vol 1~3, (1992)

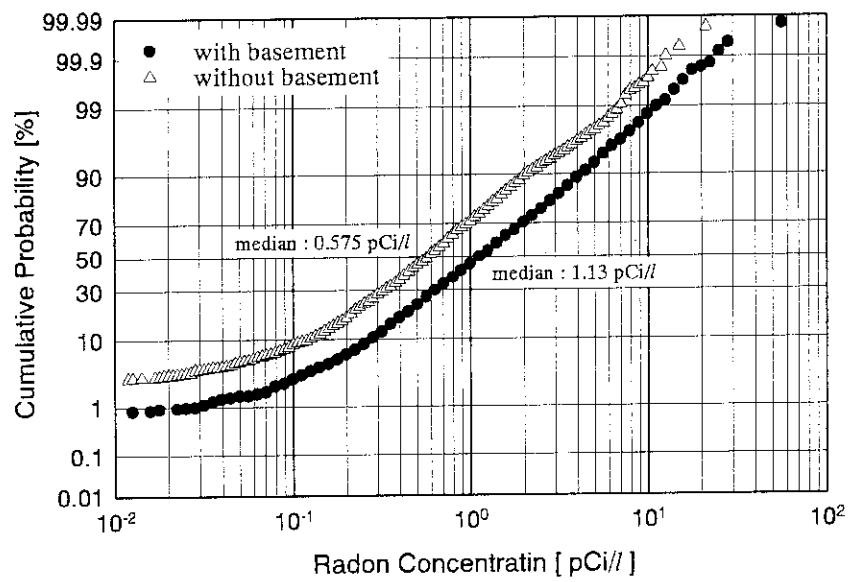


Fig. 3.3.8 - 1 Indoor radon concentration distribution

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)
野 橫 村 天 新 木 一 政 一 政 口 山 田 伸 内 祐 滿 宏 須 幹 光 麻里子 須美生 ^{*1} 光 ^{*2} 麻里子 ^{*2} 幹 ^{*1} 幸 ^{*3} 子 ^{*3} *1 エアロゾル安全工学研究室 *2 環境化学研究室 *3 茨城大学	Tritium Behavior on a Cultivated Plot in the 1994 Chronic HT Release Experiment at Chalk River	Fusion Technology Vol. 28 PP. 924-929
天 野 新 野 口 野 橫 一 政 一 政 光 麻里子 ^{*1} 宏 須 美 祐 輔 ^{*2} 麻里子 ^{*1} 宏 須 美 祐 輔 ^{*2} *1 環境化学研究室 *2 茨城大学	Formation of Organically Bound Tritium in Plants during the 1994 Chronic HT Release Experiment at Chalk River	Fusion Technology Vol. 28 PP. 803-808
一 政 蔣 勝 野 野 橫 天 祐 滿 海 敬 口 宏 山 須 輔 ^{*1} 子 ^{*1} 一 ^{*1} 宏 ^{*1} 美 ^{*1} 祐 ^{*1} 滿 ^{*1} 海 ^{*1} 敬 ^{*1} *1 茨城大学 *2 環境化学研究室	In Vitro Determination of HT Oxidation Activity and Tritium Concentration in Soil and Vegetation during the Chronic HT Release Experiment at Chalk River	Fusion Technology Vol. 28 PP. 877-882
P. Davis * ³ W. Workman * ³ B. Amiro * ³ F. Spencer * ⁴ H. Noguchi H. Amano * ¹ Y. Ichimasa * ² M. Ichimasa * ² *1 環境科学研究室 *2 茨城大学 *3 AECL *4 OHT	Overview of the 1994 Chronic HT Release Experiment at Chalk River	Fusion Technology Vol. 28 PP. 840-845
M. Iwasaki * C. Miyazawa * T. Uesawa I. Itoh * K. Niwa * * 奥羽大学	Differences in the Radiation Sensitivity of Human Tooth Enamel in an Individual and among the Individuals in Dental ESR Dosimetry	Radioisotopes, 44(11), 1995

A. Endo J. Henshaw * M. A. Mignanelli * *UK AEA Technology	Computer Simulation Method to predict Concentrations of Noxious Gases in Electron Accelerator Rooms	AEAT 0058
--	--	-----------

1.2 総説・調査報告・解説等

氏名	標題	誌名
中村清宣 飯田博美* *(社)日本保安用品 協会	核融合における安全管理 特に酸欠対策について	Safety News 1995年10月号
山口恭弘	最近の外部被ばく線量評価法に関するワークショップ	保健物理, 30(2), 166-168 (1995)
山口恭弘 岩井敏* *三菱重工業(株)	最近の外部被爆線量評価法研究の概要	日本原子力学会 誌, 37(12), (1995)
村上博幸	第5回関東主任者セミナー概要報告	Isotope News (502)
山口恭弘	数学ファントムを用いた外部被ばく線量計算	Radioisotopes, 45(3), 1996
松井智明 佐藤浩一	LSCによる一次冷却水中硫黄-35の測定	保健物理 31(2), 230-233 1996年6月
藪内典明	原子力船「むつ」解役工事と放射線管理	保健物理学 会誌 30(3), 272-279 (1995)

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

氏名	標題	レポートNo.
山本英明 J. Mackinney * *BPA	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 Japan Atomic Energy Research Institute, November 9-11, 1994, Tokai, Japan	JAERI-Conf 95-015
Y. Inoue	Dicentric Yields in Rabbit Blood Lymphocytes After Exposure In Vitro to X-rays	JAERI-Research 95-039
Y. Inoue	Dicentric Yields induced in Rabbit Blood Lymphocytes by Low Doses of ^{252}Cf Neutrons	JAERI-Research 95-073

(編) 村上 博史 幸明 高橋 匡四郎	Proceedings of IAEA/RCA Workshop on Calibration of Dosimeters and Survey Instruments for Photons	JAERI-Conf 95-014
---------------------------	--	----------------------

3. 所内資料

氏名	標題	年月
神永 博史 梶本 与一 佐々木 幸男 北野 匠四郎	高濃度トリチウム内部被爆防護用エアライン・スーツの試験方法と性能の調査	1995年 8月
早富 面坂 寿一 富居 沢博 伸 金田 幸誠 木瀬 進 名瀬 間巖	J P D R解体実地試験時の放射線管理 解体作業における空気汚染管理	1995年 5月
富早 面居 坂寿 伸 早富 澤博 伸 金田 幸誠 木瀬 進 名瀬 伸肇 西間 菊也 *西間 辰也 *(財)放射線計測協会	J P D R解体実地試験時の放射線管理 解体作業で発生するエアロゾルの特性と空気汚染の評価	1995年 7月
木名瀬 栄山 口武 崇 南 賢太郎	非電離放射線レベルとその発生源及び影響に関する調査	1995年10月
東海研 保健物理部	放射線管理季報(平成6年度第4四半期) No.124	1995年 6月
東海研 保健物理部	放射線管理季報(平成7年度第1四半期) No.125	1995年 9月
東海研 保健物理部	放射線管理季報(平成7年度第2四半期) No.126	1995年11月
東海研 保健物理部	放射線管理季報(平成7年度第3四半期) No.127	1996年 3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4四半期)	1995年 6月
那珂研 安全管理課	安全衛生管理状況報告書(平成7年度第1四半期)	1995年 9月
那珂研 安全管理課	安全衛生管理状況報告書(平成7年度第2四半期)	1995年11月
那珂研 安全管理課	安全衛生管理状況報告書(平成7年度第3四半期)	1996年 2月

高崎研 安全管理課	放射線管理マニュアル	1996年 1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 4 四半期）	1995年
高崎研 安全管理課	安全衛生管理状況報告書（平成 7 年度第 1 四半期）	1995年
高崎研 安全管理課	安全衛生管理状況報告書（平成 7 年度第 2 四半期）	1996年
高崎研 安全管理課	安全衛生管理状況報告書（平成 7 年度第 3 四半期）	1996年
高崎研 安全管理課	放射線管理季報（平成 6 年度第 4 四半期）	1995年 7月
高崎研 安全管理課	放射線管理季報（平成 7 年度第 1 四半期）	1995年 9月
高崎研 安全管理課	放射線管理季報（平成 7 年度第 2 四半期）	1996年 1月
高崎研 安全管理課	放射線管理季報（平成 7 年度第 3 四半期）	1996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 4 四半期) No. 17-4	1995年 8月
大洗研 放射線管理課	大洗研究所放射線管理季報 (平成 7 年度第 1 四半期) No. 18-1	1995年11月
大洗研 放射線管理課	大洗研究所放射線管理季報 (平成 7 年度第 2 四半期) No. 18-2	1996年 2月
大洗研 放射線管理課	大洗研究所放射線管理季報 (平成 7 年度第 3 四半期) No. 18-3	1996年 3月
加部東 正 幸* 綿引 秀 充* 野村 俊 文 *(株)東海原子力 サービス	大洗研究所簡易全身カウンタの校正	1996年 3月
井 上 誠	異常時における放射線管理用記録様式の紹介	1995年 8月
倉持 彰 勝 裕 田 村	ハンドフットクロスモニタに係る警報設定値及び警報設定値 に対する表面密度の計算方法の検討について	1995年10月

4. 口頭発表及び講演

氏名	標題	学会名等
小野寺 淳一	階層分析法を適用した多層性効果分析による最適化	日本保健物理学会 第30回研究発表会 1995年5月 (水戸)
山野口本加藤英宏正平	残留放射能の理学工業機器への影響解析	日本保健物理学会 第30回研究発表会 1995年5月 (水戸)
野口天一野政祐満P DavisB AmiroF Spence宏光 ^{*1} 輔 ^{*2} 子 ^{*2} ^{*3} ^{*4}	カナダにおけるトリチウムガス野外連続放出実験(1) 実験概要	日本保健物理学会 第30回研究発表会 1995年5月 (水戸)
横野木村天新田政二口内申麻里子 ^{*1} 山申須 ^{*1} 野幸光 ^{*1} 田幹生 ^{*2} 政祐輔 ^{*3} 山申須 ^{*1} 口内申須 ^{*1} 天野幸光 ^{*2} 新田麻里子 ^{*2} 政祐輔 ^{*3} 山申須 ^{*1} 口内申須 ^{*1} 天野幸光 ^{*2} 新田麻里子 ^{*2} 政祐輔 ^{*3} 子 ^{*3}	カナダにおけるトリチウムガス野外連続放出実験(2) 空気および土壤中トリチウム濃度の測定 *1環境化学研究室 *2茨城大学 *3A E C L *4O H T	日本保健物理学会 第30回研究発表会 1995年5月 (水戸)
野木横村天新田政二口内申麻里子 ^{*1} 山申須 ^{*1} 野幸光 ^{*2} 新田麻里子 ^{*2} 政祐輔 ^{*3} 山申須 ^{*1} 口内申須 ^{*1} 天野幸光 ^{*2} 新田麻里子 ^{*2} 政祐輔 ^{*3} 子 ^{*3}	Tritium Behavior on a Cultivated Plot in the 1994 Chronic HT Release Experiment at Chalk River *1イタリア 安全工学研究室 *2環境化学研究室 *3茨城大学	5th Topical Meeting on Tritium Technol in Fission, Fusion and Isotopic Applications 1995年6月 (イタリア)
小野寺吉澤淳道夫	Radiation protection regulations in Japan	IAEA Int. Seminar on Advancements in the Implementation of New BSS 1995年7月 (オーストリア)
横野木村天新田政二口内申麻里子 ^{*1} 山申須 ^{*1} 野幸光 ^{*2} 新田麻里子 ^{*2} 政祐輔 ^{*3} 山申須 ^{*1} 口内申須 ^{*1} 天野幸光 ^{*2} 新田麻里子 ^{*2} 政祐輔 ^{*3} 子 ^{*3}	カナダトリチウムガス野外連続放出実験における空気中トリチウム濃度の高さ分析 *1イタリア 安全工学研究室 *2環境化学研究室 *3茨城大学	日本原子力学会 1995年秋の年会 1995年10月 (東海)
新野天横二野口山政須祐満 ^{*1} 申 ^{*1} 宏 ^{*2} 美 ^{*2} 子 ^{*2}	カナダにおけるトリチウムガス野外連続放出実験 植物中有機結合型トリチウムの生成 *1環境化学研究室 *2茨城大学	日本原子力学会 1995年秋の年会 1995年10月 (東海)

氏名	標題	学会名等
一 二 野 横 天 新 政 政 口 山 野 祐 満 宏 須 美 光 麻里子* ²	トリチウムガス野外放出実験 作業環境における作業者の体内トリチウム濃度 * ¹ 茨城大学 * ² 環境化学研究室	日本原子力学会 1995年秋の年会 1995年10月 (東海)
一 勝 一 野 横 天 新 政 野 政 口 山 野 祐 満 敬 祐 宏 須 美 光 麻里子* ²	カナダ・チョークリバー研究所のトリチウムガス酸化菌	日本原子力学会 1995年秋の年会 1995年10月 (東海)
横 野 村 木 天 新 政 政 山 口 田 内 野 祐 祐 輔 満 子* ³	カナダにおけるトリチウムガス野外連続放出実験(1) 空気及び土壤水分中トリチウム濃度の時間変化 * ¹ エコロル 安全工学研究室 * ² 環境化学研究室 * ³ 茨城大学	第1回核融合 エネルギー連合 講演会 1995年12月 (京都)
新 天 野 横 一 政 野 口 山 政 祐 祐 光 宏 須 美 祐 満 子* ²	カナダにおけるトリチウムガス野外連続放出実験(2) 植物へのトリチウムの蓄積 * ¹ 環境化学研究室 * ² 茨城大学	第1回核融合 エネルギー連合 講演会 1995年12月 (京都)
一 二 野 横 天 新 政 政 口 山 野 祐 満 宏 須 美 光 麻里子* ²	カナダにおけるトリチウムガス野外連続放出実験(3) トリチウムガスの環境動態 * ¹ 茨城大学 * ² 環境化学研究室	第1回核融合 エネルギー連合 講演会 1995年12月 (京都)
野 横 福 木 村 天 新 口 山 谷 内 田 野 祐 満 宏 須 美 哲 伸 幹 光 麻里子* ²	カナダHT野外連続放出実験における土壤中HTO濃度の 深さ分析 * ¹ エコロル 安全工学研究室 * ² 環境化学研究室	日本原子力学会 1996年春の年会 1996年3月 (大阪)
野 横 福 木 村 天 新 口 山 谷 内 田 野 祐 満 宏 須 美 哲 伸 幹 光 麻里子* ²	カナダHT野外連続放出実験における空气中HTOの 水盤への沈着 * ¹ エコロル 安全工学研究室 * ² 環境化学研究室	日本原子力学会 1996年春の年会 1996年3月 (大阪)
橋 小 武 片 林 藤 桐 晴 秀 保 浩*	GPS航法による走行サーベイとデータ解析 *高輝度光科学研究センター	日本保健物理学会 第30回研究発表会 1995年5月 (水戸)

氏名	標題	学会名等
一勝政野蔵 満敬海祐 子一 猪輔 子 ^{*1} 宏須美光 ^{*2} 麻里子 ^{*2} 新天口山野	カナダにおけるトリチウムガス野外連続放出実験(4) 実験場のトリチウムガス酸化菌の実態 * ¹ 茨城大学 * ² 環境化学研究室	第1回核融合 エネルギー連合 講演会 1995年12月 (京都)
川原遠小庄菊 崎田藤林司地 克康章 千時正	原研電子直線加速器における遮へい体等の放射化調査 * ¹ 原子炉工学部 * ² (財)放射線計測協会	日本保健物理学会 第30回研究発表会 1995年 5月 (水戸)
西梶後大高池菊 座本藤内橋沢地 雅与孝富健芳正	スミヤ法によるふきとり効率の実験的検討 *(財)放射線計測協会	日本保健物理学会 第30回研究発表会 1995年 5月 (水戸)
富早面金木間 居坂澤田瀬辺 博寿伸誠進巖 行夫一	J P D R解体作業時に発生するエアロゾルの特性と 空気汚染評価	日本保健物理学会 第30回研究発表会 1995年 5月 (水戸)
宍西田戸山宣竜好 足利谷山徹仁也 利谷山徹仁也	グローブボックス解体作業時の放射線管理 飛散率の測定	日本保健物理学会 第30回研究発表会 1995年 5月 (水戸)
小吉佐大松三 林永藤登谷浦瓶 誠道信邦正晴邦 明之充夫央	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 *千代田保安用品(株)	日本保健物理学会 第30回研究発表会 1995年 5月 (水戸)
藪重川北 田田崎野 肇幸朋匡四郎	N U C E F 放射線管理設備の概要とその特徴	日本保健物理学会 第30回研究発表会 1995年 5月 (水戸)
早富面金木間 坂居澤田瀬辺 寿博伸誠進巖 夫行一	J P D R解体作業時における空気汚染管理	日本保健物理学会 第30回研究発表会 1995年 5月 (水戸)
間川辺崎滝 巖也成 克光	気泡セメントを母材とするγ線スペクトロメトリ用 容積線源	第11回放射線計測 夏のセミナー 1995年 8月 (箱根)

氏名	標題	学会名等
松谷正* 三浦晴夫* 今井盟* 大登邦充* 佐藤信之 小林誠 吉永道明	時系列解析に利用した電子線量計の着用経験とその有効性 * 千代田保安用品(株)	日本保健物理学会 第30回研究発表会 1995年5月 (水戸)
半谷英樹一	精密型甲状腺ファントムによる甲状腺ヨウ素測定器の校正	日本保健物理学会 第30回研究発表会 1995年5月 (水戸)
木名瀬栄 遠藤章 池澤芳夫* *(助)放射線計測 協会	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	日本保健物理学会 第30回研究発表会 1995年5月 (水戸)
木名瀬栄 川崎隆行 南賢太郎	研究炉における漏洩電磁波レベル調査	日本保健物理学会 第30回研究発表会 1995年5月 (水戸)
大石哲也 高橋幸輝 上澤輝夫 吉沢真 須郷高信*	イオン交換膜を利用したダストモニタ校正用模擬線源 の作成 *原研高崎	日本保健物理学会 第30回研究発表会 1995年5月 (水戸)
吉澤口道弘	中性子個人線量計校正のためのフルエンスー線量当量 換算係数の計算	日本保健物理学会 第30回研究発表会 1995年5月 (水戸)
清吉滋 水澤道夫* 広田輝夫* *東洋電子計測(株)	線量当量率対応型プラスチックシンチレーション サーベイメータの開発	日本保健物理学会 第30回研究発表会 1995年5月 (水戸)
高橋幸嗣 吉田真	トリチウム面線源からの制御X線の評価(2)	第32回理工学における同位元素研究 発表会 (東京)
山口恭弘	放射線防護の基礎II—線量評価の方法論の基礎	日本原子力学会 第2回放射線工学 夏期セミナー (軽井沢)
大石哲也 吉田真 水澤利雄 須郷高信*	イオン交換膜を利用したダストモニタ校正用 模擬線源の作成(2)	第11回放射線計測 夏のセミナー (箱根)
吉澤口道弘	中性子個人線量計校正のためのフルエンスー線量当量 換算係数の計算	第11回放射線計測 夏のセミナー (箱根)

氏名	標題	学会名等
吉田多居真哲太郎 ^{*1} 建男 ^{*2} *1(財)放射線計測協会 *2動力炉・核燃料開発事業団	短半減期放射性希ガスを用いたガスマニタの校正	第11回放射線計測 夏のセミナー (箱根)
渡吉間大井辺真巖 [*] 義弘 *名古屋大学	γ -ray spectrometry におけるcoincidence sum の補正	第11回放射線計測 夏のセミナー (箱根)
吉澤道夫	放射性物質の規則免除レベル	'95 Kumatori サマーセミナー (熊取)
Yoshihiro Oi	Country Report : Intercomparison of Radioactivity Measurement for Environmental Samples	IAEA/RCA Expert Meeting (東海)
清水滋吉澤道夫 [*] 廣田輝夫 [*] *東洋電子計測(株)	線量当量率対応型プラスチックシンチレーション サーベイメータ	平成7年度主任者 年次大会 (仙台)
山口恭弘 吉澤道夫	計算シミュレーションによる中性子被ばく線量評価	第2回原子力基礎 ・基盤研究成果報告会 (東京)
吉澤道夫	線量換算係数の整備状況について	第2回「最近の外部被ばく線量評価法に関するワークショップ」 (東海)
藤岡山根克勇 ^{*1} 宮児新中岡山健直 ^{*2} 玉野永村幸二 [*] 永村博清宣 [*]	臨界プラズマ試験装置 (JT-60) の放射線管理 ^{*1} 炉心プラズマ計画室 ^{*2} JT-60第2試験室	日本原子力学会 秋の大会 1995年10月 (東海研)
佐秋小菊松大畠藤山沼地井泉	LSCによるトリチウム水中の硫黄-35濃度測定	日本保健物理学会 第30回研究発表会 1995年5月 (水戸)
野小片村林桐俊秀 [*] 文雄浩 [*] *安全管理室	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	日本保健物理学会 第30回研究発表会 1995年5月 (水戸)
藪内典明	原子力船「むつ」解役工事と放射線管理	放射能分析確認 調査技術検討会 1996年3月 (千葉)

5. 特許申請及び登録

今年度出願なし

6. 受託調査・研究

相 手 方	標 題	実 施 課 室
科学技術庁	原子力発電施設等内部被ばく評価技術調査	個人線量管理課
科学技術庁	低線量放射線安全評価情報整備	線量計測課

7. 講師招へい(講演)

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 石川県緊急時医療講習会	1
北海道 緊急時環境放射線モニタ	2	(財)放射線計測協会 放射線管理入門講座	12
青森県 原子力防災研修会	1	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	10 6 3
福島県 原子力防災訓練	1	放射線計測機器	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	2	(財)原子力安全技術センター 第2種放射線取扱主任者講習 放射線防護講座	1 4
(社)日本アイソトープ協会 教育訓練講習会 放射線安全規制	1 2	神戸大学 放射線従事者のための教育訓練 講習会	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52回)	講 義	2単位	1人
保健物理専門課程(第27回)	講 義 験	29単位 119単位	19人 14人
放射線防護専門課程(第14回)	講 実 義 験	25単位 132単位	18人 14人
原子力防災対策講座(第29～第30回)	講 実 義 習	4単位 18単位	3人 6人
原子力防災入門講座(第172～第185回)	講 義	140単位	28人
放射性廃棄物管理講座(第17回)	講 義	1単位	1人
原子力入門講座(第22回)	講 義	5単位	4人
緊急時モニタリング初級講座(第21～25回)	講 実 義 習	17.5単位 45単位	10人 10人
緊急時モニタリング講座(第10, 11回)	実 習	16単位	19人
原子力防災職種別講座 (消防第20～23回・警察第5回)	講 実 義 習	10単位 15単位	5人 5人
〔ラジオアイソトープ研修部門〕 基礎課程	講 義	16単位	8人
専門課程 放射線管理コース	講 実 義 習	5単位 4単位	5人 1人
" ラジオアイソトープコース	講 義	2単位	1人
第1種放射線取扱主任者講習	講 義	16.5時間	6人
第1種作業環境測定士講習	実 習	1時間20分	1人

編 集 後 記

本報の編集作業は、執筆要綱の浸透により、ほぼ順調に進んだ。編集委員会での検討事項として、執筆者からの要望があったカラー印刷については、可能であることを確認し採用することとした。今後、表現及び見やすさの点からも紙面が充実するものと思われる。

今後も、本報に多くの方々が執筆され、また、活用されることを望ものである。

(小古瀬 記)

編 集 委 員

委 員 長	山本 克宗（東海研究所、保健物理部次長）
副委員長	上野 正幸（　　〃　　， 放射線管理第2課）
幹 事	小古瀬 均（　　〃　　， 放射線管理第3課）
委 員	横山 須美（　　〃　　， 放射線管理第1課） 清水 勇（　　〃　　， 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） 後藤 孝徳（大洗研究所、放射線管理課） 梶本 与一（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） 木村 洋一（　　〃　　， 　　〃　　） 大澤 政雄（　　〃　　， 　　〃　　）