JAERI-Review
2001-041

JP0250075

保健物理ー研究と管理ーNo.43
(2000年度)

2001年12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
大洗研究所保安管理室放射線管理課
関西研究所管理部安全管理課
むつ事業所管理部保安管理課

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

本レポートは，日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。
入手の問合わせは，日本原子力研究所研究情報部研究情報課（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村）あて，お申し越しください。なお，このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布をおこなっております。

This report is issued irregularly.
Inquiries about availability of the reports should be addressed to Research Information Division, Department of Intellectual Resources, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibarakiken 319-1195, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 2002
編集兼発行　日本原子力研究所

保健物理—研究と管理—No.43
（2000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
大洗研究所保安管理室放射線管理課※
関西研究所管理部安全管理課
むつ事業所管理部保安管理課

（2001年10月26日受理）

本報告書は，日本原子力研究所における放射線防護に係わる2000年度の活動をまとめたものであり，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環境モニタリング，施設及び作業者の放射線管理，個人線量管理及び放射線管理用機器の管理に関する業務の概要と，関連する技術開発の概要を記載するとともに，東海研究所保健物理部の４つの研究室，放射線リスク，内部被ばく防護，外部被ばく防護，線量計測技術開発の研究活動の概要を記載している。

放射線業務従事者等の個人被ばく管理においては，定められた線量等量限度を超える被ばくはなかった。また，各施設から放出される気体及び液体廃棄物に関して，その濃度及び量は保安規定などに定められた放出管理基準以下であった。

2000年５月に広島で開催された国際放射線防護学会（IRPA）国際会議で，研究の発表や組織委員会，実行委員会等の支援・協力を行った。埼玉県などで大量に保管されていたモナザイト鉱石の措置に関して，埼玉県熊谷市や長野市において，空間線量，表面密度，空気中濃度等の測定・評価や対処方策等の協力を行った。内部被ばく及び外部被ばく防護研究の成果が放射線障害防止法令の改正に活用された。

東海研究所：〒319−1195　茨城県那珂郡東海村白方白根２−４
※ 2001年４月１日，組織改正（旧管理部放射線管理課）

Annual Report of the Activities of Health Physics in JAERI in 2000
(April 1, 2000 ～ March 31 2001)

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

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

(Received October 26, 2001)

This annual report summarizes the activities in fiscal year 2000 concerned with radiation protection which cover environmental monitoring of the facilities, radiation protection of workplace and workers, individual monitoring, maintenance of monitoring instruments, and their technical development, carried out at the establishments of Tokai, Naka, Takasaki, Oarai, Kansai and Mutsu of JAERI. The report also covers the research activities of 4 research laboratories, i.e., Radiation Risk Analysis, Internal Dosimetry, External Dosimetry and Calibration Standards and Measurement, in Department of Health Physics in Tokai Research Establishment.

There are no occupational exposure and effluent release recorded exceeding the prescribed limits for effective dose equivalent and radioactive concentrations for gaseous release and liquid waste.

10th International Conference of the International Radiation Protection Association (IRPA) was held in May in 2000, and lots of cooperative activities for supporting the conference, such as presentations, attending the organizing or executive committees, etc. were made. Cooperative works concerning measurement of radiation dose and air concentration of large amount of monazite found in Saitama and Nagano prefectures were carried out and also for advice for the measures.

The data such as radioactive air concentration or shielding factors obtained by the research and development for internal dosimetry and external dosimetry was adopted in the prescriptions of the regulations concerning prevention from radiation hazard in Japan.

Keywords: Health Physics, Radiation Protection, Environmental Monitoring, Individual Monitoring, Monitoring Instruments, Radiation Risk, Internal Dosimetry, External Dosimetry, Calibration, Occupational Exposure, Radioactive Concentrations, Annual Report

目　次

1. 保健物理研究 ・・・

1.4.7 地中線量率測定による ^{137}Cs 地中放射能量の推定法 ・・・・・・・・・・・・・・・・ 65
1.4.8 簡易放射線測定器の概念設計 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 67

2. 東海研究所の放射線管理 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 71
2.1 管理の総括業務 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 72
2.1.1 管理区域 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 72
2.1.2 排気及び排水の管理データ ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 73
2.1.3 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 ・・・・・・・・・・ 80
2.1.4 事故等による放射能汚染及び被ばく ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 80
2.1.5 放射性同位元素の保有状況 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 81
2.2 環境放射線（能）の管理 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 82
2.2.1 環境放射線のモニタリング ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 82
2.2.2 環境試料のモニタリング ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 89
2.2.3 排気・排水及び環境試料の化学分析 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 92
2.2.4 放射線管理試料の計測 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 94
2.3 施設の放射線管理 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 96
2.3.1 第３研究棟の管理区域解除 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 97
2.3.2 群分離試験設備解体撤去作業に伴う放射線管理 ・・・・・・・・・・・・・・・・・ 101
2.3.3 トリチウムプロセス研究棟における呼気水中トリチウム濃度測定についての検討 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・

2.6.7 迷路型遮へい室を備えた全身カウンタの整備 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 130
2.6.8 放射線標準施設の増設に伴う校正設備の整備 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 132
2.6.9 ポリエチレン及び鉄粉混合材の遮へい効果 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 136
2.6.10 法令改正に伴うFRSにおける校正場線量換算係数の変更 ・・・・・・・・・・・・・・ 139

3. 那珂研究所の放射線管理 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 142
3.1 環境放射線（能）の管理 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 142
3.2 施設の放射線管理 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 143
3.3 個人線量の管理 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 145
3.4 放射線計測器の管理 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 146
3.5 放射性同位元素の保有状況 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 147

4. 高崎研究所の放射線管理 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 148
4.1 環境放射線（能）の管理 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 148
4.2 施設の放射線管理 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 150
4.3 個人線量の管理 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 152
4.4 放射線計測器の管理 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 153
4.5 放射性同位元素等の保有状況 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 153

5. 大洗研究所の放射線管理 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 156
5.1 管理の総括業務 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 156
5.1.1 管理区域 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 157
5.1.2 排気及び排水の管理データ ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 159
5.1.3 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 ・・・・・・・・・・ 163
5.1.4 事故等による放射能汚染及び被ばく ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 164
5.1.5 放射性同位元素の保有状況 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 164
5.2 環境放射線（能）の管理 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 165
5.2.1 環境放射線のモニタリング ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 165
5.2.2 環境試料のモニタリング ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 168
5.3 施設の放射線管理 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 172
5.3.1 HTTR出力上昇試験における放射線管理(Ⅰ) ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 172
5.4 個人線量の管理 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 175
5.4.1 外部被ばく線量当量の管理 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 175
5.4.2 内部被ばく線量当量の管理 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 176
5.5 放射線計測器の管理 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 177
5.5.1 サーベイメータ等の管理 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 177

5.5.2 放射線モニタ等の管理 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 177
5.5.3 放射線管理試料の計測 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 178

6. 関西研究所の放射線管理 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 179
6.1 環境放射線の管理 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 180
6.2 木津地区の放射線管理 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 181
6.3 個人線量の管理 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 184
6.4 放射線計測器の管理 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 185
6.5 放射性同位元素の保有状況 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 186

7. むつ事業所の放射線管理 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 187
7.1 環境放射線（能）の管理 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 187
7.2 施設の放射線管理 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 192
7.3 個人線量の管理 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 195
7.4 放射線計測器の管理 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 196
7.5 放射性同位元素等の保有状況 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 197

付 録
1. 外部投稿 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 201
2. JAERI−(Research, Data/Code, Tech, Review, Conf)レポート ・・・・・・・・・・・・・・ 208
3. 所内資料 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 208
4. 口頭発表及び講演 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 210
5. 特許申請及び登録 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 218
6. 受託調査・研究 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 218
7. 講師招へい（講演） ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 218
8. 所外研修コースへの協力 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 219
9. 所内研修コースへの協力 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 220

Contents

1. Research on Health Physics 7
1.1 Research on Radiation Risk 8
1.1.1 Monte Carlo Simulation of Induction Process of DNA Damage by Radiation 9
1.1.2 Computational Study of Recognition of DNA Damage and its Repair -Thymine Glycol and its Repair Enzyme Endonuclease III 11
1.1.3 On the Mathematical Model of Carcinogenesis at Low Radiation Doses 13
1.1.4 Comparison between the Data on Japan and USA in Radiation Risks Assessment 16
1.1.5 Process of Forming the Image of Nuclear Facilities' Accident 18
1.1.6 Development of a Generic Health Risk Index for Various Environmental Risks: Preliminary Study on Chemical Risk 19
1.1.7 Development of the Database for Radiation Exposure and Safety Assessment for Low Dose Irradiation 20
1.2 Research on Internal Dosimetry 22
1.2.1 Compilation of Nuclear Decay Data for Spallation Nuclides - Decay Data for Nuclides with Half-lives Less than 10 min. 23
1.2.2 Study of Particle Size Distribution of Radioactive Aerosols Formed in High-energy Neutron Field 25
1.2.3 Development of Voxel Phantom for Internal Dosimetry using CT Images of Japanese 27
1.2.4 Analysis of Dose to the Public due to Tritium Released during Normal Operation 29
1.2.5 Uncertainties in Estimated Body Burdens of ^{137}Cs by Whole-body Counting 31
1.2.6 Development of Rapid Analytical Method for Plutonium in Urine 33
1.3 Research on External Dosimetry 35
1.3.1 Compilation of New Nuclear Decay Data Files for Dosimetry Calculation . . . 36
1.3.2 Shielding Calculational Factors of Radioisotope Source for Effective Dose Evaluations 38
1.3.3 Conversion Coefficients for High Energy Radiation 40
1.3.4 Synthesis of Soft Tissue Material for Neutrons 42
1.3.5 Improvement of Response Function Calculation Code of Organic Scintillator 44

1.3.6 Measurement of Neutron Dose using Organic Liquid Scintillator · · · · · · · 46
1.3.7 Relations between Tooth Enamel Dose and Organ Doses · · · · · · · · · · · 48
1.3.8 Analysis of Dose Distributions for the Heavily Exposed Patients in the Criticality Accident at Tokai-mura · 50
1.4 Development of Calibration Standards and Measurement · · · · · · · · · · · · 52
1.4.1 Measurement of Energy Spectra of Moderated Neutron Calibration Fields at FRS · 53
1.4.2 Energy Response of Neutron Rem Counter · · · · · · · · · · · · · · · · · 55
1.4.3 Development of a Moderated Neutron Detector for Establishment of Reference Neutron Field · 57
1.4.4 Uniformity of Plane Sources for the Calibration of Surface Contamination Monitors · 59
1.4.5 Development of Gamma-ray Spectrometry Unit for Low-level Radioactive Wastes · 61
1.4.6 Indoor Background Simulation for Gamma Detection System · · · · · · · · · 63
1.4.7 Evaluation Method of the ^{137}Cs Activity by Measuring the Dose Rate Profile in the Ground · 65
1.4.8 Conceptional Design of Cheap and Facile Radiation Measuring Instrument · 67

2. Radiation Control in Tokai Research Establishment · · · · · · · · · · · · · · · 71
2.1 General · 72
2.1.1 Controlled Areas · 72
2.1.2 Release of Radioactive Gaseous and Liquid Wastes · · · · · · · · · · · · · 73
2.1.3 Effective Dose Equivalent due to Radioactive Noble Gases and Liquid Effluents in Environment · 80
2.1.4 Radiological Incidents · 80
2.1.5 Inventory of Radioisotopes · 81
2.2 Environmental Monitoring · 82
2.2.1 Monitoring for Environmental Radiation · · · · · · · · · · · · · · · · · · 82
2.2.2 Monitoring for Environmental Samples · · · · · · · · · · · · · · · · · · · 89
2.2.3 Chemical Analysis for Released Radioactive Materials and Environmental Samples · 92
2.2.4 Measurement of Radioactivity in Samples · · · · · · · · · · · · · · · · · 94
2.3 Radiation Monitoring In Facilities · 96
2.3.1 Work on Release of Controlled Area in Laboratory Building No.3 · · · · · · · 97

2.3.2 Radiation Monitoring for Dismantling of Radioactive Waste Partition Testing Facility 101
2.3.3 Study of Expiratory Air Tritium Concentration Monitoring in Tritium Process Laboratory 102
2.3.4 Radiation Monitoring on Renewing Firebricks of Incinerator in Waste Treatment Facility No.1 105
2.4 Individual Monitoring 107
2.4.1 Monitoring for External Exposure 107
2.4.2 Monitoring for Internal Exposure 110
2.4.3 Registration of Personnel Exposure 111
2.5 Maintenance of Monitors and Survey Meters 113
2.5.1 Maintenance of Survey Meters 113
2.5.2 Maintenance of Monitors 114
2.5.3 Maintenance Of Calibration Equipment 115
2.6 Technical Development 117
2.6.1 Renewal of Environmental Radiation Monitoring Posts 119
2.6.2 Revision and Unification of Exposure Dose Evaluation Codes 121
2.6.3 Empirical Study on Decontamination for the Skin by Various Decontaminators 122
2.6.4 Characteristics of OSL Dosimeters 124
2.6.5 Fluctuation of Fallout ^{137}Cs in Humanbody 126
2.6.6 Investigation Levels for Internal Exposure Monitoring to Correspond Amended Radiation Protection Regulations 128
2.6.7 Development of Whole -body Counter with Iron Shielding Room on the Maze Type 130
2.6.8 Equipment of Standard Calibration Fields in the Facility of Radiation Standard 132
2.6.9 Shielding Effect of Mixed Material with Polyethylene and Iron Filings 136
2.6.10 Modification of Dose Conversion Coefficients for Use in Clibration at FRS to Correspond Amended Radiation Protection Regulations 139

3. Radiation Control in Naka Fusion Research Establishment 142
3.1 Environmental Monitoring 142
3.2 Radiation Monitoring in Facilities 143
3.3 Individual Monitoring 145
3.4 Maintenance of Monitors and Survey Meters 146

3.5 Inventory of Radioisotopes 147

4. Radiation Control in Takasaki Radiation Chemistry Research Establishment 148
4.1 Environmental Monitoring 148
4.2 Radiation Monitoring in Facilities 150
4.3 Individual Monitoring 152
4.4 Maintenance of Monitors and Survey Meters 153
4.5 Inventory of Radioisotopes 153

5. Radiation Control in Oarai Research Establishment 156
5.1 General 156
5.1.1 Controlled Areas 157
5.1.2 Releases of Radioactive Gaseous and Liquid Wastes 159
5.1.3 Effective Dose Equivalent due to Radioactive Noble Gases and Liquid Effluents in Environment 163
5.1.4 Radiological Incidents 164
5.1.5 Inventory of Radioisotopes 164
5.2 Environmental Monitoring 165
5.2.1 Monitoring for Environmental Radiation 165
5.2.2 Monitoring for Environmental Samples 168
5.3 Radiation Monitoring in Facilities 172
5.3.1 Radiation Monitoring (I) for the HTTR Rise-to-power Test 172
5.4 Individual Monitoring 175
5.4.1 Monitoring for External Exposure 175
5.4.2 Monitoring for Internal Exposure 176
5.5 Maintenance of Monitors and Survey Meters 177
5.5.1 Maintenance of Survey Meters 177
5.5.2 Maintenance of Monitors 177
5.5.3 Measurement of Radioactivity in Samples 178

6. Radiation Control in Kansai Research Establishment 179
6.1 Environmental Monitoring 180
6.2 Radiation Monitoring in Facilities on the Kizu Site 181
6.3 Individual Monitoring 184
6.4 Maintenance of Monitors and Survey Meters 185
6.5 Inventory of Radioisotopes 186

7. Radiation Control in Mutsu Establishment 187
7.1 Environmental Monitoring 187
7.2 Radiation Monitoring in Facilities 192
7.3 Individual Monitoring 195
7.4 Maintenance of Monitors and Survey Meters 196
7.5 Inventory of Radioisotopes 197

Appendix
1. Journal Papers 201
2. Papers Published as JAERI-(Research, Data/Code, Tech, Review, Conf) Report . . . 208
3. Papers Published as Internal Report 208
4. Oral Presentations 210
5. Patents 218
6. Entrusted Works 218
7. Lectures by Outside Persons 218
8. Training Courses for Outside Organizations 219
9. Training Courses in JAERI 220

This is a blank page.

ま え が き

東海研究所保健物理部及び支分事業所関連部組織における保健物理部門の業務は，保健物理研究開発と放射線管理業務からなっている。保健物理研究開発では，合理的な放射線防護体系の構築に積極的に貢献することを目標に，解決が特に希求されている保健物理研究課題，放射線リスク研究，内部被ばく防護に関する研究，外部被ばく防護に関する研究及び線量計測技術開発に重点的に取り組んでいる。2000 度は，1995 年度から 1999 年度の各事業所の業務，研究開発について研究評価（事後評価）を受け，日本における保健物理の中心的存在として，業務を行いながら社会のニーズに的確に対応して進めた新しい課題への展開，政策への反映等の努力が高く認められている。なお，1999 年度には 2000 年度から 2004 年度の研究計画について研究評価委員会の研究評価を受け，各事業所の業務及び研究開発の内容，必要性と重要性について高い評価を受けている。

2000 年度における保健物理研究開発では，放射線影響の分子科学的解明を目的として DNA 損傷に関するシミュレーション研究及び修復過程に関する分子動力学的解明を進めた。また，特別会計委託事業の低線量放射線安全評価情報整備でデータベースの CD-ROM を完結した。被ばく防護研究では，尿中プルトニウムの迅速分析法を開発するとともに，内部被ばく線量評価用日本人ボクセルファントムの開発を開始した。また，高エネルギー陽子の核破砕反応による生成核種の崩壊データを整備するとともに，被ばく線量計算用崩壊データファイルを再評価し整備した。新法令対応の遮へい計算定数を整備するとともに，1 MeV から 100GeV の電子に対する実効線量換算係数を計算した。さらに，広いエネルギー領域をカバーする高性能中性子モニタの開発を進めた。連続スペクトル中性子校正場の基準移行に必要な中性子測定器の開発を開始するとともに，放射性廃棄物クリアランス確認測定に使用できる核種同定型γ線検出ユニットの試作，特性評価を行った。

放射線管理業務では，放射線業務従事者及び施設周辺住民の放射線安全を確保することにより，原研の研究開発の推進に寄与することを目的としており，東海研究所及び各支分事業所における原子炉施設，核燃料物質使用施設等の施設周辺環境のモニタリング，施設及び放射線業務従事者の放射線管理，個人被ばく線量の管理及び放射線測定器の維持管理等の業務を 1999 年度に引き続き確実にかつ滞りなく実施し，原子力に関する研究開発の円滑な推進を支援した。また，放射線測定機器，モニタ集中監視装置等の更新整備を年次計画に基づいて実施し，放射線管理の効率化と機能の充実を図った。さらに，放射線管理業務に関連する技術開発を進めるとともに，業務の合理化，効率化を行い，管理対象施設の多様化，老朽化等に適切に対処するとともに，放射線管理技術者の育成を図った。

埼玉県などで大量に保管されていたモナザイト鉱石の措置に関して，埼玉県熊谷市や長野市において，空間線量，表面密度，空気中濃度等の測定・評価や対処方策等の協力を行った。

（松鶴　秀夫）

東海研究所保健物理部　　2001年3月31日現在

山　本　克　宗（111）　　（　）内職員数

- 保健物理業務課
  鈴　木　正　隆（5）
- 環境放射線管理課
  山　口　武　憲（13）
  - 管理総括係
  - 環境監視第1係
  - 環境監視第2係
  - 試料分析係
- 施設放射線管理第1課
  藪　田　　肇（23）
  - 研究室管理係
  - 加速器管理係
  - ホットラボ管理係
  - 研究炉管理第1係
  - 研究炉管理第2係
  - RI製造施設管理係
- 施設放射線管理第2課
  山　本　英　明（20）
  - 再処理施設管理係
  - 廃棄物処理施設管理係
  - 燃料試験施設管理係
  - NUCEF管理係
- 線量管理課
  村　上　博　幸（16）
  - 外部線量測定・登録係
  - 内部線量測定係
  - 校正設備管理係
  - 計測器管理係
- 放射線リスク研究室
  加　藤　正　平（10）
- 内部被ばく防護研究室
  野　口　　宏（4）
- 外部被ばく防護研究室
  山　口　恭　弘（6）
- 線量計測技術開発室
  吉　田　　真（8）

那珂研究所管理部

日　埜　衆　司

安　全　管　理　課 ── 保安管理係 / 放射線管理第１係 / 放射線管理第２係

松　下　紘　三（7）

高崎研究所管理部

山　家　里　美

安　全　管　理　課 ── 保安管理係 / 放射線管理第１係 / 放射線管理第２係

泉　　幸　男（6）

大洗研究所管理部

富　田　祐　介

放　射　線　管　理　課 ── 個人線量係 / 環境監視係 / 廃棄物処理施設係 / JMTR 係 / ホットラボ係 / HTTR 係

佐　藤　信　行（22）

関西研究所管理部

小　牧　　哲

安　全　管　理　課

松　井　智　明（4）

むつ事業所管理部

山　田　昌　夫

保　安　管　理　課 ── 保安管理係 / 放射線管理係 / 環境監視係

田　村　勝　裕（6）

as of March 31, 2001

( ) : Number of Personnel

Department of Health Physics,
Tokai research Establishment (111)

- Health Physics Administration Division (5)
- Environment Radiation Control Division (13)
- Facility Radiation Control Division I (23)
- Facility Radiation Control Division II (20)
- Dosimetry Management Division (16)
- Radiation Risk Analysis Laboratory (10)
- Internal Dosimetry Laboratory (4)
- External Dosimetry Laboratory (6)
- Calibration Standards and Measurement Division (8)

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
Safety Division (4)

Department of Administrative Services,
Mutsu Establishment
Operation Safety Administration Division (6)

研　　究

Research

This is a blank page.

1. 保健物理研究

保健物理部では，放射線リスクに関する研究，内部被ばく防護に関する研究，外部被ばく防護に関する研究及び放射線計測の技術開発を実施した。

放射線リスクに関する研究では，放射線影響の分子科学的解明を目的として，放射線によるDNA損傷過程に関するシミュレーション研究，損傷DNAの修復過程に関する分子動力学的解明を進めた。精度のよいメカニズムベースの低線量放射線リスク評価手法の開発を目的として，低線量放射線による発がん数理モデルの開発と，放射線リスク評価の不確かさに関する統計的解析を行った。さらに，放射線と他のリスク源との共通リスク指標の開発を進めた。特別会計委託事業として低線量放射線リスクの安全性に関する理解促進のためデータ整備を行った。

内部被ばく防護の研究では，高エネルギー陽子の核破砕反応生成核種の崩壊データを整備した。核破砕核種の粒径や化学形などの性状や生成機構を明らかにするための実験を行った。信頼性の高い内部被ばく線量評価用比吸収割合の算定に用いるため，日本人の男性の画像を用いたボクセルファントムの開発を開始した。国際熱核融合実験炉（ITER）等核融合実験炉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平常運転時の公衆被ばく線量を解析した。全身カウンタの測定精度向上を図るため原研の全身カウンタによる人体内 ^{137}Cs 負荷量評価の不確かさ因子を調べた。尿中プルトニウムのバイオアッセイの迅速化を図る分析法を開発した。

外部被ばく防護に関する研究では，1997年版評価済核構造データファイルに基づき線量計算用崩壊データファイルを整備した。ICRP 1990年勧告を取り入れた放射線防護関連の新法令の施行に関し遮へい計算定数を整備した。1 MeVから100GeVの電子に対する実効線量換算係数を計算した。100GeVまでの中性子，陽子等に対する線量換算係数を計算するために輸送計算コードの高エネルギー核反応モデルを改良した。中性子線量評価のための中性子用人体形状ファントムの開発に着手した。広いエネルギー分布を持つ中性子のモニタリング用有機液体シンチレータを基本検出器とした高性能中性子モニタの開発を進めた。歯エナメル質を用いたESR線量計測法に関し，歯エナメル質の線量と各臓器・組織の線量や実効線量との関係を明らかにした。JCO臨界事故に関して計算シミュレーション手法による現場作業者の詳細被ばく解析を行った。

線量計測技術の開発においては，法令へのICRP1990年勧告取り入れに対応するため，放射線標準施設の減速中性子校正場の基準線量当量率を決定した。放射線管理用機器のトレーサビリティの確立に関して，連続スペクトル中性子校正場の基準移行に必要な中性子測定器の開発を開始した。放射性廃棄物のクリアランスレベル確認測定に使用できる核種同定型γ線検出ユニットを試作し，特性評価を行った。各種γ線測定システムのγ線検出器において観測されるバックグラウンドγ線スペクトル計算プログラムを開発した。チェルノブイリ現地で収集されたデータの解析に基づき，地中放射能分布形と地中線量率との関係を明らかにした。また，簡易放射線測定器の概念設計を行った。

（加藤　正平）

1.1 放射線リスク研究

放射線リスクに関する研究では，最新の科学的知見に基づいた科学的・合理的な放射線防護システムの確立の基盤を提供することをめざしている。具体的には，放射線影響の分子科学的解明を目的とした研究として，放射線による DNA 損傷過程に関するシミュレーション研究，損傷 DNA の修復過程に関する分子動力学的解明を進めた。また，精度のよい，メカニズムベースの低線量放射線リスク評価手法の開発を目的として，低線量放射線による発がん数理モデルの開発と，放射線リスク評価の不確かさに関する統計的解析を行った。さらに，放射線と他のリスク源とが同じ基盤で評価可能とすることを目的とした共通リスク指標の開発を進めるとともに、文部科学省の委託事業である低線量放射線リスクの安全性に関する理解促進のためデータ整備を行った。主な実施項目の概要は次のとおり。

(1) DNA 損傷過程のシミュレーション研究： ヌクレオソーム（DNA と蛋白質ヒストンの複合体）を解析するためのプログラム開発を行った。また，DNA 損傷生成過程の化学的過程のより精密な計算のためのプログラム改良を行い，軟X線照射により生成するオージェ電子放出，水溶液中の電子飛跡，ラジカル反応過程等をシミュレーションし，DNA 鎖切断への影響を明らかにした。

(2) DNA 損傷に対する修復機構に関する研究： DNA チミングリコール形成の DNA 損傷に対する修復酵素の認識過程を分子動力学的シミュレーションにより解析し認識機構として損傷 DNA 部分の静電エネルギー変化と構造の屈曲が重要なメカニズムであることを明らかにした。

(3) 細胞がん化の数理モデル化に関する研究： 従来の多段階モデルでは発がん過程の解析に無理があるため、それにかわる分子細胞学的メカニズムを反映した数理モデル構築のため，新たに細胞がん化を数理的に定義し，遺伝子，蛋白質間のネットワーク構造に基づいたモデルを検討した。

(4) 放射線リスク評価の不確かさに関する統計的解析： 自然発がん率に関する不確かさについて，日米のリスク推定値を比較しリスク評価の不確かさ要因を調べた。

(5) リスクの認知と受容性に関する研究：リスク認知の性質解明の一環として，一般人のリスクイメージ形成プロセスにおいて客観的データがどのように影響を及ぼしているか実験的に解析した。

(6) 共通リスク指標の開発： 種々の有害物質に関する健康影響，リスクの評価法，規制の考え方等について予備的調査を行った。

(7) 文部科学省の委託により，低線量放射線安全性評価に関する情報を収集・整備し，インターネットまたは CD-ROM により，広く国内で利用できるようにした。

（加藤　正平）

1.1.1 DNA鎖切断誘発過程のモンテカルロシミュレーション

放射線による生物への影響の過程をモデル化し解明することは，低線量率被曝や宇宙放射線被ばくなど実験的に証明が困難な被ばく影響の推測を可能にし，放射線影響のメカニズムに基づいた放射線リスク評価の確立のために重要である。本研究は，放射線のエネルギー付与とDNA損傷の因果関係をシミュレーションにより調べることにより，生物学的に重要なDNA損傷を探索することを目的としたものである。放射線によるエネルギー付与の主な特徴は，その離散的な空間分布にあると考えられる。細胞内での局所的なエネルギー付与の構造は，細胞応答に影響を及ぼすことが知られている。軟X線照射により生じるK殻光吸収に伴うオージェ過程を利用すると，生体を構成する特定標的原子の近傍へのエネルギー付与を起こすことができる。ここでは，DNAを構成するリンのK殻光吸収後に発生する低エネルギー電子による局所的なエネルギー付与が，DNA鎖切断に与える影響について行った研究について報告する。

X線誘発K殻光吸収に伴う二次電子（光電子とオージェ電子）放出過程をモデル化し，水溶液中での電子の飛跡，ラジカル反応過程をモンテカルロ法により追い，プラスミドDNAの鎖切断誘発過程をシミュレートした（図1.1.1−1）。DNAの鎖切断生成過程は，光吸収と二次電子による電離・励起がDNA構成原子に生じた直接作用と二次電子による水の放射線分解によって生成したラジカルの反応による間接作用の両方を考慮した。

リンのK殻に吸収が起こす単色X線（2153 eV）と起こさないX線と（2146 eV）を照射した場合の二次電子のスペクトルの違いを図1.1.1−2に示す。リンK殻が吸収を起こした場合，200 eV程度の低エネルギーのオージェ電子が放出され，この結果DNAのごく近傍へのエネルギー付与が増大することが示された。また，DNAの一本鎖切断（ssb）と二本鎖切断（dsb）の収率を計算した。この結果を表1.1.1−1に示す。収率はssb，dsbともにリンK殻光吸収により増加し，OHラジカルスカベンジャーDMSOを1M加えた状態で，その増加率は顕著になった。この結果はHiedaらによる実験結果[1]と一致した。表1.1.1−1には，このDNA鎖切断の増加に対して直接作用と間接作用がどのように寄与しているかを解析した結果も示した。直接作用はリンのK殻吸収のある場合に増加し，その増加率は，ssbよりもdsbの場合に増大した。しかし，間接作用は，DMSOの有無に関わらず，リンK殻光吸収によりほとんど変化しなかった。

これらのことからリンK殻光吸収によるDNA鎖切断効率の増加の原因は，リンによる光吸収による分子分解と二次電子（特にオージェ電子）によるDNAへの直接のエネルギー付与によることが示唆された。また，その効果は，ssbよりもdsbの場合に顕著にみられることが判った。このことは，低エネルギー電子が直接作用によりDNA鎖切断を高い効率で生じ，さらに重大な生物影響を導くと考えられるdsbに代表される複雑なDNA損傷を生じやすいことを示す結果であると考えられる[2]。

（渡辺　立子）

参考文献

1) K. Hieda et al. Proceedings of 11th ICRR (1999)
2) R. Watanabe et al. Proceedings of 10th IRPA (2000)

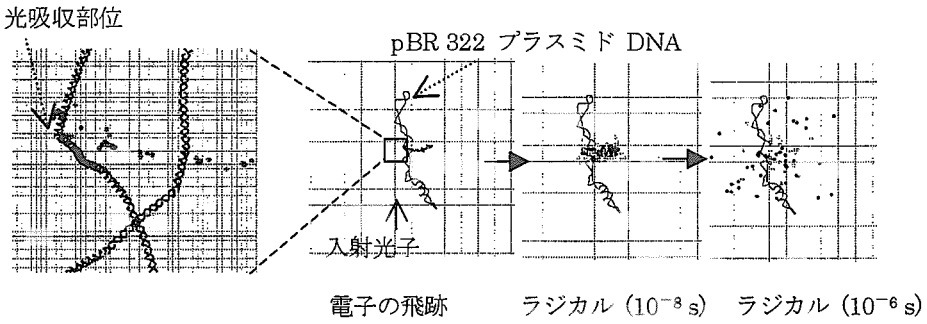


図 1.1.1−1　水溶液中のプラスミドDNAのリンK殻が2153 eVのX線を吸収した場合の，DNA鎖切断の生成過程のシミュレーションの様子

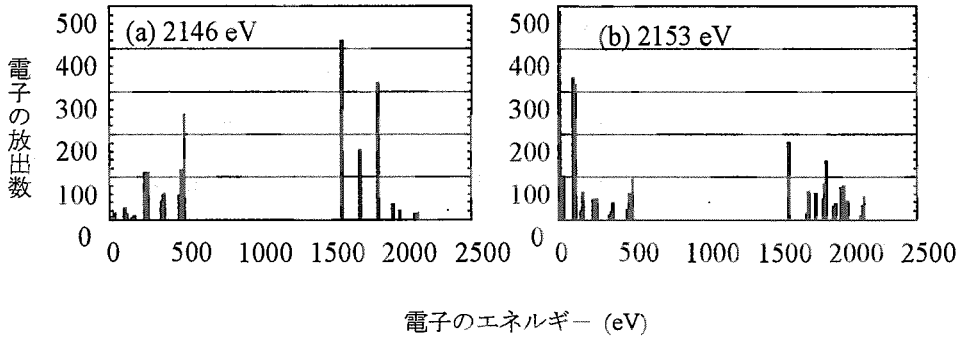


図 1.1.1−2　リンのK殻に吸収が起こす単色X線（(a) 2153 eV）と起こさないX線（(b) 2146 eV）を照射した場合のDNAから放出される二次電子のスペクトル

表 1.1.1−1　リンのK殻に吸収が起こす単色X線（(a) 2153 eV）と起こさないX線（(b) 2146 eV）を照射した場合のDNA鎖切断収率（単位：鎖切断数/光子）

DNA 鎖切断	X線 エネルギー	鎖切断収率 (DMSOなし)	鎖切断収率 (DMSO 1M)	直接作用による鎖切断収率 (DMSOに無関係)	間接作用による鎖切断収率 (DMSO なし)	間接作用による鎖切断収率 (DMSO 1 M)
ssb	2146 eV	7.84×10^{-3}	9.40×10^{-4}	2.90×10^{-5}	7.81×10^{-3}	9.11×10^{-4}
	2153 eV	7.96×10^{-3}	1.04×10^{-3}	1.29×10^{-4}	7.83×10^{-3}	9.13×10^{-4}
	増加率	1.02	1.11	4.46	1.00	1.00
dsb	2146 eV	8.70×10^{-5}	1.93×10^{-5}	2.36×10^{-6}	8.47×10^{-5}	1.69×10^{-5}
	2153 eV	1.01×10^{-4}	3.26×10^{-5}	1.57×10^{-5}	8.51×10^{-5}	1.69×10^{-5}
	増加率	1.16	1.69	6.65	1.01	1.00

増加率：2146 eVの収率に対する2153 eVの収率の比

３列目および４列目：直接・間接作用による収率を加えた鎖切断収率

1.1.2 Computational Study of Recognition of DNA Damage and its Repair - Thymine Glycol and its Repair Enzyme Endonuclease III

The formation of complex of repair enzyme Endonuclease III with thymine glycol (TG) lesioned DNA has been investigated by the molecular dynamics (MD) technique. TG is one of the DNA lesions causing Cockayne Syndrome genetic disorder. Molecule of TG with OH group on C6 is shown on Fig. 1.1.2-1. The MD simulation in duration of 2 nanoseconds (ns) has been performed for the system consisting of repair enzyme and DNA 30-mer with native thymine at position 16 replaced by thymine glycol solvated in water environment. It has been observed that after 950 picoseconds (ps) of MD the enzyme and DNA formed complex that lasted stable up to 2 ns when simulation was terminated. At the contact area of enzyme and DNA there is glutamic acid located as close as 1.6 Å to the C3' atom of phosphodiester bond of TG. This bond is one of two bonds being cleaved during the repair process (the another one is glycosyl bond at C5'atom). Initial B-DNA molecule was bent and kinked at the TG during the MD simulation (Fig. 1.1.2-2). This distortion dislocated phosphodiester bond to position closer to DNA surface making it easier accessible by amino acids of enzyme. Investigation of the electrostatic interaction between enzyme and DNA suggested that positive electrostatic interaction drives the enzyme toward the DNA surface in its non-specific search for damages. In addition, the negative value of electrostatic energy (−26 kcal/mol) discriminates TG from nearly neutral native thymine and significantly contributes to the specific recognition of this lesion. Initially the work was focused on the calculation of structural properties (optimization of structural parameters) of TG (5,6-dihydroxy-5,6-dihydrothymidine). After these were calculated, the MD simulation in duration of 2 nanosecond was undergoing with intention to clarify the changes in the DNA molecule upon presence of lesion. Hydration shell around DNA molecule was also analyzed for its contribution to the recognition of TG lesion by repair enzyme.

(M. Pinak)

References:

Pinak,M. Molecular Dynamics Simulation of Thymine Glycol Lesioned DNA Reveals Specific Hydration at the Lesion. *J.Comput.Chem.*, 2001, in press.

Pinak, M. Simulation of Thymine Glycol Lesioned DNA with Software Package AMBER 5.0. The 4th Intl. Conference on Supercomputing in Nuclear Applications SNA, Tokyo, September 4th – 7th, 2000, presented and published as proceeding in CD form.)

Pinak, M. MD Study of pyrimidine base damage on DNA and its recognition by repair enzyme. The 10th Intl. Conference of the Intl. Radiation Protection Association, Hiroshima, May 14th-19th 2000, presented and published as proceeding in CD form.

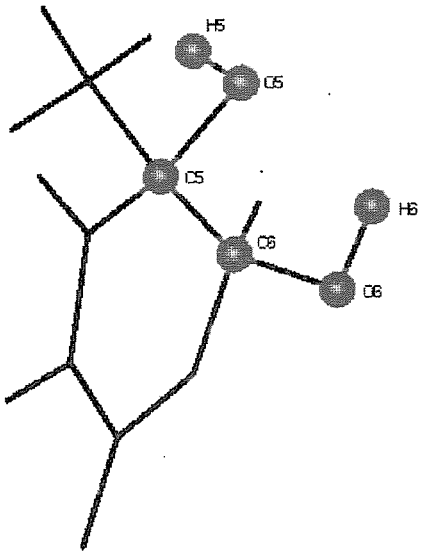


図　1.1.2−1　チミングリコールの構造

16 の位置のチミンと交換するため，チミングリコール分子をＤＮＡ中に挿入した。分子は AMBER 5.0 と Insight II を用い，30K で最適化された。

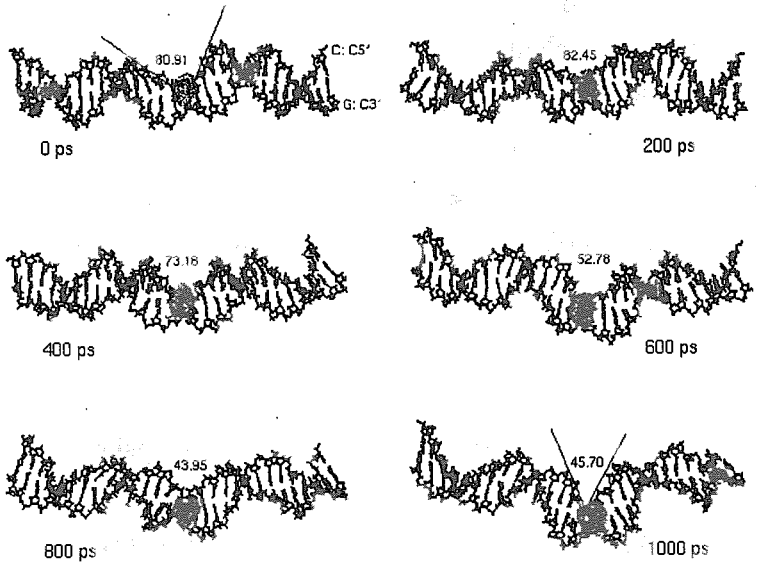


図　1.1.2−2　分子動力学的シミュレーションの過程におけるＤＮＡ分子の様子

600, 800, 及び 1000 ナノ秒における分子は，チミングリコールの位置で折れ曲がり，よじれた。折れ曲がりはグアニン（位置 41），チミングリコール（位置 16），及びグアニン（位置 13）の燐酸の間で，チミングリコールの位置において測定された角度で表わされている。

1.1.3 低線量放射線による発がん数理モデル

放射線による発がんのリスクを評価する際に用いられる指標のひとつに，線量−効果関係があるが，疫学から得られるデータには理論的にも倫理的にも限界があるため，数理モデルがその評価に良く使われてきている。現在研究されている発がん数理モデルのほとんどは 1954 年に Armitage と Doll によって提出された multi-stage モデルを始原とする。このモデルは当時疫学でよく知られていたがんの発現率Ｐと年齢ｔが$P \sim t^{\beta}$というべきの関係を再現すべく考案されたモデルで，発がんはいくつかの段階を経て起きるという仮設に基づいている。具体的には図 1.1.3−1 のようなもので，正常な幹細胞を変数にとり，それらがある確率で変異を起こし，いくつかの段階を経て悪性化するというアイデアによるものである。

この多段階モデルで実際に計算を行うと疫学で得られた線量−効果関係のデータに良く合うのだが，結果を合わせるためには非常に現実離れしたパラメータ，例えば現実とかけ離れた変異率や，ステージ数，などを使用する必要がある。またモデルには，ステージ数ｋ，変異率Ｍ，また時間ｔなど，人工的なパラメータが存在するが，これらのパラメータを実験から求めることは難しく，また結果を合わせるためには現実と非常にかけ離れた値を用いる必要もあり，現在までにさまざまな改良モデルが提出されてきている。それら様々な多段階発がんモデル系を良く調べてみると，もともとが疫学を出発点としたものであることもあり，最近の分子生物学から得られた新しい知見をモデルに取り込むことが難しく，また現実の発がんまでの経路とも合わなくなっており（図 1.1.3−2），論理的な壁にぶつかっていると結論を下すことができる。このように実験，数理モデル両方面から検討した結果，新たな視点で発がんのプロセスをとらえなおし，細胞内の発がんメカニズムを取り入れたモダンな数理モデルを提案することが急務であるという結論に達した。

そこで，まず現在得られている発がん過程のメカニズムに関して調査を行った。現在の細胞のがん化過程に対する分子生物学的な認識は「遺伝子の変異の蓄積」を通して段階的に進行し最終的にがん化する，というものである。この過程は大きく分けると，イニシエーション，プロモーション，悪性転換，そして転移，である。細胞がん化の進行に具体的に関わっているのは，DNA に起きた損傷の修復ミスの結果による特定の遺伝子の変異であり，がんは遺伝子疾患と言われる所以でもある。イニシエーションはある細胞における，遺伝子の変異による非可逆な変化であると定義される。プロモーションは特定の遺伝子発現，例えばサイトカインや脂質代謝物，phorbal ester，等のパターン変化によると考えられており，イニシエーションによる変化が影響を及ぼすと考えられている。その結果，プロモーションを受けた細胞は，成長を促進し細胞間の協調を無くす潜在的な能力をもつ。（悪性）転換に関する変異は，通常複製能力の増大，つまり染色体の複製に関わる遺伝子の変異の結果であると考えられている。

悪性転換した細胞は，浸潤，転移などのプロセスを経て腫瘍へと成長する。このような遺伝子の変異による異常の蓄積が細胞がん化のプロセスと捉えられるが，一般に遺伝子の変異は，変異原，例えば放射線の場合，直接あるいはラジカルを通して，または発がん物質など，による DNA の損傷が修復されずに残ることによる。しかし多段階モデルでいう変異率は，一般に表現型に現れたマクロな変異率で，DNA 損傷→修復，というプロセスはあまり考慮されていないのが実情である。

また遺伝子はそれ自体では何の意味も無く，RNA を通した翻訳過程によりできるたんぱく質の「機能」によって意味を持ってくる。通常，遺伝子は共同的に，つまり同時に２つあるいは３つ以上の遺伝子が強調的に働き何かの機能を実現している場合が多いのだが，この事実は多段階モデルで考えているような１次元な進行とは異なる事を示している。また，いわゆる古い意味の「機能」はたんぱく質の形状と対応した，単一たんぱく質分子の働きに着目した分子機能というものであり，ネットワークにある成分の１つとしての「文脈依存な」機能という考え方の方が現実を反映しているのは明らかである。これはたんぱく質単体では「機能」は語れないため，その相互作用ネットワークから機能を定義するものであり，発がんプロセスという多経路なものをモデル化する際にも，主役の遺伝子がたんぱく質のネットワークを通して相互作用し，またそれぞれの変異間にもある種の相関があるという考え方がよく現実に合うと思われる（図 1.1.3−3)。

現在，我々は（遺伝子ーたんぱく）間のネットワーク構造が細胞の状態を定義する，という数理モデルを提案し，新たな「細胞がん」の描像を用いてモデルを構築中である。

（大内　則幸）

参考文献

1) MOLECULAR BIOLOGY OF THE CELL 3rd Ed. Alberts, et. Al. Garland Publishing 1994
2) BIOLOGICAL EFFECTS AT LOW RADIATION DOSES – Models, Mechanisms and uncertainties, UNSCEAR 2000
3) 中村 祐輔，　実験医学 vol. 12 No. 6 (1994) pp. 126
4) Nature 407 6800 (2000) insight p.20-

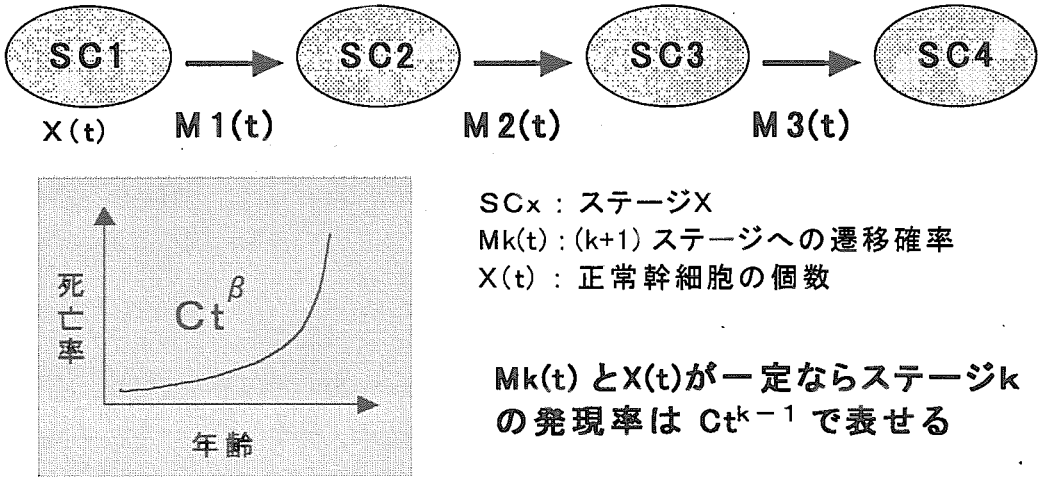


図　1.1.3−1　多段階モデル

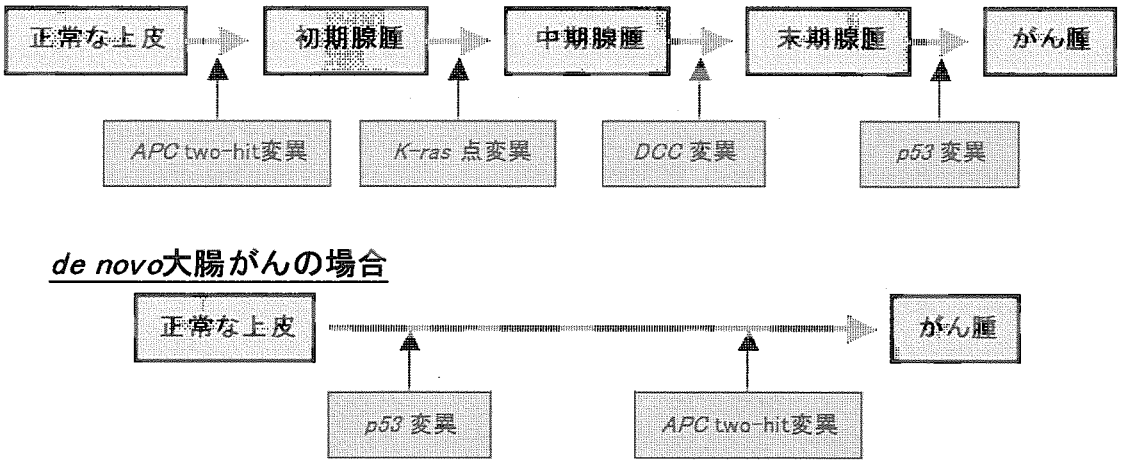


図　1.1.3−2　家族性大腸がんの進展のモデル

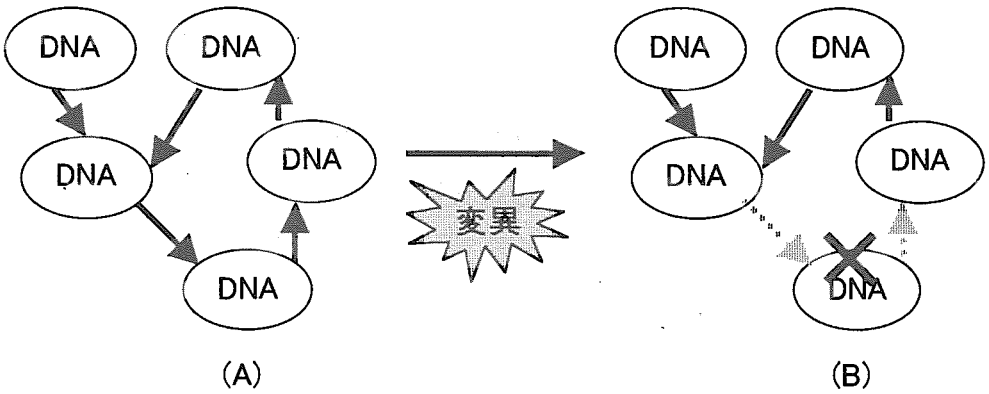


図　1.1.3−3　提案しているモデル

(A): 正常な細胞はＤＮＡがたんぱく質を通して相互作用し，安定なネットワークを構成している。

(B): 変異の結果あるＤＮＡが損傷し，相互作用の一部が欠落する。その結果，細胞死を起こすか，安定化して「ステージ変化」する。

1.1.4 低線量放射線リスク評価における日米データの比較

放射線リスク評価手法は，米国科学アカデミー電離放射線の生物影響に関する委員会（BEIR）[1]，国際放射線防護委員会（ICRP）[2,3]，米国環境保護庁（EPA）[4]などによって開発されている。このリスク評価法の基礎となる人口動態データは，生活様式の変遷などで年々変化しており，人種間によっても違いが見られる。これらは将来のリスク予測に大きな影響を与える要因だと思われる。

本研究における準備として前年度に引き続き，リスク評価の基礎データとなる人口動態データの整備を行った。また，人種間の違いを調べるために有益である米国の人口動態データの整備も行った。詳細は次のとおりである。

(1) 日本の年齢階級別性別部位別の自然発がんによる死亡数及び死亡率について，1980年から1987年までと1998年のデータを人口動態統計[5]及び厚生省（現・厚生労働省）統計情報部より入手し整備した。

(2) 日本の年齢別性別の生存率及び死亡率について，1980年から1998年のデータを生命表[6]及び厚生省（現・厚生労働省）統計情報部のホームページより入手し整備した。

(3) 米国の1993年から1998年までの（1），（2）のデータを米国国立健康統計センター（NCHS）のホームページより入手し整備した。

日米データで共通する1993年から1998年までのデータを用いて，ICRPの相乗リスク予測モデルによりリスク推定値を計算し比較を行った。その結果の一例として，男性の胃がんと肺がんの場合を挙げる。胃がんの場合，日本と米国の自然がん死亡率の比率（＝日本／米国）は約7.5倍から約9.5倍へと増加している（図1.1.4−1，破線）が，リスク推定値の比率の増加割合はこれよりも小さい（図1.1.4−1，実線）。これに関しては，原爆生存者から得られる過剰リスク係数を異なる年齢構造や死亡率を持つ他の集団に転換したことによる不確かさが一つの要因として考えることができる。一方，肺がんの場合，被ばく時年齢による比率の値は異なるが同じような傾向を示している。また，自然がん死亡率の比率の増加割合とリスク推定値の比率の増加割合には，胃がんに比べて大きな差がみられない（図1.1.4−2）。以上のことから，リスク評価に影響を与える要因は部位によって異なると考えることができる。これらの要因の影響や依存性に関しては，さらに調べる必要がある。

（中山　晃志）

参考文献

1) NAS: Health Effects of Exposure to Low Levels of Ionizing Radiation, BEIR V（1990）
2) ICRP: ICRP Publication No.60（1990）
3) ICRP: Risk Associated with Ionising Radiations, Vol.22（1）（1991）
4) U.S. EPA: Cancer Risk Coefficients for Environmental Exposure to Radionuclides, Federal Guidance Report No.13（1999）
5) 厚生省大臣官房統計情報部:「人口動態統計」（財）厚生統計協会　発行
6) 厚生省大臣官房統計情報部:「第18回生命表」（財）厚生統計協会　発行

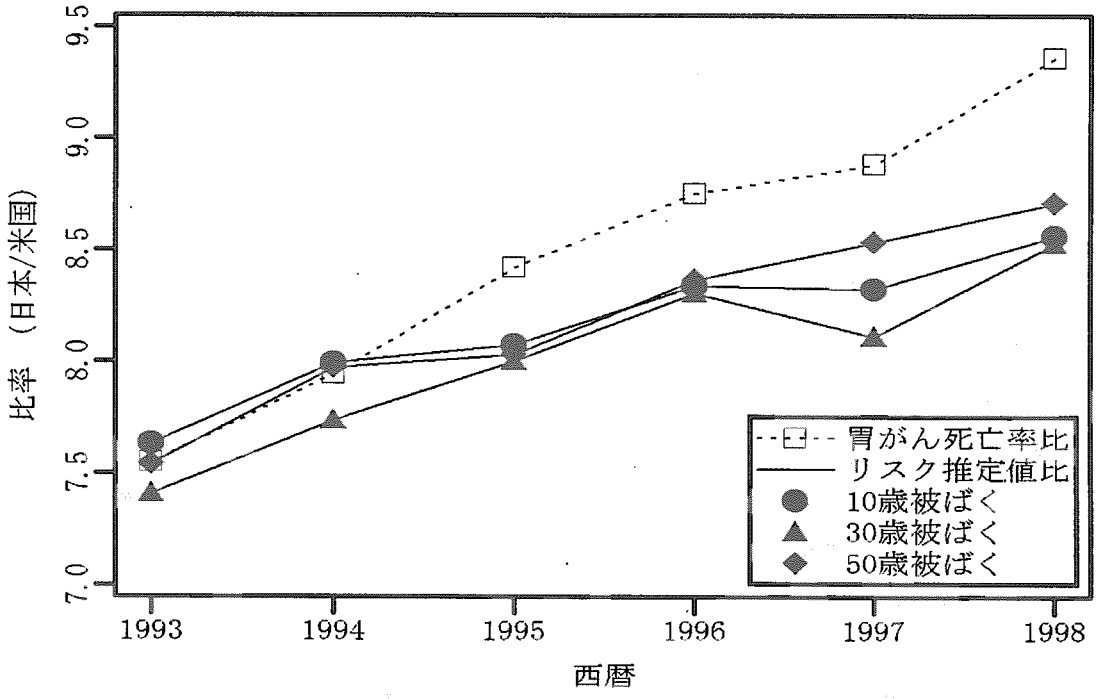


図 1.1.4−1 日本と米国における胃がん死亡率の比率と
被ばく時年齢別のリスク推定値の比率（男性，1.0 Sv）

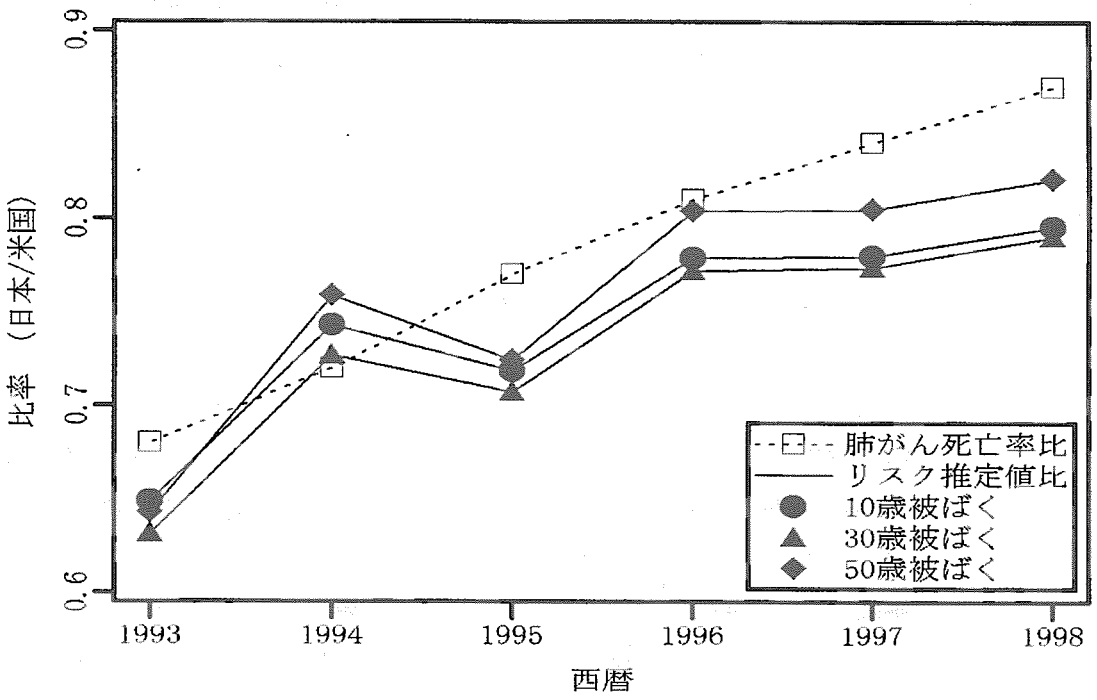


図 1.1.4−2 日本と米国における肺がん死亡率の比率と
被ばく時年齢別のリスク推定値の比率（男性，1.0 Sv）

1.1.5 原子力事故イメージ形成のプロセスの分析

本研究では一般人のリスクイメージの形成プロセスにおいて客観的データがどのように影響を及ぼしているかについて分析している。

(1) 研究背景　原子力事故のリスクイメージが恐ろしさ因子と未知性因子の２因子により形成され，中でも恐ろしさ因子得点が高く，一般人は原子力を過度に恐ろしいと感じているとした結論が主張されている。しかし，これらの研究では，原子力事故に関する客観的データは被験者に提示されず，主観的イメージ評価のみを求めているため，客観的データが実際に過度に評価されている，またはデータを知らないために根拠のないイメージを形成している，の２つの可能性が否定できない。本研究では，実際に客観的データを所与としたときのリスク評価の形成を実験により分析した。

(2) 実験　　＜実験構成＞被験者（1500名）に質問紙を配布し回答を求めた。実験群は８群を設定した。被験者に所与とした確率はバックグラウンド確率（事故が発生しない場合の疾病発生確率）・疾病の非治癒確率・事故による疾病発生確率（事故が原因による疾病確率）である。＜質問紙構成＞①バックグラウンド確率提示後，主観確率評価（０-全く起きない　１-必ず起きる）　②非治癒確率提示後，主観確率評価　③疾病のマイナスの効用評価　④事故による疾病発生確率に提示後，主観確率評価　⑤事故のマイナスの効用評価（もし遭遇したら恐ろしいか：０-全く恐ろしくない　１-非常に恐ろしい）　の順に構成した。また被験者に所与とした確率はバックグラウンド確率・非治癒確率・事故による疾病発生確率ともに0.001%，40%の２つの値を組みあせ８群により構成した。全て被験者間比較である。

(3) 結果と考察　バックグラウンド確率・非治癒確率・事故による疾病発生確率の３値を所与とした時の事故の効用評価について群間比較を行った。事故のマイナスの効用評価値は事故のイメージ評価値を意味するが，規範的評価値（合理的人間が行うべき評価）は疾病の非治癒確率と事故による疾病発生確率の２つの値により形成されると考えられる。つまり，事故が起きたときのイメージには事故がおきなかった場合の疾病発生確率(バックグラウンド確率)は影響を及ぼすべきではない。しかし実験の結果，一般人は規範から逸脱している結果が得られた。例えば，バックグラウンド確率が 0.001%の場合と 40%の場合では，他の２値が同値に与えられた場合においてでも，0.001%群の方が事故のイメージ評価値が有意に高いという結果が出ている。つまり，人間は事故のイメージを評価する場合に，事故による被害が例え大きくても普段からその被害に同程度さらされていれば，事故の被害に対してある程度鈍感になるという知見が得られた。また，事故のイメージの形成プロセスにおいて，事故が原因である疾病になった場合，その疾病が治癒する可能性は重要な要因であると考えられる。しかし実験の結果，疾病の非治癒確率が 0.001%と 40%による効用評価値の群間差はあまり見られなかった。これから，一般人の事故のリスクイメージプロセスでは，疾病の治癒可能性より，その事故によって疾病にかかるかどうかの方が重要であるという知見が得られた。実験の結果得られた知見として，一般人が事故などのリスクイメージを形成する場合，普段（平常時）と事故時はどの程度状況に変化がでるか，という平常時との比較評価が重要な要素を占め，いったん疾病にかかってしまった後のことまで考えが及ばないといえる。

（斎藤　聖子）

1.1.6 健康影響の共通リスク指標の開発： 化学物質に関する予備調査

環境にはいろいろなリスク源が存在しており，全てのリスクを考慮に入れたリスク管理が重要となってきている。放射線リスクと他の環境リスク源とが同じ土俵のもとで比較，検討できる共通のものさし（共通リスク指標）があれば，他の環境リスクと科学的比較が可能となり，一般公衆の放射線リスクに対する理解が深められ易くなることが期待される。また，低線量放射線リスクに対する放射線防護対策は，他のリスク源と調和の取れた対策が可能となりリスク低減に要する資源を効果的に配分することができる。また，有害物質と放射性物質の混入した廃棄物処分等の放射線と他のリスクが混在する場合の基準の設定の科学的基盤となる。放射線以外の環境リスク源としては，廃棄物や農薬に起因する土壌，水，大気の汚染，食品中の有害物質といったものから，生態系破壊に結びつく二酸化炭素，フロンガスなどのグローバルなリスク源がある。ICRP は環境の防護の考え方を開発しているところであるが，トータルな防護システムの観点が不可欠である。リスクを管理する場合には，健康影響あるいは環境影響といった科学的な要因だけでなく，リスクを認知しどこまで受容できという要素や，経済性といった観点も重要である。

本研究ではリスクは健康影響や生態系影響の観点から比較可能とするための指標を探り，定量的な比較手法を提案することを目指している。開発の手順は図 1.1.6−1 に示すように，先ず，健康影響に着目した指標を探るため，放射線リスクとの差異を明確にし，影響，リスク評価，規制の考えを整理し，次に指標の基礎としての損害の差異の解析，これらの情報をもとに指標を同定しリスク源の比較，統一評価法を開発する。生態系のリスクについても同様な流れで取り組む。2000 年度はリスク源として国内のみならず国際的にも大々的に取り組まれている有害物質に限定し，健康影響，用量効果関係，リスクの定義と評価モデル等の調査を行い，放射線リスクとの比較のための情報を整理した。

（加藤　正平）

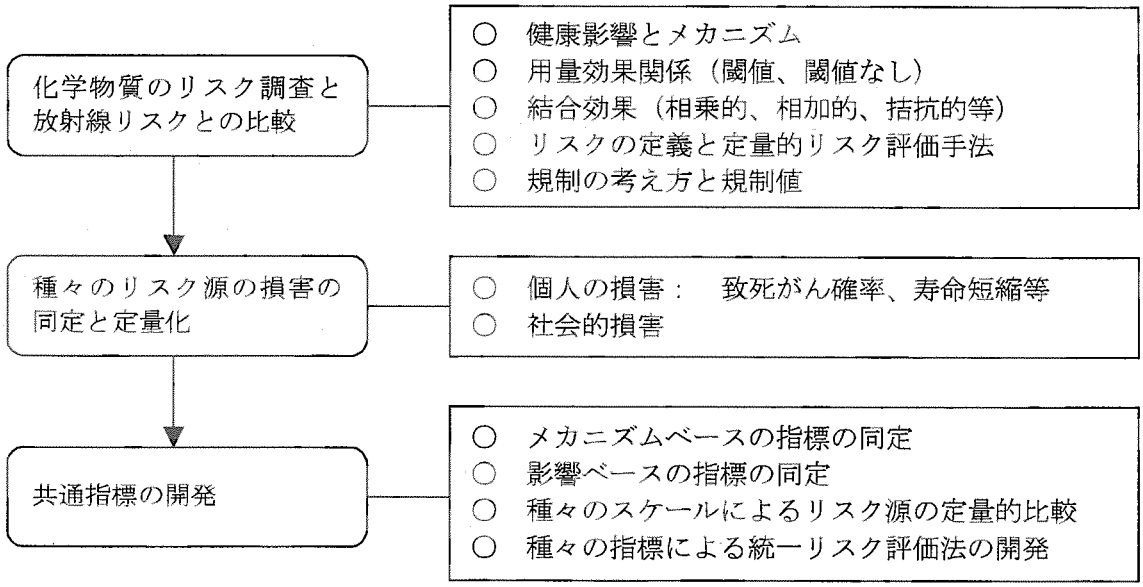


図 1.1.6−1 健康影響リスクに関する共通リスク指標の開発

1.1.7 低線量放射線安全評価情報データベースの構築

(1) データベース構築の目的

原子力エネルギー及び放射線の利用にあたっては，放射線が生体にもたらす健康影響の科学的評価とその理解が不可欠である。しかしながらこれらの情報は，医学・生物学，数理統計学，工学を軸とした幅広い分野の専門知識と経験より構成されており，従来よりその広範な知識の全体像を把握・理解することは難しかった。本データベースはその為の情報・データ基盤を提供し，低線量放射線に関する知識の普及と理解の促進，及び研究目的のためのデータソースの構築を目指した。

(2) データベースの内容構成

本データベースは専門家（放射線作業従事者，研究者など）及び専門外の利用者（一般公衆，専門分野の異なる研究者，施策立案者など）を想定し，その内容と利用目的に応じて「解説情報」「詳細情報」「トピックス」「関連情報」の情報を登録した。

「解説情報」では低線量放射線の健康リスクを理解する上で必要な概要情報を，生物影響，放射線リスク評価，放射線被ばくと防護，の３分野に分類し，ツリー状構造の情報体系（図 1.1.7−1）に登録した。すべての解説情報は，解説本文（計 262 タイトル）・用語解説（計 594 タイトル）・図表・参考文献の４種類のデータから構成される。「詳細情報」は専門家による基礎データとしての利用を想定し，解説情報で提供された概要情報の基となった基礎データ・情報を，生物影響，放射線リスク評価，放射線防護の３分野に分類し，各項目の内容に応じた情報・データを登録した（図 1.1.7−2）。

また「トッピクス」では，低線量放射線の健康リスクを考える上で考慮しておくべき重要な話題や問題について，未だ最終結論の出ていない内容も含めて，公的機関・組織が既に発表した資料に基づいて作成した概要情報を４テーマ登録した（図 1.1.7−3）。さらに「関連情報」では，放射線の健康影響及び安全評価に関連した情報を保有するか，その分野の精力的な研究を進めている国内外の組織・機関・研究所及びデータベースなどについて，そのリンク情報を登録した。

(3) データベースのシステム構成

データベースシステムとして，一般的な WWW ブラウザソフトによる参照・利用を可能とし，また専門的予備知識が無くとも情報へ順次たどり着け，関連情報が参照できるような方式を検討した。そのため「解説情報」の各データは HTML ファイル（解説本文・用語解説・参考文献）及び JPEG ファイル（図表）形式とし，相互にハイパーリンク化を行った。各データは目次，用語検索及び辞書引きによる検索が可能で，検索システムは利用者側の機種依存性を避けるために Java 言語でプログラミングを行った。また検索効率を上げるため，シソーラス用語集を作成し，それを用いたシソーラス検索システムを導入した。

(4) 成果の公表

本データベースは 2001 年３月に文部科学省から CD-ROM 利用形式のデータベース[1]として配布公開され，引き続いて WWW 利用形式で日本原子力研究所ホームページからの利用が可能になった（ http://www.jaeri.go.jp/stu.html ）。本研究は，文部科学省委託による特別会計事業として 1994 年度から 2000 年度にかけて行われた。　（三枝　新）

参考文献

1) 文部科学省　DRESA 低線量放射線安全評価データベース CD-ROM (2001)

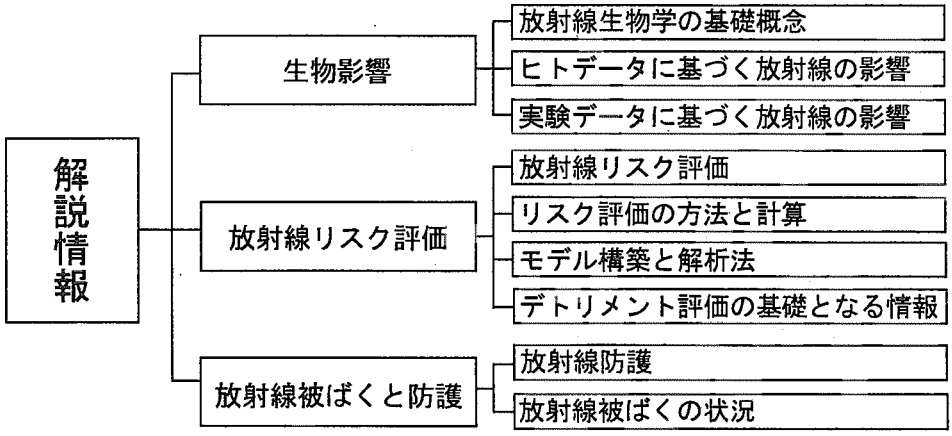


図　1.1.7−1　低線量放射線安全評価情報の登録体系（解説情報）

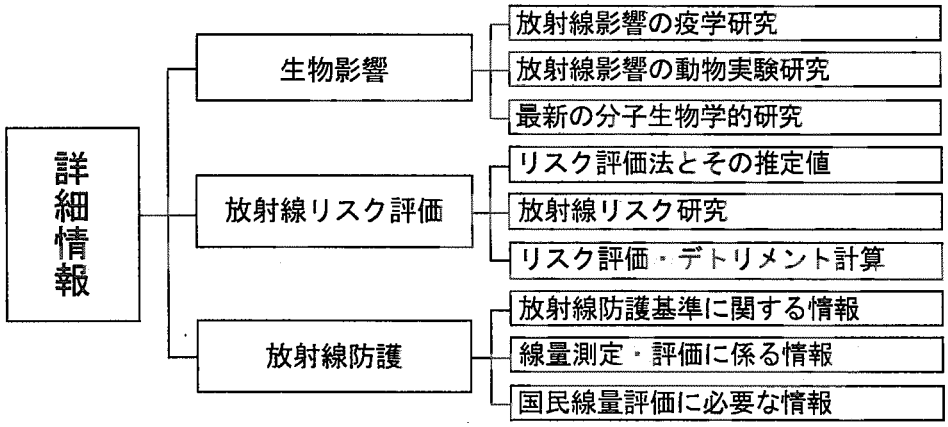


図　1.1.7−2　低線量放射線安全評価情報の登録体系（詳細情報）

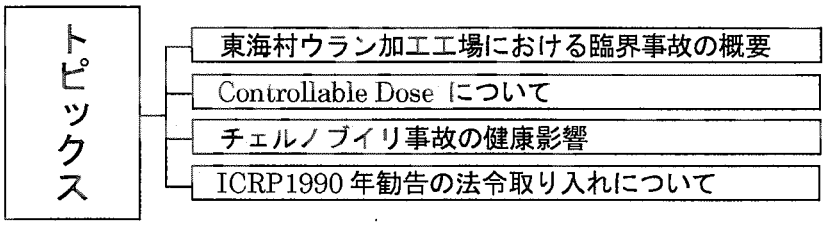


図　1.1.7−3　低線量放射線安全評価情報の登録体系（トピックス）

1.2 内部被ばく防護研究

現在建設が進められている大強度陽子加速器施設では，高エネルギー陽子の核破砕反応により，様々な放射性核種（核破砕核種）が生成される。2000年度は核破砕ターゲットで生成される半減期10分未満の核種のうち生成量が大きくICRPが崩壊データを整備していない核種を対象に，線量係数等の計算に必要な崩壊データを整備した。また，核破砕核種の粒径や化学形などの性状は排気設備の設計や内部被ばく評価上重要な因子である。このような核種の性状や生成機構を明らかにするため，DOPエアロゾルを添加したAr又はKrガスにTIARAの高エネルギー中性子を照射し，生成される放射性エアロゾルの粒径分布の測定及び解析を行った。その結果，放射性エアロゾルはDOPエアロゾルを添加した場合のみ生成されること，放射性エアロゾルの放射能基準粒径分布はDOPの個数基準粒径分布よりも大きな粒径側にシフトすることが明らかとなった。この結果は，中性子照射により生成される放射性エアロゾルは高エネルギー中性子の核反応（放射化）により生成された核種が非放射性エアロゾル表面へ付着することにより形成されることを示唆している。

信頼性の高い内部被ばく線量評価用比吸収割合の算定に用いる日本人の精密なボクセルファントムを開発するため，1999年度に収集した成人男性CT画像のうち，日本人の平均体格に近い男性の画像を用いて，ボクセルファントムの開発を開始した。2000年度は上半身のボクセルファントムを開発するとともに，主要臓器の重量が日本人平均の1σの範囲内にあることを明らかにした。

国際熱核融合実験炉（ITER）等核融合実験炉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，1999年度に開発した平常運転時に大気中へ放出されるトリチウムによる公衆被ばく線量評価コードを用いて公衆被ばく線量を解析した。放出化学形がトリチウム水，乾燥沈着あり，降水沈着なしの場合の吸入と経口摂取の合計実効線量はほぼ年齢とともに減少すること，農作物中における有機結合型トリチウムの生成を考慮した場合はしない場合より最大で約20%高くなることなどが明らかとなった。

内部被ばくモニタリングにおける全身カウンタの測定精度向上を図るため，原研の全身カウンタによる人体内^{137}Cs負荷量評価の不確かさに関連する因子を調べ，負荷量評価の誤差を計算及び実測に基づき評価した。考慮した不確かさの因子は，人体内放射能分布，身体特性，体内^{40}K負荷量の散乱成分，校正ファントム線源，測定の統計誤差である。これらの因子に起因する全誤差を算出した結果，−90から60%となり，ICRPが容認している不確かさの係数3以内であることが明らかとなった。

尿中プルトニウムのバイオアッセイには従来イオン交換樹脂による化学分離操作及びα線スペクトロメトリによる方法が用いられてきたが，この方法は数日間を要し，緊急時の防災対策上大きな課題であった。そこで，尿中プルトニウム分析法の迅速化を図るため，マイクロウェーブ湿式灰化装置，溶媒抽出クロマトグラフィレジン，ICP-MSから構成される分析法を開発し，分析時間，検出下限値等に関する試験を行った。その結果，本分析法は従来法に比べて短時間（約12時間）で分析可能であることがわかった。

（野口　宏）

1.2.1 核破砕核種に対する崩壊データの整備－半減期10分未満の核種のデータ

原研と高エネルギー加速器研究機構（以下「高エネ研」という。）が，共同で建設を進めている大強度陽子加速器施設[1]では，高エネルギー陽子の核破砕反応により，核破砕中性子ターゲット，加速器機器，空気中等に様々な放射性核種（核破砕核種）が生成される。これらの核破砕核種に対して内部被ばく評価を行うために，1999 年度は，線量係数が整備されていない核種の中で，半減期10分以上の核種を対象に，粒子状核種に対する線量係数，また，ガス状核種に対する実効線量率を計算した[2]。引き続き2000年度は，核破砕中性子ターゲットで生成される半減期10分未満の核種を対象に，線量係数等の計算に必要な崩壊データの整備を実施した。

核破砕反応で生成される短半減期核種は，β安定曲線から離れた核種が多い。これらの核種の中には，崩壊の Q 値が大きく，かつ，崩壊により半減期の長い娘核種を生成する核種が数多くある。従って，これらの核種は短半減期であっても，被ばく評価上重要である。崩壊データを整備する核種の選定は，高田らによる核破砕生成核種崩壊特性解析コード DCHAIN-SP を用いた計算[3]に基づいて行った。直径 20cm，長さ 90cm の円柱状水銀ターゲットに，1.5GeV 陽子が 1 mA で 30 日間入射した場合にターゲット中に生成される核種の中から，半減期が 10 分未満 1 分以上，かつ，生成量がターゲットの全生成放射能に対して，0.01%以上の核種を選択した。以上の手順により選択された核種を，表 1.2.1−1 に示す。これらの核種について，2000 年 3 月時点における最新の評価済核構造データファイル（ENSDF）の崩壊データセットを用いて，1998 年度[4]と同様の以下の手順で崩壊データの編集を行った。各崩壊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，NUBASE[5]と照合して更新した後，EDSITR コード[6]を用いて，崩壊データセットから放出放射線のエネルギー及び放出率並びにβ線スペクトルを計算した。ここで，エネルギー及び強度バランスに不具合の見られた崩壊データセットに対しては，ENSDF 評価用プログラム FMTCHK 及び GTOL を用い，崩壊データセットの解析を行った。そして，規格化定数，分岐比等の補完が可能なデータセットに対しては，それらの修正を行った後，再度，EDSITR を用いて計算を行った。以上の手順により，線量計算に用いる崩壊データを整備した。

2001 年度は，今回編集した崩壊データを用いて，線量係数，濃度限度等の計算及びデータベース化を進める。これらの線量係数等は，原研・高エネ研共同の大強度陽子加速器計画の安全評価において活用する予定である。

（遠藤　章）

参考文献

1) 原研・高エネ研共同推進チーム：JAERI-Tech 2000-003, (2000)
2) 河合勝雄，遠藤章：JAERI-Data/Code 2000-033, (2000)
3) Takada, H., Kosako, K. : JAERI-Data/Code 99-008, (1999)
4) 遠藤章：JAERI-Review 2000-001, 200-201 (2000)
5) Audi, G., Bersillon, O., Blachhot, J., and Wapstra, A.H. : Nucl. Phys., 1-124, A624 (1997)
6) Dillman, L.T. : ORNL/TM-6689 (1980)

表　1.2.1−1　崩壊データの整備対象核種

核種	半減期	核種	半減期	核種	半減期
K-38	7.636m	Ho-154m	3.1m	Re-175	5.89m
Ti-51	5.76m	Er-155	5.3m	Re-176	5.3m
V-52	3.743m	Tm-157	3.63m	Os-176	3.6m
V-53	1.61m	Tm-158	3.98m	Os-177	2.8m
Cr-55	3.497m	Tm-159	9.13m	Os-178	5m
Cr-56	5.94m	Tm-160m	74.5s	Os-179	6.5m
Mn-57	85.4s	Tm-160	9.4m	Ir-179	79s
Mn-58m	65.3s	Tb-162	7.6m	Ir-180	1.5m
Co-62	1.5m	Lu-162	1.37m	Os-181m	2.7m
Br-77m	4.28m	Lu-162m	1.5m	Ir-181	4.9m
Br-78	6.46m	Lu-162m	1.9m	Pt-182	2.2m
Br-82m	6.13m	Lu-163	238s	Pt-183	6.5m
Sr-83m	4.95s	Tb-164	3m	W-185m	1.597m
Y-83m	2.85m	Tm-164	2m	Au-185	4.25m
Y-83	7.08m	Tm-164m	5.1m	Au-185m	6.8m
Rb-86m	1.017m	Lu-164	3.14m	Au-186m	2m
Nb-88m	7.8m	Tb-165	2.11m	Hg-186	1.38m
Zr-89m	4.18m	Dy-165m	1.257m	Au-187	8.4m
Rh-100m	4.6m	Hf-165	76s	Hg-187	1.9m
Tc-102m	4.35m	Lu-166m	1.41m	Hg-187m	2.4m
Pd-109m	4.696m	Lu-166m	2.12m	Au-188	8.84m
In-111m	7.7m	Lu-166	2.65m	Hg-188	3.25m
Ag-113m	68.7s	Hf-166	6.77m	Au-189m	4.59m
Sb-114	3.49m	Dy-167	6.2m	Hg-189	7.6m
In-118m	4.364m	Hf-167	2.05m	Hg-189m	8.6m
Sb-122m	4.191m	Ta-167	1.4m	Tl-189m	1.4m
Cs-130m	3.46m	Dy-168	8.7m	Tl-189	2.3m
Ce-131m	5m	Ho-168m	132s	Tl-190	2.6m
La-136	9.87m	Ho-168	2.99m	Tl-190m	3.7m
Pm-138	3.24m	Lu-168	5.5m	Tl-191m	5.22m
Pm-138m	3.24m	Lu-168m	6.7m	Pb-191	1.33m
Pm-139	4.15m	Ta-168	2m	Pb-191m	2.18m
Pm-140m	5.95m	Ho-169	4.7m	Tl-192	9.6m
Sm-143m	66s	Lu-169m	160s	Pb-192	3.5m
Sm-143	8.83m	Hf-169	3.24m	Tl-193m	2.11m
Eu-143	2.586m	Ta-169	4.9m	Pb-193	5m
Gd-145m	85s	W-169	76s	Pb-193m	5.8m
Tb-147m	1.87m	Ho-170	2.76m	Bi-196m	4m
Tb-148m	2.2m	Ta-170	6.76m	Bi-196	5.1m
Tb-149m	4.16m	W-170	2.42m	Bi-197m	5.04m
Dy-149	4.2m	Lu-171m	79s	Bi-197	9.3m
Tb-150m	5.8m	W-171	2.38m	Pb-201m	61s
Dy-150	7.17m	Lu-172m	3.7m	Po-201m	8.9m
Tb-152m	4.2m	W-172	6.6m	Hg-205	5.2m
Ho-152	161.8s	W-173	7.6m	Hg-206	8.15m
Ho-153	2.02m	Re-173	1.98m	Tl-206m	3.74m
Ho-153m	9.3m	Re-174	2.4m	Tl-208	3.053m

1.2.2 高エネルギー中性子照射場で生成される放射性エアロゾルの粒径分布の研究

原研と高エネルギー加速器研究機構が，共同で建設を進めている大強度陽子加速器を用いた核破砕中性子源施設[1]においては，ターゲット周辺，加速器室内等で発生する空気汚染に対する安全対策及び被ばく評価が重要である。これらの空気汚染核種は，主に核破砕反応から生成され，放射性エアロゾル及びガスとして存在している。放射性エアロゾルの粒径やガスの化学形は，排気設備におけるフィルタの捕集効率等の評価や，万一，体内に摂取した場合に内部被ばく評価上重要な因子である。そこで，原研・大学プロジェクト共同研究「陽子加速器施設における放射線安全性に関する研究」において，高エネルギー放射線場で発生する空気汚染核種に対し，核種の性状，生成機構等を解明するための研究を開始した。2000年度は，高エネルギー中性子照射場で生成される放射性エアロゾルについて，粒径分布を解析し，生成機構に関する研究を行った。

照射実験は，TIARA第3軽イオン室LC0コースを用いて行った。図1.2.2−1に実験装置の構成を示す。ビーム軸上に照射容器（直径27cm，長さ100cm）を設置し，ここにDOP（フタル酸ジオクチル）エアロゾルを添加したArガスを導入し，65MeVの準単色中性子で照射した。中性子フルエンス率 2×10^{4} cm^{-2} s^{-1} で約2時間照射した後，エレクトリカル・ロープレッシャ・インパクタ（DEKATI ELPI-2000）を用いてサンプリングし，DOP及び放射性エアロゾルの粒径分布を得た。放射性エアロゾルの粒径分布に対する核種依存性を見るために，Arの代わりにKrを用いた照射を行った。また，添加するDOPエアロゾルの粒径依存性についても調べた。

DOPを添加しないArのみを照射した場合，放射性エアロゾルの生成は確認されなかった。一方，これにDOPを添加すると，^{40}Arの(n, 2np)，(n, np)反応からそれぞれ生成される^{38}Cl，^{39}Clのエアロゾルが観測された。すなわち，放射性エアロゾルの形成には，母体となるエアロゾルが必要であることが分かった。図1.2.2−2に，ELPIを用いて測定したDOPエアロゾルと放射性エアロゾルの粒径分布を示す。放射能基準粒径分布は，DOPの個数基準粒径分布に対し，やや大きな粒径側にシフトしている。そこで，中性子照射で生成された放射性核種がDOPエアロゾルの表面に付着すると仮定し，付着係数を用い，DOPエアロゾルの粒径分布を基に放射性エアロゾルの粒径分布を計算した。その結果，計算による放射性エアロゾルの粒径分布は，実験で得た分布をほぼ再現することが分かった。Krを用いた場合も，Krから生成される^{84}Brの放射性エアロゾルの粒径は，DOPの個数基準粒径分布に対し，大きな粒径側にシフトする結果が得られた。以上の結果から，中性子照射により生成される放射性エアロゾルは，生成放射性核種が非放射性エアロゾル表面に付着することにより形成されると言える。

2001年度は，放射性エアロゾルの粒径分布に対する照射する中性子エネルギー依存性及び添加するDOPエアロゾル濃度依存性を明らかにするとともに，中性子照射で生成される放射性ガスの化学形の分析を開始する計画である。

（遠藤　章）

参考文献

1) 原研・高エネ研共同推進チーム：JAERI-Tech 2000-003, (2000)

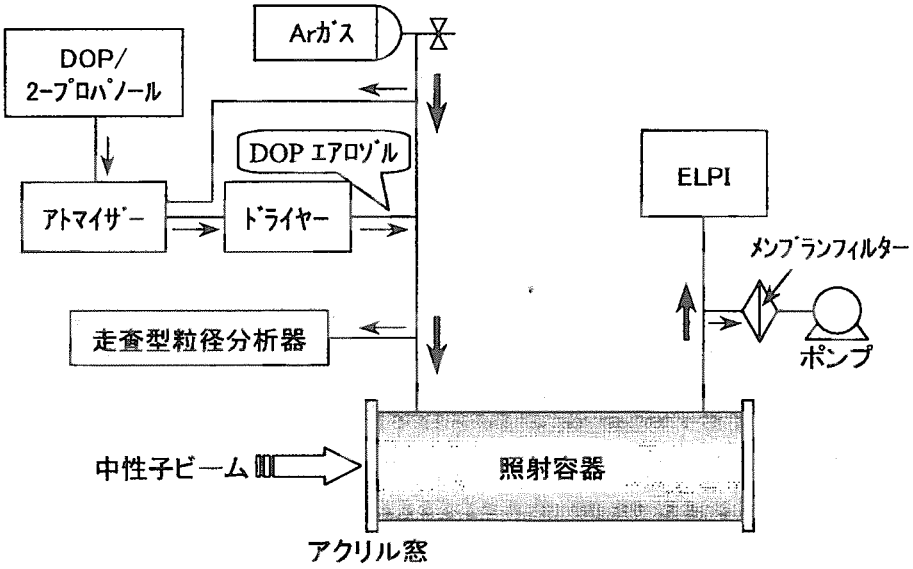
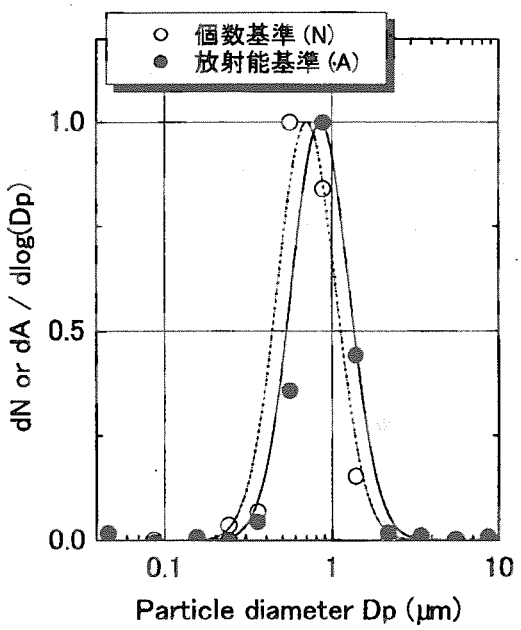


図　1.2.2−1　実験装置の構成図



○, ●　：　個数基準及び放射能基準粒径分布の実測値
点線　：　対数正規分布を仮定しフィッテングした DOPの粒径分布
実線　：　付着係数を用いて評価した放射性エアロゾルの粒径分布

図　1.2.2−2　DOP 及び放射性エアロゾルの粒径分布

1.2.3 内部被ばく線量評価用ボクセルファントムの開発（1）

信頼性の高い内部被ばくの線量評価を行うためには，比吸収割合（線源臓器から放出された放射線エネルギーが標的臓器の単位質量当たりに吸収される割合）を正確に評価する必要がある。比吸収割合は計算機の中に模擬した人体ファントムにより計算されるが，その人体の臓器の形状及び分布の影響を受けることから，臓器の形状及び分布を忠実に再現したコンピュータ上の人体ファントムの開発が必要である。そこで，日本人に対する信頼性の高い内部被ばく線量評価法を開発する目的で，1999年度からX線CT画像データに基づく精密な成人男性ボクセルファントムの開発[1)]を開始した（ボクセルファントム：微少な直方体の集まりとして人体を表現）。

ボクセルファントムの開発は，1999年度に収集した成人男性被験者3名のCT画像データの内，日本人の平均体格に最も近い中柄体格（171cm，65kg）のデータ（512×512 pixels，撮影軸方向に対して1mm間隔）から着手した。個々のボクセルサイズは0.98mm×0.98mm×1mmである。また，CT画像データの処理にはCT値データ（空気及び水の密度をそれぞれ0，−1000とした時に人体組織の密度を相対的に示した値）を処理することのできるワークステーション及び画像処理アプリケーションのVisilog 4を用いた。

人体組織は骨組織のCT値が最も高く，軟組織，脂肪組織及び肺組織の順に低くなる。これらの組織ではCT値が異なるため，CT値に基づいて各組織の領域を容易に区分けすることができる。このためCT画像の処理に当たっては，最初にそれらの各組織をCT値に基づきCT画像より直接抽出し，領域の区分けを行った。次に，軟組織を各臓器ごとに区分けし，各臓器に属するボクセルに対して，ファントム中における各臓器のジオメトリーを識別するのに必要な固有の番号を与えた。なお，軟組織に属する臓器領域の区分けにおいて，例えば肝臓と肋間筋のように臓器同士が接触している場合は，CT値のみによって区分けすることはできないため，解剖学的知見に基づいて手作業によって臓器領域を決定した。

2000年度は中柄成人男性の上半身の主要臓器（脳，水晶体，眼，甲状腺，気管，気管支，肺，肝臓，胃，食道，腎臓，膵臓，脾臓）のボクセルファントムを開発した。これらの臓器の内，脳，甲状腺，肝臓，脾臓及び腎臓の各ボクセル集合体の体積に基づいて算出した重量について日本人平均[2)]と比較した結果を図1.2.3−1に示す。開発中のボクセルファントムは身長及び体重のみでなく，臓器重量についても日本人平均の1σの範囲内にあった。また，日本人平均と比較して臓器重量の軽い肝臓について，その補正を検討した。その結果，肝臓を構成するボクセル集合体の表面層を3層追加することにより，その重量を日本人の平均値へ近づけることができた。さらに，約1mm角のボクセルを用いて臓器形状を表すことで甲状腺等の小さな臓器についても精密に再現可能であることが明らかになった。今後は中柄成人男性ボクセルファントムを完成させ，これを用いて比吸収割合を評価する予定である。

（佐藤　薫）

参考文献

1) 野口宏：保健物理—研究と管理— No.42, JAERI-Review 2001-007, 29, (2001).
2) TANAKA, G. : NIRS-M-85, 24-38, (1992).

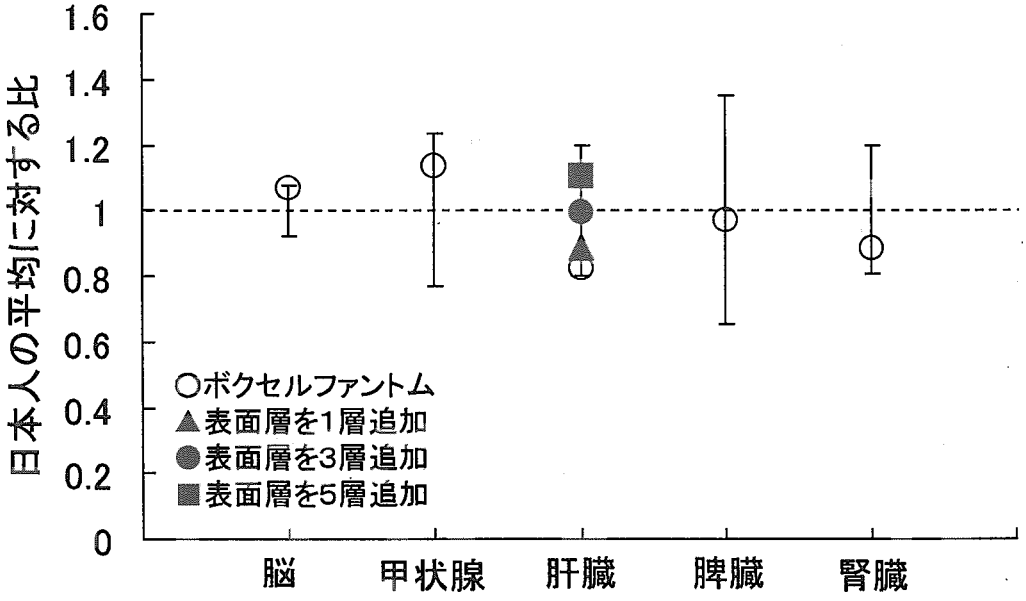


図　1.2.3−1　日本人の平均臓器重量に対するボクセルファントムの臓器重量の比

1.2.4 平常時におけるトリチウム公衆被ばく線量の解析

国際熱核融合実験炉（ITER）等核融合実験炉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，1999年度に平常運転時に大気中へ放出されるトリチウムによる公衆被ばく線量評価コードを開発した[1]。本コードでは，放出時のトリチウムの化学形としてトリチウムガス（HT）とトリチウム水（HTO）を扱うことができる。また，トリチウムの地表面への乾燥沈着（HTの土壌中におけるHTOへの酸化を含む），HTOの降水沈着，再浮遊，農作物中での有機結合型トリチウム（OBT）の生成等がモデル化されている。乾燥沈着量は沈着速度を，また降水沈着量は洗浄係数法（$\Lambda = aI^b$。ここで，Λ：洗浄係数，I：降水強度，a及びb：係数）を用いて計算される。2000年度は本コードを用いてケーススタディを行い，いくつかの計算条件下で被ばく線量を解析した。

計算条件は，以下のとおりである。なお，「又は」により複数併記してあるパラメータについてはどれかを選択した。公衆年齢：6種類（3ヵ月，1歳，5歳，10歳，15歳又は成人），化学形：HT又はHTO，年間放出量：100TBq，気象条件：原研東海1988年データ，有効放出高さ：68m，評価地点距離：1km，土壌への乾燥沈着：なし又はあり，土壌への降水沈着：なし又はあり，土壌へのHTO乾燥沈着速度：0.02m/s，土壌へのHT乾燥沈着速度：0.0002m/s，洗浄係数Λの係数a：1.2×10^{-4}，洗浄係数Λの係数b：0.5，土壌からの除去半減期：7d，再浮遊高さ分布：地表面と同じ，農作物：葉菜・米・根菜，畜産物：牛乳・牛肉，飼料：牧草・デントコーン，OBT生成：なし又はあり，葉菜及び米摂取量：0.064kg/d（3ヵ月，1歳）；0.16kg/d（5歳，10歳，15歳）；0.32kg/d（成人），根菜摂取量：0.04kg/d（3ヵ月，1歳）；0.1kg/d（5歳，10歳，15歳）；0.2kg/d（成人），牛乳摂取量：0.6l/d（3ヵ月，1歳）；0.5l/d（5歳，10歳，15歳）；0.2l/d（成人），牛肉摂取量：0.0012kg/d（3ヵ月，1歳）；0.003kg/d（5歳，10歳，15歳）；0.006kg/d（成人），牛の牧草摂取量：25kg/d，牛のデントコーン摂取量：14kg/d，呼吸率：ICRP Publ. 71の年齢別呼吸率[2]，線量係数：ICRP Publ. 72の年齢別線量係数[3]。

図1.2.4−1に放出化学形がHTO，乾燥沈着あり，降水沈着なしの場合の吸入と経口摂取の合計実効線量をOBT生成の有無をパラメータとして年齢別に計算した結果を示す。この計算条件では，実効線量はほぼ年齢とともに減少すること，OBT生成を考慮した場合はしない場合より最大で約20%高くなることがわかった。また，図1.2.4−2に放出化学形がHTO，年齢が成人，乾燥沈着あり，降水沈着なし，OBT生成ありの場合の各経路別実効線量を示す。米と牛肉以外では，HTOによる寄与が支配的であるが，米の場合はOBTの寄与がかなり大きくなった。これは主に精米中の水分含有量が少ないためと考えられる。その他，HTO放出時の実効線量は乾燥沈着を考慮すると，考慮しない場合に比べて約60%増加すること，降水沈着の影響は小さいこと，HT放出時の実効線量はHTO放出時より2桁小さいことなどが明らかとなった。

（野口　宏）

参考文献

1) 野口宏：保健物理−管理と研究−No. 38 JAERI-Review 2001-007, 27-28 (2001).
2) ICRP：ICRP Publication 71 (1995).
3) ICRP：ICRP Publication 72 (1996).

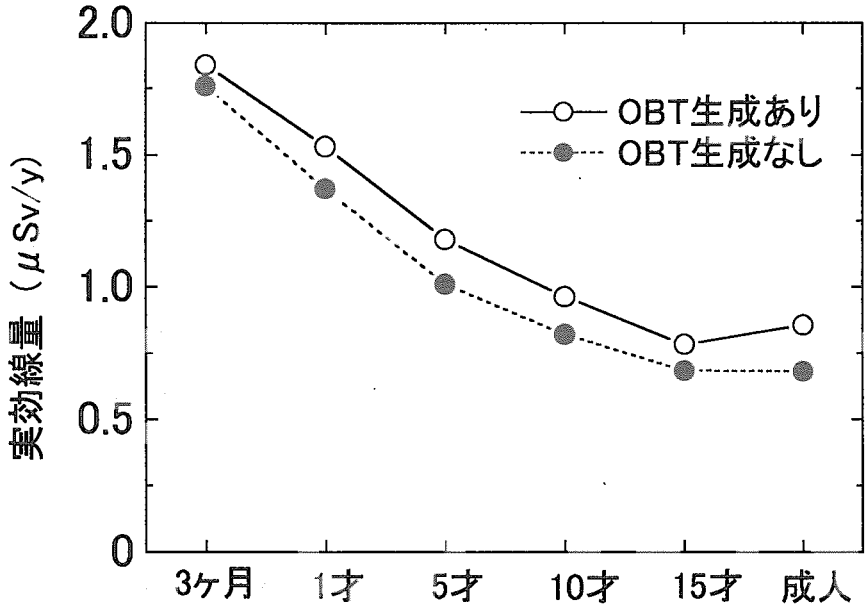


図　1.2.4−1　トリチウム実効線量に及ぼす有機結合型トリチウム（OBT）の影響

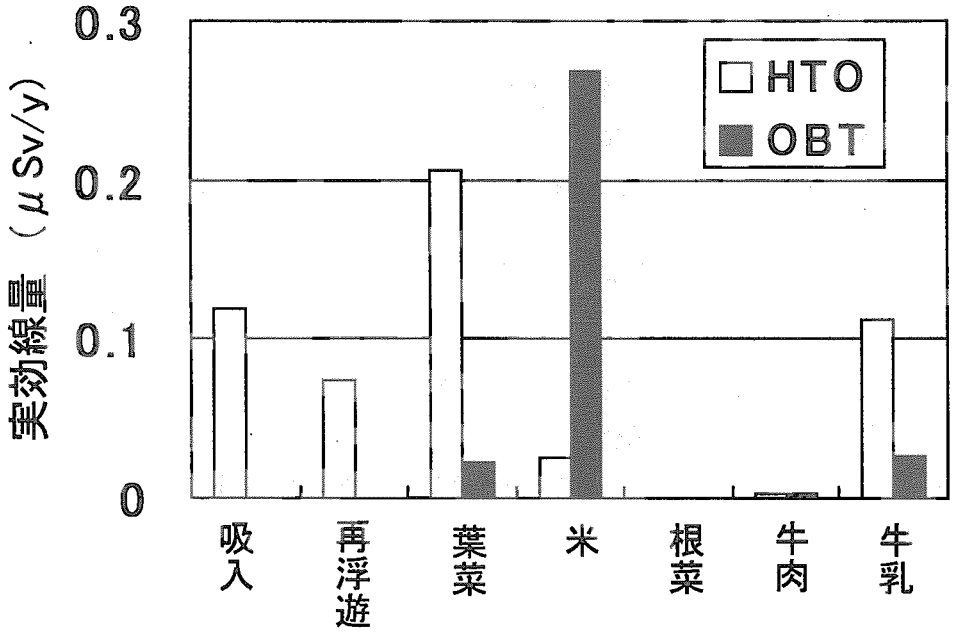


図　1.2.4−2　トリチウム実効線量に対する経路ごとの寄与

1.2.5 全身カウンタによる ^{137}Cs 負荷量評価の不確かさ

国際放射線防護委員会（ICRP）は，1990 年勧告において，「預託実効線量等推定の不確かさとして，少なくとも係数３は容認できる」としている。これは，線量推定に用いる放射性核種の標準人体内動態モデルの不確かさを考慮し，人体内放射能評価の不確かさが係数３より小さくあることを意味する。本研究では，内部被ばくモニタリングにおける全身カウンタの測定精度向上を図るため，全身カウンタによる人体内 ^{137}Cs 負荷量評価の不確かさに関連する因子を調べ，その因子による人体内 ^{137}Cs 負荷量評価それぞれの誤差についてモンテカルロ計算や実測により評価を行った[1),2),3),4),5)]。

評価対象は，日本原子力研究所東海研究所の精密型全身カウンタとした。この全身カウンタは，図 1.2.5−1 に示すように，５個の NaI（Tl）シンチレーション検出器（20.32cm φ ×10.16cm）を用いたベッド方式検出器固定型のもので，662keV の光子に対し被検者の体軸方向の感度が一定となるような検出器の配置となっている[6)]。

不確かさについては，これまでの放射線管理の経験から重要と考えられる因子を抽出し，標準的な放射線作業者を対象に誤差を算出した。また，不確かさ因子の１つである測定の統計誤差は，人体内 ^{137}Cs 負荷量が検出限界値約 13Bq（測定時間 1,000 秒）相当であった場合とし，人体内 ^{40}K 負荷量の散乱成分寄与を除いて算出した。不確かさの全誤差は，それぞれの誤差の自乗和の平方根とした。

以下に，不確かさ因子及びそれぞれの誤差について記す。

(1) 人体内放射能分布変化

^{137}Cs を経口摂取した場合の人体（MIRD - ５型ファントム）に対する全身カウンタの計数効率について計算し，線源の体内分布に起因する人体内負荷量の推定誤差を検討した[1)]。その結果，経口摂取した ^{137}Cs が胃周辺に分布した場合，最大約 66%の過小評価になることが判った。

(2) 身体特性（身長，体重等）

計算シミュレーションにより，全身カウンタの体格補正について検討し，体表面積を補正因子とした体格補正式を作成した。体格補正式を用いて，一般的な作業者の体格補正を行うと，校正用ファントムの計数効率に対して 0.78 から 1.13 倍の変化があることが判った。したがって，身体特性による不確かさは，−22%から 13%である。

(3) 人体内 ^{40}K 負荷量の散乱成分

波高分布上，^{137}Cs の領域には人体内 ^{40}K の散乱成分が寄与する。日常の放射線管理においては ^{137}Cs 負荷量を評価する際，平均値である strip-out factor(^{137}Cs で汚染していない人における ^{137}Cs 領域計数値と ^{40}K 領域計数値の比)を用いて人体内 ^{40}K の散乱成分を補正している。しかし，strip-out factor は個人に依存する量である。実測により様々な体格を有する 50 名のボランティアの strip-out factor を調べた結果，strip-out factor は，実務上用いている strip-out factor に対して±10%の変化があることが判った。

(4) 校正用ファントム線源

校正用ファントムは，13 個の ^{137}Cs 水溶液封入容器で表現されている。個々の容器に封入されて

いる ^{137}Cs 線源放射能は±５%の誤差がある。誤差の伝播式を用いてファントム全体の放射能の誤差を算出すると±18%であることが判った。

(5) 測定の統計誤差

測定の統計誤差は，評価量が検出限界値に近くなればなるほど大きくなる。^{137}Cs 負荷量が有意な被検者を継続的に測定した結果，検出限界値 13Bq 近傍の統計誤差は±52%であることが判った。

(6) 全誤差

全身カウンタによる ^{137}Cs 負荷量評価の不確かさを，不確かさ因子それぞれの誤差の自乗和の平方根（全誤差）として算出した。その結果，不確かさは，−90%から 60%であることが判った。人体内放射能分布は，５個の NaI（Tl）シンチレーション検出器の応答変化により解析できるため，不確かさ因子とする必要はない場合もある。そうした場合，不確かさは±60%以内となり，人体内放射能評価の不確かさは係数３より小さくなる。

（木名瀬　栄）

参考文献

1) Kinase, S.: *J. Nucl. Sci. Technol.* 35（12）, 958-962（1998）.
2) Kinase, S.: *J. Nucl. Sci. Technol.* 36（10）, 952-956（1999）.
3) Kinase, S. *et al.*: *J. Nucl. Sci. Technol.* 37（12）, 1103-1107（2000）.
4) 木名瀬栄，野口宏: 保健物理 35（4）, 443-447（2000）.
5) Kinase, S. and Noguchi, H.: *Radiat. Prot. Dosim.*, 93（4）, 341-345（2001）.
6) 木名瀬栄：保健物理−管理と研究−No.40, JAERI-Review 98-015, 167（1998）.

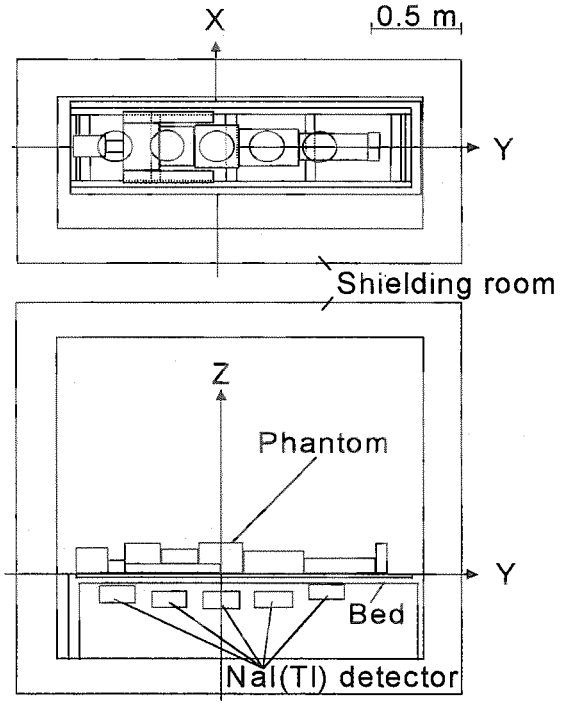


図　1.2.5−1　全身カウンタ及びファントムモデル

1.2.6 尿中プルトニウム分析法の迅速化

プルトニウムが人体の組織中に取り込まれた場合の体内放射能の測定は，排泄物試料を分析するバイオアッセイ法が唯一の手段である。しかしながら，現状のプルトニウムのバイオアッセイは分析に数日を要するため，緊急時の防護対策上大きな課題となっている。また近年では，長寿命放射性核種のバイオアッセイに対して誘導結合プラズマ質量分析計（ICP-MS）を適用することで，従来より短時間かつ高感度に測定することが可能となっている[1]。本研究では尿中プルトニウムのバイオアッセイを半日程度にまで迅速化するための分析法を開発した。

図 1.2.6−1 に今回検討した分析法の分析手順を示す。バイオアッセイ法は化学処理と測定の２つの操作に大別できる。化学処理については更に予備濃縮，灰化及び化学分離に分けることができる。まず，予備濃縮の操作は尿中に沈殿を生成させ，プルトニウムをこの沈殿とともに回収し試料の減容化を行うものである。本分析法では沈殿の回収に大容量の遠心分離装置を用い，１回で 1000ml までの試料を同時に６試料処理できるようにした。これにより，遠心分離操作を数回に分けたり，沈殿の沈降を待ったりすることなく分析ができるようになった。灰化操作については従来のホットプレート上で行う湿式灰化からマイクロウェーブ湿式灰化装置に変更することにより短時間で灰化できるようにした。本灰化装置は 10ml 程度まで減容した試料を約１時間で処理することが可能である。また，この操作は試料を密閉容器に入れて行うので，試料の損失を伴わないことも重要な利点である。化学分離については，従来のイオン交換樹脂を用いた方法から溶媒抽出クロマトグラフィレジンを用いた方法に変更した。樹脂には Eichrom 社製 TRU レジンを使用した。これにより，少ない溶液で化学分離を実施することが可能となり，結果として化学分離に要する時間を短縮することができた。尿試料に ^{239}Pu を添加して分析試験を行い，上記の化学処理操作の化学収率を評価したところ約 90%であり，実用上十分な収率が得られた。尿中プルトニウムの測定は，^{239}Pu のような長寿命放射性核種を対象とした場合，表面障壁型シリコン半導体検出器を用いたα線スペクトロメトリ等の放射線計測よりも ICP-MS を用いた測定の方がより短時間で測定できる。そこで，プルトニウムの検出には ICP-MS を用いた。測定器は横河アナリティカル社製 HP4500 を使用した。これにより，測定時間は少なくとも１時間程度から 10 分以内にまで短縮することができた。また，ICP-MS による測定に切り換えることでα線スペクトロメトリ用に電着線源を作成する操作も省略できた。

本分析法を 1000ml の尿１試料について実施したところ，全所要時間は 12 時間であった。また，検出下限値は尿中の ^{239}Pu 濃度として 0.3μBq/ml であった。この検出下限値は，最も尿へ排泄される割合が小さい Type S の ^{239}Pu の吸入摂取の場合でも，急性摂取直後から 24 時間尿を採取したとして約１mSv に相当する内部被ばくを検出可能であることを意味している。このように，本分析法は従来法と比較してより短時間で尿中プルトニウムのバイオアッセイを可能にする極めて有効な方法であるといえる。

（桑原　潤）

参考文献

1) E. J. Wyse and D. R. Fisher : Radiat. Prot. Dosim., 55(3), 199-206 (1994)

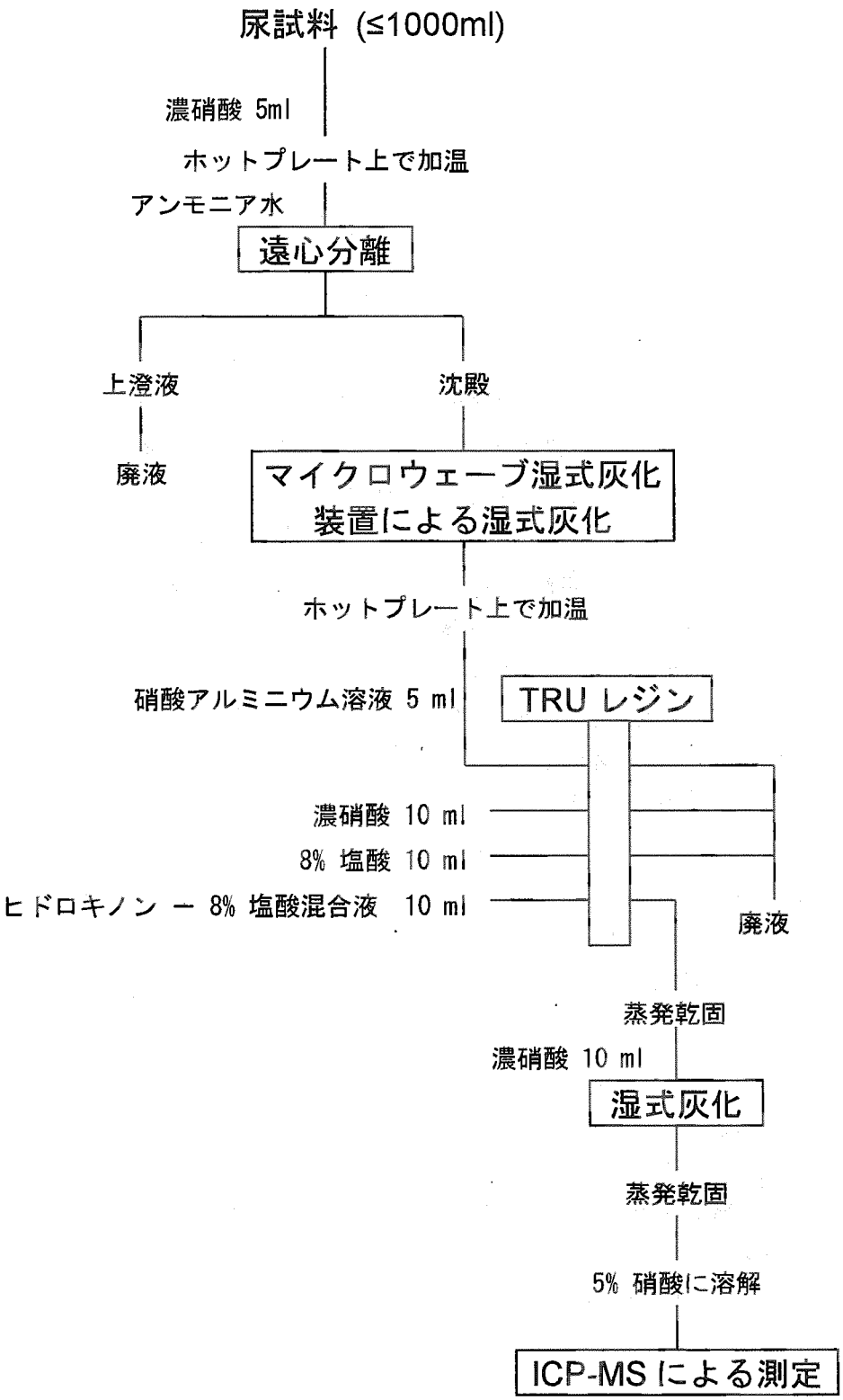


図 1.2.6−1 尿中プルトニウムの分析操作手順

1.3 外部被ばく防護研究

放射性核種による被ばく線量計算には，ICRP Publ.38 に収録されている放射性核種崩壊データが長年使われてきたが，多くの核種について崩壊図の見直しが行われてきたため，最新のデータに基づく崩壊データの整備が望まれていた。そこで，1997 年版評価済核構造データファイル（ENSDF）に基づき，新たに要求が出てきた核種を含めた合計 1037 核種を収録した線量計算用崩壊データファイル（DECDC）を整備した。DECDC は，RSICC，OECD/NEA データバンクを通じて公開されており，今後，放射線防護，医学，工学等の分野での世界的な利用が期待される。

ICRP 1990 年勧告を取り入れた放射線防護関連の新法令の施行にともない，施設の遮へい計算の評価量が 1 cm 線量当量率から実効線量率に変更された。そこで，遮へい体後方での実効線量を簡便に評価するために必要な遮へい計算定数を，γ線，中性子及びβ線からの制動輻射線について整備した。このデータは，新法令の施行に併せて発行された「放射線施設のしゃへい計算実務マニュアル 2000」にも収録されており，今後国内において幅広く活用される。

高エネルギー加速器施設の安全評価には，種々の高エネルギー放射線に対する線量換算係数が不可欠である。そこで，1 MeV から 100GeV の電子に対する実効線量換算係数を計算した。また，100GeV までの中性子，陽子等に対する線量換算係数を計算するために，モンテカルロ輸送計算コード（HERMES）の高エネルギー核反応モデルを改良した。

実験に立脚した中性子線量評価法を確立するために，中性子用人体形状ファントムの開発に着手した。先ず，中性子に対して軟組織等価な材料を開発するために，従来よりも約 10 倍酸素含有比率を高めた材料を試作した。これにより，軟組織等価材料の開発の見通しを得た。

高エネルギー加速器施設では，遮へい体を透過してくる広いエネルギー分布の中性子のモニタリングが重要である。そこで，有機液体シンチレータを基本検出器とした高性能中性子モニタの開発を 1999 年度から行っている。2000 年度は，任意の形状のモニタ設計に必要な検出器の応答関数計算コード（SCINFUL-CG）を開発した。また，有機液体シンチレータをエネルギー分布が異なる複数の中性子場で照射し，スペクトル荷重関数を適用したときの線量評価性能を解析した。その結果，この方法で数 MeV から 100MeV の中性子の線量測定が精度よくできることが分かった。

歯エナメル質を用いた ESR 線量計測法は，放射線事故時やレトロスペクティブな線量評価法として有望である。この手法を用いた人体各部の被ばく線量評価を可能にするために，歯エナメル質の線量と各臓器・組織の線量や実効線量との関係を定量的に明らかにし，換算係数のデータとして整備した。これにより，ESR 線量計測法の適用性の基盤が固まった。

1999 年 9 月に茨城県東海村で発生した JCO 臨界事故に関して，計算シミュレーション手法による 2 名の現場作業者の詳細被ばく解析を行った。作業姿勢を模擬した 2 体の数学ファントム及び臨界を起こした沈殿槽のモデルに対して，モンテカルロ法を用いた臨界計算及び放射線輸送計算を行い，中性子及びγ線による皮膚の線量分布，体内線量分布等を詳細に計算した。本解析結果は，強度放射線被ばく時の人体影響の解明や治療法の開発などに活用できる貴重なものである。

（山口　恭弘）

1.3.1 新しい放射性核種崩壊データファイルの整備

放射性核種による被ばく線量の計算には，ICRP Publ.38[1]の崩壊データが広く利用されてきた。しかし，Publ.38は，発行後18年が経過しており，新しい核構造データに基づくデータの再編集が必要とされている。そこで，1997年版の評価済核構造データファイル（ENSDF）を用いて，Publ.38に収録されている全核種に対して，新しい崩壊データを再評価・整備した。

図1.3.1−1に，崩壊データの編集の手順を示す。1997年8月版ENSDFから，Publ.38に収録されている核種の崩壊データセットを抽出した。各崩壊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，NUBASE[2]と照合して更新した。その後，EDSITRコード[3]を用いて，崩壊データセットから放出放射線のエネルギー及び放出率並びにβ線スペクトルを計算した。ここで，エネルギー及び強度バランスに不具合の見られた崩壊データセットに対しては，ENSDF評価用プログラムFMTCHK及びGTOLを用い，データセットのフォーマット，レベルスキーム，規格化定数等を分析した。そして，規格化定数，分岐比等の補完を行った後，再度，EDSITRを用いて放出放射線のエネルギー等を計算した。

Publ.38改訂のための指標を提供するために，核種ごとに，新たに編集されたデータとPubl.38との比較を行った。その結果，基底状態とアイソマーのエネルギー準位の見直しが必要な核種が19，アイソマーとして新たに崩壊データの整備が必要な核種が9あることが判った。さらに，半減期，崩壊形式と分岐比，放出放射線のエネルギーについて，Publ.38との違いの原因を分析し，これらを整理した[4]。

以上の手順で整備された崩壊データを，Publ.38に収録されていない半減期10分以上の核種の中で既に整備した162核種のデータ[5]と併せ，1037核種を収録した線量計算用崩壊データファイルDECDC（Nuclear DECay Data Files for Dosimetry Calculation）を整備した。DECDCは，広範な利用に供するため，国外においては米国オークリッジ国立研究所の放射線安全情報センター（ORNL RSICC）及び経済協力開発機構の原子力機関（OECD NEA）データバンクを通じて，また，国内においては高度情報科学技術研究機構コードセンターを通じて公開した。DECDCは，今後，放射線防護，核医学，原子炉・加速器施設等の安全評価など様々な分野において，世界的に利用が期待される。

（遠藤　章）

参考文献

1) ICRP : ICRP Publication 38, (1983)
2) Audi, G., Bersillon, O., Blachhot, J. and Wapstra, A.H. : Nucl. Phys., A624, 1-124 (1997)
3) Dillman, L.T. : ORNL/TM-6689, (1980)
4) Endo, A. and Yamaguchi, Y. : JAERI-Data/Code 2001-004, (2001)
5) Endo, A., Tamura, T. and Yamaguchi, Y. : JAERI-Data/Code 99-035, (1999)

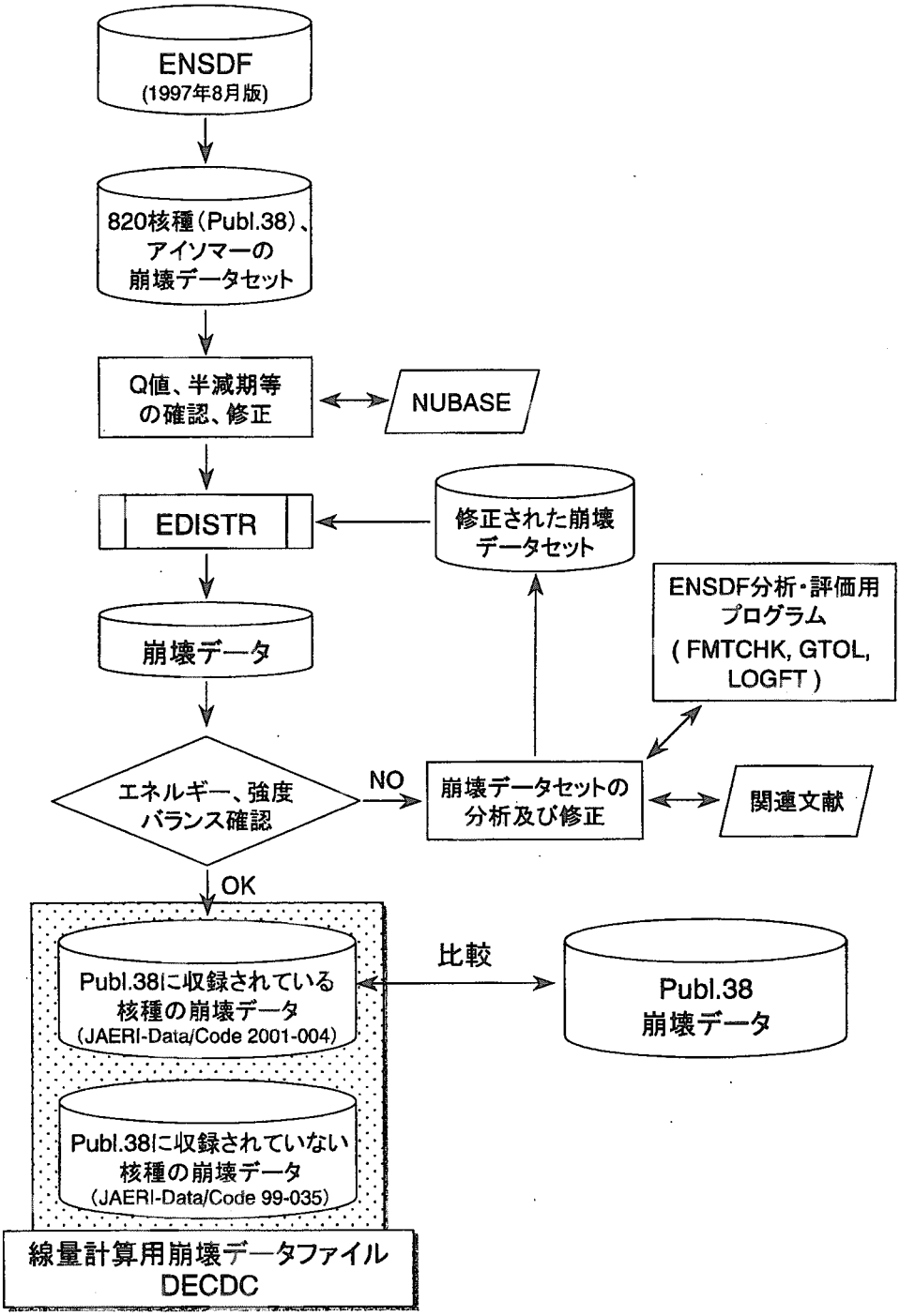


図　1.3.1−1　崩壊データファイルの整備の手順

1.3.2 RI 線源の実効線量評価のための遮へい計算定数

ICRP1990 年勧告の取り入れに伴い「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」関係法令が改正され，放射線の遮へい計算が今までの 1 cm 線量当量率の評価から，実効線量率の評価に変更された。そこで，遮へい体後方での実効線量率を評価するために，0.015MeV から 10MeV の単色γ線，4 種類の中性子源，表 1.3.2−1 に示す RI 線源からのγ線・X線及びβ線からの制動輻射線に対する遮へい計算定数（実効線量率定数，遮へい体中での透過率，…）を整備した[1]。これらのデータは，「放射線施設のしゃへい計算実務マニュアル 2000」[2]に採用されており，今後，国内の施設の放射線遮へい計算に広く活用される。

RI 線源から r(m)離れた位置での放射線による実効線量率は，遮へい計算定数を用いると次式で算出される。

（実効線量率）＝（線源強度）×（実効線量率定数）×（$1/r^2$）×（遮へい体中での透過率）

ここで，実効線量率定数は 1 MBq の裸の線源から 1 m 離れた位置における実効線量率である。また，遮へい体中での透過率は，遮へい体がある時とない時の線源から同一距離における実効線量率の比率である。典型的な遮へい体として，鉄，鉛，普通コンクリート及び水を選定した。

(1) γ線・X線に対する遮へい計算定数

RI からのγ線及びX線の放出データには，評価済核構造ファイル（ENSDF）を処理した DECDEC データファイル[3]等を利用した。表 1.3.2−2 に ^{60}Co 線源からのγ線に対する空気衝突カーマ，1 cm 線量当量及び実効線量の線量率定数を示す。前方入射条件での実効線量率定数は，1 cm 線量当量率定数の約 0.9 倍であることが分かる。これは，他のほとんどの RI についても同様に言える。また，アイソトープ手帳[4]に記載されている数値と，ほぼ等しいことを確認した。

遮へい体内での線量は，単色エネルギーのγ線毎に減衰係数とビルドアップ係数から評価した。図 1.3.2−1 に，^{60}Co 線源からのγ線に対する 4 種類の遮へい体における実効線量及び 1 cm 線量当量の透過率を示す。鉄，鉛及び水における透過率が 2 つの線量で違いが見られないのに対して，普通コンクリートにおいては違いが見られる。これは，従来の「放射線施設のしゃへい計算実務マニュアル」[5]では普通コンクリートの密度を 2.30g/cm^3 としていたのに対して，今回の計算では密度を 2.10g/cm^3 としたためである。密度を補正した場合には，普通コンクリートの場合でも，透過率に違いは見られない。

(2) β線からの制動輻射線に対する遮へい計算定数

β線が，原子番号 20 のカルシウム及びアクリルに衝突した際に発生する制動輻射線スペクトルを BETABREM コードで評価した。制動輻射線のスペクトルは連続エネルギーの分布を有しているが，これを多群化した線スペクトルの集合として近似し，上記γ線・X線と同様の方法で線量を評価した。制動輻射線スペクトル評価法の違い及び線量換算係数の違いにより，実効線量率定数は 1 cm 線量当量率定数の約 0.3 倍から約 0.8 倍の範囲となった。また，遮へい体後方での実効線量率は，旧マニュアルの数値による 1 cm 線量当量率の約 0.6 倍から約 1.5 倍の範囲であった。

（坂本　幸夫）

参考文献

1) 坂本幸夫，他, JAERI-Data/Code 2000-044 (2001).

2) 「放射線施設のしゃへい計算実務マニュアル 2000」，原子力安全技術センター(2000).

3) Endo, A. et al., JAERI-Data/Code 99-035(1999), JAERI-Data/Code 2001-004 (2001).

4) 「アイソトープ手帳　改訂 9 版，10 版」，日本アイソトープ協会(1996,2001).

5) 「放射線施設のしゃへい計算実務マニュアル」，原子力安全技術センター(1989).

表　1.3.2−1　遮へい計算定数の整備したRI

線源の種類	RIの種類
γ線・X線	^{18}F, ^{24}Na, ^{51}Cr, ^{54}Mn, ^{59}Fe, ^{56}Co, ^{57}Co, ^{60}Co, ^{64}Cu, ^{65}Zn, ^{67}Ga, ^{68}Ge/^{68}Ga, ^{75}Se, ^{81}Rb/^{81m}Kr*, ^{85}Kr, ^{85}Sr, ^{99}Mo/^{99m}Tc*, ^{99m}Tc, ^{103}Pd/^{103m}Rh, ^{110m}Ag, ^{111}In, ^{124}Sb, ^{123}I, ^{125}I, ^{131}I, ^{133}Xe, ^{137}Cs*, ^{192}Ir, ^{198}Au, ^{197}Hg, ^{201}Tl, ^{226}Ra/daughter, ^{241}Am
β線からの制動輻射線	^{3}H, ^{14}C, ^{32}P, ^{33}P, ^{35}S, ^{45}Ca, ^{63}Ni, ^{85}Kr, ^{89}Sr, ^{90}Sr, ^{90}Y, ^{90}Sr/^{90}Y, ^{147}Pm

*放射平衡にある娘核種の寄与を含む。

表　1.3.2−2　^{60}Co線源からのγ線の線量率定数

データの出典	空気衝突カーマ	1 cm線量当量		AP実効線量
		ICRP Pub.51	ICRP Pub.74	
単位	μGy・m^2・MBq^{-1}・h^{-1}	μSv・m^2・MBq^{-1}・h^{-1}		
アイソトープ手帳	0.306	0.347	0.354	0.305
本解析	0.307	0.348	0.355	0.306

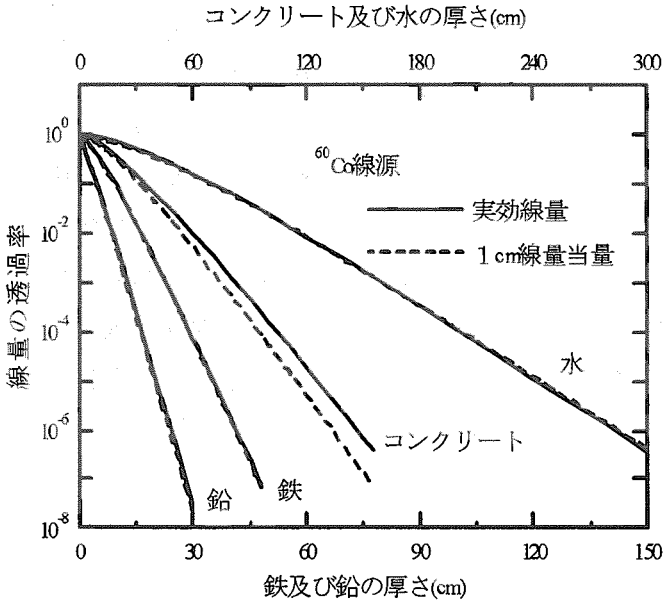


図　1.3.2−1　遮へい体中での^{60}Coγ線の線量透過率

1.3.3 高エネルギー放射線の線量換算係数

近年，基礎科学研究や医学研究等に利用する高エネルギー加速器施設の建設が進められている。原研では高エネルギー加速器機構との共同プロジェクトとして，50GeV の陽子加速器施設の建設を予定している。ICRP は，ICRP Publication74 で単位フルエンスあたりの実効線量を与える換算係数（実効線量換算係数）を，10MeV までの光子及び電子，180MeV までの中性子について示した。しかし，高エネルギー加速器施設において，被ばくをもたらす可能性がある放射線のエネルギーは従来対象としていたものよりも高く，また放射線の種類も多様となる。そのため，加速器施設の運転・管理を安全に行うには，高エネルギーの放射線に対する防護データの整備が重要である。

本研究では，100GeV までの種々の放射線に対する線量換算係数の整備を目的としている。これまでに整備した実効線量換算係数を，図 1.3.3−1 に示す。今年度は，電子の実効線量換算係数の計算と，陽子・中性子・その他の荷電粒子の計算に用いる HERMES コードの改良を行った。

(1) 電子に対する実効線量換算係数

MIRD 型数学人体模型（ファントム）と電磁カスケードモンテカルロコード EGS4[1]を用いて，1MeV から 100GeV までの電子に対する実効線量換算係数を計算した[2]（図 1.3.3−2)。実効線量換算係数には，人体内での電磁カスケード反応と，それに伴い発生する数 10MeV 以上の光子の光核反応が考慮されている。電磁カスケード反応による吸収線量は，各臓器・組織の沈着エネルギーから計算した。また，光核反応による吸収線量は，各臓器・組織の平均光子フルエンスと人体の主要元素（炭素，窒素，酸素）に対する 140MeV までの（γ,p)，（γ,n)，（γ,d)，（γ,t)，（γ,^{3}He）及び（γ,α）反応の断面積を用いて評価した。ファントムの照射条件は，前方（AP)，後方（PA)，側方（LAT)，等方（ISO）及び回転（ROT）照射とし，カットオフエネルギーは，光子，電子に対して，それぞれ 10keV，100keV とした。ヒストリー数は，組織荷重係数（w_T）が与えられている臓器･組織の吸収線量の相対標準偏差が 10%以内になるように設定した。

140MeV までのエネルギー範囲について，吸収線量への光核反応の寄与は 0.2%であり，100GeV までについても，各臓器･組織の平均フルエンスを考慮して，１%以下であると評価した。

(2) 高エネルギー放射線輸送計算コードシステム（HERMES）の改良

HERMES の 3.5GeV 以上の核反応モデルを，スケーリングモデルから EVENTQ モデルへ変更した。スケーリングモデルでは，3.5GeV までの核子・核子散乱断面積データ及びπ中間子生成断面積データが 3.5GeV 以上にまで外挿されるが，10GeV 以上では物理的に明らかに矛盾する断面積が計算される。そこで，3.5GeV 以上での核反応を取り扱える EVENTQ モデルを導入し，断面積の角度分布計算を行った。その結果，断面積データの不連続が改善されたことを確認した。

今後，ベンチマーク実験データを収集して，EVENTQ モデルを組み込んだコードの検証を行うとともに，陽子及び中性子の換算係数を計算し，他のコードによる結果と比較する予定である。

（津田　修一，坂本　幸夫）

参考文献

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

2) Tsuda, S. et al. : Proceedings of the Second International Workshop on EGS4, 41, (2000)

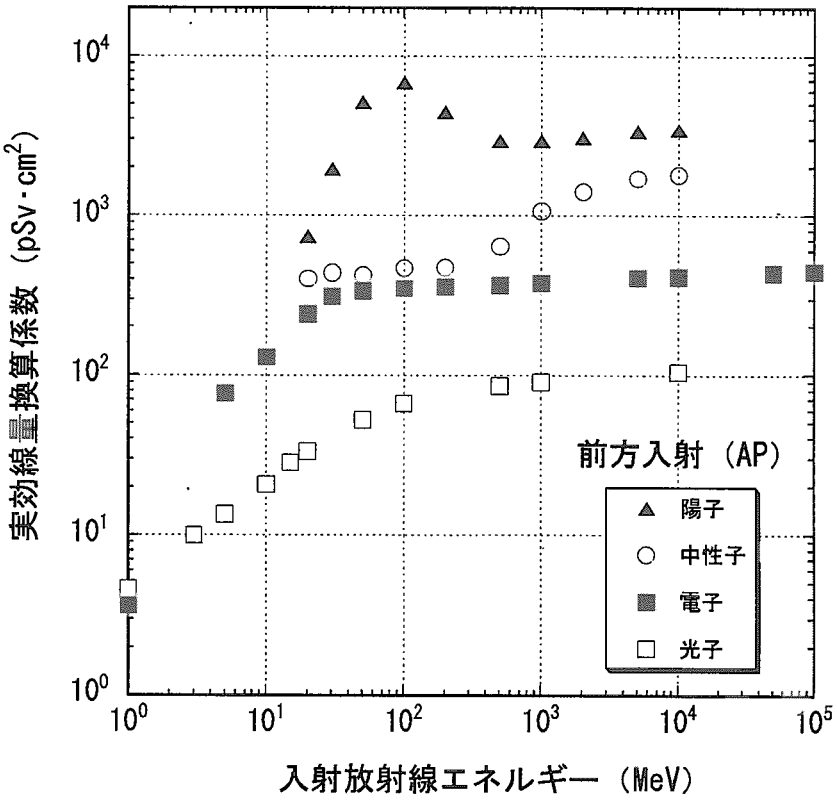


図　1.3.3−1　現在の換算係数整備状況

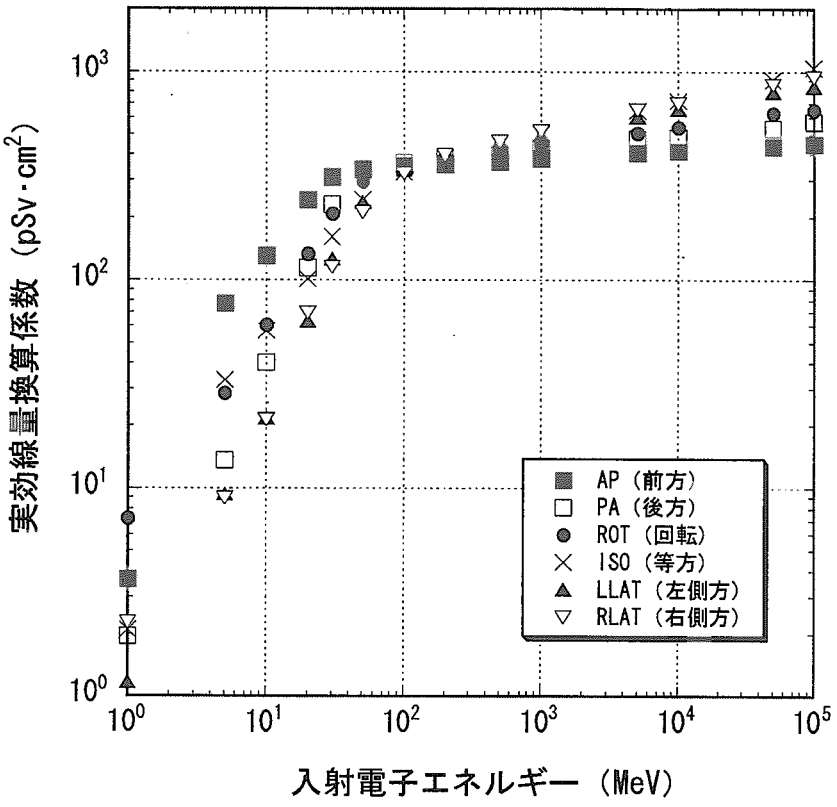


図　1.3.3−2　電子に対する実効線量換算係数

1.3.4 中性子ファントム用軟組織材料の試作

加速器を用いて得られる強力な中性子を利用した物質科学，生命科学等の基礎科学研究が，今後幅広く展開されようとしている。これらの研究を安全に推進するためには，中性子に対して精度の良い線量評価を行うことが不可欠である。しかし，中性子に対する人体組織と等価なファントムがないために，現状の中性子線量評価は，過度に計算に依存している。そこで，実験による検証に立脚した中性子線量評価法を確立するために，中性子用の人体形状ファントムの開発を開始した。2000年度は，従来の固体材料において最も問題とされてきた酸素含有量を改善する材料の開発に着目した合成試験を実施した。

ファントム材料の合成に用いる原材料には，酸素含有量の高い高分子材料を調査し，表1.3.4−1に示す主材料及び3種類の添加材料を選択した。各原材料を，相容性を確認しながら配合し，スーパーミキサーを用いて225℃から230℃で5分間混合した。その後，エックスルーダーを用いて混練し，押し出し成型した。合成した材料に対して，1）元素組成，2）密度，3）引っ張り強さ，4）衝撃強さの測定を行い，線量測定など通常の使用条件下で，材料の変形及び変質が生じないことを確認した。また，ICRU Report 26[1)]の元素ごとのカーマ係数を用いて，合成した材料のカーマ係数を評価し，軟組織との比較を行った。

表1.3.4−2に，最も高い酸素含有量が得られた材料TM10について，人体主要4元素に対する重量組成を，軟組織（筋肉）及びA150プラスチック[1)]の組成とともに示す。A150は，Exradin社で合成されている材料で，組織等価プラスチックとして，組織等価比例計数管検出器等に用いられている。TM10における重量比率は，軟組織に対して，炭素が+29.6%，酸素が−23%であり，A150に比べて，より軟組織に近い組成になっている。特に，酸素の比率は，A150に比べ，約10倍も向上させることができた。図1.3.4−1に，単位フルエンスあたりの実効線量が大きくなる0.01MeVから20MeVにおける，TM10及びA150と軟組織とのカーマ係数の比を示す。TM10はA150に比べて酸素の比率が軟組織に近いため，TM10では，A150に見られる酸素の弾性散乱に起因する0.3MeVから10MeVにおけるカーマ係数の不連続部分が，平坦になり改善されていることが分かる。しかし，TM10のカーマ係数の値は，軟組織に比べて10から30%小さい。これは，このエネルギー範囲における軟組織のカーマ係数は，中性子と水素との弾性散乱による寄与が主であるため，TM10の水素の比率が，軟組織と比べて2.9%小さいことに起因している。

以上の結果から，今回合成したTM10を基に，酸素の比率を維持し，水素の比率を増加させることにより，軟組織を模擬した材料が合成できる可能性が見いだされた。今後は，水素比率を改善するための材料の合成方法を検討するとともに，合成された材料に対して，放射線特性試験を実施する。

（遠藤　章）

参考文献

1) ICRU Report 26, (1977)

表　1.3.4—1　中性子用軟組織ファントム材料の合成に用いた原料

主材料	ポリアセタールホモ	— $[CH_2\text{-}O]_n$ —
添加材料	ポリアセタールコポリマー	— $[(CH_2\text{-}O)_p/(CH_2CH_2\text{-}O)_q]_n$ —
	ナイロン6	— $[NH(CH_2)_5CO]_n$ —
	ナイロン12	— $[NH(CH_2)_{11}O]_n$ —

表　1.3.4—2　合成した材料の重量組成

	主要4元素の比率（%）				
材料	炭素	水素	窒素	酸素	合計
軟組織（筋肉）	14.3	10.2	3.4	71.0	98.9
TM10	43.9 (+29.6%)*	7.3 (-2.9%)	0.8 (-2.6%)	48.0 (-23.0%)	100.0
A150	77.6 (+63.3%)	10.1 (+0.1%)	3.5 (+0.1%)	5.2 (-65.8%)	96.4

*軟組織の組成との差

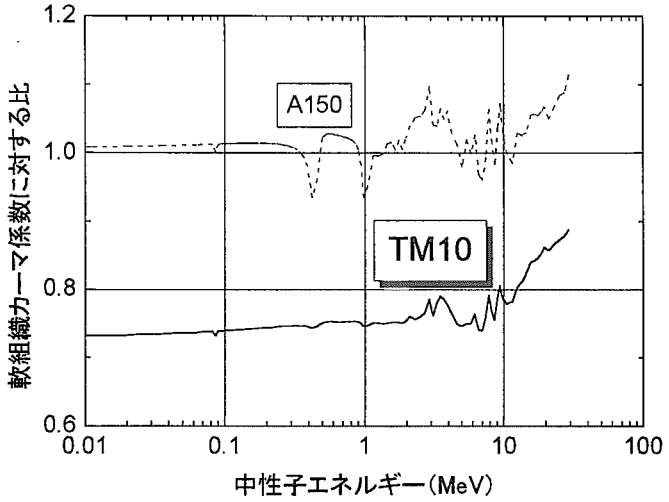


図　1.3.4−1　合成した材料と軟組織とのカーマ係数の比

1.3.5 有機シンチレータ応答関数計算コードの改良

有機シンチレータは，検出効率が高いことやn-γ弁別性能が良いことにより，高エネルギー中性子スペクトロメータとしてよく用いられている。本研究では，有機シンチレータを用いた広帯域用中性子モニタの開発を1999年度から進めている。モニタを設計するためには，有機シンチレータの応答関数が必要である。有機シンチレータの応答関数の計算には，従来からSCINFULコード[1]が利用されている。しかし，SCINFULは，円柱型のシンチレータしか扱うことができない。そこで，任意の形状のシンチレータに対する応答関数と体系内のスペクトルの両方を評価できる応答関数計算コードSCINFUL-CGを開発した。

SCINFUL-CGは，SCINFULを基に，1）検出器形状指定機能，2）スペクトル評価機能，3）新たな断面積データを追加することにより開発した。図1.3.5−1に，SCINFUL-CGとSCINFULの構造を示す。まず，検出器形状指定機能として，任意の形状の複数領域設定を行うために，CG（Combinatorial Geometry）と呼ばれる幾何形状指定機能をさらに拡張したMARS-CG[2]を組み込んだ。これは，直方体，球，円柱等の基本形状を組み合わせ，複雑な形状を表す方法である。基本形状には，MARS-CGに新たに一般回転楕円体，斜楕円錐体等の5つを加え，合計14種類の基本形状の利用をできるようにした。スペクトル評価機能は，CGで定義された各領域における中性子飛跡長エスティメータを追加することにより，中性子スペクトルを評価するようにした。断面積の追加[3]では，有機シンチレータを低速中性子検出用のLiガラスシンチレータと組み合わせた検出器を設計するために，Liガラスシンチレータを構成する珪素（Si）及び酸素（O），シンチレータのキャップによく使われているアルミニウム（Al）の中性子輸送断面積を追加した。以上の改良により，任意の形状を持つ有機シンチレータの応答関数計算が可能になった。また，Liガラスシンチレータ領域においても中性子の輸送計算で得られるスペクトル情報から応答関数評価できるようになった。

SCINFUL-CGの信頼性を確認するために，80MeV中性子が円柱型有機シンチレータに入射した時の応答関数をSCINFUL-CGとSCINFULで計算・比較した。図1.3.5−2に示す検出器に対して，SCINFUL-CGにより中性子スペクトルを計算した。ケース1では，Liガラスシンチレータを有機シンチレータの内側に置き，ケース2では外側に置いた。図1.3.5−3は，5MeVの中性子が入射した時，ケース1及びケース2における各シンチレータの中性子エネルギースペクトルの計算結果である。Liガラスシンチレータは，有機シンチレータの内側に入れた方が1MeV以下の低エネルギー中性子成分が増えている。すなわち，検出器の低エネルギー中性子成分の感度を上げるためには有機シンチレータを外側，Liガラスシンチレータを内側に置いた方が良いことが分った。

今後は，このSCINFUL-CGを利用し，検出器の詳細設計計算を行い，広帯域用中性子モニタの検出器の開発を行う。

（金　ウンジュ）

参考文献

1) Dickens, J.K.: ORNL-6463, （1998）.
2) West, J.T. et al: NUREG/CR-0200, Vol.3 （1984）.
3) Chadwick, M.B. et al: Nucl. Sci. Eng., 131, P. 293-328, （1999）.

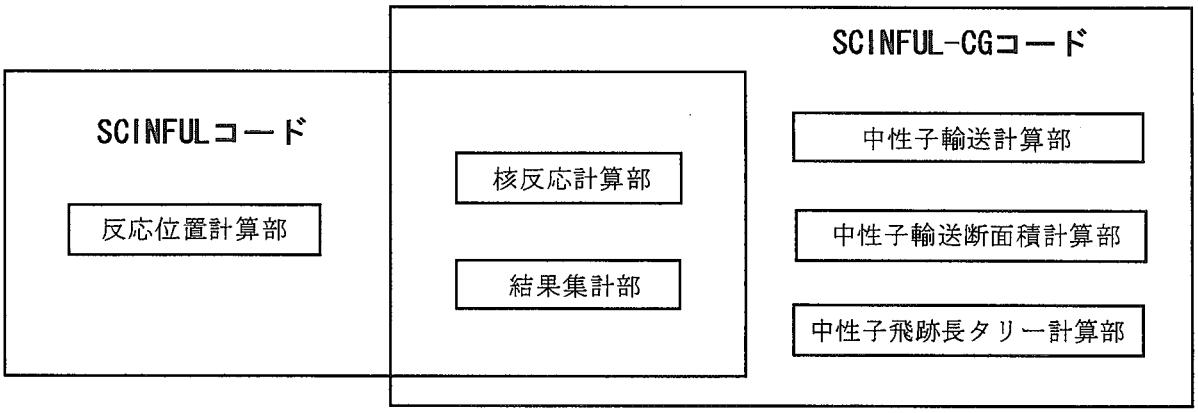


図　1.3.5−1　SCINFUL-CGコードとSCINFULコードの構造

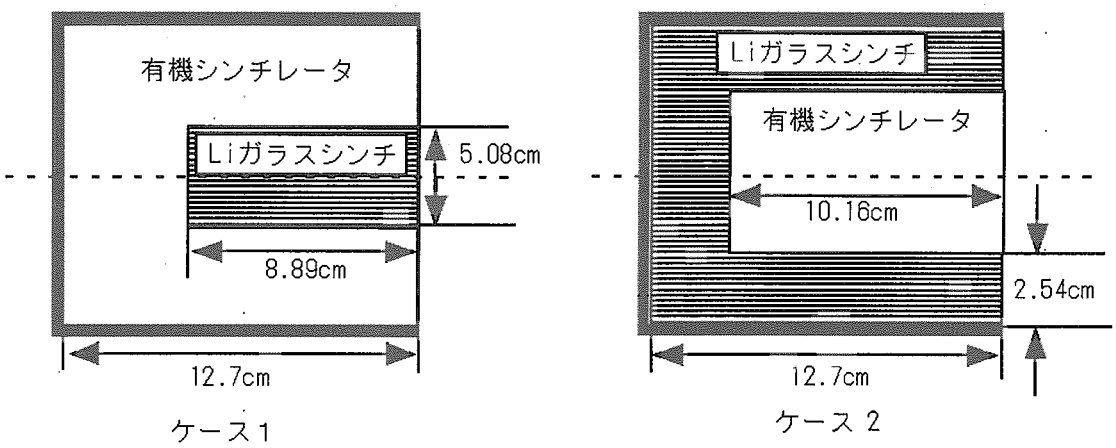


図　1.3.5−2　SCINFUL-CGコードによる設計計算体系

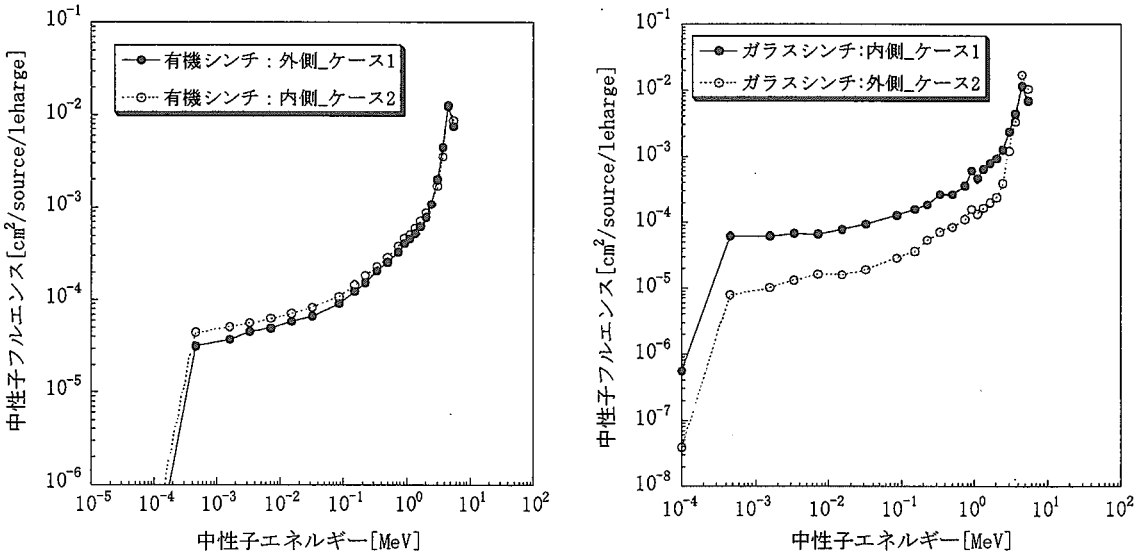


図　1.3:5−3　5MeV中性子の入射時の各シンチレータ内での中性子エネルギースペクトル

1.3.6 有機液体シンチレータを用いた中性子線量の測定

大強度高エネルギー陽子加速器を利用した基礎科学研究，原子力開発が今後幅広く展開されようとしている。このような加速器施設では，熱エネルギーから数100MeVの広いエネルギー範囲にわたる中性子に対する線量評価が重要になる。本研究では，1999年度から有機液体シンチレータ（以下「液体シンチ」という。），100MeVまで線量評価可能な広帯域エネルギー用中性子モニタの開発を行っている。1999年度[1]は，液体シンチの波高分布から線量を評価するスペクトル荷重関数（以下「G関数」という。）を求めた。2000年度は，中性子エネルギースペクトルが既知の中性子場で中性子線量を測定し，G関数による中性子線量評価法の信頼性を確認した。

液体シンチの応答関数及びG関数による線量評価法の信頼性の確認するために，液体シンチの波高分布測定を，原研東海研放射線標準施設棟（FRS）の中性子校正場[2]，東北大高速中性子実験室（FNL）の単色中性子場[3]，高崎研TIARAの準単色中性子場[4]で行った。FRSでは，^{252}Cf及び^{241}Am-Be中性子源を用いて連続スペクトルを持つ中性子に対する波高分布を測定した。FNLでは，2MeV及び15MeV単色中性子に対する波高分布を測定した。TIARAでは，41MeV及び65MeVの準単色中性子に対する波高分布を測定するとともに，エネルギースペクトルをTOF法（飛行時間法）で測定した。図1.3.6−1に，液体シンチのG関数を，図1.3.6−2に，15MeV中性子の入射時に測定した液体シンチの波高分布を示す。G関数に基づく線量は，各中性子場での有機液体シンチレータの波高分布$P(E_R)$を用いて次式により計算した。

$$H = \int P(E_R) \cdot G(E_R) dE_R$$

表1.3.6−1に，各中性子場に対しG関数による波高分布から直接測定した中性子の周辺線量当量を示す。この表には，各中性子場の中性子エネルギースペクトルにより評価した中性子線量も示し，G関数による線量と比較した。15MeV以上では，G関数による線量は中性子場の線量に対し0.9から1.1の比でよく一致している。一方，^{252}Cf，^{241}Am-Be，2MeVのように中性子エネルギーが数MeV以下では，G関数による線量は中性子場の線量に対して0.5から0.7の比で，場の線量より小さい。これは，入射中性子エネルギーが低いほど，波高分布の測定において，デットタイム及びノイズ成分を減らすために設定したしきいレベル以下の低発光量成分の比率が，全線量に対して大きくなることが原因であると考えられる。これに対しては，測定回路の工夫により改善が可能である。

以上により，G関数の適用により液体シンチを数MeVから100MeV用中性子モニタ検出器として利用可能であることを実証した。今後は，熱中性子領域まで測定範囲を拡げるために設計・試作した，Liガラスシンチと液体シンチを組み合わせた新型中性子検出器の基礎特性の試験を行う。

（金　ウンジュ）

参考文献

1) 金　ウンジュ: 保険物理−研究と管理−No.42, JAERI-Review, 2001-007, P. 41-43, (2001).
2) Dumais, J.P. et al.: JAERI-Tech 98-005, (1998).
3) Baba, M. et al: Nucl. Instr. Meth., A376, P.115-123, (1996).
4) Baba, M. et al: Nucl. Instr. Meth., A428, P. 454-465, (1999).

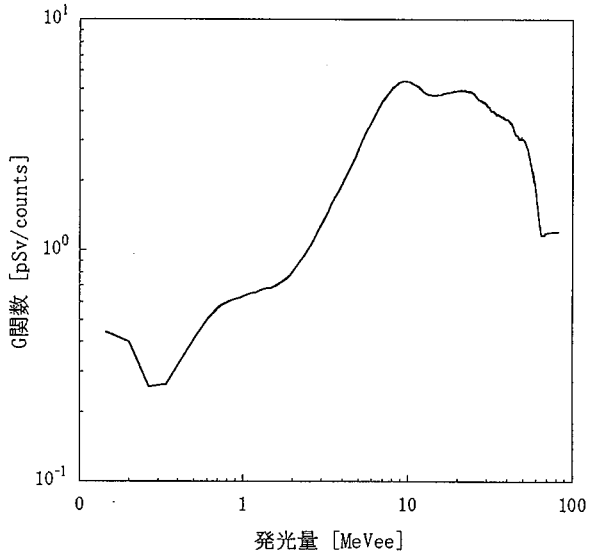


図　1.3.6−1　有機液体シンチレータのG関数

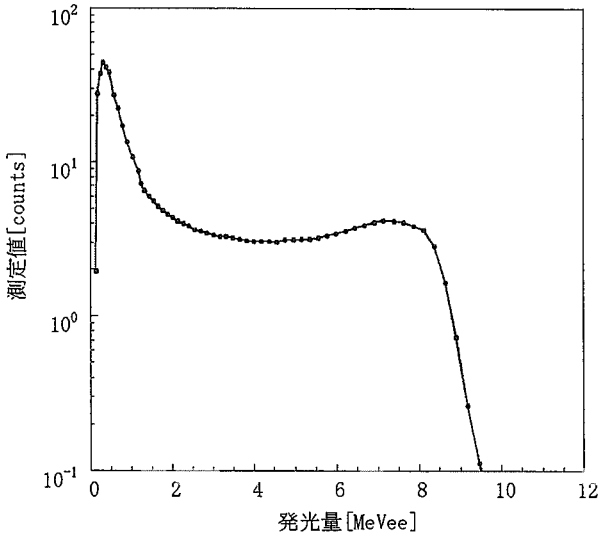


図　1.3.6−2　15MeV単色中性子に対する液体シンチの波高分布

表　1.3.6−1　G関数による線量と各中性子場の線量との比較

中性子線源及び 中性子エネルギー	G関数による線量(G) [pSv/(n/cm²)]	中性子場の線量(D) [pSv/(n/cm²)]	比 (G/D)
^{252}Cf_FRS	1.57×10^{-03}	2.48×10^{-03}	0.63
^{241}AmBe_FRS	2.10×10^{-03}	2.83×10^{-03}	0.74
2MeV_FNL	$1.88\times10^{+02}$	$4.20\times10^{+02}$	0.45
15MeV_FNL	$5.71\times10^{+02}$	$5.40\times10^{+02}$	1.06
41MeV_TIARA	$8.41\times10^{+02}$	$9.67\times10^{+02}$	0.87
65MeV_TIARA	$1.08\times10^{+03}$	$1.08\times10^{+03}$	1.00

1.3.7 歯エナメル質線量と臓器線量の関係

歯エナメル質を用いた ESR 線量計測法は，線量計等による線量計測情報がない過去の事例における被ばく線量推定の有効な手法として注目されている。この方法により直接評価することが可能な量は，歯エナメル質が受けた吸収線量である。一方，個人の受けた被ばく線量は，一般的に臓器線量または実効線量で評価される。そこで，ESR 線量計測法を用いた個人被ばく線量評価に資するため，光子外部被ばくに対する歯エナメル質の吸収線量と臓器線量の関係を定量的に明らかにした。

歯を含む人体の各臓器における線量及び実効線量は，モンテカルロ電磁化カスケード計算コード EGS4 コード[1]を組み込んだ UCGEN コードを用いたシミュレーション計算により解析した。計算に用いた MIRD - 5 型数学人体模型の頭部に，歯の領域を新たに定義した[2]。この追加された歯のモデルでは，エナメル質部分がそれ以外の象牙質部分などと分離されていない。また，領域の材質も ICRP23 における標準人[3]の歯全体に関するデータと一致させ，モンテカルロ計算では歯全体が受ける吸収線量を評価した。歯エナメル質の線量は，歯全体及びエナメル質部の材質に関するカーマ係数を整備し，モンテカルロ計算により得られた歯全体の吸収線量の算出結果から評価した。モンテカルロ計算では，光子は平行ビームとして人体軸に対して垂直に入射するものとし，その入射方向は 30 度毎に変化させた。光子エネルギーは，30keV から 2,500keV までの間の 8 点とした。

表 1.3.7−1 に，50keV，80keV，662keV 及び 1,250keV の光子が様々な方向から人体に入射した場合の歯エナメル質を含めた臓器線量及び実効線量の評価結果を示す。全てのエネルギーについて，歯エナメル質の線量は，赤色骨髄，皮膚，骨表面などの全身に分布する臓器以外の臓器の線量と同様に，光子の入射方向に依存した。特に，歯が頭部前方に位置するため，後方入射条件では，エナメル質の線量は低い値を示した。低エネルギー光子が人体の後方以外から入射した場合，歯のエナメル質の吸収線量は他の臓器の線量よりも高い値を示した。これは，エナメル質が他の臓器と比較して，カルシウム及びリンといった高原子番号の元素を含み，このエネルギー領域における光電効果の寄与が大きくなるためである。一方，コンプトン効果が支配的となる 300keV 以上のエネルギー領域では，歯エナメル質の線量は軟組織からなる臓器，肺及び骨表面の線量と近い値を示した。特に，歯の真下に位置する甲状腺の線量とエナメル質線量の光子の入射方向に対する依存性は，近いものとなった。また，662keV 以上の光子が人体に入射した場合，歯エナメル質の線量と実効線量は，ファクター２の範囲内の近い値となることが分かった。

今回の評価結果は，放射線事故時及びレトロスペクティブな線量評価法として有益な ESR 線量計測法により被ばく線量を推定する際に有益なデータになる。

（高橋　史明）

参考文献

1) W.R.Nelson, H.Hirayama and D.W.O.Rogers The EGS4 Code System, SLAC-265 (1985).

2) F.Takahashi, Y.Tamaguchi, K.Saito, M.Iwasaki, C.Miyazawa and T.Hamada: Proceedings of the second International Workshop, KEK Proceedings 2000-20, 48-55 (2000).

3) International Commission on Radiological Protection. Report of the Task Group on Reference man, ICRP Publication 23 (Oxford: Pergamon Press) (1974).

表　1.3.7−1　単位空気カーマあたりの臓器線量，実効線量及び歯エナメル質線量(単位：Gy/Gy)

臓器・組織	50keV				80keV			
	AP*1	PA*1	RLAT*1	ANG(AV.)*1	AP*1	PA*1	RLAT*1	ANG(AV.)*1
生殖腺	1.29	0.468	0.209	0.600	1.55	0.864	0.384	0.868
赤色骨髄	0.428	0.700	0.288	0.447	0.727	1.10	0.502	0.743
結腸	0.971	0.515	0.256	0.529	1.42	0.989	0.453	0.848
肺	0.986	1.11	0.437	0.749	1.29	1.43	0.658	1.02
胃	1.34	0.464	0.0636	0.651	1.70	0.799	0.166	0.947
膀胱	1.36	0.403	0.218	0.600	1.70	0.734	0.436	0.903
乳房	1.39	0.283	0.663	0.773	1.53	0.490	0.794	0.923
肝臓	1.07	0.716	0.703	0.657	1.44	1.07	1.03	0.954
食道	0.569	0.580	0.265	0.457	0.941	1.10	0.522	0.830
甲状腺	1.54	0.224	0.826	0.884	1.77	0.481	1.12	1.15
皮膚	0.941	0.917	0.664	0.819	1.07	1.06	0.773	0.943
骨表面	1.95	2.40	1.38	1.86	2.16	2.56	1.47	2.01
残りの臓器	0.891	0.886	0.474	0.722	1.15	1.15	0.645	0.950
実効線量*2	1.08	0.616	0.345	0.637	1.39	0.978	0.540	0.916
歯エナメル質	7.23	0.889	4.33	4.13	6.97	1.66	4.68	4.45

臓器・組織	662keV				1250keV			
	AP*1	PA*1	RLAT*1	ANG(AV.)*1	AP*1	PA*1	RLAT*1	ANG(AV.)*1
生殖腺	1.09	0.851	0.552	0.779	1.06	0.893	0.640	0.830
赤色骨髄	0.824	1.02	0.658	0.820	0.859	1.01	0.721	0.854
結腸	1.03	0.864	0.514	0.768	0.942	0.823	0.607	0.790
肺	0.990	1.08	0.660	0.864	1.00	1.06	0.731	0.896
胃	1.11	0.775	0.346	0.796	1.09	0.815	0.450	0.832
膀胱	1.11	0.751	0.578	0.785	1.06	0.778	0.658	0.823
乳房	1.12	0.721	0.792	0.845	1.10	0.801	0.839	0.881
肝臓	1.02	0.879	0.853	0.802	1.00	0.896	0.880	0.835
食道	0.808	0.893	0.605	0.777	0.837	0.883	0.691	0.825
甲状腺	1.23	0.574	1.02	0.986	1.15	0.660	1.06	0.995
皮膚	0.941	0.938	0.783	0.873	0.953	0.947	0.821	0.898
骨表面	0.917	1.00	0.704	0.872	0.927	0.990	0.749	0.891
残りの臓器	0.945	0.951	0.673	0.848	0.956	0.960	0.734	0.880
実効線量*2	1.02	0.877	0.613	0.815	1.00	0.892	0.688	0.850
歯エナメル質	1.10	0.549	0.982	0.907	1.04	0.624	0.956	0.889

*1：AP 前方入射，PA 後方入射，RLAT 右側方入射条件

ANG (Av.) 全角度（12 方向の入射）に関する平均値

*2：単位　Sv/Gy

1.3.8 東海村臨界事故重度被ばく患者に対する線量分布の詳細解析

1999年9月30日，JCO東海事業所において発生した臨界事故では，現場で作業を行っていた3名の従業員が重度の放射線被ばくを受けた。このうち，沈殿槽にウラン溶液を投入していた2名は，中性子とγ線が混在する核分裂線源近傍において，著しく不均等に被ばくした。これらのことが，この2名の臨床症状に深く関係していたと推定されている。したがって，2名の重度被ばく患者に対しては，臨床症状との対比のために，部位毎の中性子及びγ線による線量分布の情報が不可欠である。そこで原研では，放射線医学総合研究所との共同研究により，モンテカルロ計算手法及び数学ファントムを用い，被ばく時の位置，姿勢を模擬した計算シミュレーションを実施し，重度被ばく患者の線量分布を詳細に解析した。

臨界計算及び放射線輸送計算は，連続エネルギーモンテカルロコードMCNP-4B[1]及びMCNPX[2]用いて行った。沈殿槽及びウラン溶液（^{235}U 濃縮度 18.8%，ウラン濃度 370gU/l）を詳細にモデル化し，その周囲に原研で開発された四肢可動型数学人体ファントム[3]を配置した。それぞれの患者に相当するファントムの位置及び姿勢は，図1.3.8−1に示す手順に従い，(a) 患者からの聞き取り，(b) 事故現場模擬施設を用いた作業姿勢の再現実験，患者骨試料中の放射化生成物の解析，に基づいて (c) 線量計算の体系を確定した。この条件で，臨界の固有値計算により沈殿槽から漏洩する中性子及びγ線の輸送計算を行い，人体の線量を計算した。評価した項目は，1）中性子，γ線それぞれによる全身平均での吸収線量及び ^{24}Na 比放射能，2）全身皮膚における吸収線量分布，3）胴体内における吸収線量の3次元分布である。また，位置，姿勢等が想定される範囲内で変動した場合に，それらの線量への影響についての感度解析を行った。

計算結果は，臨床症状との比較が容易にできるように，カラーマップを用いて，全身皮膚及び胴体内における吸収線量分布を詳細に表現した[4]。本解析結果は，中性子及びγ線混在場における高線量被ばく時の人体影響の解明，さらにはその治療法など，学術面での研究の進歩のために，今後活用されるものであると考えられる。

（遠藤　章）

参考文献

1) J.F. Briesmeister : LA-12625-M, (1997)
2) L.S. Waters : TPO-E83_G-UG-X-00001 Rev. 0, (1999)
3) 山口恭弘：保健物理，27，143-148 (1992)
4) 遠藤章，山口恭弘，石榑信人：JAERI Research 2001-035, (2001)

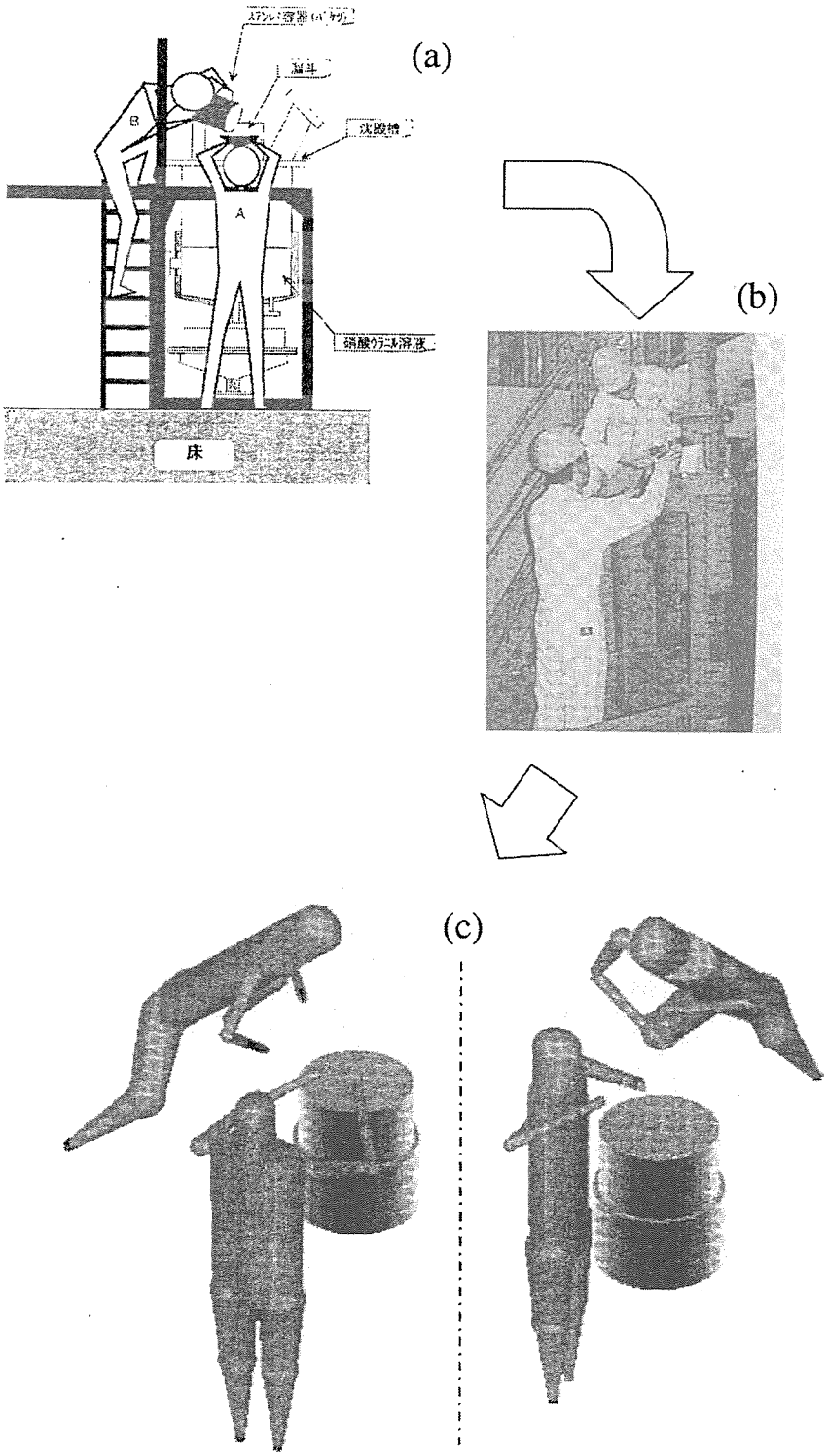


図　1.3.8−1　計算体系構築の手順

(a)患者による証言，(b)模擬施設を用いた再現試験，(c)線量計算のために確定された体系

1.4 線量計測技術開発

線量計測技術の開発においては，主として，放射線計測の品質保証で重要な校正及びトレーサビリティに関する技術開発と，廃棄物や環境を対象とした微弱放射線測定モニタリングに関する技術開発を行っている。2000年度においては，以下のような技術開発を実施した。

中性子線量計の校正技術に関しては，2001年4月からの放射線防護関連法令へのICRP1990年勧告取り入れに対応するため，放射線標準施設の減速中性子校正場についてスペクトルの測定及び計算との比較を行い，新しい線量当量換算係数に基づいた基準線量当量率を決定した。また，国産のレムカウンタのエネルギーレスポンスをモンテカルロ計算と実測により評価し，換算係数の変更が線量当量レスポンスに大きな影響を与えないことを明らかにした。

放射線管理用機器のトレーサビリティの確立に関しては，連続スペクトル中性子校正場の基準移行に必要な新しいタイプの中性子測定器の開発を開始し，その減速材の構造についてモンテカルロシミュレーションに基づく詳細設計を行った。また，表面汚染検査計の校正に使用されている面線源の均一性をイメージングプレート等により詳細に測定し，校正用面線源の均一性についての知見を得た。

微弱放射線モニタリング技術に関しては，放射性廃棄物のクリアランスレベル確認測定に使用できる逆同時計数システムを組み込んだ核種同定型γ線検出ユニットを試作し，その基礎特性評価を行った。また，各種γ線測定システムの検出限界等を計算により解析評価するため，屋内バックグラウンドγ線スペクトルを模擬できるモンテカルロ計算プログラムを開発した。

異常時等の環境モニタリング技術に関しては，原研−チェルノブイリ国際研究センター間の研究協定に基づきチェルノブイリ現地で収集されたデータを解析することにより，地中放射能分布形と地中線量率との関係を明らかにした。また，原子力施設周辺の住民や一般国民が身の回りの放射線の程度を自ら把握し，判断できる簡易放射線測定器の開発を開始し，測定器の概念設計を行った。

（吉田　真）

1.4.1 減速中性子校正場のスペクトル測定

放射線標準施設棟（FRS）には，中性子線量計を実際の場に近いスペクトルで校正するために，減速中性子校正場が整備されている。本年４月の放射線防護関係法令への ICRP1990 年勧告取入れに伴い，中性子線量換算係数が変更されるとともに，サーベイメータと個人線量計の校正には異なる基準線量当量が適用されることとなった。このため，新しい換算係数に基づいた減速中性子校正場の基準線量当量率をスペクトルの測定・評価に基づく従来よりも詳細な方法で求めた。

FRS の減速中性子校正場は，コンクリート床上 100cm 位置に線源を置き，距離の異なる２点（A 点：40cm，B 点：100cm）を用いる場（床上減速場）と，コンクリートブロックに囲まれた空間内で，被校正器位置を固定し，線源位置を変える（距離；C 点：50cm，D 点：110cm，E 点：160cm）ことにより散乱線を変化させる場（コンクリート減速場）で構成されている。中性子線源は Am–Be（37GBq）である。

中性子スペクトルの測定には，①球形減速材付 BF_3 カウンタ（ポリエチレン減速材厚：０，０[Cd カバー付]，１，２，３，４，６，８，10，14cm，以下「BMS」という。），②球形反跳陽子比例計数管（BTI 社製 ROSPEC，H_2 ガス封入２”φカウンタ：１，４，10atm.及び CH_4+Ar ガス封入６”φカウンタ：５atm.の４つの検出器，測定範囲：0.1 から 4.5MeV），③液体シンチレーションカウンタ（２”φ×２”NE–213，測定範囲：２MeV 以上）を用いた。①のレスポンス関数は国家標準での測定に基づき評価されている [1]。ROSPEC を用いた測定では，４つの検出器を個々に測定した。測定結果からアンフォールディングコード（①SAND–Ⅱ，②SPEC–４，③FORIST）により中性子スペクトルを求めた。また，モンテカルロコード MCNP-4B を用いた計算評価も行った。この計算結果は SAND–Ⅱの初期推定スペクトルとしても用いた。

図 1.4.1−1 にスペクトルの測定結果（10keV 以上）を示す。ROSPEC による結果は，統計精度の良い測定が困難であったためバラツキが大きい。３種類のカウンタによる測定結果の一致はよい。したがって，全エネルギー範囲をカバーしている BMS の結果に基づき基準線量当量率を求めた。結果を表 1.4.1−1 に示す。なお，$H_{p,slab}(10)$については，平行ビームを仮定した場合の値である。これらの値の不確かさは，主たる要因として，BMS のレスポンス関数の精度（実験値との差：最大 15%）及びアンフォールディング時の収束誤差（４%）を考慮すると，16%と評価される。

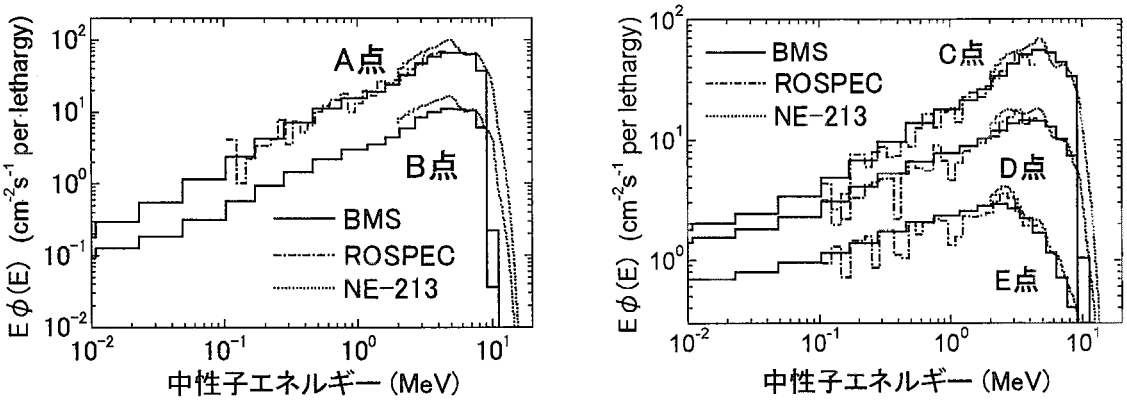
従来用いていた基準線量当量率（旧 H*(10)）と今回のスペクトル測定から評価した旧 H*(10)とを比較して表 1.4.1−2 に示す。同表には平均エネルギーの比較も示した。従来の値は，二検出器法（厚さ 4.5cm 及び 8.5cm の円筒型減速材で覆った BF_3 カウンタの計数率とその比から求める方法）[2]により求められた値である。線量当量率の値は，二検出器法の不確かさ（30%）を考慮すると比較的一致はよい。一方，平均エネルギーの値は大きく異なっている。これは，従来の平均エネルギーは，二検出器法におけるエネルギー指標（エネルギーレスポンスが異なる２つの検出器の減速場における計数率比が，単色中性子に対するレスポンスの比に該当する中性子エネルギー）であったため，今回求めたスペクトル平均エネルギーとは物理的意味が異なっているためである。

（吉澤　道夫）

参考文献

1) 浅野芳裕：保健物理，22，445，(1987)

2) 龍福廣：JAERI-M 5875，(1974)



(a)床上減速場　　(b)コンクリート減速場

図　1.4.1−1　減速中性子校正場のスペクトル測定結果

表　1.4.1−1　減速中性子校正場の平均エネルギーと基準線量当量率

位置	基準場	距離	スペクトル平均ｴﾈﾙｷﾞｰ (MeV)	線量当量平均ｴﾈﾙｷﾞｰ (MeV)	基準線量当量率(μSv/h) H*(10)	$H_{p,slab}(10)$注)
A	床上減速場	40 cm	3.6	3.9	177	185
B	〃	100 cm	3.3	3.7	31.1	32.6
C	ｺﾝｸﾘｰﾄ減速場	50 cm	2.6	3.5	148	155
D	〃	110 cm	1.5	2.8	50.2	52.4
E	〃	160 cm	0.58	1.8	11.3	11.8

注）平行ビームを仮定した値（参考値）

表　1.4.1−2　従来の平均エネルギー及び線量当量率（旧H*(10)）との比較

位置	基準場	距離	平均エネルギー(MeV) 従来	今回	旧H*(10) (μSv/h) 従来	今回
A	床上減速場	40 cm	4.5	3.6	164.4	163
B	〃	100 cm	3.0	3.3	26.6	28.5
C	ｺﾝｸﾘｰﾄ減速場	50 cm	1.6	2.6	118.1	135
D	〃	110 cm	0.78	1.5	38.9	44.5
E	〃	160 cm	0.33	0.58	7.3	9.67

1.4.2 中性子レムカウンタのエネルギー特性

中性子レムカウンタの応答は入射する中性子エネルギーによって大きく異なるため，エネルギーレスポンスを正確に把握しておくことが重要である。2001年4月の放射線防護法令の改正において，中性子フルエンスから実用量（線量当量）への換算係数が変更された。このため，既存のレムカウンタが新しい線量換算係数にどの程度対応しているかを調査しておく必要がある。

ここでは，文献等でエネルギーレスポンスが公表されていない国産のレムカウンタ2機種について，モンテカルロ法に基づく計算と実測によりエネルギーレスポンスを求めた。

評価対象はサーベイメータ型レムカウンタ（富士電機社製 NSN10014型：減速材：77mm厚）とエリアモニタ型レムカウンタ（同 NDN1NA13型：減速材：97mm厚）である。いずれのレムカウンタも検出器として2-inφ，5気圧の ^{3}He 比例計数管を用いており，球形のポリエチレン減速材内部にホウ素化合物からなる中性子吸収体を設けた減速体系となっている。

計算によるレスポンス評価はモンテカルロ輸送コード MCNP-4B[1]を用いた。断面積は，中性子輸送計算用として JENDL-3.2 に基づくライブラリを用いた。また，ポリエチレン中の水素の分子結合効果を表す散乱則として，ENDF-269 に基づいた S(α,β)データライブラリを併用した。熱中性子，0.1eV から 15.2MeV までの単色中性子及び ^{252}Cf 線源からの中性子に対し，^{3}He 計数管内での ^{3}He(n,p)^{3}H 反応数を評価した。^{3}He(n,p)^{3}H 反応断面積ライブラリとして JENDL Activation file 96 を用いた。サーベイメータ型レムカウンタの単色中性子に対するレスポンスについては，実験値[2]との比較も行なった。実験は東北大学高速中性子実験室で行なわれた。エリアモニタ型レムカウンタについては，^{3}He の充填気圧以外は対象機と同タイプのレムカウンタ（計数管：2-inφ，10気圧）について中村らが求めた実験値[3]があり，気圧の条件を10気圧に変えて計算を行ない比較した。

計算した両レムカウンタのレスポンス及びサーベイメータ型についての実験値を図 1.4.2−1(a)に示す。また，エリアモニタ型レムカウンタ（計数管：2-inφ，10気圧）について計算値と実験値を比較した結果を表 1.4.2−1 に示す。いずれのレムカウンタについても計算値と実験値は良く一致し，モンテカルロ計算によりレムカウンタのレスポンスを精度良く評価可能であることがわかった。また，図 1.4.2−1(b)に示すように，線量換算係数の変更によって線量当量エネルギーレスポンスの形はほとんど変わらないことがわかった。

さらに，^{3}He の充填気圧を変えた計算を行なったところ，気圧を増しても感度は一定以上には上がらないことが見出された（図 1.4.2−2）。これは，気圧の低いうちは気圧が高くなるにつれ計数管内での反応数が増してゆくが，ある一定以上の気圧では，反応数は計数管に入射した熱中性子数以上にはならないためである。

（三枝　純）

参考文献

1) Briesmeister, J. F.(Ed):LA-12625-M(1997)
2) 鈴木敏和，山野俊也：私信
3) Nakamura, T. et al.: Nucl. Instrum. Meth. A241 (1985)

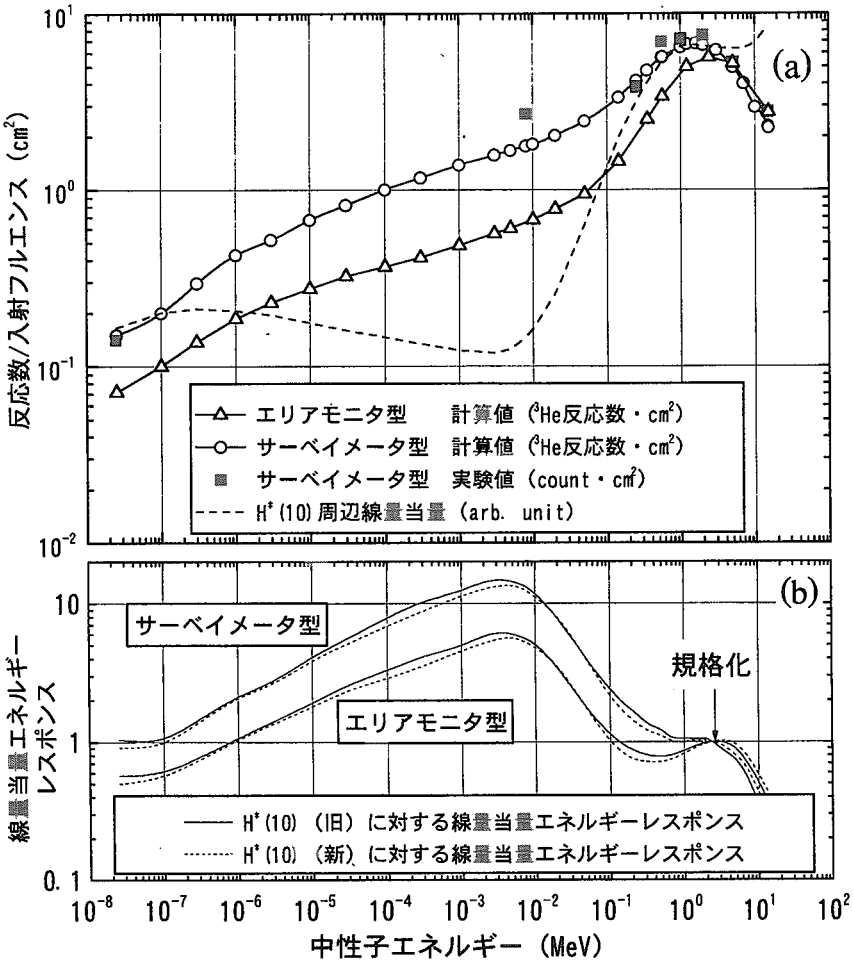


図　1.4.2−1　レムカウンタのエネルギーレスポンス

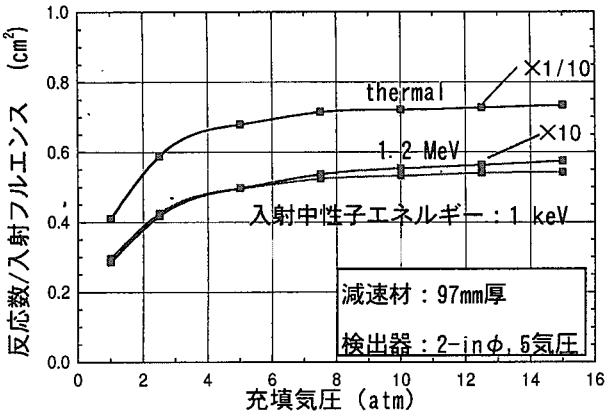


図　1.4.2−2　比例計数管内 ^{3}He 充填気圧とレスポンス

表　1.4.2−1　レスポンスの計算値と実験値の比較

(エリアモニタ型：^{3}He比例計数管：2-in φ, 10 atm)

エネルギー	レスポンス 計算値(C) (反応数・cm²)	実験値(E)[3] (count・cm²)	C/E
thermal	0.062	0.055	1.14
50 keV	0.90	0.76	1.19
144 keV	1.4	1.4	1.01
350 keV	2.5	1.9	1.35
565 keV	3.5	3.4	1.03
1.2 MeV	5.5	4.2	1.30
5.0 MeV	6.0	4.4	1.36
15.2 MeV	3.2	3.3	0.97
(Cf-252)	5.4	4.9	1.09

1.4.3 減速型基準移行用中性子測定器の開発

中性子線量計は一般にエネルギー特性が良好ではないため，実作業場に近い連続スペクトルを有する中性子場で校正される必要がある。このような校正を行うためには連続スペクトル中性子場のトレーサビリティをどう確立するかが重要な課題となる。反跳陽子型カウンタなど既存の基準測定器では測定可能なエネルギー範囲が制限されるため，中性子エネルギーに応じて測定器を変えなければならないという問題がある。このため，連続スペクトル中性子場のトレーサビリティの確立にあたり，広いエネルギー範囲に対応することができる測定器が不可欠となる。そこで，１つの測定器で 100eV 以下から 10MeV 以上までの幅広いエネルギー範囲の中性子に対応できる測定器（減速型基準移行用中性子測定器）を開発中である。

測定器の概念図を図 1.4.3−1 に示す。円柱形の減速材中心部に位置情報を取り出すことができる熱中性子検出器を設置し，減速材中心軸での熱中性子束の深さ分布を測定する方法 [1]を採用した。中性子はそのエネルギーにより減速材中で熱化されるまでの減速距離が変化する。このため，入射中性子のエネルギーにより，減速材中での軸方向の熱中性子束分布が変化する。本測定器では，この効果を利用して測定された減速材中での熱中性子束分布を基に中性子エネルギー情報を得る。この測定器では，減速材の構造が測定器の性能に直接的に関与するため，その設計が非常に重要なものとなる。そこで，中性子輸送コード MCNP−4B[2]を利用して測定器の単色中性子に対する応答を計算し，最適な減速材構造の設計を行った。

ポリエチレン減速材では 100keV 以下の低エネルギー中性子に対しては入射中性子エネルギーによる熱化されるまでの減速距離の差が小さい。また，熱化された中性子は減速材中でかなり長い距離を拡散するため，減速材中での熱中性子束分布が拡がってしまう。このために単純な円柱形ポリエチレン減速材とした場合，図 1.4.3−2 に示すように 100keV 以下の低エネルギー中性子に対する熱中性子束分布の差は小さくなる。これらが低エネルギー中性子に対してエネルギー分解を困難にする要因となる。

この低エネルギー中性子に対する応答を改善するために，中性子入射側の減速材の一部をポリエチレンよりも水素密度の低いポリカーボネートに変えて，中性子が熱化されるまでの減速距離のエネルギーによる差を大きくした。同時に，減速材中での熱中性子の軸方向及び径方向の分布から決定した形状の熱中性子吸収材（カドミウム板）を設置し，熱中性子の拡散を抑制できるようにした。このような減速材構造の工夫を行った測定器の構造図を図 1.4.3−3 に，この体系での MCNP−4B による測定器応答の計算結果を図 1.4.3−4 に示す。減速材構造に工夫を施すことにより，100keV 以下の低エネルギー中性子に対してもエネルギー分解が可能であることがわかった。

（谷村　嘉彦）

参考文献

1) Toyokawa, H. et al : Proc. 8th ASTM-Euratom Symp. Reactor Dosim., 263, (1993)
2) Briesmeister, J. F. (Ed.) : LA−12625−M (1997)

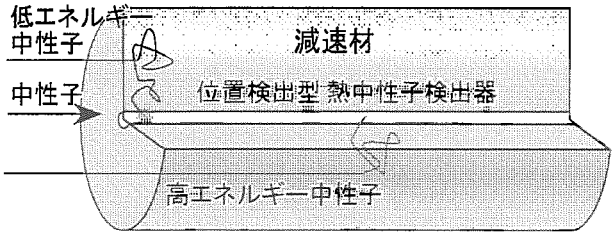


図　1.4.3−1　減速型基準移行用中性子測定器の概念図

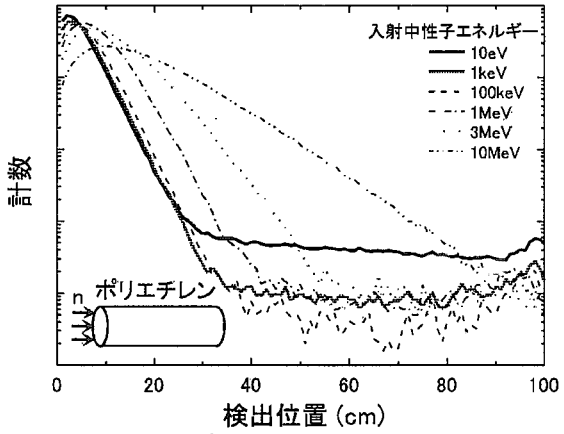


図　1.4.3−2　単純なポリエチレン減速材の場合の測定器応答

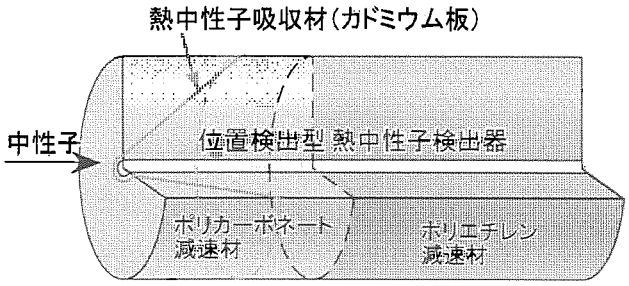


図　1.4.3−3　異なる種類の減速材と熱中性子吸収材を組合わせた減速材構造図

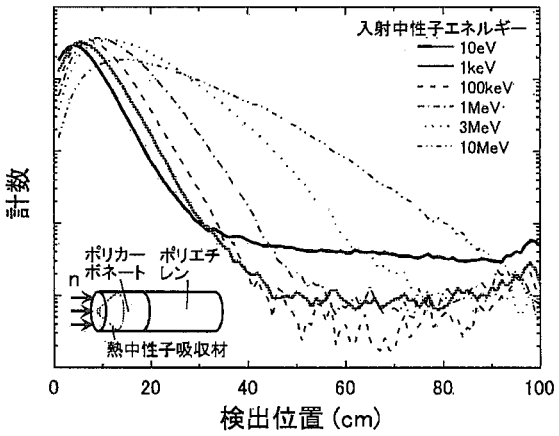


図　1.4.3−4　減速材構造を工夫した測定器の応答

1.4.4 表面汚染検査計の校正に使用する面線源の均一性の評価

表面汚染検査計の機器効率を決定するためには校正用の面線源が必要である。ISO[1]や JIS[2]の規定において，校正に使用する面線源（最大エネルギーが 0.15MeV 以上のβ線源及びα線源）の表面放出率の均一性は，面積 10cm^{2}以下の個々の部分の表面放出率のばらつきで評価され，変動係数が 10%を超えないとしている。実際に使用される線源においては，その作製方法の違いから放射能分布はかなり異なっている。また，線源によっては放射能が偏在する場合もある。ISO 等で規定されている校正用線源の面積は，10cm×15cm を標準としているため，この線源の一部分を用いて有効検出窓の比較的小さな表面汚染検査計を校正すると単位面積あたりの表面放出率の値に不確かさが増す原因となる。このため，イメージングプレート（IP）及び端窓型比例計数管を用いて，線源作製法の異なる数種類の面線源の均一性を確認・評価した。

^{14}C，^{147}Pm，^{204}Tl，^{36}Cl，^{90}Sr-^{90}Y，^{241}Am，天然ウランの 7 核種，13 種類のα線及びβ線源を試験対象とした。線源の種類としては，ポリマー線源，陽極酸化アルミニウム線源，滴下線源，イオン交換膜線源及び塗布線源である。IP は BAS-SR2025（富士写真フィルム）で，IP 読み取り装置は BAS-5000（富士写真フィルム）を用いた。評価対象領域（ROI 面積：1×1cm^2，3×3cm^{2}等）毎の PSL 値（輝尽性蛍光量を表す任意の単位）を求め，読み取り機構等に起因する感度分布の補正を行った後，変動係数を算出した。また，コリメータにより有効検出面積を約 9cm^2 に限定している端窓型の比例計数管を用いて面線源上の表面放出率を測定し変動係数を求めた。

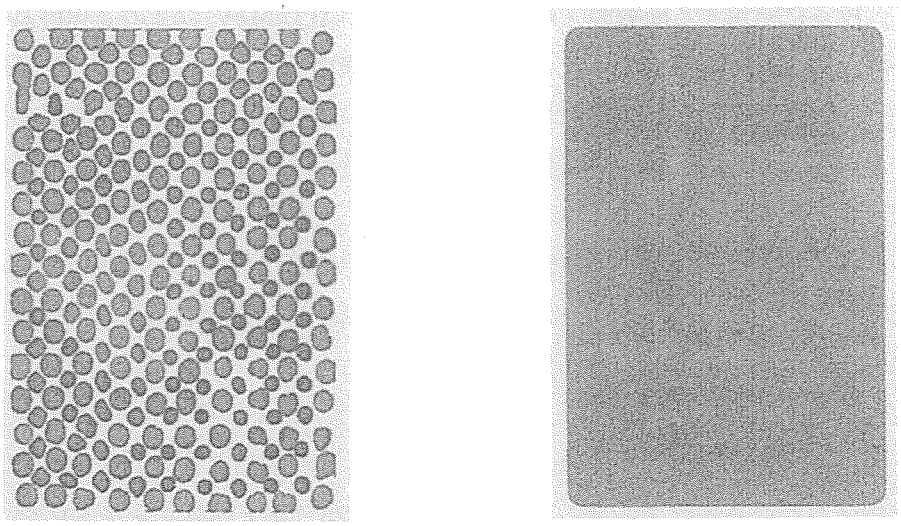
図 1.4.4−1(a)及び(b)に，IP による面線源の放射能分布例を示す。本試験に供した面線源の中には，特定箇所に放射能が偏在する線源が確認された。IP による各面線源の均一性の評価結果（ROI 面積：9cm^2）を図 1.4.4−2 に示す。線源作製方法及び核種の違いにより均一性が異なり，陽極酸化アルミニウム線源や滴下線源に比べて，ポリマー線源やイオン交換膜線源の方が均一性に優れていることが分かる。このうち，9 種類のβ線源について比例計数管を用いて変動係数を求めた結果，IP の変動係数とほぼ同じ値が得られた。面線源の均一性の評価方法として，比例計数管を用いる方法と IP を用いる方法のどちらの方法を採用しても同様の評価結果を得ることができる。

面線源の均一性の評価について，ISO や JIS では，評価する個々の部分の面積を 10cm^{2}以下とするのみで，特定の面積（ROI 面積に相当）を明示しておらず，測定点数や測定位置も具体的に規定していない。得られた IP 画像を利用し測定点数や ROI 面積の設定について検討した。有効検出窓面積が 9cm^{2}程度の端窓型比例計数管を用いて 10cm×15cm の標準的な面線源を評価する場合，線源面全体に均等に 12 点の測定を行うことで妥当な均一性の評価ができることが示唆された。また，ROI 面積が小さくなるにつれて，指数関数的に変動係数は大きくなる。検出窓面積 5cm^{2}の表面汚染検査計の校正に，10cm^{2}の ROI 面積で均一性を評価された面線源を利用した場合，表面放出率の値について変動係数の 3 割増し程度の不確かさが生じる可能性がある。

（木内　伸幸）

参考文献

1) ISO Report, ISO-8769 (1988)
2) JIS Report, JIS Z 4334 (1992)



(a) ^{14}C 陽極酸化アルミニウム線源　　(b) ^{36}Cl 陽極酸化アルミニウム線源

図　1.4.4−1　IP による面線源の放射能分布例

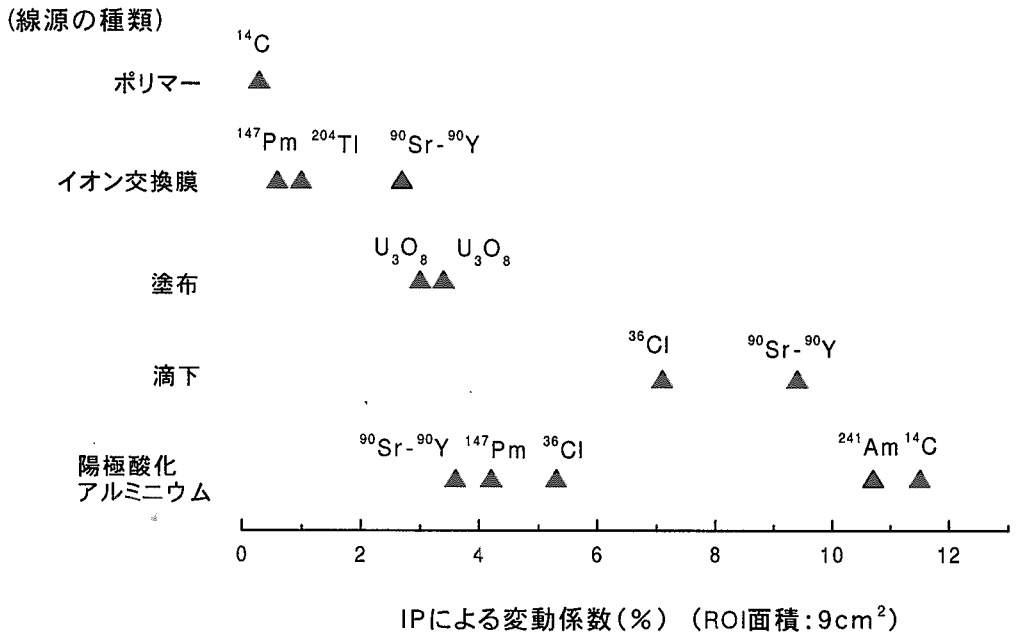


図　1.4.4−2　IP による各面線源の均一性の評価結果

1.4.5 核種同定型γ線検出ユニットの開発

原子炉施設から発生する放射性廃棄物（コンクリート，金属）の処分においては，クリアランスレベルが導出され，検認のための測定装置や手法等についても現在検討されている[1]。一方，RI 使用施設等から発生する廃棄物についても現在検討中であるが，これらは原子炉施設からの廃棄物に比較すると，内容物が多様であり，放射能分布に関しても偏在性があるなど，放射能を測定評価する上で困難な点が考えられる。このため，RI 使用施設等の廃棄物を対象とし，検出性能の向上を狙ったγ線測定システムの開発に着手した。

今年度は，γ線放出核種の同定に機能を特化した検出ユニットを開発するため，バックグラウンドの低減を目的とした試験器を製作した（写真 1.4.5−1）。設計においては，コンプトン散乱の抑制技術の利用及び現場での測定も考慮した規模を基本要件とした。試験器は，中央に相対効率 25% の Ge 検出器を主検出器として設置し，その周囲を NaI(Tl)結晶を用いて製作された対角長 20cm，長さ 20cm のガード検出器で取り囲む構造とした。側面及び後方は，それぞれ厚さ 5cm 及び 2.5cm の鉛で局所遮へいしているが，試料側となる前方については開放型となっている。ガード検出器及び局所遮へいを合わせた試験器の重量は 150kg 程度である。ガード検出器の詳細な構造を図 1.4.5−1 に示す。ガード検出器に使用した NaI(Tl)結晶は，光学的に 8 分割している。この分割した検出器の出力信号を利用することにより，試料中の放射能分布情報の収集及び高効率な測定等の多目的な利用の可能性を検討していく。

本試験器における Ge 検出器のバックグラウンドの低減効果を，室内でのバックグラウンドγ線スペクトル測定により評価した。測定条件は，Ge 検出器のみの単独での測定，鉛の局所遮へい及びガード検出器による遮へい状態での測定，コンプトン連続部を抑制する逆同時測定の併用の 3 通りとした。なお，逆同時測定においては，ガード検出器の前後部 8 個の NaI(Tl)検出器の出力信号を Ge 検出器の出力信号に対するゲート信号として用いた。測定結果を図 1.4.5−2 に示す。光子エネルギー50keV から 3MeV までの領域の計数に関しては，Ge 検出器単独の状態と比較して，遮へいした場合には 0.32，さらに逆同時測定を併用した場合には 0.23 にバックグラウンド計数が低減された。また，^{137}Cs の評価領域（半値幅の 3 倍）においては，遮へいした場合及び逆同時測定を併用した場合の低減効果はそれぞれ 0.42 及び 0.21 となった。このように，コンプトン連続部を抑制することにより，バックグラウンドの低減が可能であることがわかった。バックグラウンドの成分としては，周囲の構造物等から発生する成分の他に測定試料である廃棄物中の自然放射性物質から発生する成分も存在する。今後，廃棄物中の自然及び人工放射性核種に対する特性評価や最適設計を実施するとともにガード検出器の多目的利用についても検討し，核種同定型検出ユニットの開発を行っていく。

（大石　哲也）

参考文献

1) 原子力安全委員会　放射性廃棄物安全基準専門部会：主な原子炉施設におけるクリアランスレベルについて(1999)

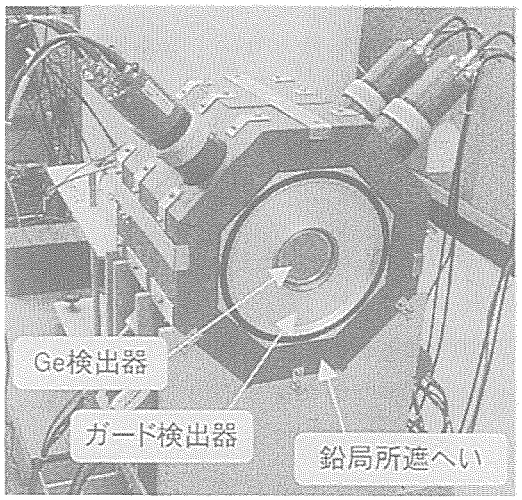


写真　1.4.5−1　試験器

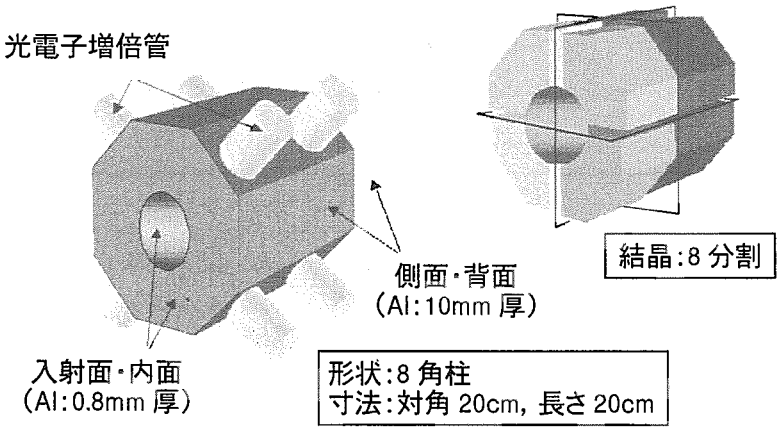


図　1.4.5−1　ガード検出器の構造

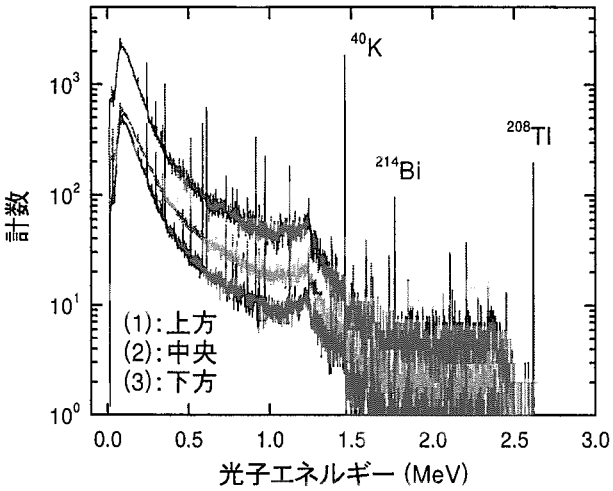


図　1.4.5−2　バックグラウンド測定における逆同時測定の効果
測定条件は，(1)Ge 検出器単独，(2)遮へい（ガード検出器及び鉛局所遮へい），(3)逆同時測定の併用

1.4.6 γ線検出システムの屋内バックグラウンド評価

(1) 目的

放射性廃棄物のクリアランスレベル相当の低いレベルを対象とするγ線測定システムでは，その検出限界を下げるために，建材中に含まれる自然放射性核種等に起因したバックグラウンドを下げることが重要となる。このため，測定システムを遮へい体で覆ったり，また逆同時計数によりコンプトン成分を低減すること等の努力が払われる。ここでは，γ線測定システムの検出限界評価や，測定システムへの遮へいの最適化に資するため，建家内のバックグラウンドを評価する計算モデルを開発した。

(2) 手法

バックグラウンド計算評価には，γ線輸送計算コード EGS4 を用い，コンクリート建家内の２階の実験室〔寸法：6.8m(奥行き)×3.4m(幅)×3.0m(高さ)〕を例にとり，屋内放射線場の推定を行った。線源モデルには，各種の形状や大きさの部屋に対応できるように汎用性を考慮し，図 1.4.6−1 に示すような簡易なモデル（球殻モデル）を採用した。建材はコンクリートとし，自然放射性核種の主たる３成分（K-40，U 系列，Th 系列）の一様分布を仮定した。

自然核種３成分の強度は，Ge 検出器による実測から得られた全吸収ピーク計数率から決定した。ここで，U 系列では，1.76MeV，Th 系列では，2.62MeV のピークを用いた。K-40, U-238, Th-232 の放射能濃度を，それぞれ 430, 19, 21 Bq/kg とした。このようにして決定した放射線場のもとで，相対効率 25%の Ge 検出器の単独状態と NaI(Tl)ガード検出器及び鉛遮へい体からなるアンチコンプトン検出システムのレスポンスを計算し，実際に測定した Ge 検出器レスポンスと比較した。

(3) 結果・考察

線源のモデル化において，屋内のγ線スペクトルに及ぼす最も重要なパラメータは壁厚であり，部屋の形状やその空間的な大きさにはあまり依存しないことが分かった。図 1.4.6−2 に，部屋中央におけるγ線エネルギースペクトルの壁厚の違いによる変化を示す。この図から，壁厚が重要なパラメータであるが，厚くなるにしたがってその変化の割合は小さくなり，ほぼ一定のスペクトルを示すようになることがわかる。ここでは，実際の厚みであるコンクリート 25cm 厚を用いて計算した。コンクリートの厚みとして 25cm をとると，屋内のバックグラウンド放射線のほとんどが壁に含まれる自然放射性核種によって形成されており，例えば大地放射線による外部からの影響は小さいことが推測される。

図 1.4.6−3 に，本評価モデルによる計算と実測の波高スペクトルの比較を示す。よい一致を示していることから，本モデルの有効性が確かめられた。このことから，自然３成分の全吸収ピーク計数率を Ge 検出器や NaI(Tl)検出器による実測から求めることにより，バックグラウンドスペクトルの評価が可能であることが判る。一般的なコンクリート建家では，外部放射線の影響を受けにくく，窓の極近傍を除けば，バックグラウンドの変動は小さい。なお，宇宙線，ラドンなどのバックグラウンドへの寄与は，ここで対象とするレベルでは無視できることを実験と計算により確認した。今後は，本評価モデルを用いて，γ線測定システムの設計，遮へい方式などの検討を行う。

（堤　正博）

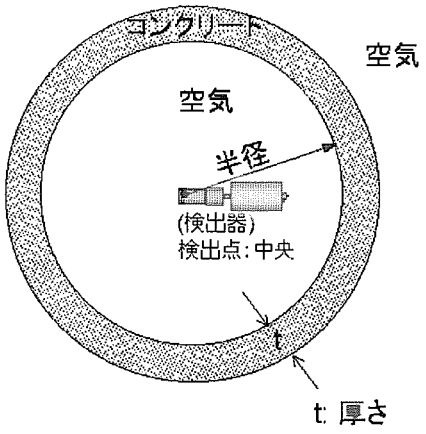


図　1.4.6−1　屋内の線源モデル−球殻モデル

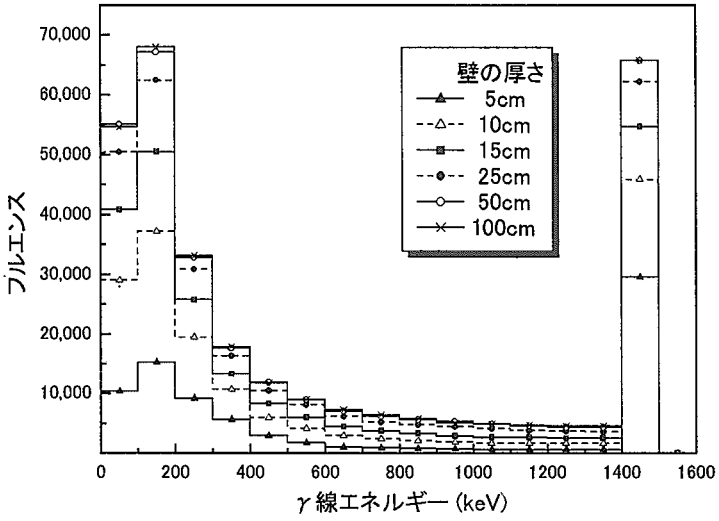


図　1.4.6−2　コンクリート壁厚の影響（K-40 の例）

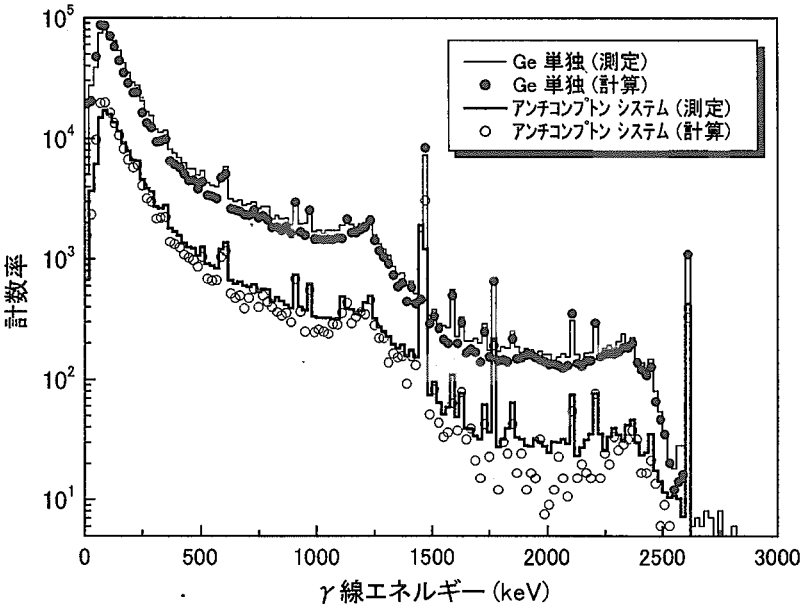


図　1.4.6−3　実測レスポンスとの比較

1.4.7 地中線量率測定による ^{137}Cs 地中放射能量の推定法

本研究の目的は，現地測定から地中の ^{137}Cs 放射能を迅速に推定する方法を見出すことである。事故放出された ^{137}Cs 放射能は，土壌中での拡散・移行によって時間経過とともに地表面から地中方向に移動する。そのため地中分布形が変化し，これに伴う地上及び地中線量率プロファイルの変化が知られている。この研究では，地中の線量率と地中分布形を考慮した放射能濃度との関係を定量的に明らかにすることによって地中放射能を推定する方法を検討した。

チェルノブイリ地域のさまざまな場所の地面に掘った穴からいろいろの深さでの放射線データを集めた。データ収集は，直径数 cm，深さ数 10cm の穴の中で，表面から 2 cm 毎に放射線測定する方法で行った。土壌試料も同じ場所で採取され，7 分割された試料の ^{137}Cs 放射能量と密度が後日測定された。土壌分析の結果，各層から得られるデータは不連続であるが，^{137}Cs 放射能濃度は，実環境では，連続的に変化する。そこで我々は地中の ^{137}Cs 濃度の連続分布を表わすために数式を用いた。各層の放射能は単位重量当りの放射能量として求め，その値が各層中心の濃度を示すと仮定した。各層中心の土壌深度は単位面積当たりの地表面からの重量として表わした。

地中線量率と地中放射能分布の関係はいくつかのステップから明らかにされた。はじめに，地中放射能分布形の多項式近似，次に，放射能分布形からモンテカルロ法による地中線量率計算，そして，地中線量率プロファイル面積（地中深さ x での線量率を D(x)で表わすと、地中線量率プロファイル面積は $\int D(x)dx$ により算出される）の算出である。地中放射能分布は土地利用形態によって明らかに分布パターンが異なる。森林においては，事故後 10 数年を経ても表層数 cm にほとんどの放射能が留まっている。他方，耕作地においては，表層数 10cm に一様に存在する。複雑な地中放射能分布形からの地中線量率を計算するために，地中面線源から地中深さ（地表面から 1m 以上の深さまでの適当な間隔）への線量寄与（1 gamma emission・m^{-2} 濃度当りの寄与）をモンテカルロ計算コード（YURI3）を用いて準備した。そして，調査を実施した全地点の現地における地中放射能分布形から，37kBq・m^{-2}（1Ci・km^{-2}）当りの地中線量率（nGy・h^{-1}）を計算により求めた。このようにして得られた線量率について，各地点で地表面から 100g・cm^{-2} 深さまでの地中線量率プロファイル面積を計算した。その結果，土地利用形態別に，その面積に余り大きな違いが無いことが明らかになった。この事実を基に，一つの地中放射能測定法を検討した。すなわち，地中で得られる ^{137}Cs 核種による地中線量率プロファイル面積を調査地域の土地利用形態によって異なる「線量率−放射能換算係数」で割ることにより ^{137}Cs の地中放射能量を求めるという方法である。

線量率−放射能換算係数（37kBq・m^{-2} 当りの線量率プロファイル面積をいろいろの場所について計算し、得られた値の土地利用形態別の平均値）を表 1.4.7−1 に示す。本放射能推定法を検証するため，推定された放射能量と土壌試料から実測された放射能量の関係について調べた。その結果を図 1.4.7−1 に示す。本方法による推定値と土壌試料分析による実測値がほぼ等しい値を示すことが明らかになった。

（坂本　隆一）

表　1.4.7−1　線量率−放射能換算係数

Type of terrain	Dose-Activity conversion factor ($nGy \cdot h^{-1} \cdot g \cdot cm^{-2}/Ci \cdot km^{-2}$)
Forested terrain	624
Natural terrain	721
Cultivated terrain	931

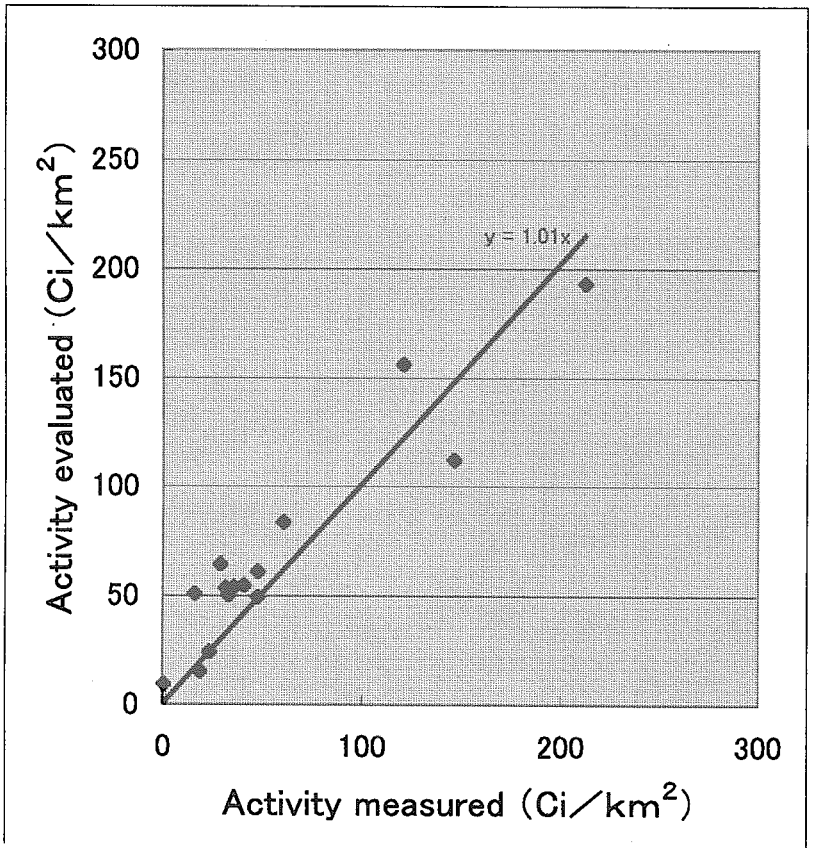


図　1.4.7−1　実測放射能と推定放射能の関係

1.4.8 簡易放射線測定器の概念設計

原子力施設周辺の住民や一般国民は，自ら知覚できない放射線に対して潜在的な不安感を抱いている。こうした不安感は，JCO 事故以来，従前にも増して高まってきているものと推測される。この状況を改善する一つの方法として，住民自身が身の回りの放射線の程度を自らの感覚で把握し，判断できる手段を提供することが有益である。身の回りの放射線を把握するためには，放射線測定器が必要となるが，放射線測定を業務とする人が使用する測定器は，その価格が高く，住民等が所有して使用することは困難である。(財) 放射線計測協会において事業化されている「はかるくん」でもその価格は高く，住民等が各戸に常時おいて放射線レベルを確認するには至らない。一方，比較的安価な放射線測定器作製キットなども存在するが，その測定器の安定性や測定された値の持つ意味づけ（レスポンス特性評価等）に関して十分な保証がない。このため，低価格でかつ測定値の意味づけの明確な簡易放射線測定器の開発を開始し，2000 年度においては測定器の概念設計を行った。

簡易放射線測定器は壁掛け型とし，概念設計における留意点としては以下の項目を考慮した。

① 価格が安価であること（製作費の目安として１万円をこえないこと)。

② 自然放射線の存在を知覚できる感度を有すること。

③ 放射線の異常な上昇を知覚できること（緊急時の警報器としての機能を有すること)。

④ ノイズ等に強く安定な動作が保証されること。

⑤ ある程度長期使用が可能なこと（省電力の仕様であること)。

⑥ 測定値の意味づけができる限り明確であること。

放射線検出素子は測定器の性能及び価格を直接左右する重要な構成要素である。放射線測定に使用できる比較的安価な量産型検出素子としては，小形GM計数管，CdTe 検出素子，PIN フォトダイオードなどがある。これらの素子の価格及びγ線検出特性（検出効率，エネルギー特性など）の検討から，現時点においては PIN フォトダイオードが最も有力な検出素子の候補と考えられる。

表示部には，放射線が測定器に検出されたことが知覚できる発光表示とともに大まかな放射線レベルを把握できるレベル表示機能を組み込むことを目標とした。検出された放射線の値自体，あるいは，その線量換算値を直接表示することは，低価格及び省電力の問題に加えて，使用者によってはその数値の解釈に誤りが生じる恐れがあるため，敢えてこれらの表示は避けることとした。

電源部には，入手が容易な市販の低価格な電池（９V 積層型電池など）の使用を前提とし，省電力設計により，出来る限り長時間使用を考慮する。また，長期間の連続使用に関しては AC 電源の併用も考慮する必要がある。特に，消費電力は，主にプレアンプ部及び表示部の設計により大きく左右されるため，これらの詳細設計を進める上で総合的に最適化を実施する必要がある。

今後は，この概念設計に基づいて個々の検出素子の特性評価を深めるとともに，省電力で安価なプレアンプ，アンプ及び表示部の回路の詳細設計・試作を行い，簡易放射線測定器の開発を引き続き進めていく予定である。

（吉田　真）

This is a blank page.

放射線管理

Radiation Control

This is a blank page.

2. 東海研究所の放射線管理

原子炉施設，核燃料物質使用施設等の環境放射線管理，施設放射線管理，個人被ばく管理及び放射線管理用機器の管理の業務を 1999 年度に引き続き滞りなく実施した。また，放射線測定機器，モニタ集中監視装置等の更新整備を年次計画に基づいて実施し，放射線管理の効率化と機能の充実を図った。

2000 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，いずれも保安規定に定められた放出の基準値及び放出管理目標値以下であった。年間の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 $5.9\times10^{-2}\mu$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低い値であった。また，事故等による放射線被ばく及び放射性物質の環境放出はなかった。

原子炉施設，核燃料物質使用施設等の放射線作業における作業環境の監視と作業者の放射線被ばくの管理では，作業環境モニタリングや被ばくに関して異常はなく，当該施設に係わる放射線管理上の問題はなかった。

放射線業務従事者の被ばく線量測定の結果，原研の各事業所の作業に関して，保安規定に定められた線量限度及び警戒線量当量を超える被ばくはなかった。2000 年度における原研全事業所の実効線量当量は，最大 5.6mSv，平均 0.04mSv であり，集団線量は 353.2 人・ミリシーベルトであった。内部被ばくについては，有意な体内汚染は検出されなかった。

放射線管理技術の開発では，原子力災害対策特別措置法に係わるモニタリングポストの更新を行い，100mSv までの高線量率の測定を可能にした。また，被ばく評価及び気象データ統計処理コードの更新を行い簡便な会話型コードとした。これまでの身体汚染時における除染剤の適用例から除染効果をまとめた。OSL 個人線量計の特性試験を行い，十分使用できる性能であることを確認した。全身カウンタによる内部被ばく管理基準を検討し，法改正に対応した調査レベルの測定ができることを確認した。緊急時の詳細な体内汚染計測のために，Ge 検出器 3 台及び迷路型鉄室による全身カウンタを整備した。ポリエチレンと鉄粉を混ぜた遮へい材の中性子と γ 線に対する試験を行い，形状が自在な遮へい材として使用できること確認した。法令改正に対応して，放射線標準施設における各種線源の新たな換算係数を整備した。

放射線安全教育に関して，国際原子力総合技術センターにおける各種研修講座，放射線業務従事者訓練等に，放射線管理の専門家を講師及び実習指導員として派遣して協力するとともに，各放射線作業現場における作業者の放射線安全教育訓練に積極的に協力した。

埼玉県などで大量に保管されていたモナザイト鉱石の措置に関して，埼玉県熊谷市や長野市において，空間線量，表面密度，空気中濃度等の測定・評価や対処方策等の協力を行った。

（水下　誠一）

2.1 管理の総括業務

2000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，いずれも保安規定に定められた放出の基準値及び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 $5.9\times10^{-2}\mu$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。なお，2000年度は事故等による放射性汚染及び被ばくはなかった。

（山口　武憲）

2.1.1 管理区域

原子炉施設保安規定第2編第10条，第11条，核燃料物質使用施設等保安規定第2編第9条，第10条，放射線障害予防規定第50条，第51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種管理区域について図2.1.1−1に示す（一時的に設定されたものは除く）。

2000年度中に一時的に設定された管理区域の件数は，第1種管理区域47件，第2種管理区域2件であった。その主な設定理由は，第1種管理区域は排気フィルタ交換などの排気設備の保守作業等（39件），排水設備の保守作業等（2件），排気設備更新に伴う作業（5件），管理区域解除に伴う作業（1件），第2種管理区域は放射線測定機器の校正（1件）であった。

（滝　光成）

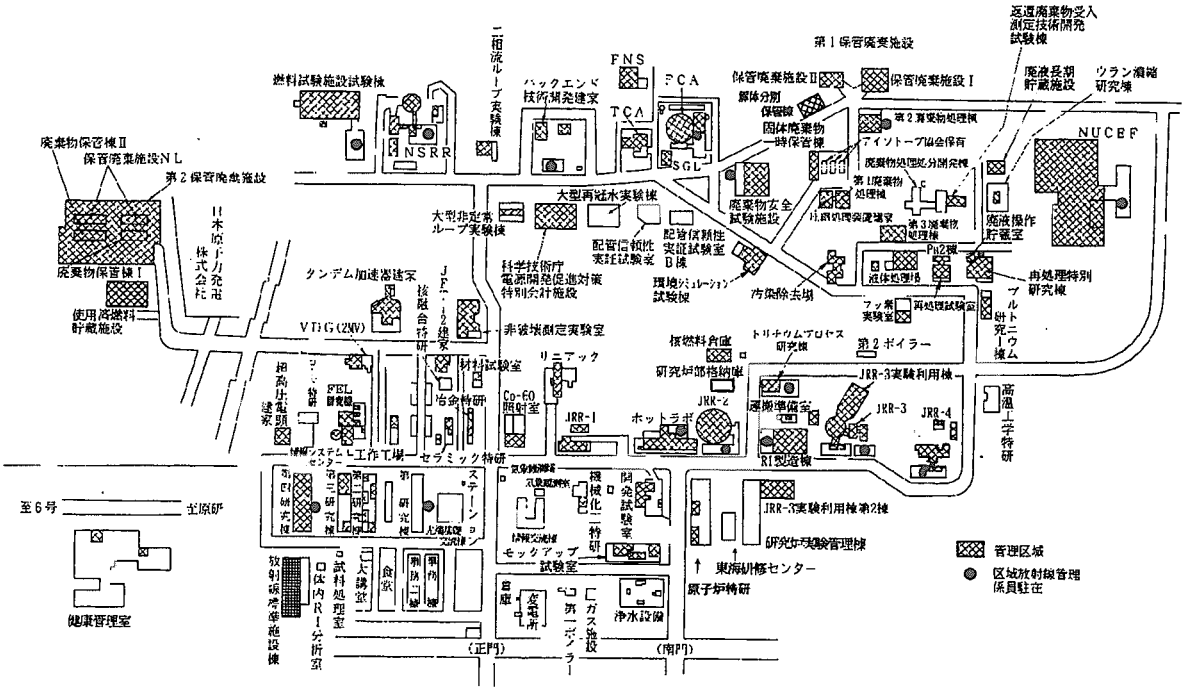


図　2.1.1−1　管理区域の位置（2001年3月現在）

2.1.2 排気及び排水の管理データ

(1) 放出放射性塵埃及び放射性ガス

2000 年度に各施設から放出された放射性塵埃及び放射性ガスの核種別の年間放出量及び年間平均濃度を表 2.1.2−1 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の基準値を超えていなかった。

(2) 放射性液体廃棄物

2000 年度に各施設から放出された放射性廃液の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量を表 2.1.2−2 に示す。

排水溝へ放出された廃液の年間放出量は，^{3}H，^{14}C 以外の核種が 2.3×10^{7}Bq，^{3}H が 9.9×10^{10}Bq，^{14}C が 7.2×10^{7}Bq であった。これらの値を 1999 年度と比較すると，^{3}H，^{14}C 以外の核種で 66%減，^{3}H で 45%減，^{14}C で 40%減となっている。

排水溝における 1 日平均濃度の最大値は，β，γ 線放出核種（^{3}H を除く，以下同じ）で 3.4×10^{-3}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 1.6×10^{-5}Bq/cm^{3} であった。

各排水溝への放出量，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の基準値を超えていなかった。なお，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量は，β，γ 線放出核種 1.4×10^{10}Bq であった。この値は 1999 年度と比較すると 61%減となっている。

(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量と放出管理目標値との比較を表 2.1.2−3 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量と放出管理目標値との比較を表 2.1.2−4 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）

表　2.1.2−1　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及び年間平均濃度

（東海研究所，2000 年度）

施設名		項目	放射性塵埃*1			放射性ガス		
			核種	年間放出量*2 (Bq)	年間平均濃度*3 (Bq/cm^3)	核種*4	年間放出量*2 (Bq)	年間平均濃度*3 (Bq/cm^3)
第３研究棟			全β	−	$<7.3\times10^{-11}$	−	−	−
			^{241}Am	0	$<4.4\times10^{-11}$			
			^{60}Co	0	$<7.3\times10^{-11}$			
第４研究棟	西棟		全β	−	$<7.3\times10^{-11}$	HTO	0	$<1.4\times10^{-8}$
			^{241}Am	0	$<4.4\times10^{-11}$	HT	0	$<1.1\times10^{-8}$
			^{60}Co	0	$<7.3\times10^{-11}$			
			^{131}I	0	$<7.0\times10^{-10}$			
	東棟		全β	−	$<7.3\times10^{-11}$	HTO	0	$<1.4\times10^{-8}$
			^{241}Am	0	$<4.4\times10^{-11}$	HT	0	$<1.4\times10^{-8}$
			^{60}Co	0	$<7.3\times10^{-11}$			
			^{131}I	0	$<6.8\times10^{-10}$			
			^{38}Cl	9.0×10^{5}	$<4.8\times10^{-7}$			
放射線標準施設棟			全β	−	$<3.1\times10^{-10}$	^{85}Kr	5.1×10^{8}	$<2.1\times10^{-3}$
			^{241}Am	0	$<1.8\times10^{-10}$			
			^{60}Co	0	$<3.1\times10^{-10}$			
冶金特研			全β	−	$<8.1\times10^{-11}$	−	−	−
			^{234}U	0	$<7.7\times10^{-11}$			
			^{60}Co	0	$<8.1\times10^{-11}$			
セラミック特研			全β	−	$<8.1\times10^{-11}$	HTO	0	$<2.9\times10^{-8}$
			全α	−	$<7.7\times10^{-11}$	HT	0	$<2.8\times10^{-8}$
			^{60}Co	0	$<8.1\times10^{-11}$			
タンデム加速器			全β	−	$<8.1\times10^{-11}$	^{13}N	−	−
			^{237}Np	0	$<7.7\times10^{-11}$			
			^{60}Co	0	$<8.1\times10^{-11}$			
ホットラボ	主排気口		全β	−	$<8.6\times10^{-11}$	^{85}Kr	9.4×10^{7}	$<6.7\times10^{-3}$
			^{238}Pu	0	$<7.7\times10^{-11}$			
			^{125}Sb	4.0×10^{3}	$<2.3\times10^{-10}$			
			^{131}I	3.2×10^{4}	$<8.3\times10^{-10}$			
			^{137}Cs	0	$<8.6\times10^{-11}$			
	副排気口		全β	−	$<8.9\times10^{-11}$	−	−	−
			^{137}Cs	0	$<8.9\times10^{-11}$			
ＪＲＲ−１			全β	−	$<3.4\times10^{-10}$	−	−	−
			^{35}S	4.6×10^{4}	$<9.4\times10^{-9}$			
			^{60}Co	0	$<3.4\times10^{-10}$			
ＪＲＲ−２			全β全	−	$<3.1\times10^{-10}$	^{3}H	6.3×10^{10}	$<1.8\times10^{-4}$
			α	−	$<3.0\times10^{-10}$	^{41}Ar	0	$<6.3\times10^{-3}$
			^{60}Co	0	$<1.3\times10^{-9}$			
			^{131}I	0	$<2.4\times10^{-9}$			
ＪＲＲ−３			全β	−	$<8.1\times10^{-11}$	^{3}H	3.0×10^{10}	$<5.9\times10^{-5}$
			全α	−	$<7.7\times10^{-11}$	^{41}Ar	8.2×10^{8}	$<1.5\times10^{-3}$
			^{60}Co	0	$<3.9\times10^{-10}$			
			^{131}I	3.6×10^{5}	$<8.3\times10^{-10}$			
実験利用棟第２棟			全β	−	$<8.1\times10^{-11}$	^{3}H	0	$<2.9\times10^{-5}$
			^{237}Np	0	$<7.7\times10^{-11}$			
			^{60}Co	0	$<8.1\times10^{-11}$			
ＪＲＲ−４			全β	−	$<4.2\times10^{-10}$	^{41}Ar	7.4×10^{9}	$<4.0\times10^{-3}$
			全α	−	$<2.8\times10^{-10}$			
			^{60}Co	0	$<1.6\times10^{-9}$			
			^{131}I	0	$<1.2\times10^{-8}$			
開発試験室 ＶＨＴＲＣ			全β	−	$<4.1\times10^{-10}$	−	−	−
			全α	−	$<3.1\times10^{-10}$			
			^{60}Co	0	$<1.5\times10^{-9}$			
			^{131}I	0	$<4.0\times10^{-9}$			

施設名 ＼ 項目		放射性塵埃[*1] 核種	年間放出量[*2] (Bq)	年間平均濃度[*3] (Bq/cm^3)	放射性ガス 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 同位体分離研究室		全β 全α ^{234}U	− − 0	$<3.6\times10^{-10}$ $<3.0\times10^{-10}$ $<3.0\times10^{-10}$	−	−	−
RI製造棟	200番	全β ^{137}Cs	− 0	$<3.4\times10^{-10}$ $<3.4\times10^{-10}$	^{3}H	0	$<1.1\times10^{-4}$
	300番	全β ^{241}Am ^{32}P ^{35}S ^{137}Cs	− 0 5.4×10^{3} 1.4×10^{6} 0	$<8.1\times10^{-11}$ $<7.7\times10^{-11}$ $<3.4\times10^{-10}$ $<3.9\times10^{-8}$ $<8.1\times10^{-11}$	^{3}H	1.8×10^{9}	$<2.6\times10^{-5}$
	400番	全β ^{241}Am ^{137}Cs	− 0 0	$<8.1\times10^{-11}$ $<8.3\times10^{-11}$ $<8.1\times10^{-11}$	HTO HT	3.9×10^{10} 1.2×10^{10}	6.3×10^{-4} 2.0×10^{-4}
	600番	全β ^{32}P ^{35}S ^{60}Co	− 5.0×10^{3} 3.5×10^{5} 0	$<8.1\times10^{-11}$ $<1.8\times10^{-10}$ $<2.5\times10^{-8}$ $<8.1\times10^{-11}$	−	−	−
核燃料倉庫		全β ^{234}U	− 0	$<3.4\times10^{-10}$ $<2.1\times10^{-10}$	−	−	−
トリチウムプロセス研究棟		全β ^{234}U	− 0	4.1×10^{-10} $<1.1\times10^{-10}$	HTO HT	1.4×10^{10} 1.9×10^{9}	4.1×10^{-5} 5.6×10^{-6}
Pu研究1棟	スタックI	全β ^{239}Pu ^{106}Ru	− 0 0	$<1.8\times10^{-10}$ $<6.4\times10^{-11}$ $<1.8\times10^{-10}$	−	−	−
Pu研究1棟	スタックII・III	全β ^{239}Pu ^{106}Ru	− 0 0	$<1.8\times10^{-10}$ $<6.4\times10^{-11}$ $<1.8\times10^{-10}$	−	−	−
再処理特研	スタックI	全β ^{239}Pu ^{137}Cs	− 0 0	$<1.8\times10^{-10}$ $<6.4\times10^{-11}$ $<1.8\times10^{-10}$	^{3}H	0	$<2.9\times10^{-5}$
	スタックII	全β ^{239}Pu ^{137}Cs	− 0 0	$<1.8\times10^{-10}$ $<6.4\times10^{-11}$ $<1.8\times10^{-10}$	^{3}H	0	$<2.9\times10^{-5}$
Pu研究2棟		^{234}U	0	$<2.7\times10^{-10}$	−	−	−
再処理試験室		^{234}U	0	$<6.4\times10^{-11}$	−	−	−
フッ素実験室		^{234}U ^{129}I ^{131}I	0 0 0	$<6.4\times10^{-11}$ $<3.8\times10^{-9}$ $<1.0\times10^{-9}$	−	−	−
ウラン濃縮研究棟		^{234}U	0	$<6.4\times10^{-11}$	−	−	−
汚染除去施設		全β ^{137}Cs ^{241}Am	− 0 0	$<2.6\times10^{-10}$ $<5.0\times10^{-10}$ $<1.6\times10^{-10}$	−	−	−
第1廃棄物処理棟		全β ^{125}I ^{137}Cs ^{241}Am	− 7.3×10^{4} 0 0	$<2.6\times10^{-10}$ $<1.1\times10^{-8}$ $<4.6\times10^{-10}$ $<1.6\times10^{-10}$	^{3}H ^{14}C	0 1.8×10^{8}	$<1.3\times10^{-4}$ $<3.2\times10^{-6}$
第2廃棄物処理棟		全β ^{137}Cs ^{241}Am	− 0 0	$<6.1\times10^{-11}$ $<1.6\times10^{-10}$ $<3.9\times10^{-11}$	−	−	−
解体分別保管棟		全β ^{137}Cs ^{241}Am	− 0 0	$<2.6\times10^{-10}$ $<4.6\times10^{-10}$ $<1.6\times10^{-10}$	−	−	−

施設名 ＼ 項目		放射性塵埃*1 核種	年間放出量*2 (Bq)	年間平均濃度*3 (Bq/cm³)	放射性ガス 核種*4	年間放出量*2 (Bq)	年間平均濃度*3 (Bq/cm³)
第３廃棄物処理棟		全β ^{137}Cs ^{241}Am	− 0 0	$<2.6\times10^{-10}$ $<4.6\times10^{-10}$ $<1.6\times10^{-10}$	−	−	−
圧縮処理施設		全β ^{137}Cs ^{241}Am	− 0 0	$<2.6\times10^{-10}$ $<4.1\times10^{-10}$ $<1.6\times10^{-10}$	−	−	−
液体処理施設	低レベル	全β ^{137}Cs ^{241}Am	− 0 0	$<2.6\times10^{-10}$ $<5.1\times10^{-10}$ $<1.6\times10^{-10}$	−	−	−
	中レベル	全β ^{137}Cs ^{241}Am	− 0 0	$<2.6\times10^{-10}$ $<4.8\times10^{-10}$ $<1.6\times10^{-10}$	−	−	−
極低レベル焼却試験施設		全β ^{137}Cs ^{241}Am	− − −	− − −	−	−	−
環境シミュレーション試験棟		全β ^{137}Cs ^{237}Np	− 0 0	$<3.0\times10^{-11}$ $<3.0\times10^{-11}$ $<2.6\times10^{-11}$	−	−	−
廃棄物安全試験施設		全β ^{241}Am ^{137}Cs	− 0 0	$<3.0\times10^{-11}$ $<2.6\times10^{-11}$ $<3.0\times10^{-11}$	^{85}Kr	1.1×10^{10}	$<1.2\times10^{-2}$
科技庁電源特会施設		全β ^{60}Co	− 0	$<1.3\times10^{-10}$ $<1.3\times10^{-10}$	−	−	−
ＦＣＡ・ＳＧＬ		全β ^{60}Co ^{131}I ^{239}Pu	− 0 7.6×10^{3} 0	$<1.8\times10^{-10}$ $<7.1\times10^{-10}$ $<2.3\times10^{-9}$ $<1.3\times10^{-10}$	−	−	−
ＴＣＡ		全β ^{60}Co ^{131}I ^{234}U	− 0 0 0	$<1.7\times10^{-10}$ $<6.3\times10^{-10}$ $<2.3\times10^{-9}$ $<1.7\times10^{-10}$	−	−	−
ＦＮＳ		全β	−	$<3.4\times10^{-10}$	^{3}H ^{13}N	2.5×10^{10} 5.3×10^{11}	2.1×10^{-4} $<2.6\times10^{-3}$
バックエンド技術建家	ダンプコンデンサ	全β ^{60}Co	− 0	$<3.3\times10^{-10}$ $<1.4\times10^{-9}$	−	−	−
ＮＳＲＲ	原子炉棟	全β 全α ^{60}Co ^{131}I	− − 0 0	$<1.7\times10^{-10}$ $<1.1\times10^{-10}$ $<6.6\times10^{-10}$ $<9.8\times10^{-9}$	^{41}Ar	6.6×10^{9}	$<5.3\times10^{-3}$
	燃料棟	全β ^{60}Co	− 0	$<1.7\times10^{-10}$ $<7.0\times10^{-10}$	−	−	−
燃料試験施設		全β ^{106}Ru ^{131}I ^{239}Pu	− 0 0 0	$<4.1\times10^{-11}$ $<1.0\times10^{-9}$ $<8.7\times10^{-10}$ $<3.8\times10^{-11}$	^{85}Kr	1.4×10^{11}	$<8.0\times10^{-3}$
ＮＵＣＥＦ		全β ^{131}I ^{137}Cs ^{234}U ^{239}Pu	− 2.2×10^{8} 0 0 0	$<1.1\times10^{-10}$ 1.0×10^{-8} $<1.2\times10^{-10}$ $<2.6\times10^{-11}$ $<2.6\times10^{-11}$	^{133}Xe ^{85}Kr	7.6×10^{11} 8.0×10^{10}	$<6.8\times10^{-4}$ $<6.8\times10^{-4}$

*1 揮発性核種も含む。

*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。

表　2.1.2−2　放射性廃液の排水溝における平均濃度・年間放出量

（東海研究所，2000 年度）

排水溝名	排水溝における濃度及び年間放出量		
	1 日平均濃度の最大値*3 (Bq/cm^3)	3 ヵ月平均濃度の最大値*3 (Bq/cm^3)	年間放出量*2 (Bq)
第1排水溝	^{3}H, ^{14}C 以外 ：5.9×10^{-4} (2.5×10^{-4}) ^{3}H ：7.1×10^{-3} (6.4×10^{-3})	^{3}H, ^{14}C 以外 ：8.5×10^{-6} (6.8×10^{-6}) ^{3}H ：4.6×10^{-5} (6.4×10^{-5})	^{3}H, ^{14}C 以外 ：1.8×10^{6} (1.7×10^{6}) ^{22}Na：(3.9×10^{3}) ^{24}Na：9.5×10^{3} ^{35}S：1.5×10^{5} ^{54}Mn：(4.9×10^{3}) ^{60}Co：6.6×10^{5} (5.7×10^{5}) ^{89}Sr：4.6×10^{3} ^{90}Sr：4.0×10^{4} ^{137}Cs：9.1×10^{5} (9.5×10^{5}) ^{152}Eu：3.8×10^{4} ^{232}Th：3.1×10^{3} ^{324}U：2.9×10^{4} ^{237}Np：(4.9×10^{3}) U_{nat}：(7.0×10^{4}) ^{241}Am：(9.6×10^{4}) ^{3}H ：5.0×10^{6} (5.3×10^{6})
第2排水溝	^{3}H, ^{14}C 以外 ：3.4×10^{-3} (6.7×10^{-4}) ^{3}H ：1.1×10^{0} (2.7×10^{-3}) ^{14}C ：6.6×10^{-3} (1.4×10^{-2})	^{3}H, ^{14}C 以外 ：1.6×10^{-5} (4.6×10^{-5}) ^{3}H ：6.3×10^{-2} (8.0×10^{-5}) ^{14}C ：9.6×10^{-5} (9.2×10^{-4})	^{3}H, ^{14}C 以外 ：2.1×10^{7} (1.1×10^{8}) ^{35}S：4.0×10^{5} ^{51}Cr：1.3×10^{6} ^{57}Co：7.7×10^{5} ^{60}Co：1.6×10^{7} (5.0×10^{7}) ^{85}Sr：5.1×10^{5} ^{90}Sr：5.6×10^{5} ^{106}Ru：(7.7×10^{5}) ^{131}I：(2.5×10^{3}) ^{137}Cs：1.7×10^{6} (4.8×10^{7}) ^{234}U：7.7×10^{2} (7.5×10^{4}) ^{239}Pu：(3.5×10^{4}) ^{241}Am：(6.8×10^{6}) ^{3}H ：9.8×10^{10} (1.8×10^{8}) ^{14}C ：7.2×10^{7} (1.7×10^{9})
第3排水溝	^{3}H, ^{14}C 以外 ：8.6×10^{-5} (5.0×10^{-4}) ^{3}H ：2.8×10^{-1}	^{3}H, ^{14}C 以外 ：1.4×10^{-5} (9.1×10^{-5}) ^{3}H ：4.9×10^{-2}	^{3}H, ^{14}C 以外 ：1.6×10^{4} (2.1×10^{5}) ^{60}Co：3.3×10^{3} (2.0×10^{5}) ^{137}Cs：1.3×10^{4} ^{234}U：(7.9×10^{3}) ^{239}Pu：(3.5×10^{3}) ^{3}H ：6.3×10^{7}

	廃棄物処理場へ搬出*1		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)	1日平均濃度の最大値*3 (Bq/cm^3)	3ヵ月平均濃度の最大値*3 (Bq/cm^3)	年間放出量*2 (Bq)	廃液量 (m^3)
合計	$\beta\cdot\gamma$:1.4×10^{10} α :4.6×10^{7} ^{3}H :1.1×10^{10}	6.1×10^{2}	^{3}H, ^{14}C 以外 : 3.4×10^{-3} (6.7×10^{-4})	^{3}H, ^{14}C 以外 : 1.6×10^{-5} (9.1×10^{-5})	^{3}H, ^{14}C 以外 : 2.3×10^{7} (1.1×10^{8}) ^{22}Na : (3.9×10^{3}) ^{24}Na : 9.5×10^{3} ^{35}S : 5.5×10^{5} ^{54}Mn : (4.9×10^{3}) ^{51}Cr : 1.3×10^{6} ^{57}Co : 7.7×10^{5} ^{60}Co : 1.7×10^{7} (5.1×10^{7}) ^{85}Sr : 5.1×10^{5} ^{89}Sr : 4.6×10^{3} ^{90}Sr : 6.0×10^{5} ^{106}Ru : (7.7×10^{5}) ^{131}I : (2.5×10^{3}) ^{137}Cs : 2.6×10^{6} (4.9×10^{7}) ^{152}Eu : 3.8×10^{4} ^{232}Th : 3.1×10^{3} ^{234}U : 3.0×10^{4} (8.3×10^{4}) ^{237}Np : (4.9×10^{3}) ^{239}Pu : (3.9×10^{4}) ^{241}Am : (6.9×10^{6}) U_{nat} : (7.0×10^{4})	2.4×10^{4}
			^{3}H : 1.1×10^{0} (6.4×10^{-3}) ^{14}C : 6.6×10^{-3} (1.4×10^{-2})	^{3}H : 6.3×10^{-2} (8.0×10^{-5}) ^{14}C : 9.6×10^{-5} (9.2×10^{-4})	3H : 9.9×10^{10} (1.9×10^{8}) ^{14}C : 7.2×10^{7} (1.7×10^{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。

表　2.1.2−3　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，2000 年度）

原子炉施設	種類	核種	放出管理目標値 (Bq/年)	年間放出量* (Bq)	放出量 / 放出管理目標値
JRR−2	放射性希ガス	^{41}Ar	1.1×10^{14}	0	0
	放射性ガス	^{3}H	9.6×10^{12}	6.3×10^{10}	6.6×10^{-3}
JRR−3	放射性希ガス	^{41}Ar	6.2×10^{13}	8.2×10^{9}	1.3×10^{-4}
	放射性ガス	^{3}H	7.4×10^{12}	3.0×10^{10}	4.1×10^{-3}
JRR−4	放射性希ガス	^{41}Ar	9.6×10^{11}	7.4×10^{9}	7.7×10^{-3}
NSRR	放射性希ガス	主に ^{41}Ar, ^{135}Xe	4.4×10^{13}	6.6×10^{9}	1.5×10^{-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}Kr, ^{138}Xe	8.1×10^{13}	8.4×10^{11}	1.0×10^{-2}
	放射性よう素	^{131}I	1.5×10^{10}	2.2×10^{6}	1.5×10^{-4}

＊ 検出下限濃度未満は放出量を０として集計した。

表　2.1.2−4　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，2000 年度）

核種		放出管理目標値 (Bq/年)	年間放出量* (Bq)	放出量 / 放出管理目標値
^{3}H, ^{14}C 以外の核種	総量	1.8×10^{10}	2.3×10^{7}	1.3×10^{-3}
	^{60}Co	3.7×10^{9}	1.7×10^{7}	4.6×10^{-3}
	^{137}Cs	3.7×10^{9}	2.6×10^{6}	7.0×10^{-4}
^{3}H		2.5×10^{13}	9.9×10^{10}	4.0×10^{-3}
^{14}C		1.1×10^{11}	7.2×10^{7}	6.5×10^{-4}

＊ 第１，第２，第３排水溝の合計値

2.1.3 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における放射性希ガス及び液体廃棄物による年間の実効線量当量を算出した。

放射性希ガスに起因する年間の実効線量当量を，放出管理目標値が定められている JRR-2，JRR-3，JRR-4，NSRR，及び NUCEF について算出した。その結果，実効線量当量が最大となった地点は，NUCEF 南西方向の周辺監視区域境界で $4.8\times10^{-2}\mu$Sv であった。原子炉施設毎の実効線量当量を表 2.1.3−1 に示す。また、γ，β線による皮膚及びγ線による水晶体の組織線量当量は，それぞれ $1.0\times10^{-1}\mu$Sv/年，$9.9\times10^{-2}\mu$Sv/年であった。

液体廃棄物に起因する年間の実効線量当量を，東海研究所全施設から放出された ^{14}C を除く ^{3}H，^{60}Co，^{137}Cs 等の核種について算出した。その結果は，$1.1\times10^{-2}\mu$Sv であった。核種別の実効線量当量を表 2.1.3−2 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 $5.9\times10^{-2}\mu$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目標値 50μSv の約 0.1% であった。

（菊地　正光）

表　2.1.3−1　放射性希ガスによる年間実効線量当量

（東海研究所，2000 年度）

原子炉施設	年間放出量* (Bq)	NUCEF南西の周辺監視区域外における実効線量当量（μSv）
JRR-2	0	0
JRR-3	8.2×10^{9}	5.0×10^{-4}
JRR-4	7.4×10^{9}	1.8×10^{-3}
NSRR	6.6×10^{9}	2.2×10^{-5}
STACY TRACY	8.4×10^{11}	4.5×10^{-2}
合　計		4.8×10^{-2}

* 検出下限濃度未満は放出量を０として集計した。

表　2.1.3−2　液体廃棄物による年間実効線量当量

（東海研究所，2000 年度）

核　種		年間放出量(Bq)*	実効線量当量(μSv)
^{3}H，^{14}C以外の核種	^{60}Co	1.7×10^{7}	6.0×10^{-3}
	^{137}Cs	2.6×10^{6}	2.1×10^{-4}
	その他	3.8×10^{6}	4.2×10^{-3}
^{3}H		9.9×10^{10}	3.5×10^{-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。

2.1.4 事故等による放射能汚染及び被ばく

2000 年度は事故等による放射能汚染及び被ばくはなかった。

（菊地　正光）

2.1.5 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，2000 年 9 月及び 2001 年 3 月の２回実施した。また，3.7MBq 以下の密封線源についても，2000 年 12 月末現在の保有状況の調査を実施した。表 2.1.5−1 に建家別の放射性同位元素の保有状況を示す。

（滝　光成）

表　2.1.5−1　建家別の放射性同位元素の保有状況

（東海研究所，2000 年度）

建家名	非密封放射性同位元素（2001 年 3 月 31 日現在）			密封放射性同位元素（2001 年 3 月 31 日現在）				3.7MBq 以下の密封線源（2000 年 12 月 31 日現在）			
	保有量 (Bq)	主要核種	核種数	保有量 (Bq)	主要核種	核種数	個数	保有量 (Bq)	主要核種	核種数	個数
第２研究棟	0			1.6×10^{11}	$^{55}Fe,^{137}Cs$	9	10	5.0×10^{7}	$^{137}Cs,^{241}Am$	20	820
第３研究棟	0			0				8.8×10^{6}	$^{137}Cs,^{241}Am$	29	235
第４研究棟	2.1×10^{11}	$^{85}Kr,^{241}Am$	47	9.6×10^{13}	$^{60}Co,^{151}Sm$	5	10	1.0×10^{7}	$^{137}Cs,^{241}Am$	30	197
放射線標準棟	2.1×10^{9}	$^{3}H,^{85}Kr$	22	4.5×10^{12}	$^{60}Co,^{241}Am$	15	49	1.2×10^{8}	$^{137}Cs,^{241}Am$	29	205
ＦＥＬ研究棟	0			6.0×10^{6}	^{137}Cs	1	1	6.6×10^{5}	$^{137}Cs,^{241}Am$	6	8
ﾀﾝﾃﾞﾑ加速器建家	4.8×10^{6}	$^{243}Am,^{252}Cf$	5	0				2.1×10^{6}	$^{60}Co,^{241}Am$	9	14
セラミック特研	3.4×10^{10}	$^{3}H,^{60}Co$	2	0				0			
冶金特別研究室建家	6.3×10^{10}	^{99}Tc	1	0				1.1×10^{6}	$^{137}Cs,^{241}Am$	9	17
ＪＦＴ−２建家	0			0				2.4×10^{5}	$^{137}Cs,^{241}Am$	2	2
開発試験室	0			0				3.3×10^{5}	$^{60}Co,^{137}Cs$	4	5
ﾓｯｸｱｯﾌﾟ建家	0			5.2×10^{10}	^{241}Am-Be	1	2	8.2×10^{6}	$^{90}Sr,^{241}Am$	9	114
ＪＲＲ−２	0			0				2.9×10^{6}	$^{60}Co,^{137}Cs$	9	87
原子炉特研	0			3.9×10^{10}	^{241}Am-Be	2	3	2.5×10^{7}	$^{60}Co,^{241}Am$	15	114
ＪＲＲ−３	0			1.8×10^{11}	^{241}Am-Be	1	1	1.7×10^{7}	$^{137}Cs,^{241}Am$	17	75
JRR-3 実験利用棟(第１棟)	0			0				9.7×10^{6}	^{137}Cs	1	7
JRR-3 実験利用棟(第２棟)	1.4×10^{8}	$^{22}Na,^{137}Cs$	11	3.6×10^{8}	$^{57}Co,^{241}Am$	2	2	5.1×10^{6}	$^{137}Cs,^{241}Am$	21	107
ＪＲＲ−４	0			1.8×10^{11}	^{241}Am-Be	1	3	4.7×10^{6}	$^{60}Co,^{241}Am$	9	26
ホットラボ	4.3×10^{12}	$^{55}Fe,^{60}Co$	15	5.5×10^{7}	$^{60}Co,^{152}Eu$	2	2	1.7×10^{6}	$^{137}Cs,^{241}Am$	8	55
ＲＩ製造棟	2.9×10^{14}	$^{3}H,^{14}C$	14	3.2×10^{11}	$^{60}Co,^{137}Cs$	4	7	9.2×10^{6}	$^{137}Cs,^{152}Eu$	13	71
機械化工特研	0			2.2×10^{10}	^{241}Am	1	1	0			
ＪＲＲ−１	2.4×10^{2}	^{24}Na	1	0				7.8×10^{5}	$^{133}Ba,^{137}Cs$	6	11
高温工学特研	0			0				1.6×10^{7}	$^{137}Cs,^{241}Am$	10	15
ﾄﾘﾁｳﾑﾌﾟﾛｾｽ研究棟	1.9×10^{16}	^{3}H	1	0				2.9×10^{6}	$^{3}H,^{137}Cs$	6	46
ﾌﾟﾙﾄﾆｳﾑ研究１棟	2.2×10^{11}	$^{241}Am,^{244}Cm$	4	6.0×10^{8}	$^{237}Np,^{241}Am$	2	4	1.5×10^{7}	$^{90}Sr,^{241}Am$	13	22
再処理特別研究棟	0			0				2.2×10^{6}	$^{60}Co,^{241}Am$	19	22
フッ素実験室	2.6×10^{4}	^{129}I	1	0				4.5×10^{4}	$^{129}I,^{137}Cs$	5	6
返還廃棄物受入測定技術開発試験棟	0			3.0×10^{12}	$^{60}Co,^{137}Cs$	11	24	1.0×10^{6}	$^{137}Cs,^{241}Am$	11	14
汚染除去場	6.5×10^{4}	$^{60}Co,^{137}Cs$	3	0				0			
廃棄物安全試験施設	5.0×10^{14}	$^{137}Cs,^{241}Am$	9	7.7×10^{12}	^{60}Co	1	4	4.3×10^{6}	$^{22}Na,^{60}Co$	22	63
環境ｼﾐｭﾚｰｼｮﾝ試験棟	1.7×10^{9}	$^{3}H,^{63}Ni$	17	0				6.0×10^{6}	$^{60}Co,^{137}Cs$	6	59
ＦＣＡ	0			2.9×10^{12}	$^{241}Am,^{252}Cf$	7	11	3.4×10^{6}	$^{137}Cs,^{241}Am$	14	39
ＴＣＡ	0			2.5×10^{11}	$^{3}H,^{252}Cf$	3	6	6.4×10^{6}	$^{60}Co,^{241}Am$	10	20
ＦＮＳ建家	2.8×10^{14}	^{3}H	1	6.0×10^{8}	$^{137}Cs,^{252}Cf$	4	4	3.8×10^{6}	$^{3}H,^{241}Am$	11	52
ＮＳＲＲ	0			1.1×10^{11}	^{241}Am-Be	1	1	2.5×10^{6}	$^{137}Cs,^{241}Am$	12	21
ﾊﾞｯｸｴﾝﾄﾞ技術開発建家	2.7×10^{8}	$^{60}Co,^{137}Cs$	4	0				7.8×10^{6}	$^{137}Cs,^{241}Am$	15	85
科学技術庁電源開発促進対策特別会計施設	4.8×10^{8}	$^{60}Co,^{137}Cs$	7	0				1.4×10^{6}	$^{60}Co,^{241}Am$	9	9
大型非定常ﾙｰﾌﾟ実験棟	0			1.7×10^{12}	^{241}Am	2	20	0			
二層流ループ実験棟	0			2.4×10^{12}	^{137}Cs	1	7	0			
燃料試験施設試験棟	0			0				1.6×10^{7}	$^{137}Cs,^{241}Am$	13	39
ＮＵＣＥＦ施設	1.8×10^{10}	$^{3}H,^{241}Am$	24	4.9×10^{11}	$^{3}H,^{60}Co$	5	12	1.7×10^{8}	$^{137}Cs,^{241}Am$	30	196
第１研究棟	0			0				2.5×10^{6}	^{63}Ni	1	1
体内ＲＩ分析室建家	0			0				7.9×10^{5}	$^{14}C,^{241}Am$	10	79
第２廃棄物処理場	0			0				1.3×10^{6}	$^{137}Cs,^{241}Am$	7	73
解体分別保管棟	0			0				1.2×10^{6}	^{60}Co	1	16
合計	2.0×10^{16}		66	1.2×10^{14}		29	184	5.4×10^{8}		56	3037

2.2 環境放射線（能）の管理

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 1999 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。

上記の監視・観測の他，次の業務を行った。

(1) 老朽化によりモニタリングポストの空間γ線量率モニタ５局の更新を行った。

(2) 許可変更等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，核燃料物質使用変更の許可申請のための業務に協力した。

(3) 国際放射線防護委員会の 1990 年勧告の国内法令への取り入れによる関係指針の改正資料作成に協力した。

（小林　秀雄）

2.2.1 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表 2.2.1−1，表 2.2.1−2 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，すべてが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，放射性廃棄物の輸送による影響が主であった。なお，構外のモニタリングポスト 24 において，周辺施設の影響と思われる上昇が短期間に観測され，可搬型モニタリングポストでの測定及び環境放射線観測車による移動サーベイを実施したが，原因の特定には至らなかった。

(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のダストサンプラにおいて集塵した試料について，大気塵埃中の長半減期放射能濃度の測定を行った。各月毎の平均値を図 2.2.1−1 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

定点におけるγ線空気吸収線量率は，2000 年４月と 10 月に 19 地点での測定を実施した。測定結果は，表 2.2.1−3 に示すとおり平常の変動幅内であり，異常は認められなかった。

(4) 環境中の積算線量の監視

TLD による３ヵ月間の積算線量測定について，2000 年６月，９月，12 月及び 2001 年３月に実

施した。測定結果は，表 2.2.1−4 に示すとおり平常の変動幅内であり，異常は認められなかった。

(5) γ線空気吸収線量率の走行測定

環境放射線観測車による走行サーベイを 2000 年５月に実施し，緊急時サーベイのための平常時レベル等の基礎データを得た。なお，走行サーベイシステムの更新に伴う過去データの変換及びそのデータ解析を行った。

(6) 気象観測

東海研究所の敷地を代表する気象資料を得るため，風向風速及び大気安定度等の各気象要素について連続観測を行い，データを保存した。

(7) その他の管理業務

モニタリングポスト及びモニタリングステーションのモニタについて，老朽化対策のため更新を５年計画で開始し，2000 年度はモニタリングポストの空間γ線量率モニタ５局の更新を完了した。

(8) 申請業務関係

(a) 核燃料物質使用施設の許可変更申請に係る線量当量評価を行い，対象施設の障害対策書共通編について見直しを行うとともに，科学技術庁のヒアリングを受けた。

(b) 大強度陽子加速器施設の建設予定に伴う平常時被ばく線量評価の概算計算に協力した。

(c) 科学技術庁からの要請により，ICRP1990 年勧告の取り入れに伴う「発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価指針」及び「原子力施設の防災対策について」の一部である「研究炉に係る防災対策を重点的に充実すべき地域の範囲（EPZ)」の被ばく線量計算等を行い，資料作成に協力した。

（橘　晴夫，菊地　正光）

表　2.2.1－1　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，2000年度）　（単位：nGy/h）

MS No. ＼ 年月		2000年									2001年			年間	標準偏差
		4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3		
MS－1	平均	35	34	34	34	36	36	35	34	35	35	34	35	35	0.8
	最大	61	48	53	61	48	47	47	47	44	46	48	45	61	—
MS－2	平均	32	32	32	32	32	32	32	31	32	32	31	32	32	0.4
	最大	59	50	54	57	47	46	45	46	42	46	49	45	59	—
MS－3	平均	32	32	32	31	31	32	31	31	31	31	31	32	31	0.5
	最大	63	51	55	57	47	48	45	45	42	47	47	47	63	—
MS－4	平均	43	41	41	41	43	44	43	42	44	42	43	41	42	1.2
	最大	74	62	66	64	64	61	61	59	56	59	61	57	74	—

（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。

表　2.2.1－2　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，2000年度）　（単位：nGy/h）

	MP No.	年月	2000年 4	5	6	7	8	9	10	11	12	2001年 1	2	3	年間	標準偏差
構内ポスト	MP-11	平均	35	33	32	29	36	38	35	34	34	34	34	40	35	2.8
		最大	58	47	50	48	51	51	49	47	48*2	47	45	57	58	—
	MP-12	平均	35	34	35	34	34	34	34	34	35	35	35	35	35	0.5
		最大	65	55	60	59	52	48	50	51	48	49	52	49	65	—
	MP-13	平均	35	35	36	35	35	37	35	35	35	35	35	36	35	0.7
		最大	63	55	59	62	52	54	50	54	49	52	52	51	63	—
	MP-14	平均	45	44	44	44	44	44	44	43	44	43	43	44	44	0.6
		最大	76*1	83*1	74*1	68*1	61*1	58	54	60*1	55	82*1	59*1	60*1	83	—
	MP-15	平均	37	36	36	35	34	35	36	36	36	37	36	37	36	0.9
		最大	64	54	59	60	48	54	48	50	47	49	50	50	64	—
	MP-16	平均	32	31	31	29	30	32	34	30	30	31	30	32	31	1.3
		最大	71	55	61	61	51	52	53	53	46	49	52	53	71	—
	MP-17	平均	32	31	31	30	31	31	32	32	32	33	32	34	32	1.1
		最大	61	47	49	52	43	41	46	47	44	45	49	48	61	—
	MP-18	平均	37	36	35	35	36	37	35	35	35	35	35	36	36	0.8
		最大	58	47	48	55	45	47	44	46	42	46	47	50	58	—
	MP-19	平均	33	32	32	31	32	33	33	33	33	34	34	36	33	1.3
		最大	51	45	50	50	41	42	45	44	40	49	52	55	55	—
構外ポスト	MP-21	平均	35	34	35	34	34	35	35	35	35	36	35	36	35	0.7
		最大	68	55	55	55	45	52	51	52	48	51	54	55	68	—
	MP-22	平均	36	35	35	35	35	35	35	35	35	36	36	36	35	0.5
		最大	66	53	55	59	48	50	49	50	46	49	51	52	66	—
	MP-23	平均	35	34	35	34	34	34	34	34	34	34	34	34	34	0.4
		最大	66	54	60	59	51	50	50	51	46	49	52	49	66	—
	MP-24	平均	38	38	38	37	37	37	37	37	37	38	38	38	38	0.5
		最大	60	53	56	56	47	52	49	52	47	49	52	99*3	99	—
	MP-25	平均	32	31	32	31	31	31	31	31	31	31	31	32	31	0.5
		最大	60	50	53	52	46	43	45	47	41	44	48	45	60	—

（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。

*1　廃棄物輸送による影響

*2　東京大学原子炉運転の影響

*3　原因不明(周辺施設の影響と思われ継続調査中)

表　2.2.1−3　定点におけるγ線空気吸収線量率測定結果

（東海研究所，2000年度）　（単位：nGy/h）

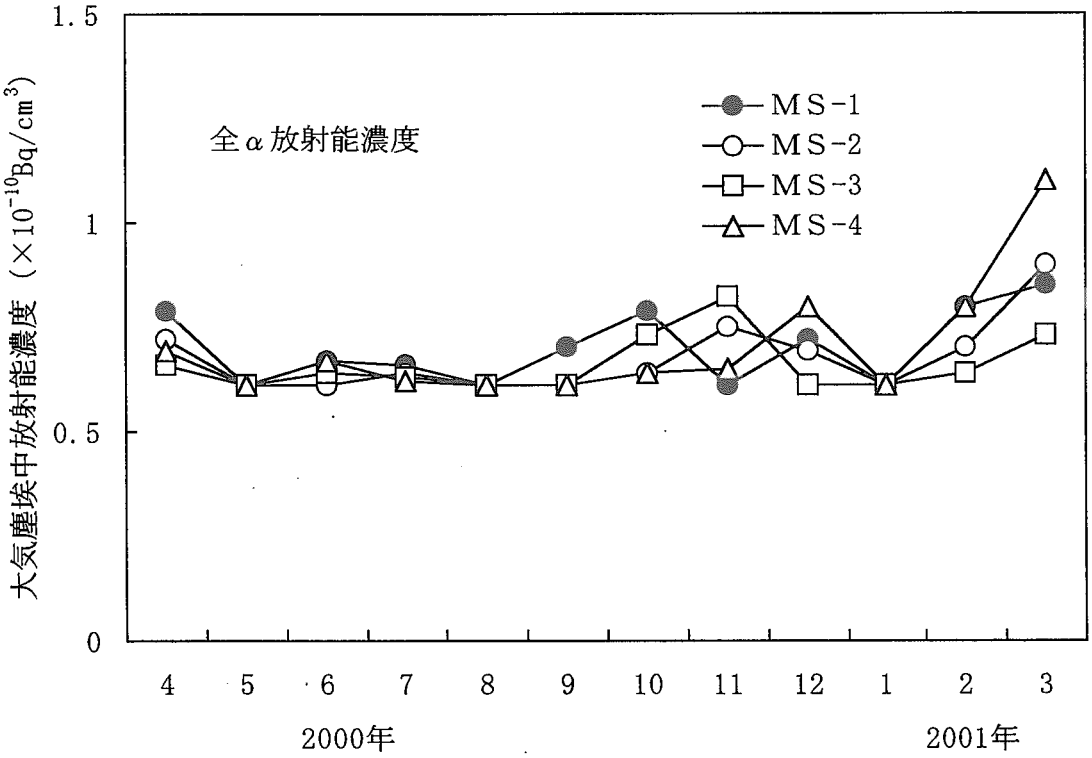
地点名 ＼ 測定期間			2000年 4月18日 ～ 4月27日	2000年 10月16日 ～ 10月26日
			空気吸収線量率	空気吸収線量率
1	構　内	（ＭＳ－１）	43.4	42.3
2	舟石川	（原電住宅）	26.0	24.3
3	照　沼	（如意輪寺）	37.1	37.6
4	宮　前	（酒列神社）	26.1	25.2
5	須和間	（ＭＳ－３）	34.7	34.7
6	〃	（住吉神社）	38.8	38.9
7	那珂湊	（三峯神社）	22.4	22.2
8	勝　田	（吉田神社）	27.7	26.3
9	〃	（日製病院前）	28.1	26.4
10	〃	（香　取　宮）	38.2	33.7
11	那珂町	（上　宮　寺）	35.3	35.5
12	内　宿	（大　山　台）	28.9	28.9
13	磯　部	（都々逸坊）	48.0	47.0
14	横　堀	（発汗地蔵）	35.7	35.0
15	菅　谷	（鹿島神社）	62.4	56.6
16	稲　田	（今花島神社）	31.7	28.6
17	亀　下	（ＭＳ－４）	56.7	51.8
18	高　野	（鹿島神社）	24.2	21.8
19	石　神	（住吉神社）	31.7	27.4

表　2.2.1−4　積算線量測定結果

（東海研究所，2000 年度）　（単位：μGy）

地点番号	地点名	測定期間	第１四半期		第２四半期		第３四半期		第４四半期		年間積算線量
			2000 年 3 月 15 日 ～ 6 月 14 日		2000 年 6 月 14 日 ～ 9 月 14 日		2000 年 9 月 14 日 ～ 12 月 13 日		2000 年 12 月 13 日 ～2001 年 3 月 15 日		
		測定結果	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)		87	87	88	87	89	90	89	88	352
M-2	周辺監視区域境界(MP-1)		93	93	90	89	90	91	91	90	363
M-8	周辺監視区域境界（プル研裏）		85	85	82	81	83	84	82	81	331
M-9	周辺監視区域境界(MP-7)		71	71	69	68	67	68	73	72	279
M-11	周辺監視区域境界(MP-8)		81	81	79	78	78	79	84	83	321
M-13	構　内(MS-2)		90	90	87	86	90	91	94	93	360
M-17	宿		90	90	84	83	86	87	91	90	350
M-18	新川下流		82	82	78	77	81	82	83	82	323
M-19	阿漕ケ浦南西		55	55	53	52	56	57	55	54	218
M-20	阿漕ケ浦西		78	78	78	77	74	75	80	79	309
M-21	白　　方		78	78	77	76	76	77	84	83	314
M-22	原電グラウンド北西		90	90	88	87	87	88	91	90	355
M-26	川　　根		87	87	79	78	82	83	91	90	338
M-29	須和間(MS-3)		85	85	77	76	77	78	85	84	323
M-30	亀　下(MS-4)		112	112	106	105	108	109	113	112	438
M-53	東　海　中		60	60	60	59	57	58	64	63	240
M-44	豊　岡　1		77	77	76	75	79	80	85	84	316
M-56	豊　岡　2		89	89	86	85	87	88	86	85	347
M-57	豊　岡　3		83	83	85	84	83	84	84	83	334
M-58	水戸気象台		67	67	65	64	67	68	66	65	264

（注）　表中各測定値は，5 cm 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。



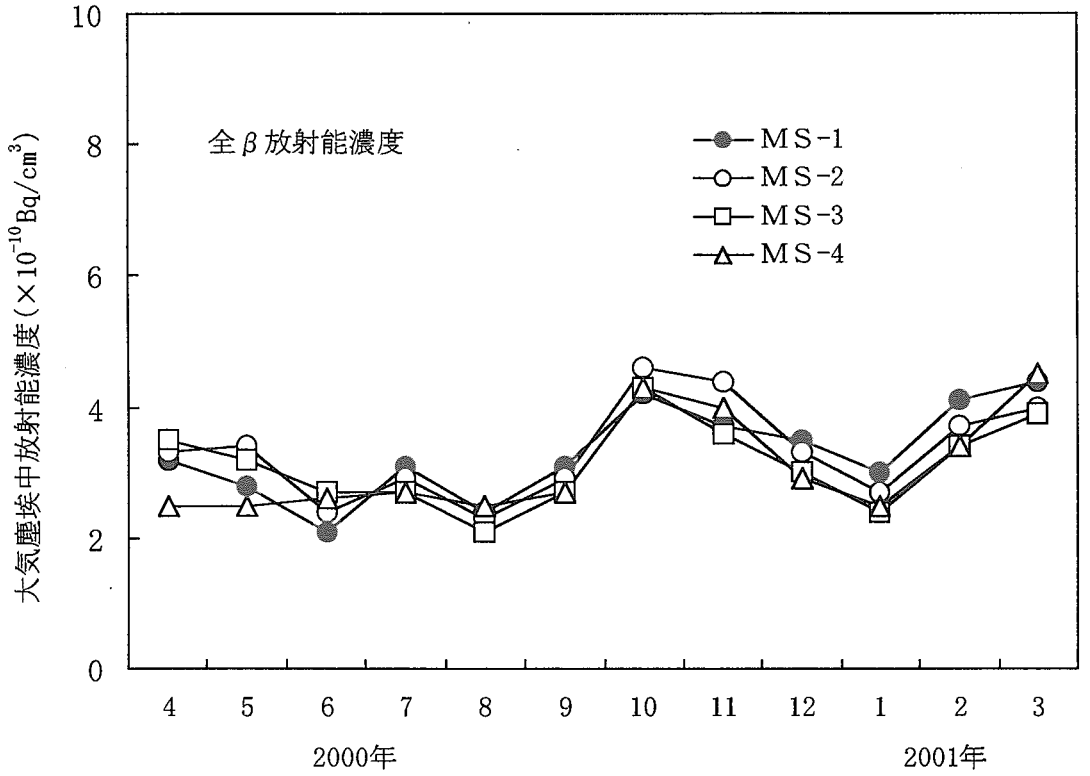


図　2.2.1−1　モニタリングステーションにおける大気塵埃中長半減期放射能濃度の月平均

2.2.2 環境試料のモニタリング

(1) 環境試料中の放射能濃度

飲料水，河川水，農産物，土壌，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放射能濃度及び放射性核種濃度の測定を行った。測定結果を表 2.2.2−1(a)及び(b)に示す。

(2) 大気塵埃中の放射性核種濃度

モニタリングステーション（以下「MS」という。）No.3 において連続集塵したろ紙を１ヵ月ごとに大気塵埃中の放射性核種濃度の測定を行った。測定結果を表 2.2.2−2 に示す。

(3) 大型水盤により１ヵ月ごとに採取した降下塵中の全β放射能量及び放射性核種放射能量の測定を行った。測定結果を表 2.2.2−3 に示す。

(4) 雨水中の全β放射能濃度

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。１ヵ月間における平均濃度の測定結果を表 2.2.2−4 に示す。

(5) 排水溝排水中の放射能濃度

第１及び第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及び ^{3}H 放射能濃度を測定した。１ヵ月間における平均濃度の測定結果を表 2.2.2−4 に示す。

(1)から(5)までの値は，例年の変動範囲内であり，施設からの放出放射性物質による影響は認められなかった。

（佐々　陽一）

表 2.2.2−1(a) 環境試料中の放射性核種濃度

(東海研究所, 2000年度)

種類	採取月	採取地点	全β	^{14}C*1	^{54}Mn	^{60}Co	^{90}Sr*2	^{95}Zr	^{95}Nb	^{106}Ru	^{137}Cs	^{144}Ce	$^{239+240}Pu$*2	単位
精米	10月	東海村須和間	2.6	0.23	< 7.3	< 9.6	< 16	< 13	< 9.9	< 58	< 7.1	< 35	—	mBq/kg.生(全β:Bq/kg.生)
カレイ可食部	5月	東海研沖	110	—	< 20	< 27	< 18	< 35	< 21	< 160	140	< 98	< 0.61	
	12月		160	—	< 23	< 28	< 19	< 42	< 31	< 170	110	< 100	< 0.77	
シラス	5月		44	—	< 12	< 15	< 15	< 21	< 11	< 84	32	< 55	0.73	
	12月		70	—	< 17	< 21	< 17	< 29	< 22	< 120	78	< 79	< 1.2	
海底土	7月	東海研沖C海域	820	—	< 0.20	< 0.13	< 0.18	< 0.29	< 0.21	< 1.1	0.44	< 1.1	0.34	Bq/kg.乾
	1月		650	—	< 0.12	< 0.13	< 0.13	< 0.29	< 0.21	< 0.97	0.44	< 1.4	0.26	
	7月	東海研沖旧C海域	670	—	< 0.24	< 0.15	< 0.19	< 0.37	< 0.26	< 1.3	0.46	< 1.3	0.19	
	1月		830	—	< 0.28	0.33	< 0.13	< 0.42	< 0.30	< 1.6	0.33	< 1.7	0.19	
	7月	東海研沖旧D海域	610	—	< 0.17	< 0.12	< 0.16	< 0.24	< 0.16	< 0.92	1.0	< 1.1	0.48	
	1月		610	—	< 0.16	< 0.12	< 0.14	< 0.21	< 0.19	< 0.79	0.92	< 0.81	0.48	
土壌	5月	東海研構内	540	—	< 0.46	< 0.30	—	< 0.62	< 0.46	< 2.7	0.95	< 2.6	—	
	11月		570	—	< 0.12	< 0.14	—	< 0.28	< 0.22	< 0.97	1.4	< 0.98	—	
	5月	東海村須和間	430	—	< 0.12	< 0.13	—	< 0.26	< 0.20	< 1.1	27	< 1.4	—	
	11月		490	—	< 0.14	< 0.13	—	< 0.29	< 0.24	< 1.2	44	< 1.7	—	
	5月	東海村石神	540	—	< 1.8	< 1.2	—	< 2.8	< 1.2	< 9.8	38	< 10	—	
	11月		530	—	< 0.39	< 0.37	—	< 0.81	< 0.58	< 3.2	66	< 3.6	—	
	5月	ひたちなか市 稲田	280	—	< 1.5	< 0.86	—	< 2.2	< 1.7	< 8.2	8.1	< 8.7	—	
	11月		330	—	< 0.44	< 0.32	—	< 0.70	< 0.50	< 2.6	9.5	< 2.8	—	
	5月	ひたちなか市 高場	440	—	< 1.5	< 0.96	—	< 2.2	< 1.5	< 7.8	29	< 8.9	—	
	11月		440	—	< 0.59	< 0.34	—	< 0.78	< 0.61	< 3.1	30	< 3.3	—	
	5月	ひたちなか市 宮前	280	—	< 1.8	< 1.2	—	< 2.2	< 1.9	< 8.5	27	< 7.3	—	
	11月		440	—	< 0.54	< 0.33	—	< 0.84	< 0.59	< 3.0	51	< 3.3	—	
	5月	那珂町横堀	280	—	< 1.0	< 1.0	—	< 2.0	< 1.6	< 7.8	4.6	< 6.7	—	
	11月		200	—	< 0.52	< 0.29	—	< 0.77	< 0.55	< 2.7	11	< 2.9	—	
	5月	那珂町上宮寺	600	—	< 1.2	< 0.79	—	< 1.7	< 1.3	< 6.5	< 0.72	< 8.7	—	
	11月		620	—	< 0.27	< 0.24	—	< 0.56	< 0.40	< 1.9	< 0.20	< 1.5	—	
	5月	那珂研構内	470	—	< 1.5	< 0.99	—	< 2.2	< 1.4	< 7.2	< 0.98	< 6.7	—	
	11月		470	—	< 0.30	< 0.28	—	< 0.66	< 0.51	< 2.5	1.3	< 2.7	—	
排水口近辺土砂	7月	第1排水溝出口	760	—	< 0.17	< 0.12	—	< 0.23	< 0.16	< 0.85	< 0.098	< 1.0	—	
	1月		870	—	< 0.17	< 0.12	—	< 0.26	< 0.17	< 0.90	0.14	< 0.74	—	
	7月	第2排水溝出口	730	—	< 0.097	< 0.12	—	< 0.24	< 0.18	< 0.78	0.21	< 0.76	—	
	1月		740	—	< 0.11	< 0.12	—	< 0.21	< 0.16	< 0.80	0.20	< 0.75	—	
	7月	第3排水溝出口	720	—	< 0.10	< 0.11	—	< 0.21	< 0.16	< 0.74	0.095	< 0.97	—	
	1月		960	—	< 0.088	< 0.11	—	< 0.21	< 0.16	< 0.74	0.11	< 1.0	—	

*1 ^{14}Cの単位は,Bq/gC *2:^{90}Sr及び$^{239+240}Pu$は,化学分析により求めた。

表　2.2.2-1(b)　環境試料中の放射性核種濃度

(東海研究所，2000年度)

種類	採取月	採取地点	全β	^{3}H	^{54}Mn	^{60}Co	^{90}Sr	^{95}Zr	^{95}Nb	^{106}Ru	^{131}I	^{137}Cs	^{144}Ce	単位
飲料水	4月	東海村	61	< 810	< 33	< 43	—	< 52	< 35	< 250	< 150	< 30	< 160	Bq/m^{3}
	10月	阿漕ヶ浦	70	870	< 34	< 44	—	< 98	< 34	< 320	< 220	< 32	< 140	
	4月	東海村	59	< 750	< 0.66	< 0.73	—	< 1.1	< 0.83	< 5.9	< 140	< 0.42	< 4.2	
	10月	須和間	85	1300	< 0.58	< 0.77	—	< 1.2	< 0.87	< 7.0	< 210	< 0.43	< 4.5	
	4月	那珂研	51	< 750	< 29	< 38	—	< 68	< 29	< 260	< 140	< 28	< 170	
	10月	構内	70	< 620	< 34	< 28	—	< 58	< 34	< 280	< 190	< 34	< 130	
河川水	4月	久慈川原	83	< 770	< 33	< 37	—	< 65	< 33	< 280	< 150	< 32	< 140	
	10月	研取水口	59	< 620	< 29	< 47	—	< 64	< 34	< 280	< 230	< 33	< 140	
	4月	久慈川河	2.3	< 770	< 0.90	< 0.95	—	< 1.7	< 0.99	< 8.9	< 150	< 0.64	< 6.3	
	10月	口豊岡	1.3	< 640	< 0.94	< 1.0	—	< 1.7	< 1.3	< 8.9	< 2.3	< 0.64	< 6.0	
海水	4月	東海研沖	16	690	< 0.63	< 0.71	< 2.7	< 1.1	< 0.64	< 6.1	—	2.3	< 4.1	
	10月	C海域	11	690	< 0.80	< 0.72	2.7	< 1.6	< 0.88	< 5.8	—	1.7	< 4.1	
	4月	東海研沖	10	660	< 0.69	< 0.79	< 3.8	< 1.1	< 0.66	< 6.2	—	2.2	< 4.5	
	10月	旧C海域	13	< 620	< 0.59	< 0.75	< 1.7	< 1.2	< 0.91	< 5.9	—	1.6	< 4.5	
	4月	東海研沖	13	1300	< 0.65	< 0.67	3.1	< 1.3	< 0.94	< 5.8	—	2.0	< 4.1	
	10月	旧D海域	20	< 650	< 0.77	< 0.76	< 2.0	< 1.6	< 0.94	< 6.3	—	1.9	< 4.0	
牛乳	5月	ひたちなか	53	—	< 13	< 16	—	< 25	< 18	< 99	< 140	< 12	< 74	Bq/m^{3}.生(全β:kBq/m^{3})
	11月	市 長砂	45	—	< 14	< 17	—	< 25	< 19	< 100	< 160	13	< 73	
ほうれん草	4月	東海村	180	—	< 25	< 31	200	< 47	< 25	< 180	< 260	< 23	< 110	mBq/kg.生(全β:Bq/kg.生)
	11月	須和間	21	—	< 26	< 34	100	< 45	< 33	< 190	< 220	< 23	< 100	
ワカメ	5月	日立市	150	—	< 21	< 25	—	< 45	< 28	< 150	< 180	22	< 99	
アラメ	12月	久慈浜	370	—	< 52	< 60	—	< 120	< 39	< 350	< 230	69	< 380	

表　2.2.2-2 大気塵埃(MS-3)中の放射性核種濃度

(東海研究所，2000年度)

採取年月	^{7}Be	^{54}Mn	^{60}Co	^{95}Zr	^{95}Nb	^{106}Ru	^{137}Cs	^{144}Ce	単位
2000年4月	4000	< 6.6	< 8.1	< 15	< 10	< 63	< 9.7	< 38	μBq/m^{3}
5月	2000	< 4.6	< 5.8	< 11	< 7.8	< 41	< 4.3	< 21	
6月	2300	< 4.5	< 4.9	< 9.6	< 7.4	< 39	< 4.1	< 25	
7月	1600	< 4.7	< 5.4	< 10	< 7.1	< 40	< 4.6	< 25	
8月	1500	< 5.0	< 6.3	< 13	< 9.3	< 49	< 5.1	< 22	
9月	1900	< 4.8	< 5.9	< 10	< 7.6	< 43	< 4.7	< 26	
10月	3700	< 4.9	< 6.3	< 11	< 6.5	< 43	< 4.6	< 24	
11月	2900	< 5.5	< 5.7	< 11	< 7.9	< 44	< 5.5	< 27	
12月	1800	< 5.3	< 6.6	< 11	< 7.9	< 51	< 5.5	< 23	
2001年1月	2000	< 5.5	< 5.8	< 12	< 9.1	< 52	< 4.8	< 30	
2月	2300	< 5.2	< 7.1	< 12	< 6.7	< 51	< 5.0	< 31	
3月	3600	< 5.2	< 6.3	< 13	< 6.9	< 49	< 5.0	< 26	

表　2.2.2-3　降下塵中の放射性核種放射能量

(東海研究所，2000年度)

採取年月	全β	^{7}Be	^{54}Mn	^{60}Co	^{95}Zr	^{95}Nb	^{106}Ru	^{137}Cs	^{144}Ce	単位
2000年4月	25	270	< 50	< 51	< 110	< 81	< 390	140	< 320	kBq/km^{2}(全β,^{7}Be:MBq/km^{2})
5月	13	270	< 53	< 57	< 96	< 67	< 1600	< 46	< 450	
6月	12	180	< 42	< 49	< 95	< 71	< 350	< 41	< 260	
7月	11	110	< 42	< 48	< 99	< 59	< 340	< 38	< 260	
8月	2.9	26	< 41	< 54	< 81	< 62	< 350	< 38	< 240	
9月	14	150	< 41	< 52	< 95	< 73	< 380	< 41	< 260	
10月	10	120	< 39	< 49	< 90	< 56	< 370	< 43	< 250	
11月	5.8	75	< 48	< 50	< 99	< 68	< 380	< 46	< 340	
12月	3.7	18	< 45	< 57	< 110	< 70	< 400	< 45	< 260	
2001年1月	8.0	81	< 44	< 46	< 88	< 50	< 350	< 42	< 250	
2月	6.4	37	< 41	< 50	< 110	< 63	< 390	< 42	< 240	
3月	12	110	< 44	< 51	< 100	< 74	< 380	< 40	< 250	

表　2.2.2−4　雨水中の全β放射能濃度及び排水溝における排水中の放射能濃度

（東海研究所，2000 年度）

採取月 採取項目	4 月	5 月	6 月	7 月	8 月	9 月	10 月	11 月	12 月	1 月	2 月	3 月	単位
雨　水	240	<210	<210	<220	<210	<210	<220	230	<220	<220	<220	<230	Bq/m^3
第 1 排水溝 全β	110	110	99	97	100	76	85	89	100	100	120	91	Bq/m^3
第 2 排水溝 全β	96	110	84	110	67	71	78	89	86	84	76	65	Bq/m^3
第 2 排水溝 ^{3}H	22	<4.7	7.6	7.1	5.1	5.5	10	41	4.8	18	6.9	5.8	kBq/m^3
第 3 排水溝 全β	75	79	81	72	72	50	52	71	79	64	65	58	Bq/m^3

2.2.3　排気・排水及び環境試料の化学分析

(1) 排気及び排水中の ^{89}Sr と ^{90}Sr の化学分析

2000 年度に東海研究所の原子炉施設等から放出された排気及び排水中の ^{89}Sr と ^{90}Sr の放射能濃度を「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，化学分析により求めた。分析結果を表 2.2.3−1 に示すとともに，その概略は以下のとおりであった。すなわち，排気については，いずれの施設の試料からも ^{89}Sr と ^{90}Sr は検出されなかった。なお，液体廃棄物処理施設については，第４四半期から低レベルと高レベルのスタック試料をコンポジット試料として化学分析することになった。一方，排水については，^{89}Sr が科学技術庁電源開発促進対策特別会計施設の第３四半期の試料のみに検出された。また ^{90}Sr については冶金特別研究室建家，JRR-3，RI 製造棟等の 11 施設の試料に検出された。ただし，これら排気，排水中の ^{89}Sr と ^{90}Sr の濃度は，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 ^{90}Sr 及び $^{239+240}$Pu の化学分析

茨城県環境放射線監視計画に基づき，沿岸海域の海洋試料（海水，魚，海底土），農産物試料（ほうれん草，精米）中の ^{90}Sr 及び海洋試料（魚，海底土）中の $^{239+240}$Pu の放射能濃度を化学分析により求めた。分析結果を表 2.2.2−1(a)及び表 2.2.2−1(b)に示す。東海研究所沖合の３海域から採取した海水のうち，2000 年４月に採取した旧Ｄ海域と 10 月に採取したＣ海域の海水に検出下限値をわずかに超える ^{90}Sr が検出され，また５月に採取したシラスからは，検出下限値をわずかに超える $^{239+240}$Pu が検出された。さらに例年どおり，ほうれん草からは ^{90}Sr が検出され，海底土からは $^{239+240}$Pu が検出された。ただし，これらの分析値はいずれも平常時における変動範囲内にあり，異常は認められなかった。これら以外の試料についての ^{90}Sr と $^{239+240}$Pu の分析結果は，検出下限値未満であった。

（服部　隆充）

表　2.2.3−1　排気及び排水中の^{89}Sr，^{90}Sr放出濃度

（東海研究所，2000年度）

試料	施設名		第1四半期		第2四半期		第3四半期		第4四半期		単位
			^{89}Sr	^{90}Sr	^{89}Sr	^{90}Sr	^{89}Sr	^{90}Sr	^{89}Sr	^{90}Sr	
排気	ホットラボ	主排気口	< 2.1	< 1.1	< 2.1	< 1.1	< 2.6	< 1.1	< 2.4	< 1.2	pBq/cm^3
		副排気口	< 2.4	< 1.1	< 2.2	< 1.1	< 2.3	< 0.97	< 2.1	< 0.99	
	JRR-2		< 9.5	< 5.5	< 9.4	< 4.9	< 8.5	< 5.3	<12	< 5.4	
	JRR-3		< 2.3	< 1.2	< 2.5	< 1.3	< 1.9	< 1.2	< 4.2	< 2.0	
	JRR-4		< 5.9	< 3.4	< 8.8	< 4.9	< 4.5	< 2.5	< 4.6	< 2.1	
	RI製造棟		< 2.1	< 1.1	< 2.2	< 1.1	< 2.5	< 1.1	< 3.0	< 1.5	
	JRR-3実験利用棟(第2棟)		< 2.3	< 1.1	< 2.3	< 1.1	< 2.2	< 1.1	< 2.7	< 1.4	
	再処理特別研究棟	スタックⅠ	< 1.8	< 0.72	< 1.3	< 0.57	< 1.2	< 0.57	< 1.8	< 0.74	
		スタックⅡ	< 1.2	< 0.56	< 1.1	< 0.49	< 1.0	< 0.52	< 1.4	< 0.65	
	液体廃棄物処理施設	低レベル	< 6.7	< 2.7	< 5.1	< 2.2	< 5.2	< 2.4	< 6.3	< 2.7	
		中レベル	< 5.4	< 2.4	< 4.8	< 2.3	< 5.0	< 2.3			
	圧縮処理装置建家		< 5.0	< 2.5	< 5.8	< 2.4	< 4.9	< 2.2	< 5.1	< 2.7	
	第1廃棄物処理棟		< 4.9	< 2.6	< 5.3	< 2.4	< 5.4	< 2.4	< 5.1	< 2.6	
	第2廃棄物処理棟		< 1.2	< 0.53	< 1.2	< 0.58	< 1.5	< 0.63	< 1.0	< 0.55	
	第3廃棄物処理棟		< 5.9	< 2.6	< 4.7	< 2.3	< 5.1	< 2.5	< 5.1	< 2.7	
	汚染除去場		< 5.6	< 2.6	< 4.5	< 2.4	< 5.3	< 2.5	< 6.6	< 2.9	
	廃棄物安全試験施設		< 1.3	< 0.56	< 1.1	< 0.56	< 1.0	< 0.56	< 1.1	< 0.58	
	環境ｼﾐｭﾚｰｼｮﾝ試験棟		< 1.2	< 0.63	< 1.1	< 0.54	< 1.2	< 0.57	< 1.2	< 0.61	
	科学技術庁電源開発促進対策特別会計施設		< 5.2	< 2.5	< 5.1	< 2.4	< 5.8	< 2.5	< 4.8	< 2.5	
	NSRR		< 7.2	< 3.4	< 5.0	< 2.8	< 5.1	< 2.9	< 8.0	< 4.0	
	燃料試験施設試験棟		< 1.2	< 0.65	< 1.3	< 0.67	< 0.96	< 0.56	< 1.2	< 0.66	
	NUCEF施設		< 1.3	< 0.65	< 1.3	< 0.71	< 0.94	< 0.59	< 1.7	< 0.84	
	解体分別保管棟		< 5.6	< 2.4	< 5.5	< 2.9	< 5.5	< 2.4	< 7.0	< 3.1	
排水	第4研究棟		< 130	< 56	< 100	< 53	< 120	< 56	< 130	< 53	μBq/cm^3
	放射線標準施設棟		< 120	< 54	< 120	< 53	< 110	< 54	< 120	< 53	
	冶金特別研究室建家		< 150	92	< 180	160	—	—	< 150	94	
	JRR-1		< 110	< 55	< 120	< 54	< 100	< 57	< 120	< 54	
	JRR-2		< 140	80	< 160	< 68	< 130	< 56	< 110	< 57	
	JRR-3		< 210	240	< 190	200	< 140	75	< 130	71	
	JRR-4		< 140	< 59	< 110	< 56	< 110	< 59	< 120	< 57	
	RI製造棟		< 420	1200	< 310	690	< 310	720	< 210	290	
	JRR-3実験利用棟(第2棟)		< 110	< 51	< 100	< 51	< 130	< 55	< 110	< 59	
	液体廃棄物処理施設		< 110	< 54	< 180	180	< 120	< 61	< 130	< 58	
	圧縮処理装置建家		—	—	< 190	190	—	—	—	—	
	第1廃棄物処理棟		< 100	< 56	< 140	< 59	< 130	< 57	< 110	< 55	
	第2廃棄物処理棟		< 100	< 61	< 140	68	< 100	< 53	< 160	100	
	第3廃棄物処理棟		< 120	< 54	< 130	< 54	< 130	< 54	< 140	< 68	
	汚染除去場		—	—	—	—	—	—	—	—	
	極低レベル焼却試験施設		—	—	< 140	66	—	—	—	—	
	廃棄物安全試験施設		< 170	130	—	—	< 150	86	< 170	110	
	環境ｼﾐｭﾚｰｼｮﾝ試験棟		—	—	< 300	620	< 300	59	—	—	
	科学技術庁電源開発促進対策特別会計施設		< 150	95	< 420	1300	940	3300	< 310	610	
	NSRR		< 110	< 57	< 130	< 58	< 130	< 57	< 110	< 53	
	NUCEF施設		< 120	< 53	< 110	< 55	< 120	< 54	< 110	< 53	
	解体分別保管棟		< 150	< 76	< 130	< 54	< 110	< 56	< 100	< 57	

（注）表中の”—”は，分析試料がなかったことを示す。

2.2.4 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及び整備を実施した。

(1) 放射線管理試料の測定

集中計測システムで実施した2000年度の放射線管理試料の測定は，測定件数が延べ24,004件，測定時間が延べ40,719時間であり，1999年度に比べて測定件数が6.7%減少し，測定時間も13.4%減少した。この減少の要因は，予算逼迫に伴い関係課室に年間測定件数の削減を依頼したことに起因している。2000年度の試料測定の件数及び時間について，試料分類別にまとめた結果を表2.2.4−1に示す。

(2) 装置の故障

検出器及び放射能試料自動測定解析装置の故障は，95件発生し延べ2,461時間停止した。なお，この故障の大部分は，液体シンチレーションカウンタ，検出器及びサンプルチャンジャーなど複数台で運用しているものであり，ワークステーションなど放射能試料自動測定解析装置の故障は，7件で103時間と少なかった。よって，集中計測業務には支障を生じなかった。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の発生は3件であり，1999年度の28件から大幅に改善された。しかし，現在のところ原因解明には至っていない。

(3) 測定機器の精密校正

施設放射線管理に使用しているGe半導体検出器2台（GE-1，GE-2），α線β線同時計数装置3台（GR-1からGR-3），液体シンチレーションカウンタ3台（LS-1からLS-3）についてそれぞれ精密校正を実施した。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30件実施した。

(4) 液体シンチレーションカウンタのクエンチング補正曲線の整備

室内が乾燥している時期における低バックグラウンド用の液体シンチレーションカウンタ（LS-1，LS-3）測定では，容器である100cm^{3}のテフロンバイアルの影響と考えられる静電気が発生し，疑似計数による計測異常のために再測定を余儀なくされていた。そこで，従来のテフロンバイアルに加え，新たにポリエチレンバイアルを使用可能とし，クエンチング補正曲線も整備した。この結果，静電気による影響を大幅に軽減できた。

(5) 施設解体などに伴う試料の測定

東海研内の以下の3施設において，施設解体等により発生したコンクリート試料のγ線スペクトルの測定を実施した。延べ測定件数が541件で，延べ測定時間は1,519時間であった。

(a) ＶＨＴＲＣ施設の解体…… 70件，　194時間

(b) 再処理特研の設備・機器等の解体…… 106件，　294時間

(c) 第3研究棟の管理区域の解除…… 365件，1,031時間

（川崎　克也）

表　2.2.4−1　各種放射線管理試料の測定内訳

（東海研究所，2000 年度）

試料分類	α／β放射能		低ｴﾈﾙｷﾞｰβ放射能		γ線スペクトル		α/β線スペクトル	
	件数	時間(h)	件数	時間(h)	件数	時間(h)	件数	時間(h)
施設管理	2572	429	0	0	5341	3950	3	70
環境管理	2021	970	2082	9698	819	9223	23	208
機器管理	7386	5473	407	1149	2191	6059	53	149
その他	715	907	108	613	283	1821	0	0
合　計	12694	7779	2597	11460	8634	21053	79	427

2.3 施設の放射線管理

原子炉施設，核燃料物質使用施設など東海研究所の各種施設の作業環境及びこれらの施設で行われた放射線作業について，保安規定等に基づき放射線管理を実施した。

排気ダストモニタ等の放射線測定機器及びモニタ集中監視装置の更新，整備は，放射線管理の効率化を図りながら年次計画に基づいて実施した。

2000年度に実施された原子炉の運転，放射性物質や核燃料物質の使用や運搬，ホットラボ，燃料試験施設等における設備の除染，JRR-2，VHTRC 等の施設・設備の解体，放射性廃棄物の処理等の作業において，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，作業環境モニタリングからも異常は検出されなかった。

（藪田　肇）

2.3.1 第３研究棟の管理区域解除

(1) はじめに

第３研究棟の管理区域は，1962 年２月に設定され，RI，核燃料物質を用いた様々な研究目的に使用されてきた。しかし，管理区域に付随する設備等の長年にわたる使用により老朽化が進み維持が困難となってきた。そのため管理区域を解除し，一般居室及び実験室としての有効利用を図ることとなった。この目的のため，「第３研究棟の管理区域解除及び改修に関するワーキンググループ」（保健物理部（区域管理を担当），技術部，バックエンド技術部で構成）が設置され，保健物理部が中心となって管理区域解除方法を検討し，これを基に管理区域解除作業が実施されてきた。

管理区域解除対象エリアは，第１種管理区域（２階，３階の東側全室，地下１階の RI 貯蔵室及び地下２階の DP タンク室）及び第２種管理区域（地下１階西側１室）である。また，管理区域解除に伴い全ての排気・排水等の設備（非管理区域に設置されている排気・排水設備の一部を含む）を解体・撤去した。

管理区域解除に伴う主な項目の流れを図 2.3.1−1 に示す。2000 年度中に除染作業及び除染作業後の汚染検査（表面汚染検査及び建家構造材コンクリート試料中γ核種分析）まで終了した。今後は，^{3}H・^{14}C 分析を 2001 年度に実施し，汚染がないことを確認した後に管理区域を解除する予定である。以下，一連の管理区域解除作業の主な項目について記す。

(2) 汚染履歴調査及び事前汚染検査結果

放射線管理報告書等を基に汚染履歴の調査を行った結果，実験室全体の 75%（ほとんど床）に汚染履歴があることが判明した。主な汚染核種は ^{137}Cs であった。

また，汚染箇所を特定し設備類解体撤去工事等に反映するため，事前汚染検査を実施した。その結果，建家構造材については，実験室・廊下の床面において 14 箇所で汚染が検出された。主な汚染箇所は，フードや化学実験台下またはその付近の床であり，最大表面密度は，全αで 1.2Bq/cm^2，全βで 5.8Bq/cm^2 であった。主な汚染原因としては，ホット排水管（鉛管）からの漏水によるものと考えられる。壁面及び天井面の代表的な箇所については，汚染は検出されなかった。

建家構造材の他に実験台，フード，グローブボックスについても汚染検査を実施し，その結果，ほとんどのフード・グローブボックスについて汚染（主に内部）が検出された。また，実験台（化学実験台，人研台）についても 13 箇所で検出された。

(3) 設備類解体撤去工事

設備類解体撤去工事は技術業務課が担当し，全ての設備を解体撤去した。手順は次の通りであった。①什器類（フード，グローブボックス，化学実験台等）撤去，②給排水設備，電気設備等撤去，③天井材等撤去，④給気設備撤去，⑤排気設備撤去，⑥床材撤去である。

床材撤去工事では，P タイル上に後でウレタン塗装してある実験室が多く，床材の接着力が強かったため，床材撤去に時間がかかった。

設備類解体撤去工事の期間は，約４ヵ月であった。

(4) 管理区域解除作業に伴い発生した解体・撤去物の取扱い

使用履歴及び設置状況等の調査から，放射性物質の付着，浸透による二次的な汚染のないことが

明らかなものは表面密度の測定を行い，管理区域より搬出し東海研究所構内に保管した。主な撤去品発生量を表 2.3.1−1 に示す。また，本作業により発生した放射性廃棄物量を表 2.3.1−2 に示す。

(5) 建家構造材の汚染検査

設備類撤去後，建家構造材（床，壁，天井等）の全表面サーベイ（直接法，間接法）を業者放射線管理員が実施し，次に汚染が検出されなかった箇所について原研放射線管理課員が確認測定を実施した。その後，全室及び廊下について床，壁のコンクリート試料を採取しγ核種分析を行った。また，^{3}H・^{14}C の使用履歴のある部屋については ^{3}H・^{14}C 分析も行った。採取箇所は，全表面サーベイにより汚染が検出されなかった箇所及び汚染が検出された代表箇所とし，実験室での使用状況，機器・設備の配置等を考慮して決定した。コンクリート試料の掘削は，汚染が検出されなかった箇所は表層（表面から約 1 cm 程度）を採取し，汚染が検出された代表箇所（数箇所）については深さ方向（表面から約 1 cm 程度及びその採取した箇所の下の部分約 1 cm 程度）の汚染分布を調査した。

建家構造材の全表面サーベイの結果，17 部屋で汚染が検出され，主な汚染箇所はホット排水管が通っていた床（フード，化学実験台下等）であり，表面密度は最大で全β：3.0Bq/cm^{2}，表面汚染面積は合計で約 14m^{2} であった。

コンクリート試料γ核種分析の結果，最大値は 1.4Bq/g であり，全表面サーベイで汚染が検出されなかった箇所（7 部屋）でも汚染が検出された。汚染核種は ^{137}Cs が大部分であった。汚染深さは，床が約 2 cm，壁が約 1 cm と推定された。なお，γ核種分析の検出下限値は，原子力安全委員会の「環境放射線モニタリングに関する指針について」に例示されている土壌・海底土の放射能濃度（^{60}Co，^{137}Cs の場合 3×10^{-3}Bq/g）を参考とした。

(6) 除染作業

(5)の汚染検査結果を基にコンクリートはつりによる除染作業を実施した。除染作業後の全表面サーベイ及びコンクリート試料γ核種分析では，全てのエリアについて汚染が検出されなかった。^{3}H・^{14}C 分析については引き続き実施する予定である。

(7) 放射線管理

作業者の外部被ばくは検出下限未満であり，作業エリア中の空気中濃度は全α，全βとも検出下限未満であった。また，作業者の身体汚染は検出されなかった。

(8) まとめ

第 3 研究棟のホット排水管（鉛管）は，長年の酸等の使用により腐食し，自重によるゆがみのため漏水した箇所が多く見受けられた。化学実験設備では，ホット排水管を腐食しにくい材質（SUS 等）にするか，ピット内に排水管を設置することが望ましい。また，排水管を腐食させないため放射性廃液を中和してから流す必要がある。さらに，事前汚染検査では，管理区域解除作業量の積算に反映するため，表面汚染検査に加えて構造材等のγ核種分析等を実施することが望ましい。

今回構造材に汚染のないことを確認するためγ核種分析等を実施したが，基準が明確でないため，今後，同様の作業を行う際には十分な検討が望まれる。

（川崎　隆行）

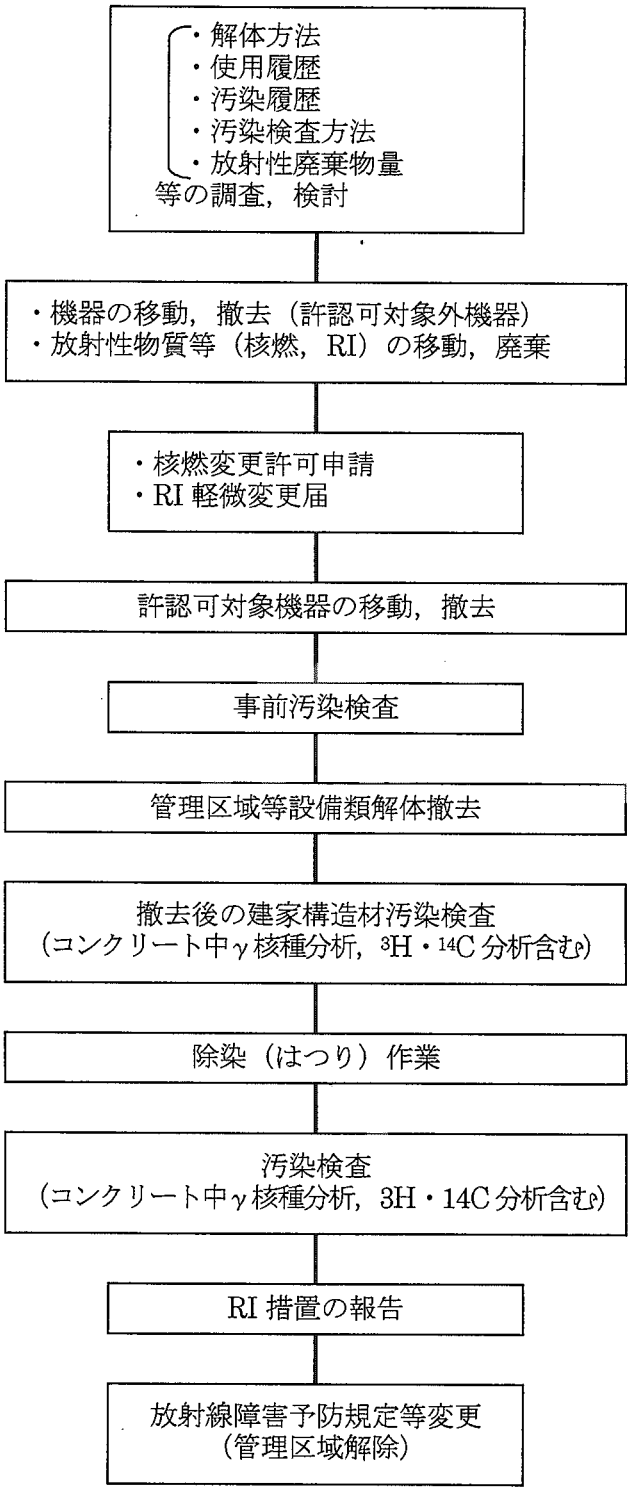


図　2.3.1−1　管理区域解除に伴う主な項目の流れ

表　2.3.1−1　主な撤去品発生量

廃棄物の種類	材質	容積
木片（室内建具，付長押，天井下地）	木材	1m³
実験室等の扉	木材	6m³
給気ダクト	亜鉛	89m³
鋼板，鋼材（天井，壁，棚）	鉄	42m³
鋼管（給水，ガス，圧空等）	鉄	21m³
電気設備（盤，電線，電管）	鉄	41m³
保温材	牛毛等	42m³
石膏ボード	石膏	10m³
建家構造材	コンクリート	40m³

表　2.3.1−2　放射性廃棄物発生量（1999.2.22〜2001.3.30）

廃棄物種類	物品廃棄作業	設備類解体撤去作業	除染作業	合計
ドラム缶（本）	36	499	368	903
A型容器（基）	0	37	0	37
赤カートン（個）	44	3464	181	3689
白カートン（個）	14	150	48	212
白ペール缶（本）	1	66	0	67
紺ペール缶（本）	0	24	0	24
緑ペール缶（本）	0	1	0	1
HEPA フィルタ（枚）	0	38	7	45
Pre フィルタ（枚）	0	40	0	40

2.3.2 群分離試験設備解体撤去作業に伴う放射線管理

RI 製造棟 312 号室 01 ケーブ内に設置された群分離試験設備は，高レベル廃液中に存在する各核種の群分離時の挙動や，分離効率及び分離技法の安全性などを研究することを目的として，1979 年５月から稼働してきた。しかし，前述した試験研究が 1989 年３月 30 日ですべて終了し，今後の使用予定もないため，群分離試験設備解体撤去作業が 2001 年１月 22 日から１月 30 日まで実施された。以下に本作業時の放射線管理について述べる。

ケーブ内表面は，核燃料サイクル開発機構東海事業所の再処理廃液を用いて群分離試験を行ったため，主として ^{137}Cs，^{90}Sr 及び ^{239}Pu で汚染していた。解体撤去作業を行うにあたり，事前に遠隔除染を行ったが，ケーブ内床面の表面密度（間接法）は，最大で 9.0×10^{2}Bq/cm^{2}（全β）であり，壁面は床面の約半分程度の汚染が残存していた。また，ケーブ内の線量当量率は最大で 2.0mSv/h，表面から 0.5m の地点で 0.8mSv/h であった。図 2.3.2−1 に解体作業前の 312 号室 01 ケーブ内表面密度及び線量当量率を示す。

今回の解体撤去作業では，作業者の被ばく低減及び作業場周辺の汚染拡大防止策として，試験装置周辺を濡れウエス等で除染してから作業を行った。また，作業場周辺には，防火シート等を用いて養生を行い，試験装置周辺を随時散水し，表面汚染の飛散及びサンダーの火花による防火に努めた。

作業者の呼吸保護具は，表面密度から検討した結果，必要な防護係数の確保及び作業性等を考慮してエアラインマスクを用いて作業を行った。作業中のケーブ内の空気中放射能濃度は最大で 6.1×10^{-4}Bq/cm^{3}（全β）及び 1.6×10^{-5}Bq/cm^{3}（全α）であった。β/α比は 20 から 320，平均で 66 であり，β（γ）線に着目して管理を行った。図 2.3.2−2 に解体作業時の 312 号室 01 ケーブ内空気中放射能濃度を示す。解体作業は，随時散水することによるウエット状態で行ったことにより，表面汚染の再浮遊を抑え，ケーブ内空気中放射能濃度を低く抑えることができた。初期除染作業時のケーブ内の平均表面密度を用いて再浮遊係数を求めた結果，1.2×10^{-6}cm^{-1} の値となった。

試験装置部は，^{90}Sr 及び ^{106}Ru-^{106}Rh のβ（γ）線核種で汚染されているため，作業者の指先の被ばく測定はリングバッジを着用して行った。

作業期間中の作業者の実効線量当量は，ガラスバッジの評価から最大 0.9mSv であり，これは計画線量の約 1/2 となり，組織線量当量は，リングバッジの評価から最大 24.3mSv（手先）となった。この原因は，ケーブ内が狭く装置が入り組んでいるため，作業性が悪いこと，解体作業に熟練を要するため一部の熟練作業者に偏ってしまったためである。組織線量当量の大部分は，PD 等による管理から，初期作業時のケーブ内高線量物品搬出作業によるものと推定できる。

今回，作業者の身体汚染及び作業場周辺への汚染拡大もなく作業を終了することができた。この解体作業で得た経験は，今後予定されるセル解体作業時の放射線管理業務に生かすとともに，更に管理データの蓄積に努めていきたい。

（吉永　道明）

2.3.3 トリチウムプロセス研究棟における呼気水中トリチウム濃度測定についての検討

トリチウムプロセス研究棟では内部被ばくの日常管理として管理区域内で作業している職員等を対象に，呼気捕集装置（アロカ社製，型番：EAM−101）を用いて呼気水を毎月定期的に，または作業後に必要に応じて採取し呼気水中トリチウム濃度を測定し（以下「呼気水測定」という。），内部被ばく線量の評価を行ってきた。一方，原研での内部被ばくの評価値は，線量管理課が定期的に実施する確認検査による尿中トリチウム濃度（以下「尿測定」という。）に基づき実施されている。これら呼気水測定と尿測定の相関を検討することによって，体内に摂取したトリチウム量と内部被ばく線量を比較的簡単に推定できる。今回，呼気水測定と尿測定結果の比較を行い，呼気水測定による線量評価の妥当性について検討した。

本報では1990年度から1999年度までの10年間の呼気水測定と，線量管理課が実施した確認検査による尿測定の結果から比較検討を行った。今回対象とした期間中の呼気水測定及び尿測定の検出下限値を超えたデータについて比較検討を行った。データのそれぞれは採取日が異なるために，呼気水測定データをトリチウム水の生物学的半減期を 10 日として補正して尿測定データと比較した。尿中トリチウム濃度に対する生物学的半減期補正後の呼気水中トリチウム濃度の比率を呼気水中トリチウム濃度にプロットしたものを図2.3.3−1に示す。対象データの総数は呼気水測定約130件，尿測定約30件で，そのうち時期、被検者が一致したものは21件であった。主な作業は，排出ガス処理設備圧縮機の分解点検，グラファイト試料への ^{3}H プラズマ照射実験などである。図より呼気中濃度の比率は，約30%から約170%の範囲に分布しており，平均すると84%程度であることがわかった。また，呼気水トリチウム濃度への依存はみられなかった。

この比率が30から170%と幅が広い原因としては，呼気測定装置の捕集効率のばらつき[1]による影響，呼気水と尿中のトリチウム濃度が低いこと及び生物学的半減期の補正による誤差が考えられる。また，比率が 100%以下のデータが多くなっているが，理由としては装置の捕集効率が 100%でないことから，呼気水のトリチウム濃度が低く測定されてしまうためであると考えられる。

今回の結果をふまえ，今後も定期または随時に呼気水の測定を行い，データをさらに解析して行きたい。

（関田　勉）

参考文献

1) T.Tsujimoto. et al. :Proceedings IRPA-10, P-3a-167, (2000)

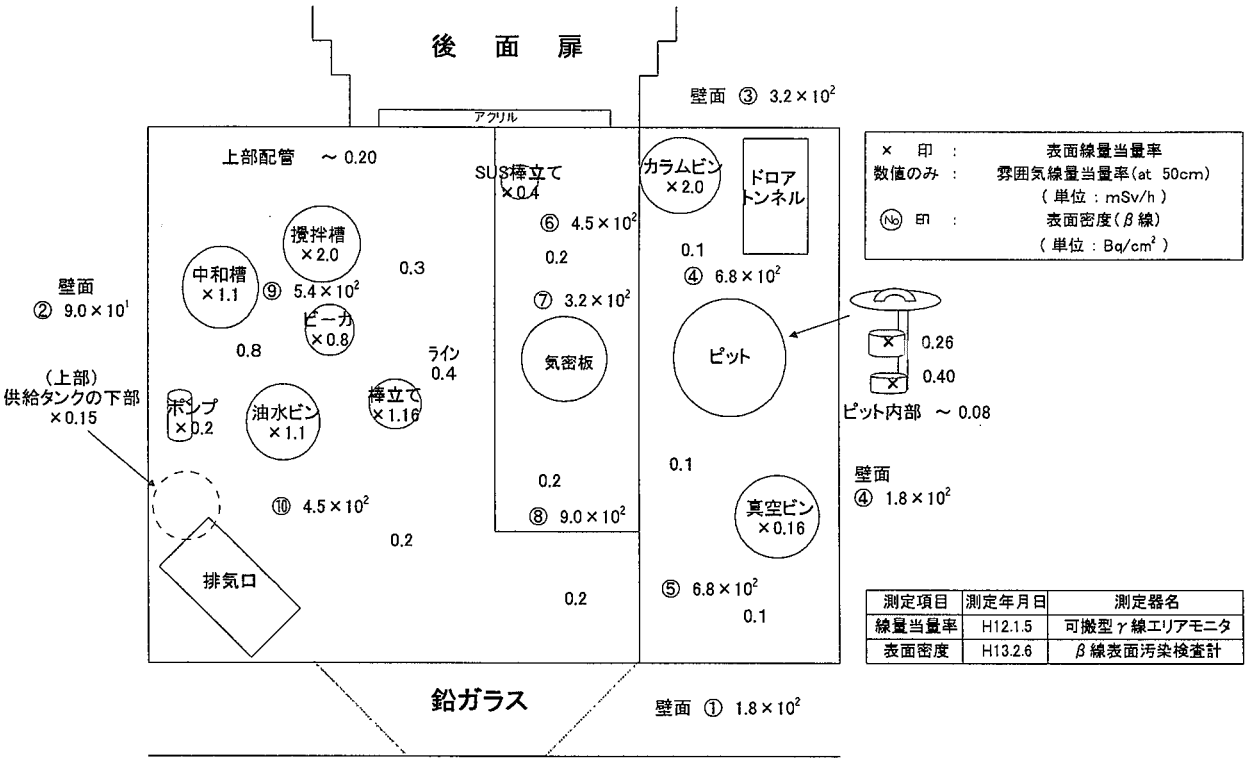


図 2.3.2−1 解体作業前の312号室01ケーブ内表面密度及び線量当量率

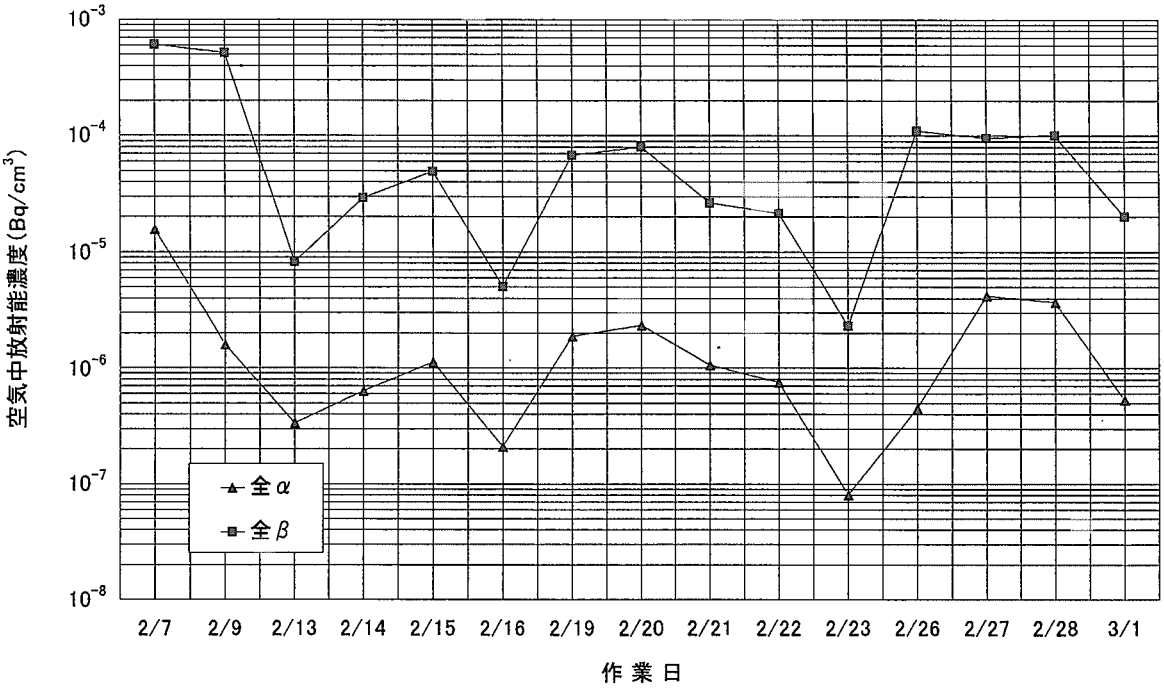


図 2.3.2−2 解体作業時の312号室01ケーブ内空気中放射能濃度

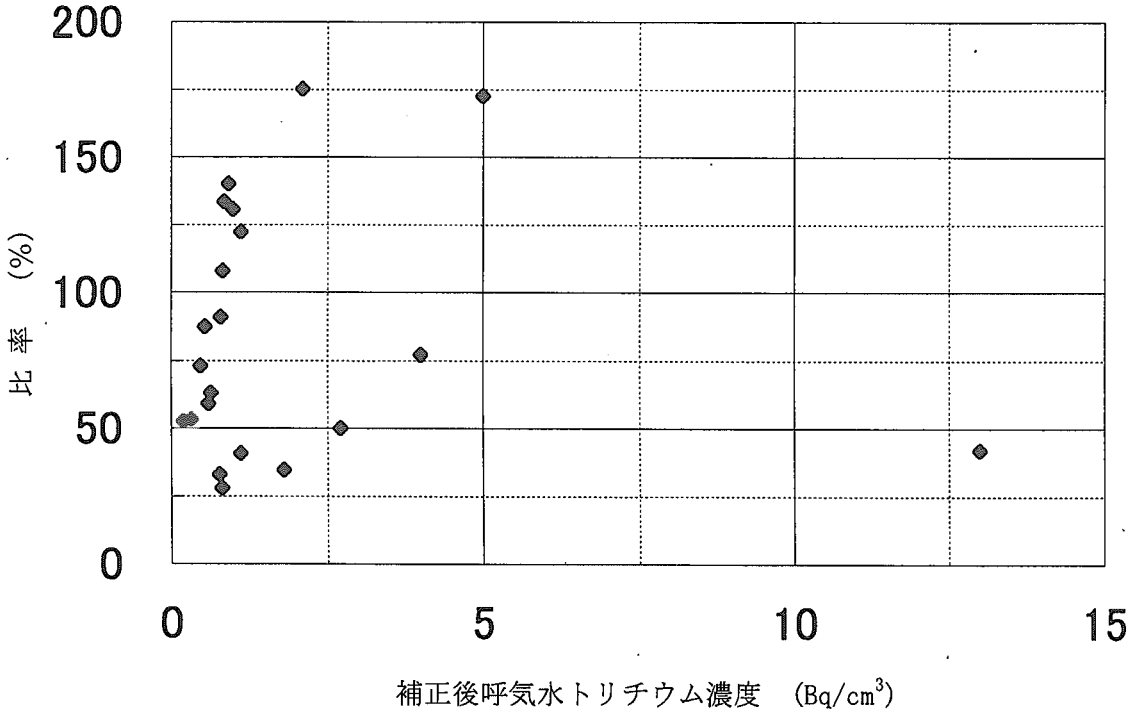


図 2.3.3−1 呼気水中トリチウム濃度に対する呼気水中トリチウム濃度/尿中トリチウム濃度の比率

2.3.4 第１廃棄物処理棟焼却処理装置の耐火物更新作業における放射線管理

(1) 耐火物更新作業の目的

第１廃棄物処理棟に設置されている焼却処理装置は，可燃性固体廃棄物の焼却処理による放射性廃棄物の減溶を目的として，1979 年に運転を開始したものである。本設備は，焼却炉本体，１次/２次セラミックフィルタ（以下「C/F」という。），排気冷却器，高性能フィルタユニット，排気洗浄塔及び焼却灰取出装置等から構成されている。焼却炉本体及び C/F を収納している缶体（以下「C/F 缶体」という。）は耐火構造であり，内壁が耐火レンガ，耐火キャスタブル（耐火性骨材と硬化剤を混合したもの）等の耐火物で覆われている。本装置は運転開始から約 20 年を経過しており，経年劣化対策として，2000 年 10 月 2 日から 12 月 27 日までの期間において，焼却炉本体及び C/F 缶体の耐火物更新作業を行った。以下に，この作業及び放射線管理の概要を述べる。

(2) 作業の概要

焼却炉本体及び C/F 缶体の耐火物更新作業は，①グリーンハウス（以下「GH」という。）設置②上蓋取外し③線量当量率測定④焼却炉内推積灰の除去⑤耐火物解体⑥解体物のバックアウト⑦耐火物組立⑧上蓋復旧の順で行った。

(3) 放射線管理の概要

作業エリアの放射線レベルを把握するため，作業開始前に焼却炉本体内及び C/F 缶体内の線量当量率測定を実施した。焼却炉本体内については全長約 6.5m であることから，延長ケーブルを用いて検出器を炉上部より下ろしつつ測定を行った。焼却炉本体内及び C/F 缶体内における最大線量当量率はそれぞれ 0.33mSv/h，0.45mSv/h であった。

耐火物の解体撤去はエアーピックを用いたハツリによることから，放射性物質を含む塵埃が高濃度で作業エリア周辺に飛散することは必至である。焼却炉本体上部に GH を設置（C/F は，既設フード内に設置されている）し，解体作業エリア・解体補助エリア・付帯作業（サーベイ等）エリアの３区画に分けるとともに，局所排気を焼却炉本体内及び C/F 缶体内に設置し，汚染の拡大防止に努めた。呼吸保護具等の着用については，耐火物の撤去作業を主とする作業者は全面マスク・ビニールアノラックスーツ，それ以外の作業者は半面マスク・タイベックスーツを基本とした。耐火物解体及び耐火物バックアウト時における焼却炉本体内及び C/F 缶体内作業エリアにおける最大空気中放射能濃度（８時間平均）は，それぞれ 1.6×10^{-6}Bq/cm^3，1.1×10^{-6}Bq/cm^3（主要 γ 核種はともに ^{137}Cs）であった。なお，放射化学的分析法により捕集済フィルタ中の ^{90}Sr 放射能の測定を行ったところ，^{137}Cs に対する放射能比はほぼ１：１であった。また，アンダーセンサンプラを用いて評価した空気中放射性塵埃の粒度分布は，放射能基準で対数正規分布に適合し，空気力学的放射能中央径（AMAD）は 8.8μm，幾何学的標準偏差（σ_g）は 2.3 であった。焼却炉本体内及び C/F 缶体内作業者について，ホールボディーカウンタによる内部被ばくモニタリングを実施し，摂取量は全員が検出下限未満であることを確認した。

外部被ばくに係る実効線量当量の評価結果を表 2.3.4−1 に示す。C/F 缶体内作業に従事した者の被ばくの平均線量当量が他の作業に比べ高い結果となった。これは作業エリアの線量率が比較的高かったことに加え，耐火物の解体撤去及び組立てが特殊技能を有する作業者に限定されたことに起

因している。2000年度よりフィルムバッジに代わって導入されたガラス線量計（以下「GB」という。）の特徴を活かし，適時，GB読取装置により作業者の累積被ばく線量を確認しつつ作業管理を行った。その結果，作業者の被ばく線量は，個人最大線量当量1.8mSv，集団線量当量14.3人・ミリシーベルトであり，計画線量（2mSv）の範囲内で作業を終えることができた。

今回の作業に際しては，GBの他，すべての作業者にポケット線量計（アロカ社製PDM-112）（以下「PD」という。）を着用させ，途中でPDのデータをリセットすることなしに作業期間中における累積被ばく線量の確認を行った。図2.3.4−1に各作業者のGBとPDの被ばく線量評価値の相関を示す。GBはPDに比べ1.2倍程度大きい値を示す傾向が認められた。これはエネルギー特性，方向特性の差異が主な原因のひとつと考えられる。原研ではGBを主たる個人線量計と位置付け，外部被ばく管理を実施している。他方，現場における日々の被ばく管理は一般にPDによることから，焼却炉本体内またはC/F缶体内（主な線源：^{137}Cs，線源形状：円筒形，被ばく位置：円筒内）で同様の作業が実施される際は，今回得られた知見を考慮しつつ被ばく管理を実施したい。

（吉野　公二）

表　2.3.4−1　外部被ばくに係る実効線量当量

作業区分	人数（人）	集団線量当量（人・mSv）	平均線量当量（mSv）	個人最大線量当量（mSv）
焼却炉本体内作業	4	1.7	0.4	0.5
C/F缶体内作業	4	5.6	1.4	1.8
助勢作業	8	5.1	0.6	1.1
点検・検査作業	2	1.5	0.8	0.9
放射線管理	4	0.4	0.1	0.2
（全体）	(22)	(14.3)	(0.7)	(1.8)

注)ガラス線量計による評価結果

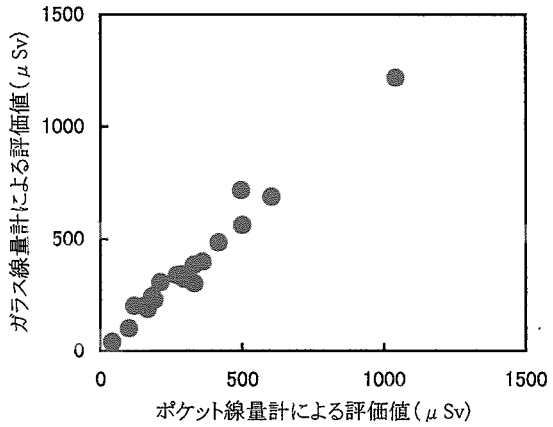


図　2.3.4−1　ガラス線量計及びポケット線量の評価値の比較

2.4 個人線量の管理

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 8,051 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。2000 年度の測定評価件数は，延べ 26,736 件であった。なお，2000 年度より，線量の記録に用いる個人線量計（いわゆる基本線量計）を従来のフィルムバッジからガラス線量計等に変更した。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 784 名及び 360 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によると，原研の各事業所内での放射線作業に関しては保安規定等に定められた線量限度及び警戒線量当量を超える被ばくはなかった。2000 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 353.2 人・ミリシーベルト，0.04mSv 及び 5.6mSv であった。また，東海研究所における同線量当量は，それぞれ 266.4 人・ミリシーベルト，0.06mSv 及び 5.1mSv であった。

放射線従事者中央登録センターへの原子炉等規制法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 51,045 件実施した。

（村上　博幸）

2.4.1 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測定は，原研が基本線量計としているガラスバッジ（東海研究所，大洗研究所，むつ事業所については第１四半期のみフィルムバッジ），不均等被ばく測定用ガラス線量計及びリングバッジにより実施した。体幹部の測定は，ガラス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）毎に，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をした場合など，頭頸部の不均等被ばくのおそれがあった者に対しては，頭頸部に不均等被ばく測定用ガラス線量計を着用させ，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，リングバッジを用いて，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。

2000 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。個人線量計の検出下限線量（0.1mSv（東海研究所，大洗研究所，むつ事業所については第１四半期のみフィルムバッジの使用により 0.2mSv））未満の評価値を０とした。

(1) 原研全事業所の被ばく状況

原研全事業所の外部被ばくによる線量当量の年間測定対象実員は，大型放射光施設を含めて 8,051 人（件数 26,736 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 15 人（134 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 234 人（678 件）に対しては，身体末端部の測定を行った。女子の放射線業務従事者は 222 人（1,576 件）であった。

実効線量当量に係る被ばく状況は，集団実効線量当量が 353.2 人・ミリシーベルト，平均実効線量当量が 0.04mSv で，1999 年度と比較すると集団実効線量当量は約３％の減少である（所外被ばくを除くと集団実効線量当量が 352.4 人・ミリシーベルト，平均実効線量当量が 0.04 mSv で，1999 年度と比較すると約 19%の増加であった)。年間の最大実効線量当量は，5.6mSv であった。なお，全測定対象人員の 93%はその年間の実効線量当量が，個人線量計の検出下限線量未満であった。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表 2.4.1−1，表 2.4.1−2 及び表 2.4.1−3 に示す。

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 65.4mSv，0.23mSv であり，廃棄物安全試験施設及び燃料試験施設におけるセル内の除染作業に従事した者の被ばくであった。また，眼の水晶体の最大，平均の組織線量当量が，それぞれ 30.0mSv，0.09mSv であり，廃棄物安全試験施設における除染・整備作業に従事した者の被ばくであった。女子の腹部の組織線量当量については，測定対象者全員が個人線量計の検出下限線量未満であった。

表　2.4.1-1　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，2000 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)
		0.2mSv 未満	0.2mSv 以上 1.0mSv 未満	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	5,003	4,879	115	9	0	0	0.01	1.6	61.7
第２四半期	5,699	5,535	152	12	0	0	0.01	2.2	80.8
第３四半期	5,694	5,566	124	4	0	0	0.01	1.8	57.1
第４四半期	5,843	5,611	200	32	0	0	0.03	4.5	153.6
年　間	8,051 (7,932)	7,586 (7,570)	369 (260)	94 (94)	2 (7)	0 (1)	0.04 (0.05)	5.6 (15.5)	353.2 (364.2)

カッコ内の数値は，1999 年度の値

表　2.4.1-2　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，2000 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)
		0.2mSv未満	0.2mSv以上1.0mSv未満	1.0mSv以上5.0mSv以下	5.0mSvを超え15mSv以下	15mSvを超えるもの			
職員等	1,902	1,812	75	15	0	0	0.03	4.7	55.2
外来研究員	1,612	1,575	36	1	0	0	0.01	1.1	14.9
請負業者	4,131	3,793	258	78	2	0	0.07	5.6	283.1
研修生	439	439	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
全作業者	8,051	7,586	369	94	2	0	0.04	5.6	353.2

表　2.4.1-3　放射線業務従事者の実効線量当量に係る四半期別被ばく状況

（全事業所，2000 年度）

事業所区分	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)
		0.2mSv未満	0.2mSv以上1.0mSv未満	1.0mSv以上5.0mSv以下	5.0mSvを超え15mSv以下	15mSvを超えるもの			
東海研究所	4,806	4,467	271	67	1	0	0.06	5.1	266.4
高崎研究所	705	693	10	2	0	0	0.01	1.1	5.4
大洗研究所	1,669	1,582	64	23	0	0	0.04	2.0	62.6
東京研修ｾﾝﾀｰ	324	324	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
むつ事業所	70	70	0	0	0	0	0.00	0.0	0.1
那珂研究所	966	929	35	2	0	0	0.02	1.5	17.9
関西（木津）	56	56	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
関西（播磨）	47	47	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
全事業所*	8,051	7,586	369	94	2	0	0.04	5.6	353.2

(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，4,806 人（16,278 件）であった。このうち女子の放射線業務従事者が 121 人（971 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 15 人（134 件），手先の線量当量が最大となるおそれがあって，当該部位が測定対象となった者が 234 人（678 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 266.4 人・ミリシーベルト，平均実効線量当量が 0.06mSv で，1999 年度の集団実効線量当量と比較して 17%の増加であった。年間最大実効線量当量は，5.1mSv で，燃料試験施設におけるセル内装置の保守点検作業に従事した者の被ばくであった。東海研究所における管理対象実員，実効線量当量分布及び平均実効線量当量，最大実効線量当量，集団実効線量当量について，四半期別，作業者区分別に集計した結果を，それぞれ表 2.4.1−4，表 2.4.1−5 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 65.4mSv，0.36mSv であり，眼の水晶体の最大と平均の組織線量当量が 30.0mSv，0.13mSv であった。

（白石　明美）

表　2.4.1-4　放射線業務従事者の実効線量当量に係る四半期別被ばく状況

（東海研究所，2000 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)
		0.2mSv未満	0.2mSv以上1.0mSv未満	1.0mSv以上5.0mSv以下	5.0mSvを超え15mSv以下	15mSvを超えるもの			
第１四半期	3,176	3,077	90	9	0	0	0.02	1.6	52.4
第２四半期	3,252	3,162	89	1	0	0	0.01	1.3	36.7
第３四半期	3,405	3,304	97	4	0	0	0.01	1.8	45.1
第４四半期	3,619	3,440	147	32	0	0	0.04	4.5	132.2
年　間	4,806 (4,724)	4,467 (4,444)	271 (212)	67 (67)	1 (1)	0 (0)	0.06 (0.05)	5.1 (5.9)	266.4 (227.1)

カッコ内の数値は，1999 年度の値

表　2.4.1-5　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

（東海研究所，2000 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)
		0.2mSv未満	0.2mSv以上1.0mSv未満	1.0mSv以上5.0mSv以下	5.0mSvを超え15mSv以下	15mSvを超えるもの			
職　員　等	1,134	1,071	51	12	0	0	0.04	4.7	43.9
外来研究員	1,224	1,189	34	1	0	0	0.01	1.1	13.8
請負業者	2,329	2,088	186	54	1	0	0.09	5.1	208.7
研　修　生	132	132	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
全作業者	4,806	4,467	271	67	1	0	0.06	5.1	266.4

2.4.2　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。2000 年度の実施検査数と内部被ばく検査の延べ受検者数の内訳を表 2.4.2−1 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。

(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，延べ 360 名について，管理区域への入域時（放射線業務従事者指定時）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実施した。主な対象者は実用燃料試験施設におけるセル内除染作業，再処理特別研究棟の設備・機器等の解体作業等に従事した者である。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

2000年度については臨時検査の対象となる事例はなかった。

(4) 確認検査

バイオアッセイ及び体外計測により定期的に行う検査，随時に行う検査及び入退域の中間に行う検査を実施し，放射線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408名，体外計測により延べ376名（このうち，女子は延べ4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。

(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断する際の基礎データとして役立てるため，人体中の放射能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ない職員等の協力を得て行い，この結果をバックグラウンドレベルとした。その内訳は，内部被ばく検査の種目毎に全α放射能延べ58名（年2回），全β放射能，トリチウム，天然ウランについては，それぞれ延べ116名（年4回），全身計測延べ28名（年1回）及び胸部計測延べ27名（年1回）について行った。

（岡田　寿光）

表　2.4.2−1　内部被ばく検査の延べ受検者数一覧（人）

（全事業所，2000年度）

事業所	管理期間	定期検査	入退域検査	臨時検査	確認検査 バイオアッセイ 全α放射能	全β放射能	トリチウム放射能	天然ウラン	体外計測 全身計測	胸部計測	合計
東海研究所	第1四半期	0	137	0	0	9	55	23	90	0	314
	第2四半期	0	29	0	29	9	54	24	91	0	236
	第3四半期	0	73	0	0	9	54	22	91	8	257
	第4四半期	0	121	0	37	8	53	22	96	0	337
	小計	0	360	0	66	35	216	91	368	8	1,144
高崎研究所		0	0	0	0	0	0	0	163	0	163
大洗研究所		0	156	0	12	0	55	24	144	5	396
むつ事業所		0	18	0	2	0	0	0	134	0	154
那珂研究所		0	0	0	0	0	20	0	0	0	20
ﾗｼﾞｵｱｲｿﾄｰﾌﾟ研修所		0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
関西研究所		0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
合計		0	534	0	80	35	291	115	809	13	1,877
					521				822		

2.4.3　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，1999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26,736件及び内部被ばく測定記録年間延1,881件（認定記録4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，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，表 2.4.3−1 に示す。

（植田　久男）

表　2.4.3−1　中央登録申請データ件数

（全事業所，2000 年度）

管理期間 登録データの種類		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	203	201	180	131	715
	指定登録	1,559	2,247	1,859	1,979	7,644
	指定解除登録	1,931	1,770	1,758	2,266	7,725
	個人識別変更登録	8	3	2	7	20
	手帳発効登録	54	21	8	12	95
	定期線量登録	8,536	2	0	0	8,538
障防法関係	個人識別登録	472	522	538	511	2,043
	記録引渡登録	1,931	1,775	1,749	2,264	7,719
	定期線量登録	7,945	3	0	0	7,948
経歴照会		273	242	220	155	890
指定解除者放射線管理記録（法定記録）の引渡し		1,931	1,766	1,748	2,263	7,708
合　計		24,843	8,552	8,062	9,588	51,045

2.5 放射線計測器の管理

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，校正を年間計画に基づき実施した。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（10台）に沿って実施した。

放射線管理用モニタの新設を環境監視用中性子モニタ他，２施設計６系統，また，更新をプルトニウム研究１棟他，３施設計17系統について，各担当課室に協力して進めた。

放射線防護用測定器の校正用各種照射設備の維持管理と基準線量測定機器類の整備を行った。RI線源の照射装置３台については老朽化した部分の更新を行い，性能を確認した。

中性子標準校正施設棟が2000年５月に竣工し，バンデグラフ型加速器他の内装機器の設置を行い，その性能を確認した。また，既設の放射線標準施設に設備されていたX線発生装置，２π照射装置等を移設し，供用を開始した。

（間邊　巌）

2.5.1 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。2000年度の東海研究所における校正台数は，他課室が所管するものを含め，延べ1677台であった。これらの内訳を表2.5.1−1に示す。また，TLD，ガラス線量計等の基準照射は692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10台更新した。

（村山　卓）

表　2.5.1−1　サーベイメータ校正台数の内訳

（東海研究所，2000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	134	243
電離箱式サーベイメータ	176	308
表面汚染検査計用サーベイメータ（β線用）	266	512
表面汚染検査計用サーベイメータ（α線用）	120	238
比例計数管式サーベイメータ（中性子線用）	12	12
レムカウンタ	25	24
NaIシンチレーション式サーベイメータ	21	42
テレテクタ・テレスコープサーベイメータ	26	43
ガスフロー式サーベイメータ	30	56
プラスチックシンチレーション式サーベイメータ	110	192
トリチウムサーベイメータ	7	7
合　　計	927	1677

（注）現有台数は，他課室所管分を含む台数である。

2.5.2 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

環境放射線管理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は，科学技術庁による定期検査を受検した。

2000年度の故障は16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

東海研究所各施設の放射線管理用モニタについて，定期点検・校正を実施した。原子炉施設の放射線管理用モニタについては，施設毎に科学技術庁による定期検査を受検した。

表2.5.2−1に2000年度の放射線管理用モニタの故障発生件数を示す。

(3) モニタ更新及び新設

下記の放射線管理用モニタの更新及び新設を行った。

（更新）		
プルトニウム研究1棟	排気ダストモニタ	2系統
	HFCM(α・β線用)	1台
RI製造棟	排気ダストモニタ	1系統
	室内ダストモニタ	2系統
JRR-2	排気ダストモニタ	1系統
	室内ダストモニタ	1系統
	γ線エリアモニタ	4系統
モニタリングポスト	環境用γ線モニタ	5系統
（新設）		
モニタリングステーション	環境用中性子線モニタ	3系統
高度環境分析研究棟	排気ダストモニタ	1系統
	室内ダストモニタ	1系統
陽子加速器開発棟	γ線エリアモニタ	1系統

（小畑　——）

表　2.5.2−1　放射線管理用モニタの故障発生件数

（東海研究所，2000年度）

モニタ名	保有台数	故障件数
中性子線エリアモニタ	39	4
γ線エリアモニタ	175	5
非常用モニタ	12	2
可搬型γ線エリアモニタ	78	5
室内ガスモニタ	22	2
排気ガスモニタ	22	1
可搬型ガスモニタ	22	1
室内ダストモニタ	57	13
Puダストモニタ	9	0
排気ダストモニタ	69	23
可搬型ダストモニタ	63	0
ハンドフットクロスモニタ（α線用）	10	8
ハンドフットクロスモニタ（β線用）	52	19
ハンドフットクロスモニタ（α線・β線用）	18	24
環境用γ線エリアモニタ（MS・MP）	18	10
環境用ダストモニタ	4	5
排水モニタ	2	0
記録計・サンプラ・監視盤等	-	15
合　計	672	137

2.5.3　校正設備の管理

1999年4月に着工した中性子標準校正施設棟は，建家，電気設備及び機械設備の工事が建設部によって進められ，2000年5月に竣工した。同棟は地下1階地上2階（一部3階）建で，延べ面積2,193m^{2}の施設で，既設の放射線標準施設棟と廊下続きで増設した。第1種管理区域は，単色中性子照射室（中性子散乱抑制エリアを含む），汚染検査室，廃棄物保管庫，ターゲット保管庫，排風機室である。第2種管理区域は，X線及び地下制御室，X線照射室，加速器室，振分マグネット室，2π照射室，β線照射室である。一般区域が居室，基準測定器管理室，機械室等である。竣工後，バンデグラフ型加速器，校正台車，ゴニオメータ及び気象計器等の内装機器を整備するとともに，放射線標準施設棟の中硬X線照射装置，軟X線照射装置，パルスX線照射装置，2π照射装置，GM簡易校正器及びβ線校正設備を中性子標準校正施設棟の各照射室に移設した。各種照射装置が機能別に配置されたことにより，効率的な利用が可能になった。増設に伴う使用の変更に係る施設検査を2000年12月14，15日に受検し，2001年1月5日に合格証の交付を受け，放射線発生装置の使用を開始した。

校正設備機器の高経年化対策として，極低レベル，低レベル，中レベルの各照射装置を更新した。更新範囲は操作部及び遠隔駆動部で，機能に支障のない線源保管容器は既存のものを使用した。低・中レベル照射装置の更新による照射線量のずれは，更新前に比べて最大0.71%で，補正を必要とするものではなかった。各照射装置の更新に合わせて，2π照射装置の^{60}Co（7.4GBq），中レベル照射装置の^{60}Co（7.4GBq，185GBq），単体線源の^{51}Cr（7.4GBq）を年次計画に基づき更新した。各照射装置の更新に伴う線源の取り出し・収納作業は，放射線作業届を提出して行い，個人の外部

被ばくは，計画線量の 0.2mSv に対して最大 31μSv（PD 値）で，問題なく終了した。

中硬X線照射装置，軟X線照射装置の定期点検等を実施するとともに，低，中，2πの各照射装置，GM 簡易校正器及び黒鉛パイル等の校正設備機器の維持管理を行い，放射線防護用測定機器の校正試験等に供した。

2000 年度の中硬及び軟X線照射装置の使用日数は，それぞれ延べ 75 日，6 日であった。低レベル照射装置等及び単体線源の使用時間は，延べ 4,650 時間であった。これらの内訳を表 2.5.3−1 に示す。また，他課室から依頼された基準照射等の数量は，延べ 1,759 台（個）であった。

（梶本　与一）

表　2.5.3−1　照射装置及び単体線源の使用時間内訳

（東海研究所，2000 年度）

照射装置及び単体線源	延べ使用時間（時間）
極低レベル照射装置	122
低レベル照射装置	465
中レベル照射装置	227
2π照射装置	111
GM 簡易校正器	44
単体β線源（^{90}Sr，^{204}Tl 等）	139
単体γ線源（^{60}Co，^{137}Cs 等）	717
単体中性子線源（^{252}Cf，^{241}Am-Be 等）	2,825
合　　計	4,650

2.6 技術開発

保健物理の管理業務では，管理をより正確かつ迅速に遂行すること及び管理技術の向上等を目的として，新技術の導入，調査及び評価法等の技術開発が実施されている。

2000年度に実施した主な技術開発項目は以下のとおりである。

(1) 老朽化したモニタリングポストのγ線検出器及び計測部の更新を進めており，今回は原子力災害対策特別措置法規定の放射線測定設備5チャンネルを更新した。BGから100mGy/hまでの測定精度向上を図り，γ線スペクトルデータ等の計測部内蔵MOへの記録を可能としたことにより，異常時の原因調査に活用できるとともに，原災法10条通報等の確実性を向上させることができる。

(2) 原子力安全委員会審査指針集の改訂に対処するため，被ばく評価コードや気象データ統計処理コードを更新し，パーソナルコンピュータ上で動作するように整備した。会話型データ入力方式を取り入れたことにより，施設の変更申請に伴う安全評価を簡便，かつ的確に行うことができる。

(3) 皮膚汚染時の各種除染剤による除染効率についてはこれまでに，豚皮を用いた測定が行われている。原研における身体汚染事例の記録から各種除染剤の皮膚の除染効率を評価し，次亜塩素酸ナトリウムの除染効率が酸化チタンペースト，オレンジオイル等に比べ優れていることを確認した。

(4) 個人線量測定技術に係る技術開発の一環として光刺激ルミネッセンス法を利用したOSL線量計の特性試験を実施した。エネルギー特性，経時変化特性等実用上必要不可欠な項目の試験を実施した結果，OSL線量計は，個人線量計として十分な性能を有していることがわかった。

(5) 原研では，各国で過去に行われた大気圏内核実験に伴うフォールアウトに起因した^{137}Csの体内沈着量調査を定期的に大型全身カウンタを用いた測定により行っている。今回，1992年度から2000年度における上記の測定結果を報告する。

(6) 2001年度から放射線障害防止関連法令が改正され，内部被ばくに係る実効線量係数が変更になった。これに伴い，原子力安全技術センターのマニュアルに記載されている記録レベル/調査レベルに相当する主要核種毎の摂取量を算出し，さらにこれに対する原研の全身カウンタにおける計数値を求めて内部被ばく管理の実務上の基準としての有効性を調査した。この結果上記調査レベルの測定が可能であることを確認した。

(7) 緊急時における体内沈着放射能量の測定のため，遮へい用鉄室を備えた全身カウンタを新たに整備した。同カウンタは，Ge半導体検出器3台を備えており，正確な沈着核種の同定分析が可能であるなど優れた性能を有するほか，日常のスクリーニング測定にも対応できるよう遮へい室を迷路仕様にするなど工夫が施されている。

(8) 中性子標準校正施設棟の増設に伴い，旧標準施設棟からの移設も含め，種々の校正用照射設備等を整備した。さらに現在利用可能な校正設備及びその範囲を明確にし，今後の放射線標準施設の設備機器の整備に係る課題の検討を行った。

(9) ポリエチレンと鉄粉混合材のγ線及び中性子線遮へい性能を実験により評価するとともに，コ

ンクリート等の一般的遮へい体との比較を行った。本材料は，性状が粉状に近く，自由自在の形状の遮へい材として利用でき，今後の有効利用が期待できる。

(10) 2000 年度からの放射線障害防止関連法令の改正に伴い，基準物理量から計測実用量に変換するための換算係数が変更になった。このため，原研の放射線標準施設において使用する線源及びX線の線質毎に新たに使用すべき換算係数を求めた。

（山口　武憲，藪田　肇，村上　博幸）

2.6.1 モニタリングポストのモニタ更新

東海研究所施設周辺における環境放射線のモニタリングは，モニタリングポスト（14局）及びモニタリングステーション（4局）において，空間γ線量率及び空気中放射能濃度の測定を連続運転により実施している。このうち，空間γ線量率モニタは導入後 12 年が経過し，老朽化してきたため，空間γ線量率モニタ 18 基及びダストモニタ 4 基について 5 年計画で更新することとした。2000 年度は，原子力災害対策特別措置法に基づく放射線測定設備として届出たモニタリングポスト 5 局の空間γ線モニタの更新を完了した。更新後のモニタの概要について，以下に示す。

(1) 設計及び工事

モニタリングポスト及びモニタリングステーションは，東海研究所原子炉施設の屋外放射線管理施設として原子炉設置変更許可の対象であり，本更新においては設計及び工事の方法について国の認可を受けた。

(2) 更新機器

更新したモニタは，次に示す検出器と計測部である。モニタの構成を図 2.6.1−1 に示す。

(a) 検出器

・2”φ×2”NaI(Tl)シンチレーション検出器（鉛遮へい付）

(b) 計測部

・低レンジ線量率測定（Digital Weighting Method 方式による 50keV から 3MeV までをエネルギー保証，B.G レベルから 50μGy/h まで測定）
・高レンジ線量率測定（電流計測方式により 50μGy/h から 100mGy/h までを計測）
・シングルチャネルアナライザ（1.6MeV〜3MeV を測定）
・スペクトル計測（設定時間間隔毎で 1024ch のγ線スペクトルを計測）
・温度保証（0℃〜+45℃とし設計中心温度は+20℃）
・記録（1分間隔の線量率データ及び 10 分間隔のスペクトルを内蔵 MO に 1 月間記録）
・外部出力（テレメータ入力信号及び記録計出力）

(c) 温度制御

周囲温度-10℃〜+35 に対して設定温度へ加温し,局舎内エアコンにて冷却可能である。

(3) 線量率特性

放射線標準施設における特性試験の結果,鉛遮へいによる低レンジ域の感度低下は認められず，高レンジ域まで感度差（±20%）を十分満足している。線量率特性試験結果を図 2.6.1−2 に示す。

(4) まとめ

今回の更新により，計測部において光磁気ディスクへ（MO）測定データの記録保存が可能となり，伝送装置のトラブルによる欠測防止を図ることができた。また，γ線スペクトルの連続測定と保存が行え，異常な線量率上昇時の原因調査に役立てることができる。なお，これまで当該 5 局のみの高レンジ対応モニタであったが，残り 13 局についても全て高レンジ対応で更新し，緊急時等における的確な線量率測定と測定値の信頼性確保に努める。

（橘　晴夫）

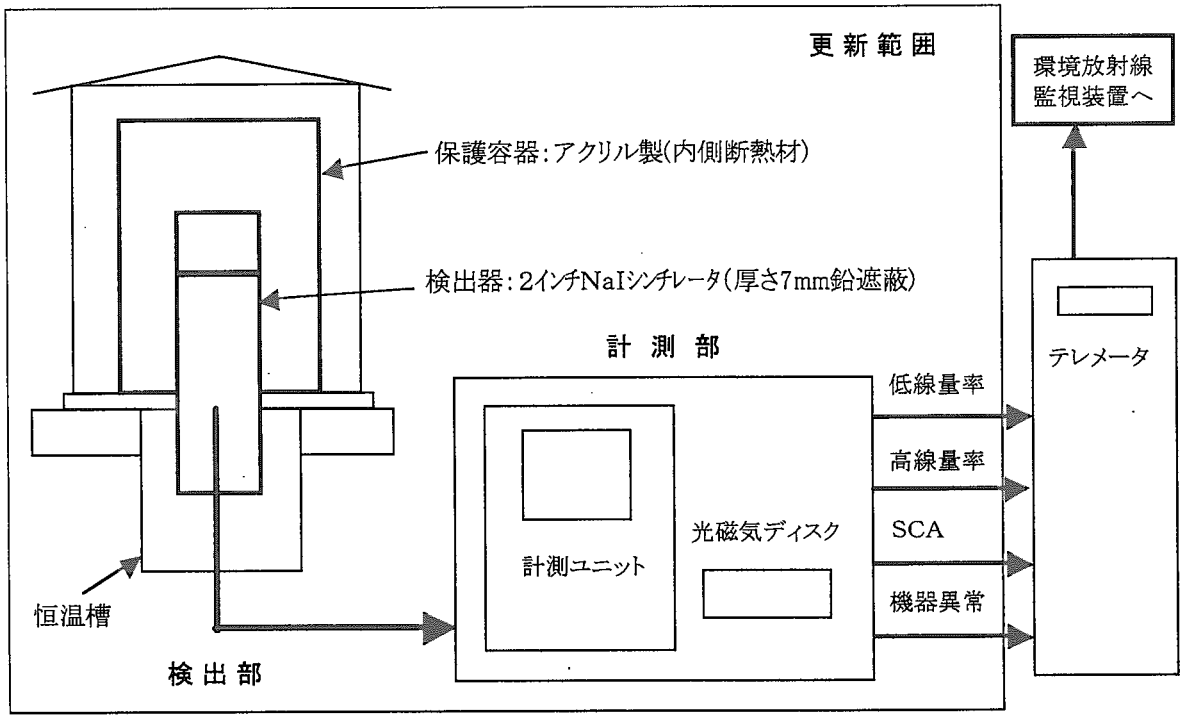


図　2.6.1−1　モニタの全体構成

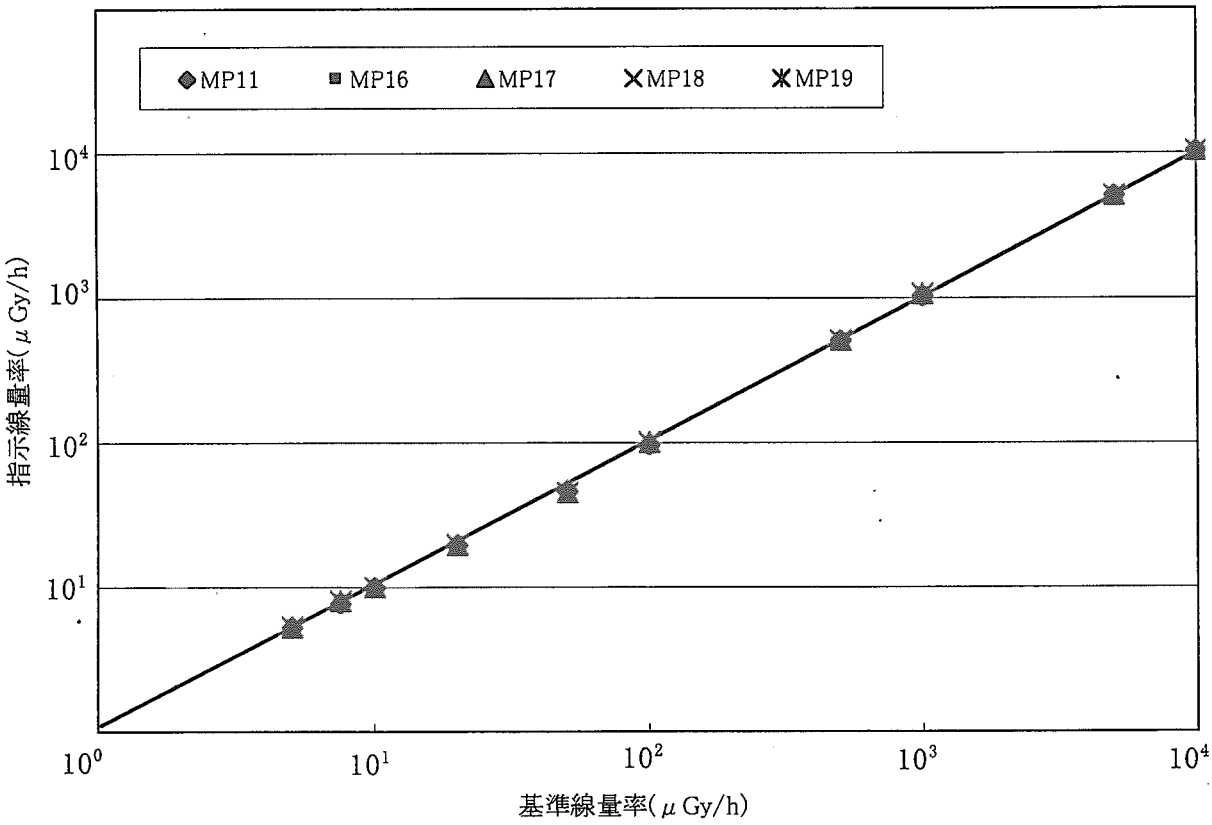


図　2.6.1−2　線量率特性

2.6.2 被ばく線量評価コードのシステム化

ICRP1990年勧告を取り入れた新法令及び指針類が2001年4月から適用されるのに伴い，「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針について」（以下，「評価指針」という。）及び「発電用軽水型原子炉施設の安全審査指針における一般公衆の線量評価について」（以下，「一般公衆の線量評価」という。）に記載されている線量評価手法が改訂された。このため，新法令指針に対応した一般公衆の線量評価が行えるように計算コードの整備を行った。また，単独で動作していた平常時及び事故時線量評価プログラムを線量評価システムとして，パーソナルコンピュータ上で動作できるよう整備した。

整備したコードの概要について以下に示す。また，システム概略図を図2.6.2−1に示す。

(1) 気象データ処理コード

東海研で収集された10分値気象データを「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針について」（以下，「気象指針」という。）に基づいて，1時間値気象データへの変換を行う。

(2) 気象統計処理コード

「気象指針」に基づいた気象データの統計処理及び平常時評価用気象統計データの作成を行う。

(3) 平常時評価処理コード

平常時評価用気象統計データを用いて任意の地点におけるγ線量率及び地表空気中放射能濃度の計算を行い，その結果を用いて「評価指針」及び「一般公衆の線量評価」に示されている評価モデルを用いて被ばく線量評価を行う。

(4) 事故時評価処理コード

単位放出時における毎時の気象データから97%値の相対濃度（χ/Q）及び相対線量（D/Q）の計算を行い，想定事故時線量評価を行う。

なお，これらの計算に使用する線量換算係数は，ICRP年齢6区分におけるICRP Publ.72等に基づいた値を使用している。

今回整備したシステムによって，平常時及び想定事故時の線量評価がパーソナルコンピュータにより一連の流れの中で行えるようになった。

（滝　光成）

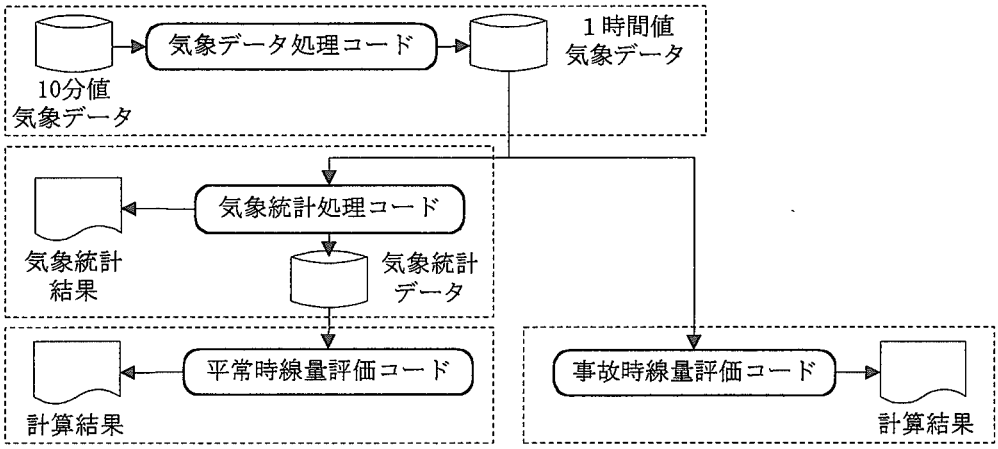


図　2.6.2−1　線量評価システム概略図

2.6.3 各種除染剤による皮膚除染経験の再吟味

原研では放射性物質による身体汚染の除染として，中性洗剤，オレンジオイル[1]，酸化チタンペースト，次亜塩素酸ナトリウム等が用いられてきた。各種の除染剤の除染効率については，豚皮に放射性溶液を滴下したものを試料として用いた測定[1),2),3)]行われている。しかし，原研におけるこれまでの身体汚染事例では，汚染発生は放射性溶液の取扱時のみならず，表面汚染物品の取扱，放射性塵埃の飛散等によっても生じている。このため，これまでの身体汚染発生時の除染のデータを評価し，各種除染剤の皮膚に対する除染効率をまとめた。

対象とした身体汚染事例は，施設放射線管理第１課及び施設放射線管理第２課が保有する過去約30年間の放射線管理に関する記録類から検索した。除染効率は，除染前の表面密度を除染後の表面密度で除して求めた。多くの事例で検出下限値以下まで除染されており，この場合は除染後の表面密度は検出下限値を用いて除染効率を求めた。汚染事例のうち皮膚，頭髪等の除染効率を評価できた事例は約 40 例であった。１件の汚染事例で複数の作業者が汚染された場合は，各作業者の除染効率を評価した。汚染部位は指先を含めて手が最も多く，次に多かったのが頭髪であった。汚染原因は汚染物を素手で直接取り扱った事例が最も多く，除染作業等に伴う放射性塵埃の飛散によると推定される事例も多かった。手の汚染は，多くが管理区域退出時のハンドフットクロスモニタによる汚染検査で発見されており，一般的な管理区域からの退出手順を考慮すると，大半は水洗等による手洗後の残留汚染が検出されたものと推定される。このため，豚皮を用いた除染試験が放射性溶液を滴下し，一定時間経過後に除染試験を開始することと比較すると，今回の除染効率は豚皮のデータより低く評価されたと考えられる。

皮膚汚染時の一般的な除染は 1980 年代中頃までは，中性洗剤，酸化チタンペースト，次亜塩素酸ナトリウムの順番で行われており，1980 年代後半からは，酸化チタンペースト及び次亜塩素酸ナトリウムの代わりにオレンジオイルが用いられている。各種除染剤による除染効率の例を表 2.6.3−1 に示す。中性洗剤及び酸化チタンペーストによる除染では，ファクター程度の除染効率しか得られていない場合もあるが，ほぼ１桁以上の除染効率が得られた。次亜塩素酸ナトリウムは，酸化チタンペーストでは除染できなかった残留汚染に用いられており，一般に２桁程度の高い除染効率が得られた例が多い。この高い効率は，皮膚を溶かすことで皮膚に浸透した放射性物質を除去できたことによるものと推定される。オレンジオイルの除染効率は３例で得られているが，そのうち２例はファクター程度しか除染できなかった。この値は鈴木ら[1)]の豚皮での除染係数約 100 と比べると１桁以上低いが，これには上述した汚染検査前の手洗いの可能性が影響していることも考えられる。汚染事例が少ないために，汚染核種及びその物理・化学的形態，汚染原因，汚染後の経過時間等の影響については，十分な検討が行えなかった。

（小野寺　淳一）

参考文献

1) 鈴木祐，他：第 21 回保健物理研究発表会，B2-6 (1986)
2) 草間朋子，他：保健物理，21, 127 – 131 (1986)
3) 宮部賢次郎，他：JNC-TN-8420-99-013 (1999)

表　2.6.3−1　各種除染剤で得られた除染効率の例

除染剤	主な 汚染核種	汚染部位	除染効率
中性洗剤，酸化チタンペースト	Cs-137	手	8
〃	Na-24, Mn-56	手	20
〃	I-131	手	70
次亜塩素酸ナトリウム	Cd-115	手	50
〃	FP	手	100
〃	Au-198	手	200
〃	Ru-106, Rh-106	手	400
オレンジオイル	C-14	手	5
〃	Co-60	手	6
〃	Cs-137	手	200

2.6.4 OSL 線量計の諸特性試験

OSL 線量計は，放射線検出法の一つである光刺激ルミネッセンス法（Optically Stimulated Luminescence（OSL））を線量測定に応用した線量計で，近年急速に開発が進められた個人線量計の一つである。測定原理としては，TLD や蛍光ガラス線量計と類似しているが，大きな違いは測定や再生処理に高温加熱を要しないという点である。測定は，LED 光やレーザー光を用いた可視光の照射による励起で行うことができ，再生処理は蛍光灯の光を当てるだけで可能である [1]。なお，使用時は素子を遮光する。

今回，OSL 線量計の実用性を検証するため，米国 Landauer 社製の α-Al_2O_3:C 素子を用いて基本的特性（線量直線性，エネルギー特性，線量計素子間の感度のばらつき，経時変化特性）の試験を行ったので結果を報告する。

(1) 試験方法：試験のための放射線照射は，原研東海研の放射線標準施設棟の基準線源及びX線照射装置を用いて行った。ただし，20keV 以下のX線に係る結果は，電子技術総合研究所（現：産業技術総合研究所）における照射により得られたものである。照射時の校正基準点の位置は，フリーエア，ファントム装着時ともに線量計内の素子の位置とした。線量直線性，照射した線量に対する測定平均値の標準偏差（線量計素子間の感度のばらつきという。）及び経時変化特性は，いずれも線量計に ^{60}Co の γ 線をフリーエアで照射して求めた。また，経時変化特性については，照射した線量計を室温（20±5℃）及び 40℃（相対湿度 60%）で照射後 1 日から 120 日まで保存して求めた。エネルギー特性は，線量計をファントムに装着した状態で，線質指標（X線スペクトルの広がりを示す指標）0.8 のX線，^{137}Cs 及び ^{60}Co を照射して求めた。

(2) 試験結果

(a) 線量直線性：γ 線に対する線量直線性を図 2.6.4−1 に示す。図に示すとおり，0.03mSv から 1Sv の範囲の線量値に対して±10%以内であり，実用上十分な線量直線性を有していた。なお，0.01mSv では，1mSv 照射時の感度に対して感度が約 43%低下した。

(b) 線量計素子間の感度のばらつき：10 個の線量計素子間の感度のばらつきを，図 2.6.4−2 に示す。図から，1 mSv 以上では 3 %以下であることが確認できた。

(c) 経時変化特性：経時変化特性を図 2.6.4−3 に示す。照射後 1 日を基準とした場合，室温に保存した場合は，期間を通して測定値にほとんど変化は見られなかった。40℃（相対湿度 60%）の環境中で保存した場合は，120 日後には測定値が約 10%低下することが判った。

(d) エネルギー特性：γ（X）線に対するエネルギー特性を図 2.6.4−4 に示す。図に示すとおり，15keV から 1250keV のエネルギー範囲において 1 cm，3 mm，70 μ m 線量当量の評価値は±10%程度であり，良好なエネルギー特性であった。なお，10keV では評価値の誤差が大きくなり 1 cm 線量当量で約-50%であったが，通常の放射線場では大きな問題とならない。

以上のことから，OSL 線量計は個人線量計として優れた特性を有していることが確認できた。

（伊藤　精）

参考文献

1) 鈴木 朗史，伊藤精：OSL 線量計の諸特性,JAERI-Tech2000-089, (2001)

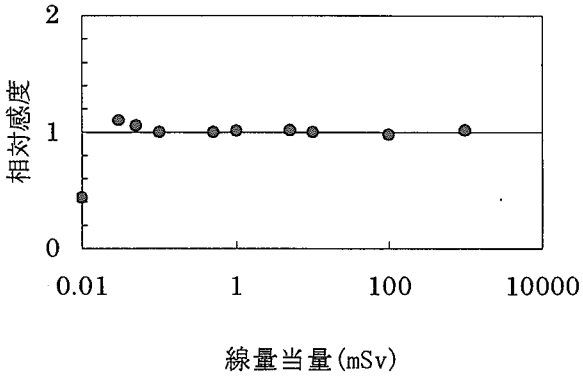


図　2.6.4−1　OSL 線量計の線量直線性

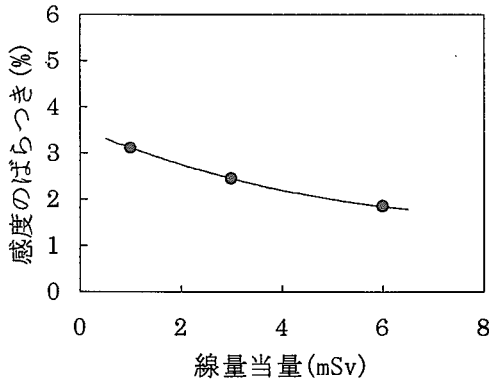


図　2.6.4−2　OSL 線量計の
素子間の感度のばらつき

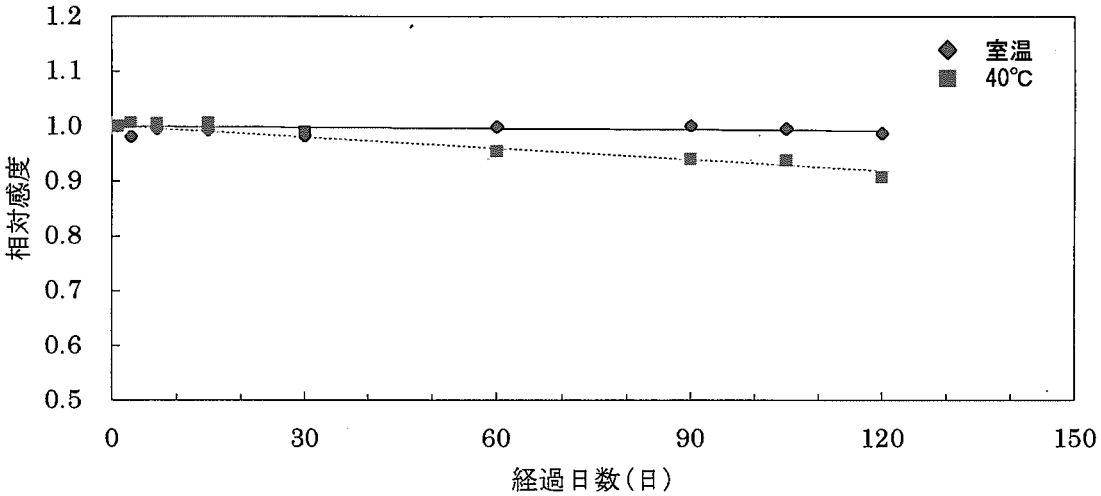


図　2.6.4−3　OSL 線量計の経時変化特性

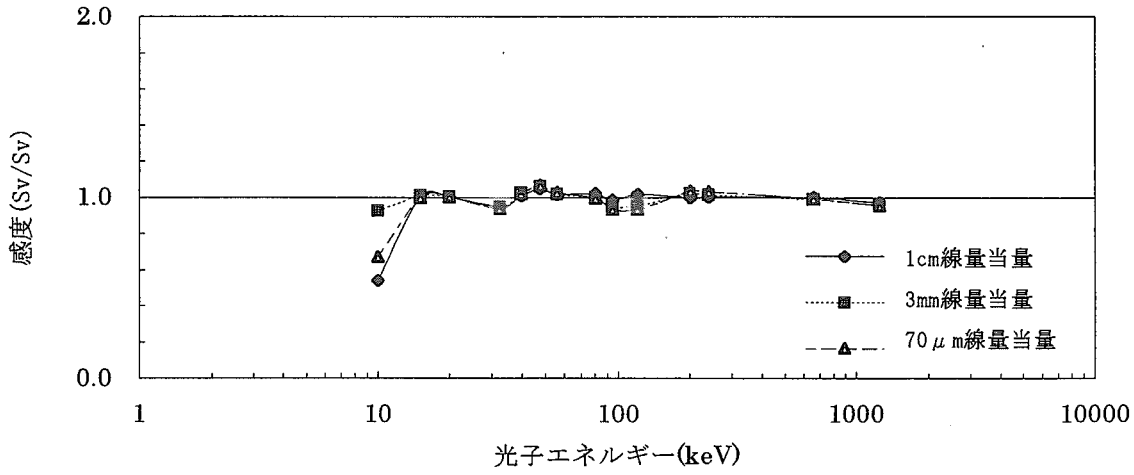


図　2.6.4−4　OSL 線量計の光子エネルギー特性

2.6.5 フォールアウト ^{137}Cs 体内量の変動

—1992〜2000 年度—

原研の大型全身カウンタを用いてフォールアウトに起因すると考えられる体内中の ^{137}Cs 放射能について経年変化の定期的な測定調査を行っている。本報告書は 1992 年度から 2000 年度までの測定結果について報告するものである。測定は原研における内部被ばく検査対象者約 70 人について行い，その結果より放射線作業による放射性物質の取りこみがないと判定された者について，^{137}Cs とカリウムの体内量を算出した。また，体内中の ^{137}Cs 放射能とカリウムの体内量の比 ^{137}Cs(Bq)/K(g)，及びカリウムの体内量と体重の比 K(g)/weight(g)を算出した。これらの算術平均値を表 2.6.5−1 に示す。表中の体内の ^{137}Cs 放射能及び ^{137}Cs とカリウムの体内量の比については，^{137}Cs 放射能値が検出限界値約 15Bq を超えた被検者についての算術平均である。（1991 年度以前の値については「保健物理—管理と研究—No.33」[1] に掲載してある。）1961 年度以降のフォールアウトに起因すると考えられる体内中の ^{137}Cs 放射能の変化を図 2.6.5−1 に示す。

（関口　真人）

参考文献

1) 保健物理—管理と研究—No.33　JAERI−M　92−144　（1991 年度）

表　2.6.5−1　^{137}Cs 放射能量及びカリウムの体内量

年度	検査対象者人数	検出限界以上人数	^{137}Cs (Bq)	カリウム体内量 (g)	^{137}Cs (Bq) /K(g)	体内カリウム割合 (全量%)
1992	74	39	18±4	135±12	0.14±0.03	0.20±0.03
1993	77	16	24±8	133±12	0.19±0.09	0.21±0.03
1994	67	46	18±6	130±11	0.14±0.04	0.20±0.02
1995	67	51	19±6	135±10	0.14±0.04	0.20±0.03
1996	75	1	16	132±11	0.11	0.20±0.02
1997	76	10	19±3	128±12	0.15±0.02	0.20±0.03
1998	67	6	19±4	131±13	0.14±0.04	0.20±0.03
1999	63	1	16	129±11	0.12	0.20±0.02
2000	64	2	21±0.5	127±11	0.16±0.01	0.19±0.03

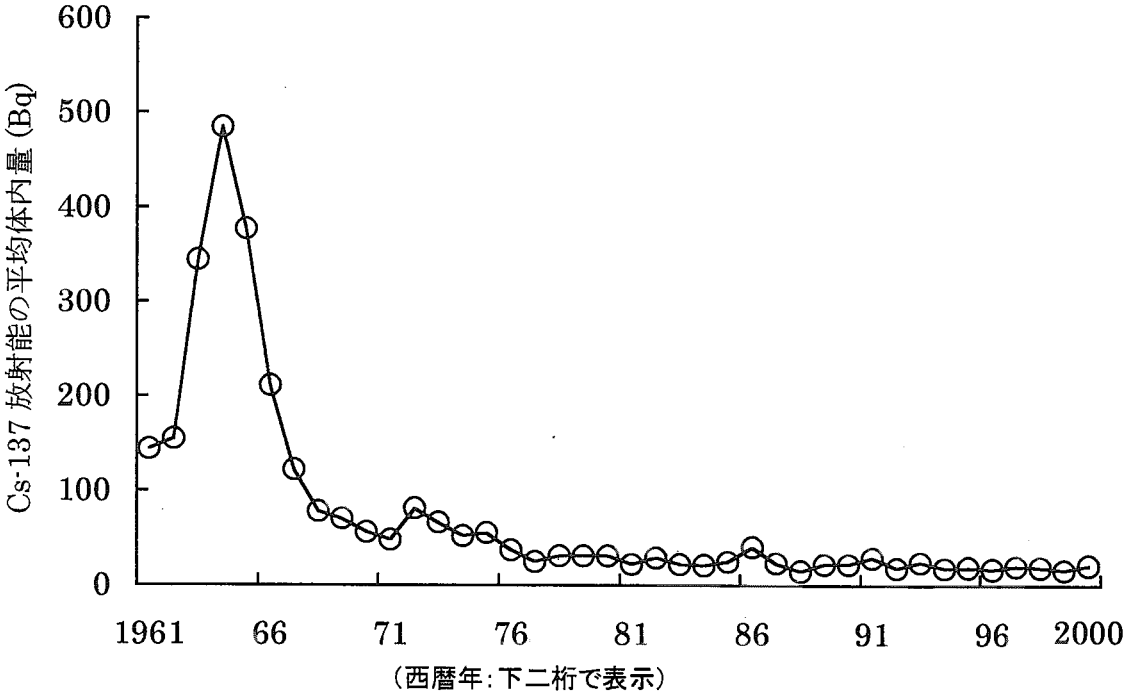


図　2.6.5−1 1961年以降の被検者約70人についてCs-137放射能の平均体内量の変動

2.6.6 法令改正に伴う内部被ばくモニタリングにおける調査レベルの検討

(1) 概要

ICRP1990年勧告の法令等取り入れにともない「被ばく線量の測定・評価マニュアル」（（財）原子力安全技術センター。以下，「マニュアル」という。）が改訂された。マニュアルでは，内部被ばく管理を適正かつ効果的に実施するための基準として，数値的に同一な記録/調査レベル（以下，「調査レベル」という。）を活用することとし，その具体的な数値を実効線量1mSvから2mSvの範囲で操業者が設定することとされた。この他にICRP1990年勧告取り入れにあたっては，実効線量への換算係数が従来のものから変更された。そこで，ICRP Publ.78に示されている核種のうち，簡易型全身カウンタで測定対象となる核種について，マニュアルで規定している調査レベルに相当する摂取量と計数値を算出し，実務管理への調査レベルの適用方法について検討した。また，改訂前の旧マニュアルで規定している調査レベルに相当する摂取量の算出を行った。

(2) 調査レベル算出

マニュアルで想定している調査レベルに相当する摂取量（IL_{Manual}）は，マニュアルの規定内容を考慮し，ICRP Publ.78を参考に下記の式を定義して算出した。

$$IL_{Manual} = n \times ALI \times m(\frac{T}{2})$$

n　：ALIに対する調査レベルの割合（1mSv　0.05，2mSv　0.1）

ALI：年摂取限度（年間20mSv相当量）

T　：モニタリング間隔（90日）

m(T/2)：モニタリング間隔中間点(45日）の摂取量に対する全身残留割合

実務管理上用いる調査レベルに相当する計数値は，簡易型全身カウンタ（椅子型，8インチφ×4インチ NaI(Tl)シンチレーション検出器2台，測定時間2分）の効率等を用いて，被検者集団の計数値分布に対して算出した。

(3) 結果および考察

調査レベルに相当する摂取量を算出した結果を表2.6.6−1に示す。この結果，マニュアルで規定している調査レベルに相当する摂取量は，改訂前の旧マニュアルによる値と比較して，ほとんどの核種でオーダーの変わるような変動が無いことがわかった。

簡易型全身カウンタにおいて実効線量2mSvに相当する調査レベルの計数値を，核種毎に評価領域（半値幅の2倍）で平均化して，検出限界（バックグラウンド被検者集団の計数値分布の平均と標準偏差の3倍）とともに図2.6.6−1に示す。その結果，^{137}Cs，^{60}Co等の原研で使用される代表的な核種については，簡易型全身カウンタの検出限界は十分調査レベルを下まわることを確認し，調査レベルに相当する摂取量を十分検出できることが再確認できた。

（関口　真人）

表　2.6.6−1　調査レベル相当摂取量一覧（Bq）

核種	改訂されたマニュアルによる調査レベル 1mSv〜2mSv			旧マニュアルによる調査レベル 2mSv	簡易型全身カウンタの検出限界
Fe-59	1.7×10^{4}	～	3.4×10^{4}	8.8×10^{4}	1.7×10^{3}
Co-57	7.3×10^{4}	～	1.5×10^{5}	1.0×10^{5}	1.4×10^{2}
Co-58	1.9×10^{4}	～	3.8×10^{4}	1.1×10^{5}	6.8×10^{2}
Co-60	2.8×10^{3}	～	5.7×10^{3}	6.0×10^{3}	7.4×10^{2}
Sr-85	4.5×10^{4}	～	9.1×10^{4}	2.2×10^{5}	5.5×10^{2}
Ru-106	1.4×10^{3}	～	2.8×10^{3}	2.2×10^{3}	2.6×10^{3}
Cs-134	3.2×10^{4}	～	6.5×10^{4}	6.6×10^{4}	7.6×10^{2}
Cs-137	4.9×10^{4}	～	9.9×10^{4}	1.0×10^{5}	7.0×10^{2}
Ra-226	2.0×10^{1}	～	4.0×10^{1}	8.8×10^{1}	9.2×10^{3}
Th-232	2.3	～	4.7	9.0×10^{-5}	5.3×10^{5}

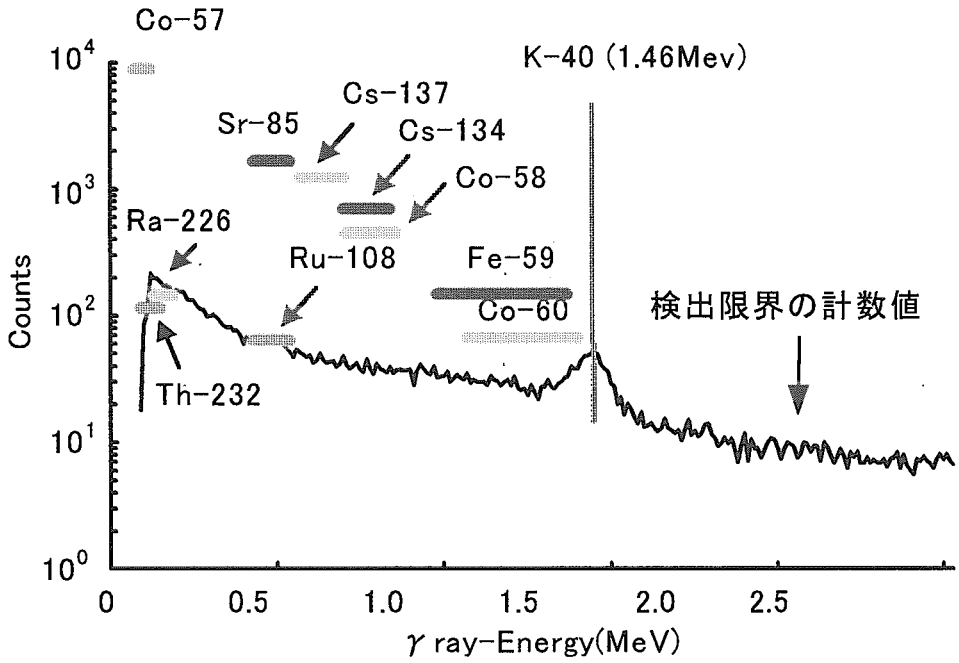


図　2.6.6−1　簡易型全身カウンタにおける調査レベル相当摂取量の計数値
（代表的な核種について横棒で表示した）

2.6.7 迷路型遮へい室を備えた全身カウンタの整備

東海研で使用している全身カウンタには２種類のタイプがある。一つは入退域検査，確認検査等で使用している椅子型のカウンタであり，もう一つは臨時検査，技術試験等で使用している鉄室を具備したベッド型のカウンタである。前者は簡易型全身カウンタ又は入退域カウンタと呼び，測定の主眼をスクリーニングに置いている。後者は精密型全身カウンタ又は大型全身カウンタと呼び，測定の主眼を事故時等の線量評価に置いている。

これらの全身カウンタはNaI（Tl）検出器を用いていることから検出感度は良く，単一核種又は放出エネルギー値が近接していない複数の核種を摂取した場合などの測定に有効である。一方，エネルギーが近接した核種又は複数の核種を摂取した場合などの測定には若干の支障があった。このような場合の測定を適切に実施するため，エネルギースペクトル分解能が優れているGe半導体検出器を備えた全身カウンタを整備した。

整備するに当たって配慮した主な点は次の通り。①バックグラウンドレベルを重遮へい（鉄室）によりできる限り低減する。②被検者の測定空間を広くし，閉所，暗所等の恐怖感を取り除く。③被検者及び測定担当者の鉄室内への出入りを簡便化する。④スクリーニング測定及び緊急時の線量測定を可能とする。⑤子供から大人までの測定がカバーできるように検出器の幾何学的配置に融通性を持たせる。

以上の点を考慮し，Ge半導体検出器を備えた全身カウンタの仕様を決定した。主な仕様は以下の通りである。

(1) 遮へい用鉄室

形状：迷路構造，室内広さ：約2.0m（奥行き）×約2.5m（幅）×約2.5m（高さ），遮へい材及び厚さ：鉄200mm＋鉛3mm内張＋銅1mm厚内張＋アクリル3mm厚内張，重量：約90t

(2) Ge半導体検出器

結晶タイプ：P型高純度Ge結晶，方式：同軸，相対効率：70%以上，測定エネルギー範囲：40keV～10MeV，冷却用容器：3l，台数：３台

(3) 測定用治具

測定台：ベッド，検出器取付個数：８台（上部８台×８，下部２台×２），測定方法：固定式及び走査式

(4) 測定用プログラム

検出器６台までのスペクトルの合算機能，同表示・解析機能，日報・月報出力等

(5) その他の設備

液体窒素自動供給装置，MCA，測定・解析用端末，印字装置

写真2.6.7−1に当該カウンタの外観を示す。写真2.6.7−2に同内観を示す。今後はこのカウンタにより，検出器の幾何学的配置，測定管理方式，一般人のバックグラウンドレベル測定等の検討を進め，将来的には全ての体内汚染検査をこの迷路型全身カウンタで実施する予定である。それまでの間，簡易型全身カウンタの使用は従来通り継続する。また，精密型全身カウンタは，肺モニタ専用として機能を強化させ使用して行く。（清水　勇）

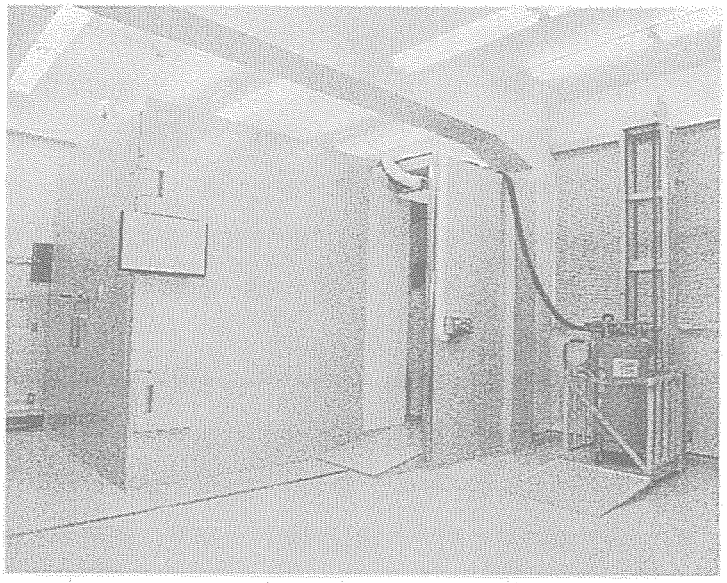


写真　2.6.7−1　迷路型遮へい室を備えた全身カウンタ外観

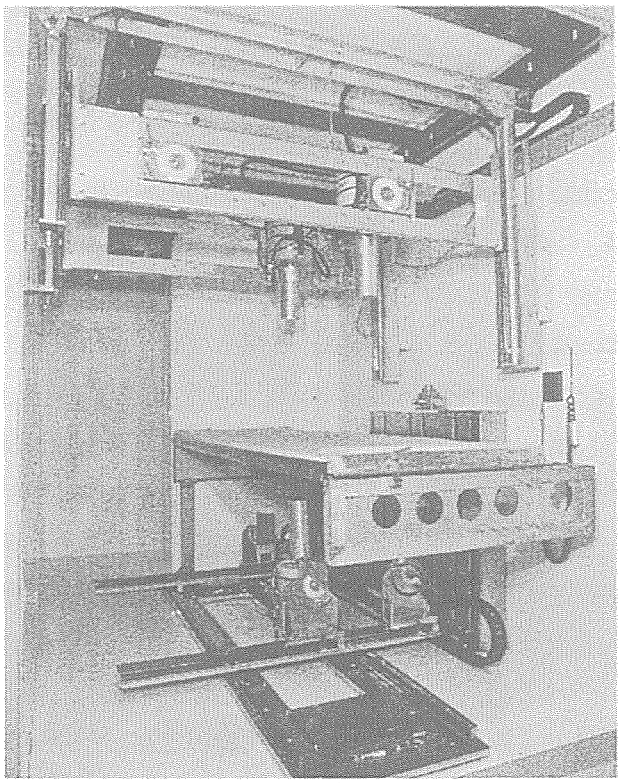


写真　2.6.7−2　迷路型遮へい室を備えた全身カウンタ内観

2.6.8 放射線標準施設の増設に伴う校正設備の整備

放射線標準施設は，東海研究所敷地内の北側に位置し，1980年に完成した放射線標準施設棟（既設棟）に加えて，その西側に中性子標準校正施設棟（増設棟）を2000年度に増設し，加速器設備を新たに設置すると共に，既設棟の照射室に校正設備が重複して設置していたX線校正設備，2π照射装置，GM簡易校正器及びβ線校正設備を専用の照射室に移設し，校正設備の効率的な運用を図った。同施設は，既設棟と増設棟が共に地下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は4,153m²である。写真2.6.8−1には建家の全景を示し，中央より左側が増設棟で右側が既設棟である。また，図2.6.8−1，図2.6.8−2には地上1階と地下1階の平面図を示し，各照射室には代表的な校正設備の写真を添付した。

同施設は，原研内の原子力施設で放射線管理に使用している放射線測定器について，原子炉等規制法及び放射線障害防止法で義務付けられている放射線測定器の校正を一括して実施すると共に，放射線の種類に対応した複数の校正設備を有し，日本工業規格で定められている放射線測定器の性能試験が実施できる。更に，放射線防護に関する線量評価法の研究に利用する標準校正施設である。

放射線標準施設における各校正設備を用いた標準校正場の種類とその発生エネルギー及び校正の範囲等を一覧にして表2.6.8−1に示す。表中のSv単位の線量率は周辺線量当量率（H*(10)）を表す。

中性子の校正設備は，4MVバンデグラフ加速器を用いて陽子又は重陽子を4種類のターゲット材にそれぞれ衝突させて，核反応で発生する単色中性子の校正場を整備中あり，計画は8keVから20MeVのエネルギー範囲において十数種類の校正場の整備を予定している。加速器は地下1階の加速器室に設置され，イオンビームは約15mのビームラインを搬送して振分電磁石で2本のビームラインに分岐させて地上1階の単色中性子照射室の中央まで導かれる。単色中性子照射室の写真より，左側のラインが単色中性子用で右側のラインが高エネルギーγ線用である。単色中性子校正場は，国内では国家標準機関である産業技術総合研究所（旧：電子技術総合研究所）及び東北大学工学部で，世界的にもドイツ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，当校正場を整備することにより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及び技術開発の推進に大きく寄与できる。また，RI中性子源を用いた校正場は，^{252}Cf線源と^{241}Am-Be線源による速中性子校正場と黒鉛パイル内に中性子線源を装荷して得られる熱中性子校正場が第4照射室に整備されている。中性子の校正に用いる単色中性子照射室及び第4照射室は，中性子の散乱線を低減させるため，室内を大きくして床をグレーチング構造にし，更に床下に散乱線を抑制するエリアを設けている。

光子の校正設備にはX線とγ線の校正場がある。X線校正場は，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X線照射室に移設して整備したもので，幅の広いX線をフィルタでろ過し，表2.6.8−1に示す線質が得られている。表に示すQIは，X線スペクトルの広がりを示す指標で，X線スペクトルの実効エネルギーとX線最大エネルギーの比を表し，数値が1に近づくほど単色化したスペクトルになるが，線量率は減少する。エネルギー特性試験にはQI:0.8の線質がよく用いられる。また，QI:0.7以下の線質はスペクトルが広く大線量の照射に利用できる。軟X線校

正場は現在整備中であるが，線質の実効エネルギーが５keV から設定できるため放射線測定器の低エネルギー光子の校正に利用可能で，SPring-８や医療用Ｘ線装置等から発生する低エネルギー光子の精密な線量測定に寄与できる。また，中硬Ｘ線照射装置の前面に蛍光Ｘ線用のラジエータを付加した蛍光Ｘ線照射装置を設置して，単色の蛍光Ｘ線校正場を８keV から 75keV のエネルギー範囲で整備している。

γ線校正場は，表 2.6.8−1 に示す核種の線源を整備し，60keV から 1.25MeV のエネルギー校正に利用できる。したがって，単色の光子校正場のエネルギー範囲は，上記の蛍光Ｘ線校正場とγ線校正場において８keV から 1.25MeV までとなる。^{137}Cs 線源及び ^{60}Co 線源による線量率の範囲は，放射能強度を変えた複数の線源を整備した結果，１μSv/h から約６デカードとなり，放射線測定器の指示誤差試験等のダイナミックレンジの校正に利用できる。

高エネルギーγ線校正場は，JRR-４の一次系冷却水小循環ループを利用した ^{16}N（6.1MeV）校正場を整備している。更に，上記に示すバンデグラフ加速器を用いてフッ素と炭素のターゲットによる高エネルギーγ線校正場の整備を計画している。フッ素ターゲットでの線量当量率は，イオン加速電圧とイオン電流を変更することにより約１μSv/h から 10mSv/h の照射が可能で，幅広い線量領域の校正に利用できる。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利用できる。これらの高エネルギーγ線校正場は，原子力発電所のタービン建屋等で問題となる ^{16}N のγ線に対する個人被ばくの線量評価に大きな役割を果たすことが期待されている。

β線校正設備は，人体の皮膚直下の等価線量を測定評価するために整備した校正場であり，70μm 組織吸収線量率で値付けられている。この校正場では３種類のβ線源を用いて，β線の残留最大エネルギーを 0.14MeV から 2.2MeV まで変化でき，各種放射線測定器のβ線エネルギー校正に利用される。

放射能校正設備は，原子力施設の排気施設や排水施設の放射能濃度を連続監視するガスモニタや水モニタの放射能校正に利用する設備であり，同施設の２階に整備している。ガスモニタに対しては，表 2.6.8−1 に示すβ線核種を使用して，19keV から 1.2MeV のエネルギーにおいて放射能濃度が約 0.3Bq/cm^3 から 30Bq/cm^3 の校正が実施できる。水モニタに対しては，同表に示すγ線核種を使用して，0.32MeV〜1.25MeV のエネルギーにおいて放射能濃度が約１Bq/cm^3 から 1000Bq/cm^3 の校正が実施できる。これらの校正設備は国内で唯一の施設である。

放射線標準施設に整備されている各種校正場は，国家標準とのトレーサビリティが確保された二次標準場である。今後も放射線防護に関する線量評価法の研究並びに放射線測定器のルーチン化された定期校正及び日本工業規格で規定されている各種性能試験に利用でき，放射線（能）測定の信頼性の確保に大いに役立つものと期待される。

（清水　滋）

表　2.6.8−1　放射線標準施設における標準校正場(計画を含む)

校正場の種類		核種又は発生源	発生エネルギー	校正の範囲
中性子	単色中性子　(整備中)	^{45}Sc(p, n)^{45}Ti	8keV ～ 30keV	1μSv/h ～ 0.1mSv/h
		^{7}Li(p, n)^{7}Be	0.2MeV ～ 2.0MeV	1μSv/h ～ 40mSv/h
		^{3}H(p, n)^{3}He	0.4MeV ～ 3.0MeV	1μSv/h ～ 30mSv/h
		^{2}H(d, n)^{3}He	3.0MeV ～ 7.0MeV	40μSv/h ～ 40mSv/h
		^{3}H(d, n)^{4}He	15MeV ～ 20MeV	10μSv/h ～ 20mSv/h
	RI中性子	^{252}Cf	2.4MeV	0.1mSv/h ～ 5mSv/h
		^{241}Am−Be	4.4MeV	1μSv/h ～ 0.1mSv/h
	熱中性子	黒鉛パイル	0.025eV	50μSv/h ～ 160μSv/h
光子	中硬X線	QI:0.6　30kV～350kV	20keV ～ 210keV	6mSv/h ～ 1Sv/h
		QI:0.7	20keV ～ 240keV	2mSv/h ～ 200mSv/h
		QI:0.8	20keV ～ 280keV	0.2mSv/h ～ 20mSv/h
		QI:0.9	20keV ～ 320keV	1μSv/h ～ 0.5mSv/h
	軟X線　(整備中)	QI:0.6　5kV～100kV	20keV ～ 60keV	3mSv/h ～ 100mSv/h
		QI:0.7	10keV ～ 70keV	1mSv/h ～ 50mSv/h
		QI:0.8	7keV ～ 80keV	0.2mSv/h ～ 20mSv/h
		QI:0.9	5keV ～ 90keV	2μSv/h ～ 0.2mSv/h
	蛍光X線	Cu, Mo, Sn, Er, W, Au, Pb	8keV ～ 75keV	10μSv/h ～ 0.7mSv/h
	パルスX線	1～10^{4}msec 50～120kV	30keV ～ 100keV	0.1mSv/h ～ 200mSv/h
	γ線	^{241}Am, ^{57}Co, ^{51}Cr, ^{133}Ba, ^{226}Ra	60keV ～ 830keV	1μSv/h ～ 400μSv/h
		^{137}Cs	662keV	1μSv/h ～ 0.1Sv/h
		^{60}Co	1.25MeV	1μSv/h ～ 5Sv/h
	高ｴﾈﾙｷﾞｰγ線	^{19}F(p, αγ)^{16}O　(整備中)	6.1MeV	1μSv/h ～ 10mSv/h
		^{13}C(p, p′ γ)^{13}C　(〃)	3.1MeV	0.1μSv/h ～ 5μSv/h
		^{16}N(JRR−4)	6.1MeV	30μSv/h ～ 700μSv/h
β線	β線(70μm吸収線量)	^{147}Pm	0.14MeV ～ 0.18MeV	0.8mGy/h ～ 180mGy/h
		^{204}Tl	0.43MeV ～ 0.64MeV	1.7mGy/h ～ 16mGy/h
		^{90}Sr+^{90}Y	0.88MeV ～ 2.2MeV	4.2mGy/h ～ 300mGy/h
放射能	ガスモニタ用(β線)	^{3}H, ^{14}C, ^{133}Xe, ^{85}Kr, ^{41}Ar 等	19keV ～ 1.2MeV	0.3Bq/cm^{3} ～ 30Bq/cm^{3}
	水モニタ用(γ線)	^{51}Cr, ^{137}Cs, ^{60}Co	0.32MeV ～ 1.25MeV	1Bq/cm^{3} ～ 1000Bq/cm^{3}

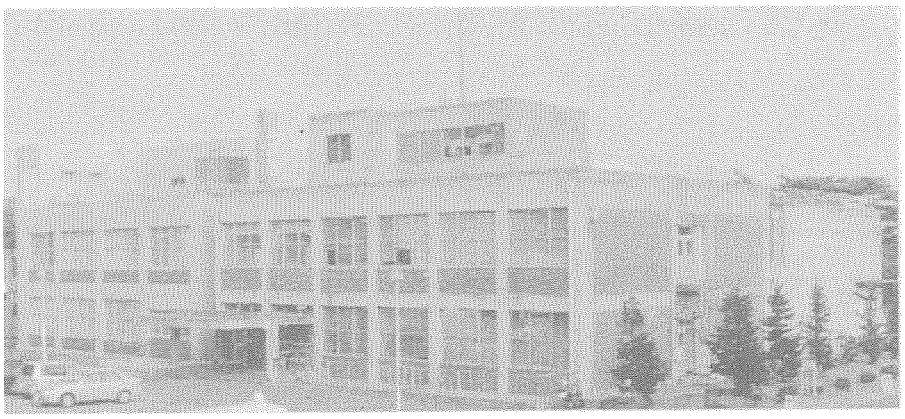


写真　2.6.8−1　放射線標準施設の全景

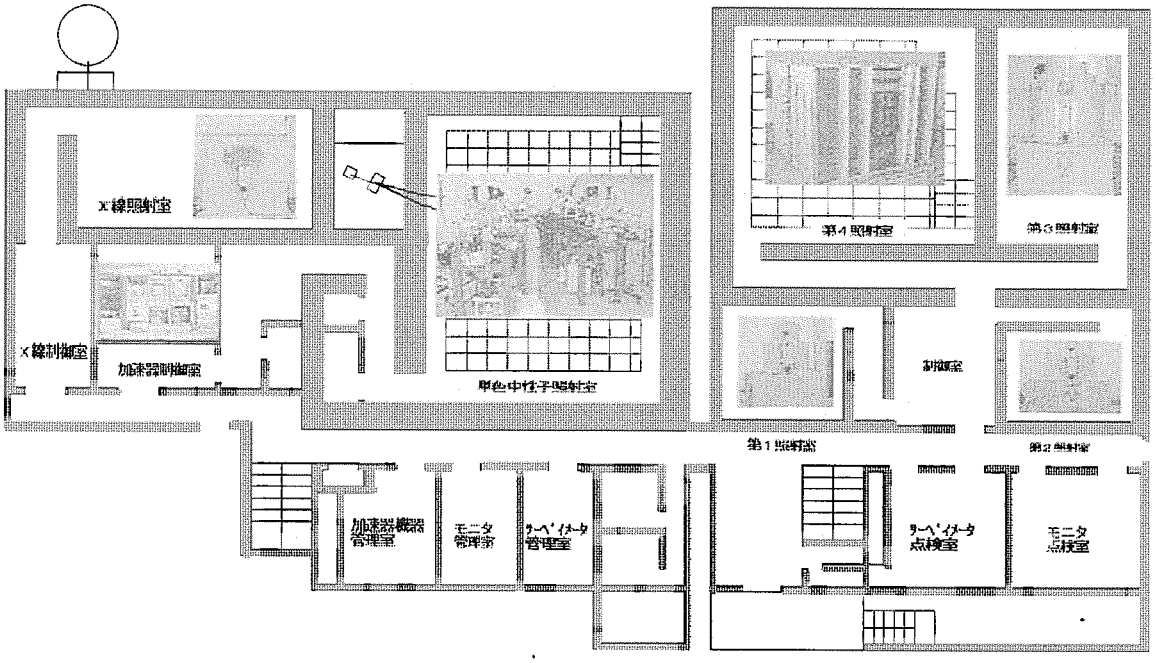


図　2.6.8−1　放射線標準施設の１階平面図

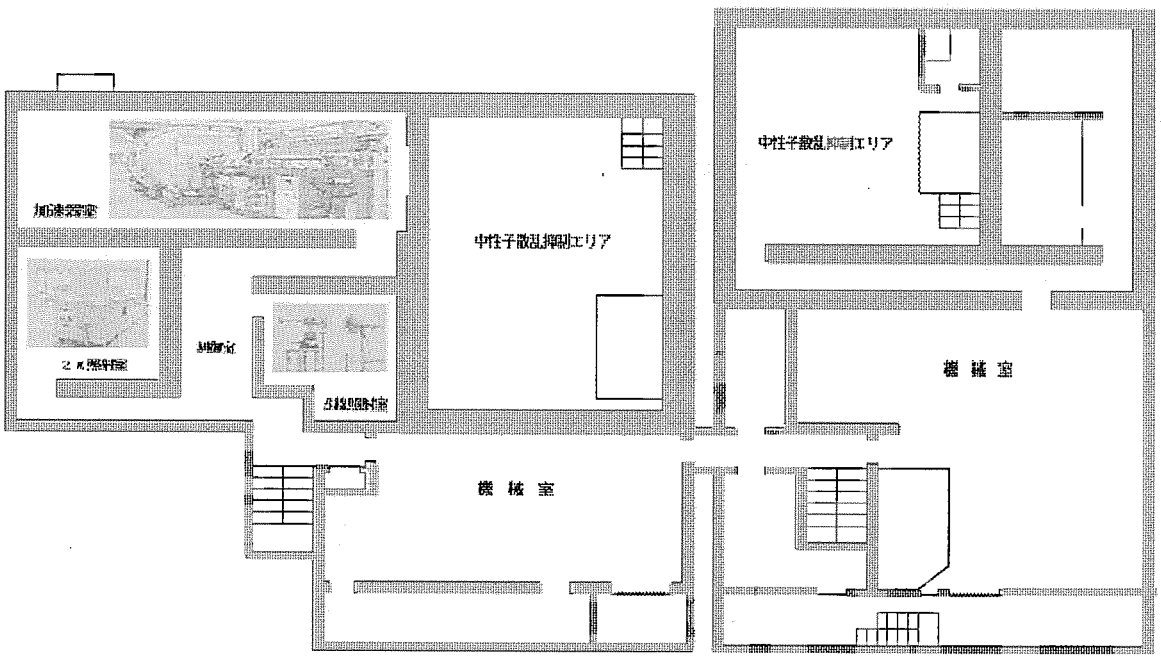


図　2.6.8−2　放射線標準施設の地下平面図

2.6.9 ポリエチレン及び鉄粉混合材の遮へい効果

ポリエチレンと鉄粉を混合させた材料を用いて ^{252}Cf 中性子及び ^{60}Co γ線に対する遮へい性能を実験により評価し，コンクリート（密度：2.3g/cm^3）やポリエチレンなどの遮へい材の同性能 [1),2)] との比較を行い，本材料が中性子及びγ線に対する遮へい材として十分使用できることを確認したので以下に報告する。

本材料は，直径約 3.5mm 厚さ２mm のポリエチレンと粒子状の鉄粉の混合材で，両者の成分比率は重量比で２：３，容積比で５：１であり，材料の密度は 2.0g/cm^3 である。これら混合材は密度の均一性を図るため，各材料を重量比で混合させた約３リットルを小さなビニール袋に収め，小分けして用いた。本材料は任意の形状にして使用できる利点がある。本材料を内容積約 36 リットル（28cm×34cm×38cm）の段ボール箱に詰めたものを３箱用意し，材料の厚さを 28cm から 114cm まで可変できるようにした。

使用線源は，^{252}Cf 線源が 2.0GBq，^{60}Co 線源が 7.4TBq であり，実験位置での基準線量当量率は中性子の試験では 583μSv/h（距離:160cm），γ線の試験では 300mSv/h（距離:219.3cm）であった。測定器は，中性子には中性子用サーベイメータ（アロカ製 TPS-451S 型），γ線には電離箱サーベイメータ（応用技研製 AE-133V 型）を使用した。線源，遮へい体及び測定器の位置関係は，中性子の試験では床上93cm の水平軸上に線源と測定器を距離160cm の間隔に設置し，遮へい材は，その前面が線源より 20cm の位置になるようにセットした。γ線の試験ではコリメート式照射装置の線源から 219.3cm 離れた位置に測定器を設置し，遮へい材は，その前面が線源より 50cm の位置になるようにセットした。測定では，遮へい材なし，遮へい材厚さを 28cm，38cm，76cm，114cm に増加した５つの条件で測定した。

中性子による遮へい性能の試験結果を図 2.6.9−1 に示す。図中の透過率の実測値は，各遮へい材厚さに対する測定値を遮へい材なしの場合の線量当量率で除した値であり，遮へい材厚さが 28cm 以上では室内散乱線の影響であまり減弱しない。このため，実測値に散乱線の補正を行った。補正では，まず遮へい材なしの測定値に距離 160cm における散乱割合（13%）[3)] を用いて一次線の線量当量率を求めた。次に，シャドコーンをセットして室内散乱線の影響を補正し，遮へい材厚さ 28cm における透過率を一次線の線量当量率の比から求めた。遮へい材厚さを更に増加したときの本来の透過線量当量率は，室内散乱線が遮へい体厚さと共に変化するため，精度良く評価することが非常に困難である。したがって，遮へい材なしの透過率１と遮へい材厚さ 28cm の透過率 0.053 の２点を片対数グラフ上で直線外挿して透過率特性を求めた。この結果，遮へい材厚さ 30cm の透過率は 4.6×10^{-2} となった。

γ線による遮へい性能の試験結果を図 2.6.9−2 に示す。図中の透過率の実測値は，中性子と同様に各遮へい材厚さの測定値を遮へい材なしの線量当量率で除した値であり，遮へい材厚さが増加するにつれて室内散乱線の影響が顕著に現れた。このため，図中の評価値はコリメート照射で室内散乱線の影響が少ない遮へい材なしと遮へい材厚さ 28cm の実測値による透過率を用い，２点を片対数グラフ上で直線外挿して遮へい性能を求めた。この結果，遮へい材厚さ 30cm の透過率は 4.7×10^{-2} となった。

^{252}Cf 中性子及び ^{60}Co γ線に対する他の遮へい材と比較した透過率を図 2.6.9−1 及び図 2.6.9−2 に示す。図より，本材料の中性子に対する透過率は，ポリエチレンに次いで小さく，しかも遮へい材厚さ 30cm でのコンクリートと鉄との比較ではコンクリートに対して 1/10，鉄に対して 1/50 に減弱できることが確認できた。この理由は，本材料にはポリエチレンが容積比で 84%混入されているのでポリエチレンに近い減弱効果を示したことによるものと言える。また，本材料のγ線に対する透過率は，鉄に次いで小さく，しかも遮へい材厚さ 30cm でのコンクリートと水との比較ではコンクリートに対して 1/2，水に対して 1/10 に減弱できることが確認できた。この理由は，本材料の密度はコンクリートとほぼ同じであるが，減弱効果が大きい鉄粉が容積比で 16%混入されているため，コンクリートより大きな減弱効果を示したためと言える。

以上の結果から，本材料は，^{252}Cf 中性子及び ^{60}Co γ線に対して十分な遮へい能力があり，コンクリートの上記放射線に対する遮へい能力を上回ることが確認できた。本材料は，ビニール袋に小分けにして小さなスペースにも簡単に設置でき，コンクリート壁の配管孔周辺などの自由自在な形状の遮へい材としてコンクリートの代わりに利用できる。

（清水　滋）

参考文献

1) （財）原子力安全技術ｾﾝﾀｰ：放射線施設のしゃへい計算実務マニュアルⅡ(1990)
2) （財）原子力安全技術ｾﾝﾀｰ：放射線施設のしゃへい計算実務マニュアルⅢ(1991)
3) J.R.DUMAIS，吉澤他：^{252}Cf 及び ^{241}Am-Be 中性子源を用いた速中性子校正場の散乱線評価 JAERI-Tech 98-005(1998)

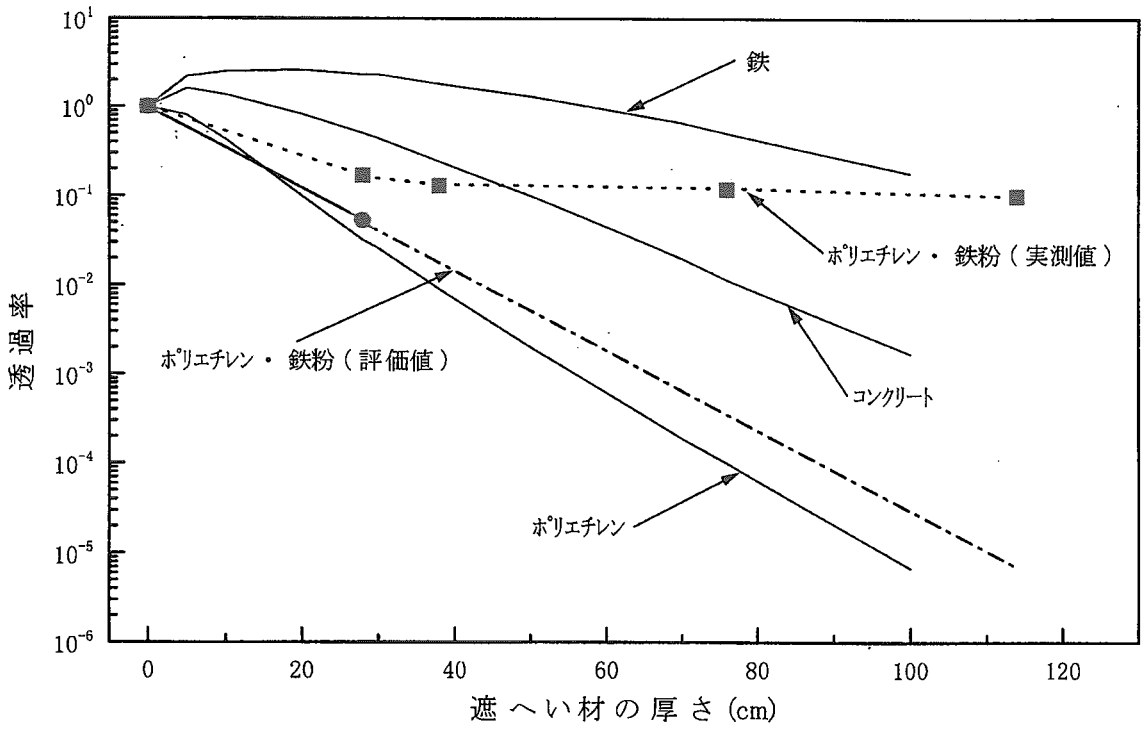


図　2.6.9−1　^{252}Cf 中性子による透過率と他の遮へい材との比較

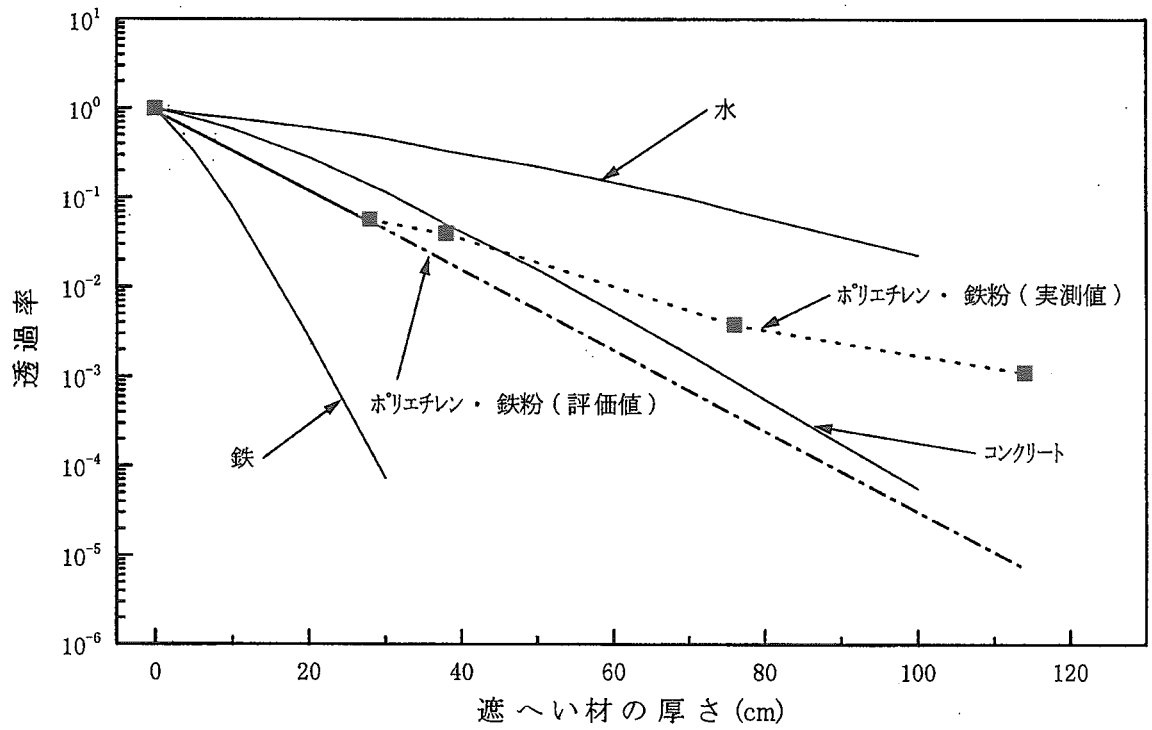


図　2.6.9−2　^{60}Co γ線による透過率と他の遮へい材との比較

2.6.10 法令改正に伴うFRSにおける校正場線量換算係数の変更

ICRP Publ.60の国内法令取り入れにより放射線障害防止法が改正され，2001年4月1日より施行された。この法改正に伴い周辺線量当量，方向性線量当量，個人線量当量という計測実用量が導入された。そこで放射線標準施設棟で使用するγ線,中性子及びX線の各種校正場についての計測実用量への換算係数を以下にまとめて報告する。

γ線に関する換算係数として，^{241}Am,^{57}Co,^{51}Cr,^{133}Ba,^{137}Cs,^{226}Ra,^{60}Co の7核種について，測定値である照射線量から空気カーマ，空気カーマから周辺線量当量 $H^*(10)$，個人線量当量 $H_p(10)$への換算係数を表2.6.10−1に示す。照射線量から空気カーマへの換算係数は8.76（mGy/R）[1]を用いた。また，空気カーマから線量当量への換算係数はICRP74に示されている値[2]，およびそこで推奨されている直線−対数スケール上での4点（三次）ラグランジェ補間公式を用いて算出した。

中性子に関する換算係数として，熱中性子，^{252}Cf及び^{241}Am-Be線源について中性子フルエンスから線量当量への換算係数を表2.6.10−2に示す。値はISO 8529-3[3]から引用した。この熱中性子に対する換算係数はマクスウェル分布の熱中性子フルエンス（ϕ_{th}）に対するもので，従来はエネルギー0.0253eV（2200m/s）の単一エネルギーのフルエンス（ϕ_0）とその換算係数として使用していたが，法改正後はϕ_0を1.128倍したϕ_{th}を基準フルエンスとし[4]，表2.6.10−2の換算係数を用いて基準線量を算出することとした。

X線に関する換算係数として，半価層から求めた実効エネルギーについて，γ線に関する換算係数と同様に，空気カーマから線量当量への換算係数（f_{ef}）をICRP74の値[2]，およびそこで推奨されている直線−対数スケール上での4点（三次）ラグランジェ補間公式を用いて算出した。ここで，X線の線質を表す指標にはQI（実効エネルギー/最大エネルギー）を用い，QI0.6からQI0.9の4つの条件について換算係数を評価した。照射線量から空気カーマへの換算係数は8.76（mGy/R）[1]を用いた。また，Ge検出器で測定したスペクトルデータを用い，下式により空気カーマから線量当量への換算係数（f_x）を算出し，f_{ef}との比較を行った。

$$f_x = \int_0^{E\max} EH(E)\,dE \Big/ \int_0^{E\max} EKa(E)\,dE$$

H(E): 線量当量単位のエネルギースペクトル

Ka(E): 空気カーマ単位のエネルギースペクトル

f_{ef}とf_xとの比較を表2.6.10−3から表2.6.10−6に示す。このf_xにはGe遮へい体内での散乱の影響や検出器応答関数の誤差が含まれており，この誤差を考慮するとQI0.7以上，管電圧30kV以上では両者は良く一致していた。この結果からQI0.7以上，管電圧30kV以上ではf_{ef}を使用してX線校正場の換算係数を評価する事とする。QI0.6及びQI0.7以上の管電圧30kV未満では，スペクトルの広さ，換算係数の急激な変化を考慮しf_xを使用する事とする。

（藤井　克年）

参考文献

1) ICRU : ICRU Report47,(1992)
2) ICRP : ICRP Publication 74,(1995)
3) ISO : ISO 8529-3,(1998)
4) ISO : ISO 8529-1,(2000)

表　2.6.10−1　γ線に関する換算係数

核　種 及びエネルギー (MeV)	照射線量から空気カーマへの換算係数 (mGy/R)	空気カーマから線量当量への換算係数 (Sv/Gy)	
		$H_p(10)$	$H^*(10)$
^{241}Am (0.0595)	8.76	1.888	1.74
^{57}Co　(0.122)		1.709	1.57
^{51}Cr　(0.320)		1.352	1.30
^{133}Ba　(0.340)		1.337	1.29
^{137}Cs　(0.662)		1.212	1.20
^{226}Ra　(0.830)		1.186	1.19
^{60}Co　(1.25)		1.149	1.16

表　2.6.10−2　中性子に関する換算係数

中性子線源	フルエンスから線量当量への換算係数 (pSv cm^2)	
	$H_p(10)$	$H^*(10)$
^{241}Am-Be	411	391
^{252}Cf	400	385
熱中性子	11.4	10.6

表　2.6.10−3　QI0.6におけるX線校正場の空気カーマから計測実用量への換算係数

管電圧 (kV)	実効エネルギー (keV)	実効エネルギーに対する換算係数 f_{ef}(Sv/Gy)		エネルギースペクトルに対する換算係数 f_x(Sv/Gy)	
		$H_p(10)$	$H^*(10)$	$H_p(10)$	$H^*(10)$
30	17.6	0.452	0.446	0.510	0.511
40	24.2	0.843	0.838	0.873	0.867
50	30.0	1.11	1.10	1.15	1.14
60	37.0	1.39	1.38	1.31	1.28
70	42.8	1.58	1.54	1.57	1.51
75	45.0	1.65	1.59	1.61	1.53
80	49.2	1.75	1.66	1.69	1.60
100	60.4	1.89	1.74	1.82	1.68
120	71.6	1.92	1.74	1.85	1.70
150	88.3	1.87	1.69	1.83	1.67
200	119	1.72	1.58	1.74	1.60
250	154	1.60	1.48	1.63	1.51
300	180	1.53	1.43	1.58	1.47
350	210	1.48	1.39	1.47	1.39

表　2.6.10−4　QI0.7におけるX線校正場の空気カーマから計測実用量への換算係数

管電圧 (kV)	実効エネルギー (keV)	実効エネルギーに対する換算係数 f_{ef}(Sv/Gy)		エネルギースペクトルに対する換算係数 f_x(Sv/Gy)	
		$H_p(10)$	$H^*(10)$	$H_p(10)$	$H^*(10)$
20	13.8	0.180	0.184	0.261	0.268
30	21.0	0.671	0.668	0.690	0.686
40	28.1	1.03	1.02	1.04	1.03
50	36.0	1.35	1.34	1.37	1.35
60	41.1	1.53	1.50	1.55	1.50
70	49.2	1.66	1.66	1.68	1.59
80	56.6	1.86	1.73	1.81	1.69
100	69.8	1.92	1.74	1.88	1.72
120	83.1	1.89	1.71	1.86	1.70
150	104	1.79	1.64	1.80	1.64
200	139	1.64	1.52	1.68	1.55
250	178	1.54	1.43	1.58	1.47
300	210	1.48	1.39	1.48	1.39
350	241	1.43	1.35	1.44	1.36

表　2.6.10−5　QI0.8におけるX線校正場の空気カーマから計測実用量への換算係数

管電圧 (kV)	実効エネルギー (keV)	実効エネルギーに対する換算係数 f_{ef}(Sv/Gy)		エネルギースペクトル対する換算係数 f_x(Sv/Gy)	
		$H_p(10)$	$H^*(10)$	$H_p(10)$	$H^*(10)$
15	11.8	0.073	0.075	0.100	0.120
20	15.9	0.330	0.324	0.360	0.360
30	24.1	0.838	0.833	0.834	0.829
40	32.0	1.20	1.19	1.20	1.19
50	39.9	1.49	1.47	1.50	1.47
60	48.7	1.74	1.65	1.69	1.61
70	55.9	1.85	1.72	1.81	1.69
80	64.5	1.92	1.75	1.89	1.73
100	79.8	1.90	1.72	1.89	1.71
120	96.9	1.83	1.66	1.83	1.67
150	120	1.72	1.58	1.74	1.60
200	158	1.58	1.47	1.61	1.49
250	197	1.50	1.40	1.49	1.40
300	241	1.43	1.35	1.44	1.36
350	281	1.39	1.32	1.40	1.33

表　2.6.10−6　QI0.9におけるX線校正場の空気カーマから計測実用量への換算係数

管電圧 (kV)	実効エネルギー (keV)	実効エネルギーに対する換算係数 f_{ef}(Sv/Gy)		エネルギースペクトル対する換算係数 f_x(Sv/Gy)	
		$H_p(10)$	$H^*(10)$	$H_p(10)$	$H^*(10)$
15	13.3	0.147	0.155	0.146	0.168
20	17.6	0.452	0.440	0.448	0.444
30	26.4	0.951	0.943	0.965	0.958
40	35.9	1.35	1.34	1.34	1.33
50	44.6	1.64	1.58	1.65	1.59
60	54.6	1.84	1.71	1.82	1.70
70	63.6	1.91	1.75	1.90	1.74
80	71.2	1.92	1.74	1.92	1.74
100	90.3	1.86	1.69	1.86	1.69
120	110	1.76	1.61	1.77	1.62
150	136	1.65	1.53	1.67	1.54
200	179	1.54	1.43	1.53	1.43
250	224	1.45	1.37	1.46	1.37
300	272	1.40	1.33	1.41	1.34
350	318	1.35	1.30	1.37	1.31

3. 那珂研究所の放射線管理

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1999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。

放射線業務従事者の線量当量については，実効線量当量及び組織線量当量ともに，放射線障害予防規定に定められた線量当量限度及び警戒線量当量を超える被ばくはなかった。2000年度における実効線量当量は，最大1.5mSv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。

2000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真空容器内の第1壁タイル中に残留，蓄積するトリチウムの動態分析のため，非密封放射性同位元素トリチウムの使用核種の追加に係る変更許可申請を行い許可された。

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）

3.1 環境放射線（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表3.1−1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表3.1−2に示す。表3.1−1及び表3.1−2の結果から，那珂研究所における放射線発生装置の運転にともなう事業所境界での異常は認められなかった。

(2) 大気中の放射能濃度（トリチウム）

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

（梅原　隆）

表　3.1−1　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

（那珂研究所，2000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
2000年4月	67	73	79	85	4.0	4.5	3.1	3.4
5月	61	67	75	82	3.7	4.4	2.9	3.2
6月	62	69	78	86	3.8	4.1	3.0	3.2
7月	61	67	79	85	3.9	4.4	3.0	3.3
8月	62	64	79	80	3.9	4.3	3.0	3.2
9月	61	65	78	82	3.9	4.2	3.0	3.4
10月	63	73	79	89	3.9	4.5	2.9	3.3
11月	64	71	79	83	3.9	4.3	2.8	3.0
12月	63	66	78	80	3.7	4.2	2.8	3.1
2001年1月	60	67	70	82	3.5	4.3	2.9	3.4
2月	58	63	63	68	3.3	3.6	2.9	3.2
3月	58	65	65	71	3.4	3.8	3.1	3.4

*1　アルゴン封入加圧電離箱式γ線モニタを使用

*2　^{3}Ｈｅ比例計数管式中性子線モニタを使用

表　3.1−2　積算線量の測定結果

（那珂研究所，2000年度）（単位：μGy）

測定期間及び測定結果 / 地点名	第1四半期		第2四半期		第3四半期		第4四半期		年間積算線量
	2000年3月17日～2000年6月19日		2000年6月19日～2000年9月19日		2000年9月19日～2000年12月19日		2000年12月19日～2001年3月19日		
	測定値	91日換算	測定値	91日換算	測定値	91日換算	測定値	91日換算	
ﾓﾆﾀﾘﾝｸﾞﾎﾟｽﾄNo. 1	67	65	52	51	55	55	59	60	233
ﾓﾆﾀﾘﾝｸﾞﾎﾟｽﾄNo. 2	110	110	88	87	88	88	110	110	396

（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。

3.2　施設の放射線管理

(1) 管理区域

放射線障害予防規定第49条に基づき指定されている第1種管理区域及び第2種管理区域を図3.2−1に示す。（一時的に指定されたものは除く）

2000年度中に一時的に指定，解除された管理区域はなかった。

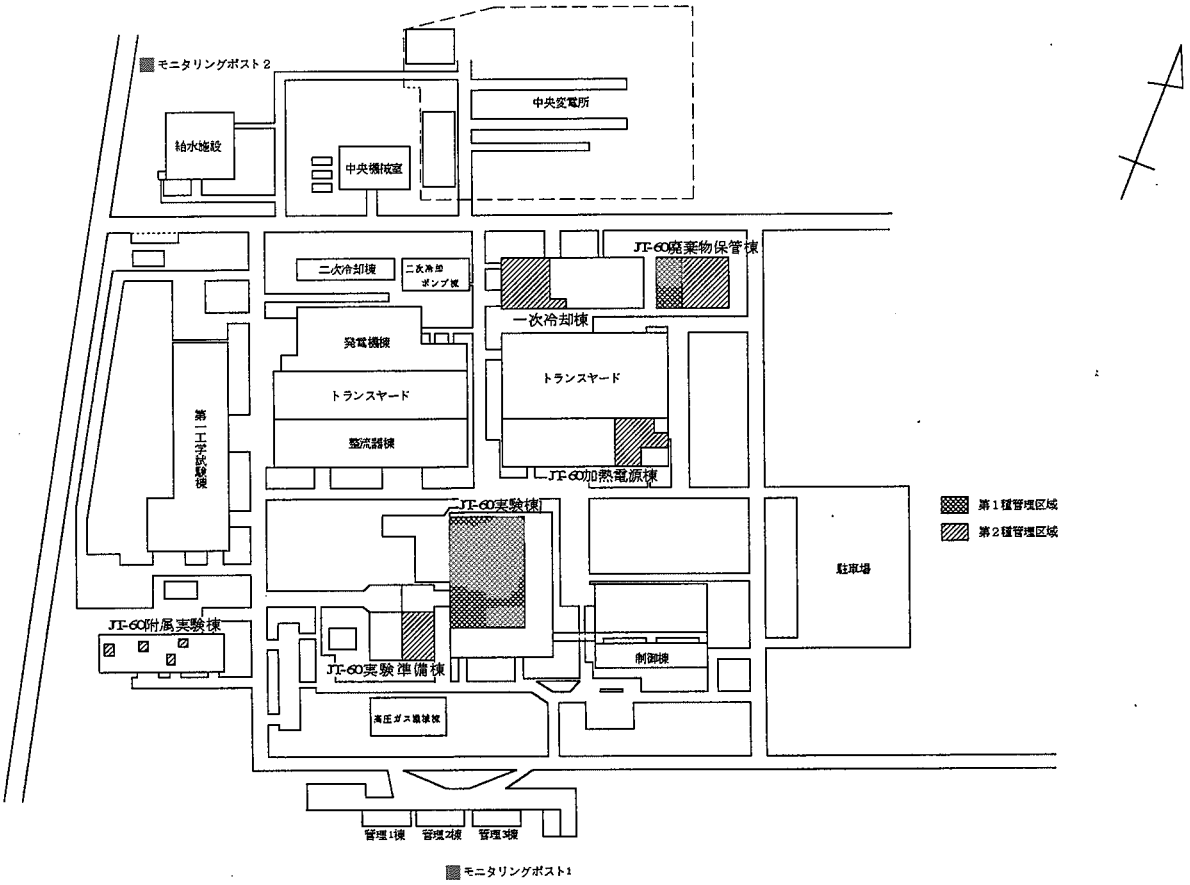


図　3.2−1　管理区域の位置（2001 年 3 月現在）

(2) 放出放射性物質の管理

2000 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表 3.2−1 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表 3.2−2 に示す。放射性液体廃棄物の年間放出量は，放出管理基準値の 1/10 未満であった。

(3) 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（固体燃料ガイド管の製作，グロー放電電極の点検，プラズマ対向機器の点検，電流駆動用高性能結合系の製作，ビームリミッタ用熱電対修理）について実施した。

1 月から 3 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 38 μSv/h で，終了時は約 25 μSv/h であった。真空容器内の表面密度は，トリチウムで最大 20Bq/cm^2（タイル表面），トリチウム以外で<0.4Bq/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<1.4×10^{-5}Bq/cm^3，トリチウム以外で<2.4×10^{-9}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（66μSv/月）であった。

（梅原　隆）

表　3.2−1　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，2000 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	$<1.7\times10^{-10}$	^{41}Ar ^{3}H	0 0	$<3.9\times10^{-3}$ $<2.2\times10^{-5}$

（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。

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。

表　3.2−2　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，2000 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
^{3}H	1.9×10^{6} (2.0×10^{6})	7.7×10^{1}	7.4×10^{7}	2.6×10^{-2}
^{3}H以外の核種	0 (3.8×10^{5})		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。

3.3　個人線量の管理

(1) 外部被ばく線量当量の管理

2000 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，17.9 人・ミリシーベルト，0.02mSv であった。また，年間最大実効線量当量は 1.5mSv 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，作業者区分別に集計した。その結果を表 3.3−1 及び表 3.3−2 に示す。

表 3.3−1 から，2000 年度の外部被ばく線量当量が 1999 年度より低くなった理由は，真空容器内の作業項目が大幅に削減されたことによる作業時間の減少及び重水素運転終了から真空容器内作業を開始するまでの期間が今までより２ヵ月長くなり，従来よりも真空容器内の線量当量率が低下

したことによるものである。

(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）

表　3.3−1　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

（那珂研究所，2000 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 (人・mSv)
		0.2mSv 未満	0.2mSv 以上 1.0mSv 以下	1.0mSv を超え 5.0mSv 以下	5.0mSv を超え 15mSv 以下	15mSv を超えるもの			
第１四半期	457	457	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
第２四半期	598	592	6	0	0	0	0.01	0.7	3.1
第３四半期	510	510	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
第４四半期	820	786	34	0	0	0	0.02	1.0	14.8
年　間*	966 (1027)	929 (991)	35 (19)	2 (17)	0 (0)	0 (0)	0.02 (0.04)	1.5 (2.1)	17.9 (38.7)

* カッコ内の数値は，1999 年度の値

表　3.3−2　放射線業務従事者の実効線量当量に係る作業者区分別被ばく状況

（那珂研究所，2000 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 (人・mSv)
		0.2mSv 未満	0.2mSv 以上 1.0mSv 以下	1.0mSv を超え 5.0mSv 以下	5.0mSv を超え 15 mSv 以下	15mSv を超えるもの			
職　員　等	191	188	3	0	0	0	0.01	0.6	1.2
外来研究員等	15	15	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
請 負 業 者	761	727	32	2	0	0	0.02	1.5	16.7
全 作 業 者	966	929	35	2	0	0	0.02	1.5	17.9

3.4　放射線計測器の管理

放射線モニタ等の定期点検・校正は，JT-60U 放射線モニタ 11 チャンネル，X-γ線エリアモニタ４チャンネル及びハンドフットクロスモニタ７台について実施した。

サーベイメータの定期点検・校正は，東海研究所の線量管理課に依頼し，GM サーベイメータ８台，β線表面汚染検査計 11 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５台，シンチレーション式サーベイメータ３台，警報付ポケット線量計 50 本，ポケット線量計 100 本，電子ポケット線量計 105 本及び TLD 素子 2000 個について実施した。定期点検・校正の結果，特記するような故障等はなかった。

（梅原　隆）

3.5 放射性同位元素の保有状況

那珂研究所放射線障害予防規定第45条に基づき，放射性同位元素の保有状況の調査を，2001年3月31日現在について，実施した。また，3.7MBq以下の密封線源も併せて実施した。放射性同位元素の保有状況を表3.5−1に，3.7MBq以下の密封線源の保有状況を表3.5−2に示す。

（秋山　勇）

表　3.5−1　放射性同位元素の保有状況

（那珂研究所，2001年3月31日現在）

施設名	課室名	密封放射性同位元素			
		核種数	個数	保有量（Bq）	核種名
JT-60実験棟	炉心プラズマ第1実験室	1	1	4.0×10^{8}	^{252}Cf

表　3.5−2　3.7MBq以下の密封線源の保有状況

（那珂研究所，2001年3月31日現在）

施設名	課室名	密封放射性同位元素			
		核種数	個数	保有量（Bq）	主要核種名
JT-60実験棟	安全管理課	15	49	9.5×10^{6}	^{3}H, ^{14}C, ^{60}Co, ^{137}Cs, $^{238}U_3O_8$
	JT・60第1試験室	1	1	5.5×10^{3}	^{252}Cf
	炉心プラズマ第1実験室 炉心プラズマ第2実験室 炉心プラズマ計画室	12	27	3.0×10^{7}	^{51}Cr, ^{57}Co, ^{60}Co, ^{63}Ni, ^{241}Am, ^{252}Cf

4．高崎研究所の放射線管理

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1999年度に引き続き実施した。環境放射線モニタリング設備においては，東側モニタリングポストの中性子線モニタ検出部の更新を行った。

放射線障害防止法に基づく許可使用に係る変更許可等については，「密封コバルト線源の数量変更」及び「保管廃棄設備の追加」に係る変更許可申請を行い，前者について許可を受けた。

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の点検・保守作業に対する管理を行った。

イオン照射研究施設から放出された放射性気体廃棄物は，放出管理基準値を十分に下回った。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。2000年度における実効線量当量の最大は1.1mSv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。

（佐藤　隆一）

4.1　環境放射線（能）の管理

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表4.1−1及び表4.1−2に示す。表中の「最大値」は，10分間平均値の月間最大値である。

東側中性子線モニタによる連続監視において8月に欠測期間が生じた。この期間中は，施設の中性子線モニタリング及び個体飛跡検出器（エッチピット）による積算線量当量を測定し，異常がないことを確認した。

（三友　昭市）

表　4.1−1　モニタリングポストにおけるγ線線量当量率の月間平均値と月間最大値

（高崎研究所，2000年度）　（単位：nSv/h）

場所 / 年月	東		西		南		北	
	平均値	最大値	平均値	最大値	平均値	最大値	平均値	最大値
2000年４月	49	70	47	81	53	77	42	71
５月	44	79	50	85	53	89	45	82
６月	44	55	49	69	53	70	46	64
７月	44	61	48	83	53	75	45	72
８月	44	61	48	71	52	70	46	60
９月	44	62	48	73	52	62	46	60
10月	44	52	49	65	53	64	46	60
11月	43	59	48	61	53	67	46	58
12月	44	59	49	63	53	68	46	61
2001年１月	44	63	49	63	53	64	46	61
２月	44	69	49	74	53	79	46	66
３月	44	69	50	77	54	80	47	71

（注）検出器：加圧電離箱

表　4.1−2　モニタリングポストにおける中性子線線量当量率の月間平均値と月間最大値

（高崎研究所，2000年度）　（単位：nSv/h）

場所 / 年月	東		西		南		北	
	平均値	最大値	平均値	最大値	平均値	最大値	平均値	最大値
2000年４月	2.7	7.3	2.7	8.1	2.6	6.5	3.1	7.7
５月	2.7	6.5	3.1	7.1	2.4	4.4	3.0	6.3
６月	3.1	8.7	3.0	7.8	2.4	6.9	3.0	7.4
７月	3.8	8.2	3.1	7.8	2.4	6.7	3.1	7.8
８月	−	−	3.2	9.0	2.3	8.2	3.0	7.8
９月	2.6	9.8	3.8	8.8	2.4	9.7	3.1	7.9
10月	2.3	6.9	3.0	7.8	2.3	7.3	2.9	7.5
11月	2.2	6.6	2.8	7.1	2.3	7.1	2.8	7.8
12月	2.4	7.7	3.0	8.5	2.4	6.9	3.0	8.2
2001年１月	2.4	6.5	3.0	8.1	2.4	7.1	2.9	8.5
２月	2.4	7.0	3.0	8.6	2.4	6.4	3.1	8.3
３月	2.4	7.3	3.2	7.4	2.5	7.1	3.1	7.8

（注）検出器：^{3}He 比例計数管

4.2 施設の放射線管理

(1) 管理区域

放射線障害予防規定に基づき指定されている第１種管理区域及び第２種管理区域を図 4.2−1 に示す。

2000 年度中に上記規定等に基づき一時的に指定し，解除された管理区域はなかった。

(2) 放出放射性物質の管理

2000 年度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放出量並びに年間平均濃度を表 4.2−1 に示す。

サイクロトロン加速器の運転にともない ^{41}Ar 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 ^{11}C が放出された。これらの放出は放射線障害予防規定に定められた放出管理基準値を十分に下回った。

(3) 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。

(4) 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。

(5) 主な放射線作業の管理

2000 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，マグネチックチャンネルプローブの点検・修理，NMR プローブの交換作業及びポジトロン放出核種の製造とこれ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 0.6mSv/h で，年間の最大実効線量当量は 1.1mSv であった。

（大井　義弘）

表　4.2−1　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平均濃度

（高崎研究所，2000 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	−	$<5.3\times10^{-11}$	^{41}Ar	3.3×10^{9}	$<5.4\times10^{-5}$
	^{65}Zn	0	$<8.7\times10^{-10}$	^{11}C	3.4×10^{8}	$<5.4\times10^{-5}$

（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。

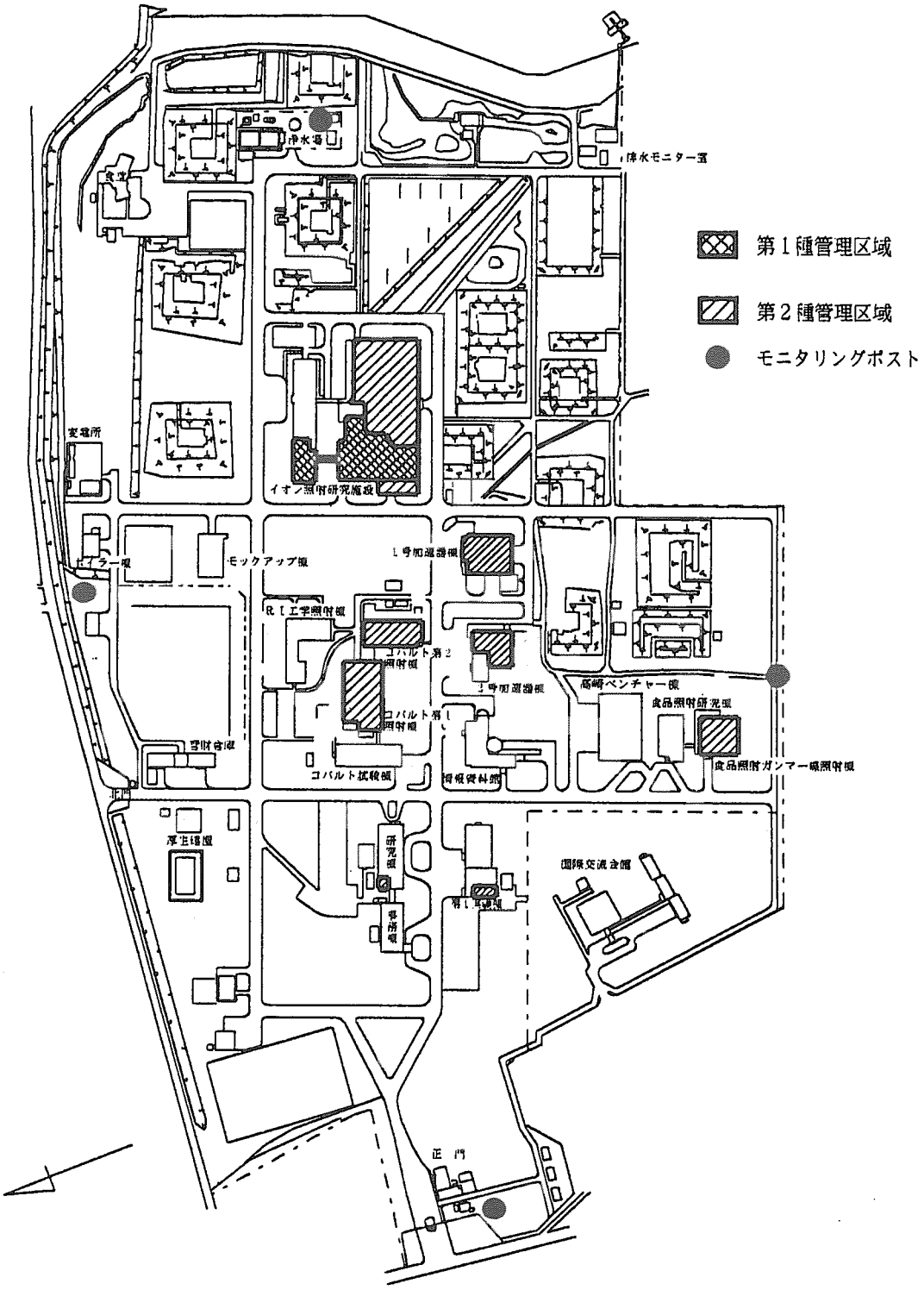


図　4.2−1　管理区域配置図

4.3 個人線量の管理

(1) 外部被ばく線量当量の管理

2000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5.4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1.1mSvであり，サイクロトロン加速器の点検・保守に従事した作業者であった。

放射線業務従事者の管理対象人数，実効線量当量等については，四半期別，作業者区分別に集計し，それぞれ表4.3−1，表4.3−2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2,773名であり，そのつど，PD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

各作業グループから選定した延べ163名について体外計測法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。

（三友　昭市）

表 4.3−1 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

（高崎研究所，2000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)
		0.2mSv未満	0.2mSv以上1.0mSv以下	1.0mSvを超え5.0mSv以下	5.0mSvを超え15mSv以下	15mSvを超えるもの			
第1四半期	511	509	2	0	0	0	0.00	0.4	0.7
第2四半期	536	530	6	0	0	0	0.00	0.8	2.6
第3四半期	548	545	3	0	0	0	0.00	0.3	1.3
第4四半期	556	554	2	0	0	0	0.00	0.3	0.8
年間*	705 (767)	693 (751)	10 (14)	2 (2)	0 (0)	0 (0)	0.01 (0.01)	1.1 (1.6)	5.4 (9.4)

＊ カッコ内数値は，1999年度の値

表 4.3−2 放射線業務従事者の実効線量当量に係る作業者区分別被ばく状況

（高崎研究所，2000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)
		0.2mSv未満	0.2mSv以上1.0mSv以下	1.0mSvを超え5.0mSv以下	5.0mSvを超え15mSv以下	15mSvを超えるもの			
職員等	143	137	4	2	0	0	0.02	1.1	3.3
外来研究員等	342	341	1	0	0	0	0.00	0.2	0.2
請負業者	222	217	5	0	0	0	0.01	0.3	1.9
研修生	0	0	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0

4.4 放射線計測器の管理

(1) サーベイメータ等の管理

2000年度におけるサーベイメータ等の保有台数及び校正台数を種類別に表4.4−1に示す。

(2) 放射線モニタ等の管理

施設放射線管理用モニタの点検校正は，1999年度同様，年1回実施した。簡易全身カウンタ及び排水モニタについても定期点検を実施した。環境放射線モニタリング設備においては，東側中性子線モニタ検出部の更新を行った。

（三友　昭市）

表　4.4−1　サーベイメータの保有台数,校正台数及び故障台数

（高崎研究所，2000年度）

サーベイメータの機種名	保有台数	校正台数	故障台数
GM管式サーベイメータ	48	48	0
電離箱式サーベイメータ	28	28	2
NaIシンチレーション式サーベイメータ	14	14	0
テレテクタ	6	5	2
中性子線サーベイメータ	3	3	0
レムカウンタ	2	2	0
表面汚染検査用サーベイメータ（α線用）	5	4	0
表面汚染検査用サーベイメータ（β線用）	25	25	1
ガスフロー式サーベイメータ	3	3	2
合　　計	134	132	7

4.5 放射性同位元素等の保有状況

照射用として利用していた ^{60}Co 密封線源63個，計38TBqを廃棄のため譲渡した。また，コバルト照射施設で使用する照射用 ^{60}Co 線源が，減衰補充用として棒状密封線源14個，計5.2PBqが搬入された。表4.5−1に保有している放射線発生装置の種類及び性能を，表4.5−2に2001年3月末現在の建家別放射性同位元素保有状況を示す。

（田島　好弘）

表　4.5−1　放射線発生装置の種類と性能

（高崎研究所，2001年3月31日現在）

設置場所	種　類	台数	性　能	備　考
2号加速器棟	ｺｯｸｸﾛﾌﾄ・ﾜﾙﾄﾝ型加速装置	1台	電子線最大ｴﾈﾙｷﾞｰ：3MeV 電子線最大出力：25mA，75kw	
1号加速器棟	ｺｯｸｸﾛﾌﾄ・ﾜﾙﾄﾝ型加速装置	1台	電子線最大エネルギー：2MeV 電子線最大出力：30mA，60kw	
	変圧器型電子加速装置	1台	175 kV，　10 mA	放射線障害防止法適用外
ｻｲｸﾛﾄﾛﾝ棟	サイクロトロン	1台	陽子線最大ｴﾈﾙｷﾞｰ　：90 MeV 陽子線最大ﾋﾞｰﾑ電流　：45 eμA 重陽子線最大ｴﾈﾙｷﾞｰ　：53 MeV 重陽子線最大ﾋﾞｰﾑ電流：50 eμA He 最大ｴﾈﾙｷﾞｰ　：130 MeV He 最大ﾋﾞｰﾑ電流：40 eμA 重ｲｵﾝ(Li～Bi)最大ｴﾈﾙｷﾞｰ：27.5 MeV/A 重ｲｵﾝ(Li～Bi)最大ﾋﾞｰﾑ電流：30 eμA	
	ＥＣＲイオン源	1台	陽イオン：20kV，200eμA	放射線障害防止法適用外
	ＨＥＣＲイオン源	1台	Ｘ線：1MeV 未満 陽イオン：20kV，1mA	放射線障害防止法適用外
複合ﾋﾞｰﾑ棟	ﾌｧﾝ・ﾃﾞ・ｸﾞﾗｰﾌ型加速装置 （3MV ﾀﾝﾃﾞﾑ加速器）	1台	陽子線最大ｴﾈﾙｷﾞｰ　：6MeV 陽子線最大ﾋﾞｰﾑ電流：5eμA 重陽子線最大ｴﾈﾙｷﾞｰ：6MeV 重陽子線最大ﾋﾞｰﾑ電流：1eμA He 最大エネルギー　：9MeV He 最大ﾋﾞｰﾑ電流　：2eμA 重ｲｵﾝ(Li～Bi)最大ｴﾈﾙｷﾞｰ：1.7 MeV/A 重ｲｵﾝ(Li～Bi)最大ﾋﾞｰﾑ電流：25 eμA	
	ｺｯｸｸﾛﾌﾄ・ﾜﾙﾄﾝ型加速装置 （3MV ｼﾝｸﾞﾙｴﾝﾄﾞ加速器）	1台	陽子線最大ｴﾈﾙｷﾞｰ　：3MeV 陽子線最大ﾋﾞｰﾑ電流：300 eμA 重陽子線最大ｴﾈﾙｷﾞｰ：3MeV 重陽子線最大ﾋﾞｰﾑ電流：200 eμA He 最大エネルギー：3MeV He 最大ﾋﾞｰﾑ電流　：200 eμA 重ｲｵﾝ(Li～O)最大ｴﾈﾙｷﾞｰ：0.5 MeV/A 重ｲｵﾝ(Li～O)最大ﾋﾞｰﾑ電流：200 eμA 電子線最大ｴﾈﾙｷﾞｰ　：3MeV 電子線最大ﾋﾞｰﾑ電流　：100 eμA	
	ｺｯｸｸﾛﾌﾄ・ﾜﾙﾄﾝ型加速装置 （イオン注入装置）	1台	加速電圧：0～400kV　連続可変 イオン種：陽子，He，Li～Bi 最大ビーム電流：100eμA	放射線障害防止法適用外
3号加速器棟	変圧器型電子加速装置	1台	990 kV，　10 μA	放射線障害防止法適用外
研究棟	Ｘ線回析装置	1台	60kVp，50mA	放射線障害防止法適用外
	Ｘ線回析装置	1台	60kVp，80mA	放射線障害防止法適用外
	Ｘ線回析装置	1台	60kVp，200mA	放射線障害防止法適用外

表　4.5−2　建屋別放射性同位元素保有状況

（高崎研究所，2001年3月31日現在）

建屋名	非密封放射性同位元素（1群換算）			密封放射性同位元素				3.7MBq以下の密封線源			
	保有量(Bq)	主要核種	核種数	保有量(Bq)	主要核種	核種数	個数	保有量(Bq)	主要核種	核種数	個数
イオン照射研究施設	2.16×10^{6}	^{22}Na, ^{58}Co	8	4.1×10^{9}	^{57}Co, ^{241}Am	2	2	1.7×10^{7}	^{22}Na, ^{241}Am	23	80
コバルト第1照射棟				1.7×10^{16}	^{60}Co, ^{137}Cs	3	193	1.7×10^{6}	^{137}Cs, ^{241}Am	4	13
コバルト第2照射棟				1.9×10^{16}	^{60}Co	1	321	0			0
食品照射ｶﾞﾝﾏｰ線照射棟				3.4×10^{15}	^{60}Co	1	184	0			0
1号加速器棟				5.2×10^{8}	^{22}Na	1	3	7.5×10^{6}	^{152}Eu, ^{241}Am	3	4
第1実験棟								7.5×10^{5}	^{22}Na	1	3
研究棟								5.0×10^{6}	^{228}Ra, ^{252}Cf	9	21

5. 大洗研究所の放射線管理

大洗研究所におけるJMTR，HTTR，ホットラボ，燃料研究棟，廃棄物管理施設等の区域放射線管理，個人被ばく管理，環境放射線監視，放射線モニタ等の維持管理及び各種放射線管理結果の報告等の定常業務を1999年度に引き続いて滞りなく実施した。また，モニタリングポスト，試料計測システム等の放射線管理用設備の更新，整備を計画的に実施し，放射線管理の効率化と機能の充実を図った。

（佐藤　信行）

5.1 管理の総括業務

1999年度に各施設から放出された放射性気体廃棄物，放射性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目標値以下であった。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 1.4μSv，放射性液体廃棄物によるものが年間0.12μSv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50μSv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及び土壌，農作物等の各種環境試料中の放射能濃度の測定等を実施したが，施設からの放射性物質の放出に起因する異常は認められなかった。

区域放射線管理についてはJMTRの第133サイクルから第138サイクルの運転及び定期点検にともなう作業，HTTRにおける出力上昇試験，ホットラボにおけるセル内機器等の除染作業などの放射線作業に対する放射線管理を行った結果，作業環境モニタリング及び被ばくに係る異常はなく，放射線管理上の問題はなかった。

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。

2000年度における実効線量当量は，最大2.0mSv，平均0.04mSvであり，集団実効線量当量は，62.6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。

その他，保安規定及び大洗研究所放射線安全取扱手引等の改正，国際原子力総合技術センターにおける各種講義及び研修の他，安全協議会主催による放射線業務従事者の再教育訓練等への講師及び実習指導員としての協力を行った。

（佐藤　信行）

5.1.1 管理区域

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，放射線障害予防規定及び少量核燃料物質使用施設等保安規程に基づき設定されている第１種管理区域及び第２種管理区域を図 5.1.1−1 に示す。（一時的に指定されたものを除く）

2000 年度中に一時的に指定された管理区域の件数は，第１種管理区域 25 件，第２種管理区域 12 件であった。その主な作業内容による指定状況を表 5.1.1−1 に示す。

（箕輪　雄資）

表　5.1.1−1　一時的な管理区域の指定状況

（大洗研究所，2000 年度）

主な作業内容	管理区域の区分	件数
排気設備の保守点検作業（フィルタ交換等）	第１種管理区域	9
排水設備の保守点検作業（改修工事等）	〃	16
放射線測定機器の校正	第２種管理区域	1
ＪＭＴＲ新燃料及び照射燃料キャプセルの搬入	〃	11

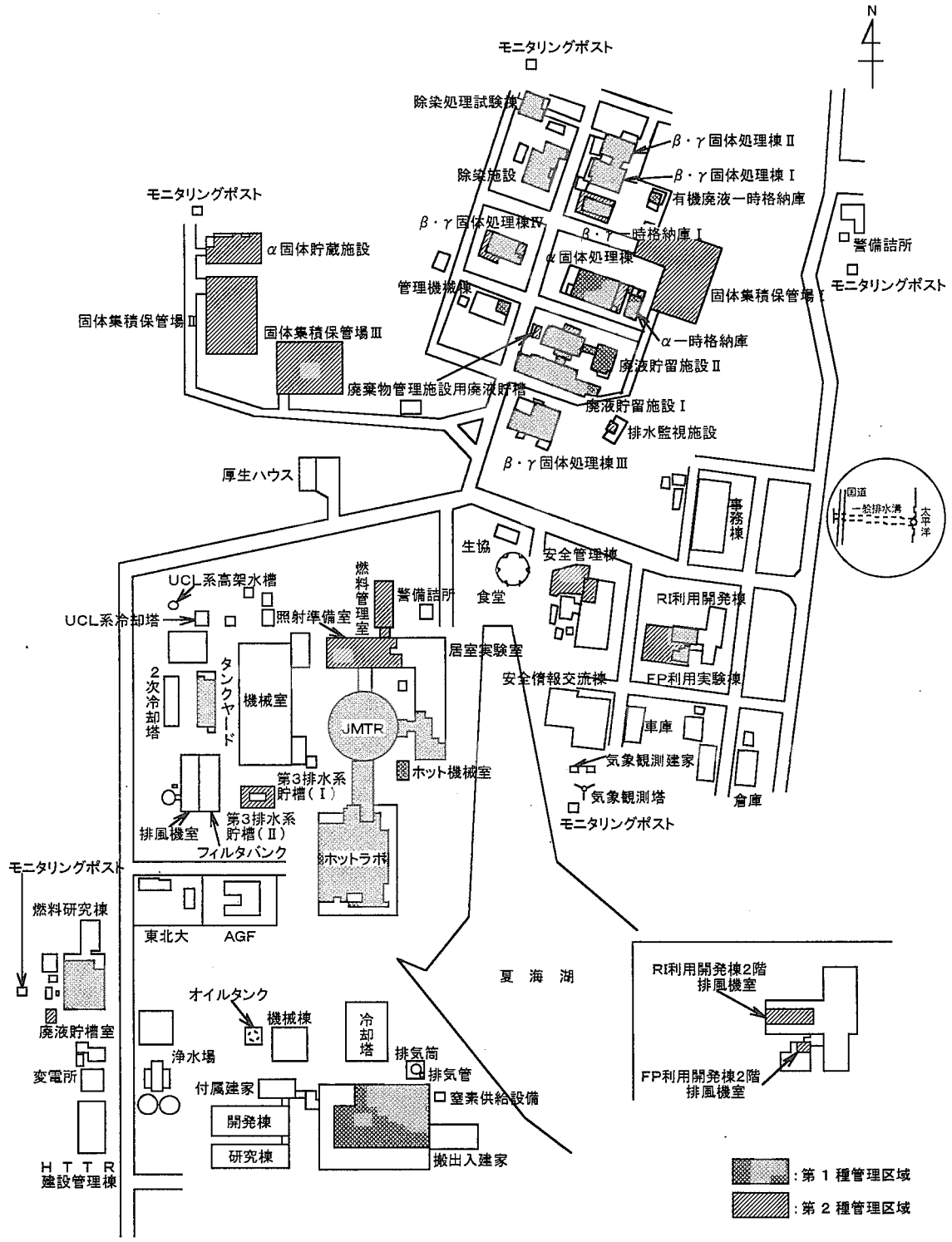


図　5.1.1−1　大洗研究所管理区域

5.1.2 排気及び排水の管理データ

(1) 放出放射性塵埃及び放射性ガス

2000 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表 5.1.2−1 に示す。

JMTR では第 133 サイクルから第 138 サイクルの原子炉運転にともなって ^{41}Ar が，原子炉プール水の蒸発で ^{3}H が，また，BOCA キャプセルによる高燃焼度試料の照射により ^{89}Sr 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 キャプセル洗浄作業時に ^{85}Kr が放出された。廃棄物管理施設では廃液処理棟及び廃液貯留施設 I で廃液の貯留中に ^{3}H が放出された。

放出されたこれらの放射性塵埃及び放射性ガスは，いずれも保安規定等に定められた放出管理目標値以下であった。

（岩本　克己）

(2) 放出放射性廃液

2000 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・年間放出量を表 5.1.2−2 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（^{3}H を除く，以下同じ）について 1.4×10^{11}Bq であった。この値は 1999 年度と比較すると，同量となっている。この廃液中に含まれる主な核種は，^{3}H，^{60}Co，^{137}Cs，^{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 1.8×10^{7}Bq で，^{3}H が 9.7×10^{11}Bq であった。これらの値は，1999 度と比較すると，β，γ 線放出核種で 2.2 倍，^{3}H で 1.3 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 4.8×10^{-4}Bq/cm^{3}，3 月間の平均濃度の最大値は β，γ 線放出核種で，3.5×10^{-4}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表 5.1.2−3 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。

（黒沢　義昭）

表　5.1.2−1　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

（大洗研究所，2000 年度）

施設名 ＼ 項目		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/cm³)	核種*4	年間放出量*2 (Bq)	年間平均濃度*3 (Bq/cm³)
JMTR	JMTR	全β	−	$<9.0\times10^{-11}$	^{41}Ar	4.0×10^{13}	4.6×10^{-2}
		全α	−	$<2.6\times10^{-11}$	^{3}H	2.0×10^{10}	$<2.3\times10^{-5}$
		^{60}Co	0	$<4.1\times10^{-10}$			
		^{131}I	0	$<1.9\times10^{-9}$			
		^{89}Sr	5.0×10^{3}	5.7×10^{-12}			
		^{90}Sr	0	$<1.5\times10^{-12}$			
	居室実験室	全β	−	$<9.0\times10^{-11}$	−		
		^{60}Co	0	$<5.0\times10^{-10}$			
HTTR		全β	−	$<9.0\times10^{-11}$	^{88}Kr	0	$<6.5\times10^{-3}$
		全α	−	$<2.6\times10^{-11}$	^{3}H	0	$<2.3\times10^{-5}$
		^{137}Cs	0	$<3.7\times10^{-10}$			
		^{131}I	0	$<2.0\times10^{-9}$			
		^{89}Sr	0	$<3.4\times10^{-12}$			
		^{90}Sr	0	$<1.8\times10^{-12}$			
ホットラボ		全β	−	$<9.0\times10^{-11}$	^{85}Kr	5.3×10^{10}	$<2.9\times10^{-3}$
		全α	−	$<2.6\times10^{-11}$			
		^{239}Pu	0	$<2.6\times10^{-11}$			
		^{137}Cs	0	$<3.7\times10^{-10}$			
		^{131}I	0	$<2.2\times10^{-9}$			
		^{89}Sr	0	$<2.4\times10^{-12}$			
		^{90}Sr	0	$<1.3\times10^{-12}$			
燃料研究棟		全β	−	$<9.0\times10^{-11}$	−		
		全α	−	$<2.6\times10^{-11}$			
		^{239}Pu	0	$<2.6\times10^{-11}$			
廃棄物管理施設	β・γ固体処理棟Ⅰ	全β	−	$<3.8\times10^{-10}$	−		
		^{60}Co	0	$<1.8\times10^{-9}$			
	β・γ固体処理棟Ⅱ	全β	−	$<3.8\times10^{-10}$	−		
		^{60}Co	0	$<1.7\times10^{-9}$			
	β・γ固体処理棟Ⅲ	全β	−	$<9.0\times10^{-11}$	^{3}H	0	$<1.8\times10^{-5}$
		^{60}Co	0	$<4.5\times10^{-10}$			
		^{89}Sr	0	$<2.2\times10^{-12}$			
		^{90}Sr	0	$<1.1\times10^{-12}$			
	β・γ固体処理棟Ⅳ	全β	−	$<3.8\times10^{-10}$	−		
		^{137}Cs	0	$<1.8\times10^{-9}$	^{3}H	0	$<1.7\times10^{-5}$
	α固体処理棟	全β	−	$<9.0\times10^{-11}$			
		全α	−	$<2.6\times10^{-11}$			
		^{239}Pu	0	$<2.6\times10^{-11}$			
		^{60}Co	0	$<4.5\times10^{-10}$			
		^{89}Sr	0	$<3.2\times10^{-12}$			
		^{90}Sr	0	$<1.4\times10^{-12}$			

施設名 ＼ 項目		放射性塵埃*1 核種	放射性塵埃*1 年間放出量*2 (Bq)	放射性塵埃*1 年間平均濃度*3 (Bq/cm³)	放射性ガス 核種*4	放射性ガス 年間放出量*2 (Bq)	放射性ガス 年間平均濃度*3 (Bq/cm³)
廃棄物管理施設	廃液処理棟	全β ^{137}Cs	− 0	$<3.8\times10^{-10}$ $<1.6\times10^{-9}$	^{3}H	8.2×10^{8}	$<2.2\times10^{-5}$
	管理機械棟	全β ^{137}Cs	− 0	$<3.8\times10^{-10}$ $<1.6\times10^{-9}$	−		
	除染施設	全β ^{137}Cs	0 0	$<3.8\times10^{-10}$ $<1.6\times10^{-9}$	−		
	α固体貯蔵施設	全β 全α ^{239}Pu ^{60}Co	− − 0 0	$<1.9\times10^{-9}$ $<5.5\times10^{-10}$ $<5.5\times10^{-10}$ $<6.2\times10^{-9}$	−		
	除染処理試験棟	全β ^{137}Cs	− 0	$<3.8\times10^{-10}$ $<1.6\times10^{-9}$	−		
	廃液貯留施設Ⅰ	全β ^{137}Cs	− 0	$<3.8\times10^{-10}$ $<1.6\times10^{-9}$	^{3}H	2.1×10^{9}	$<2.1\times10^{-5}$
	廃液貯留施設Ⅱ	全β ^{137}Cs	− 0	$<3.8\times10^{-10}$ $<1.6\times10^{-9}$	−		
	有機廃液一時格納庫	全β ^{137}Cs	− 0	$<5.8\times10^{-10}$ $<2.3\times10^{-9}$	−		
	α一時格納庫	全β ^{60}Co	− 0	$<4.7\times10^{-10}$ $<1.6\times10^{-9}$	−		
RI利用開発棟	RI棟	全β ^{137}Cs	− 0	$<3.8\times10^{-10}$ $<1.6\times10^{-9}$	−		
	FP棟	全β ^{137}Cs	− 0	$<3.8\times10^{-10}$ $<1.5\times10^{-9}$	−		

*1　揮発性核種を含む。

*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。

表　5.1.2−2　廃棄物管理施設へ搬出した放射能・廃液量，排水溝へ搬出した放射能・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，2000 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*1 (Bq)	廃液量 (m^3)	年間放出量*2 (m^3)	廃液量 (m^3)	放出施設	1日平均濃度最大値*3 (Bq/cm^3)	3月間平均濃度最大値*3 (Bq/cm^3)	年間放出量*2 (Bq)
JMTR ホットラボ RI利用開発棟 廃棄物処理場 燃料研究棟 HTTR	1.4×10^{11} 1.3×10^{8} 1.2×10^{5} 7.4×10^{7} 2.6×10^{5} 0	2.4×10^{3} 5.5×10^{1} 8.0 8.4×10^{2} 2.5×10^{1} 0	0 0 0 0 0 α 0 (1.1×10^{4}) β, γ 0 (5.6×10^{5}) ^{3}H 3.7×10^{5} (5.1×10^{6})	0 − 0 0 0 8.2×10^{1}	原研	α <5.2×10^{-5} β, γ 4.8×10^{-4} ^{3}H 8.3	α <1.1×10^{-5} β, γ 3.5×10^{-4} ^{3}H 1.3	α 0 (9.3×10^{6}) β, γ 1.8×10^{7} (3.3×10^{8}) ^{60}Co 6.8×10^{8} (1.6×10^{8}) ^{137}Cs (1.7×10^{8}) ^{89}Sr 0 (1.2×10^{7}) ^{90}Sr 1.1×10^{7} ^{3}H 9.7×10^{11}
排水監視施設	−	−	α 0 (9.3×10^{6}) β, γ 1.8×10^{7} (3.3×10^{8}) ^{3}H 9.7×10^{11}	5.4×10^{4}				
サイクル機構大洗	7.0×10^{8}	2.9×10^{2}	α 0 (1.6×10^{5}) β, γ 0 (5.8×10^{5}) ^{3}H 0 (2.5×10^{8})	3.2×10^{2}	サイクル機構大洗	α <5.0×10^{-4} β, γ <1.8×10^{-3} ^{3}H <1.0	α <5.0×10^{-4} β, γ <1.8×10^{-3} ^{3}H <1.0	α 0 (1.6×10^{5}) β, γ 0 (5.8×10^{5}) ^{3}H 0 (2.5×10^{8})
東北大金材研 日本核燃料	8.1×10^{5} 2.3×10^{8}	1.9×10^{1} 1.6×10^{1}	− −	− −				
合計	1.4×10^{11}	3.6×10^{3}	α 0 (9.5×10^{6}) β, γ 1.8×10^{7} (3.3×10^{8}) ^{3}H 9.7×10^{11} (2.5×10^{8})	5.4×10^{4}				α 0 (9.5×10^{6}) β, γ 1.8×10^{7} (3.3×10^{8}) ^{3}H 9.7×10^{11} (2.5×10^{8})

*1　核種記号及びα等の記号のないものは，^{3}H を除くβ，γ線放出核種の値である。

*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濃度で放出したとして放出量を計算し，（　）内に示した。

*3　放出量を排水溝流量で除して得た値の最大値。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。

表　5.1.2−3　液体廃棄物の放出管理目標値との比較

（大洗研究所，2000 年度）

核　　種		放出管理目標値 (Bq/年)	年間放出量 (Bq)	年間放出量 / 放出管理目標値
^{3}H 以外の核種	総　量	2.2×10^{9}	1.8×10^{7}	8.2×10^{-3}
	^{60}Co	2.2×10^{8}	6.8×10^{6}	3.1×10^{-2}
	^{137}Cs	1.8×10^{9}	0	0
^{3}H		3.7×10^{12}	9.7×10^{11}	2.6×10^{-1}

5.1.3　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，2000 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 西南西方位の周辺監視区域境界であり，その値は，1.9μSv であった。希ガスによる実効線量当量を表 5.1.3−1 に示す。また，γ，β線による皮膚及びγ線による水晶体の組織線量当量は，それぞれ 3.0μSv，3.2μSv であった。

液体廃棄物による年間の実効線量当量は，大洗研究所全施設から放出された ^{3}H，^{60}Co 等について算出した結果，0.12μSv であった。液体廃棄物による核種別の実効線量当量を表 5.1.3−2 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 2.0μSv であり，原子炉施設保安規程に定められている年間線量目標値 50μSv を十分に下回った。

（芝沼　行男）

表　5.1.3−1　放射性希ガスによる年間実効線量当量

（大洗研究所，2000 年度）

原子炉施設	年間放出量* (Bq)	JMTR 西南西方位の周辺監視区域境界の年間実効線量当量（μSv）
JMTR	4.0×10^{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。

表　5.1.3−2　液体廃棄物による年間実効線量当量

（大洗研究所，2000 年度）

核　　種	年間放出量* (Bq)	年間実効線量当量 (μSv)
^{3}H	9.7×10^{11}	6.9×10^{-2}
^{90}Sr	1.1×10^{7}	3.6×10^{-3}
^{60}Co	6.8×10^{6}	4.9×10^{-2}
合　　計		1.2×10^{-1}

*　検出下限濃度未満は放出量を０として集計した。

5.1.4　事故等による放射能汚染及び被ばく

2000 年度は，事故等による放射能汚染及び被ばくはなかった。

（鈴木　隆）

5.1.5　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，2001 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。密封されていない放射性同位元素の保有状況及び密封された放射性同位元素等の保有状況を表 5.1.5−1 に示す。

（菊地　寿樹）

表　5.1.5−1　密封されていない放射性同位元素及び
密封された放射性同位元素等の保有状況
（2001 年３月 31 日現在）

（大洗研究所，2000 年度）

施設名	密封されていない放射性同位元素			密封された放射性同位元素				3.7MBq 以下の密封線源			
	保有量(Bq)	主要核種名	核種数	保有量(Bq)	主要核種名	核種数	個数	保有量(Bq)	主要核種名	核種数	個数
安全管理棟				4.8×10^{11}	$^{60}Co,^{137}Cs$	5	20	5.5×10^{7}	$^{60}Co,^{137}Cs$	22	469
ＪＭＴＲ	2.3×10^{7}	$^{60}Co,^{110m}Ag$	7	7.1×10^{11}	$^{63}Ni,^{226}Ra$	3	7	2.2×10^{7}	$^{60}Co,^{90}Sr$	14	117
ホットラボ	4.1×10^{12}	$^{55}Fe,^{60}Co$	25	7.5×10^{11}	$^{60}Co,^{90}Sr$	3	14	6.5×10^{6}	$^{60}Co,^{137}Cs$	12	52
燃料研究棟	4.9×10^{9}	^{237}Np	1	3.2×10^{8}	^{63}Ni	1	1	1.4×10^{7}	$^{137}Cs,^{152}Eu$	10	19
除染処理試験棟	1.6×10^{7}	$^{60}Co,^{134}Cs$	5	3.5×10^{8}	^{63}Ni	1	1	5.6×10^{4}	MIX 線源	1	3
除染施設	5.4×10^{6}	$^{60}Co,^{134}Cs$	3					1.8×10^{6}	$^{60}Co,^{137}Cs$	6	12
廃液処理棟	5.1×10^{7}	$^{3}H,^{14}C$	3								
管理機械棟	8.2×10^{6}	$^{60}Co,^{63}Ni$	6					2.2×10^{5}	$^{22}Na,^{60}Co$	6	7
低レベルβ・γ固体処理棟Ⅲ				2.4×10^{11}	^{137}Cs	1	1	3.4×10^{6}	$^{3}H,^{14}C$	6	33
低レベルβ・γ固体処理棟Ⅳ								1.9×10^{7}	$^{90}Sr\text{-}^{90}Y$	1	5
α固体処理棟								3.7×10^{6}	$^{90}Sr\text{-}^{90}Y$	1	1
ＨＴＴＲ				5.7×10^{9}	^{252}Cf	1	3	2.6×10^{6}	$^{60}Co,^{90}Sr$	15	23
ＲＩ利用開発棟	2.9×10^{8}	^{85}Kr	1	6.9×10^{8}	^{252}Cf	1	1	1.7×10^{7}	$^{14}C,^{241}Am$	17	36
ＦＰ実験利用棟	2.2×10^{10}	^{85}Kr	1	7.1×10^{10}	$^{60}Co,^{90}Sr$	11	30				
合　計	4.1×10^{12}			2.3×10^{12}			78	1.4×10^{8}			777

5.2 環境放射線（能）の管理

大洗研究所周辺監視区域内外の定期的な環境モニタリングとして，モニタリングポストによる環境放射線等の連続監視，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。

大洗研究所及び核燃料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 2000 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）

5.2.1 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表 5.2.1−1 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。

JMTR 中心に半径 2 km 内の 21 地点に TLD を配置して３月間の積算線量を測定した。TLD による積算線量を表 5.2.1−2 に示す。測定結果から，いずれの地点においても異常は認められなかった。

（辻元　隆幸）

表　5.2.1−1　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，2000年度）（単位：nGy/h）

事業所	年月 / ポストNo.			2000年 4月	5月	6月	7月	8月	9月	10月	11月	12月	2001年 1月	2月	3月	年間	標準偏差
原研大洗	周辺監視区域境界	P−1	平均	32	31	32	31	31	31	33	32	32	33	32	33	32	0.79
			最大	61	53	63	47	35	39	49	49	46	50	46	52	63	−
		P−2	平均	33	32	33	32	32	32	34	33	33	33	33	34	33	0.72
			最大	61	50	72	48	36	40	49	50	46	51	46	50	72	−
		P−3	平均	36	36	37	36	36	36	37	36	36	37	36	37	36	0.49
			最大	64	52	72	50	40	42	50	52	48	54	49	53	72	−
		P−4	平均	28	28	28	27	27	27	28	28	28	28	28	28	28	0.45
			最大	55	44	77	41	31	34	42	40	40	42	38	40	77	−
		P−5	平均	30	29	30	29	29	29	30	30	30	30	30	30	30	0.49
			最大	56	47	72	45	33	35	45	45	42	48	41	46	72	−
		P−6	平均	43	43	44	45	45	45	46	45	45	47	46	46	45	1.21
			最大	66	58	73	59	48	51	58	58	55	62	57	61	73	−
		P−7	平均	31	30	31	30	30	30	31	31	31	31	31	32	31	0.62
			最大	52	42	62	41	33	35	42	40	41	42	41	43	62	−
	構内	P−8	平均	31	31	32	31	29	29	30	29	29	30	30	30	30	1.00
			最大	58	51	68	47	33	34	43	42	41	44	44	47	68	−
サイクル機構大洗	周辺監視区域境界	P−11	平均	33	33	33	32	32	32	33	33	33	34	33	35	33	−
			最大	56	48	59	46	36	38	46	44	44	48	44	49	59	−
		P−12	平均	33	32	32	32	32	32	33	33	33	33	33	34	33	−
			最大	50	44	50	43	35	36	42	41	41	44	43	48	50	−
		P−13	平均	34	33	34	33	32	33	34	34	34	34	34	35	34	−
			最大	58	51	54	48	36	39	48	46	45	48	46	51	58	−
		P−14	平均	34	34	34	33	33	33	34	34	34	34	34	36	34	−
			最大	61	51	55	49	39	38	48	48	46	51	47	58	61	−
		P−15	平均	34	33	33	31	31	31	32	32	33	34	33	35	33	−
			最大	62	53	57	46	35	37	46	45	44	49	48	53	62	−
		P−16	平均	30	30	31	30	30	30	31	31	31	31	31	32	31	−
			最大	57	47	65	43	33	38	46	46	43	48	43	47	65	−

表　5.2.1−2　TLD による積算線量

（大洗研究所，2000 年度）（単位：μGy）

測定期間 / 測定地点	第 1 四半期 2000年 3月17日 ～ 2000年 6月20日	第 2 四半期 2000年 6月20日 ～ 2000年 9月20日	第 3 四半期 2000年 9月20日 ～ 2000年12月20日	第 4 四半期 2000年12月20日 ～ 2001年 3月21日	年間
No. 1	60	64	63	70	257
No. 2	76	80	79	89	324
No. 3	65	67	65	70	267
No. 4	74	76	72	84	306
No. 5	72	71	71	78	292
No. 6	76	76	75	85	312
No. 7	60	62	61	69	252
No. 8	78	75	80	83	316
No. 9	71	70	73	78	292
No. 10	65	63	67	71	266
No. 11	59	55	62	65	241
No. 12	86	77	88	87	338
No. 13	111	108	120	124	463
No. 14	67	62	68	71	268
No. 15	71	61	71	71	274
No. 16	64	57	68	64	253
No. 17	89	83	95	88	355
No. 18	78	72	81	78	309
No. 19	64	58	66	63	251
No. 20	67	60	70	67	264
No. 21	82	74	87	83	326

5.2.2 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

2000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放射能測定は，1999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図5.2.2−1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図5.2.2−2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表5.2.2−1に示す。これらの3月間についての平均濃度は，告示別表に定める排水中の濃度限度（^{90}Sr）を十分に下回った。

環境試料中の全β放射能濃度の測定結果を表5.2.2−2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γ線核種分析を実施した。その結果を表5.2.2−3に示す。いずれの測定値にも異常は認められなかった。

（辻元　隆幸）

表　5.2.2−1　排水溝出口における排水中の放射能濃度
（大洗研究所，2000年度）（単位:Bq/cm^3）

採取年月		全β（月平均）	^{3}H（月平均）	全β（3月間平均）
2000年	4月	1.6×10^{-4}	1.0	1.3×10^{-4}
	5月	1.4×10^{-4}	8.0×10^{-1}	
	6月	1.0×10^{-4}	2.8×10^{-1}	
	7月	9.5×10^{-5}	8.9×10^{-1}	1.0×10^{-4}
	8月	1.0×10^{-4}	6.8×10^{-1}	
	9月	1.1×10^{-4}	3.5×10^{-1}	
	10月	1.5×10^{-4}	3.8×10^{-1}	1.7×10^{-4}
	11月	2.0×10^{-4}	5.3×10^{-1}	
	12月	1.6×10^{-4}	5.6×10^{-1}	
2001年	1月	1.8×10^{-4}	7.5×10^{-1}	1.6×10^{-4}
	2月	1.4×10^{-4}	9.6×10^{-1}	
	3月	1.5×10^{-4}	1.4	

表　5.2.2−2　環境試料中の全β放射能濃度

（大洗研究所，2000年度）

試料名		採取地点等	単位	前期	後期
陸上	陸水	夏海湖	Bq/cm^3	8.1×10^{-5}	7.9×10^{-5}
		涸沼		$<1.2\times10^{-5}$ *	$<1.1\times10^{-5}$ *
		原研水道原水		1.7×10^{-4}	1.3×10^{-4}
		町営水道原水		1.7×10^{-4}	1.8×10^{-4}
		北松川水道水		1.5×10^{-4}	1.5×10^{-4}
		北松川井戸水		6.3×10^{-4}	6.2×10^{-4}
	土壌	処理場	Bq/g・乾	4.0×10^{-1}	4.2×10^{-1}
		日中内		4.6×10^{-1}	4.9×10^{-1}
		下太田		5.1×10^{-1}	4.6×10^{-1}
		飛沢		4.1×10^{-1}	5.3×10^{-1}
	精米	旭村田崎	Bq/g・生	———	2.2×10^{-2}
	ホウレン草	〃		1.8×10^{-1}	———
	白菜	〃		———	7.4×10^{-2}
海・洋	海水	No.1（500 m）	Bq/cm^3	$<4.0\times10^{-5}$ *	$<4.0\times10^{-5}$ *
		No.2（5 km）		$<4.0\times10^{-5}$ *	$<4.0\times10^{-5}$ *
		L海域		$<4.0\times10^{-5}$ *	$<4.0\times10^{-5}$ *
		M海域		$<4.0\times10^{-5}$ *	$<4.0\times10^{-5}$ *
	海底土	No.1（500 m）	Bq/g・乾	5.0×10^{-1}	5.7×10^{-1}
		No.2（5 km）		5.3×10^{-1}	5.9×10^{-1}
		L海域		5.5×10^{-1}	5.4×10^{-1}
		M海域		6.1×10^{-1}	5.4×10^{-1}
	シラス	大洗沖	Bq/g・生	1.2×10^{-1}	8.6×10^{-2}
	ヒラメ（前期） カレイ（後期）	〃		1.3×10^{-1}	1.1×10^{-1}
	ハマグリ	〃		5.8×10^{-2}	5.4×10^{-2}
排水口近辺土砂		排水溝出口付近	Bq/g・乾	4.9×10^{-1}	5.3×10^{-1}

*　鉄，バリウム共沈法による。

表　5.2.2−3　環境試料中の放射性核種濃度

（大洗研究所，2000 年度）

試料名	採取年月	採取地点	単　位	^{54}Mn	^{60}Co	^{95}Zr	^{95}Nb	^{106}Ru	^{137}Cs	^{144}Ce	^{90}Sr	^{131}I
降下塵	2000年 4月	安全管理棟屋上	Bq／km^2	<4.0×10^5	<4.0×10^5	<7.0×10^5	<4.0×10^5	<4.0×10^6	<4.0×10^5	<4.0×10^6	／	／
	2000年 5月			<4.0×10^5	<4.0×10^5	<7.0×10^5	<4.0×10^5	<4.0×10^6	<4.0×10^5	<4.0×10^6		
	2000年 6月			<4.0×10^5	<4.0×10^5	<7.0×10^5	<4.0×10^5	<4.0×10^6	<4.0×10^5	<4.0×10^6		
	2000年 7月			<4.0×10^5	<4.0×10^5	<7.0×10^5	<4.0×10^5	<4.0×10^6	<4.0×10^5	<4.0×10^6		
	2000年 8月			<4.0×10^5	<4.0×10^5	<7.0×10^5	<4.0×10^5	<4.0×10^6	<4.0×10^5	<4.0×10^6		
	2000年 9月			<4.0×10^5	<4.0×10^5	<7.0×10^5	<4.0×10^5	<4.0×10^6	<4.0×10^5	<4.0×10^6		
	2000年 10月			<4.0×10^5	<4.0×10^5	<7.0×10^5	<4.0×10^5	<4.0×10^6	<4.0×10^5	<4.0×10^6		
	2000年 11月			<4.0×10^5	<4.0×10^5	<7.0×10^5	<4.0×10^5	<4.0×10^6	<4.0×10^5	<4.0×10^6		
	2000年 12月			<4.0×10^5	<4.0×10^5	<7.0×10^5	<4.0×10^5	<4.0×10^6	<4.0×10^5	<4.0×10^6		
	2001年 1月			<4.0×10^5	<4.0×10^5	<7.0×10^5	<4.0×10^5	<4.0×10^6	<4.0×10^5	<4.0×10^6		
	2001年 2月			<4.0×10^5	<4.0×10^5	<7.0×10^5	<4.0×10^5	<4.0×10^6	<4.0×10^5	<4.0×10^6		
	2001年 3月			<4.0×10^5	<4.0×10^5	<7.0×10^5	<4.0×10^5	<4.0×10^6	<4.0×10^5	<4.0×10^6		
大気塵埃	2000年 4月	P−2	×10^{-10} Bq/cm^3	<1.0	<1.0	<1.5	<1.0	<10	<1.0	<10	／	／
	2000年 5月			<1.0	<1.0	<1.5	<1.0	<10	<1.0	<10		
	2000年 6月			<1.0	<1.0	<1.5	<1.0	<10	<1.0	<10		
	2000年 7月			<1.0	<1.0	<1.5	<1.0	<10	<1.0	<10		
	2000年 8月			<1.0	<1.0	<1.5	<1.0	<10	<1.0	<10		
	2000年 9月			<1.0	<1.0	<1.5	<1.0	<10	<1.0	<10		
	2000年 10月			<1.0	<1.0	<1.5	<1.0	<10	<1.0	<10		
	2000年 11月			<1.0	<1.0	<1.5	<1.0	<10	<1.0	<10		
	2000年 12月			<1.0	<1.0	<1.5	<1.0	<10	<1.0	<10		
	2001年 1月			<1.0	<1.0	<1.5	<1.0	<10	<1.0	<10		
	2001年 2月			<1.0	<1.0	<1.5	<1.0	<10	<1.0	<10		
	2001年 3月			<1.0	<1.0	<1.5	<1.0	<10	<1.0	<10		
	2000年 4月	P−6		<1.0	<1.0	<1.5	<1.0	<10	<1.0	<10		
	2000年 5月			<1.0	<1.0	<1.5	<1.0	<10	<1.0	<10		
	2000年 6月			<1.0	<1.0	<1.5	<1.0	<10	<1.0	<10		
	2000年 7月			<1.0	<1.0	<1.5	<1.0	<10	<1.0	<10		
	2000年 8月			<1.0	<1.0	<1.5	<1.0	<10	<1.0	<10		
	2000年 9月			<1.0	<1.0	<1.5	<1.0	<10	<1.0	<10		
	2000年 10月			<1.0	<1.0	<1.5	<1.0	<10	<1.0	<10		
	2000年 11月			<1.0	<1.0	<1.5	<1.0	<10	<1.0	<10		
	2000年 12月			<1.0	<1.0	<1.5	<1.0	<10	<1.0	<10		
	2001年 1月			<1.0	<1.0	<1.5	<1.0	<10	<1.0	<10		
	2001年 2月			<1.0	<1.0	<1.5	<1.0	<10	<1.0	<10		
	2001年 3月			<1.0	<1.0	<1.5	<1.0	<10	<1.0	<10		
陸土	2000年 5月	処理場	Bq/g・乾	<1.0×10^{-3}	<1.0×10^{-3}	<5.2×10^{-4}	<4.3×10^{-4}	<1.0×10^{-2}	7.1×10^{-3}	<1.0×10^{-2}	／	／
	2000年 11月			<1.0×10^{-3}	<1.0×10^{-3}	<6.1×10^{-4}	<4.5×10^{-4}	<1.0×10^{-2}	7.4×10^{-3}	<1.0×10^{-2}		
	2000年 5月	日中内		<1.0×10^{-3}	<1.0×10^{-3}	<5.6×10^{-4}	<3.9×10^{-4}	<1.0×10^{-2}	8.0×10^{-3}	<1.0×10^{-2}		
	2000年 11月			<1.0×10^{-3}	<1.0×10^{-3}	<6.5×10^{-4}	<4.8×10^{-4}	<1.0×10^{-2}	1.2×10^{-2}	<1.0×10^{-2}		
	2000年 5月	下太田		<1.0×10^{-3}	<1.0×10^{-3}	<6.4×10^{-4}	<5.2×10^{-4}	<1.0×10^{-2}	6.4×10^{-3}	<1.0×10^{-2}		
	2000年 11月			<1.0×10^{-3}	<1.0×10^{-3}	<7.4×10^{-4}	<6.9×10^{-4}	<1.0×10^{-2}	6.2×10^{-3}	<1.0×10^{-2}		
	2000年 5月	飛沢		<1.0×10^{-3}	<1.0×10^{-3}	<6.1×10^{-4}	<5.4×10^{-4}	<1.0×10^{-2}	9.1×10^{-3}	<1.0×10^{-2}		
	2000年 11月			<1.0×10^{-3}	<1.0×10^{-3}	<6.7×10^{-4}	<6.6×10^{-4}	<1.0×10^{-2}	7.9×10^{-3}	<1.0×10^{-2}		
排水口近辺土砂	2000年 7月	原研・サイクル機構 排水口	×10^{-3} Bq/g・乾	<1.0	<1.0	<3.3×10^{-1}	<2.2×10^{-1}	<1.1	<1.0	<1.1	／	／
	2001年 1月			<1.0	<1.0	<3.3×10^{-1}	<2.3×10^{-1}	<1.0	<1.0	<1.0		
海底土	2000年 7月	No. 1(500m)	×10^{-3} Bq/g・乾	<1.0	<1.0	<2.0	<9.0×10^{-1}	<6.0	<1.0	<6.0		
	2001年 1月			<1.0	<1.0	<2.0	<9.0×10^{-1}	<6.0	<1.0	<6.0		
	2000年 7月	No. 2(5Km)		<1.0	<1.0	<2.0	<9.0×10^{-1}	<6.0	<1.0	<6.0	<4.0×10^{-1}	／
	2001年 1月			<1.0	<1.0	<2.0	<9.0×10^{-1}	<6.0	<1.0	<6.0	<4.0×10^{-1}	
	2000年 7月	L 海域		<1.0	<1.0	<2.0	<9.0×10^{-1}	<6.0	<1.0	<6.0	<4.0×10^{-1}	
	2001年 1月			<1.0	<1.0	<2.0	<9.0×10^{-1}	<6.0	<1.0	<6.0	<4.0×10^{-1}	
	2000年 7月	M 海域		<1.0	<1.0	<2.0	<9.0×10^{-1}	<6.0	<1.0	<6.0	<4.0×10^{-1}	
	2001年 1月			<1.0	<1.0	<2.0	<9.0×10^{-1}	<6.0	<1.0	<6.0	<4.0×10^{-1}	
海水	2000年 7月	No. 1(500m)	Bq/cm^3	<2.0×10^{-5}	<2.0×10^{-5}	<4.0×10^{-5}	<2.0×10^{-5}	<1.5×10^{-5}	<4.0×10^{-6}	<2.0×10^{-5}	／	／
	2001年 1月			<2.0×10^{-5}	<2.0×10^{-5}	<4.0×10^{-5}	<2.0×10^{-5}	<1.5×10^{-5}	<4.0×10^{-6}	<2.0×10^{-5}		
	2000年 7月	No. 2(5Km)		<2.0×10^{-5}	<2.0×10^{-5}	<4.0×10^{-5}	<2.0×10^{-5}	<1.5×10^{-5}	<4.0×10^{-8}	<2.0×10^{-5}		
	2001年 1月			<2.0×10^{-5}	<2.0×10^{-5}	<4.0×10^{-5}	<2.0×10^{-5}	<1.5×10^{-5}	<4.0×10^{-6}	<2.0×10^{-5}		
	2000年 7月	L 海域		<2.0×10^{-5}	<2.0×10^{-5}	<4.0×10^{-5}	<2.0×10^{-5}	<1.5×10^{-5}	<4.0×10^{-6}	<2.0×10^{-5}		
	2001年 1月			<2.0×10^{-5}	<2.0×10^{-5}	<4.0×10^{-5}	<2.0×10^{-5}	<1.5×10^{-5}	<4.0×10^{-6}	<2.0×10^{-5}		
	2000年 7月	M 海域		<2.0×10^{-5}	<2.0×10^{-5}	<4.0×10^{-5}	<2.0×10^{-5}	<1.5×10^{-5}	<4.0×10^{-6}	<2.0×10^{-5}		
	2001年 1月			<2.0×10^{-5}	<2.0×10^{-5}	<4.0×10^{-5}	<2.0×10^{-5}	<1.5×10^{-5}	<4.0×10^{-6}	<2.0×10^{-5}		
シラス	2000年 5月	大洗沖	×10^{-4} Bq/g・生	<2.0	<2.0	<4.0	<2.0	<8.0	<2.0	<8.0	<4.0×10^{-1}	／
	2000年 10月			<2.0	<2.0	<4.0	<2.0	<8.0	<2.0	<8.0	<4.0×10^{-1}	
ヒラメ	2000年 6月			<2.0	<2.0	<4.0	<2.0	<8.0	<2.0	<8.0	<4.0×10^{-1}	
カレイ	2000年 12月			<2.0	<2.0	<4.0	<2.0	<8.0	<2.0	<8.0	<4.0×10^{-1}	
ハマグリ	2000年 6月			<2.0	<2.0	<4.0	<2.0	<8.0	<2.0	<8.0	／	
	2000年 11月			<2.0	<2.0	<4.0	<2.0	<8.0	<2.0	<8.0		
ホウレン草	2000年 4月	旭村田崎	Bq/g・生	<2.3×10^{-5}	<3.0×10^{-5}	<4.0×10^{-5}	<3.2×10^{-5}	<1.9×10^{-4}	<4.0×10^{-4}	<1.3×10^{-4}	1.3×10^{-4}	<4.0×10^{-4}
白菜	2000年 10月			<1.3×10^{-5}	<1.7×10^{-5}	<2.5×10^{-5}	<2.0×10^{-5}	<1.1×10^{-4}	<4.0×10^{-4}	<8.3×10^{-5}	1.5×10^{-4}	<4.0×10^{-4}
精米	2000年 10月			<1.6×10^{-5}	<1.9×10^{-5}	<3.0×10^{-5}	<2.4×10^{-5}	<1.3×10^{-4}	<4.0×10^{-4}	<1.1×10^{-4}	<4.0×10^{-5}	／

注）　／は測定対象外

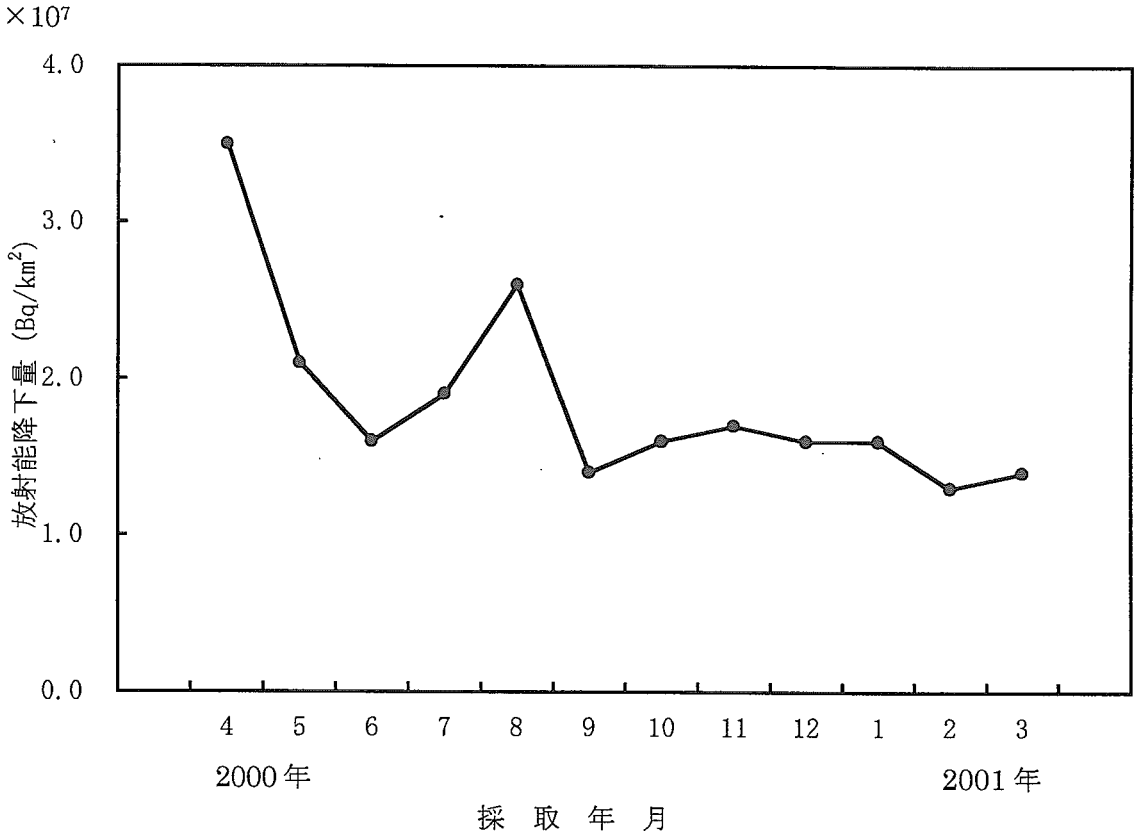


図 5.2.2−1 降下塵中の月間全β放射能降下量

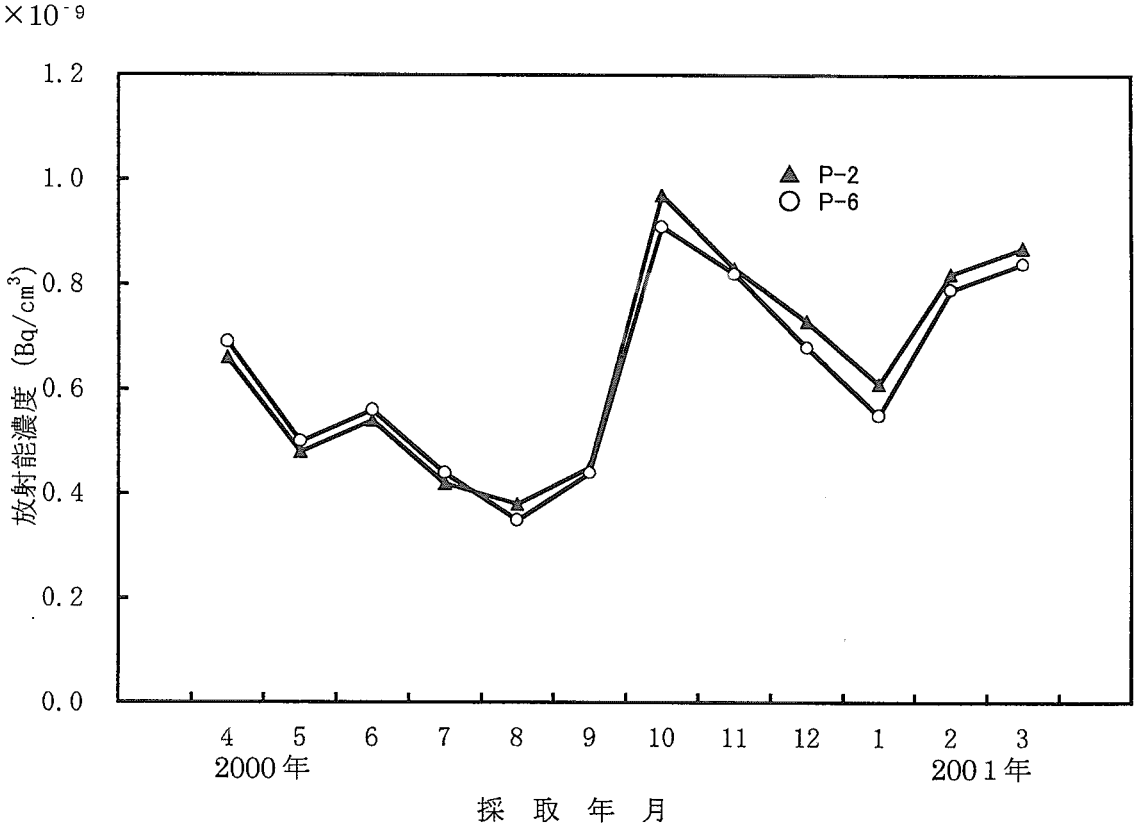


図 5.2.2−2 モニタリングステーションにおける大気塵埃中
全β放射能濃度の月平均値

5.3 施設の放射線管理

2000年度は，1999年度に引き続き原子炉施設及び核燃料取扱施設を含めた放射線施設における放射線管理を実施した。

2000年度に実施した放射線管理を必要とした主な作業項目を以下に示す。

(1) JMTRにおける第133から第138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施設定期自主検査・施設定期検査並びにOWL-2照射設備キュビクル内の機器，配管等の撤去

(2) HTTRにおける出力上昇試験，炉心燃料の出力分布測定及び施設定期自主検査

(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，照射済キャプセルの解体，照射済試料等の搬出及びJMTR使用済燃料対米輸送

(4) 廃棄物管理施設等における固体及び液体廃棄物の処理，衣料及び機器の除染並びに各種放射性廃棄物処理設備の保守点検

(5) 燃料研究棟におけるグローブ交換，グローブボックス更新，α固体廃棄物詰替及び受変電設備点検

(6) RI利用開発棟における^{252}Cf中性子源を用いた中性子散乱水素化合物識別試験等

(7) 安全管理棟における放射線測定機器の保守・校正

また，原子炉施設において，4月24日にJMTRで出力上昇時に微調整安全棒速度異常及び7月8日にはHTTRにおいて出力上昇時に一次加圧水冷却器ヘリウム流量低が発生したことにより，これらの原子炉がそれぞれ自動停止となった。しかし，いずれの事象においても異常な被ばくや放射線管理上の問題はなかった。

（澤畠　啓）

5.3.1 HTTR出力上昇試験における放射線管理（Ⅰ）

HTTRは，定格熱出力30MWの低濃縮二酸化ウラン被覆粒子燃料を用いた黒鉛減速・Heガス冷却型の高温ガス試験研究炉である。HTTRの運転モードには，1次冷却設備である1次加圧水冷却器（PPWC）のみ運転する単独運転と，PPWCと中間熱交換器（IHX）ともに運転する並列運転がある。HTTRは平成10年11月10日に臨界に達し，2000年度は出力上昇試験（1）で原子炉出力9MW単独・並列運転及び出力上昇試験（2）で原子炉出力20MW単独・並列運転が実施された。その間に実施した放射線管理データの測定結果について以下に述べる。

(1) 線量当量率

原子炉建家及び格納容器内の線量当量率は，サーベイメータとエリアモニタを用いて測定した。

原子炉建家内については，運転中に巡視点検で常時立入る場所（1階，燃料取扱フロア等で遮へい区分A：6μSv/h以下），機器の調整などで特に立入る場所（地下3階，1次Heガスサンプリング用グローブボックス室等で遮へい区分A，B：60μSv/h以下）及び停止後立入る場所（建家内全域で遮へい区分A，B，C：500μSv/h以下）について測定した。その結果は，すべてγ線で0.2

μSv/h（バックグラウンド），中性子線で0.1μSv/h以下であった。

原子炉格納容器内は，運転中立ち入れないため図5.3.1−1に示す固定型のエリアモニタで測定を行った。その結果，単独・並列運転による違いはなく原子炉出力に比例し，原子炉出力20MW運転時においてγ線で最大4.0μSv/h，中性子線で0.16μSv/hであった。また，図5.3.1−1に示すように定格30MW運転におけるγ線及び中性子線エリアモニタの指示値はそれぞれ5.5μSv/h，0.2μSv/hと十分に低いものと予想される。なお，原子炉20MW運転停止後のサーベイメータによる線量当量率の測定においては，原子炉格納容器のPPWCフィルタ部でγ線が最大6.0μSv/h（γ線核種分析の結果で^{51}Cr，^{59}Fe，^{60}Co，^{124}Sbの放射化生成物が検出された），それ以外の区域ではγ線で0.2μSv/h（バックグラウンド），中性子線で0.1μSv/h以下であった。

(2) 空気中放射能濃度

原子炉建家内においては，運転中に巡視点検で常時立入る場所などについてダスト・ガスモニタによる測定，これらの放射性塵埃，放射性ガス試料のγ線核種分析及び^{3}H試料の測定を行った。その結果は，すべて検出下限濃度未満であり，空気中濃度限度の値を十分に下回った。

原子炉格納容器内においては，ダスト・ガスモニタによる測定の結果は，すべて検出下限濃度未満であり，空気中濃度限度の値を十分に下回った。放射性塵埃，放射性ガス試料の測定では，γ線核種分析の結果で放射化生成物である^{41}Ar，^{82}Brが9MW運転時から検出され，20MW運転時の最大濃度は^{41}Arが2.1×10^{-2}Bq/cm^{3}，^{82}Brが4.0×10^{-8}Bq/cm^{3}であった。^{41}Ar及び^{82}Brとも，原子炉出力に比例して上昇し，30MW運転時の^{41}Ar予測濃度は，3.2×10^{-2}Bq/cm^{3}で空気中濃度限度の約1/3に，^{82}Br予測濃度は，6.0×10^{-8}Bq/cm^{3}で空気中濃度限度の約1/10^{6}になるものと思われる。図5.3.1−2に原子炉出力と^{41}Ar，^{82}Br濃度変化を示す。また，^{3}Hは原子炉出力20MW運転試験時に検出され，20MW運転中の平均濃度は1.4×10^{-4}Bq/cm^{3}であった。

(3) 排気中放射能濃度

排気中放射能濃度についは，ダスト・ガスモニタによる測定，これらの放射性塵埃，放射性ガス試料のγ線核種分析及び^{3}H試料の測定を行った。その結果は，すべて検出下限濃度未満であり，排気中濃度限度の値を十分に下回った。

また，1次ヘリウム純化設備の1次冷却材のトラップ再生運転により発生した気体廃棄物は，減衰タンク内で30日以上減衰させ，放射能濃度確認後に排気筒より放出した。その時の20MW運転後の減衰タンク内の核種分析結果では^{3}Hが検出され，最大濃度で1.8×10^{1}Bq/cm^{3}であった。

(4) 水中放射能濃度

20MW運転時に発生した機器ドレンピットの廃液として，原子炉格納容器内の再循環冷却装置から発生した凝縮水から^{3}Hが検出され，その最大濃度は5.3×10^{1}Bq/cm^{3}であり，その他の核種は検出されなかった。前回出力上昇試験（1）の9MW運転時の8.3×10^{-2}Bq/cm^{3}と比較して徐々に上昇傾向にある。

HTTRは，原子炉出力20MWまでの単独・並列運転においては，原子炉建家及び原子炉格納容器内の放射線レベルは十分低く，環境への放射性物質の放出もなく，放射線管理上の問題はないことが確認できた。また，30MW運転においても，放射線レベルは十分低いと予想される。今後は，

予定されている最大出力 30MW における出力上昇試験（定格運転及び高温試験運転）においても同様の測定確認を行っていく考えである。

（吉野　敏明）

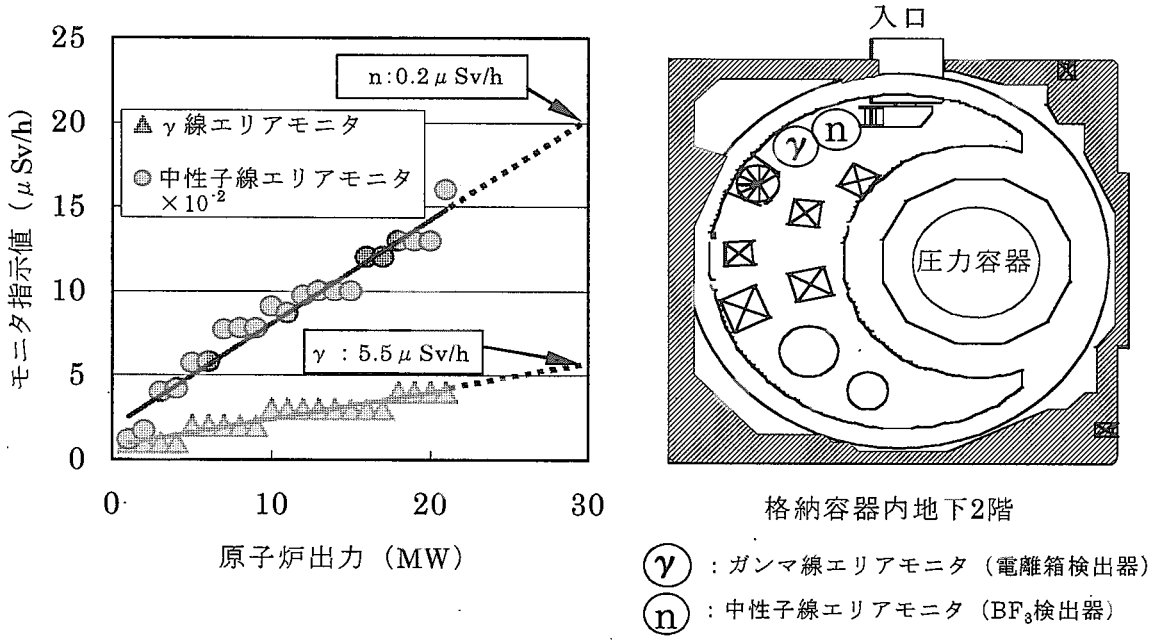


図　5.3.1−1　原子炉出力とエリアモニタ指示値変化
（20MW単独・並列運転時）

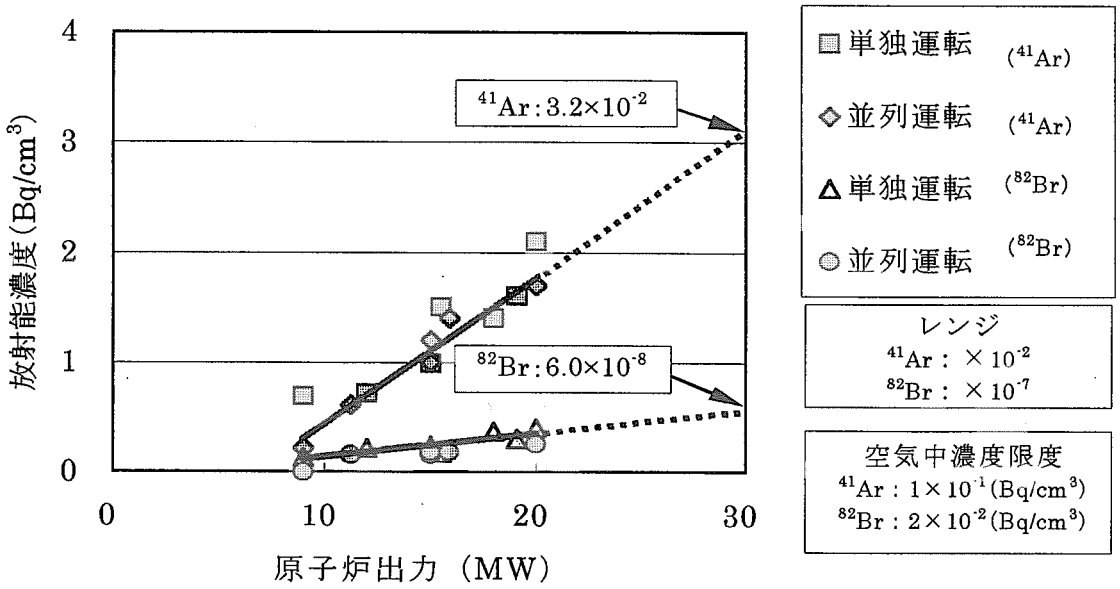


図　5.3.1−2　原子炉出力と^{41}Ar, ^{82}Br濃度変化
（20MW単独・並列運転時）

5.4 個人線量の管理

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 1669 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，大洗研究所における内部被ばくの確認検査及び入退域検査を，それぞれ延べ 240 人及び 156 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）

5.4.1 外部被ばく線量当量の管理

大洗研究所においては，2000 年度は年間 1669 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 1 人であった。また，体幹部の不均等被ばく測定対象者はいなかった。

放射線業務従事者全体の年間の平均実効線量当量及び集団実効線量当量は，それぞれ 0.04mSv，62.6 人・ミリシーベルトであった。また，個人の年間最大実効線量当量は 2.0mSv 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表 5.4.1−1，表 5.4.1−2 に示す。

組織線量当量に係る被ばく状況は，皮膚及び眼の水晶体の最大線量当量が，それぞれ 3.3mSv 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。

（菊地　寿樹）

表　5.4.1−1　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，2000 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)
		0.2mSv 未満	0.2mSv 以上 1.0mSv 以下	1.0mSv を超え 5.0mSv 以下	5.0mSv を超え 15mSv 以下	15mSv を超えるもの			
第 1 四半期	660	637	23	0	0	0	0.01	0.7	8.6
第 2 四半期	1242	1173	59	10	0	0	0.03	1.5	38.3
第 3 四半期	1080	1057	23	0	0	0	0.01	1.0	10.3
第 4 四半期	715	699	16	0	0	0	0.01	0.5	4.2
年　間	1669 (1594)	1582 (1571)	64 (15)	23 (8)	0 (0)	0 (0)	0.04 (0.01)	2.0 (2.2)	62.6 (20.7)

カッコ内の数値は，1999 年度の値

表　5.4.1−2　放射線業務従事者の年間の実効線量当量に係る作業者区分別被ばく状況

（大洗研究所，2000 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)
		0.2mSv未満	0.2mSv以上1.0mSv以下	1.0mSvを超え5.0mSv以下	5.0mSvを超え15mSv以下	15mSvを超えるもの			
職員等	302	286	15	1	0	0	0.02	1.4	5.9
外来研究員等	38	37	1	0	0	0	0.02	0.9	0.9
請負業者	1332	1262	48	22	0	0	0.04	2.0	55.8
全作業者	1669	1582	64	23	0	0	0.04	2.0	62.6

5.4.2　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。2000 年度における延べ受検者数を表 5.4.2−1 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 149 人，バイオアッセイ法により延べ 91 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）

表　5.4.2−1　内部被ばく検査延べ受検者数

（大洗研究所，2000 年度）　単位：人

管理期間	定期検査	入退域検査	臨時検査	確認検査						合計
				体外計測		バイオアッセイ				
				全身計測	胸部計測	全α放射能	全β放射能	^{3}H 放射能	天然ウラン	
第１四半期	0	4	0	34	0	0	0	14	6	58
第２四半期	0	92	0	34	0	6	0	14	6	152
第３四半期	0	60	0	42	5	0	0	13	6	126
第４四半期	0	0	0	34	0	6	0	14	6	60
年間	0	156	0	144	5	12	0	55	24	396

（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。

5.5 放射線計測器の管理

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，稼働率の向上を図った。

2000年度は，モニタリングポスト等の更新が行われた。

（芝沼　行男）

5.5.1 サーベイメータ等の管理

2000年度には，GM管式サーベイメータ1台，電離箱式サーベイメータ1台，比例計数管式サーベイメータ2台の追加整備を行った。その結果，サーベイメータの保有台数は234台であった。

点検校正は，GM管式サーベイメータ等使用頻度の多い機種については年2回，比例計数管式サーベイメータ等使用頻度と故障発生率の少ない機種については年1回行い，延べ434台実施した。機種別にサーベイメータの保有台数及び校正台数を表5.5.1−1に示す。

（倉持　彰彦）

表　5.5.1−1　サーベイメータの保有台数及び校正台数

（大洗研究所，2000年度）

サーベイメータの種類	保有台数	校正台数
GM管式サーベイメータ	72	141
電離箱式サーベイメータ	41	78
半導体式サーベイメータ	5	5 *
シンチレーション式サーベイメータ	7	7 *
比例計数管式サーベイメータ	13	11 *
表面汚染検査用サーベイメータ（α線用）	25	50
表面汚染検査用サーベイメータ（β線用）	71	142
合　　計	234	434

*　年1回校正

5.5.2 放射線モニタ等の管理

2000年度は，モニタリングポストの中央監視盤，ガンマ線モニタ2局及び除染施設の空気吸引装置1台の更新等が行われた。

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。機種別に放射線管理用モニタの保有台数及び校正台数を表5.5.2−1に示す。

（倉持　彰彦）

表　5.5.2−1　放射線管理用モニタ等の保有台数及び校正台数

（大洗研究所，2000 年度）

モニタ類	保有台数	校正台数
ガンマ線エリアモニタ	７４	７４
可搬型ガンマ線エリアモニタ	１２	１２
中性子線エリアモニタ	4	4
室内ダストモニタ	３７	３７
室内ガスモニタ	１８	１８
排気ダストモニタ	２７	２７
排気ガスモニタ	１０	１１
水モニタ	2	2
臨界警報装置	6	6
ハンドフットクロスモニタ（α線用）	4	4
ハンドフットクロスモニタ（β線用）	２２	２２
ハンドフットクロスモニタ（αβ線用）	1	1
フットモニタ（α線用）	3	3
体表面モニタ（β線用）	1	1
小物物品搬出モニタ（β線用）	1	1
ガンマ線モニタ	8	１４
大気塵モニタ	2	4
排水モニタ	1	2
移動モニタリング設備	1	1
記録計，放射線モニタ盤，吸引装置等	−	２７８
合　　計	２３５	５２２

5.5.3　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。2000 年度の測定件数及び測定時間は，3,448 件及び 4,877 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表 5.5.3−1 に示す。

（菊地　寿樹）

表　5.5.3−1　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，2000 年度）

試料種類 ＼ 測定器		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	1284	1080	
	一般排水	−	187	−
	放出トリチウム			96
環境試料	大　気	242	41	
	農産物	3	4	
	陸　土	12	11	
	陸　水	42	35	16
	海　洋	33	48	
	海産物	7	7	
	排水口近辺土砂	4	4	
	排　水	146	62	84
合　計		1773	1479	196

6. 関西研究所の放射線管理

2000年度においては，関西研究所木津地区実験棟大実験室1におけるガスモニタの整備，播磨地区放射光物性研究棟におけるX線装置設置に伴う個人線量計等の整備を行った。

木津地区においては，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に基づき，①許可使用に係る氏名等の変更届，②関西研究所光量子科学研究センターの組織変更に伴う関西研究所放射線障害予防規定（12達第4号）の一部改正，③マイクロトロンの「許可使用に関する軽微な変更に係る変更届」（5月25日付けで，科学技術庁原子力安全局放射線安全課長から「使用許可に関する軽微変更届出受理通知」を受理），④放射線発生装置の施設検査申請（6月7日付けで「検査通知書」受理），⑤施設検査受検（受検：6月13日，施設検査合格証の受理：6月16日，放射性同位元素等使用許可証の受理：7月12日），⑥平成11年度放射線管理報告書（使用者）の報告，⑦法改正に伴う関西研究所放射線障害予防規定の全部改正，の各業務を遅滞なく実施した。この他，関西研究所放射線安全取扱手引きの改正を行った。

施設の放射線管理については，マイクロトロン使用室内の運転中における線量分布の測定を行い，有用な知見を得た。

播磨地区については，大型放射光施設RI実験棟における国際規制物資使用許可申請，大型放射光施設RI実験棟国際規制物資計量管理規定の認可申請，大型放射光施設RI実験棟国際規制物資計量管理規則の制定を行うとともに，大型放射光施設について，①許可使用に係る氏名等の変更届，②大型放射光施設許可使用に係る変更申請（第9次〜第11次），③放射線取扱主任者選任解任届，④平成11年度放射線管理報告書（使用者）の報告，⑤施設検査申請，⑥法改正に伴う大型放射光施設放射線障害予防規定の全部改正の手続きを遅滞なく実施し，大型放射光施設放射線障害予防実施規程の一部改正を行った。

放射光物性研究棟物理実験室4に，試験物質構造のX線解析のため，X線装置（最大管電圧60kV，管電流50mA，80mA，300mA）が5台設置（5月25日相生労働基準監督署に機械等設置届）された。X線使用室には，電離箱式サーベイメータ，作業環境測定用ガラス線量計8個，及び個人線量計として電子式ポケット線量計を整備した。

木津地区及び播磨地区の放射線業務従事者の個人被ばく線量当量については，有意な検出はなかった。

（松井　智明）

6.1 環境放射線の管理

1999年度に引き続き，関西研究所木津地区の敷地周辺8地点においてガラスバッジにより環境放射線測定を実施した。放射線発生装置の使用許可取得後に調整運転を開始した2000年4月からの測定結果を表6.1−1及び図6.1−1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。

（上野　正幸）

表　6.1−1　積算線量測定結果

（関西研究所　木津，2000年度）（単位：μSv）

年月	2000.4	2000.5	2000.6	2000.7	2000.8	2000.9	2000.10	2000.11	2000.12	2001.1	2001.2	2001.3	月積算線量平均値	月積算線量標準偏差	年間積算線量
期間	3.31〜4.28	4.28〜6.1	6.1〜7.3	7.3〜8.1	8.1〜9.1	9.1〜10.2	10.2〜11.1	11.1〜12.1	12.1〜12.28	12.28〜2.1	2.1〜3.1	3.1〜4.3			
地点＼日数	28	34	32	29	31	31	30	30	27	35	28	33			
1	41	43	40	35	44	42	42	38	40	47	40	43	41	2.9	500
2	41	39	38	39	39	43	40	36	39	43	44	40	40	2.2	480
3	46	41	43	39	43	40	47	40	40	40	41	44	42	2.4	510
4	45	47	43	43	42	43	43	37	43	46	45	45	43	2.5	530
5	44	40	39	39	40	41	42	34	40	37	45	38	40	2.9	480
6	46	44	44	42	43	41	41	40	42	48	40	39	43	2.6	520
7	39	35	34	41	34	35	31	33	35	33	36	35	35	2.8	430
8	36	30	31	31	38	28	34	30	30	31	34	32	32	2.8	390

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。　使用素子：GD-450(^{137}Cs:フリーエアで校正)

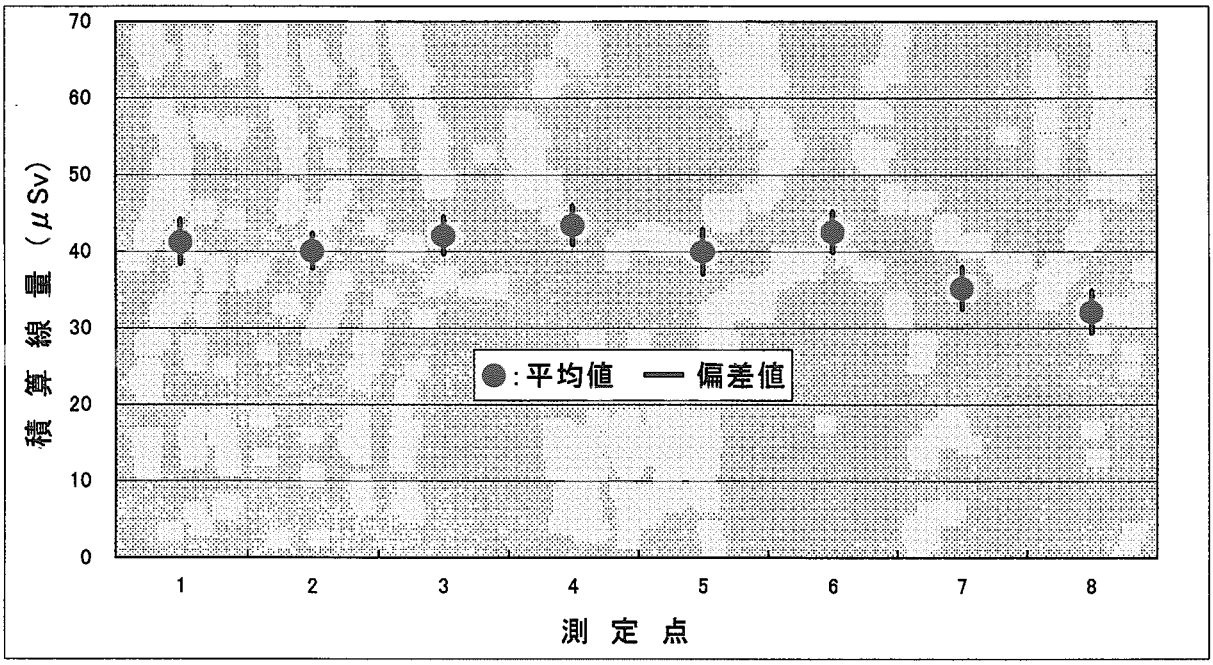


図　6.1−1　測定点別積算線量年変化図

6.2 木津地区の放射線管理

(1) 管理区域

2000年度は，管理区域の設定・解除等による変更はなかった。管理区域の配置を図6.2−1に示す。

(2) 線量当量率及び表面密度の管理

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

管理区域使用室の出入り口において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。

(3) 主な放射線作業の管理

2000年度においては放射線作業届の基準に該当する作業はなかった。

(4) マイクロトロン運転時の使用室線量当量の分布

放射線発生装置使用室の遮へい性能や放射化の状況の管理データを取得するため，マイクロトロン運転時の放射線発生装置使用室内線量当量分布を調査した。図 6.2−2 に電子加速エネルギー150MeV 電子電流値 0.52nA に換算した線量分布を示す。装置内を流れる電子は，電子銃から発生して加速される電子の他，加速器内の電界によって生じる電子（ここではこの電子による成分を「暗電流」という。）の２成分からなると推定される。発生する放射線はこれらの電子が加速され制動放射線〔X（γ）線〕及びこれらと物質との核反応により発生する中性子線[1]が考えられる。

放射線測定は，クライストロン，電子銃付近，主加速管，ビーム輸送管の周辺及び遮へい内壁の主要な場所を選定した。測定値はテレビカメラで読み取った電離箱サーベイメータ，積算型のガラス線量計及び中性子線量計を用い，ほぼ一定の運転条件を継続させ X（γ）線及び中性子線による線量当量を求めた。なお，測定点は各設備周辺から１mないし２m離れた場所とし，ビームダンプに電子が入射する方向と反対方向についても選択した。

この図から次のことが確認できた。

(a) クライストロン，電子銃付近の X（γ）線のほとんどが暗電流によるものであった。

(b) 鉛板の吸収特性から漏洩 X（γ）線のエネルギーを推定すると，クライストロンでは 200 から 300keV，電子銃では 400 から 600keV との結果を得た。

(c) 電子銃から電子を発生させない加速条件で測定した結果，主加速管，ビームダンプ付近でも X（γ）線が検出され，その程度は低いものの暗電流分の影響があることが判明した。

(d) ビームダンプの入口付近線量は X(γ)線及び中性子線とも mSv オーダー（X（γ）線：4mSv，中性子線：2.5mSv 以上）であった。中性子線のエネルギーは CCR-P 下のエッチピット密度からほとんどが速中性子線であった。

(e) 加速電子のビームダンプへの入射方向と反対側への線量の寄与は，X（γ）線ではビームダンプの入口から１m程度であるが，中性子線は４から５m程度まで影響があり，その値は 10 から 20μSv/h であった。

(f) 遮へい内壁測定点のうちX（γ）線線量の高い個所は電子銃又はクライストロンに近い壁面で100μSv/hを示し，ほとんどが暗電流によるものであった。一方，主加速管，ビームダンプに近い個所はX（γ）線で3から4μSv/hと低く一定であり，加速電子によるものであった。中性子線は主加速管，ビームダンプに近い個所で10μSv/h程度であった。

以上から，今後最大許可電流で運転した場合でも使用室外側への，放射線管理上の基準値を十分下回ることが判った。なお，放射化を考慮すべき個所はビームダンプ付近に集中していることが確認できた。

（上野　正幸）

参考文献

1) 加速器施設における放射化問題検討会：加速器施設における放射化の諸問題,日本アイソトープ協会,P14,(1996)

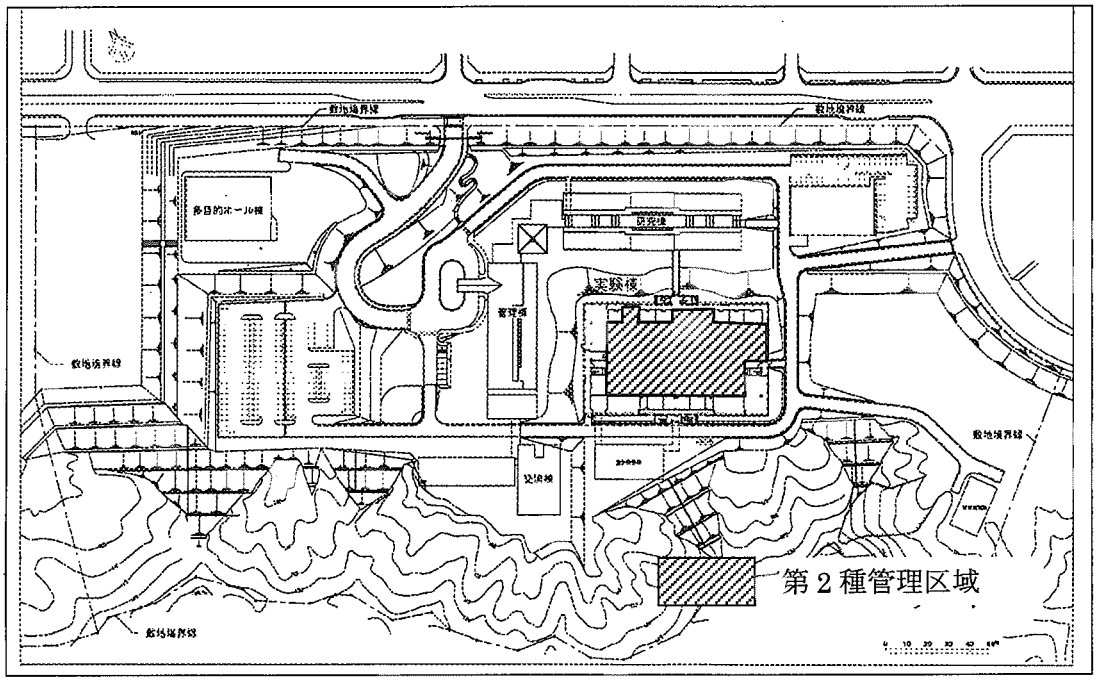


図　6.2−1　管理区域配置図

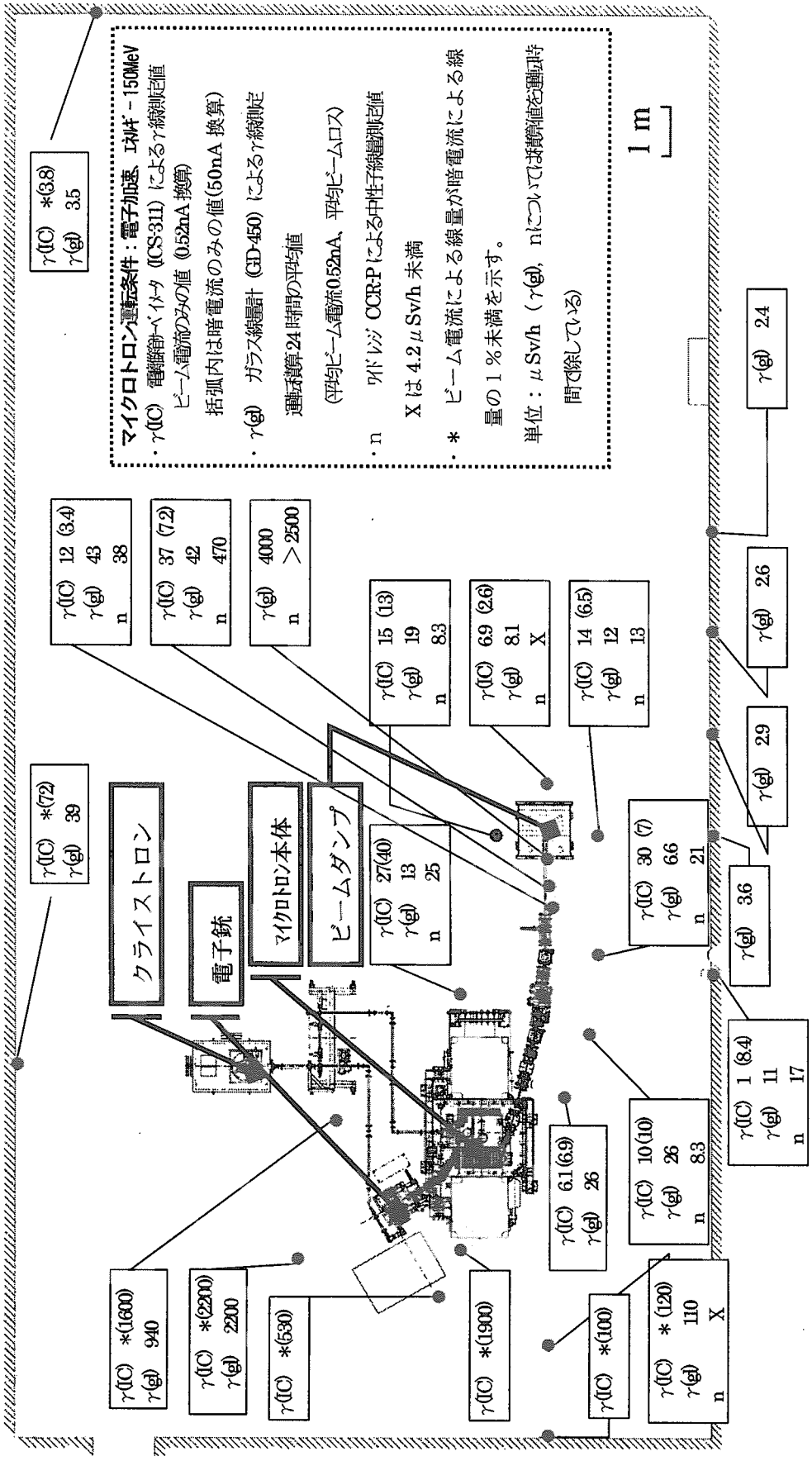


図 6.2−2 マイクロトロン周辺線量測定

6.3 個人線量の管理

関西研究所木津地区においては，2000年度から個人被ばく管理に使用する基本線量計をフィルムバッジからガラスバッジに変更した。2000年度は年間56人の放射線業務従事者を対象に外部被ばく線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名であった。また，体幹部の不均等被ばく測定対象者はいなかった。なお，内部被ばく対象となる管理区域はない。

関西研究所播磨地区においては，2000年度は年間47人の放射線業務従事者を対象に外部被ばく線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3名であった。また，体幹部の不均等被ばく測定対象者はいなかった。なお，内部被ばく対象となる管理区域はない。また，放射光物性研究棟の完成に伴い，6月からX線発生装置（5台）による試験物質構造のX線解析実験を開始した。この実験では，14人の放射線業務従事者を対象に外部被ばく線量の管理を実施した。測定には，ポケット線量計を用いたが，有意な被ばくはなかった。

関西研究所における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，いずれも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は皮膚及び眼の水晶体ともに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，木津地区及び播磨地区に分類し，これらを管理期間別，作業者区分別に集計して表6.3−1，表6.3−2，表6.3−3及び表6.3−4に示す。

（上野 正幸，加部東 正幸）

表 6.3−1 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

（関西研究所 木津，2000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)
		0.2mSv未満	0.2mSv以上1.0mSv以下	1.0mSvを超え5.0mSv以下	5.0mSvを超え15mSv以下	15mSvを超えるもの			
第1四半期	31	31	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
第2四半期	48	48	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
第3四半期	51	51	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
第4四半期	51	51	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
年間	56 (25)	56 (25)	0 (0)	0 (0)	0 (0)	0 (0)	0.00 (0.00)	0.0 (0.0)	0.0 (0.0)

カッコ内の数値は,1999年度の値。

表 6.3−2 放射線業務従事者の実効線量当量に係る作業者区分別被ばく状況

（関西研究所 木津，2000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)
		0.2mSv未満	0.2mSv以上1.0mSv以下	1.0mSvを超え5.0mSv以下	5.0mSvを超え15mSv以下	15mSvを超えるもの			
職員等	48	48	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
外来研究員	8	8	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	56	56	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0

表　6.3−3　放射線業務従事者の実効線量当量に係る四半期別被ばく状況

（関西研究所　播磨，2000 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)
		0.1mSv 未満	0.1mSv 以上 1.0mSv 以下	1.0mSv を超え 5.0mSv 以下	5.0mSv を超え 15mSv 以下	15mSv を超えるもの			
第１四半期	44	44	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
第２四半期	41	41	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
第３四半期	43	43	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
第４四半期	43	43	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
年　間	47 (45)	47 (45)	0 (0)	0 (0)	0 (0)	0 (0)	0.00 (0.00)	0.0 (0.0)	0.0 (0.0)

カッコ内の数値は,1999 年度の値。

表　6.3−4　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　播磨，2000 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)
		0.1mSv 未満	0.1mSv 以上 1.0mSv 以下	1.0mSv を超え 5.0mSv 以下	5.0mSv を超え 15mSv 以下	15mSv を超えるもの			
職　員　等	46	46	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
外来研究員	1	1	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	47	47	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0

6.4　放射線計測器の管理

関西研究所の放射線測定機器について日常点検，定期点検及び校正を行うとともに，故障修理等の維持管理に努め，円滑な運用を図った。放射線測定機器の種類別保有台数，校正台数等を表 6.4−1 に示す。

（上野　正幸，加部東　正幸）

表　6.4−1　放射線測定機器の保有台数，校正台数及び故障件数

（関西研究所　木津，2000 年度）

種　類	放射線測定機器名	保有台数	校正台数	故障件数
サーベイメータ	電離箱式サーベイメータ	４台	４台	0
	表面汚染検査用サーベイメータ(β線用)	２台	２台	0
	シンチレーションサーベイメータ	２台	２台	0
	レムカウンタ	１台	１台	0
	コンタミネーションモニタ(β線用)	２台	２台	0
モニタ	可搬型極短パルスＸ線モニタ	２台	２台	1
ガラス線量計	環境用ガラス線量計	２３２素子	２３２素子	0
個人補助測定器	電子式ポケット線量計	３０台	２０台	1
核種分析	Ｇｅ核種分析装置	１式	１式	1
	ポータブル型γ線波高分析装置	１台	１台	0
積算線量	積算線量測定装置	１式	１式	0

（関西研究所　播磨，2000 年度）

種　類	放射線測定機器名	保有台数	校正台数	故障件数
サーベイメータ	表面汚染検査用サーベイメータ(α線用)	１台	１台	0
	表面汚染検査用サーベイメータ(β線用)	２台	２台	0
個人補助測定器	電子式ポケット線量計	１０台	１０台	0

6.5 放射性同位元素の保有状況

関西研究所木津地区において，2000 年度は 3.7MBq 以下の密封線源を放射線測定器の校正用として購入した。

なお，許可の必要な放射性同位元素の購入はなかった。

播磨地区において，2000 年度は許可の必要な放射性同位元素及び 3.7MBq 以下の密封線源について購入はなかった。表 6.5−1 に放射性同位元素等の保有状況を示す。

（上野　正幸，加部東　正幸）

表　6.5−1　放射性同位元素等の保有状況

（関西研究所，2001 年 3 月 31 日現在）

地区名	建家名	密封放射性同位元素			3.7MBq 以下の密封線源			
		個数	保有量 (Bq)	核種	核種数	個数	保有量 (Bq)	主要核種
木　津	実験棟				13	17	1.0×10^{7}	^{60}Co, ^{137}Cs, ^{241}Am−Be
播　磨	RI 実験棟				11	33	6.2×10^{6}	^{60}Co, ^{137}Cs, ^{252}Cf
	組立調整実験棟	1	1.8×10^{8}	^{57}Co				
合　計		1	1.8×10^{8}			50	1.6×10^{7}	

7. むつ事業所の放射線管理

むつ事業所における関根浜附帯陸上施設（以下「関根浜施設」という。）及び大湊施設の放射線管理，個人被ばくの管理，環境放射線(能)の管理，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1999年度に引き続き実施した。

施設の放射線管理としては，保管建屋，燃料・廃棄物取扱棟（以下「燃・廃棟」という。）及び機材・排水管理棟（以下「機・排棟」という。）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（以下「研究棟」という。）における加速器質量分析装置の運転，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，実効線量当量及び組織線量当量ともに，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。2000年度における放射線業務従事者の実効線量当量は，検出下限線量当量未満であった。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。

環境放射線（能）の管理としては，関根浜施設における環境放射線，環境試料中の放射能濃度，気象観測等の環境モニタリングを実施した。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。

その他，2001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する業務協力を行った。

（田村　勝裕）

7.1 環境放射線（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

原子炉施設保安規定に基づき，2000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。

放射性希ガスの濃度が検出下限濃度未満である場合には，放出量を0 Bq として算出しているため，放射性希ガスによる実効線量当量は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，4ヵ所のモニタリングポストにより実施した。

モニタリングポストにおける空気吸収線量率の月平均値と月間最大値を表7.1−1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又は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。

表　7.1−1　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

（むつ事業所，2000年度）（単位：nGy/h）

ポストNo. ＼ 年月			2000年						2001年						年間	年間標準偏差
			4月	5月	6月	7月	8月	9月	10月	11月	12月	1月	2月	3月		
構内	MP-1 気象観測所	平均	19	19	19	19	19	19	19	20	20	18	14	17	19	1.6
		最大	43	38	35	42	33	37	35	48	46	51	35	54	54	——
	MP-2 施設正門	平均	18	18	18	18	18	18	18	19	19	17	14	16	18	1.4
		最大	42	35	34	40	32	38	33	45	44	43	31	50	50	——
	MP-3 施設港側	平均	19	18	18	18	18	18	18	20	19	18	15	17	18	1.2
		最大	42	36	34	40	33	39	33	46	44	44	35	52	52	——
構外	MP-4 浜関根	平均	24	25	23	22	22	24	25	25	24	21	18	20	23	2.2
		最大	44	41	40	43	35	43	37	41	48	41	35	51	51	——

(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。検出器実効高は，地上高4.6mである。

(b) モニタリング車による測定

関根浜施設周辺における空気吸収線量率を，6ヵ月毎にモニタリング車での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。定点における測定結果を表 7.1−2 に示す。

表　7.1−2　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，2000年度）

番号	測定年月日 ＼ 測定地点	2000年5月17日 空気吸収線量率 (nGy/h)	2000年11月22日 空気吸収線量率 (nGy/h)
1	水川目ポスト	30	28
2	気象観測露場	26	26
3	浜関根ポスト	29	29
4	関根中学校ポスト	23	24
5	むつ関根駅	23	23

（注）地上1.2mの高さで10分間計測した値。

(c) 積算線量の監視

関根浜施設敷地内及び周辺並びに大湊施設において，TLDにより3ヵ月間の積算線量を測定したが，いずれの地点においても異常は認められなかった。表7.1−3に測定結果を示す。

表　7.1−3　積算線量測定結果

（むつ事業所，2000年度）

番号	測定期間	第1四半期		第2四半期		第3四半期		第4四半期		年間空気吸収線量（μGy）
		2000年4月1日～7月1日		2000年7月1日～10月1日		2000年10月1日～2001年1月5日		2001年1月5日～4月2日		
	測定結果／地点名	測定値（μGy）	91日換算値（μGy）	測定値（μGy）	91日換算値（μGy）	測定値（μGy）	91日換算値（μGy）	測定値（μGy）	91日換算値（μGy）	
1	気象観測露場	57	57	61	57	65	61	33	40	215
2	施設正門ポスト	62	62	63	58	69	64	42	49	233
3	施設港側ポスト	59	58	62	57	63	59	40	46	220
4	浜関根ポスト	66	66	72	66	75	70	38	45	247
5	燃廃棟ポスト	62	61	67	62	68	64	40	47	234
6	美付線側ポスト	59	59	59	54	65	61	34	41	215
7	原子炉保管棟A	64	64	68	63	71	67	43	51	245
8	原子炉保管棟B	53	53	57	52	59	55	34	40	200
9	大湊施設A	44	43	48	44	48	44	29	35	166
10	大湊施設B	47	47	53	48	52	48	28	34	177

（注）表中の測定値は，5cm厚の鉛箱内の値（宇宙線，自己汚染などの寄与分）を差し引いている。

(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による測定を実施したが，異常は認められなかった。

(e) 気象観測

1999年度と同様に，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表 7.1−4に示す。いずれの値も，例年の測定結果と比べて大きな差はなく，施設からの放射性物質の放出による影響は認められなかった。

表　7.1−4　環境試料中の全β放射能測定結果

（むつ事業所，2000年度）

試料名		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	1.2×10^{-4}
		美付川		7.4×10^{-5}
	土壌	気象観測露場	Bq/g乾	5.5×10^{-1}
		浜関根ポスト		5.2×10^{-1}
		関根中学校ポスト		5.3×10^{-1}
		水川目ポスト		6.5×10^{-1}
	河底土	美付川		1.5×10^{-1}
	牛乳	水川目地区	Bq/cm^3	4.4×10^{-2}
	キャベツ	美付地区	Bq/g生	5.9×10^{-2}
	ジャガイモ			1.2×10^{-1}
	精米			2.5×10^{-2}
	ヨモギ	定係港周辺		2.3×10^{-1}
海洋試料	海水	定係港港内	Bq/cm^3	2.9×10^{-5}
		定係港港外		2.6×10^{-5}
	海底土	定係港港内	Bq/g乾	3.8×10^{-1}
		定係港港外		2.2×10^{-1}
		大畑港沖合		1.8×10^{-1}
		岩屋港沖合		2.0×10^{-1}
		野牛港沖合		1.4×10^{-1}
		石持港沖合		1.6×10^{-1}
	イカ	大畑港沖合	Bq/g生	1.2×10^{-1}
	アブラメ	岩屋港沖合		1.1×10^{-1}
	ヒラメ	野牛港沖合		1.2×10^{-1}
	カレイ	関根漁港沖		1.2×10^{-1}
	コンブ			3.3×10^{-1}

(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表7.1−5(a)及び表7.1−5(b)に示す。また，大型水盤による降下塵の測定結果を表7.1−6に示す。

（盛　隆志）

表　7.1−5(a)　環境試料中の放射性核種濃度の測定結果

(むつ事業所，2000 年度)

項目	採取月日	採取地点	^{3}H	^{54}Mn	^{60}Co	^{90}Sr *2	^{131}I	^{137}Cs	^{144}Ce	単位
飲料水	2000年5月	前浜簡易水道	<6.7×10^{-1}	<1.4×10^{-3}	<1.7×10^{-3}	—— *1	—— *1	<1.7×10^{-3}	<9.3×10^{-3}	Bq/L
牛乳	2000年5月	水川目酪農	—— *1	<2.5×10^{-2}	<3.3×10^{-2}	—— *1	<3.5×10^{-2} *3	<2.8×10^{-2}	<1.4×10^{-1}	Bq/L 生
キャベツ	2000年7月	美付地区	—— *1	<2.8×10^{-2}	<3.5×10^{-2}	1.0×10^{-1}	<5.7×10^{-2} *4	<3.0×10^{-2}	<1.3×10^{-1}	Bq/kg 生
ジャガイモ	2000年9月	〃	—— *1	<3.2×10^{-2}	<4.2×10^{-2}	1.7×10^{-2}	<5.8×10^{-2} *4	3.6×10^{-2}	<1.4×10^{-1}	
米	2000年10月	〃	—— *1	<1.7×10^{-2}	<2.1×10^{-2}	<2.0×10^{-2}	—— *1	<1.7×10^{-2}	<9.3×10^{-2}	
カレイ	2000年5月	関根漁港沖	—— *1	<3.8×10^{-2}	<5.2×10^{-2}	<1.2×10^{-2}	—— *1	1.0×10^{-1}	<1.8×10^{-1}	
コンブ	2000年8月	〃	—— *1	<9.6×10^{-2}	<1.3×10^{-2}	<1.0×10^{-2}	<7.4×10^{-2} *4	<8.6×10^{-2}	<4.4×10^{-1}	
ヒラメ	2000年6月	野牛漁港沖	—— *1	<3.8×10^{-2}	<5.0×10^{-2}	<1.2×10^{-2}	—— *1	1.5×10^{-1}	<1.7×10^{-1}	
イカ	2000年7月	大畑漁港沖	—— *1	<3.7×10^{-2}	<5.2×10^{-2}	<1.6×10^{-2}	—— *1	<3.9×10^{-2}	<1.9×10^{-1}	
アイナメ	2000年6月	岩屋漁港沖	—— *1	<3.6×10^{-2}	<4.5×10^{-2}	<1.6×10^{-2}	—— *1	1.8×10^{-1}	<2.0×10^{-1}	
ヨモギ	2000年6月	関根地区	—— *1	<7.5×10^{-2}	<9.9×10^{-2}	—— *1	<8.9×10^{-2} *4	<6.9×10^{-2}	<3.6×10^{-1}	

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

表　7.1−5(b)　環境試料中の放射性核種濃度の測定結果

(むつ事業所,2000 年度)

項目	採取月日	採取地点	^{3}H	^{54}Mn	^{60}Co	^{90}Sr *2	^{137}Cs	^{144}Ce	単　位
河川水	2000年5月	美付川	<6.4×10^{-1}	<1.4×10^{-3}	<1.6×10^{-3}	3.4×10^{-3}	<1.4×10^{-3}	<8.9×10^{-3}	Bq/L
海水	2000年5月	定型港港内	<6.5×10^{-1}	<1.4×10^{-3}	<1.7×10^{-3}	<2.6×10^{-3}	<1.9×10^{-3}	<9.3×10^{-3}	Bq/L
	2000年5月	定型港港外	<6.6×10^{-1}	<1.3×10^{-3}	<1.5×10^{-3}	3.3×10^{-3}	<1.6×10^{-3}	<9.1×10^{-3}	
河底土	2000年5月	美付川	—— *1	<5.4×10^{-1}	<6.0×10^{-1}	5.5×10^{-1}	<6.2×10^{-1}	<3.0×10^{0}	Bq/kg 乾
海底土	2000年5月	定型港港内	—— *1	<7.4×10^{-1}	<8.3×10^{-1}	<1.8×10^{-1}	1.3×10^{-1}	<4.5×10^{0}	Bq/kg 乾
	2000年5月	定型港港外	—— *1	<5.2×10^{-1}	<6.3×10^{-1}	<1.3×10^{-1}	<5.6×10^{-1}	<3.3×10^{0}	
	2000年5月	大畑漁港沖	—— *1	<6.1×10^{-1}	<7.7×10^{-1}	<1.3×10^{-1}	<7.1×10^{-1}	<4.0×10^{0}	
	2000年5月	石持漁港沖	—— *1	<5.2×10^{-1}	<6.1×10^{-1}	<1.5×10^{-1}	<5.7×10^{-1}	<3.3×10^{0}	
	2000年5月	野牛漁港沖	—— *1	<9.4×10^{-1}	<8.2×10^{-1}	<1.3×10^{-1}	<8.0×10^{-1}	<4.9×10^{0}	
	2000年5月	岩屋漁港沖	—— *1	<6.6×10^{-1}	<8.4×10^{-1}	<1.2×10^{-1}	<8.1×10^{-1}	<4.5×10^{0}	
陸土	2000年5月	気象観測露場	—— *1	<8.4×10^{-1}	<1.1×10^{0}	—— *1	5.7×10^{0}	<5.5×10^{0}	Bq/kg 乾
	2000年5月	浜関根ポスト	—— *1	<9.0×10^{-1}	<9.8×10^{-1}	—— *1	7.7×10^{0}	<5.5×10^{0}	
	2000年5月	関根中学校	—— *1	<7.8×10^{-1}	<8.2×10^{-1}	—— *1	1.7×10^{0}	<5.5×10^{0}	
	2000年5月	水川目ポスト	—— *1	<8.8×10^{-1}	<1.1×10^{0}	—— *1	1.3×10^{1}	<5.8×10^{0}	

*1 測定対象外　　*2 化学分析

表　7.1−6　降下塵中の放射性核種濃度の測定結果

（むつ事業所，2000 年度）（単位：Bq/km²）

採取年月	^{7}Be	^{54}Mn	^{60}Co	^{95}Zr	^{95}Nb	^{137}Cs	^{144}Ce
2000 年 4 月	1.0×10^{8}	$<6.2\times10^{4}$	$<9.3\times10^{4}$	$<1.2\times10^{5}$	$<9.7\times10^{4}$	$<6.9\times10^{4}$	$<4.4\times10^{5}$
5 月	9.4×10^{7}	$<5.9\times10^{4}$	$<6.9\times10^{4}$	$<1.1\times10^{5}$	$<9.3\times10^{4}$	$<6.6\times10^{4}$	$<4.4\times10^{5}$
6 月	3.4×10^{7}	$<5.7\times10^{4}$	$<6.4\times10^{4}$	$<1.0\times10^{5}$	$<8.8\times10^{4}$	$<6.3\times10^{4}$	$<3.4\times10^{5}$
7 月	6.1×10^{7}	$<5.4\times10^{4}$	$<6.4\times10^{4}$	$<1.0\times10^{5}$	$<9.3\times10^{4}$	$<6.2\times10^{4}$	$<4.0\times10^{5}$
8 月	3.6×10^{7}	$<5.6\times10^{4}$	$<6.5\times10^{4}$	$<1.1\times10^{5}$	$<9.2\times10^{4}$	$<6.2\times10^{4}$	$<3.9\times10^{5}$
9 月	8.7×10^{7}	$<5.8\times10^{4}$	$<6.6\times10^{4}$	$<1.1\times10^{5}$	$<8.0\times10^{4}$	$<6.5\times10^{4}$	$<4.2\times10^{5}$
10 月	4.2×10^{7}	$<6.2\times10^{4}$	$<7.2\times10^{4}$	$<1.1\times10^{5}$	$<8.1\times10^{4}$	$<6.2\times10^{4}$	$<4.0\times10^{5}$
11 月	9.6×10^{7}	$<6.3\times10^{4}$	$<7.4\times10^{4}$	$<1.1\times10^{5}$	$<7.9\times10^{4}$	$<6.9\times10^{4}$	$<4.3\times10^{5}$
12 月	1.4×10^{8}	$<5.2\times10^{4}$	$<7.0\times10^{4}$	$<1.1\times10^{5}$	$<7.3\times10^{4}$	$<6.9\times10^{4}$	$<4.5\times10^{5}$
2001 年 1 月	1.4×10^{8}	$<6.0\times10^{4}$	$<6.5\times10^{4}$	$<1.2\times10^{5}$	$<8.3\times10^{4}$	$<7.0\times10^{4}$	$<4.3\times10^{5}$
2 月	1.1×10^{8}	$<6.1\times10^{4}$	$<6.8\times10^{4}$	$<1.1\times10^{5}$	$<7.2\times10^{4}$	$<5.6\times10^{4}$	$<4.6\times10^{5}$
3 月	9.3×10^{7}	$<6.4\times10^{4}$	$<6.8\times10^{4}$	$<1.1\times10^{5}$	$<9.9\times10^{4}$	$<6.6\times10^{4}$	$<4.8\times10^{5}$

（注）採取場所は気象観測露場内

7.2　施設の放射線管理

(1) 管理区域

原子炉施設保安規定第 2 編第 10 条，第 11 条，第 12 条，放射線障害予防規定（関根浜施設編第 39 条，第 40 条，大湊施設編第 33 条，第 34 条）及び少量核燃料物質使用施設等保安規程第 40 条に基づき指定されている第 1 種管理区域及び第 2 種管理区域（一時的に指定されたものを除く。）を図 7.2−1 に示す。2000 年度中に上記規定等に基づき一時的に指定し，解除された管理区域はなかった。

研究棟については，2001 年 3 月 29 日付けで，管理区域の一部縮小にともなう核燃料物質の使用の変更の許可申請を行った。

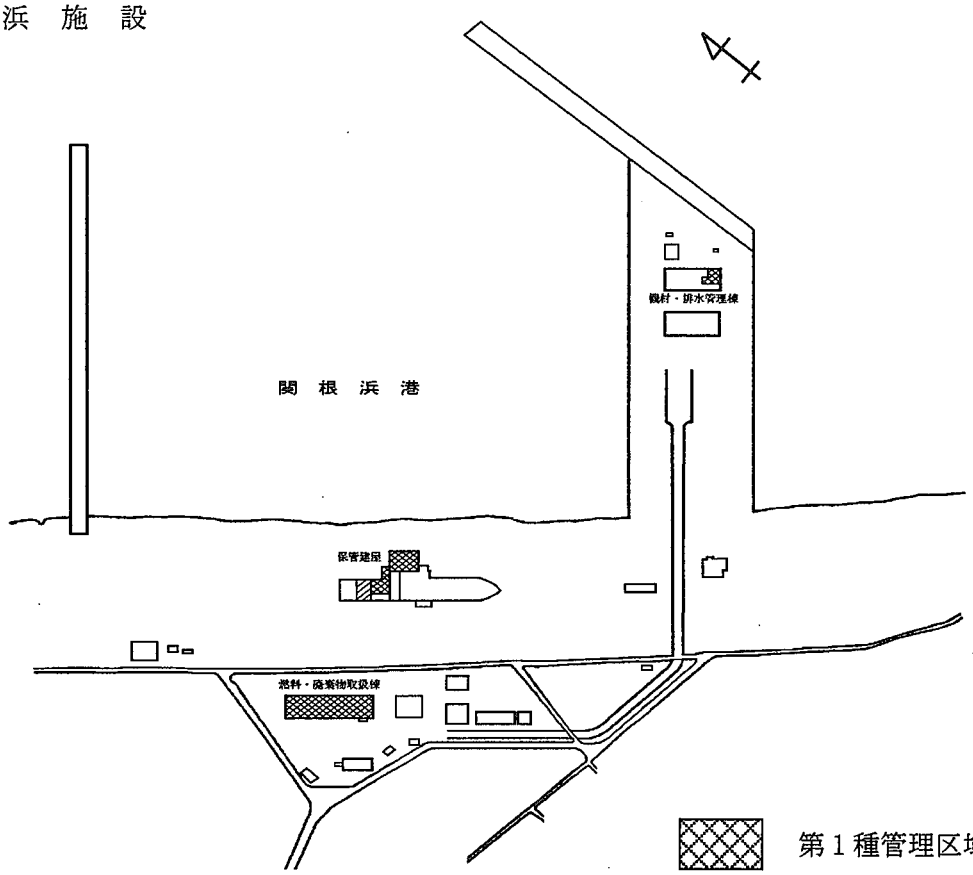
(2) 放出放射性物質の管理

2000 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表 7.2−1 に，放射性液体廃棄物の 3 ヵ月平均濃度及び年間放出量を表 7.2−2 に示す。

2000 年度に各施設の排気筒から放出された ^{3}H は，燃・廃棟及び機・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り，1999 年度と同程度であった。

気体廃棄物及び液体廃棄物中の放射性核種の平均濃度は，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。

関 根 浜 施 設



第１種管理区域

第２種管理区域

大 湊 施 設

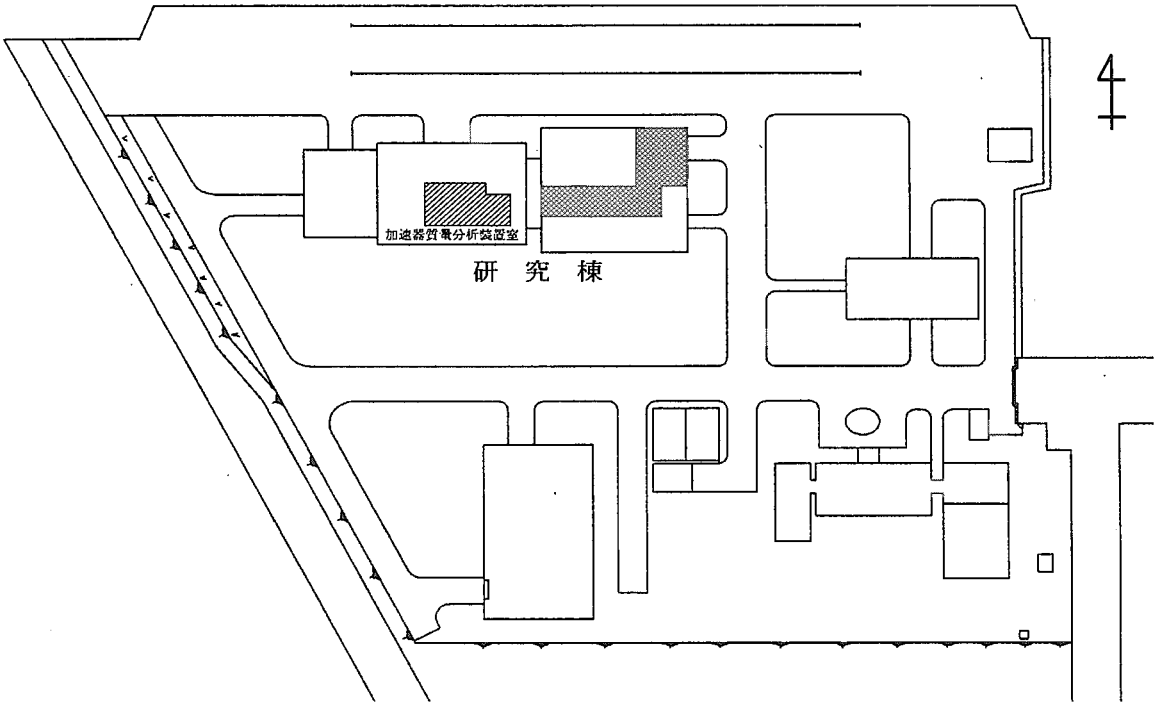


図 7.2−1 むつ事業所管理区域

表　7.2−1　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，2000 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・廃棟	全β	0	$<1.1\times10^{-9}$	^{85}Kr	0	$<5.4\times10^{-4}$
				^{3}H	1.0×10^{8}	1.9×10^{-7}
機・排棟	全β	0	$<3.0\times10^{-9}$	^{85}Kr	0	$<6.1\times10^{-4}$
				^{3}H	4.9×10^{6}	1.6×10^{-7}
保管建屋	全β	0	$<7.7\times10^{-10}$	—	——	——
研究棟	全α	0	$<2.3\times10^{-10}$	—	——	——

（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。

表　7.2−2　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,2000 年度）

施設名	廃液量 (m³)	3ヵ月平均濃度の最大値 * (Bq/cm³)	年間放出量 (Bq)	年間放出 / 放出管理目標
研究棟	1.5×10^{1}	^{242}Pu：$<4.9\times10^{-4}$	^{242}Pu：0	0

* 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，最大検出下限濃度の値。

(3) 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，研究棟における人の常時立ち入る場所及び管理区域境界について実施した。線量当量率は最大 34μSv/h（保管建屋の原子炉室保管室），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。

(4) 各種作業における放射線管理

関根浜施設においては，1999 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 2001 年１月 18 日から１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線量当量は，検出下限線量当量未満であった。

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，原子炉室保管室内の塗装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。

研究棟においては，加速器質量分析装置の調整及び運転，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

2000 年度においては，特に問題となる放射性汚染はなかった。

（後藤　孝徳）

7.3 個人線量の管理

(1) 外部被ばく線量当量の管理

2000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0.1人・ミリシーベルト，0.00mSvであった。また，最大実効線量当量は0.1mSvで，皮膚及び眼の水晶体の組織線量当量は，それぞれ検出下限線量当量未満であった。

放射線業務従事者の人数，実効線量当量に係る被ばく状況等については，四半期別及び作業者区分別に集計し，それぞれ表7.3−1及び表7.3−2に示す。

見学者等の一時的に管理区域に立ち入った者の線量当量は，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

1999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，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法による全α放射能確認検査を行った。

2000年度における受検件数を表7.3−3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。

(後藤　孝徳)

表　7.3−1　放射線業務従事者の実効線量当量に係る四半期別被ばく状況

(むつ事業所，2000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)
		0.2mSv未満	0.2mSv以上1.0mSv以下	1.0mSvを超え5.0mSv以下	5.0mSvを超え15mSv以下	15mSvを超えるもの			
第1四半期	58	58	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
第2四半期	54	54	0	0	0	0	0.00	0.1	0.1
第3四半期	55	55	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
第4四半期	63	63	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
年間	70 (89)	70 (89)	0 (0)	0 (0)	0 (0)	0 (0)	0.00 (0.00)	0.1 (0.0)	0.1 (0.0)

カッコ内の数値は，1999年度の値

表　7.3−2　放射線業務従事者の実効線量当量に係る作業者区分別被ばく状況

(むつ事業所,2000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)
		0.2mSv未満	0.2mSv以上1.0mSv以下	1.0mSvを超え5.0mSv以下	5.0mSvを超え15mSv以下	15mSvを超えるもの			
職員等	35	35	0	0	0	0	0.00	0.1	0.1
外来研究員等	4	4	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
請負業者	31	31	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	70	70	0	0	0	0	0.00	0.1	0.1

表　7.3−3　全身カウンタによる内部被ばく受検件数

(むつ事業所,2000年度)

管理期間	定期検査	入域検査	退域検査	入退域中間検査	臨時検査	確認検査	合計
第1四半期	0	12	4	0	0	35	51
第2四半期	0	0	2	0	0	33	35
第3四半期	0	3	0	0	0	36	39
第4四半期	0	9	12	0	0	33	54
合計	0	24	18	0	0	137	179

7.4　放射線計測器の管理

(1) サーベイメータ等の管理

2000年度におけるサーベイメータ等の保有台数，校正台数及び故障台数を機種別に表7.4−1に示す。

サーベイメータ、スケーラ等の放射線計測機器の点検校正は，年1回実施した。

(2) 放射線モニタ等の管理

環境放射線監視システム及び施設放射線管理用モニタの点検校正は，1999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)

表　7.4−1　サーベイメータの保有台数，校正台数及び故障台数

(むつ事業所，2000年度)

サーベイメータ機種名	保有台数	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	4	4	0
プラスチックシンチレーション式サーベイメータ	2	2	0
電離箱式サーベイメータ	15	15	0
レムカウンタ	2	2	0
NaIシンチレーション式サーベイメータ	5	5	0
合計	55	55	0

7.5 放射性同位元素等の保有状況

むつ事業所放射線障害予防規定第36条に基づき，2001年3月31日現在における保有状況を調査した。また，3.7MBq以下の密封線源についても併せて調査した。密封放射性同位元素及び3.7MBq以下の密封線源の種類及び数量を表7.5−1に，放射線発生装置の種類及び性能を表 7.5−2に示す。

また，放射性同位元素等とは別に，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。

（盛　隆志）

表　7.5−1　密封放射性同位元素の種類と数量
（2001年3月31日現在）

（むつ事業所，2000年度）

施設名	密封放射性同位元素				3.7MBq以下の密封線源			
	保有量	主要核種	核種数	個数	保有量	主要核種	核種数	個数
燃・廃棟	3.9×10^{9} Bq	^{60}Co, ^{226}Ra, ^{241}Am−Be	4	8	3.0×10^{7} Bq	^{60}Co, ^{137}Cs, ^{226}Ra, ^{241}Am	18	63

表　7.5−2　放射線発生装置の種類と性能
（2001年3月31日現在）

（むつ事業所，2000年度）

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

This is a blank page.

付　　録

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
N.B. Ouchi K. Kaneko	Coupled maps with local and global interactions	CHAOS 10, 359 (2000)
J.P. Rieu A. Upadhyaya J.A. Glazier N.B. Ouchi Y. Sawada	Diffusion and Deformations of Single Hydra Cells in Cellular Aggregates	Biophys.J. 79 (4), 1903 (2000)
Kimiaki Saito	Variation of air kerma rate from natural radionuclides in the ground due to the change of source configurations	10th Intl. Congress of IRPA (2000)
Kiyoko Saito	A model of risk perception − A model of "subjective" detriment−	10th Intl. Congress of IRPA (2000)
R. Watanabe A. Yokoya K. Saito	Modelling of production process of DNA damage by irradiation with monochromatic X-rays around the K-edge of phosphorus	10th Intl. Congress of IRPA (2000)
M. Pinak	Study of pyrimidine base damage on DNA and its recognition by repair enzyme.	10th Intl. Congress of IRPA (2000)
M. Pinak	Molecular dynamics of formation of TD lesioned DNA complexed with repair enzyme - Onset of the enzymatic process.	J. Mol. Struct. (Theochem) 99/1-3 57-70 (2000)
M. Pinak	Hydration at the TD damaged site of DNA and its role in the formation of complex with T4 Endonuclease V.	Molec. Sim., 23/4-5 307-325 (2000)
H. Noguchi S. Fukutani*1 S. Yokoyama N. Kinouchi	Deposition of HTO to water surface during a chronic HT release experiment *1 Kyoto University	Proceedings of the Specialist Research Meeting on Environmental Behavior of Hydrogen Isotopes, KURRI-KR-61, 18-25 (2000)
木名瀬　栄 野口　宏	モンテカルロ計算による全身カウンタ校正用ボマブファントムと水ブロックファントムの計数効率の比較	保健物理, 35(4), 443-447 (2000)
H. Noguchi S. Fukutani*1 S. Yokoyama N. Kinouchi	Deposition of tritiated water vapour to water surface in outdoor field *1 Kyoto University	Radiat. Prot. Dosim., 93, 167-172 (2001)

氏　名	標　題	誌　名
S. Yokoyama H. Noguchi	Development of dose assessment code for accidental tritium releases	10th Intl. Congress of IRPA (2000)
H. Noguchi S. Yokoyama	Development of dose assessment code for accidental releases of activation products	10th Intl. Congress of IRPA (2000)
S. Kinase	Response function simulation for a whole-body counter	J. Nucl. Sci. Technol., V.37, 413-414 (2000)
S. Kinase M. Yoshizawa J. Kuwabara H. Noguchi	Application of EGS4 code to whole-body counting	Proceedings of the Second International Workshop on EGS (2000)
S. Kinase M. Yoshizawa H. Noguchi	Evaluation of counting efficiency of a whole-body counter using the EGS4 code	J. Nucl. Sci. Technol., V.37,1103-1107 (2000)
S. Kinase H. Noguchi	Uncertainties in estimated body burdens of Caesium-137 by whole-body counting	Radiat. Prot. Dosim, 93, 341-345 (2001)
A. Endo Y. Yamaguchi	Reassessment and reinforcement of nuclear decay database used for dose calculations	10th Intl. Congress of IRPA (CD-ROM), 8p. (2000)
S. Tsuda A. Endo Y. Yamaguchi O. Sato*1	Calculation of effective dose conversion coefficients for electrons *1 Mitsubishi Research Institute, INC	10th Intl. Congress of IRPA (CD-ROM), 6p. (2000)
E. Kim A. Endo Y. Yamaguchi M. Yoshizawa T. Nakamura*1 T. Shiomi*1	Design of neutron monitor for wide energy range from thermal to 100MeV *1 Tohoku University	10th Intl. Congress of IRPA (CD-ROM), 6p. (2000)
A. Endo Y. Oki*1 M. Kanda*1 K. Kondo*1	Characterization of ^{11}C, ^{13}N and ^{15}O produced in air through nuclear spallation reactions by high energy protons *1 High Energy Accelerator Research Organization	10th Intl. Congress of IRPA (CD-ROM), 6p. (2000)
F. Takahashi Y. Yamaguchi M. Iwasaki*1 C. Miyazawa*1 T. Hamada*2	Relation between teeth-dose and effective dose for external photon exposure *1 Ohu University *2 Nuclear Safety Association	10th Intl. Congress of IRPA (CD-ROM), 6p. (2000)

氏　名	標　題	誌　名
Y. Oki*1 A. Endo M. Kanda*1 K. Kondo*1	Particle size of radioactive aerosols generated during machine operation in high-energy proton accelerators *1 High Energy Accelerator Research Organization	10th Intl. Congress of IRPA (CD-ROM), 6p. (2000)
M. Kanamori Y. Yamaguchi K. Fujimoto	Dose assessment for workers in the site and neighboring residents in the JCO criticality accident	10th Intl. Congress of IRPA (CD-ROM), 4p. (2000)
Y. Kanda*1 Y. Oki*1 A. Endo M. Numajiri*1 K. Kondo*1	Noxious and radioactive gases produced in the air of high-energy accelerator tunnels *1 High Energy Accelerator Research Organization	Proceedings of the First Workshop on Environmental Radioactivity. KEK Proceeding 2000-13, 21-30 (2000).
沖　雄一*1 遠藤　章 神田　征夫*1 近藤　健次郎*1	高エネルギー陽子加速器トンネル内の放射性エアロゾルの粒径 *1 高エネルギー加速器研究機構	Proceedings of the First Workshop on Environmental Radioactivity. KEK Proceeding 2000-13, 31-36 (2000).
K. Fujimoto*1 Y. Noda*1 Y. Yamaguchi A. Endo	Nuclear accident in Tokai, Japan *1 National Institute for Radiological Science	Radiat. Protect. in Australasia, 17, 67-70 (2000)
A. Endo Y. Yamaguchi Y. Sakamoto M. Yoshizawa S. Tsuda	External doses in the environment from the Tokai-Mura criticality accident	Radiation Protection Dosimetery, 93(3), 207-214 (2000)
A. Endo Y. Oki*1 M. Kanda*1 K. Kondo*1	Evaluation of internal and external doses from ^{11}C produced in the air in high energy proton accelerator tunnels *1 High Energy Accelerator Research Organization	Radiation Protection Dosimetery, 93(3), 223-230 (2000)
M. Kanda*1 Y. Oki*1 A. Endo M. Numaziri*1 K. Kondo*1	Airborne gaseous ^{13}N species and noxious gases produced at the 12GeV proton synchrotron *1 High Energy Accelerator Research Organization	Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry, 247(1), 25-31 (2001)
坂本　幸夫	遮蔽計算によるJCO臨界事故時の線量分布・中性子スペクトル評価	第2回環境放射能研究会報文集

氏　名	標　　題	誌　名
Y. Sakamoto S. Tsuda O. Sato*1 N. Yosizawa*1	Evaluation of dose conversion coefficients for high energy radiation in Japan after SATIF4 *1 Mitsubishi Research Institute, INC	Proceedings of 5th Specialists' Meeting on Shielding Aspects of Accelerators, Targets and Irradiation Facilities (SATIF-5), 313
H. Handa*1 R. Tayama*1 K. Hayashi*1 H. Nakashima Y. Sakamoto N. Sasamoto T. Abe*2 K. Yamada*2	Deep penetration calculations of neutrons up to 1.5 GeV *1 Hitachi Engineering Co., Ltd. *2 Startcom Co., Ltd.	Proceedings of 5th Specialists' Meeting on Shielding Aspects of Accelerators, Targets and Irradiation Facilities (SATIF-5), 205
Y. Nakane Y. Sakamoto	Benchmark experiments of absorbed dose in a slab phantom for several Tens MeV neutrons at the TIARA facility	Proceedings of 5th Specialists' Meeting on Shielding Aspects of Accelerators, Targets and Irradiation Facilities (SATIF-5), 241
N. Yoshizawa*1 Y. Sakamoto S. Iwai*2 H. Hirayama*3	Benchmark calculation with simple phantom for neutron dosimetry *1 Mitsubishi Research Institute, INC *2 Nuclear Development Corp. *3 High-energy Accelerator Organization	Proceedings of 5th Specialists' Meeting on Shielding Aspects of Accelerators, Targets and Irradiation Facilities (SATIF-5), 253
Y. Yamaguchi A. Endo Y. Sakamoto	Data for radiation protection and nuclear data	Proc. of the 2000 Symposium on Nuclear Data, JAERI-Conf 2001-006

氏　名	標　　題	誌　名
H. Nakano*1 R. Tayama*1 T. Tsukiyama*1 H. Handa*1 K. Hayashi*1 K. Shin*2 H. Hirayama*3 H. Nakashima F. Masukawa N. Sasamoto Y. Sakamoto K. Yamada*4 T. Abe*4	Development of DUCT-III code for duct streaming calculation up to 3GeV *1 Hitachi Engineering Co., Ltd. *2 Kyoto University *3 High-energy Accelerator Organization *4 Startcom Co., Ltd.	Proceedings of 5th Specialists' Meeting on Shielding Aspects of Accelerators, Targets and Irradiation Facilities (SATIF-5), 371
S. Tsuda A. Endo Y. Yamaguchi O. Sato*1	Fluence to effective dose conversion coefficients for electron from 1MeV to 100GeV *1 Mitsubishi Research Institute, INC	Proceedings of 2nd International Workshop on EGS KEK proceedings 2000-20, 41-47 (2000)
F. Takahashi Y. Yamaguchi M. Iwasaki*1 C. Miyazawa*1 T. Hamada*2	Analysis of dose in teeth for estimation of effective dose by the electron spin resonance (ESR) dosimetry using dental enamels *1 Ohu University *2 Nuclear Safety Association	Proceedings of 2nd International Workshop on EGS KEK proceedings 2000-20, 48-57 (2000)
T. Oishi M. Yoshida J. Saegusa T. Honda*1 K. Takahashi*2 H. Kuwabara*3	Determination of detection efficiency curve for a gas monitor with a built-in germanium detector *1 Institute of Radiation Measurements *2 SEIKO EG&G Co.,Ltd. *3 Hitachi, Ltd.	J.Nucl.Sci.Technol.,V.38,203-208 (2001)
T. Oishi M. Yoshida	Comparison of characteristics between pulse-like injection and closed loop techniques on calibration of gas monitors	10th Intl. Congress of IRPA (CD-ROM), 4p. (2000)
M. Yoshida T. Oishi J. Saegusa T. Honda*1 K. Takahashi*2 H. Kuwabara*3	A Calibration technique for radioactive gas monitors with a built-in germanium detector *1 Institute of Radiation Measurements *2 SEIKO EG&G Co.,Ltd. *3 Hitachi, Ltd.	10th Intl. Congress of IRPA (CD-ROM), 6p. (2000)

氏　名	標　題	誌　名
R. Sakamoto K. Saito M. Tsutsumi T. Nagaoka I. Stolyarevsky*1 S. Glebkin*1 V. Tepikin*1 N. Arkhipov*1 V. Ramzaev*2 A. Mishine*2 A. Barkovski*2	Relationships between dose rates measured 1m above ground level and ^{137}Cs depth distribution in the Chernobyl grounds *1 Chernobyl Scientific and Technical Center for International Research *2 St.-Petersburg Institute of Radiation Hygiene	10th Intl. Congress of IRPA (CD-ROM), 5p. (2000)
N. Kinouchi T. Oishi H. Noguchi S. Kato M. Ishizawa*1	Selection of filter media in alpha air monitors for emergency environmental monitoring *1 Institute of Radiation Measurements	10th Intl. Congress of IRPA (CD-ROM), 4p. (2000)
M. Yoshizawa J. Saegusa M. Yoshida T. Sugita*1	A Monte Carlo program for estimating characteristics of neutron calibration fields using a pelletron accelerator. *1 Science and System Laboratory	10th Intl. Congress of IRPA (CD-ROM), 4p. (2000)
J. Saegusa T. Oishi K. Kawasaki M. Yoshizawa M. Yoshida T. Sawahata*1 T. Honda*1	Determination of gamma-ray efficiency curves for volume samples by the combination of monte carlo simulations and point source calibration *1 Institute of Radiation Measurements	J.Nucl.Sci.Technol.,V.37,1075-1081 (2000)

1.2　総説・調査報告・解説等

氏　名	標　題	誌　名
西座　雅弘	「環境安全」,「環境安全と研究計画」及び「環境モニタリング」	原子力年鑑 (2000/2001年版)
山口　武憲	被ばく線量の測定・評価マニュアル（内部被ばく）について	保健物理学会誌
村上　博幸	日本原子力研究所の放射線測定器校正用照射設備	放計協ニュース No.26(2000)
村上　博幸	個人線量計をめぐる最近の動き	ISOTOPE NEWS, 558, 57-60
村上　博幸	個人線量計が替わる	保健物理, 36, 95-100(2001)
山口　恭弘	JCO事故による周辺環境への影響；線量評価について	放調協だより(第14号)平成

氏　名	標　題	誌　名
遠藤　章 山口　恭弘 藤元　憲三*1	周辺環境及び住民の線量評価 *1 放射線医学総合研究所	日本原子力学会誌，42(8), 64-68 (2000)
津田　修一 山口　恭弘	高エネルギー放射線に対する線量換算係数の現状	保健物理，36(1) 51-60 (2001)
吉田　真 村上　博幸 野口　宏 津田　修一 吉澤　道夫	特集：IRPA-10　IV.プログラム概要　3.線量及び測定	保健物理,35, 286-289(2000)
吉澤　道夫	特集：IRPA-10　V.特別セッション　1.東海村における臨界事故	保健物理.35, 317-318(2000)
大石　哲也	市民セミナー測定体験プログラムに参加して	保健物理.35, 346-347(2000)
吉澤　道夫 辻村　憲雄*1	被ばく線量の測定・評価マニュアル　ー外部被ばくについてー *1 核燃料サイクル開発機構	保健物理,36, 18-23(2001)
大石　哲也	若手研究会勉強会「放射線等に関する最近の出来事に関する考察」に参加して	保健物理,36, 93-94(2001)

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

氏　名	標　題	レポートNo.
清水　滋 根本　久*1 黒沢　浩二*1 吉澤　道夫	熱中性子線照射場における検出器固定用ジグ材料の熱中性子散乱線の評価 *1 放射線計測協会	JAERI-Tech 2000-041
鈴木　朗史*1 伊藤　精	OSL線量計の諸特性 *1 長瀬ランダウア(株)	JAERI-Tech 2000-089
村田　幹生*1 野口　宏 横山　須美	気体状放出トリチウムの環境媒体中拡散移行解析及び被ばく線量計算コード　TRIDOSE *1 原子力エンジニアリング(株)	JAERI-Data/Code 2000-034
坂本　幸夫 遠藤　章 津田　修一 高橋　史明 山口　恭弘	実効線量評価のための光子・中性子・β線制動輻射線に対する遮へい計算定数	JAERI-Data/Code 2000-044
A. Endo Y. Yamaguchi	Compilation of nuclear decay database used for dose calculation; Revised data for radionuclides listed in ICRP publication 38	JAERI-Data/Code 2001-004
中澤　隆 吉野　敏明 安　和寿 足利谷　好信 菊地　寿樹	HTTR出力上昇試験（1）及び（2）における放射線測定データ報告書	JAERI-Tech 2001-001
中澤　隆 菊地　寿樹 安　和寿 吉野　敏明 足利谷　好信 佐藤　浩一 箕輪　雄資 野村　俊文	HTTRにおける放射線監視システム	JAERI-Tech 2001-010

3. 所内資料

氏　名	標　題	年　月
伊藤　精 白石　明美	外部線量管理マニュアル	2000年6月
東海研 保健物理部	放射線管理季報（平成11年度第４四半期）	2000年８月
東海研 保健物理部	放射線管理季報（平成12年度第１四半期）	1999年10月

氏　名	標　題	年　月
東海研 保健物理部	放射線管理季報（平成12年度第２四半期）	1999年12月
東海研 保健物理部	放射線管理季報（平成12年度第３四半期）	2000年３月
那珂研 安全管理課	安全衛生管理状況報告書（平成11年度第４四半期）	2000年６月
那珂研 安全管理課	安全衛生管理状況報告書（平成12年度第１四半期）	2000年９月
那珂研 安全管理課	安全衛生管理状況報告書（平成12年度第２四半期）	2000年12月
那珂研 安全管理課	安全衛生管理状況報告書（平成12年度第３四半期）	2001年２月
高崎研 安全管理課	安全衛生管理状況報告書（平成11年度第４四半期）	2000年６月
高崎研 安全管理課	安全衛生管理状況報告書（平成12年度第１四半期）	2000年８月
高崎研 安全管理課	安全衛生管理状況報告書（平成12年度第２四半期）	2000年12月
高崎研 安全管理課	安全衛生管理状況報告書（平成12年度第３四半期）	2001年３月
大洗研 放射線管理課	放射線管理季報 No.22-4（平成11年度第４四半期）	2000年７月
大洗研 放射線管理課	放射線管理季報 No.23-1（平成12年度第１四半期）	2000年11月
大洗研 放射線管理課	放射線管理季報 No.23-2（平成12年度第２四半期）	2001年２月
大洗研 放射線管理課	放射線管理季報 No.23-3（平成12年度第3四半期）	2001年３月
関西研 安全管理課	安全衛生管理状況報告書（平成12年度第１四半期）	2000年８月
関西研 安全管理課	安全衛生管理状況報告書（平成12年度第２四半期）	2000年11月
関西研 安全管理課	安全衛生管理状況報告書（平成12年度第３四半期）	2001年２月
むつ事 保安管理課	安全衛生管理状況報告書（平成11年度第４四半期）	2000年５月
むつ事 保安管理課	安全衛生管理状況報告書（平成12年度第１四半期）	2000年８月
むつ事 保安管理課	安全衛生管理状況報告書（平成12年度第２四半期）	2000年11月
むつ事 保安管理課	安全衛生管理状況報告書（平成12年度第３四半期）	2001年２月

4. 口頭発表及び講演

氏　名	標　　題	学会名等
山口　武憲	原研の環境モニタリング活動	第28回放医研環境セミナー
山口　武憲	ICRP1990年勧告法令取り入れの放射線防護上の意義(4) 内部被ばく線量評価コード（INDES,IDEC）の開発	日本原子力学会「2001年春の年会」
山本　英明	クリアランス	日本原子力学会保健物理・環境科学部会シンポジウム「放射線防護の新しい考え方」(東京)
秋山　勇 梅原　隆 児玉　幸三*1 宮　直之*1 松下　紘三	臨界プラズマ試験装置（JT-60）における放射線防護 *1 核融合装置試験部JT-60第2試験室	国際放射線防護学会 2000年5月(広島)
大内　則幸 沢田　康次	細胞選別過程のシミュレーションと表面エネルギーの符号について	日本物理学会 第55回年次大会
渡辺　立子	放射線生物作用の初期過程のモンテカルロシミュレーション	放射線影響学会
N. B. Ouchi J.P. Rieu J.A. Glazier A. Upadhyaya Y. Sawada	Dynamics of Hydra Cell sorting using DAH	International Conference on Dynamical Aspects of Complex Systems from Cells to Brain
M. Pinak	Study of pyrimidine base damage on DNA and its recognition by repair enzyme.	10th Intl. Congress of IRPA 2000年5月(広島)
K. Saito A. Wittmann S. Koga T. Ida Y. Kamei M. Zankl	Variation of air kerma rate from natural radionuclides in ground due to the change of source configurations	10th Intl. Congress of IRPA 2000年5月(広島)
M. Pinak	Simulation of thymine glycol lesioned DNA with software package AMBER 5.0.	The 4th Intl. Conference on Supercomputing in Nuclear Applications SNA, 2000年9月(東京)

氏　名	標　　題	学会名等
斎藤　公明 渡辺　立子	放射線によるＤＮＡ損傷生成過程のモンテカルロシミュレーション	第11回粒子線の先端的応用技術に関するシンポジウム
Kiyoko Saito	A model of risk perception − A model of "subjective" detriment−	10th Intl. Congress of IRPA 2000年５月(広島)
R. Watanabe A. Yokoya K. Saito	Modelling of production process of DNA damage by irradiation with monochromatic X-rays around the K-edge of phosphorus	10th Intl. Congress of IRPA 2000年５月(広島)
R. Watanabe K. Saito	Monte Carlo simulation of initial process of radiation induced DNA damage	International Workshop on Radiation Damage 2001 Repair, Mutagenesis and Visualization, 2001年３月(東京)
横山　須美 野口　宏	Development of dose assessment code for accidental tritium releases	10th Intl. Congress of IRPA 2000年５月(広島)
野口　宏 横山　須美	Development of dose assessment code for accidental releases of activation products	10th Intl. Congress of IRPA 2000年５月(広島)
野口　宏	内部被ばく防護研究の動向	日本原子力学会保健物理環境科学部会ｼﾝﾎﾟｼﾞｳﾑ「放射線防護分野の現状と今後の課題」2000年８月(東京)
木名瀬　栄 野口　宏	全身カウンタによる人体内^{137}Cs負荷量評価の不確実性	日本原子力学会「2000年秋の大会」(青森)
木名瀬　栄	ICRP 1990年勧告法令取り入れの放射線防護上の意義～(1)取り入れに際して考慮されたこと～	日本原子力学会「2001年春の年会」(東京)
J. Kuwabara H. Noguchi	Development of rapid urine analysis method for uranium	10th Intl. Congress of IRPA 2000年５月(広島)
S. Kinase M. Yoshizawa J. Kuwabara H. Noguchi	Application of EGS4 code to whole-body counting	the Second International Workshop on EGS (つくば)

氏　名	標　　題	学会名等
J. Kuwabara H. Noguchi	Development of rapid bioassay method for plutonium	8th Int. Congress on Low-Level Measurement of Actinides and Long-Lived Radionuclides in Biological and Environmental Samples 2000年10月(大洗)
A. Endo Y. Yamaguchi	Reassessment and reinforcement of nuclear decay database used for dose calculations	10th Intl. Congress of IRPA 2000年5月(広島)
S. Tsuda A. Endo Y. Yamaguchi O. Sato*1	Calculation of effective dose conversion coefficients for electrons *1 Mitsubishi Research Institute, INC	10th Intl. Congress of IRPA 2000年5月(広島)
E. Kim A. Endo Y. Yamaguchi M. Yoshizawa T. Nakamura*1 T. Shiomi*1	Design of neutron monitor for wide energy range from thermal to 100MeV *1 Tohoku University	10th Intl. Congress of IRPA 2000年5月(広島)
F. Takahashi Y. Yamaguchi M. Iwasaki*1 C. Miyazawa*1 T. Hamada*2	Relation between teeth-dose and effective dose for external photon exposure *1 Ohu University *2 Nuclear Safety Association	10th Intl. Congress of IRPA 2000年5月(広島)
A. Endo Y. Oki*1 M. Kanda*1 K. Kondo*1	Characterization of ^{11}C, ^{13}N and ^{15}O produced in air through nuclear spallation reactions by high energy protons *1 High Energy Accelerator Research Organization	10th Intl. Congress of IRPA 2000年5月(広島)
Y. Oki*1 A. Endo M. Kanda*1 K. Kondo*1	Particle size of radioactive aerosols generated during machine operation in high-energy proton accelerators *1 High Energy Accelerator Research Organization	10th Intl. Congress of IRPA 2000年5月(広島)
M. Kanamori Y. Yamaguchi K. Fujimoto	Dose assessment for workers in the site and neighboring residents in the JCO criticality accident	10th Intl. Congress of IRPA 2000年5月(広島)
Y. Yamaguchi A. Endo K. Fujimoto*1 M. Kanamori*2	Dose assessment for public and workers in the JCO criticality accident *1 National Institute of Radiological Science *2 Japan Nuclear Cycle Development Institute	International Workshop on the Safety of Nuclear Fuel Cycle Facilities 2000年5月(東京)

氏　名	標　　題	学会名等
坂本　幸夫	簡易遮蔽計算法の現状とICRP90年勧告導入の影響	日本原子力学会放射線工学部会主催第7回「放射線工学」夏季セミナー 2000年7月 (軽井沢)
N. Ishigure*1 A. Endo Y. Yamaguchi K. Kawachi*1	Dose reconstruction: Joint research program between NIRS and JAERI *1 National Institute for Radiological Science	International Symposium on the Criticality Accident, 2000年12月(千葉)
Y. Sakamoto S. Tsuda O. Sato*1 N. Yosizawa*1	Evaluation of dose conversion coefficients for high energy radiation in Japan after SATIF4 *1 Mitsubishi Research Institute, INC	5th Specialists' Meeting on Shielding Aspects of Accelerators, Targets and Irradiation Facilities (SATIF-5) 2000年7月 (フランス)
Y. Nakane Y. Sakamoto	Benchmark experiments of absorbed dose in a slab phantom for several tens MeV neutrons at the TIARA facility	5th Specialists' Meeting on Shielding Aspects of Accelerators, Targets and Irradiation Facilities (SATIF-5) 2000年7月 (フランス)
H. Handa*1 R. Tayama*1 K. Hayashi*1 H. Nakashima Y. Sakamoto N. Sasamoto T. Abe*2 K. Yamada*2	Deep penetration calculations of neutrons up to 1.5GeV *1 Hitachi Engineering Co., Ltd. *2 Startcom Co., Ltd.	5th Specialists' Meeting on Shielding Aspects of Accelerators, Targets and Irradiation Facilities (SATIF-5) 2000年7月 (フランス)

氏　名	標　題	学会名等
N. Yoshizawa*1 Y. Sakamoto S. Iwai*2 H. Hirayama*3	Benchmark calculation with simple phantom for neutron dosimetry *1 Mitsubishi Research Institute, INC *2 Nuclear Development Corp. *3 High-energy Accelerator Organization	5th Specialists' Meeting on Shielding Aspects of Accelerators, Targets and Irradiation Facilities (SATIF-5) 2000年7月 (フランス)
H. Nakano*1 R. Tayama*1 T. Tsukiyama*1 H. Handa*1 K. Hayashi*1 K. Shin*2 H. Hirayama*3 H. Nakashima F. Masukawa N. Sasamoto Y. Sakamoto K. Yamada*4 T. Abe*4	Development of DUCT-III code for duct streaming calculation up to 3GeV *1 Hitachi Engineering Co., Ltd. *2 Kyoto University *3 High-energy Accelerator Organization *4 Startcom Co., Ltd.	5th Specialists' Meeting on Shielding Aspects of Accelerators, Targets and Irradiation Facilities (SATIF-5) 2000年7月 (フランス)
S. Tsuda A. Endo Y. Yamaguchi O. Sato*1	Fluence to effective dose conversion coefficients for electron from 1MeV to 100GeV *1 Mitsubishi Research Institute, INC	2nd International Workshop on EGS 2000年8月 (つくば)
F. Takahashi Y. Yamaguchi M. Iwasaki*1 C. Miyazawa*1 T. Hamada*2	Analysis of dose in teeth for estimation of effective dose by the electron spin resonance (ESR) dosimetry using dental enamels *1 Ohu University *2 Nuclear Safety Association	2nd International Workshop on EGS 2000年8月 (つくば)
石樽　信人*1 遠藤　章 山口　恭弘 河内　清光*1	緊急被ばく患者の線量評価 *1 放射線医学総合研究所	日本放射線影響学会第43回大会、 2000年8月30日-9月1日(東京)
坂本　幸夫 山口　恭弘	JCO臨界事故のガンマ線線量率解析	日本原子力学会 2000年秋の大会 2000年9月(青森)
高橋　史明 坂本　幸夫 平山　英夫*1 金子　堅一*2	点滅衰核法によるγ線遮へい計算の精度 *1 高エネルギー加速器研究機構 *2 京浜コーポレーション	日本原子力学会 2000年秋の大会 2000年9月(青森)

氏　名	標　題	学会名等
山口　恭弘 遠藤　章 金野　正晴*1 石川　敏夫*1	核分裂中性子・γ線に対する家屋の遮へい効果 *1 フジタ	日本原子力学会 2000年秋の大会 2000年９月(青森)
山口　恭弘 遠藤　章 坂本　幸夫	放射線防護用データと核データ	2000年核データ研究会 2000年11月(東海)
山口　恭弘 遠藤　章	事故時の周辺環境の線量評価	第28回放医研環境セミナー 2000年12月(千葉)
藤元　憲三*1 行動調査班*1 山口　恭弘 遠藤　章	行動調査による避難住民の線量評価 *1 放射線医学総合研究所	第28回放医研環境セミナー，2000年12月(千葉)
遠藤　章 山口　恭弘 佐藤　理*1 石榑　信人*2	作業姿勢を模擬した数学ファントムを用いた線量計算 *1 三菱総合研究所 *2 放射線医学総合研究所	第28回放医研環境セミナー 2000年12月(千葉)
石榑　信人*1 河内　清光*1 遠藤　章 山口　恭弘	血中Na-24等の分析による線量の推定 *1 放射線医学総合研究所	第28回放医研環境セミナー，2000年12月(千葉)
津田　修一	ビーム強度測定について	第2回「原研・大学プロジェクト共同研究」陽子加速器施設の放射線安全性に関する研究会 2000年12月 (つくば)
金　ウンジュ	液体シンチレーション検出器型中性子モニタの開発	第2回「原研・大学プロジェクト共同研究」陽子加速器施設の放射線安全性に関する研究会 2000年12月 (つくば)
遠藤　章	空気中の放射化生成の性状測定	第2回「原研・大学プロジェクト共同研究」陽子加速器施設の放射線安全性に関する研究会 2000年12月 (つくば)

氏　名	標　題	学会名等
山口　恭弘	JCO事故における被ばく線量の検討とその後	中部原子力懇談会 調査研究委員会 2001年3月 (名古屋)
坂本　幸夫	遮蔽計算によるJCO臨界事故時の線量分布・中性子スペクトル評価	第2回環境放射能研究会 2001年3月 (つくば)
金　ウンジュ 遠藤　章 山口　恭弘 吉澤　道夫 中村　尚司*1 潮見　大志*1	スペクトル荷重関数を用いたBC501A有機液体シンチレータによる中性子線量測定 *1 東北大学	日本原子力学会 2001年春の年会 2001年3月(東京)
高橋　史明 坂本　幸夫 遠藤　章 山口　恭弘	臨界事故時の迅速線量評価法の開発	日本原子力学会 2001年春の年会 2001年3月(東京)
T. Oishi M. Yoshida	Comparison of characteristics between pulse-like injection and closed loop techniques on calibration of gas monitors	10th Intl. Congress of IRPA 2000年5月(広島)
M. Yoshida T. Oishi J. Saegusa T. Honda*1 K. Takahashi*2 H. Kuwabara*3	A Calibration technique for radioactive gas monitors with a built-in germanium detector *1 Institute of Radiation Measurements *2 SEIKO EG&G Co.,Ltd. *3 Hitachi, Ltd.	10th Intl. Congress of IRPA 2000年5月(広島)
N. Kinouchi T. Oishi H. Noguchi S. Kato M. Ishizawa*1	Selection of filter media in alpha air monitors for emergency environmental monitoring *1 Institute of Radiation Measurements	10th Intl. Congress of IRPA 2000年5月(広島)
R. Sakamoto K. Saito M. Tsutsumi T. Nagaoka I. Stolyarevsky*1 S. Glebkin*1 V. Tepikin*1 N. Arkhipov*1 V. Ramzaev*2 A. Mishine*2 A. Barkovski*2	Relationships between dose rates measured 1m above ground level and ^{137}Cs depth distribution in the Chernobyl Grounds *1 Chernobyl Scientific and Technical Center for International Research *2 St.-Petersburg Institute of Radiation Hygiene	10th Intl. Congress of IRPA 2000年5月(広島)

氏　名	標　題	学会名等
M. Yoshizawa J. Saegusa M. Yoshida T. Sugita*1	A Monte Carlo program for estimating characteristics of neutron calibration fields using a pelletron accelerator. *1 Science and System Laboratory	10th Intl. Congress of IRPA 2000年5月(広島)
吉澤　道夫	外部被ばく線量の測定・評価について	原子力安全技術センター主催 放射線安全管理講習会 2000年10-11月 (東京，札幌，名古屋)
吉澤　道夫	ICRP'90年勧告の国内法取り入れの概要と被ばく線量評価について	日本原子力産業会議・原子動力研究会保健安全グループ研究会 2000年12月(東京)
吉澤　道夫	外部被ばく線量の測定・評価	筑波放射線安全交流会主催 放射線安全勉強会 2001年3月 (つくば)
吉澤　道夫	ICRP1990年勧告法令取り入れの放射線防護上の意義（2）防護量と実用量	日本原子力学会 春の年会 2001年3月(東京)
堤　正博 大石　哲也 木内　伸幸 坂本　隆一 吉田　真	固体廃棄物測定における核種同定型検出ユニットの開発 （1）設計方針と仕様	日本原子力学会 春の年会 2001年3月(東京)
大石　哲也 堤　正博 木内　伸幸 坂本　隆一 吉田　真	固体廃棄物測定における核種同定型検出ユニットの開発 （2）基礎特性評価	日本原子力学会 春の年会 2001年3月(東京)
谷村　嘉彦 三枝　純 吉澤　道夫 吉田　真 鈴木　敏和*1	減速型基準移行用中性子測定器の開発－減速材構造の設計 *1 富士電機	日本原子力学会 春の年会 2001年3月(東京)
三枝　純 谷村　嘉彦 吉澤　道夫 吉田　真 藤井　克年 小栗　朋美*1 鈴木　敏和*2	中性子レムカウンタのエネルギー特性評価 *1 中性子科学センター施設安全グループ *2 富士電機	日本原子力学会 春の年会 2001年3月(東京)

氏　名	標　題	学会名等
吉澤　道夫 三枝　純 山口　恭弘 吉田　真	臨界事故時におけるサイト周辺の中性子線量評価法の比較	日本原子力学会 春の年会 2001年３月(東京)
箕輪　雄資	HTTRの放射線管理モニタリング設備	国際放射線防護学会

5.　特許申請及び登録

氏　名	標　題	年　月
坂本　隆一 斎藤　公明 堤　正博 長岡　鋭	遠隔測定による放射線量の算出方法	2000年 9月22日
三枝　純 大石　哲也 川崎　克也 吉澤　道夫 吉田　真	放射能測定のためのゲルマニウム半導体検出器の校正方法	2000年 9月25日
坂本　隆一 斎藤　公明	地中測定に基づいた放射能量の検出方法	2001年 1月23日

6.　受託調査・研究

相手方	標　題	実施課室
文部科学省	低線量放射線安全評価情報整備	放射線リスク研究室

7.　講師招へい（講演）

今年度招へいなし

8. 所外研修コースへの協力

コース名	講師人数	コース名	講師人数
平成12年度原子力総合防災訓練		九州大学	
オフサイトセンター放射線班	1	大学公開特別講座	1
緊急時モニタリング要員	1		
		神戸商船大学	
運輸省		大学公開特別講座	1
放射性物質安全輸送講習会	8		
		(財) 放射線計測協会	
静岡県環境放射線監視センター		放射線管理入門講座	6
平成12年度緊急時モニタリング		放射線管理・計測講座	10
要員研修会	2	原子力教養講座	3
		放射線業務従事者に係る管理監督者講習	2
新潟県			
平成12年度新潟県防災訓練	1	放射線業務従事者等再教育	8
愛媛県		(財) 原子力安全技術センター	
平成12年度原子力防災訓練	1	再処理棟等防災講座	2
		原子力防災入門講座	1
鹿児島県		原子力防災職種別講座	5
原子力防災訓練の緊急時モニタリング要員	1	原子力施設防災基礎講座	1
		原子力防災実務者講座	2
		緊急時モニタリング初級講座	5
群馬工業高等専門学校		緊急時モニタリング上級講座	10
原子力安全教育	2	SPEEDIネットワークシステム講座	2
群馬県消防学校		第2種放射線取扱主任者講習	5
警防課程研修	2	再処理施設等防災講座 (消防関係)	3
茨城県公害技術センター		(財) 放射線利用振興協会	
JCO臨界事故における線量評価に関する講演	1	国際原子力安全セミナー	2
		原子力体験セミナー	3
中部原子力懇談会		放射線医学総合研究所	
調査研究委員会	1	環境放射線モニタリング過程	1
原子力施設等放射能調査機関連絡協議会		(財) 安全衛生技術試験協会	
		作業環境測定士試験員	1
年会講演会	1		

9. 所内研修コースへの協力

（1単位は80分）

コース名	講義・実習	単位数又は時間	講師人数（延）
国際原子力総合技術センター			
〔東京研修センター〕			
基礎課程初級コース（第1回～第2回）	講義	2単位	2人
基礎課程（第266回～第267回）	講義	8単位	5人
専門課程	講義	2単位	1人
ラジオアイソトープコース（第254回）			
第1種放射線取扱主任者講習	講義	6.5時間	5人
〔東海研修センター〕			
原子炉工学基礎課程（第1回	講義	4単位	2人
原子炉工学課程（第57回）	講義	10単位	3人
放射線防護基礎課程（第34回）	講義	35単位	24人
	実験	84単位	14人
〃 （第35回）	講義	35単位	24人
	実験	84単位	14人
放射性廃棄物管理講座（第22回）	講義	1単位	1人
原子力防災対策講座（第39回）	講義	2単位	2人
	実験	6単位	2人
原子力防災対策講座（第40回）	講義	2単位	2人
	実験	6単位	2人
原子力防災入門講座（第242回～255回）	講義	154単位	27人
原子力専門官研修（第2回）	講義	9単位	8人
	実習	84単位	28人
原子力保安検査官研修（第1期）	講義	2単位	2人
	実習	20単位	8人
原子力保安検査官研修（第3期）	講義	6単位	6人
	実習	10単位	6人

編 集 後 記

本年度の編集作業において，昨年行ったワープロソフトの変更に伴う書式の問題に関しては，執筆者の協力もあり混乱は少なかった。しかしながら，放射線管理での研究所間での表の統一等は今回も問題となったが，編集作業で可能な限りその統一を図った。今後は，このような問題となった点を留意し，執筆されることを希望する。

20 世紀最後の年は，研究室の新たな設置や JCO 事故のあった 1999 年度に比較すると，平穏に進んだと言えるかもしれない。その一方で，新たな世紀を迎えて，原研全体に特殊法人の見直し等の大きな波が押し寄せてくる予兆が出てきた。こうした状況下において，我々のような安全という問題に携わる者にとっては，技術の継承が特に重要となる。このような意味からも，来年度以降もより多くの方々の「保健物理−研究と管理−」への執筆を強く望みたい。

（滝，高橋記）

編 集 委 員

委員長	水下　誠一	（東海研究所，保健物理部次長）*1
	加藤　正平	（　〃　，保健物理部次長）*2
副委員長	伊藤　精	（　〃　，線量管理課）
幹　事	滝　光成	（　〃　，環境放射線管理課）
	高橋　史明	（　〃　，外部被ばく防護研究室）
委　員	大貫　孝哉	（　〃　，施設放射線管理第２課）
	横谷　立子	（　〃　，放射線リスク研究室）
	田山　徹	（那珂研究所，安全管理課）
	大井　義弘	（高崎研究所，安全管理課）
	高場　勇一	（大洗研究所，放射線管理課）
	加部東正幸	（関西研究所，安全管理課）
	後藤　孝徳	（むつ事業所，保安管理課）
事務局	関野　寿	（東海研究所，保健物理業務課）
	鯉渕　久	（　〃　，　〃　）

*1　2001 年 9 月 30 日まで

*2　2001 年 10 月 1 日から

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 eV=1.60218×10^{-19} J

1 u=1.66054×10^{-27} kg

表5　SI接頭語

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

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
工率，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	ファラド	F	C/V
電気抵抗	オーム	Ω	V/A
コンダクタンス	ジーメンス	S	A/V
磁束	ウェーバ	Wb	V·s
磁束密度	テスラ	T	Wb/m^2
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A
セルシウス温度	セルシウス度	℃	
光束	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
レントゲン	R
ラド	rad
レム	rem

1 Å= 0.1 nm=10^{-10} m

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

1 bar=0.1 MPa=10^5 Pa

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

1 Ci=3.7×10^{10} Bq

1 R=2.58×10^{-4} C/kg

1 rad=1 cGy=10^{-2} Gy

1 rem=1 cSv=10^{-2} Sv

（注）

1. 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，1 eVおよび1 uの値はCODATAの1986年推奨値によった。
2. 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。
3. barは，JISでは流体の圧力を表わす場合に限り表2のカテゴリーに分類されている。
4. EC閣僚理事会指令ではbar，barnおよび「血圧の単位」mmHgを表2のカテゴリーに入れている。

換　算　表

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

粘度　1 Pa·s(N·s/m^2)=10 P(ポアズ)(g/(cm·s))

動粘度　1 m^2/s=10^4 St(ストークス)(cm^2/s)

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

エネルギー・仕事・熱量	J(=10^7 erg)	kgf·m	kW·h	cal(計量法)	Btu	ft·lbf	eV
	1	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
	1	2.70270×10^{-11}
	3.7×10^{10}	1

吸収線量	Gy	rad
	1	100
	0.01	1

照射線量	C/kg	R
	1	3876
	2.58×10^{-4}	1

線量当量	Sv	rem
	1	100
	0.01	1

（86年12月26日現在）

保健物理－研究と管理－No.43（2000年度）

R100
古紙配合率100%
白色度70%の再生紙を使用しています