

JAERI-Review

JP0050840

2000-001



保健物理－管理と研究－ No.41
(1998 年度)

2000年3月

日本原子力研究所
東海研究所保健物理部
那珂研究所管理部安全管理課
高崎研究所管理部安全管理課
大洗研究所管理部放射線管理課
関西研究所管理部技術課
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（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村）あて、お申し越し下さい。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布を行っております。

This report is issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Research Information Division, Department of Intellectual Resources, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 〒319-1195, Japan.

保健物理－管理と研究－No.41
(1998年度)

日本原子力研究所
東海研究所保健物理部
那珂研究所管理部安全管理課
高崎研究所管理部安全管理課
大洗研究所管理部放射線管理課
関西研究所管理部技術課
むつ事業所管理部保安管理課

(2000年1月26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1998年度の総括報告書である。東海研究所、那珂研究所、高崎研究所、大洗研究所、関西研究所及びむつ事業所における保健物理部門の業務の概要を、放射線管理、技術開発及び研究の3章に分けて記述した。

各研究所及び事業所では、施設の放射線管理、個人被ばく管理、環境放射線監視、放射線管理用機器の管理などの定常業務を、1997年度に引き続き着実に実施した。また、設備、機器等の整備、更新を進めることにより管理業務の効率化が図られた。放射線業務従事者等の被ばく管理においては、線量当量限度を超える被ばくはなかった。各施設から放出される気体及び液体廃棄物中の放射性物質の量及び濃度は、いずれも保安規定などに定められた放出管理基準値以下であった。

関西研究所においては、木津地区に光量子科学研究中心の建設が進められ、これに伴う放射線管理上の検討を実施した。

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

研究開発については、ICRP Publ. 38に収録されていない核種の放射線データの整備、放射化生成物による事故時公衆被ばく線量の解析などの幅広い分野にわたる研究を実施した。

保健物理部では、1999年度の組織再編に向けた議論が活発に展開され、特に、保健物理研究課題について、所外の有識者の意見を参考にして検討を加えた。再編組織としては、放射線リスク研究室、内部被ばく防護研究室、外部被ばく防護研究室、線量計測技術開発室の4研究室を新たに設置するとともに、線量計測課を廃し、当課の業務を個人線量管理課及び放射線管理第1課に分割、再編成したうえで、放射線管理第1課を環境放射線管理課に、放射線管理第2・3課をそれぞれ施設放射線管理第1・2課に、個人線量管理課を線量管理課と名称変更することとした。

Health Physics in JAERI, No. 41
(April 1, 1998 ~ March 31, 1999)

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
Utilities and Safety Division, Kansai Research Establishment
Operation Safety Administration Division, Mutsu Establishment

Japan Atomic Energy Research Institute
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received January 26, 2000)

In the annual report No. 41(fiscal 1998) are described the activities of health physics in Tokai Research Establishment, Naka Fusion Research Establishment, Takasaki Radiation Chemistry Research Establishment, Oarai Research Establishment, Kansai Research Establishment and Mutsu Establishment.

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

Kansai Research Establishment was made the investigation of the radiation monitoring plans for Advanced Photon Research Center which was under construction at Kizu site.

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.

In Department of Health Physics, matters for restructure of the department were discussed continuously, especially about a subject for the research of health physics was discussed with reference to the opinion of knowledgeable people.

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

目 次

1. 放射線管理

1 A 東海研究所

1 A. 1 総 括	7
A. 1. 1 概 要	7
A. 1. 2 管理区域	8
A. 1. 3 排気及び排水の管理データ	16
A. 1. 4 環境における放射性希ガス及び液体廃棄物による実効線量当量	27
A. 1. 5 放射性汚染及び被ばく	28
A. 1. 6 放射性同位元素の保有状況	28
1 A. 2 個人被ばく線量当量の管理	33
A. 2. 1 概 要	33
A. 2. 2 外部被ばく線量当量の管理	34
A. 2. 3 内部被ばく線量当量の管理	39
A. 2. 4 個人被ばく線量当量等の登録管理	41
1 A. 3 施設の放射線管理	42
A. 3. 1 概 要	42
A. 3. 2 J R R - 2 解体工事（第2段階：その1）における放射線管理	43
A. 3. 3 再処理特別研究棟解体実地試験における放射線管理(2)	46
A. 3. 4 ホットラボケーブ立入除染時の ¹⁰⁶ Ru- ¹⁰⁶ Rhによるβ線被ばくの検討	48
A. 3. 5 J R R - 4 の放射線管理用監視装置	52
A. 3. 6 燃料試験施設における排氣中 ⁸⁵ Kr放出量の推定	55
A. 3. 7 W A S T E F N o . 1 セル内除染作業時の不均等被ばくの評価	57
1 A. 4 環境放射能の管理	59
A. 4. 1 概 要	59
A. 4. 2 環境放射線のモニタリング	60
A. 4. 3 環境試料のモニタリング	68
A. 4. 4 排気・排水及び環境試料の化学分析	77
A. 4. 5 環境放射線監視装置の更新	80
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
A. 5. 5 放射能試料集中計測システムの更新	90
 1 B 那珂研究所	
1 B. 1 放射線管理	93
B. 1. 1 概要	93
B. 1. 2 個人被ばく線量当量の管理	94
B. 1. 3 施設の放射線管理	96
B. 1. 4 環境放射能の管理	98
B. 1. 5 放射線計測器の管理	100
 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 放射性同位元素等の保有状況	103
C. 1. 5 環境放射線の監視	103
C. 1. 6 放射線計測器の管理	108
 1 D 大洗研究所	
1 D. 1 総括	109
D. 1. 1 概要	109
D. 1. 2 管理区域	110
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	116
D. 1. 5 放射性汚染及び被ばく	117
D. 1. 6 放射性同位元素の保有状況	117
1 D. 2 個人被ばく線量当量の管理	119
D. 2. 1 概要	119
D. 2. 2 外部被ばく線量当量の管理	119
D. 2. 3 内部被ばく線量当量の管理	121
1 D. 3 施設の放射線管理	123
D. 3. 1 概要	123

D. 3. 2 燃料研究棟の受変電設備点検作業時における放射線管理	124
D. 3. 3 J M T R 使用済燃料輸送と放射線管理	125
1 D. 4 環境放射能の管理	127
D. 4. 1 概 要	127
D. 4. 2 環境放射線のモニタリング	127
D. 4. 3 環境試料のモニタリング	130
D. 4. 4 環境放射線データ処理装置の更新	135
1 D. 5 放射線計測器の管理	137
D. 5. 1 概 要	137
D. 5. 2 サーベイメータ等の管理	137
D. 5. 3 放射線モニタ等の管理	138
D. 5. 4 放射線管理試料の計測	139
 1 E 関西研究所	
1 E. 1 放射線管理	140
E. 1. 1 概 要	140
E. 1. 2 個人被ばく線量当量の管理	140
E. 1. 3 木津施設のバックグラウンド調査(1)	142
E. 1. 4 木津地区における放射線管理計画の概要	146
E. 1. 5 放射性同位元素の保有状況	149
 1 F むつ事業所	
1 F. 1 放射線管理	150
F. 1. 1 概 要	150
F. 1. 2 管理区域	151
F. 1. 3 個人被ばく線量当量の管理	151
F. 1. 4 施設の放射線管理	154
F. 1. 5 環境放射能の管理	157
F. 1. 6 放射線計測器の管理	165
 2. 技術開発	
2. 1 個人被ばく線量当量の管理	169
2. 1. 1 概 要	169
2. 1. 2 内部被ばく線量評価コードの開発・整備(4)	170
2. 1. 3 萤光ガラス線量計等を用いた新個人線量測定システムの整備	171

2.2 施設の放射線管理	173
2.2.1 概要	173
2.2.2 高度化放射線管理システムの開発(7)	174
2.2.3 処理場地区の放射線管理用監視装置の開発	176
2.3 放射線管理計測	178
2.3.1 概要	178
2.3.2 16ℓ球形電離箱検出器の特性試験	179
2.3.3 JRR-4改造後の ¹⁶ N高エネルギーγ線校正場の特性調査	181
2.3.4 熱中性子校正場の基準線量率測定	185
2.3.5 中性子標準校正施設棟の新設と新校正場の整備計画	187
3. 研究	
3.1 放射線管理計測	197
3.1.1 概要	197
3.1.2 放射性ガスモニタのパルス注入校正と閉ループ校正との比較	198
3.1.3 ICRP Publ. 38に収録されていない核種の放射線データの整備	200
3.2 環境放射線管理技術	202
3.2.1 概要	202
3.2.2 土壌へのトリチウムガス沈着速度の測定(2)	203
3.2.3 トリチウムモニタリングのための植物の重水取り込み及び放出特性	205
3.2.4 トリチウムによる事故時公衆被ばく線量の解析	208
3.2.5 放射化生成物による事故時公衆被ばく線量の解析	210
付録	
1. 外部投稿	215
2. JAERI-(Research, Data/Code, Tech, Review, Conf)レポート	216
3. 所内資料	217
4. 口頭発表及び講演	219
5. 特許申請及び登録	223
6. 受託調査・研究	223
7. 講師招へい(講演)	223
8. 所外研修コースへの協力	223
9. 所内研修コースへの協力	224

Contents

1. Radiation Control

1A Tokai Research Establishment

1A. 1 General	7
A. 1. 1 Summary	7
A. 1. 2 Controlled Areas	8
A. 1. 3 Release of Radioactive Gaseous and Liquid Wastes	16
A. 1. 4 Effective Dose Equivalent due to Radioactive Noble Gases and Liquid Effluents in Environment	27
A. 1. 5 Radiological Incidents	28
A. 1. 6 Inventory of Radioisotopes	28
1A. 2 Individual Monitoring	33
A. 2. 1 Summary	33
A. 2. 2 Monitoring for External Exposure	34
A. 2. 3 Monitoring for Internal Exposure	39
A. 2. 4 Registration of Personnel Exposure	41
1A. 3 Radiation Monitoring in Facilities	42
A. 3. 1 Summary	42
A. 3. 2 Radiation Monitoring on JRR-2 Decommission (Second Phase-1) ...	43
A. 3. 3 Radiation Monitoring on the Actual Dismantling Activity in Reprocessing Facility (3)	46
A. 3. 4 Examination of Beta-Ray Exposure for ^{106}Ru - ^{106}Rh on the Decontamination Work of Hot Cell in Hot Laboratory	48
A. 3. 5 Surveillance System for Radiation Monitoring in JRR-4	52
A. 3. 6 Estimation of ^{85}Kr Contents in the Exhaust Gas Released from the Reactor Fuel Examination Facility(RFEF)	55
A. 3. 7 Estimation of Non-Uniform Exposure for Workers at Hot Cell No.1 Decontamination Work in WASTEF	57
1A. 4 Environmental Monitoring	59
A. 4. 1 Summary	59
A. 4. 2 Monitoring for Environmental Radiation	60
A. 4. 3 Monitoring for Environmental Samples	68
A. 4. 4 Chemical Analysis for Released Radioactive Materials and Environmental Samples	77
A. 4. 5 Renewal of Environmental Radiation Monitoring System	80

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
A.5.5 Renewal of Centralized Radioactivity Measurement System	90
1B Naka Fusion Research Establishment	
1B.1 Radiation Monitoring	93
B.1.1 Summary	93
B.1.2 Individual Monitoring	94
B.1.3 Radiation Monitoring in Facilities	96
B.1.4 Environmental Monitoring	98
B.1.5 Maintenance of Monitors and Survey Meters	100
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 Inventory of Radioisotopes	103
C.1.5 Environmental Radiation Monitoring	103
C.1.6 Maintenance of Monitors and Survey Meters	108
1D Oarai Research Establishment	
1D.1 General	109
D.1.1 Summary	109
D.1.2 Controlled Areas	110
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	116
D.1.5 Radiological Incidents	117
D.1.6 Inventory of Radioisotopes	117
1D.2 Individual Monitoring	119
D.2.1 Summary	119
D.2.2 Monitoring for External Exposure	119
D.2.3 Monitoring for Internal Exposure	121
1D.3 Radiation Monitoring in Facilities	123
D.3.1 Summary	123

D. 3. 2 Radiation Monitoring on the Inspection of Transformer Substation in the Plutonium Fuel Research Facility	124
D. 3. 3 JMTR Spent Fuel Transportation and Radiation Monitoring	125
1D. 4 Environmental Monitoring	127
D. 4. 1 Summary	127
D. 4. 2 Monitoring for Environmental Radiation	127
D. 4. 3 Monitoring for Environmental Samples	130
D. 4. 4 Renewal of Environmental Radiation Monitoring Data Processing Unit	135
1D. 5 Maintenance of Monitors and Survey Meters	137
D. 5. 1 Summary	137
D. 5. 2 Maintenance of Survey Meters	137
D. 5. 3 Maintenance of Monitors	138
D. 5. 4 Measurement of Radioactivity in Samples	139
1E Kansai Research Establishment	
1E. 1 Radiation Monitoring	140
E. 1. 1 Summary	140
E. 1. 2 Individual Monitoring	140
E. 1. 3 Survey of Back-Ground Radiation and Radioactivity at the Kizu Site	142
E. 1. 4 Outline for the Radiation Control on the Kizu Site	146
E. 1. 5 Inventory of Radioisotopes	149
1F Mutsu Establishment	
1F. 1 Radiation Monitoring	150
F. 1. 1 Summary	150
F. 1. 2 Controlled Areas	151
F. 1. 3 Individual Monitoring	151
F. 1. 4 Radiation Monitoring in Facilities	154
F. 1. 5 Environmental Monitoring	157
F. 1. 6 Maintenance of Monitors and Survey Meters	165
2. Technical Development	
2. 1 Individual Monitoring	169
2. 1. 1 Summary	169
2. 1. 2 Development of Internal Dose Estimation System Code (4)	170
2. 1. 3 Outline of New Personal Dosimetry System in JAERI	171

2.2 Radiation Monitoring in Facilities	173
2.2.1 Summary	173
2.2.2 Development of Advanced Radiation Control Support System (7)	174
2.2.3 Development of Surveillance System for Radiation Monitoring in Radioactive Waste Treatment Facility	176
2.3 Radiation Measurements for Radiation Protection	178
2.3.1 Summary	178
2.3.2 Performance Test of a 16ℓ Spherical Ionization Chamber Used for Low Dose Measurement	179
2.3.3 Performance Test of a ^{16}N High-Energy Gamma-Ray Calibration Field in the Improved JRR-4	181
2.3.4 Measurement of Reference Dose Rate in Thermal Neutron Irradiation Field	185
2.3.5 Build of Facility of Radiation Standard for Neutron and Plan of New Calibration Field	187
 3. Research	
3.1 Radiation Measurements for Radiation Protection	197
3.1.1 Summary	197
3.1.2 Comparison of Conversion Factors between Pulse-like Injection and Closed Loop Methods	198
3.1.3 Compilation of Radiation Data for Radionuclides not Listed in ICRP Publ.38	200
3.2 Environmental Monitoring Techniques	202
3.2.1 Summary	202
3.2.2 Measurement of Deposition Velocity of Tritium Gas to Soil (2)	203
3.2.3 Characteristics of Uptake of Heavy Water by Plants and Emission to the Atmosphere	205
3.2.4 Dose Assessment for Accidental Releases of Tritium	208
3.2.5 Dose Assessment for Accidental Releases of Activation Products	210
 Appendix	
1. Journal Papers	215
2. Papers Published as JAERI-(Research,Data/Code,Tech,Review,Conf) Report	216

3. Papers Published as Internal Report	217
4. Oral Presentations	219
5. Patents	223
6. Entrusted Works	223
7. Lectures by Outside Persons	223
8. Training Courses for Outside Organizations	223
9. Training Courses in JAERI	224

This is a blank page.

まえがき

東海研究所、那珂研究所、高崎研究所、大洗研究所、関西研究所及びむつ事業所における保健物理部門の1998年度の業務実施状況を、放射線管理、技術開発及び研究の3章に分けて記述する。本報告書に関する各研究所及び事業所の組織を次頁に示す。

施設の放射線管理、個人被ばく管理、環境放射線監視、放射線管理用機器の管理などの定常業務を、1997年度に引き続き遅滞なく実施した。また、設備、機器等の新設、更新を推進することにより管理業務の効率化が図られた。これらの管理業務の実施状況を管理の章に示す。

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

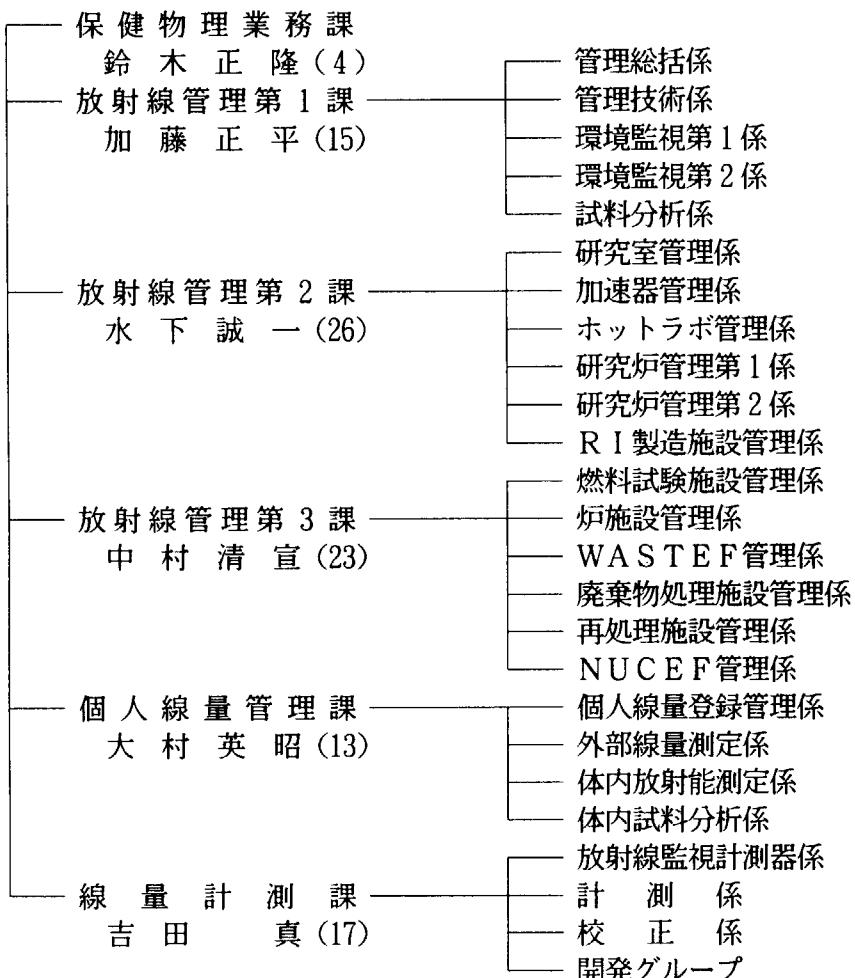
研究業務については、核破碎核種に対する線量評価法、放射線測定器の校正法、トリチウムの挙動及び環境影響評価等の幅広い分野にわたる研究を実施した。研究開発の主要な成果を研究の章に記載する。

保健物理部では、1999年度から放射線リスク研究室、内部被ばく防護研究室、外部被ばく防護研究室、線量計測技術開発室の4つの研究室を設置することとなり、所内外の有識者により多くの議論がなされ、これらの研究室で行うべき研究課題を検討した。

(山本 克宗)

東海研究所保健物理部
山本克宗 (102)

1999年3月31日現在
() 内職員数

那珂研究所管理部

小牧哲
安全管理課
長谷川圭佑(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

富井好孝
安全管理課
泉幸男(6)

保安管理係
放射線管理第1係
放射線管理第2係

関西研究所管理部

金井昭彦
技術課
渡辺博正(7)

大洗研究所管理部

山 田 貴 也
放 射 線 管 理 課
佐 藤 信 行 (22)

個人線量係
環境監視係
廃棄物処理施設係
J M T R 係
ホットラボ係
H T T R 係

むつ事業所管理部

山 田 昌 夫
保 安 管 理 課
高 橋 豊 (6)

保安管理係
放射線管理係
環境監視係

as of March 31, 1999

() : Number of Personnel

Department of Health Physics, Tokai research

Establishment (102)

- Health Physics Administration Division (4)
- Radiation Control Division I (15)
- Radiation Control Division II (26)
- Radiation Control Division III (23)
- Personnel Dose Division (13)
- 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 (6)

Department of Administrative Services, Oarai

Research Establishment

Radiation Control Division (22)

Department of Administrative Services, Kansai

Research Establishment

Utilities and Safety Division (7)

Department of Administrative Services, Mutsu

Establishment

Operation Safety Administration Division (6)

1. 放射線管理

Radiation Control

This is a blank page.

1 A 東海研究所

1 A. 1 総 括

A.1.1 概 要

原子炉施設、核燃料使用施設等の施設放射線管理、個人被ばく管理、環境放射線管理及び放射線管理用測定機器の管理などの定常業務を1997年度に引き続いて滞りなく実施した。また、放射線モニタ、モニタ集中監視装置、試料計測システム等の放射線管理用設備、機器の新設、更新を計画的に実施するとともに、環境放射線データ処理装置について、西暦2000年問題への対応も含めて更新し、管理の効率化と機能の充実を図った。

施設放射線管理については、JRR-2における原子炉施設解体工事、再処理特別研究棟におけるホットケーブル解体作業などの各種放射線作業に対する放射線管理を実施した。研究については、ICRP Publ.38に収録されていない核種の放射線データの整備、トリチウムモニタリングのための植物の重水取り込み及び放出特性、放射化生成物による事故時公衆被ばく線量の解析などの研究成果を得た。技術開発では、蛍光ガラス線量計等を用いた個人線量測定システムの整備、処理場地区の放射線管理用監視装置の開発、16ℓ球形電離箱検出器の特性試験、熱中性子校正場の基準線量率測定などを実施した。

放射線業務従事者等の線量当量については、実効線量当量及び組織線量当量とも保安規定等に定められた警戒線量当量及び線量当量限度を超える被ばくはなかった。1998年度における実効線量当量は、最大4.7mSv、平均0.04 mSv、集団実効線量当量は、342.0 人・ミリシーベルトであった。内部被ばくについては、有為な体内汚染は検出されなかった。

1997年度に各施設から放出された気体及び液体廃棄物中の放射性物質の量及び濃度は、いずれも保安規定等に定められた放出管理基準値または放出管理目標値以下であった。また、年間総放出量に基づいて算出した周辺環境における実効線量当量は、 $6.6 \times 10^{-2} \mu\text{Sv}$ であり、原子炉施設保安規定に定められた実効線量当量の線量目標値と比較して十分に低い値であった。

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

1998年度は、放射線被ばく及び放射性物質の環境放出を伴う事故等はなかった。

(北野 匠四郎)

A.1.2 管理区域

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

1998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56件、第2種管理区域2件であった。その設定理由は、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等（51件）、排水設備の保守作業（1件）、循環排水ポンプの分解整備（1件）、ホット排水管撤去作業（1件）及びウラン濃縮研究棟における光伝播試験装置解体準備作業（2件）、第2種管理区域は汚染機器等の仮置場（1件）及び非破壊検査（1件）であった。

（滝 光成）

Table A.1.2-1 第1種管理区域

(東海研究所, 1999年3月31日現在)

施設名	範囲	適用規定*
第3研究棟	地下2階:廃液タンク室 2階東側半分, 3階東側半分 020号室(RI貯蔵室)	放少 放少 放
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 放少 放 放少
放射線標準施設棟	地下1階:廃液タンク室 2階:202, 204, 206号室, 第1貯蔵室 3階:排風機室	放少 放少 放
タンデム加速器建家	地下1階:照射室, ホット測定室, 汚染検査室 1階:ホット化学実験室, RI貯蔵庫, 核燃料保管庫, 地下1階から2階までの階段, 廃液タンク室, 廃棄物一時保管場所	放少 放少
セラミック特研 冶金特研	6, 7, 8, 13, 14, 15, 16, 17, 18, 19, 20号室, 廃液貯槽室 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 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)	放原少
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, フログマン室, 材料研究室 2階:全域	放使
J R R - 2	炉室, 制御室, 燃料要素貯蔵庫, エアロック, ロッカー室と炉室の間の廊下, 実験準備室南側化学実験エリア, 炉室入口より通じる作業衣掛場に隣接する区域及びロッカー室に隣接する区域	放原
研究炉部格納庫 核燃料倉庫	全域 地階:廃液貯槽室 1階:2, 3, 4, 5, 6, 7, 8号室, 廃棄物保管室, 更衣室, 廊下 2階:ホット機械室	少

施設名	範囲	適用規定*
開発試験室	VHTRC 廉室, VHTRC 燃料作業室, VHTRC 燃料貯蔵室, 同位体分離実験室, 汚染検査室, 核燃料貯蔵庫, 廃棄物保管室, 廃液貯槽室, 排気設備室, 第4実験室	原, 放, 少
R I 製造棟	201, 202, 203, 204, 205, 206, 207, 208, 209, 210, 211, 212, 213, 214, 215, 216, 302, 303, 304, 305, 307, 309, 310, 311, 312, 313号室, 300番台地下室, 廊下全域, 401, 402, 403, 404, 405, 406, 407号室, 400番台地階タンク室, ホット排水管地下ダクト, 602, 604号室, 300エリアと600エリア間の廊下, 600番台地下室, 屋外タンクヤード	少, 放
J R R - 3	炉室, エアロック, 使用済燃料貯槽室及び同地階, 燃料管理施設及び同地階, 廃棄物保管室, 器材室, シャワー室, 放管測定室, 資材室, 便所, 汚染検査室	原, 使, 放
J R R - 3 実験利用棟	1階: ローディングドック, 大型廃棄物保管庫及び汚染検査室前の廊下を除く区域	原, 使
J R R - 3 実験利用棟 第2棟	地下1階: 全域 1階: 汚染検査室前の廊下を除く区域	放, 少
トリチウムプロセス研究棟	1階: 111, 112, 113, 114, 115, 116, 121, 122, 123号室 2階: 211, 212, 213, 214, 215号室 地階: 011, 021, 022, 023, 024号室	放, 少
J R R - 4	地階: 冷却機器室, 照射室, 散乱実験室, 施療室 1階: ローディングドックA・B, 炉室, RI貯蔵庫, 新燃料貯蔵庫, 炉室と汚染検査室との間の廊下, 汚染検査室, ホット実験室, 更衣室 2階: No.1プール, No.2プール, 測定室, 制御室, 廃液貯槽室	原, 放, 少
プルトニウム研究1棟	101, 102, 103, 104, 105, 106, 107, 108, 109, 110, 111, 112, 113, 114, 115, 116, 3, 4, 5, 6号室, ホット便所, シャワー室, 更衣室, 廃液貯槽室, 集水ピット	使, 放
再処理特別研究棟	121, 122, 123, 124, 131, 132, 133, 134, 135, 136, 137, 138, 139, 140, 141, 142, 143, 144, 145, 221, 222, 223, 231, 232, 233, 241, 242, 243, 244, 323, 324号室, ホットケーブ, Puセル, 分析セル, 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, 放
廃液長期貯蔵施設	廃液長期貯蔵室: 地階ポンプ室, 高レベル廃液貯蔵室, トランスマッター室, サンプリング室, Aℓ廃液貯蔵室, IAW貯蔵室, ローディング室	使
プルトニウム研究2棟	1, 2号室, 廊下	少, 放
再処理試験室	5, 7, 8, 9, 10, 11, 12, 13, 14, 15号室, 廊下	放, 少

施設名	範囲	適用規定*
ウラン濃縮研究棟	プロセス基礎実験室, 核燃料貯蔵庫, 原子蒸気実験室, 酸化処理室	少
フッ素実験室 液体廃棄物処理施設	N 3, N 4, S 3, S-4, S-5, S-6, 暗室, 汚染検査室, 廊下 汚染検査室, 低レベル蒸発処理装置室1階及び2階の全域, 中レ ベル蒸発処理装置室の1階, 2階及び地階の全域, 分析室, 化学 実験室, 計測室, 低レベル廃液貯槽室, 中レベル廃液貯槽室, 廃 液格納庫, 受入検査室, 処理済廃液貯槽, 野外フェンスで囲まれ た区域内	放, 少 使, 放
固体廃棄物処理施設	汚染検査室, 圧縮処理室, 解体処理室, 極低レベル固体廃棄物処 理付帯作業室, 屋外フェンスで囲まれた区域内	原, 使, 放
固体廃棄物一時保管棟	汚染検査室, 固体廃棄物処理付帯作業室, 固体廃棄物一時保管棟 , 排風機室, 機械室	放, 使
第1廃棄物処理棟	汚染検査室, コントロール室, 排風機室, 機器室, 廃棄物一時置 場, 灰取出し室, 機械室	原, 使, 放
第2廃棄物処理棟	1階: 資材室, 中央監視室, 測定室, 実験室, 操作エリア, チェ 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No.1, No.2, 容器搬入室, サービ スエリア, 除染室, 準備室, 熱媒ボイラー室 2階: クレーンホール, アスファルト溶解室 地階: 地階操作室, ホット機械室, 濃縮セル, ドラム詰室, ポン プ室, 固化準備室, コンクリート注入室, 凝縮水貯槽室, 前処理室, 処理前廃液貯槽室, 固化系機器室, 地下ホール , 中高レベルサンプタンク室	原, 使, 放
第3廃棄物処理棟	1階: 機器室A, 資材室, 実験室(測定室), 実験室(分析室) 2階: 機器室A, 制御室, 汚染検査室 地階: 廃液貯槽室, ホット機械室	原, 使, 放
汚染除去場	チェンジング室, ホット実験室, 測定室, 機材室, 除染室, 除染 ホール, 衣料分別室, 衣料除染室, 衣料汚染度測定室, 検査室, 衣料整理室	原, 放, 少
廃棄物安全試験施設	1階: マニプレータメンテナンス室, 暗室, 試料準備室, 測定室 , 操作室, 更衣室I, II, No.1セル~No.5セル, 倉庫, α γ アイソレーションルーム, 鉛セル, β γ アイソレーショ ンルーム, ホット化学実験室, 準備室, サンプリングボック ス, サービスエリア, 化学分析室, 試料処理室, ホット モックアップ室 2階: メンテナンスボックス, セル上部, 廃棄物保管室	放, 使

施設名	範囲	適用規定*
廃棄物安全試験施設 F C A / S G L	地階：ホット機械室，サンプリング室，高レベル廃液貯槽室，中レベル廃液貯槽室，貯蔵ピット 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	原，放，少
T C A	第1貯蔵室，第2貯蔵室，燃料貯蔵室，作業室，炉室1階及び地階，作業室と炉室の間，汚染検査室	原，放，少
保証措置技術開発試験室 F N S 建家	地階実験室 TAP室，ターゲット取扱保管室，第1ターゲット室，第2ターゲット室，加速器室，作業室，汚染検査室，ホット測定室，セミホット室，中2F，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	少 放，少
バックエンド技術開発 建家	1階：汚染検査室，放管測定室，連絡通路，RI調整室，排ガス処理装置室，溶融試験室，機器搬入口，RI除染試験室1，2，汚染測定室，汚染試験室 2階：電気室を除く全域 3階：全域 地階：ケーブルトンネルを除く全域 排風機建家：パイプトンネル入口及び連絡通路含む	放
N S R R	燃料棟：大実験室，校正室，組立検査室，燃料保管室，試験検査室 制御棟：更衣室，サンプリング室，燃料棟から更衣室までの廊下 原子炉棟：エアロック，ローディングエリア，実験エリア，燃料貯溜プール，原子炉プール，解体エリア，補機エリア，RI一時貯蔵室，Aコンダクト，セミホットケーブ，セミホットケーブエリア，強制冷却系エリア，中性子ラジオグラフィ室，ドレンタンクピット，サブパイル室，熱交ピット，原子炉棟から制御棟までの渡り廊下，固体廃棄物一時保管室 照射物管理棟 機械棟	原，放，使
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，放管室，サービスエリア，プール，倉庫，アイソレーションルーム， $\alpha\gamma$ セル， $\beta\gamma$ セル，操作室，暗室，マニプレーターメンテナンス室，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：メンテナンスボックス，アイソレーションルーム上面部， $\beta\gamma$ セル上面部	使，放

施設名	範囲	適用規定*
環境シミュレーション 試験棟	地階：D, P, タンク室, ホット機械室, 配管ピット 1階：チェンジングルーム, 試料保管室, 放射能測定室, 分配係数測定室, コントロール室, RI調整室, RI貯蔵室, ウェザールーム, 試験ホール, 廃棄物保管室, 長寿命核種実験室, 除染室	放
科学技術庁電源開発促進 対策特別会計施設	105, 107, 108, 109, 110, 112号室 201, 202, 203, 204, 205, 206, 207, 208, 209, 210号室, 吹抜部分	放
N U C E F	実験棟A；地下1階, 1階：全域 2階：制御室, 工務監視室, 電気室(I), (II), EG室(I), (II), 制御室前廊下及び階段並びに便所を除く区域 実験棟B；地下1階：全域 1階：更衣室の一部及び便所, トラックロックを除く区域 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	放, 原, 使, 少
解体分別保管棟	1階：廃液貯槽室 2階：機械室 3階：汚染検査室, 放管設備室, 解体室, 物品汚染検査エリア	原, 使, 放

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

Table A. 1. 2-2 第2種管理区域

(東海研究所, 1999年3月31日現在)

施設名	範囲	適用規定*
第2研究棟	地階: 045号室 047号室 1階: 102, 118, 120, 134号室 2階: 230, 232号室 3階: 342, 344号室	放少 放少 放 放
第3研究棟	地階: 047号室	放少
第4研究棟	地下1階: 共同溝(A), (B), (C)	放少
放射線標準施設棟	1階: 第1照射室, 第2照射室, 第3照射室, 第4照射室 地階: 第2貯蔵室, 第4照射室, 第5照射室	放少
超高压電顕建家	高圧タンク室, 地下全室	放
F E L 研究棟 (2MV V.d.G. を除く)	FEL実験室, FEL加速器室及びその周辺のフェンスで囲まれた区域, マグネットルーム, 3, 5, 7, 9, 11, 15, 17, 23, 25号室, RI貯蔵庫	放 放
2MV, V. D. G. タンデム加速器建家	ターゲット室, マグネット室 中性子ターゲット室, ブースターターゲット室 タワー: 地下2階~8階 地下2階: レーザー光源室, 密封線源貯蔵室, 通路 地下1階: ターゲット室, マグネット室, ブースターハウジング室, 中性子ターゲット室 1階: イオン源室, 入射マグネット室 2階: イオン源室, 軽イオンバンチャー室	放少 放
工作工場 JFT-2建家	特殊作業室 大実験室, 建家外東側区域, 設備補機室, RF補機室, JFT-2M電源補機室, 電源補機室, 冷却装置室, 101, 102, 103号室	放少 放
⁶⁰ Co照射室 リニアック	照射ケーブル室 加速器室, ターゲット室, 保管室, 実験準備室1-A, 超伝導空洞試験室内フェンスで囲まれた区域内	放少 放
材料試験室	5号室	放
非破壊測定実験室	照射室, 倉庫とフェンスで囲まれた区域内	放
モックアップ試験室	研修所実験室 負イオン加速試験装置室, LAX-1実験室, JL A実験室	放少 放
機械化工特研	水-空気二相流ループ実験装置室	放
開発試験室	制御室, 建家北側の屋外フェンスで囲まれた区域内, 第1実験室, 第2実験室	原放少
原子炉特研	034, 122, 130, 132, 134号室	放少

施設名	範囲	適用規定*
使用済燃料貯蔵施設 J R R - 3 実験利用棟	監視室, 更衣室及び機械室を除く区域 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 原, 使
J R R - 4 R I 製造棟	排風機室 306, 701 (RI製造棟隣接), 点検ダクト	原, 放, 少 放
再処理特別研究棟	Dダクト	使
返還廃棄物受入測定技術 開発試験棟	試験室, 照射室	放, 少
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, 配管トレーンチ	放, 原, 使
第3廃棄物処理棟	1階: 機器室B	放, 原, 使
第1保管廃棄施設	屋外フェンスで囲まれた区域内	放, 原, 使
第2保管廃棄施設	屋外フェンスで囲まれた区域内	放, 原, 使
廃棄物安全試験施設	2階: 物理実験室	放
大型非定常ループ実験棟	N ₂ ポンベ置場, コンプレッサー脱湿器, 大実験室, 吹抜部分	放
二相流ループ実験棟	実験室	放
N U C E F 解体分別保管棟	実験棟A; 3階: 炉室上部 地階: 保管室 1階: 保管室 2階: 保管室 屋上: 機械室	原, 使 放, 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

1998年度に各施設から放出された放射性塵埃、ガスの核種別の年間放出量及び年間平均濃度をTable A. 1.3-1に示す。各施設からの放出量及び年間平均濃度は、いずれも保安規定等に定められている放出基準値を超えていなかった。

(2) 放射性液体廃棄物

1998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並びに排水溝の流量から求めた排水溝別の1日平均濃度、3ヵ月平均濃度の最大値及び年間放出放射能をTable A. 1.3-2に示す。廃棄物処理場へ処理のために送られた廃液の年間放射能は、 β 、 γ 線放出核種(^3H を除く、以下同じ)は、 $5.0 \times 10^{10}\text{Bq}$ であった。この値は1997年度と比較すると43%増となっている。排水溝へ放出された廃液の年間放出量は、 ^3H 、 ^{14}C 以外の核種が $4.1 \times 10^7\text{ Bq}$ 、 ^3H が $1.6 \times 10^{11}\text{Bq}$ 、 ^{14}C が0Bqであった。これらの値を1997年度と比較すると、 ^3H 、 ^{14}C 以外の核種で44%減、 ^3H で同量となっている。排水溝における1日平均濃度の最大値は β 、 γ 線放出核種で $9.1 \times 10^{-4}\text{Bq/cm}^3$ 、3ヵ月間の平均濃度の最大値は、 β 、 γ 線放出核種で $2.9 \times 10^{-5}\text{Bq/cm}^3$ であった。

各排水溝からの放出量、1日平均濃度等は、いずれも保安規定等に定められている放出基準値を超えていなかった。

(3) 放出管理目標値との比較

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

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

これらの値は、いずれも放出管理目標値を十分に下回っていた。

(梁瀬 芳晃)

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

(東海研究所、1998年度)

項目		放射性塵埃*			放射性ガス			
施設名		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 3.1×10^6 0 0	< 8.3×10^{-11} < 4.6×10^{-11} < 1.1×10^{-6} < 8.3×10^{-11} < 8.5×10^{-10}	⁴¹ Ar	—	—	
		全β ²⁴¹ Am ⁶⁰ Co ¹³¹ I	— 0 0 0	< 8.3×10^{-11} < 4.6×10^{-11} < 8.3×10^{-11} < 6.8×10^{-10}	³ H ⁸⁵ Kr	0 1.6×10^9	< 2.3×10^{-6} < 2.9×10^{-3}	
		全β ²⁴¹ Am ⁶⁰ Co ¹³¹ I	— 0 0 0	< 8.3×10^{-11} < 4.6×10^{-11} < 8.3×10^{-11} < 6.2×10^{-10}	³ H	0	< 2.1×10^{-6}	
		全β ²⁴¹ Am ⁶⁰ Co	— 0 0	< 3.5×10^{-10} < 1.9×10^{-10} < 3.5×10^{-10}	—	—	—	
放射線標準施設棟		全β ²³⁴ U ⁶⁰ Co	— 0 0	< 9.2×10^{-11} < 6.5×10^{-11} < 9.2×10^{-11}	—	—	—	
冶金特研		全β ²³⁴ U ⁶⁰ Co	— 0 0	< 9.2×10^{-11} < 6.5×10^{-11} < 9.2×10^{-11}	—	—	—	
セラミック特研		全β 全α ⁶⁰ Co	— 0 0	< 9.2×10^{-11} < 6.5×10^{-11} < 9.2×10^{-11}	HTO HT	2.0×10^6 0	< 4.1×10^{-6} < 4.9×10^{-6}	
タンデム加速器		全β ²³⁷ Np ⁶⁰ Co	— 0 0	< 9.2×10^{-10} < 6.5×10^{-11} < 9.2×10^{-10}	¹³ N	—	—	
ホットラボ	主排気口	全β ²³⁸ Pu ^{125m} Te ¹³⁷ Cs	— 0 1.6×10^4 0	< 9.2×10^{-10} < 6.5×10^{-11} < 1.2×10^{-9} < 2.1×10^{-10}	⁸⁵ Kr	9.8×10^9	< 6.7×10^{-3}	
	副排気口	全β ¹³⁷ Cs	— 0	< 9.2×10^{-11} < 1.9×10^{-10}	—	—	—	
JRR-1		全β ⁶⁰ Co ⁸² Br ¹²⁸ I	— 0 4.2×10^4 6.8×10^5	< 3.9×10^{-10} < 3.9×10^{-10} < 4.7×10^{-8} < 3.2×10^{-9}	—	—	—	
JRR-2		全β 全α ⁶⁰ Co ¹³¹ I	— — 0 0	< 3.6×10^{-10} < 2.6×10^{-10} < 1.4×10^{-9} < 3.2×10^{-9}	³ H ⁴¹ Ar	1.4×10^{11} 0	< 2.9×10^{-4} < 6.3×10^{-3}	

項目 施設名	放射性塵埃 ^{*1}			放射性ガス		
	核種	年間放出量 ^{*2} (Bq)	年間平均濃度 ^{*3} (Bq/cm ³)	核種 ^{*4}	年間放出量 ^{*2} (Bq)	年間平均濃度 ^{*3} (Bq/cm ³)
開発試験室 VHTRC	全β 全α ⁶⁰ Co ¹³¹ I	— — 0 0	< 1.0 × 10 ⁻⁹ < 7.2 × 10 ⁻¹⁰ < 3.0 × 10 ⁻⁹ < 5.9 × 10 ⁻⁹	—	—	—
開発試験室 同位体分離研究室	全β 全α ²³⁴ U	— — 0	< 1.0 × 10 ⁻¹⁰ < 6.5 × 10 ⁻¹¹ < 6.5 × 10 ⁻¹¹	—	—	—
R I 製 造 棟	200番	全β ¹³⁷ Cs	— 0	< 3.9 × 10 ⁻¹⁰ < 7.8 × 10 ⁻¹⁰	³ H	2.0 × 10 ⁸ < 6.9 × 10 ⁻⁵
	300番	全β ²⁴¹ Am ³² P ³⁵ S ¹³⁷ Cs	— 0 4.3 × 10 ⁴ 2.9 × 10 ⁶ 0	< 9.3 × 10 ⁻¹¹ < 6.9 × 10 ⁻¹¹ < 3.9 × 10 ⁻¹⁰ < 5.2 × 10 ⁻⁸ < 2.0 × 10 ⁻¹⁰	³ H	3.5 × 10 ⁹ < 1.4 × 10 ⁻⁵
	400番	全β ²⁴¹ Am ¹³⁷ Cs	— 0 0	< 9.3 × 10 ⁻¹¹ < 6.9 × 10 ⁻¹¹ < 1.9 × 10 ⁻¹⁰	HTO HT	7.5 × 10 ¹⁰ 3.3 × 10 ¹⁰ 1.2 × 10 ⁻³ 5.3 × 10 ⁻⁴
	600番	全β ³² P ³⁵ S ⁶⁰ Co ⁸² Br ¹³¹ I	— 5.1 × 10 ⁴ 5.7 × 10 ⁷ 0 6.3 × 10 ³ 3.1 × 10 ³	< 9.3 × 10 ⁻¹¹ 7.5 × 10 ⁻¹⁰ < 6.1 × 10 ⁻⁶ < 2.6 × 10 ⁻¹⁰ < 1.6 × 10 ⁻⁹ < 2.9 × 10 ⁻¹⁰	—	—
核燃料倉庫	全β ²³⁴ U	— 0	< 4.7 × 10 ⁻¹⁰ < 3.6 × 10 ⁻¹⁰	—	—	—
JRR-3	全β 全α ⁶⁰ Co ¹³¹ I ³⁸ Cl	— — 0 0	< 9.3 × 10 ⁻¹⁰ < 6.8 × 10 ⁻¹¹ < 3.3 × 10 ⁻¹⁰ < 5.1 × 10 ⁻¹⁰	³ H ⁴¹ Ar	1.4 × 10 ¹⁰ 5.2 × 10 ¹⁰ < 6.0 × 10 ⁻⁵ < 1.7 × 10 ⁻³	
実験利用棟第2棟	全β ²³⁷ Np ⁶⁰ Co	— 0 0	< 6.0 × 10 ⁻¹⁰ < 3.1 × 10 ⁻¹⁰ < 6.0 × 10 ⁻¹⁰	³ H	0 < 3.0 × 10 ⁻⁵	
JRR-4	全β 全α ⁶⁰ Co ¹³¹ I	— — 0 0	< 5.1 × 10 ⁻¹⁰ < 3.3 × 10 ⁻¹⁰ < 1.6 × 10 ⁻⁹ < 6.5 × 10 ⁻⁹	⁴¹ Ar	0 < 3.7 × 10 ⁻³	
トリチウムプロセス 研究棟	全β ²³⁴ U	— 0	< 4.5 × 10 ⁻¹⁰ < 6.9 × 10 ⁻¹¹	HTO HT	1.5 × 10 ¹⁰ 3.2 × 10 ⁸ 4.9 × 10 ⁻⁶ < 2.0 × 10 ⁻⁶	
Pu研究 1棟	全β ²³⁹ Pu ¹⁰⁶ Ru	— 0 0	< 1.8 × 10 ⁻¹⁰ < 6.6 × 10 ⁻¹¹ < 1.8 × 10 ⁻¹⁰	—	—	—

項目 施設名		放射性塵埃 ^{*1}			放射性ガス		
		核種	年間放出量 ^{*2} (Bq)	年間平均濃度 ^{*3} (Bq/cm ³)	核種 ^{*4}	年間放出量 ^{*2} (Bq)	年間平均濃度 ^{*3} (Bq/cm ³)
Pu研究 1棟	スタック II・III	全β ²³⁹ Pu ¹⁰⁶ Ru	— 0 0	< 1.8×10 ⁻¹⁰ < 6.6×10 ⁻¹¹ < 1.8×10 ⁻¹⁰	—	—	—
再処理特研	スタック I	全β ²³⁹ Pu ¹³⁷ Cs ⁹⁰ Sr	— 0 0 4.2×10 ¹	< 1.8×10 ⁻¹⁰ < 6.6×10 ⁻¹¹ < 1.8×10 ⁻¹⁰ 1.5×10 ⁻¹²	³ H	0	< 2.2×10 ⁻⁵
	スタック II	全β ²³⁹ Pu ¹³⁷ Cs	— 0 0	< 1.8×10 ⁻¹⁰ < 6.6×10 ⁻¹¹ < 1.8×10 ⁻¹⁰	³ H	0	< 2.2×10 ⁻⁵
Pu研究2棟		²³⁹ Pu	0	< 2.8×10 ⁻¹⁰	—	—	—
再処理試験室		²³⁴ U	0	< 6.6×10 ⁻¹¹	—	—	—
フッ素実験室		²³⁴ U ¹²⁹ I ¹³¹ I	0 0 0	< 6.6×10 ⁻¹¹ < 3.9×10 ⁻⁹ < 2.1×10 ⁻⁹	—	—	—
ウラン濃縮研究棟		²³⁴ U	0	< 6.6×10 ⁻¹¹	—	—	—
汚染除去施設		全β ¹³⁷ Cs ²⁴¹ Am	— 0 0	< 2.3×10 ⁻¹⁰ < 4.5×10 ⁻¹⁰ < 1.7×10 ⁻¹⁰	—	—	—
第1廃棄物処理棟		全β ¹²⁵ I ¹³⁷ Cs ²⁴¹ Am ⁶⁰ Co	— 2.0×10 ⁶ 0 0 7.9×10 ³	< 2.8×10 ⁻¹⁰ < 2.3×10 ⁻⁸ < 1.2×10 ⁻¹⁰ < 1.7×10 ⁻¹⁰ < 1.1×10 ⁻⁹	³ H	0	< 1.5×10 ⁻⁴
第2廃棄物処理棟		全β ¹²⁵ I ¹³⁷ Cs ²⁴¹ Am	— 7.5×10 ⁴ 0 0	< 5.8×10 ⁻¹¹ < 3.9×10 ⁻⁹ < 1.0×10 ⁻¹⁰ < 4.5×10 ⁻¹¹	—	—	—
第3廃棄物処理棟		全β ¹³⁷ Cs ²⁴¹ Am	— 0 0	< 2.3×10 ⁻¹⁰ < 4.2×10 ⁻¹⁰ < 1.7×10 ⁻¹⁰	—	—	—
圧縮処理施設		全β ¹²⁵ I ¹³⁷ Cs ²⁴¹ Am	— 2.9×10 ⁵ 0 0	< 2.3×10 ⁻¹⁰ < 2.5×10 ⁻⁸ < 4.2×10 ⁻¹⁰ < 1.7×10 ⁻¹⁰	—	—	—
液体処理施設	低レベル	全β ¹³⁷ Cs ²⁴¹ Am	— 0 0	< 2.3×10 ⁻¹⁰ < 4.1×10 ⁻¹⁰ < 1.7×10 ⁻¹⁰	—	—	—
	中レベル	全β ¹³⁷ Cs ²⁴¹ Am	— 0 0	< 2.3×10 ⁻¹⁰ < 4.1×10 ⁻¹⁰ < 1.7×10 ⁻¹⁰	—	—	—
極低レベル焼却試験施設		全β ¹³⁷ Cs ²⁴¹ Am	— — —	— — —	—	—	—

項目 施設名	放射性塵埃*1			放射性ガス		
	核種	年間放出量*2 (Bq)	年間平均濃度*3 (Bq/cm ³)	核種*4	年間放出量*2 (Bq)	年間平均濃度*3 (Bq/cm ³)
環境シミュレーション試験棟	全β ¹³⁷ Cs ²³⁷ Np	— 0 0	< 2.9×10 ⁻¹¹ < 2.9×10 ⁻¹¹ < 2.6×10 ⁻¹¹	—	—	—
廃棄物安全試験施設	全β ²⁴¹ Am ¹³⁷ Cs	— 0 0	< 2.9×10 ⁻¹¹ < 2.6×10 ⁻¹¹ < 2.9×10 ⁻¹¹	—	—	—
科技庁電源特会施設	全β ⁶⁰ Co	— 0	< 1.2×10 ⁻¹⁰ < 1.2×10 ⁻¹⁰	—	—	—
FCA・SGL	全β ⁶⁰ Co ¹³¹ I ²³⁹ Pu	— 0 0 0	< 1.9×10 ⁻¹⁰ < 6.3×10 ⁻¹⁰ < 2.0×10 ⁻⁹ < 1.3×10 ⁻¹⁰	—	—	—
T C A	全β ⁶⁰ Co ¹³¹ I ²³⁴ U	— 0 0 0	< 2.0×10 ⁻¹⁰ < 7.0×10 ⁻¹⁰ < 2.3×10 ⁻⁹ < 1.4×10 ⁻¹⁰	—	—	—
F N S	全β	—	< 1.8×10 ⁻¹⁰	³ H ¹³ N	1.7×10 ¹¹ 4.5×10 ¹¹	1.4×10 ⁻³ 1.4×10 ⁻³
バックエンド技術建家	ダンプコンデンサ	全β ⁶⁰ Co	— 0	< 6.2×10 ⁻¹⁰ < 1.7×10 ⁻⁹	—	—
NSRR	原子炉棟	全β 全α ⁶⁰ Co ¹³¹ I	— — 0 0	< 1.9×10 ⁻¹⁰ < 1.4×10 ⁻¹⁰ < 6.6×10 ⁻¹⁰ < 1.4×10 ⁻⁹	⁴¹ Ar	5.2×10 ⁹
	燃料棟	全β ⁶⁰ Co	— 0	< 1.9×10 ⁻¹⁰ < 7.0×10 ⁻¹⁰	—	—
燃料試験施設		全β ¹⁰⁶ Ru ¹³¹ I ¹²⁵ Sb ^{125m} Te ²³⁹ Pu	— 0 0 2.5×10 ⁴ 9.3×10 ³ 0	< 4.6×10 ⁻¹¹ < 9.0×10 ⁻¹⁰ < 1.9×10 ⁻⁹ < 2.0×10 ⁻⁹ < 5.7×10 ⁻¹⁰ < 3.2×10 ⁻¹¹	⁸⁵ Kr	1.0×10 ¹¹
N U C E F	全β ¹³¹ I ¹³⁷ Cs ²³⁴ U	— 6.9×10 ⁵ 0 0	< 1.2×10 ⁻¹⁰ < 8.7×10 ⁻¹⁰ < 1.4×10 ⁻¹⁰ < 2.6×10 ⁻¹¹	¹³⁸ Xe ⁸⁵ Kr	1.1×10 ¹² 3.0×10 ¹⁰	< 6.8×10 ⁻⁴ < 6.8×10 ⁻⁴

*1 挥発性核種も含む。

*2 検出下限濃度以上の放出量の合計。検出下限濃度未満の場合は、放出量を0とした。
なお、全βについては、評価を行っていないため「-」とした。*3 1年間連続して排気装置を運転した場合の総排風量で年間放出量を除した値。
ただし、この値が検出下限濃度未満の場合は“<（検出下限濃度）”とした。

*4 核種欄が「-」の施設は、放射性ガスの発生はない。

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

(東海研究所, 1998年度)

項目 施設名	廃棄物処理場へ搬出 ¹⁾		排水溝へ排水		排水溝における濃度及び年間放出量			
	年間放射能量 (Bq)	廃液量 (m ³)	年間放出量 ²⁾ (Bq)	廃液量 (m ³)	排水 溝名	1日平均濃度の 最大値 ³⁾ (Bq/cm ³)	3ヶ月平均濃 度の最大値 ³⁾ (Bq/cm ³)	年間放出量 ²⁾ (Bq)
第3研究棟	$\beta+\gamma: 1.7 \times 10^6$ ${}^3\text{H} : 2.3 \times 10^6$ $\alpha : 1.1 \times 10^5$	4.0×10^1	0	0	第 1 排 水 溝	${}^3\text{H}, {}^{14}\text{C}$ 以外 : 1.8×10^{-4} (5.6×10^{-5})	${}^3\text{H}, {}^{14}\text{C}$ 以外 : 4.5×10^{-6} (5.1×10^{-6})	${}^3\text{H}, {}^{14}\text{C}$ 以外 : 1.0×10^6 (2.3×10^6)
第4研究棟	$\beta+\gamma: 6.7 \times 10^6$ $\alpha : 2.1 \times 10^5$ ${}^3\text{H} : 8.2 \times 10^5$	5.1×10^1	${}^{137}\text{Cs} : (6.3 \times 10^5)$ ${}^{232}\text{Th} : (7.3 \times 10^4)$	3.2×10^2		${}^3\text{H}$: 5.9×10^{-2} (3.2×10^{-4})	${}^3\text{H}$: 5.8×10^{-4} (3.9×10^{-5})	${}^3\text{S} : 3.6 \times 10^5$ ${}^{60}\text{Co} : 2.5 \times 10^5$ (9.3×10^4) ${}^{89}\text{Sr} : 7.2 \times 10^2$ ${}^{90}\text{Sr} : 4.7 \times 10^3$ ${}^{137}\text{Cs} : 4.0 \times 10^5$ (1.2×10^6) ${}^{232}\text{Th} : (7.3 \times 10^4)$ ${}^{234}\text{U} : 3.1 \times 10^4$ ${}^{237}\text{Np} : (9.6 \times 10^3)$ $U_{\text{nat}} : (1.1 \times 10^5)$
国際交流棟	$\beta+\gamma: 5.9 \times 10^4$ $\alpha : 4.3 \times 10^4$ ${}^3\text{H} : 6.5 \times 10^6$	1.2×10^1						
放射線標準 施設棟	$\beta+\gamma: 3.1 \times 10^6$	2.7×10^{-2}	0	0				
セラミック特研	0	0	${}^3\text{H} : 8.7 \times 10^7$ (3.4×10^5) ${}^{60}\text{Co} : (4.6 \times 10^4)$ ${}^{137}\text{Cs} : (3.9 \times 10^4)$ ${}^{234}\text{U} : 1.6 \times 10^3$	1.8×10^1				
冶金特研	$\beta+\gamma: 8.5 \times 10^4$ $\alpha : 2.9 \times 10^5$	8.8	${}^{60}\text{Co} : (2.3 \times 10^4)$ ${}^{88}\text{Sr} : 7.2 \times 10^2$ ${}^{90}\text{Sr} : 2.0 \times 10^3$ ${}^{137}\text{Cs} : (2.0 \times 10^4)$ ${}^{234}\text{U} : 3.0 \times 10^4$	9.0×10^1				
タンデム加速器	0	0	${}^{60}\text{Co} : (1.0 \times 10^5)$ ${}^{137}\text{Cs} : (8.4 \times 10^4)$ ${}^{237}\text{Np} : (9.0 \times 10^3)$	3.9×10^1				
J R R - 1	$\beta+\gamma: 2.4 \times 10^5$ $\alpha : 3.7 \times 10^2$	1.7	${}^{35}\text{S} : 3.6 \times 10^5$ ${}^{60}\text{Co} : 9.9 \times 10^3$ (2.1×10^4) ${}^{137}\text{Cs} : 3.0 \times 10^4$	1.0×10^1				
環境シミュレー ション試験棟	$\beta+\gamma: 2.3 \times 10^7$ ${}^3\text{H} : 2.9 \times 10^5$	2.2×10^1	${}^{88}\text{Sr} : 2.7 \times 10^3$ ${}^{60}\text{Co} : 1.5 \times 10^5$ ${}^{137}\text{Cs} : 1.9 \times 10^5$	5.6×10^1				
使用済燃料 貯蔵施設	0	0	${}^3\text{H} : (9.6 \times 10^5)$ ${}^{137}\text{Cs} : (1.4 \times 10^4)$	3.8				
N S R R	$\beta+\gamma: 2.7 \times 10^6$	3.7	${}^{60}\text{Co} : (2.7 \times 10^5)$	1.1×10^2				

項目 施設名	廃棄物処理場へ搬出 ¹⁾		排水溝へ排水		排水溝における濃度及び年間放出量				
	年間放射能量 (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)	
科技庁電源 特会施設	$\beta+\gamma: 8.4 \times 10^6$	2.3×10^1	$^{60}\text{Co}: 9.8 \times 10^4$ $: (4.7 \times 10^5)$ $^{137}\text{Cs}: 1.7 \times 10^5$ $: (3.9 \times 10^5)$	2.1×10^2					
所外	東京 大学	0	0	$^3\text{H}: (5.1 \times 10^6)$ $^{237}\text{Np}: (6.4 \times 10^2)$ $^{137}\text{Cs}: (1.9 \times 10^4)$	4.9×10^1	第 1 排 水 溝	$^3\text{H}, ^{14}\text{C}$ 以外 $: 9.1 \times 10^{-4}$ (9.7×10^{-4})	$^3\text{H}, ^{14}\text{C}$ 以外 $: 2.9 \times 10^{-5}$ (1.2×10^{-4})	$^3\text{H}, ^{14}\text{C}$ 以外 $: 4.0 \times 10^7$ (2.3×10^8)
	核管 センター	$\beta+\gamma: 1.1 \times 10^7$	1.0×10^{-1}	$^{137}\text{Cs}: (6.2 \times 10^4)$	8.1×10^1				
	レーザー 濃縮	0	0	$^{137}\text{Cs}: (2.4 \times 10^4)$	2.7×10^1				
燃料試験施設	$\beta+\gamma: 1.4 \times 10^{10}$ $\alpha: 5.1 \times 10^7$	9.0×10^1	0	0		第 2 排 水 溝	$^3\text{H}, ^{14}\text{C}$ 以外 $: 9.1 \times 10^{-4}$ (9.7×10^{-4})	$^3\text{H}, ^{14}\text{C}$ 以外 $: 2.9 \times 10^{-5}$ (1.2×10^{-4})	$^3\text{H}, ^{14}\text{C}$ 以外 $: 4.0 \times 10^7$ (2.3×10^8)
ホットラボ	$\beta+\gamma: 7.0 \times 10^9$ $\alpha: 7.5 \times 10^7$	4.4×10^1	0	0					
開発 試験室	VHTRC 同位体 分離 研究室	0	0	$^{60}\text{Co}: (6.1 \times 10^3)$	2.9				
J R R - 2	$\beta+\gamma: 3.0 \times 10^6$ $^3\text{H}: 1.7 \times 10^9$	1.1×10^1	$^3\text{H}: 1.1 \times 10^6$ $^{60}\text{Co}: 4.4 \times 10^4$ (7.1×10^4) $^{89}\text{Sr}: 2.2 \times 10^3$ $^{137}\text{Cs}: (7.1 \times 10^4)$	3.1×10^1	排 水 溝	$^{35}\text{S}: 6.6 \times 10^5$ $^{51}\text{Cr}: 2.9 \times 10^6$ $^{60}\text{Co}: 1.1 \times 10^7$ (1.1×10^8) $^{65}\text{Zn}: 9.1 \times 10^4$ $^{89}\text{Sr}: 1.1 \times 10^5$ $^{90}\text{Sr}: 4.6 \times 10^5$ $^{106}\text{Ru}: (8.6 \times 10^5)$ $^{110}\text{mAg}: 1.0 \times 10^5$ $^{125}\text{I}: 2.0 \times 10^7$ $^{125}\text{mTe}: 4.5 \times 10^5$ $^{137}\text{Cs}: 3.7 \times 10^6$ (9.9×10^7) $^{153}\text{Gd}: 1.0 \times 10^6$ $^{237}\text{Np}: 2.8 \times 10^3$ $^{234}\text{U}: 1.1 \times 10^4$ (7.5×10^4) $^{239}\text{Pu}: (1.4 \times 10^4)$ $^{241}\text{Am}: 4.6 \times 10^3$ (1.6×10^4)	$^{35}\text{S}: 6.6 \times 10^5$ $^{51}\text{Cr}: 2.9 \times 10^6$ $^{60}\text{Co}: 1.1 \times 10^7$ (1.1×10^8) $^{65}\text{Zn}: 9.1 \times 10^4$ $^{89}\text{Sr}: 1.1 \times 10^5$ $^{90}\text{Sr}: 4.6 \times 10^5$ $^{106}\text{Ru}: (8.6 \times 10^5)$ $^{110}\text{mAg}: 1.0 \times 10^5$ $^{125}\text{I}: 2.0 \times 10^7$ $^{125}\text{mTe}: 4.5 \times 10^5$ $^{137}\text{Cs}: 3.7 \times 10^6$ (9.9×10^7) $^{153}\text{Gd}: 1.0 \times 10^6$ $^{237}\text{Np}: 2.8 \times 10^3$ $^{234}\text{U}: 1.1 \times 10^4$ (7.5×10^4) $^{239}\text{Pu}: (1.4 \times 10^4)$ $^{241}\text{Am}: 4.6 \times 10^3$ (1.6×10^4)	$^{35}\text{S}: 6.6 \times 10^5$ $^{51}\text{Cr}: 2.9 \times 10^6$ $^{60}\text{Co}: 1.1 \times 10^7$ (1.1×10^8) $^{65}\text{Zn}: 9.1 \times 10^4$ $^{89}\text{Sr}: 1.1 \times 10^5$ $^{90}\text{Sr}: 4.6 \times 10^5$ $^{106}\text{Ru}: (8.6 \times 10^5)$ $^{110}\text{mAg}: 1.0 \times 10^5$ $^{125}\text{I}: 2.0 \times 10^7$ $^{125}\text{mTe}: 4.5 \times 10^5$ $^{137}\text{Cs}: 3.7 \times 10^6$ (9.9×10^7) $^{153}\text{Gd}: 1.0 \times 10^6$ $^{237}\text{Np}: 2.8 \times 10^3$ $^{234}\text{U}: 1.1 \times 10^4$ (7.5×10^4) $^{239}\text{Pu}: (1.4 \times 10^4)$ $^{241}\text{Am}: 4.6 \times 10^3$ (1.6×10^4)	
実験利用棟 第2棟	0	0	$^3\text{H}: (1.1 \times 10^7)$ $^{60}\text{Co}: 1.7 \times 10^6$ (7.3×10^4) $^{89}\text{Sr}: 3.5 \times 10^3$ $^{137}\text{Cs}: 2.4 \times 10^4$ $^{237}\text{Np}: 2.8 \times 10^3$	4.9×10^1					
J R R - 4	0	0	$^{60}\text{Co}: (2.6 \times 10^5)$ $^{137}\text{Cs}: (2.1 \times 10^5)$	9.9×10^1					
試料処理室	0	0	0	0					
体内R I分析室	0	0	0	0					
実験管理棟	$\beta+\gamma: 4.2 \times 10^4$ $^3\text{H}: 1.2 \times 10^9$	7.0	0	0	0				

項目 施設名	廃棄物処理場へ搬出 ^{*1}		排水溝へ排水		排水溝における濃度及び年間放出量			
	年間放射能量 (Bq)	廃液量 (m ³)	年間放出量 ^{*2} (Bq)	廃液量 (m ³)	排水 溝名	1日平均濃度の 最大値 ^{*3} (Bq/cm ³)	3ヶ月平均濃 度の最大値 ^{*3} (Bq/cm ³)	年間放出量 ^{*2} (Bq)
R I 製造棟	$\beta\cdot\gamma: 9.6\times 10^8$ $\alpha : 2.7\times 10^5$ ${}^3\text{H} : 7.8\times 10^6$	9.8	${}^3\text{H} : 1.8\times 10^6$ (1.1×10^6) ${}^{35}\text{S} : 6.5\times 10^5$ ${}^{90}\text{Sr} : 1.3\times 10^4$ ${}^{137}\text{Cs} : (6.5\times 10^4)$ ${}^{241}\text{Am} : 4.6\times 10^3$ (2.0×10^3)	2.9×10^1		${}^3\text{H} : 2.8\times 10^0$ (1.5×10^{-2}) ${}^{14}\text{C} : (1.6\times 10^{-2})$	${}^3\text{H} : 1.6\times 10^{-1}$ (9.3×10^{-3}) ${}^{14}\text{C} : (1.9\times 10^{-3})$	${}^3\text{H} : 1.6\times 10^{11}$ (2.9×10^9) ${}^{14}\text{C} : (4.7\times 10^9)$
核燃料倉庫	0	0	${}^{234}\text{U} : (1.9\times 10^2)$	1.6				
トリチウムプロセス 研究棟	0	0	${}^3\text{H} : 1.9\times 10^9$	4.7×10^1				
Pu研究Ⅰ棟	0	0	${}^{106}\text{Ru} : (8.6\times 10^5)$ ${}^{239}\text{Pu} : (1.4\times 10^4)$	5.3×10^1				
再処理特研	$\beta\cdot\gamma: 2.8\times 10^{10}$ $\alpha : 1.6\times 10^8$ ${}^3\text{H} : 5.8\times 10^6$	6.1×10^1	0	0				
再処理試験室	0	0						
ウラン濃縮 研究棟	0	0	${}^{234}\text{U} : (3.7\times 10^4)$	8.5				
フッ素実験室	$\beta\cdot\gamma: 1.7\times 10^5$ $\alpha : 1.3\times 10^4$	1.9	0	0				
汚染除去施設	$\beta\cdot\gamma: 1.7\times 10^6$	4.9	${}^3\text{H} : (8.6\times 10^6)$ ${}^{14}\text{C} : (4.7\times 10^6)$ ${}^{60}\text{Co} : (2.1\times 10^5)$ ${}^{90}\text{Sr} : 2.5\times 10^4$ ${}^{137}\text{Cs} : (1.6\times 10^5)$ ${}^{241}\text{Am} : (2.6\times 10^4)$	7.8×10^1				
液体処理施設	$\beta\cdot\gamma: 1.2\times 10^8$ $\alpha : 7.6\times 10^6$ ${}^3\text{H} : 1.4\times 10^7$	1.4×10^2	${}^3\text{H} : 1.5\times 10^{11}$ (2.8×10^9) ${}^{14}\text{C} : (4.6\times 10^6)$ ${}^{60}\text{Co} : 8.8\times 10^6$ (1.1×10^8) ${}^{125}\text{I} : 2.0\times 10^7$ ${}^{137}\text{Cs} : 2.8\times 10^6$ (9.5×10^7) ${}^{241}\text{Am} : (1.6\times 10^7)$	4.9×10^4				
第1廃棄物 処理棟	$\beta\cdot\gamma: 1.4\times 10^8$ $\alpha : 2.5\times 10^5$ ${}^3\text{H} : 1.6\times 10^{10}$	8.2	${}^3\text{H} : 1.2\times 10^7$ (7.9×10^6) ${}^{14}\text{C} : (8.8\times 10^6)$ ${}^{60}\text{Co} : (1.8\times 10^5)$ ${}^{90}\text{Sr} : 1.7\times 10^2$ ${}^{137}\text{Cs} : (1.6\times 10^5)$ ${}^{241}\text{Am} : (2.6\times 10^4)$	8.1×10^1				

項目 施設名	廃棄物処理場へ搬出 ^{*1}		排水溝へ排水		排水溝における濃度及び年間放出量				
	年間放射能量 (Bq)	廃液量 (m ³)	年間放出量 ^{*2} (Bq)	廃液量 (m ³)	排水 溝名	1日平均濃度の 最大値 ^{*3} (Bq/cm ³)	3ヶ月平均濃 度の最大値 ^{*3} (Bq/cm ³)	年間放出量 ^{*2} (Bq)	
第2廃棄物 処理棟	$\beta \cdot \gamma : 5.3 \times 10^8$ $\alpha : 5.3 \times 10^8$	1.4×10^1	${}^3\text{H} : 2.8 \times 10^9$ (4.1×10^7) ${}^{14}\text{C} : (5.0 \times 10^7)$ ${}^{60}\text{Co} : (1.3 \times 10^6)$ ${}^{89}\text{Sr} : 1.1 \times 10^5$ ${}^{90}\text{Sr} : 1.6 \times 10^5$ ${}^{125m}\text{Te} : 4.5 \times 10^5$ ${}^{137}\text{Cs} : 3.8 \times 10^5$ (1.0×10^6) ${}^{241}\text{Am} : (1.7 \times 10^5)$	5.5×10^2					
第3廃棄物 処理棟	$\beta \cdot \gamma : 2.2 \times 10^5$	6.0×10^{-1}	${}^3\text{H} : 1.3 \times 10^9$ (1.7×10^7) ${}^{14}\text{C} : (4.4 \times 10^7)$ ${}^{60}\text{Co} : (1.3 \times 10^6)$ ${}^{90}\text{Sr} : 8.7 \times 10^3$ ${}^{137}\text{Cs} : 2.0 \times 10^5$ (9.3×10^5) ${}^{241}\text{Am} : (1.7 \times 10^5)$	5.3×10^2	第 2 排 水 溝				
圧縮処理施設	$\beta \cdot \gamma : 1.8 \times 10^8$ $\alpha : 1.3 \times 10^8$ ${}^3\text{H} : 2.9 \times 10^8$	2.0×10^1	${}^3\text{H} : 9.3 \times 10^5$ (8.3×10^5) ${}^{14}\text{C} : (1.0 \times 10^6)$ ${}^{60}\text{Co} : (3.5 \times 10^4)$ ${}^{90}\text{Sr} : 4.8 \times 10^3$ ${}^{137}\text{Cs} : (2.9 \times 10^4)$ ${}^{241}\text{Am} : (4.5 \times 10^3)$	1.4×10^1					
極低レベル焼却 試験施設			0	0					
廃棄物安全試験 施設	$\beta \cdot \gamma : 3.9 \times 10^6$ $\alpha : 2.3 \times 10^4$	1.1×10^1	${}^{90}\text{Sr} : 3.4 \times 10^3$ ${}^{137}\text{Cs} : (5.4 \times 10^4)$ ${}^{241}\text{Am} : (5.7 \times 10^3)$	2.4×10^1					
NUCEF	$\beta \cdot \gamma : 2.3 \times 10^6$	1.4×10^{-1}	${}^{137}\text{Cs} : (5.4 \times 10^5)$ ${}^{234}\text{U} : 1.1 \times 10^4$ (3.7×10^4)	2.6×10^2					
原研那珂	0	0	${}^3\text{H} : 3.4 \times 10^7$ (1.9×10^6)	9.1×10^1					
F C A	0	0	${}^{60}\text{Co} : (2.2 \times 10^4)$ ${}^{238}\text{Pu} : (2.3 \times 10^3)$ ${}^{235}\text{U} : 6.5 \times 10^2$	9.8	第 3 排 水 溝	${}^3\text{H}, {}^{14}\text{C} \text{以外}$ $: 1.2 \times 10^{-5}$ $: (1.9 \times 10^{-4})$	${}^3\text{H}, {}^{14}\text{C} \text{以外}$ $: 8.0 \times 10^{-7}$ (9.4×10^{-6})	${}^3\text{H}, {}^{14}\text{C} \text{以外}$ $: 6.5 \times 10^2$ (1.5×10^5)	${}^{60}\text{Co} : (1.4 \times 10^5)$ ${}^{234}\text{U} : (2.0 \times 10^3)$ ${}^{238}\text{Pu} : (2.3 \times 10^3)$ ${}^{235}\text{U} : 6.5 \times 10^2$
T C A	0	0	${}^{60}\text{Co} : (1.9 \times 10^4)$ ${}^{234}\text{U} : (2.0 \times 10^3)$	7.9					
F N S	${}^3\text{H} : 4.9 \times 10^9$	2.1×10^{-1}	${}^3\text{H} : 1.7 \times 10^6$	1.1×10^1					
バックエンド技術開発建家	0	0	${}^{60}\text{Co} : (1.0 \times 10^5)$	4.0×10^1					

項目 施設名	廃棄物処理場へ搬出 ^{*1}		排水溝へ排水		排水溝における濃度及び年間放出量			
	年間放射能量 (Bq)	廃液量 (m ³)	年間放出量 ^{*2} (Bq)	廃液量 (m ³)	排水 溝名	1日平均濃度の 最大値 ^{*3} (Bq/cm ³)	3ヶ月平均濃度 の最大値 ^{*3} (Bq/cm ³)	年間放出量 ^{*2} (Bq)
合計	$\beta+\gamma: 5.0 \times 10^{10}$ $\alpha: 2.9 \times 10^8$ ${}^3\text{H}: 1.5 \times 10^{11}$	8.3×10^2	${}^3\text{H}, {}^{14}\text{C}$ 以外 $: 4.1 \times 10^7$ (2.3×10^8) ${}^{35}\text{S}: 1.0 \times 10^6$ ${}^{51}\text{Cr}: 2.9 \times 10^6$ ${}^{60}\text{Co}: 1.1 \times 10^7$ (1.1×10^8) ${}^{65}\text{Zn}: 9.1 \times 10^4$ ${}^{89}\text{Sr}: 1.1 \times 10^6$ ${}^{90}\text{Sr}: 4.6 \times 10^5$ ${}^{106}\text{Ru}: (8.6 \times 10^5)$ ${}^{110m}\text{Ag}: 1.0 \times 10^5$ ${}^{125}\text{I}: 2.0 \times 10^7$ ${}^{125m}\text{Te}: 4.5 \times 10^5$ ${}^{137}\text{Cs}: 4.1 \times 10^6$ (9.9×10^7) ${}^{153}\text{Gd}: 1.0 \times 10^6$ ${}^{232}\text{Th}: (7.3 \times 10^4)$ ${}^{234}\text{U}: 4.2 \times 10^4$ (7.7×10^4) ${}^{235}\text{U}: 6.5 \times 10^2$ ${}^{237}\text{Np}: 2.8 \times 10^3$ (9.6×10^3) ${}^{239}\text{Pu}: (1.6 \times 10^4)$ ${}^{241}\text{Am}: 4.6 \times 10^3$ (1.6×10^7) $\text{U}_{\text{n.a.t}}: (1.1 \times 10^5)$	5.2×10^4 ${}^3\text{H}$ $: 1.6 \times 10^{11}$ (2.9×10^9) ${}^{14}\text{C}$ $: (4.7 \times 10^9)$	${}^3\text{H}, {}^{14}\text{C}$ 以外 $: 9.1 \times 10^{-4}$ (9.7×10^{-4}) ${}^3\text{H}$ $: 2.8 \times 10^0$ (1.5×10^{-2}) ${}^{14}\text{C}$ $: (1.6 \times 10^{-2})$	${}^3\text{H}, {}^{14}\text{C}$ 以外 $: 2.9 \times 10^{-5}$ (1.2×10^{-4}) ${}^3\text{H}$ $: 1.6 \times 10^{-1}$ (9.3×10^{-3}) ${}^{14}\text{C}$ $: (1.9 \times 10^{-3})$	${}^3\text{H}, {}^{14}\text{C}$ 以外 $: 4.1 \times 10^7$ (2.3×10^6) ${}^{35}\text{S}: 1.0 \times 10^6$ ${}^{51}\text{Cr}: 2.9 \times 10^6$ ${}^{60}\text{Co}: 1.1 \times 10^7$ (1.1×10^8) ${}^{65}\text{Zn}: 9.1 \times 10^4$ ${}^{89}\text{Sr}: 1.1 \times 10^5$ ${}^{90}\text{Sr}: 4.6 \times 10^5$ ${}^{106}\text{Ru}: (8.6 \times 10^5)$ ${}^{110m}\text{Ag}: 1.0 \times 10^5$ ${}^{125}\text{I}: 2.0 \times 10^7$ ${}^{125m}\text{Te}: 4.5 \times 10^5$ ${}^{137}\text{Cs}: 4.1 \times 10^6$ (9.9×10^7) ${}^{153}\text{Gd}: 1.0 \times 10^6$ ${}^{232}\text{Th}: (7.3 \times 10^4)$ ${}^{234}\text{U}: 4.2 \times 10^4$ (7.7×10^4) ${}^{235}\text{U}: 6.5 \times 10^2$ ${}^{237}\text{Np}: 2.8 \times 10^3$ (9.6×10^3) ${}^{239}\text{Pu}: (1.6 \times 10^4)$ ${}^{241}\text{Am}: 4.6 \times 10^3$ (1.6×10^7) $\text{U}_{\text{n.a.t}}: (1.1 \times 10^5)$	${}^3\text{H}, {}^{14}\text{C}$ 以外 $: 4.1 \times 10^7$ (2.3×10^6) ${}^3\text{H}: 1.6 \times 10^{11}$ (2.9×10^9) ${}^{14}\text{C}: (4.7 \times 10^9)$

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

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

*3 検出下限濃度以上の放出量を排水溝流量で除した値の最大値。検出下限濃度未満の場合は、検出下限濃度で放出したとして同様に計算し、（ ）内に示した。

Table A.1.3-3 気体廃棄物の年間放出量と放出管理目標値との比較

(東海研究所, 1998年度)

原子炉施設	種類	核種	放出管理目標値	年間放出量*	放出量
			(Bq/年)		放出管理目標値
JRR-2	放射性希ガス	^{41}Ar	1.1×10^{14}	0	0
	放射性ガス	^3H	9.6×10^{12}	1.4×10^{11}	1.5×10^{-2}
JRR-3	放射性希ガス	^{41}Ar	6.2×10^{13}	5.2×10^{10}	8.4×10^{-4}
	放射性ガス	^3H	7.4×10^{12}	1.4×10^{10}	1.9×10^{-3}
JRR-4	放射性希ガス	^{41}Ar	9.6×10^{11}	0	0
NSRR	放射性希ガス	主に $^{41}\text{Ar}, ^{135}\text{Xe}$	4.4×10^{13}	5.2×10^9	1.2×10^{-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}	1.1×10^{12}	1.5×10^{-3}
	放射性よう素	^{131}I	1.5×10^{10}	6.9×10^5	4.6×10^{-5}

* 検出下限濃度未満は放出量を0として集計した。

Table A.1.3-4 液体廃棄物の年間放出量と放出管理目標値との比較

(東海研究所, 1998年度)

核種		放出管理目標値 (Bq/年)	年間放出量*	放出量
			(Bq)	放出管理目標値
$^3\text{H}, ^{14}\text{C}$ 以外の核種	総量	1.8×10^{10}	4.2×10^7	2.3×10^{-3}
	^{60}Co	3.7×10^9	1.1×10^7	3.0×10^{-3}
	^{137}Cs	3.7×10^9	4.1×10^6	1.1×10^{-3}
^3H		2.5×10^{13}	1.6×10^{11}	6.4×10^{-3}
^{14}C		1.1×10^{11}	0	0

* 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 NUCF 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、NUCF 南西方向の周辺監視区域境界で、その値は $5.5 \times 10^{-2} \mu\text{Sv}$ であった。原子炉施設毎の実効線量当量を Table A.1.4-1 に示す。

液体廃棄物に起因する年間の実効線量当量を、東海研究所全施設から放出された ^{14}C を除く ^3H , ^{60}Co , ^{137}Cs 等の核種について算出した。その結果は $1.1 \times 10^{-2} \mu\text{Sv}$ 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 $6.6 \times 10^{-2} \mu\text{Sv}$ であり、原子炉施設保安規定に定められている周辺監視区域外における年間の実効線量当量の線量目標値 $50 \mu\text{Sv}$ の約 0.1 % 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, 1998年度)

原子炉施設	年間放出量*	NUCEF 南西の周辺監視区域境界における実効線量当量 (μSv)
	(Bq)	
J R R - 2	0	0
J R R - 3	5.2×10^{10}	2.0×10^{-3}
J R R - 4	0	0
N S R R	5.2×10^9	2.4×10^{-5}
N U C E F	1.2×10^{12}	5.3×10^{-2}
合 計		5.5×10^{-2}

* : 検出下限濃度未満は放出量を 0 として集計した。

Table A. 1.4-2 液体廃棄物による年間実効線量当量

(東海研究所, 1998年度)

核 種	年 間 放 出 量 *	実 効 線 量 当 量
	(Bq)	(μSv)
${}^3\text{H}, {}^{14}\text{C}$ 以外の核種	${}^{60}\text{Co}$	4.1×10^{-3}
	${}^{137}\text{Cs}$	3.3×10^{-4}
	その他	5.9×10^{-3}
${}^3\text{H}$	1.6×10^{11}	5.8×10^{-4}
合 計		1.1×10^{-2}

* : 検出下限濃度未満は放出量を 0 として集計した。

A. 1.5 放射性汚染及び被ばく

1998年度は事故等による放射性汚染及び被ばくはなかった。

(小林 秀雄)

A. 1.6 放射性同位元素の保有状況

許可使用に係る放射性同位元素の保有状況調査は、東海研究所放射線障害予防規定第48条に基づき、1998年9月及び1999年3月の2回実施した。Table A. 1.6-1 に1999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、1998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。

(滝 光成)

Table A. 1. 6-1 建家別放射性同位元素保有状況
(1999年3月31日現在)

(東海研究所, 1998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	1.6×10 ¹¹ 55 ⁴¹ Rb, 24 ¹ Am-Li, 24 ¹ Am-Be	9 0	1	0			0			1.6×10 ¹¹
第3研究棟	4.4×10 ⁸ 13 ⁷ Cs, 22 ⁶ Ra, 24 ¹ Am	7 1.2×10 ⁷	2 ² Hg, 13 ⁷ Cs	2	3 ⁹ Fe, 6 ³ Ni	14	3 ⁹ Fe, 6 ³ Ni	14	3 ⁹ Fe, 6 ³ Ni	3 ⁹ Fe, 6 ³ Ni
第4研究棟	1.3×10 ¹⁴ 57 ³ Co, 6 ⁰ Co, 15 ¹ Sn	5 3.9×10 ¹⁰	3 ⁹ Tc, 13 ¹ I	21	2.9×10 ¹¹ 3H, 14C, 8 ⁵ Kr	37	1.3×10 ¹⁴ 3H, 14C, 8 ⁵ Kr	37	1.3×10 ¹⁴ 3H, 14C, 8 ⁵ Kr	1.3×10 ¹⁴ 3H, 14C, 8 ⁵ Kr
放射線標準施設棟	5.5×10 ¹² 6 ⁰ Co, 13 ⁷ Cs	15 0			3.4×10 ⁹ 3H, 14C, 8 ⁵ Kr	22	5.5×10 ¹² 3H, 14C, 8 ⁵ Kr	22	5.5×10 ¹² 3H, 14C, 8 ⁵ Kr	5.5×10 ¹² 3H, 14C, 8 ⁵ Kr
FEL研究棟	6.2×10 ⁶ 13 ⁷ Cs	1 0		0			0			6.2×10 ⁶
タンデム加速器建家	3.5×10 ⁸ 24 ¹ Am-Be	1 0		4.8×10 ⁶ 24 ¹ Am, 24 ⁴ Ca, 25 ² Cf	5	3.6×10 ⁸	4.8×10 ⁶ 24 ¹ Am, 24 ⁴ Ca, 25 ² Cf	5	3.6×10 ⁸	3.6×10 ⁸
セラミック特研	0			2.9×10 ¹⁰ 3H, 6 ⁰ Co	2	2.9×10 ¹⁰	2.9×10 ¹⁰ 3H, 6 ⁰ Co	2	2.9×10 ¹⁰	2.9×10 ¹⁰
冶金特研	0			1 6.0×10 ¹⁰ 9 ⁹ Tc, 13 ⁴ Cs	2	6.3×10 ¹⁰	1 6.0×10 ¹⁰ 9 ⁹ Tc, 13 ⁴ Cs	2	6.3×10 ¹⁰	6.3×10 ¹⁰
JFT-2	3.6×10 ⁸ 57 ³ Co, 24 ¹ Am	2 0		0			0			3.6×10 ⁸
非破壊測定実験室	0			0			0			0
コバルト照射室	9.6×10 ¹⁴ 6 ⁰ Co	1 0		0			0			9.6×10 ¹⁴
開発試験室	1.8×10 ¹⁰ Ra-Be	1 0		5.9×10 ⁷ Nb, W, Pb (放射性物)	8	1.8×10 ¹⁰	5.9×10 ⁷ Nb, W, Pb (放射性物)	8	1.8×10 ¹⁰	1.8×10 ¹⁰
モックアップ建家	5.3×10 ¹⁰ 24 ¹ Am-Be	1 0		0			0			5.3×10 ¹⁰
JRR-2	3.4×10 ⁹ 6 ⁰ Co	1 0		0			0			3.4×10 ⁹
原子炉特研	3.9×10 ¹⁰ 24 ¹ Am, 24 ¹ Am-Be	2 0		0			0			3.9×10 ¹⁰
JRR-3	4.1×10 ¹¹ 3H, 12 ⁴ Sq, 24 ¹ Am-Be	3 0		0			0			4.1×10 ¹¹
実験利用棟第2棟	0			1.3×10 ⁸ 6 ³ Ni, 13 ⁷ Cs, 15 ² Eu	10	1.3×10 ⁸ 6 ³ Ni, 13 ⁷ Cs, 15 ² Eu	1.3×10 ⁸ 6 ³ Ni, 13 ⁷ Cs, 15 ² Eu	10	1.3×10 ⁸ 6 ³ Ni, 13 ⁷ Cs, 15 ² Eu	1.3×10 ⁸ 6 ³ Ni, 13 ⁷ Cs, 15 ² Eu
JRR-4	1.8×10 ¹¹ 24 ¹ Am-Be	1 0		0			0			1.8×10 ¹¹
木下トラボ	6.9×10 ⁷ 6 ⁰ Co, 15 ² Eu	2 2.6×10 ³	5 ⁴ Mn, 5 ⁶ Co, 6 ⁰ Co	5 6.1×10 ¹² 5 ⁴ Mn, 5 ⁵ Fe, 6 ⁰ Co	15	6.1×10 ¹² 5 ⁴ Mn, 5 ⁵ Fe, 6 ⁰ Co	6.1×10 ¹² 5 ⁴ Mn, 5 ⁵ Fe, 6 ⁰ Co	15	6.1×10 ¹² 5 ⁴ Mn, 5 ⁵ Fe, 6 ⁰ Co	6.1×10 ¹² 5 ⁴ Mn, 5 ⁵ Fe, 6 ⁰ Co
RIL製造棟	3.6×10 ¹¹ 6 ⁰ Co, 13 ⁷ Cs, 24 ¹ Am	4 2.1×10 ³	3H, 9 ⁹ Tc, 15 ² Eu	6 2.5×10 ¹⁴ 3H, 14C, 19 ² Ir	26	2.5×10 ¹⁴ 3H, 14C, 19 ² Ir	2.5×10 ¹⁴ 3H, 14C, 19 ² Ir	26	2.5×10 ¹⁴ 3H, 14C, 19 ² Ir	2.5×10 ¹⁴ 3H, 14C, 19 ² Ir
機械化工特研	2.2×10 ¹⁰ 24 ¹ Am	1 0		0			0			2.2×10 ¹⁰
JRR-1	0			1 4.2×10 ⁻⁸ 24Na	1	4.2×10 ⁻⁸ 24Na	1 4.2×10 ⁻⁸ 24Na	1	4.2×10 ⁻⁸ 24Na	4.2×10 ⁻⁸ 24Na

建 家 名	密 封 さ れ た 放 射 性 同 位 元 素			使 用 中 の 非 密 封 放 射 性 同 位 元 素			貯 藏 中 の 非 密 封 放 射 性 同 位 元 素			合 計 (Bq)
	保有量(Bq)	主 要 核 種	核種数	保有量(Bq)	主 要 核 種	核種数	保有量(Bq)	主 要 核 種	核種数	
トリチウムプロセス棟	0			5.5×10 ⁴	³ H	1	2.1×10 ⁶	³ H	1	2.1×10 ⁶
P u 研究 1 棟	1.0×10 ⁹	²³⁷ Np, ²⁴¹ Am	2	4.1×10 ⁷	²³⁷ Np	1	2.3×10 ¹¹	²⁴¹ Am, ²⁴⁴ Cm	4	2.3×10 ¹¹
再処理試験室	3.5×10 ⁸	⁶³ 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			4.0×10 ⁵	¹⁴ C	1	1.7×10 ⁶	¹⁴ C, ¹²⁹ I	2	2.1×10 ⁶
処理処分開発棟	0			0			0			0
返還廃棄物受入 測定技術開発棟	3.2×10 ¹²	³ H, ⁶⁰ Co, ¹³⁷ Cs	11	0			0			3.2×10 ¹²
汚染除去場	0			0			0			
W A S T E F	9.7×10 ¹²	⁶⁰ Co	1	6.0×10 ⁹	⁹⁰ Sr, ¹⁰⁶ Ru, ¹³⁷ Cs	5	5.3×10 ¹⁴	⁹⁰ Sr, ¹³⁷ Cs, ²⁴⁴ Cm	12	5.4×10 ¹⁴
環境シミュレーション棟	0			1.1×10 ⁷	¹³⁷ Cs, ²³⁷ Np, ²⁴¹ Am	15	1.8×10 ⁹	³ H, ¹⁴ C, ⁶³ Ni	18	1.8×10 ⁹
F C A	2.9×10 ¹²	²⁴¹ Am, ²⁴¹ Am-Be, ²²⁶ Ra-Be	7	0			0			2.9×10 ¹²
T C A	1.7×10 ¹¹	³ H, ²²⁶ Ra-Be, ²⁵² Cf	3	0			0			1.7×10 ¹¹
F N S	6.9×10 ⁸	¹³⁷ Cs, ²⁴¹ Am-Be, ²⁵² Cf	4	0			1.7×10 ¹⁴	³ H	1	1.7×10 ¹⁴
N S R R	1.1×10 ¹¹	²⁴¹ Am-Be	1	0			0			1.1×10 ¹¹
核燃料技術開発建家	0			7.4×10 ⁷	⁶⁰ Co, ⁶⁵ Zn, ¹³⁷ Cs	3	1.4×10 ⁸	⁶⁰ Co, ¹³⁷ Cs	2	2.2×10 ⁸
電源特会施設	0			6.5×10 ⁸	⁶⁰ Co, ⁹⁰ Sr, ¹³⁷ Cs	6	1.2×10 ⁹	¹⁴ C, ⁹⁰ Sr, ¹³⁷ Cs	4	1.8×10 ⁹
大型非定常ループ	1.7×10 ¹²	¹³⁷ Cs, ²⁴¹ Am	2	0			0			1.7×10 ¹²
二相流ループ	2.5×10 ¹²	¹³⁷ Cs	1	0			0			2.5×10 ¹²
燃料試験施設	0			0			0			0
N U C E F	5.3×10 ¹¹	³ H, ⁶⁰ Co, ²⁴¹ Am-Be	5	9.6×10 ⁸	⁹⁹ Tc, ²³⁷ Np, ²⁴¹ Am	15	1.8×10 ¹⁰	³ H, ⁹⁹ Tc, ²³⁷ Np	16	5.5×10 ¹¹
合 計	1.1×10 ¹⁵			7.6×10 ¹³			2.2×10 ¹⁶			2.3×10 ¹⁶

Table A. 1. 6-2 3.7MBq(100 μCi) 以下の密封放射性同位元素保有状況
(1998年12月31日現在)

(東海研究所, 1998年度)

建 家 名	個 数	核 種		
		核種数	主 要 核 種 名	保有量 (Bq)
第 1 研究棟	1	1	^{63}Ni	2.5×10^6
第 2 研究棟	822	20	^{133}Ba , ^{137}Cs , ^{241}Am	6.5×10^7
第 3 研究棟	320	31	^{133}Ba , ^{137}Cs , ^{241}Am	5.2×10^7
第 4 研究棟	178	26	^{90}Sr , ^{137}Cs , ^{241}Am	1.0×10^7
放射線標準施設棟	174	23	^{137}Cs , ^{226}Ra , ^{241}Am	8.1×10^7
体内R I 分析室	108	15	^{14}C , ^{133}Ba , ^{241}Am	8.5×10^5
試料処理室	22	2	^3H , ^{14}C	3.6×10^4
F E L 研究棟	7	6	^{137}Cs , ^{152}Eu , ^{241}Am	7.0×10^5
タンデム加速器建家	12	8	^{60}Co , ^{137}Cs , ^{241}Am	1.6×10^6
セラミック特研	0			0
冶金特研	17	9	^{137}Cs , ^{152}Eu , ^{241}Am	1.1×10^6
J F T - 2	9	9	^{133}Ba , ^{137}Cs , ^{241}Am	7.8×10^5
コバルト照射室	16	10	^{60}Co , ^{133}Ba , ^{137}Cs	6.2×10^6
開発試験室	13	10	^{60}Co , ^{137}Cs , ^{241}Am	1.5×10^6
モックアップ建家	112	9	^{90}Sr , ^{137}Cs , ^{241}Am	5.3×10^6
ホットラボ	42	10	^{137}Cs , ^{152}Eu , ^{241}Am	6.0×10^6
原子炉特研	107	15	^{60}Co , ^{137}Cs , ^{241}Am	9.6×10^6
J R R - 1 建家	11	6	^{133}Ba , ^{137}Cs , ^{241}Am	8.1×10^5
J R R - 2	105	21	^{60}Co , ^{133}Ba , ^{137}Cs	2.6×10^6
J R R - 3	72	18	^{90}Sr , ^{133}Ba , ^{137}Cs	1.9×10^7
実験利用棟第1棟	7	1	^{137}Cs	1.0×10^7
実験利用棟第2棟	91	21	^{137}Cs , ^{226}Ra , ^{241}Am	3.9×10^6
J R R - 4	27	10	^{60}Co , ^{137}Cs , ^{241}Am	5.8×10^6
R I 製造棟	83	14	^{137}Cs , ^{152}Eu , ^{166m}Ho	1.3×10^7
トリチウムプロセス棟	36	6	^3H , ^{90}Sr , ^{137}Cs	3.8×10^6
P u 研究1棟	22	13	^{63}Ni , ^{137}Cs , ^{241}Am	1.6×10^7
再処理特研	22	19	^{90}Sr , ^{133}Ba , ^{241}Am	2.3×10^6
フッ素実験室	6	5	^{129}I , ^{133}Ba , ^{137}Cs	4.6×10^4
返還廃棄物受入 測定技術開発棟	14	11	^{137}Cs , ^{152}Eu , ^{241}Am	1.2×10^6

建 家 名	個 数	核 種		
		核種数	主 要 核 種 名	保有量 (Bq)
液 体 处 理 施 設	0			0
汚 染 除 去 場	0			0
第 2 廃 棄 物 处 理 棟	77	12	^{60}Co , ^{137}Cs , ^{241}Am	1.4×10^6
W A S T E F	58	15	^{22}Na , ^{60}Co , ^{137}Cs	5.1×10^6
環 境 シ ュ ミ レ 一 シ ョ ン 棟	59	6	^3H , ^{60}Co , ^{137}Cs	6.5×10^6
F C A	39	14	^{137}Cs , ^{241}Am , ^{244}Cm	3.6×10^6
T C A	21	11	^{60}Co , ^{137}Cs , ^{241}Am	8.4×10^6
F N S	53	11	^3H , ^{137}Cs , ^{241}Am	4.3×10^6
科 技 庁 電 源 特 会 施 設	9	9	^{60}Co , ^{137}Cs , ^{241}Am	6.9×10^4
バ ッ ク エ ン ド 技 術 開 発 建 家	82	14	^{137}Cs , ^{152}Eu , ^{241}Am	8.5×10^6
N S R R	21	12	^{137}Cs , ^{152}Eu , ^{241}Am	2.6×10^6
燃 料 試 驗 施 設	39	13	^{90}Sr , ^{137}Cs , ^{241}Am	1.7×10^7
N U C E F	163	25	^{137}Cs , ^{152}Eu , ^{241}Am	1.7×10^8
合 計	3077	50		5.5×10^8

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 8,127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。1998年度の測定評価件数は、延べ26,078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848名及び227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。1998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342.0人・ミリシーベルト、0.04mSv及び4.7mSvであった。また、東海研究所の同線量当量は、それぞれ264.3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48,856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ク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クバッジを用いて、70マイクロメートル線量当量を測定した。なお、大型放射光施設(SPring-8)における原研の放射線業務従事者については（財）高輝度光科学研究センターが、フィルムバッジを用いて測定評価した結果を登録した。

1998年度における放射線業務従事者の外部被ばくによる実効線量当量及び組織線量当量を、測定結果から算定し、集計した結果を以下に示す。集計にあたっては、個人線量計の検出下限線量当量（大型放射光施設(SPring-8)：0.1mSv、その他の施設：0.2mSv）未満の評価値を0として行った。

(1) 原研全事業所の被ばく状況

外部被ばくによる線量当量の年間測定対象実員は、大型放射光施設(SPring-8)を含めて8,127人（測定評価件数26,078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27人(197件)については、頭頸部の不均等被ばく測定を行った。また、手先の線量当量が最大となるおそれがあった221人(564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153人(1,114件)であった。

原研全事業所の実効線量当量に係る被ばく状況は、集団実効線量当量が342.0人・ミリシーベルト、平均実効線量当量が0.04 mSvであった。1997年度と比較すると、集団実効線量当量は約2%の増加である。年間の最大実効線量当量は、4.7mSvで、燃料試験施設等における除染作業に従事した者の被ばくであった。これらの全作業者の被ばくはいずれも計画管理されているもので、予測外の被ばくはなかった。なお、全測定対象人員の約95%はその年間の実効線量当量が、個人線量計の検出下限線量当量未満であった。放射線業務従事者の管理対象実員、実効線量当量分布及び平均、最大、集団の実効線量当量について、四半期別、作業者区分別（職員等、外来研究員等、研修生、請負業者に区分）及び事業所別に集計した結果を、それぞれTable A.2.2-1, Table A.2.2-2, Table A.2.2-3に示す。

1998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143.6mSv、0.22 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8.6mSv、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、皮膚の最大被ばく者と同じ作業者であった。女子の腹部の

組織線量当量については、測定対象者全員が個人線量計の検出下限線量当量未満であった。

(2) 東海研究所の被ばく状況

東海研究所における年間の測定対象実員は、4,992人(16,363件)であった。このうち女子の放射線業務従事者が84人(696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27人(197件)、手先の線量当量が最大となるおそれがある、当該部位が測定対象となった者が221人(564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264.3人・ミリシーベルト、平均実効線量当量が0.05 mSvで、1997年度の集団実効線量当量と比較して32%の増加であった。年間最大実効線量当量は、4.0 mSvで、全事業所の最大実効線量当量と同じ作業者であった。東海研究所における管理対象実員、実効線量当量分布及び平均実効線量当量、最大実効線量当量、集団実効線量当量について、四半期別、作業者区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143.6mSv, 0.35 mSvであり、眼の水晶体の最大と平均の組織線量当量が8.6 mSv, 0.09 mSv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, 1998年度)

管理期間	放射線業務従事者実員	実効線量当量分布(人数)				平均量(mSv)	実効量(mSv)	最線量(mSv)	集団線量(person・mSv)	実効量	集団実効量
		0.2mSv未満	0.2mSv以上 1.0mSv以下	1.0mSv以上 5.0mSv以下	5.0mSv以上 15mSv以下						
第1四半期	4,992	4,885	105	2	0	0	0.01	0.01	1.3	44.2	
第2四半期	5,328	5,178	126	24	0	0	0.02	0.02	2.0	86.3	
第3四半期	5,633	5,480	136	17	0	0	0.01	0.01	2.4	83.9	
第4四半期	5,975	5,768	180	27	0	0	0.02	0.02	2.7	127.6	
年間*	8,127 (7,744)	7,684 (7,301)	330 (349)	113 (93)	0 (1)	0 (0)	0.04 (0.04)	0.04 (0.04)	4.7 (5.6)	342.0 (335.7)	

*カッコ内の数値は、1997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, 1998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)	実効量(mSv)	最線量(mSv)	集団線量(person・mSv)	実効量	集団実効量
		0.2mSv未満	0.2mSv以上 1.0mSv以下	1.0mSv以上 5.0mSv以下	5.0mSv以上 15mSv以下						
職員等	1,911	1,840	54	17	0	0	0.03	0.03	4.0	52.8	
外来研究員等	1,362	1,338	24	0	0	0	0.01	0.01	0.6	7.5	
請負業者	4,483	4,135	252	96	0	0	0.06	0.06	4.7	281.7	
研修生	397	397	0	0	0	0	0.00	0.00	0.0	0.0	
全作業者	8,127	7,684	330	113	0	0	0.04	0.04	4.7	342.0	

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, 1998年度)

事業所名	放射線業務 従事者 実員	実効線量当量分布(人数)					平均線量(mSv)	最大線量(mSv)	平均実効量(mSv)	最大実効量(mSv)	集団被ばく状況 (person · mSv)
		0.2mSv未満	0.2mSv以上 1.0mSv以下	1.0mSv以上 5.0mSv以下	5.0mSv以上 15mSv以下	15mSv以上 を超えるもの					
東海研究所	4,992	4,640	273	79	0	0	0.05	4.0	4.0	264.3	
高崎研究所	753	741	11	1	0	0	0.01	1.5	1.5	6.3	
大洗研究所	1,523	1,481	29	13	0	0	0.02	1.7	1.7	29.2	
東京研修センター	320	320	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0	0.0	
むつ事業所	76	73	3	0	0	0	0.02	0.5	0.5	1.3	
那珂研究所	1,002	958	27	17	0	0	0.04	2.4	2.4	40.4	
関西研究所	43	43	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0	0.0	
全事業所*	8,127	7,684	330	113	0	0	0.04	4.7	4.7	342.0	

* 所外被ばく (高エネルギー加速器研究機構) 0.5mSv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

管理期間	放射線業務従事者実員	実効線量当量分布(人数)				平均量(mSv)	実効量(mSv)	最線量(mSv)	実効量(mSv)	集団量(mSv)	実効量(person・mSv)
		0.2mSv未満	0.2mSv以上 1.0mSv以下	1.0mSv以上 5.0mSv以下	5.0mSv以上 15mSv以下						
第1四半期	3,167	3,081	84	2	0	0	0	0.01	1.3	36.4	
第2四半期	3,392	3,271	99	22	0	0	0	0.02	2.0	73.2	
第3四半期	3,301	3,218	83	0	0	0	0	0.01	1.0	33.8	
第4四半期	3,735	3,548	160	27	0	0	0	0.03	2.7	120.9	
年間*	4,992 (4,692)	4,640 (4,417)	273 (222)	79 (52)	0 (1)	0 (0)	0 (0)	0.05 (0.04)	4.0 (5.6)	264.3 (199.5)	

* カッコ内の数値は、1997年度の値

Table A. 2. 2-5 放射線業務従事者の実効線量当量に係る作業者別被ばく状況

作業者区分	放射線業務従事者実員	実効線量当量分布(人数)				平均量(mSv)	実効量(mSv)	最線量(mSv)	実効量(mSv)	集団量(mSv)	実効量(person・mSv)
		0.2mSv未満	0.2mSv以上 1.0mSv以下	1.0mSv以上 5.0mSv以下	5.0mSv以上 15mSv以下						
職員等	1,185	1,135	35	15	0	0	0	0.04	4.0	43.2	
外来研究員等	979	956	23	0	0	0	0	0.01	0.5	6.9	
請負業者	2,734	2,455	215	64	0	0	0	0.08	4.0	214.2	
研修生	107	107	0	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0	
全作業者	4,992	4,640	273	79	0	0	0	0.05	4.0	264.3	

A. 2.3 内部被ばく線量当量の管理

内部被ばく線量当量の管理は、定期検査、入退域検査、臨時検査及び確認検査の各検査区分に従って実施した。これらの検査の結果、有意な体内汚染が検出された放射線業務従事者はいなかった。内部被ばく検査の延べ受検者数の内訳をTable A. 2.3-1に示す。なお、東海研究所では他の研究所・事業所からの依頼により内部被ばく検査を実施している。今年度の実施検査数等を合わせてTable A. 2.3-1に示す。

(1) 定期検査

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

(2) 入退域検査

請負業者等の放射線業務従事者で入退域検査が必要と認められた者について、管理区域への入域時（放射線業務従事者指定登録時）と退域時（放射線業務従事者指定解除時）に全身計測により体内汚染の検査を、主として原子炉の解体作業に従事した者、延べ227名について実施した。検査の結果、有意な体内汚染が検出された放射線業務従事者はいなかった。

(3) 臨時検査

本年度においては臨時検査の対象となる事例はなかった。

(4) 確認検査

バイオアッセイ及び体外計測により定期的に行う検査、隨時に行う検査及び入退域の中間に行う検査を実施し、放射線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443名、体外計測により延べ405名（このうち、女子は3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（29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57名、全 β 放射能延べ114名、トリチウム延べ114名、天然ウラン延べ114名、全身計測延べ26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(人)

(全事業所、1998年度)

事業所名	理期间	定期検査	入退域検査	臨時検査	確 認 検 査				合計
					全放射能 α	放射能 β	トリチウム放能	天ガラシ	
東海研究所	1四半期	0	15	0	0	11	58	23	98
	2四半期	0	44	0	36	11	59	23	100
	3四半期	0	67	0	0	11	59	23	100
	4四半期	0	101	0	36	11	59	23	99
小計		0	227	0	72	44	235	92	397
高崎研究所	所	0	0	0	0	0	0	0	48
大洗研究所	所	0	72	0	12	0	56	24	204
むつ事業所	所	0	25	0	2	0	0	0	30
那珂研究所	所	0	0	0	0	20	0	0	20
ラジオアイソトープ研修所	所	0	0	0	4	4	0	0	8
関西研究所	所	0	0	0	0	0	0	0	0
合計		0	324	0	86	48	315	116	874
					565			888	1453

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

A. 2.4 個人被ばく線量当量等の登録管理

個人被ばくデータの管理業務は、原子力関係法令に基づく被ばく記録の保管及び放射線業務従事者への通知である。当該業務は、1997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26,078件及び内部被ばく測定記録年間延1,784件（認定記録11件を含む）について、個人被ばく歴台帳へ記録し保管するとともに、3月（女子については1月）毎並びに1年間の実効線量当量、組織線量当量を算定し、保安規定等で定められている通知事項を記載した個人線量通知票を作成し、放射線業務従事者本人へ交付した。また、原研全事業所における施設別及び課室別等の被ばく統計資料を作成し、関係箇所へ報告した。

個人被ばくデータの登録業務は、原子炉等規制法及び放射線障害防止法の適用を受ける事業者が参加して運用されている「被ばく線量登録管理制度」に基づき、放射線従事者中央登録センターに対して被ばく線量等を登録する業務である。この登録業務については、原研全事業所において放射線業務従事者として指定された個々の作業者の被ばく線量当量等について、被ばく線量登録管理制度で定められた各種登録申請及び関係法令で定められている記録の引渡し規定に基づき、被ばく線量当量等の記録（指定解除者放射線管理記録）の引渡しを行った。

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

（半谷 英樹）

Table A. 2.4-1 中央登録申請データ件数

（全事業所、1998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	253	129	105	112	599
	指定登録	1,431	1,683	2,059	2,360	7,533
	指定解除登録	1,575	1,570	1,621	2,678	7,444
	個人識別変更登録	16	4	0	0	20
	手帳発効登録	58	6	6	4	74
	定期線量登録	8,209	0	0	0	8,209
障防法関係	個人識別登録	663	413	525	688	2,289
	記録引渡登録	1,575	1,570	1,621	2,678	7,444
	定期線量登録	7,757	0	0	0	7,757
	経歴照会	29	5	8	4	46
指定解除者放射線管理記録 (法定記録) の引渡し		1,575	1,570	1,621	2,675	7,441
合計		23,141	6,950	7,566	11,199	48,856

1A.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。

1998年度に実施された放射線管理上の主要な作業を以下に示す。

- (1) JRR-2における原子炉施設解体工事
- (2) JRR-4における原子炉施設改造工事及び特性試験運転
- (3) ホットラボ、WASTEF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) 再処理解体実地試験におけるホットケーブ解体作業
- (5) FCAの炉心装荷変更作業

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。

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

この他、1997年度に引き続いて高減容処理施設の放射線管理設備の仕様を検討した。

(長谷川 圭佑)

A.3.2 JRR-2解体工事（第2段階：その1）における放射線管理

JRR-2原子炉施設の解体は、1997年5月9日に原子炉等規制法に基づく解体届けを科学技術庁に提出し、第1段階（原子炉の機能停止、冷却材の抜き取り等）の工事が1998年中期に終了した。引き続き1999年度まで第2段階の工事が予定されている。第2段階の解体撤去工事等は大別して7件あるが、すでに残存放射性物質の試料採取工事、燃料交換キャスク等の解体撤去、原子炉冷却系統施設の系統隔離工事が終了しており、これらの作業の概要と原子炉冷却系統施設の系統隔離工事時の放射線管理について報告する。

(1) 作業の概要

(a) 残存放射性物質の試料採取工事

(i) 放射化放射性物質の試料採取

放射化放射性物質の量を実測データに基づき再評価するため、生体遮へい層コンクリート及び中央実験孔シンブルから試料を採取した。

(ii) 汚染放射性物質の試料採取

汚染放射性物質の量を実測データに基づき再評価するため、一次冷却設備、非常用冷却設備の配管及び⁴¹Ar減衰ダクトから試料を採取した。

(b) 燃料交換キャスク等の解体撤去

今後、使用予定のない燃料交換キャスク等の撤去作業で、本体から付属品を取り外した後に開口部を密閉し、放射性廃棄物処理場へ運搬した。

(c) 原子炉冷却系統施設の系統隔離工事

原子炉本体密閉措置工事に先立ち、原子炉本体に接続している原子炉冷却系等の配管（炉心直下の重水入口配管、重水出口配管、重水ダンプ配管、重水オーバーフロー配管、その他原子炉本体接続配管）を切断等により本体から切り離し、撤去した。配管撤去後の開口部には遮へい体を挿入し密閉蓋を取り付けた。

(2) 放射線管理

原子炉冷却系統施設の系統隔離工事は、高線量率下の作業であるため、作業開始に先立ち、作業区域の放射線レベルを低減させることを目的に、制御棒の引き上げを行った。これにより炉心直下の重水入口配管表面における線量当量率は、引き上げ前の28mSv/hに対し、引き上げ後は19mSv/hに減少した。この後の主重水配管の切断作業では、切断後の炉心からのビーム状放射線による被ばくを避けるため、配管の切断ごとに、同開口部へ遮へい体を挿入した。系統隔離工事前後の重水ポンプ室内の線量当量率をFig. A.3.2-1に示す。作業時の外部被ばくの管理は、フィルムバッジ及びアラーム付ポケット線量計を着用して行った。

また、本工事は、高濃度トリチウムを含む重水を取り扱う作業である。このため重水ポンプ室内を奥と手前の2つに分割するグリーンハウスを設置し、トリチウム空気汚染レベルによる区分け、汚染拡大の防止及び立入り者の制限を行った。トリチウム空気汚染の発生が予想される作業に対しては、作業者にエアラインマスク、ビニールアノラックを着用させ、内部被ばくを防護するとともに、作業中はトリチウム濃度及び放射性塵埃濃度を連続監視した。本作業時の最大トリチウム濃度

及び最大放射性塵埃濃度は、それぞれ $2.2\text{Bq}/\text{cm}^3$ 、 $5.7 \times 10^{-7}\text{Bq}/\text{cm}^3$ （主要核種 ^{60}Co ）であった。エアラインマスクを着用した作業者に対しては、呼気測定を実施し、内部被ばくの有無を確認した。その結果、作業者全員が 0.1mSv 未満であった。また、系統隔離工事期間中の外部被ばく線量当量は個人最大で 2.2mSv であり、局部被ばくの最大は 2.8mSv であった。

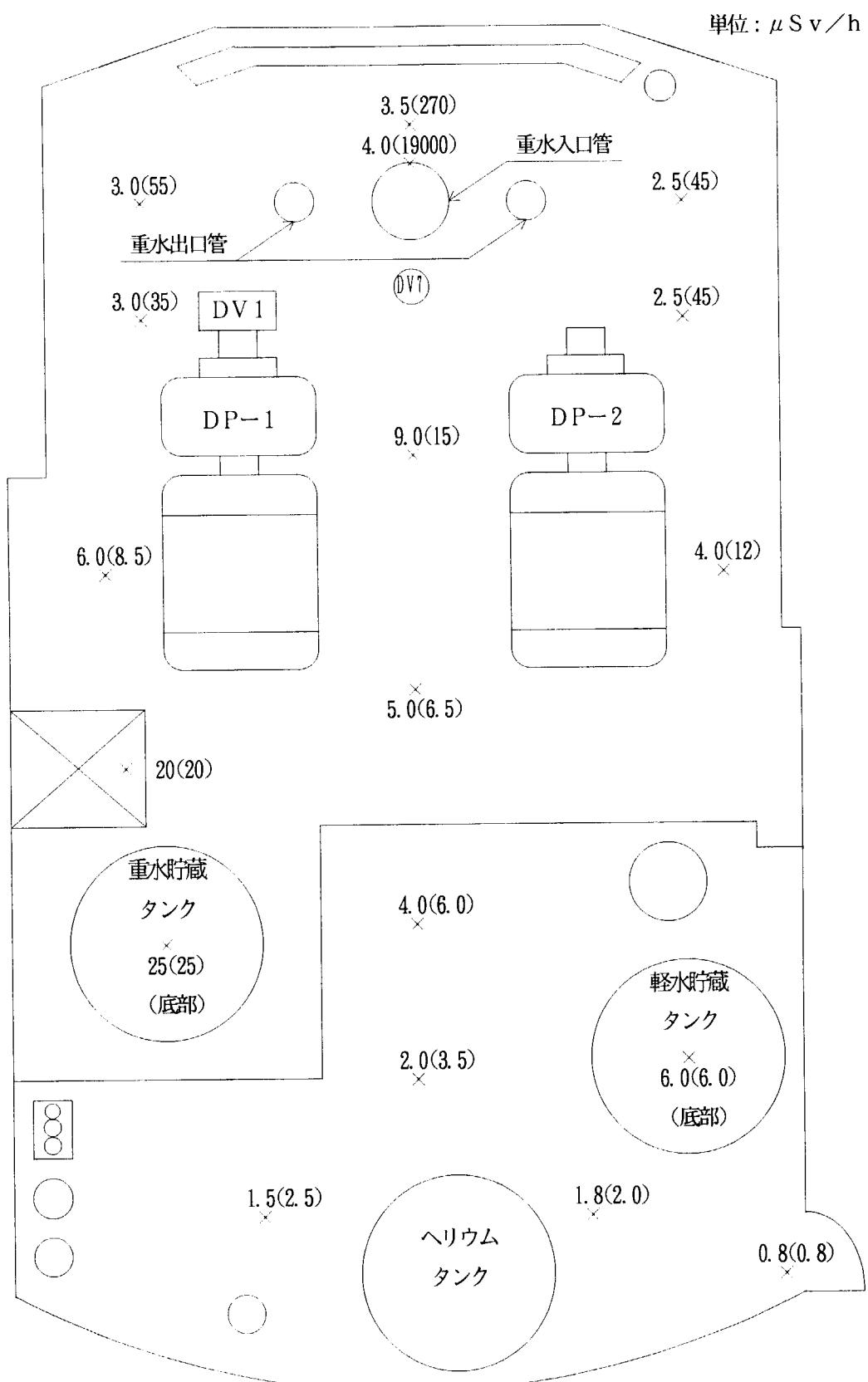
第2段階その1の解体工事における外部被ばく線量当量をTable. A. 3. 2-1に示す。個人最大線量当量（ 2.2mSv ）は、計画被ばく線量当量（ 7mSv ）の約3分の1であった。

なお、残存放射性物質の試料採取工事、燃料交換キャスク等の解体撤去作業時の作業者の外部被ばく線量当量は、全員が 0.2mSv 未満であった。

（綱川 徹也）

Table. A. 3. 2-1 解体工事（第2段階その1）における外部被ばく線量当量

作業者区分	放射線業務 従事者数 (人)	個人最大 線量当量 (mSv)	平均 線量当量 (mSv)	集団 線量当量 (Person•mSv)
請負業者	37	2.2	0.31	11.3
職員	14	0.4	0.06	0.9
合計	51	—	0.24	12.2



() 内の数値は、系統隔離工事前（制御棒引上げ状態）の線量当量率

Fig. A. 3.2-1 系統隔離工事前後の重水ポンプ室内の線量当量率

A. 3.3 再処理特別研究棟解体実地試験における放射線管理（2）

再処理特別研究棟における解体実地試験は、1996年に開始され、これまでにグローブボックス15基、ポンプ室内装設備等の解体を実施してきた。1998年には、ホットケーブ、溶媒回収セル、ポンプセル及び床ダクトの解体を実施した。これら作業及び放射線管理の概要を以下に述べる。

解体作業は、ホットケーブ側と地下に設置されている溶媒回収セル、ポンプセル及び床ダクトの2ヵ所に分かれて実施した。ホットケーブは、再処理の主工程である溶解・抽出分離工程のセルであり、燃料搬入装置、溶解槽、パルスカラム等の機器が設置されている。今年度は、配管及びパルスカラムの解体撤去を行った。地下施設側では、ポンプセル内の配管の解体撤去から始まり、つづいて、廃液操作貯蔵室内への送液に使われていた配管及び遮へい体を床ダクトから撤去した。その後、抽出分離後の溶液から溶媒回収を行う傾斜缶型抽出装置、デカンター型溶媒洗浄装置等が収納されている溶媒回収セル内の機器・配管の解体撤去作業を行った。

各作業場所の汚染拡大防止策として、4部屋構造のグリーンハウス（以下GHという）を設置した。GH1は解体撤去エリア、GH2はエアラインスーツ等の汚染確認場所、GH3は身体サーベイエリア、GH4は出入口であり、GH2からGH4においてはハウス内に汚染が残留しないよう管理した。ホットケーブ、溶媒回収セル内の配管等の撤去作業では、セル内全域に汚染拡大防止用のビニール養生を施し、高レベルの汚染が発生しても除染を容易に行えるようにした。表面密度は、スミヤ法による作業開始前サーベイでは α 放射能で $4\text{Bq}/\text{cm}^2$ 、 β 放射能で $40\text{Bq}/\text{cm}^2$ を超える汚染は確認されなかった。作業中では、最大で α 放射能が $53\text{Bq}/\text{cm}^2$ 、 β 放射能が $4.5 \times 10^2 \text{Bq}/\text{cm}^2$ であった。

呼吸保護具の着用にあたっては α 線放出核種では ^{239}Pu 、 β 線放出核種では ^{137}Cs に着目し、空气中放射能濃度、表面汚染状況、作業内容を考慮しエアラインスーツ、全面マスク等を着用した。エアラインスーツを着用しての切断作業では、スーツが損傷しないようにエアラインスーツ損傷防止用のスーツをはおり作業を行った。内部被ばくの確認検査は、個人線量管理課にて実施している定期確認検査に作業員から代表者を数名選び実施した。この確認検査の結果、有意な内部被ばくは検出されなかった。

外部被ばくを低減するために作業開始前に作業エリアのサーベイを行い、作業環境又は機器配管の撤去作業に影響を及ぼす高線量当量率の機器表面に鉛による遮へいを施した。この結果、作業環境における線量当量率は最大で $0.1\text{mSv}/\text{h}$ 程度となった。作業者の被ばく線量は、実効線量当量（個人最大） 2.0 mSv 、集団実効線量当量 $24.6\text{人}\cdot\text{ミリシーベルト}$ であった。なお、今年度の作業における個人実効線量当量は、計画被ばく線量（ $2\sim 5\text{ mSv}$ ）未満で終了した。今回の作業における空气中放射能濃度、表面密度、実効線量当量の最大値をTable A.3.3-1に示す。

2000年度は、ホットケーブ内の大型機器を中心とした解体作業の他に、TRUスラッジ固化処理装置グローブボックス、サブケーブ内機器の解体が予定されている。

なお、本解体実地試験は、電源開発促進特別会計法に基づき科学技術庁からの委託研究として実施されたものある。

（菊地 正光）

参考文献

- 1) 佐藤 隆一：保健物理－管理と研究－No. 39 JAERI-Review 97-016 48-50, (1997)

Table A. 3.3-1 各解体作業場所における放射線管理データ

		作業場所		
線種		ホットケーブ	溶媒回収セル	ポンプセル床ダクト
最大空気中 放射能濃度 (Bq/cm ³)	α	4.2×10^{-6}	4.9×10^{-5}	4.6×10^{-6}
	β	4.5×10^{-5}	4.5×10^{-7}	1.6×10^{-4}
最大 表面密度 スミヤ法 (Bq/cm ²)	作業 エリア	α	2.9×10	5.3×10
		β	4.5×10^2	1.5×10^2
	配管等	α	6.6×10^3	1.1×10^3
		β	1.5×10^2	4.1×10
実効 線量当量	個人最大(mSv)	2.0	<0.1	1.0
	集団(人・mSv)	16.6	-	8.0

(注) α線放出核種及びβ線放出核種の主要核種はそれぞれ²³⁹Pu, ¹³⁷Csである。

A. 3.4 ホットラボケーブ立入除染時の ^{106}Ru - ^{106}Rh による β 線被ばくの検討

東海研究所ホットラボでは、照射済軽水炉用燃料及び照射済原子炉構造材料等の照射後試験が実施されている。照射後試験には、物理的、化学的及び冶金的試験があり、これらの試験は、ケーブ内において行われている。例年、これら照射後試験が支障なく行えるよう、ケーブ内の試験機器等の点検・整備がなされているが、これに先立ち各ケーブ内の立入除染が行われている。この立入除染の際に放射線管理上問題となる項目の1つとして、 β 線の被ばく管理がある。ケーブ内の高放射能汚染の代表核種が核分裂生成物であり、この中の ^{106}Ru の娘核種である ^{106}Rh の β 線エネルギーが、3.54MeVと非常に高いことから、立入除染作業においては、この β 線に対する作業員の全身及び局部（手先）における被ばく線量評価が重要となる。

^{106}Ru - ^{106}Rh による汚染レベルが比較的高いケーブは、照射済燃料試料の照射後試験を専用に行っているダーティケーブ、ウランマグノックス用鉛セル、化学Aケーブ及び化学Bケーブ等である。ダーティケーブではキャップセルの解体等の破壊検査、ウランマグノックス用鉛セルでは燃料試料の切断・研磨等の金相試験、化学Aケーブ及び化学Bケーブでは、燃料試料の溶解等の化学的試験が行われている。これらのセル・ケーブにおいて、1998年度の立入除染の際に特に β 線による被ばくが問題となったのは、化学Bケーブである。

化学Bケーブでは、高燃焼用新型燃料の研究開発目的のため、JRR-3で照射された添加物入り酸化燃料の化学試験が実施された。この試験は、酸化物燃料試料に硝酸を加え、加熱し溶解を行い、冷却後、水で希釈したものの中から必要量分取し、測定用試料を作成するものである。この試験の際に、燃料試料中に存在していた核分裂生成物のうち、 ^{106}Ru が加熱されたことによって、より酸化が進み、四酸化ルテニウム (RuO_4)となり、これが揮発し、ケーブ内に拡散して、天井、壁、床等の全域が汚染された。化学Bケーブの除染作業は、この試験終了後に実施された。

化学Bケーブは、遠隔除染後、立入除染が実施された。立入除染時における被ばく防護対策としては、ケーブ内の表面密度に応じた呼吸保護具を着用するとともに、高線量当量率の排気フィルタケーシングの周囲を鉛板で遮へいし、被ばく線量低減化のための措置を講じた。また、手先の被ばく線量当量を測定するため、局部被ばく線量計（リングバッジ）を着用した。その結果、本作業に係る集団実効線量当量は、0.105人・ミリシーベルト（ポケット線量計の値）、個人最大の実効線量当量及び組織線量当量（皮膚）は、それぞれ0.024mSv（ポケット線量計の値）、1.7mSvであり、所内規定類に基づく管理基準値を超えることはなかった。

立入除染時の除染前のケーブ内線量当量率は、空間（架台より1mの高さ）では γ 線：0.2mSv/h、 β 線：0.35mSv/h、排気フィルタケーシング表面では γ 線：2.5mSv/h、 β 線：7.5mSv/hであった。また、表面密度は最大 $3.2 \times 10^2 \text{Bq/cm}^2$ (β (γ)) であった。汚染核種のうち、 γ 線放出核種としては、 ^{106}Rh 及び ^{137}Cs のみが検出された。化学Bケーブのスミヤ試料の γ 線スペクトルをFig. A. 3.4-1に示す。また、参考として、ダーティケーブ及びウランマグノックス用鉛セルのスミヤ試料の γ 線スペクトルをFig. A. 3.4-2及びFig. A. 3.4-3にそれぞれ示す。

化学Bケーブの汚染核種における ^{106}Ru - ^{106}Rh の放射能割合を考える場合、ホットラボの代表汚染核種である ^{137}Cs と比較すると、 ^{106}Ru - ^{106}Rh / ^{137}Cs 比は65であった。この比

は、試験方法は異なるが、燃料試料を扱うダーティケーブでは 0.7、ウランマグノックス用鉛セルでは 0.1 であることから、化学 B ケーブ内の汚染状況が特異であったことが判る。また、各ケーブの除染作業時における作業員の被ばく線量当量の測定結果からも化学 B ケーブの β/γ 比（平均値）が、他のケーブと比較して全身において数十倍程度高く、ケーブ内に拡散した ^{106}Ru - ^{106}Rh 汚染による β 線の影響を著しく受けていることが判る。各ケーブ立入除染時における γ 線に対する β 線被ばく線量当量の比を Table A. 3.4-1 に示す。

ホットラボでは、1999年度以降も同様の試験が予定されているため、試験方法等を見直す等の改善策を講ずるよう助言した。

(加部東 正幸)

Table A. 3.4-1 各ケーブ立入除染時における γ 線に対する β 線被ばく線量当量の比

		被ばく線量当量 (mSv)					
		全身 (フィルムバッジ)			局部 (リングバッジ)		
		γ	β	β/γ	γ	β	β/γ
化 学 B ケーブ	最大値	× ^{*1}	0.5	37.5 ^{*2}	× ^{*1}	1.2	—
	平均値			22.5 ^{*2}			—
ダーティ ケーブ	最大値	0.7	0.6	0.9	1.7	4.5	2.6
	平均値			0.6			1.4
ウランマ グノック ス鉛セル	最大値	0.2	0.6	3.0	0.3	1.3	4.3
	平均値			1.8			2.6

*1 検出下限値 (0.2mSv) 未満である。

*2 フィルムバッジ及びリングバッジの γ 線に対する評価結果が検出下限値未満であったため、ポケット線量計の値を用いて算出した。

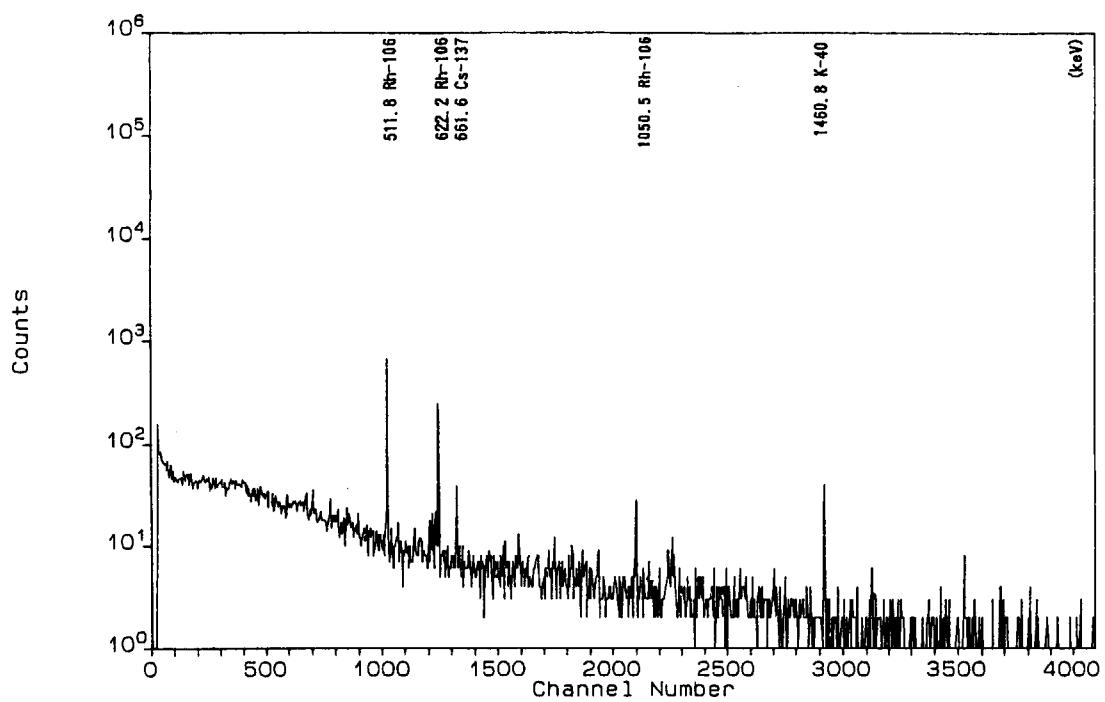


Fig. A. 3.4-1 化学Bケーブのスミヤ試料の γ 線スペクトル

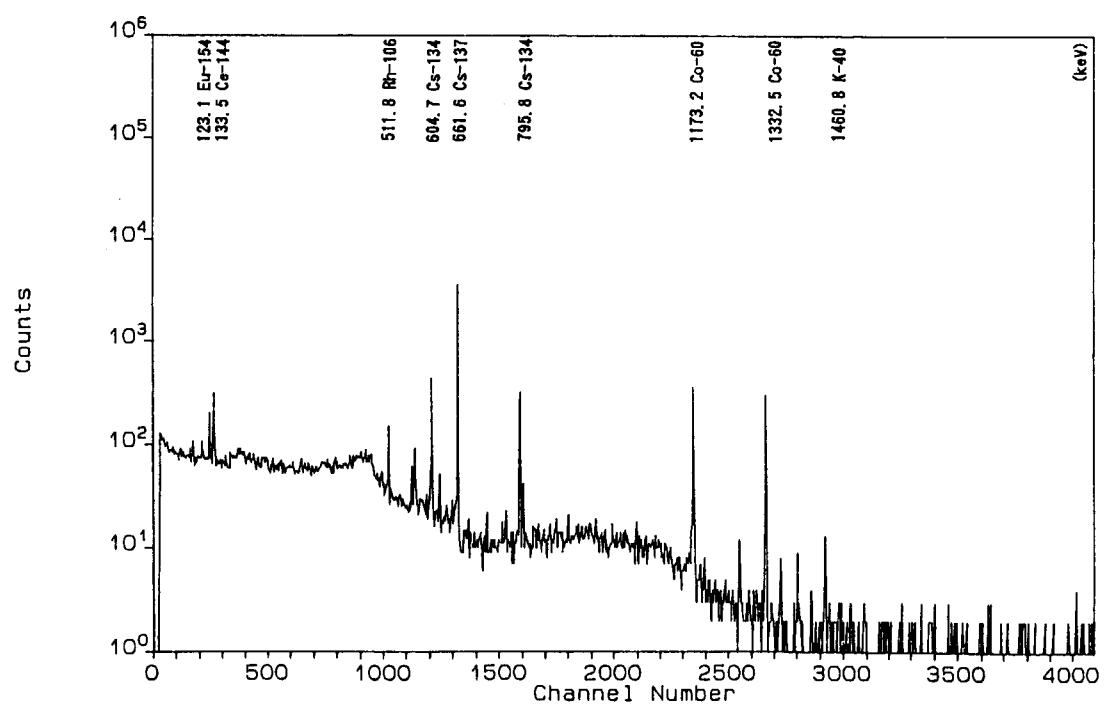


Fig. A. 3.4-2 ダーティケーブのスミヤ試料の γ 線スペクトル

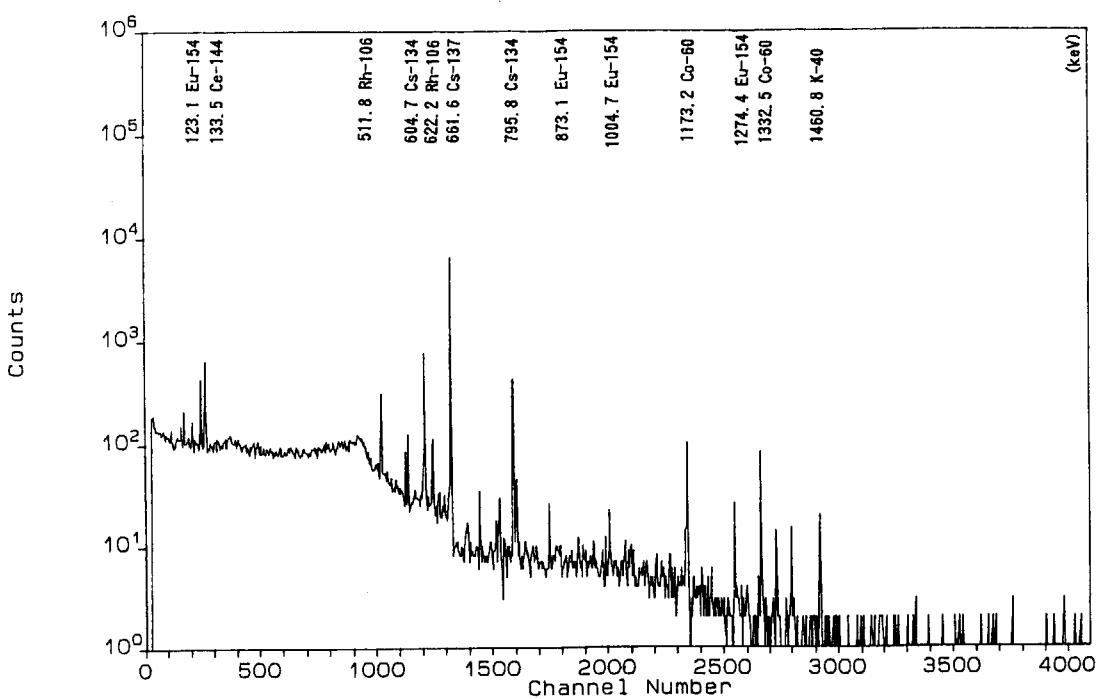


Fig. A. 3.4-3 ウランマグノックス用鉛セルのスミヤ試料の γ 線スペクトル

A.3.5 JRR-4 の放射線管理用監視装置

JRR-4 は、燃料ウラン濃縮度の低減化と、JRR-2 運転終結後の研究炉利用の役割分担による原子炉施設・実験照射設備の整備・拡充を目的とした原子炉施設改造工事を、平成8年12月から平成10年9月まで行った。

これにあわせて、JRR-4 の放射線管理用モニタと放射線管理用監視装置を更新した。

以下に更新した放射線管理用監視装置の概要を記す。

(1) システムの構成

放射線管理用監視装置は、3台のパソコンを用いて、収集装置・表示装置・Hyper Text Markup Language* (HTML) データ作成装置で構成されている。各パソコンのOSには、ウィンドウズNT、データベースにはオラクルを使用しており、収集装置と表示装置の間に放管専用イーサネットを敷設し、データの収集・演算処理をしている。Fig. A.3.5-1 にJRR-4 の放射線管理用監視装置の構成図を示す。

(2) システムの機能

主な機能は、放射線モニタ監視、管理業務、異常診断・自動停止、HTMLデータ自動作成である。各パソコンは、放射線管理課員以外の操作を防止するため、パスワードを設定し管理を行うようにした。また落雷などの異常停電によるプログラム破損を防ぐため、無停電電源装置を接続し、その容量低下信号でプログラムを自動停止するようにした。以下、各パソコンの主な機能について記す。

(a) 収集装置

収集装置は、放射線管理用モニタ指示値及び原子炉出力を伝送装置を介して10秒毎に収集し、収集データから1分値・10分値を作成している。これらはデータベースに保存し、1日ごとに光磁気ディスクへも自動で保存している。また従来レートメータごとに行っていた警報テストの実行と警報設定値の変更は、GPIB を介して収集装置からの操作が出来るように改善したので、これらの作業が容易になった。

(b) 表示装置

表示装置は、収集装置のデータベースを利用し、各モニタの現在値・トレンド表示及び警報発報等の異常の監視を行っている。また、本装置上で放出ガス解析・トレンド解析を行い、ガス測定記録等の各種放射線管理帳票の作成を容易に行えるようにした。

(c) HTML データ作成装置

HTML データ作成装置は、表示を要求された放射線モニタ指示値のトレンドを、収集装置のデータベースから自動的にHTMLファイルとして作成する。このファイルは、所内イーサネットに接続されているパソコンで、インターネットエクスプローラのようなWWWブラウザを介して、任意のモニタトレンドを表示できる。多数のパソコンからトレンド表示要求があった場合、作成装置の処理速度が低下するのを防ぐため、アクセス可能なパソコン数を制限できるようにした。また外部からの侵入などによるプログラム・データベース等の破壊防止を考慮して、作成装置はルータを介し収集装置と間接的に接続されている。

(3) まとめ

JRR-4 の放射線管理用監視装置を更新したことにより、放出ガスデータの解析等放射線管理業務の効率化・省力化を図ることが出来た。またHTMLデータ作成装置の設置により、専用のプログラムを使うことなく東海研究所構内イーサネットを利用し、各個人が使用するパソコンで、トレンドグラフの表示が容易に閲覧可能となった。

* WWWサーバでのドキュメントを記述するための言語。ホームページ作成等に、広く一般的に使用されている。

(小杉山 匡史)

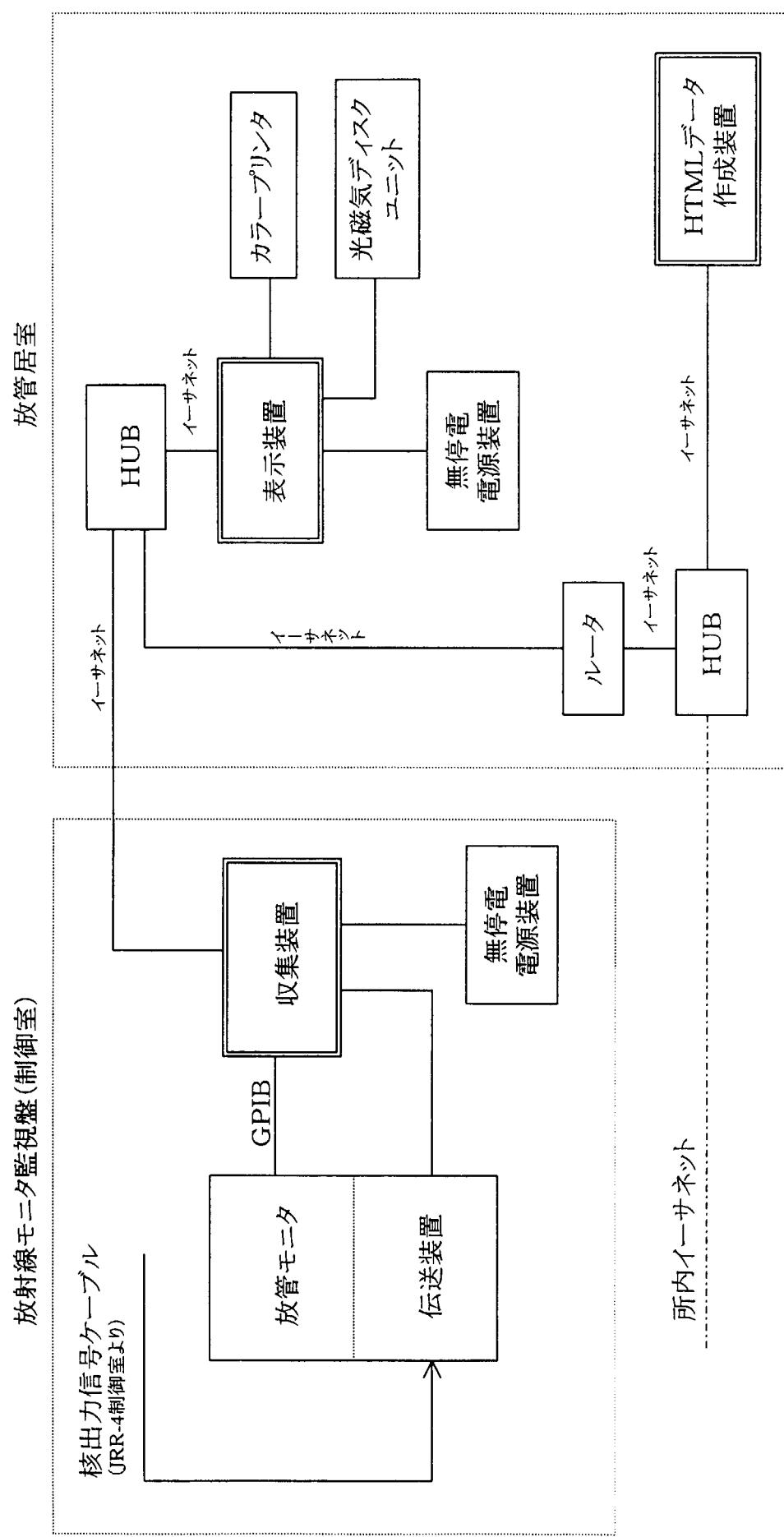


Fig. A.3.5-1 JRR-4 放射線管理用監視装置 構成

A. 3. 6 燃料試験施設における排気中⁸⁵Kr放出量の推定

(1) 概要

燃料試験施設においては、1989年度から燃焼度48GWe/tの高燃焼度実用燃料の照射後試験を、1990年度からは高性能実用燃料の照射後試験を開始している。

高燃焼度燃料の照射後試験の一つとして、燃料中のFPガスの挙動等を評価するためのパンクチャーテストが行われており、当試験後に高濃度の⁸⁵Krが放出される。今回、分析用ガスサンプリング容器（ボトル）の表面線量当量率と排気中⁸⁵Kr放出量の関係を確立した結果、精度の良い放出量の事前評価が可能となった。

(2) 放出量の推定方法

パンクチャーテストは、全長4mの燃料棒上端の燃料要素プレナム位置にニードルで穴を開け、燃料要素内の内圧・全ガス量・自由容積の測定及びその一部をボトルにサンプリングして組成分析が行われる。本試験後は、試験用配管内から⁸⁵Krがスタックより放出されることから事前評価として、ボトルの表面線量当量率を測定し排気中⁸⁵Kr放出量を推定することを考えた。

パンクチャーテスト時にスタックより放出される⁸⁵Krの放射能は、これまでには燃料棒のγスキャニング及び他の照射後試験の結果より推定していたが、どちらも精度が低かった。

本測定では、燃焼度の異なる燃料棒についてボトルの表面線量当量率とスタックより放出された⁸⁵Krの放出量を実測し、表面線量当量率と放出量の関係を求めた。その結果を、Fig. A. 3. 6-1に示す。これから、放出量Yと表面線量当量率XはY = 8.8X^{1.1}、また、1mSv/h当たりおおよそ20 GBqの関係があることが判った。

(3) まとめ

ボトルの表面線量当量率と⁸⁵Krガスの放出量の関係は、ほぼ比例することが確認できた。すなわち、ボトルの表面線量当量率を測定することによりこれまで以上に精度の高い⁸⁵Krの放出量の事前評価ができる。このことは、パンクチャーテスト時のスタックからのガス放出管理に極めて有効な管理ができることになる。

燃料試験施設では、今後もパンクチャーテスト時のデータ等を蓄積し、解析する事により、スタックからのガス放出管理手法を確立していきたい。

（吉永 道明）

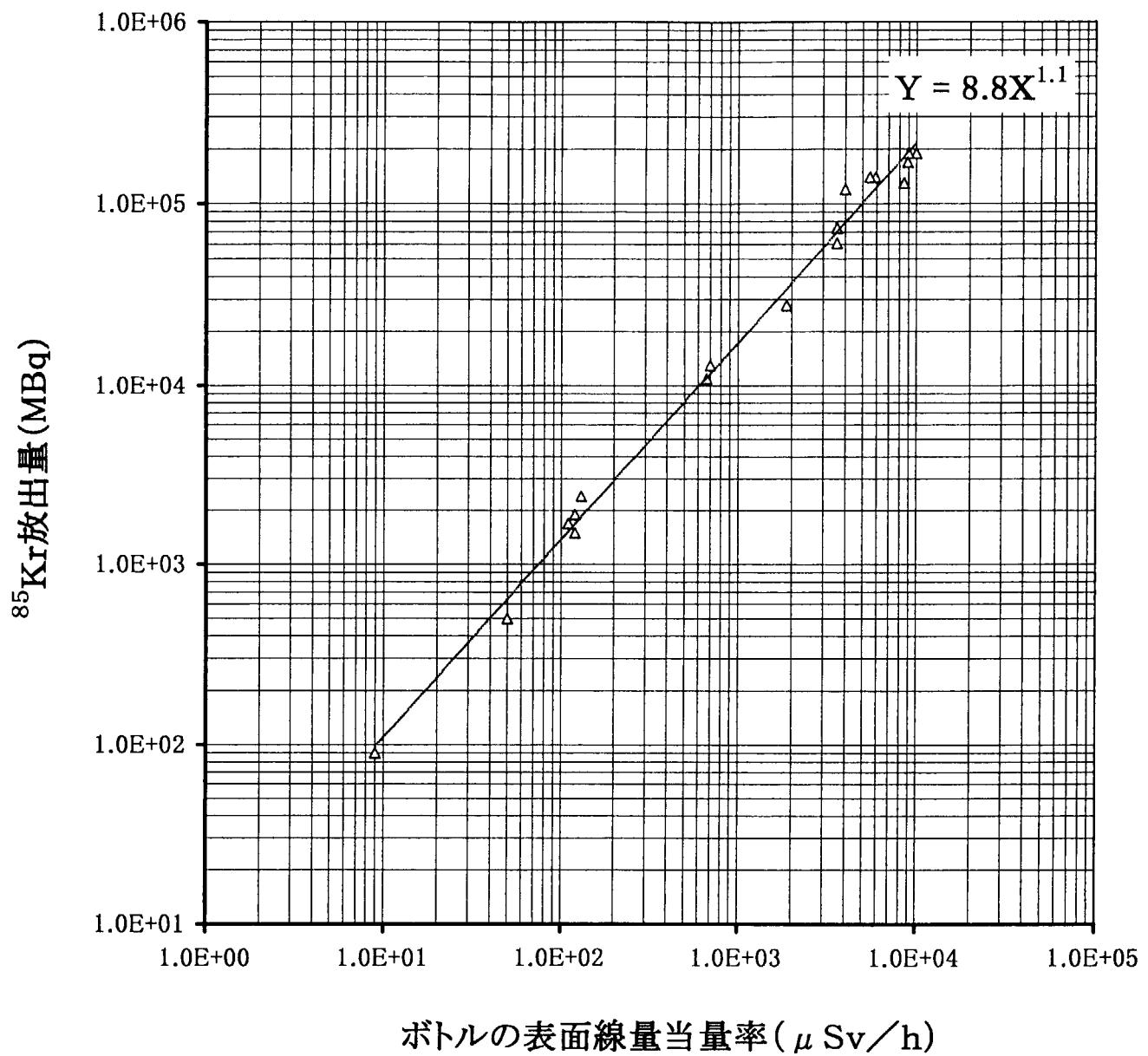


Fig. A. 3. 6-1 排気中 ^{85}Kr 放出量の推定

A.3.7 W A S T E F N o . 1 セル内除染作業時の不均等被ばくの評価

(1) 概要

W A S T E F は、1981年に設置されて以来、高レベル放射性廃棄物の処理処分に関する安全性試験が実施されてきた。No.1セルは、ガラス固化体の貯蔵及びガラス固化体の揮発試験が行なわれていたが、当試験が終了したため、内装機器の撤去を含むセル内除染作業が実施された。今回、個人線量計を身体部位毎に装着し、身体部位毎の被ばくの状況調査を行なうと共に、不均等被ばくを考慮した実効線量当量の評価を行った。

(2) 測定方法

身体部位毎の被ばく測定には、パナソニック製TLバッジ(UD808PQ)に1cm線量当量を評価するための専用ハンガーを組み合わせて使用した。このTLバッジを頭部、胸部、腹部及び除染作業時に特有な座り込むという作業姿勢を考慮して大腿部後側に装着し、作業を行なった。

(3) 測定結果

各作業時における頭部、胸部、腹部及び大腿部後側の線量当量を合計で1とした場合における身体部位毎の被ばく割合をFig. A.3.7-1に示す。体幹部不均等被ばくが比較的顕著であったのは床面の除染作業時であって、胸部の線量当量を基準とした場合、頭部及び腹部はこれとほぼ同等であるのに対し、大腿部後側の線量当量は最大で約1.6倍であった。これは汚染レベルが比較的高い床面に座り込む姿勢で除染作業が行われた事に起因していると推測され、セル内除染作業では、若干ではあるが体幹部不均等被ばくが生じている事が確認出来た。

次に身体部位毎に測定したデータを基に77年勧告及び90年勧告の組織荷重係数に基づき不均等被ばくを考慮して実効線量当量を算出し、胸部の線量当量とで比較を行った。この計算結果をTable. A.3.7-1に示す。胸部線量当量と比較して、最大でも1.3倍、平均で1.0倍前後であった。作業者全体の被ばく傾向として床面除染作業等の座り込んでの作業が多い作業者ほど計算による実効線量当量の結果が大きくなかった。また、90年勧告における計算式では、組織荷重係数の変更により、胸部及び腹部に荷重の大きい計算式となつたが、70年勧告式とほぼ同じ結果となつた。以上の結果から、胸部に装着した個人線量計の値をもって本作業の実効線量を評価した場合でも、不均等被ばくが著しい特定の作業のみに偏らなければ、ほぼ同一の評価結果が得られる事が確認された。

今回の測定から、ある特定の作業においては、わずかではあるが不均等被ばくが生じていたが、セル内除染作業全体を通じて実効線量を評価した場合、胸部を代表とする被ばく評価方法でも妥当である事が判った。

廃棄物安全試験施設では、今後もセル内除染作業における不均等被ばくの調査を行なう事により、作業者の最適な被ばく評価方法を確立していく予定である。

(小沼 勇)

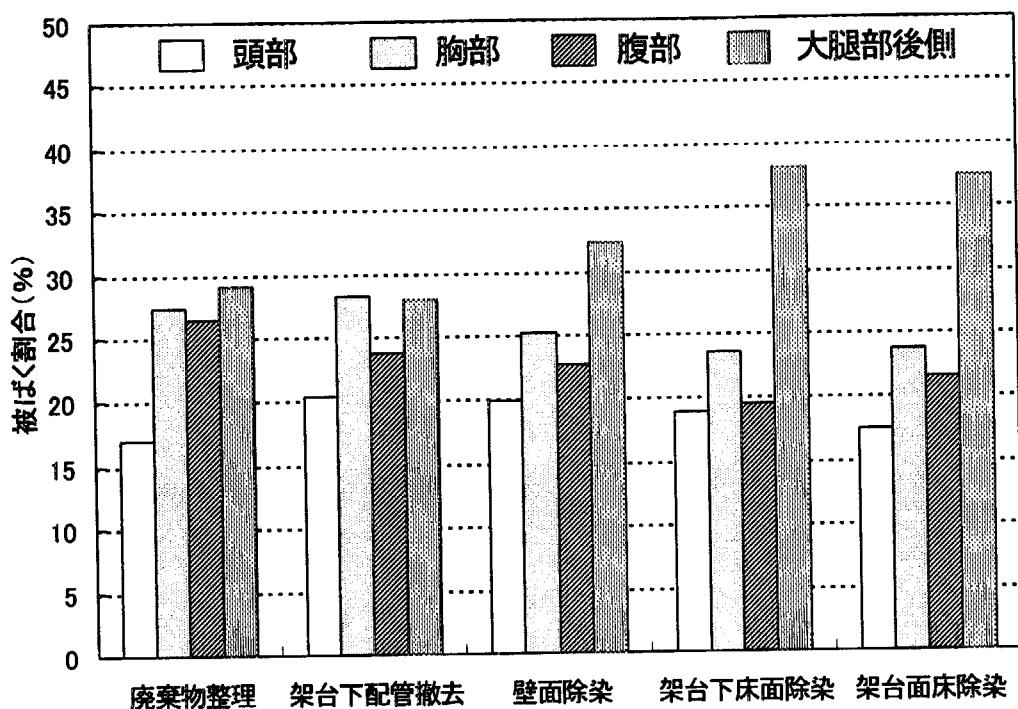


Fig. A3.7-1 作業別身体部位毎被ばくの割合

Table. A3.7. - 1 作業別胸部線量当量を基準とした実効線量当量の比較

	胸部 線量 当量 と の 比較	
	77年勧告計算式	90年勧告計算式
廃棄物整理	0.9	1.0
架台下配管撤去	0.9~1.1	0.8~1.1
壁面除染	1.0~1.1	1.0~1.2
架台下床面除染	0.9~1.3	1.0~1.3
架台面床除染	1.0~1.2	1.0~1.2

1 A. 4 環境放射能の管理

A. 4.1 概要

東海研究所の周辺監視区域内外における環境放射線及び環境試料のモニタリングを1997年度に引き続き実施した。実施項目は、モニタリングポストや放射線観測車を用いた環境中の空気吸収線量率の監視、土壌、大気塵埃、沿岸海域の海水、水産物、農畜産物等環境試料の採取とそれらに含まれる放射性核種の濃度の測定、気象観測等である。これらのモニタリング結果には異常は認められず、東海研究所周辺の環境放射線・放射能のレベルは引き続き通常の変動範囲内にあることが確認された。

また、監視業務のほかに、新設予定施設に係る東海研究所周辺公衆の線量評価を行うこと等により、原子炉設置変更、核燃料物質使用変更等の許可申請のための業務に協力した。

(山本 英明)

A. 4.2 環境放射線のモニタリング

(1) 空気吸収線量率の監視

モニタリングステーション及びモニタリングポストによる空気吸収線量率の測定結果をそれぞれTable A. 4.2-1, Table A. 4.2-2に示す。表中の「最大」は10分間平均の月間最大値である。これらの測定結果は平常の変動幅内であり、異常は認められなかった。モニタリングステーションでの最大値は、すべて降雨の影響によるものである。また、モニタリングポストでの最大値は、第1保管廃棄施設における放射性廃棄物の保管体収納作業及び降雨の影響によるものである。

(2) 大気塵埃中の長半減期放射能濃度の監視

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

(3) 定点における γ 線空気吸収線量率の監視

1997年度と同様、 γ 線空気吸収線量率の測定を1998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

1997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

1997年度と同様、走行サーベイを1998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

1997年度と同様、各気象要素について連続観測を行った。

(7) その他の管理業務

西暦2000年問題対応及び老朽化対策として環境放射線監視装置の更新を行い、1999年3月より運用を開始した。

(8) 申請業務関係

- (a) 原子炉設置変更許可申請（減容処理棟新設）に係る科学技術庁及び東海村のヒアリングに協力した。
- (b) 核燃料物質使用施設（減容処理棟、廃棄物安全試験施設、高度環境分析研究棟、再処理特研等）の許可変更に係る線量当量評価を行い、対象施設の変更申請書作成に協力するとともに、科学技術庁のヒアリングに対応した。
- (c) 核燃料物質の使用の変更の許可申請書の障害対策書共通編の見直しを行うとともに、科学技術庁のヒアリングに対応した。

(d) 茨城県からの要請による「原子力事故の影響を迅速に判断するための排気筒濃度等」についての資料作成を行い、茨城県に提出した。

(松浦 賢一、小林 秀雄)

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

(東海研究所, 1998年度) (単位: nGy/h)

MS No.	年 月	1998年												1999年						年 間 標準偏差
		4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	1	2	3	5	35		
MS-1	平 均	33	33	32	33	32	33	35	35	36	35	35	35	34	34	34	34	1.4		
	最 大	47	51	43	53	54	40	44	44	46	43	52	47	54	—	—	—	—		
MS-2	平 均	32	31	31	31	31	31	32	32	32	32	33	33	33	32	32	32	0.8		
	最 大	45	54	46	49	55	42	47	39	46	38	53	50	55	—	—	—	—		
MS-3	平 均	30	30	30	30	30	30	30	31	31	31	32	32	31	31	31	31	0.8		
	最 大	45	52	43	49	51	40	45	41	46	38	55	48	55	—	—	—	—		
MS-4	平 均	41	40	39	40	40	40	41	43	43	44	44	43	42	42	42	42	1.8		
	最 大	57	62	53	60	65	50	58	57	58	52	73	62	73	—	—	—	—		

(注) 検出器は、NaI(Tl)シンチレーション型DBM方式であり、「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、1998年度) (単位: nGy/h)

MP No.	年 月	1998年												1999年				標準偏差
		4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	年 間				
構 内 ポ スト	MP-11 平均	37	36	35	34	35	34	35	35	36	36	38	36	36	36	36	1.1	
	MP-11 最大	53	55	47	53	51	45	49	45	47	43	48	57	57	57	57	—	
	MP-12 平均	35	34	33	34	34	33	34	35	35	35	36	36	35	35	34	0.9	
	MP-12 最大	52	57	49	58	58	43	49	47	49	43	48	61	52	61	62	—	
	MP-13 平均	34	34	34	34	34	33	34	34	34	35	34	36	36	36	34	0.9	
	MP-13 最大	51	58	48	57	55	42	49	45	49	43	48	62	54	62	62	—	
	MP-14 平均	44	44	43	43	43	43	43	43	44	44	44	45	45	45	44	0.8	
	MP-14 最大	70* ₁	60	82* ₁	99* ₁	99* ₁	58* ₁	58* ₁	59* ₁	63* ₁	72* ₁	86* ₂	87* ₂	69* ₂	69* ₂	69* ₂	—	
	MP-15 平均	34	34	34	34	34	33	34	35	35	37	37	38	38	38	35	1.8	
	MP-15 最大	50	56	49	55	54	44	48	45	49	45	45	57	53	57	57	—	
構 外 ポ スト	MP-16 平均	31	30	30	29	29	28	29	29	29	30	30	33	33	33	30	1.6	
	MP-16 最大	52	57	48	56	56	41	46	41	47	39	39	62	57	62	62	—	
	MP-17 平均	32	31	30	30	30	29	29	31	32	32	32	33	33	33	31	1.3	
	MP-17 最大	46	49	43	50	48	37	43	41	45	45	49	48	48	48	48	—	
	MP-18 平均	34	33	33	33	32	32	33	33	33	33	33	35	35	33	33	0.7	
	MP-18 最大	44	48	42	45	46	40	46	42	42	42	42	44	44	44	44	—	
	MP-19 平均	33	33	32	32	31	31	31	31	31	32	32	33	33	33	32	0.9	
	MP-19 最大	50	56	44	42	45	39	39	39	39	40	40	53	53	53	56	—	
	MP-21 平均	35	35	34	35	35	34	34	34	35	35	35	35	35	35	35	0.6	
	MP-21 最大	50	55	47	56	56	57	56	55	48	45	48	42	42	42	42	—	
構 外 ポ スト	MP-22 平均	36	35	35	36	36	36	36	35	35	35	35	36	36	35	35	0.5	
	MP-22 最大	50	55	47	56	56	57	56	55	48	45	48	42	42	42	42	—	
	MP-23 平均	34	33	33	33	33	33	33	33	33	33	33	34	34	35	33	0.7	
	MP-23 最大	52	58	48	61	57	42	50	45	51	42	54	51	51	51	51	—	
	MP-24 平均	37	37	36	36	36	36	36	36	36	36	36	37	37	37	37	0.5	
構 外 ポ スト	MP-25 平均	33	32	32	32	32	32	31	31	32	32	32	32	32	32	32	0.5	
	MP-25 最大	49	56	44	52	52	42	52	42	46	42	45	41	41	41	41	—	

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

*1 第1保管廃棄施設ににおける影響
 *2 北地区への廃棄物輸送による影響

Table A.4.2-3 定点における γ 線空気吸収線量率測定結果

(東海研究所, 1998年度) (単位:nGy/h)

地 点 番 号	地点名	測定期間	1998年4月21日 ～4月28日	1998年10月20日 ～10月28日
		測定結果	空気吸収線量率	空気吸収線量率
1	構内 (MS-1)		43.4	44.3
2	舟石川 (原電住宅)		26.3	26.3
3	照沼 (如意輪寺)		36.3	36.7
4	宮前 (酒列神社)		25.1	25.1
5	須和間 (MS-3)		35.4	35.4
6	" (住吉神社)		38.6	38.5
7	那珂湊 (三峯神社)		22.3	22.4
8	勝田 (吉田神社)		27.4	27.8
9	" (日製病院前)		28.7	27.8
10	" (香取宮)		24.7	25.2
11	那珂町 (上宮寺)		34.7	35.0
12	内宿 (大山台)		28.9	29.0
13	磯部 (都々逸坊)		48.1	48.6
14	横堀 (発汗地蔵)		35.5	35.1
15	菅谷 (鹿島神社)		62.8	62.4
16	稻田 (今花島神社)		31.8	31.8
17	龜下 (MS-4)		56.2	56.2
18	高野 (鹿島神社)		24.4	24.2
19	石神 (住吉神社)		29.9	30.4

Table A.4.2-4 積算線量測定結果

(東海研究所, 1998年度) (単位: μGy)

地 点 番 号	測定 地 点 名	測定 期 間 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
			測定値	91日換算 線量	測定値	91日換算 線量	測定値	91日換算 線量	測定値	91日換算 線量	
M-1	構内(MS-1)		89	89	89	88	85	86	89	88	351
M-2	周辺監視区域境界 (MP-1)		88	88	92	91	92	93	93	92	364
M-8	周辺監視区域境界 (ブル研裏)		85	85	85	84	83	84	86	85	338
M-9	周辺監視区域境界 (MP-7)		66	66	71	70	70	71	72	71	278
M-11	周辺監視区域境界 (MP-8)		79	79	79	78	84	85	85	84	326
M-13	構内(MS-2)		90	90	95	94	94	95	95	94	373
M-17	宿		84	84	86	85	87	88	89	88	345
M-18	新川下流		81	81	81	80	81	82	83	82	325
M-19	阿漕ヶ浦南西		75	75	77	76	73	74	61*	60*	285
M-20	阿漕ヶ浦西		81	81	82	81	81	82	81	80	324
M-21	白方		78	78	79	78	78	79	78	77	312
M-22	原電グラウンド北西		89	89	90	89	94	95	89	88	361
M-26	川根		85	85	87	86	86	87	88	87	345
M-29	須和間(MS-3)		79	79	80	79	79	80	81	80	318
M-30	亀下(MS-4)		109	109	107	106	113	114	114	113	442
M-53	東海中		60	60	62	61	61	62	58	57	240
M-44	豊岡1		75	75	79	78	80	81	84	83	317
M-56	豊岡2		83	83	86	85	89	90	89	88	346
M-57	豊岡3		79	79	86	85	85	86	87	86	336
M-58	水戸気象台		63	63	65	64	66	67	66	65	259

(注) 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。

* 道路拡張工事が予定されているため、1999年1月6日に移設した。

Table A.4.2-5 那珂研究所敷地境界付近における積算線量測定結果

(東海研究所, 1998年度) (単位: μGy)

測定 期間 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
	1998年 3月17日 ~ 6月16日		1998年 6月16日 ~ 9月16日		1998年 9月16日 ~ 12月15日		1998年12月15日 ~1999年 3月16日		
地点 番号	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	62	62	66	65	62	63	59	59	249
4	71	71	75	74	74	75	74	74	294
8	71	71	71	70	70	71	71	71	283

(注) 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。

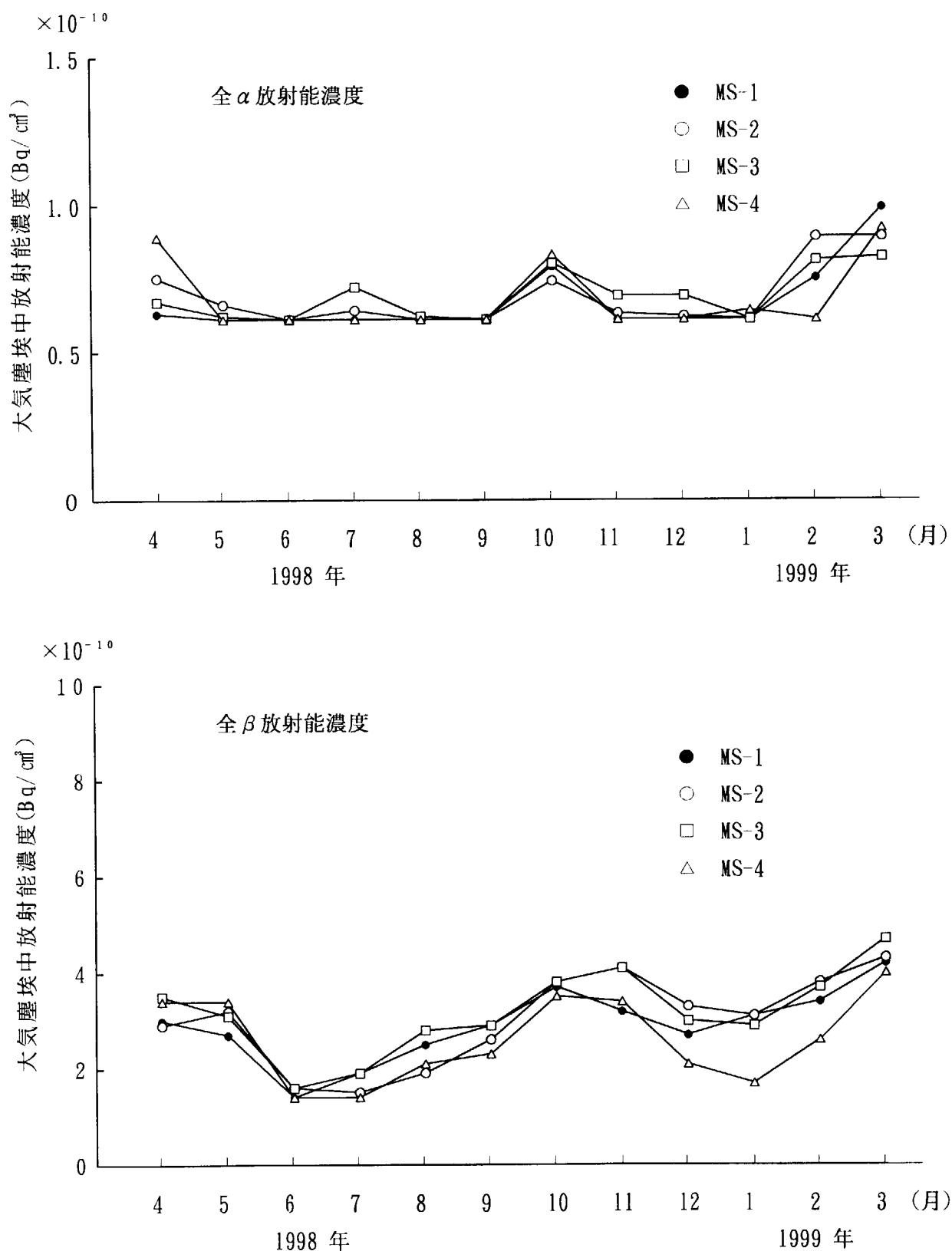


Fig. A. 4.2-1 モニタリングステーションにおける大気塵中
長半減期放射能濃度の月平均

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

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

(2) 降下塵中及び雨水中の全 β 放射能濃度

大型水盤により1ヶ月ごとに採取した降下塵中及び降水採取装置により採取した雨水中の全 β 放射能を測定した。測定結果をTable A.4.3-2に示す。これらの値はいずれもほぼ例年どおりであり、異常は認められなかった。

(3) 排水溝排水中の放射能濃度

第1、第2排水溝において、連続採水装置により1週間ごとに採取した試料及び第3排水溝において、毎週1回採取した試料の全 β 、 ^{3}H 放射能濃度を測定した。測定結果をTable A.4.3-3に示す。これらの値はいずれも排水に係る濃度限度以下であり、異常は認められなかった。

(4) 環境試料中の放射性核種濃度

全 β 放射能濃度と同様に、陸上及び沿岸海域の各種環境試料並びに排水口近辺土砂中に含まれる放射性核種ごとの濃度を測定した。また、北地区廃棄物埋設施設の周辺監視区域及びその周辺の地下水及び土壤中の放射性核種ごとの濃度の測定を実施した。測定結果をそれぞれTable A.4.3-4(a), A.4.3-4(b), A.4.3-4(c), A.4.3-4(d)及びA.4.3-4(e)に示す。いずれも測定結果に異常は認められなかった。

(5) 大気塵埃中の放射性核種濃度及び降下塵中の核種別放射能

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

(佐々 陽一)

Table A.4.3-1 環境試料中の全β放射能濃度

(東海研究所, 1998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	7.1×10^{-1}	6.6×10^{-1}	松葉 <指標生物>	7.2×10^{-2}	1.3×10^{-1}	
東海村須和間	5.9×10^{-1}	4.3×10^{-1}	牛 乳(長砂)	4.9×10^{-2}	8.1×10^{-2}	
龜 下	8.8×10^{-1}	8.2×10^{-1}	牧 草(長砂)	2.0×10^{-1}	—	
石 神	5.5×10^{-1}	5.1×10^{-1}	精 米(須和間)	—	1.7×10^{-2}	
ひたちなか市高場	3.8×10^{-1}	2.9×10^{-1}	甘 蕎(須和間)	—	1.2×10^{-1}	
宮 前	3.7×10^{-1}	2.9×10^{-1}	ほうれん草(須和間)	1.8×10^{-1}	3.8×10^{-1}	
稻 田	3.1×10^{-1}	3.1×10^{-1}	〔 水 産 物 〕 (Bq/g生)			
那珂町上宮寺	5.4×10^{-1}	5.3×10^{-1}	ヒラメ カレイ (東海沖)	(可食部)	1.5×10^{-1}	
那珂研構内	4.9×10^{-1}	4.5×10^{-1}		(骨)	1.1×10^{-1}	
〔 排水口近辺土砂 〕 (Bq/g乾)				(内臓)	1.0×10^{-1}	
第 1 排 水 溝	6.9×10^{-1}	6.6×10^{-1}		(頭)	8.0×10^{-2}	
第 2 排 水 溝	6.7×10^{-1}	7.0×10^{-1}		(皮)	8.5×10^{-2}	
第 3 排 水 溝	7.1×10^{-1}	7.3×10^{-1}	シラス (東海沖)		8.0×10^{-2}	
〔 海 底 土 〕 (Bq/g乾)			ワカメ (久慈浜)	3.1×10^{-2}	—	
東 海 沖	(4月) 7.1×10^{-1}	(10月) 9.0×10^{-1}	アラメ (久慈浜)	—	5.3×10^{-1}	
旧 C 海域	(7月) 6.8×10^{-1}	(1月) 8.3×10^{-1}	〔 飲 料 水 〕 (Bq/cm ³)			
東 海 沖	(4月) 7.6×10^{-1}	(10月) 6.6×10^{-1}	阿漕ヶ浦取水口	8.2×10^{-5}	5.8×10^{-5}	
旧 D 海域	(7月) 7.6×10^{-1}	(1月) 6.7×10^{-1}	荒 谷 台	6.5×10^{-5}	7.4×10^{-5}	
東 海 沖	(4月) 6.4×10^{-1}	(10月) 6.8×10^{-1}	長 堀	7.3×10^{-5}	6.7×10^{-5}	
C 海 域	(7月) 6.3×10^{-1}	(1月) 6.5×10^{-1}	岡 清 水 場	5.8×10^{-5}	4.8×10^{-5}	
〔 海 水 〕 (Bq/cm ³)			照 沼	8.7×10^{-5}	2.1×10^{-4}	
東 海 沖	(4月) 1.3×10^{-5}	(10月) 1.3×10^{-5}	須 和 間	2.0×10^{-4}	5.5×10^{-5}	
旧 C 海域	(7月) 7.0×10^{-6}	(1月) 1.8×10^{-5}	那 珂 研 構 内	7.1×10^{-5}	5.2×10^{-5}	
東 海 沖	(4月) 2.7×10^{-5}	(10月) 1.1×10^{-5}	〔 河 川 水 〕 (Bq/cm ³)			
旧 D 海域	(7月) 8.2×10^{-6}	(1月) 2.0×10^{-5}	久慈川原研取水口	6.8×10^{-5}	6.0×10^{-5}	
東 海 沖	(4月) 1.5×10^{-5}	(10月) 1.6×10^{-5}	久慈川河口(豊岡)	3.8×10^{-6}	$<4.8 \times 10^{-6}$	
C 海 域	(7月) $<4.2 \times 10^{-6}$	(1月) 1.9×10^{-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, 1998年度)

採取年月	降下塵 (Bq/km ²)	雨水 (Bq/cm ³)
1998年 4月	1.6×10^7	$< 2.2 \times 10^{-4}$
5月	1.3×10^7	$< 2.2 \times 10^{-4}$
6月	6.1×10^6	$< 2.4 \times 10^{-4}$
7月	1.0×10^7	$< 2.2 \times 10^{-4}$
8月	1.2×10^7	$< 2.4 \times 10^{-4}$
9月	7.3×10^6	$< 2.1 \times 10^{-4}$
10月	9.3×10^6	$< 2.3 \times 10^{-4}$
11月	2.2×10^6	$< 2.0 \times 10^{-4}$
12月	6.2×10^6	2.4×10^{-4}
1999年 1月	3.3×10^6	$< 2.1 \times 10^{-4}$
2月	8.8×10^6	$< 2.1 \times 10^{-4}$
3月	2.0×10^7	2.3×10^{-4}

Table A. 4. 3-3 排水溝における排水中の放射能濃度(月平均)

(東海研究所, 1998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)
1998年 4月	8.8×10^{-5}	9.5×10^{-5}	8.8×10^{-3}	6.1×10^{-5}
5月	1.2×10^{-4}	1.1×10^{-4}	1.4×10^{-2}	5.6×10^{-5}
6月	8.2×10^{-5}	8.9×10^{-5}	7.8×10^{-2}	7.9×10^{-5}
7月	1.1×10^{-4}	9.5×10^{-5}	7.5×10^{-3}	6.9×10^{-5}
8月	8.4×10^{-5}	8.8×10^{-5}	8.0×10^{-3}	5.2×10^{-5}
9月	9.2×10^{-5}	9.8×10^{-5}	1.6×10^{-2}	6.7×10^{-5}
10月	8.4×10^{-5}	1.1×10^{-4}	7.3×10^{-3}	7.5×10^{-5}
11月	8.1×10^{-5}	1.1×10^{-4}	1.1×10^{-1}	8.0×10^{-5}
12月	9.1×10^{-5}	1.2×10^{-4}	1.2×10^{-1}	7.5×10^{-5}
1999年 1月	9.3×10^{-5}	9.7×10^{-5}	7.2×10^{-3}	9.7×10^{-5}
2月	8.8×10^{-5}	8.3×10^{-5}	5.3×10^{-3}	6.2×10^{-5}
3月	8.8×10^{-5}	1.1×10^{-4}	4.8×10^{-3}	6.2×10^{-5}

Table A.4.3-4(a) 環境試料中の放射性核種濃度
(東海研究所, 1998年度)

種類	採取年月	採取地点	^{14}C	^{54}Mn	^{60}Co	^{90}Sr	^{93}Zr	^{95}Nb	^{136}Ru	^{141}I	^{131}Cs	^{14}Ce	単位
牛 乳	1998年5月 10月	ひたちなか市 長 砂	— $< 1.1 \times 10^{-6}$	$< 1.1 \times 10^{-6}$	— $< 1.4 \times 10^{-5}$	$< 1.6 \times 10^{-5}$	$< 1.1 \times 10^{-5}$	$< 6.6 \times 10^{-5}$	$< 7.3 \times 10^{-5}$	$< 1.8 \times 10^{-4}$	$< 4.0 \times 10^{-5}$	$\text{Bq}/\text{cm}^2\text{生}$	
	1998年4月 11月	東海村須和間 —	— $< 2.7 \times 10^{-6}$	$< 3.6 \times 10^{-5}$	(1.3×10^{-4})	$< 5.7 \times 10^{-5}$	$< 2.9 \times 10^{-5}$	$< 1.8 \times 10^{-4}$	$< 1.1 \times 10^{-4}$	$< 5.4 \times 10^{-5}$	$< 1.1 \times 10^{-5}$		
精 米	1998年10月 —	東海村須和間 —	$< 2.2 \times 10^{-6}$	$< 3.1 \times 10^{-6}$	(1.1×10^{-4})	$< 4.4 \times 10^{-5}$	$< 2.7 \times 10^{-5}$	$< 1.6 \times 10^{-4}$	$< 1.1 \times 10^{-4}$	$< 2.3 \times 10^{-5}$	$< 9.5 \times 10^{-5}$	$\text{Bq}/\text{kg生}$	
	1998年5月 ヒラメ (可食部)	東 海 研 沖 —	— $< 2.4 \times 10^{-5}$	$< 3.0 \times 10^{-5}$	($< 2.5 \times 10^{-5}$)	$< 1.4 \times 10^{-5}$	$< 9.3 \times 10^{-6}$	$< 5.5 \times 10^{-5}$	$< 1.6 \times 10^{-4}$	$< 2.2 \times 10^{-5}$	$< 7.4 \times 10^{-5}$		
カ レ イ	1998年6月 12月	東 海 研 沖 —	— $< 1.6 \times 10^{-5}$	$< 1.9 \times 10^{-5}$	($< 1.4 \times 10^{-5}$)	$< 4.9 \times 10^{-5}$	$< 2.5 \times 10^{-5}$	$< 1.8 \times 10^{-4}$	—	—	$< 2.9 \times 10^{-5}$	$\text{Bq}/\text{kg生}$	
	1998年5月 ア ラ メ	日立市久慈浜 —	— $< 2.3 \times 10^{-5}$	$< 3.4 \times 10^{-5}$	($< 1.6 \times 10^{-5}$)	$< 4.9 \times 10^{-5}$	$< 3.5 \times 10^{-5}$	$< 1.8 \times 10^{-4}$	—	—	$< 1.1 \times 10^{-4}$		
シ ラ ス	1998年6月 12月	東 海 研 沖 —	— $< 1.6 \times 10^{-5}$	$< 1.9 \times 10^{-5}$	($< 1.2 \times 10^{-5}$)	$< 2.9 \times 10^{-5}$	$< 1.6 \times 10^{-5}$	$< 1.8 \times 10^{-4}$	$< 1.2 \times 10^{-4}$	—	$< 1.3 \times 10^{-4}$	$\text{Bq}/\text{kg生}$	
	1998年5月 ワ カ メ	日立市久慈浜 —	— $< 1.7 \times 10^{-5}$	$< 1.7 \times 10^{-5}$	($< 1.4 \times 10^{-5}$)	$< 2.9 \times 10^{-5}$	$< 1.9 \times 10^{-5}$	$< 1.1 \times 10^{-4}$	—	—	$< 1.1 \times 10^{-4}$		
ア ラ メ	1998年11月 —	— $< 4.7 \times 10^{-5}$	$< 3.5 \times 10^{-5}$	—	$< 6.9 \times 10^{-5}$	$< 4.7 \times 10^{-5}$	$< 2.3 \times 10^{-4}$	$< 1.1 \times 10^{-4}$	—	—	$< 7.3 \times 10^{-5}$	$\text{Bq}/\text{kg生}$	
	1998年7月 —	第 1 排水溝 —	$< 1.3 \times 10^{-4}$	$< 1.4 \times 10^{-4}$	—	$< 3.1 \times 10^{-4}$	$< 2.0 \times 10^{-4}$	$< 1.0 \times 10^{-3}$	—	—	$< 2.3 \times 10^{-4}$		
排 水 口	1999年1月 出 口	— —	$< 9.9 \times 10^{-5}$	$< 1.1 \times 10^{-4}$	—	$< 2.1 \times 10^{-4}$	$< 1.6 \times 10^{-4}$	$< 7.5 \times 10^{-4}$	—	—	$< 2.7 \times 10^{-4}$	$\text{Bq}/\text{kg生}$	
	1998年7月 第 2 排水溝	—	$< 1.2 \times 10^{-4}$	$< 1.8 \times 10^{-4}$	—	$< 2.9 \times 10^{-4}$	$< 2.1 \times 10^{-4}$	$< 1.0 \times 10^{-3}$	—	—	$< 1.5 \times 10^{-4}$		
近辺土砂	1999年1月 出 口	— —	$< 1.2 \times 10^{-4}$	$< 1.6 \times 10^{-4}$	—	$< 3.9 \times 10^{-4}$	$< 2.2 \times 10^{-4}$	$< 9.7 \times 10^{-4}$	—	—	$< 1.6 \times 10^{-4}$	$\text{Bq}/\text{kg生}$	
	1998年7月 第 3 排水溝	—	$< 1.3 \times 10^{-4}$	$< 1.4 \times 10^{-4}$	—	$< 3.2 \times 10^{-4}$	$< 1.6 \times 10^{-4}$	$< 1.0 \times 10^{-3}$	—	—	$< 1.8 \times 10^{-4}$		
1999年1月 出 口	— —	$< 1.4 \times 10^{-4}$	$< 1.6 \times 10^{-4}$	—	$< 2.9 \times 10^{-4}$	$< 2.3 \times 10^{-4}$	$< 9.5 \times 10^{-4}$	$< 9.5 \times 10^{-4}$	—	—	$< 1.9 \times 10^{-4}$	$\text{Bq}/\text{kg生}$	

(注1) () : 化学分析 , (注2) — : 測定対象外 * : 測定対象外 , * : ^{14}C の単位は Bq/gC

Table A. 4.3-4 (b) 環境試料中の放射性核種濃度

(東海研究所, 1998年度)

種類	採取年月	採取地点	^{3}H	^{59}Mn	^{60}Co	^{90}Sr	^{95}Zr	^{95}Nb	^{106}Ru	^{133}Cs	^{141}Ce	$^{239+240}Pu$	単位
飲料水	1998年4月 10月	東海河 潟 村瀬ヶ浦	7.6×10^{-1}	$< 3.0 \times 10^{-5}$	$< 2.9 \times 10^{-5}$	—	$< 8.4 \times 10^{-5}$	$< 3.8 \times 10^{-5}$	$< 2.4 \times 10^{-4}$	$< 2.8 \times 10^{-5}$	$< 1.3 \times 10^{-4}$	—	Bq/cm ³
	1998年4月 10月	東海河 須和 田間	$< 7.1 \times 10^{-1}$	$< 3.1 \times 10^{-5}$	$< 4.4 \times 10^{-5}$	—	$< 6.5 \times 10^{-5}$	$< 4.1 \times 10^{-5}$	$< 3.1 \times 10^{-4}$	$< 3.0 \times 10^{-5}$	$< 1.5 \times 10^{-4}$	—	—
	1998年4月 10月	東海河 那珂 内	$< 7.0 \times 10^{-1}$	$< 2.1 \times 10^{-5}$	$< 2.4 \times 10^{-5}$	—	$< 4.0 \times 10^{-5}$	$< 2.7 \times 10^{-5}$	$< 1.9 \times 10^{-4}$	$< 2.0 \times 10^{-5}$	$< 1.4 \times 10^{-4}$	—	—
	1998年4月 10月	東海河 横 川	$< 7.6 \times 10^{-1}$	$< 2.2 \times 10^{-5}$	$< 2.4 \times 10^{-5}$	—	$< 8.7 \times 10^{-5}$	$< 4.4 \times 10^{-5}$	$< 3.0 \times 10^{-4}$	$< 3.1 \times 10^{-5}$	$< 1.6 \times 10^{-4}$	—	—
	1998年4月 10月	東海河 原 取水口	$< 7.0 \times 10^{-1}$	$< 3.0 \times 10^{-5}$	$< 4.2 \times 10^{-5}$	—	$< 7.0 \times 10^{-5}$	$< 4.6 \times 10^{-5}$	$< 2.1 \times 10^{-4}$	$< 2.1 \times 10^{-5}$	$< 1.3 \times 10^{-4}$	—	—
	1998年4月 10月	東海河 久慈 川河口	$< 7.1 \times 10^{-1}$	$< 1.9 \times 10^{-5}$	$< 2.3 \times 10^{-5}$	—	$< 4.1 \times 10^{-5}$	$< 7.0 \times 10^{-5}$	$< 4.9 \times 10^{-5}$	$< 3.0 \times 10^{-4}$	$< 3.6 \times 10^{-5}$	$< 1.5 \times 10^{-4}$	—
	1998年4月 10月	東海河 久慈 川河口	$< 7.3 \times 10^{-1}$	$< 5.7 \times 10^{-6}$	$< 8.0 \times 10^{-6}$	—	$< 7.8 \times 10^{-5}$	$< 5.9 \times 10^{-5}$	$< 2.6 \times 10^{-4}$	$< 1.9 \times 10^{-4}$	$< 2.1 \times 10^{-5}$	$< 1.4 \times 10^{-4}$	—
	1998年4月 10月	東海河 久慈 川河口	$< 7.3 \times 10^{-1}$	$< 3.4 \times 10^{-5}$	$< 4.3 \times 10^{-5}$	—	$< 4.1 \times 10^{-5}$	$< 7.8 \times 10^{-5}$	$< 5.9 \times 10^{-5}$	$< 3.0 \times 10^{-4}$	$< 3.6 \times 10^{-5}$	$< 1.5 \times 10^{-4}$	—
	1998年4月 10月	東海河 沖 域	$< 5.7 \times 10^{-1}$	$< 8.6 \times 10^{-7}$	$< 7.6 \times 10^{-7}$	($< 2.7 \times 10^{-6}$)	$< 1.8 \times 10^{-6}$	$< 9.0 \times 10^{-7}$	$< 6.8 \times 10^{-6}$	$< 5.8 \times 10^{-5}$	$< 6.3 \times 10^{-4}$	$< 3.3 \times 10^{-5}$	—
	1998年4月 10月	東海河 沖 域	1.1×10^{-3}	$< 9.6 \times 10^{-7}$	$< 1.0 \times 10^{-6}$	(2.4×10^{-6})	$< 2.4 \times 10^{-6}$	$< 1.6 \times 10^{-5}$	$< 1.4 \times 10^{-4}$	$< 8 \times 10^{-5}$	$< 5.5 \times 10^{-4}$	$< 4.2 \times 10^{-5}$	—
海水	1998年4月 10月	東海河 沖 域	$< 5.8 \times 10^{-4}$	$< 8.6 \times 10^{-7}$	$< 7.9 \times 10^{-7}$	($< 2.5 \times 10^{-6}$)	$< 1.7 \times 10^{-6}$	$< 9.8 \times 10^{-7}$	$< 7.0 \times 10^{-6}$	$< 1.9 \times 10^{-5}$	$< 6.1 \times 10^{-6}$	$< 5.8 \times 10^{-5}$	—
	1998年4月 10月	東海河 沖 域	$< 7.7 \times 10^{-4}$	$< 8.4 \times 10^{-7}$	$< 8.6 \times 10^{-7}$	($< 2.1 \times 10^{-6}$)	$< 1.8 \times 10^{-6}$	$< 1.1 \times 10^{-5}$	$< 7.1 \times 10^{-6}$	2.5×10^{-5}	$< 4.2 \times 10^{-6}$	—	—
	1998年4月 10月	東海河 沖 域	$< 5.7 \times 10^{-4}$	$< 1.8 \times 10^{-6}$	$< 1.2 \times 10^{-6}$	($< 2.7 \times 10^{-6}$)	$< 2.9 \times 10^{-6}$	$< 2.0 \times 10^{-5}$	$< 9.1 \times 10^{-6}$	1.7×10^{-5}	$< 4.6 \times 10^{-6}$	—	—
	1998年4月 10月	東海河 沖 域	1.2×10^{-3}	$< 7.1 \times 10^{-7}$	$< 7.7 \times 10^{-7}$	(3.0×10^{-6})	$< 1.6 \times 10^{-6}$	$< 1.1 \times 10^{-5}$	$< 7.0 \times 10^{-6}$	2.1×10^{-5}	$< 6.0 \times 10^{-6}$	—	—
	1998年7月	東海河 沖 域	—	$< 3.0 \times 10^{-4}$	$< 1.9 \times 10^{-4}$	($< 1.5 \times 10^{-4}$)	$< 4.8 \times 10^{-4}$	$< 3.5 \times 10^{-4}$	$< 1.6 \times 10^{-3}$	4.0×10^{-4}	$< 1.7 \times 10^{-3}$	(2.9×10^{-4})	Bq/m ³
	1999年1月	東海河 沖 域	—	$< 1.5 \times 10^{-4}$	$< 1.8 \times 10^{-4}$	($< 1.3 \times 10^{-4}$)	$< 3.6 \times 10^{-4}$	$< 2.8 \times 10^{-4}$	$< 1.3 \times 10^{-3}$	3.8×10^{-4}	$< 1.4 \times 10^{-3}$	(2.3×10^{-4})	—
	1998年7月	東海河 沖 域	—	$< 3.3 \times 10^{-4}$	$< 2.3 \times 10^{-4}$	($< 1.3 \times 10^{-4}$)	$< 5.4 \times 10^{-4}$	$< 4.0 \times 10^{-4}$	$< 1.8 \times 10^{-3}$	3.1×10^{-4}	$< 2.0 \times 10^{-3}$	(3.0×10^{-4})	—
	1999年1月	東海河 沖 域	—	$< 3.6 \times 10^{-4}$	$< 2.0 \times 10^{-4}$	($< 1.3 \times 10^{-4}$)	$< 5.0 \times 10^{-4}$	$< 3.8 \times 10^{-4}$	$< 1.8 \times 10^{-3}$	2.7×10^{-4}	$< 2.0 \times 10^{-3}$	(2.4×10^{-4})	—
	1998年7月	東海河 沖 域	—	$< 2.1 \times 10^{-4}$	$< 1.9 \times 10^{-4}$	($< 1.5 \times 10^{-4}$)	$< 5.7 \times 10^{-4}$	$< 3.9 \times 10^{-4}$	$< 1.7 \times 10^{-3}$	5.9×10^{-4}	$< 1.8 \times 10^{-3}$	(6.2×10^{-4})	—
	1999年1月	東海河 沖 域	—	$< 1.1 \times 10^{-4}$	$< 1.3 \times 10^{-4}$	($< 1.3 \times 10^{-4}$)	$< 2.5 \times 10^{-4}$	$< 1.9 \times 10^{-4}$	$< 9.0 \times 10^{-4}$	9.6×10^{-4}	$< 1.2 \times 10^{-3}$	(6.7×10^{-4})	—

(注1) () : 化学分析、(注2) — : 測定対象外

Table A. 4.3 - 4(c) 環境試料中の放射性核種濃度

(東海研究所, 1998年度)

種類	採取年月	採取地点	⁵⁴ Mn	⁶⁰ Co	⁹⁵ Zr	⁹⁵ Nb	¹⁰⁸ Ru	¹³⁷ Cs	¹⁴⁴ Ce	単位
土 壤	1998年5月	東海研構内	< 3.7×10 ⁻⁴	< 2.4×10 ⁻⁴	< 5.7×10 ⁻⁴	< 3.7×10 ⁻⁴	< 2.0×10 ⁻³	5.1×10 ⁻⁴	< 2.1×10 ⁻³	Bq/乾乾
	11月		< 4.0×10 ⁻⁴	< 6.1×10 ⁻⁴	< 8.7×10 ⁻⁴	< 6.2×10 ⁻⁴	< 2.9×10 ⁻³	1.4×10 ⁻³	< 3.0×10 ⁻³	
	1998年5月	東海村石神	< 5.1×10 ⁻⁴	< 4.3×10 ⁻⁴	< 1.0×10 ⁻³	< 7.0×10 ⁻⁴	< 4.2×10 ⁻³	7.8×10 ⁻²	< 3.6×10 ⁻³	
	11月		< 3.4×10 ⁻⁴	< 3.7×10 ⁻⁴	< 8.1×10 ⁻⁴	< 6.1×10 ⁻⁴	< 2.9×10 ⁻³	2.0×10 ⁻²	< 2.9×10 ⁻³	
	1998年5月	東海村龜下	< 6.1×10 ⁻⁴	< 4.4×10 ⁻⁴	< 9.4×10 ⁻⁴	< 6.6×10 ⁻⁴	< 3.5×10 ⁻³	5.5×10 ⁻³	< 3.6×10 ⁻³	
	11月		< 3.0×10 ⁻⁴	< 3.0×10 ⁻⁴	< 7.9×10 ⁻⁴	< 5.7×10 ⁻⁴	< 2.5×10 ⁻³	5.4×10 ⁻³	< 3.3×10 ⁻³	
	1998年5月	東海村須和間	< 8.0×10 ⁻⁴	< 5.4×10 ⁻⁴	< 1.2×10 ⁻³	< 8.3×10 ⁻⁴	< 4.4×10 ⁻³	3.1×10 ⁻²	< 2.8×10 ⁻³	
	11月		< 1.5×10 ⁻⁴	< 1.5×10 ⁻⁴	< 3.5×10 ⁻⁴	< 2.4×10 ⁻⁴	< 1.3×10 ⁻³	3.4×10 ⁻²	< 1.7×10 ⁻³	
	1998年5月	ひたちなか市	< 3.0×10 ⁻⁴	< 2.7×10 ⁻⁴	< 6.0×10 ⁻⁴	< 4.8×10 ⁻⁴	< 2.4×10 ⁻³	1.4×10 ⁻²	< 1.9×10 ⁻³	
	11月	稲田	< 2.2×10 ⁻⁴	< 2.2×10 ⁻⁴	< 5.3×10 ⁻⁴	< 3.6×10 ⁻⁴	< 1.8×10 ⁻³	1.5×10 ⁻²	< 2.6×10 ⁻³	
場 墓	1998年5月	ひたちなか市	< 3.9×10 ⁻⁴	< 3.7×10 ⁻⁴	< 9.4×10 ⁻⁴	< 5.5×10 ⁻⁴	< 3.4×10 ⁻³	2.8×10 ⁻²	< 2.4×10 ⁻³	
	11月	高 場	< 2.1×10 ⁻⁴	< 2.2×10 ⁻⁴	< 5.3×10 ⁻⁴	< 3.9×10 ⁻⁴	< 1.9×10 ⁻³	9.6×10 ⁻³	< 2.6×10 ⁻³	
	1998年5月	ひたちなか市	< 5.5×10 ⁻⁴	< 3.5×10 ⁻⁴	< 7.8×10 ⁻⁴	< 5.6×10 ⁻⁴	< 3.3×10 ⁻³	4.2×10 ⁻²	< 3.3×10 ⁻³	
	11月	宮 前	< 3.1×10 ⁻⁴	< 3.8×10 ⁻⁴	< 8.1×10 ⁻⁴	< 6.1×10 ⁻⁴	< 3.0×10 ⁻³	1.6×10 ⁻²	< 2.7×10 ⁻³	
	1998年5月	那珂町	< 5.4×10 ⁻⁴	< 3.5×10 ⁻⁴	< 7.8×10 ⁻⁴	< 5.7×10 ⁻⁴	< 3.0×10 ⁻³	7.6×10 ⁻³	< 3.1×10 ⁻³	
	11月	上 宮 寺	< 2.4×10 ⁻⁴	< 2.5×10 ⁻⁴	< 6.7×10 ⁻⁴	< 4.8×10 ⁻⁴	< 2.0×10 ⁻³	< 2.4×10 ⁻⁴	< 1.7×10 ⁻³	
	1998年5月	那珂研構内	< 3.4×10 ⁻⁴	< 3.5×10 ⁻⁴	< 7.9×10 ⁻⁴	< 5.4×10 ⁻⁴	< 2.8×10 ⁻³	8.3×10 ⁻⁴	< 2.6×10 ⁻³	
	11月		< 2.7×10 ⁻⁴	< 2.9×10 ⁻⁴	< 6.7×10 ⁻⁴	< 4.9×10 ⁻⁴	< 2.2×10 ⁻³	9.3×10 ⁻⁴	< 2.2×10 ⁻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, 1998年度)

種類	採取年月	採取地点	³ H	⁶⁰ Co	¹³⁷ Cs	単位
地下 水 (廃 棄 物 埋 設 施 設)	1998年4月	B 2	6.0×10^{-4}	$< 1.6 \times 10^{-6}$	$< 1.3 \times 10^{-6}$	Bq/cm ³
		M 4	1.8×10^{-3}	$< 1.6 \times 10^{-6}$	$< 1.3 \times 10^{-6}$	
		G 1	1.5×10^{-3}	$< 1.6 \times 10^{-6}$	$< 1.3 \times 10^{-6}$	
		G 2	8.6×10^{-4}	$< 1.0 \times 10^{-6}$	$< 7.5 \times 10^{-7}$	
		No. 9	3.8×10^{-3}	$< 1.0 \times 10^{-6}$	$< 6.6 \times 10^{-7}$	
	1998年5月	B 2	1.5×10^{-3}	$< 1.6 \times 10^{-6}$	$< 1.6 \times 10^{-6}$	
		M 4	2.8×10^{-3}	$< 2.6 \times 10^{-6}$	$< 2.5 \times 10^{-6}$	
		G 1	1.6×10^{-3}	$< 1.7 \times 10^{-6}$	$< 1.5 \times 10^{-6}$	
		G 2	1.2×10^{-3}	$< 9.8 \times 10^{-7}$	$< 9.0 \times 10^{-7}$	
		No. 9	4.5×10^{-3}	$< 9.7 \times 10^{-7}$	$< 9.5 \times 10^{-7}$	
	1998年6月	B 2	1.9×10^{-3}	$< 2.1 \times 10^{-6}$	$< 1.9 \times 10^{-6}$	
		M 4	5.2×10^{-3}	$< 2.2 \times 10^{-6}$	$< 2.0 \times 10^{-6}$	
		G 1	1.8×10^{-3}	$< 1.6 \times 10^{-6}$	$< 1.5 \times 10^{-6}$	
		G 2	1.7×10^{-3}	$< 1.4 \times 10^{-6}$	$< 9.2 \times 10^{-7}$	
		No. 9	4.6×10^{-3}	$< 1.2 \times 10^{-6}$	$< 7.5 \times 10^{-7}$	
	1998年7月	B 2	$< 5.5 \times 10^{-4}$	$< 2.3 \times 10^{-6}$	$< 1.8 \times 10^{-6}$	Bq/g乾
		M 4	3.5×10^{-3}	$< 1.9 \times 10^{-6}$	$< 1.5 \times 10^{-6}$	
		G 1	$< 5.6 \times 10^{-4}$	$< 1.5 \times 10^{-6}$	$< 1.5 \times 10^{-6}$	
		G 2	$< 5.5 \times 10^{-4}$	$< 1.2 \times 10^{-6}$	$< 9.6 \times 10^{-7}$	
		No. 9	4.3×10^{-3}	$< 1.0 \times 10^{-6}$	$< 7.5 \times 10^{-7}$	
	1998年8月	B 2	8.4×10^{-4}	$< 1.6 \times 10^{-6}$	$< 1.5 \times 10^{-6}$	
		M 4	4.9×10^{-3}	$< 1.7 \times 10^{-6}$	$< 1.5 \times 10^{-6}$	
		G 1	1.0×10^{-3}	$< 1.5 \times 10^{-6}$	$< 1.2 \times 10^{-6}$	
		G 2	8.4×10^{-3}	$< 1.0 \times 10^{-6}$	$< 9.0 \times 10^{-7}$	
		No. 9	4.4×10^{-3}	$< 1.0 \times 10^{-6}$	$< 7.5 \times 10^{-7}$	
	1998年9月	B 2	9.9×10^{-4}	$< 1.5 \times 10^{-6}$	$< 1.3 \times 10^{-6}$	
		M 4	7.4×10^{-3}	$< 1.7 \times 10^{-6}$	$< 1.3 \times 10^{-6}$	
		G 1	1.8×10^{-3}	$< 1.8 \times 10^{-6}$	$< 1.5 \times 10^{-6}$	
		G 2	8.0×10^{-4}	$< 9.7 \times 10^{-7}$	$< 6.1 \times 10^{-7}$	
		No. 9	4.3×10^{-3}	$< 9.8 \times 10^{-7}$	$< 9.7 \times 10^{-7}$	
土壤	1998年8月	埋設施設	—	$< 1.8 \times 10^{-4}$	4.5×10^{-4}	Bq/g乾
	1999年2月		—	$< 1.6 \times 10^{-4}$	3.2×10^{-4}	

Table A.4.3-4(e) 環境試料中の放射性核種濃度

(東海研究所, 1998年度)

種類	採取年月	採取地点	^3H	^{60}Co	^{137}Cs	単位
地下水 (廃棄物埋設施設)	1998年10月	B 2	1.1×10^{-3}	< 1.3×10^{-6}	< 1.1×10^{-6}	Bq/cm^3
		M 4	4.3×10^{-3}	< 1.4×10^{-6}	< 1.1×10^{-6}	
		G 1	3.7×10^{-3}	< 1.6×10^{-6}	< 1.3×10^{-6}	
		G 2	< 7.0×10^{-4}	< 1.1×10^{-6}	< 7.8×10^{-7}	
		No. 9	3.5×10^{-3}	< 9.9×10^{-7}	< 9.3×10^{-7}	
	1998年11月	B 2	1.2×10^{-3}	< 1.7×10^{-6}	< 1.5×10^{-6}	Bq/cm^3
		M 4	3.8×10^{-3}	< 1.8×10^{-6}	< 1.5×10^{-6}	
		G 1	2.4×10^{-3}	< 2.3×10^{-6}	< 1.9×10^{-6}	
		G 2	1.0×10^{-3}	< 1.3×10^{-6}	< 6.5×10^{-7}	
		No. 9	4.4×10^{-3}	< 8.8×10^{-7}	< 1.0×10^{-6}	
	1998年12月	B 2	2.0×10^{-3}	< 1.6×10^{-6}	< 1.3×10^{-6}	Bq/cm^3
		M 4	3.2×10^{-3}	< 1.7×10^{-6}	< 1.3×10^{-6}	
		G 1	8.1×10^{-4}	< 1.6×10^{-6}	< 1.3×10^{-6}	
		G 2	< 6.0×10^{-3}	< 9.2×10^{-7}	< 9.8×10^{-7}	
		No. 9	6.5×10^{-3}	< 7.9×10^{-7}	< 9.1×10^{-7}	
	1999年1月	B 2	1.5×10^{-3}	< 1.3×10^{-6}	< 1.1×10^{-6}	Bq/cm^3
		M 4	1.7×10^{-3}	< 1.6×10^{-6}	< 1.5×10^{-6}	
		G 1	9.6×10^{-4}	< 1.6×10^{-6}	< 1.5×10^{-6}	
		G 2	< 7.5×10^{-4}	< 9.8×10^{-7}	< 6.8×10^{-7}	
		No. 9	3.6×10^{-3}	< 9.5×10^{-7}	< 6.2×10^{-7}	
	1999年2月	B 2	2.2×10^{-3}	< 1.6×10^{-6}	< 1.3×10^{-6}	Bq/cm^3
		M 4	1.7×10^{-3}	< 1.8×10^{-6}	< 1.6×10^{-6}	
		G 1	1.0×10^{-3}	< 1.6×10^{-6}	< 1.3×10^{-6}	
		G 2	1.3×10^{-3}	< 1.1×10^{-6}	< 8.8×10^{-7}	
		No. 9	4.0×10^{-3}	< 1.4×10^{-6}	< 6.4×10^{-7}	
	1999年3月	B 2	1.3×10^{-3}	< 1.6×10^{-6}	< 1.1×10^{-6}	Bq/cm^3
		M 4	1.0×10^{-3}	< 1.6×10^{-6}	< 1.4×10^{-6}	
		G 1	1.2×10^{-3}	< 1.7×10^{-6}	< 1.4×10^{-6}	
		G 2	1.1×10^{-3}	< 8.3×10^{-7}	< 7.4×10^{-7}	
		No. 9	4.0×10^{-3}	< 9.4×10^{-7}	< 6.1×10^{-7}	

Table A. 4.3-5 大気塵埃中の放射性核種濃度

(東海研究所, 1998年度)

採取年月	⁷ Be	⁵⁴ Mn	⁶⁰ Co	⁹⁵ Zr	⁹⁵ Nb	¹⁰⁶ Ru	¹³⁷ Cs	¹⁴⁴ Ce
1998年4月	5.2×10^{-9}	$<8.8 \times 10^{-12}$	$<9.9 \times 10^{-12}$	$<2.3 \times 10^{-11}$	$<1.4 \times 10^{-11}$	$<7.4 \times 10^{-11}$	$<8.6 \times 10^{-12}$	$<4.9 \times 10^{-11}$
5月	4.9×10^{-9}	$<8.2 \times 10^{-12}$	$<1.0 \times 10^{-11}$	$<2.3 \times 10^{-11}$	$<1.5 \times 10^{-11}$	$<7.9 \times 10^{-11}$	$<9.3 \times 10^{-12}$	$<3.7 \times 10^{-11}$
6月	2.1×10^{-9}	$<8.9 \times 10^{-12}$	$<1.1 \times 10^{-11}$	$<2.9 \times 10^{-11}$	$<1.9 \times 10^{-11}$	$<8.2 \times 10^{-11}$	$<9.4 \times 10^{-12}$	$<3.8 \times 10^{-11}$
7月	2.1×10^{-9}	$<7.9 \times 10^{-12}$	$<9.9 \times 10^{-12}$	$<2.1 \times 10^{-11}$	$<1.4 \times 10^{-11}$	$<1.0 \times 10^{-10}$	$<8.2 \times 10^{-12}$	$<3.2 \times 10^{-11}$
8月	2.1×10^{-9}	$<9.8 \times 10^{-12}$	$<1.1 \times 10^{-11}$	$<2.4 \times 10^{-11}$	$<1.6 \times 10^{-11}$	$<8.3 \times 10^{-11}$	$<9.6 \times 10^{-12}$	$<3.9 \times 10^{-11}$
9月	4.8×10^{-9}	$<8.3 \times 10^{-12}$	$<1.1 \times 10^{-11}$	$<2.1 \times 10^{-11}$	$<1.1 \times 10^{-11}$	$<7.5 \times 10^{-11}$	$<9.0 \times 10^{-12}$	$<5.1 \times 10^{-11}$
10月	5.5×10^{-9}	$<9.0 \times 10^{-12}$	$<9.2 \times 10^{-12}$	$<2.6 \times 10^{-11}$	$<1.4 \times 10^{-11}$	$<7.1 \times 10^{-11}$	$<8.5 \times 10^{-12}$	$<4.9 \times 10^{-11}$
11月	4.6×10^{-9}	$<1.0 \times 10^{-11}$	$<1.2 \times 10^{-11}$	$<2.3 \times 10^{-11}$	$<1.5 \times 10^{-11}$	$<8.3 \times 10^{-11}$	$<9.9 \times 10^{-12}$	$<4.1 \times 10^{-11}$
12月	4.2×10^{-9}	$<1.0 \times 10^{-11}$	$<1.2 \times 10^{-11}$	$<3.0 \times 10^{-11}$	$<2.4 \times 10^{-11}$	$<9.8 \times 10^{-11}$	$<1.1 \times 10^{-11}$	$<4.6 \times 10^{-11}$
1999年1月	2.5×10^{-9}	$<6.5 \times 10^{-12}$	$<7.9 \times 10^{-12}$	$<1.9 \times 10^{-11}$	$<1.3 \times 10^{-11}$	$<5.5 \times 10^{-11}$	$<6.3 \times 10^{-12}$	$<2.4 \times 10^{-11}$
2月	2.9×10^{-9}	$<7.6 \times 10^{-12}$	$<9.8 \times 10^{-12}$	$<2.2 \times 10^{-11}$	$<1.4 \times 10^{-11}$	$<7.0 \times 10^{-11}$	$<1.1 \times 10^{-11}$	$<2.8 \times 10^{-11}$
3月	5.7×10^{-9}	$<9.0 \times 10^{-12}$	$<1.1 \times 10^{-11}$	$<2.4 \times 10^{-11}$	$<1.5 \times 10^{-11}$	$<7.8 \times 10^{-11}$	$<8.8 \times 10^{-12}$	$<3.7 \times 10^{-11}$

(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, 1998年度)

採取年月	⁷ Be	⁵⁴ Mn	⁶⁰ Co	⁹⁵ Zr	⁹⁵ Nb	¹⁰⁶ Ru	¹³⁷ Cs	¹⁴⁴ Ce
1998年4月	2.2×10^8	$<5.7 \times 10^4$	$<6.2 \times 10^4$	$<1.4 \times 10^5$	$<8.8 \times 10^4$	$<5.3 \times 10^5$	$<5.1 \times 10^4$	$<3.8 \times 10^5$
5月	2.6×10^8	$<6.7 \times 10^4$	$<6.3 \times 10^4$	$<1.6 \times 10^5$	$<1.1 \times 10^5$	$<5.3 \times 10^5$	$<6.6 \times 10^4$	$<5.1 \times 10^5$
6月	1.9×10^8	$<7.1 \times 10^4$	$<6.5 \times 10^4$	$<1.5 \times 10^5$	$<1.2 \times 10^5$	$<5.1 \times 10^5$	$<6.2 \times 10^4$	$<4.8 \times 10^5$
7月	2.0×10^8	$<6.4 \times 10^4$	$<5.8 \times 10^4$	$<1.7 \times 10^5$	$<1.2 \times 10^5$	$<5.3 \times 10^5$	$<5.9 \times 10^4$	$<4.7 \times 10^5$
8月	1.1×10^8	$<6.8 \times 10^4$	$<6.3 \times 10^4$	$<1.6 \times 10^5$	$<1.2 \times 10^5$	$<4.9 \times 10^5$	$<6.2 \times 10^4$	$<4.4 \times 10^5$
9月	2.0×10^8	$<5.3 \times 10^4$	$<6.0 \times 10^4$	$<1.0 \times 10^5$	$<8.1 \times 10^4$	$<4.6 \times 10^5$	$<5.1 \times 10^4$	$<3.5 \times 10^5$
10月	2.0×10^8	$<4.8 \times 10^4$	$<6.3 \times 10^4$	$<1.2 \times 10^5$	$<7.9 \times 10^4$	$<4.6 \times 10^5$	$<5.0 \times 10^4$	$<3.6 \times 10^5$
11月	1.8×10^7	$<5.6 \times 10^4$	$<5.5 \times 10^4$	$<1.0 \times 10^5$	$<6.9 \times 10^4$	$<4.7 \times 10^5$	$<4.8 \times 10^4$	$<3.1 \times 10^5$
12月	3.8×10^7	$<5.8 \times 10^4$	$<1.0 \times 10^5$	$<1.2 \times 10^5$	$<8.8 \times 10^4$	$<5.0 \times 10^5$	$<5.5 \times 10^4$	$<2.2 \times 10^5$
1999年1月	1.4×10^7	$<3.4 \times 10^4$	$<4.5 \times 10^4$	$<8.7 \times 10^4$	$<6.5 \times 10^4$	$<3.4 \times 10^5$	$<4.1 \times 10^4$	$<2.3 \times 10^5$
2月	9.0×10^7	$<4.1 \times 10^4$	$<5.0 \times 10^4$	$<8.5 \times 10^4$	$<5.6 \times 10^4$	$<3.5 \times 10^5$	$<4.1 \times 10^4$	$<2.2 \times 10^5$
3月	3.2×10^8	$<4.7 \times 10^4$	$<5.0 \times 10^4$	$<1.1 \times 10^5$	$<6.3 \times 10^4$	$<3.7 \times 10^5$	6.8×10^4	$<3.1 \times 10^5$

(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

1997年度と同様に「発電用軽水型原子炉施設における放出放射性物質の測定に関する指針」を準用し、東海研究所の主要施設から放出される気体廃棄物及び液体廃棄物中の⁸⁹Sr と⁹⁰Sr の放射能濃度を化学分析により測定した。測定結果を、Table A. 4.4-1 及びTable A. 4.4-2 に示す。

気体廃棄物の測定結果は、以下のとおりであった。すなわち、⁸⁹Sr については、いずれの施設とも検出下限値未満の値であった。⁹⁰Sr については、全四半期を通して再処理特別研究棟（スタック I）において、検出下限値を超える値が測定された。また、環境シミュレーション試験棟では、第1四半期に検出下限値を超える値が測定された。しかし、これら以外の施設では、⁹⁰Sr は検出されなかった。

一方、液体廃棄物は以下のとおりであった。⁸⁹Sr については、第3四半期に冶金特別研究棟と第2廃棄物処理棟の2施設において、検出下限値を超える値が測定された。また、⁹⁰Sr については冶金特研、JRR-2、RI 製造棟などのいくつかの施設において、検出下限値を超える値が測定された。ただし、これらの値はいずれも排気、排水に係る濃度限度を下回っていた。

(2) 環境試料中の Sr 及びPu の化学分析

茨城県環境放射線監視計画に基づき、海洋試料（海水、魚、海底土）、農産物試料（ほうれん草、精米）中の⁹⁰Sr 及び海洋試料（魚、海底土）中の²³⁹⁺²⁴⁰Pu の放射能濃度を化学分析により測定した。測定結果を、それぞれTable A. 4.3-4(a)及びTable A. 4.3-4(b)に示す。1998年10月に採取した東海研究所沖合3海域の海水のうち、C 海域と旧D 海域の2海域の海水からは、検出下限値をわずかに超える⁹⁰Sr が検出された。また例年どおり、ほうれん草については⁹⁰Sr が、海底土については²³⁹⁺²⁴⁰Pu が検出下限値を超えて測定された。ただし、これらの測定値はいずれも平常の変動幅内にあり、異常は認められなかった。その他の環境試料についての測定値は、⁹⁰Sr、²³⁹⁺²⁴⁰Pu ともに検出下限値未満であった。

（服部 隆充）

Table A.4.4-1 気体廃棄物中の ^{89}Sr , ^{90}Sr 放出濃度
(東海研究所, 1998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										
ホットラボ(主排気口)	< 3.7×10 ⁻¹²	< 1.3×10 ⁻¹²	< 3.4×10 ⁻¹²	< 1.3×10 ⁻¹²	< 3.3×10 ⁻¹²	< 1.3×10 ⁻¹²	< 1.3×10 ⁻¹²	< 1.3×10 ⁻¹²	< 2.4×10 ⁻¹²	< 1.0×10 ⁻¹²	< 2.8×10 ⁻¹²	< 1.4×10 ⁻¹²
ホットラボ(副排気口)	< 3.4×10 ⁻¹²	< 1.3×10 ⁻¹²	< 3.3×10 ⁻¹²	< 1.3×10 ⁻¹²	< 6.1×10 ⁻¹¹	< 1.3×10 ⁻¹¹	< 5.1×10 ⁻¹²	< 1.4×10 ⁻¹¹	< 3.6×10 ⁻¹²	< 1.4×10 ⁻¹²	< 2.6×10 ⁻¹²	< 1.4×10 ⁻¹²
J R R - 2	< 1.5×10 ⁻¹¹	< 6.1×10 ⁻¹²	< 3.1×10 ⁻¹²	< 1.1×10 ⁻¹²	< 3.1×10 ⁻¹²	< 1.2×10 ⁻¹²	< 1.2×10 ⁻¹²	< 3.7×10 ⁻¹²	< 6.0×10 ⁻¹²	< 1.4×10 ⁻¹²	< 9.2×10 ⁻¹²	< 5.2×10 ⁻¹²
RI製造棟(300番)	< 2.8×10 ⁻¹²	< 1.1×10 ⁻¹²	< 1.1×10 ⁻¹²	< 1.1×10 ⁻¹²	< 3.2×10 ⁻¹²	< 1.2×10 ⁻¹²	< 3.2×10 ⁻¹²	< 3.0×10 ⁻¹²	< 1.2×10 ⁻¹²	< 3.0×10 ⁻¹²	< 1.3×10 ⁻¹²	< 2.5×10 ⁻¹²
実験利用棟	< 2.7×10 ⁻¹²	< 1.1×10 ⁻¹²	< 1.1×10 ⁻¹²	< 2.7×10 ⁻¹²	< 9.3×10 ⁻¹³	< 2.5×10 ⁻¹²	< 2.5×10 ⁻¹²	< 1.2×10 ⁻¹²	< 3.4×10 ⁻¹³	< 1.5×10 ⁻¹²	< 2.8×10 ⁻¹²	< 1.8×10 ⁻¹²
J R R - 3	< 2.4×10 ⁻¹²	< 8.6×10 ⁻¹²	< 3.6×10 ⁻¹²	< 1.0×10 ⁻¹¹	< 1.0×10 ⁻¹¹	< 4.6×10 ⁻¹²	< 4.6×10 ⁻¹²	< 1.0×10 ⁻¹¹	< 4.7×10 ⁻¹²	< 7.7×10 ⁻¹²	< 7.7×10 ⁻¹²	< 4.9×10 ⁻¹²
J R R - 4	< 8.6×10 ⁻¹²	< 2.1×10 ⁻¹²	1.4×10 ⁻¹²	< 2.3×10 ⁻¹²	1.1×10 ⁻¹²	< 2.1×10 ⁻¹²	1.1×10 ⁻¹²	< 2.1×10 ⁻¹²	1.5×10 ⁻¹²	< 3.0×10 ⁻¹²	3.9×10 ⁻¹²	< 3.9×10 ⁻¹²
再処理(スタック I)	< 1.6×10 ⁻¹²	< 5.9×10 ⁻¹³	< 6.4×10 ⁻¹²	< 1.6×10 ⁻¹²	< 6.4×10 ⁻¹³	< 6.4×10 ⁻¹²	< 6.4×10 ⁻¹²	< 1.6×10 ⁻¹³	< 5.3×10 ⁻¹³	< 1.4×10 ⁻¹²	< 6.9×10 ⁻¹³	< 6.9×10 ⁻¹³
再処理(スタック II)	< 9.9×10 ⁻¹²	< 3.3×10 ⁻¹²	< 5.9×10 ⁻¹²	< 2.3×10 ⁻¹²	< 2.3×10 ⁻¹²	< 9.2×10 ⁻¹²	< 9.2×10 ⁻¹²	< 3.5×10 ⁻¹²	< 6.1×10 ⁻¹²	< 6.1×10 ⁻¹²	< 2.9×10 ⁻¹²	< 2.9×10 ⁻¹²
液体処理(低レベル)	< 7.8×10 ⁻¹²	< 3.1×10 ⁻¹²	< 5.6×10 ⁻¹²	< 2.3×10 ⁻¹²	< 7.3×10 ⁻¹²	< 7.3×10 ⁻¹²	< 7.3×10 ⁻¹²	< 2.7×10 ⁻¹²	< 7.3×10 ⁻¹²	< 7.3×10 ⁻¹²	< 3.1×10 ⁻¹²	< 3.1×10 ⁻¹²
液体処理(中レベル)	< 6.2×10 ⁻¹²	< 2.4×10 ⁻¹²	< 5.6×10 ⁻¹²	< 2.2×10 ⁻¹²	< 7.0×10 ⁻¹²	< 2.5×10 ⁻¹²	< 8.7×10 ⁻¹²	< 3.5×10 ⁻¹²	< 3.5×10 ⁻¹²	< 7.3×10 ⁻¹²	< 3.4×10 ⁻¹²	< 3.4×10 ⁻¹²
圧縮処理施設	< 9.5×10 ⁻¹²	< 3.7×10 ⁻¹²	< 7.0×10 ⁻¹²	< 7.0×10 ⁻¹²	< 1.4×10 ⁻¹²	< 5.3×10 ⁻¹³	< 2.0×10 ⁻¹²	< 7.2×10 ⁻¹²	< 3.0×10 ⁻¹²	< 5.8×10 ⁻¹²	< 2.6×10 ⁻¹²	< 2.6×10 ⁻¹²
第1廃棄物処理棟	< 6.1×10 ⁻¹²	< 2.2×10 ⁻¹²	< 5.5×10 ⁻¹²	< 2.2×10 ⁻¹²	< 7.0×10 ⁻¹²	< 2.2×10 ⁻¹²	< 8.1×10 ⁻¹²	< 3.3×10 ⁻¹²	< 6.7×10 ⁻¹²	< 6.7×10 ⁻¹²	< 3.2×10 ⁻¹²	< 3.2×10 ⁻¹²
第2廃棄物処理棟	< 5.6×10 ⁻¹³	< 2.2×10 ⁻¹²	< 5.5×10 ⁻¹²	< 2.2×10 ⁻¹²	< 7.0×10 ⁻¹²	< 2.5×10 ⁻¹²	< 1.0×10 ⁻¹¹	< 3.7×10 ⁻¹²	< 6.1×10 ⁻¹²	< 6.1×10 ⁻¹²	< 3.2×10 ⁻¹²	< 3.2×10 ⁻¹²
第3廃棄物処理棟	< 4.6×10 ⁻¹²	< 1.3×10 ⁻¹²	< 4.6×10 ⁻¹²	< 1.5×10 ⁻¹²	< 5.8×10 ⁻¹³	< 1.5×10 ⁻¹²	< 1.6×10 ⁻¹²	< 6.2×10 ⁻¹³	< 1.1×10 ⁻¹²	< 5.6×10 ⁻¹³	< 5.6×10 ⁻¹³	< 5.6×10 ⁻¹³
汚染除去場	< 5.5×10 ⁻¹²	< 2.2×10 ⁻¹²	< 5.5×10 ⁻¹²	< 2.2×10 ⁻¹²	< 7.0×10 ⁻¹²	< 2.5×10 ⁻¹²	< 5.3×10 ⁻¹³	< 2.0×10 ⁻¹²	< 3.0×10 ⁻¹²	< 7.8×10 ⁻¹³	< 1.3×10 ⁻¹²	< 6.3×10 ⁻¹³
W A S T E F	< 1.3×10 ⁻¹²	< 4.6×10 ⁻¹³	< 4.6×10 ⁻¹²	< 1.6×10 ⁻¹²	< 5.8×10 ⁻¹³	< 1.5×10 ⁻¹²	< 5.8×10 ⁻¹³	< 1.6×10 ⁻¹²	< 6.2×10 ⁻¹³	< 1.1×10 ⁻¹²	< 5.6×10 ⁻¹³	< 5.6×10 ⁻¹³
環境シミュレーション	< 1.6×10 ⁻¹²	< 7.0×10 ⁻¹³	< 1.6×10 ⁻¹²	< 6.0×10 ⁻¹³	< 6.0×10 ⁻¹³	< 6.0×10 ⁻¹²	< 1.9×10 ⁻¹²	< 7.2×10 ⁻¹³	< 1.5×10 ⁻¹²	< 7.2×10 ⁻¹³	< 9.5×10 ⁻¹³	< 9.5×10 ⁻¹³
電源施設	< 6.4×10 ⁻¹²	< 2.3×10 ⁻¹²	< 6.5×10 ⁻¹²	< 2.3×10 ⁻¹²	< 7.6×10 ⁻¹²	< 2.3×10 ⁻¹²	< 7.6×10 ⁻¹²	< 2.7×10 ⁻¹²	< 7.3×10 ⁻¹²	< 7.3×10 ⁻¹²	< 2.9×10 ⁻¹²	< 2.9×10 ⁻¹²
N S R R	< 7.8×10 ⁻¹²	< 3.3×10 ⁻¹²	< 5.8×10 ⁻¹²	< 2.7×10 ⁻¹²	< 6.1×10 ⁻¹²	< 6.1×10 ⁻¹²	< 6.1×10 ⁻¹²	< 2.7×10 ⁻¹²	< 7.7×10 ⁻¹²	< 7.7×10 ⁻¹²	< 4.4×10 ⁻¹²	< 4.4×10 ⁻¹²
燃料試験施設棟	< 1.5×10 ⁻¹²	< 6.2×10 ⁻¹³	< 1.5×10 ⁻¹²	< 6.6×10 ⁻¹³	< 1.5×10 ⁻¹²	< 6.6×10 ⁻¹³	< 1.5×10 ⁻¹²	< 6.6×10 ⁻¹³	< 1.4×10 ⁻¹²	< 7.8×10 ⁻¹³	< 7.8×10 ⁻¹³	< 7.8×10 ⁻¹³
N U C E F	< 1.4×10 ⁻¹²	< 5.6×10 ⁻¹³	< 1.4×10 ⁻¹²	< 1.4×10 ⁻¹²	< 6.3×10 ⁻¹³	< 1.2×10 ⁻¹²	< 6.3×10 ⁻¹³	< 1.2×10 ⁻¹²	< 5.7×10 ⁻¹³	< 1.7×10 ⁻¹²	< 8.9×10 ⁻¹³	< 8.9×10 ⁻¹³

Table A.4.4-2 液体廃棄物中の ^{89}Sr , ^{90}Sr 放出濃度
(東海研究所, 1998年度) (単位: Bq/cm³)

施設名	第1四半期			第2四半期			第3四半期			第4四半期		
	^{89}Sr	^{90}Sr										
第3研究棟	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
第4研究棟	—	—	—	—	$< 1.4 \times 10^{-4}$	$< 6.1 \times 10^{-5}$	$< 1.5 \times 10^{-4}$	$< 5.7 \times 10^{-5}$	$< 1.1 \times 10^{-4}$	$< 5.7 \times 10^{-5}$	—	—
特治金	—	—	—	—	$< 3.5 \times 10^{-4}$	3.8×10^{-4}	2.4×10^{-4}	2.1×10^{-4}	$< 1.6 \times 10^{-4}$	1.0×10^{-4}	—	—
R R - 1	—	—	—	—	$< 1.2 \times 10^{-4}$	$< 5.5 \times 10^{-5}$	$< 1.4 \times 10^{-4}$	$< 5.8 \times 10^{-5}$	$< 1.1 \times 10^{-4}$	$< 5.9 \times 10^{-5}$	—	—
R R - 2	—	—	—	—	$< 1.9 \times 10^{-4}$	8.1×10^{-5}	$< 1.6 \times 10^{-4}$	8.2×10^{-5}	$< 1.5 \times 10^{-4}$	7.0×10^{-5}	—	—
R I 製	—	—	—	—	$< 2.8 \times 10^{-4}$	5.1×10^{-4}	$< 2.7 \times 10^{-4}$	3.6×10^{-4}	$< 3.2 \times 10^{-4}$	6.4×10^{-4}	1.9×10^{-4}	—
実験室	—	—	—	—	$< 2.7 \times 10^{-4}$	4.1×10^{-4}	$< 2.1 \times 10^{-4}$	1.6×10^{-4}	$< 1.4 \times 10^{-4}$	$< 5.1 \times 10^{-5}$	—	—
J R R - 3	—	—	—	—	$< 6.3 \times 10^{-4}$	2.8×10^{-3}	$< 2.2 \times 10^{-4}$	8.0×10^{-5}	$< 1.4 \times 10^{-4}$	$< 5.0 \times 10^{-5}$	$< 1.1 \times 10^{-4}$	$< 5.7 \times 10^{-5}$
J R R - 4	—	—	—	—	$< 2.1 \times 10^{-4}$	$< 8.2 \times 10^{-5}$	$< 1.4 \times 10^{-4}$	$< 5.9 \times 10^{-5}$	$< 1.3 \times 10^{-4}$	$< 5.5 \times 10^{-5}$	—	—
放射線標準施設	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
再処理特別研究棟	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
液体処理施設	—	—	—	—	$< 1.5 \times 10^{-4}$	$< 5.8 \times 10^{-5}$	$< 1.5 \times 10^{-4}$	$< 5.5 \times 10^{-5}$	$< 1.5 \times 10^{-4}$	$< 5.3 \times 10^{-5}$	$< 1.2 \times 10^{-4}$	$< 6.9 \times 10^{-5}$
圧縮処理施設	—	—	—	—	—	$< 2.7 \times 10^{-4}$	3.5×10^{-4}	—	—	—	—	—
第1廃棄物処理棟	—	—	—	—	$< 1.4 \times 10^{-4}$	$< 5.4 \times 10^{-5}$	$< 1.6 \times 10^{-4}$	$< 6.2 \times 10^{-5}$	$< 1.7 \times 10^{-4}$	7.9×10^{-5}	$< 1.2 \times 10^{-4}$	$< 5.8 \times 10^{-5}$
第2廃棄物処理棟	—	—	—	—	—	—	$< 1.7 \times 10^{-4}$	$< 6.0 \times 10^{-5}$	4.8×10^{-4}	6.9×10^{-5}	$< 1.0 \times 10^{-4}$	$< 5.7 \times 10^{-5}$
第3廃棄物処理棟	—	—	—	—	—	—	$< 1.3 \times 10^{-4}$	$< 5.3 \times 10^{-5}$	$< 1.7 \times 10^{-4}$	1.1×10^{-4}	$< 9.6 \times 10^{-5}$	$< 5.5 \times 10^{-5}$
汚染除去場	—	—	—	—	—	$< 2.8 \times 10^{-4}$	3.2×10^{-4}	—	—	—	—	—
W A S T E F	—	—	—	—	—	—	—	$< 2.1 \times 10^{-4}$	1.6×10^{-4}	$< 1.5 \times 10^{-4}$	1.2×10^{-4}	—
環境シミュレーション	—	—	—	—	—	—	—	$< 2.9 \times 10^{-4}$	4.8×10^{-4}	—	—	—
電源特会施設	—	—	—	—	—	—	—	$< 5.8 \times 10^{-5}$	$< 1.4 \times 10^{-4}$	$< 5.4 \times 10^{-5}$	$< 9.7 \times 10^{-5}$	—
N S R R	$< 1.5 \times 10^{-4}$	$< 5.9 \times 10^{-5}$	$< 1.5 \times 10^{-4}$	$< 6.7 \times 10^{-5}$	$< 1.5 \times 10^{-4}$	$< 6.2 \times 10^{-5}$	$< 1.4 \times 10^{-4}$	$< 5.7 \times 10^{-5}$	$< 1.2 \times 10^{-4}$	$< 6.3 \times 10^{-5}$	$< 1.2 \times 10^{-4}$	$< 6.4 \times 10^{-5}$
N U C E F	$< 1.6 \times 10^{-4}$	$< 6.2 \times 10^{-5}$	$< 1.6 \times 10^{-4}$	$< 6.2 \times 10^{-5}$	$< 1.6 \times 10^{-4}$	$< 6.3 \times 10^{-5}$	$< 1.9 \times 10^{-4}$	$< 5.1 \times 10^{-5}$	$< 1.2 \times 10^{-4}$	—	—	—

(注) 表中の “—” は、測定該当試料がなかったことを示す。

A.4.5 環境放射線監視装置の更新

環境放射線監視装置は、東海研究所原子炉施設及び核燃料施設等の共用の屋外放射線管理施設として、モニタリングポスト等からの観測データをリアルタイムに収集し、施設周辺環境の放射線監視を行っている。更新前の装置は、1987年度に更新されて以来、常時、安定した運転を行ってきたが、データ処理を行う主計算機が西暦2000年問題に対応していないことや、伝送装置等主要機器の老朽化対策のため更新を行った。

本更新では、主計算機をUNIX、操作端末をパソコンとしLANを有効に活用し、処理ソフトウェアはウィンドウズ形式の操作性を重視した設計を行った。新装置の主な機能を以下に、システム構成をFig. A.4.5-1に、画面表示の例をFig. A.4.5-2及びFig. A.4.5-3にそれぞれ示す。

(1) データ収集機能

次に示す各観測局からのデータをNTT専用回線を用い、テレメータ装置で1分毎に収集する。

- ・モニタリングステーション（4基）：空気吸収線量率、大気塵埃中放射能濃度
- ・モニタリングポスト（14基）：空気吸収線量率
- ・気象観測設備（1基）：風向、風速、気温、降水量等
- ・排水モニタ（2基）：排水中放射能濃度
- ・排気モニタ（4基）：排氣中放射能濃度

(2) 警報機能

収集データについて1分毎に警報判定処理し、次に示す箇所に警報等を発生させる。

- ・環境放射線中央監視室：警報監視端末内アラーム、ランプ表示
- ・中央警備室警報盤：警報信号送信
- ・環境監視係員居室警報盤：アラーム、ランプ表示
- ・自宅通報：電話による音声通報

(3) データ処理機能

データ処理の主な機能としては、次に示すとおりである。

- ・報告書作成：時報、日報、月報を中央監視室及び試料処理室へ定期出力
- ・データ表示：トレンド等を中央監視室、防護活動本部及び保健物理部センタへ表示
- ・データ提供：科学技術庁水戸原子力事務所へ専用回線と無線でリアルタイム送信
原研ネットワークにて大洗研監視装置とデータを送受信し相互表示
- ・広報機能：所内関係者限定で10分値及び1時間値データを公開

(4) データ保存機能

- ・観測局（子局）：テレメータ装置内に1週間分保持（回線トラブル時の欠測防止）
- ・データ処理装置：光磁気ディスクにて最終保存

なお、旧装置の保存データ（磁気テープ）は、光磁気ディスクへの媒体変換とフォーマット変換を行った。

（橋 晴夫）

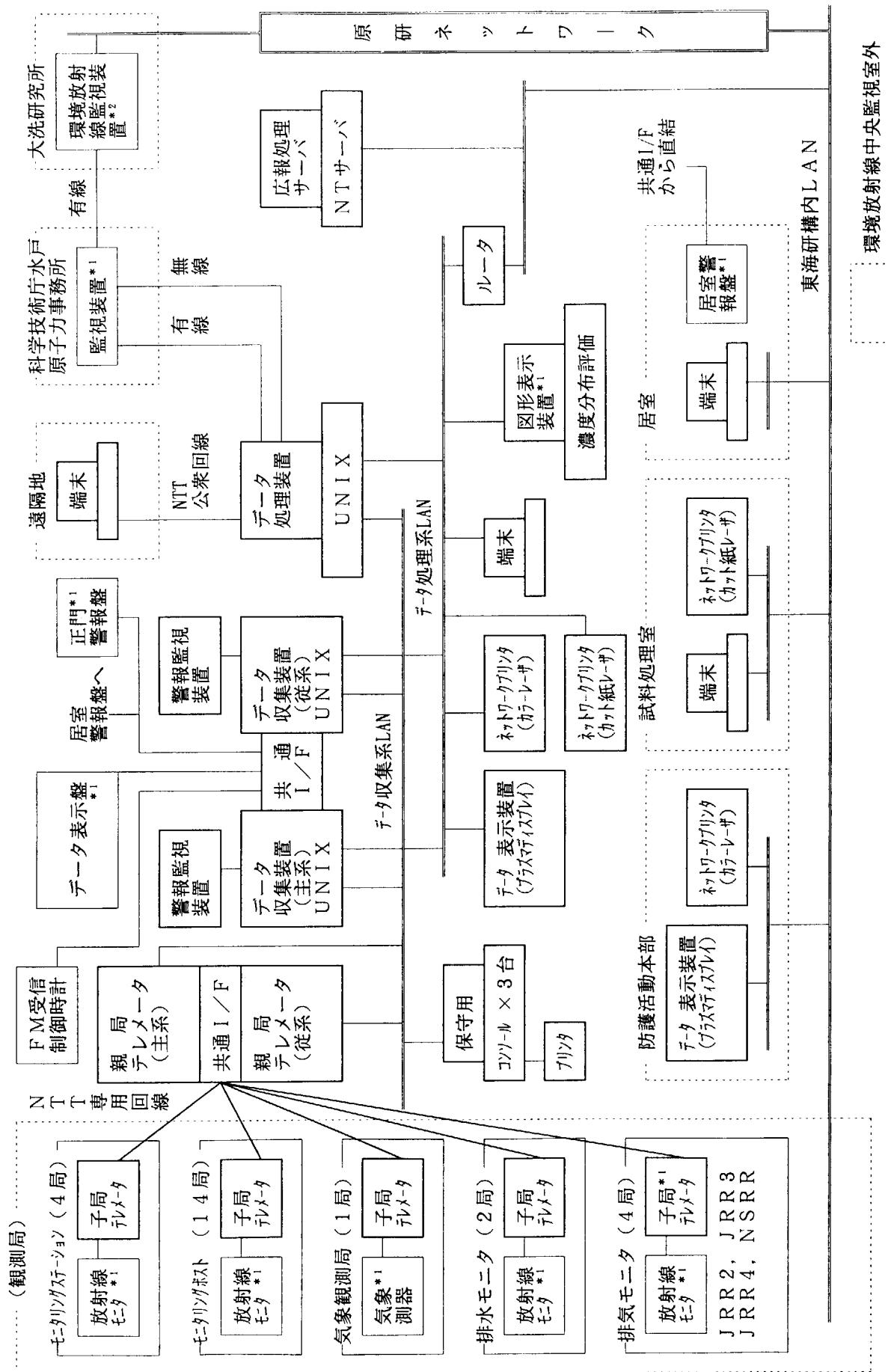


Fig. A. 4.5-1 環境放射線監視装置システム構成

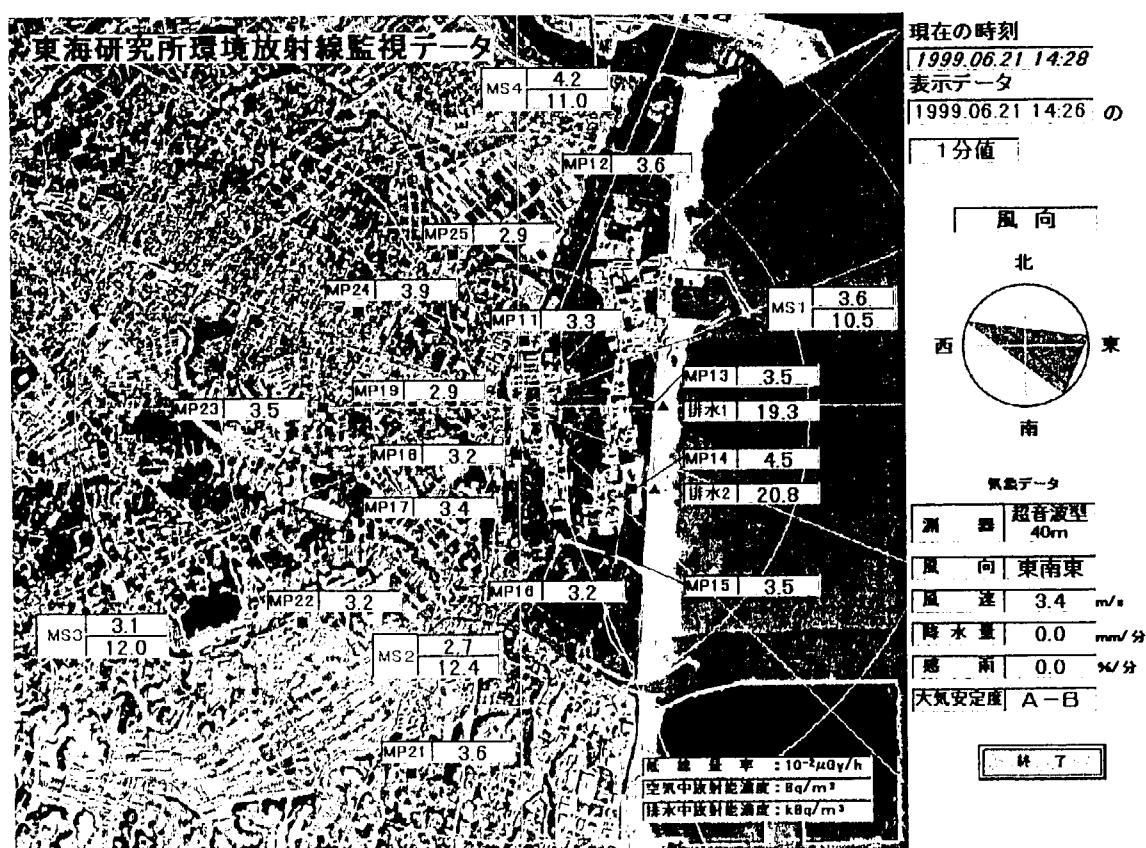
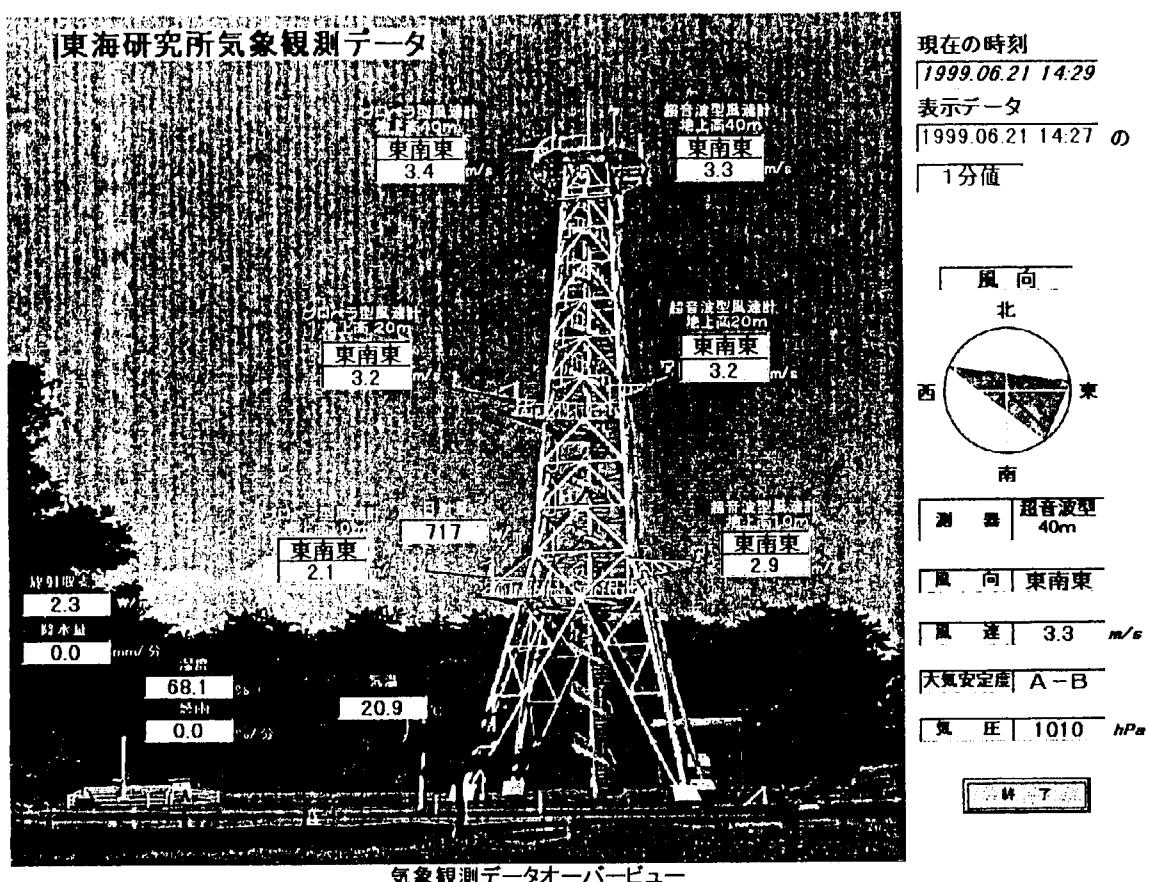
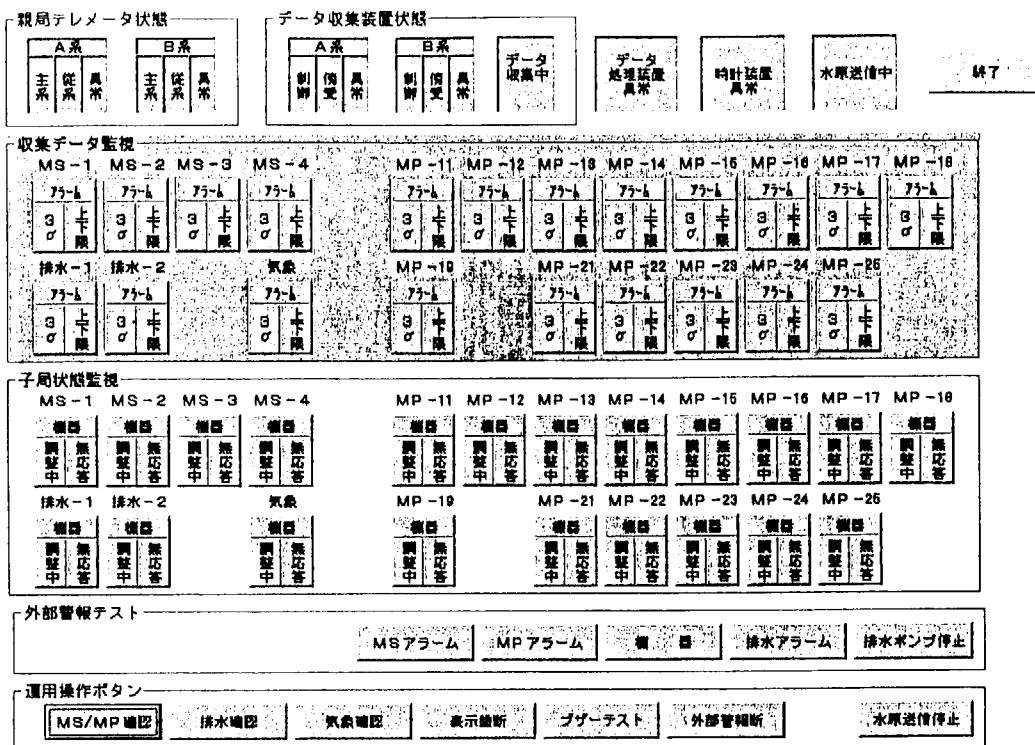


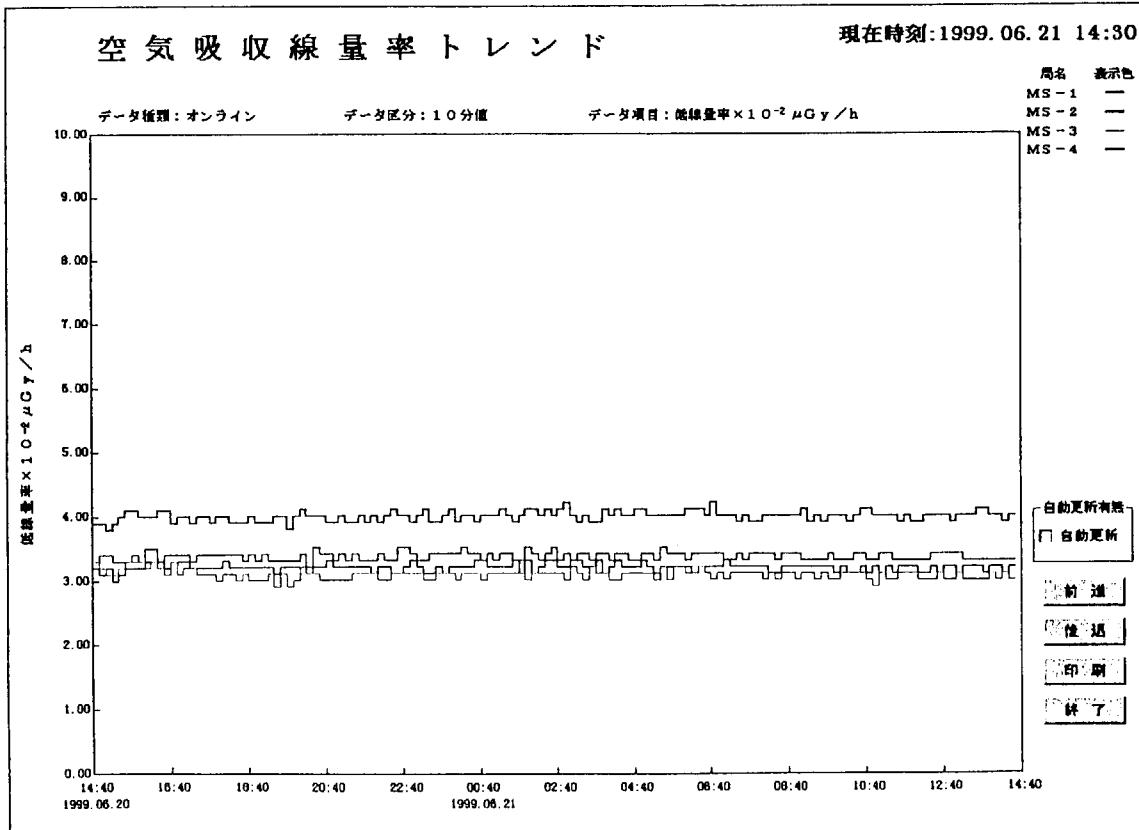
Fig. A.4.5-2 環境放射線監視装置ディスプレイ表示例（1）

環境放射線監視システム

現在時刻 1999/06/21 (月) 15:41:28



警報監視画面



空気吸収線量率トレンド

Fig. A.4.5-3 環境放射線監視装置ディスプレイ表示例 (2)

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、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2回（施設により1回）実施した。また、故障修理等の維持管理に努め、稼働率の向上を図った。老朽化したサーベイメータの更新を年次計画（69台）に沿って実施した。

放射線管理モニタのうち、JRR-4、RI製造棟等、5施設28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するとともに、放射能試料自動測定解析装置の更新を完了した。

また、中性子標準校正施設棟の建家の設計、同施設棟の内装設備機器の仕様を検討し、発注した。

（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。1998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、1,604台であった。これらの内訳をTable A. 5.2-1に示す。また、フィルムバッジ、TLD、ガラス線量計等の基準照射は951個実施した。

他課室からの依頼業務は、アラームメータ、マイドーズミニの校正が744台、照射線量計の校正、中性子検出器の特性試験及び金箔のフルエンス率測定評価等が8件、フィルムバッジ、TLD、ガラス線量計等の基準照射を795個実施した。

サーベイメータの更新は、年次計画に沿って実施し、老朽化の著しいサーベイメータを69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、 ^{252}Cf (1.96GBq)線源及び ^{51}Cr (7.4GBq)線源の更新を行うとともに、照射室内の気温・気圧・湿度表示装置の検出部の更新及びX線照射装置の管球破損による交換、並びに軟X線照射装置の更新及びX線自動エージング装置の整備を行った。

第三次補正予算により新たに建設が承認された中性子標準校正施設棟の建家・電気・機械設備の設計を建設部と合同で進めるとともに、本施設棟に設置する加速器、校正台車、ゴニオメータ及び標準測定器等の内装機器を発注した。

(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、1998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	139	258
電離箱式サーベイメータ	203	299
β 線表面汚染検査計	258	490
α 線表面汚染検査計	121	225
中性子サーベイメータ	16	15
レムカウンタ	27	26
NaIシンチレーション式サーベイメータ	16	18
テレテクタ	29	46
ガスフロー式サーベイメータ	29	41
プラスチックシンチレーション式サーベイメータ	106	177
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	6
合 計	952	1,604

(注) 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2回、データ伝送及びデータ処理システムについては、年間計画にしたがって全システムの保守点検を実施した。環境放射線監視システムについて、科学技術庁による定期検査を受検した。

1998年度の故障は14件であった。主な内容は、測定部の故障及び検出器温度制御装置の故障等であった。

(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、2回（第3研究棟、第4研究棟、JRR-3、JRR-4、第3廃棄物処理棟、NUCEFのモニタは1回）定期点検・校正を実施した。原子炉施設等の放射線管理用モニタについて、科学技術庁による定期検査を受検した。

Table A. 5.3-1 に1998年度の放射線管理用モニタの故障発生件数を示す。

(3) モニタ更新等

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。

JRR-4	排気ダストモニタ	1 系統
	排気ガスモニタ	2 系統
	排気ヨウ素モニタ	1 系統
	室内ダストモニタ	1 系統
	室内ガスモニタ	1 系統
	γ 線エリアモニタ	6 系統
	中性子線エリアモニタ	3 系統
	HFCM	1 台
R I 製造棟	排気ダストモニタ	4 系統
	排気ガスモニタ	1 系統
	γ 線エリアモニタ	4 系統
NSRR	HFCM	1 台
FCA	HFCM	1 台
汚染除去場	HFCM	1 台

(小畠 一)

Table A.5.3-1 放射線管理用モニタの故障発生件数
(東海研究所, 1998年度)

モニタ名称	故障件数(件)	故障率(件/系統)
エリアモニタ	19	0.06
ダストモニタ	35	0.18
水・ガスモニタ	2	0.03
ハンドフットクロスモニタ	32	0.44
モニタリングポスト	7	0.88
モニタリングステーション	7	0.50
その他	13	-
合計	115	115/657=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。1998年度の測定件数は延べ28,345件、測定時間は延べ46,962時間で、1997年度に比べてそれぞれ7.3%，3.5%増加した。試料測定の件数及び時間について、業務及び測定別にまとめた結果を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、66件発生し延べ410時間停止した。なお、この停止時間には装置故障に伴い実施した200時間の改修作業を含めている。また、1997年度から問題となっている γ 線スペクトルデータ収集時の極大疑似計数ノイズは、25件発生した。この極大疑似計数ノイズは、258チャンネル(129keV相当)において6桁を超える疑似計数が入り込むもので、全Ge半導体検出器で発生していることから、データ収集系を含めたプログラムにまで範囲を広げて原因を調査しているが、現在のところ解明までには至っていない。

測定機器の精密校正は、環境放射線管理に使用しているGe半導体検出器2台(GE-3, GE-4), α 線 β 線同時計数装置2台(GR-1, GR-3), 液体シンチレーションカウンタ3台(LS-1からLS-3)についてそれぞれ実施した。このほか、放射線モニタや表面汚染検査計の校正に用いられる酸化ウラン標準平板線源の絶対測定を32件実施した。

放射能試料自動測定解析装置の更新(第7期)は、1998年度が最終期に当たるため、総括的な内容を含めて行った。ハードウェア部門では、4.3GBの固定ディスク2台を各種データ記録用として追加し、放射能試料自動測定解析装置のシステムを完全に二重化した。また、環境放射能試料の測定に使用しているGe半導体検出器を1台更新し、精密校正を実施した。この検出器は1999年度から定常の測定に用いる予定である。一方ソフトウェア部門では、固定ディスク増設に伴うプログラムのほか、更新の最終期に当たり総括的なプログラムの整備を行った。

(川崎 克也)

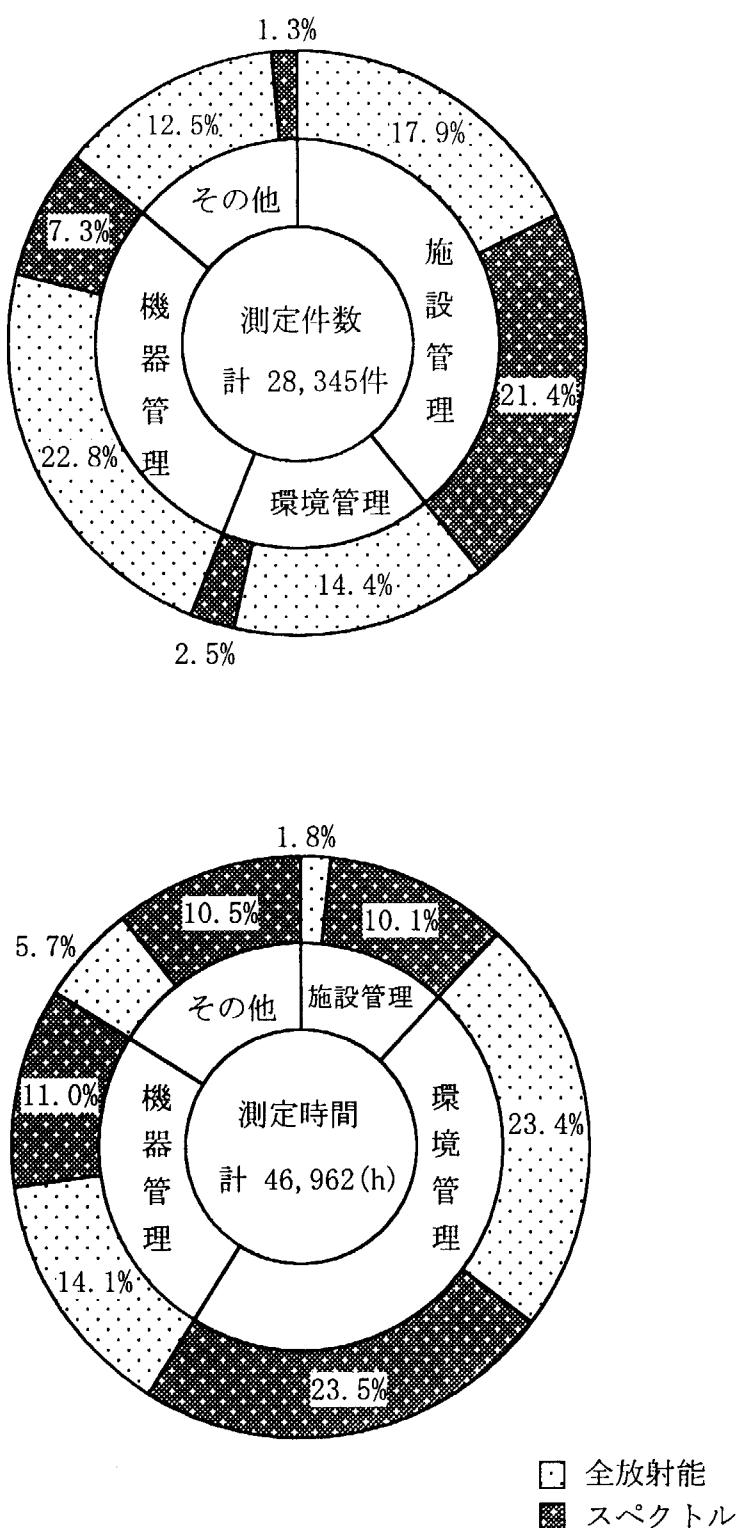


Fig. A. 5.4-1 試料測定の内訳（東海研究所, 1998年度）

A. 5.5 放射能試料集中計測システムの更新

保健物理部では業務の効率化を図る目的で、放射線管理試料を主とする各種試料の測定は、1981年度から放射能試料集中計測システムで実施している。開始当初におけるシステムはミニコンピュータを利用した先進的なシステムであったが、装置の老朽化とコンピュータの性能不足に伴い、年間数万件にも達する放射線管理試料の測定に対応することが困難になった。そこで、1992年度から7カ年計画でLANを用いたワークステーション方式を導入するなどの大幅なシステムの更新を行った。1998年度の更新の完了に当たり、放射能試料集中計測システムの更新について概要を述べる。

(1) 依頼方式

依頼方式は、手書きシートによる光学的マーク読み取り方式から、パーソナルコンピュータを用いたフロッピーディスク方式に変更した。このフロッピーディスク方式は、市販のアプリケーションソフトExcelを利用して、依頼者が直接依頼内容を3.5インチのフロッピーディスクに作成し、放射能試料集中計測システムのパーソナルコンピュータで読み取る方法である。この結果、読み取り時間が短縮されたほか、癖字等による読み取り違いも無くなり、受付業務の効率化が図られた。

(2) 放射能試料自動測定解析装置

放射能試料自動測定解析装置は、各種スペクトル測定用検出器と α 線、 β 線計数装置及びワークステーション4台を用いた分散型ネットワークシステムで構成される。放射能試料自動測定解析装置の構成図をFig. A. 5.5-1に示す。本装置は年間数万個に及ぶ放射能試料の測定、データ解析、データ保存が迅速、容易に遂行可能で、さらに記録用ディスク等を二重化することで、装置の故障による業務の遅延が起こらないように構築されたものである。

(a) 分散型ネットワークシステム

LANを用いたワークステーション方式を採用することで、4台のワークステーションがそれぞれの役割分担を持って動作していながら、特にオペレータは意識することなく、どのワークステーションからも各種操作が可能になり、大幅な測定作業等の効率化が図られた。

(b) 検出器

各種検出器の整備は、測定試料の数量や測定法の要求に応じて進めてきた。特に γ -X線スペクトルの測定、全 α ・全 β 放射能の測定及び低エネルギー β 放射能の測定が、要求の大半を占める。このため、上記の3測定を中心に行ってきた。以下に放射能試料自動測定解析装置における測定種類別の検出器の数量を示す。

- (i) N型高純度ゲルマニウム半導体検出器による γ -X線スペクトロメトリ……………7台
- (ii) 表面障壁型シリコン半導体検出器による α 線スペクトロメトリ……………4台
- (iii) Liドリフト型シリコン半導体検出器による β 線スペクトロメトリ……………1台
- (iv) 薄窓型比例計数管による全 α 、全 β 放射能測定……………2台
- (v) 薄窓型比例計数管による全 α 、全 β 放射能測定(16チャンネル同時測定タイプ)……1台
- (vi) 液体シンチレーションカウンタによる低エネルギー β 放射能測定……………1台
- (vii) 液体シンチレーションカウンタによる極低レベル用低エネルギー β 放射能測定……2台

(3) 測定結果のファイリング及びネットワークでの配信

測定結果は、毎日夜間に自動でカートリッジ磁気テープにバックアップしている。このカートリッジ磁気テープは期間毎に交換し、一定期間は保存している。また、半年間程度はハードディスク内にも記録は残っており、測定後における再解析などの対応が早急に行えるようになっている。なお、測定データは2台のハードディスクで二重に記録しており、仮に1台のハードディスクが故障しても業務に支障をきたすことはない。

また、測定結果の情報をより早く依頼者にフィードバックすることを目的とし、所内に整備されている東海研FDDI (Fiber Distributed Data Interface) ネットワークを利用して、測定解析等の結果の配信が行えるようにした。これは、依頼者が放射能試料自動測定解析装置からFTPにより直接アクセスする方法で行い、使用するファイルのレコード構成は、1レコード1データのアスキー（テキスト）形式で保存される。ただし、ネットワークでの配信方法は、現在行われている保健物理部内の放射線管理データ共有化検討ワーキンググループでの検討課題の一つであり、今後の配信方法等については、ワーキンググループでの検討状況及び依頼者の要望を踏まえて、適宜変更を行う予定である。

(4) まとめ

以上のように放射能試料集中計測システムの更新では、コンピュータ、ハードディスクを始めとするハードウェアの部分は、かなりの部分を二重化することができた。このため、今後はこれまで以上に運用上の障害は起きないと考えられる。しかし、ソフトウェアの部分では、依頼用フロッピーディスクの作成に当たり市販のアプリケーションを利用しているが、パーソナルコンピュータの進化は速く常にバージョンアップされるほか、数年単位でオペレーションシステムも変更されるため、これに伴うプログラム変更を余儀なくされる。よって市場の状況に追従する形で、プログラム変更に伴う予算の確保が必要になるなど、今後検討を要する点を残している。

(川崎 克也)

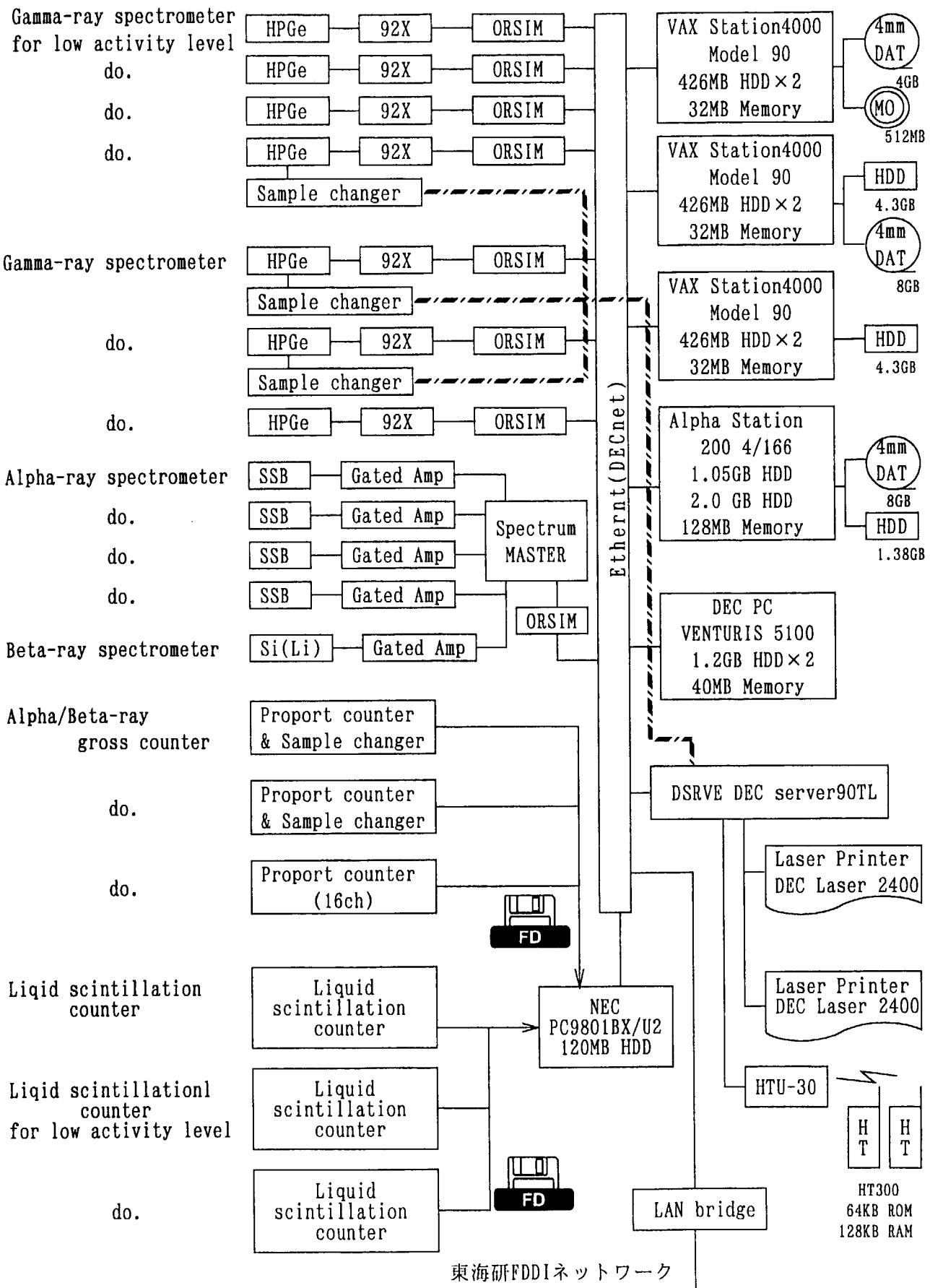


Fig. A. 5.5-1 放射能試料自動測定装置の構成図

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1997年度に引き続き実施した。施設の放射線管理に係る主要な事項としては、JT - 60 装置、MeV級イオン源試験装置及び各種放射線装置の運転並びにこれらの装置の定期点検等が上げられる。1998年度は、計算機の2000年対応の一貫として JT - 60 放射線モニタ自動監視装置のうち、JT - 60 U 放射線モニタに係る計算機システムを更新した。

放射線業務従事者の線量当量については、実効線量当量及び組織線量当量とともに、放射線障害予防規定に定められた線量当量限度及び警戒線量当量を超える被ばくはなかった。1998年度における実効線量当量は、最大 2.4 mSvであり、JT - 60 プラズマ対向機器の点検作業による被ばくであった。また、バイオアッセイ法による内部被ばく（トリチウム）については、被検者全員について有意な体内汚染は検出されなかった。

1998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下回った。

環境放射線監視については、事業所境界の線量当量率、積算線量及び空気中放射能濃度の環境モニタリングを実施したが、施設からの放射性物質の放出に起因する異常は認められなかった。

放射線障害防止法に基づく変更許可等に関しては、JT - 60 装置の協同トムソン散乱計測装置の設置に伴う遮へい体改造に係る変更許可申請を行った。また、茨城県原子力安全対策課による放射性同位元素等の保管管理状況の立入り検査を受検した。

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

(松下 紘三)

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

1998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平均実効線量当量は、それぞれ40.4人・ミリシーベルト、0.04mSvであった。また、年間最大実効線量当量は2.4mSvであり、JT-60装置の真空容器内定期点検作業に従事した作業者であった。

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

(2) 内部被ばく線量当量の管理

JT-60装置の重水素放電実験運転及び保守点検業務に従事し、内部被ばくのおそれのあるグループから5名を選び、バイオアッセイ（トリチウム尿検査）による確認検査を実施した。測定の結果、有意な体内汚染が検出された者はいなかった。

(秋山 勇)

Table B.1.2-1 放射線業務従事者の実効線量当量に係る四半期別被ばく状況
(那珂研究所, 1998年度)

管理期間	放射線業務従事者員数	実効線量分布(人數)					平均実効線量当量(mSv)					最大実効線量当量(mSv)					集団実効線量当量(person·mSv)				
		検出下限線量 当量未満*1	0.2 mSv 以上 1.0 mSv 以下	5.0 mSv を超え 15 mSv 以下	5.0 mSv を超え 15 mSv 以下	15 mSv を超えるもの	検出下限線量 当量未満*1	0.2 mSv 以上 1.0 mSv 以下	5.0 mSv を超え 15 mSv 以下	5.0 mSv を超え 15 mSv 以下	15 mSv を超えるもの	検出下限線量 当量未満*1	0.2 mSv 以上 1.0 mSv 以下	5.0 mSv を超え 15 mSv 以下	5.0 mSv を超え 15 mSv 以下	15 mSv を超えるもの	検出下限線量 当量未満*1	0.2 mSv 以上 1.0 mSv 以下	5.0 mSv を超え 15 mSv 以下	5.0 mSv を超え 15 mSv 以下	15 mSv を超えるもの
第1四半期	568	568	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
第2四半期	477	477	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
第3四半期	897	853	27	17	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	40.4
第4四半期	575	575	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
年間	1002 (1141)	958 (1037)	27 (8)	17 (23)	0 (0)	0 (0)	0 (0)	0 (0)	0 (0)	0 (0)	0 (0)	0.04 (0.07)	0.04 (0.07)	2.4 (2.6)	2.4 (2.6)	40.4 (78.5)	40.4 (78.5)	40.4 (78.5)	40.4 (78.5)	40.4 (78.5)	40.4 (78.5)

*1 フィルムバッジの検出下限線量当量 : 0.2 mSv
 *2 カッコ内の数値は、1997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, 1998年度)

作業者区分	放射線業務従事者員数	実効線量分布(人數)					平均実効線量当量(mSv)					最大実効線量当量(mSv)					集団実効線量当量(person·mSv)				
		検出下限線量 当量未満*1	0.2 mSv 以上 1.0 mSv 以下	5.0 mSv を超え 15 mSv 以下	5.0 mSv を超え 15 mSv 以下	15 mSv を超えるもの	検出下限線量 当量未満*1	0.2 mSv 以上 1.0 mSv 以下	5.0 mSv を超え 15 mSv 以下	5.0 mSv を超え 15 mSv 以下	15 mSv を超えるもの	検出下限線量 当量未満*1	0.2 mSv 以上 1.0 mSv 以下	5.0 mSv を超え 15 mSv 以下	5.0 mSv を超え 15 mSv 以下	15 mSv を超えるもの	検出下限線量 当量未満*1	0.2 mSv 以上 1.0 mSv 以下	5.0 mSv を超え 15 mSv 以下	5.0 mSv を超え 15 mSv 以下	15 mSv を超えるもの
職員等	185	179	6	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0.01	0.01	0.5	0.5	2.2	2.2	2.2	2.2	2.2
外来研究員等	9	9	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0.00	0.00	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
請負業者	809	771	21	17	0	0	0	0	0	0	0	0	0.05	0.05	2.4	2.4	38.2	38.2	38.2	38.2	38.2
全作業者	1002	958	27	17	0	0	0	0	0	0	0	0	0.04	0.04	2.4	2.4	40.4	40.4	40.4	40.4	40.4

*1 フィルムバッジの検出下限線量当量 : 0.2 mSv

B.1.3 施設の放射線管理

(1) 放出放射性物質の管理

1998年度にJT-60実験棟から放出された放射性塵埃及び放射性ガスの年間放出量並びに年間平均濃度をTable B.1.3-1に示す。これらの結果はいずれも検出下限濃度未満であった。

専用排水管に放出された放射性液体廃棄物の年間放出量及び廃液量並びに放出管理基準値との比較をTable B.1.3-2に示す。1991年の重水素放電実験運転以降、放射性液体廃棄物の年間放出量は、各年度ともトリチウムについて放出管理基準値の約1%であったが、1998年度は46%であった。その主な原因は、JT-60真空容器を排気している真空排気D系第2段トラップの開放点検を実施した際、トラップ内にあった凝縮水が排水枠を経由して処理タンクに流入したものと推定される。今後は定期的にトラップの開放点検およびトラップのベーキングを行い水分を除去する。これらの作業によって高濃度の凝縮水が排水ピットに流入することがないよう管理することとした。

(2) 線量当量率及び表面密度の測定

線量当量率及び表面密度の測定は、放射性同位元素使用室、放射線発生装置使用室、放射線装置室等、放射線施設の人の常時立ち入る場所及び管理区域境界並びに真空容器内作業（真空容器内定期点検、第1壁タイルの改修・整備作業、プラズマ対向機器の点検）について実施した。

11月から12月に行われた真空容器内作業では、作業開始時の真空容器内線量当量率は約 $40\text{ }\mu\text{Sv/h}$ で、終了時は約 $30\text{ }\mu\text{Sv/h}$ であった。真空容器内の表面密度は、トリチウムで最大 13Bq/cm^2 （タイル表面）、トリチウム以外で $<0.4\text{Bq/cm}^2$ であった。空気中放射能濃度は検出下限濃度未満であり、トリチウムで $<1.0 \times 10^{-5}\text{Bq/cm}^3$ 、トリチウム以外で $<2.3 \times 10^{-9}\text{Bq/cm}^3$ であった。

コッククロフト・ワルトン型加速装置（MeV級イオン源試験装置）周辺の線量当量率は、作業者が立ち入る場所については、ほぼバックグラウンドレベル（ $7.3 \times 10^{-2}\text{mSv/月}$ ）であった。

（梅原 隆）

Table B. 1. 3-1 施設における放射性塵埃・ガスの年間放出量及び年間平均濃度

(那珂研究所, 1998年度)

項目 施設名	放射性塵埃			放射性ガス		
	核種	年間放出量 (Bq)	年間平均濃度 (Bq/cm ³)	核種	年間放出量 (Bq)	年間平均濃度 (Bq/cm ³)
JT-60実験棟	全β	0	<1.7×10 ⁻¹⁰	⁴¹ Ar ³ H	0 0	<3.9×10 ⁻³ <2.2×10 ⁻⁵

(注) 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, 1998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	3.4×10^7 (1.9×10^6)		7.4×10^7		4.6×10^{-1}
³ H以外の核種	0 (4.6×10^5)	9.1×10^1	7.4×10^6		0

(注) 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。

（梅原 隆）

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、1998年度) (単位: nSv/h)

年 月	γ 線* ¹				中性子線* ²			
	No. 1		No. 2		No. 1		No. 2	
	平均値	最大値	平均値	最大値	平均値	最大値	平均値	最大値
1998年 4月	60.0	66.0	62.0	70.0	3.2	3.5	2.9	3.1
	57.0	62.0	60.0	64.0	3.2	3.5	2.9	3.1
	57.0	66.0	59.0	66.0	3.3	3.6	2.9	3.2
	59.0	64.0	60.0	65.0	3.4	3.8	3.2	3.6
	59.0	64.0	60.0	65.0	3.3	3.6	3.1	3.5
	59.0	61.0	60.0	63.0	3.3	3.8	2.9	3.6
	58.0	66.0	60.0	66.0	3.2	3.6	2.9	3.2
	63.0	67.0	65.0	68.0	3.4	3.8	3.0	3.3
	58.0	59.0	65.0	66.0	3.2	3.5	3.0	3.1
	60.0	61.0	65.0	67.0	3.3	3.6	3.0	3.3
	59.0	64.0	66.0	71.0	3.3	3.6	3.0	3.4
	61.0	64.0	67.0	71.0	3.3	3.8	3.0	3.3
1999年 1月	60.0	61.0	65.0	67.0	3.3	3.6	3.0	3.3

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

Table B. 1. 4 - 2 積算線量の測定結果

(那珂研究所、1998年度) (単位: μGy)

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
	1998年3月19日 ～ 1998年6月19日		1998年6月19日 ～ 1998年9月18日		1998年9月18日 ～ 1998年12月18日		1998年12月18日 ～ 1999年3月19日		
地点名	測定値	91日換算	測定値	91日換算	測定値	91日換算	測定値	91日換算	
モニタリングポスト No. 1	63	62	55	55	71	71	66	66	255
モニタリングポスト No. 2	110	110	110	110	110	110	110	110	440

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

B.1.5 放射線計測器の管理

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

サーベイメータの点検・校正は、東海研究所の線量計測課に依頼し、GM管式サーベイメータ8台、 β 線表面汚染検査計10台、 α 線表面汚染検査計1台、電離箱式サーベイメータ6台、レムカウンタ3台、シンチレーション式サーベイメータ1台、警報付ポケット線量計50本、ポケット線量計120本、電子ポケット線量計90本及びTLD素子2000個について実施した。

(梅原 隆)

1 C 高崎研究所

1 C . 1 放射線管理

C.1.1 概 要

施設の放射線管理、個人被ばく管理、環境放射線の監視、放射線計測器の管理及び各種放射線管理状況の報告等の業務を1997年度に引き続き実施した。

放射線障害防止法に基づく変更許可等については、密封及び非密封放射性同位元素の数量変更、並びに使用場所の追加等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、サイクロトロン加速器の定期点検作業等に対する管理を行った。また、イオン照射研究施設から放出された放射性気体廃棄物は、放出管理基準値を十分に下回った。その他、線量当量率等の測定、環境放射線監視及び放射線測定器の保守管理を行い、異常は認められなかった。

放射線業務従事者の個人被ばく線量当量については、実効線量当量及び組織線量当量とも放射線障害予防規定に定められた警戒線量当量を超える被ばくはなかった。1998年度における実効線量当量の最大は1.5mSvであり、サイクロトロン加速器の点検・保守作業に従事した作業者の被ばくであった。内部被ばくについては、全身計測による確認検査の結果、被検者全員有意な体内汚染は検出されなかった。

(泉 幸男)

C.1.2 個人被ばく線量当量の管理

(1) 外部被ばく線量当量の管理

1998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平均実効線量当量は、それぞれ 6.3 人・ミリシーベルト、0.01mSvであった。また、最大実効線量当量は1.5mSvであり、サイクロトロン加速器の点検・保守作業に従事した作業者であった。

放射線業務従事者の管理対象人数、実効線量当量等については、四半期別、作業者区別に集計し、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、工事業者等で管理区域に一時的に立ち入った者は 2,293名であり、そのつど、TLDを着用させ測定したが、すべて検出下限値以下であった。

(2) 内部被ばく線量当量の管理

内部被ばく線量当量に係る管理は、定期の確認検査について実施した。確認検査は各作業グループから選定した延べ 204名の放射線業務従事者について体外計測法により行った。測定の結果、体内汚染は検出されなかった。

(大井 義弘)

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

(高崎研究所、1998年度)

管理期間	放射線業務従事者実員	実効線量当量分布(人數)			平均実効線量当量(mSv)	最大実効線量当量(mSv)	集団実効線量当量(person·mSv)
		検出下限線量 0.2mSv以上 1.0mSv未満 ^{*1}	1.0mSv以下 5.0mSv以下	5.0mSvを超え 15mSv以下 るもの			
第1四半期	512	507	5	0	0	0.00	0.5
第2四半期	547	538	9	0	0	0.01	0.8
第3四半期	539	538	1	0	0	0.00	0.2
第4四半期	586	586	0	0	0	0.00	0.0
年間 ^{*2}	753 (685)	741 (669)	11 (15)	1 (1)	0 (0)	0.01 (0.01)	1.5 (1.4) 6.3 (8.3)

^{*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、1997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別被ばく状況

(高崎研究所、1998年度)

作業者区分	放射線業務従事者実員	実効線量当量分布(人數)			平均実効線量当量(mSv)	最大実効線量当量(mSv)	集団実効線量当量(person·mSv)
		検出下限線量 0.2mSv以上 1.0mSv未満 ^{*1}	1.0mSv以下 5.0mSv以下	5.0mSvを超え 15mSv以下 るもの			
職員等	153	150	3	0	0	0.01	1.0 1.5
外来研究員等	352	352	0	0	0	0.00	0.0
請負業者	253	244	8	1	0	0.02	1.5 4.8
研修生	0	0	0	0	0	0.00	0.0
全作業者	753 ^{*2}	741	11	1	0	0.01	1.5 6.3

^{*1} 検出下限線量当量：0.2mSv^{*2} 全作業者の実員数が職員等と外来研究員等及び請負業者の和より小さいのは、当該年度内に同一人が職員等と請負業者の両方の区分で作業したためである。

C.1.3 施設の放射線管理

(1) 放出放射性物質の管理

1998年度にイオン照射研究施設から放出された放射性塵埃及び放射性ガスの年間平均濃度並びに年間放出放射能をTable C.1.3-1に示す。

サイクロトロン加速器の運転にともない⁴¹Arが、ポジトロン放出核種の製造とこの核種を用いた植物体内移行実験にともない¹¹C、¹³N及び¹⁸Fがそれぞれ放出された。これらの放出は放射線障害予防規定に定められた放出管理基準値を十分に下回った。

(2) 線量当量率の管理

放射性同位元素使用室等の管理区域内及び管理区域周辺の線量当量率の測定を定期的に行った。人の常時立ち入る場所及び管理区域周辺においても管理基準値未満であった。

(3) 表面密度の管理

放射性同位元素使用室等の管理区域内表面密度の測定を定期的に行ったが、すべて管理基準値未満であった。

(4) 主な放射線作業の管理

1998年度の主な作業は、サイクロトロン加速器における定期点検、金属イオン源更新、共振器外筒冷却配管交換、マグネチックチャンネルプローブ等の修理作業、ポジトロン放出核種の製造及びこの核種を用いた植物体内移行実験が年間を通じて行われた。

定期点検及び修理作業時の作業位置での線量当量率は最大0.7mSv/hで、年間の最大実効線量当量は1.5mSvであった。

(新野 二男)

C.1.4 放射性同位元素等の保有状況

コバルト照射施設で使用する照射用⁶⁰Co線源が、減衰補充用として棒状密封線源12個、計4.8PBq、また、陽電子分光による材料科学的研究のため1号加速器棟に²²Na線源1.11GBqが搬入された。Table C.1.4-1に1999年3月末現在の建家別放射性同位元素保有状況を、Table C.1.4-2に保有している放射線発生装置の種類及び性能を示す。

(酒井 俊也)

C.1.5 環境放射線の監視

モニタリングポストは事業所境界の東西南北4地点に設置している。これらの空間線量当量率の監視結果をTable C.1.5-1及びTable C.1.5-2に示す。表中の「最大値」は、10分間平均の月間最大値である。事業所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。

(大井 義弘)

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

(高崎研究所, 1998年度)

項目 施設名	放射性塵埃			放射性ガス		
	核種	年間放出量 (Bq)	年間平均濃度 (Bq/cm ³)	核種	年間放出量 (Bq)	年間平均濃度 (Bq/cm ³)
イオン照射研究施設	全 β ^{65}Zn	— 0	<5.3×10 ⁻¹¹ <5.7×10 ⁻¹⁰	^{41}Ar ^{11}C ^{13}N ^{18}F	2.6×10 ⁹ 3.8×10 ⁷ 2.9×10 ⁷ 1.7×10 ⁶	<4.5×10 ⁻⁵ <4.5×10 ⁻⁵ <4.5×10 ⁻⁵ <4.5×10 ⁻⁵

(注) 年間放出量及び年間平均濃度は次のように算出した。

年間放出量：検出下限濃度値未満のものは放出量を0として1年間集計した。

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

Table C.1.4-1 建家別放射性同位元素保有状況
(高崎研究所, 1999年3月31日現在)

建屋名	密封放射性同位元素 保有量 (Bq)	主要核種	非密封放射性同位元素 (1群換算) 保有量 (Bq)	主要核種
イオシン照射研究施設	4.4×10^9	^{22}Na , ^{57}Co , ^{241}Am	3.5×10^6	^{7}Be , ^{22}Na , ^{44}Ti , ^{65}Zn
コバルト第1照射棟	1.9×10^{16}	^{60}Co , ^{137}Cs , ^{226}Ra	—	—
コバルト第2照射棟	1.9×10^{16}	^{60}Co	—	—
食品照射ガマ-線照射棟	5.0×10^{15}	^{60}Co	—	—
R I 工学照射棟	4.8×10^{14}	^{60}Co , ^{137}Cs	—	—
1号加速器棟	4.8×10^9	^{22}Na	—	—

Table C. 1. 4-2 放射線発生装置の種類と性能

(高崎研究所, 1999年3月31日現在)

装 置 名	種 類 及 び 性 能	台 数	備 考
1 号 加 速 器	コッククロフト・ワルトン型加速器 2 MeV, 30mA	1	
2 号 加 速 器	コッククロフト・ワルトン型加速器 3 MeV, 25mA	1	
サイクロトロン	AVFサイクロトロン 陽子: 0 ~ 90MeV 0 ~ 45eμA 重陽子: 0 ~ 53MeV 0 ~ 50eμA Heイオン: 0 ~ 130MeV 0 ~ 40eμA 重イオン (Li~Bi) : 最大27.5MeV/A, 30pμA	1	
タンデム 加 速 器	ファン・デ・グラーフ型加速装置 加速電圧: 0 ~ 3 MV連続可変 陽子: 5 eμA (6MeV) 重陽子: 1 eμA (6MeV) Heイオン: 2 eμA (9MeV) 重イオン (Li~Bi) : 最大1.7MeV/A, 25eμA	1	
シングルエンド 加速器	コッククロフト・ワルトン型加速器 加速電圧: 0 ~ 3 MV連続可変 陽子: 300eμA (3MeV) 重陽子: 200eμA (3MeV) Heイオン: 200eμA (3MeV) 重イオン (Li~O) : 200eμA (3MeV) 電子: 100eμA (3MeV)	1	
低エネルギー電子加速器 (1号加速器棟内)	変圧器型電子加速装置 175 kV, 10 mA	1	放射線障害防止法適用外
低エネルギー電子加速器 (3号加速器棟内)	変圧器型電子加速装置 990 kV, 10 μA	1	"
X 線 回 析 装 置 (研究棟)	X線回析装置 60kVp, 50mA X線回析装置 60kVp, 80mA X線回析装置 60kVp, 200mA	1 1 1	" " "
簡易イオンビーム発生器	コッククロフト・ワルトン型加速器 200keV, 10 μA	1	"
イオ n 注 入 装 置	コッククロフト・ワルトン型加速器 加速電圧: 0 ~ 400kV 連続可変 イオ n種: 陽子, He, Li~Bi 最大ビーム電流: 100eμA	1	"
サイクロトロン棟 イオ n 源 室	ECRイオ n源 陽イオ n: 20kV, 200eμA	1	"
サイクロトロン棟 第 2 イオ n 源 室	HECR イオ n源 X 線: 1MeV未満 陽イオ n: 20kV, 1mA	1	"

Table C. 1.5-1 モニタリングポストにおける γ 線線量当量率の月平均値と月間最大値
(高崎研究所, 1998年度)

場所 年月	東 (nSv/h)		西 (nSv/h)		南 (nSv/h)		北 (nSv/h)	
	平均値	最大値	平均値	最大値	平均値	最大値	平均値	最大値
1998年4月	52.4	83.0	68.7	95.4	61.0	95.6	63.5	90.8
	5月	68.7	83.0	68.1	94.2	75.8	92.1	62.8
	6月	68.4	82.0	67.5	88.6	74.8	89.1	62.5
	7月	68.3	88.6	67.6	99.6	62.7	86.8	62.6
	8月	68.1	92.2	67.7	96.2	68.1	92.2	62.9
	9月	67.4	79.6	66.4	89.6	67.5	81.2	62.2
	10月	68.2	85.2	62.4	96.4	64.4	89.6	60.5
	11月	69.4	77.6	69.6	99.8	68.8	79.2	60.2
	12月	69.3	82.4	68.8	91.0	68.2	86.0	63.4
	1999年1月	69.8	74.0	69.4	74.2	68.9	74.9	63.9
	2月	70.1	87.0	69.8	95.6	69.4	87.7	64.2
	3月	70.1	94.0	69.3	104	69.9	98.7	64.1

(注) 検出器: 加圧式電離箱

Table C. 1.5-2 モニタリングポストにおける中性子線線量当量率の月平均値と月間最大値
(高崎研究所, 1998年度)

場所 年月	東 (nSv/h)		西 (nSv/h)		南 (nSv/h)		北 (nSv/h)	
	平均値	最大値	平均値	最大値	平均値	最大値	平均値	最大値
1998年4月	2.11	6.02	3.17	7.68	2.36	6.06	3.21	7.00
	5月	2.71	4.16	3.48	8.28	2.43	5.60	3.76
	6月	2.73	6.30	3.74	8.90	2.43	6.06	3.83
	7月	2.76	6.48	5.30	9.06	2.49	6.72	4.93
	8月	2.79	6.24	10.3	29.8	2.45	7.34	6.31
	9月	2.61	6.10	8.25	18.5	2.36	6.34	4.02
	10月	2.53	6.02	4.32	8.86	2.33	6.42	3.05
	11月	2.70	6.18	3.52	8.14	2.52	6.62	3.02
	12月	2.59	6.94	3.07	7.64	2.42	5.90	2.94
	1999年1月	2.76	6.54	3.27	8.22	2.50	6.84	3.12
	2月	2.81	6.18	3.29	8.28	2.44	5.92	3.04
	3月	2.70	6.00	3.41	8.48	2.45	6.66	3.05

(注) 検出器: ^3He 比例計数管

C.1.6 放射線計測器の管理

イオン照射研究施設の排気ダストモニタ，ガスモニタ，室内ダストモニタ，エリアモニタ，ハンドフットクロスモニタ，簡易型全身カウンタ，モニタリングポスト及び排水モニタの定期点検を実施した。 γ 線波高分析装置，TLD測定装置等の放射線管理用計測機器についても点検・校正を行い，精度の維持に努めた。

サーベイメータの校正については，東海研究所線量計測課に依頼して実施した。サーベイメータの機種別校正台数をTable C.1.6-1に示す。

(大井 義弘)

Table C.1.6-1 サーベイメータ校正台数
(高崎研究所, 1998年度)

サーベイメータの機種名	校正台数(台)
GM管式サーベイメータ	44
電離箱式サーベイメータ	26
β 線表面汚染検査計	24
α 線表面汚染検査計	4
中性子サーベイメータ	1
レムカウンタ	2
NaIシンチレーション式サーベイメータ	11
テレテクタ	7
ガスフロー式サーベイメータ	2
合 計	121

1D 大洗研究所

1D.1 総括

D.1.1 概要

大洗研究所におけるJMT-R, HTTR, ホットラボ, 燃料研究棟, 廃棄物管理施設等の区域放線管理, 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1997年度に引き続いて滞りなく実施した。また, 放射線モニタ, モニタ集中監視装置等の更新, 整備を計画的に実施し, 管理の効率化と機能の充実を図った。

区域放射線管理についてはJMT-Rの第123サイクルから第127サイクルの運転及び定期点検とともに作業, HTTRにおける燃料装荷及び初臨界試験, ホットラボにおけるセル内機器等の除染作業などの各種放射線作業に対する放射線管理を行った。

放射線業務従事者の線量当量については, 実効線量当量及び組織線量当量とも, 保安規定等に定められた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。

1998年度における実効線量当量は, 最大1.7mSv, 平均 0.02mSvであり, 集団実効線量当量は, 29.2人・ミリシーベルトであった。内部被ばくについては, 被検者全員について有意な体内汚染は検出されなかった。

1998年度に, 各施設から放出された気体廃棄物, 液体廃棄物中の核種別放出量及び濃度は, いずれも保安規定等に定める放出管理基準値以下であった。また, 年間放出量に基づいて評価した周辺環境における線量当量は, 放射性希ガスによるものが年間 $1.9 \mu\text{Sv}$, 液体廃棄物によるものが年間 $0.4 \mu\text{Sv}$ であり, 原子炉施設保安規定に定められている年間の線量目標値 $50 \mu\text{Sv}$ を充分下回った。

環境放射線監視については, 周辺環境の空気吸収線量率の監視土壤, 農作物等の各種環境試料中の放射能濃度の測定等を実施したが, 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, 計算機の2000年対応として環境監視装置計算機の更新を行い, 異常時等には安全管理棟中央監視室と防護活動本部室に大洗研全施設の放射線管理モニタ情報とあわせて環境監視情報を表示するための大型表示装置を設置した。

その他, 大洗研放射線管理手引の改正, 放射線管理課異常時行動要領の整備及び安全協議会の放射線業務従事者の再教育訓練等への協力を行った。

(佐藤 信行)

D.1.2 管理区域

1998年度は、原子炉施設保安規定、核燃料物質使用施設等保安規定、廃棄物管理施設保安規定及び放射線障害予防規定に基づき指定された管理区域（一時的に指定されたものを除く）の変更はなかった。

1998年度中に一時的に管理区域として指定された件数は、第1種管理区域及び第2種管理区域合わせて32件であった。その主な作業内容による指定状況をTable D.1.2-1に示す。

(岩本 克己)

Table D.1.2-1 一時的な管理区域の指定状況

(大洗研究所、1998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	11
排水設備の保守点検作業（改修工事等）	"	9
放射線測定機器の校正	"	1
JMTR新燃料及び照射燃料キャップセルの搬入	第2種管理区域	11

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

1998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123サイクルから第127サイクルの原子炉運転にともなって⁴¹Arが、原子炉プール水の蒸発で³Hが、またBOCAキャップセルによる高燃焼度試料の照射により⁸⁹Srが放出された。ホットラボではFPガス捕集分析作業及び破損BOCAキャップセル洗浄作業時に⁸⁵Krが放出された。また、廃液処理棟及び廃液貯留施設Iでは廃液の貯留中に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)

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

(大洗研究所 1998年度)

項目 施設名		放射性塵埃 ^{*1}			放射性ガス		
		核種	年間放出量 ^{*2} (Bq)	年間平均濃度 ^{*3} (Bq/cm ³)	核種 ^{*4}	年間放出量 ^{*2} (Bq)	年間平均濃度 ^{*3} (Bq/cm ³)
J M T R	J M T R	全β	—	< 9.4×10 ⁻¹¹	⁴¹ Ar	5.5×10 ¹³	6.3×10 ⁻²
		全α	—	< 3.4×10 ⁻¹¹	³ H	2.0×10 ¹⁰	< 2.6×10 ⁻⁵
		⁶⁰ Co	0	< 4.0×10 ⁻¹⁰			
		¹³¹ I	0	< 1.8×10 ⁻⁹			
		⁸⁹ Sr	8.0×10 ³	9.1×10 ⁻¹²			
		⁹⁰ Sr	0	< 1.3×10 ⁻¹²			
居室実験室		全β	—	< 1.2×10 ⁻¹⁰	—	—	—
		⁶⁰ Co	0	< 5.4×10 ⁻¹⁰			
H T T R	H T T R	全β	—	< 9.1×10 ⁻¹¹	⁸⁸ Kr	0	< 9.0×10 ⁻³
		全α	—	< 3.3×10 ⁻¹¹	³ H	0	< 2.4×10 ⁻⁵
		¹³⁷ Cs	0	< 3.8×10 ⁻¹⁰			
		¹³¹ I	0	< 1.9×10 ⁻⁹			
		⁸⁹ Sr	0	< 3.0×10 ⁻¹²			
		⁹⁰ Sr	0	< 1.2×10 ⁻¹²			
ホットラボ		全β	—	< 9.1×10 ⁻¹¹	⁸⁵ Kr	1.0×10 ¹¹	< 2.9×10 ⁻³
		全α	—	< 3.3×10 ⁻¹¹			
		²³⁹ Pu	0	< 3.3×10 ⁻¹¹			
		¹³⁷ Cs	0	< 3.8×10 ⁻¹⁰			
		¹³¹ I	0	< 1.9×10 ⁻⁹			
		⁸⁹ Sr	0	< 4.2×10 ⁻¹²			
		⁹⁰ Sr	0	< 1.5×10 ⁻¹²			
燃料研究棟		全β	—	< 9.1×10 ⁻¹¹	—	—	—
		全α	—	< 3.3×10 ⁻¹¹			
		²³⁹ Pu	0	< 3.3×10 ⁻¹¹			
廃棄物管理施設	$\beta\cdot\gamma$ 固体処理棟 I	全β	—	< 3.8×10 ⁻¹⁰	—	—	—
		⁶⁰ Co	0	< 1.8×10 ⁻⁹			
	$\beta\cdot\gamma$ 固体処理棟 II	全β	—	< 3.8×10 ⁻¹⁰	—	—	—
		⁶⁰ Co	0	< 1.7×10 ⁻⁹			
	$\beta\cdot\gamma$ 固体処理棟 III	全β	—	< 9.1×10 ⁻¹¹	³ H	0	< 2.1×10 ⁻⁵
		⁶⁰ Co	0	< 4.3×10 ⁻¹⁰			
		⁸⁹ Sr	0	< 3.2×10 ⁻¹²			
		⁹⁰ Sr	0	< 1.3×10 ⁻¹²			
	$\beta\cdot\gamma$ 固体処理棟 IV	全β	—	< 3.8×10 ⁻¹⁰	—	—	—
		¹³⁷ Cs	0	< 1.6×10 ⁻⁹			

項目 施設名	放射性塵埃 ^{*1}			放射性ガス		
	核種	年間放出量 ^{*2} (Bq)	年間平均濃度 ^{*3} (Bq/cm ³)	核種 ^{*4}	年間放出量 ^{*2} (Bq)	年間平均濃度 ^{*3} (Bq/cm ³)
廃棄物管理施設	全β	—	< 9.1×10 ⁻¹¹	³ H	0	< 2.0×10 ⁻⁵
	全α	—	< 3.3×10 ⁻¹¹			
	²³⁹ Pu	0	< 3.3×10 ⁻¹¹			
	⁶⁰ Co	0	< 4.0×10 ⁻¹⁰			
	⁸⁹ Sr	0	< 3.5×10 ⁻¹²			
	⁹⁰ Sr	0	< 1.5×10 ⁻¹²			
廃液処理棟	全β	—	< 3.8×10 ⁻¹⁰	³ H	4.0×10 ⁸	< 1.9×10 ⁻⁵
	¹³⁷ Cs	0	< 1.6×10 ⁻⁹			
管理機械棟	全β	—	< 3.8×10 ⁻¹⁰	—	—	—
	¹³⁷ Cs	0	< 1.6×10 ⁻⁹			
除染施設	全β	—	< 3.8×10 ⁻¹⁰	—	—	—
	¹³⁷ Cs	0	< 1.6×10 ⁻⁹			
α固体貯蔵施設	全β	—	< 1.9×10 ⁻⁹	—	—	—
	全α	—	< 6.9×10 ⁻¹⁰			
	²³⁹ Pu	0	< 6.9×10 ⁻¹⁰			
	⁶⁰ Co	0	< 7.1×10 ⁻⁹			
除染処理試験棟	全β	—	< 3.8×10 ⁻¹⁰	—	—	—
	¹³⁷ Cs	0	< 1.6×10 ⁻⁹			
廃液貯留施設Ⅰ	全β	—	< 3.8×10 ⁻¹⁰	³ H	8.1×10 ⁸	< 1.7×10 ⁻⁵
	¹³⁷ Cs	0	< 1.6×10 ⁻⁹			
廃液貯留施設Ⅱ	全β	—	< 3.8×10 ⁻¹⁰	—	—	—
	¹³⁷ Cs	0	< 1.6×10 ⁻⁹			
有機溶剤一時格納庫	全β	—	< 4.8×10 ⁻¹⁰	—	—	—
	¹³⁷ Cs	0	< 2.0×10 ⁻⁹			
α一時格納庫	全β	—	< 5.7×10 ⁻¹⁰	—	—	—
	⁶⁰ Co	0	< 2.2×10 ⁻⁹			
R-I利用開発棟	R-I棟	全β	—	< 9.2×10 ⁻¹⁰	—	—
		¹³⁷ Cs	0	< 3.4×10 ⁻⁹		
F-P棟	F-P棟	全β	—	< 3.8×10 ⁻¹⁰	—	—
		¹³⁷ Cs	0	< 1.5×10 ⁻⁹		

*1 挥発性核種を含む。

*2 検出下限濃度以上の放出量の合計。検出下限濃度未満の場合は、放出量を0とした。

なお、全α、全βについては、評価を行っていないため「—」とした。

*3 1年間連続して排気装置を運転した場合の総排風量で年間放出量を除した値。

ただし、この値が検出下限濃度未満の場合は“<（検出下限濃度）”とした。

*4 核種欄が「—」の施設は、放射性ガスの発生はない。

(2) 放出放射性廃液

1998年度に各施設で発生した放射性廃液の廃棄物管理施設へ搬出した放射能・廃液量、排水溝へ放出した放射能・廃液量及び排水溝における平均濃度・年間放出量をTable D.1.3-2に示す。

廃棄物管理施設へ処理のために送られた廃液の年間放射能は β 、 γ 線放出核種（ ^3H を除く、以下同じ）について $1.1 \times 10^{11}\text{Bq}$ であった。この値は1997年度と比較すると、JMT-Rからの廃液量増加に伴い 1.5倍となった。この廃液中に含まれる主な核種は、 ^3H 、 ^{137}Cs 、 ^{60}Co 、 ^{90}Sr であった。

排水溝へ放出された廃液の年間放出量は、 β 、 γ 線放出核種が $9.4 \times 10^7\text{Bq}$ で、 ^3H が $6.7 \times 10^{11}\text{Bq}$ であった。これらの値は、1997年度と比較すると、 β 、 γ 線放出核種で 2.0倍、 ^3H で 3.9倍となっている。

排水溝における1日平均濃度の最大値は β 、 γ 線放出核種で $5.1 \times 10^{-2}\text{Bq/cm}^3$ 、3月間の平均濃度の最大値は β 、 γ 線放出核種で $4.8 \times 10^{-4}\text{Bq/cm}^3$ であった。また、年間放出量の放出管理目標値に対する割合はTable D.1.3-3に示すとおりであり、保安規定等に定められた放出管理目標値以下であった。

(吉野 敏明)

Table D.1.3-2 廃棄物管理施設へ搬出した放射能・廃液量、排水溝へ放出した放射能・廃液量及び排水溝における平均濃度・年間放出量
(大洗研究所, 1998年度)

項目 施設名	廃棄物管理施設へ搬出		排水溝へ放出		排水溝における平均濃度及び年間放出量		
	年間放射能 (Bq)	廃液量 (m ³)	年間放出量 (Bq)	廃液量 (m ³)	放出施設 (Bq/cm ³)	3月間の平均濃度の 最大値 (Bq/cm ³)	年間放出量 (Bq)
J M T R ホツトラボリューム開発事業場棟	1.1×10 ¹¹ 1.0×10 ⁹ 1.4×10 ⁵ 1.1×10 ⁸ 1.2×10 ⁶ 0	2.3×10 ³ 9.5×10 ¹ 9.0 6.5×10 ² 3.4×10 ¹ 0	0 — 0 0 0 α $\beta_{^3H}$	0 — 0 0 6.3×10 ¹ α $\beta_{^3H}$	原 研	$\alpha < 5.6 \times 10^{-5}$ $\beta, \gamma 3.2 \times 10^{-3}$ ³ H 4.4	$\alpha < 1.0 \times 10^{-5}$ $\beta, \gamma 4.8 \times 10^{-4}$ ³ H 7.3×10 ⁻¹
R I 利用開発廃棄物研究室 H	1.1×10 ¹¹ 1.0×10 ⁹ 1.4×10 ⁵ 1.1×10 ⁸ 1.2×10 ⁶ 0	2.3×10 ³ 9.5×10 ¹ 9.0 6.5×10 ² 3.4×10 ¹ 0	0 — 0 0 0 α $\beta_{^3H}$	0 — 0 0 0 α $\beta_{^3H}$	研	$\alpha < 5.6 \times 10^{-5}$ $\beta, \gamma 3.2 \times 10^{-3}$ ³ H 4.4	$\alpha < 1.0 \times 10^{-5}$ $\beta, \gamma 4.8 \times 10^{-4}$ ³ H 7.3×10 ⁻¹
排水監視施設	—	—	—	5.1×10 ⁴	—	—	—
サイクル機構大洗	3.8×10 ⁸	3.8×10 ²	α $\beta_{^3H}$	2.7×10 ²	機構大洗	$\alpha < 5.0 \times 10^{-4}$ $\beta_{^3H} < 1.8 \times 10^{-3}$	$\alpha < 5.0 \times 10^{-4}$ $\beta_{^3H} < 1.8 \times 10^{-3}$
東北大核材料研究所	5.3×10 ² 3.9×10 ⁴	4.8 1.6×10 ¹	0 —	—	—	$\alpha < 5.0 \times 10^{-4}$ $\beta_{^3H} < 1.8 \times 10^{-3}$	$\alpha < 5.0 \times 10^{-4}$ $\beta_{^3H} < 1.8 \times 10^{-3}$
合計	1.1×10 ¹¹	3.5×10 ³	α $\beta_{^3H}$	5.1×10 ⁴	—	—	—

(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 線放出核種の値である。

(注2) 平均濃度及び放出放射能は、次のように算出した。

平均濃度：放出放射能を排水溝流量で除して得た値とした。ただし、サイクル機構大洗の欄は、サイクル機構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。検出下限濃度未満の場合は検出下限濃度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, 1998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	9.5×10^7	4.3×10^{-2}
	⁶⁰ Co	2.2×10^8	5.0×10^7	2.3×10^{-1}
	¹³⁷ Cs	1.8×10^9	2.0×10^6	1.1×10^{-3}
	その他	2.2×10^8	4.3×10^7	2.0×10^{-1}
³ H		3.7×10^{12}	6.7×10^{11}	1.8×10^{-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、1998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及びHTTRから放出された放射性希ガスによる年間の実効線量当量を算出した結果、線量当量が最大となる位置はJMTR南西方位の周辺監視区域境界であり、その値は、 $1.9 \mu\text{Sv}$ であった。希ガスによる実効線量当量をTable D.1.4-1に示す。

液体廃棄物による年間の実効線量当量は、大洗研究所全施設から放出された ^3H , ^{60}Co 及び ^{137}Cs 等について算出した結果、 $0.42 \mu\text{Sv}$ 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 $2.3 \mu\text{Sv}$ であり、原子炉施設保安規定に定められている年間線量目標値 $50 \mu\text{Sv}$ 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、1998年度)

原子炉施設	年間放出量*	JMTR南西方位の周辺監視区域境界 の年間実効線量当量 (μSv)
JMTR	5.5×10^{13}	1.9
HTTR	0	0
合 計		1.9

*:検出下限濃度未満は放出量を0として集計した。

Table D.1.4-2 液体廃棄物による年間実効線量当量

(大洗研究所、1998年度)

核種	年間放出量 * (Bq)	年間実効線量当量 (μSv)
^3H	6.7×10^{11}	4.8×10^{-2}
^{51}Cr	1.6×10^7	1.3×10^{-3}
^{58}Co	1.1×10^6	8.9×10^{-4}
^{60}Co	5.0×10^7	3.6×10^{-1}
^{90}Sr	2.5×10^7	8.3×10^{-3}
^{137}Cs	2.0×10^6	3.4×10^{-3}
合 計		4.2×10^{-1}

*:検出下限濃度未満は放出量を0として集計した。

D.1.5 放射性汚染及び被ばく

1998年度は、事故等による放射性汚染及び被ばくはなかった。

(鈴木 隆)

D.1.6 放射性同位元素の保有状況

放射性同位元素の保有状況を、大洗研究所放射線障害予防規定第46条に基づき、1999年3月に調査した。また、3.7MBq以下の密封線源についても合わせて調査した。非密封放射性同位元素の保有状況及び密封放射性同位元素の保有状況をTable D.1.6-1及びTable D.1.6-2に示す。

1998年度における許可の変更等は、HTTRにおいて密封された放射性同位元素²⁵²Cf(3.7GBq×3)を使用するための変更であった。

(秋野 仁志)

Table D.1.6-1 非密封放射性同位元素保有状況

(1999年3月31日現在)

(大洗研究所、1998年度)

施設名	保有量(Bq)	核種	
		主要核種名	核種数
J M T R	3.20×10^7	⁶⁰ Co, ^{110m} Ag, ¹⁸² Ta	8
ホットラボ	4.64×10^{12}	⁵⁵ Fe, ⁶⁰ Co, ⁶³ Ni	28
燃料研究棟	4.95×10^9	²³⁷ Np	1
除染処理試験棟	1.86×10^7	⁶⁰ Co, ¹³⁴ Cs, ¹³⁷ Cs	6
廃液処理棟	5.35×10^7	³ H, ¹⁴ C, ⁹⁰ Sr	3
除染施設	6.52×10^6	⁶⁰ Co, ¹³⁴ Cs, ¹³⁷ Cs	3
管理機械棟	8.71×10^6	⁶⁰ Co, ⁶³ Ni, ¹³⁷ Cs	6
R I 利用開発棟	2.55×10^{10}	³ H, ¹⁴ C, ⁸⁵ Kr	7
F P 利用実験棟	1.46×10^{10}	⁹⁰ Sr	1
合計	4.69×10^{12}		

Table D.1.6-2 密封放射性同位元素保有状況
(1999年3月31日現在)

(大洗研究所、1998年度)

課 室 名	密 封 さ れ た 放 射 性 同 位 元 素				3 . 7 M Bq 以 下 の 密 封 線 源			
	核種数	個 数	保有量(Bq)	主要核種名	核種数	個 数	保有量(Bq)	主要核種名
放 射 線 管 理 課	5	20	5.24×10 ¹¹	⁶⁰ Co, ¹³⁷ Cs, ²²⁶ Ra	28	600	7.6×10 ⁷	⁶⁰ Co, ¹³⁷ Cs, ²⁴¹ Am
放 射 性 廃棄物処理課	2	2	2.54×10 ¹¹	⁶³ Ni, ¹³⁷ Cs	12	36	4.8×10 ⁶	⁶⁰ Co, ¹³³ Ba, ²⁴¹ Am
プルトニウム技術開発室	1	1	3.27×10 ⁸	⁶³ Ni	7	9	6.5×10 ⁶	¹³⁷ Cs, ¹⁵² Eu, ²⁴¹ Am
計 画 課	—	—	—	—	10	20	3.1×10 ⁶	⁵⁴ Mn, ⁶⁰ Co, ²⁴¹ Am
原 子 炉 第 1 課	2	5	7.03×10 ¹¹	⁶³ Ni, ²⁴¹ Am-Be	—	—	—	—
原 子 炉 第 2 課	2	2	3.77×10 ⁹	²²⁶ Ra, ²⁴¹ Am-Be	6	10	2.5×10 ⁵	⁶⁰ Co, ¹³⁷ Cs, ²⁴¹ Am
照 射 第 1 課	—	—	—	—	7	10	1.3×10 ⁶	¹³³ Ba, ¹³⁷ Cs, ²⁴¹ Am
照 射 第 2 課	—	—	—	—	1	8	1.0×10 ⁷	⁸⁰ Sr
検 査 技 術 課	—	—	—	—	12	16	7.1×10 ⁵	¹³⁷ Cs, ¹⁵² Eu, ²⁴¹ Am
ホ ッ ト ラ ボ 課	3	14	8.05×10 ¹¹	⁶⁰ Co, ¹³⁷ Cs, ⁹⁰ Sr	12	48	6.3×10 ⁶	⁶⁰ Co, ¹³⁷ Cs, ¹⁵² Eu
利 用 開 発 室	12	40	7.49×10 ¹⁰	²⁴¹ Am-Be, ²⁵² Cf	21	70	2.3×10 ⁷	¹⁴ C, ²⁴¹ Am, ²⁵² Cf
H T T R 技 術 開 発 室	1	3	9.62×10 ⁹	²⁵² Cf	—	—	—	—
合 計	—	87	2.37×10 ¹²	—	827	1.3×10 ⁸	—	—

1D.2 個人被ばく線量当量の管理

D.2.1 概 要

個人外部被ばくの管理では、大洗研究所の放射線業務従事者1523人を対象に外部被ばくによる線量当量の管理を実施した。実効線量当量及び組織線量当量（皮膚、眼の水晶体及び女子の腹部）について、保安規定等に定められた線量当量限度及び警戒線量当量を超える被ばくはなかった。

個人内部被ばくの管理では、大洗研究所における年度当初及び四半期毎の放射線作業状況調査の結果、定期検査の対象者はいなかった。また、大洗研究所においては、内部被ばくの確認検査及び入退域検査を、それぞれ延べ 243人及び72人について実施した。これらの検査の結果、有意な体内汚染が検出された放射線業務従事者はいなかった。

(鈴木 隆)

D.2.2 外部被ばく線量当量の管理

大洗研究所においては、1998年度は年間1523人を対象に外部被ばく線量当量の管理を実施した。このうち女子の放射線業務従事者は2人であった。また、体幹部の不均等被ばく測定対象者はいなかった。

放射線業務従事者全体の年間の平均実効線量当量及び集団実効線量当量は、それぞれ 0.02mSv 、 $29.2\text{人}\cdot\text{ミリシーベルト}$ であった。また、個人の年間最大実効線量当量は 1.7mSv で、固体廃棄物処理作業に従事した者の被ばくであった。

大洗研究所における放射線業務従事者の実効線量当量に係る被ばく状況を、管理期間別、作業者区分別に集計して Table D.2.2-1, Table D.2.2-2 に示す。

組織線量当量に係る被ばくの状況は、皮膚及び眼の水晶体の最大線量当量が、それぞれ 1.7mSv であった。なお、女子の腹部の組織線量当量については、検出下限線量当量未満であった。

(秋野 仁志)

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

(大洗研究所、1998年度)

管理期間	放射線業務 従事者実員	実効線量当量分布(人数)					平均実効 線量当量 (mSv)	最大実効 線量当量 (mSv)	集団実効 線量当量 (person・mSv)
		検出下限線量 当量未満*1	0.2mSv以上 1.0mSv以下	1.0mSv以上 5.0mSv以下	5.0mSv以上 15mSv以下	15mSvを超えるもの			
第1四半期	609	594	15	0	0	0	0.01	0.5	5.4
第2四半期	856	829	27	0	0	0	0.01	0.8	8.9
第3四半期	821	796	25	0	0	0	0.01	0.5	8.2
第4四半期	1013	993	20	0	0	0	0.01	0.5	6.7
年間*2	1523	1481	29	13	0	0	0.02	1.7	29.2
	(1177)	(1127)	(33)	(17)	(0)	(0)	(0.04)	(2.7)	(48.7)

*1 フィルムバッジの検出下限線量当量：0.2mSv
 *2 カッコ内の数値は、1997年度の値

Table D.2.2-2 放射線業務従事者の年間の実効線量当量に係る作業者区分別被ばく状況

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以上 15mSv以下	15mSvを超えるもの			
職員等	304	293	9	2	0	0	0.02	1.4	5.4
外来研究員等	31	30	1	0	0	0	0.02	0.6	0.6
請負業者	1191	1161	19	11	0	0	0.02	1.7	23.2
全作業者	1523	1481	29	13	0	0	0.02	1.7	29.2

* フィルムバッジの検出下限線量当量：0.2mSv

D. 2.3 内部被ばく線量当量の管理

内部被ばく線量当量に係る管理は、定期検査、入退域検査、臨時検査及び確認検査の各検査区分にしたがって実施した。これらの検査の結果、有意な体内汚染が検出された放射線業務従事者はいなかった。1998年度における延べ受検者数をTable D. 2.3-1に示す。

(1) 定期検査

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

(2) 入退域検査

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

(3) 臨時検査

臨時検査の対象となる事例はなかった。

(4) 確認検査

体外計測法及びバイオアッセイ法により定期あるいは随時の確認検査を実施し、放射線作業の健全性を確認した。体外計測法により延べ151人、バイオアッセイ法により延べ92人（いずれも女子は0人）について確認検査を実施した結果、有意な内部被ばくが認められた者はいなかった。

（鈴木 隆）

Table D.2.3-1 内部被ばく検査延べ受検者数

(大気研究所、1998年度)

管理期間	定期検査	入退域検査	臨時検査	確 認 検 査				合 計
				全 身 計 測	体 外 計 測	胸 部 計 測	バ イ オ ア ッ セ イ	
第 1 四半期	0	0	0	34	0	0	0	54
第 2 四半期	0	30	0	37	0	6	0	93
第 3 四半期	0	13	0	37	6	0	0	76
第 4 四半期	0	29	0	37	0	6	0	92
年 間	0	72	0	145	6	12	0	315

(注) バイオアッセイによる検査及び胸部計測は全て東海研究所で実施した。

1 D.3 施設の放射線管理

D.3.1 概 要

1998年度は1997年度に引き続いて各施設の放射線管理を行うとともに、環境監視用計算機の更新、廃棄物管理施設の α 固体処理棟の放射線モニタの更新及び放射線モニタ監視装置の整備を行った。

1998年度に実施した放射線管理上の主な作業は以下のとおりである。

- (1) J M T Rにおける第 123から第 127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にともなう作業
- (2) H T T Rにおける初臨界試験運転のための燃料装荷、起動用中性子源の交換、上部遮へい体放熱対策工事等にともなう作業
- (3) ホットラボにおけるセル内立ち入り除染、内装機器の保守、照射済キャップセルの解体、照射済試料等の搬出及びJ M T R使用済燃料対応輸送にともなう作業
- (4) 廃棄物管理施設における固体、液体廃棄物の各種処理及び衣料・機器の除染並びに液体廃棄物の一般排水、各種放射性廃棄物処理装置の点検・保守にともなう作業
- (5) 燃料研究棟におけるグローブ交換、 α 固体廃棄物詰替及び受変電設備点検にともなう作業
- (6) 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等
- (7) 安全管理棟における放射線測定機器の保守・校正

これらの作業においては、異常な被ばくや放射線管理上の問題は生じなかった。また、H T T R原子炉臨界時には、原子炉格納容器内及び原子炉建家内外の線量当量率測定を実施し、異常な放射線の漏洩が無いことを確認した。

(箕輪 雄資)

D.3.2 燃料研究棟の受変電設備点検作業時における放射線管理

プルトニウム系燃料の研究・開発試験が行われている燃料研究棟で、排気第1系統（グローブボックス（以下「GB」と言う）負圧系）の電源設備の点検作業が、1998年11月19日に受変電設備定期自主検査の一環として実施された。本作業を行うにあたっては、給排気設備、放射線管理モニタ、警報設備及び一般照明などの全ての電源を停止させる必要があるため、事前に本作業に対する安全対策及び作業手順について検討を行った。この結果、本作業に伴う給排気停止時間は約1.5時間と予測され、核燃料物質のGB外への漏洩防止措置及びその確認を行うことになった。

以下に各手順における作業内容及び放射線管理について述べる。

(1) 作業前準備及び事前サーベイ

本作業に先立ち、作業手順書及び作業要領書が作成され、これらの内容は作業関係者に周知徹底された。作業前準備として、GB内の核燃料物質を蓋付の容器に収納するとともに、汚染の浮遊を防止するためにGB内の整理を行った。また、GBの気密及び負圧計の動作などの確認後、給排気停止後の室温上昇によるGB内空気の膨張を考慮して、負圧を約70mmH₂Oに設定した。前日には、本作業による汚染発生の有無を判断するために管理区域全域の床面やGB表面（グローブ、ビニールバックなど）の汚染検査を行い、汚染のないことを確認した。

(2) 全停電時の措置

全停電中は、GBの負圧が20mmH₂O以下に低下した場合には、作業を中断し電源の復帰及び排風機の運転を行い再度GBの負圧を確保することになった。このため、GBの負圧変動を監視するため定期的に管理区域に入室した。入室時は、特殊作業衣及び半面マスク・靴カバーなどの防護具を着用した。GBの設置数が多い調整室と分析室の室内空气中放射能濃度の測定は、可搬型プルトニウムモニタとポータブルエアサンプラーを放管測定室に設置し、既設のサンプリング配管を用いて行った。また、これらの装置の電源は、可搬型発電機により供給した。この結果、全停電時の空气中放射能濃度は、 $<1.7 \times 10^{-8}$ Bq/cm³(α), $<8.1 \times 10^{-8}$ Bq/cm³(β(γ))であった。

(3) 全停電終了後の措置

電源が復帰し給排気系統の運転が再開され、復帰した放射線管理用モニタにより排気及び室内の空气中放射能濃度に異常が無い事を確認した後、管理区域に入室しGB及び各機器、装置の復帰作業を行った。本作業の全工程が終了した後、GB外の汚染の有無確認のため、管理区域全域の床面やGB表面の汚染検査を実施した。その結果、汚染は検出されなかった。

本作業で放射線管理上特に考慮したのは、核燃料物質がGBの負圧変動によりGBから漏洩することで発生する空気汚染と表面汚染であった。しかし、今回の作業は、作業計画の段階から十分な検討を行い、詳細にわたる作業手順書などを作成し、作業関係者との連携が適切に行われたことにより無事終了する事ができた。

今後、燃料研究棟では、同様な作業を毎年行う予定である。また、1999年1月27日に排気第1系統の電磁開閉器の不調に伴う交換作業が行われたが、今回の作業と同じ様な措置を講じた結果、特に問題の発生はなかった。

(高橋 照彦)

D.3.3 J M T R 使用済燃料輸送と放射線管理

J M T R の使用済燃料は、1988年度まで再処理のためイギリス、フランス及びアメリカへ輸送していた。しかし、1989年からアメリカの国内事情により輸送が中止となった。その後、アメリカは自国籍の核燃料物質についてのみ国内保管を条件で1997年から2008年まで引き取りを再開した。この再開にともないJ M T Rでは、1997年6月の第1回に60本、1998年7月の第2回に111本の使用済燃料の輸送を実施した。なお、第2回には、東海研究所J R R - 2の使用済燃料も同時に輸送した。

以下に、使用済燃料輸送の経過と放射線管理について述べる。

(1) 使用済燃料輸送の経過

ホットラボ施設のS F C プール内で保管・冷却した使用済燃料は、プール内で燃料棒両端を切断した後、輸送容器に収納した。その後、輸送容器は、自主検査や原子力安全技術センターの立会いによる発送前検査、輸送前日には運輸省の立会いによる輸送前検査及び車両検査を受検し、日本原子力発電株式会社東海発電所が所管している原電港まで陸上輸送した。輸送は通過道路の交通量を考慮して夜間に実施した。原電港到着後は、港湾における海事気象条件の確認後、船舶へ積載した。第1回目の時は、海事気象条件が制限値を超えていたため、船舶への積載作業は翌日に持ち越された。輸送容器を船舶に積載・固縛後に、日本海事検定協会の立会いによる輸送物検査を受検した。なお、第2回の燃料輸送計画中に、フランス国内で再処理工場に輸送中のドイツの原子力発電所の輸送容器や車両から表面汚染が発見される事象が生じた。このため、立会い検査ごとに輸送容器の健全性確認のための追加検査が要求された。その後、使用済燃料はイギリスを経由してアメリカのサバンナリバー事業所に輸送された。この輸送に使用した輸送容器は、約6月後にホットラボ施設に返還された。

一方、燃料輸送にあたっては、輸送予定日の3ヶ月前から関係課室による輸送推進グループ会議を毎週開催し、輸送前日には輸送本部を設定した。このように使用済燃料輸送は、作業計画の段階から各課室間の連絡を密に行い、さらに詳細な作業手順書を作成したことにより遅滞なく行うことができた。

(2) 放射線管理

(a) 輸送容器の測定結果

各検査ごとに実施した輸送容器の線量当量率（ γ 線、中性子線）及び表面密度（ α 線、 β 線）の測定結果は、使用済燃料が十分な冷却期間を有していたこと、輸送容器表面の除染を行ったことにより、全ての基準を十分に満足することができた。

また、これらの作業に従事した作業者全員の被ばく線量当量は、燃料棒の切断作業などをプール内で行ったことにより、内部及び外部被ばく線量当量とも検出下限値以下であった。

(b) 放射線管理グループの設置

船舶積載後に行う輸送物検査や輸送時の事故などによる緊急時の対応のために放射線管理責任者とJ M T Rから選任した放射線管理員からなる放射線管理グループが設けられた。放射線管理責任者（放射線管理課員が担当）は放射線管理員に対して検査及び事故時に必要な教育訓練を行

った。さらに、測定技術習得のため自主検査以降の各検査ごとに、実際に測定を行った。これにより、船舶積載後の輸送物検査時の測定は順調に行うことができた。

(c) 予備員の確保

原電港の船舶積載作業で船舶内に立に入る輸送作業班員（放射線管理員も含む）については、何らかの事情により輸送に従事することができなくなったり、作業の延期などで交代の必要が生じた場合を考慮して事前に予備員確保と登録（船内は国外扱いとなるため）を行っておく必要がある。第1回目の海事気象による作業延期の経験を踏まえ、第2回目の輸送時には輸送作業班員の予備員の確保と登録を行った。これにより、同時期に発生したJ M T R ラビット故障の原因調査のため輸送作業に従事不可能になった放射線管理員に代わり、急遽予備員を補充することができ、放射線管理上の測定業務などを遅滞なく遂行することができた。

(d) 返還輸送容器の汚染

ホットラボ施設に返還された輸送容器の表面密度を測定したところ、第1回及び第2回とも微量ながら表面汚染が発見された。このため、管理区域外へ搬出する一部の部材については除染してから搬出した。

(菊池 時則)

1D. 4 環境放射能の管理

D.4.1 概 要

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

大洗研究所及びサイクル機構大洗工学センター等で構成する大洗地区環境放射線監視部会を1998年度内に4回開催し、四半期ごとの環境監視測定結果の検討評価を実施するとともに、茨城県東海地区環境放射線監視委員会及び原子力施設排水連絡協議会等に報告した。

(芝沼 行男)

D.4.2 環境放射線のモニタリング

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

3カ月間の積算線量は、J MTR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、1998年度) (単位:nGy/h)

事業所	年月 ポストNo.	1998年												1999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	P-1 平均	33	33	32	32	32	33	34	34	34	33	32	33	0.83		
		P-1 最大	54	58	45	59	59	39	41	42	56	49	54	48	59	—	
	P-2 周辺監視区	平均	34	33	33	33	33	32	32	33	34	33	33	34	0.67		
		最大	52	56	46	57	58	39	40	41	53	48	55	51	58	—	
	P-3 周辺監視区	平均	37	36	36	36	36	36	37	37	37	37	37	37	0.52		
		最大	56	58	47	56	58	43	43	44	54	51	57	52	58	—	
	P-4 周辺監視区	平均	28	28	28	27	27	27	28	28	28	28	29	28	0.58		
		最大	46	50	37	49	51	34	35	35	47	41	47	45	51	—	
サイクル機構大洗	P-5 周辺監視区	平均	29	28	28	28	28	28	29	29	29	29	30	29	0.67		
		最大	46	50	39	50	52	36	36	37	49	42	50	44	52	—	
	P-6 周辺監視区	平均	45	44	44	43	43	43	44	44	43	43	43	44	0.67		
		最大	63	64	54	62	65	50	50	51	61	55	62	57	65	—	
	P-7 周辺監視区	平均	30	30	30	30	30	29	29	30	31	31	31	30	0.72		
		最大	44	45	37	47	49	33	35	35	44	41	44	42	49	—	
	P-8 構内	平均	30	29	28	28	28	28	28	28	29	29	29	29	0.67		
		最大	48	52	40	50	49	35	35	36	46	44	47	44	52	—	
サイクル機構大洗	P-11 周辺監視区	平均	34	34	33	33	34	33	33	34	34	34	34	34	—		
		最大	50	53	43	54	56	40	40	41	49	47	49	47	56	—	
	P-12 周辺監視区	平均	34	33	33	33	33	33	34	34	34	34	34	34	34	—	
		最大	47	49	41	49	54	38	38	39	47	46	48	46	54	—	
	P-13 周辺監視区	平均	36	35	35	35	35	35	35	35	35	34	34	34	35	—	
		最大	53	54	47	59	61	42	43	42	52	47	53	48	61	—	
	P-14 周辺監視区	平均	35	35	35	34	35	34	34	34	35	34	34	35	35	—	
		最大	53	54	45	56	57	41	41	41	51	48	53	49	57	—	
	P-15 周辺監視区	平均	32	31	31	31	31	31	31	31	31	31	31	31	31	—	
		最大	52	53	44	55	56	38	40	39	51	45	51	48	56	—	
	P-16 周辺監視区	平均	30	30	30	30	30	30	30	30	31	30	30	30	30	—	
		最大	48	49	41	52	58	37	37	37	50	43	50	45	58	—	

Table D.4.2-2 積算線量測定結果

(大洗研究所, 1998年度) (単位: μGy)

測定 期間 地点	第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期	年 間
	1998年3月20日 1998年6月19日	1998年6月19日 1998年9月18日	1998年9月18日 1998年12月18日	1998年12月18日 1999年3月19日	
No. 1	59	63	62	67	251
No. 2	76	77	73	77	303
No. 3	63	65	64	66	258
No. 4	69	75	71	78	293
No. 5	69	70	71	72	282
No. 6	73	77	76	80	306
No. 7	60	63	62	63	248
No. 8	74	77	79	79	309
No. 9	71	70	72	73	286
No. 10	66	66	63	66	261
No. 11	58	61	59	64	242
No. 12	75	76	76	80	307
No. 13	114	110	110	114	448
No. 14	70	72	68	78	288
No. 15	68	68	69	73	278
No. 16	62	63	64	65	254
No. 17	89	86	89	93	357
No. 18	78	76	79	82	315
No. 19	59	59	59	65	242
No. 20	68	64	67	68	267
No. 21	71	76	80	83	310

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

1998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、1997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。全 β 放射能測定における3カ月間についての平均濃度は、法令に定める ^{90}Sr の排水中の濃度限度を十分に下回る値であった。

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

(2) 環境試料中の放射性核種濃度

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

(後藤 孝徳)

Table D.4.3-1 排水溝における排水中の放射能濃度

(大洗研究所、1998年度) (単位:Bq/cm³)

採取年月	全 β (月平均)	^3H (月平均)	全 β (3月間平均)
1998年	4月 1.8×10 ⁻⁴	4.5×10 ⁻¹	1.7×10^{-4}
	5月 2.0×10 ⁻⁴	5.5×10 ⁻¹	
	6月 1.4×10 ⁻⁴	6.9×10 ⁻¹	
	7月 1.2×10 ⁻⁴	5.0×10 ⁻¹	1.2×10^{-4}
	8月 1.7×10 ⁻⁴	8.6×10 ⁻¹	
	9月 8.3×10 ⁻⁵	4.1×10 ⁻¹	
	10月 1.4×10 ⁻⁴	4.8×10 ⁻¹	2.2×10^{-4}
	11月 2.8×10 ⁻⁴	5.6×10 ⁻¹	
	12月 2.4×10 ⁻⁴	3.8×10 ⁻¹	
1999年	1月 2.4×10 ⁻⁴	3.3×10 ⁻¹	2.3×10^{-4}
	2月 2.2×10 ⁻⁴	8.4×10 ⁻¹	
	3月 2.3×10 ⁻⁴	9.1×10 ⁻¹	

Table D.4.3-2 環境試料中の全β放射能濃度

(大洗研究所, 1998年度)

試 料 名		採取地點等		単 位	前 期	後 期
陸 上	陸 水	夏 潤	海	Bq/cm ³	8.5×10^{-5}	8.6×10^{-5}
		原 研	湖		$<1.4 \times 10^{-5} *$	$<1.2 \times 10^{-5} *$
		町 営	沼		1.1×10^{-4}	1.3×10^{-4}
		北 松	原		1.4×10^{-4}	1.3×10^{-4}
		北 松	水		1.2×10^{-4}	1.1×10^{-4}
		川	道		3.7×10^{-4}	4.0×10^{-4}
	土 壤	処 日 下 飛	理 中 太	Bq/g・乾	3.5×10^{-1}	4.3×10^{-1}
		場 内 田 沢	場 内 田 沢		4.5×10^{-1}	4.4×10^{-1}
		精 米	旭 村 田 崎		4.2×10^{-1}	4.9×10^{-1}
		ホ ウ レン 草 白 菜	“ “		4.3×10^{-1}	4.2×10^{-1}
海 洋	海 水	No. 1 (500 m)		Bq/cm ³	$<4.0 \times 10^{-5} *$	$<4.0 \times 10^{-5} *$
		No. 2 (5 km)			$<4.0 \times 10^{-5} *$	$<4.0 \times 10^{-5} *$
		L 海 域			$<4.0 \times 10^{-5} *$	$<4.0 \times 10^{-5} *$
		M 海 域			$<4.0 \times 10^{-5} *$	$<4.0 \times 10^{-5} *$
		No. 1 (500 m)		Bq/g・乾	5.1×10^{-1}	5.6×10^{-1}
	海 底 土	No. 2 (5 km)			5.6×10^{-1}	5.4×10^{-1}
		L 海 域			5.4×10^{-1}	5.4×10^{-1}
		M 海 域			5.5×10^{-1}	5.5×10^{-1}
	シ ラ ス ハ マ グ リ	大 洗	沖	Bq/g・生	1.3×10^{-1}	9.0×10^{-2}
		“			1.3×10^{-1}	1.4×10^{-1}
		“			6.7×10^{-2}	6.4×10^{-2}
排水口近辺土砂		排水溝出口付近		Bq/g・乾	4.8×10^{-1}	4.8×10^{-1}

*:鉄, バリウム共沈法による。

Table D.4.3-3 環境試料中の放射性核種濃度

（大洗研究所、1998年度）

試料名	採取年月	採取地点	単位	^{54}Mn	^{60}Co	^{90}Zr	^{95}Nb	^{106}Ru	^{137}Cs	^{144}Ce	^{90}Sr	注)
海水	1998年 7月	No. 1(500 m)		$<2.0 \times 10^{-5}$	$<2.0 \times 10^{-5}$	$<4.0 \times 10^{-5}$	$<2.0 \times 10^{-5}$	$<1.5 \times 10^{-5}$	$<4.0 \times 10^{-6}$	$<2.0 \times 10^{-5}$	$<2.0 \times 10^{-5}$	
	1999年 1月			$<2.0 \times 10^{-5}$	$<2.0 \times 10^{-5}$	$<4.0 \times 10^{-5}$	$<2.0 \times 10^{-5}$	$<1.5 \times 10^{-5}$	$<4.0 \times 10^{-6}$	$<2.0 \times 10^{-5}$	$<2.0 \times 10^{-5}$	
海水	1998年 7月	No. 2(5 Km)	Bq/cm ³	$<2.0 \times 10^{-5}$	$<2.0 \times 10^{-5}$	$<4.0 \times 10^{-5}$	$<2.0 \times 10^{-5}$	$<1.5 \times 10^{-5}$	$<4.0 \times 10^{-6}$	$<2.0 \times 10^{-5}$	$<2.0 \times 10^{-5}$	
	1999年 1月			$<2.0 \times 10^{-5}$	$<2.0 \times 10^{-5}$	$<4.0 \times 10^{-5}$	$<2.0 \times 10^{-5}$	$<1.5 \times 10^{-5}$	$<4.0 \times 10^{-6}$	$<2.0 \times 10^{-5}$	$<2.0 \times 10^{-5}$	
海水	1998年 7月	L 海 域		$<2.0 \times 10^{-5}$	$<2.0 \times 10^{-5}$	$<4.0 \times 10^{-5}$	$<2.0 \times 10^{-5}$	$<2.0 \times 10^{-5}$	$<1.5 \times 10^{-5}$	$<4.0 \times 10^{-6}$	$<2.0 \times 10^{-5}$	
	1999年 1月			$<2.0 \times 10^{-5}$	$<2.0 \times 10^{-5}$	$<4.0 \times 10^{-5}$	$<2.0 \times 10^{-5}$	$<1.5 \times 10^{-5}$	$<4.0 \times 10^{-6}$	$<2.0 \times 10^{-5}$	$<2.0 \times 10^{-5}$	
海水	1998年 7月	M 海 域		$<2.0 \times 10^{-5}$	$<2.0 \times 10^{-5}$	$<4.0 \times 10^{-5}$	$<2.0 \times 10^{-5}$	$<1.5 \times 10^{-5}$	$<4.0 \times 10^{-6}$	$<2.0 \times 10^{-5}$	$<2.0 \times 10^{-5}$	
	1999年 1月			$<2.0 \times 10^{-5}$	$<2.0 \times 10^{-5}$	$<4.0 \times 10^{-5}$	$<2.0 \times 10^{-5}$	$<1.5 \times 10^{-5}$	$<4.0 \times 10^{-6}$	$<2.0 \times 10^{-5}$	$<2.0 \times 10^{-5}$	
シラズ	1998年 6月			<2.0	<2.0	<4.0	<2.0	<8.0	<2.0	<8.0	$<4.0 \times 10^{-1}$	
	1998年 11月			<2.0	<2.0	<4.0	<2.0	<8.0	<2.0	<8.0	$<4.0 \times 10^{-1}$	
ヒラメ	1998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	<2.0	<8.0	$<4.0 \times 10^{-1}$	
	1998年 12月			<2.0	<2.0	<4.0	<2.0	<8.0	<2.0	<8.0	$<4.0 \times 10^{-1}$	
ハマグリ	1998年 4月			<2.0	<2.0	<4.0	<2.0	<8.0	<2.0	<8.0	$<4.0 \times 10^{-1}$	
	1998年 10月			<2.0	<2.0	<4.0	<2.0	<8.0	<2.0	<8.0	$<4.0 \times 10^{-1}$	
ホウレン草	1998年 4月			$<2.3 \times 10^{-5}$	$<2.5 \times 10^{-5}$	$<3.8 \times 10^{-5}$	$<4.2 \times 10^{-5}$	$<1.6 \times 10^{-4}$	$<4.0 \times 10^{-4}$	$<1.1 \times 10^{-4}$	$<3.4 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-4}$
	1998年 11月	旭村田崎	Bq/g・生	$<1.5 \times 10^{-5}$	$<2.5 \times 10^{-5}$	$<2.7 \times 10^{-5}$	$<1.1 \times 10^{-4}$	$<4.0 \times 10^{-4}$	$<7.7 \times 10^{-5}$	$<4.1 \times 10^{-4}$	$<4.0 \times 10^{-4}$	
精米	1998年 10月			$<1.9 \times 10^{-5}$	$<1.9 \times 10^{-5}$	$<3.2 \times 10^{-5}$	$<3.2 \times 10^{-5}$	$<1.5 \times 10^{-4}$	$<4.0 \times 10^{-4}$	$<1.1 \times 10^{-4}$	$<4.0 \times 10^{-5}$	

注) /は測定対象外

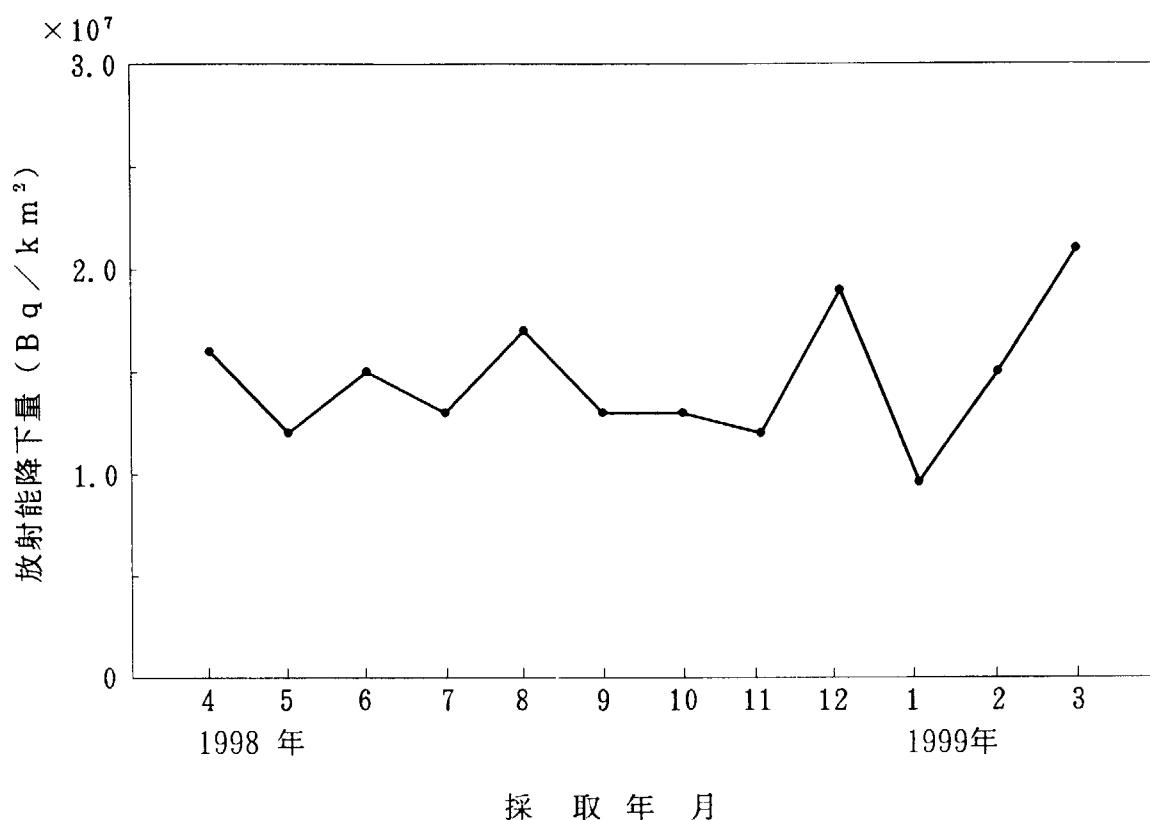


Fig. D.4.3-1 降下塵中の月間全 β 放射能降下量

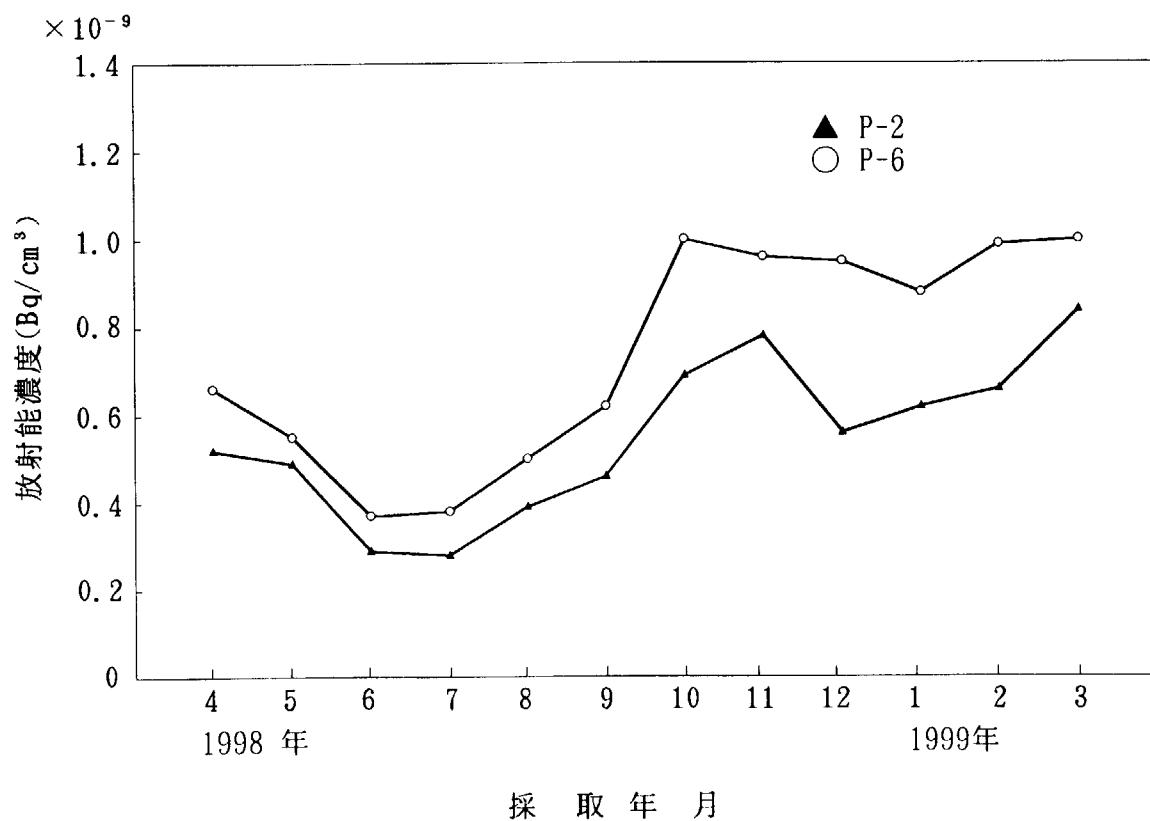


Fig. D.4.3-2 モニタリングステーションにおける大気塵埃中の全 β 放射能濃度の月平均値

D.4.4 環境放射線データ処理装置の更新

環境放射線データ処理装置は、環境放射線等の監視を行うためにモニタリングポスト、モニタリングステーション、排水モニタ、気象観測装置及び原子炉施設の排気モニタ等からのデータを収集し、監視するとともにデータの処理、保存及び報告書等の作成を行うものである。

既設装置は、1983年度に導入して以来、連続運転しているため老朽化が著しく、故障時における部品の入手にも困難であり、データ処理装置及び基本ソフトウェアについては、「西暦2000年問題」に対応できない状況であった。

このため、前述の問題を解決し、より一層の監視業務の効率化を図ることを目的として更新を行い、1999年3月1日から運用を開始した。

(1) システム構成

本装置は、大別して子局テレメータ装置、親局テレメータ装置、データ収集装置及びデータ処理装置から構成される。各装置は瞬時停電対策として無停電電源装置への接続、親局テレメータ及びデータ収集装置は、システム障害発生時のバックアップとしてシステムの二重化を行った。

環境放射線データ処理装置のシステム構成をFig. D.4.4-1に示す。

(2) システム機能

(a) 子局テレメータ装置

モニタリングポスト及びモニタリングステーション局舎内に設置された放射線モニタ等からのデータ収集及び親局テレメータ装置へのデータ送信を行う。

(b) 親局テレメータ装置

子局テレメータ装置からのデータ収集、データ収集装置へのデータ送信及び環境放射線監視盤への情報出力を行う。

(c) データ収集装置

親局テレメータ装置からのデータ収集、居室警報盤への情報出力、データ表示装置への出力、データ処理装置へのデータ転送を行う。また、遠隔監視を行うため携帯電話回線を利用した遠隔監視機能を付加した。

(d) データ処理装置

データ収集装置等からのデータ収集及び処理（データ保存、提供、報告書等の作成、データ表示装置への出力）等を行う。以下に、主な付加機能等を示す。

(i) 大気中環境放射能拡散予測、気象統計処理等。

(ii) 防護活動本部室に設置したデータ表示装置への情報出力。

(iii) 異常時における電話通報装置による係員等への通報。

(iv) 所内LANによる東海研究所及び大洗研究所データの一部共有化。

(v) 広報処理用ソフトウェアの整備。

(vi) 科学技術庁水戸原子力事務所へのデータ送信方法の変更（東海研究所経由からNTT専用回線による直接送信へ）。

（後藤 孝徳）

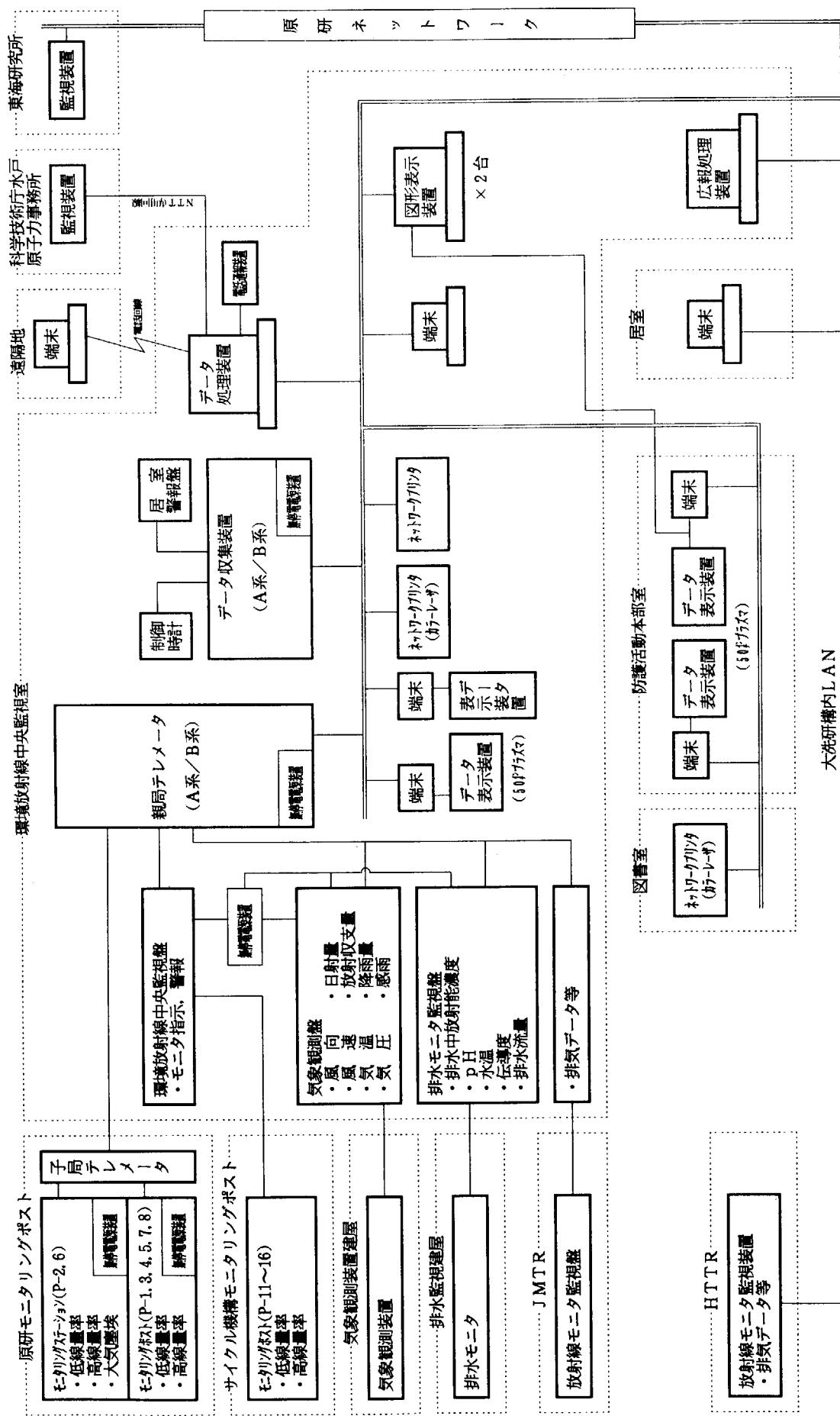


Fig. D. 4. 4-1 環境放射線データ処理装置のシステム構成図

1 D. 5 放射線計測器の管理

D.5.1 概 要

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

1998年度は、廃棄物管理施設の放射線モニタ等の一部について更新が行われた。

(芝沼 行男)

D.5.2 サーベイメータ等の管理

1998年度には、電離箱式サーベイメータ4台、表面汚染検査用サーベイメータ(α 線用)2台、表面汚染検査用サーベイメータ(β 線用)5台の更新及び各施設の設置台数の見直しによる保有台数の削減を行った。その結果、サーベイメータの保有台数は230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。

点検校正是、GM管式サーベイメータ等使用頻度の多い機種については年2回、比例計数管式サーベイメータ等使用頻度と故障発生率の少ない機種については年1回行い、延べ436台実施した。年間の故障台数は81台であり、その主な故障内容はGM管の破損、劣化及びケーブルの断線等であった。

(倉持 彰彦)

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

(大洗研究所、1998年度)

サーベイメータ等の種類	保有台数	校正台数	故障台数
GM管式サーベイメータ	71	142	27
電離箱式サーベイメータ	42	83	9
半導体式サーベイメータ	5	5 * ¹	0
シンチレーション式サーベイメータ	7	5 * ¹	0
比例計数管式サーベイメータ	9	9 * ¹	0
表面汚染検査用サーベイメータ(α 線用)	25	50	15
表面汚染検査用サーベイメータ(β 線用)	71	142	30
警報付ポケット線量計	131	51 * ¹	1
ポケット線量計	1250	750 * ¹	16
合 計 * ²	230	436	81

*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

1998年度は、除染施設の放射線モニタのうち、ハンドフットクロスモニタ（ β ）1台、廃液貯留施設Ⅰの放射線モニタのうち、ハンドフットクロスモニタ（ β ）1台及び α 固体処理棟の放射線モニタ等（ガンマ線エリアモニタ6チャンネル、排気ダストモニタ2チャンネル、空気吸引装置2台）の更新が行われた。

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

年間の故障発生件数は74件で、機種別の故障発生件数をTable D.5.3-1に示す。

(倉持 彰彦)

Table D.5.3-1 放射線管理用モニタ等の故障発生件数

(大洗研究所、1998年度)

モニタ類	保有台数	故障件数
ガンマ線エリアモニタ	74	14
可搬型ガンマ線エリアモニタ	7	1
中性子線エリアモニタ	4	1
室内ダストモニタ	35	9
室内ガスマニタ	15	1
排気ダストモニタ	27	3
排気ガスマニタ	10	3
水モニタ	2	0
臨界警報装置	6	3
ハンドフットクロスモニタ（ α 線用）	5	0
”（ β 線用）	23	23
フットモニタ	3	1
体表面モニタ	1	1
小物物品モニタ	1	0
ガンマ線モニタ	8	0
大気塵モニタ	2	1
排水モニタ	1	0
移動モニタリング設備	1	0
記録計、放射線モニタ盤、吸引装置等	—	13
合 計	225	74

D.5.4 放射線管理試料の計測

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

1998年度の測定件数及び測定時間は、3,402件及び5,182時間であった。施設及び環境の各種放射線管理試料の測定件数をTable D.5.4-1に示す。

(秋野 仁志)

Table D.5.4-1 施設及び環境の各種放射線管理試料の測定件数

(大洗研究所, 1998年度)

測定器 試料種類		低バックグラウンド計数装置	γ 線波高分析用 Ge半導体検出器	低バックグラウンド液体シンチレーションカウンタ
施設試料	放出塵埃	1280	1027	
	一般排水	—	210	—
	放出トリチウム			96
環境試料	大気	231	47	
	農産物	3	5	
	陸土	12	12	
	陸水	40	30	17
	海洋	35	42	
	海産物	6	5	
	排水口近辺土砂	4	4	
合 計		1743	1465	194

1 E 関西研究所

1 E. 1 放射線管理

E. 1.1 概 要

1998年度は前年度に引き続いて木津に設置する放射線発生装置に関する放射線管理の立場からの検討、必要な放射線管理機器の検討及び一部機器選定の決定、並びに施設設置場所周辺のバックグラウンド測定を行った。

木津地区においては、放射線発生源として極短パルス、単一エネルギーの放射線が放出されるため、これに対する管理が対象となる。これらの放射線の特性を考慮すると、固体検出器を主体に用いた管理方式が有効である。今後の計画として、放射線業務従事者の着用する個人被ばく線量計は、電子式線量計に比べパルス特性が優れている、木津地区で直接線量当量が読み取れる、繰り返し測定が可能である、の各優位性からガラス線量計が最も適切であるとの判断に至り、その導入を決定した。

施設設置場所周辺のバックグラウンド測定を、1998年7月からむこう1年間の計画で開始した。

今後の課題として、開発研究の対象となる放射線発生装置の諸特性に考慮した放射線管理用機器等の導入があげられる。

放射線業務従事者の線量当量については、大型放射光施設(SPring-8)における年間43人が対象であり、すべて検出下限線量当量未満であった。

(松井 智明)

E. 1.2 個人被ばく線量当量の管理

関西研究所大型放射光施設(SPring-8)においては、1998年度の被ばく管理対象となる放射線業務従事者は年間43人であった。なお、女子の放射線業務従事者はいなかった。

外部被ばく線量当量の管理では、放射線業務従事者全体の年間の平均実効線量当量及び集団実効線量当量は、それぞれ検出下限線量当量未満であった。また組織線量当量に係る被ばく状況において、皮膚及び眼の水晶体の組織線量当量も、それぞれ検出下限線量当量未満であった。

関西研究所における放射線業務従事者の実効線量当量に係る被ばく状況を、管理期間別、作業者区別に集計してTable E. 1.2-1 及びTable E. 1.2-2 に示す。

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

(植田 久男)

Table E. 1.2-1 放射線業務従事者の実効線量当量に係る四半期別被ばく状況 (関西研究所, 1998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 (person · mSv)
		検出下限線量 当量未満*	0.1mSv 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	38	38	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
第2四半期	37	37	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
第3四半期	40	40	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
第4四半期	40	40	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
年 間* ²	43 (49)	43 (49)	0 (0)	0 (0)	0 (0)	0 (0)	0.00 (0.00)	0.0 (0.0)	0.0 (0.0)

*1 フィルムバッジの検出下限線量当量 : 0.1mSv

*2 カッコ内の数値は、1997年度の値。

Table E. 1.2-2 放射線業務従事者の実効線量当量に係る作業者区分別被ばく状況 (関西研究所, 1998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 (person · mSv)
		検出下限線量 当量未満*	0.1mSv 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	43	43	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
外 来 研 究 員 等	0	0	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
請 負 業 者	0	0	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
研 修 生	0	0	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
全 作 業 者	43	43	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0

*1 フィルムバッジの検出下限線量当量 : 0.1mSv

E.1.3 木津施設のバックグラウンド調査（1）

関西研究所では、1999年6月完成を目標に、京都府木津町に光量子科学研究中心を建設している。本施設では極短パルスレーザーを用いた、放射線発生装置やエックス線発生装置の研究開発が行なわれることになっており、これら装置の設置前に建設予定地及びその近辺における放射線レベルや環境試料の放射能濃度を得ておくことは、装置稼動後に放射線若しくは放射能による環境への影響を知る上で重要であるとともに、核実験や他原子力施設事故時の影響を評価する場合の比較データとしても重要である。

このため、1998年7月から1999年6月までの1年間、操業前の環境放射線及び放射能調査（以下「バックグラウンド調査」という。）を実施することとした。計画にあたっては、「環境放射線モニタリングに関する指針（平成元年3月原子力安全委員会）」を参考にするとともに、東海研究所保健物理部放射線管理第1課の助言を得て調査項目、採取方法、測定法等を立案した。Table E.1.3-1にバックグラウンド調査の計画概要を、また、Fig. E.1.3-1に環境試料の採取地点及び線量当量の測定地点を示す。

本敷地はFig. E.1.3-1に示すように南側を頂きとして高低があるため、事業所境界における線量当量測定では、施設設置面と同程度の高さとして法面の上部を測定地点として選択した。また、敷地の南側は自然のまま保存していることもあり線量当量、土壌及び指標生物（松葉）の採取測定点とした。さらに、河川水については敷地周辺の谷あいの水が流れ込む井関川を採取地点とした。

調査は1999年度に及んでいるため、ここでは1998年度分としてTable E.1.3-2に線量当量測定結果を、Table E.1.3-3に環境試料中の放射能濃度測定結果を示す。また、その概略を以下に記す。

(1) 線量当量測定

30日当たり25から38 μGy の範囲であった。

(2) 全ベータ放射能

大気塵埃、河川水、松葉では季節的な変動は見受けられなかった。

(3) 核種別濃度

^{137}Cs は大気塵埃、雨水、松葉で検出された。また、 ^{137}Cs は松葉で検出された。

(4) トリチウム

大気水蒸気、雨水、河川水、松葉いずれの試料でもトリチウムは検出された。その濃度は試料水当たりの放射能とした場合、1試料を除いて $10^{-4}\text{Bq}/\text{cm}^3$ オーダーであった。

（上野 正幸）

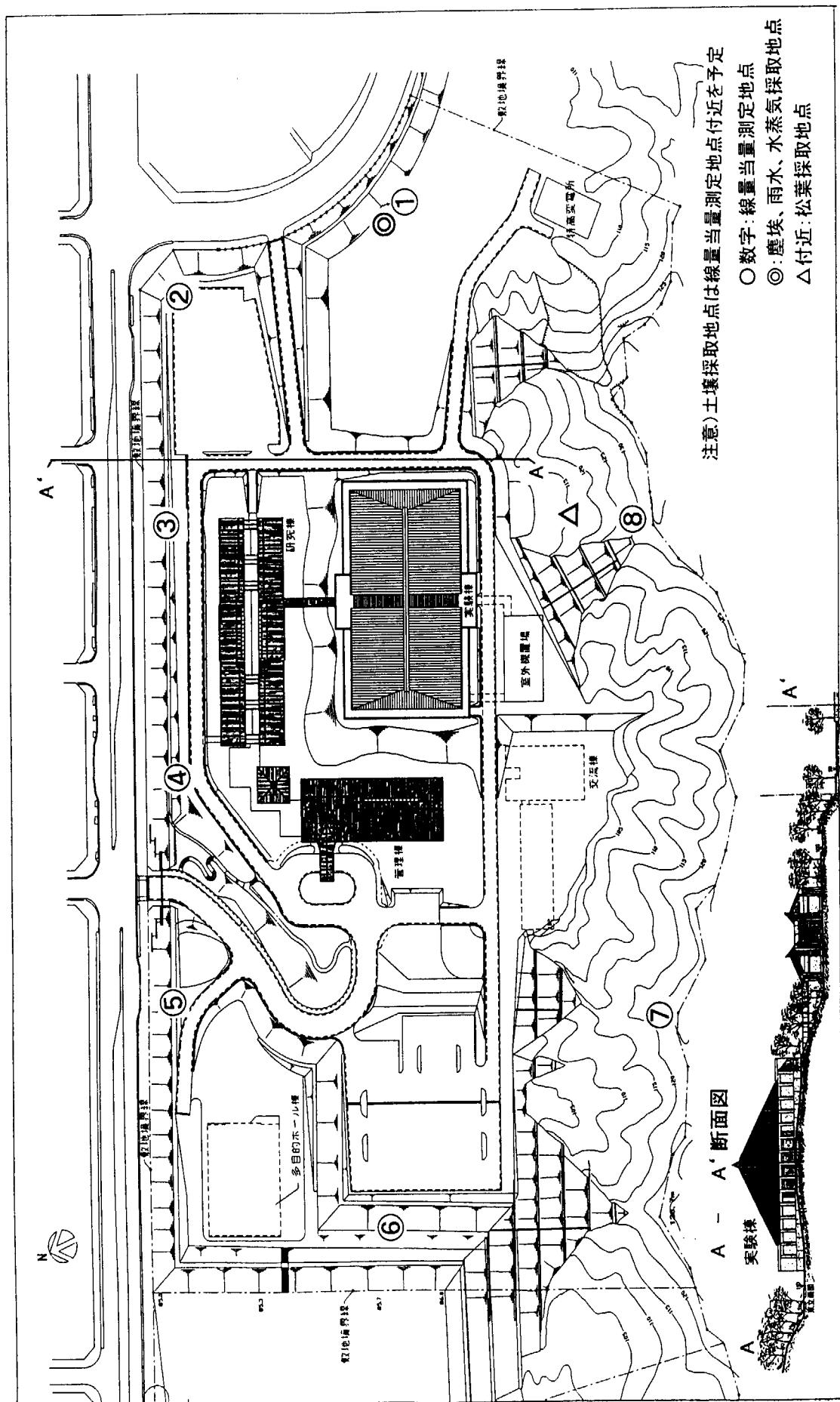


Fig. E. 1.3-1 木津地区バックグランド調査 採取・測定地點

Table E.1.3-1 木津施設におけるバックグラウンド調査計画

(関西研究所 1998年度)

No.	項目		採取						測定器又は 測定法	
	試料		測定項目	測定採取地點	測定採取期間	採取頻度	測定採取場所	採取量		
	項目	種類								
1	放射線	線量当量	γ線	8	1月毎		敷地内		TLD UD-804PQ 1地点当たり2素子、6データ	
2	大気	塵埃	全β	1	8時間	四半期毎	敷地内	約480m ³	ローバックカウンタ	
			γ核種						核種分析装置	
2	大気	水蒸気	トリチウム	1	2週間	四半期毎	敷地内	8~13m ³	液体シンチレーションカウント (以下「LSC」)	
3	水	雨水	全β	1	1月間	四半期毎	敷地内	4ℓ未満	ローバックカウンタ	
			γ核種						核種分析装置	
			トリチウム						LSC	
	河川水	河川水	全β	1	1回	四半期毎	井間川	1% 2% 40%	ローバックカウンタ	
			γ核種					核種分析装置		
			トリチウム					LSC		
	(重複測定)	河川水	全β	1	1回	1998年度 第3四半期	井間川	1% 2% 40%	ローバックカウンタ	
			γ核種					核種分析装置		
			トリチウム					LSC		
4	植物 (指標生物)	松葉	全β	1	1回	四半期毎	敷地内	約2.5kg	ローバックカウンタ	
			γ核種						核種分析装置	
			トリチウム						LSC	
5	土壤	表土	全β	6	1回	1999年度 第1四半期	敷地内	2~3kg	ローバックカウンタ	
			γ核種						核種分析装置	

Table E.1.3-2 木津施設における線量当量測定結果

(関西研究所 1998年度) (単位: μGy)

年月	1998.7	1998.8	1998.9	1998.10	1998.11	1998.12	1999.1	1999.2	1999.3
期間	6.3~8.4	8.4~9.1	9.1~10.2	10.2~11.2	11.2~12.3	12.3~1.6	1.6~2.3	2.3~3.4	3.4~4.3
地点	日数	35	28	31	31	31	34	28	29
①	35	35	33	31	35	33	31	34	38
②	34	35	32	32	33	33	37	32	33
③	34	34	30	29	34	32	32	30	34
④	31	33	29	28	31	32	30	31	33
⑤	32	33	30	31	31	28	29	29	33
⑥	37	38	34	34	37	37	34	34	37
⑦	30	27	30	28	29	30	29	29	33
⑧	27	28	25	25	29	27	27	27	30
鉛箱	19	27	24	23	27	23	22	22	24

(注) 各地点における測定値は5cm厚の鉛箱における測定値(宇宙線、自己汚染などの寄与分)を差し引いてある。

測定値は30日に換算してある。

Table E.1.3-3 木津施設における環境資料中の放射能濃度

(関西研究所 1998年度)

項目	種類	採取年月日	採取地点	核種別濃度						単位
				全β放射能濃度	^3H	^1Be	^{54}Mn	^{60}Co	^{95}Zr	
大気	塵埃	1998年8月4日		$<3.0 \times 10^{-3}$	1.3×10^{-3}	-	$<7.9 \times 10^{-5}$	$<1.7 \times 10^{-4}$	$<7.3 \times 10^{-4}$	$<7.4 \times 10^{-5}$
		1998年11月2日	事業所内	3.1×10^{-1}	7.1×10^{-3}	-	$<7.6 \times 10^{-5}$	$<1.3 \times 10^{-4}$	$<9.2 \times 10^{-5}$	$<6.1 \times 10^{-4}$
		1999年2月3日		3.8×10^{-1}	3.6×10^{-3}	-	$<8.7 \times 10^{-5}$	$<1.4 \times 10^{-4}$	$<7.6 \times 10^{-5}$	$<6.4 \times 10^{-4}$
	水蒸気	1998年7月23日～8月4日		8.5×10^{-4}	1.7×10^{-2}					
		1998年10月27日～11月10日		$<7.1 \times 10^{-4}$	$<6.8 \times 10^{-3}$					
		1999年2月9日～3月4日		1.1×10^{-3}	6.1×10^{-3}					
	雨水	1998年8月4日～9月1日		$<2.1 \times 10^{-4}$	7.2×10^{-4}	2.1×10^{-4}	$<5.2 \times 10^{-6}$	$<6.1 \times 10^{-6}$	$<1.2 \times 10^{-5}$	$<8.0 \times 10^{-6}$
		1998年11月2日～1999年1月6日	事業所内	$<2.1 \times 10^{-4}$	6.8×10^{-4}	2.9×10^{-4}	$<2.1 \times 10^{-5}$	$<2.7 \times 10^{-5}$	$<5.0 \times 10^{-5}$	$<3.6 \times 10^{-5}$
		1999年2月3日～3月4日		$<2.0 \times 10^{-4}$	6.3×10^{-4}	$<1.5 \times 10^{-5}$	$<1.8 \times 10^{-5}$	$<3.1 \times 10^{-5}$	$<1.8 \times 10^{-5}$	$<1.3 \times 10^{-4}$
水	河川水	1998年8月4日		$<6.0 \times 10^{-4}$	$<1.3 \times 10^{-5}$	$<1.6 \times 10^{-6}$	$<1.6 \times 10^{-6}$	$<3.6 \times 10^{-6}$	$<2.5 \times 10^{-6}$	$<1.4 \times 10^{-5}$
		1998年11月2日	井 川	1.9×10^{-4}	9.2×10^{-4}	$<1.2 \times 10^{-5}$	$<1.2 \times 10^{-6}$	$<1.5 \times 10^{-6}$	$<2.6 \times 10^{-6}$	$<1.4 \times 10^{-6}$
		1998年11月2日(重複測定)		1.4×10^{-4}	5.4×10^{-4}	$<1.7 \times 10^{-5}$	$<1.7 \times 10^{-6}$	$<1.8 \times 10^{-6}$	$<3.9 \times 10^{-6}$	$<3.3 \times 10^{-6}$
	松葉(指標生物)	1999年2月3日		1.4×10^{-4}	$<5.3 \times 10^{-4}$	$<1.6 \times 10^{-5}$	$<1.9 \times 10^{-6}$	$<2.6 \times 10^{-6}$	$<3.9 \times 10^{-6}$	$<2.6 \times 10^{-6}$
		1998年8月4日		8.5×10^{-2}	9.2×10^{-4}	2.2×10^{-2}	$<3.6 \times 10^{-5}$	$<4.1 \times 10^{-5}$	$<9.0 \times 10^{-5}$	$<6.2 \times 10^{-5}$
		1998年11月2日	事業所内	7.6×10^{-2}	$<7.1 \times 10^{-4}$	3.2×10^{-2}	$<5.1 \times 10^{-5}$	$<3.5 \times 10^{-5}$	$<7.6 \times 10^{-5}$	$<5.4 \times 10^{-5}$

(注) (一):未評価核種

〔一〕:測定対象外

上段: Bq/cm^3
 下段: Bq/m^3

E.1.4 木津地区における放射線管理計画の概要

木津地区に設置される当面の放射線発生装置は、放射性同位元素等による放射線障害の防止に関する法律施行令（昭和35年政令第259号）第2条第8号の規定に基づく、荷電粒子を発生させる装置として指定されたマイクロトロン1台である。この他の放射線発生装置として、労働安全衛生法に基づく、電離放射線障害予防規則により所轄の労働基準監督署に届出の必要のあるエックス線を放出させる装置があげられる。また、今後設置される放射線発生装置は、光量子科学研究所センターの研究の進捗とともに新設されることとなるが、ここでは、木津地区に設置される装置からの放射線の特性に基づき、これに対応した放射線管理計画の概要を述べる。

各設置する装置の共通する放射線の主たる特徴は、放射線を発生させる源として「レーザー」を用いていることにある。その「レーザー」の制御（最大100テラ・ワット、フェムト秒オーダーの極短パルス幅に制御）により、集束された「レーザー」と物質（気体、固体）との間の作用により、微小領域にプラズマ状態と強大な電界が生じ、電子等が加速される。さらに物質等と作用することによってエックス線等の電離放射線を発生させるものと考えられている。発生する放射線は、極短パルス幅で单一エネルギーであることが予測される。

放射線管理上、着目すべき放射線の特性をあげると、以下のように整理される。

- (1) 放射線発生装置の放射線を発生させる源として「レーザー」が用いられる。
- (2) 発生する放射線の特性は、源である「レーザー」の特性と物質との作用に委ねられ、以下のことが予測される。
 - (a) 放射線の種類は、光子が主であるが、高速中性子線や核との作用による各種の放射線も考えられる。
 - (b) これらは、「レーザー」の出力特性に依存し、極短パルスで前方指向性の強いビーム状のものが支配的である。
 - (c) 発生する光子のエネルギーは、光源の開発目的に応じて、軟波長から硬波長まで広域にわたる。
 - (d) 放射線の発生量は、当面小さい。

以上のことから、放射線測定の立場から以下の事項が、検討課題となる。

- (1) 放射線の特性を考慮すると、 γ (X) 線、電子線又は中性子線の照射エネルギーを積算して評価できる検出器が望ましい。
- (2) 放射線業務従事者の着用する個人被ばく線量計は、放射線測定用具として、積算方式の検出器を用いることとなるが、作業環境場のエネルギー特性に関して、線量当量への補正係数の検討が必要である。
- (3) 管理区域境界など管理基準値の低い放射線レベルを確実に検出する手段として、積算方式の検出器を実務上の主測定器として使用する。
- (4) 積算方式の検出器は、放射線レベルの変動を把握する上で迅速性に欠ける。このような放射線レベルの変動を的確に検出できる測定器として、電離箱が対象としてあげられる。しかし、パルス特性、検出効率、測定下限など確認すべき事項があるので、電離箱の改良の他、今後導入され

る放射線発生装置から発生する放射線場で固体検出器との総合比較を行いつつ、適応性を確認する。

放射線管理計画として、以下の項目について立案した。

- (1) 個人被ばく測定器として、 γ (X) 線に対してはガラス線量計を、中性子線に対してはポリ・カーボネイト等による飛跡検出器を、管理区域境界についてはガラス線量計を、作業環境域の放射線レベルの把握については短パルス特性を改良した電離箱を採用する。
- (2) 装置停止中においては、放射線発生装置の運転に伴って、放射化のしきいエネルギーを超えて生成された放射化物から放出される放射線の把握が主体となる。これについては、波高分析装置による放射化核種の把握及び通常の測定器（シンチレーションカウンタ、表面汚染検査計等）により作業環境場の放射線レベルの把握を行う。
- (3) その他、インターロックを設置した放射線発生装置室内の運転中における、放射線情報（放射線レベル及び室内の放射化空気濃度）を把握する必要がある。これについては、放射線発生装置から発生する放射線の種類、発生エネルギー及び放射線レベルに関する諸元が、明確になったのちに放射線発生装置の運転・管理情報としての必要性についても、検討を加えて配置する計画である。

Table E. 1. 4-1 に1998年度に計画した放射線管理用測定器の概要を示す。

(松井 智明)

Table E. 1. 4-1 木津地区の放射線管理用測定器の概要

(関西研究所, 1998年度)

放射線測定器等	種類	数量	用途
積算線量測定装置	蛍光ガラス線量計（検出器）	1式 (200個)	放射線業務従事者等の線量当量の確認及び管理区域境界の積算線量当量の測定
核種分析装置	ポータブル γ 線波高分析装置	1式	放射線発生装置周辺における放射化した核種の分析
	γ 線波高分析装置（固定式）	1式	放射化濃度等の測定
サーベイメータ等	可搬型極短パルスX線用モニター	2台	放射線発生装置運転中の装置周辺の放射線レベルの変動の把握（軟X線測定用）
	電離箱式サーベイメータ	4台	作業環境および管理区域境界の放射線レベルの変動の把握
	シンチレーション式サーベイメータ	2台	放射化の有無の確認測定
	表面汚染計	4台	放射化による表面密度の確認測定
その他	電子式個人線量計	必要数	見学者等の線量当量の確認
	中性子線サーベイメータ	1台	中性子線のサーベイ

E. 1.5 放射性同位元素の保有状況

組立調整実験棟精密調整実験室(3)において、メスバウア一分光実験に密封された放射性同位元素を使用するため、ガンマ線源として⁵⁷Co 1個1.85GBq を購入（平成10年7月、放射線障害防止法に係る使用許可申請、同年8月許可）した。1999年3月末現在の関西研究所で所有する放射性同位元素の種類及び数量をTable E. 1.5-1 に示す。

(植田 久男)

Table E. 1.5-1 放射性同位元素の種類及び数量

(関西研究所、1999年3月31日現在)

施設名	貯蔵能力	核種及び現有数量	備考
組立調整実験棟	⁵⁷ Co 3.7GBq×2 ^{119m} S n 3.7GBq×2 ¹⁵¹ S m 3.7GBq×2	⁵⁷ Co 1.16GBq × 1個	

1 F むつ事業所

1 F. 1 放射線管理

F.1.1 概 要

むつ事業所における附帯陸上施設（関根浜施設）及び大湊施設の放射線管理、個人被ばく管理、環境放射能管理、放射線計測器の維持管理、各種放射線管理記録の報告等の定常業務を1997年度に引き続き実施した。また、6月から管理対象施設として、大湊施設研究棟加速器質量分析装置室が新たに加わった。

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

放射線業務従事者の線量当量については、保安規定等に定められた線量当量限度及び警戒線量当量を超える被ばくはなかった。1998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、附帯陸上施設に係る環境の空気吸収線量率、各種環境試料中の放射能濃度、気象観測等の環境のモニタリングを実施したが、施設からの放射性物質の放出に起因する異常は認められなかった。

放射線管理設備の更新・整備は、附帯陸上施設に係る放射線管理設備の一部更新（放射線管理システムの西暦2000年対応を含む）を行った。

加速器質量分析装置（コッククロフト・ワルトン型加速装置）の供用開始にともない、大湊施設放射線障害予防規定の制定、放射線取扱主任者の選任及び運転時の放射線安全管理等を行った。

その他、2000年度から予定されている、原子力船「むつ」の使用済燃料輸送に関し、使用済燃料輸送実施本部会議が設置され、輸送準備に関する業務の協力を実施した。

(高橋 豊)

F. 1.2 管理区域

1998年度は、大湊施設放射線障害予防規定に基づき、大湊施設研究棟加速器質量分析装置の供用開始にともない加速器質量分析装置室を第2種管理区域に指定（一時的に指定されたものを除く）した。

1998年度中に上記規定、原子炉施設保安規定、少量核燃料物質使用施設等保安規程及び放射線障害予防規定に基づき一時的に設定し、解除された管理区域はなかった。

（小古瀬 均）

F. 1.3 個人被ばく線量当量の管理

(1) 外部被ばく線量当量の管理

1998年度における放射線業務従事者の集団実効線量当量及び年間平均実効線量当量は、それぞれ1.3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、原子炉室放射線計測作業における炉室内の線量当量率分布の測定に従事した請負業者の被ばくであった。

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

組織線量当量の最大は、皮膚で0.5mSv、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等を着用させて測定したが有意な被ばくはなかった。

(2) 内部被ばく線量当量の管理

1997年度に引き続き全身カウンタによる内部被ばくに係る線量当量の検査を行った。また、大湊施設研究棟における放射線業務従事者1名に対してバイオアッセイによる全 α 放射能確認検査を行った。

1998年度における受検件数をTable F. 1.3-3 に示す。測定の結果、すべての検査において体内汚染は検出されなかった。

（小古瀬 均）

Table F. 1.3-1 放射線業務従事者の実効線量当量に係る四半期別被ばく状況

(むづつ事業所, 1998年度)

管理期間	放射線業務従事者 実員	実効線量当量分布(人数)				平均実効線量当量 (mSv)	最大実効線量当量 (mSv)	集団実効線量当量 (person · mSv)
		検出下限線量 当量未満 *1	0.2mSv以上 1.0mSv以下	1.0mSv以上 5.0mSv以下	5.0mSvを超え 15mSv以下 るもの			
第1四半期	58	58	0	0	0	0.00	0.0	0.0
第2四半期	60	60	0	0	0	0.00	0.0	0.0
第3四半期	71	68	3	0	0	0.02	0.5	1.3
第4四半期	60	60	0	0	0	0.00	0.0	0.0
年間 *2	76 (78)	73 (76)	3 (2)	0 (0)	0 (0)	0.02 (0.01)	0.5 (0.4)	1.3 (0.7)

*1 フィルムバッジの検出下限線量当量 : 0.2mSv

*2 カッコ内の数値は、1997年度の値。

Table F. 1.3-2 放射線業務従事者の実効線量当量に係る作業者区別被ばく状況

(むづつ事業所, 1998年度)

作業者区分	放射線業務従事者 実員	実効線量当量分布(人数)				平均実効線量当量 (mSv)	最大実効線量当量 (mSv)	集団実効線量当量 (person · mSv)
		検出下限線量 当量未満 *1	0.2mSv以上 1.0mSv以下	1.0mSv以上 5.0mSv以下	5.0mSvを超え 15mSv以下 るもの			
職員等	37	37	0	0	0	0.00	0.0	0.0
外来研究員等	10	10	0	0	0	0.00	0.0	0.0
請負業者	29	26	3	0	0	0.04	0.5	1.3
研修生	0	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
全作業者	76	73	3	0	0	0.02	0.5	1.3

*1 フィルムバッジの検出下限線量当量 : 0.2mSv

Table F. 1. 3-3 全身カウンタによる内部被ばく受検件数

(むつ事業所、1998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	9	1	0	0	39	49
第2四半期	0	4	3	0	0	35	42
第3四半期	0	14	11	0	0	40	65
第4四半期	0	0	9	0	0	34	43
合計	0	27	24	0	0	148	199

F.1.4 施設の放射線管理

(1) 放出放射性物質の管理

1998年度の各施設における放射性塵埃及び放射性ガスの年間放出量並びに年間平均濃度をTable F.1.4-1に、放射性液体廃棄物の3ヶ月平均濃度及び年間放出量をTable F.1.4-2に示す。

1998年度に各施設の排気筒から放出された³Hの放射能は、燃料・廃棄物取扱棟（燃・廃棟）及び機材・排水管理棟（機・排棟）にある液体廃棄物処理設備のタンク内に残留しているものであって、1997年度と同程度であった。

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

(2) 線量当量率及び表面密度の管理

線量当量率及び表面密度の測定は、燃・廃棟、機・排棟、保管建屋、研究棟の人の常時立入る場所、線量当量率の測定は管理区域境界において実施した。線量当量率は最大50 $\mu\text{Sv}/\text{h}$ （保管建屋の原子炉室保管室内）、表面密度は全 α が0.04Bq/cm²未満、全 β が0.4Bq/cm²未満であった。

(3) 放射性同位元素等の保有状況

1999年3月31日現在、むつ事業所で所有する密封放射性同位元素の種類及び数量をTable F.1.4-3に、放射線発生装置の種類及び性能をTable F.1.4-4に示す。また、放射性同位元素とは別に、原子力船「むつ」の使用済燃料34体が個々の輸送容器に収納され、燃・廃棟に保管されている。

(4) 各種作業における放射線管理

附帯陸上施設においては、1997年度に引き続き原子炉施設安全貯蔵期間中の安全性実証試験の一環として、原子炉室放射線計測作業が1998年10月12日から10月22日まで行われた。本作業における作業者の外部被ばくによる集団線量当量は1.3人・ミリシーベルトであった。

その他の作業としては、TLD素子の照射試験、IAEA査察検査準備作業、使用済燃料輸送容器の線量当量率測定作業及び炉内状態計測設備の点検作業等の定常的な放射線作業が行われたが、問題となるような被ばく及び汚染はなかった。

大湊施設においては、加速器質量分析装置の調整運転及びプルトニウム溶液の調製作業等が行われたが、問題となるような被ばく及び汚染はなかった。

(5) 放射性汚染の状況

1998年度においては、特に問題となる放射性汚染はなかった。

(小古瀬 均)

Table F.1.4-1 各施設における放射性塵埃・ガスの年間放出量及び年間平均濃度
(むつ事業所, 1998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/cm³)	核種	年間放出量 (Bq)	年間平均濃度 (Bq/cm³)
燃料・廃棄物 取扱棟	全β	0	$< 1.2 \times 10^{-9}$	⁸⁵ Kr	0	$< 5.9 \times 10^{-4}$
				³ H	1.9×10^8	3.5×10^{-7}
機材・排水 管理棟	全β	0	$< 3.0 \times 10^{-9}$	⁸⁵ Kr	0	$< 6.2 \times 10^{-4}$
				³ H	4.0×10^6	1.4×10^{-7}
保管建屋	全β	0	$< 7.9 \times 10^{-10}$	—	—	—
研究棟	全α	0	$< 2.2 \times 10^{-10}$	—	—	—

(注) 年間放出量及び年間平均濃度は次の方法で算出した。

年間放出量：検出下限濃度以上で放出した放射能の和。

検出下限濃度未満での放出は放出量を0とした。

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

ただし、この値が検出下限濃度未満の場合は“<(検出下限値)”とした。

Table F.1.4-2 排水口における放射性液体廃棄物の3ヵ月平均濃度及び年間放出量
(むつ事業所, 1998年度)

施設名	廃液量 (m³)	3ヵ月平均濃度の 最大値(Bq/cm³) ^{*1}	年間放出量 (Bq)	年間放出量
				放出管理目標値
研究棟	1.2×10^1	$^{242}\text{Pu} : < 5.5 \times 10^{-4}$	$^{242}\text{Pu} : 0$	—

*1 検出下限濃度以上の放出放射能を廃液量で除した値。全て検出下限濃度未満の場合は、最大の検出下限濃度の値。

Table F. 1.4-3 密封放射性同位元素の種類と数量

(むつ事業所, 1999年3月31日現在)

施設名	貯蔵能力	核種及び現有数量	
燃料・廃棄物取扱棟	^{226}Ra 370 MBq	^{226}Ra	363 MBq
	^{226}Ra 37 MBq	^{226}Ra	37 MBq
	^{60}Co 44.4 MBq	^{60}Co	8.7 MBq
	$^{241}\text{Am}-\text{Be}$ 3.7 GBq	$^{241}\text{Am}-\text{Be}$	3.6 GBq
	$^{124}\text{Sb}-\text{Be}$ 3.7 MBq × 4	$^{124}\text{Sb}-\text{Be}$	<3.7 MBq × 4

Table F. 1.4-4 放射線発生装置の種類と性能

(むつ事業所, 1999年3月31日現在)

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

F.1.5 環境放射能の管理

(1) 環境における放射性希ガスによる実効線量当量

原子力第1船原子炉施設保安規定（保安規定）に基づき、1998年度に放出された放射性希ガスによる周辺監視区域外における実効線量当量を算出した。

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

(2) 環境放射線のモニタリング

(a) モニタリングポストによる監視

周辺監視区域境界及び構外の空気吸収線量率の連続モニタリングを、保安規定に基づき8基から4基に減少して実施した。

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

(b) モニタリング車による空気吸収線量率の測定

閑根浜施設の周辺において、6ヵ月毎にモニタリング車で走行及び定点測定を実施したが、異常は認められなかった。Table F.1.5-2に定点での測定結果を示す。

(c) 環境中の空気吸収線量の監視

閑根浜施設敷地内及び周辺並びに大湊施設において、3ヵ月間の空気吸収線量（積算線量）の測定を実施した。その結果、いずれの地点においても異常は認められなかった。Table F.1.5-3に測定結果を示す。

(d) 周辺監視区域境界における空気吸収線量率の測定

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

(e) 気象観測

1997年度と同様、各気象要素について連続観測を行った。

(3) 環境試料のモニタリング

(a) 環境試料中の全 β 放射能濃度の測定

陸上及び海洋環境試料中の全 β 放射能濃度の測定を実施した。各試料の測定結果をTable F.1.5-4に示す。これらの値は、例年の測定結果と比べて大きな差はなく、施設からの影響は認められなかった。

(b) 環境試料中の放射性核種濃度の測定

全 β 放射能濃度と同様に、各種環境試料中の放射性核種ごとの濃度を測定した。各試料の測定結果をTable F.1.5-5(a)及び(b)に示す。また、大型水盤による降下塵の測定結果をTable F.1.5-6に示す。

（盛 隆志）

Table F.1.5-1 固定モニタによる監視結果

(むつ事業所、1998年度)

年月	単位	1998年												1999年						年間 標準偏差
		4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	年間	年間	年間				
(気象観測所) MP-1	平均	20	22	18	18	18	18	19	19	16	16	16	18	18	18	18	1.6			
	最大	39	46	36	33	43	36	46	47	44	41	42	36	47	—	—	—	—	—	
(施設正門) MP-2	平均	18	19	18	17	18	18	19	20	18	17	16	16	18	18	1.2				
	最大	34	38	34	34	43	35	46	50	41	39	37	33	50	—	—	—	—	—	
(施設港側) MP-3	平均	18	19	18	17	18	18	19	20	18	17	16	17	18	18	1.1				
	最大	35	40	35	33	43	36	49	51	43	37	39	33	51	—	—	—	—	—	
(浜黒根) MP-4	平均	23	25	23	21	22	22	24	26	24	22	20	20	23	23	1.9				
	最大	38	43	41	35	50	35	52	50	45	42	46	37	52	—	—	—	—	—	

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

型式: 鉄筋コンクリート平家建局舍型 検出器実効高さ 地上高 約4.6m

Table F.1.5-2 モニタリング車による空気吸収線量率測定結果

(むつ事業所, 1998年度)

番号	測定月日	1998年5月20日	1998年11月26日
		測定結果 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	27
2	気象観測露場	26	25
3	浜関根ポスト	28	27
4	関根中学校ポスト	23	24
5	むつ関根駅	22	20

(注) 各地点で地上1.2mの高さで10分間計測を実施した。

Table F. 1.5-3 積算線量測定結果

(むつ事業所, 1998年度)

番 号	測定期間 測定結果 地點名	第1四半期		第2四半期		第3四半期		第4四半期		年間空気 吸収線量 (mGy)	
		1998年 4月1日 ~7月1日		1998年 7月1日 ~10月1日		1998年 10月1日 ~1999年1月5日		1999年 1月5日 ~4月1日			
		測定値 (mGy)	91日換算 値(mGy)	測定値 (mGy)	91日換算 値(mGy)	測定値 (mGy)	91日換算 値(mGy)	測定値 (mGy)	91日換算 値(mGy)		
1	気象観測露場	0.10	0.10	0.10	0.10	0.11	0.10	0.09	0.10	0.40	
2	施設正門ポスト	0.11	0.11	0.10	0.10	0.11	0.11	0.10	0.11	0.43	
3	施設港側ポスト	0.10	0.10	0.10	0.10	0.11	0.10	0.10	0.10	0.40	
4	燃廃棟前ポスト	0.11	0.11	0.11	0.11	0.12	0.11	0.10	0.11	0.44	
5	美付線側ポスト	0.11	0.11	0.10	0.10	0.11	0.11	0.10	0.10	0.42	
6	浜閑根ポスト	0.11	0.11	0.11	0.11	0.12	0.11	0.10	0.10	0.43	
7	原子炉保管棟A	0.11	0.11	0.11	0.11	0.12	0.11	0.10	0.11	0.44	
8	原子炉保管棟B	0.10	0.10	0.10	0.10	0.11	0.10	0.09	0.10	0.40	
9	大湊施設A	0.09	0.09	0.09	0.09	0.10	0.09	0.09	0.09	0.36	
10	大湊施設B	0.10	0.09	0.09	0.09	0.10	0.10	0.09	0.10	0.38	
11	鉛容器内(5cm厚)	0.05	0.05	0.05	0.05	0.05	0.05	0.05	0.05	0.20	

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

Table F. 1.5-4 環境試料中の全 β 放射能測定結果

(むつ事業所, 1998年度)

環境試料		採取場所	単位	放射能濃度	
陸上試料	陸水	前浜簡易水道	Bq/cm ³	8.6×10^{-5}	
		美付川		6.3×10^{-5}	
	土壌	気象観測露場	Bq/g乾土	4.9×10^{-1}	
		浜関根ポスト		5.5×10^{-1}	
		関根中学校ポスト		5.6×10^{-1}	
		水川目ポスト		6.4×10^{-1}	
		美付川		9.8×10^{-2}	
	牛乳	水川目地区	Bq/cm ³	4.6×10^{-2}	
	キャベツ	美付地区	Bq/g生	5.5×10^{-2}	
	ジャガイモ			1.3×10^{-1}	
	精米			3.2×10^{-2}	
	ヨモギ	定係港周辺		1.9×10^{-1}	
海洋試料	海水	定係港港内	Bq/cm ³	2.3×10^{-5}	
		定係港港外		2.4×10^{-5}	
	海底土	定係港港内	Bq/g乾土	3.8×10^{-1}	
		定係港港外		2.5×10^{-1}	
		大畠港沖合		1.8×10^{-1}	
		岩屋港沖合		2.6×10^{-1}	
		野牛港沖合		1.4×10^{-1}	
		石持港沖合		1.6×10^{-1}	
	イカ	大畠港沖合	Bq/g生	1.0×10^{-1}	
	アブラメ	岩屋港沖合		1.0×10^{-1}	
	ヒラメ	野牛港沖合		1.2×10^{-1}	
	カレイ	関根漁港沖		1.1×10^{-1}	
	コンブ			2.8×10^{-1}	

Table F. 1.5-5 (a) 環境試料中の放射性核種濃度の測定結果

(むつ事業所, 1998年度)

項目	採取年月	採取地点	^1H	^{54}Mn	^{60}Co	^{90}Sr *2	^{131}I	^{137}Cs	^{144}Ce	単位
飲料水	1998年5月	前浜簡易水道	$< 5.3 \times 10^{-1}$	$< 1.3 \times 10^{-3}$	$< 1.5 \times 10^{-3}$	— *1	— *1	$< 1.5 \times 10^{-3}$	$< 8.3 \times 10^{-3}$	Bq/ ℓ
牛乳	1998年5月	水川日酪農	— *1	$< 2.6 \times 10^{-2}$	$< 3.4 \times 10^{-2}$	— *1	$< 4.0 \times 10^{-2}**3$	3.0×10^{-2}	$< 1.3 \times 10^{-1}$	Bq/ ℓ 生
キャベツ	1998年7月	美付地区	— *1	$< 2.4 \times 10^{-2}$	$< 3.2 \times 10^{-2}$	8.4×10^{-2}	$< 7.4 \times 10^{-2}**4$	$< 2.2 \times 10^{-2}$	$< 1.2 \times 10^{-1}$	Bq/kg生
ジャガイモ	1998年8月	"	— *1	$< 3.2 \times 10^{-2}$	$< 4.1 \times 10^{-2}$	4.9×10^{-2}	$< 6.7 \times 10^{-2}**4$	$< 4.5 \times 10^{-2}$	$< 1.3 \times 10^{-1}$	
米	1998年11月	"	— *1	$< 1.8 \times 10^{-2}$	$< 2.5 \times 10^{-2}$	2.1×10^{-2}	— *1	— *1	2.4×10^{-1}	$< 1.1 \times 10^{-1}$
カレイ	1998年5月	関根漁港沖	— *1	$< 3.3 \times 10^{-2}$	$< 4.5 \times 10^{-2}$	$< 1.4 \times 10^{-2}$	— *1	— *1	1.2×10^{-1}	$< 1.6 \times 10^{-1}$
コンブ	1998年8月	"	— *1	$< 9.0 \times 10^{-2}$	$< 1.1 \times 10^{-1}$	$< 2.2 \times 10^{-2}$	$< 8.3 \times 10^{-2}**4$	$< 8.1 \times 10^{-2}$	$< 4.2 \times 10^{-1}$	
ヒラメ	1998年5月	野牛漁港沖	— *1	$< 3.5 \times 10^{-2}$	$< 4.5 \times 10^{-2}$	$< 1.4 \times 10^{-2}$	— *1	— *1	1.7×10^{-1}	$< 1.7 \times 10^{-1}$
イカ	1998年5月	大畠漁港沖	— *1	$< 3.3 \times 10^{-2}$	$< 4.5 \times 10^{-2}$	$< 1.9 \times 10^{-2}$	— *1	— *1	$< 2.9 \times 10^{-2}$	$< 1.6 \times 10^{-1}$
アイナメ	1998年7月	岩屋漁港沖	— *1	$< 3.3 \times 10^{-2}$	$< 4.3 \times 10^{-2}$	$< 1.4 \times 10^{-2}$	— *1	— *1	1.7×10^{-1}	$< 1.5 \times 10^{-1}$
ヨモギ	1998年5月	関根地区	— *1	$< 6.5 \times 10^{-2}$	$< 8.5 \times 10^{-2}$	— *1	$< 7.6 \times 10^{-2}**4$	6.8×10^{-2}	$< 3.1 \times 10^{-1}$	

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

Table F. 1.5-5 (b) 環境試料中の放射性核種濃度の測定結果

(むつ事業所, 1998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	1998年5月	美付川	1.3×10 ⁰	< 1.2×10 ⁻³	< 1.4×10 ⁻³	3.0×10 ⁻³	< 1.4×10 ⁻³	< 7.2×10 ⁻³	Bq/ℓ
	1998年5月	定係港港内	< 5.3×10 ⁻¹	< 1.1×10 ⁻³	< 1.4×10 ⁻³	3.4×10 ⁻³	< 1.3×10 ⁻³	< 8.1×10 ⁻³	Bq/ℓ
海水	1998年5月	定係港港外	5.5×10 ⁻¹	< 1.2×10 ⁻³	< 1.4×10 ⁻³	< 1.9×10 ⁻³	1.9×10 ⁻³	< 8.0×10 ⁻³	
	1998年5月	美付川	— *1	< 4.0×10 ⁻¹	< 5.1×10 ⁻¹	5.3×10 ⁻¹	8.3×10 ⁻¹	< 2.4×10 ⁰	Bq/kg乾土
河底土	1998年5月	定係港港内	— *1	< 6.6×10 ⁻¹	< 7.8×10 ⁻¹	< 1.4×10 ⁻¹	1.3×10 ⁰	< 4.3×10 ⁰	Bq/kg乾土
	1998年5月	定係港港外	— *1	< 5.3×10 ⁻¹	< 6.2×10 ⁻¹	< 1.3×10 ⁻¹	< 5.9×10 ⁻¹	< 3.0×10 ⁰	
海底土	1998年5月	大畑漁港沖	— *1	< 6.4×10 ⁻¹	< 5.9×10 ⁻¹	< 4.1×10 ⁻¹	< 6.2×10 ⁻¹	< 3.6×10 ⁰	
	1998年5月	石持漁港沖	— *1	< 5.9×10 ⁻¹	< 5.9×10 ⁻¹	< 3.6×10 ⁻¹	< 6.3×10 ⁻¹	< 3.2×10 ⁰	
海	1998年5月	野牛漁港沖	— *1	< 5.8×10 ⁻¹	< 6.4×10 ⁻¹	< 3.3×10 ⁻¹	< 5.8×10 ⁻¹	< 3.6×10 ⁰	
	1998年5月	岩屋漁港沖	— *1	< 5.6×10 ⁻¹	< 6.6×10 ⁻¹	< 3.7×10 ⁻¹	< 5.7×10 ⁻¹	< 3.7×10 ⁰	
陸	1998年5月	気象観測場	— *1	< 8.3×10 ⁻¹	< 9.7×10 ⁻¹	— *1	3.8×10 ⁰	< 4.5×10 ⁰	Bq/kg乾土
	1998年5月	浜関根ポスト	— *1	< 8.5×10 ⁻¹	< 1.0×10 ⁰	— *1	9.1×10 ⁰	< 4.6×10 ⁰	
土	1998年5月	関根中学校	— *1	< 7.5×10 ⁻¹	< 8.2×10 ⁻¹	— *1	6.5×10 ⁰	< 4.1×10 ⁰	
	1998年5月	水川目ポスト	— *1	< 8.6×10 ⁻¹	< 1.0×10 ⁰	— *1	1.3×10 ¹	< 5.3×10 ⁰	

*1 測定対象外 *2 化学分析

Table F.1.5-6 降下塵中の放射性核種濃度の測定結果

(むつ事業所, 1998年度) (単位: Bq/km²)

採取年月	⁷ Be	⁵⁴ Mn	⁶⁰ Co	⁹⁵ Zr	⁹⁵ Nb	¹³⁷ Cs	¹⁴⁴ Ce
1998年4月	1.9×10^7	$< 5.6 \times 10^4$	$< 6.7 \times 10^4$	$< 9.9 \times 10^4$	$< 9.1 \times 10^4$	$< 6.0 \times 10^4$	$< 3.8 \times 10^5$
5月	3.3×10^7	$< 6.3 \times 10^4$	$< 7.7 \times 10^4$	$< 1.1 \times 10^5$	$< 1.0 \times 10^5$	$< 6.3 \times 10^4$	$< 4.5 \times 10^5$
6月	3.9×10^7	$< 5.4 \times 10^4$	$< 6.1 \times 10^4$	$< 1.1 \times 10^5$	$< 8.7 \times 10^4$	$< 6.2 \times 10^4$	$< 3.6 \times 10^5$
7月	2.0×10^7	$< 5.1 \times 10^4$	$< 6.7 \times 10^4$	$< 1.0 \times 10^5$	$< 6.6 \times 10^4$	$< 5.9 \times 10^4$	$< 3.7 \times 10^5$
8月	9.1×10^7	$< 5.3 \times 10^4$	$< 6.3 \times 10^4$	$< 1.0 \times 10^5$	$< 6.4 \times 10^4$	$< 5.3 \times 10^4$	$< 3.6 \times 10^5$
9月	7.6×10^7	$< 5.4 \times 10^4$	$< 6.3 \times 10^4$	$< 1.1 \times 10^5$	$< 9.1 \times 10^4$	$< 5.3 \times 10^4$	$< 3.6 \times 10^5$
10月	1.0×10^8	$< 5.6 \times 10^4$	$< 6.6 \times 10^4$	$< 1.1 \times 10^5$	$< 9.1 \times 10^4$	$< 6.3 \times 10^4$	$< 3.7 \times 10^5$
11月	2.4×10^8	$< 5.8 \times 10^4$	$< 7.2 \times 10^4$	$< 1.0 \times 10^5$	$< 9.2 \times 10^4$	$< 6.5 \times 10^4$	$< 4.6 \times 10^5$
12月	1.1×10^8	$< 5.8 \times 10^4$	$< 6.1 \times 10^4$	$< 1.2 \times 10^5$	$< 1.0 \times 10^5$	$< 6.2 \times 10^4$	$< 3.7 \times 10^5$
1999年1月	1.3×10^8	$< 6.3 \times 10^4$	$< 6.4 \times 10^4$	$< 1.2 \times 10^5$	$< 1.0 \times 10^5$	$< 5.8 \times 10^4$	$< 3.9 \times 10^5$
2月	1.8×10^8	$< 5.7 \times 10^4$	$< 6.6 \times 10^4$	$< 1.1 \times 10^5$	$< 9.9 \times 10^4$	$< 5.8 \times 10^4$	$< 4.2 \times 10^5$
3月	1.6×10^7	$< 5.6 \times 10^4$	$< 6.6 \times 10^4$	$< 1.1 \times 10^5$	$< 8.0 \times 10^4$	$< 6.4 \times 10^4$	$< 4.0 \times 10^5$

(注) 採取場所は、気象観測露場内。

F.1.6 放射線計測器の管理

(1) サーベイメータ等の管理

1998年度におけるサーベイメータの現有台数、校正台数及び故障件数を種類別にTable F.1.6-1に示す。

サーベイメータ及びスケーラ等の放射線計測機器は、年1回点検校正を実施した。

(2) 放射線モニタ等の管理

1998年度は、附帯陸上施設に係る放射線管理設備の一部更新（放射線管理用計算機システムの西暦2000年問題対応を含む）が行われた。

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、1997年度同様、年1回実施した。気象観測装置及び地震観測装置についても同様に年1回実施した。

（盛 隆志）

Table F.1.6-1 サーベイメータの現有台数、校正台数及び故障件数

（むつ事業所、1998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	1
コンタミネーションモニタ	1	1	0
合 計	54	54	1

This is a blank page.

2. 技術開発

Technical Development

This is a blank page.

2. 1 個人被ばく線量当量の管理

2.1.1 概 要

科学技術庁から受託した特別会計事業「原子力発電施設等内部被ばく評価技術調査」では、新勧告（ICRP Publ. 60）で新たに組織荷重係数が与えられた膀胱及び結腸について、尿中あるいは糞中の放射能から等価線量を評価するための新たな排泄経路に対応した代謝データの整備を実施した。また、被ばく線量計算に用いる核データの整備を行い、1052核種について線量係数等の算出を可能とした。

個人線量測定業務の迅速化、効率化及び測定評価精度の向上を図るため、従来のフィルムバッジに替えて蛍光ガラス線量計等を用いた新しい個人線量測定システムの検討を行った。本システムの導入により、東海研における個人線量測定業務の合理化が図られる他、従来現地での線量確認ができなかった大洗、那珂、高崎等の各研究所においても短時間のうちに線量を測定することができるようになるなど、個人線量管理の大大幅な改善が期待できる。なお、同システムは2000年度より運用を開始する予定である。

(村上 博幸)

2.1.2 内部被ばく線量評価コードの開発・整備（4）

内部被ばく線量評価コードの開発・整備は、科学技術庁からの受託事業として1995年度から5年計画で開始した「原子力発電施設等内部被ばく評価技術調査」の一環として実施しているものである。本事業の目的は放射線業務従事者及び一般公衆の被ばく評価をより適切に行うための技術的調査であり、1998年度は受託事業の4年度目にあたる。1998年度のコード開発の概要を以下に述べる。

(1) 膀胱及び結腸の内容物からの線量寄与を考慮した線量評価プログラムの作成

今年度は、昨年度コード化した新体内動態モデル（31元素）及び水銀以外の59元素について代謝データを整備するとともに、膀胱及び結腸の内容物である尿中あるいは糞中放射能からの線量寄与を含めた線量評価を行うため、新たな排泄経路に対応した代謝データを整備した。この排泄経路は、通過コンパートメント（体液に取り込まれた放射能がある組織に移行し沈着するまでの時間遅れを考慮するために導入されたもの）あるいは主要臓器から直接、体外に排泄するとされていた旧モデルに代わり、体内の放射能の一部は膀胱に入った後、ある排泄速度で尿排泄され、残りの放射能は大腸上部に排出されたるものである。この排泄割合は、「糞に対する尿の排泄比」としてPubl. 68に示されており、膀胱からのクリアランス速度（成人に対して 12 d^{-1} ）も Publ. 68に示されている。また、大腸上部のクリアランス速度はPubl. 30 の平均滞留時間から求めた。これらの排泄モデルを体内残留放射能計算部に組み込み、膀胱及び大腸に滞留した放射能から受ける各組織の線量を評価できるように改良して IND E S (V4)とした。

(2) 被ばく計算に用いる核データの整備

原研では公開コード F D I S T R¹⁾ をパーソナルコンピュータ上で動作させることができるように改良しており、今回はこの改良コード²⁾を利用して核種の崩壊データ集である E N S D F³⁾ から50核種についての核データを編集し、Table of Isotopes 第8版⁴⁾ の核データと比較してデータの確認を行った。また、原研で整備した核データ²⁾ も引用し、IND E S (V3)の核データに追加することにより1052核種について線量係数等を算出することが可能となった。

(3) 次年度の計画

今年度までに整備した IND E S コード(V4)をもとに、内部被ばく評価に関する専門的知識がなくても利用し易いユーザーフレンドリーな簡易コードを開発する。簡易コードの主な目的は、吸入摂取する空气中濃度及び体内残留放射能量、並びに1日当たりの排泄放射能量などの実測データから被ばく線量を求ることであり、実測が困難な解剖学的、呼吸生理学的パラメータや線量への寄与が少ないパラメータを省くことにより、実用的なコードとすることである。

（山口 武憲）

参考文献

- 1)RSIC COMPUTER CODE COLLECTION PSR-191(1984)
- 2)Akira Endo et al. : JAERI data/Code 99-035(1999)
- 3)J. K. Tuli: BNL-NCS-51655-Rev. 87 UC-34c(1987)
- 4)R. B. Firestone et. al. ed: Table of Isotopes Eight Edition(1996)

2.1.3 萤光ガラス線量計等を用いた新個人線量測定システムの整備

原研全所における放射線業務従事者の外部被ばくによる線量の測定管理は、1999年度まで43年間、フィルムバッジを用いて実施してきた。一方、放射線業務従事者は年平均約5%の割合で増加しているため、線量測定処理の迅速化を図ることが必要となった。しかし、フィルムバッジは自動化に適した設計ではないため、フィルムの現像及び測定の自動化は非常に困難であった。

今回、線量測定の自動化による測定業務の迅速化、効率化及び測定評価の精度の向上を図るため、フィルムバッジに代わり萤光ガラス線量計等を用いた新個人線量測定システムを導入することとした。1999年度に、機器等の整備、諸特性試験及び貸出準備を行い、2000年度第1四半期から原研全所において運用を開始する予定である。

(1) 各線量計の性能

新しいシステムでは、放射線業務従事者の、 γ (X)線及び β 線の測定には萤光ガラス線量計を、中性子線の測定には固体飛跡検出器(エッチピット)を用いる。また、局部(手)の γ (X)線及び β 線の測定にはTLDリングバッジを用いる。フィルムバッジと比較した各線量計の性能をTable 2.1.3-1に示す。

萤光ガラス線量計は、エネルギー依存性を初めとする諸特性¹⁾がフィルムバッジに比べて優れており、また、記録された線量は何回測定しても消失しないので、必要に応じて隨時線量確認の測定が可能である。リーダは、萤光ガラス線量計1個当たり約12秒、約7時間で2,000個の測定が可能である。

固体飛跡検出器は、従来測定が困難であった0.025eV以上から500keVまでのエネルギー範囲においても1cm線量当量を十分測定できる感度を有している²⁾ので、エネルギー範囲が広い中性子線場における放射線業務従事者の測定管理に有効である。

TLDリングバッジは、装着性を重視した小型軽量のもので、 γ (X)線及び β 線が測定できる。

各線量計とも、水濡れ、可視光による測定への影響は無視できる。

(2) 運用形態

原研全所における放射線業務従事者の外部被ばくによる線量の測定管理は、今後も保健物理部で行うが、通常の作業で有意線量が検出される、高崎、大洗、那珂の各研究所及び1999年度に管理区域が設定される予定の関西研究所に、1回に20個の萤光ガラス線量計を測定できるリーダを配備する。これにより各研究所では、必要に応じて萤光ガラス線量計による日常の線量チェックが行えるので、基本線量計と補助線量計との測定値の違いの原因の調査といった放射線管理上の確認行為の簡易化が期待できる。また、緊急時における個人線量の迅速かつ正確な確認に用いることが可能となる。

なお、各線量計をバッジケースに入れたものの運用上の呼称を、「ガラスバッジ」とした。

(伊藤 精)

参考文献

- 1)石川 達也、村上 博幸：萤光ガラス線量計の基本特性 JAERI-Tech 94-034, (1994)
- 2)(株)千代田テクノル：フィルムバッジニュースNo.244 6-10, (1997)

Table 2.1.3 - 1 Performance of various Dosimeters

Item	Film Badge	Glass Dosimeter	Solid State Track Detector	TLD Ring Badge
Dose Range	γ : $100 \mu\text{Sv} \sim 0.6 \text{ Sv}$ X : $100 \mu\text{Sv} \sim 0.06 \text{ Sv}$ β : $200 \mu\text{Sv} \sim 0.6 \text{ Sv}$ N_{th}^{*1} : $100 \mu\text{Sv} \sim 0.6 \text{ Sv}$	$\gamma (X)$: $10 \mu\text{Sv} \sim 10 \text{ Sv}$ β : $10 \mu\text{Sv} \sim 10 \text{ Sv}$	N_{th}^{*1} : $200 \mu\text{Sv} \sim 2 \text{ mSv}$ N_f^{*2} : $200 \mu\text{Sv} \sim 60 \text{ mSv}$	γ : $200 \mu\text{Sv} \sim 1 \text{ Sv}$ β : $200 \mu\text{Sv} \sim 1 \text{ Sv}$
Energy Dependence (γ -rays)	$\pm 50\%$ ($30 \sim 200 \text{ keV}$) $\pm 20\%$ ($\geq 200 \text{ keV}$)	$\pm 10\%$ ($30 \text{ keV} \sim 2 \text{ MeV}$) $\pm 17\%$ ($10 \text{ keV} \sim 6.4 \text{ MeV}$)	$\pm 20\%$ ($0.025 \text{ eV} \sim 15 \text{ MeV}$) (Neutrons)	15% ($20 \text{ keV} \sim 2 \text{ MeV}$)
Stability of Sensitivity	10% (1 mSv)	2% (1 mSv)	5%	10% (1 mSv)
Fading	$15 \sim 20\% / 3 \text{ Month}$	$5\% / 6 \text{ Month}$	$5\% / 3 \text{ Month}$	$20\% / 3 \text{ Month}$
Energy Judgment	Possible (γ, β)	Possible (γ, β)	Impossible	Impossible
Reuse	Impossible	Possible	Impossible	Possible

* 1 Nth: Thermal Neutron

* 2 Nf: Fast Neutron

2. 2 施設の放射線管理

2.2.1 概 要

放射線管理をより正確かつ迅速に遂行するために放射線監視の充実を図りつつ、放射線管理用機器・装置の整備を行うとともに放射線管理で得られた各種データを解析し、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等について、技術開発、調査等を行い、放射線管理技術の向上を図った。

1998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) 放射線管理を行う者等にモニタリング方法、適切な放射線防護手段等の情報を提供し、放射線管理上の判断、評価等を支援するエキスパートシステムを用いた高度化放射線管理システムの開発を年次計画に基づいて実施している。1998年度は、経験豊富な放射線管理員が持っている放射線作業事前評価時及び放射線異常時の解釈、判断等の経験的知識を放射線管理員へのアンケートを基にルール化、フロー・チャートを作成し、事例検索システムの概念設計を行った。
- (2) 大洗研究所では、1995年度から各施設の放射線モニタ等の情報を一括監視できる総合放射線モニタリングシステムを構築してきている。1998年度は、処理場地区の放射線管理用監視装置を開発し、既存のシステムに組み入れ、これをもって当システムが完成した。その結果、施設相互間での監視、大洗研究所全施設の放射線データが大型表示装置で監視できるようになり、これまで開発した休日、夜間の異常発生時に電話回線を用いた自動通報装置の利用と相まって、異常時の対応、防護活動に極めて有効な活用が期待できる。

(中村 清宣)

2.2.2 高度化放射線管理システムの開発（7）

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⁾。1998年度は、すでに作成済みの放射線管理報告書のデータベースを基に、事例ベース推論作成のための第一ステップとして、放射線作業事前評価時及び放射線異常発生時に適用可能な事例検索システムの概念設計を実施した。

放射線管理報告書のデータベース（1972年度から1991年度、260件）は、これまでに蓄積された放射線管理上の経験的知識を系統的に抽出し、知識ベース及び基本データベースに取込むことを目的として1992年に作成したものである²⁾。事例検索システムは、与えられた問題の特徴に基づいてこの放射線管理報告書のデータベースから類似事例の検索を行うものであり、事例ベース推論システムを構成するサブシステムの一つに該当する。

現在、放射線作業及び放射線異常時に、放射線管理上の判断を行う上で有用な過去の事例の検索は、放射線管理員の経験的知識に基づいて実施されている。この経験的知識の集約を目的として、経験豊富な放射線管理員が持っている事例検索のための知識、ノウハウのアンケート及びインタビューを実施した。放射線管理員へのアンケートは、より多くの経験的知識を集約するため、東海研究所の全区域放射線管理係を対象とした。アンケートの内容は、管理施設に関連した放射線作業及び放射線異常を想定し、その事象の際に放射線管理上の判断、処置等で必要とされる過去の異常事例の検索を依頼した。次に、検索した異常事例について検索方法、検索目的等のインタビューを行い放射線管理員の経験的知識をルール化しフローチャートを作成した。Fig. 2.2.2-1 に事例検索時のフローチャートを示す。

今回の概念設計を通じて、経験豊富な放射線管理員が過去の異常事例から有用な知見を抽出、蓄積し、問題の解決策として利用していることが分った。このため、放射線管理業務のエキスパートシステムの推論方式に、過去の事例を用いた事例ベース推論を用いることは、非常に有効であると考えられる。しかし、今回の概念設計は事例検索のみに留まっているため、事例ベース推論システムの実現のためには、問題解析、事例修正等の機能を開発する作業が必要となってくる。また、有用な知見の抽出、蓄積方法や問題への適用方法等の経験的知識を収集し、ルールベース化する方法についても検討を進めていく予定である。

（小林 誠）

参考文献

- 1) 小林 誠：保健物理－管理と研究－No. 40 JAERI-Review 98-015 170-171, (1998)
- 2) 小野寺 淳一：保健物理－管理と研究－No. 35 JAERI-M 93-172 198-199, (1992)

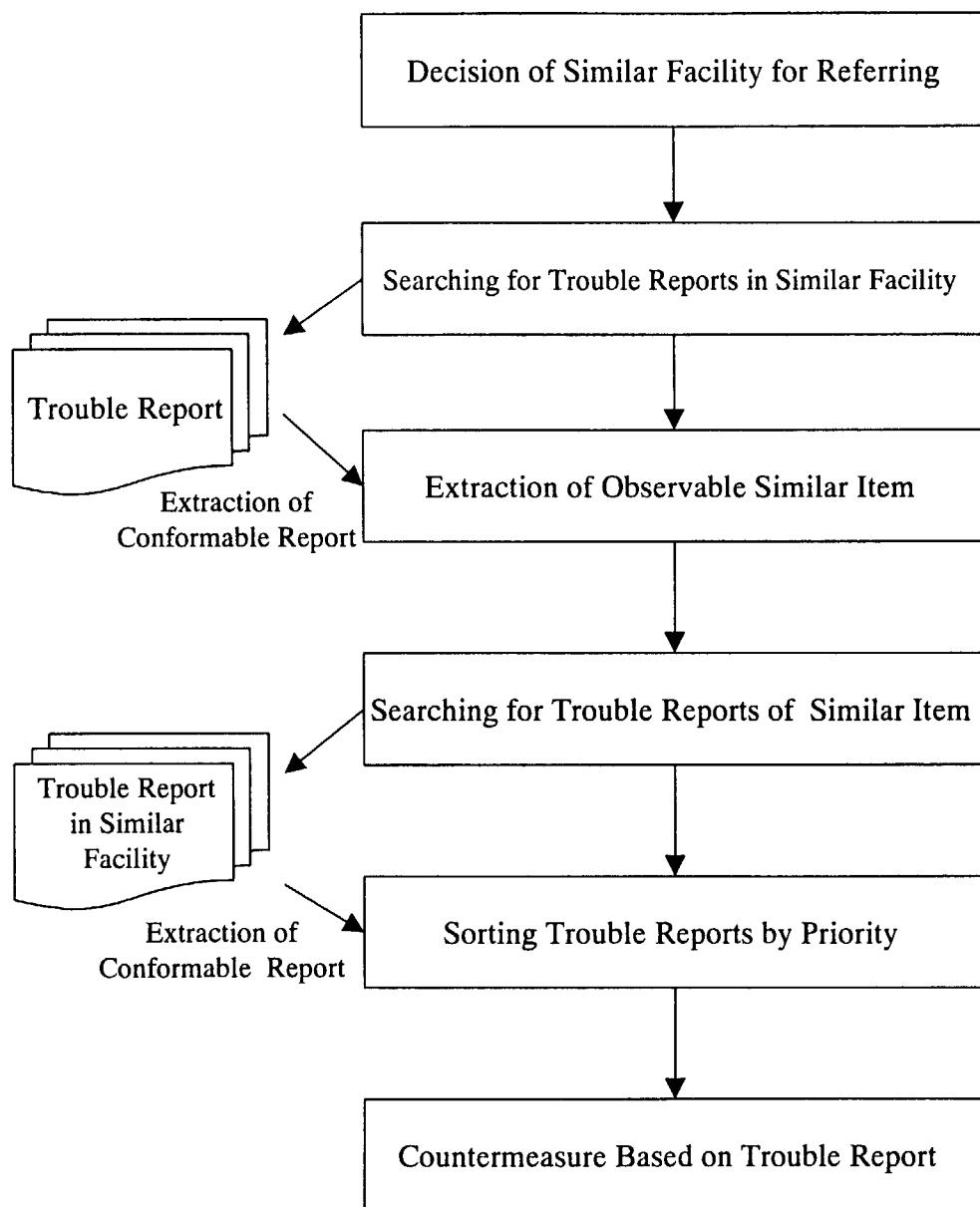


Fig. 2. 2. 2—1 Flow chart of case searching

2.2.3 処理場地区の放射線管理用監視装置の開発

(1) はじめに

大洗研究所では、1995年度から所内のLANを利用して、各施設の放射線モニタ等の情報を一元的に監視する総合放射線モニタリングシステムを構築してきた。1998年度は、処理場地区の放射線管理用監視装置（以下、監視装置という。）の開発を行い、これまでのものを合わせ大洗研究所の全施設の放射線情報が監視できるようになった。

(2) 装置の構成と設計

管理機械棟及びR I 利用開発棟に設置した監視装置の構成をFig. 2.2.3-1 に示す。

管理機械棟の監視装置は、放管居室及び放管機器室に設置され、廃棄物処理場の放射線管理用モニタ等からのデータを収集する収集装置、データの保存・処理を行うサーバ、データの表示を行う監視装置と自動通報装置から構成されている。R I 利用開発棟の監視装置は、放射線管理用モニタ等からのデータを収集する収集装置とデータの表示を行う監視装置から構成されている。また、R I 利用開発棟のデータは管理機械棟においても表示することができる。

(3) 機能の特徴

監視機能として、モニタ等の状態及びトレンド表示のほか自動通報、異常ガイダンス表示及び非常時自動表示の機能を有している。管理業務機能としは、モニタ指示記録、遮へい壁の線量当量率測定記録、放出解析、サンプラ等運転記録、警報発生記録、データ修正及び定数の設定・変更を行なうことができる。

監視装置を設置したことにより、管理機械棟にてR I 利用開発棟の放射線データの監視ができるとともに、異常等が発生した場合でも警報音が発報し、警報メッセージの状態表示ができるため、以前より迅速な対応がとれるようになった。また、休日や夜間に異常が発生した場合、電話回線を用いた自動通報装置（音声によるメッセージ伝達）で、施設名、モニタ名、異常事象等が通報されるため、より迅速な対応が行えるようになった。

(4) むすび

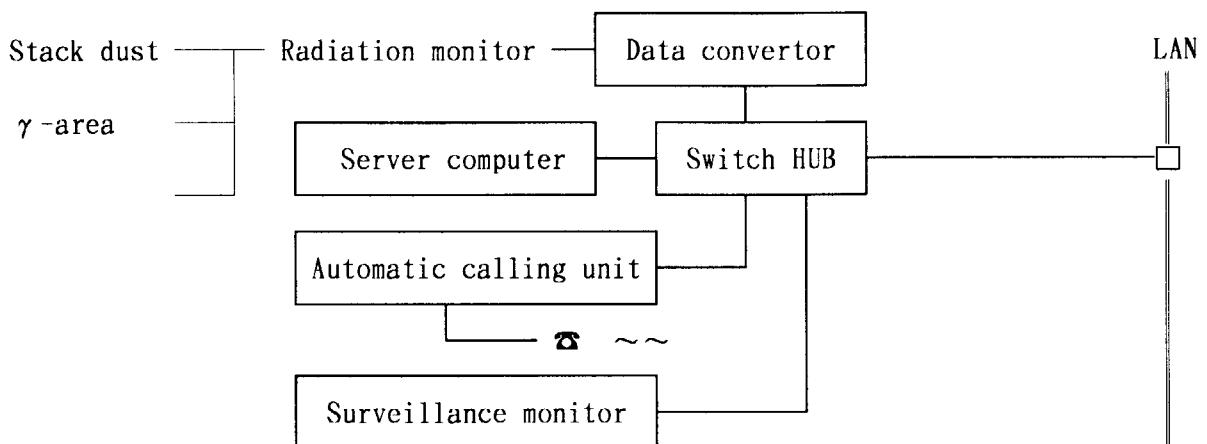
処理場地区の監視装置が設置された結果、廃棄物処理場及びR I 利用開発棟における放射線管理業務が迅速かつ効率的に行えるようになった。また、安全管理棟において大洗研究所の全施設の放射線データが大型表示装置（42インチプラズマディスプレイ）で監視することができ、異常時等の防護活動が迅速に行えるようになった。

（吉野 敏明）

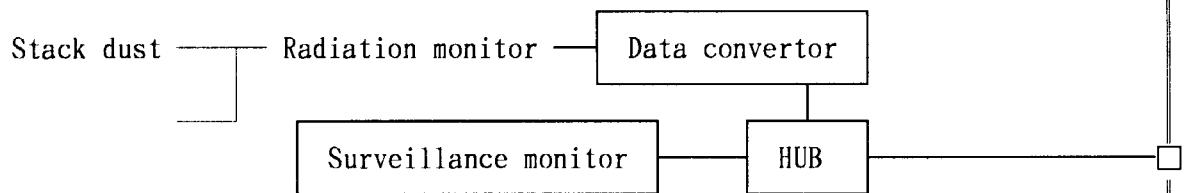
参考文献

- 1) 松井 智明、他：J M T R 及びホットラボの放射線監視装置の整備（1997）
- 2) 山根 健路：保健物理－管理と研究－No. 40, JAERI-Review 98-015 (1997)

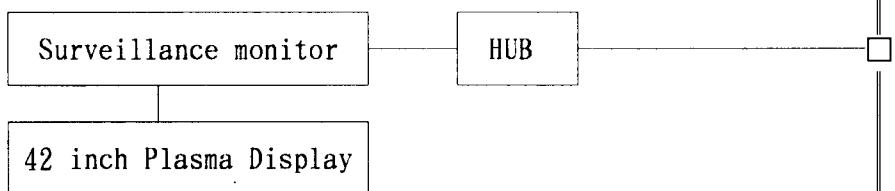
Kanrikikai-tou building



Radioisotope Application and Development Laboratory



Safety control building



JMTR Facility



HTTR Facility



Hot Lab Facility



Nuclear Fuel Research Laboratory



: Transceiver

: Bridge

: Instruments provided in this fiscal year

Fig. 2. 2. 3 - 1 Surveillance System for Radiation Monitoring in Radioactive Waste Treatment Facility

2. 3 放射線管理計測

2.3.1 概 要

放射線管理計測における技術開発では、放射線測定器の校正、特性試験等に必要とされる基準測定器及び校正場の評価並びに校正施設の整備を行った。

低線量域の光子に対する精度の良い基準照射線量（率）の測定のため、 16ℓ 球形電離箱（EXRADIN 社製A 8型）のエネルギー特性及び温度特性を評価した。評価の結果、40keV以上のエネルギーの光子に対し、基準測定器として必要な良好なエネルギー特性が得られること、及び空気の気密が十分に保たれ温度変化の影響が十分に小さいことが確認された。

JRR-4 の改造に伴い、冷却水小循環ループ中の ^{16}N を利用した高エネルギー γ 線校正場の再評価を行った。新旧の比較において、新しい校正場の照射線量率は、旧校正場に比べて約10%増加した。また、 γ 線のエネルギー分布についても旧校正場と同等であり、この校正場を用いて高エネルギー γ 線に対する放射線測定器の特性試験を再開することが可能となった。

放射線標準施設棟における ^{252}Cf 線源の更新に伴い、中性子線量計の校正等に使用されているパイル外熱中性子照射場について基準線量当量率の測定評価を行った。熱中性子フルエンス率の決定は、電総研とトレーサビリティのある金箔の誘導放射能測定に基づいて行われた。評価の結果、線源の更新前後において、線源から発生する中性子あたりの熱中性子フルエンス率は良く一致することが確認された。

中性子及び高エネルギー γ 線の計測技術や線量評価法に関する研究・技術開発の推進と放射線標準施設棟（既存棟）にある一部の照射設備の移転拡充による利用効率の向上を目的として、中性子標準校正施設棟の建設を予算化し、施設の設計を行うとともに内装機器の仕様を決定した。本施設には、中性子及び高エネルギー γ 線の発生を目的とする加速器設備及び照射室を整備し、また、X線照射室、 2π 照射室、 β 線照射室等を整備する。本施設は、1999年度内に建設が完了し、2000年度下半期より供用を開始する計画である。

（吉田 真）

2.3.2 16ℓ 球形電離箱検出器の特性試験

低線量域 (2.58×10^{-7} から $2.58 \times 10^{-6} \text{C}/(\text{kg} \cdot \text{h})$ 程度) の基準照射線量(率)を精度良く測定するため、米国 EXRADIN社製の16ℓ球形電離箱検出器(型式：A 8型)を購入した。本電離箱検出器は、壁材に空気等価プラスチックである「SHONKA-プラスチックC552(密度： 1.76g/cm^3)」を使用している。壁材C552は、空気に対する質量阻止能と光子の質量エネルギー吸収係数の比が 10keVから1MeVの間で 2 %以内であり、他の壁材に比べて最も小さい。したがって、本検出器の、照射線量に対するエネルギー特性は良好である。また、本検出器は、気密性の構造であり、測定環境の温度と気圧の変化によって電離箱内の空気密度が変わることなく、通気式電離箱使用時の測定において必要な温度及び気圧の補正を必要としない。今回、本検出器のエネルギー特性及び温度特性の試験を行い、上記の事項及びJIS Z 4511の基準測定器としての性能を満足しているか調査したので以下に報告する。

試験に用いた電離箱検出器は、半径16.2cm、壁厚6mm、有効容積16ℓの球形電離箱である。試験は、エレクトロメータ(KEITHLEY 617型)で、検出器の電荷量を直接測定し、基準照射線量に対するレスポンスを求めることにより実施した。エネルギー特性試験は、X線(QI:0.8、実効エネルギー： $32.3 \sim 197 \text{keV}$)と ^{241}Am 、 ^{57}Co 、 ^{51}Cr 、 ^{137}Cs 、 ^{60}Co のγ線を使用して基準照射線量率 $2.58 \times 10^{-7} \sim 7.74 \times 10^{-6} \text{C}/(\text{kg} \cdot \text{h})$ の範囲内で行った。温度特性試験では、恒温槽内に電離箱検出器を、恒温槽外にエレクトロメータを設置し、 ^{60}Co γ線(基準照射線量率： $5.16 \times 10^{-7} \text{C}/(\text{kg} \cdot \text{h})$)照射下において、恒温槽内の温度を -5°C 、 5°C 、 15°C 、 20°C 、 25°C 、 35°C 、 45°C と変化させ、それぞれの温度に達してから1時間経過後に電荷量を測定し、 20°C を基準とした相対値を求めた。

エネルギー特性の結果をFig. 2.3. 2-1に、温度特性の結果をFig. 2.3. 2-2に示す。エネルギー特性は、光子エネルギー 32.3keVから300keVの間で± 9.5%、32.3keVを除いた 39.4keVから300keVの間では± 3.6%以内、300keVから3MeVの間で± 0.9%以内であった。本電離箱検出器は、半径16cmと大型であるため構造上壁厚も6mmと厚くしており、39.4keV以下の光子エネルギーでは、壁厚の吸収により感度が低下した。しかし、39.4keV以上の光子エネルギーでは、エネルギー特性は良好で、JIS Z 4511の基準測定器のエネルギー特性の基準値(30keV以上300keV未満で± 6%，300keV以上3MeV未満で± 2%)を39.4keVから1.25MeVの範囲内で満足している。また、温度特性は、 -5°C から 45°C の範囲内で± 0.7%以内であり、良好であった。

以上の結果から、本電離箱検出器は、基準測定器としてのエネルギー特性の性能要件を満足しており、光子エネルギー 40keV以上の低線量域の基準照射線量(率)測定に使用できることがわかった。また、測定の際には空気密度の補正を必要としないことが確認され、温度変化の比較的大きい屋外の環境において安定した線量測定が可能になった。

(村山 卓)

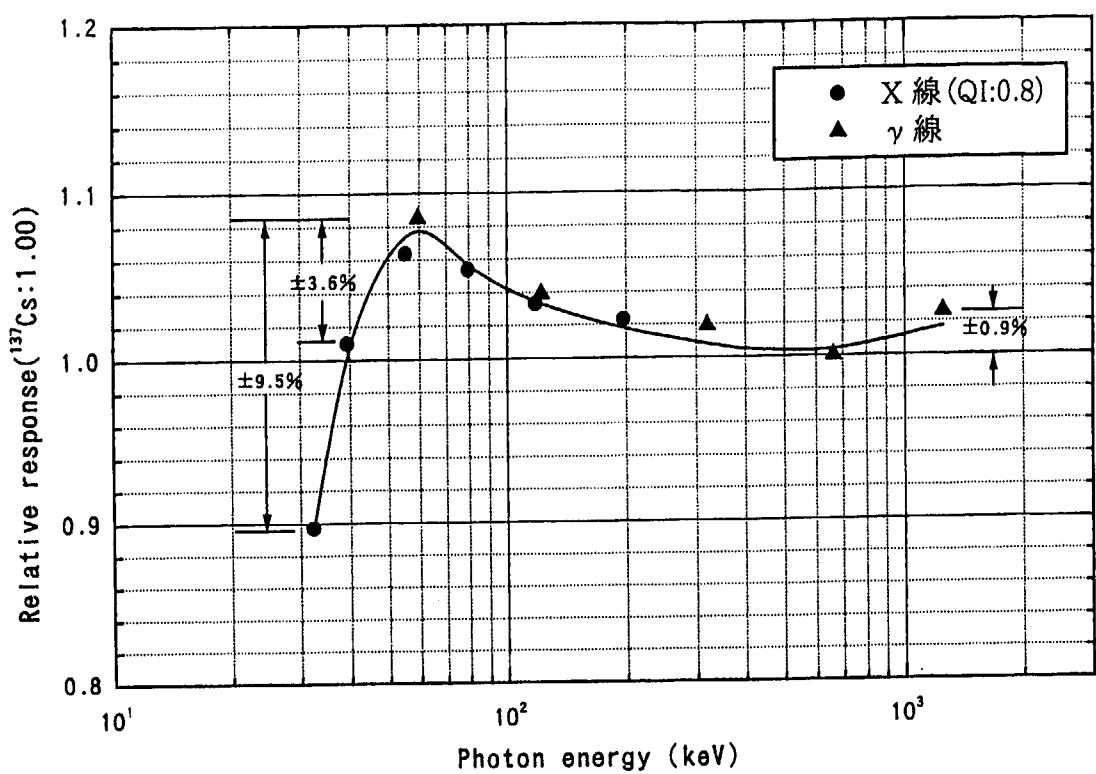


Fig. 2.3.2-1 Energy dependence of relative response of EXRADIN ionization chamber

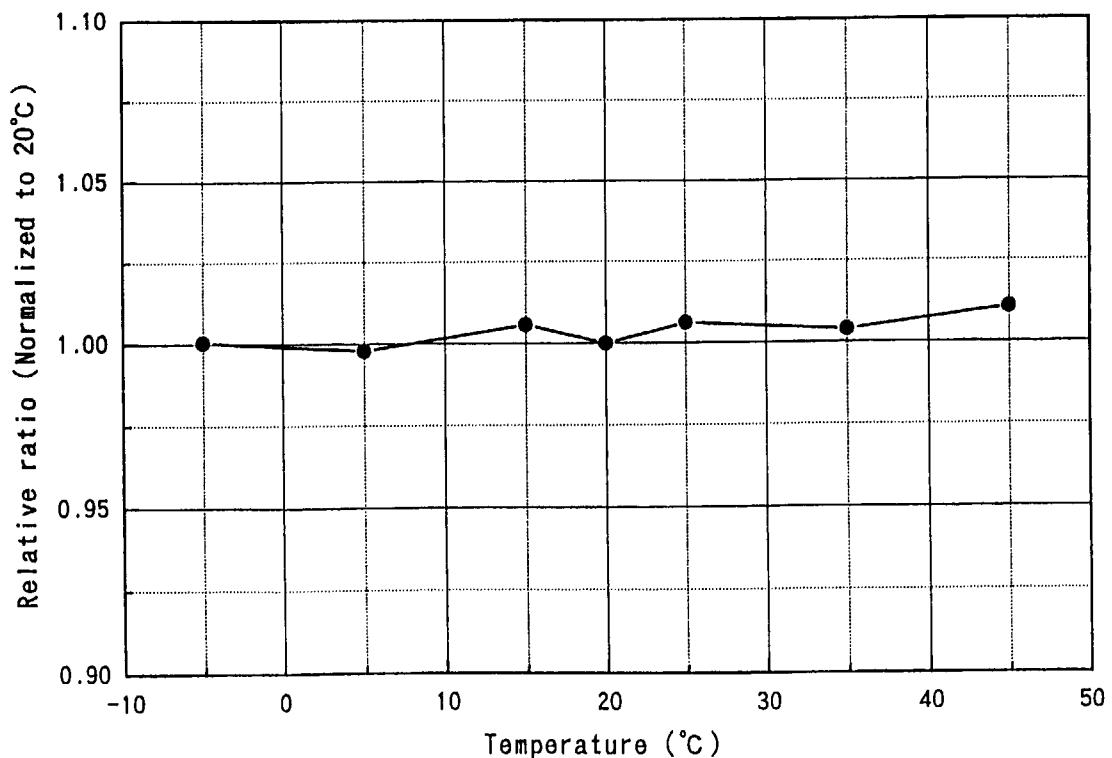


Fig. 2.3.2-2 Temperature dependence of relative response of EXRADIN ionization chamber

2.3.3 JRR-4 改造後の ^{16}N 高エネルギー γ 線校正場の特性調査

(1) 概要

従来から、JRR-4の一次冷却水の放射化により発生した ^{16}N による高エネルギー γ 線が得られる冷却水小循環ループを利用して高エネルギー γ 線校正場を整備し、放射線測定器のエネルギー特性試験等を行ってきた。JRR-4は、平成7年度から平成10年度にかけて燃料の低濃縮化のため改造工事を行っていたが、同工事の終了に伴い、再度高エネルギー γ 線校正場の利用が可能となつたので、校正場の状況の確認のため、照射線量率の測定及び γ 線波高分布の測定を行つた。

(2) 高エネルギー γ 線源について

高エネルギー γ 線放出核種である ^{16}N （実効エネルギー：6.36MeV）は、半減期が7.13秒と短いため、通常は校正用線源として利用することはできないが、 ^{16}N を間断なく持続的に生成することができれば、校正用 γ 線源として利用できる。そこで、従来から、JRR-4に設置されている冷却水小循環ループを用いて、冷却水中の酸素と速中性子による反応から発生する循環水中の ^{16}N を校正用 γ 線源として利用している。Fig. 2.3.3-1 に本装置の概略図、Fig. 2.3.3-2 に線源部の外形図を示す。本装置は、JRR-4の一次冷却水出口配管から炉室1階まで直径 0.5インチの配管を敷設し、一次冷却水の一部をポンプで循環させるためのものである。本装置の流量はバルブにより調整でき、最大流量は50 l/minである。 ^{16}N γ 線源部は、外径34mm、内径29mmのSUS304管を曲げて製作されている。 ^{16}N γ 線源部の最大外径は134mm、長さは約300mmであり、 ^{16}N の β 線（最大エネルギー：10.4MeV）及び線源部配管壁で発生する二次電子を遮へいするため、厚さ 2.4 g/cm² の円柱形のアクリルで覆つて使用する。なお、原子炉一次冷却水の流量率は、改造により 7 m³/minから 8 m³/minに変更されている。

(3) 測定方法

照射線量率の測定では、まず ^{16}N γ 線源部から70cmあるいは1mの位置に電離箱式線量計(VICTOREEN社製本体 500型、電離箱 550-3型)を設置し、電離箱部(有効容積：330mL、壁厚：0.17g/cm²)に厚さ0.37, 0.72, 1.33, 2.05, 3.78g/cm²のアクリル樹脂製ビルドアップキャップを順次付加して線量計指示値を測定し、その結果から電離箱の ^{16}N γ 線に対する電子平衡厚を決定した。 ^{16}N γ 線照射線量率は、電離箱壁厚が電子平衡厚以上の時の線量計指示値に電離箱壁による ^{16}N γ 線の減弱を補正することにより求めた。

また、 ^{16}N γ 線の確認及び不純物核種を調査するため、高純度Ge半導体検出器(ORTEC社製 GMX-08180)と波高分析装置(ORTEC社製 917型マルチチャンネルバッファーアンプ)を使用して、 ^{16}N γ 線源から4mの位置における γ 線波高分布の測定を行つた。

(4) 測定結果

(a) 照射線量率の測定

JRR-4の熱出力 3.5MW、冷却水小循環ループ流量率35 l/min(測定はすべてこの条件で行った)の条件で電離箱を ^{16}N γ 線源部正面から1mと70cmの位置に設置したときのビルドアップキャップ追加による線量計の指示値の変化をFig. 2.3.3-3 に示す。グラフには、改造前に行われた試験結果を併記した。線量計の指示値は、電離箱壁厚の増加に伴い低下し、壁厚 1.5

g/cm^2 の厚さ以上では低下の割合が減少している。これは、壁厚 $1.5\text{g}/\text{cm}^2$ までは、電離箱外の空气中で発生した二次電子の影響により指示値が高くなり、電子平衡厚以上の厚さでは、 γ 線が検出器の壁厚により吸収されて指示値が低下してくるためと推定される。この結果から、 ^{16}N γ 線に対する電子平衡厚を $1.5\text{g}/\text{cm}^2$ とした。この厚さは、メーカーのカタログに記載されている 6MeV の γ 線に対するビルドアップキャップの厚さと一致した。 ^{16}N γ 線照射線量率は、電離箱壁厚が ^{16}N γ 線に対する電子平衡厚以上の時の線量計の指示値に、 ^{16}N γ 線の電離箱壁による減弱を補正することにより求めた。測定結果から電離箱壁厚 $1.5\text{g}/\text{cm}^2$ の時の線源-検出器間距離 1m における照射線量率は $2.03 \times 10^{-6}\text{C}/(\text{kg} \cdot \text{h})$ 、 70cm における照射線量率は $3.87 \times 10^{-6}\text{C}/(\text{kg} \cdot \text{h})$ となった。

(b) γ 線波高分布の測定

高純度 Ge 半導体検出器で測定した ^{16}N γ 線源部から 4m の位置における γ 線波高分布を Fig. 2.3. 3-4 に示す。 ^{16}N の放出する 6.129MeV 、 7.115MeV の γ 線に対するフォトピーク及びそれに伴うシングル及びダブルエスケープピークが明瞭に観測された。また、 ^{16}N 以外に ^{24}Na 及び消滅 γ 線によるフォトピークがわずかに観測された。測定結果から本校正場における照射線量率のほとんどが ^{16}N γ 線によるものであることが確認できた。

(5) 考察

今回実施した照射距離 1m における照射線量率の測定結果と、JRR-4 の改造前に行われた測定結果を比較すると、電離箱壁厚が $1.5\text{g}/\text{cm}^2$ 以下では、前回データは、指示値がかなり高い値を示している。これは、今回 ^{16}N γ 線源部に、 ^{16}N から放出される最大エネルギー 10.4MeV の β 線及び ^{16}N γ 線源部配管壁で発生する二次電子を吸収するためにアクリル吸収体（厚さ： $2.4\text{g}/\text{cm}^2$ ）を設置したが、前回は、この吸収体を設置しなかったため、測定値がそれらの影響を受け $2\text{g}/\text{cm}^2$ 以内の壁厚において高い値を示したものであると考えられる。一方、前回の照射線量率評価では、上記の $^{16}\text{N} 10.4\text{MeV}$ β 線の吸収厚さ（ $2.4\text{g}/\text{cm}^2$ ）と壁の電子平衡厚さ（ $1.5\text{g}/\text{cm}^2$ ）を合算して電離箱検出器の壁厚を $3.90\text{g}/\text{cm}^2$ とした条件で、 1m における照射線量率を $1.83 \times 10^{-6}\text{C}/(\text{kg} \cdot \text{h})$ と評価した。今回の照射線量率は、前回の値に対して 11% 高い値となった。これは、一次冷却水の流速が $7\text{m}^3/\text{min}$ から $8\text{m}^3/\text{min}$ に増加したことによるもので、照射線量率が一次冷却水の流速の影響によって変化することが確認できた。なお、測定時の原子炉出力はほぼ一定であった。

以上の結果から、 ^{16}N γ 線校正場の照射線量率は従来に比べて約 10% 増加し、距離 1m における基準照射線量率は、 $2.03 \times 10^{-6}\text{C}/(\text{kg} \cdot \text{h})$ 、 70cm における基準照射線量率は、 $3.87 \times 10^{-6}\text{C}/(\text{kg} \cdot \text{h})$ となった。また、 γ 線波高分布は、前回と同じ分布を示し、新たな不純物の影響がないことが確認できた。照射線量率は、JRR-4 運転時の熱出力の変動により多少変動するので、 ^{16}N γ 線校正場を使用して放射線測定器の特性試験等を実施する場合、基準照射線量率の測定をその都度行い、測定の際には、ラドコン線量計に $1.33\text{g}/\text{cm}^2$ の 6MeV 用ビルドアップキャップを使用することとする。

今回の特性調査の結果、この ^{16}N γ 線校正場の特性が明らかになり、放射線測定器の高エネルギー γ 線に対する特性試験が再開できることとなった。

（村山 卓）

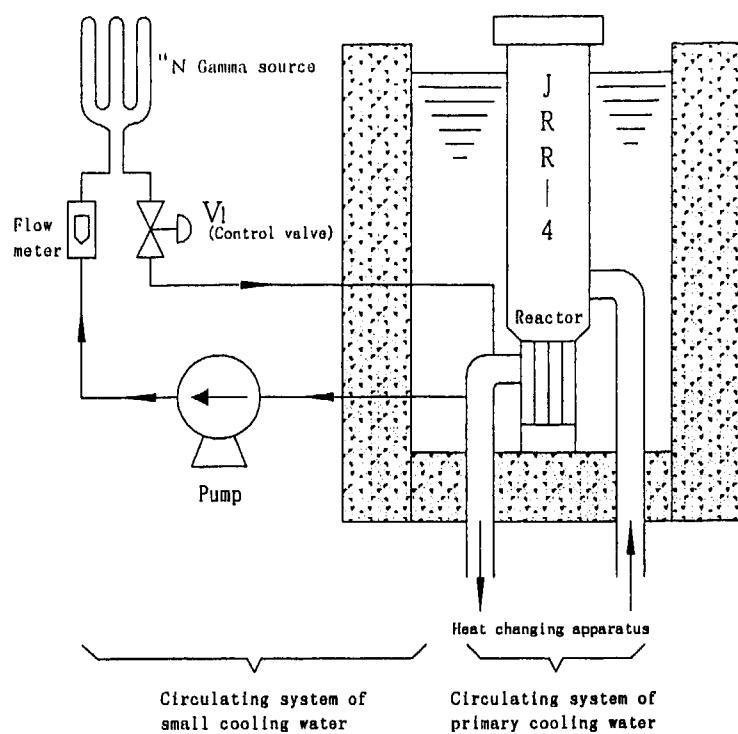


Fig. 2.3. 3 – 1 JRR-4 circulating system of cooling water

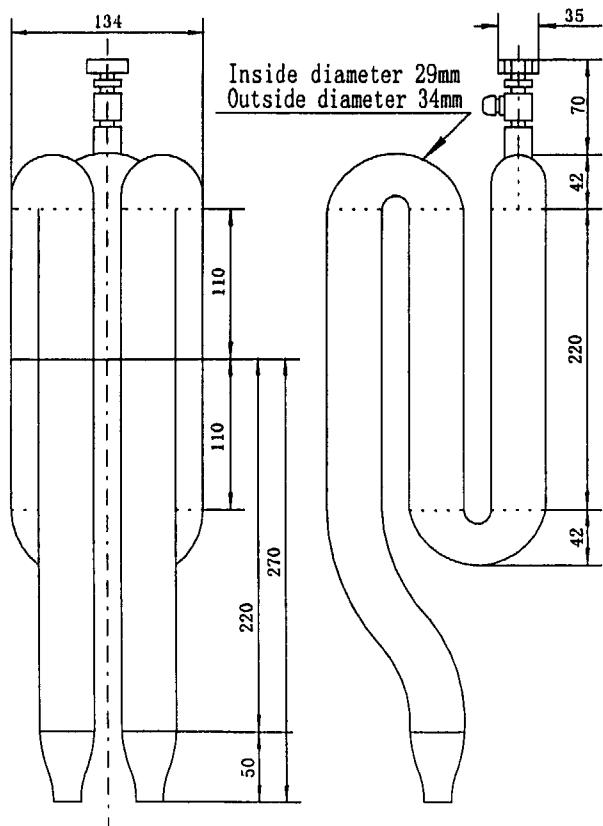


Fig. 2.3. 3 – 2 Structure of ^{16}N gamma source

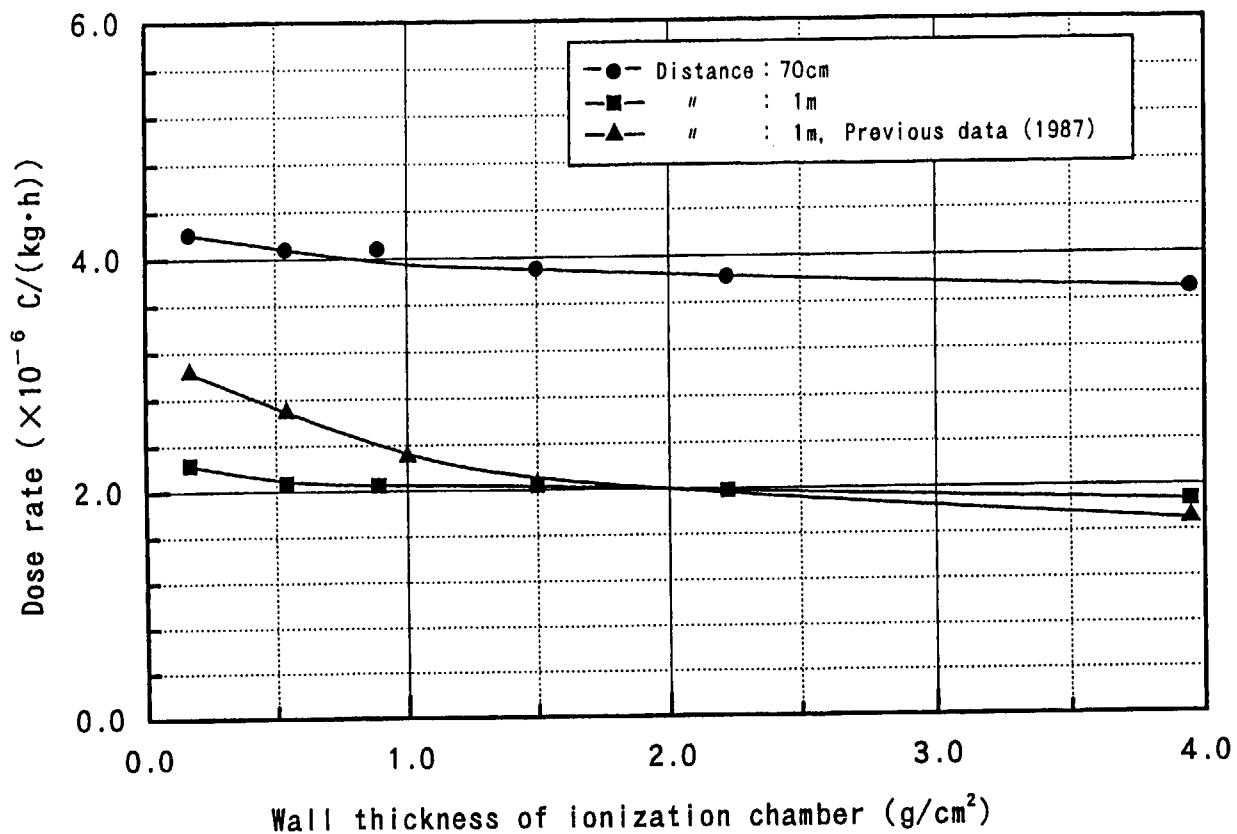


Fig. 2.3.3-3 Dose rate for wall thickness of ionization chamber

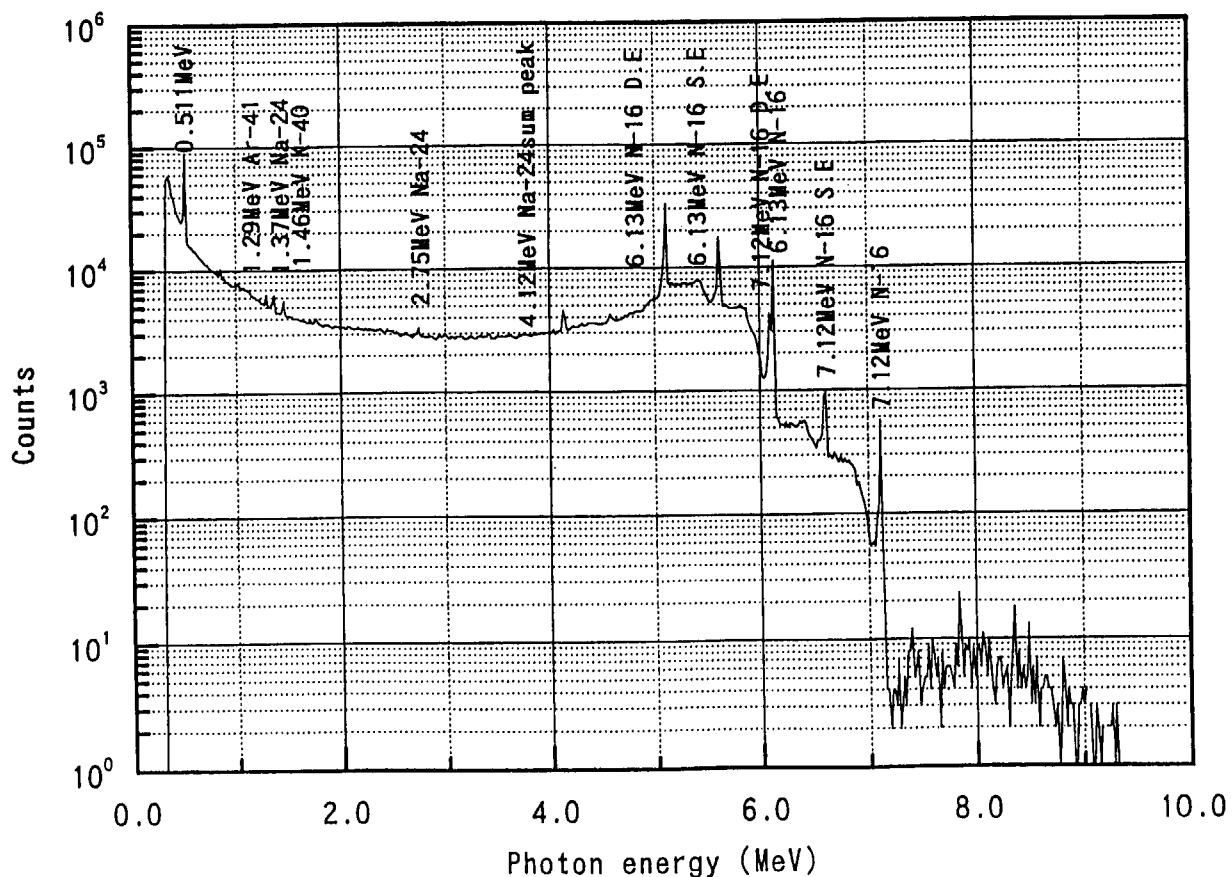


Fig. 2.3.3-4 Energy spectrum of ^{16}N gamma source (Distance: 4m)

2.3.4 热中性子校正場の基準線量率測定

放射線標準施設棟には、個人線量計や中性子サーベイメータなどを校正するために、 ^{252}Cf 線源を黒鉛パイアルの中央に設置してパイアル外部に漏洩する中性子を利用する校正場（パイアル外熱中性子照射場）がある。今回、 ^{252}Cf 線源の更新に伴いパイアル外熱中性子照射場のパイアル表面から40cm位置における基準熱中性子フルエンス率を測定し、基準線量当量率を求めた。

熱中性子フルエンス率測定には、金箔放射化法を用いた。金箔は、 $20\text{mm}\phi \times 20\mu\text{m}$ のものを2枚用い、厚さ1mmのA1ケース及びCdケースにおのの1枚ずつ入れて両者を同時に照射した。同時に照射した場合の熱中性子場の乱れが相互に影響しないよう、A1ケースとCdケースは中心間距離で約7cm離した。照射は、1999年2月26日 17:42から3月4日 9:42まで136時間行った。

金箔の誘導放射能の測定には、国家標準とのトレーサビリティが確保されている $4\pi\beta-\gamma$ 同時計数装置¹⁾を使用した。測定は、A1ケースに入れた金箔については3000秒測定を3回、Cdケースに入れた金箔については6000秒測定を10回行った。さらに、照射時間、冷却時間及び測定時間の補正を行い、誘導飽和比放射能を求めた。使用した ^{198}Au の半減期は、2.696日である。得られた誘導飽和比放射能の結果をTable 2.3.4-1に示す。

誘導飽和比放射能から2200m/s 热中性子フルエンス率 ϕ_0 を次式で求めた。用いた金の放射化断面積及び種々の補正係数の値は、文献²⁾から取った。

$$\phi_0 = \frac{A \cdot (A_{A1} - F_{Cd} \cdot F_{A1}^{-1}) \cdot A_{Cd}}{F \cdot G_{A1} \cdot g \cdot \sigma_0 \cdot N_a}$$

ϕ_0 : 2200m/s热中性子フルエンス率 ($\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)、A: 金の原子量 (=196.9665), A_{A1} , A_{Cd} : A1又はCdで覆った金箔の飽和比放射能(Bq/g), F_{Cd} : 金箔をCdで覆うことによる熱外中性子の共鳴吸収に対する補正係数 (=1.01), F_{A1} : 金箔をA1で覆うことによる熱外中性子の共鳴吸収に対する補正係数 (=1.00), F: 金箔による熱中性子の減少などに対する補正係数 (=0.965), G_{A1} : A1で覆うことによって吸収される熱中性子に対する補正係数 (=0.997), g: 热中性子領域における放射化断面積の非1/v則補正係数 (=1.0053), σ_0 : 中性子速さ2200m/sにおける金の放射化断面積 (=98.65b), N_a : アボガドロ数 ($=6.022 \times 10^{23}$)

得られた熱中性子フルエンス率及び1cm線量当量率をTable 2.3.4-2に示す。これらの値が、照射期間の中間日（1999年3月1日）における基準値となる。線源から発生する中性子あたりの熱中性子フルエンス率は、前回（1990年9月）と今回でよく一致している。

また、カドミニウム比 R_{Cd} ($=A_{A1}/A_{Cd}$) を前回の測定値と比較してTable 2.3.4-3に示す。 R_{Cd} は大きく異なっているように見えるが、 A_{Cd} が測定下限に近く誤差が大きいため、両者は誤差の範囲で一致している。両者の平均値を同じ表に示す。前回と今回で黒鉛パイアルの構造及び校正場に変更はなく、線源から発生する中性子あたりの熱中性子フルエンス率も両者はよく一致していることから、今後、パイアル外熱中性子照射場の金の R_{Cd} として、前回と今回の平均値を採用することが適当である。

（吉澤 道夫）

参考文献

- 1) 吉澤道夫：保健物理－管理と研究－No.33, JAERI-M 91-171, 225, (1991)
- 2) 浅野芳裕, 吉田真: 私信, (1984)

Table 2.3.4–1 Measured induced activity of gold foils

Material of cover	Weight of foil (mg)	Saturated specific activity (Bq/g)	Uncertainty (%)
Al	122.3	3.57×10^2	3.0
Cd	120.0	5.99	64

Table 2.3.4–2 Reference thermal neutron fluence rate and 1cm dose equivalent in the outside-pile thermal neutron irradiation field

(As of March 1, 1999)

Distance from the surface	2200m/s thermal neutron fluence rate ($\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	1cm dose equivalent conversion coefficient ($\mu \text{Sv} \cdot \text{h}^{-1} \cdot \text{cm}^2 \cdot \text{s}$)	1cm dose equivalent rate ($\mu \text{Sv/h}$)	Uncertainty (%)
40cm	1.20×10^3	2.88×10^{-2}	3.46×10^1	3.2

Table 2.3.4–3 Cadmium ratio of gold foil in the outside-pile thermal neutron irradiation field

Present result (Mar. 1, 1999)	Previous result (Sep. 26, 1990)	Average
60 ± 38	28 ± 13	44 ± 17

2.3.5 中性子標準校正施設棟の新設と新校正場の整備計画

(1) はじめに

近年、大型加速器の研究開発が進み、より広範囲なエネルギーの中性子や高エネルギー γ 線に対する線量評価法や放射線防護の計測技術の確立が求められている。また、東海研究所保健物理部が所管する既設の放射線標準施設棟は1980年に竣工以来放射線モニタやサーベイメータの性能試験及び校正に幅広く利用されてきたが、新しい原子力研究施設の設置に伴い、放射線モニタやサーベイメータの台数が著しく増加し、既設棟での性能試験や校正の利用が施設能力の限界に達している。

こうした状況に対処するため、中性子標準校正施設棟（以下「新設棟」という。）を新設することになった。新設棟には、ファン・デ・グラーフ型加速装置（以下「加速器」という。）を設置して新たに単色中性子照射設備及び高エネルギー γ 線照射設備を整備し、中性子や高エネルギー γ 線の計測技術や線量評価法に関する研究・技術開発を推進すると共に、既設棟の照射設備の一部を新設棟に移転拡充することにより、施設の利用能力の向上を図り放射線測定器の性能試験及び校正業務の効率的な運用を図ることとした。以下に新設棟の概要、新校正場の整備計画並びに加速器周辺機器及び計測機器の整備計画、新校正場を用いた研究・技術開発計画について述べる。

(2) 新設棟の概要

新設棟は既設棟の西側に隣接して設置し、地下1階～地上2階（一部3階：排風機室）の鉄筋コンクリート造りで、延べ面積 2,193m²である。建家の地上1階及び地下の平面図をFig. 2.3.5-1～Fig. 2.3.5-2に示す。

地上1階には、単色中性子照射室、加速器制御室、ターゲット保管室、X線照射室、X線制御室等を設け、単色中性子照射室の床はアルミニウムグレーチングとし、その地下に中性子散乱線を抑制するエリアを配置する。単色中性子照射室では、加速器の加速粒子をトリチウムターゲットに衝突させて約 20MeV の高エネルギー単色中性子線を発生させるため、周囲を厚さ 150cm のコンクリート遮へい壁とし、天井にはスカイシャインの影響を少なくするため厚さ 120cm のコンクリート遮へいを設ける。また、X線照射室には、既設棟より中硬X線照射装置、軟X線照射装置及びパルスX線照射装置を移設して使用する。地下1階の各部屋には、加速器本体及び加速器付帯装置の設置並びに 2π 照射装置、GM簡易校正器及び β 線照射設備を移設して使用する。地上2階には、基準測定器を集中管理して連続空調を行う基準測定器管理室、個人線量計測定室、居室等を設ける。地上3階には排風機室を設ける。

管理区域の設定は、トリチウムターゲットを使用・保管する単色中性子照射室、中性子散乱抑制エリア、ターゲット保管室及び排風機室等を第1種管理区域とし、加速器本体、密封された放射性同位元素及びX線照射装置を設置して使用する加速器室、 2π 照射室、 β 線照射室及びX線照射室等を第2種管理区域とする。

(3) 加速器の仕様と性能

新たに整備する加速器は、米国 National Electrostatics Corp. (NEC) 製4UH-HC型ペレトロン加速器であり、加速器本体、ビームライン、ターゲット管、冷却装置、真空装置及び制御装置などで構成される。加速器本体には、イオン源、チャージングチェーン、加速管、パルス化装置、真

空装置などが内蔵され、本体内部の放電を防止するための SF_6 ガスを供給する装置が連結される。ビームラインには、 90° 分析電磁石、加速イオンを止めるファラデーカップ、イオンビームの広がりをモニタするビームプロファイルモニタ、ビームの広がりを約 $3\text{ cm}\phi$ に収斂させる四重極レンズ等を複数設置し、イオンビームを 2 本のビームラインに分岐させる振分電磁石、ガスターゲットの真空保持膜の破損によるビームライン系の真空低下を遮断させる高速シャッター、ビーム管内の真空引きを行う真空装置、電磁石及びファラデーカップなどを冷却する冷却装置等が取り付けられる。これらの配置図を Fig. 2.3.5-3 に示す。ビームラインの先端に取り付けるターゲット管は、トリチウムターゲット用及び金属ターゲットとガスターゲットを併用する 2 本を整備し、ターゲット管には約 $1\text{ cm}\phi$ のターゲット、ターゲットイオン電流測定装置、ピックアップリング、ターゲット温度検出装置、真空装置、ターゲット冷却装置などが取り付けられる。制御装置は、運転に必要な全てのパラメータをコンピュータにインターフェイスし、制御プログラムに基づいてイオン源からターゲット管までビームをコンピュータ制御する。また、制御装置には、加速器の制御手順に対応させて加速器安全機構及び関連する各部屋のインターロック機構を接続し、加速器及び作業者の安全確保を行う。また、加速イオンの開閉用シャッターは、Fig. 2.3.5-3 の専用のファラデーカップで行う。

加速器の仕様及び性能を Table 2.3.5-1 に示す。本加速器は、加速電圧が最大 4.0MV、イオン電流が最大 $50\mu\text{A}$ まで連続可変でき、パルス化ビームはパルス幅 1.5nsec(FWHM) 、繰り返し周波数が $0.5\sim4\text{MHz}$ まで可変できる。また、加速器本体系及びビームライン系の到達真密度は $2\times10^{-8}\text{ mbar}$ 以上で、イオンがターゲットに衝突するまでのビーム効率は 90° 分析電磁石以降で 95% 以上である。

(4) 校正場の整備計画

加速器では、陽子又は重陽子を加速してビームラインの先端に設置されるターゲットに衝突させ、核反応により単色中性子線及び高エネルギー γ 線を発生させる。Table 2.3.5-2 にターゲットの種類と発生できるエネルギー範囲を示す。ターゲット材には、国際標準化機構（ISO）の ISO 8529 及び ISO 4037-1 の照射条件を参考にし、発生する放射線のエネルギーを変えるため、単色中性子発生用としてスカンジウム (^{45}Sc)、リチウム化合物 ($^7\text{Li F}$)、重水素ガス (D_2)、トリチウム ($T-Ti$)、高エネルギー γ 線用としてフッ素化合物 (Ca^{19}F_2)、炭素 (^{13}C) の 6 種類を使用する。

これらの放射線発生場のエネルギー及びフルエンス率の標準測定を実施して、国家標準とのトレーサビリティを確保した標準校正場を整備する。単色中性子校正場は、 $8\text{keV}\sim20\text{MeV}$ のエネルギー範囲において約 10 種類の校正場を整備し、 500keV 以上の単色中性子校正場の線量当量率はイオン電流や発生源からの距離を変化させて約 $0.1\sim10\text{ mSv/h}$ の照射ができる、 200keV 以下では発生源の放出率が低くなりエネルギーによって $1\mu\text{Sv/h}\sim2\text{mSv/h}$ が限界となる。高エネルギー γ 線は 2 種類の校正場を整備し、フッ化カルシウムターゲットでの線量当量率は粒子加速電圧の変更により約 $0.1\mu\text{Sv/h}\sim5\text{mSv/h}$ の照射が期待できるため、幅広い線量領域の校正に使用できる。炭素ターゲットでの線量当量率は極めて低いが、低線量領域の校正に使用できる。

(5) 加速器周辺機器及び計測機器の整備計画

加速器を利用した単色中性子校正場及び高エネルギー γ 線校正場を整備するための周辺機器は、単色中性子のエネルギー測定及び中性子の発生角度に対応したエネルギーを評価するための広角度ゴニオメータ、被校正測定器の設置及び発生源との校正距離を遠隔制御する中性子校正台車、室内の環境条件を連続的にモニタする気温・気圧・湿度測定装置を整備する。

単色中性子及び高エネルギー γ 線のエネルギー、フルエンス率及び線量当量率などを評価するための計測機器は、単色中性子のエネルギーを測定する飛行時間スペクトロメータ、単色中性子のフルエンス率をエネルギーに応じて測定する中性子フルエンス率測定装置、単色中性子のフルエンス率の変化を相対的にモニタするロングカウンタ、高エネルギー γ 線の波高分布を測定する高エネルギー γ 線測定装置を整備する。

その他に、加速器運転時の室内の線量当量率、空气中濃度及び排氣中濃度などを連続監視する放射線監視モニタ設備を整備する。

(6) 新校正場を用いた研究・技術開発計画

新たに整備する単色中性子校正場は、国内では国家標準機関である電子技術研究所及び東北大学工学部、世界的にはドイツの標準研究所及びイギリスの標準研究所で整備されている程度である。したがって、世界的に中性子用放射線測定器及び中性子線量評価法などの研究・開発が遅れていたが、当研究所に単色中性子校正場を整備することにより、中性子に対するエネルギーレスポンスが良好な放射線測定器の開発、高エネルギー中性子に対する線量評価法及び計測技術の開発、単色中性子に対する放射線測定器のエネルギー応答試験、中性子吸収材の透過試験などの技術開発を推進する。また、長期的には、世界的に例のない中性子エネルギースペクトルの直接測定ができる中性子スペクトロメータの研究・開発を推進する。

高エネルギー γ 線校正場は、現在、JRR-4の一次系冷却水小循環ループを用いて ^{16}N 6MeVの校正場を整備して利用しているが、発生源の大きさ、高エネルギー β 線の影響並びに照射線量率が約 $2.0 \times 10^{-6} \text{C}/(\text{kg h})$ と低い欠点があった。今回整備する新しい高エネルギー γ 線校正場は、照射線量率を最大約 $1.3 \times 10^{-4} \text{C}/(\text{kg h})$ まで発生でき、質の良い校正場が整備できるため、高線量率用放射線測定器の性能試験にも利用でき、測定精度を更に向上させることができる。

上記に述べた新設棟は平成11年度に建家が竣工し、放射性同位元素等の使用許可の変更、放射線障害予防規定の変更などを行い、各種内装機器を整備して2000年9月より使用開始の予定である。

(清水 滋)

Table 2.3.5-1 Equipment specification for the accelerator

Technical Data	Contents
Acceleration voltage	0.4 ~ 4.0 MV
Ion current	0 ~ 50 μ A
Kind of acceleration particle	Proton , Deuteron
Voltage stability	$\pm 2.5 \times 10^{-6}$
Ion current stability	$\pm 0.1 \%$
Ion source	Positive ion duoplasmatron ion source
Pulse beam	Pulse length:1.5 nsec(FWHM),Peak current:10 mA Repetition rates:0.5~4 MHz
Arriving vacuum (non beam)	Accelerator system: 2×10^{-6} mbar Beamline system : 2×10^{-9} mbar
Beam efficiency	Up to 95% after 90° magnet
Faraday cup	Beam power:1kW ,Transit time of shutter:0.2 sec
Beam profilemonitor	Minimum sensitivity: 1.0 nA
Ion pump	Up to 120 L/sec
Fast acting value	Transit time of shutter after low vacuum:35 msec
Target thermal detector	0~800°C, Accuracy: $\pm 1\%$
Timer irradiation time	$1 \sim 1 \times 10^6$ sec

Table 2.3.5-2 Target materials and available energy range

Kind and source reaction of target materials		Available energy range	Particle acceleration voltage
Mono-energetic neutron	Tritium target $^3\text{H}(\text{d}, \text{n}) ^4\text{He}$ $^3\text{H}(\text{p}, \text{n}) ^3\text{He}$	14MeV ~ 20MeV 0.5MeV ~ 3.0MeV	0.4~4.0MV 1~3.5MV
	Deuterium target $^2\text{H}(\text{d}, \text{n}) ^3\text{He}$	3.0MeV ~ 7.0MeV	0.4~3.5MV
	Lithium target $^7\text{Li}(\text{p}, \text{n}) ^6\text{Be}$	50keV ~ 800keV	2~3.5MV
	Scandium target $^{45}\text{Sc}(\text{p}, \text{n}) ^{46}\text{Ti}$	8keV ~ 30keV	2.9MV
Gamma ray	Calcium fluoride target $^{19}\text{F}(\text{p}, \alpha \gamma) ^{18}\text{O}$	6.13MeV , 7.12MeV	2~2.7MV
	Carbon target $^{13}\text{C}(\text{p}, \text{p}' \gamma) ^{13}\text{C}$	3.09MeV	4.0MV

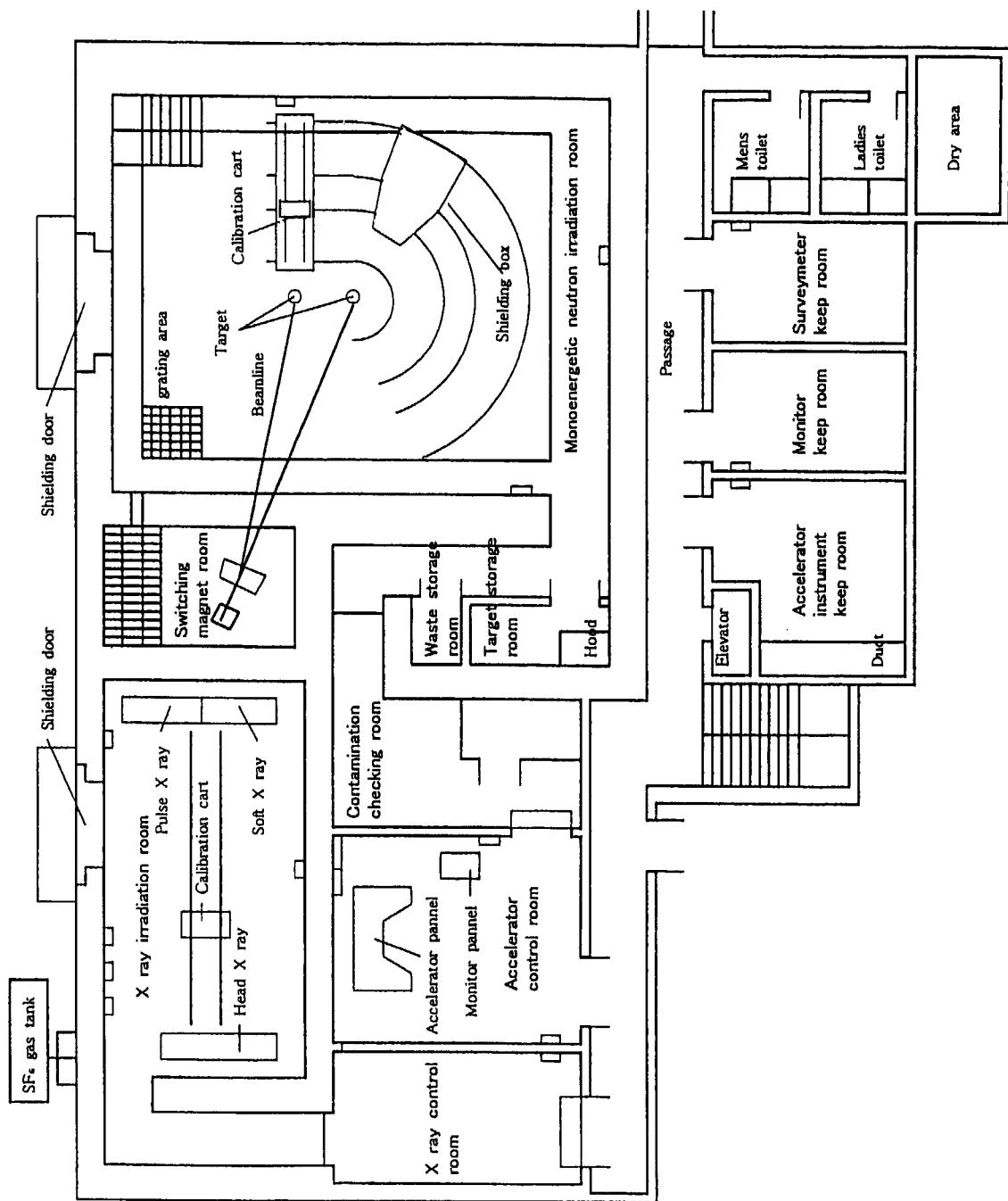


Fig. 2.3. 5 – 1 Plan of the first floor in Facility of Radiation Standard for Neutrons

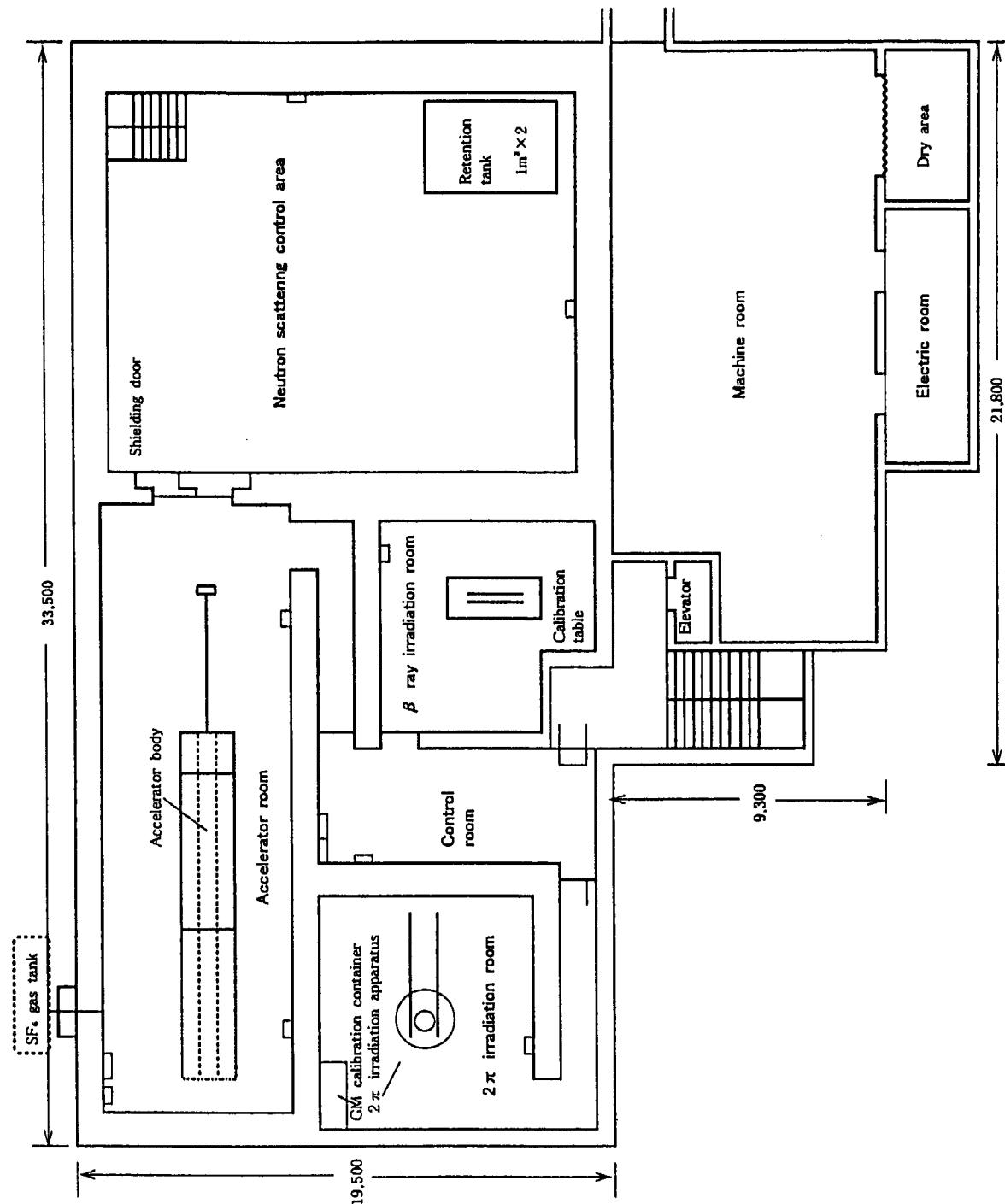


Fig. 2. 3. 5 – 2 Plan of underground in Facility of Radiation Standard for Neutrons

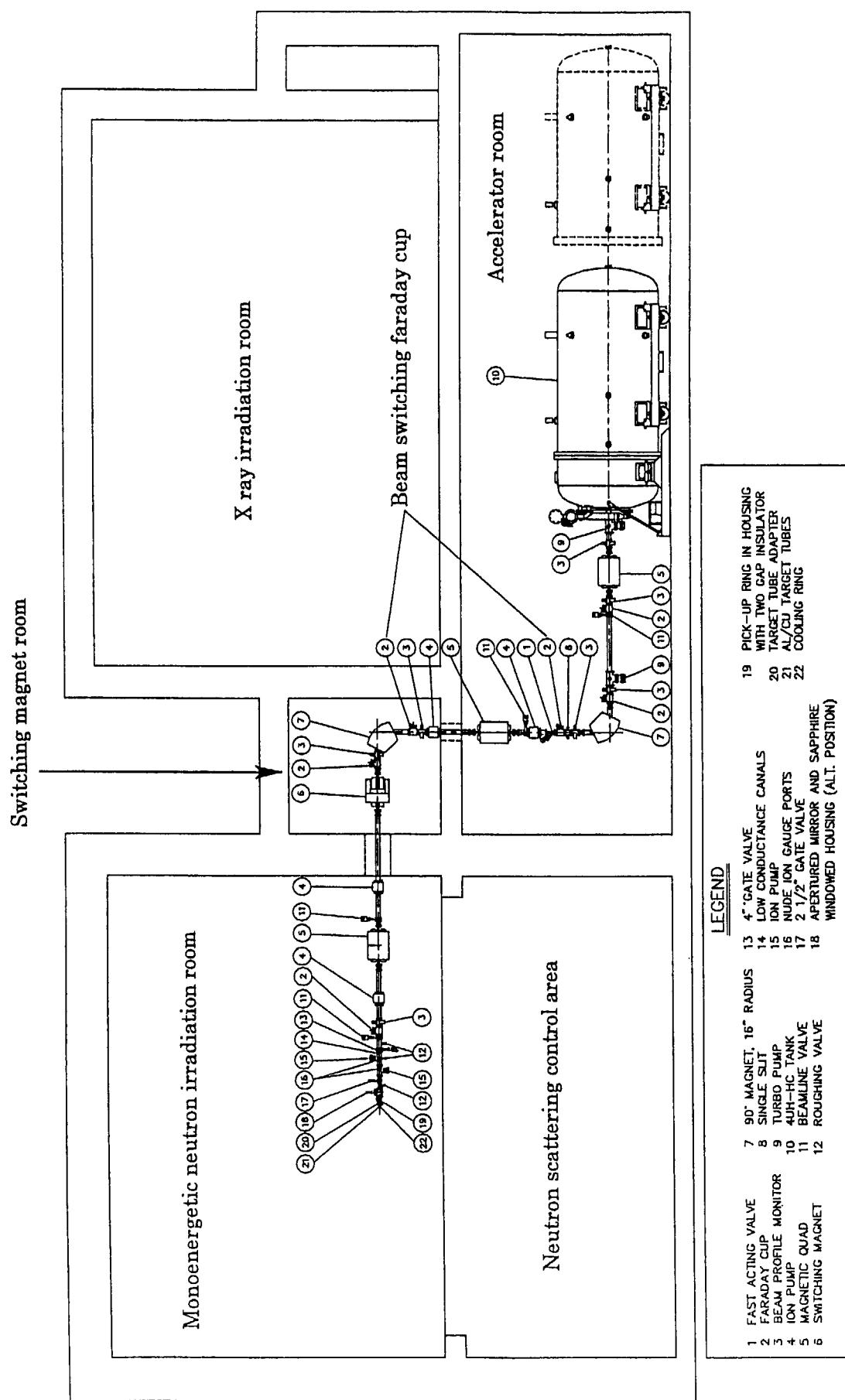


Fig. 2.3. 5 – 3 Schematic view of beamline

This is a blank page.

3. 研究

Research

This is a blank page.

3. 1 放射線管理計測

3.1.1 概 要

先に開発した放射性ガスモニタのパルス注入校正法に関し、従来の閉ループ校正法との比較検討を行った。パルス注入校正法は、原子炉施設からの放射性ガスの非定常放出時においても、放出放射能を精度良く評価するために開発されたものである。1998年度は、その妥当性評価の一つとして、放射能濃度と検出器出力の換算関係について従来の閉ループ校正法との比較を行った。実験に用いた放射性ガスモニタは、 β 線検出型2種類（通気型電離箱及びプラスチックシンチレーション検出器）及び γ 線検出型1種類（NaI(Tl)シンチレーション検出器）で、校正用ガスはそれぞれ⁸⁵Kr及び⁴¹Arである。その結果、両校正法による放射能濃度と検出器出力の換算関係は5%以内で一致し、定常放出時におけるパルス注入校正法の適用性が実証された。

加速器施設や核融合炉施設における内部被ばく線量評価に用いられる核種の放射線データを整備した。これらの施設では、従来から内部被ばく線量評価に用いられてきたICRP Publication 38に収録されていない核種が多数生成される。そこで、最新の評価済み核構造データファイルENSDFの崩壊データに基づき、合計204核種の放射線データを編集し、広く使われている2種類のフォーマットで整備した。これにより、半減期10分以上の1024核種のうち、925核種の放射線データが整備され、内部被ばく線量評価の信頼性が向上した。

（山口 恭弘）

3.1.2 放射性ガスモニタのパルス注入校正と閉ループ校正との比較

これまで、放射性ガスモニタの新たな校正方法として放射性ガスの短時間注入による手法（パルス注入校正法）を提案し、その妥当性の検証を行ってきた^{1), 2), 3)}。本手法は、応答関数を用いてガスモニタ出力から流入放射能を直接評価する方法である。したがって、本手法では濃度が一定な定常放出、過渡変化の大きな非定常放出のいずれにも適用することが可能である。

一般的に、原子炉施設等における放射線管理で使用されるガスモニタの校正は、基準電離箱とガスモニタを閉ループ内に設置し、ガスモニタ出力と閉ループ内の均一な放射能濃度との換算係数を決定する手法（閉ループ校正法）で実施されている。現状では、過渡変化の大きな放出においてもその放出量評価に対して閉ループ校正により決定された換算係数が適用されている。そこで、両者の方法で検出器が異なる3種のガスモニタを校正し、それぞれの校正結果を比較検討した。

実験には、 β 線用ガスモニタ検出器として通気型電離箱及びプラスチックシンチレーション検出器の2種類、 γ 線用ガスモニタ検出器としてNa I ($T\ell$)シンチレーション検出器を用いた。ガスモニタのサンプリング容器の体積は、電離箱型が1.5 ℓ 、プラスチックシンチレーション検出器型が1.75 ℓ 、Na I ($T\ell$)シンチレーション検出器型が62.1 ℓ である。また、原子炉施設等の管理上重要なガス状の核種を考慮し、 β 線ガスモニタに対して ^{85}Kr を、 γ 線ガスモニタに対して ^{41}Ar をそれぞれ校正ガスとして使用した。はじめに、各ガスモニタに対して閉ループ校正を実施し、放射能濃度とガスモニタの出力電流又は計数率との換算係数($\text{Bq}/\text{cm}^3/\text{A}$ 又は $\text{Bq}/\text{cm}^3 \cdot \text{s}$)を求めた。つぎに、Fig. 3.1.2-1に示す実験系を用いて、パルス注入校正を実施した。パルス注入校正法は換算係数ではなく応答関数を決定する校正法であり、校正時におけるガスモニタ出力及びそのサンプリング容器内の放射能濃度は時間変化する。そこで、閉ループ校正法の換算係数と比較するために、パルス注入校正法における平均出力と平均放射能濃度を求め、それらの換算関係（以下、換算係数）を決定した。ガスモニタの平均出力は出力のピーク面積をその出力が生じている時間（以下、ピーク時間）で除して求め、平均放射能濃度は流入放射能をピーク時間と流量率との積で除して求めた。流量率が10, 15 ℓ/min における、パルス注入校正及び閉ループ校正の換算係数の比較結果をTable 3.1.2-1に示す。両者は5%以内で一致しており、今回使用した流量率、サンプリング容器の体積等の条件においてはパルス注入校正法と閉ループ校正法のどちらでも同じ校正結果を与えることがわかった。これは、パルス注入された放射性ガスが瞬時にサンプリング容器内に拡散し、その後滞留しながらサンプリング容器から流出するためである。以上により、パルス注入校正法を定常放出に適用できることが実証された。また、現状の校正手法である閉ループ校正法の妥当性も検証された。

（大石哲也）

参考文献

- 1) 大石哲也：保健物理－管理と研究－No. 39, JAERI-Review 97-016, 218-220, (1997)
- 2) 大石哲也：保健物理－管理と研究－No. 40, JAERI-Review 98-015, 208-209, (1998)
- 3) 大石哲也, 吉田 真: Radioisotopes, Vol. 48, No. 1, 23-31, (1999)

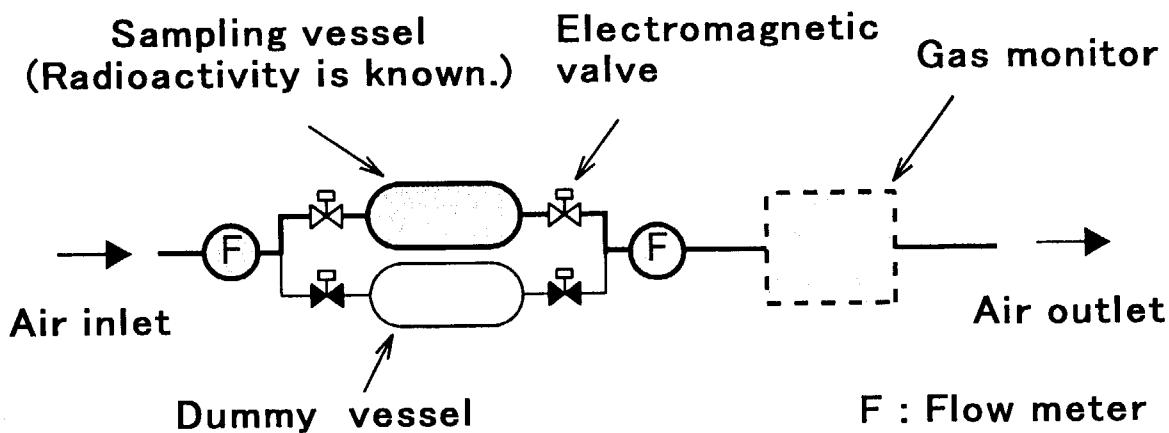


Fig. 3.1.2 – 1 Calibration of gas monitors by pulse-like injection of radioactive gases.

Table 3.1.2 – 1 Ratio of conversion factors by pulse-like injection method to that by closed loop method

Volume of gas monitor	10 ℓ/min	15 ℓ/min
1.5 ℓ	0.96	0.96
1.7 ℓ	1.0	1.0
60 ℓ	0.95	1.0

3.1.3 ICRP Publ. 38に収録されていない核種の放射線データの整備

ICRPが与えている内部被ばく線量係数は、1970年代の評価済み核構造データファイル（ENSDF）の崩壊データを基に編集されたICRP Publication 38(Publ. 38)¹⁾の放射線データを用いて計算されている。しかし、加速器施設、核融合炉施設等において生成される放射性核種の中には、Publ. 38に収録されていない核種が多数存在する。そこで、これらの核種に対して線量係数を計算するために、最新の崩壊データに基づき放射線データの編集を行った。1998年度は、主に半減期10分以上の核種についてデータの整備を実施した。²⁾

Fig. 3.1. 3-1に放射線データの編集手順を示す。Brookhaven国立研究所の核データセンターから入手した1997年8月時点のENSDFから、Publ. 38に収録されていない核種のうち、半減期10分以上の257核種及びそれらの娘核種並びに核融合炉施設において重要な14核種の崩壊データセットを抽出した。各データセットについて、Q値、基底状態のスピン、パリティ及び半減期を核レベル・崩壊データベースNUBAS³⁾と照合し、不一致のものについてはNUBASの値に置き換えた。また、ENSDF評価用プログラムFMTCHK, GTOL, LOGFTを用い、データセットのフォーマット、レベルスキーム、規格化定数等の分析及び修正を行った。修正後の崩壊データを基に、各放出放射線のエネルギー及び放出率、 β 線スペクトルを崩壊データ編集プログラムEDISTR⁴⁾を用いて計算した。また、EDISTRに付属するSCHEMEプログラムを用い、崩壊図を作成した。

対象とした核種のうち、崩壊データセットが不完全、または収録されていなかった核種を除き、半減期10分以上の162種、それらの28娘核種等、合計204核種について放射線データを編集した。データは、Publ. 38及び線量計算用崩壊データベースNUCDECAY⁵⁾の2種類のフォーマットで整備した。Fig. 3.1. 3-2に、半減期で分類した放射線データの整備状況を示す。Publ. 38と今回整備したデータを合わせると、半減期10分以上の1020核種うち、91%にあたる925核種について放射線データが整備された。

今後は、編集した放射線データを用い線量係数を計算する。また、半減期が10分以下の核種に対しても、加速器施設等の特定の施設において重要な核種について、順次放射線データを整備し、線量係数を計算する。

(遠藤 章)

参考文献

- 1) ICRP Publication 38(1983).
- 2) Endo, A., Tamura, T. and Yamaguchi, Y.: JAERI Data/Code 99-035(1999).
- 3) Audi, G., Bersillon, O., Blachot, J. and Wapstra, A.H.: Nucl. Phys., 1-124, A624(1997).
- 4) Dillman, L.T.: ORNL/TM-6689(1980).
- 5) Eckerman, K.F., Westfall, R.J., Ryman, J.C. and Cristy, M.: ORNL/TM-12351(1993).

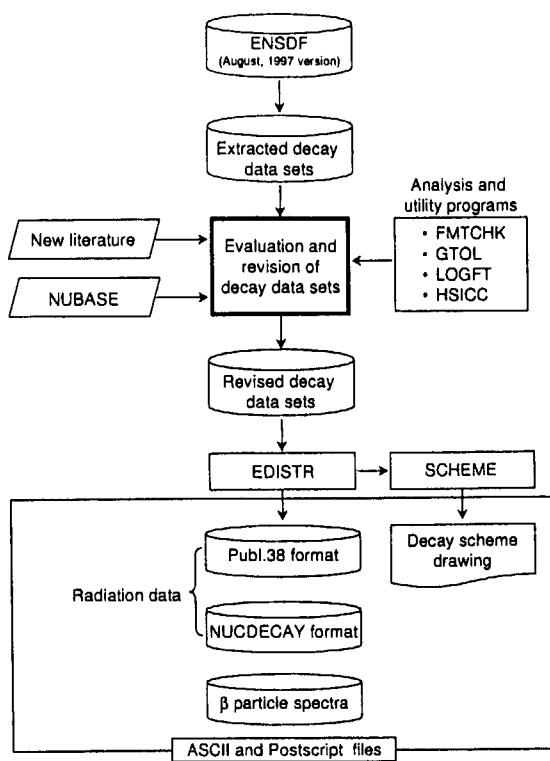


Fig. 3.1. 3 - 1 Flow of the compilation of nuclear decay data.

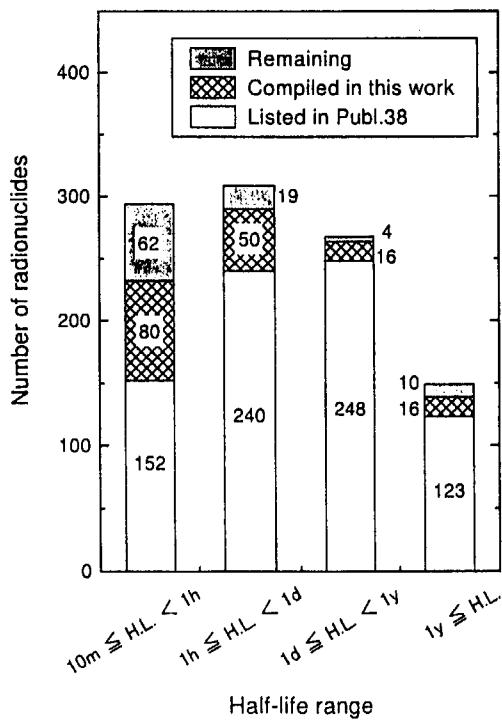


Fig. 3.1. 3 - 2 Distributions of the number of radionuclides whose decay data are included in Publ.38 and compiled in the present study, classified by the half-life (H. L.) ranges.

3. 2 環境放射線管理技術

3.2.1 概 要

国際熱核融合実験炉（ITER）等核融合施設のわが国における許認可申請や安全評価法の検討に資するため、1997年度に開発した事故時に大気中へ放出されるトリチウム（ACUTRI）と放射化生成物（ACUTAP）に対する公衆被ばく線量評価コードの検証及び予備的解析を行った。ACUTRIの検証には、1987年にカナダで実施したトリチウムガス（HT）野外短時間放出実験の結果を用いた。その結果、本コードはトリチウム特有の環境中挙動を模擬でき、かつ、安全側の評価が可能であることを明らかにした。ACUTRI及びACUTAPの予備解析では、東海研究所の過去の実気象データを用いて、原子力安全委員会の指針に準じた統計解析を行った。その結果、ACUTRIについては、HT及びトリチウム水（HTO）放出時の最大線量は従来の方法に比べて、高く評価されること、ACUTAPについては、全被ばく線量に対する各被ばく経路の寄与割合は核種によって大きく異なること等が明らかになった。

核融合施設からHTが大気中へ放出された場合の公衆被ばく線量評価に必要なパラメータであるHTの土壤への沈着速度を、1997年度に製作した装置を用いて測定した。試験土壤は、東海研究所構内の松林、東海村の神社と畑の3箇所から採取した。その結果、松林と神社における沈着速度はほぼ一致したが、畑の沈着速度はこれらに比べて小さいこと、本実験によって得られた沈着速度は過去に報告されている実験値の幾何平均値の2から3倍の値であり、比較的大きいことが明らかとなった。

トリチウムの環境モニタリングのための最適な環境指標生物を見出すため、桜、ツゲ、芝の葉へのHTOの取り込み特性及び取り込み後の大気への放出特性を、HTOの代替として重水を用いて調べた。その結果、日中にはこれらの植物間の取り込み及び放出特性に大きな差は見られなかったが、夜間は桜とツゲは取り込み速度は遅いものの、いったん取り込まれたものは放出されにくいことから、桜やツゲは芝と比べてトリチウムの環境モニタリング指標生物としてより適していると考えられること等が明らかとなった。

（野口 宏）

3.2.2 土壌へのトリチウムガス沈着速度の測定（2）

トリチウム水（HTO）の吸入被ばくに対する線量係数はトリチウムガス（HT）に比べて10,000倍大きい。このため、ITER等の核融合施設から大気中へ放出されたHTによる公衆被ばく線量を評価する上で、HTからHTOへの土壌中微生物の作用による酸化反応を伴う土壌表面層への沈着はきわめて重要なプロセスである。トリチウムの環境中移行モデルではこの沈着を表すためのパラメータとして沈着速度（=土壌単位面積あたりの沈着HTO放射能／（空気中HT濃度×沈着時間））がよく用いられる。このような沈着速度は、海外では野外実験や室内実験によって求められている¹⁾が、わが国で測定された例は見あたらない。このため、1997年度に報告した土壌へのHT沈着速度測定装置²⁾を用いて、原研周辺の種々の土壌に対してHT沈着速度を測定した。

試験には、松林（東海研究所構内）、神社（東海村）、畑（東海村）から採取した3種類の土壌を用いた。ステンレス鋼製の円筒によって各場所において土壌コア（直径5cm、高さ20cm）を採取した。そのコアをHTばく露用のチャンバー内の円筒容器に入れ、円筒容器のふたをした。チャンバー内のHT濃度が一定となった後、土壌コア上部のふたを開け、HTを10分間ばく露した。ばく露終了後、コアを取り出し、土壌を高さ2.5cmごとに8分割した。その後、分割した各土壌試料に水を加え、HTOを抽出し、HTO放射能を測定した。チャンバー内の空気中HT濃度は濃度測定用サンプリング管内のHT量から求めた。本実験では、チャンバー内HT濃度は $(1.7 \pm 0.2) \times 10^7$ Bq/m³に設定した。

土壌水分中HTO濃度(Bq/cm³)の深さ分布をFig. 3.2.2-1に示す。すべての場合において濃度は深さに対してほぼ指数関数的に減少した。その傾きは神社>松林>畑の順であった。土壌特性（土質、含水率、空気孔隙率、有機物含有量、pH）と沈着速度をTable 3.2.2-1に示す。沈着速度は松林、神社、畑について、それぞれ、 $(7.5 \pm 2.0) \times 10^{-4}$ 、 $(7.2 \pm 0.7) \times 10^{-4}$ 、 4.5×10^{-4} m/sとなった。松林と神社における沈着速度は、各土壌特性が大きく異なっていたにもかかわらず、ほぼ一致した。畑土における深さ分布と沈着速度が他と比べて大きく異なるのは、土壌が耕されていたため、酸化反応を起こす微生物の分布が他の土壌と異なっていたためと考えられる。

これまでに海外において室内実験や野外実験によって測定された土壌へのHT沈着速度データ（約330個）の解析を行い、幾何平均値を求めた結果、 2.4×10^{-4} m/s ($\sigma_g = 2.8$) となった。したがって、本実験によって得られた沈着速度はこの平均値の2から3倍の値であり、比較的大きいことが明らかとなった。

（野口 宏）

参考文献

- 1) T. G. Dunstall and G. L. Ogram: Ontario Hydro Research Division Report 90-235-K (1991)
- 2) 野口 宏: 保健物理－管理と研究－No. 40 JAERI-Review 98-015, 222-223 (1998)

Table 3.2.2 – 1 Soil condition and deposition velocity

Site	Soil type	Water content (% of dry weight)	Free pore volume fraction (%)	Organic content (% of dry weight)	pH	Deposition velocity (m/s)
Pine wood	Sand	8.6	41.3	2.8	5.7	$(7.5 \pm 2.0) \times 10^{-4}$
Shrine	Sand	62.6	25.6	12.7	4.9	$(7.2 \pm 0.7) \times 10^{-4}$
Vegetation field	Sandy soil	37.9	28.9	12.6	4.8	4.5×10^{-4}

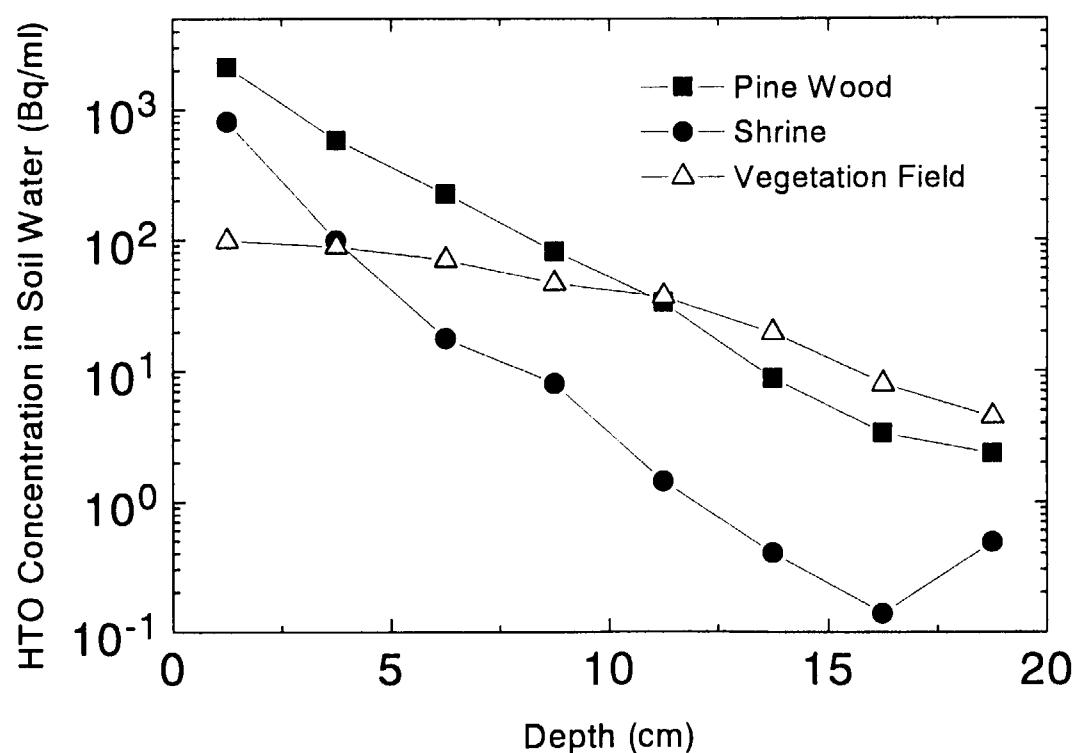


Fig. 3.2.2 – 1 Depth profile of HTO concentration in soil water.

3.2.3 トリチウムモニタリングのための植物の重水取り込み及び放出特性

核融合施設等から放出されるトリチウムの大気中濃度レベルの変動や上昇を的確かつ迅速に把握するために、環境指標生物の使用が有効となる場合がある。そこで、トリチウムモニタリング指標生物として適しているものを探すために、トリチウム水の代替として重水を用いた野外実験により、3種類の植物について重水の取り込み及び放出特性を調べた。

指標生物としては、植え込み等に広く使用されている桜（苗木）、ツゲ及び西洋芝を選んだ。桜及びツゲは鉢植えのもの、芝はプランター内で育成したものを使用した。これらの植物は、直径約5.7m、高さ約2.4mのオープントップチェンバー内で、重水蒸気ばく露した。重水蒸気は中央に置いた重水発生器（高さ約30cm）から放出した。本実験は1998年8月に実施し、植物への重水蒸気ばく露期間は、午前11時25分から午後3時25分（Run1）及び午後8時から午前0時（Run2）とした。重水蒸気ばく露期間中は、所定の時間ごとに葉を採取するとともに、植物試料の近くにおいて高さ50cmで空気水分中重水濃度を測定した。なお、桜及びツゲは鉢全体をシートで覆い、土壌からの重水の取り込みが起こらないようにした。重水蒸気ばく露終了後は、植物を実験場から重水汚染のない野外環境に移し、ばく露終了24時間後まで所定の時間ごとに葉を採取し、これらの水分中重水濃度を測定した。

Fig. 3.2.3-1 にRun1における各試料水分中重水濃度の時間変化を示す。ばく露期間中の空気水分中重水濃度は 2.2×10^4 から 9.4×10^4 ppm の間で変化した。重水蒸気ばく露期間中の各試料水分中重水濃度の時間変化は、植物の種類によってほとんど違いが見られなかった。ばく露期間中の平均空気水分中重水濃度に対する、桜、ツゲ及び芝の水分中重水濃度の比をとると、いずれも2時間で空気中濃度と平衡に達する傾向を示した。重水蒸気ばく露終了から4時間（ばく露開始から8時間後）までの各試料水分中重水濃度の時間変化についても植物の種類による違いはほとんど見られず、いずれも急速に低下した。その後の夜間には、桜及びツゲの水分中重水濃度は芝に比べ緩やかに低下した。

Fig. 3.2.3-2 にRun2における各試料水分中重水濃度の時間変化を示す。ばく露期間中の空気水分中重水濃度は、 6.4×10^4 から 1.4×10^5 ppm であった。Run2における各試料水分中の重水濃度の時間変化は、植物によって違いが見られ、ばく露開始から3時間後までは芝が最も急速に増加した。ばく露終了時には芝と桜の水分中濃度は同程度となり、ツゲはこれらの約1/2であった。ばく露期間中の空気水分中重水濃度に対する各試料水分中重水濃度の比は、ばく露終了時でも、上述のRun1の比に対して、桜、ツゲ及び芝はそれぞれ1/3、1/10、1/2となり、いずれもRun1より小さかった。ばく露終了後の各試料水分中重水濃度は、芝についてはRun1と同様に濃度が低下したが、桜については日中に比べ緩やかに低下し、ツゲについては重水蒸気ばく露終了から4時間（ばく露開始から8時間）の夜間においてはほとんど低下しなかった。重水の取り込みや放出が日中に大きく、夜間に小さいのは、日中は葉の気孔が開いており、気孔を通して空気中の重水の取り込みや大気への放出が盛んに起こるが、夜間は気孔が閉じており、取り込みや放出が抑制されるためと考えられる。

以上のことから、本実験に用いた植物については、日中には植物の種類によって重水の取り込み及び放出に大きな差はないが、夜間には桜やツゲのような樹木は日中に比べて取り込みは小さいも

のの、一度取り込まれたものが放出されにくいことから、桜やツゲは芝よりもトリチウムモニタリング指標生物として適しているものと考えられる。

(横山須美)

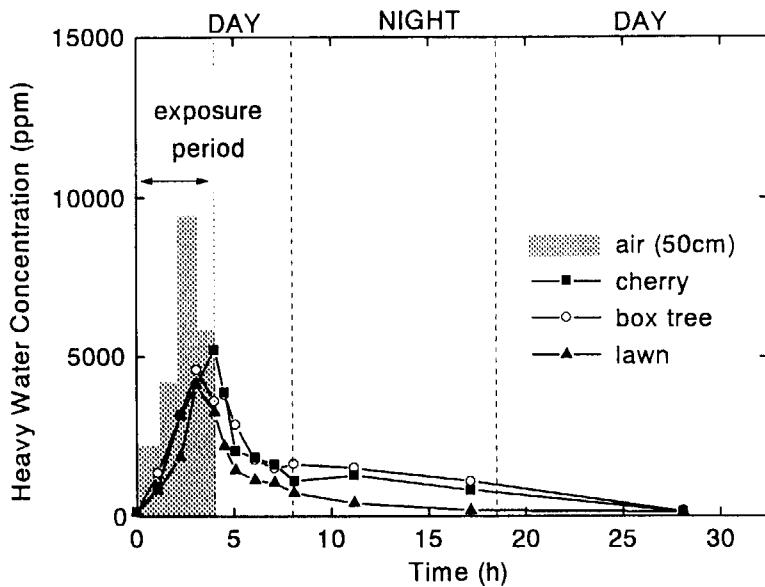


Fig. 3.2.3 – 1 Time evolution of heavy water concentrations in plants during and after the exposure period (11:25 a.m. – 3:25 p.m.) on the daytime experiment (Run1).

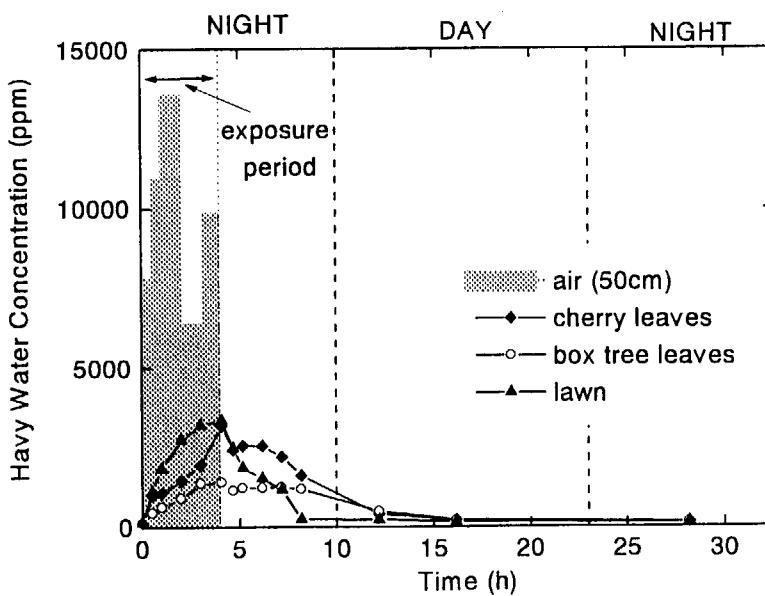


Fig. 3.2.3 – 2 Time evolution of heavy water concentrations in plants during and after the exposure period (8:00 p.m. – 0:00 a.m.) on the nighttime experiment (Run2).

3.2.4 トリチウムによる事故時公衆被ばく線量の解析

国際熱核融合実験炉（ITER）等の核融合施設を実現する上で、施設から放射性物質が放出された場合における公衆の被ばく線量評価法を確立しておくことは重要である。このために、1997年度には、事故時に放出されたトリチウムに対する公衆被ばく線量評価コード（ACUTRI）を開発した¹⁾。本節では、本コードについて、検証及び予備解析を行った結果について報告する。

コードの検証には、1987年にカナダチョークリバー研究所で実施したトリチウムガス（HT）野外短時間放出実験の結果を用いた。この実験では、3.5TBqのHTを1mの高さから約30分間放出し、放出中及び放出終了後の空気中HT及びトリチウム水（HTO）濃度等について放出点から400mまで測定した。これらの測定濃度から評価地点に人が存在し続けたと仮定した場合の実効線量当量を求め、計算値と比較した。結果をFig.3.2.4-1に示す。この結果、計算値は実験値より1桁以上大きくなる点もあった。この原因としては、計算値はプルーム中心の結果であるが、実験値は空気中トリチウム濃度を測定した場所とプルーム中心とがずれていること、計算では土壌に沈着したトリチウムが全量放出されたとしているが、実験値は施設からの放出が終了してから数日間測定したものであることが考えられた。そこで、実験値についてこれらの補正を行なった。補正を行った場合についても計算値は実験値を上回り、安全側の評価が可能であることがわかった。また、放出点に近いところでは計算値と補正值は比較的近い値となったが、100m以遠においては、補正值は計算値の1/3以下となった。この原因としては、実験場の100m付近における土壌のHTの酸化能力が他の場所より低かったことがこれより以遠の結果にも影響したことが考えられる。

予備解析は、東海研究所における1990年の実気象データを用い、トリチウム放出率を1Bq/s、放出時間を1時間として、実効線量当量の計算を行った。放出されたトリチウムの化学形は、HTOまたはHTとし、放出高さは100mとした。実効線量当量は、気象指針で用いられている相対濃度の97%値を用いて計算した。なお、気象データは地上40m高さで測定されたものであるため、これらの計算結果は実際上の意味を持たない。HTまたはHTO放出時の線量と距離の関係をFig.3.2.4-2に示す。実効線量当量は、1次プルームの濃度または1次プルーム及び2次プルームの合計積算濃度の97%値に基づいて計算した。1次プルームとは施設から放出されたもの、2次プルームとは一度地表面に沈着した後の再放出によるものである。この結果、HTまたはHTO放出時の1次と2次の合計線量は1次プルームだけを考慮した場合に比べてそれぞれ約200倍及び約2倍となること、HTOの放出時の最大線量はHT放出時の約200倍になることが明らかになった。

今後、降雨沈着を考慮すると地表面への沈着量が大きくなる可能性があることから、事故時統計気象計算における降雨沈着を計算できるようにする等のコードの改良を行うとともに、他のデータを用いたコードの検証やパラメータ解析を行う予定である。さらに、平常時用の線量評価コードの開発も進める予定である。

（横山須美）

参考文献

- 1) 野口宏；保健物理－管理と研究－No.40 JAERI-Review 98-015, 218-219 (1997)

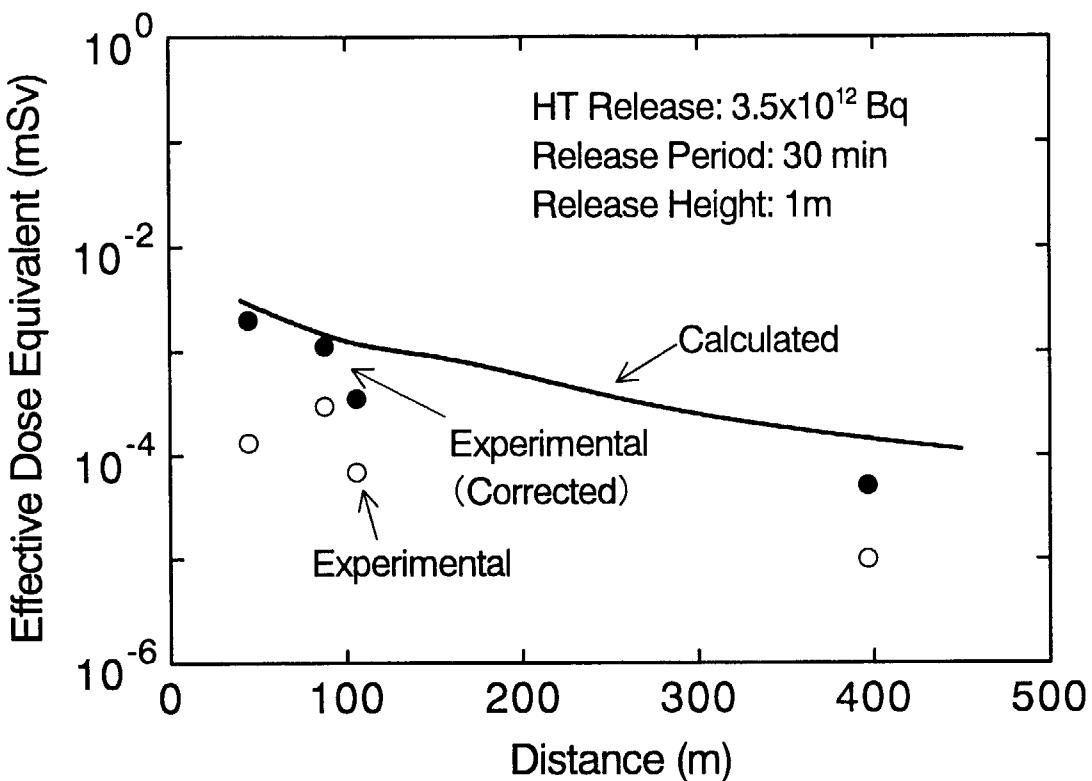


Fig. 3.2.4 – 1 Comparison between experimental and calculated doses.

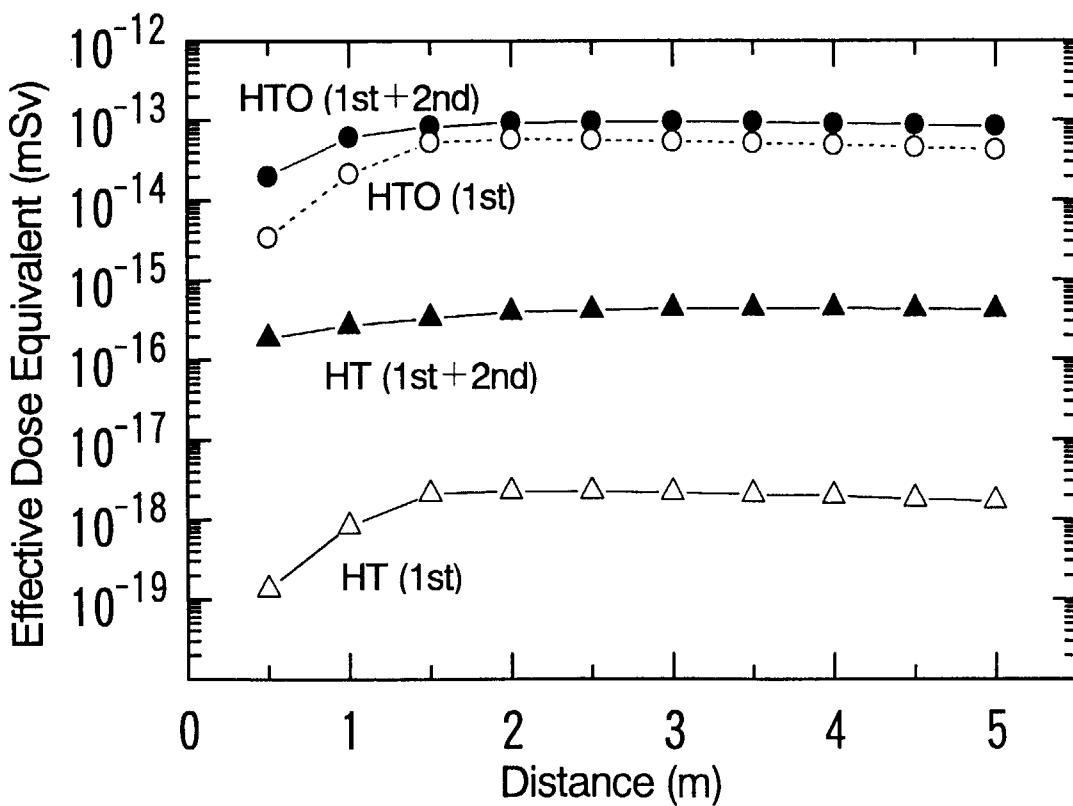


Fig. 3.2.4 – 2 Effective dose equivalent as a function of downwind distance (release height : 100 m).

3.2.5 放射化生成物による事故時公衆被ばく線量の解析

I T E R等核融合施設の許認可申請や安全評価法の検討に資するため、1997年度に事故時に大気中へ放出される放射化生成物に対する公衆被ばく線量評価コード（A C U T A P）を開発した¹⁾。本コードの特徴は、主な被ばく経路として、施設から放出された放射性プルームの吸入摂取による内部被ばく、地表面に沈着後、再浮遊した放射性物質の吸入摂取による内部被ばく、放射性プルームからの γ 線による外部被ばく、地表面に沈着した放射性物質による外部被ばくを考慮していること、原子力安全委員会の「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に準じた統計気象解析がされること等である。1998年度はこのコードを用いて、予備的解析を行った。

計算条件は、以下のとおりである。放出核種としては、SS316 の放射化生成物のうち⁵⁵F e, ⁶⁰C o, ⁹⁹M oの3種類を、またタンクステン製ダイバータの放射化生成物のうち¹⁸⁷Wを選定した。各核種の放出量、実効放出時間及び放出高さは、それぞれ1Bq、1時間及び100mを仮定した。模擬気象条件は東海研究所で1990年に観測された高さ40mの実気象データを使用した。したがって、本計算値は実際的な意味は持っていない。地表面への沈着速度は1m/sとした。また、地表面に沈着した放射性物質による外部被ばくの期間は50年間とした。土壤中への移行による除去係数は0、地表面に沈着した放射性物質の再浮遊係数は $1 \times 10^{-6} \text{ m}^{-1}$ とした。吸入による被ばく線量はICRP Publication 30に基づいて計算した。

年間実気象を用いた統計解析により方位ごとに各地点における最大値の97%値として算出した、放出点からの距離に対する各被ばく経路別の実効線量当量及びその合計線量を、¹⁸⁷WについてFig. 3.2. 5-1に示す。放射性プルームからの外部被ばく線量は距離とともに減少したが、他の経路は約1km地点に最大値を有していた。また、合計線量の最大値も約1km地点に出現した。合計線量の最大地点はその他の核種の場合も約1kmであった。1km地点における合計の実効線量当量は、⁶⁰C oが $1.35 \times 10^{-14} \text{ Sv}$, ⁹⁹M oが $3.65 \times 10^{-18} \text{ Sv}$, ¹⁸⁷Wが $2.04 \times 10^{-18} \text{ Sv}$, ⁵⁵F eが $1.36 \times 10^{-18} \text{ Sv}$ となった。

Fig. 3.2. 5-2に1km地点における各被ばく経路の線量の寄与割合を、核種ごとに示す。その結果、被ばく経路ごとの寄与割合は核種で大きく異なることが明らかとなった。⁶⁰C o, ⁹⁹M o, ¹⁸⁷W場合は、地表面に沈着した放射性物質による外部被ばくの寄与が最も大きくなかった。特に、⁶⁰C oではこの経路は合計線量の99.2%に達した。一方、⁵⁵F eでは、吸入被ばく経路が支配的であり、施設から直接放出されるプルームの吸入被ばくと再浮遊した放射性物質の吸入被ばくの合計の寄与は約85%となった。

今後、I T E R等で予想される放射化生成物について、さらにパラメータ解析を行う予定である。

(野口 宏)

参考文献

- 1) 野口 宏: 保健物理－管理と研究－No. 40 JAERI-Review 98-015, 220-221 (1998).

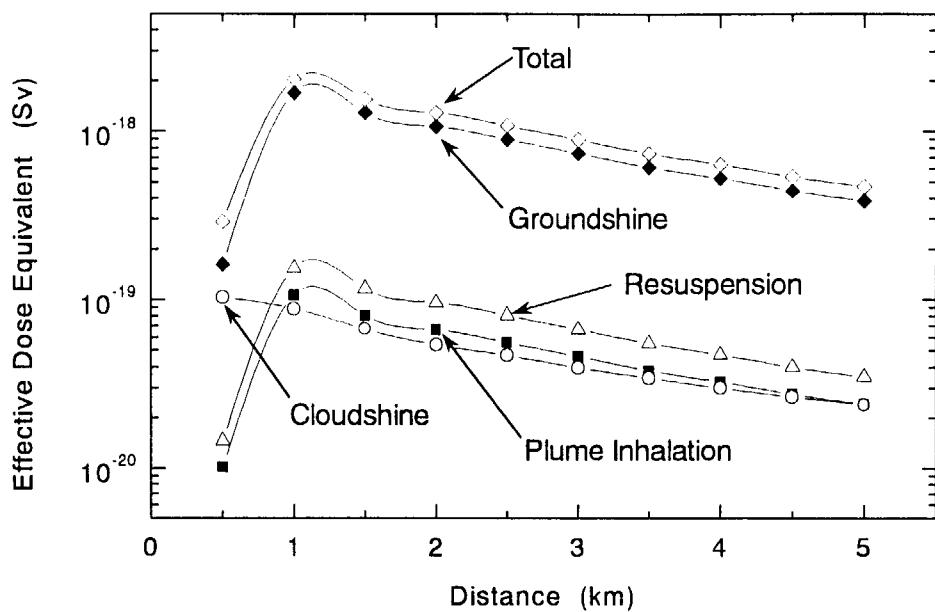


Fig. 3.2. 5 – 1 Effective dose equivalent for ^{187}W as a function of distance.

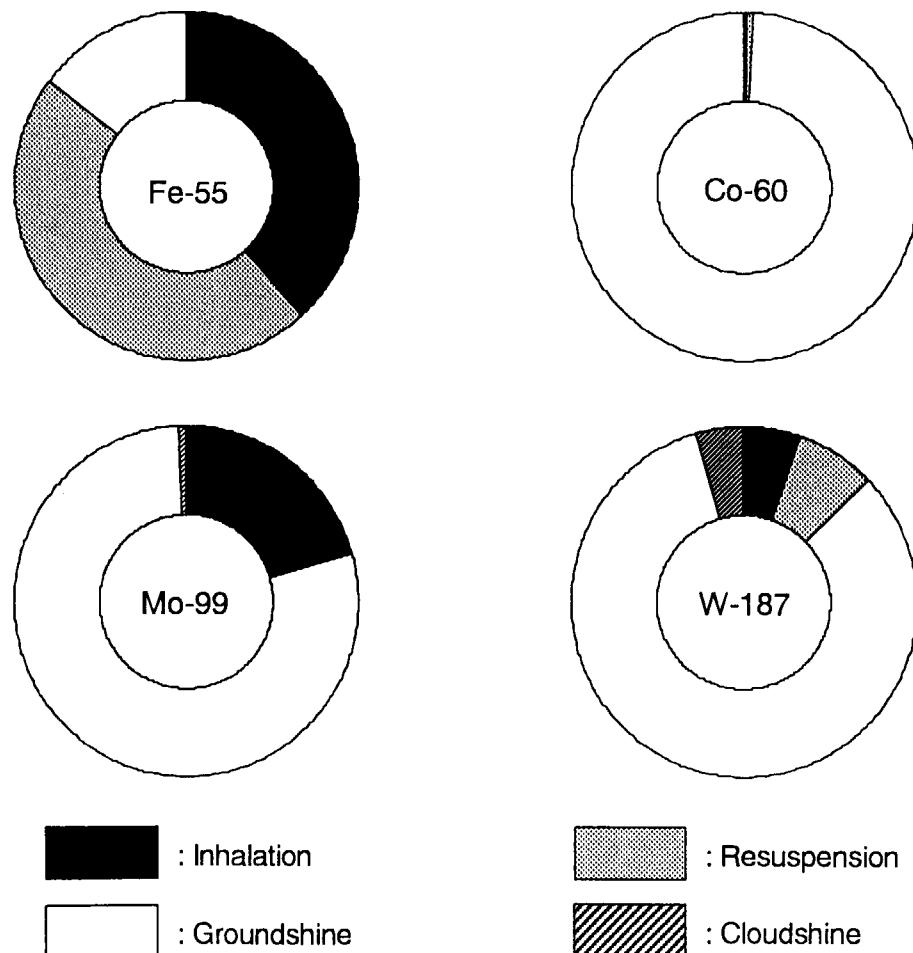


Fig. 3.2. 5 – 2 Contribution of exposure pathways to effective dose equivalent,

This is a blank page.

付 錄

Appendix

This is a blank page.

1. 外 部 投 稿

1.1 研究・技術論文・ノート

氏 名	標 題	誌 名
S. Yokoyama H. Noguchi M. Ichimasa ^{*1} Y. Ichimasa ^{*1} S. Fukutani ^{*2}	Deposition of heavy water on soil and reemission to the atmosphere * ¹ 茨城大学 * ² 京都大学	Fusion Engineering and Design, 42, 141-148(1998)
横山 須美 野口 宏 木内 伸幸 山本 英明 加藤 正平 友岡 仁 ^{*1} 江田 邦臣 ^{*1}	防護具用膜に対するトリチウム水蒸気透過パラメータの測定 * ¹ 興研株式会社	保健物理, 34(1), 57-66(1999)
野口 宏 横山 須美	事故時に放出されたトリチウムに対する公衆被ばく線量評価コードの開発	KURRI-KR-30, 204-209(1999)
木内 伸幸 加藤 正平	コンクリート等の落下に伴う発塵に関する実験	KURRI-KR-30, 12-19(1999)
S. Kinase	Evaluation of response of whole-body counter using the EGS4 code	J. Nucl. Sci. Technol., 35(12), 958-962(1998)
A. Endo J. Henshaw ^{*1} M. A. Mignanelli ^{*1}	Time-dependent chemical compositions of N-13 and O-15 induced in air by the operation of a high energy electron accelerator * ¹ AEA Technology	Health Physics, 74, 456-464 (1998)
F. Takahashi Y. Yamaguchi M. Iwasaki ^{*1} C. Miyazawa ^{*1}	Relationship between Dose in Teeth and Effective Dose for Photon Incidence * ¹ 奥羽大学	Proceeding of the 7th EGS4 User's Meeting in Japan, 81-85 (1998)
大石 哲也 吉田 真	放射性ガスのパルス注入によるガスマニタの校正法	RADIOISOTOPES, 48, 23-31(1999)
遠藤 章 原田 康典 ^{*1}	原研電子線形加速器施設における空気及び遮蔽体中の誘導放射能 * ¹ 粒子線工学研究室	KURRI-KR-30, 48-53(1999)

1.2 総説・調査報告・解説等

氏名	標題	誌名
本間 俊充* ¹ 野口 宏	核融合施設の放射線安全 4. 環境放出放射性物質による被曝評価 * ¹ 環境影響解析研究室	プラズマ核融合学会誌74, 707-715(1998)
山口 武憲	放射線管理用線量測定器の新しい動向 II 個人被ばく線量計 II-1 受動型線量計 (1)ガラス線量計	保健物理学会誌 33(2) (1998)
山口 恭弘	数学ファントムと放射線防護への応用	RADIOISOTOPES, 47, 844-854 (1998)
村上 博幸 百瀬 琢磨* ¹	実践 放射線計測応用技術 No.3 従事者被ばく管理 * ¹ 核燃料サイクル開発機構	原子力eye, 45, 61-65(1999)

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

氏名	標題	レポートNo.
H. Noguchi S. Yokoyama S. Fukutani* ¹ N. Kinouchi M. Murata H. Amano* ² M. Ando* ²	A database on tritium behavior in the chronic HT release experiment(1) Meteorological data and tritium concentrations in air and soil * ¹ 京都大学 * ² 環境化学研究室	JAERI-Data/Code 99-022
宮本 幸博 植田 久男* ¹ 原田 康典* ²	SPRING-8における高エネルギー加速器の放射線管理の現状と問題点 * ¹ 関西研究所管理部 * ² 中性子科学研究中心	JAERI-Tech 98-039
清水 滋 高橋 史明 澤畠 忠広* ¹ 當波 弘一* ¹ 菊池 寛* ¹ 村山 卓	放射線測定器の性能試験に用いるX線校正場の特性評価 * ¹ (財)放射線計測協会	JAERI-Tech 99-004

3. 所 内 資 料

氏名	標題	年月
近藤 吉男	トリチウムの線量計測、健康へのリスク及び環境における挙動(HEALTH PHYSICS VOL. 65, No. 6 の翻訳)	1998年7月
A. Endo Y. Yamaguchi	Comparison of Nuclear Decay Data Derived from Recent ENSDF with Those of ICRP Publication 38:Preliminary Results	1998年10月
清水 滋 丸山 達也* ¹ 高橋 史明 村山 卓 黒沢 浩二* ¹ 小畠 一 吉澤 道夫 吉原 泰明* ¹ 津田 修一	放射線標準施設棟校正設備の取扱いマニュアル * ¹ (財)放射線計測協会	1999年3月
川崎 克也 大井 義弘 大貫 孝哉* ¹ 大塚 義和* ¹ 望月 薫* ¹	放射能試料集中計測システムの概要と利用方法 * ¹ (財)放射線計測協会	1999年3月
秋山 勇 山根 健路* ¹ 梅原 隆 澤畠 啓	那珂研究所の放射線管理 * ¹ 大洗研究所管理部	1999年1月
松井 智明 野村 俊文 大畑 勉	放射線管理手引	1998年8月
東海研 保健物理部	放射線管理季報(平成9年度第4四半期) No.136	1998年6月
東海研 保健物理部	放射線管理季報(平成10年度第1四半期) No.137	1998年9月
東海研 保健物理部	放射線管理季報(平成10年度第2四半期) No.138	1998年12月
東海研 保健物理部	放射線管理季報(平成10年度第3四半期) No.139	1999年3月
那珂研 安全管理課	安全衛生管理状況報告書(平成9年度第4四半期)	1998年6月

氏名	標題	年月
那珂研 安全管理課	安全衛生管理状況報告書（平成10年度第1四半期）	1998年9月
那珂研 安全管理課	安全衛生管理状況報告書（平成10年度第2四半期）	1998年11月
那珂研 安全管理課	安全衛生管理状況報告書（平成10年度第3四半期）	1999年2月
高崎研 安全管理課	安全衛生管理状況報告書（平成9年度第4四半期）	1998年5月
高崎研 安全管理課	安全衛生管理状況報告書（平成10年度第1四半期）	1998年8月
高崎研 安全管理課	安全衛生管理状況報告書（平成10年度第2四半期）	1998年11月
高崎研 安全管理課	安全衛生管理状況報告書（平成10年度第3四半期）	1999年2月
大洗研 放射線管理課	放射線管理季報（平成9年度第4四半期） No.20-4	1998年6月
大洗研 放射線管理課	放射線管理季報（平成10年度第1四半期） No.21-1	1998年9月
大洗研 放射線管理課	放射線管理季報（平成10年度第2四半期） No.21-2	1998年12月
大洗研 放射線管理課	放射線管理季報（平成10年度第3四半期） No.21-3	1999年3月
むつ事 保安管理課	安全衛生管理状況報告書（平成9年度第4四半期）	1998年5月
むつ事 保安管理課	安全衛生管理状況報告書（平成10年度第1四半期）	1998年8月
むつ事 保安管理課	安全衛生管理状況報告書（平成10年度第2四半期）	1998年11月
むつ事 保安管理課	安全衛生管理状況報告書（平成10年度第3四半期）	1999年2月

4. 口頭発表及び講演

氏名	標題	学会名等
野口 宏 横山 須美	局所環境中における土壤-大気間トリチウム移行モデルの開発	第2回核融合エネルギー連合講演会 1998年6月 (東京)
重留 りか* ¹ 田中 光恵* ¹ 一政 満子* ¹ 野口 宏 天野 光* ² 一政 祐輔* ¹	重水の連續放出下における水圈への重水の移行及び線量評価 * ¹ 茨城大学 * ² 環境化学研究室	第2回核融合エネルギー連合講演会 1998年6月 (東京)
野口 宏 横山 須美	事故時に放出されたトリチウムに対する公衆被ばく線量評価コードの開発	京大炉専門研究会 1998年11月 (京大炉)
木内 伸幸 加藤 正平	コンクリート等の落下に伴う発塵に関する実験	京大炉専門研究会 1998年11月 (京大炉)
野口 宏 横山 須美	トリチウム公衆被ばく線量評価コード ACUTRIの開発と検証	トリチウム環境動態研究会 1999年1月 (核融合科学研)
水下 誠一	ICRP1990年勧告の国内法令取り入れに係わる検討状況	第20回日韓原子力産業セミナー 1998年10月 (東京)
佐藤 隆一 網代 和広 小林 誠 佐藤 信行 中村 清宣	再処理特別研究棟解体実地試験における放射線管理	日本保健物理学 会第33回研究発表会 1998年5月 (浜松)
佐藤 隆一 中村 清宣 岡根 章五* ¹ 宮島 和俊* ¹ 三森 武男* ¹	グローブボックス解体における表面密度と空気中濃度の推移 * ¹ 核燃料施設解体技術室	京大炉専門研究会 1998年11月 (京大炉)
富居 博行	原子炉解体で発生する放射性エアロゾルの挙動	京大炉専門研究会 1998年11月 (京大炉)

氏名	標題	学会名等
木名瀬 栄 河合 勝雄 岡田 寿光 半谷 英樹 白石 明美 大井 義弘 水下 誠一	精密型全身カウンタによる内部被ばくモニタリング経験Ⅱ	日本保健物理学 会第33回研究発 表会 1998年5月 (浜松)
木名瀬 栄	肺モニタのバックグラウンドについて	日本保健物理学 会第33回研究発 表会 1998年5月 (浜松)
木名瀬 栄	EGS4による全身カウンタの検出効率の検討	第35回理工学に おける同位元素 研究発表会 1998年7月 (東京)
桑原 潤 清水 勇	液体シンチレーションカウンタを用いた尿中 α ／ β 放射能測定	第35回理工学に おける同位元素 研究発表会 1998年7月 (東京)
木名瀬 栄 吉澤 道夫	EGS4による全身カウンタの多重コンプトン事象解析	日本原子力学会 秋の大会 1998年9月 (福井)
遠藤 章 山口 恭弘 田村 務 ^{*1}	内部被ばく線量係数の計算に用いる放射線データの再評価 (I) * ¹ (財)高度情報科学技術研究機構	日本保健物理学 会第33回研究発 表会 1998年5月 (浜松)
遠藤 章 山口 恭弘 高田 弘 ^{*1}	核破碎ターゲット中の誘導放射性核種に対する生成量解析及 び線量係数の計算 * ¹ 核破碎中性子工学研究室	日本保健物理学 会第33回研究発 表会 1998年5月 (浜松)
山口 恭弘 高橋 史明 岩崎 みどり ^{*1} 宮沢 忠蔵 ^{*1}	光子入射における歯の線量と実効線量の関係 * ¹ 奥羽大学	第7回EGS4研究 会 1998年8月 (つくば)

氏名	標題	学会名等
山口 恭弘	モンテカルロ法を用いた被ばく線量計算	モンテカルロシミュレーション研究会 1998年9月 (東京)
沖 雄一 ^{*1} 神田 征夫 ^{*1} 近藤 健次郎 ^{*1} 遠藤 章 大石 哲也	高エネルギー陽子加速器のトンネル内で生成する放射性エアロゾル *1高エネルギー加速器研究機構	第42回放射化学討論会 1998年9月 (仙台)
沖 雄一 ^{*1} 遠藤 章 神田 征夫 ^{*1} 大石 哲也 近藤 健次郎 ^{*1}	高エネルギー陽子加速器のトンネル内で生成するC-11ガスの化学形 *1高エネルギー加速器研究機構	第42回放射化学討論会 1998年9月 (仙台)
遠藤 章	原研電子線形加速器施設における空気及び遮蔽体中の誘導放射能	京大炉専門研究会 1998年11月 (京大炉)
大石 哲也 吉田 真	放射性ガスモニタのパルス注入校正と閉ループ校正との比較	日本原子力学会 春の年会 1999年3月 (広島)
遠藤 章 山口 恭弘 田村 務 ^{*1}	ICRP Publ. 38に収録されていない核種の放射線データの整備 *1(財)高度情報科学技術研究機構	日本原子力学会 春の年会 1999年3月 (広島)
吉澤 道夫	ICRP 1990年勧告国内法令への取入れに関する最新の審議状況	平成10年度放射線安全管理講習会 1998年11月 (札幌) 1998年12月 (東京)
吉澤 道夫	内部被ばく及び外部被ばくの評価法に係る技術的指針について	平成10年度放射線安全管理講習会 1999年1月 (東京)

5. 特許申請及び登録

今年度出願なし

6. 受託調査・研究

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

7. 講師招へい（講演）

講 演 者	機 関 名	題 目	講演年月日	招へい課室
北野 匡四郎	日本原子力研究所 東海研究所	放射線安全に係る規制の動向	1998年3月 12日	高崎研 安全管理課

8. 所外研修コースへの協力

コ 一 ス 名	講 師 人 数	コ 一 ス 名	講 師 人 数
運輸省運輸政策局 放射性物質安全輸送講習会	2	(財)放射線計測協会 原子力教養講座 放射線管理・入門講座 放射線管理・計測講座 放射線業務従事者教育訓練 消防職員原子力防災研修会	3 13 10 10 3
静岡県 原子力防災講座、緊急時モニタリング要員研修会	3	(財)原子力安全技術センター 原子力防災実務者講座 緊急時モニタリング初級講座 緊急時モニタリング講座 SPEEDIネットワークシステム講座 原子力防災職種別講座 放射線安全管理講習会 第2種放射線取扱主任者指定講習 再処理施設等防災講座	2 4 9 1 3 2 2 1
新潟県 原子力防災訓練	1	放射線障害防止中央協議会 放射線安全講演会	1
島根県 原子力防災訓練	2	日本保健物理学会 シンポジウム講師	1
愛媛県 原子力防災訓練	1		
佐賀県 原子力防災訓練	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)
国際原子力総合技術センター 〔東京研修センター〕 基礎課程(第258回～第261回)	講　義	12単位	8人
専門課程 放射線管理コース(第243回)	講　義 実　習	5単位 4単位	5人 1人
" ラジオアイソトープコース (第242回)	講　義	2単位	1人
" 放射線高分子プロセスコース (第241回)	講　義	1単位	1人
第1種放射線取扱主任者講習	講　義	13単位	6人
第1種作業環境測定士講習	実　習	1時間20分	1人
〔東海研修センター〕 一般課程(B)(第55回)	講　義	10単位	4人
保健物理・放射線防護課程(第30回)	講　義 実　験	29単位 111単位	21人 14人
" (第31回)	講　義 実　験	29単位 81単位	21人 14人
放射性廃棄物管理講座(第20回)	講　義	1単位	1人
原子力防災対策講座(第35回・第36回)	講　義 実　験	4単位 12単位	4人 4人
原子力防災入門講座(第214回～227回)	講　義	157.5単位	27人
原子力入門講座(第25回)	講　義	4単位	4人

編集後記

内容はおろか書式にいたるまで実に細かく査読を終え、「ふうーっ」と一息入れているところである。

ほとんど修正なしの方もいればかなり赤ペンで書き込まれた方もいて様々であったが、編集委員がきっちり査読した。

話は変わるが、1999年度より保健物理部に4つの研究室が新たに設置され研究部門が管理部門と並ぶ大きな柱になったことを受け、本誌がこのような形式で発行されるのはどうやら今回が最後となりそうである。次回からはどのような形式をとるべきか、これから活発な議論が交わされることだろう。これを機に、より充実した内容となることを期待している。

(桑原 記)

編集委員

委員長	北野匡四郎（東海研究所、保健物理部次長）
副委員長	宮本 幸博（　　〃　　，施設放射線管理第1課）
幹事	桑原 潤（　　〃　　，内部被ばく防護研究室）
委員	川崎 克也（　　〃　　，環境放射線管理課）
	沢畠 勝紀（　　〃　　，施設放射線管理第2課）
	遠藤 章（　　〃　　，外部被ばく防護研究室）
	梅原 隆（那珂研究所、安全管理課）
	酒井 俊也（高崎研究所、安全管理課）
	仲澤 隆（大洗研究所、放射線管理課）
	植田 久男（関西研究所、安全管理課）
	小古瀬 均（むつ事業所、保安管理課）
事務局	鈴木 正隆（東海研究所、保健物理業務課）
	木村 俊雄（　　〃　　，　　〃　　）
	石井 義規（　　〃　　，　　〃　　）

This is a blank page.

国際単位系(SI)と換算表

表1 SI基本単位および補助単位

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

表3 固有の名称をもつSI組立単位

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

表2 SIと併用される単位

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

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

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

表4 SIと共に暫定的に維持される単位

名称	記号
オングストローム	Å
バーン	b
バール	bar
ガル	Gal
キュリー	Ci
レンントゲン	R
ラド	rad
レム	rem

$$1 \text{ Å} = 0.1 \text{ nm} = 10^{-10} \text{ m}$$

$$1 \text{ b} = 100 \text{ fm}^2 = 10^{-28} \text{ m}^2$$

$$1 \text{ bar} = 0.1 \text{ MPa} = 10^5 \text{ Pa}$$

$$1 \text{ Gal} = 1 \text{ cm/s}^2 = 10^{-2} \text{ m/s}^2$$

$$1 \text{ Ci} = 3.7 \times 10^{10} \text{ Bq}$$

$$1 \text{ R} = 2.58 \times 10^{-4} \text{ C/kg}$$

$$1 \text{ rad} = 1 \text{ cGy} = 10^{-2} \text{ Gy}$$

$$1 \text{ rem} = 1 \text{ cSv} = 10^{-2} \text{ Sv}$$

表5 SI接頭語

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

(注)

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

換算表

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

$$\text{粘度 } 1 \text{ Pa}\cdot\text{s} = 10 \text{ P(ボアズ)} (\text{g}/(\text{cm}\cdot\text{s}))$$

$$\text{動粘度 } 1 \text{ m}^2/\text{s} = 10^4 \text{ St(ストークス)} (\text{cm}^2/\text{s})$$

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

エネルギー・仕事・熱量	J(=10 ⁷ erg)	kgf·m	kW·h	cal(計量法)	Btu	ft · lbf	eV
	1	0.101972	2.77778 × 10 ⁻⁷	0.238889	9.47813 × 10 ⁻⁴	0.737562	6.24150 × 10 ¹⁸
	9.80665	1	2.72407 × 10 ⁻⁶	2.34270	9.29487 × 10 ⁻³	7.23301	6.12082 × 10 ¹⁹
	3.6 × 10 ⁶	3.67098 × 10 ⁵	1	8.59999 × 10 ⁵	3412.13	2.65522 × 10 ⁶	2.24694 × 10 ²⁵
	4.18605	0.426858	1.16279 × 10 ⁻⁶	1	3.96759 × 10 ⁻³	3.08747	2.61272 × 10 ¹⁹
	1055.06	107.586	2.93072 × 10 ⁻⁴	252.042	1	778.172	6.58515 × 10 ²¹
	1.35582	0.138255	3.76616 × 10 ⁻⁷	0.323890	1.28506 × 10 ⁻³	1	8.46233 × 10 ¹⁸
	1.60218 × 10 ⁻¹⁹	1.63377 × 10 ⁻²⁰	4.45050 × 10 ⁻²⁶	3.82743 × 10 ⁻²⁰	1.51857 × 10 ⁻²²	1.18171 × 10 ⁻¹⁹	1

1 cal = 4.18605 J(計量法)
= 4.184 J(熱化学)
= 4.1855 J(15 °C)
= 4.1868 J(国際蒸気表)
仕事率 1 PS(仏馬力)
= 75 kgf·m/s
= 735.499 W

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

照射線量	C/kg	R	線量当量	Sv	rem
	1	3876		1	100
	2.58 × 10 ⁻⁴	1		0.01	1

(86年12月26日現在)

保健物理 — 管理と研究 — No.41 (1998年度)