

J A E R I - M
90-224

保健物理 - 管理と研究 - No.32
(1989年度)

1990年12月

東海研究所保健物理部
高崎研究所管理部安全管理課
大洗研究所管理部放射線管理課
大洗研究所管理部放射性廃棄物処理課
むつ事業所管理部保安管理課
むつ事業所施設部施設第1課
原子力船「むつ」機関部

日本原子力研究所研究成果編集委員会

委員長 吉川 尤二 (理事)

委 員

井川 勝市 (燃料・材料工学部)	立川 圓造 (化学部)
石黒 幸雄 (原子炉工学部)	飛岡 利明 (原子炉安全工学部)
伊藤 泰義 (原子力船研究開発室)	林 尚志 (技術情報部)
岩田 忠夫 (物理部)	備後 一義 (保健物理部)
岩本 昭 (物理部)	藤城 俊夫 (燃料安全工学部)
金子 義彦 (原子炉工学部)	船橋 昭昌 (臨界プラズマ研究部)
工藤 博司 (アイソトープ部)	星 鳥雄 (動力試験炉部)
近藤 育郎 (JT-60試験部)	幕内 恵三 (開発部)
斎藤 実 (材料試験炉部)	宮田定次郎 (研究部)
斎藤 伸三 (高温工学試験研究炉設計室)	宮本 喜毬 (高温工学部)
佐伯 正克 (化学部)	森内 茂 (環境安全研究部)
白井 英次 (研究炉管理部)	八巻 治恵 (原子力船技術部)
竹田 辰興 (核融合研究部)	吉田 弘幸 (企画室)

Japan Atomic Energy Research Institute

Board of Editors

Masaji Yoshikawa (Chief Editor)

Kazuyoshi Bingo	Takeo Fujino	Akimasa Funahashi
Takashi Hayashi	Tatsuo Hoshi	Katsuichi Ikawa
Yukio Ishiguro	Yasuyoshi Ito	Akira Iwamoto
Tadao Iwata	Yoshihiko Kaneko	Ikuro Kondo
Hiroshi Kudo	Keizo Makuuchi	Yoshiaki Miyamoto
Teijiro Miyata	Shigeru Moriuchi	Masakatsu Saeki
Minoru Saito	Shinzo Saito	Eiji Shirai
Enzo Tachikawa	Tatsuoki Takeda	Toshiaki Tobioka
Jikei Yamaki	Hiroyuki Yoshida	

JAERI レポートは、日本原子力研究所が研究成果編集委員会の審査を経て不定期に公刊している研究報告書です。

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

JAERI reports are reviewed by the Board of Editors and issued irregularly.

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

©Japan Atomic Energy Research Institute, 1990

編集兼発行 日本原子力研究所
印 刷 いばらき印刷株

保健物理－管理と研究－No. 32

(1989年度)

日本原子力研究所
東海研究所保健物理部
高崎研究所管理部安全管理課
大洗研究所管理部放射線管理課
大洗研究所管理部放射性廃棄物処理課
むつ事業所管理部保安管理課
むつ事業所施設部施設第1課
原子力船「むつ」機関部

(1990年11月27日受理)

本報は、1989年度の日本原子力研究所の東海、高崎及び大洗の各研究所並びにむつ事業所及び原子力船「むつ」における放射性廃棄物管理を含む保健物理業務について、管理、技術開発及び研究の3部門に分けて概要を記述したものである。

各研究所及び事業所とも、施設の放射線管理、個人被ばく管理、環境放射線監視、放射線管理用機器の管理及び放射性廃棄物の管理などの日常業務は、前年度に引き続き滞りなく実施された。

放射線業務従事者の個人被ばく管理については、線量当量限度を超える被ばくはなかった。各施設から放出した気体及び液体廃棄物中の放射能及び放射能濃度は、いずれも保安規定などに定められた放出管理の基準以下であった。また、環境放射線監視結果についても施設に起因する異常は認められなかった。

Health Physics in JAERI No. 32
(April 1, 1989 ~ March 31, 1990)

Department of Health Physics, Tokai Research Establishment
Safety Division, Takasaki Radiation Chemistry Research Establishment
Radiation Control Division and Waste Management and Decontamination
Division, Oarai Research Establishment
Operation Safety Administration Division and Utility and Maintenance
Division I, Mutsu Establishment
Engine Department, Nuclear Ship Mutsu
Japan Atomic Energy Research Institute

(Received November 27, 1990)

In the annual report No. 32 (fiscal 1989) are described the activities of health physics including radioactive waste management in Tokai Research Establishment, Takasaki Radiation Chemistry Research Establishment, Oarai Research Establishment, Mutsu Establishment and Nuclear Ship Mutsu.

In all the establishments, radiation monitoring in nuclear facilities, individual monitoring, environmental monitoring and maintenance of monitoring instruments were carried out as in the previous years.

There were no occupational exposure exceeding the dose equivalent limit and no release of radioactive gaseous and liquid wastes beyond the release limits specified according to the regulations. In the environment there were observed no abnormal radioactivity due to the facilities.

In Tokai and Oarai Research Establishment and Mutsu Establishment, radioactive waste management including decontamination was carried out and radioactive solid wastes were stored in the same way as in the previous years.

Technology development and research

Technology developments were made as in the previous years for im-

proving the techniques and methods in monitoring of individuals, facilities and environment, radiation measurement instrumentation and also in waste management and decontamination. The following works were made in the researches of radiation dosimetry, body radioactivity, airborne radioactivity and waste treatment.

For radiation dosimetry: preparation of β -ray plain source for dose estimation on skin contamination, 4π directional dependence of external effective dose equivalent (III), analysis of career dose to workers, distribution of annual collective dose of workers among nuclear power reactors, and effect of transition type and atomic number on β -ray absorbed dose evaluation.

For body radioactivity: theoretical study for correction of plutonium chest counting data (II), radiosensitivity of chromosomes of rabbit lymphocytes (V), and dicentrics and indirect action.

For airborne radioactivity: tritium oxide permeability of membranes used for protective appliances (V), effect of hydrogen isotope composition on conversion reaction of tritium gas to tritiated water, development of models of tritium dispersion in the environment near nuclear facilities, and effectiveness of sheltering in a wooden building against radioactive airborne contaminations.

For waste treatment: effects of residual radioactivity on scientific and industrial instruments (II), and safety verification test of rational disposal of very low-level radioactive solid wastes.

Keywords: Health Physics, Radiation Monitoring, Waste Management, Waste Treatment, Radiation Dosimetry, External Exposure, Internal Exposure, Environmental Monitoring, Radiation Protection

まえがき

本報告書は、1989年度における放射性廃棄物管理を含む保健物理部門の業務の総括報告書である。次の頁に示した各組織の業務の概要を管理、技術開発及び研究の3部に分けて記述した。

各施設の区域放射線管理、個人被ばく管理、環境放射線監視、放射線管理用機器の管理及び放射性廃棄物の管理などの定常業務を、1988年度に引き続き滞りなく実施したほか、設備、機器等の新設、更新を進めて、機能の充実と管理の効率化を図った。

1989年度は、線量当量限度を超える被ばくや汚染はなく、各施設から放出された気体及び液体廃棄物は、いずれも放出管理の基準値以下であった。また、環境放射線監視結果についても、施設に起因する異常は認められなかった。

技術開発業務については、管理業務に直接反映する事項として、施設の放射線管理技術、被ばく線量評価、計測器等の校正技術、放射性廃棄物の処理と保管に関する技術開発などを進めた。

研究業務については、1988年度に引き続き実効線量当量の測定評価に関する開発、放射線標準測定法の開発、トリチウム環境影響評価モデルの開発等を実施したほか、極低レベル固体廃棄物の合理的処分の安全性実証試験を進めた。

なお、ICRP 1977年勧告を取り入れた法令が1989年度当初から施行され、放射線測定に係る単位及び用語の変更等があったため、本報告書においても改正法令に合わせた単位等を用いて記述した。

(押野 昌夫)

東海研究所保健物理部

沼宮内 弼 雄 (147)

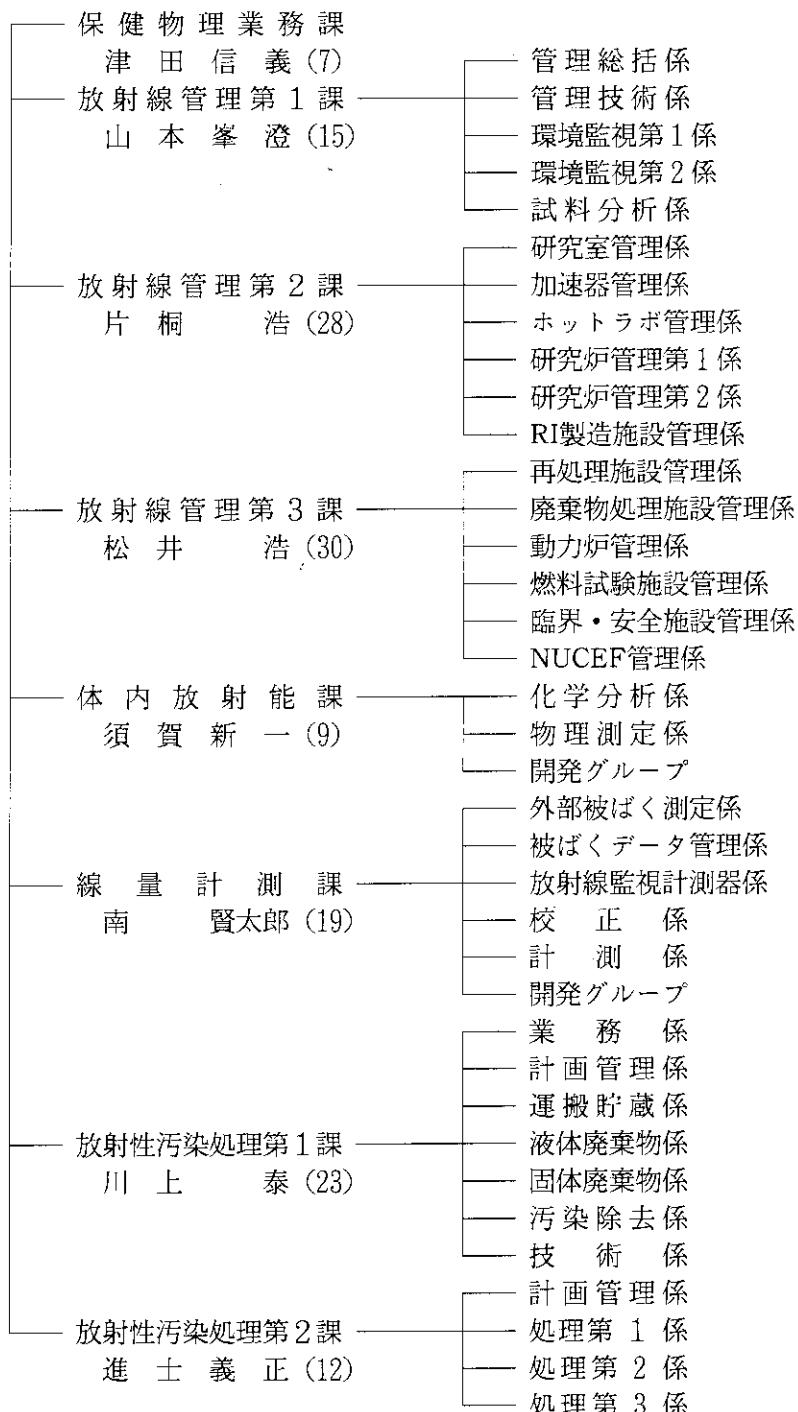
次 押野 昌 夫

部付 赤石 準

(課長待遇)

1990年3月31日現在

() 内職員数



高崎研究所管理部

横川 薫

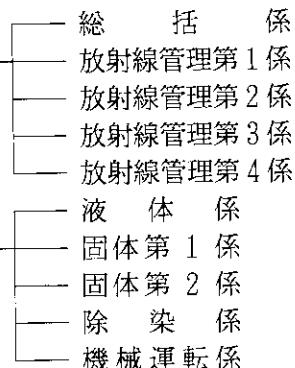
安全管理課

穴沢 豊 (5)

大洗研究所管理部

大久保 義 春

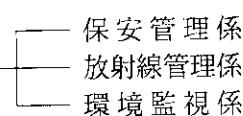
放射線管理課
北野 匡四郎 (21)



むつ事業所管理部

山路 順一

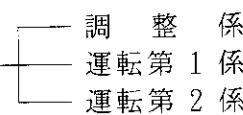
保安管理課
(兼)角田 準作 (6)



むつ事業所施設部

(次)関口 一雄

施設第1課
西村 允宏 (9)



原子力船「むつ」機関部

渡辺 隼嗣

保健物理班
内藤 裕 (5)

March 31, 1990

(): Number of Personnel

Department of Health Physics, Tokai Research Establishment (147)

- Health Physics Administration Division (7)
- Radiation Control Division I (15)
- Radiation Control Division II (28)
- Radiation Control Division III (30)
- Bioassay Division (9)
- Radiation Dosimetry Division (19)
- Waste Disposal and Decontamination Division I (23)
- Waste Disposal and Decontamination Division II (12)

Department of Administrative Services, Takasaki Radiation Chemistry Research Establishment

Safety Division (5)

Department of Administrative Services, Oarai Research Establishment

- Radiation Control Division (21)
- Waste Management and Decontamination Division (23)

Department of Administration Services, Mutsu Establishment

Operation Safety Administration Division (6)

Department of Facilities, Mutsu Establishment

Utilities and Maintenance Division I (9)

Engine Department, Nuclear Ship Mutsu

Health Physics Division (5)

目 次

1. 管 理

1A. 東海研究所

1A.1 総 括	1
A.1.1 概 要	1
A.1.2 管理区域	2
A.1.3 排気及び排水の管理データ	9
A.1.4 放射性廃棄物の保管廃棄量	22
A.1.5 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	23
A.1.6 放射性汚染及び被ばく（事故等）	24
A.1.7 放射性同位元素の保有状況	24
1A.2 個人被ばく線量当量の管理	29
A.2.1 概 要	29
A.2.2 外部被ばく線量当量の管理	30
A.2.3 内部被ばく線量当量の管理	37
A.2.4 個人被ばく線量当量等の登録	40
1A.3 施設の放射線管理	41
A.3.1 概 要	41
A.3.2 ホットラボにおける動力浄気式フードの使用経験	42
A.3.3 放射性同位元素の使用状況等の計算機による管理	45
A.3.4 第2廃棄物処理棟封入セル内除染作業時の放射線管理	47
A.3.5 JPDR解体作業（第4期）における放射線管理	48
A.3.6 γ 線エリアモニタのパルス応答特性と放射線管理上の対応について	51
A.3.7 燃料試験施設セル除染作業時の放射線管理	54
A.3.8 WASTEFのガラス固化体作製装置電気炉更新作業時の放射線管理	57
A.3.9 セル内除染作業における作業負担調査	59
A.3.10 放射性汚染等の概況	61
1A.4 環境放射能の管理	63
A.4.1 概 要	63
A.4.2 環境放射線のモニタリング	64
A.4.3 環境試料のモニタリング	72
A.4.4 排気、排水及び環境試料の化学分析	82
A.4.5 東海研周辺監視区域外における放射能濃度比の算定	84
A.4.6 東海研究所の緊急時放射線モニタリング実施地域の検討	86

A.4.7 環境被ばく線量当量計算コードの整備	89
1A.5 放射線計測器類の管理	90
A.5.1 概要	90
A.5.2 サーベイメータの校正	91
A.5.3 放射線監視計測器の管理	92
A.5.4 放射線管理試料の計測	94
1A.6 放射性廃棄物の管理及び汚染除去	95
A.6.1 概要	95
A.6.2 放射性廃棄物の管理	96
A.6.3 汚染除去	101
A.6.4 廃棄物処理施設の整備	103
1B 高崎研究所	
1B.1 放射線管理	105
B.1.1 概要	105
B.1.2 個人被ばく線量当量の管理	105
B.1.3 施設の放射線管理	105
B.1.4 放射線計測器の管理	106
1C 大洗研究所	
1C.1 総括	109
C.1.1 概要	109
C.1.2 管理区域	111
C.1.3 排気及び排水の管理データ	112
C.1.4 放射性廃棄物の保管廃棄量	116
C.1.5 環境における放射性希ガス及び液体廃棄物による被ばく線量当量	117
C.1.6 放射性汚染及び被ばく	118
C.1.7 放射性同位元素の保有状況	118
1C.2 個人被ばく線量当量の管理	120
C.2.1 概要	120
C.2.2 外部被ばく線量当量の管理	120
C.2.3 内部被ばく線量当量の管理	122
1C.3 施設の放射線管理	123
C.3.1 概要	123
C.3.2 JMTR 排気各系統の ¹⁴ C 放射能濃度測定	124
C.3.3 JMTR 炉室内のガス状及び水蒸気状トリチウムの比較測定	126
C.3.4 JMTR・LEU 燃料の FP 放出率測定試験に伴う放射線管理	128
C.3.5 処理場焼却装置セラミックフィルタ除染作業時の放射線管理	131

C.3.6 放射性汚染等の状況	132
1C.4 環境放射能の管理	133
C.4.1 概 要	133
C.4.2 環境放射線のモニタリング	133
C.4.3 環境試料のモニタリング	134
1C.5 放射線計測器類の管理	138
C.5.1 概 要	138
C.5.2 サーベイメータ等の管理	138
C.5.3 放射線モニタ等の管理	139
1C.6 放射性廃棄物の管理及び汚染除去	140
C.6.1 概 要	140
C.6.2 放射性廃棄物の管理	141
C.6.3 汚染除去	146
C.6.4 廃棄物処理施設の整備	148
1D むつ事業所	
1D.1 放射線管理	149
D.1.1 概 要	149
D.1.2 個人被ばく線量当量の管理	151
D.1.3 施設の放射線管理	154
D.1.4 環境放射能の管理	157
D.1.5 放射線計測器の管理	169
1D.2 放射性廃棄物の管理	170
D.2.1 概 要	170
1E 原子力船「むつ」	
1E.1 放射線管理	172
E.1.1 概 要	172
E.1.2 個人被ばく線量当量の管理	172
E.1.3 施設の放射線管理	174
E.1.4 放射線計測器の管理	175
1E.2 放射性廃棄物の管理	176
E.2.1 概 要	176
E.2.2 放射性廃棄物の管理	176
2. 技術開発	
2.1 個人被ばく線量当量の管理	177
2.1.1 概 要	177

2.1.2 内部被ばく定期検査対象者の選定方法	178
2.1.3 ^{137}Cs 体内量の経年変化－1961年度から1989年度までのまとめ－	181
2.1.4 CdTe 検出器特性試験	184
2.1.5 1989年度放射線医学分野における日ソ共同研究の概要 －内部被ばく線量研究の現状－	187
2.2 施設の放射線管理	190
2.2.1 概 要	190
2.2.2 化学形状別分離測定装置による気体状 ^{14}C 化合物の分析試験	191
2.2.3 JPDR 解体作業時の塵埃飛散率等の測定(IV)	193
2.2.4 放射線モニタ監視装置における被ばく線量予測システムの開発	196
2.3 放射線計測	199
2.3.1 概 要	199
2.3.2 1 cm 線量当量対応プラスチックシンチレーション検出器の特性	200
2.3.3 中性子線源移動装置の整備	202
2.3.4 表面汚染測定における床材等の汚染線源効率とふきとり効率	204
2.4 放射性廃棄物の処理	208
2.4.1 概 要	208
2.4.2 放射性汚染金属水銀の固化処理	209
2.4.3 放射性廃棄物データ管理システム(II)	210
2.4.4 アルミ脱被覆廃液のアスファルト固化処理	212
2.4.5 廃液輸送管の健全性調査(I)	214
2.4.6 廃棄物固化体放射能測定装置の開発	218
2.4.7 衣料除染(洗濯)廃液処理システムの改良	222
3. 研究	
3.1 放射線計測	225
3.1.1 概 要	225
3.1.2 皮膚汚染における線量当量評価用 β 線面線源の作製	226
3.1.3 外部被ばく実効線量当量の 4π 方向依存性(III)	228
3.1.4 職歴線量の解析	231
3.1.5 原子炉間の年作業者集団線量分布	233
3.1.6 β 線吸収線量の遷移型・原子番号依存性	235
3.2 身体放射能	239
3.2.1 概 要	239
3.2.2 プルトニウム肺モニタ測定値の補正に関する研究(II)	239
3.2.3 ウサギリンパ球の放射線感受性(V)－ポアソン分布適合度検定－	242
3.2.4 二動原体染色体と間接作用	244
3.3 環境放射線管理技術	245

3.3.1 概 要	245
3.3.2 防護具素材の酸化トリチウム透過率(V)	246
3.3.3 トリチウムガスから水への転換反応に及ぼす同位体組成比の効果	248
3.3.4 理学工業機器に対する残留放射能の影響(II)	250
3.3.5 極低レベル固体廃棄物合理的処分安全性実証試験(1989年度)	252
3.3.6 放射線防護基準データベースの整備(II)	254
3.3.7 トリチウムの環境移行評価モデルの開発	255
3.3.8 木造建物への屋内退避による放射能防護効果の評価例	257

付 錄

1. 外部投稿	259
2. JAERI-M レポート	260
3. 所内資料	261
4. 口頭発表及び講演	263
5. 特許申請及び登録	267
6. 受託調査・研究	267
7. 講師招へい(講演)	267
8. 所外研修コースへの協力	268
9. 所内研修コースへの協力	269

Contents

1. Monitoring and Maintenance

1A Tokai Research Establishment

1A.1 General	1
A.1.1 Summary	1
A.1.2 Controlled Area	2
A.1.3 Release of Radioactive Gaseous and Liquid Wastes	9
A.1.4 Waste Management and Monitoring	22
A.1.5 Environmental Dose due to Radioactive Noble Gases and Liquid Effluents	23
A.1.6 Radiological Incidents	24
A.1.7 Inventory of Radioisotopes	24
1A.2 Individual Monitoring	29
A.2.1 Summary	29
A.2.2 Monitoring for External Exposure	30
A.2.3 Monitoring for Internal Exposure	37
A.2.4 Registration of Personnel Exposure	40
1A.3 Radiation Monitoring in Facilities	41
A.3.1 Summary	41
A.3.2 Characteristics of Powered Air-purifying Respirator in Hot Laboratory	42
A.3.3 Computer Management System for the Use, Storage and Disposal of Radioisotopes	45
A.3.4 Radiation Monitoring in Decontamination Work of Canning Cell in Intermediate-Level Waste Treatment Facility	47
A.3.5 Radiation Monitoring on the Decommissioning of JPDR (the 4th period)	48
A.3.6 Response to the Pulsed Radiation of γ -area Monitors and Countermeasure on Radiation Monitoring	51
A.3.7 Radiation Monitoring in Decontamination of Concrete Cells in Reactor Fuel Examination Facility	54
A.3.8 Radiation Monitoring in Renewal Apparatus in WASTEF ..	57
A.3.9 Work Strain in Decontamination of Hot Cells	59
A.3.10 Unexpected Radiation Exposures and Surface Contaminations	61

1A.4 Environmental Monitoring	63
A.4.1 Summary	63
A.4.2 Monitoring for Environmental Radiation	64
A.4.3 Monitoring for Environmental Samples	72
A.4.4 Chemical Analysis for Released Radioactive Materials and Environmental Samples	82
A.4.5 Estimation of Ratio of the Radioactive Concentrations in Air at the Tokai Site Boundary to Limit of Concentration in Air	84
A.4.6 Assessment of Emergency Environmental Monitoring Zone at Site of Tokai Establishment	86
A.4.7 Improvement of Computer Codes for Calculating Annual Dose Equivalents to Man and for Statistical Analyzing Meteorological Data	89
1A.5 Maintenance of Monitors and Survey Meters	90
A.5.1 Summary	90
A.5.2 Calibration of Survey Meter	91
A.5.3 Maintenance of Monitors	92
A.5.4 Measurement of Radioactivity in Samples	94
1A.6 Waste Management and Decontamination	95
A.6.1 Summary	95
A.6.2 Radioactive Waste Management	96
A.6.3 Decontamination	101
A.6.4 Maintenance and Construction of Facilities	103
1B Takasaki Radiation Chemistry Research Establishment	
1B.1 Radiation Monitoring	105
B.1.1 Summary	105
B.1.2 Individual Monitoring	105
B.1.3 Radiation Monitoring in Facilities	105
B.1.4 Maintenance of Monitors and Survey Meters	106
1C Oarai Research Establishment	
1C.1 General	109
C.1.1 Summary	109
C.1.2 Controlled Areas	111
C.1.3 Releases of Radioactive Gaseous and Liquid Wastes	112
C.1.4 Waste Management and Monitoring	116
C.1.5 Environmental Dose due to Radioactive Noble Gases and Liquid Effluents	117

C.1.6 Radiological Incidents	118
C.1.7 Inventory of Radioisotopes	118
1C.2 Individual Monitoring	120
C.2.1 Summary	120
C.2.2 Monitoring for External Exposure	120
C.2.3 Monitoring for Internal Exposure	122
1C.3 Radiation Monitoring in Facilities	123
C.3.1 Summary	123
C.3.2 Measurement of Radioactive Concentration of Carbon-14 of Exhaust Pipe Routes in JMTR	124
C.3.3 Comparative Measurement of Gaseous and Evaporated Tritium in JMTR	126
C.3.4 Radiation Monitoring of Release Rates Measurement of FP of LEU Fuel in JMTR	128
C.3.5 Radiation Monitoring for Decontaminating Work of Ceramic Filter	131
C.3.6 Unexpected Radiation Exposure and Surface Contaminations	132
1C.4 Environmental Monitoring	133
C.4.1 Summary	133
C.4.2 Monitoring for Environmental Radiation	133
C.4.3 Monitoring for Environmental Samples	134
1C.5 Maintenance of Monitors and Survey Meters	138
C.5.1 Summary	138
C.5.2 Maintenance of Survey Meters	138
C.5.3 Maintenance of Monitors	139
1C.6 Waste Management and Decontamination	140
C.6.1 Summary	140
C.6.2 Radioactive Waste Management	141
C.6.3 Decontamination	146
C.6.4 Maintenance and Construction of Facilities	148
1D Mutsu Establishment	
1D.1 Radiation Control	149
D.1.1 Summary	149
D.1.2 Individual Monitoring	151
D.1.3 Radiation Monitoring in Facilities	154
D.1.4 Environmental Monitoring	157
D.1.5 Maintenance of Monitors and Survey Meters	169

1D.2 Waste Management	170
D.2.1 Summary	170
1E Nuclear Ship Mutsu	
1E.1 Radiation Monitoring	172
E.1.1 Summary	172
E.1.2 Individual Monitoring	172
E.1.3 Radiation Monitoring in Facilities	174
E.1.4 Maintenance of Monitors and Survey Meters	175
1E.2 Waste Management	176
E.2.1 Summary	176
E.2.2 Radioactive Waste Management	176
2. Technology Development	
2.1 Monitoring for Personnel Exposure	177
2.1.1 Summary	177
2.1.2 Selection of Subjects for Individual Routine Monitoring for Internal Exposure	178
2.1.3 Variation of ^{137}Cs Body Burden - Summary of the Period from 1961 to 1989 -	181
2.1.4 Characteristics of CdTe Detector	184
2.1.5 JAPAN-USSR Scientific Cooperation in Radiation Medicine in FY-1989 - Study on Internal Dose Measurement -	187
2.2 Radiation Monitoring in Facilities	190
2.2.1 Summary	190
2.2.2 Analysis of Gaseous ^{14}C Compounds Using Chemical Forms Discrimination Monitoring System	191
2.2.3 Measurement of Dispersion Rate and Size Distribution of Dust Generated at the JPDR Decommissioning (IV)	193
2.2.4 Dose Simulation Model in Centralized Radiation Monitoring System	196
2.3 Radiation Measurement Instrumentation	199
2.3.1 Summary	199
2.3.2 Characteristics of Plastic Scintillation Counter for Measurement of 1cm Dose Equivalent	200
2.3.3 An Equipment for Transfer of Neutron Sources	202
2.3.4 Efficiencies of a Source and Removal Factor for Flooring and Some Materials for Measurement of Surface Contamination	204
2.4 Waste Management and Decontamination	208

2.4.1	Summary	208
2.4.2	Solidification of Contaminated Mercury	209
2.4.3	Development of Computer System for Radwaste Management (II)	210
2.4.4	Bituminization of Aluminium Cladding Liquid Waste	212
2.4.5	Investigation of Liquid Waste Transporting Pipe Line (I)	214
2.4.6	Development of Radioactive Waste Package Nuclides Analyzing System	218
2.4.7	Advanced of Laundry Waste Treatment System	222
3.	Research	
3.1	Radiation Dosimetry	225
3.1.1	Summary	225
3.1.2	Preparation of β -ray Plain Source for Dose Estimation on Skin Contamination	226
3.1.3	4π Directional Dependence of External Effective Dose Equivalent (III)	228
3.1.4	Analysis of Career Dose to Workers	231
3.1.5	Distribution of Annual Collective Dose of Workers among Nuclear Power Reactors	233
3.1.6	Effect of Transition Type and Atomic Number on β -ray Absorbed Dose Evaluation	235
3.2	Body Radioactivity	239
3.2.1	Summary	239
3.2.2	Theoretical Study for Correction of Plutonium Chest Counting Data (II)	239
3.2.3	The Radiosensitivity of Chromosomes of Rabbit Lymphocytes (V) - goodness-of-fit tests for the Poisson distribution - ..	242
3.2.4	Dicentrics and Indirect Action	244
3.3	Airborne Radioactivity and Waste Disposal	245
3.3.1	Summary	245
3.3.2	Tritium Oxide Permeability of Membranes used for Protective Appliances (V)	246
3.3.3	Effect of Hydrogen Isotope Composition on Conversion Reaction of Tritium Gas to Tritiated Water	248
3.3.4	Effects of Residual Radioactivity on Scientific and Industrial Instruments (II)	250

3.3.5 Safety Verification Test of Rational Disposal of Very Low-Level Radioactive Solid Wastes	252
3.3.6 A Pilot System of Database for Regulatory Information on Radiation Protection (II)	254
3.3.7 Development of Models of Tritium Dispersion in the Environment near Nuclear Facilities	255
3.3.8 Effectiveness of Sheltering in a Wooden Building Against Radioactive Airborne Contaminants	257

Appendix

1. Journal Papers	259
2. Papers Published as JAERI-M Report	260
3. Papers Published as Internal Report	261
4. Oral Presentations	263
5. Patents	267
6. Entrusted Works	267
7. Lectures by Outside Persons	267
8. Training Courses for Outside Organizations	268
9. Training Courses in JAERI	269

1A 東海研究所

1A.1 総括

A.1.1 概要

各施設の区域放射線管理、個人被ばく管理、環境放射線監視、放射線管理用機器の管理及び放射性廃棄物の管理などの定常業務を1988年度に引き続いて滞りなく実施した。また、設備、機器等の新設、更新を計画的に進めて、機能の充実と管理の効率化に努めた。

区域放射線管理については、JRR-3使用済燃料プールに係る改造工事、JPDR解体実地試験等の各種作業の放射線管理を実施するとともに、NUCEF施設建設に係る安全審査への対応、大型放射光施設に関する安全評価、大型トリチウム取扱施設の管理基準の検討等を行った。

放射線業務従事者の個人被ばく管理については、1989年度から施行された改正法令に従って実効線量当量及び組織線量当量を算定した。その結果、線量当量限度を超える被ばくはなかった。外部被ばくによる実効線量当量は、最大6.4 mSv 平均0.09 mSv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。放射線業務従事者(3,924人)の集団実効線量当量は346.5人・mSvであった。

1989年度に各施設から放出された気体及び液体廃棄物中の放射能及び放射能濃度は、いずれも保安規定等に定める放出基準値以下であった。また、年間放出量に基づいて評価した周辺環境における線量当量は、放射性希ガスに起因する年間の最大実効線量当量が $1.4\mu\text{Sv}$ (JRR-2南西方向の周辺監視区域境界)、液体廃棄物中の主要核種による年間の実効線量当量が 16nSv であり、原子炉施設保安規定に定められている年間の線量目標値 $50\mu\text{Sv}$ を十分下回った。

なお、放射線管理用モニタ、環境放射線監視装置等の更新を年次計画に基づいて実施したほか、1988年度に引き続いて海岸地区施設の放射線モニタ集中監視システムの準備を進め、1989年度は廃棄物処理施設のシステム整備を実施した。

放射性廃棄物の管理に関しては所内及び所外から搬入された固体及び液体廃棄物について減容、濃縮、固化、封入等の処理を行い、1989年度には約 580m^3 の保管体を保管廃棄した。

放射線安全教育に関しては、ラジオアイソトープ・原子炉研修所における各種研修、新人職員訓練、放射線作業従事者訓練などに講師及び実習指導員として協力したほか、各作業現場における放射線作業者の安全教育訓練を積極的に行った。

(岸田 昌美)

A.1.2 管理区域

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

1989年度中に一時的に設定し解除された管理区域の件数は第1種管理区域67件、第2種管理区域9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(53件)、第2種管理区域は工業用X線装置による非破壊検査(7件)であった。

(吉田 菊夫)

Table A.1.2-1 第1種管理区域

(東海研究所、1990年3月31日現在)

施設名	範囲	注)適用規定
第3研究棟	020号室(RI庫), 2階東側半分, 3階東側半分	◎
第4研究棟	地下1階: 廃液タンク室 1階: 放射線管理室、事務室、給気フィルタ室及びコールド便所を除く区域 2階: 全域 3階: 全域 4階: 全域	◎ ◎
放射線標準施設棟 タンデム加速器建家	2階: 202, 204, 206号室, 第1貯蔵室 地下1階: 照射室、ホット測定室、汚染検査室 1階: ホット化学実験室、RI貯蔵庫、核燃料保管庫, 地下1階から2階までの階段	◎ ◎
セラミック特研	6, 7, 13, 14, 15, 16, 17, 18, 19, 20号室, 廃液貯槽室	◎
冶金特研	5, 6, 7, 8, 9, 10, 11, 12, 13, 14, 15, 16, 17, 18号室, RI貯蔵室、核燃料貯蔵室、廃液貯槽室、廃棄物保管室、排風機室、RI貯蔵室から玄関までの廊下	◎
リニアック JRR-1	化学実験室 汚染検査室、更衣室、実験室1~3 廃棄物保管室、炉室地下(サブパイル室)	◎ ◎原
ホットラボ	地階: 汚染検査室、排風機室、廃液貯槽室、ホットストレージ、シリンドラー室 1階: 汚染検査室、冶金ケーブ、モニタリングケーブ、鉛セル、SEセル、化学ケーブ、ジュニアセル、セミホットセル、サービスルーム、操作室、マニプレータ修理室、汚染除去室、測定室、フログマン室、グラファイトラボ 2階: 全域	◎使

施設名	範囲	適用規定
J R R - 2 炉管理部格納庫 核燃料倉庫	炉室, 制御室, 燃料要素貯蔵庫, エアロック, ロッカーリムジン室と炉室の間の廊下, 実験準備室南側化学実験エリア, 炉室入口より通じる作業衣掛場に隣接する区域及びロッカーリムジン室に隣接する区域 全域 1階: 2, 3, 4, 5, 6, 7, 8号室, 廃棄物保管室, 更衣室, 廊下 2階: ホット機械室 地階: 廃液貯槽室	原②
開発試験室	VHTRC炉室, VHTRC燃料作業室, VHTRC燃料貯蔵室, 同位体分離実験室, 汚染検査室, 核燃料貯蔵庫, 廃棄物保管室, 廃液貯槽室, 排気設備室, 第4実験室	原②
R I 製造棟	201, 202, 203, 204, 205, 206, 207, 208, 209, 210, 211, 212, 213, 214, 215, 216, 302, 303, 304, 305, 307, 309, 310, 311, 312, 313号室, 300番台地下室, 廊下全域, 401, 402, 403, 404, 405, 406, 407号室, 400番台地階タンク室, 502号室(地階), ホット排水管地下ダクト	②③
J R R - 3 JRR-3実験利用棟	炉室, エアロック, 使用済燃料貯槽室及び同地階, 燃料管理施設及び同地階, 廃棄物保管室, 器材室, シャワー室, 放管測定室, 資材室, 便所, 汚染検査室 1階: ローディングドック, 大型廃棄物保管庫及び汚染検査室前の廊下を除く区域	原②
JRR-3実験利用棟第2棟	地下1階: 全域 1階: 汚染検査室前の廊下を除く区域	②
トリチウムプロセス研究棟	1階: 111, 112, 113, 114, 115, 116, 121, 122, 123号室 2階: 211, 212, 213, 214, 215号室 地階: 011, 021, 023, 024号室	②
J R R - 4 プルトニウム研究1棟	地下FFD室, 冷却機器室, 測定室, リドタンク, ローディングドッグA, B, リフト, 燃料倉庫, ロッカーリムジン室, 炉室とロッカーリムジン室との間の廊下, 2階No.1プール, No.2プール, 測定室, 制御室, 散乱実験室, 炉室, ホット実験室, 線源置場 101, 102, 103, 104, 105, 106, 107, 108, 109, 110, 111, 112, 113, 114, 115, 116, 3, 4, 5, 6号室, ホット便所, シャワー室, 更衣室, 廃液貯槽室	原②
再処理特研	121, 122, 123, 124, 131, 132, 133, 134, 135, 136, 137, 138, 139, 140, 141, 142, 143, 144, 145, 221, 222, 223, 231, 232, 233, 241, 242, 243, 244, 323, 324号室, ホットケーブル, 分析セル, Puセル, 溶媒回収セルサブケーブル, II棟ポンプ室廃液操作室, 地下1階サンプリング室, 地下2階タンク室, ポンプ室	②③

施設名	範囲	適用規定
廃液長期貯蔵施設	廃液長期貯蔵室: 地階ポンプ室, 高レベル廃液貯蔵室, トランスマッター室, サンプリング室, Al 廃液貯蔵室, IAW 貯蔵室, ローディング室	⑬
プルトニウム研究2棟	1, 2号室, 廊下	⑬ ⑭
再処理試験室	5, 7, 8, 9, 10, 11, 12, 13, 14, 15号室, 廊下	⑭
ウラン濃縮研究棟	プロセス基礎実験室, 核燃料貯蔵庫, 原子蒸気実験室	
処理処分開発棟	大実験室, 小実験室, 供試体製作室, 中実験室, 測定室, RI 貯蔵庫	⑭
フッ素実験室	N-3, N-4, S-3, S-4, S-5, S-6, 暗室, 汚染検査室, 廊下	⑭
液体廃棄物処理施設	汚染検査室, 低レベル蒸発処理装置室1階及び2階の全域, 中レベル蒸発処理装置室の1階, 2階及び地階の全域, 分析室, 化学実験室, 計測室, 低レベル廃液貯槽室及びタンクヤード, 中レベル廃液貯槽室, 廃液格納庫, 受入検査室, 処理済廃液貯槽と屋外フェンスで囲まれた区域内	⑬ ⑭ ⑮
固体廃棄物処理施設	汚染検査室, 圧縮処理室, 解体処理室と屋外フェンスで囲まれた区域内, 固体廃棄物貯蔵庫, 極低レベル固体廃棄物処理装置	⑬ ⑭ ⑮
第1廃棄物処理棟	汚染検査室, コントロール室, 排風機室, 機器室, 廃棄物一時置場, 灰取出し室, 機械室	⑬ ⑭ ⑮
第2廃棄物処理棟	1階: 資材室, 中央監視室, 測定室, 実験室, 操作エリア, チェンジングルーム, 濃縮セル, 固化セル, 処理済廃棄物収納セル, 廃棄物処理セル, 処理前廃棄物収納セル, 濃縮系機器室, アイソレーションルーム No. 1, No. 2, 容器搬入室, サービスエリア, 除染室, 準備室, 熱媒ボイラー室 2階: クレーンホール, アスファルト溶解室 地階: 地階操作室, ホット機械室, 濃縮セル, ドラム詰室, ポンプ室, 固化準備室, コンクリート注入室, 凝縮水貯槽室, 前処理室, 処理前廃液貯槽室, 固化系機器室, 地下ホール, 中高レベルサンプタンク室	⑬ ⑭ ⑮
汚染除去施設	チェンジング室, ホット実験室, 測定室, 器材室, 除染室, 除染ホール, 衣料分別室, 衣料除染室, 衣料汚染度測定室, 検査室, 衣料整理室	⑬ ⑭
廃棄物安全試験施設	居室を除く区域	⑭ ⑬
F C A	炉室, 燃料取扱室, 燃料貯蔵庫, エアーロック室, セミホットラボ, 更衣室, 汚染検査室	⑬
T C A	第1貯蔵室, 第2貯蔵室, 燃料貯蔵室, 作業室, 炉室1階及び地階, 作業室と炉室の間, 汚染検査室	⑬
保証措置技術開発試験室	地階実験室	

施設名	範囲	適用規定
F N S 建家	TAP室, ターゲット取扱保管室, 第1ターゲット室, 第2ターゲット室, 加速器室, 作業室, 汚染検査室, ホット測定室, セミホット室, 中2F, 廃棄物一時貯蔵室, ホット機械室, ホットエリア工作室	⑩
J P D R	原子炉格納容器, 排気筒, 地下道, オフガスタンク室 タービン建家: 地下室全域, 除染試験室, 汚染検査室, 測定室, 電子顕微鏡室, 作業準備室, 化学実験室, アンローディング室, 給水ポンプ室, レジン再生室, 復水脱塩器室, 廃棄物処理設備制御室, コンデンサー室, クリンナップ室, ろ過物貯蔵タンク室, セット室, オフガス室, 3階全域, 地下タンク室 ダンプコンデンサ建家: 地域全域, 海水循環ポンプ室, ダンプコンデンサ室, 給水ポンプ室, 復水ポンプ室, レジン再生室, 復水脱塩器室, 内蔵放射能測定室(A), 電気室, バッテリー室, 電気準備室, 補給水脱塩器室, オフガス室, 3階全域, 緊急用建家, 廃棄物処理建家, 排風機建家, 排風機室, 燃料貯蔵建家, 屋外フェンスで囲まれた区域内	⑩ ⑪
N S R R	燃料棟: 大実験室, 校正室, 組立検査室, 燃料保管室, 試験検査室 制御棟: 更衣室, サンプリング室, 燃料棟から更衣室までの廊下 原子炉棟: エアロック, ローディングエリア, 実験エリア, 燃料貯溜プール, 原子炉プール, 解体エリア, 補機エリア, RI一時貯蔵室, ⑩コンダクト, セミホットケーブ, セミホットケーブエリア, 強制冷却系エリア, 中性子ラジオグラフィ室, ドレンタンクピット, サブパイル室, 熱交ピット, 原子炉棟から制御棟までの渡り廊下 照射物管理棟: 固体廃棄物一時保管室 機械棟	⑩ ⑪
燃料試験施設	地階: 更衣室, 廃液タンクエリア, ホット機械室, アイソレーションルーム, プール, アルゴン制御室, セル操作室 1階: 更衣室, ホット実験室, サービスエリア, プール, 倉庫, アイソレーションルーム, $\alpha\gamma$ セル, $\beta\gamma$ セル, 操作室, 暗室, マニプレーターメンテナанс室, 実験室, 測定室, 計測器室(A), (B), 廃液タンクローリー接続所 2階: メインテナンスボックス, アイソレーションルーム上面部, $\beta\gamma$ セル上面部	⑩ ⑪

施設名	範囲	適用規定
環境シミュレーション試験棟	地階: D. P.タンク室, ホット機械室, 配管ピット 1階: チェンジングルーム, 試料保管室, 放射能測定室, 分配係数測定室, コントロール室, RI調整室, RI貯蔵室, ウエザールーム, 試験ホール, 廃棄物保管室, 廃棄物処理室, 除染室	②
科学技術庁電源開発促進対策特別会計施設	107, 108, 109, 110, 112号室 201, 202, 203, 204, 205, 206, 207, 208, 209, 210号室, 吹抜部分	②

注) ②: 放射線障害予防規定, ③: 原子炉施設保安規定, ④: 使用施設等保安規定

Table A.1.2 - 2 第2種管理区域

(東海研究所, 1990年3月31日現在)

施設名	範囲	注)適用規定
第2研究棟	地階: 041, 042, 043, 044, 045号室 1階: 102, 109, 118, 120, 134, 136, 138号室 2階: 230, 232号室 3階: 342, 344号室	◎
第3研究棟	地階: 047号室	◎
第4研究棟	地下1階: 共同溝(A), (B), (C)	◎
放射線標準施設棟	1階: 第1照射室, 第2照射室, 第3照射室, 第4照射室 地階: 第2貯蔵室, 第4照射室, 第5照射室	◎ ◎ ◎
超高压電顕建家	高圧タンク室, 地下全室	◎
核物理特研	ターゲット室, マグネット室, 3, 5, 7, 9, 11, 13, 15, 17, 23, 25, 27号室, 中性子源倉庫, RI倉庫	◎ ◎
2 MV. V. D. G.	ターゲット室, マグネット室	◎
タンデム加速器建家	タワー: 地下2階~8階 地下2階: レーザー光源室, 廃液タンク室, 廃棄物一時保管場所, 密封線源貯蔵室, 通路 地下1階: ターゲット室, マグネット室 1階: イオン源室, 入射マグネット室, 実験準備室, 実験室(4) 2階: イオン源室, 軽イオンパンチャー室, 実験室(1), (2), (3)	◎ ◎
使用済燃料貯蔵施設	監視室, 更衣室及び機械室を除く区域	○
工作工場	特殊作業室	○ ◎
J F T - 2 建家	大実験室, 建家外東側区域, 設備補機室	○ ○
核融合特研	スペッタリング実験室	○ ○
⁶⁰ Co照射室	照射ケーブ室, 物理実験室(開放研究室)	○ ○
リニアック	制御室, モジュレータ室, 加速管室, ターゲット室, 中性子測定室, 排風機室, 屋上, 周辺柵内	○ ○
材料試験室	6号室の一部, 5号室	○
非破壊測定実験室	照射室, 貯蔵庫とフェンスで囲まれた区域内	○
モックアップ試験室	軽水天然ウラン未臨界炉室, 負イオンビーム試験装置室, LAX-1実験室	○ ○
機械化工特研	水-空気二相流ループ実験装置室	○
開発試験室	制御室, 建家北側の屋外フェンスで囲まれた区域内, 第1実験室, 第2実験室	○ ○ ○
原子炉特研	122, 130, 132, 134号室	○ ○
J R R - 2	核燃料貯蔵庫	○ ○ ○

施設名	範囲	適用規定
J R R - 3 J R R - 3 実験利用棟	炉室, エアロック, 使用済燃料貯槽室及び同地階, 燃料管理施設及び同地階, 廃棄物保管室, 器材室, シャワー室, 放管測定室, 資材室, 便所 汚染検査室 使用済燃料貯蔵施設(北地区), 大型廃棄物保管庫 地下1階: 共同溝 2階: ビームホール	◎ 原使
J R R - 4 R I 製造棟	保管廃棄設備と屋外フェンスで囲まれた区域 梱包作業室のうち, 居室, 容器置場を除く区域(RI製造棟隣接)	◎ 原使
高温工学特研 再処理特研 返還廃棄物受入測定技術開発試験棟	中実験室の一部	放
処理処分開発棟	Dダクト	放
液体廃棄物処理施設	試験室, 照射室	放
固体廃棄物処理施設	コントロール室	放
第2廃棄物処理棟	処理済廃液貯槽と屋外フェンスで囲まれた区域 固体廃棄物貯蔵庫と屋外フェンスで囲まれた区域 1階: トラックエリア, 屋外フェンスで囲まれた区域内	放 原使
第1保管廃棄施設	地階: 共通ダクト, 配管トレーンチ 低レベル保管廃棄施設と屋外フェンスで囲まれた区域内 中高レベル保管廃棄施設と屋外フェンスで囲まれた区域内	放 原使
第2保管廃棄施設 廃棄物安全試験施設	低・中レベル保管棟と屋外フェンスで囲まれた区域 2階: 物理実験室	放 原使
配管信頼性実証試験室	X線室	放
大型再冠水実験棟	地下ピット	放
大型非定常ループ実験棟	平板炉心試験装置周辺内, 円筒炉心試験装置周辺内, ピット	放
二相流ループ実験棟	N ₂ ポンベ置場, コンプレッサー脱湿器, 大実験室, 吹抜部分	放
職員診療所	実験室 X線撮影室	放

注) ◎: 放射線障害予防規定, ●: 原子炉施設保安規定, ①: 使用施設等保安規定

A.1.3 排気及び排水の管理データ

(1) 排出放射性塵埃及びガス

1989 年度に各施設から排出された放射性塵埃及びガスの核種別の年間平均濃度と年間排出放射能を Table A.1.3 - 1 に示す。各施設とも保安規定、放射線障害予防規定に定められている排出基準値を超える排出はなかった。

(2) 放射性廃液

1989 年度に各施設から排出された放射性廃液の処理区分別の放射能、廃液量及び各施設からの排出放射能と排水溝の流量から求めた排水溝別の 1 日平均濃度及び 3 カ月平均濃度の最大値、年間排出放射能を Table A.1.3 - 2 に示す。各排水溝とも保安規定、放射線障害予防規定に定められている排出基準値を超える排出はなかった。

(3) 放出管理目標値との比較

原子炉施設から排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排出放射能と放出管理目標値との比較を Table A.1.3 - 3 に示す。

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

これらの値はいずれも管理目標値を十分に下回っている。

(吉田 菊夫)

Table A.1.3-1 各施設から排出された放射性塵埃・ガスの
放射能濃度及び放射能

(東海研究所, 1989年度)

項目	放射性塵埃			放射性ガス		
	年間平均濃度 (Bq/cm ³)	年間排出 放射能 (Bq)	核種	年間平均濃度 (Bq/cm ³)	年間排出 放射能 (Bq)	核種
施設名						
第3研究棟	$<5.1 \times 10^{-10}$	—	全β	—	—	
	$<4.2 \times 10^{-10}$	0	全α			
	$<5.1 \times 10^{-10}$	0	⁶⁰ Co			
	$<1.1 \times 10^{-8}$	0	¹³¹ I			
	$<3.6 \times 10^{-8}$	2.3×10^7	³⁸ Cl			
	$<2.6 \times 10^{-8}$	3.3×10^6	⁸⁰ Br			
	$<2.4 \times 10^{-8}$	1.9×10^6	^{80m} Br			
	$<5.4 \times 10^{-8}$	3.4×10^6	⁸² Br			
第4研究棟	$<5.1 \times 10^{-10}$	—	全β	$<3.6 \times 10^{-5}$	1.5×10^{10}	³ H
	$<4.2 \times 10^{-10}$	0	全α			
	$<5.1 \times 10^{-10}$	0	⁶⁰ Co			
	$<5.3 \times 10^{-6}$	1.6×10^9	¹⁴ C			
	$<2.0 \times 10^{-9}$	2.2×10^6	¹³¹ I			
放射線標準施設棟	$<6.1 \times 10^{-10}$	—	全β	—	—	
	$<6.1 \times 10^{-10}$	0	⁶⁰ C			
冶金特研	$<5.2 \times 10^{-10}$	—	全β	—	—	
	$<3.7 \times 10^{-10}$	0	全α			
	$<5.2 \times 10^{-10}$	0	⁶⁰ Co			
セラミック特研	$<1.6 \times 10^{-10}$	—	全β	3.9×10^{-5}	4.4×10^9	HTO
	$<1.2 \times 10^{-10}$	0	全α	$<2.2 \times 10^{-5}$	1.0×10^9	HT
	$<1.6 \times 10^{-10}$	0	⁶⁰ Co			
タンデム加速器	$<1.6 \times 10^{-10}$	—	全β	—	—	
	$<1.2 \times 10^{-10}$	0	全α			
	$<1.6 \times 10^{-10}$	0	⁶⁰ Co			
リニアック	—	—		2.9×10^{-3}	4.1×10^{11}	¹³ N
				2.9×10^{-3}	4.1×10^{11}	¹⁵ O
ホットラボ	主排気口	$<1.1 \times 10^{-10}$	—	全β	$<5.9 \times 10^{-3}$	3.2×10^7
		$<8.1 \times 10^{-11}$	0	全α	$<6.7 \times 10^{-3}$	8.3×10^9
		$<1.1 \times 10^{-10}$	0	¹³⁷ Cs		
		$<5.6 \times 10^{-9}$	2.2×10^6	¹²⁵ Sb		
ホットラボ	副排気口	$<1.1 \times 10^{-10}$	—	全β	—	—
		$<1.1 \times 10^{-10}$	0	¹³⁷ Cs		

項目 施設名	放射性塵埃			放射性ガス		
	年間平均濃度 (Bq/cm ³)	年間排出 放射能 (Bq)	核種	年間平均濃度 (Bq/cm ³)	年間排出 放射能 (Bq)	核種
JRR-1	$<4.4 \times 10^{-10}$	—	全β	—	—	
JRR-2	$<4.4 \times 10^{-10}$	0	⁶⁰ Co			
	$<4.8 \times 10^{-10}$	—	全β	1.1×10^{-3}	5.5×10^{11}	³ H
	$<3.1 \times 10^{-10}$	—	全α	3.9×10^{-2}	2.0×10^{13}	⁴¹ Ar
	$<2.7 \times 10^{-9}$	0	⁶⁰ Co			
	$<7.4 \times 10^{-9}$	5.7×10^5	⁸² Br			
	$<2.7 \times 10^{-9}$	6.1×10^5	¹³¹ I			
	$<3.2 \times 10^{-9}$	1.7×10^5	¹³³ I			
	$<2.7 \times 10^{-9}$	2.5×10^5	¹⁹⁷ Hg			
開発試験室	$<1.5 \times 10^{-9}$	7.6×10^4	²⁰³ Hg			
	$<1.7 \times 10^{-6}$	3.5×10^8	³⁸ Cl, ¹³⁸ Cs等			
	$<3.0 \times 10^{-9}$	—	全β	—	—	
	$<2.0 \times 10^{-9}$	—	全α			
VHTRC	$<6.7 \times 10^{-10}$	0	^U _{nat}			
	$<4.8 \times 10^{-9}$	0	¹³¹ I			
同位体分離実験室	$<1.3 \times 10^{-10}$	—	全β	—	—	
	$<9.6 \times 10^{-11}$	—	全α			
	$<9.6 \times 10^{-11}$	0	^U _{nat}			
200番	$<1.8 \times 30^{-9}$	—	全β	$<7.3 \times 10^{-5}$	3.3×10^9	³ H
	$<1.9 \times 10^{-9}$	0	¹³⁷ Cs			
R I 製 造 棟	$<4.4 \times 10^{-10}$	—	全β	1.0×10^{-3}	3.1×10^{11}	³ H
	$<3.4 \times 10^{-10}$	0	全α	$<1.2 \times 10^{-3}$	3.0×10^7	¹⁴ C(CO ²)
	$<1.1 \times 10^{-6}$	4.7×10^8	³⁵ S			
	$<2.9 \times 10^{-9}$	0	¹³⁷ Cs			
	$<4.3 \times 10^{-10}$	1.2×10^4	³² P			
400番	$<4.4 \times 10^{-10}$	—	全β	4.0×10^{-4}	2.4×10^{10}	HTO
	$<7.2 \times 10^{-11}$	0	全α	1.2×10^{-4}	6.9×10^9	HT
	$<4.5 \times 10^{-10}$	0	¹³⁷ Cs			
核燃料倉庫		$<3.0 \times 10^{-10}$	0	^U _{nat}	—	
JRR-3	$<1.0 \times 10^{-10}$	—	全β	$<5.7 \times 10^{-5}$	0	³ H
	$<7.4 \times 10^{-11}$	0	全α			
	$<4.1 \times 10^{-10}$	0	⁶⁰ Co			
実験利用棟第2棟	$<1.1 \times 10^{-10}$	—	全β	$<3.0 \times 10^{-5}$	0	³ H
	$<8.1 \times 10^{-11}$	0	全α			
	$<5.2 \times 10^{-10}$	0	⁶⁰ Co			

項目	放射性塵埃			放射性ガス		
	年間平均濃度 (Bq/cm ³)	年間排出 放射能 (Bq)	核種	年間平均濃度 (Bq/cm ³)	年間排出 放射能 (Bq)	核種
施設名	$<4.4 \times 10^{-10}$	—	全β	$<5.4 \times 10^{-3}$	0	⁴¹ Ar
	$<3.4 \times 10^{-10}$	—	全α			
	$<2.4 \times 10^{-9}$	0	⁶⁰ Co			
	$<9.6 \times 10^{-9}$	0	¹³¹ I			
	$<1.5 \times 10^{-6}$	7.1×10^6	³⁸ Cl			
³ Hプロセス研究棟	—	—		2.4×10^{-5} 3.4×10^{-6}	9.5×10^9 1.2×10^9	HTO HT
Pu研究1棟	スタックI	$<1.8 \times 10^{-10}$	—	全β	—	—
		$<5.8 \times 10^{-11}$	0	全α		
		$<1.8 \times 10^{-10}$	0	¹³⁷ Cs		
Pu研究2棟	スタックII・III	$<1.8 \times 10^{-10}$	—	全β	—	—
		$<5.8 \times 10^{-11}$	0	全α		
		$<1.8 \times 10^{-10}$	0	¹³⁷ Cs		
再処理特研	スタックI	$<1.8 \times 10^{-10}$ $<5.8 \times 10^{-11}$ $<1.8 \times 10^{-10}$	— 0 5.0×10^3	全β 全α ¹³⁷ Cs	$<3.3 \times 10^{-5}$ 0	³ H
再処理試験室	スタックII	$<1.8 \times 10^{-10}$ $<5.8 \times 10^{-11}$ $<1.8 \times 10^{-10}$	— 0 0	全β 全α ¹³⁷ Cs	$<3.2 \times 10^{-5}$ 0	³ H
フッ素実験室		$<5.8 \times 10^{-11}$ $<1.9 \times 10^{-9}$ 4.0×10^{-9}	0 0 4.2×10^5	^U _{nat} ¹²⁹ I ¹³¹ I	$<1.2 \times 10^{-2}$ 3.2 × 10 ⁸	⁸⁵ Kr
ウラン濃縮研究棟		$<5.8 \times 10^{-11}$	0	^U _{nat}	—	—
廃棄物処理処分開発棟		$<9.8 \times 10^{-10}$	—	全β	—	—
		$<9.8 \times 10^{-10}$	0	¹³⁷ Cs		
汚染除去施設		$<2.1 \times 10^{-10}$	—	全β	—	—
		$<2.2 \times 10^{-10}$	0	²⁴¹ Am		
		$<2.1 \times 10^{-10}$	0	¹³⁷ Cs		
第1廃棄物処理棟		$<1.1 \times 10^{-9}$	—	全β	1.2×10^{-3}	³ H
		$<1.1 \times 10^{-9}$	0	²⁴¹ Am	3.8×10^{11}	
		$<2.1 \times 10^{-9}$	0	¹³⁷ Cs		
		$<4.0 \times 10^{-8}$	5.6×10^5	¹²⁵ I		

項目 施設名	放射性塵埃			放射性ガス		
	年間平均濃度 (Bq/cm ³)	年間排出 放射能 (Bq)	核種	年間平均濃度 (Bq/cm ³)	年間排出 放射能 (Bq)	核種
第2廃棄物処理棟	$<4.9 \times 10^{-10}$	—	全β	—	—	
	$<5.0 \times 10^{-10}$	0	²⁴¹ Am			
	$<4.9 \times 10^{-9}$	2.7×10^3	¹³⁷ Cs			
	$<6.7 \times 10^{-8}$	1.4×10^6	¹²⁵ I			
圧縮処理施設	$<1.1 \times 10^{-9}$	—	全β	—	—	
	$<1.1 \times 10^{-9}$	0	²⁴¹ Am			
	$<4.8 \times 10^{-9}$	0	¹³⁷ Cs			
	$<3.0 \times 10^{-7}$	6.8×10^6	¹²⁵ I			
	$<2.6 \times 10^{-7}$	7.8×10^5	⁵⁷ Co			
液体処理施設	$<2.1 \times 10^{-10}$	—	全β	—	—	
	$<2.2 \times 10^{-10}$	0	²⁴¹ Am			
	$<2.1 \times 10^{-10}$	0	¹³⁷ Cs			
中レベル	$<2.1 \times 10^{-10}$	—	全β	—	—	
	$<2.2 \times 10^{-10}$	0	²⁴¹ Am			
	$<2.1 \times 10^{-10}$	0	¹³⁷ Cs			
極低レベル焼却処理施設	$<1.1 \times 10^{-9}$	—	全β	$<1.6 \times 10^{-4}$	3.1×10^9	³ H
	$<1.1 \times 10^{-9}$	0	²⁴¹ Am			
	$<4.8 \times 10^{-9}$	0	¹³⁷ Cs			
	$<5.3 \times 10^{-9}$	2.6×10^4	¹²⁵ I			
	$<1.1 \times 10^{-8}$	7.4×10^3	⁶⁵ Zn			
環境シミュレーション試験棟	$<4.2 \times 10^{-10}$	—	全β	—	—	
	$<4.2 \times 10^{-10}$	0	¹³⁷ Cs			
WASTEF	$<4.3 \times 10^{-10}$	—	全β	—	—	
	$<4.7 \times 10^{-10}$	0	全α			
	$<4.3 \times 10^{-10}$	0	¹³⁷ Cs			
科技庁電源特会施設	$<4.4 \times 10^{-10}$	—	全β	—	—	
	$<4.4 \times 10^{-10}$	0	⁶⁰ Co			
FCA	$<2.3 \times 10^{-10}$	—	全β	—	—	
	$<2.4 \times 10^{-10}$	0	全α			
	$<2.3 \times 10^{-10}$	0	^{U_{nat}}			
	$<2.1 \times 10^{-9}$	4.2×10^4	¹³¹ I			
	$<8.5 \times 10^{-8}$	1.8×10^6	¹³³ I			
TCA	$<2.5 \times 10^{-10}$	—	全β	—	—	
	$<2.6 \times 10^{-10}$	—	全α			
	$<1.1 \times 10^{-10}$	0	⁶⁰ Co			
	$<8.9 \times 10^{-10}$	0	¹³¹ I			

項目	放射性塵埃			放射性ガス		
	年間平均濃度 (Bq/cm ³)	年間排出 放射能 (Bq)	核種	年間平均濃度 (Bq/cm ³)	年間排出 放射能 (Bq)	核種
施設名						
FNS	$<4.4 \times 10^{-10}$	—	全β	$<5.9 \times 10^{-3}$ $<8.3 \times 10^{-4}$	1.9×10^{11} 0	³ H ¹³ N
	$<4.4 \times 10^{-10}$	—	全β	—	—	
	$<5.2 \times 10^{-10}$	—	全α			
	$<2.2 \times 10^{-9}$	0	⁶⁰ Co			
	$<1.4 \times 10^{-10}$	—	全β	—	—	
	$<8.9 \times 10^{-10}$	—	全α			
JPDR	$<7.4 \times 10^{-10}$	0	⁶⁰ Co			
	$<6.3 \times 10^{-11}$	—	全β	$<9.3 \times 10^{-3}$	1.7×10^{11}	⁸⁵ Kr
	$<4.4 \times 10^{-11}$	0	全α			
	$<2.4 \times 10^{-10}$	0	¹³⁷ Cs			
	$<3.4 \times 10^{-9}$	0	¹³¹ I			
	$<8.9 \times 10^{-9}$	1.7×10^5	¹²⁵ Sb			
燃料試験施設	$<2.5 \times 10^{-10}$	—	全β	$<5.3 \times 10^{-3}$	7.6×10^9	⁴¹ Ar
	$<1.7 \times 10^{-10}$	0	全α			
	$<1.4 \times 10^{-9}$	0	⁶⁰ Co			
	$<1.5 \times 10^{-9}$	0	¹³¹ I			
	$<2.3 \times 10^{-10}$	—	全β	—	—	
	$<1.4 \times 10^{-9}$	0	⁶⁰ Co			
NSRR	$<2.3 \times 10^{-10}$	—	全β	—	—	
	$<1.4 \times 10^{-9}$	—	⁶⁰ Co			

(備考) 年間排出放射能及び年間平均濃度は次の方法で算出した。

年間排出放射能: 検出限界濃度以上で排出した放射能の和。検出限界濃度未満での排出は排出放射能を0とした。

年間平均濃度: 年間排出放射能を、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、この値が検出限界濃度より低い場合は“<(検出限界値)”と記入した。

Table A.1.3 - 2 各施設から排出された放射性廃液の処理区分・放射能・廃液量
及び排水溝における平均濃度・排出放射能

(東海研究所, 1989年度)

項目 施設名	廃棄物処理場へ搬出 ¹		排水溝へ排水		排水溝の濃度及び排出放射能			
	放射能 (Bq)	廃液量 (m ³)	放射能 ² (Bq)	廃液量 (m ³)	排水溝名	1日平均 最大濃度 ³ (Bq/cm ³)	3カ月平均 最大濃度 ³ (Bq/cm ³)	排出放射能 ² (Bq)
第3研究棟	$\beta\gamma$: 4.2×10^4	4.2×10^{-3}	3H : 5.6×10^6 ${}^{14}C$: 7.6×10^6 ${}^{22}Na$: 3.6×10^5 ${}^{60}Co$: 7.7×10^5 (6.1×10^4) ${}^{69m}Zn$: 1.0×10^8 ${}^{90}Sr$: 1.5×10^5 ${}^{131}I$: 4.7×10^4 ${}^{137}Cs$: 4.5×10^6 ${}^{152}Eu$: 1.9×10^6 α : 2.2×10^5	8.4×10^1	第 1 排 水 溝	$\beta\gamma$: 4.1×10^{-4} (1.7×10^{-4})	5.4×10^{-4} (9.9×10^{-6})	1.2×10^8 (6.8×10^5)
								${}^{22}Na$: 3.6×10^5
								${}^{51}Cr$: 1.6×10^6
								${}^{54}Mn$: (5.3×10^3)
								${}^{60}Co$: 2.4×10^6 (2.7×10^6)
								${}^{65}Zn$: 6.8×10^5
								${}^{69m}Zn$: 1.0×10^8
								${}^{90}Sr$: 4.3×10^6
								${}^{131}I$: 4.7×10^4
								${}^{137}Cs$: 7.4×10^6 (3.6×10^6)
第4研究棟	$\beta\gamma$: 1.9×10^8	5.2×10^2	3H : 9.9×10^8 ${}^{14}C$: 4.0×10^7 ${}^{60}Co$: 7.9×10^5 (2.8×10^5) 3H : 5.1×10^8 ${}^{90}Sr$: 1.9×10^5 ${}^{137}Cs$: 7.6×10^4 (3.2×10^3) ${}^{144}Ce$: 2.8×10^5 ${}^{212}Pb$: 2.5×10^5 ${}^{228}Ac$: 8.2×10^5 ${}^{235}U$: 1.0×10^5 α : 9.2×10^5	1.0×10^3				${}^{144}Ce$: 3.5×10^5
								${}^{152}Eu$: 1.9×10^6
								${}^{212}Pb$: 2.5×10^5
								${}^{228}Ac$: 8.2×10^5
								${}^{238}U$: 1.0×10^5
								U_{nat} : 9.2×10^5 (6.4×10^4)
								α : 1.1×10^6 (3.5×10^5)
F R S	$\beta\gamma$: 1.0×10^7	7.1×10^{-2}	${}^{60}Co$: (1.9×10^4) ${}^{90}Sr$: 3.7×10^3 ${}^{137}Cs$: (1.1×10^4) α : (1.3×10^3)	6.3×10^0		3H : 4.3×10^0 (2.4×10^{-4})	5.0×10^{-2} (1.0×10^{-5})	9.9×10^9 (4.1×10^6)
	0	0	3H : 2.1×10^6 (2.9×10^6) ${}^{60}Co$: (1.7×10^5) ${}^{65}Zn$: 6.8×10^5 ${}^{137}Cs$: (1.2×10^5) U_{nat} : 9.2×10^5	3.1×10^1		${}^{14}C$: 1.3×10^{-2}	1.9×10^{-4}	4.8×10^7
	0	0	${}^{60}Co$: (7.7×10^4) ${}^{90}Sr$: 1.0×10^5 ${}^{137}Cs$: 5.6×10^4 (6.9×10^4) ${}^{144}Ce$: 6.4×10^4	1.9×10^1				
リニアック	0	0	0	0				
タンデム加速器	0	0	${}^{60}Co$: (1.6×10^5) ${}^{137}Cs$: (1.4×10^5)	3.7×10^1				

項目 施設名	廃棄物処理場へ搬出 ^{*1}		排水溝へ排水			排水溝の濃度及び排出放射能		
	放射能 (Bq)	廃液量 (m ³)	放射能 ^{*2} (Bq)	廃液量 (m ³)	排水溝名	1日平均最大濃度 ^{*3} (Bq/cm ³)	3ヵ月平均最大濃度 ^{*3} (Bq/cm ³)	排出放射能 ^{*2} (Bq)
JRR-1	0	0	⁵¹ Cr : 1.6×10 ⁶ ⁶⁰ Co : (3.1×10 ⁴)	2.3×10 ¹				
使用済燃料貯蔵施設	0	0	³ H : 7.0×10 ⁵ (1.2×10 ⁶) ¹³⁷ Cs : (2.7×10 ⁴)	7.4×10 ⁰	第1			
N S R R	0	0	⁶⁰ Co : (7.9×10 ⁵)	2.1×10 ²	排水溝			
科技庁電源特.会施設	0	0	⁶⁰ Co : 8.3×10 ⁵ (1.1×10 ⁶) ⁹⁰ Sr : 2.1×10 ⁵ ¹³⁷ Cs : 2.8×10 ⁵	2.0×10 ²	水溝			
東京大学所外	0	0	³ H : 1.8×10 ⁷ ⁵⁴ Mn : (5.3×10 ³) ²³⁴ U : (3.1×10 ³) ²³⁷ Np : (5.4×10 ³)	3.4×10 ¹				
核管センタ	$\beta\gamma$: 1.7×10 ⁷	5.0×10^{-2}	U_{nat} : (6.4×10 ⁴)	5.6×10 ¹				
燃料試験施設	$\beta\gamma$: 6.7×10 ⁹ α : 1.2×10 ⁸	1.2×10 ²	0	0				
ホットラボ	$\beta\gamma$: 6.6×10 ⁹ α : 4.3×10 ⁷	9.1×10 ¹	0	0		$\beta\gamma$: 8.8×10 ⁻³ (3.6×10 ⁻⁴)	1.2×10 ⁻⁴ (1.3×10 ⁻⁵)	1.4×10 ⁸ (2.8×10 ⁷)
VHTRC	0	0	⁶⁰ Co : (3.2×10 ⁴)	7.6×10 ⁰	排水溝			
開発試験室	同位体分離実験室	0	U_{nat} : (1.7×10 ⁵)	4.5×10 ⁰	2			
JRR-2	$\beta\gamma$: 1.4×10 ⁷ ³ H : 3.8×10 ⁶	9.5×10^{-2}	³ H : 8.6×10 ⁶ (2.9×10 ⁶) ⁵¹ Cr : 4.6×10 ⁶ ⁶⁰ Co : 1.4×10 ⁶ (2.9×10 ⁵) ⁶⁵ Zn : 5.4×10 ⁶ ⁸⁹ Sr : 3.0×10 ⁴ ⁹⁰ Sr : 2.1×10 ⁴ ¹²⁴ Sb : 1.9×10 ⁵	1.0×10 ²				²⁴ Na : 8.4×10 ⁷ ³⁵ S : 3.1×10 ⁶ ⁵¹ Cr : 4.6×10 ⁶ ⁵⁷ Co : 7.9×10 ⁵ ⁶⁰ Co : 2.7×10 ⁶ (5.4×10 ⁶) ⁶⁵ Zn : 5.4×10 ⁶ ⁸⁵ Sr : 3.0×10 ⁴ ⁸⁹ Sr : 3.0×10 ⁴ ⁹⁰ Sr : 5.9×10 ⁶ ¹⁰⁶ Ru : 1.6×10 ⁶ (1.1×10 ⁶) ¹²⁴ Sb : 1.9×10 ⁵ ¹²⁵ I : 3.0×10 ⁶ ¹³¹ I : 1.3×10 ⁵ (3.5×10 ⁴)
JRR-3		0	³ H : 5.7×10 ⁶ (1.2×10 ⁶) ⁶⁰ Co : 4.0×10 ⁵ ⁹⁰ Sr : 3.4×10 ⁵ ¹³⁷ Cs : 1.2×10 ⁷ (1.1×10 ⁶)	6.6×10 ²				

項目 施設名	廃棄物処理場へ搬出 ^{*1}		排水溝へ排水		排水溝の濃度及び排出放射能			
	放射能 (Bq)	廃液量 (m ³)	放射能 ^{*2} (Bq)	廃液量 (m ³)	排水溝名	1日平均最大濃度 ^{*3} (Bq/cm ³)	3ヶ月平均最大濃度 ^{*3} (Bq/cm ³)	排出放射能 ^{*2} (Bq)
実験利用棟第2棟	$\beta\gamma$: 4.8×10^6 ^3H : 1.2×10^6	8.4×10^{-2}	^3H : 6.7×10^7 (1.4×10^7) ^{137}Cs : (3.5×10^6)	8.6×10^1				^{134}Cs : 1.1×10^6 ^{137}Cs : 3.0×10^7 (1.8×10^7) ^{153}Gd : 4.9×10^4 $^{235}\text{U}_{\text{nat}}$: 2.2×10^4 (2.6×10^5) ^{241}Am : 6.2×10^5 (3.8×10^6) ^{239}Pu : 2.5×10^5 α : 2.4×10^5 (6.0×10^4)
JRR-4	$\beta\gamma$: 1.6×10^5	8.0×10^{-2}	^3H : 4.0×10^9 ^{22}Na : 8.4×10^7 ^{60}Co : (5.0×10^6)	1.2×10^3	第			
RI製造棟	$\beta\gamma$: 2.9×10^9 α : 6.6×10^4 ^3H : 1.2×10^6	1.8×10^1	^3H : 1.2×10^7 (8.3×10^6) ^{35}S : 3.1×10^6 ^{90}Sr : 1.7×10^5 ^{137}Cs : 1.0×10^5 (1.1×10^5) ^{153}Gd : 4.9×10^4 α : 2.4×10^4	6.7×10^1	2 排 水	^3H : 1.9×10^0 (4.6×10^{-3}) ^{14}C : 5.1×10^{-1} (1.7×10^{-3})	1.3×10^{-1} (1.4×10^{-4}) 1.3×10^{-2} (5.0×10^{-5})	1.7×10^{11} (2.0×10^8) 2.3×10^{10} (8.7×10^7)
核燃料倉庫	0	0	$^{235}\text{U}_{\text{nat}}$: (8.3×10^2)	2.3×10^0	溝			
^3H プロセス棟	0	0	^3H : (3.6×10^6)	2.1×10^1				
Pu研究1棟	0	0	^{106}Ru : (8.2×10^5) ^{137}Cs : (3.8×10^5) ^{239}Pu : 4.4×10^4 α : 3.9×10^4 (2.9×10^4)	1.4×10^2				
再処理特研	$\beta\gamma$: 1.3×10^{10} α : 1.2×10^8 ^3H : 8.7×10^9	1.3×10^1	^3H : 8.1×10^7 (8.5×10^6) ^{90}Sr : 1.0×10^6 ^{106}Ru : 1.6×10^6 (2.7×10^5) ^{137}Cs : 5.6×10^5 (1.1×10^5) ^{239}Pu : 2.0×10^5 α : 7.0×10^4 (2.2×10^3)	6.5×10^1				
ウラン濃縮研究棟	0	0	$^{235}\text{U}_{\text{nat}}$: (4.9×10^4)	9.2×10^0				
処理処分開発棟	0	0	^{60}Co : (6.8×10^4) ^{90}Sr : 4.0×10^5 ^{137}Cs : 5.0×10^5 (1.1×10^4)	1.9×10^1				
フッ素実験室	$\beta\gamma$: 1.0×10^7	1.0×10^{-2}	$^{235}\text{U}_{\text{nat}}$: 2.2×10^4 (4.2×10^4) ^{131}I : 1.1×10^5 (3.5×10^4)	9.0×10^0				

項目 施設名	廃棄物処理場へ搬出 ^{*1}		排水溝へ排水		排水溝の濃度及び排出放射能			
	放射能 (Bq)	廃液量 (m ³)	放射能 ^{*2} (Bq)	廃液量 (m ³)	排水溝名	1日平均最大濃度 ^{*3} (Bq/cm ³)	3カ月平均最大濃度 ^{*3} (Bq/cm ³)	排出放射能 ^{*2} (Bq)
汚染除去施設	$\beta\gamma$: 5.0×10^7	2.4×10^1	3H : (5.5×10^6) 14C : (3.1×10^8) 90Sr : 3.9×10^5 137Cs : (4.9×10^5) 241Am : (7.7×10^4)	7.0×10^1				
液体処理施設	$\beta\gamma$: 3.9×10^7 α : 8.1×10^3 3H : 1.2×10^7	1.7×10^1	3H : 1.6×10^{10} (1.9×10^7) 14C : 2.6×10^8 (6.2×10^7) 57Co : 7.9×10^5 90Sr : 2.3×10^6 137Cs : 3.3×10^6 (1.1×10^7) 241Am : 2.0×10^6	2.9×10^3	第 2 排 水 溝			
第1廃棄物処理棟			3H : 4.8×10^{10} (1.9×10^8) 14C : 8.7×10^7 (5.9×10^6) 90Sr : 5.4×10^4 137Cs : 3.3×10^4 (8.1×10^3) 241Am : 6.6×10^4 (3.3×10^3) 125I : 2.2×10^6 131I : 2.2×10^4	2.2×10^2				
第2廃棄物処理棟	$\beta\gamma$: 3.0×10^5 α : 1.7×10^5	7.6×10^0	3H : 1.9×10^{10} (2.3×10^7) 14C : 1.0×10^9 (1.5×10^7) 60Co : 9.1×10^5 90Sr : 6.4×10^5 134Cs : 1.1×10^6 137Cs : 1.1×10^7 (2.9×10^6) 241Am : 5.4×10^5 (1.2×10^6)	8.5×10^2				

項目 施設名	廃棄物処理場へ搬出 ^{*1}		排水溝へ排水		排水溝の濃度及び排出放射能			
	放射能 (Bq)	廃液量 (m ³)	放射能 ^{*2} (Bq)	廃液量 (m ³)	排水溝名	1日平均最大濃度 ^{*3} (Bq/cm ³)	3カ月平均最大濃度 ^{*3} (Bq/cm ³)	排出放射能 ^{*2} (Bq)
圧縮処理施設	0	0	³ H : 6.1×10^7 (2.7×10^6) ¹⁴ C : 4.5×10^7 (1.7×10^6) ⁶⁰ Co : 3.2×10^4 ⁸⁵ Sr : 3.0×10^4 ⁹⁰ Sr : 5.3×10^5 ¹²⁵ I : 8.0×10^5 ¹³⁴ Cs : 7.9×10^5 ¹³⁷ Cs : 5.3×10^5 (1.7×10^5) ²⁴¹ Am : 8.3×10^5 (1.4×10^5)	5.6×10^1	第3排水溝			
極低レベル焼却処理施設			0	0				
第一化学	0	0	³ H : 6.6×10^{10} ¹⁴ C : 2.2×10^{10}	3.9×10^3				
WASTEF	0	0	α : 1.3×10^5 (7.1×10^3) ⁹⁰ Sr : 7.1×10^5 ¹³⁷ Cs : 2.3×10^6 (1.5×10^5)	9.8×10^1				
環境シミュレーション試験棟	$\beta\gamma$: 4.4×10^7	4.6×10^1	0	0				
F C A	0	0	^{U_{nat}} : (8.5×10^4) ²³⁵ U : 1.7×10^4 (4.3×10^4)	1.7×10^1	第3排水溝	$\beta\gamma$: 1.5×10^{-2} (3.8×10^{-5}) ⁶⁰ Co : 5.5×10^7 (1.3×10^6) ¹³⁷ Cs : 2.0×10^5 ²³⁵ U : 1.7×10^4 (4.3×10^4) ^{U_{nat}} : (8.5×10^4)	5.5×10^7 (1.4×10^6)	
T C A	0	0	⁶⁰ Co : (5.3×10^4)	1.3×10^1				
F N S	0	0	³ H : 3.6×10^9	1.7×10^1				
J P D R	$\beta\gamma$: 4.4×10^7	1.0×10^{-1}	⁶⁰ Co : 5.5×10^7 (1.2×10^6) ¹³⁷ Cs : 2.0×10^5	6.0×10^2		³ H : 2.8×10^{-1} 3.3×10^{-2}	3.6×10^9	

項目 施設名	廃棄物処理場へ搬出 ^{*1}		排水溝へ排水		排水溝の濃度及び排出放射能					
	放射能 (Bq)	廃液量 (m ³)	放射能 ^{*2} (Bq)	廃液量 (m ³)	排水溝名	1日平均 最大濃度 ^{*3} (Bq/cm ³)	3カ月平均 最大濃度 ^{*3} (Bq/cm ³)	排出放射能 (Bq)		
合計	$\beta\gamma$: 3.0×10^{10} α : 2.9×10^8 ^3H : 1.0×10^{10}	3.9×10^2	$\beta\gamma$: 3.2×10^8 (4.0×10^5)	1.1×10^4	$\beta\gamma$ 合 計	8.8×10^{-3} (3.6×10^{-4})	5.4×10^{-4} (1.3×10^{-5})	3.2×10^8 (4.0×10^5)		
			^{22}Na : 3.6×10^5 ^{24}Na : 8.4×10^7 ^{35}S : 3.1×10^6 ^{51}Cr : 6.2×10^6 ^{57}Co : 7.9×10^5 ^{60}Co : 6.0×10^7 (9.4×10^6) ^{65}Zn : 6.1×10^6 ^{69m}Zn : 1.0×10^8 ^{85}Sr : 3.0×10^4 ^{89}Sr : 3.0×10^4 ^{90}Sr : 1.0×10^7 ^{106}Ru : 1.6×10^6 (1.1×10^6) ^{124}Sb : 1.9×10^5 ^{125}I : 3.0×10^6 ^{131}I : 1.8×10^6 (3.5×10^4) ^{134}Cs : 1.1×10^6 ^{137}Cs : 3.8×10^7 (2.2×10^7) ^{144}Ce : 3.5×10^5 ^{152}Eu : 1.9×10^6 ^{153}Gd : 4.9×10^4 ^{212}Pb : 2.5×10^5 ^{228}Ac : 8.2×10^5 ^{235}U : 1.2×10^5 ^{241}Am : 6.2×10^5 (3.8×10^6) α : 1.6×10^6 (4.1×10^5) ^3H : 1.8×10^{11} (2.0×10^8) ^{14}C : 2.3×10^{10} (8.7×10^7)				^{22}Na : 3.6×10^5 ^{24}Na : 8.4×10^7 ^{35}S : 3.1×10^6 ^{51}Cr : 6.2×10^6 ^{57}Co : 7.9×10^5 ^{60}Co : 6.0×10^7 (9.4×10^6) ^{65}Zn : 6.1×10^6 ^{69m}Zn : 1.0×10^8 ^{85}Sr : 3.0×10^4 ^{89}Sr : 3.0×10^4 ^{90}Sr : 1.0×10^7 ^{106}Ru : 1.6×10^6 (1.1×10^6) ^{124}Sb : 1.9×10^5 ^{125}I : 3.0×10^6 ^{131}I : 1.8×10^6 (3.5×10^4) ^{134}Cs : 1.1×10^6 ^{137}Cs : 3.8×10^7 (2.2×10^7) ^{144}Ce : 3.5×10^5 ^{152}Eu : 1.9×10^6 ^{153}Gd : 4.9×10^4 ^{212}Pb : 2.5×10^5 ^{228}Ac : 8.2×10^5 ^{235}U : 1.2×10^5 ^{241}Am : 6.2×10^5 (3.8×10^6) α : 1.6×10^6 (4.1×10^5) ^{241}Am : 6.2×10^5 (3.8×10^6)			

* 1 廃棄物処理場へ搬入された所外施設（放医研、RI 協会）及び RI 研修所からの廃液は除外した。

* 2 排出放射能：検出限界濃度以上と未満の排出放射能を区分して集計してある。検出限界濃度未満の場合は検出限界濃度で排出したとして排出放射能を計算し、() 内に示した。

* 3 1日平均最大濃度及び3カ月平均最大濃度：検出限界濃度以上での排出放射能を排水溝流量で除した値。検出限界濃度未満の場合は、検出限界濃度で排出したとして同様に計算し、() 内に示した。

Table A.1.3 - 3 気体廃棄物の放出管理目標値との比較

(東海研究所, 1989 年度)

原子炉施設	種類	核種	放出管理目標値	排出量 ^{*1} (Bq)	排出量 放出管理目標値
			(Bq/年)		
JRR-2	放射性希ガス	⁴¹ Ar	1.1×10^{14}	2.0×10^{13}	1.8×10^{-1}
	放射性ガス	³ H	9.6×10^{12}	5.5×10^{11}	5.7×10^{-2}
JRR-3 ^{*2}	放射性希ガス	⁴¹ Ar	6.2×10^{13}	0	0
	放射性ガス	³ H	7.4×10^{12}	0	0
JRR-4	放射性希ガス	⁴¹ Ar	9.6×10^{11}	0	0
NSRR	放射性希ガス	主に ⁴¹ Ar, ¹³³ Xe	4.4×10^{13}	7.6×10^9	1.7×10^{-4}
	放射性ヨウ素	¹³¹ I	4.8×10^9	0	0

* 1 検出限界濃度未満は排出量を 0 として集計してある。

* 2 2月5日排気開始, 3月22日臨界。

Table A.1.3 - 4 液体廃棄物の管理目標値との比較

(東海研究所, 1989 年度)

核種	放出管理目標値	排出量 [*] (Bq)	排出量 放出管理目標値
	(Bq/年)		
³ H, ¹⁴ C 以外の核種	総量	1.8×10^{10}	3.2×10^8
	⁶⁰ Co	3.7×10^9	6.0×10^7
	¹³⁷ Cs	3.7×10^9	3.8×10^7
³ H	2.5×10^{13}	1.8×10^{11}	7.2×10^{-3}
¹⁴ C	3.7×10^{11}	2.3×10^{10}	6.2×10^{-2}

* 第1, 第2, 第3排水溝の合計

検出限界濃度未満は排出量を 0 として集計してある。

A.1.4 放射性廃棄物の保管廃棄量

1989年度に保管廃棄した廃棄物保管体の数量をTable A.1.4-1に示す。

廃棄物保管体の発生量は、JPDRの解体が進むにつれ増加している。したがって、1990年度中にはほぼ満杯になることが予測されるため、1990年10月に供用を開始する予定の保管棟・II（第2保管廃棄施設に建設中。保管能力：約20,000本/200ℓドラム缶換算）への保管を予定している。

また、第1保管廃棄施設（低レベル用）の点検・整理による一部保管体の再減容処理で、累積量は522本減の91,649本（200ℓドラム缶換算）となった。

（平山 勝嘉）

Table A.1.4-1 放射性廃棄物の保管廃棄量

（東海研究所、1989年度）

処理量		廃棄物保管体		廃棄物保管体発生量	
区分	量(m ³)	発生量		(200ℓドラム換算)	
液体廃棄物 （低レベル用）	440.382	ドラム缶	963本	1,023本	
		異形	12.03m ³		
固体廃棄物 （低・中レベル用）	143.438	ドラム缶	0本	387本	
		異形	77.5 m ³		
固体廃棄物 （低・中レベル用）	869.82	ドラム缶	14本	50本	
		異形	6.97m ³		
中レベル可燃 （中・高レベル用）	1.83			10本	
		異形	2.09m ³		
低レベル不燃 （低・中レベル用）	580.97	ドラム缶	1,267本	1,417本	
		コンクリートブロック	30個		
中・高レベル 不燃	11.14	異形	0m ³	2,887本	
		ドラム缶	2,244本		
合計		コンクリートブロック	30個		
		異形	98.59m ³		

A.1.5 環境における放射性希ガス及び液体廃棄物による実効線量当量

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

放射性希ガスに起因する年間の実効線量当量は、放出管理目標値が定められている JRR-2, JRR-3, JRR-4 及び NSRR のうち、放射性希ガス (^{41}Ar) の検出された JRR-2 及び NSRR について算出した。その結果、線量当量が最大となった地点は、JRR-2 南西方向の周辺監視区域境界であり、その値は $1.4\mu\text{Sv}$ であった。原子炉施設ごとの実効線量当量を Table A.1.5-1 に示す。

液体廃棄物に起因する年間の実効線量当量は、東海研究所全施設から排出された ^3H , ^{60}Co , ^{137}Cs について算出した。その結果は $0.016\mu\text{Sv}$ であった。核種別の実効線量当量を Table A.1.5-2 に示す。

放射性希ガス及び液体廃棄物による実効線量当量の合計は $1.4\mu\text{Sv}$ であり、原子炉施設保安規定に定められている年間の線量目標値 $50\mu\text{Sv}$ の約 3 % であった。

(吉田 菊夫)

Table A.5.1-1 放射性希ガスからの年間実効線量当量

(東海研究所、1989年度)

原子炉施設	年間放出量*	JRR-2 南西の周辺監視区域境界の 実効線量当量 (μSv)
JRR-2	2.0×10^{13}	1.4×10^0
JRR-3	0	0
JRR-4	0	0
NSRR	7.6×10^9	2.5×10^{-4}
合 計		1.4×10^0

* 検出限界濃度未満は放出量を0とした。

Table A.1.5-2 液体廃棄物からの年間実効線量当量

(東海研究所、1989年度)

核種	年間放出量*	実効線量当量 (μSv)
^3H	1.8×10^{11}	3.5×10^{-4}
^{60}Co	6.0×10^7	1.4×10^{-2}
^{137}Cs	3.8×10^7	1.7×10^{-3}
合 計		1.6×10^{-2}

* 検出限界濃度未満は放出量を0とした。

A.1.6 放射性汚染及び被ばく（事故等）

1989年度は、ウラン濃縮研究棟において、ウラン屑の自然発煙が発生した。その概要についてはA.3.10項に示す。

(吉田 菊夫)

A.1.7 放射性同位元素の保有状況

放射性同位元素の保有状況調査は、使用許可を要するものについては、東海研究所放射線障害予防規定第48条に基づき、1989年6月及び12月の2回実施した。Table A.1.7-1に1989年12月末現在における建家別放射性同位元素保有状況を示す。

使用許可不要の密封3.7 MBq以下のものについても、1990年3月末現在の保有状況の調査を実施した。その結果について、建家別の保有状況をTable A.1.7-2に示す。

(吉田 菊夫)

Table A.1.7-1 建家別放射性同位元素保有状況
(1989年12月31日現在)

(東海研究所, 1989年度)

建 家 名	密封された放射性同位元素			使用中の非密封放射性同位元素			貯蔵中の非密封放射性同位元素			合計(Bq)
	RI量(Bq)	主要核種名	核種数	RI量(Bq)	主要核種名	核種数	RI量(Bq)	主要核種名	核種数	
第 2 研究棟	2.1×10 ¹¹	⁶⁰ Co, Am-Li, Am-Be	11	0	²² Na, ¹³⁷ Cs, ¹⁶² Fu	27	7.1×10 ¹⁰	³ H, ⁶⁰ Co, ¹³⁷ Cs	47	2.1×10 ¹¹
第 3 研究棟	4.7×10 ⁸	²⁴ Am, ⁹⁰ Co, ¹³⁷ Cs	8	4.4×10 ⁸			3.9×10 ¹¹	³ H, ⁸⁸ Kr, ¹⁵² Fu	27	7.2×10 ¹⁰
第 4 研究棟	5.4×10 ⁹	³ H, ⁵ Co, ⁶⁰ Ni	4	1.8×10 ¹¹	³ H, ¹⁴ C, ⁵⁷ Co	14				5.8×10 ¹¹
放射線標準施設棟	7.1×10 ¹²	⁶⁰ Co, ¹³⁷ Cs, ²²⁶ Ra	15	2.8×10 ⁶	⁸³ Sr	1	7.4×10 ⁹	³ H, ⁸⁸ Kr, ¹⁴⁷ Pm	22	7.1×10 ¹²
核物理特研	1.8×10 ¹¹	Am-Be, ¹³⁷ Cs, Ra-Be	5	0			0			1.8×10 ¹¹
タノデム加速器棟	1.1×10 ⁹	Am-Be	1	2.3×10 ⁷	²⁴ Am, ²⁴⁴ Cm, ²⁵² Cf	4	0			1.1×10 ⁹
セラミック特研	9.2×10 ⁸	¹³⁷ Cs	1	1.2×10 ⁹	³ H	1	9.9×10 ⁹	³ H	1	1.0×10 ¹¹
冶金	0			0			1.8×10 ⁸	⁹⁰ Sr, ¹³⁴ Cs, ¹³⁷ Cs	5	1.8×10 ⁸
J F T - 2	3.6×10 ⁸	⁵⁷ Co, ²⁴ Am	2	0			0			3.6×10 ⁸
非破壊測定実験室	1.3×10 ⁶	²⁵² Cf	1	0			0			1.3×10 ⁶
コバルトトライアッカーライト射室	3.3×10 ⁵	⁶⁰ Co	1	0			0			3.3×10 ⁵
リモートアッカーライト	3.7×10 ⁶	Am-Be	1	0			2.6×10 ⁷	⁶⁰ Co, ¹³⁷ Cs, ¹⁵² Eu	6	3.7×10 ⁹
閉発試験室	5.7×10 ¹¹	³ H, Am-Be, Ra-Be	3	0			0			5.7×10 ¹¹
モックアップ建家	5.4×10 ¹⁰	Am-Be	1	0			0			5.4×10 ¹⁰
J R R - 2	4.0×10 ⁸	Am-Be, ²³² Cf, Ra-Be	3	0			0			4.0×10 ⁸
実験利用棟第2棟	0			0			1.6×10 ⁸	⁶³ Ni, ¹³⁷ Cs, ¹⁴⁷ Pm	10	1.6×10 ⁸
J R R - 4	2.0×10 ¹¹	⁶⁰ Co, ¹³⁷ Cs, Am-Be	3	0			0			2.0×10 ¹¹
ホットラボ	4.3×10 ⁹	³ H, ⁶⁰ Co, ¹⁵² Eu	3	0			1.0×10 ⁹	¹⁵² Eu, 照射黒鉛	2	5.3×10 ⁹
RI 製造棟	7.2×10 ¹¹	⁶⁰ Co, ¹³⁷ Cs, ¹⁹² Ir	5	7.3×10 ³	³ H, ¹⁴ C, ¹⁵² Eu	10	2.9×10 ¹⁴	³ H, ³² P, ¹⁹² Ir	24	3.6×10 ¹⁴
機械化工特研	2.2×10 ¹⁰	²⁴ Am	1	0			0			2.2×10 ¹⁰
トリチウムプロセス棟	0			0			5.5×10 ¹⁵	³ H	1	5.5×10 ¹⁵

建 家 名		密封された放射性同位元素		使用中の非密封放射性同位元素		炉心山の非密封放射性同位元素		合計(Bq)	
		RI量(Bq)	主要核種名	核種数	RI量(Bq)	主要核種名	核種数		
Pu	研 究 1	4.0×10 ⁸	⁵⁷ Co, ²⁴¹ Am	2	1.7×10 ¹⁰	¹³⁷ Cs, ²³⁷ Np, ²⁴¹ Am	5	4.0×30 ¹¹	²¹⁰ Pb, ²⁴¹ Am, ²⁴⁴ Cm
Pu	研 究 2	0		0				3.1×10 ³	³ H
再 处 理 特 研	0				7.1×10 ⁷	⁶⁰ Co, ²³⁷ Np, ²⁴⁴ Cm	7	2.0×10 ¹⁰	³ H, ¹³⁷ Cs, ²⁴⁴ Cm
フ ッ 素 実 驗 室	0				6.6×10 ⁶	¹²⁹ I, ¹³¹ I	2	3.2×10 ⁸	⁵⁷ Co, ⁸⁵ Kr, ¹³¹ I
廃棄物処理廻分開発棟	0				2.5×10 ⁷	⁶⁰ Co, ⁹⁰ Sr, ¹³⁷ Cs	3	5.7×10 ⁸	⁵⁰ Co, ⁹⁰ Sr, ¹³⁷ Cs
第 1 廃棄物処理棟	0			0				3.2×10 ⁶	⁵⁰ Co, ¹³⁴ Cs
汚 染 除 去 場	0				6.3×10 ⁶	⁶⁰ Co	1	3.1×10 ⁸	³ H, ²⁴¹ Am
W A S T E F	0				7.3×10 ²	¹³⁴ Cs, ¹³⁷ Cs, ²⁴⁴ Cm	6	6.6×10 ⁴	⁹⁰ Sr, ¹³⁷ Cs, ²⁴⁴ Cm
環境シミュレーション棟	2.4×10 ⁷	²³² Cf		1	2.2×10 ⁸	⁶⁰ Co, ⁸⁵ Sr, ¹³⁷ Cs	4	3.3×10 ⁹	⁶⁰ Co, ⁸⁵ Sr, ¹³⁷ Cs
F C	A	2.9×10 ¹²	²⁴¹ Am, Am-Be, ²⁵² Cf	7	0		0		
T C	A	2.7×10 ¹¹	³ H, ²²⁸ Cf, Ra-Be	3	0		0		
F N S	S	6.1×10 ⁸	²⁴¹ Am, ⁶⁰ Co, ¹³⁷ Cs	4	2.6×10 ¹³	³ H	1	5.9×10 ⁴	³ H
N S R	R	1.1×10 ¹¹	Am-Be	1	0		0		
配管信頼性実証試験棟									
大型再凍水試験棟									
科 技 府 電 源 特 会 施 設	0								
大型非定常ループ実験棟									
二相流ループ実験棟									
J P D R		3.2×10 ¹²	¹³⁷ Cs	1	0		0		
燃 料 試 験 施 設		2.5×10 ⁸	⁶⁰ Co, ⁸⁵ Kr, ¹⁵² Eu	7	0		0		
返還焼却物受入測定技術開発棟		1.0×10 ¹³	⁶⁰ Co	1	0		0		
合 计		3.3×10 ¹⁵	³ H, ¹³⁷ Cs, ²⁴⁴ Cm	10	0		0	1.5×10 ¹⁵	4.9×10 ¹⁵

Table A.1.7-2 密封 3.7 MBq (100 μCi) 以下の放射性同位元素保有状況

(1990年3月31日現在)

(東海研究所, 1989年度)

建 家 名	個 数	核 種		RI 量 (Bq)
		核種数	主要核種名	
第 1 研 究 棟	1	1	⁶³ Ni	2.7×10^6
第 2 研 究 棟	579	29	²⁴¹ Am, ¹³⁷ Cs, ⁶⁰ Co	3.8×10^7
第 3 研 究 棟	227	33	²⁴¹ Am, ¹³⁷ Cs, ⁶⁰ Co	5.9×10^7
第 4 研 究 棟	185	31	²⁴¹ Am, ¹³⁷ Cs, ⁶⁰ Co	1.0×10^7
放 射 線 標 準 施 設 棟	155	26	³ H, ¹³⁷ Cs, ⁹⁰ Sr	1.1×10^8
体 内 R I 分 析 室	87	14	³ H, ²⁴¹ Am, ¹⁴ C	2.8×10^5
核 物 理 特 研	27	12	²⁴¹ Am, ¹³⁷ Cs, ⁶⁰ Co	3.5×10^6
タ ン デ ム 加 速 器 棟	14	9	⁶⁰ Co, ¹³⁷ Cs	3.0×10^6
セ ラ ミ ッ ク 特 研	1	1	⁶⁰ Co	2.3×10^3
冶 金 特 研	17	9	⁶⁰ Co, ¹³³ Ba, ¹³⁷ Cs	1.6×10^6
J F T - 2	9	9	²⁴¹ Am, ¹³³ Ba, ⁶⁰ Co	1.1×10^6
コ バ ル ツ 照 射 室	1	1	⁶⁰ Co	1.8×10^4
リ ニ ア ッ ク	10	4	²² Na, ⁶⁰ Co, ¹³⁷ Cs	7.6×10^5
開 発 試 験 室	10	9	²⁴¹ Am, ¹³⁷ Cs, ⁶⁰ Co	1.4×10^6
モ ッ ク ア ッ プ 建 家	18	15	²⁴¹ Am, ¹³⁷ Cs, ⁶⁰ Co	5.6×10^5
ホ ッ ト ラ ボ	22	12	²⁴¹ Am, ¹³⁷ Cs, ¹⁵² Eu	4.9×10^6
原 子 炉 特 研	34	14	²⁴¹ Am, ¹³⁷ Cs, ⁶⁰ Co	5.5×10^6
J R R - 1 建 家	11	6	²⁴¹ Am, ¹³³ Ba, ¹³⁷ Cs	9.4×10^5
J R R - 2	77	21	⁶⁰ Co, ¹³⁷ Cs, ²²⁶ Ra	3.3×10^6
J R R - 3	37	13	²⁴¹ Am, ¹³⁷ Cs, ¹⁵² Eu	6.3×10^5
実 験 利 用 棟 第 2 棟	69	13	³ H, ¹⁴ C, ²⁴¹ Am	3.5×10^6
J R R - 4	44	14	²⁴¹ Am, ¹³⁷ Cs, ⁶⁰ Co	1.7×10^7
R I 製 造 棟	71	21	²⁴¹ Am, ¹³⁷ Cs, ⁶⁰ Co	9.0×10^6
³ H プ ロ セ ス 研 究 棟	23	4	³ H, ¹³⁷ Cs, ²²⁶ Ra	1.5×10^6
Pu 研 究 1 棟	21	12	²² Na, ¹³⁷ Cs, ¹³³ Ba	1.9×10^7
再 处 理 特 研	57	17	²⁴¹ Am, ¹³⁷ Cs, ⁶⁰ Co	6.1×10^6
フ ッ 素 実 験 室	7	5	¹²⁹ I, ¹³⁷ Cs, ¹³³ Ba	2.9×10^5
廃棄物処理処分開発棟	19	12	²⁴¹ Am, ¹³⁷ Cs, ⁶⁰ Co	1.1×10^6

建 家 名	個 数	核 種		RI量 (Bq)
		核種数	主要核種名	
返還廃棄物受入 測定技術開発棟	14	12	^{137}Cs , ^{152}Eu , ^{252}Cf	3.5×10^6
第1廃棄物処理棟	8	8	^{241}Am , ^{133}Ba , ^{137}Cs	1.0×10^5
第2廃棄物処理棟	43	13	^{241}Am , ^{137}Cs , ^{60}Co	2.2×10^6
汚染除去場	7	4	^{60}Co , ^{137}Cs , ^{133}Ba	7.9×10^4
W A S T E F	60	22	^{241}Am , ^{137}Cs , ^{60}Co	1.3×10^7
環境シミュレーション棟	14	5	^{60}Co , ^{137}Cs , ^{252}Cf	1.1×10^7
F C A	71	28	^{241}Am , ^{137}Cs , ^{60}Co	5.2×10^6
T C A	32	16	^{241}Am , ^{137}Cs , ^{60}Co	2.4×10^6
F N S	42	20	^{241}Am , ^{137}Cs , ^{60}Co	3.0×10^6
科技庁電源特会施設	9	9	^{241}Am , ^{137}Cs , ^{60}Co	9.6×10^4
J P D R	135	24	^{60}Co , ^{137}Cs , ^{152}Eu	2.3×10^7
N S R R	34	13	^{241}Am , ^{137}Cs , ^{60}Co	3.9×10^6
燃料試験施設	67	13	^{90}Sr , ^{152}Eu , ^{226}Ra	5.6×10^7
合 計	2369	54		4.3×10^8

1A.2 個人被ばく線量当量の管理

A.2.1 概 要

外部被ばくの管理は、1989年4月1日に施行された改正法令に基づいて、原研全事業所の放射線業務従事者5,952人を対象に、3月間（女子については1月間）毎に外部被ばくによる線量当量の測定評価（年間延べ測定評価件数19,430件）及び記録の保管、通知を実施した。外部被ばくと内部被ばくによる測定結果から、放射線業務従事者の1989年度における実効線量当量（1cm線量当量）及び組織線量当量（3mm線量当量又は70μm線量当量）を算定した結果、保安規定等に定められた警戒線量当量又は線量当量限度を超える被ばくはなかった。

1989年度における原研全事業所の年間集団実効線量当量、平均実効線量当量及び年間最大実効線量当量は、それぞれ、383.9人・ミリシーベルト、0.06ミリシーベルト及び6.4ミリシーベルトであった。また東海研究所の同線量当量は、それぞれ、349.9人・ミリシーベルト、0.09ミリシーベルト及び6.4ミリシーベルトであった。

放射線従事者中央登録センターに対する個人被ばく線量当量等の登録は、規制法関係及び障害防止法関係の両登録制度に基づいて、原研全事業所の放射線業務従事者の被ばく線量当量等について年間延べ32,331件の登録申請を行った。

（南 賢太郎）

内部被ばく線量当量の測定に関しては、1989年4月から施行された放射線障害防止法等の関係法令改正に対応するため、検査区分の見直しを行った。定期検査は、体内汚染のおそれのある場所で作業する放射線業務従事者に対して行うことにして、その対象者の選定を放射線作業状況の調査に基づいて行うこととした。この調査は年度当初に行うとともに、3か月ごとに調査結果の変更があるかどうか確認することとした。外来の作業者の被ばく管理の一環として、入退域検査を行った。放射性物質を誤って摂取した場合、又はそのおそれがある場合、臨時検査を行うこととした。また、放射線作業の健全性を確認するため、定期的及び随時の確認検査を行った。

1989年度の放射線作業状況の調査結果からは、定期検査が必要な者はいないことが認められた。その他の検査の結果からも、体内汚染が検出された者はなく、したがって、内部被ばく線量当量が算定された者はいなかった。

（須賀 新一）

A.2.2 外部被ばく線量当量の管理

外部被ばく線量当量の管理は、1989年4月1日に施行された改正法令に基づき、当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（改正法令でいう一時的立入者に相当）の全員を対象に実施した。放射線業務従事者の外部被ばくによる線量当量の測定は、当所が基本線量計としているフィルムバッジ、TLD、リングバッジ及びパームバッジにより、体幹部と末端部について実施した。体幹部の測定は、原研IV型フィルムバッジを全員に着用させ、3月間（女子については1月間）毎に、1cm 線量当量、3mm 線量当量及び $70\mu\text{m}$ 線量当量を測定した。このうち防護エプロンを使用して作業した場合など、頭頸部の不均等被ばくのおそれがあった者に対しては、その作業期間中、頸部にTLDを着用させ、1月間毎に同線量当量を測定した。また、手先の末端部位の線量当量が最大となるおそれがあった者に対しては、そのおそれがあった期間中原研型リングバッジ又はパームバッジを着用させ、1月間毎に $70\mu\text{m}$ 線量当量の測定を行った。さらに基本線量計の他に、日毎の線量当量の確認あるいは作業中の線量当量を監視する必要のあった放射線業務従事者については、ポケット線量計、APD（アラーム付ポケット線量計）又はTLDなどの補助線量計を着用させた。見学者等については、ポケット線量計を着用させた。

以下に示す統計は、1989年度における放射線業務従事者の実効線量当量及び組織線量当量を、外部被ばく及び内部被ばくによる測定結果から算定し、集計したものである。集計に当たっては、個人線量計の検出下限線量当量（0.2ミリシーベルト/3月）未満を0とした。また、1989年度における内部被ばく線量当量の測定結果は、A.2.3項に示すように、被検者全員に有意な体内汚染が検出されなかったので、この線量当量も0として扱った。

(1) 全事業所の統計

外部被ばくによる線量当量の年間測定対象実員は、5,952人（測定評価件数19,430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により体幹部不均等被ばくが予想された18人（105件）については、防護エプロンを着用した場合の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187人（325件）に対しては、身体末端部位の測定を行った。女子の放射線業務従事者は、73人（575件）であった。1989年度における測定対象実員は、1988年度と比較して1.8%増加し、また、測定評価件数は、4.2%の増加であった。増加の主な要因は、JRR-3の改造及びJPDRの解体実地試験に伴う請負業者の入域増加であった。

原研全事業所の実効線量当量に係る被ばく状況は、集団実効線量当量が383.9人・ミリシーベルト、平均実効線量当量が0.06ミリシーベルトで、1988年度の年間集団被ばく線量（34.78人・レム）と比較（単に34.78人・レムを10倍）して10%増加した。また、平均実効線量当量も1988年度より8%増加した。増加の主たる要因は、JPDRの解体実地試験に伴う炉内構造物、圧力容器接続配管の撤去作業、圧力容器解体のための内筒据付け作業及び関連箇所の除染作業による被ばくであった。因みに、JPDRの解体に伴う1989年度の集団実効線量当量218.6人・ミリシーベルト（別の作業場所別統計による）は、原研全事業所の集団実効線量当量の57%を占めている。また、年間最大線量当量は、6.4ミリシーベルト(γ)で、前述のJPDRの被ばくであった。1989年度のいずれの放射線業務従事者の被ばくも計画被ばくで、特に問題となる被ばくはなかった。

なお、年間実効線量当量が個人線量計の検出下限線量当量未満であった測定評価実員は、全測

定対象実員の 93% を占めている。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、それぞれ Table A.2.2 - 1, A.2.2 - 2 及び A.2.2 - 3 に示した。

1989 年度の組織線量当量に係る被ばくの状況は、皮膚の最大、平均線量当量が、それぞれ 25.2 ミリシーベルト ($\gamma+\beta$)、0.16 ミリシーベルト、眼の水晶体の最大、平均線量当量が、それぞれ 8.4 ミリシーベルト ($\gamma+\beta$)、0.08 ミリシーベルトであった。皮膚の最大被ばくの主たる作業内容は、実用燃料試験棟のセル除染による手先の被ばくであった。また、眼の水晶体の最大被ばくは、放射線標準施設棟における測定器の校正作業に従事した者の被ばくであった。女子腹部の組織線量当量については、測定対象者全員がフィルバッジの検出下限線量当量未満であった。

(2) 東海研究所の統計

東海研究所における年間の測定対象実員は、3,930 人 (12,641 件) であった。このうち女子の放射線業務従事者が 50 人 (404 件)、体幹部不均等被ばくが予想され、頭頸部が測定対象となった者が 18 人 (105 件)、手先の線量当量が最大となるおそれがある、当該部位が測定対象となった者が 168 人 (294 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 349.9 人・ミリシーベルト、平均実効線量当量が 0.09 ミリシーベルトで、1988 年度の年間集団被ばく線量と比較して 18% 増加した。増加の要因は、全事業所の統計で述べたことと同じである。年間最大線量当量は、6.4 ミリシーベルトで、全事業所の統計に述べた最大被ばくと同じである。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、最大、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、それぞれ Table A.2.2 - 4, A.2.2 - 5 に示した。

組織線量当量に係る被ばくの状況は、皮膚に対する最大と平均線量当量が、それぞれ 25.2 ミリシーベルト、0.23 ミリシーベルト、眼の水晶体の最大と平均線量当量が、それぞれ 8.4 ミリシーベルト、0.12 ミリシーベルトであった。皮膚及び眼の水晶体の最大線量当量は、いずれも全事業所の最大である。

(河合 勝雄)

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

(全事業所、1989年度)

管理期間	放射線業務 従事者実員	実効線量当量分布(人數)				平均実効 線量当量 (mSv)	最大実効 線量当量 (mSv)	集団実効 線量当量 (person・mSv)	
		検出限界線量 当量未満* ¹	0.2mSv以上 1.0mSv未満	1.0mSv以下 5.0mSv以下	5.0mSvを超え 15mSv以下				
第1四半期	3,991	3,875	112	3	1	0	0.01 (0.003rem)	1.3	43.8
第2四半期	4,371	4,266	102	3	0	0	0.01 (0.002rem)	1.6	41.0
第3四半期	4,317	4,121	159	36	1	0	0.03 (0.002rem)	5.3	140.3
第4四半期	4,112	3,939	124	46	3	0	0.04 (0.001rem)	5.5	158.8
年間	5,952	5,559	282	101	10	0	0.06 (0.006rem)	6.4	383.9

* 1 原研IV型フィルムバッジの検出限界線量当量: 0.2 mSv

* 2 カッコ内の数値は、1988年度の値

Table A2.2-2 放射線業務従事者の実効線量当量に係る作業若区分別被ばく状況

(全事業所, 1989年度)

作業者区分 放射線業務 従事者実員	放射線業務 従事者実員 検出限界線量 当量未満 ^{*1}	実効線量当量分布(人數)			平均実効 線量当量 ^{*2} (mSv)	最大実効 線量当量 (mSv)	集団実効 線量当量 (person・mSv)
		0.2mSv以上 1.0mSv以下	1.0mSv以上 5.0mSv以下	5.0mSvを超え 15mSv以下			
職員等	2,042	1,980	52	9	1	0	46.1
外来研究員等	597	566	24	7	0	0.02 (0.003rem)	6.3
請負業者	3,260	2,959	207	85	9	0.04 (0.004rem)	2.2
研修生	88	88	0	0	0	0.10 (0.008rem)	20.9
全作業者	5,952	5,559	282	101	10	0.06 (0.006rem)	6.4
							383.9

* 1 原研IV型フィルムバッジの検出限界線量: 0.2 mSv

* 2 カッコ内の数値は、1988年度の値

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

(1989年度)

事業所	放射線業務 従事者実員	実効線量当量分布(人數)			15mSvを超えるもの の数	平均実効 線量当量 (mSv)	最大実効 線量当量 (mSv)	集団実効 線量当量 (person・mSv)
		検出限界線量 当量未満*1	0.2mSv以上 1.0mSv以下	1.0mSv以上 5.0mSv以下				
東海研究所	3,930	3,599	225	97	9	0.09	6.4	349.9
高崎研究所*2	213	213	0	0	0	0.00	0.0	0.0
大洗研究所	1,135	1,088	42	4	1	0.02	6.3	28.1
RI研修所	32	32	0	0	0	0.00	0.0	0.0
むつ事業所	270	254	16	0	0	0.02	0.9	5.7
原子力船「むつ」	48	48	0	0	0	0.00	0.0	0.0
那珂研究所	625	624	1	0	0	0.00	0.2	0.2
全事業所	5,952	5,559	282	101	10	0.06	6.4	383.9

*1 原研IV型フィルムバッジの検出限界線量当量: 0.2 mSv

*2 大阪支所を含む

Table A.2.2 - 4 放射線業務従事者の実効線量当量に係る四半期別被ばく状況
(東海研究所, 1989年度)

管理期間	放射線業務従事者実員	実効線量当量分布(人數)				平均実効線量当量 ^{*2} (mSv)	最大実効線量当量 (mSv)	集団実効線量当量 (person・mSv)
		検出限界線量 当量未満 ^{*1}	0.2mSv以上 1.0mSv以下	1.0mSv以上 5.0mSv以下	5.0mSv以上 15mSv以下			
第1四半期	2,516	2,432	81	3	0	0	0.01 (0.004rem)	1.3
第2四半期	2,723	2,643	78	2	0	0	0.01 (0.003rem)	1.2
第3四半期	2,778	2,603	138	36	1	0	0.05 (0.003rem)	5.3
第4四半期	2,796	2,628	119	46	3	0	0.06 (0.002rem)	5.5
年間	3,930	3,599	225	97	9	0	0.09 (0.008rem)	349.9

* 1 原研IV型フィルムバッジの検出限界線量当量: 0.2 mSv

* 2 カッコ内の数値は、1988年の値

Table A.2.2-5 放射線業務従事者の実効線量当量に係る作業者区分別被ばく状況

(東海研究所, 1989年度)

作業者区分	放射線業務 従事者実員	実効線量当量分布(人數)				平均実効 線量当量* ² (mSv)	最大実効 線量当量 (mSv)	集団実効 線量当量 (person・mSv)
		検出限界線量 当量未満* ¹	0.2mSv以上 1.0mSv以下	1.0mSv以上 5.0mSv以下	5.0mSv以上 15mSv以下			
職員等	1,294	1,245	41	8	0	0	0.03 (0.005rem)	2.9 34.0
外来研究員等	498	467	24	7	0	0	0.04 (0.005rem)	2.2 20.9
請負業者	2,076	1,824	161	82	9	0	0.14 (0.011rem)	6.4 295.0
研修生	77	77	0	0	0	0	0.00 (0.000rem)	0.0 0.0
全作業者	3,930	3,599	225	97	9	0	0.09 (0.006rem)	6.4 349.9

*1 原研W型フィルムバッジの検出限界線量: 0.2 mSv

*2 カッコ内の数値は、1988年の値

A.2.3 内部被ばく線量当量の管理

内部被ばく線量当量の測定は、1989年4月より施行された放射線障害防止法等の改正法令に対応するため従来の検査区分の見直しを行い、定期検査、入退域検査、臨時検査及び確認検査に分類して行った。これらの検査の結果、体内汚染が検出された放射線業務従事者はいなかったので、したがって、内部被ばく線量当量の算定はなかった。

(1) 定期検査

定期検査は、有意な内部被ばくを受けるおそれがあると判断された放射線業務従事者を被検者として定期的に行う検査である。有意な内部被ばくを受けるおそれのある放射線業務従事者の判定は次のように行った。

まず、年度当初に原研全事業所の放射線業務従事者に対して、内部被ばくについての放射線作業状況調査を実施した。調査内容は、取扱核種とその化学形、予想される吸入空気中の放射性物質濃度及び作業建家などである。次に、上記の調査結果をもとに、吸入空気中の放射性物質濃度の推定値と放射線障害防止法の昭和63年科学技術庁告示第15号別表第1に示されている空気中濃度限度との比から、有意な内部被ばくを受けるおそれのある放射線業務従事者の判定を行った。年度途中で作業状況等に変更のあった放射線業務従事者については、3ヶ月毎に同様の調査を行って状況を把握した。その結果、有意な内部被ばくを受けると予測された放射線業務従事者は見出されず、定期検査の対象となった者はいなかった。なお、この調査方法の詳細については、本報告書の2.1.2項の「内部被ばく定期検査対象者の選定方法」を参照されたい。

(2) 入退域検査

東海研究所と大洗研究所における入退域検査は、請負業者等の外来の放射線業務従事者に対する内部被ばく管理の一環として、管理区域への入域時（放射線業務従事者指定登録時）と退域時（放射線業務従事者指定解除時）に全身計測法によって行った。入退域検査の対象者は全ての外来の放射線業務従事者と/orではなく、東海研究所では主として原子炉の改造、解体作業に関連し、また、大洗研究所では原子炉施設あるいはホットラボ施設の保守点検作業に関連して行った。

一方、むつ事業所では、原子力船「むつ」の原子炉容器蓋開放点検作業等に関連して、むつ事業所と原子力船「むつ」における放射線作業の開始時（指定登録時）と終了時（指定解除時）に、該当する放射線業務従事者を対象に入所検査及び退所検査として全身計測法によって行った。放射線業務従事者の所属事業所別の延べ受検者数をTable A.2.3-1に示す。検査の結果、体内汚染の検出されたものはいなかった。

(3) 臨時検査

臨時検査は放射性物質を吸入摂取、経口摂取した場合又はその疑いのある場合、あるいは確認検査において異常な結果が得られた場合に行う検査である。

臨時検査は、1989年5月30日に東海研究所のウラン濃縮研究棟における天然ウランの自然発煙に際し、現場活動を行った4名の放射線業務従事者について、バイオアッセイ法と体外計測法により測定を行った。測定の結果、体内汚染は検出されなかった。検査結果をTable A.2.3-2に示す。

(4) 確認検査

確認検査は、放射線作業の健全性を確認するために行う検査で、下記に該当する場合に実施し

た。

- ① 定期的に行う検査：有意な内部被ばくを生じるおそれがないと判断された放射線業務従事者の中から代表者を選定して、バイオアッセイ法又は体外計測法によって測定を行った。
- ② 入退域の中間に行う検査：入退域検査のうち入域検査を行った外来業者等の放射線業務従事者で、作業が長期にわたる（3か月が目安）者について、全身計測によって測定を行った。
- ③ 随時に行う検査：作業条件が満足すべきものであることを確認するため、随時の内部被ばく検査が必要であると認められた者について測定を行った。測定法は測定対象核種と化学形、摂取経路等を考慮して決定した。

確認検査は、バイオアッセイ法により延べ 521 名について、また、体外計測法により延べ 1639 名について測定を行った。その結果、体内汚染が検出された放射線業務従事者は見出されなかつた。放射線業務従事者の所属事業所別の延べ受検者数を Table A.2.3 - 1 に、また、各検査種目ごとの受検者数の内訳を Table A.2.3 - 3 に示す。

なお、病気などの理由によって内部被ばく検査を受検することが出来なかつた 11 名の放射線業務従事者について、作業環境測定結果等をもとに摂取量及び線量当量の推定を行つた。この結果、摂取量及び線量当量の算定された者はいなかつた。

(5) バックグラウンド調査

定期検査等の内部被ばく検査における有意な体内汚染を判定する際の基礎データを得るために、バックグラウンドレベルの調査を引き続き実施した。対象者は、非密封の放射性物質を取り扱っていない職員等から選定した。この結果、25 名の対象者から延べ 419 例（全 α 放射能 48 例、全 β 放射能 96 例、トリチウム 96 例、天然ウラン 96 例、全身計測 62 例、胸部計測 21 例）の測定値を得て、各検査の判定基準として役立てた。

（服部 隆充）

Table A.2.3-1 従事者の所属事業所別延べ受検者数

(1989年度)

事業所名	定期検査	入退域検査	臨時検査	確認検査	推定登録	合 計
R I 研修所	0	0	0	20	0	20
東海研究所	0	543	4	1336	3	1886
大洗研究所	0	30	0	293	0	323
高崎研究所	0	0	0	0	0	0
むつ事業所	0	230*	0	357	7	594
原子力船「むつ」	0	7*	0	154	1	162
那珂研究所	0	0	0	0	0	0
合 計	0	810	4	2160	11	2985

*退所検査としての受検者数である。

Table A.2.3-2 臨時検査結果

(全事業所, 1989年度)

検査核種	被検者数	検査方法	測 定 数		体内汚染検出者数
			尿試料	全身計測	
天然ウラン	4	バイオアッセイ	16	—	0
		体外計測	—	4	0
計			16	4	0

Table A.2.3-3 確認検査結果

(全事業所, 1989年度)

検査方法	検査種目	受検者数	臨時検査が必要とされた者
バイオアッセイ (尿検査)	全 α 放射能	58	0
	全 β 放射能	80	0
	トリチウム	272	0
	天然ウラン	111	0
体外計測	全身計測	1617	0
	胸部計測	22	0
	計	2160	0

A.2.4 個人被ばく線量当量等の登録

個人被ばく線量当量等の登録は、原研全事業所における放射線業務従事者を対象に、所内被ばく管理のための所内登録と、放射線従事者中央登録センターに対する中央登録について実施した。

所内登録については、フィルムバッジにより測定した体幹部の被ばく記録年間延 18,976 件、リング（パーム）バッジにより測定した末端部の被ばく記録年間延 323 件、熱ルミネセンス線量計により測定した頭頸部の不均等被ばく記録年間延 103 件、計算等による推定被ばく記録年間延 28 件及び内部被ばく測定記録年間延 2,985 件を記録し保存するとともに関係個所へ通知した。

中央登録については、規制法関係及び障害防止法関係の両被ばく線量登録管理制度に基づき実施した。規制法関係の登録は、指定、指定解除、手帳発行、定期線量登録などの登録申請と法定記録（指定解除者放射線管理記録）の引渡しを放射線従事者中央登録センターに対して行った。また、障害防止法関係の登録は、個人識別、定期線量、記録引渡しの各登録申請を同中央登録センターに対して行った。

なお、両被ばく線量登録管理制度への登録申請及び引渡し申請の総件数は 32,331 件であった。Table A.2.4-1 に中央登録データ件数の詳細を示す。

(橋 晴夫)

Table A.2.4-1 中央登録申請データ件数

(全事業所、1989年度)

登録データの種類		管理期間	第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期	合 計
規制法関係	事前登録	59	60	58	54	231	
	指定登録	930	1,259	1,226	1,171	4,586	
	指定解除登録	1,039	1,031	1,233	1,279	4,582	
	指定解除者放射線管理記録	1,039	1,027	1,229	1,279	4,574	
	個人識別変更登録	13	3	5	5	26	
	手帳発効登録	44	10	6	9	69	
障害法関係	定期線量登録	6,193	0	2	0	6,195	
	個人識別登録	375	462	351	432	1,620	
	記録引渡登録	1,039	1,027	1,230	1,279	4,575	
	定期線量登録	5,872	0	1	0	5,873	
合 計		16,603	4,879	5,341	5,508	32,331	

1A.3 施設の放射線管理

A.3.1 概 要

原子炉施設、加速器施設、核燃料取扱施設など各種施設について、放射線管理機器の更新及び整備を進めるとともに、年次計画による放射線管理モニタ集中監視システムの導入を推進した。

放射線管理モニタ集中監視システムは、放射線管理用モニタを集中監視するとともに、施設運転の情報と有機的に結合して、放射線管理の効率化を図ろうとするものである。1986年度までは、原子炉地区施設を年次的に整備してきたが、1987年度からは海岸地区施設に移行し、1989年度は、廃棄物処理施設についてシステムを整備した。

1989年度に行われた放射線管理の主要なものは次の作業に関するものである。

- (1) トリチウムプロセス研究棟におけるトリチウムの精製捕集等のプロセス実験及び空気浄化設備からトリチウム水の回収作業
- (2) 電子貯蔵リング (JSR) の運転
- (3) ホットラボのジュニアセル改修工事及びセルケーブ内機器の点検・整備作業
- (4) JRR-2 の共同利用運転と定期検査
- (5) JRR-3 改造炉の臨界と出力上昇試験
- (6) JRR-4 の共同利用運転と排気設備及び液体廃棄物移送管更新工事
- (7) 再処理特研における TRU スラッジ固化装置の稼働
- (8) 第2廃棄物処理棟における処理セル内の除染作業
- (9) WASTEF における高レベル実廃液の固化作業
- (10) JPDR 施設の解体実地試験
- (11) 燃料試験施設における高燃焼度燃料の照射後試験

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

このほか、大型放射光施設に関する安全評価、大量トリチウム取扱施設の管理基準の検討、国際研究交流実験棟の建設にともなうモニタリング装置の設計、放射性同位元素管理用計算機プログラムの整備、NUCEF 施設建設に係る国との安全審査資料作成への協力及び放射線管理設備の設工認申請に関する検討、むつ事業所における燃料集合体の解体・検査・再組立作業並びに出力上昇試験に伴う放射線管理業務の支援を行った。さらに、放射線管理の強化及び管理業務の効率化のため種々の管理用機器の整備を行った。

(片桐 浩)

A.3.2 ホットラボにおける動力淨気式フードの使用経験

ホットラボでは、セル及びケーブ内で燃料体や各種材料の照射後試験を実施している。このため、ケーブ、セル内は多量の放射性物質による汚染が発生するので、新たに試験を開始する前や使用機器類の保守点検前には除染を行う必要がある。この除染作業時の呼吸用保護具としては、従来、自給式加圧服及び全面マスクを使用していたが、1985年から呼吸用保護具として、新たに動力淨気式フード（以下「加圧フード」という。）の使用を開始した。加圧フードの使用回数は、近年増加してきていることがTable A.3.2-1から判る。本報告は、ホットラボにおける加圧フードの使用経験から、使用上の注意点及び特徴について全面マスクとの比較を行ったものである。

(1) 基本性能

加圧フードは、Photo. A.3.2-1に示すとおり、フード、送気管及び送気ユニットから構成されている。フードの本体は酢酸ビニル、アイピース部は透明セログラス、送気管は酢酸ビニル及びポリアセタールでできており、可燃物として処理できる。

送気ユニットは、送風ファン、フィルタ部及びバッテリ部から構成されている。送風ファンにはアラームシステムが内蔵されており、通常 $150 \ell/\text{min}$ である送風量の低下 ($120 \ell/\text{min}$)、電圧の低下 ($4.5 \pm 0.2 \text{ V}$) によりアラームが発生する。フィルタ部には、シリカ粉塵等 ($0.3 \mu\text{m}$) に対して 99.99% 以上の捕集効率を持つフィルタを使用している。バッテリ部には Ni-Cd 電池を使用しており、3 時間の急速充電が可能である。満充電 ($5.5 \pm 0.1 \text{ V}$) 時の使用時間は 3 時間±20 分であり、1~2 日経過後 ($\approx 5.2 \text{ V}$) でも 2 時間以上使用可能である。フード、送気管、送気ユニット（送風ファン、フィルタ、バッテリー）の重量はそれぞれ 120 g, 120 g, 1340 g (520 g, 100 g, 720 g) であり、総重量は、約 1.7 kg である。

(2) 使用方法

加圧フードの使用方法は、Photo. A.3.2-1に示すように送気ユニットを腰にベルトで固定し、肩紐で吊る。次に送気管をフードと送気ユニットに取付け、最後にフードを頭にかぶる。着用時間は 3 分以内である。使用前点検は、バッテリーの電圧 (5.2 V)、送風の確認、送気管の装置の確認である。これらの点検は、全面マスクの装置状況の確認と異なり、誰にでも簡単に行えるものである。

(3) 防護係数 (PF)

全面マスクの装着状態については個人差があるため、装着時の PF は一定ではなく、マスクマン装置による調査結果¹⁾では PF 100 以上が約 90% である。これに対して、加圧フードは個人差なくマスクマン装置による我々の測定結果では、PF 10,000 程度であり、フードに多少の損傷（2 cm 程度の亀裂あるいは直径 2 cm の穴）が発生した場合でも、防護係数 (PF 5,000 – 10,000) に大きな違いは見られなかった。しかし、フードに、より大きな亀裂あるいは穴があいた場合には、作業状態による亀裂部の開口面積、呼吸量の変化に伴い、PF は 1,000 以下に低下する。これは、フード内と外気圧のバランスが崩れることにより起こる。また、フィルタの目詰まり等により送風量が低下しアラームが発生した場合には、呼吸量及び経過時間に従って PF が低下するので、アラーム発生時にはすみやかに退避しなければならない。

(4) 総合評価

今までの使用経験では、ホットラボのセル及びケーブ内は比較的よく整理されてきており、フード、送気管、送気ユニットを損傷させることもなく、身体の汚染等の異常は起きていない。このように加圧フードは、全面マスクに比べて、装着に熟練を要さず、また、個人差もなく高い防護係数が得られるので、今後さらに使用頻度が増加すると考えられる。使用上の主要な問題点としては、バッテリーの充電回数の増加により連続使用時間が短くなることである。この対策としては、作業前のバッテリー電圧の確認、バッテリーの定期点検・交換であり、同時に加圧フード全体の総合試験（1回/年）も行っている。

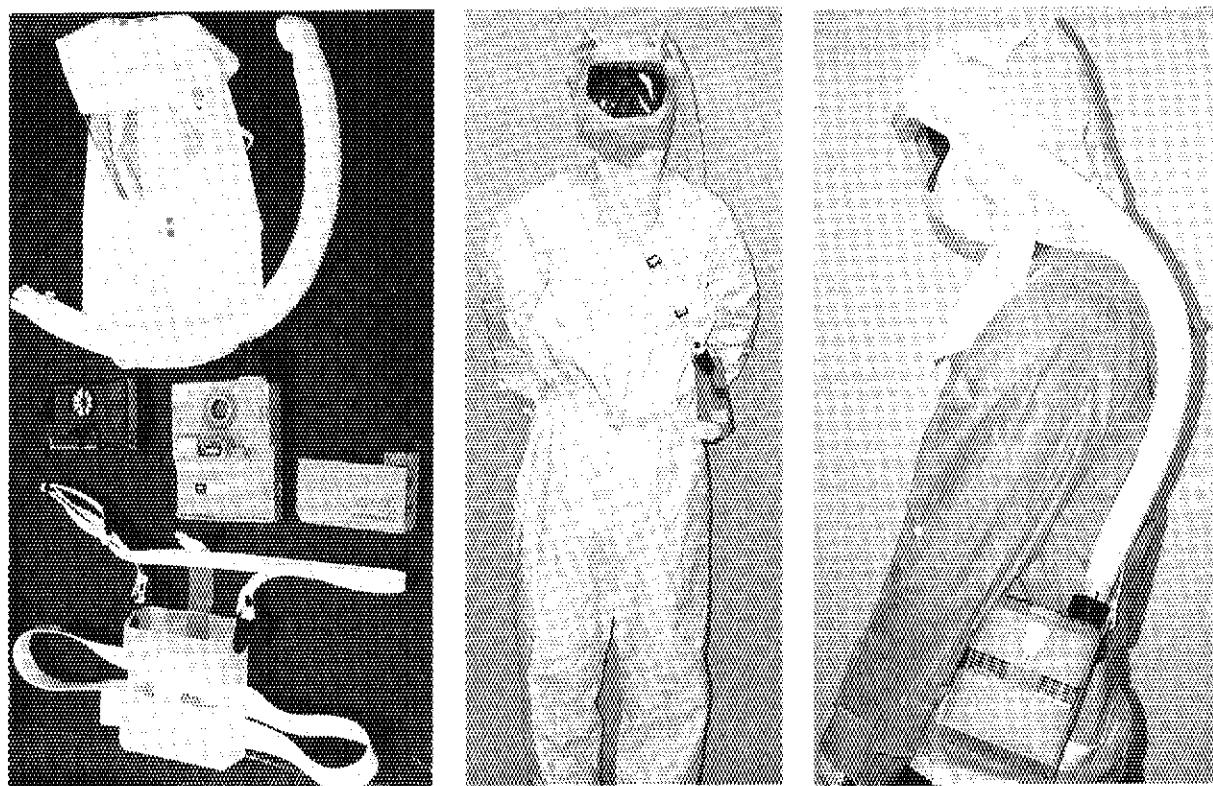
（佐々 陽一）

参考文献

- 1) JAERI-memo 02-030 (1990) 実作業時における全面マスクの防護性能試験 泉 幸男・木内伸幸・池沢芳夫

Table A.3.2-1 主な除染作業における加圧フード等の使用実績

作業件数	使 用 回 数			
	加圧フード	全面マスク	自給式加圧服	計
1986年度	20	84	198	46
1987年度	21	68	177	12
1988年度	26	104	235	28
1989年度	29	224	49	10
				283



(a) 加圧フード

(b) 正面図

(c) 側面図

Photo. A.3.2 - 1 加圧フードの概要及び装着例

A.3.3 放射性同位元素の使用状況等の計算機による管理

現在、研究棟地区における放射性同位元素（以下、「RI」）の管理・記帳は各課室毎に RI 貯蔵記録表及び RI 使用記録表に記載して行われている。

このため、放射線障害防止法に定める施設の使用量（年間使用数量、3月間使用数量、1日最大使用数量及び群別1日最大使用数量）を把握するためには、各課室の RI 使用記録表を核種毎に集計する必要がある。この集計作業は、多くの時間と労力を必要としていた。

そこで、RI の迅速かつ効率的な管理と RI 貯蔵記録表及び RI 使用記録表の作成を目的として計算機を導入したのでその概要を記す。

(1) RI の貯蔵、使用、廃棄計算システム

本システムは、NEC パーソナルコンピューター（PC-9801 ES5）とアイテック社製ハードディスク（ITH-100: 100M バイト）等を用い、非密封 RI の使用履歴を入力し、使用許可量の確認と核種別（課室別）RI 貯蔵・使用・廃棄一覧表等の帳票を作成するもので、以下の7項目で構成される。Table A.3.3-1 に基本データ項目毎の実登録数及び最大登録数を示す。

(a) 基本データメンテナンス

基本データメンテナンスは、RI 貯蔵記録表等へ記載する課室名等の記帳項目と RI の使用履歴入力時に使う使用許可確認のための使用許可量（年間使用数量及び貯蔵能力等）の登録と変更を行う機能であり、基本テーブル、使用許可マスタ及び貯蔵能力マスタで構成される。

(b) RI の貯蔵、使用及び廃棄の管理

本機能へ入力する RI は、課室毎に定めた核種毎の線源番号で貯蔵室又は貯蔵箱に登録し、その後、使用、廃棄、保管及び譲渡を行う。

「貯蔵」においては、許可されている貯蔵能力を超えて RI が貯蔵されないよう“貯蔵能力確認機能”を設け、「使用」においても、許可されている使用量を超えて RI が使用されないよう“使用許可量確認機能”を設けた。

なお、線源番号の登録は施設当り最大 700 件までとし、RI 貯蔵記録表等の履歴管理件数は、線源番号当たり年間 200 件とした。

(c) RI 履歴管理データの修正

本機能では、(b)で入力した貯蔵量、使用量等の数値の修正と貯蔵責任者、貯蔵方法等帳票項目の変更を行う。核種及び線源番号を変更する時は、本機能で線源番号を削除してから、(b)の「貯蔵」で新たに核種及び線源番号等を入力する。また、修正・変更箇所を確認するため、作業用の RI 貯蔵記録表及び RI 使用記録表を出力できる。

(d) 基本テーブル帳票出力

本機能は、(a)で登録した基本テーブル（施設名、課室名及び氏名等）、使用許可テーブル及び貯蔵能力テーブルの帳票を单一又はグループ別に出力する事ができる。

(e) RI 記録表帳票出力

本機能は、RI 貯蔵記録表、RI 使用記録表、核種別（課室別）RI 貯蔵・使用・廃棄一覧表の单一出力と各帳票毎の一括出力（施設毎）が可能であり、この他に貯蔵能力一覧表と当日の群別1日最大使用数量の帳票出力を行う事ができる。

(f) データ保存

本機能は、RI の貯蔵、使用、廃棄計算システムで登録した課室名等の基本データ、使用許可テーブル、貯蔵能力テーブル及び RI の使用履歴を入力したデータをフロッピイディスクに対話方式で保存・復元できる。

(g) 年次更新

本機能は、放射線障害防止法の記帳義務に基づき、RI 貯蔵記録表及び RI 使用記録表を 1 年毎に閉鎖し、年次更新が行える。

(2) 本システムの検討

第 4 研究棟の主な課室の RI 貯蔵記録表及び RI 使用記録表のデータを本システムに入力し、各帳票を出力させ検討した。その結果、本システムは、当初の仕様を満たし RI の管理に適用できることが判ったので、平成 2 年度から活用する予定である。

(新野 二男)

Table A.3.3-1 基本データ項目名及び登録数

データ項目	実登録数	最大登録数	備考
使用許可核種	1020	1500	施設毎
貯蔵能力	11	150	施設毎
施設名	3	3	
課室名	31	50	
氏名	143	300	
貯蔵位置	77	100	施設毎
貯蔵方法	18	40	
使用の目的	10	40	施設毎
使用の方法	3	20	
使用の場所	67	200	施設毎
物理的形状	4	10	
化学的形状	46	100	
受入方法	7	10	
記事（備考）	16	100	

A.3.4 第2廃棄物処理棟封入セル内除染作業時の放射線管理

第2廃棄物処理棟では、燃料試験施設、ホットラボ施設及び廃棄物安全試験施設等から発生する中・高レベル固体廃棄物を処理セルで分類及び切断し、廃棄物の性状に応じて圧縮による減容処理を行なっている。その後、これらの廃棄物は、処理セルに隣接した封入セル内でステンレス製等の容器に収納され、封入装置によって容器の巻締めが行われる。

封入セルでは、①多数設置されている内装機器の保守点検作業のため、入域する頻度が多くなること。②封入セル内の表面密度を低く抑えることにより、セル外における封入容器の汚染管理が容易となること等の理由から、除染作業頻度(数回/年)を多く実施している。以下に、1990年1月17日から1月18日に実施された、封入セル内の除染作業時の放射線管理について述べる。

セル内除染前に、自給式加圧服等を着用してセル内の表面密度及び線量当量率の詳細測定を行ったところ、表面密度は最大 7.2×10^1 Bq/cm²、平均 6.3 Bq/cm²であり、処理セルに比べて1桁以上低く、¹⁾汚染分布状況は、廃棄物投入ポートを中心としたスポット状汚染であった。今回の封入セル内の汚染核種は、主に⁶⁰Co、¹²⁵Sb、¹³⁴Cs、¹³⁷Csで、処理セルの汚染核種である¹⁰⁶Ru-Rh及び¹⁴⁴Ce-Prの高エネルギーβ線放出核種は検出されなかった。また、線量当量率が最も高い場所は、廃棄物投入ポート付近で最大 3 μSv/h、平均 1 μSv/h であった。

上記の事前測定結果、除染方法(含水ウエス及び中性洗剤)及び作業時間等を考慮して、除染作業時には、呼吸保護具及び身体汚染防護衣として全面マスク及びビニールアノラック上下等を着用させた。除染後の表面密度は、最大 5.5 Bq/cm²、平均 8.0×10^{-1} Bq/cm²、除染前後の表面密度から評価して除染係数は 10 ~ 20 となった。また、除染後の線量当量率は、最大で 0.5 μSv/h と約 1/6 に低減された。除染作業中の空気汚染は、最大 7.4×10^{-9} Bq/cm³ であり、今回の封入セル内の除染作業では、表面汚染と空気汚染のデータから得られた再浮遊係数は 10^{-9} cm⁻¹ 程度と前回の処理セル除染作業時の $10^{-8} \sim 10^{-7}$ に比べて 1 桁程度低い¹⁾結果が得られたが、この主な原因としては、封入セル内の汚染がスポット状であったことなどが考えられる。

今回の封入セル内の除染作業時の作業者の外部被ばく及び内部被ばくは、ともに、0.1 ミリシーベルト以下であった。

現在は、年に数回の割合で除染作業が行われているが、装置類の老朽化に伴いセル内入域の頻度が増加し、これに伴って除染の頻度もさらに増加すると考えられる。したがって、封入セル内の除染作業能率の向上を図るために、汚染の可能性の高い廃棄物投入ポート周辺の作業方法の改善、養生等の検討が必要である。

(吉永 道明)

参考文献

- 1) 佐々陽一: 保健物理-管理と研究-No. 31 (1988)

A.3.5 JPDR 解体作業（第4期）における放射線管理

JPDR の第4期（1989年度）解体作業においては、炉内構造物のプラズマアーク水中切断作業、圧力容器接続配管の成型爆薬切断及びディスクカッタによる切断作業等が行われた。また、1990年度に予定されている圧力容器切断準備作業として切断装置及び内筒の据付け作業が行われた。これまでの解体作業時^{1), 2), 3)}と同様に遠隔切断工法の採用、エアカーテンの設置、放射線遮蔽等を行って、作業者の被ばく低減及び環境放出放射能の低減を図った。以下に、JPDR 解体作業（第4期）における放射線管理の概要を述べる。

(1) 原子炉格納容器内機器の解体

(a) 炉内構造物の解体

高線量当量率の炉内構造物（インコアモニタチューブ、炉心シュラウド、下部支持板、下部グリッド、炉心サポート、制御棒ガイドチューブ等）は、作業者の外部被ばく低減のために炉プールに設置された1次切断用の水中プラズマアーク切断装置により粗断され、使用済み燃料貯蔵プールに水中移送され、そこで2次切断装置により細断された後、遮蔽容器に収納された。また、切断に伴って発生する放射性塵埃による汚染の拡大を防止するために、両プールを覆うように設置した汚染防止用い（局所排気装置付HEPAフィルタ1段を備えたもの、以下「G.H」という。）に加えて、プール水面上にはエアカーテンを設置した。また、G.H入口にはバリアを設け表面汚染の拡大防止を図るために靴の履き替えを行った。

Fig. A.3.5-1に水中プラズマアーク切断装置の概要を示す。切断作業中は、作業者の立ち入りを制限し、切断終了後G.H内の空気汚染レベルの確認を行った後に切断物の回収、移動作業が行われた。切断中の空気中放射能濃度はインコアモニタチューブ切断時にエアカーテン下部で最大 2.2×10^{-3} Bq/cm³、エアカーテン上部で 2.1×10^{-6} Bq/cm³であった。また、炉内構造物の表面線量当量率の最大は炉心シュラウドで3.7 Sv/hであり、水中切断を行うことにより作業環境の線量当量率を最大3.5 μSv/hと低く抑えることができた。また、炉内構造物の切断終了後、切断装置の撤去、切断ドロスの回収及び使用済み燃料プール、圧力容器上部ウェルの除染作業は、作業者の内部被ばく防護のために全面マスク、タイベックスーツを着用して行った。

(b) 圧力容器接続配管等の切断撤去

圧力容器接続配管の切断は、気中成型爆薬切断工法（炉心スプレイ系配管、非常用復水器系配管、原子炉水位系配管）及びディスクカッタ切断工法（原子炉強制循環系配管の一部、原子炉給水系配管）により行われた。汚染拡大防止のために切断箇所にはG.Hを設置し、圧力容器上部には水中切断時に設置したエアカーテンを使用した。また、その他の格納容器内設備機器（停止時熱交換器等）は、切断箇所にG.Hを設置し気中プラズマ切断機、ガス切断機等で切断が行われた。線量当量率の最大は250 μSv/h（成型爆薬装着時）、表面密度は最大7.6 Bq/cm²、空気中放射能濃度は最大 1.1×10^{-4} Bq/cm³（成型爆薬切断時G.H内）であった。

(c) 圧力容器切断準備作業

1990年度に行われる圧力容器胴部のアーカソーによる切断の準備作業として、圧力容器を水没させるため圧力容器外側には内筒が設置され、また、圧力容器上部にはアーカソー切断装置が設置された。内筒設置作業は高線量当量率の圧力容器近傍での作業が多く、作業者の外部被

ばくの低減のため時間管理を行った。また、圧力容器上部 ($1500 \mu\text{Sv}/\text{h}$) は鉄板により遮蔽を行い線量当量率を $40 \mu\text{Sv}/\text{h}$ とした。作業場所には、G. H を設置し汚染拡大の防止を図った。

上記の作業を通して G. H 外は空気汚染、表面汚染とも検出されなかった。

(2) ダンプコンデンサ建家内作業

ダンプコンデンサ建家では、1988 年度に設置された電解除染装置により冷却材再循環系主冷却配管、原子炉冷却材浄化脱塩系配管、停止時冷却系配管等の除染作業及び放射性廃棄物の減容のための金属溶融試験が実施されたが、いずれも線量当量率、汚染はバックグラウンドレベルであった。

(3) 解体作業中の被ばく管理

解体作業中は、これまでと同様に放射線業務従事者にフィルムバッジと警報付きポケット線量計 (APD) を着用させ、APD による出入り管理及び作業場所の放射線モニタリングを実施して各作業における外部被ばくの管理を行った。各作業の被ばく結果を Table A.3.5 - 1 に示す。また、フィルムバッジによる第 4 期解体作業における個人の外部被ばくによる線量当量の最大は、6.1 ミリシーベルトで当該作業者は、圧力容器切断準備作業に従事した者であった。また集団の外部被ばくによる線量当量は、218.4 人・ミリシーベルトであった。

なお、内部被ばくについては、ホールボディカウンタによる検査の結果、有意な体内汚染は認められなかった。

(佐藤 信行)

参考文献

- 1) 佐藤信行: 保健物理—管理と研究—No. 31, JAERI-M 89-212, 62-64 (1988)
- 2) 足利谷好信: 保健物理—管理と研究—No. 30, JAERI-M 88-226, 48-50 (1987)
- 3) 足利谷好信: 保健物理—管理と研究—No. 29, JAERI-M 87-147, 53-54 (1986)

Table A.3.5-1 作業別外部被ばく線量当量(APDによる)

作業件名	個人最大線量当量 (mSv)	個人平均線量当量 (mSv)	集団線量当量 (person・mSv)
炉内構造物の水中切断	3.1	0.76	54
圧力容器接続配管の成型爆薬による切断	2.5	0.32	14
圧力容器接続配管のディスクカッタによる切断	0.6	0.06	1.8
圧力容器切断準備作業	5.1	0.67	64
原子炉周辺機器配管の気中切断、その他の作業	3.2	0.67	86

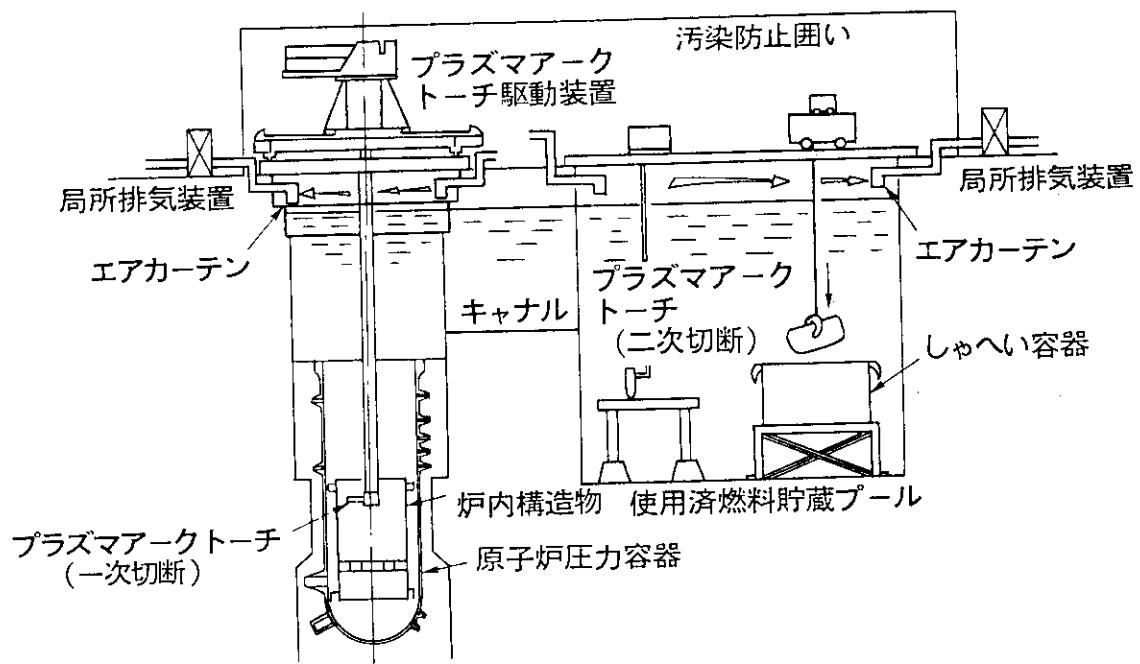


Fig. A.3.5 - 1 炉内構造物の水中プラズマアーク切断

A.3.6. γ 線エリアモニタのパルス応答特性と放射線管理上の対応について

NUCEFに設置される過渡臨界実験装置(TRACY)では、過渡出力運転(パルス運転)が行われる。このパルス運転は、臨界超過後の過渡現象などに関する核特性、ソースタームデータの取得を目的としたもので、運転条件は、最大熱出力5000 MW、最大積分出力32 MW・s、最大年間積算出力230 kW・h、パルス幅約10 msから10 sである。最大出力運転時に、人が立ち入る位置(評価地点は炉室前廊下)での積算線量は、1パルスあたり最大52 μ Svと推定され、年間積算出力に換算すると、年間約1.35 mSvの被ばくに相当する。このため、炉室及びその周辺に設置されるエリアモニタが、このパルス運転に対し、どのようなレスポンスを示すかを確認し、それを放射線モニタリングシステムの設計に反映させる必要がある。そこで、パルスX線発生装置(東芝製KXO-2050特型)を用いて、NUCEFに設置を予定している半導体式 γ 線エリアモニタと電離箱式 γ 線エリアモニタのパルス応答特性に関する試験を線量計測課と共同で実施した。

試験においては、これらのエリアモニタと基準測定器(ラドコン線量計)をパルス状X線で同時に照射し、その測定値を比較した。試験対象モニタは、富士電機製、半導体式 γ 線エリアモニタ(形式:NDM、計測部:ディジタルレートメータNFW)2台及び電離箱式 γ 線エリアモニタ(形式:NDC22102、計測部:ディジタルDC指示モジュールNGU13211)1台である。照射X線は、パルス運転における炉室周辺及び管理区域周辺での推定照射線量率に近い値として、 1.5×10^{-4} (C/kg)・h⁻¹及び 1.5×10^{-2} (C/kg)・h⁻¹前後を選んだ。パルス幅は、この照射線量率で10 msから5または10 sまで変化させた。なお、照射X線の実効エネルギーは64.5 keVであった。

試験結果をFig. A.3.6-1及びFig. A.3.6-2に示す。試験結果から確認されたことをまとめると次のようになる。

- ① 半導体式、電離箱式の両モニタともほぼ全てのパルスに対し応答する。
- ② X線のパルス幅が、半導体式については、800から1000 ms以上、電離箱式については、500から800 ms以上の場合に、各モニタは照射線量率に対応した指示値(各モニタの線量率特性上の値)を示す。
- ③ 全体の傾向として、電離箱式の方が半導体式よりも低パルス幅領域で、パルス応答性が相当良好である。

以上の結果から、NUCEFにおいては、炉室前廊下にパルス応答性の比較的良好な電離箱式エリアモニタを設置し、パルス運転により放射線管理上有意な線量当量率の上昇があったことを確認できるものとした。なお、パルス運転による線量当量の評価については、炉室周辺にTLDなどを配置し、行うこととした。

また、実試験結果から、TRACYが最大出力でパルス運転を行った際には、Table A.3.6-1に示すように、実験棟Aのほぼ全域で線量当量率がごく短時間上昇し、エリアモニタの指示値が警報レベルを超える場合があると考えられる。したがって、これらの位置に設置されるモニタは、パルス運転時に無用な警報を発することになる。そこで、集中監視システムのソフトウェアで、パルス運転予告信号などを活用し、無用な警報の発生を防止するという方針で、システム設計を進めて行く予定である。

(重田 幸博)

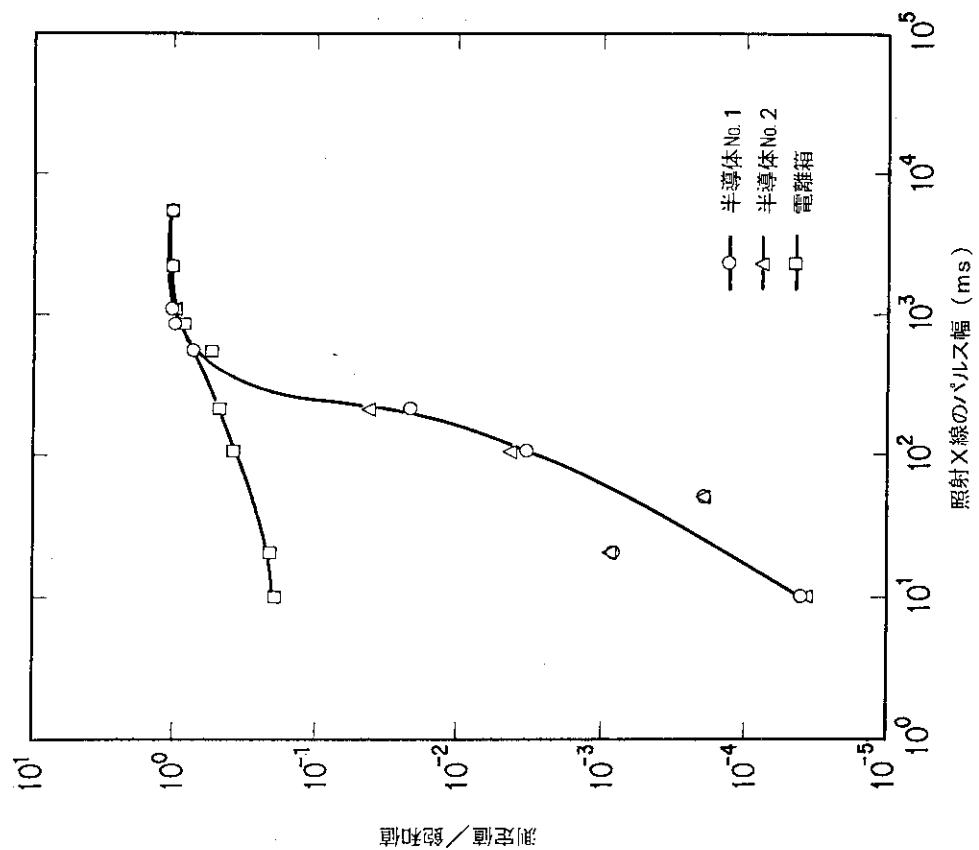


Fig. A.3.6 - 2 エリアモニタのパルス応答特性
(照射線量率約 $1.5 \times 10^{-2} (\text{C/kg}) \cdot \text{h}^{-1}$)

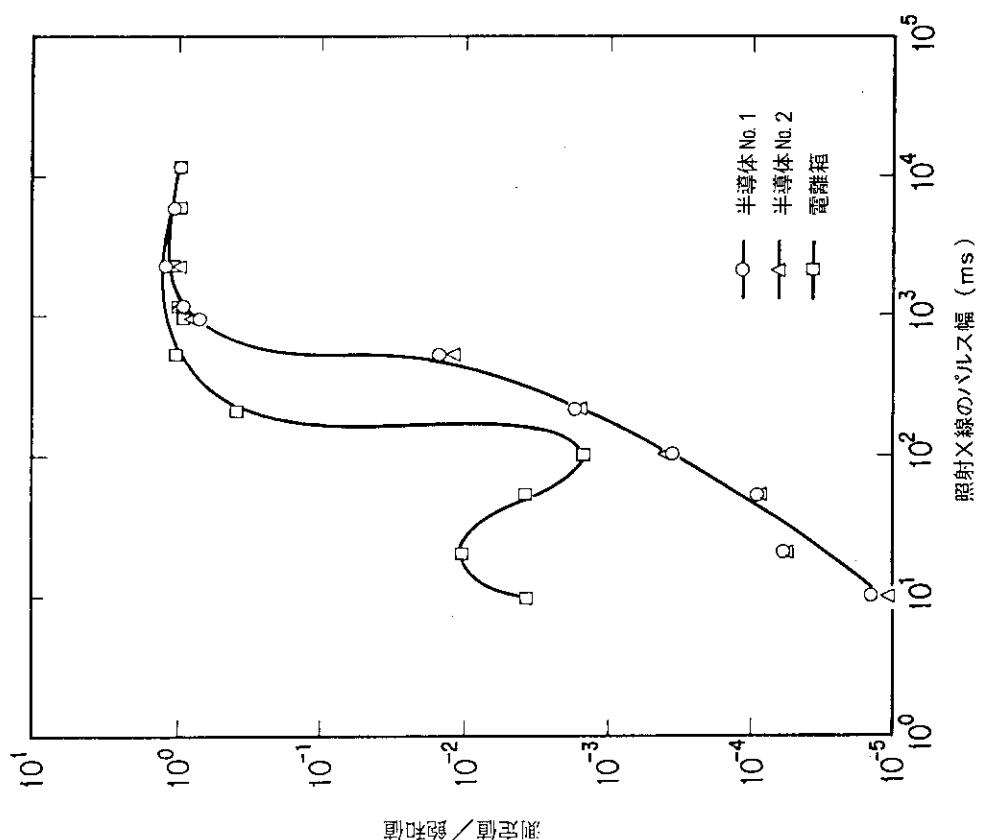


Fig. A.3.6 - 1 エリアモニタのパルス応答特性
(照射線量率約 $1.5 \times 10^{-4} (\text{C/kg}) \cdot \text{h}^{-1}$)

Table A.3.6-1 パルス運転時における各位置のエリアモニタ予想指示値

評価位置	積算線量(mSv)	線量等量率(mSv/h)	予想指示値(mSv/h)
炉室(T)	2.1×10^4	1.5×10^8	1.3×10^6 (スケールオーバー)
炉下室(T)	4.4×10^1	3.2×10^5	1.7×10^4 (スケールオーバー)
炉室(S)	5.2×10^{-2}	3.7×10^2	2.0×10^1
炉下室(S)	9.6×10^{-3}	6.9×10^1	3.8
炉室前廊下 (炉室外最大評価位置)	5.2×10^{-2}	3.7×10^2	3.1×10^2 (スケールオーバー)
実験棟A管理区域境界 (炉室外最小評価位置)	7.5×10^{-4}	5.4×10^0	3.5×10^{-1}

注) 各評価値は、積分出力32MW・s、パルス幅500msを仮定したものである。

A.3.7 燃料試験施設セル除染作業時の放射線管理

燃料試験施設の $\alpha\gamma$ コンクリートセル及び $\beta\gamma$ コンクリートセルにおいては、PWR 燃料（高燃焼度燃料）、ATR 燃料及び BWR 燃料について照射後試験が行われている。

これらのセル内除染作業は、内装機器の保守点検に先立ち、作業者の被ばく低減及び作業能率の向上のため実施されている。

1989 年度には、 $\alpha\gamma$ No. 1～2, $\beta\gamma$ No. 1～6 セルの全てのセルについて除染作業が実施された。セル内立入作業者の外部被ばくの管理には補助測定器として、熱ルミネセンス線量計 (TLB)、リングバッヂ (TLD, $\beta\gamma$ No. 3; 4 セル作業のみ) を装着させた。内部被ばくの管理においては、現場用マスクマン試験装置により作業者が呼吸保護具を装着した状態でもれ率を測定し、防護性能が基準値を満たしていることを確認した後、作業を行わせた。除染作業時の放射線モニタリング結果から得られたデータを Table A.3.7-1 に示す。

除染作業前のセル内は 5.9×10^3 Bq/cm² ($\beta\gamma$ No. 3 セル) と汚染レベルが高いため、作業者は最初エアラインスーツを着用させた。除染作業により汚染レベルが低下するにしたがって着用する保護具は、エアラインスーツ、動力净気式加圧服、全面マスクと順次防護係数は低いが作業性の良いものを使用した。

空気中放射能濃度は、インセル・フィルタの交換及び廃棄物の処理などの作業時に特に高い値となり、全除染作業中の最大値は、 $\beta\gamma$ No. 3 セルで 3.3×10^{-3} Bq/cm³ であり、その他のセルの場合 1988 年度¹⁾とほぼ同じ値であった。

局部被ばく（手）の個人最大値は、 $\beta\gamma$ No. 3, 4 セル除染作業時の 21 mSv ($\beta+\gamma$) であった。特に高エネルギー β 線を放出する $^{106}\text{Ru}-^{106}\text{Rh}$ の寄与による被ばくが、 $\beta\gamma$ No. 3, 4 セルでは 17 mSv となり、1988 年度の被ばくと比較して約 2.5 倍に増加した。

1989 年度の集団線量当量 (FB) は 28.3 Person · mSv であり、燃料棒切断作業及び脱燃料試験が比較的多く行われたため 1988 年度の約 2.3 倍であった。特に $\beta\gamma$ No. 3, 4 セルの除染にともなう集団線量当量は 27 Person · mSv でこれまでの除染作業における被ばくのうち最大となった。

燃料試験施設における除染作業では、手の被ばく管理が重要であるが、TLB で測定した γ 線による線量当量の値から推定した局部被ばくの値と実測値との間には大幅な違いを生じることがある。そのため今後、さらに除染作業時に装着したリングバッジによるデータの解析を行い、 β 線の局部被ばくのより正確な推定を行えるようにする必要がある。

（仲澤 隆）

参考文献

- 1) 川崎朋克：保健物理－管理と研究－No. 29, JAERI-M 89-212, 74, (1989)

Table A.3.7 - 1 セル除染作業時の放射線管理データ

セ ル No.		$\beta\gamma$ No. 5		$\beta\gamma$ No. 6		$\beta\gamma$ No. 1		$\beta\gamma$ No. 2	
作業期間		1989年5月18日～5月30日		職員：6人 外来者：14人		職員：4人 外来者：13人		1989年9月25日～10月17日	
作業人数									
線量当量率 ($\mu\text{Sv}/\text{h}$)									
作業前	最大	1500		6000		8000		900	
作業後	最大	280		620		1400		280	
平均	平均	50		200		1400		700	
平均	平均	38		80		390		190	
表面密度 (Bq/cm^2)									
作業前	最大	1.7 $\times 10^2$		5.8 $\times 10^1$		2.8 $\times 10^2$		2.8 $\times 10^3$	
作業後	最大	3.0 $\times 10^1$		6.8		4.9 $\times 10^2$		1.0 $\times 10^3$	
平均	平均	2.8		8.3		6.7 $\times 10^2$		2.5 $\times 10^2$	
平均	平均	7.9 $\times 10^{-1}$		1.3		1.7 $\times 10^2$		3.6 $\times 10^1$	
最大気中放射能濃度 (Bq/cm^3)									
核種組成 *1		1.6 $\times 10^{-5}$		3.6 $\times 10^{-5}$		9.5 $\times 10^{-7}$		7.9 $\times 10^{-6}$	
^{134}Cs : 0.27									
$^{106}\text{Ru}-^{106}\text{Rh}$: 0.48									
^{60}Co : 0.29									
計画線量当量 (mSv)									
個人線量当量 (mSv) *2									
全身	最大 (皮膚*3)	TLB : 0.35		FB : 0.25(0.34)		TLB : 0.4		FB : 0.3(X)	
手	平均 (皮膚*3)	TLB : 0.17		FB : 0.2(0.23)*4		TLB : 0.25		FB : 0.21(X)*4	
手	最大	γ : 0.6	β : 1.3			γ : 0.5	β : 0.3		
手	平均	γ : 0.34*4	β : 0.46*4			γ : 0.28*4	β : 0.2*4		
集団線量当量 (Person \cdot mSv)									
TLB : 2.76		FB : 0.45+12X							
TLB : 3.24		FB : 0.7+10X							

* 1 ^{134}Cs に対する相対比 * 2 X 表示は検出限界線量 (0.2 mSv) 以下を示す * 3 組織線量当量を示す * 4 X を 0.2 mSv として計算

Table A.3.7-1 セル除染作業時の放射線管理データ(続き)

セル No.		$\beta\gamma$ No. 3		$\beta\gamma$ No. 4		$\alpha\gamma$ No. 1		$\alpha\gamma$ No. 2	
作業期間		1990年2月1日～2月29日		1989年9月18～9月29日		職員：4人		外來者：12人	
作業人数		職員：6人 外來者：13人							
線量当量率 ($\mu\text{Sv}/\text{h}$)									
作業前	最大	9000		6500		200		100	
	平均	1900		1800		50		19	
作業後	最大	2500		1400		9		15	
	平均	590		450		4.2		6.5	
表面密度 (Bq/cm^2)									
作業前	最大	5.9×10^3		4.4×10^3		28.3		28.7	
	平均	1.4×10^3		1.1×10^3		4.4		2.6	
作業後	最大	5.2×10^2		1.5×10^3		7.5		24.1	
	平均	9.9×10^{-1}		2.9×10^2		2.7		2.2	
最大空気中放射能濃度 (Bq/cm^3)		3.3×10^{-3}		1.0×10^{-4}		1.5×10^{-6}		1.9×10^{-5}	
核種組成		$^{106}\text{Ru}-^{106}\text{Rh}$: 0.73 ^{134}Cs : 0.35		$^{106}\text{Ru}-^{106}\text{Rh}$: 0.34 ^{134}Cs : 0.24		$^{144}\text{Ce}-^{144}\text{Pr}$: 1.23 ^{134}Cs : 0.99		$^{144}\text{Ce}-^{144}\text{Pr}$: 100%	
計画線量当量(mSv)				3.5				1.0	
個人線量当量 (mSv)*2									
全身	最大	(皮膚*3) TLB : 2.38		FB : 1.8(4.4)		TLB : 0.08		FB : X(26)	
	平均	(皮膚*3) TLB : 1.66		FB : 1.2(2.6)		TLB : 0.03		FB : X(21)*4	
手	最大	γ : 4.7 γ : 0.82*4		β : 17 β : 8.6*4		γ : X γ : X		β : 1.5 β : 0.36*4	
集団線量当量 (Person・mSv)		TLB : 10.7		FB : 27+6X		TLB : 0.36		FB : 16X	

* 1 ^{137}Cs に対する相対比

* 2 X 表示は検出限界線量 (0.2 mSv) 以下を示す * 3 紹介線量当量を示す

* 4 X を 0.2 mSv として計算

A.3.8 WASTEF のガラス固化体作製装置電気炉更新作業時の放射線管理

WASTEF では、高レベル廃棄物の処理・処分に関する試験・研究の一環として、ガラス固化体の閉じ込め安全性試験が行われている。1987年12月に動力炉・核燃料開発事業団の再処理工場から再処理廃液の搬入及び No. 2 セル内試験廃液槽への移送が行われた。1988年1月から8月まで No. 2 セル内において、ガラス固化体作製装置によるガラス固化体の作製が行われた。

1990年3月1日から3月30日まで、No. 2 セル内に設置されている、ガラス固化体作製装置溶融るつぼ用電気ヒータ炉の更新作業が行われた。本作業は、当該電気ヒータ炉発熱体の絶縁抵抗低下に伴うものであるが、今後の遠隔保守・交換の必要性から、当該電気ヒータ炉発熱体のユニット化を目的として行われた。また、作業者の外部被ばく低減対策の一環として、 β ・ γ アイソレーションルーム内に設置されているガラス固化体作製装置のオフガス系配管の更新作業も行われた。以下に、本作業時の放射線管理について述べる。作業時の放射線管理データを Table A.3.8-1 に示す。

(1) 外部被ばくの管理

セル内作業者の外部被ばくの低減対策として、作業前のセル内高レベル廃棄物の搬出、セル内周辺機器等への鉛遮蔽板の取付け及び周辺機器の一部撤去が行われた。

この結果、作業位置の線量当量率を、5.0 mSv/h から 3.0 mSv/h に低減することができた。セル内の β 線については、過去に測定したことがないため、作業時に β 線測定用ポケット線量計によって測定・評価した結果、7.5 mSv/h (^{90}Sr - ^{90}Y とした場合) であることが判った。

本作業における計画線量当量は、作業前のセル内線量当量率の測定結果と作業時間から 2.0 mSv とした。作業時における外部被ばくの管理は、フィルムバッジ (F. B), 補助測定器としてポケット線量計 (P. D) 及びアラーム付ポケット線量計 (APD) により行った。また、セル内作業者の線量当量は、作業手順のモックアップテスト及び作業者の時間管理を行い低減化を図った。作業期間中における作業者の線量当量は、個人最大が 0.8 mSv、集団線量当量 (作業者数: 12 人) は、3.7 person · mSv であった。セル内作業時の β 線による線量当量は、0.2 mSv 以下であった。

(2) 内部被ばくの管理

セル内作業者の内部被ばく防止及び作業性を考慮し、ハーフスーツ (淨氣式加圧服), ビニールアノラック及び防護具等を着用させた。また、空気汚染の拡大防止対策として、 β ・ γ アイソレーションルーム (セル背面) 内にグリーンハウス (G. H) を設置し、G. H 内の排気を行った。作業時におけるセル内の空気中放射能濃度は、 β (γ): 1.9×10^{-5} Bq/cm³, α : 1.0×10^{-7} Bq/cm³ であった。

(3) 表面汚染の管理

セル内作業者の退出時の表面汚染拡大防止対策として、G. H 内においてセル内作業者の防護衣等の除染及び靴のはきかえ等を行った。セル内の表面密度は、 β (γ) で 430 Bq/cm² 以上 (推定値: 520 ~ 770 Bq/cm²) であり、遠隔及び作業者による除染後の結果は、340 Bq/cm² であった。

本作業は、これまでに経験のない作業であり、セル内作業者の外部被ばく、内部被ばく及び身体汚染等に重点をおいて管理を行った。この結果、作業期間中における作業者の個人最大線量当量は、計画線量当量の約 1/3 であり、身体及び鼻孔内汚染は検出されなかった。

(後藤 孝徳)

Table A.3.8-1 ガラス固化体作製装置溶融るつぼ用電気ヒータ炉
更新作業時の放射線管理データ

項目	作業期間	1990年3月1日～3月30日
セル内作業位置の線量当量率 (mSv/h)	γ : 3.0 (^{137}Cs) 最大 β : 7.5 ($^{90}\text{Sr}-^{90}\text{Y}$)	
セル内の空气中放射能濃度 (Bq/cm ³)	β (γ) : 1.9×10^{-5} (^{137}Cs) α : 1.0×10^{-7}	
セル内の表面密度 (Bq/cm ²)	β (γ) : 340	
作業者の線量当量 (F.B値)	個人最大 (mSv)	0.8
	個人平均 (mSv)	0.31
	集団線量当量 (Person • mSv)	3.7
作業者数 (人)		12

A.3.9 セル内除染作業における作業負担調査

燃料試験施設のホットセル内除染作業時には、内部被ばく、身体汚染防護として、作業者は各種の呼吸用保護具、防護服を着用している。一方、これらの着用により、作業者の作業負担（産業疲労）は著しいものと予測される。このため、その作業負担を定量的に把握することは、作業環境の改善、防護服の改良等の基礎データとなり、放射線作業における安全性の向上につながると考える。そこで、実際の作業現場における簡便な作業負担の調査方法である腎外水分喪失量（以下、発汗量という）に着目し測定した。セル内除染作業においては、飲水等はないため、発汗量は、作業前後の体重差として求めることができる。

1988年12月に実施したセル内除染作業において、作業前後の体重差を測定し、発汗量を求めた。比重1として、発汗量をリットル（ℓ）で表した。測定時の作業条件等を、Table A.3.9-1に示す。

防護服R又は防護服M（詳細は、Table A.3.9-1参照）を着用した各作業者の発汗量の測定結果について、各測定値の比較検討を容易にするため、単位作業時間（1時間）当たりの発汗量（以下、発汗量は、これを示す。）を求めた。その発汗量の分布をFig. A.3.9-1に示す。

防護服R着用の場合、最大2.0 ℓ/h、最小0.7 ℓ/h、平均1.1 ℓ/h、防護服M着用の場合、最大2.1 ℓ/h、最小0.2 ℓ/h、平均1.0 ℓ/hであった。発汗量の最大値、平均値からみる限りでは、防護服Rと防護服Mでの作業者に対する負担は、本除染作業では、ほぼ等価だったと言える。事前の予測としては、防護服R着用の場合、防護服M着用にくらべて、運動機能に著しい制限があるため、作業者の負担は大きいと考えられたが、防護服の内部に空気が送り込まれるので、熱的負担が防護服Mに比べて少なく、これが、測定結果に反映したと考えられる。

発汗量は、気温、個人差等が影響するが、今回の測定結果から、セル内除染作業における作業者の発汗量の目安としては、1時間の作業で、平均1ℓ、最大2ℓと考えられる。

発汗量の適正限界^①は、発汗量と血清屈析率濃縮係数、尿タンパク陽性者出現率との関係の結果をもとに、就労8時間において発汗量4ℓとみられている。

そこで、発汗量の測定結果に見られるようなセル内除染作業による極めて負担率の高い作業負担に加え、就業時間内の補助作業（セルアイソレーションルームでの工具類の受渡し、防護服の脱衣補助等）による作業負担を考慮すると、セル内での除染作業時間は、前述の適正限界から、最大2時間が目安となると考えられる。

燃料試験施設におけるセル内除染作業では、作業者の負担について経験的な観点から、作業者個人としては、1日1回のセル内除染作業（作業時間約1時間）と補助作業でローテーションが組まれており、上述の定量的な測定結果からも、妥当な作業管理がなされていることが判かった。

（木内伸幸）

参考文献

- 1) 日本産業衛生学会・産業疲労研究会編集委員会編：“産業疲労ハンドブック”，p.441 (1988)，労働基準調査会、東京

Table A.3.9-1 測定時の作業条件

(1) 作業環境			
(セル寸法)	6m×3m×4.5m		
(セル内温度)	14~21°C	平均18°C	
(セル内湿度)	38~47%	平均41%	
(セル内換気)	換気量 2700m³/h	換気率 33回/h	
(2) 測定対象者			
セル内除染作業者:	8人	(18~45才)	
(3) 測定回数	延べ48回		
(4) 着用呼吸用保護具及び防護服			
防護服R: エアラインスーツ (LA CALHENE, SC-440HAS)			
防護服M: 全面マスク (MSA) + ビニールアノラック			
各防護服の下には、下着、つなぎ服を着用			
さらに、布手袋、ゴム手袋、軍足、靴カバー着用			

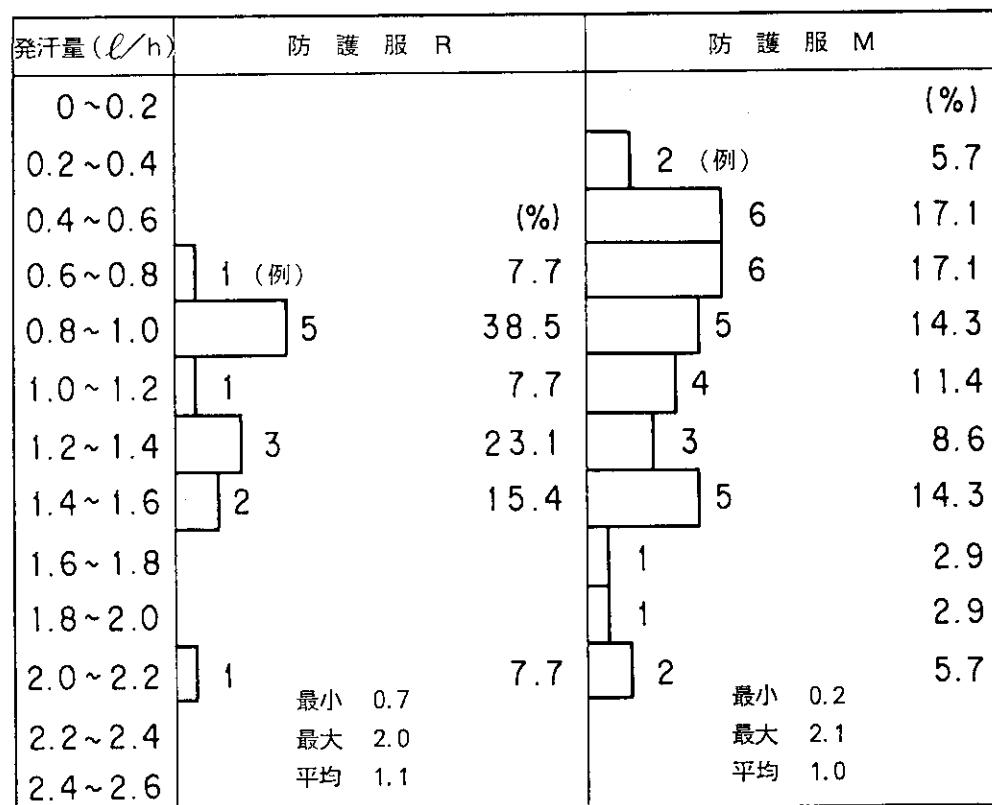


Fig. A.3.9-1 各防護服着用時の発汗量の分布

A.3.10 放射性汚染等の概況

1989年度における放射性汚染等で今後の放射線管理を遂行する上で参考となる特記事項はウラン濃縮研究棟における1件であり、その発生状況、原因、処置及び対策の概要をTable A.3.10-1に示す。

(吉田 菊夫)

Table A.3.10-1 放射線管理上の参考となる特記事項

(東海研究所, 1989年度)					
発生月日	発生場所	種類	発生状況	汚染・被ばくなどの状況	原因
5月30日	ウラン濃縮研究棟	自然発燃	核燃料貯蔵庫に保管中の前もって酸化処理を施した天然ウラン屑の人った3ℓポリエチレン容器5個のうち3個から発燃した。	<ul style="list-style-type: none"> • 空気中最大放射能濃度 $7.4 \times 10^{-4} \text{Bq/cm}^3$ (貯蔵室付近) • 最大表面発度 70Bq/cm^2 (貯蔵室前) • 最大線量当量率 $7.0 \mu\text{Sv/h}$ (貯蔵室内) • 作業者の内部被ばく検出下限値以下 	<p>ポリエチレン瓶に収納していた天然ウラン屑中に、反応性のある少量の未酸化部 分が残存していた。これが 容器中の空気(酸素)と反応・発熱した結果、耐熱性に欠ける容器の壁が破れ、発熱反応が更に拡大した。</p> <p>そのため、隣接した容器が加熱され、容器壁の破損とそこからの空気流入が生じ、隣接容器内のウラン屑も発熱し発煙するに至ったものと推定される。</p> <p>砂等で消火し、ウラン屑を金属容器に収納し、消焰、隔離した。</p> <p>汚染を牛じた管理区域の除染作業は6月19日に終了した。</p> <p>事故調査検討委員会を設置し、原因、対策等について検討した。</p> <p>・未酸化部分を含むウラン屑は、速やかに積極的酸化行う。</p> <p>・以上の対策に基づき、酸化処理及び保管に関して、操作手引書の見直しを行う。</p>

1A.4 環境放射能の管理

A.4.1 概 要

東海研究所の周辺監視区域外における環境モニタリングとして、前年度に引き続き、モニタリングポスト、サーベイメータ、TLD等による線量率及び積算線量の監視、陸上試料、海洋試料等の環境試料中の放射能濃度の監視、排気、排水試料等の⁹⁰Sr、¹⁴⁴Ce等の化学分析並びに風向、風速等の気象観測などを実施した。試料の化学分析は、大洗研究所、むつ事業所の環境試料についても実施した。いずれの環境監視結果においても、異常は認められなかった。

環境監視装置の更新に伴うモニタリングポスト観測値の変動原因の調査を行うとともに、法令改正に伴う環境監視装置プログラムの測定単位等の変更、被ばく評価解析計算コードの改良等を実施し、法令対応の整備をはかった。さらに、施設から放出基準値の放射性物質が放出された場合の周辺監視区域境界付近における放射能濃度の評価を実施し、新法令基準を満足していることを確認した。緊急時放射線モニタリングを迅速に、かつ、重点的に実施すべき範囲の検討を行った。また、気象観測塔の塗装工事等を実施し、管理設備の万全をはかった。

これら業務のかたわら、次の業務を実施した。

- (a) HTTR、大洗研廃棄物管理施設等の設置変更許可申請に伴う被ばく評価に関する安全審査の対応に協力した。
- (b) 科学技術庁からの沖縄沖海域調査に係る環境モニタリング結果の文献調査、緊急時環境放射線モニタリング指針の見直しに関する調査等に協力した。
- (c) 科学技術庁の受託調査「放射性同位元素取扱施設に係る公衆の線量当量評価法等の調査研究」に関し、被ばく評価のためのパラメータの調査、放射能濃度当たりの核種ごと線量当量の算定、海外における評価法及び指針適用状況の調査をそれぞれ行い、さらに、最終年度として、3年間の評価法結果をまとめ報告した。
- (d) 茨城県環境放射線監視委員会調査部会の小委員会において、これまでの環境監視結果を統計処理し、まとめるためのデータ整理に協力した。

(山本 峰澄)

A.4.2 環境放射線のモニタリング

(1) モニタリングステーションによる監視

1989年度より、検出器をGM計数管からDBM方式の $2''\phi \times 2''$ NaI(Tl)シンチレーション検出器に変更し、空間線量率の連続監視を行っている。モニタリングステーションにおける空間線量率の監視結果をTable A.4.2-1に示す。表中の「最大」は10分間平均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ある。

モニタリングステーションにおいて観測した大気中放射能濃度の月間傾向をFig. A.4.2-1に示す。大気中の α 放射能濃度及び β 放射能濃度は、固定ろ紙式ダストモニタにより放射性塵埃をろ紙上に1週間連続捕集し、捕集後72時間以上放置した後、測定評価したものである。いずれの測定値にも異常は認められなかった。

(2) モニタリングポストによる監視

モニタリングポストによる空間線量率の監視結果をTable A.4.2-2に示す。表の「最大」は10分間平均の月間最大値であり、施設の運転及び降雨の影響により、各月とも「平均」より高い値を示している。表中、特に高い値は、放射性廃棄物輸送に伴う影響によるものである。

(3) 定点における空間線量率測定

1988年度と同様、19点で γ 線空間線量率の測定を4月と10月に実施したが、異常は認められなかった。測定結果をTable A.4.2-3に示す。

(4) 環境中の積算線量の監視

1988年度と同様、TLDにより3月間の積算線量を測定した。測定結果をTable A.4.2-4に示す。施設からの放出放射能による異常は検出されなかった。

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

(5) γ 線空間線量率の走行測定

1988年度と同様、走行サーベイを1989年4月から5月に実施し、緊急時サーベイのための基礎データを得た。

(6) 気象観測

1988年度と同様、各気象要素について連続観測を行った。気象観測塔の塗装及び腐食の激しい箇所の補修工事を行った。

(7) その他の管理業務

(a) 1989年10月1日より環境放射線監視装置による空間線量率及び放射能濃度等の測定値をSI単位系に変更した。

(b) γ 線モニタの更新に伴い、モニタリングポストの指示値が更新前と比較して下がっている原因を究明した。その結果、検出器の取付け場所の違いが主要因であることが判った。

(c) 那珂研究所で観測された気象データについて統計解析を行った。

(d) 茨城県からの依頼により、東海研で得られた風向、風速、大気安定度等の気象データについて時刻別、四季別等の統計解析を行い、提出した。

(e) 沖縄沖の海洋モニタリングに関する文献調査に協力した。

(f) 安全審査用被ばく線量計算コードを新法令、新指針に適合できるように、プログラムの変

更作業を外注し、実施した。

(g) HTTR の新設に伴う被ばく線量を新指針を適用して再計算するとともに、顧問会等に関連した説明資料の作成に協力した。そのほか、再処理特研の再処理プロセス高度化実験装置の新設及び大洗研究所廃棄物管理施設に係る環境被ばく線量評価を行った。

(h) 法令の改正に伴い、緊急時環境放射線モニタリング指針の見直し及び関連資料の作成に協力した。

(i) 科学技術庁からの受託調査「極低レベル固体廃棄物合理的処分安全性実証試験」に関し、1988年度と同様、試験予定地周辺の土壤、地下水等の放射線、放射能バックグラウンド調査を実施した。

(小林 秀雄)

Table A.4.2-1 モニタリングステーションにおける空気吸収線量率測定記録
(東海研究所、1989年度) (単位: ×nGy/h)

年月 MS No.	1989年											1990年				標準偏差
	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	年間			
MS-1	平均	35	36	36	36	37	38	37	37	38	38	37	36	37	37	1
	最大	53	59	51	54	48	63	52	54	51	48	53	58	—	—	—
MS-2	平均	38	37	37	37	37	37	37	37	38	38	38	36	37	37	1
	最大	51	64	54	60	45	62	58	61	50	50	56	62	—	—	—
MS-3	平均	30	30	28	28	29	29	29	29	30	30	30	28	29	29	1
	最大	45	54	44	49	36	54	46	50	43	40	46	54	—	—	—
MS-4	平均	46	44	42	43	44	44	43	43	45	43	40	40	43	43	2
	最大	64	72	60	63	54	69	65	63	61	56	55	63	—	—	—

検出器: NaI(Tl) シンチレーション式

Table A.4.2-2 モニタリングポストにおける単気吸収線量率の月平均と月間最大値
(東海研究所, 1989年度) (単位: ×nGy/h)

ポストNo.	年月	1989年						1990年						年間 標準偏差
		4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	
MP-11	平均	41	42	41	37	39	39	39	39	39	39	39	40	40
	最大	54	60	59	54	49	57	53	57	51	47	54	58	60
MP-12	平均	38	37	34	35	35	34	34	35	35	35	35	35	35
	最大	53	51	53	53	42	57	51	54	49	44	49	57	57
MP-13	平均	40	39	39	37	39	38	40	41	43	42	37	38	39
	最大	57	66	57	56	50	63	56	61	57	56	55	64	66
MP-14	平均	55	55	55	50	49	49	50	49	50	50	50	48	51
	最大	70	81	81	71	76	72	66	84*	112*	105*	103*	76	112
MP-15	平均	36	36	36	33	34	34	35	35	35	35	35	36	35
	最大	50	58	53	52	40	59	51	57	48	45	51	59	59
MP-16	平均	32	34	33	31	31	32	32	32	33	33	33	33	32
	最大	47	57	50	52	38	51	49	54	46	46	49	54	57
MP-17	平均	36	36	35	32	33	33	33	32	33	33	33	33	34
	最大	49	57	49	50	42	50	48	50	44	43	45	54	57
MP-18	平均	37	37	37	34	35	35	35	35	35	35	35	35	35
	最大	52	53	49	47	44	48	45	47	44	44	46	51	53
MP-19	平均	36	37	37	35	35	35	36	34	35	34	35	35	35
	最大	48	57	56	53	43	53	50	44	44	44	48	51	57
MP-21	平均	40	40	39	37	37	37	36	36	37	37	38	37	38
	最大	57	68	57	61	44	66	55	65	48	47	60	61	68
MP-22	平均	42	43	43	39	41	41	38	39	40	40	40	40	40
	最大	56	63	60	59	49	66	53	59	50	50	58	64	66
MP-23	平均	38	38	37	36	37	37	35	35	36	36	36	35	36
	最大	57	63	58	57	44	64	52	55	48	45	53	57	64
MP-24	平均	40	43	42	38	38	38	39	39	39	39	38	39	39
	最大	51	57	57	54	49	57	53	56	50	47	51	54	57
MP-25	平均	34	35	35	33	31	30	33	34	34	34	32	33	32
	最大	47	55	53	52	43	50	49	54	49	45	46	53	55

検出器: NaI(Tl) シンチレーション式

* 北地区への廃棄物輸送による影響

Table A.4.2-3 定点における空気吸収線量率測定結果

(東海研究所, 1989年度)(単位: ×nGy / h)

地 点 番 号	地点名	測定期間	1989年4月18日 ~4月21日	1989年10月23日 ~10月30日
		測定結果	空気吸収線量率	空気吸収線量率
1	構内(ST-1)		47.0	49.6
2	舟石川(原電住宅)		27.8	28.1
3	照沼(如意輪寺)		38.4	39.2
4	宮前(酒列神社)		25.4	25.9
5	須和間(ST-3)		33.3	34.8
6	"(住吉神社)		39.2	38.4
7	那珂湊(三峯神社)		22.5	23.6
8	勝田(吉田神社)		28.4	27.5
9	"(日製病院前)		29.6	29.2
10	"(香取宮)		27.3	28.3
11	那珂町(上宮寺)		37.8	37.3
12	内宿(大山台)		27.7	26.9
13	磯部(都々逸塔)		49.8	49.9
14	横堀(発汗地蔵)		43.8	40.9
15	菅谷(鹿島神社)		66.8	69.3
16	稻田(今花島神社)		25.6	27.1
17	龜下(ST-4)		57.2	56.4
18	高野(鹿島神社)		26.1	23.4
19	石神(住吉神社)		33.0	31.6

Table A.4.2-4 積算線量 測定結果

(東海研究所, 1989年度) (単位: $\times 10^{-5} \text{Gy}$)

地 点 番 号	測定期間 地点名 測定 結果	第1四半期		第2四半期		第3四半期		第4四半期		年間 積算 線量	
		1983年3月16日 ~ 6月16日		1983年6月16日 ~ 9月18日		1983年9月18日 ~ 12月18日		1983年12月18日 ~ 1990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		
M-1	構内(ST-1)	10.7	10.7	10.2	9.9	10.1	10.1	9.4	9.4	40.4	
M-2	周辺監視区域境界 (MP-1)	11.0	10.9	11.1	10.8	10.5	10.5	9.6	9.6	42.2	
M-8	周辺監視区域境界 (ブル研裏)	9.8	9.7	9.8	9.5	8.9	8.9	8.6	8.6	37.1	
M-10	周辺監視区域境界 (MP-7)	8.0	8.0	8.5	8.3	8.0	8.0	7.8	7.8	32.3	
M-11	周辺監視区域境界 (MP-8)	9.5	9.4	10.2	9.9	9.1	9.1	8.8	8.8	37.6	
M-13	構内(ST-2)	10.1	10.0	10.4	10.1	10.1	10.1	9.9	9.9	40.5	
M-18	新川下流	10.9	10.8	11.3	11.0	11.7	11.7	10.7	10.7	44.6	
M-17	宿	7.0	6.9	7.3	7.1	7.5	7.5	10.0*	10.0*	31.8	
M-19	阿漕ヶ浦南西方	8.2	8.1	8.0	7.8	8.5	8.5	8.9	8.9	33.6	
M-20	阿漕ヶ浦西方	7.8	7.7	9.0	8.8	7.8	7.8	8.0	8.0	32.6	
M-21	白方	9.0	8.9	8.3	8.0	8.3	8.3	8.7	8.7	34.3	
M-22	原電グラウンド北西	7.8	7.7	7.6	7.3	7.5	7.5	6.8	6.8	29.7	
M-26	川根	8.3	8.2	8.8	8.6	8.9	8.9	8.3	8.3	34.3	
M-29	須和間(ST-3)	7.8	7.7	8.4	8.2	8.1	8.1	8.4	8.4	32.7	
M-30	亀下(ST-4)	12.2	12.0	12.6	12.2	12.1	12.1	11.3	11.3	48.2	
M-53	東海中	6.2	6.1	7.0	6.8	6.7	6.7	6.7	6.7	26.6	
M-44	豊岡1	9.1	9.0	9.2	9.0	9.5	9.5	9.3	9.3	37.1	
M-56	豊岡2	10.3	10.2	10.9	10.6	9.8	9.8	10.1	10.1	41.1	
M-57	豊岡3	9.3	9.3	9.5	9.3	10.1	10.1	8.7	8.7	37.6	
M-58	水戸気象台	7.0	6.9	7.9	7.7	8.5	8.5	8.3	8.3	31.7	

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

*河川工事による設置場所変更のため、値が變った。

Table A.4.2-5 那珂研究所敷地境界付近における積算線量測定結果

(東海研究所, 1989年度) (単位: $\times 10^{-5}$ Gy)

測定 期間 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	
	1989年3月17日 ~6月19日		1989年6月19日 ~9月19日		1989年9月19日 ~12月15日		1989年12月15日 ~1990年3月22日			
	測定値	91日積算 線量	測定値	91日積算 線量	測定値	91日積算 線量	測定値	91日積算 線量		
1	7.7	7.3	7.5	7.4	7.7	8.1	7.5	7.0	30.4	
2	6.1	5.8	6.0	6.0	5.6	5.8	6.6	6.2	24.3	
3	6.9	6.5	6.6	6.5	6.4	6.8	7.5	7.0	27.4	
4	8.3	7.9	8.2	8.1	7.9	8.2	9.0	8.5	33.4	
5	7.5	7.1	7.2	7.1	6.7	7.0	7.5	7.0	28.9	
6	7.9	7.5	9.2	9.1	7.9	8.2	8.8	8.2	33.8	
7	5.8	5.5	6.6	6.5	6.4	6.8	7.2	6.8	26.0	
8	8.0	7.5	7.9	7.9	7.1	7.4	8.2	7.7	31.2	
9	7.9	7.5	8.6	8.6	9.1	9.5	8.8	8.3	34.4	
10	8.5	8.0	8.4	8.3	7.7	8.1	9.8	9.2	34.4	

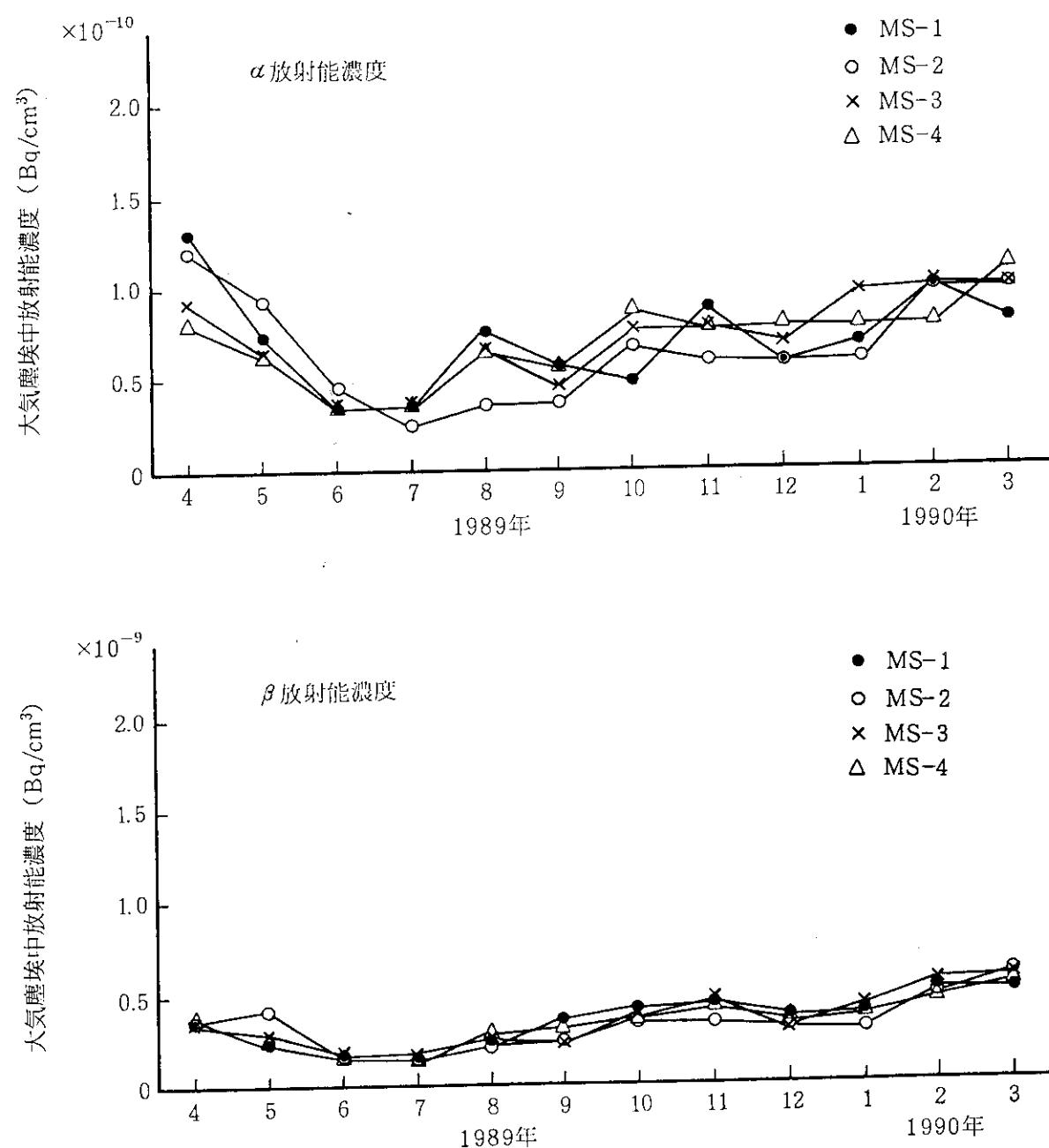


Fig. A.4.2-1 モニタリングステーションにおける長半減期
大気塵埃中放射能濃度の月平均

A.4.3 環境試料のモニタリング

(1) 環境試料中の全 β 放射能濃度

1989年度に定期的に実施した環境試料中の全 β 放射能測定は、試料の種類、頻度及び方法とも1988年度とほぼ同様であった。

各試料の測定結果をTable A.4.3-1に示す。これらの値は、例年の測定結果と比べて大きな差はなく、施設からの影響は認められなかった。

(2) 降下物及び雨水中の全 β 放射能濃度

降下物中の全 β 放射能濃度は、水盤で採取した1ヵ月間の試料を、また、雨水中の全 β 放射能濃度は、雨量計で採取した1ヵ月の試料を測定することにより求めた。これらの値はいずれもほぼ例年どおりであり、異常は認められなかった。

(3) 排水溝排水中の放射能濃度

第1及び第2排水溝における排水中の放射能濃度は、1週間連続採取した試料、また、第3排水溝の放射能濃度は、毎週1回採取した試料をそれぞれ測定することにより求めた。それらの結果をTable A.4.3-2に示す。これらの値はいずれも排水中の濃度の限度以下で、異常は認められなかった。

(4) 環境試料中の放射性核種濃度

1989年度に採取した陸上の飲料水、河川水、農産物、土壌並びに沿岸海域の海水、海産生物、海底土及び排水溝出口砂中に含まれる放射性核種ごとの濃度を測定した。それらの結果をTable A.4.3-3(a)及びTable A.4.3-3(b)に示す。いずれも異常は認められなかった。

(5) 大気塵埃及び降下物中の放射性核種濃度

大気塵埃中の放射性核種濃度は、モニタリングステーションで連続集塵したろ紙を測定することにより求めた。その結果をTable A.4.3-4に示す。また、降下物中の放射性核種濃度は水盤によって採取した試料を測定することにより求めた。その結果をTable A.4.3-5に示す。いずれも異常は認められなかった。

(関 一成)

(6) 環境試料中のトリチウム濃度

1989年度に定期的に実施した環境試料中トリチウム濃度の測定は、試料の種類及び頻度とも1988年度とほぼ同様であった。

(a) 雨水中トリチウム濃度

試料処理室、MP-7、MP-22、那珂研構内及び東海村細浦の5ヵ所に設置した雨量計を用いて、1ヵ月ごとの雨水を採取し、雨水中トリチウム濃度を求めた。その結果をTable A.4.3-6に示す。

(b) 空気中トリチウム濃度

試料処理室、MP-7及び那珂研構内の3ヵ所に設置したHTO・HT分離捕集型のトリチウムサンプラーを用いて、2週間連続採取し、空気中のHTO及びHT濃度を求めた。HTO濃度の測定結果をTable A.4.3-7に示す。また、HT濃度の測定結果をTable A.4.3-8に示す。

(c) 松葉中トリチウム濃度

試料処理室、MP-7、MS-2及び那珂研構内の4ヵ所について、月1回の頻度で採取した

松葉を乾留し、その自由水の濃度を測定して松葉中トリチウム濃度を求めた。その結果をTable A.4.3-9に示す。

以上3試料とも、1988年度とほぼ同程度の濃度レベルであり、採取地点ごとの違いも同じ傾向を示した。

(松浦 賢一)

Table A.4.3-1 環境試料中の全β放射能測定結果

(東海研究所、1989年度)

試料・地点名	前 期	後 期	試料・地点名	前 期	後 期
陸 土 Bq/g乾			農 産 物 Bq/g生		
東 海 研 構 内	6.6×10^{-1}	6.1×10^{-1}	松 葉(指標生物)	7.1×10^{-2}	7.8×10^{-2}
東 海 村 須 和 間	3.2×10^{-1}	2.6×10^{-1}	牛 乳(船 場)	4.6×10^{-2}	4.3×10^{-2}
龜 下	7.8×10^{-1}	7.8×10^{-1}	牧 草(〃)	1.6×10^{-1}	1.7×10^{-1}
石 神	5.0×10^{-1}	6.6×10^{-1}	精 米(須和間)	—	2.0×10^{-2}
勝 田 市 高 場	3.2×10^{-1}	3.6×10^{-1}	甘 蕃(〃)	—	1.2×10^{-1}
宮 前	3.8×10^{-1}	2.7×10^{-1}	ほうれん草(〃)	1.2×10^{-1}	2.2×10^{-1}
稻 田	2.4×10^{-1}	2.4×10^{-1}	水 産 物 Bq/g生		
那 珂 町 横 堀	3.8×10^{-1}	4.9×10^{-1}	(可食部)	1.1×10^{-1}	1.4×10^{-1}
那 珂 研 構 内	4.0×10^{-1}	4.1×10^{-1}	カレイ(骨)	6.8×10^{-2}	8.6×10^{-2}
排水溝出口土砂 Bq/g乾			ヒラメ(内臓)	7.7×10^{-2}	1.1×10^{-1}
第 1 排 水 溝	6.5×10^{-1}	6.5×10^{-1}	(東海沖)(頭)	6.1×10^{-2}	7.5×10^{-2}
第 2 排 水 溝	6.5×10^{-1}	6.6×10^{-1}	(皮)	5.6×10^{-2}	8.8×10^{-2}
第 3 排 水 溝	6.8×10^{-1}	6.4×10^{-1}	シラス(東海沖)	6.4×10^{-2}	1.1×10^{-1}
飲 料 水	Bq/cm ³		カジメ(久慈浜)	2.0×10^{-1}	2.9×10^{-1}
阿 潟 浦 取 水 口	$<1.5 \times 10^{-4}$	$<1.5 \times 10^{-4}$	ヒジキ(〃)	—	—
荒 谷 台	$<1.5 \times 10^{-4}$	$<1.5 \times 10^{-4}$	海 底 土 Bq/g乾		
長 堀	$<1.5 \times 10^{-4}$	$<1.5 \times 10^{-4}$	東海沖 C海域 ^{*1}	(4月) 7.4×10^{-1}	(10月) 5.6×10^{-1}
岡 净 水 場	$<1.5 \times 10^{-4}$	$<1.6 \times 10^{-4}$	" "	(7月) 6.5×10^{-1}	(1月) 5.9×10^{-1}
照 沼	$<1.5 \times 10^{-4}$	$<1.6 \times 10^{-4}$	東海沖 D海域 ^{*2}	(4月) 5.9×10^{-1}	(10月) 4.4×10^{-1}
須 和 間	$<1.5 \times 10^{-4}$	$<1.5 \times 10^{-4}$	" "	(7月) 5.1×10^{-1}	(1月) 3.4×10^{-1}
那 珂 研 構 内	$<1.5 \times 10^{-4}$	1.4×10^{-4}	海 水 Bq/cm ³		
河川水 Bq/cm ³			東海沖 C海域 ^{*1}	(4月) $<1.9 \times 10^{-5}$	(10月) $<1.9 \times 10^{-5}$
久慈川原研取水口	$<1.5 \times 10^{-4}$	$<1.5 \times 10^{-4}$	" "	(7月) $<1.9 \times 10^{-5}$	(1月) $<1.9 \times 10^{-5}$
久慈川河口(豊岡)	$<1.9 \times 10^{-5}$	$<1.9 \times 10^{-5}$	東海沖 D海域 ^{*2}	(4月) $<1.9 \times 10^{-5}$	(10月) $<1.9 \times 10^{-5}$
			" "	(7月) $<1.9 \times 10^{-5}$	(1月) $<1.9 \times 10^{-5}$

* 1: 原研沖約 500 m

* 2: 原研沖約 2000 m

Table A.4.3 - 2 排水溝における排水中の放射能濃度（月平均値）

(東海研究所, 1989 年度)

年月	第1排水溝		第2排水溝		第3排水溝	
	全 β (Bq/cm ³)		全 β (Bq/cm ³)	³ H (Bq/cm ³)	全 β (Bq/cm ³)	
1989年 4月	1.6×10^{-4}		2.0×10^{-4}	8.5×10^{-2}	$< 1.9 \times 10^{-5}$	
	2.2×10^{-4}		1.8×10^{-4}	$< 1.6 \times 10^{-2}$	$< 1.9 \times 10^{-5}$	
	1.5×10^{-4}		2.4×10^{-4}	1.0×10^0	2.0×10^{-5}	
	1.8×10^{-4}		2.5×10^{-4}	9.9×10^{-2}	$< 1.9 \times 10^{-5}$	
	1.5×10^{-4}		2.1×10^{-4}	2.5×10^{-2}	1.9×10^{-5}	
	1.7×10^{-4}		1.5×10^{-4}	5.2×10^{-1}	$< 2.0 \times 10^{-5}$	
	1.6×10^{-4}		1.9×10^{-4}	1.3×10^{-1}	2.9×10^{-5}	
	1.6×10^{-4}		$< 1.5 \times 10^{-4}$	7.7×10^{-1}	2.7×10^{-5}	
	1.5×10^{-4}		2.2×10^{-4}	4.8×10^{-2}	2.8×10^{-5}	
	$< 1.4 \times 10^{-4}$		$< 1.5 \times 10^{-4}$	1.6×10^{-2}	$< 1.9 \times 10^{-5}$	
	1.5×10^{-4}		1.6×10^{-4}	5.0×10^{-2}	2.3×10^{-5}	
	1.5×10^{-4}		2.2×10^{-4}	$< 1.7 \times 10^{-2}$	2.3×10^{-5}	

Table A.4.3 - 3 (a) 環境試料(食物)中の放射性核種濃度

(東海研究所, 1989年度)

種類	採取年月	採取地点	³ H	⁵⁴ Mn	⁶⁰ Co	⁸⁹ Sr	⁹⁵ Zr	⁹⁸ Nb	¹⁰⁶ Ru	¹³¹ I	¹³⁷ Cs	¹⁴⁴ Ce	単位
飲料水	1989年 4月 10月	東海村阿賀浦	4.6×10^{-3} 2.6×10^{-3}	— —	— —	— —	— —	— —	— —	— —	— —	Bq/cm ³	
	1989年 4月 10月	東海村須和間	3.9×10^{-3} 3.2×10^{-3}	— —	— —	— —	— —	— —	— —	— —	— —	Bq/cm ³	
	1989年 4月 10月	那珂研構内	3.5×10^{-3} 3.0×10^{-3}	— —	— —	— —	— —	— —	— —	— —	— —	Bq/cm ³	
牛乳	1989年 5月 11月	東海村船場	— —	$<2.3 \times 10^{-5}$ $<2.8 \times 10^{-5}$	$<2.4 \times 10^{-5}$ $<3.0 \times 10^{-5}$	— —	$<5.6 \times 10^{-5}$ $<7.0 \times 10^{-5}$	$<4.4 \times 10^{-5}$ $<5.6 \times 10^{-5}$	$<1.7 \times 10^{-4}$ $<2.3 \times 10^{-4}$	5.6×10^{-5} $<9.3 \times 10^{-5}$	$<1.4 \times 10^{-4}$ 2.5×10^{-5}	Bq/cm ³	
	1989年 4月 11月	東海村須和間	— —	$<4.4 \times 10^{-5}$ $<4.8 \times 10^{-5}$	$<4.8 \times 10^{-5}$ $<5.6 \times 10^{-5}$	(2.0×10^{-4}) (2.4×10^{-4})	$<1.5 \times 10^{-4}$ $<1.1 \times 10^{-4}$	$<3.4 \times 10^{-4}$ $<3.7 \times 10^{-4}$	$<1.1 \times 10^{-4}$ $<1.3 \times 10^{-4}$	$<3.7 \times 10^{-5}$ $<4.4 \times 10^{-5}$	$<2.0 \times 10^{-4}$ $<2.6 \times 10^{-4}$	Bq/g生	
ぼうれん草	1989年10月	〃	—	$<1.5 \times 10^{-5}$	$(<2.0 \times 10^{-5})$	$<4.8 \times 10^{-5}$	$<4.8 \times 10^{-5}$	$<1.2 \times 10^{-4}$	—	1.7×10^{-4}	$<8.9 \times 10^{-5}$		
精米	1989年10月	〃	—	$<1.5 \times 10^{-5}$	$(<2.0 \times 10^{-5})$	$(<2.2 \times 10^{-5})$	$<7.0 \times 10^{-5}$	$<5.6 \times 10^{-5}$ $<6.3 \times 10^{-5}$	$(<3.2 \times 10^{-5})$ $(<2.4 \times 10^{-5})$	—	2.0×10^{-4} 2.2×10^{-4}	Bq/cm ³	
カレーライス(小食部)	1989年 5月 11月	東海研究沖	— —	$<3.2 \times 10^{-5}$ $<3.5 \times 10^{-5}$	$<3.7 \times 10^{-5}$ $<3.7 \times 10^{-5}$	$(<2.2 \times 10^{-5})$ $(<2.5 \times 10^{-5})$	$<7.0 \times 10^{-5}$ $<8.1 \times 10^{-5}$	$<5.6 \times 10^{-5}$ $<6.3 \times 10^{-5}$	$(<3.2 \times 10^{-5})$ $(<2.4 \times 10^{-5})$	—	$<3.0 \times 10^{-5}$ $<2.5 \times 10^{-5}$		
シラス	1989年 4月 10月	〃	— —	$<2.4 \times 10^{-5}$ $<3.1 \times 10^{-5}$	$<2.5 \times 10^{-5}$ $<3.2 \times 10^{-5}$	$(<1.6 \times 10^{-5})$ $(<1.9 \times 10^{-5})$	$<7.0 \times 10^{-5}$ $<8.9 \times 10^{-5}$	$<7.0 \times 10^{-5}$ $<8.1 \times 10^{-5}$	$(<2.8 \times 10^{-5})$ $(<2.8 \times 10^{-5})$	—	9.8×10^{-5} 1.4×10^{-4}	Bq/cm ³	
カツメ	1989年 5月 11月	口立町久慈浜	— —	$<4.8 \times 10^{-5}$ $<7.0 \times 10^{-5}$	$<4.8 \times 10^{-5}$ $<7.4 \times 10^{-5}$	$<1.2 \times 10^{-4}$ $<1.7 \times 10^{-4}$	$<1.1 \times 10^{-4}$ $<1.6 \times 10^{-4}$	$<3.5 \times 10^{-4}$ $<5.2 \times 10^{-4}$	$<4.8 \times 10^{-5}$ $<5.2 \times 10^{-4}$	$<2.8 \times 10^{-4}$ 1.2×10^{-4}	$<4.1 \times 10^{-4}$		

(): 化学分析 : 測定対象外

Table A.4.3 - 3 (b) 環境試料中の放射性核種濃度

項目	採取月日	採取地点	^{3}H	^{4}Mn	^{6}Co	^{8}Sr	^{9}Fr	^{9}Nb	^{10}Ru	^{13}Cs	^{14}Cc	^{23}Na	Pu	単位
														Bq/cm ³
河川水	1989年4月 10日	久慈川 原研取水口	3.8×10^{-3}	3.0×10^{-3}	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	1989年4月 10日	久慈川河口	4.4×10^{-3}	3.1×10^{-3}	$< 1.1 \times 10^{-6}$	$< 9.3 \times 10^{-7}$	$(< 3.0 \times 10^{-6})$	$< 4.1 \times 10^{-6}$	$< 5.6 \times 10^{-6}$	$(< 1.9 \times 10^{-6})$	3.1×10^{-6}	$(< 2.4 \times 10^{-6})$	-	-
	1989年4月 10日	東海研冲 C海域	2.0×10^{-3}	3.9×10^{-3}	$< 1.0 \times 10^{-6}$	$< 1.0 \times 10^{-6}$	$(< 2.0 \times 10^{-6})$	$< 3.7 \times 10^{-6}$	$< 4.4 \times 10^{-6}$	$(< 2.2 \times 10^{-6})$	3.0×10^{-6}	$(< 2.7 \times 10^{-6})$	-	-
	1989年4月 10日	D海域	2.5×10^{-3}	$< 1.4 \times 10^{-6}$	$< 1.5 \times 10^{-6}$	$(< 1.7 \times 10^{-6})$	$< 5.2 \times 10^{-6}$	$< 5.9 \times 10^{-6}$	$(< 2.2 \times 10^{-6})$	3.3×10^{-6}	$(< 2.7 \times 10^{-6})$	-	-	-
海底土	1989年7月 1990年1月	C海域	-	-	$< 5.2 \times 10^{-4}$	$< 4.4 \times 10^{-4}$	$(< 1.3 \times 10^{-4})$	$< 1.1 \times 10^{-3}$	$< 8.5 \times 10^{-4}$	$(< 5.8 \times 10^{-4})$	5.5×10^{-4}	$(< 4.3 \times 10^{-4})$	(3.2×10^{-4})	Bq/g乾
	1989年7月 1990年7月	D海域	-	-	$< 4.4 \times 10^{-4}$	$< 3.6 \times 10^{-4}$	$(< 1.7 \times 10^{-4})$	$< 1.0 \times 10^{-3}$	$< 7.8 \times 10^{-4}$	$(< 4.4 \times 10^{-4})$	$< 4.4 \times 10^{-4}$	$(< 4.6 \times 10^{-4})$	(2.0×10^{-4})	-
	1990年4月 1990年7月	第1排水溝 出口	-	-	$< 2.9 \times 10^{-4}$	$< 2.8 \times 10^{-4}$	$(< 1.6 \times 10^{-4})$	$< 6.7 \times 10^{-4}$	$< 4.8 \times 10^{-4}$	$(< 5.9 \times 10^{-4})$	5.0×10^{-4}	$(< 3.9 \times 10^{-4})$	(3.0×10^{-4})	-
	1989年7月 1990年1月	第2排水溝 出口	-	-	$< 3.0 \times 10^{-4}$	$< 2.7 \times 10^{-4}$	$(< 1.6 \times 10^{-4})$	$< 6.7 \times 10^{-4}$	$< 5.2 \times 10^{-4}$	$(< 4.4 \times 10^{-4})$	5.4×10^{-4}	$(< 3.5 \times 10^{-4})$	(2.2×10^{-4})	-
排水溝 出山砂	1989年1月 1989年7月	第3排水溝 出口	-	-	$< 3.2 \times 10^{-4}$	$< 3.0 \times 10^{-4}$	-	$< 7.4 \times 10^{-4}$	$< 5.9 \times 10^{-4}$	$< 2.6 \times 10^{-3}$	$< 3.1 \times 10^{-4}$	$< 2.4 \times 10^{-3}$	$< 2.4 \times 10^{-3}$	-
	1990年1月 1990年7月	第4排水溝 出口	-	-	$< 3.5 \times 10^{-4}$	$< 3.7 \times 10^{-4}$	-	$< 7.8 \times 10^{-4}$	$< 6.3 \times 10^{-4}$	$< 2.7 \times 10^{-3}$	$< 3.6 \times 10^{-4}$	$< 2.1 \times 10^{-3}$	-	-
	1989年1月 1989年7月	第5排水溝 出口	-	-	$< 3.1 \times 10^{-4}$	$< 3.0 \times 10^{-4}$	-	$< 7.0 \times 10^{-4}$	$< 5.6 \times 10^{-4}$	$< 2.4 \times 10^{-3}$	$< 3.1 \times 10^{-4}$	$< 2.3 \times 10^{-3}$	-	-
	1989年1月 1989年7月	第6排水溝 出口	-	-	$< 3.1 \times 10^{-4}$	$< 3.1 \times 10^{-4}$	-	$< 6.7 \times 10^{-4}$	$< 5.6 \times 10^{-4}$	$< 2.6 \times 10^{-3}$	5.4×10^{-4}	$< 2.3 \times 10^{-3}$	-	-
陸	1989年4月 11月	東海研槽内	-	-	$< 3.6 \times 10^{-4}$	$< 3.7 \times 10^{-4}$	-	$< 8.5 \times 10^{-4}$	$< 6.7 \times 10^{-4}$	$< 2.9 \times 10^{-3}$	3.8×10^{-4}	$< 2.1 \times 10^{-3}$	-	-
	1990年1月 11月	東海村石神	-	-	$< 3.0 \times 10^{-4}$	$< 3.7 \times 10^{-4}$	-	$< 7.8 \times 10^{-4}$	$< 6.3 \times 10^{-4}$	$< 2.8 \times 10^{-3}$	$< 3.6 \times 10^{-4}$	$< 2.1 \times 10^{-3}$	-	-
	1989年5月 11月	飛下	-	-	$< 3.2 \times 10^{-4}$	$< 2.8 \times 10^{-4}$	-	$< 7.0 \times 10^{-4}$	$< 5.2 \times 10^{-4}$	$< 2.6 \times 10^{-3}$	9.0×10^{-4}	$< 2.4 \times 10^{-3}$	-	-
	1989年5月 11月	須和間	-	-	$< 2.6 \times 10^{-4}$	$< 2.8 \times 10^{-4}$	-	$< 7.4 \times 10^{-4}$	$< 6.3 \times 10^{-4}$	$< 2.6 \times 10^{-3}$	1.1×10^{-3}	$< 2.4 \times 10^{-3}$	-	-
陸	1989年5月 11月	高場	-	-	$< 4.8 \times 10^{-4}$	$< 5.9 \times 10^{-4}$	-	$< 1.5 \times 10^{-3}$	$< 1.1 \times 10^{-3}$	$< 5.6 \times 10^{-3}$	6.7×10^{-2}	$< 4.1 \times 10^{-3}$	-	-
	1989年5月 11月	宮前	-	-	$< 4.8 \times 10^{-4}$	$< 4.4 \times 10^{-4}$	-	$< 1.1 \times 10^{-3}$	$< 9.3 \times 10^{-4}$	$< 4.1 \times 10^{-3}$	2.4×10^{-2}	$< 3.0 \times 10^{-3}$	-	-
	1989年5月 11月	勝田市新田	-	-	$< 5.6 \times 10^{-4}$	$< 4.8 \times 10^{-4}$	-	$< 1.3 \times 10^{-3}$	$< 1.0 \times 10^{-3}$	$< 4.4 \times 10^{-3}$	1.4×10^{-2}	$< 4.1 \times 10^{-3}$	-	-
	1989年5月 11月	上	-	-	$< 5.2 \times 10^{-4}$	$< 4.1 \times 10^{-4}$	-	$< 1.1 \times 10^{-3}$	$< 9.3 \times 10^{-4}$	$< 4.1 \times 10^{-3}$	1.2×10^{-2}	$< 3.7 \times 10^{-3}$	-	-
陸	1989年5月 11月	那珂川横堀	-	-	$< 5.6 \times 10^{-4}$	$< 4.8 \times 10^{-4}$	-	$< 5.2 \times 10^{-3}$	$< 9.3 \times 10^{-4}$	$< 4.8 \times 10^{-3}$	3.5×10^{-2}	$< 3.7 \times 10^{-3}$	-	-
	1989年5月 11月	那珂川研構内	-	-	$< 4.8 \times 10^{-4}$	$< 3.4 \times 10^{-4}$	-	$< 1.0 \times 10^{-3}$	$< 8.1 \times 10^{-4}$	$< 4.8 \times 10^{-3}$	3.0×10^{-2}	$< 4.4 \times 10^{-3}$	-	-
	1989年5月 11月	那珂川研構外	-	-	$< 5.2 \times 10^{-4}$	$< 4.4 \times 10^{-4}$	-	$< 1.2 \times 10^{-3}$	$< 9.3 \times 10^{-4}$	$< 4.8 \times 10^{-3}$	3.5×10^{-2}	$< 3.7 \times 10^{-3}$	-	-
	1989年5月 11月	那珂川研構内	-	-	$< 4.1 \times 10^{-4}$	$< 4.1 \times 10^{-4}$	-	$< 1.0 \times 10^{-3}$	$< 9.3 \times 10^{-4}$	$< 4.8 \times 10^{-3}$	3.0×10^{-2}	$< 3.3 \times 10^{-3}$	-	-

(): 化学分析

- : 測定対象外

Table A.4.3 - 4 大気塵埃中の放射性核種濃度

(東海研究所, 1989年度)

採取年月	⁷ Be	⁵⁴ Mn	⁶⁰ Co	⁹⁵ Zr	⁹⁵ Nb	¹⁰⁶ Ru	¹³⁷ Cs	¹⁴⁴ Ce
1989年 4月	3.2×10^{-9}	$< 7.4 \times 10^{-12}$	$< 7.0 \times 10^{-12}$	$< 1.7 \times 10^{-11}$	$< 1.4 \times 10^{-11}$	$< 6.3 \times 10^{-11}$	$< 7.8 \times 10^{-12}$	$< 5.2 \times 10^{-11}$
5月	3.1×10^{-9}	$< 7.0 \times 10^{-12}$	$< 6.7 \times 10^{-12}$	$< 1.7 \times 10^{-11}$	$< 1.5 \times 10^{-11}$	$< 6.3 \times 10^{-11}$	$< 7.0 \times 10^{-12}$	$< 5.2 \times 10^{-11}$
6月	1.9×10^{-9}	$< 9.6 \times 10^{-12}$	$< 1.1 \times 10^{-11}$	$< 2.4 \times 10^{-11}$	$< 2.0 \times 10^{-11}$	$< 8.5 \times 10^{-11}$	$< 9.6 \times 10^{-12}$	$< 4.8 \times 10^{-11}$
7月	1.3×10^{-7}	$< 9.3 \times 10^{-12}$	$< 9.3 \times 10^{-12}$	$< 2.3 \times 10^{-11}$	$< 1.9 \times 10^{-11}$	$< 7.4 \times 10^{-11}$	$< 8.5 \times 10^{-12}$	$< 4.4 \times 10^{-11}$
8月	1.9×10^{-9}	$< 7.0 \times 10^{-12}$	$< 6.7 \times 10^{-12}$	$< 2.0 \times 10^{-11}$	$< 1.9 \times 10^{-11}$	$< 5.9 \times 10^{-11}$	$< 6.7 \times 10^{-12}$	$< 4.8 \times 10^{-11}$
9月	2.2×10^{-9}	$< 5.6 \times 10^{-12}$	$< 5.6 \times 10^{-12}$	$< 1.3 \times 10^{-11}$	$< 1.1 \times 10^{-11}$	$< 4.4 \times 10^{-11}$	$< 5.6 \times 10^{-12}$	$< 4.1 \times 10^{-11}$
10月	3.3×10^{-9}	$< 1.0 \times 10^{-11}$	$< 1.2 \times 10^{-11}$	$< 2.8 \times 10^{-11}$	$< 2.1 \times 10^{-11}$	$< 9.6 \times 10^{-11}$	$< 1.1 \times 10^{-11}$	$< 5.6 \times 10^{-11}$
11月	3.2×10^{-9}	$< 1.0 \times 10^{-11}$	$< 1.0 \times 10^{-11}$	$< 3.5 \times 10^{-11}$	$< 3.6 \times 10^{-11}$	$< 8.9 \times 10^{-11}$	$< 9.6 \times 10^{-12}$	$< 5.6 \times 10^{-11}$
12月	$< 3.7 \times 10^{-10}$	$< 1.3 \times 10^{-11}$	$< 1.3 \times 10^{-11}$	$< 3.3 \times 10^{-11}$	$< 2.8 \times 10^{-11}$	$< 1.1 \times 10^{-10}$	$< 1.3 \times 10^{-11}$	$< 7.0 \times 10^{-11}$
1990年 1月	2.4×10^{-9}	$< 6.7 \times 10^{-12}$	$< 6.7 \times 10^{-12}$	$< 1.7 \times 10^{-11}$	$< 1.4 \times 10^{-11}$	$< 5.9 \times 10^{-11}$	$< 6.7 \times 10^{-12}$	$< 4.8 \times 10^{-11}$
2月	2.7×10^{-9}	$< 1.1 \times 10^{-11}$	$< 1.1 \times 10^{-11}$	$< 4.1 \times 10^{-11}$	$< 5.2 \times 10^{-11}$	$< 8.9 \times 10^{-11}$	$< 8.9 \times 10^{-12}$	$< 4.1 \times 10^{-11}$
3月	4.1×10^{-9}	$< 1.2 \times 10^{-11}$	$< 1.3 \times 10^{-11}$	$< 3.7 \times 10^{-11}$	$< 4.1 \times 10^{-11}$	$< 9.6 \times 10^{-11}$	$< 1.1 \times 10^{-11}$	$< 4.4 \times 10^{-11}$

(単位: Bq/cm³)

注: 採取地点はモニタリングステーション No. 3 (須和間) である。

Table A.4.3 - 5 降下物中の放射性核種濃度

(東海研究所, 1989年度)

採取年月	⁷ Be	⁵⁴ Mn	⁶⁰ Co	⁹⁵ Zr	⁹⁵ Nb	¹⁰⁶ Ru	¹³⁷ Cs	¹⁴⁴ Ce
1989年 4月	2.0×10^8	$< 5.6 \times 10^4$	$< 5.1 \times 10^4$	$< 1.4 \times 10^5$	$< 1.2 \times 10^5$	$< 4.7 \times 10^5$	8.6×10^4	$< 4.1 \times 10^5$
5月	2.5×10^8	$< 5.1 \times 10^4$	$< 5.3 \times 10^4$	$< 1.3 \times 10^5$	$< 9.6 \times 10^4$	$< 4.3 \times 10^5$	$< 4.6 \times 10^4$	$< 4.3 \times 10^5$
6月	7.2×10^7	$< 5.1 \times 10^4$	$< 5.2 \times 10^4$	$< 1.1 \times 10^5$	$< 8.9 \times 10^4$	$< 4.3 \times 10^5$	$< 5.3 \times 10^4$	$< 3.8 \times 10^5$
7月	1.1×10^8	$< 5.7 \times 10^4$	$< 5.0 \times 10^4$	$< 1.3 \times 10^5$	$< 1.1 \times 10^5$	$< 4.4 \times 10^5$	$< 5.8 \times 10^4$	$< 3.9 \times 10^5$
8月	6.5×10^7	$< 5.3 \times 10^4$	8.9×10^4	$< 1.3 \times 10^5$	$< 8.1 \times 10^4$	$< 4.3 \times 10^5$	$< 5.6 \times 10^4$	$< 3.8 \times 10^5$
9月	1.1×10^8	$< 5.0 \times 10^4$	$< 5.6 \times 10^4$	$< 1.1 \times 10^5$	$< 8.9 \times 10^4$	$< 4.3 \times 10^5$	4.9×10^4	$< 4.1 \times 10^5$
10月	1.6×10^8	$< 7.3 \times 10^4$	$< 7.4 \times 10^4$	$< 1.8 \times 10^5$	$< 1.6 \times 10^5$	$< 5.9 \times 10^5$	$< 6.4 \times 10^4$	$< 3.8 \times 10^5$
11月	4.5×10^7	$< 5.2 \times 10^4$	$< 5.0 \times 10^4$	$< 1.2 \times 10^5$	$< 8.9 \times 10^4$	$< 4.4 \times 10^5$	$< 5.3 \times 10^4$	$< 3.7 \times 10^5$
12月	3.8×10^7	$< 5.0 \times 10^4$	$< 5.4 \times 10^4$	$< 1.3 \times 10^5$	$< 9.6 \times 10^4$	$< 4.6 \times 10^5$	$< 5.7 \times 10^4$	$< 3.8 \times 10^5$
1990年 1月	2.5×10^7	$< 5.0 \times 10^4$	$< 5.7 \times 10^4$	$< 1.2 \times 10^5$	$< 9.6 \times 10^4$	$< 4.4 \times 10^5$	$< 5.4 \times 10^4$	$< 3.6 \times 10^5$
2月	1.0×10^8	$< 5.4 \times 10^4$	$< 5.1 \times 10^4$	$< 1.4 \times 10^5$	$< 1.2 \times 10^5$	$< 4.6 \times 10^5$	$< 5.6 \times 10^4$	$< 4.0 \times 10^5$
3月	8.9×10^7	$< 5.3 \times 10^4$	$< 5.2 \times 10^4$	$< 1.2 \times 10^5$	$< 8.1 \times 10^4$	$< 4.2 \times 10^5$	8.1×10^4	$< 3.8 \times 10^5$

(単位: Bq/km²)

Table A.4.3-6 雨水中のHTO濃度

(東海研究所, 1989年度)

採取点 採取期間	試料処理室	MP-7	MP-22	細浦	那珂研
1989 3.31～5.2	4.2	5.9	2.9	4.0	2.3
5.2～5.31	4.0	9.3	2.3	3.6	1.8
5.31～7.4	5.7	6.4	3.3	4.8	2.7
7.4～8.2	4.6	5.6	4.3	3.7	3.0
8.2～9.1	2.0	2.1	1.9	2.1	2.2
9.1～10.3	1.9	2.5	1.0	1.5	1.3
10.3～11.2	1.9	6.2	1.8	5.3	1.7
11.2～12.1	1.9	3.4	6.9	2.8	1.2
12.1～ 1990.1.5	2.1	2.8	1.2	1.5	1.0
1.5～2.6	1.9	3.8	1.0	1.4	1.3
2.6～2.28	2.5	6.3	<0.9	0.9	1.0
2.28～3.30	1.7	3.0	1.4	1.5	1.3

(単位: Bq/ℓ)

Table A.4.3-7 空気中HTO濃度

(東海研究所, 1989年度)

採取点 採取期間	試料処理室	MP-7	那珂研
1989 4. 5～4.19	6.5×10^{-2}	1.3×10^{-1}	1.8×10^{-2}
4.19～5. 2	4.4×10^{-2}	6.6×10^{-2}	2.2×10^{-2}
5. 2～5.17	6.9×10^{-2}	1.0×10^{-1}	1.8×10^{-2}
5.17～5.31	1.2×10^{-1}	2.2×10^{-1}	2.7×10^{-2}
5.31～6.14	2.1×10^{-1}	1.1×10^{-1}	2.8×10^{-2}
6.14～6.28	9.5×10^{-2}	2.1×10^{-1}	1.5×10^{-1}
6.28～7.12	1.1×10^{-1}	2.6×10^{-1}	6.2×10^{-2}
7.12～7.26	1.4×10^{-1}	2.1×10^{-1}	4.8×10^{-2}
7.26～8. 9	1.9×10^{-1}	1.8×10^{-1}	4.1×10^{-2}
8. 9～8.23	9.3×10^{-2}	2.1×10^{-1}	4.5×10^{-2}
8.23～9. 6	1.1×10^{-1}	2.6×10^{-1}	3.2×10^{-2}
9. 6～9.20	1.2×10^{-1}	2.6×10^{-1}	2.9×10^{-2}
9.20～10. 4	7.6×10^{-2}	2.2×10^{-1}	2.5×10^{-2}
10. 4～10.18	6.5×10^{-2}	8.2×10^{-2}	1.6×10^{-2}
10.18～11. 1	4.4×10^{-2}	5.6×10^{-1}	1.5×10^{-2}
11. 1～11.15	4.3×10^{-2}	2.1×10^{-1}	1.9×10^{-2}
11.15～11.29	1.8×10^{-2}	2.9×10^{-2}	9.3×10^{-3}
11.29～12.13	1.4×10^{-2}	2.3×10^{-2}	8.8×10^{-3}
12.13～12.27	1.7×10^{-2}	2.4×10^{-2}	8.2×10^{-3}
12.27 ～1990. 1.10	1.4×10^{-2}	2.7×10^{-2}	8.3×10^{-3}
1.10～1.24	1.4×10^{-2}	2.2×10^{-2}	7.5×10^{-3}
1.24～2. 7	1.6×10^{-2}	6.0×10^{-2}	6.7×10^{-3}
2. 7～2.21	3.2×10^{-2}	1.4×10^{-1}	1.1×10^{-2}
2.21～3. 7	4.0×10^{-2}	1.3×10^{-1}	1.1×10^{-2}
3. 7～3.20	3.4×10^{-2}	3.5×10^{-2}	1.0×10^{-2}
3.20～4. 4	4.7×10^{-2}	5.1×10^{-2}	1.1×10^{-2}

(単位: Bq/m³ · air)

Table A.4.3-8 空気中HT濃度

(東海研究所, 1989年度)

採取点 採取期間	試料処理室	MP-7	那珂研
1989 4. 5~ 4.19	2.3×10^{-2}	2.2×10^{-2}	3.8×10^{-2}
4.19~ 5. 2	2.8×10^{-2}	2.2×10^{-2}	3.3×10^{-2}
5. 2~ 5.17	3.3×10^{-2}	2.0×10^{-2}	3.0×10^{-2}
5.17~ 5.31	3.1×10^{-2}	—	5.1×10^{-2}
5.31~ 6.14	2.2×10^{-2}	3.1×10^{-2}	3.4×10^{-2}
6.14~ 6.28	5.3×10^{-2}	5.4×10^{-2}	3.9×10^{-2}
6.28~ 7.12	6.5×10^{-2}	—	—
7.12~ 7.26	—	6.5×10^{-2}	3.9×10^{-2}
7.26~ 8. 9	—	—	5.2×10^{-2}
8. 9~ 8.23	3.9×10^{-2}	—	3.9×10^{-2}
8.23~ 9. 6	—	—	—
9. 6~ 9.20	4.9×10^{-2}	3.6×10^{-2}	3.4×10^{-2}
9.20~10. 4	—	6.3×10^{-2}	3.9×10^{-2}
10. 4~10.18	—	2.4×10^{-2}	2.9×10^{-2}
10.18~11. 1	3.9×10^{-2}	1.7×10^{-2}	2.5×10^{-2}
11. 1~11.15	1.6×10^{-2}	1.1×10^{-2}	2.0×10^{-2}
11.15~11.29	1.3×10^{-2}	1.9×10^{-2}	2.0×10^{-2}
11.29~12.13	1.7×10^{-2}	1.5×10^{-2}	1.7×10^{-2}
12.13~12.27	—	1.9×10^{-2}	2.3×10^{-2}
12.27 ~ 1990. 1.10	2.0×10^{-2}	1.6×10^{-2}	1.9×10^{-2}
1.10~ 1.24	2.5×10^{-2}	1.8×10^{-2}	2.1×10^{-2}
1.24~ 2. 7	2.1×10^{-2}	2.4×10^{-2}	1.7×10^{-2}
2. 7~ 2.21	1.7×10^{-2}	2.5×10^{-2}	2.1×10^{-2}
2.21~ 3. 7	1.7×10^{-2}	2.5×10^{-2}	2.1×10^{-2}
3. 7~ 3.20	1.3×10^{-2}	—	2.2×10^{-2}
3.20~ 4. 4	1.8×10^{-2}	3.6×10^{-2}	1.8×10^{-2}

(単位: Bq/m³ · air)

Table A.4.3-9 松葉自由水中のトリチウム濃度

(東海研究所, 1989年度)

採取点 採取月日	試料処理室	MP-7	MP-2	那珂研
1989 3.31	7.3	11.0	8.1	2.8
5. 2	7.6	14.0	9.7	3.0
5.31	11.0	17.0	12.0	3.3
7. 4	4.9	8.8	5.2	1.4
8. 2	50.0	5.1	4.9	3.6
9. 1	5.3	7.1	3.8	3.2
10. 3	9.1	6.4	6.1	1.7
11. 2	2.4	6.7	13.0	2.3
12. 1	3.6	5.3	6.5	2.0
1990 1. 5	3.9	5.4	6.8	1.4
2. 6	4.4	25.0	15.0	2.7
2.28	5.9	20.0	15.0	5.7

(単位: Bq/ ℓ)

A.4.4 排気、排水及び環境試料の化学分析

1988 年度と同様に、「発電用軽水型原子炉施設における放出放射性物質の測定に関する指針」を準用し、東海研究所の主要施設から排出される気体及び液体廃棄物中の⁸⁹Sr と⁹⁰Sr の濃度を化学分析により測定した。その結果を Table A.4.4 - 1 に示す。これら排気、排水中の分析結果によると、⁹⁰Sr は気体廃棄物中よりも、多くの施設の液体廃棄物中から検出され、⁸⁹Sr は特定の施設の試料から検出されたが、問題となるようなレベルではなかった。

また、茨城県東海地区環境放射線監視委員会の計画に基づき、海洋試料（海水、魚、海底土）及び農産物試料（ほうれん草、精米）の⁹⁰Sr、ほか、¹⁰⁶Ru、¹⁴⁴Ce、²³⁹⁺²⁴⁰Pu の放射能濃度を化学分析により測定した。その結果を Table A.4.3 - 3(a)、Table A.4.3 - 3(b) に示す。これら環境試料の分析結果によると、1988 年度と同様に、ほうれん草中の⁹⁰Sr と海底土中の²³⁹⁺²⁴⁰Pu が検出されたが、異常と認められる程の値ではなかった。その他の試料についてはいずれの核種とも検出されなかった。

(岩本 克己)

A.4.5 東海研周辺監視区域外における放射能濃度比の算定

東海研の施設から空気中に放出される放射性物質濃度が、施設毎に定めている放出管理目標値で放出した際の周辺監視区域境界外の濃度と原子力規制法の「試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則等の規定に基づき、線量当量限度等を定める件」の第9条(別表第1)の濃度限度との割合の和を試算した。

計算方法は、軽水炉評価指針に述べられている以下の方法とした。

単位放出率時の放射能濃度 χ (Bq/m³/Bq/h) は

$$\chi = \frac{1}{\pi \cdot \Sigma Y \cdot \Sigma Z \cdot U} \exp\left(-\frac{H^2}{2\Sigma Z^2}\right)$$

$$\Sigma Y = (\sigma y^2 + CA/\pi)^{1/2}$$

$$\Sigma Z = (\sigma z^2 + CA/\pi)^{1/2}$$

A : 建家等の風向方向の投影面積(m²)

(建家の影響のないときは0)

C : 形状係数(=0.5)

σy : 濃度分布y方向の拡がりのパラメータ(m)

σz : 濃度分布z方向の拡がりのパラメータ(m)

U : 風速(1m/s)

H : 放出源の高さ(m)

安定度ごとに計算し、その中の最大のものを用いた。

3カ月(年)平均放射能濃度 C_0 (Bq/m³) は次式で求め、各パラメータ値は以下のとおりとした。

$$C_0 = \frac{Q}{U} \chi \cdot f \cdot \tau$$

Q : 放出量(Bq/h)

放出管理目標値(Bq/m³) × 排風量(m³/h)

U : 風速(m)

地上放出時は1.0m/s, 20m高放出時は2.0m/s, 40m高放出時は4.0m/sとした。

f : 風向頻度(20%)

τ : 原子炉等の稼働率

χ : 単位放出率時の放射能濃度(Bq/m³/Bq/h)

科学技術庁告示第20号別表第1の周辺監視区域外の空気中の濃度限度との濃度比は次式で求めた。

$$\text{濃度比} = \frac{\text{3カ月(年)平均放射能濃度} C_0}{\text{周辺監視区域外の空気中の濃度限度}}$$

算定条件として、排気筒自体が低いもの及び建家の高さに対する排気筒の高さの割合が2倍以下のものについては地上放出とした。また、排気筒の位置から周辺監視区域までの距離は、方向、方位に関係なく最短距離とするか、周辺監視区域外の最大濃度地点までの距離とした。

東海研全体としての排気に伴う周辺監視区域外における濃度比は 0.28 となった。なお、濃度比の最も大きく寄与している施設はリニアックの 0.084 であり、他の施設による値は、0.03 以下であった。

(鈴木 隆)

A.4.6 東海研究所の緊急時放射線モニタリング実施地域の検討

法令改正に伴い、「原子力発電所等周辺の線量評価指針」(原子力安全委員会)が改正された。このため、原子力施設等から放出される放射性プルームに対応する緊急時放射線モニタリングを重点的に実施すべき地域の範囲について、検討を行った。

この「地域の範囲」の選定に当たっては、施設からの放出放射性物質に応じた周辺への線量当量の影響に加え、人口分布、行政計画、地勢等地域に固有の特徴等を総合的に考慮して決める必要があるが、ここでは、線量当量評価の面から検討を行った。「地域の範囲」としては、防災対策指標の下限値である外部全身線量当量が 10 mSv 及びよう素の吸入による小児甲状腺線量当量が 100 mSv を一つめやすとして、その線量になる距離を算定した。

放出放射能量の仮定は、原子炉等の安全評価において想定された仮想事故時の環境への放出放射能量の 10 倍とした。放出放射能量等を Table A.4.6-1 に示す。計算方法は、1981 年から 1985 年の 5 年間の東海研究所気象観測データを使用して原子力安全委員会の「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」の想定事故時における大気拡散の解析方法に基づいて行った。計算に使用した各パラメータを Table A.4.6-2 に示す。

以上の条件により、東海研究所の JRR-2, JRR-3, JRR-4, NSRR, NUCEF について試算した結果を以下に示す。

各施設からの希ガスによる外部全身線量当量が 10 mSv になる陸側方位での風下距離を Table A.4.6-3 に示す。表より、最大風下距離は JRR-3 の場合の 1.2 km となった。また、よう素吸入による小児甲状腺組織線量当量が 100 mSv になる陸側方位での風下距離を Table A.4.6-4 に示す。表より、最大風下距離は JRR-2 の場合の 2.1 km となった。

これより、緊急時放射線モニタリング等を迅速に、かつ、重点的に実施すべき「地域の範囲」は、東海研究所を中心として半径約 2 ~ 3 km の距離がめやすとなり、モニタリングポスト、TLD、走行サーベイ等の測定を先づ重点的に対応すべきことが判った。

(滝 光成)

Table A.4.6-1 算定のための放射放射能等

施設名	JRR-2		JRR-3		JRR-4		NSRR		NUC/F	
	放 出 高 度	0 m	40 m	0 m ²	0 m ²	20 m	0 m	50 m	0 m	50 m
建 家 投 影 面 積		440 m ²		0 m ²		506 m ²		0 m ²		0 m ²
実 効 放 出 継 続 時 間	1 hr	408 hr	602 hr	7 hr	79 hr	1 hr	1 hr	1 hr	1 hr	1 hr
希 <i>f</i> / <i>λ</i>	1.96×10^{14} Mev • Bq	1.59×10^{14} Mev • Bq	2.50×10^{16} Mev • Bq	3.31×10^{14} Mev • Bq	5.92×10^{13} Mev • Bq	1.44×10^{16} Mev • Bq	1.08×10^4 Mev • Bq	1.08×10^4 Mev • Bq	4.88×10^{16} Mev • Bq	4.88×10^{16} Mev • Bq
出 量	1-131 4.70 × 10 ¹² Bq		1.88 × 10 ¹⁴ Bq	3.18 × 10 ¹³ Bq	1.31 × 10 ¹³ Bq	3.36 × 10 ¹⁴ Bq	1.61 × 10 ¹³ Bq	1.13 × 10 ¹³ Bq	4.51 × 10 ¹¹ Bq	
	1-132 1.57 × 10 ⁸ Bq		6.29 × 10 ¹⁰ Bq	1.26 × 10 ¹³ Bq	1.87 × 10 ¹³ Bq	4.22 × 10 ¹⁰ Bq	2.01 × 10 ¹³ Bq	8.81 × 10 ⁹ Bq	3.29 × 10 ³ Bq	
	1-133 2.00 × 10 ¹¹ Bq		7.99 × 10 ¹² Bq	1.52 × 10 ¹⁴ Bq	2.93 × 10 ¹³ Bq	5.08 × 10 ¹¹ Bq	2.82 × 10 ¹⁴ Bq	1.157 × 10 ¹⁰ Bq	6.22 × 10 ² Bq	
	1-134 1.21 × 10 ⁸ Bq		1.69 × 10 ¹⁰ Bq	8.14 × 10 ¹³ Bq	3.31 × 10 ¹³ Bq	6.92 × 10 ¹¹ Bq	3.32 × 10 ¹³ Bq	4.11 × 10 ¹¹ Bq	1.38 × 10 ⁴ Bq	
	1-135 1.39 × 10 ⁸ Bq		7.96 × 10 ¹¹ Bq	4.81 × 10 ¹³ Bq	2.58 × 10 ¹³ Bq	7.93 × 10 ¹¹ Bq	3.38 × 10 ¹³ Bq	4.66 × 10 ¹¹ Bq	1.82 × 10 ³ Bq	

Table A.4.6-2 計算に用いたパラメータ

甲状腺線量当量換算 係数	I-131 : 2.9×10^{-7} (Sv/Bq)
	I-132 : 1.7×10^{-9} (Sv/Bq)
	I-133 : 4.9×10^{-8} (Sv/Bq)
	I-134 : 2.9×10^{-10} (Sv/Bq)
	I-135 : 8.5×10^{-9} (Sv/Bq)
小児の呼吸率	事故期間が比較的短時間 : 0.5 (m^3/h)
	事故期間が比較的長時間 : 0.33 (m^3/h)
成人に対する甲状腺 線量当量から小児に 対する甲状腺線量當 量への換算係数	I-131 : 4.4
	I-132 : 4.7
	I-133 : 5.0
	I-134 : 4.6
	I-135 : 4.7

Table A.4.6-3 外部全身線量当量が陸側方位で
10mSvになる風下距離

施設名	風下距離 (km)
JRR-2	——
JRR-3	1.2
JRR-4	——
NSRR	0.7
NUCEF	——

—— : 10mSvに達せず

Table A.4.6-4 吸入による小児甲状腺線量当量が
陸側方位で100mSvになる風下距離

施設名	風下距離 (km)
JRR-2	2.1
JRR-3	1.5
JRR-4	1.8
NSRR	0.7
NUCEF	——

—— : 100mSvに達せず

A.4.7 環境被ばく線量当量計算コードの整備

原子炉施設等の設置変更に伴う被ばく線量当量の評価方法については、「原子炉立地審査指針及びその適用に関する判断のめやすについて」(以下「原子炉立地審査指針」という。),「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針について」(以下「線量目標値に関する指針」という。),「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。),「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。)及び「発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量当量評価について」(以下「一般公衆の線量当量評価について」という。)に従っている。しかしながら、1989年3月に、これら指針の改訂が行われた。この改訂の趣旨を踏まえて、既存の線量当量計算コードの変更、機能の追加をするとともに、計算マニュアルの整備を行って、線量当量評価業務を円滑に実施できるよう整備した。以下にその整備内容を示す。

- (1) 「評価指針」に基づいた γ 線による外部被ばく線量当量計算コード(CALDOS)については、SI単位への変更及びICRP-Publ.51等に基づいた換算係数の組み込み、 γ 線による皮膚の組織線量当量と眼の水晶体の組織線量当量及び β 線による皮膚の組織線量当量を計算する機能を整備した。
- (2) 「一般公衆の線量当量評価について」及び「評価指針」に基づいた気体廃棄物及び液体廃棄物からの線量当量を計算するコード(ANDOSE 2)については、SI単位への変更、呼吸摂取時における放射性物質の粒子サイズの補正機能及び幼児、乳児の年齢依存を考慮した線量当量を計算する機能を整備した。
- (3) 「気象指針」に基づいた、想定事故時の相対濃度(χ/Q)及び相対線量(D/Q)を計算するコード(CQDQ)については、SI単位への変更、空気中濃度から内部被ばくに関する線量当量(成人、幼児及び乳児の年齢依存を考慮)、 β 線による皮膚の組織線量当量を計算する機能及び外部被ばくによる実効線量当量を計算する機能を整備した。
- (4) 「原子炉立地審査指針」及び「気象指針」に基づいた全身線量当量の人口積算値を計算するコード(POPDPOSE)については、東海研及び大洗研を対象に、距離別の人囗積算線量計算結果を主要都市名等を含めて帳票出力する機能を整備した。
- (5) 「気象指針」等に基づいた気象異常年を検定する統計処理を行うコード(IJYOUNEN)、大気安定度継続時間出現回数等の統計処理を行うコード(TEN 6 MET)、風向別大気安定度別風速逆数の総和と平均等の統計処理を行うコード(SHISHIN)、気象統計結果としての年間風向頻度等についてレーダーチャート、棒グラフ等の図形出力を行うコード(TEN 6 UPDT)については、会話形式で各パラメータの入力が行えるように整備し、4コードを管理するメニュー画面から、基本的には番号の選択によって容易に各コードの実行を可能にした。このため、初心者でもこのコードにより気象解析が可能となった。

(清水 勇)

1A.5 放射線計測器類の管理

A.5.1 概 要

放射線計測器類の管理は、年次計画に基づきサーベイメータ、施設の放射線管理用モニタ及び環境放射線監視システムの定期点検、校正及び修理を実施し、稼働率の向上に努めた。老朽化した放射線管理用モニタの更新は3つの施設で32系統、新設放射線管理用モニタの整備は1施設5系統であった。また、環境シミュレーション試験棟に3系統のモニタを増設した。

東海研究所における施設及び環境からの各種放射線管理試料の測定評価を滞りなく実施した。

(南 賢太郎)

A.5.2 サーベイメータの校正

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の校正を実施した。1989年度の点検校正延台数は、サーベイメータ 1,343 台、ポケット線量計 96 本であった。フィルムバッジ、TLD の基準照射は 222 件、アラームメータの基準照射は 566 台であった。サーベイメータ等の校正台数の内訳を Table A.5.2-1 に、フィルムバッジ等の基準照射件数を Table A.5.2-2 に示す。

サーベイメータ更新年次計画にしたがい、1989年度において老朽化の著しいサーベイメータを 35 台更新した。

中性子線源使用時の被ばくを低減するための中性子線源移動装置を更新した。

(清水 滋)

Table A.5.2-1 サーベイメータ校正台数

(東海研究所、1989年度)

サーベイメータ機器名	現有台数 (東海研)	校正台数
GMサーベイメータ	159	390
電離箱サーベイメータ	161	301
β 線表面汚染検査計	203	407
α 線表面汚染検査計	83	108
中性子サーベイメータ	16	11
中性子レムカウンタ	17	20
NaIシンチレーションサーベイメータ	9	28
テレテクタ	20	29
ガスフローサーベイメータ	18	22
プラスチックシンチレーションサーベイメータ	7	6
アラームメータ	0	21
計	693	1,343

Table A.5.2-2 基準照射件(台)数

基準照射件名	件(台)数
フィルムバッジ	12
TLD	210
計	222
ポケット線量計	96
アラームメータ	566
計	662

A.5.3 放射線監視計測器の管理

(1) 環境放射線監視システムの維持管理

放射線管理第1課所管の環境放射線監視システムの定期点検・校正を実施した。放射線モニタについては年2回、データ伝送及びデータ処理システムについては年間計画にしたがって全システムの保守点検を実施した。

環境放射線監視システムについて、原子力局による定期検査を受けた。

1989年度の故障は8件であった。

(2) 施設放射線管理用モニタの維持管理

放射線管理第2課、放射線管理第3課のモニタについては、年2回定期点検・校正を実施した。

原子炉施設等の放射線管理用モニタについては年1回、原子力局による定期検査を受けた。

放射線管理用モニタに使用している、各種モジュール及びプリント基板等の回路検査を行うための自動検査装置を整備した。Table A.5.3-1に1989年度に発生した、モニタ別の故障率を示す。エリアモニタの故障件数が前年度より18件増加した。増加した主な故障内容は、可搬型エリアモニタに使用しているGM計数管の特性不良であった。

(3) モニタ更新

下記施設の放射線管理用モニタについて更新を実施した。

FCA

ダストモニタ	4系統
ガンマ線エリアモニタ	3系統
中性子線エリアモニタ	2系統
臨界モニタ	2系統

第1廃棄物処理棟

ダストモニタ	2系統
ガンマ線エリアモニタ	3系統
ハンドフットモニタ	1系統

タンデム加速器棟

ガンマ線エリアモニタ	9系統
中性子線エリアモニタ	6系統

環境シミュレーション試験棟（増設）

ダストモニタ	2系統
ハンドフットモニタ	1系統

(4) 新設建家放射線管理用モニタ

下記建家の放射線管理用モニタについて整備を実施した。

焼却試験施設

ダストモニタ	2系統
ガスモニタ	1系統
ガンマ線エリアモニタ	1系統
ハンドフットモニタ	1系統

(千田 徹)

Table A.5.3-1 放射線管理用モニタの故障発生件数

(東海研究所, 1989年度)

モニタ名称	故障件数 (件)	故障率 (件／系統)
エリアモニタ	30	0.14
ダストモニタ	37	0.22
水・ガスモニタ	7	0.13
ハンドフットモニタ	31	0.48
モニタリングポスト	4	0.29
モニタリングステーション	4	0.50
その他	24	—
合 計	137	0.30

A.5.4 放射線管理試料の計測

東海研究所における施設及び環境からの各種放射線管理試料の測定と評価を実施した。また、検出器の校正と自動測定解析装置の点検を実施した。

試料の測定は集中計測システムで実施した。1989年度の測定件数は延 13,500 件、測定時間は延 25,845 時間であった。測定件数と測定時間の内訳を Fig. A.5.4 - 1 に示す。検出器や自動測定解析装置の故障は 112 件で延 317 時間停止した。故障件数は機器の運転期間が 10 年を越え、急増した。

検出器の精密校正を γ 線スペクトル測定用ゲルマニウム半導体検出器 2 台と α 線 β 線計数装置 2 台について実施した。このほか酸化ウラン標準線源の絶対測定を 42 個実施した。

(間邊 岩)

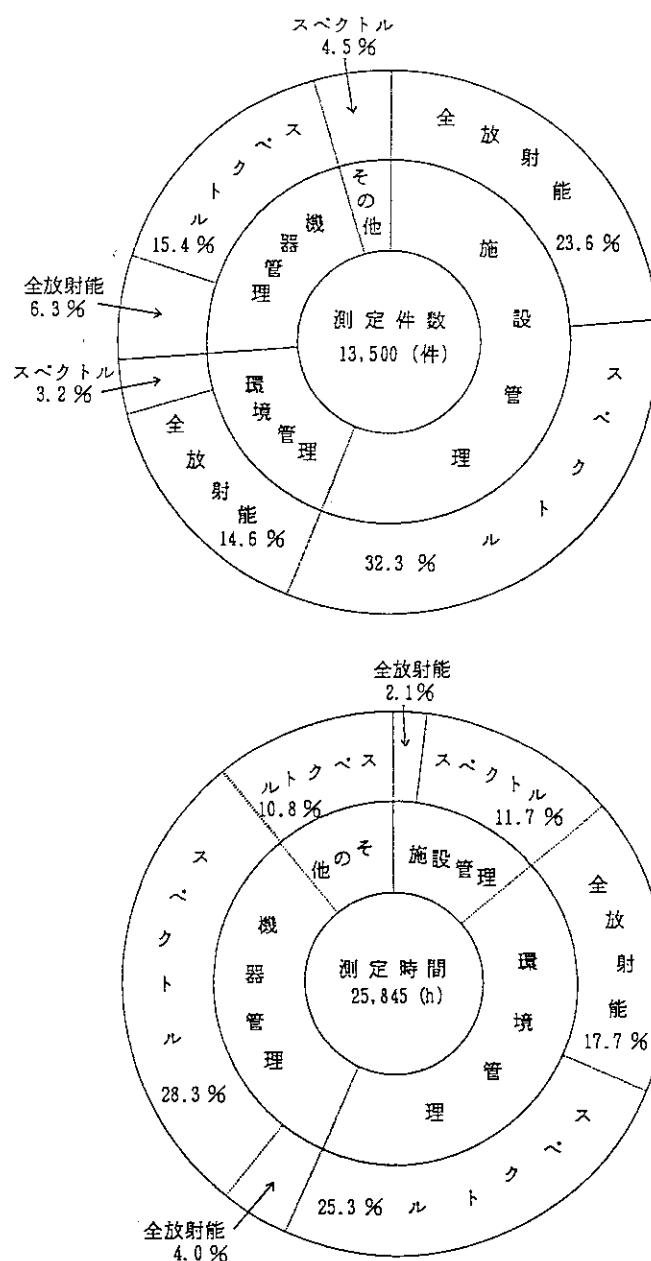


Fig. A.5.4 - 1 試料測定の内訳 (東海研究所 1989 年度)

1A.6 放射性廃棄物の管理及び汚染除去

A.6.1 概 要

1989年度において東海研究所放射性廃棄物処理施設に搬入された放射性廃棄物の量は前年度と比較して、所内発生分については低レベル液体廃棄物が約52%減少し、低レベル固体廃棄物が約30%減少した。中・高レベル廃棄物及び所外から受け入れた廃棄物量は1988年度とほぼ同様であった。

放射性廃棄物の処理については低・中レベル廃棄物処理施設、中・高レベル廃棄物処理施設共に計画どおり処理を行った。

再処理特別研究棟の残存プロセス廃液の処理を引き続き実施した。

保管廃棄施設については第二保管廃棄施設の保管棟Ⅱの建設を開始した。供用開始は1990年10月の予定である。また、廃棄物保管庫No.3の更新を行った。

汚染除去に関しては1988年度と比較して衣料除染については数量、施設除染については依頼件数、除染面積ともに大幅に増加した。

低レベル保管廃棄施設(L型ピット)の安全点検は3基について実施した。

(川上 泰、進士 義正)

A.6.2 放射性廃棄物の管理

(1) 廃棄物の搬入

(a) 液体廃棄物

1989年度における所内及び所外からの液体廃棄物の搬入状況をそれぞれTable A.6.2-1及びTable A.6.2-2に示す。

所内からの搬入量は、低レベル無機廃液 274.20 m³、有機廃液 0.19 m³、スラッジ 1.18 m³、中レベル廃液 110.53 m³（無機 110.32 m³ 有機 0.13 m³、スラッジ 0.08 m³）であった。また所外からの搬入量は、低レベル廃液 85.1 m³、（無機 15.10 m³、海水廃液 70.0 m³）及び中レベル無機廃液 15.05 m³ であった。

1988年度の搬入実績と比較すると所内の廃棄物については約 285 m³ 減少した。また、所外からの廃棄物については約 4.8 m³ 減少した。

(b) 固体廃棄物

1989年度における所外及び所外の固体廃棄物の搬入状況をそれぞれTable A.6.2-1及びTable A.6.2-2に示す。

所内の搬入量は、低レベル固体廃棄物 1074.79 m³、中レベル固体廃棄物 6.80 m³、高レベル固体廃棄物 10.25 m³、アルファ固体廃棄物 16.15 m³ であった。

また所外からの搬入量は、低レベル固体廃棄物 543.04 m³、中レベル固体廃棄物 3.60 m³、高レベル固体廃棄物 0.24 m³、アルファ固体廃棄物 1.80 m³ であった。

1988年度の搬入実績と比較すると、所内の廃棄物については約 464 m³ 減少した。これはJRR-3の改造工事の終了に伴い極低レベルの廃棄物がなくなったためである。所外については前年度とほぼ同量であった。

(鈴木 正樹)

(2) 廃棄物の処理

a. 液体廃棄物

(a) 低・中レベル液体廃棄物

1989年度の低レベル及び中レベル液体廃棄物の処理量と処理装置の稼働日数をTable A.6.2-3に示す。

処理量は、1988年度と比較すると 93 m³ 減少した。

(長岡 幸男)

(b) 中・高レベル液体廃棄物

1989年度の中・高レベル液体廃棄物の処理量及び処理装置の稼働日数をTable A.6.2-3に示す。

1989年度も再処理特別研究棟からの残存プロセス廃液の処理は、順調に進んだ。一方、所外から受け入れた中レベル液体廃棄物 15 m³ の処理も行った。

1989年度は、蒸発缶の開放点検を実施した。検査は、①外観検査（全体）②液体浸透探傷試験（溶接部）③渦流探傷試験（伝熱管 164 本）を行った。結果は、外観検査では熱交換部管板及びフランジ面の一部に初期的な隙間腐食がみられた。しかし、その腐食は使用上問題とはな

らない程度であり、重要な機器である熱交換部の伝熱管には腐食、減肉や割れ等の異常は発見されなかった。熱交換部の検査は、一般産業界で採用されている迅速かつ非破壊で検査できる渦流探傷法を用いて行った。

(守 勝治)

b. 固体廃棄物

(a) 低・中レベル固体廃棄物

1989年度の固体廃棄物処理量及び処理装置の稼動日数をTable A.6.2-4に示す。圧縮処理装置によって不燃性廃棄物と排気フィルタを580.97 m³(約93トン)処理し、また、焼却処理装置(乾式焼却炉及び極低レベル固体廃棄物焼却炉)によって可燃性廃棄物、不燃性廃棄物、排気フィルタを870.79 m³(約119トン)及び有機廃液0.93 m³を処理した。これらの処理により発生した処理済廃棄物は、圧縮体(200ℓドラム缶)が751本、焼却灰等(100ℓドラム缶)が91本であり、減容比は圧縮処理において約1/4、焼却処理において約1/100であった。

なお、1989年度は特会受託、極低レベル固体廃棄物合理的処分安全性実証試験のうち焼却処分試験について、実廃棄物を用いて極低レベル固体廃棄物焼却設備性能試験を実施した。

(内藤 和夫)

(b) 中・高レベル固体廃棄物

1989年度における中・高レベル固体廃棄物は、主に実用燃料試験施設、WASTEF管理施設及びホットラボ施設で発生したものであり、その処理量をTable A.6.2-4に示す。

中・高レベル固体廃棄物の内容物は、施設セル内の除染などに使用したプラスチックシート、紙ウェス及び布ウェス等の圧縮性廃棄物、原子炉用燃料、材料の照射後試験等により発生したアクリル研磨板、JRR-2、JRR-4燃料棒の上下端プラグ等の非圧縮性廃棄物である。圧縮性廃棄物は圧縮処理を行った後、金属容器に封入し、また、非圧縮性廃棄物については詰め替え等を行って、直接金属容器に封入した。その結果、処理量に対する封入量の総合減容比は約1/3であった。なお、それぞれの封入済金属容器はコンクリート内張200ℓドラム缶またはコンクリートブロックに埋込み、多重パッケージとして保管した。

(人見 清一)

c. 固化

(a) セメント固化

1989年度にセメント固化体の対象とした廃棄物量及び作成したパッケージ数をTable A.6.2-5に示す。セメント固化したものの約2/3は、均質固化体として「廃棄物埋設に関する規則」の「廃棄体」にも適合する仕様で作成した。その他のセメント固化体は、上記の「廃棄体」条件に合致させることができない廃棄物をコンクリート内張200ℓドラム缶(D-50型)及び200ℓドラム缶に固化したものである。全パッケージの発生数は、1988年に比較すると2本増加した。

(長岡 幸男)

(b) アスファルト固化

1989年度にアスファルト固化処理した廃棄物は、全て中・高レベル廃液の蒸発濃縮液であり、その処理量及びパッケージ発生量をTable A.6.2-5に示す。

(丸山 亨)

(c) プラスチック固化

1989年度にプラスチック固化した廃棄物は、主として核燃料物質であった。処理量及びパッケージ発生量を Table A.6.2-5 に示す。

(守 勝治)

(3) 保管廃棄

1989年度に保管廃棄した低・中及び高レベル保管体、その他アルファ保管体を Table A.6.2-6 に示す。1989年度の保管体数量は約 580 m³ で 1988 年度に比べ 420 m³ の減少となった。

今後は JPDR の解体実地試験に伴いドラム缶入り廃棄物等が多く発生するものと思われる。

(鈴木 正樹)

Table A.6.2-1 所内廃棄物の搬入量

(東海研究所, 1989年度)

廃棄物区分	固体								液体										
	$\beta \cdot \gamma$				α				$\beta \cdot \gamma$				α						
	低レベル		中 レベル	高 レベル	低 レベル	高 レベル	低レベル		中 レベル	高 レベル	低・高 レベル								
可燃物	不燃物						無機	有機											
合計 (m ³)	630.36	153.03	132.34	159.08	6.80	10.25	15.59	0.56	274.20	0.19	1.18	110.53	—	—	—	—			

Table A.6.2-2 所外廃棄物の搬入量

(東海研究所, 1989年度)

廃棄物区分 事業所名	固体								液体				
	$\beta \cdot \gamma$				α				$\beta \cdot \gamma$				
	低レベル		中 レベル	高 レベル	低 レベル	高 レベル	低・高 レベル		低レベル				
不燃物	不燃物								無機	海水			
圧縮	フィルタ	非圧縮											
R I 協会	110.00	296.50	78.50	40.00	3.60	0.12	0	0	0	0	15.00		
核管理センター	1.72	1.54	0	0	0	0	1.80	0	0	0	0.05		
放 医 研	0.62	0.46	3.95	0	0	0	0	15.10	70.00	0			
東 京 大 学	1.40	0.60	3.00	0	0	0	0	0	0	0	0		
三 菱 重 工	2.60	0.20	1.95	0	0	0.12	0	0	0	0	0		
合計(m ³)	116.34	299.30	87.40	40.00	3.60	0.24	1.80	15.10	70.00	15.05			

Table A.6.2 - 3 液体廃棄物の処理実績

(東海研究所, 1989年度)

施設区分	レベル区分	性状区分	稼働日数	処理装置	低レベル蒸発処理	中レベル蒸発処理	中・高レベル蒸発処理	疑集沈殿処理	備考
					38 ^{(2)*}	2	65 ^{(6)*}	17	
(β, γ)	所内	低レベル	無機	299.8	6.8	0	0	0	
		中レベル	無機	0	0	128.3	0	0	
		小計		299.8	6.8	128.3	0	0	
(β, γ)	所外	低レベル	海水	0	0	0	119	放医研	
		無機	13.6	0	0	0	0	放医研	
		中レベル	無機	0	0	15.0	0	日本アイツープ協会	
		小計		13.6	0	15.0	119		
合 計				313.4	6.8	143.3	119		

* () 内は所外分の稼働日数 (内数)

(単位: m³)

Table A.6.2 - 4 固体廃棄物の処理実績

(東海研究所, 1989年度)

施設区分	レベル区分	性状区分	稼働日数	処理装置	低・中レベル ^{*1} 焼却処理	低・中レベル 圧縮処理	中・高レベル 圧縮処理
					237(54) ^{*2}	95(52) ^{*2}	184(2) ^{*2}
(β, γ)	所内	低レベル	可燃物	640.54	0	0	0
			不燃物	0	151.40	0	0
			フィルタ	46.08	108.87	0	0
	所外	中レベル	可燃物	1.83	0	0	0
			雑固体	0	0	2.14	0
		高レベル	雑固体	0	0	0	8.88
小計				688.45	260.27	11.02	
(β, γ)	低レベル	可燃物	116.34	0	0	0	0
		不燃物	39.00 ^{*3}	260.30	0	0	0
		フィルタ	27.00	60.40	0	0	0
	中レベル	雑固体	0	0	0	0	0
		高レベル	雑固体	0	0	0	0.12
		小計		182.34	320.70	0.12	
合 計				870.79	580.97	11.14	

(単位: m³)* 1 表中には極低レベル固体廃棄物の焼却処理を含む。また、有機廃液 0.93 m³ (所内) の焼却処理は含まない。

* 2 () 内は所外分の稼働日数 (内数)

* 3 不燃物 (プラスチック) を試験的に焼却処理した。

Table A.6.2-5 固化処理実績

(東海研究所, 1989年度)

固化方法 稼働日数 処理量 固化対象物	セメント均質固化		その他のセメント固化		アスファルト固化		プラスチック固化	
	10		4		135		8	
	処理量 (m ³)	パッケージ数 (本)						
蒸発濃縮液	5.76	48	0.50	5	8.49	28	0	0
沈澱物	4.80	40	1.91	24	0	0	0.238	8
特殊スラッジ他	0	0	0.27	7	0	0	0	0
合計	11.56	88	2.68	36	8.49	28	0.238	8

Table A.6.2-6 保管体廃棄数量

(東海研究所, 1989年度)

区分	保管体名	保管体廃棄数量 (m ³)	放射能 (Bq)
$\beta \cdot \gamma$	低レベル保管体 ^{*1}	2186本(459.6)	1.6×10^{14}
	低レベル異形保管体	97個(88.18)	1.1×10^{11}
	中レベル保管体 ^{*2}	40個(11.0)	3.3×10^{12}
	高レベル保管体	13個(1.1)	4.7×10^{12}
α	低レベル保管体	53個(10.6)	4.8×10^{12}
		6個(7.03)	

注1 コンクリートブロック体28個を含む

注2 コンクリートブロック体2個を含む

注3 1989年度に実施した低レベル保管廃棄施設の点検整理(一部の保管体について圧縮減容、詰替)によって減少した保管体量は上表に含まれない(A.1.4項参照)。

A.6.3 汚染除去

(1) 機器除染

1989年度における機器除染処理状況をTable A.6.3-1に示す。これによると、除染の依頼件数及び数量は1988年度と比べ大きな変動はなかった。これを各施設別の処理数量でみた場合、原子炉施設53%，廃棄物処理施設34%，RI使用施設及びその他の施設を合わせて13%であった。また、これら除染した機器の再使用の割合は約90%であった。

次に、管理区域内で使用した物品の不用決定に伴う除染可否判定の対象となった装置及び備品などは、合計35件あり、その内訳は除染可能なものが1件、不可能なものが34件であった。

(森下 悟)

(2) 衣料除染

1989年度は、5品目について除染(洗濯)を行った。その処理状況をTable A.6.3-2に示す。1988年度と比較すると16%の増加となった。また、JPDRの解体実地試験は、1989年度も継続して実施されており、この試験に伴う衣料除染数の割合は全数量の45%にあたっている。

次に、除染した衣料のうち除染不能で廃棄したものは布帽子1枚であった。その他、一時保管したものは特殊作業衣44着であった。この結果、返還率はほぼ100%となった。

(小松 茂)

(3) 施設除染

1989年度に実施した施設除染処理状況をTable A.6.3-3に示す。施設別除染件数の比率は、ホットラボが77%と大部分を占め、原子炉施設8%，廃棄物処理施設8%，RI製造棟5%，燃料照射施設2%となっている。これらを除染面積で比較するとセル・ケーブの除染が60%，使用済燃料キャスク19%，貯槽・貯槽室12%，管理区域内(コンクリート床)9%であった。なお、前年度同様にセル及びケーブの除染依頼件数が、77%と大半を占めている。1988年度と比較すると依頼件数、除染面積とも30%と大幅に増加した。また、前年度に引き続き、使用済燃料輸送用キャスク2件と、新たに使用済燃料貯槽(No.1)の除染も行った。

(水本 実)

Table A.6.3-1 機器除染処理状況

(東海研究所, 1989年度)

四半期	主 要 機 器	件 数 (件)	数 量 (個)
1	遮蔽プラグ, JRCキャスク機器, NSRRカプセル 鉛ブロック	5	238
2	遮蔽プラグ, 遮蔽体, 鉛ブロック, 廃棄物容器	4	263
3	C/Fエレメント, 蒸発缶, 水中ポンプ 床面ハツリ機, NSRRカプセル, 安全弁	8	284
4	収納容器, C/Fエレメント, 鉛ブロック 鉛容器, 燃料被覆管, トング用ブーツ NSRRカプセル	10	214
年度計	—————	27	999

Table A.6.3-2 衣料除染処理状況

(東海研究所, 1989年度)

品 名	黄色実験衣 (着)	特殊作業衣 (着)	布 帽 子 (枚)	作業用手袋 (双)	管理区域用靴下 (足)	合 計 (点)
除 染	8,565	71,444	112,510	165	146,729	339,413
廃 棄	0	0	1	0	0	1

Table A.6.3-3 施設除染処理状況

(東海研究所, 1989年度)

作 業 場 所	処理件数 (件)	除染面積 (m ²)	作業人員 (人)	作業日数 (日)
ホットラボケーブ及びセル	30	1,250	280	39
JRR-3 燃料管理施設	3	565	131	14
廃棄物処理施設	3	133	37	4
冶金特研	2	258	42	7
RI 製造棟	1	20	9	1
合 計	39	2,226	499	65

A.6.4 廃棄物処理施設の整備

(1) 低レベル保管廃棄施設（L型ピット）の安全点検

本安全点検は、1964～1972年までに設置した低レベルの保管廃棄施設（以下L型ピットという）18基を対象に7ヶ年計画で実施するものである。

実施内容は、L型ピット内に保管廃棄してある保管体及びL型ピット軸体等について、次に示す点検作業を実施するものである。

- イ. 保管体個々の健全性を確認し、必要に応じて300ℓライニングドラム缶等に再封入する。
- ロ. 保管体個々の種類の区分、重量測定及び放射能等を再評価して、記録を取得する。
- ハ. L型ピットの内面を点検し、ピット軸体等の亀裂の有無及び軽微な補修を実施する。
- ニ. 保管体の種類ごと（固化体、圧縮体、直接保管体等）に整理分類して、L型ピットに再収納する。

1989年度に点検対象にしたL型ピット（No. 16～18）は3基であったが、このピットは1971年に設置と同時に保管体が収納され、既に18年の年月が経過している。

点検した保管体数は2,684体で、その内訳は、200ℓドラム缶：2,227本、50ℓドラム缶：454本、異形廃棄物：0.8 m³であった。この保管体の種類別ドラム缶数量をFig. A.6.4-1に示す。

保管体の保管廃棄中の放射能の減衰傾向について着目すると、保管廃棄当初に比較して大幅に放射線線量当量率が低下し、全保管体の81%が10μSv/h未満で、18%が10～100μSv/h未満、1%が100μSv/h以上であり、保管中における放射能の自然減衰傾向が顕著に判かる。この保管廃棄中における放射能減衰傾向についてFig. A.6.4-2に示す。

L型ピット内面の点検結果については、床及び壁面に有害となる亀裂等の損傷は無かった。しかし、雨水浸入時に集水するためのサンプピットの容量増加を図るための軽微な補修及び床面塗装を実施し、保管環境の改善をした。

また、本作業に所要した延べ日数は103日間で、作業人工数は1,972人工であった。

なお、作業期間中の安全教育は、定期的に実施し、人身事故等は皆無で終了することができた。

（仲田 進）

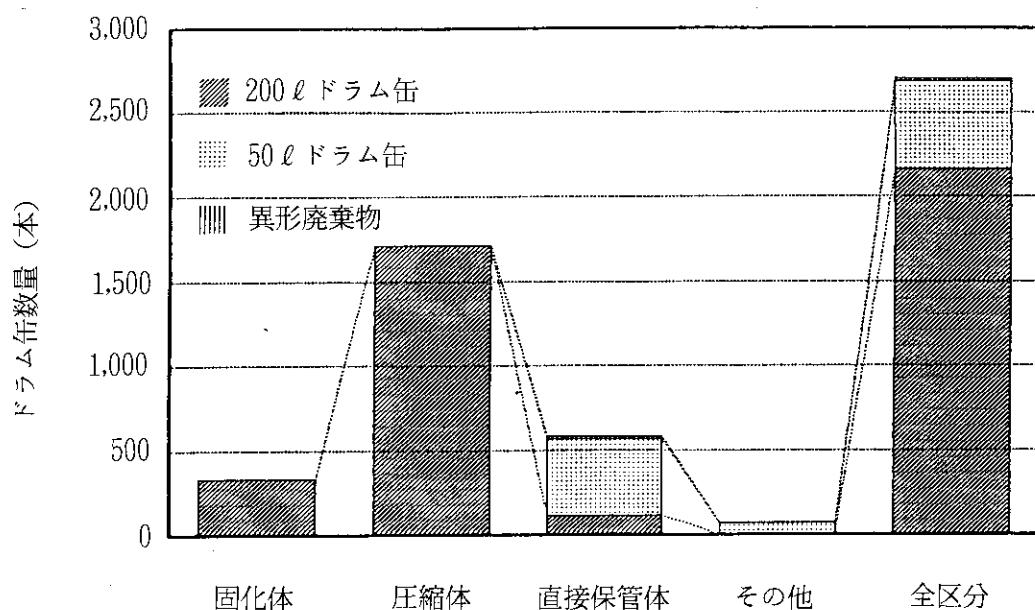


Fig. A.6.4 - 1 保管体の種類別ドラム缶数量

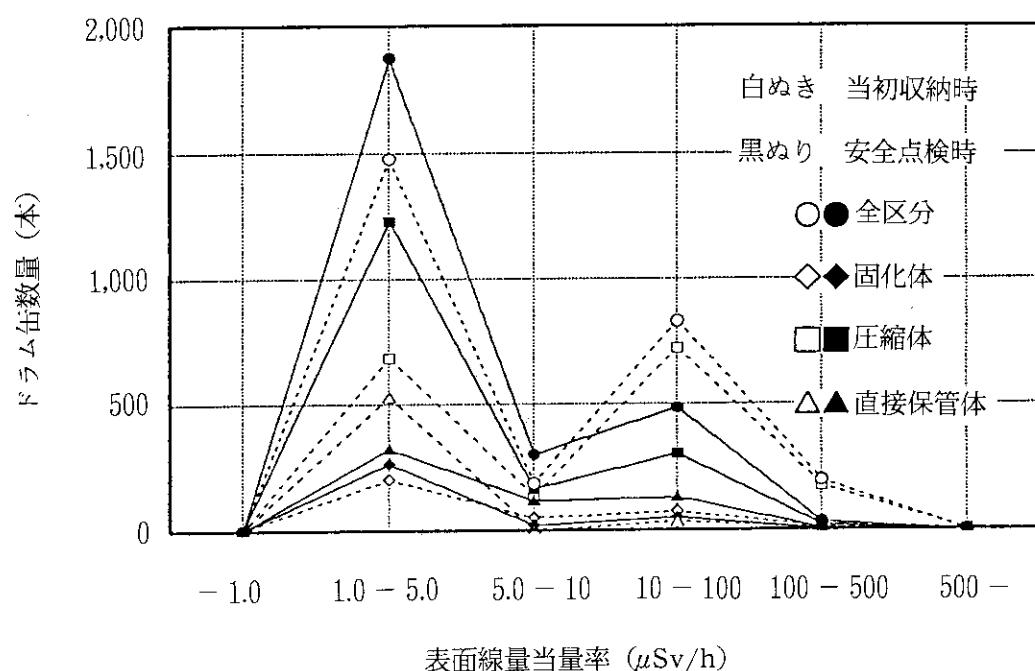


Fig. A.6.4 - 2 保管廃棄中における放射能減衰傾向

1B 高崎研究所

1B.1 放射線管理

B.1.1 概 要

1989年度は、前年度と同様に放射線管理上特記するような被ばくはなかった。

「密封コバルト線源の使用数量変更」に係る変更許可申請を行い許可を受けた。

照射用密封⁶⁰Co 線源の搬入出や所内における施設間移動等の放射線管理においても問題となる事項はなかった。放射線施設内の線量当量率測定、構内敷地境界付近における環境放射線モニタリングにおいても異常は認められなかった。

9月に放射線障害予防規定の遵守事項について、科学技術庁放射線検査官による検査が実施されたが、特に指摘された事項はなかった。

放射線高度利用研究施設に係る放射線管理設備の整備を進めた。

以上のほか、測定器の保守管理、放射線安全教育などを行ったが、いずれにおいても特に支障はなかった。

(穴沢 豊)

B.1.2 個人被ばく線量当量の管理

1989年度のフィルムバッジ(FB)による外部被ばく線量当量の測定を定期に行ったが、FB着用者で検出限界値を超えて被ばくした者はいなかった。

放射線施設の共同利用者、工事業者等の所外からの管理区域一時立入者は年間516名であり、そのつど熱ルミネセンス線量計(TLD)を着用させ測定したが検出限界値を超えて被ばくした者はなかった。

(田島 好弘)

B.1.3 施設の放射線管理

照射用⁶⁰Co 線源については、1989年10月に減衰補充用として棒状密封線源23個計5,276 TBqが搬入されたが、放射線管理上の問題はなかった。RI使用施設及び放射線発生装置等の放射線障害予防規定に基づく自主検査を各施設とも実施したが異常は認められなかった。1990年3月末現在の高崎研究所で所有する放射性同位元素の種類および数量をTable B.1.3-1に、放射線発生装置等の種類と性能をTable B.1.3-2に示す。

(1) 線量当量率の測定

RI使用施設、放射線発生装置など放射線施設の人の立ちに入る場所において定期的に線量当量率の測定を行ったが、ほとんどバックグラウンドレベルであった。

構内敷地境界の東西南北4地点に設置されているモニタリングポストにおける環境中の線量当量率は59.5～122 nSv/hであった。Table B.1.3-3に月平均値と月間最大値を示す。敷地境界

の東西南北に設置した TLD による積算線量モニタリングでも異常は認められなかった。

(2) 施設点検及び変更許可申請

全放射線施設について、放射線安全インターロック機能及び表示・警報系に重点をおいて点検・検査を実施したが、特に問題点はなかった。

放射線障害防止法令に基づく許可使用に係る変更許可申請は、次の1件であった。

密封コバルト線源の使用数量変更（1989年10月5日）「元安（放安）第7164号（平成元年10月26日付）許可」

(3) 放射線高度利用研究施設に係る検討

放射線高度利用研究施設に係る放射線管理設備の整備を進めた。

（田島 好弘）

B.1.4 放射線計測器の管理

放射線施設に付帯するエリヤモニタ類の定期点検、校正等は所管課において実施されたが、放射線管理上特記するような故障等はなかった。

サーベイメータの校正は東海研線量計測課に依頼して GM 管式 36 台、表面汚染検査計 6 台、電離箱式 15 台、シンチレーション式 4 台及び遠隔サーベイメータ（テレテクタ）3 台について実施した。環境放射線モニタリングポスト、排水モニタ及び TLD 測定装置についても ^{226}Ra 線源を用いて校正を行い、精度の維持に努めた。

（田島 好弘）

Table B.1.3 - 1 放射性同位元素の種類及び数量

(高崎研究所, 1990年3月31日現在)

施設名	貯蔵能力又は 1日最大使用数量	核種及び現有数量	備考
コバルト第1照射棟	^{60}Co 55.5PBq	16,080.903TBq $150.183\text{TBq} \times 56\text{個}$ $138.713\text{TBq} \times 23\text{個}$ $203.648\text{TBq} \times 22\text{個}$	
コバルト第1照射棟 線源貯蔵施設	^{60}Co 55.5PBq	—	
コバルト第2照射棟	^{60}Co 18.5PBq	14,574.818TBq $97.680\text{TBq} \times 14\text{個}$ $84.360\text{TBq} \times 24\text{個}$ $75.998\text{TBq} \times 26\text{個}$ $64.491\text{TBq} \times 34\text{個}$ $55.463\text{TBq} \times 20\text{個}$ $18.944\text{TBq} \times 20\text{個}$ $14.097\text{TBq} \times 29\text{個}$ $222.481\text{TBq} \times 23\text{個}$	
コバルト第2照射棟 線源貯蔵施設	^{60}Co 55.5PBq	1,986.0TBq	
食品照射ガンマー線 照射棟	^{60}Co 14.8PBq	8,851.066TBq $106.782\text{TBq} \times 15\text{個}$ $84.175\text{TBq} \times 12\text{個}$ $79.328\text{TBq} \times 28\text{個}$ $47.434\text{TBq} \times 18\text{個}$ $32.819\text{TBq} \times 20\text{個}$ $26.825\text{TBq} \times 44\text{個}$ $23.569\text{TBq} \times 21\text{個}$ $21.349\text{TBq} \times 39\text{個}$	
RI工学照射棟第1照射室	^{60}Co 296TBq	20.6TBq	固定式照射装置
〃 第2照射室	^{60}Co 1.036TBq	0.50TBq	固定式照射装置
RI工学照射棟線源貯蔵箱	^{137}Cs ^{60}Co 1.85TBq	^{137}Cs 101.3TBq —	
コバルト第1照射棟 RI小線源貯蔵室	^{60}Co ^{60}Co 換算 370GBq 7.4TBq	(0.37TBq)	可搬式照射装置
	^{60}Co 換算 7.4TBq	^{60}Co ^{137}Cs 2.59TBq 3.33TBq	
	^{60}Co 換算 7.4TBq	^{60}Co ^{60}Co ^{60}Co ^{60}Co ^{226}Ra 370MBq 177MBq 44.4MBq 40.7MBq 74MBq	

Table B.1.3-2 放射線発生装置等の種類と性能

(高崎研究所, 1990年3月31日現在)

施設名称	種類及び性能	台数	備考
1号加速器	コッククロフト・ワルトン型加速器 2MeV, 30mA	1	
2号加速器	コッククロフト・ワルトン型加速器 3MeV, 25mA	1	
低エネルギー電子加速器	変圧器型電子加速装置 300KeV, 100mA	1	放障法適用除外
研究棟E S R室	X線発生装置 50kVp, 50mA	1	"
研究棟X線回折室	X線回折装置 60kVp, 50mA X線回折装置 60kVp, 80mA X線回折装置 60kVp, 200mA	1 1 1	" " "
簡易イオンビーム発生器	コッククロフト・ワルトン型加速器 200KeV, 10μA	1	"

Table B.1.3-3 モニタリングポストにおける放射線線量当量率の月平均値と

月間最大値

(高崎研究所, 1989年度)

年 月	東 (nSv/h)		西 (nSv/h)		南 (nSv/h)		北 (nSv/h)	
	平均値	最大値	平均値	最大値	平均値	最大値	平均値	最大値
1989. 4	61.4	80.8	66.6	95.2	※	-	63.1	90.3
5	60.7	96.2	67.5	108.	※	-	62.7	104.
6	61.1	72.0	66.8	89.8	61.9	90.1	60.8	84.5
7	60.9	77.2	66.0	99.0	67.8	98.0	59.8	88.1
8	59.9	92.8	64.7	122.	67.4	111.	60.0	109.
9	61.1	77.0	65.8	98.0	66.9	95.2	59.5	86.2
10	61.1	69.4	65.9	83.2	66.9	81.8	60.0	73.3
11	61.3	67.6	66.4	80.6	66.2	79.2	61.0	72.4
12	61.9	84.0	67.3	102.	67.0	97.3	61.8	85.9
1990. 1	61.8	70.4	66.8	80.4	67.1	81.8	60.6	73.7
2	61.2	71.0	66.0	82.2	66.2	85.6	60.0	74.6
3	61.6	73.6	66.8	80.2	66.9	81.6	63.9	77.6

※検出器不調のため調整中

1C 大洗研究所

1C.1 総 括

C.1.1 概 要

大洗研究所における各施設の区域放射線管理、個人被ばく管理、環境放射線監視、計測機器の管理及び各種放射線管理データの集計等の定常業務を1988年度に引き続き実施した。HTTRに関して、安全審査の進捗に合わせて必要な資料を作成するとともに、放射線モニタの製作設計を進めた。

区域放射線管理については、JMTR 第86サイクルから第90サイクル運転時の放射線管理及びホットラボにおけるLEU燃料のFP放出試験等、所内各施設の放射線作業に伴う放射線管理を実施した。また、年次計画に基づいて放射性廃棄物処理施設の放射線モニタの一部更新を実施した。

1989年度に各施設から放出された気体及び液体廃棄物中の放射能濃度は、いずれも保安規定等に定められた放出管理の基準値以下であった。また、年間放出量に基づいて算出した周辺環境における被ばく線量、放射性希ガスによる実効線量当量が年間 $1.2\mu\text{Sv}$ 、液体廃棄物中の主要核種による実効線量当量が年間 $0.22\mu\text{Sv}$ であり、原子炉施設保安規定に定める実効線量当量の線量目標値の年間 $50\mu\text{Sv}$ を十分下回った。

環境放射線監視に関しては、環境の空気吸収線量率、各種環境試料中の放射能濃度の測定、気象観測等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。

放射線業務従事者の線量当量については、実効線量当量及び組織線量当量とともに保安規定等に定められた管理基準値を超える被ばくはなかった。1989年度における放射線業務従事者(1,135名)の外部被ばくに係る集団実効線量当量は、28.1人・ミリシーベルトであり、内部被ばくについては、被検者全員が有意に検出されなかった。

(北野匡四郎)

放射性廃棄物の処理については、所内及び所外(動力炉・核燃料開発事業団大洗工学センター、東北大学金属材料研究所付属材料試験炉利用施設及び日本核燃料開発株式会社)から搬入された液体廃棄物約 $4,900\text{ m}^3$ 及び固体廃棄物約 360 m^3 の処理を行い、 200ℓ ドラム缶パッケージ529本、コンクリートブロック型パッケージ47個及びステンレス鋼製密封容器封入保管体66個を保管廃棄した。また、放射性汚染除去については、衣料除染、機器除染及び施設除染の定常業務を滞りなく実施した。

更新計画に基づいて1985年度から進めてきた $\beta\cdot\gamma$ 焼却装置の整備に関しては、装置本体の現地据付け及びコールド試運転を終え、保安規定の整備と実廃棄物による試運転の実施の後、メーカーから引渡しを受け、実用運転を開始した。また、固体集積保管場(Ⅲ)については、使用前検査、

施設検査に合格し、保安規定の整備を終えて、使用を開始した。そのほか、JMTR-B 系統廃液輸送管の更新工事、 $\beta \cdot \gamma$ 焼却装置附属の焼却灰固化装置の整備等を進めた。

動燃事業団との関係については、放射性廃棄物の処理に関する協定に基づき、大洗地区放射性廃棄物処理運営協議会を開催して廃棄物管理の長期計画の見直し、年間施設管理計画の策定等を行うとともに、定期的に担当者間の連絡会議を開催するなどして、大洗地区における放射性廃棄物管理の円滑な運営の推進に努めた。また、原子炉等規制法の廃棄物管理の事業への対応について、大洗地区放射性廃棄物処理運営協議会、原研・動燃廃棄物関連部長会合等での協議・検討を重ね、申請書案の作成を行うなど、具体的対応を進めた。

(阿部 昌義)

C.1.2 管理区域

1989年度中に原子炉施設保安規定、核燃料物質使用施設等保安規定及び放射線障害予防規定に基づき指定された管理区域（一時的に指定されたものを除く）の変更は、JMTRの使用済みイオノ交換樹脂を保管するためのJMTR第3排水系貯槽(Ⅱ)を第2種管理区域に、また、放射性廃棄物処理場の低レベル β ・ γ 固体廃棄物の焼却処理を行うための低レベル β ・ γ 固体処理棟(Ⅲ)を第1種管理区域に、廃棄物パッケージの保管廃棄を行うための固体集積保管場(Ⅳ)を第2種管理区域に指定した3件であった。

1989年度中の一時的な管理区域の指定件数は、第1種管理区域が23件、第2種管理区域が21件の44件であった。その主な作業内容による指定状況をTable C.1.2-1に示す。

(近藤 吉男)

Table C.1.2-1 一時的な管理区域の指定状況

(大洗研究所、1989年度)

主な作業内容	管理区域の区分	件数
排気設備の保守点検作業（フィルタ交換等）	第1種管理区域	11
排水設備の保守点検作業（改修工事等）	〃	12
JMTR新燃料及び照射燃料キャップセル搬入	第2種管理区域	12
放射線測定機器の校正及び非破壊検査	〃	9

C.1.3. 排気及び排水の管理データ

(1) 放出放射性塵埃及びガス

1989 年度に各施設から放出された放射性塵埃及びガスの年間平均濃度並びに年間放出放射能を Table C.1.3 - 1 に示す。

JMTR では第 86 サイクル後半から第 90 サイクル前半の原子炉運転に伴って⁴¹Ar が、また、運転に関係なく、僅かな量の³H が定常的に放出された。ホットラボでは LEU 燃料の FP 放出率測定試験に伴って¹³¹I が、破損 BOCA 試料の水抜き作業により⁸⁵Kr が放出された。いずれも保安規定、放射線障害予防規定に定められた基準値を超える放出ではなかった。

(小倉 照雄)

(2) 放出放射性廃液

1989 年度に各施設で発生した放射性廃液の廃棄物処理場への放出状況、排水溝へ放出された放射能と廃液量、並びに排水溝における 1 日及び 3 カ月平均濃度の最大値と年間放出放射能を Table C.1.3 - 2 に示す。

廃棄物処理場へ処理のために送水された廃液の放射能は、 β , γ (³H を除く、以下同じ) 8.1×10^{10} Bq、廃液量は 5.1×10^3 m³ であった。これらの値は、1988 年度と比較すると、放射能は、 β , γ 核種では増減はなく、廃液量は 1.9% 減となっている。この廃液中に含まれる核種は、³H, ²⁴Na, ⁶⁰Co 及び ¹³⁷Cs が支配的であり、その他の核種は ¹³⁴Cs, ⁵⁴Mn, ²²Na, ⁵¹Cr 等であった。

排水溝へ放出された廃液の放射能は、 α : 4.7×10^6 Bq, β , γ : 6.0×10^7 Bq, ³H: 5.3×10^{11} Bq で、廃液量は 5.3×10^3 m³ であった。これらの値は、1988 年度と比較すると、放射能は、 α 核種で 57% 増、 β , γ 核種で 14% 減、³H は 1.9% 増で、廃液量は 3.6% 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 : 9.2×10^{-4} Bq/cm³、3 カ月平均濃度の最大値は、 1.2×10^{-4} Bq/cm³ となっており、法令及び規定等に定められた濃度限度及び放出基準値以下であった。また、年間放出放射能の管理目標値に対する割合は Table C.1.3 - 3 に示すとおり、いずれも十分に低い値であった。

(加部東正幸)

Table C.1.3 - 1 放出塵埃・ガスの放射能濃度及び放射能

(大洗研究所、1989年度)

項目	放出塵埃			放出ガス		
	年間平均濃度 (Bq/cm ³)	年間放出放射能 (Bq)	主な核種	年間平均濃度 (Bq/cm ³)	年間放出放射能 (Bq)	主な核種
施設名 J M T R (J M T R) (居室実験室)	$<1.2 \times 10^{-10}$	0	全β	3.8×10^{-2}	3.3×10^{13}	⁴¹ Ar
	$<9.1 \times 10^{-10}$	0	¹³¹ I	1.8×10^{-5}	1.6×10^{10}	³ H
	$<3.1 \times 10^{-10}$	0	⁶⁰ Co			
	$<2.3 \times 10^{-9}$	0	全β			
ホットラボ	$<4.4 \times 10^{-11}$	0	全α	$<6.3 \times 10^{-3}$	9.2×10^9	⁸⁵ Kr
	$<2.3 \times 10^{-10}$	0	全β			
	2.0×10^{-8}	1.4×10^7	¹³¹ I			
廃棄物処理場 (低レベルβγ固体処理棟 I) (低レベルβγ固体処理棟 II) (低レベルβγ固体処理棟 III) (高レベルβγ固体処理棟) (α 固体処理棟) (高レベルα固体貯蔵施設) (廃液処理棟) (管理機械棟) (除染施設) (除染処理試験棟)				-	-	
	$<1.0 \times 10^{-9}$	0	全β			
	$<1.0 \times 10^{-9}$	0	全β			
	$<2.5 \times 10^{-10}$	0	全β			
	$<1.0 \times 10^{-9}$	0	全β			
	$<4.8 \times 10^{-11}$	0	全α			
	$<2.5 \times 10^{-10}$	0	全β			
	$<5.1 \times 10^{-9}$	0	全β			
	$<1.0 \times 10^{-9}$	0	全β			
	$<1.0 \times 10^{-9}$	0	全β			
	$<1.0 \times 10^{-9}$	0	全β			
	$<1.0 \times 10^{-9}$	0	全β			
RI利用開発棟 (R I 棟) (F P 棟)	$<1.1 \times 10^{-9}$	0	全β	-	-	
	$<1.1 \times 10^{-9}$	0	全β			
安全管理棟	$<1.1 \times 10^{-9}$	0	全β	-	-	
燃料研究棟	$<6.8 \times 10^{-11}$	0	全α	-	-	

(注) 年間平均濃度及び年間放出放射能は次のように算出した。

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

年間放出放射能：検出限界濃度値未満のものは放出量を0として1年間集計した値。

Table C.1.3-2 廃棄物処理場及び排水溝へ放出した放射能・廃液量と排水溝における平均濃度・放出放射能

(大洗研究所, 1989年度)

施設名	項目	廃棄物処理場へ搬出		排水溝へ放出		排水溝の平均濃度及び放出放射能	
		放射能 (Bq)	廃液量 (m ³)	放射能 (Bq)	廃液量 (m ³)	1日平均濃度の 最大値 (Bq/cm ³)	3カ月間平均 濃度の最大値 (Bq/cm ³)
J M T R ホットラボ	放射能 (Bq)	7.9×10 ¹⁰	3.5×10 ³	0	0	α	8.8×10 ⁻⁵
RI利用開発棟	放射能 (Bq)	4.1×10 ⁸	3.5×10 ²	—	—	β, γ	9.2×10 ⁻⁴
安全管管理棟	放射能 (Bq)	7.9×10 ⁵	1.6×10 ¹	0	0	β, γ	1.1×10 ⁻¹
廃棄物処理場	放射能 (Bq)	1.2×10 ⁵	3.0×10 ⁰	0	0	原	—
燃料研究棟	放射能 (Bq)	3.7×10 ⁸	8.0×10 ²	0	0	研	—
4.2×10 ⁶	8.5×10 ¹	0	0	0	—	—	—
排水監視ボンド	放射能 (Bq)	—	—	α	4.5×10 ⁶	5.1×10 ³	—
動燃大洗	放射能 (Bq)	1.1×10 ⁹	2.3×10 ²	α	1.6×10 ⁵	1.9×10 ²	—
東北大金材料	放射能 (Bq)	3.7×10 ⁴	1.5×10 ¹	β, γ	2.7×10 ⁵	—	—
日本核燃料	放射能 (Bq)	1.1×10 ⁵	5.6×10 ¹	—	—	—	—
合 計	放射能 (Bq)	8.1×10 ¹⁰	5.1×10 ³	α	4.7×10 ⁶	5.3×10 ³	—
	放射能 (Bq)	—	—	β, γ	6.0×10 ⁷	—	—
	放射能 (Bq)	—	—	β, γ	5.3×10 ¹¹	—	—

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

注2 平均濃度及び放出放射能は、次のように算出した。

平均濃度： 放出放射能を排水溝の流量で除して得た値とした。ただし、動燃の欄は、動燃（大洗）排水溝出口での濃度を示す。
 放出放射能： 檢出限界濃度未満の廃液は、検出限界濃度に相当する放射能が放出されたものとして集計した。

Table C.1.3-3 液体廃棄物の放出管理目標値との比較

(大洗研究所, 1989年度)

核種	放出管理目標値 (Bq/年)	放出放射能	放出放射能
		(Bq/年)	放出管理目標値
³ H 以外の 核種	総量	2.2×10^9	3.3×10^7
	⁶⁰ Co	2.2×10^8	2.4×10^7
	¹³⁷ Cs	1.8×10^9	8.3×10^6
	³ H	3.7×10^{12}	5.3×10^{11}

C.1.4 放射性廃棄物の保管廃棄量

1989年度における廃棄物の保管廃棄量をTable C.1.4-1に示す。これらの保管廃棄量を1988年度と比較すると、200ℓドラム缶型パッケージは、 $\beta\cdot\gamma$ 低レベルの処理量が減少したため約16%減少し、コンクリートブロック型パッケージは、 $\beta\cdot\gamma$ 高レベルの処理量が増加したため約35%増加した。 α 高レベルの保管体は処理量が減少したため約22%減少した。

(佐藤 元昭)

Table C.1.4-1 放射性廃棄物の保管廃棄量

(大洗研究所, 1989年度)

	処理量		保管廃棄量		備考
	区分	量	区分	量	
液体廃棄物	$\beta\cdot\gamma$ 低レベル	4,915.42 m ³			
	$\beta\cdot\gamma$ 中レベル	0.65 m ³		18本	
	$\beta\cdot\gamma$ 有機	0.02 m ³		(3.6 m ³)	
	スラッジ	0.48 m ³			
			200ℓドラム缶型 パッケージ		529本
	$\beta\cdot\gamma$ 低レベル可燃	129.18 m ³		314本	(105.8 m ³)
	$\beta\cdot\gamma$ 低レベル不燃	181.49 m ³			(62.8 m ³)
	α 低レベル可燃	6.64 m ³		145本	
	α 低レベル不燃	33.62 m ³			(29.0 m ³)
固体廃棄物	$\beta\cdot\gamma$ 高レベル	2,870m ³		52本	(10.4 m ³)
			コンクリート ブロック型 パッケージ	17個	
				(30.6 m ³)	
			I型	30個	47個
				(30.0 m ³)	(60.6 m ³)
			III型		
			Sキャン	55個	
				(3.30m ³)	
			Lキャン	7個	
				(1.05m ³)	
			その他 キャン	4個	
				(0.16m ³)	
	α 高レベル	4.51 m ³		66個	密封措置 の上, 保管
				(4.51m ³)	

C.1.5 環境における放射性希ガス及び液体廃棄物による被ばく線量当量

原子炉施設保安規定に基づき、1989年度に放出された放射性希ガス及び液体廃棄物による周辺監視区域外における実効線量当量を算出した。

JMTR 原子炉施設から放出された放射性希ガスによる実効線量当量を算出した結果、線量当量が最大となる位置は、JMTR 南西方位の周辺監視区域境界であり、その値は $1.2 \mu\text{Sv}$ であった。希ガスによる実効線量当量を Table C.1.5-1 に示す。

液体廃棄物による実効線量当量は、大洗研究所全施設から放出された ^3H , ^{60}Co , ^{137}Cs について算出した。その結果、合計で $0.22 \mu\text{Sv}$ であった。液体廃棄物による核種別実効線量当量を Table C.1.5-2 に示す。

放射性希ガス及び液体廃棄物による実効線量当量の合計は $1.4 \mu\text{Sv}$ であり、原子炉施設保安規定に定められている実効線量当量の線量目標値を十分に下回った。

(水書 利雄)

Table C.1.5-1 希ガスによる年間被ばく線量当量

(大洗研究所、1989年)

原子炉施設	年間放出量 (Bq)	JMTR南西方位の周辺監視区域 境界の実効線量当量 (μSv)
JMTR	3.3×10^{13}	1.2

Table C.1.5-2 液体廃棄物による年間被ばく線量当量

(大洗研究所、1989年)

核種	年間放出量 (Bq)	実効線量当量 (μSv)
^3H	5.3×10^{11}	0.038
^{60}Co	2.3×10^7	0.17
^{137}Cs	5.7×10^6	0.0097
合計		0.22

C.1.6 放射性汚染及び被ばく

1989 年度は、事故等による放射性汚染及び被ばくはなかった。

(泉 幸男)

C.1.7 放射性同位元素の保有状況

放射性同位元素の保有状況を、大洗研究所障害予防規定第 46 条に基づき、1990 年 3 月に調査した。また、使用許可不要の 3.7 MBq 以下の密封線源についても合わせて調査した。課室別の放射性同位元素保有状況を Table C.1.7 - 1 に示す。

(泉 幸男)

Table C.1.7.1 講室別放射性同位元素保有状況

(大洗研究所, 1990年3月31日現在)

課 室 名	密 封 線 源			非 密 封 線 源			3.7MBq以下の密封線源		
	核種数	個 数	RI量 (Bq)	核種数	RI量 (Bq)	核種数	個 数	RI量 (Bq)	
放射線管理課	5	20	6.2×10^{11}			20	491	7.2×10^7	
放射性廃棄物処理課	1	1	3.2×10^{11}	10	5.3×10^8	15	77	1.6×10^7	
Pu技術開発室	1	1	3.6×10^8			6	8	8.9×10^6	
計画課	2	7	5.5×10^{11}	2	1.2×10^8	12	35	3.0×10^6	
原子炉第1課	2	4	5.6×10^{11}			6	10	2.9×10^5	
原子炉第2課	2	2	3.8×10^9			7	10	2.0×10^6	
照射第1課				1	5.3×10^6				
照射第2課	1	1	3.6×10^9			1	8	1.2×10^7	
照射第3課	1	1	3.6×10^8	2	2.7×10^6	12	16	2.4×10^5	
ホットラボ課	3	14	1.2×10^{12}	8	2.1×10^{13}	13	39	3.2×10^7	
利用開発室	13	53	9.5×10^{10}	12	9.3×10^{11}	22	61	2.5×10^7	
合 計	—	104	3.4×10^{12}	—	2.2×10^{13}	—	755	1.7×10^8	

1 C .2 個人被ばく線量当量の管理

C.2.1 概 要

外部被ばくによる個人の線量当量の管理は、職員等及び請負業者の放射線業務従事者について年間1,135名を対象に実施した。その結果、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）のいずれも、保安規定等に定められている放射線業務従事者に係る警戒線量当量及び線量当量限度を超える被ばくはなかった。

内部被ばくによる個人の線量当量の管理は、1988年度と同様に各グループから選定した被検者を対象として、バイオアッセイ（尿検査）と体外計測による確認検査を実施した。また、一部の作業者について、全身カウンタによる入退域検査を実施した。その結果、被検者全員について有意に検出された者はいなかった。

（佐藤 信之）

C.2.2 外部被ばく線量当量の管理

1989年度における放射線業務従事者の年間平均線量当量及び集団実効線量当量は、それぞれ0.02 mSv、28.1人・ミリシーベルトであった。

また、年間最大線量当量は、6.3 mSvで外国出張中の実験により被ばくしたものであった。

放射線業務従事者の管理対象人数、実効線量当量分布等について、四半期別、作業者区別に集計し、それぞれTable C.2.2-1, Table C.2.2-2に示す。

放射線業務従事者の身体末端部（手先）の被ばくについては、管理対象者13名の年間平均線量当量が0.16 mSvであった。

また、年間最大線量当量は1.8 mSvで、燃料研究棟における照射用核燃料物質の調製作業による被ばくであった。

なお、女子の腹部については、管理対象者全員が検出限界線量当量未満であった。

（芝沼 行男）

Table C.2.2 - 1 放射線業務従事者の実効線量当量状況

(人気研究所、1989年度)

管理期間	放射線業務従事者の人数	実効線量当量分布(人)						
		検出限界線量当量未満 ^{*1}	0.2mSv以上1.0mSv未満	1.0mSv以上5.0mSv未満	5.0mSv以上15mSv未満	15mSv以上	平均線量当量(mSv)	最大線量当量(mSv)
第1四半期	587	572	15	0	0	0	0.01	0.7
第2四半期	787	766	22	1	0	0	0.01	1.6
第3四半期	712	691	21	0	0	0	0.01	0.5
第4四半期	625	620	5	0	0	0	0.0	0.4
年間	1135	1088	42	4	1	0	0.02	6.3
								28.1

^{*1} 検出限界線量当量: 0.2 mSv

Table C.2.2 - 2 放射線業務従事者の作業者区別年間実効線量当量状況

(人気研究所、1989年度)

作業者区分	放射線業務従事者の人数	実効線量当量分布(人)						
		検出限界線量当量未満 ^{*1}	0.2mSv以上1.0mSv未満	1.0mSv以上5.0mSv未満	5.0mSv以上15mSv未満	15mSv以上	平均線量当量(mSv)	最大線量当量(mSv)
職員等	272	260	10	1	1	0	0.04	6.3
外来研究員等	41	41	0	0	0	0	0.0	0.0
請負業者	825	790	32	3	0	0	0.02	1.6
全作業者	1135	1088	42	4	1	0	0.02	6.3
								28.1

^{*1} 検出限界線量当量: 0.2 mSv

C.2.3 内部被ばく線量当量の管理

定期的に行う確認検査として、尿検査による全 α 放射能測定（2回/年）、トリチウム及び天然ウランの測定（4回/年）、全身カウンタによる $\beta\cdot\gamma$ 放射能の測定（4回/年）を実施した。

また、入退域検査及び隨時に行う確認検査として、内部被ばくの可能性のある作業に従事した者について、全身カウンタによる測定を実施した。

なお、年度始めに実施した内部被ばくに係る放射線作業状況の調査により、定期検査の基準に該当する者はいなかった。

1989年度における被検者数を Table C.2.3-1 に示す。

これら測定の結果、全ての検査において体内汚染は検出されなかった。

(芝沼 行男)

Table C.2.3-1 内部被ばく被検者数

(大洗研究所、1989年度)

管理期間	尿 検 査			全身計測 (β , γ 核種)	胸部計測 (不溶性 α 核種)
	全 α 放射能	トリチウム	天然ウラン		
第1四半期	0	7	6	54(6)	0
第2四半期	9	7	6	64(8)	0
第3四半期	0	7	6	67(13)	18
第4四半期	8	7	6	51(3)	0

() 内は入退域検査者数

1C.3 施設の放射線管理

C.3.1 概 要

JMTR, ホットラボ, 放射性廃棄物処理場, 燃料研究棟等大洗研究所各施設の日常の放射線管理を実施した。また, 放射線管理の強化, 充実を図るため, 年次計画にしたがって放射性廃棄物処理施設の放射線モニタの一部を更新整備した。さらに, サーベイメータ等の更新整備を年次計画のもとに実施した。

1989年度において放射線管理の対象となった主な作業は, ①JMTR 第86後半サイクルから90前半サイクルの運転, 炉本体施設, 照射施設等の定期点検及びオーバーホール並びにベリリウム枠及びガンマ遮へい板の更新作業, ②ホットラボにおける各種照射後試験, セル内除染, セル内装機器の点検, 修理作業及びJMTR・LEU燃料のFP放出率測定試験, ③燃料研究棟におけるウラン, プルトニウム混合窒化物試料の調整試験及びプルトニウムの溶解精製試験, ④放射性廃棄物処理場における各種廃棄物処理装置の運転, 保守点検及び補修作業並びに焼却装置セラミックフィルタ除染作業, ⑤RI利用開発棟における²⁵²Cf中性子線源を用いた各種実験等であった。

なお, 放射線管理上問題となる作業者の被ばく, 放射性汚染, 放射性物質の放出はなかった。

(高橋 豊)

C.3.2 JMTR 排気各系統の¹⁴C放射能濃度測定

原子炉で照射された空気中には、⁴¹Arが生成され、環境中に放出されていることはよく知られている。⁴¹Arと同時に被照射空気中に、¹⁴N (n, p) ¹⁴C反応によって¹⁴Cが生成されているが、⁴¹Arと比較して放射能濃度が低いため、通常放出管理の対象とされていない。このため、JMTR 50 MW 運転中の排気各系統の¹⁴C放射能濃度を測定し、放出管理の手法を検討した。

測定対象とした排気系は、一次冷却水脱気系(脱気系)、核計装用冷却空気排気系(計測制御系)及び排気筒排気系(排気系)である。¹⁴C捕集には、モノエタノールアルミン溶液を使用した。また、¹⁴Cの化学形を判定するため、温度700°Cに加熱した酸化銅触媒を使用してCO₂に転化し、モノエタノールアミン溶液に捕集した場合と、酸化銅触媒を通さずに直接モノエタノールアミン溶液に捕集した場合の¹⁴C放射能濃度を比較した。

試料調整には、可溶化剤としてメチルアルコール又はエチレングリコールモノメチルエーテルを使用し、シンチレータとしてパーマフローシンチレータ及びアクアゾルシンチレータをそれぞれ使用した。

なお、モノエタノールアミン溶液には、CO₂が100%捕集されるものとして計算した。

排気各系統中の¹⁴C放射能濃度の測定結果をTable C.3.2-1に示す。

以上の測定結果から以下のことが明らかとなった。

- ① 脱気系の被照射空気中の¹⁴Cの化学形は、酸化銅触媒使用時の放射能濃度と酸化銅触媒非使用時の放射能濃度が同じであるので、主として¹⁴CO₂と推定される。
- ② 計測制御系の被照射空気中の¹⁴Cの化学形は、酸化銅触媒使用時の放射能濃度が、酸化銅触媒非使用時の放射能濃度の約2倍となっていることから、¹⁴CO₂以外の化学形が含まれているものと想定される。
- ③ 脱気系の¹⁴CO₂の単位時間当たりの放射能及び計測制御系の¹⁴CO₂の単位時間当たり放射能の全量が排気筒から放出したときの排気系の放射能濃度は、 6.6×10^{-6} Bq/cm³となる。この値は実測値とよく一致しており、排気浄化装置には捕集されずに全量が排気筒から放出されるものと推定される。
- ④ 排気筒から放出される¹⁴CO₂の放射能濃度と排気中の¹⁴CO₂の濃度限度との比は、約1/4,000であり、放射線管理上さほど重要な核種にはならないと考えられる。
- ⑤ 実測と放射化の計算による¹⁴C/⁴¹Arの比で、脱気系及び排気系は、2倍から3倍と差があるが、計測制御系については、ほぼ一致している。計算結果をTable C.3.2-2に示す。

今後、JMTRでは、さらに精度のよい¹⁴C/⁴¹Arの比を求め、原子炉運転中の⁴¹Arの放射能濃度から¹⁴CO₂放射能濃度を推定し、放出量の評価及び公衆の被ばく評価の検討を行う予定である。

(秋山 勇)

Table C.3.2-1 排気各系統中の¹⁴C 放射濃度

排気系統	酸化銅触媒使用時	酸化銅触媒非使用時	備考
脱 気 系	1.6×10^{-2} Bq/cm ³	1.6×10^{-2} Bq/cm ³	
計測制御系	1.0×10^{-3} Bq/cm ³	5.1×10^{-4} Bq/cm ³	
排 気 系	—	5.0×10^{-6} Bq/cm ³	検出限界濃度 (3σ) 1.2×10^{-6} Bq/cm ³

Table C.3.2-2 排気各系統中の¹⁴C 放射能濃度と⁴¹Ar 放射能濃度比

排気系統	実測値 (¹⁴ C/ ⁴¹ Ar)	計算値 (¹⁴ C/ ⁴¹ Ar)
脱 気 系	1 / 20,000	1 / 60,000
計測制御系	1 / 65,000	1 / 60,000
排 気 系	1 / 30,000	1 / 60,000

C.3.3 JMTR炉室内のガス状及び水蒸気状トリチウムの比較測定

JMTRにおいてヘリウムガスを冷却材及び温度制御に用いる照射設備（キャプセル、OGL-1, BOCA/OSF-1）では、照射によるガス状トリチウムの発生があるため、原子炉運転中の炉室1階のガス状トリチウムについて測定を行った。

サンプリング方式は、Fig. C.3.3-1 のようにパラジウム触媒を通し、シリカゲル捕集した後、浸出法により液体シンチレーションカウンタで測定した。ガス状トリチウムの濃度は、ガス状と水蒸気状トリチウム量から水蒸気状トリチウム量を差し引くことにより算出した。測定場所は炉室1階の排気口付近とし、測定期間は原子炉運転中の20日間とした。また、3回の測定期間中の原子炉及び照射設備の運転には大きな変更はなかった。

測定結果は Table C.3.3-1 のように炉室1階のガス状トリチウムと水蒸気状トリチウムの濃度はほぼ同等であることが判った。空気中の濃度限度においてガス状トリチウムと水蒸気状トリチウムの濃度比 (HT/HTO) は 28,570 でガス状トリチウムの方が濃度限度が大きい。したがって、炉室内の作業環境でのトリチウムの放射線管理は現在行っている水蒸気状トリチウムの捕集測定で十分と考える。

しかし、排気口から放出されるトリチウムはガス状トリチウムが加わるため、現状の2倍程度と考えられるので、今後は、原子炉運転中の JMTR 排気口でのガス状トリチウムの濃度測定、原子炉停止中でのガス状トリチウムの発生の有無の確認及び照射設備ごとのトリチウム濃度の測定を行う必要がある。

(佐藤 隆一)

Table C.3.3-1 JMTR炉室内のガス状及び水蒸気状トリチウム濃度と
濃度比

測定月	トリチウム濃度 (Bq/cm^3)		濃度比 A-B B
	ガス状+水蒸気状 (A)	水蒸気状 (B)	
1989年12月	1.6×10^{-5}	1.0×10^{-5}	0.6
1990年 2月	3.1×10^{-5}	1.2×10^{-5}	1.6
1990年 3月	1.0×10^{-4}	5.5×10^{-5}	0.8

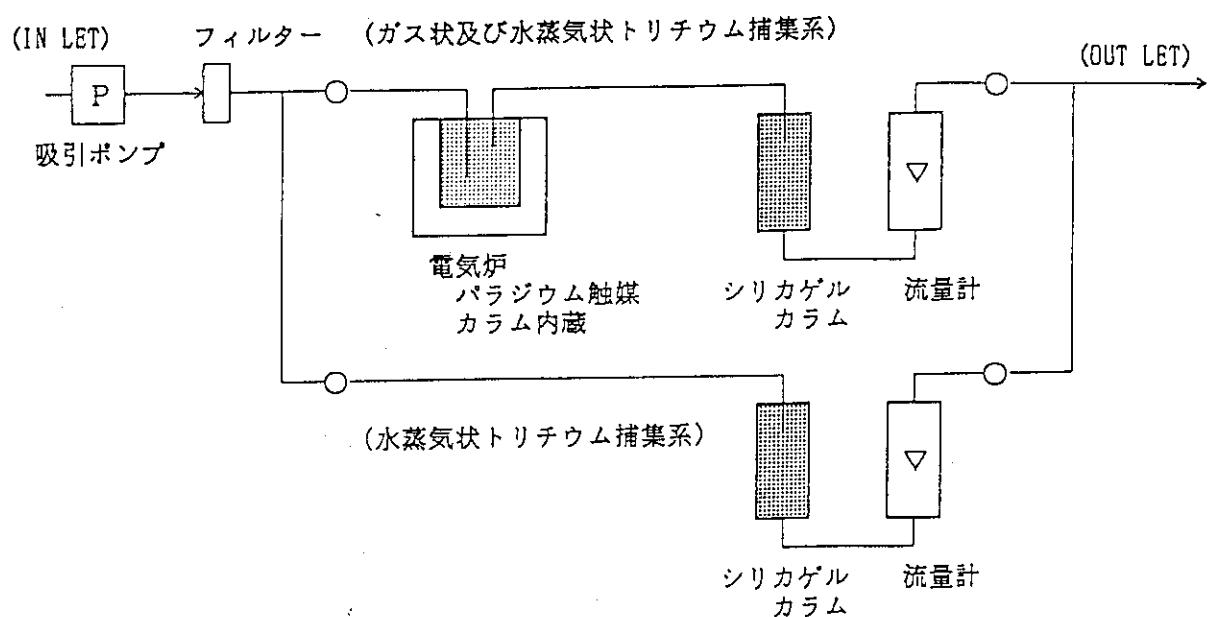


Fig. C.3.3 - 1 トリチウム捕集装置系統図

C.3.4 JMTR・LEU 燃料の FP 放出率測定試験に伴う放射線管理

(1) 概 要

材料試験炉 (JMTR) では、試験・研究炉用燃料の濃縮度低減化を行う計画である。そのため、低濃縮ウラン (LEU) 燃料の安全評価に必要な破損燃料からの FP 放出率に関するデータを得るために JMTR ホットラボにおいて、2 回にわたり FP 放出率測定試験を行った。これに伴い、排気口から環境へ放出されるよう素の放出管理及び作業環境の空気汚染等に重点を置いて放射線管理を実施した。

本試験のモニタリング体制概念図を Fig. C.3.4 - 1 に示す。

(2) モニタリング

a. 排気の管理

本試験に当たっては未経験作業のため、放出量等の推定が困難であったので、試験期間中の¹³¹I の放出管理目標値を排気中に係る濃度限度の 10 分の 1 に設定し、管理することとした。

放出量の低減化対策としては、試験開始前による素捕集のため、排気系フィルタユニットの一部（本試験関係セル排気系）にチャコール（添着活性炭）フィルタを装着した。

本試験第 2 回目においては、¹³¹I の放出管理目標値を前回の値の 10 分の 1 とした。また、前試験の経験を踏まえ、FP 放出率測定用試験片を昇温終了後、速やかに活性炭入り密封容器に保管し、セル内による素放出を極力避けるようにした。また、本試験第 1 回目ではチャコールフィルタが装着されていないセル排気系からの放出が確認されたため、排気系フィルタユニット全系統にチャコールフィルタを装着する低減対策を講じた。その結果、排気口からの¹³¹I 放出量を前試験時の 60 分の 1 に低減することができた。

排気口からの¹³¹I 放射能濃度及び放射能量の放出実績を Table C.3.4 - 1 に示す。なお、2 回の試験を通じ¹³¹I 以外の核種及び希ガスは検出されなかった。

b. 作業環境の管理

(a) 空気汚染の管理

セル外 FP 捕集装置は、コンクリート操作室に設置されているため、装置系内からのよう素漏洩検知を目的として簡易型よう素モニタを用い、FP 捕集装置周り（作業区域）の空気モニタリングを実施した。

本試験第 1 回目の試験期間中においては、モニタの指示値上昇は見られなかつたが、捕集材を試験終了後に波高分析器 (PHA) により測定したところ、微量の¹³¹I が検出された。そのため、本試験第 2 回目においては、漏洩対策として、FP 捕集装置内真空ポンプ付近の局所排気を強化し、FP 捕集装置周り（作業区域）及び空気汚染の発生すると思われる真空ポンプ付近の 2 カ所についてモニタリングを実施した。

真空ポンプ付近の局所排気中の¹³¹I 最大放射能濃度は 3.1×10^{-6} Bq/cm³、平均放射能濃度は 6.0×10^{-7} Bq/cm³ であったが、FP 捕集装置周りでは最大放射能濃度 5.9×10^{-8} Bq/cm³、平均放射能濃度は 8.5×10^{-9} Bq/cm³ で、前者と比較して後者は約 100 分の 1 程度であった。

本試験第 1 回目及び第 2 回目の試験終了後に作業者全員について内部被ばくの確認検査を実施したところ検出されなかつた。

(b) 排気系フィルタの線量当量率

排気系フィルタユニットに装着したチャコールフィルタへの¹³¹I吸着状況を把握するため、フィルタユニットの表面線量当量率の測定を随時行った。その結果、本試験第一回目の試験開始前に0.6 μSv/hであったものが、最大3.8 μSv/hまで上昇し、試験終了時には0.8 μSv/hであったことから¹³¹Iの放出低減に有効であったことがわかる。また、本試験第2回目においては、FP試験試料を密封容器に保管したため、セル内へのよう素放出量が低減し、チャコールフィルタの線量当量率の上昇は認められなかった。

c. 排気系中の¹³¹I放射能濃度の測定

排気系フィルタユニットに装着したチャコールフィルタ前後の¹³¹I濃度の測定を随時行い捕集状況を調査した。フィルタ前後の¹³¹I濃度比は、第1回目、260:1であり、第2回目は、170:1であった。

d. 考 察

(a) 本試験第2回目には、FP試験試料片を密封容器に保管することにより、セル内へのよう素放出を極力押さえたため、セル内の空気汚染及び排気口から放出量を低減することができた。

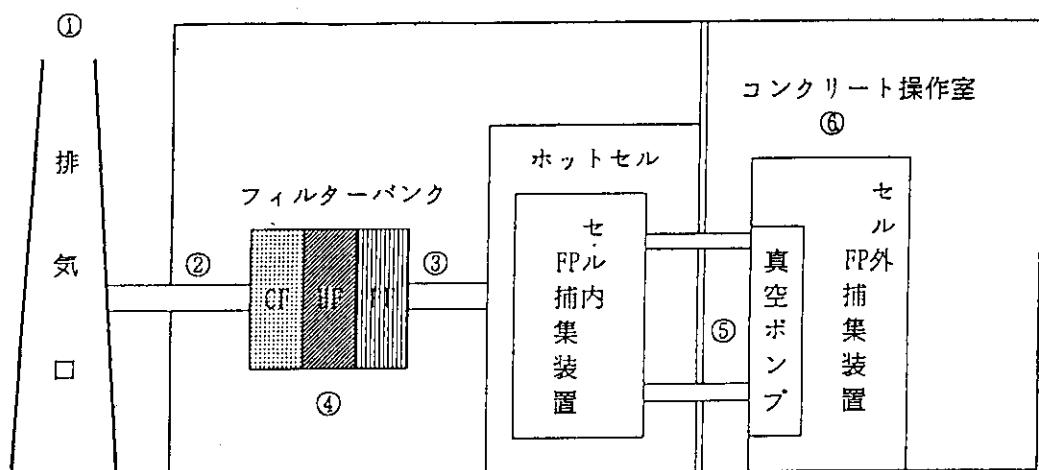
(b) セル外FP捕集装置内真空ポンプ付近からの¹³¹I空気汚染について、局所排気の強化等の対策を講じたが、装置外への漏洩を防止することができなかつたため、同類の試験時には、装置全体を密閉構造とする必要があると思われる。

(c) 第1回目試験時、セル内に多量のよう素放出があった。そのため、壁・床等からの空気汚染の発生が継続したため、本試験終了後に予定されていたセル内立入除染作業工程を変更することとなった。

(佐藤 浩一)

Table C.3.4-1 排気口からの¹³¹I放射能濃度及び放射能量の放出実績

	週平均最大 放射能濃度 (Bq/cm ³)	月間平均最大 放射能濃度 (Bq/cm ³)	放出放射能量 (Bq)	放出管理目標値 (Bq/cm ³)
FP放出試験 第一回目	4.5×10^{-7}	1.5×10^{-7}	1.3×10^7	1.0×10^{-6}
FP放出試験 第二回目	6.6×10^{-9}	2.1×10^{-9}	2.2×10^5	1.0×10^{-7}



- ① : 排気の監視
- ② : フィルター出口濃度の測定
- ③ : フィルター入口濃度の測定
- ④ : フィルターバンク表面線量当量率の測定
- ⑤ : FP捕集装置内真空ポンプ廻り空気汚染の監視
- ⑥ : FP捕集装置周りの空気汚染の監視

Fig. C.3.4 - 1 FP 放出率測定試験中のモニタリング体制概念図

C.3.5 処理場焼却装置セラミックフィルタ除染作業時の放射線管理

低レベル β ・ γ 固体処理棟(Ⅲ)に設置されている焼却装置は、1989年7月から約半年間にわたり順調に稼働してきた。この間に、排ガス処理系のセラミックフィルタ（フィルタエレメント136本で構成されている）の差圧が上昇したため、フィルタエレメント全数の表面に付着した焼却灰の除去及びそれ自体の点検を目的とした開放点検作業が約1カ月にわたって実施された。

本作業は、過去に経験のない作業であり、フィルタエレメント表面の線量当量率及び作業によって発生する空気汚染のレベルの推定が困難であったため、作業者の実効線量当量及び手先の組織線量当量並びに空気汚染に注目して管理を行った。

(1) モニタリングの概要

今回の作業において、セラミックフィルタ上部蓋開放時には空気汚染に着目して、移動型室内ダストモニタによる空気汚染の管理を、また、フィルタエレメントの抜き取り及び除染作業時には実効線量当量及び手先の組織線量当量に着目して、サーベイメータによる線量当量率の詳細な測定を行った。

なお、作業エリアには、グリーンハウスを設置し、作業者には、半面マスク、全面マスク並びにタイベックスーツ及びビニールアノラックスーツ等の防護具を着用させて作業を実施した。

(2) モニタリング結果

今回の作業までに焼却処理した廃棄物は、その大半が低線量当量率（表面線量当量率が $10\mu\text{Sv}/\text{h}$ 以下）のものであったため、フィルタエレメントの表面における線量当量率は、 $5.0\mu\text{Sv}/\text{h}$ であり、主作業エリア床面の表面密度は、最大 $2.0\text{Bq}/\text{cm}^2$ であった。また、空気汚染については、全作業期間にわたり検出限界以下であった。

なお、洗浄廃液の汚染核種は、 ^{60}Co , ^{137}Cs , ^{134}Cs 及び ^{54}Mn であり、その放射能濃度は、上澄液が $2.9 \times 10^{-2}\text{Bq}/\text{cm}^3$ 、沈殿物を含んだ液が $2.7\text{Bq}/\text{cm}^3$ であった。

(3) 考 察

今回の作業においては、放射線管理上の問題は発生せず、無事作業が終了したが、今後、高線量当量率の廃棄物（表面線量当量率が $10\mu\text{Sv}/\text{h} \sim 2\text{mSv}/\text{h}$ ）を焼却処理した場合、以下の点に留意する必要があると考えられる。

- (a) 当作業においては、フィルタエレメントを1本ずつ手で抜き取り、簡易除染を行うため、作業者の実効線量当量及び手先の組織線量当量に着目した防護手段を事前に検討する必要がある。
- (b) フィルタエレメント洗浄装置の水フィルタの線量当量率が、かなり高くなると考えられ、作業環境への影響に対する検討が必要である。
- (c) セラミックフィルタ上部蓋を開放するためには、焼却炉内の差圧を一時的に作業エリアと同等とする必要があるため、焼却灰が作業エリアに飛散する可能性があり、空気汚染が検出されることが予想される。

以上の理由から、当該作業を安全に遂行するためには、装置の取り扱い方法を再検討し、合わせて、フィルタエレメントの遠隔抜き取り治具の製作及び除染作業の効率化を図る必要があると考えられる。

（川崎 位）

C.3.6 放射性汚染等の状況

1989年度は、特に問題となるような放射性汚染等はなかった。

(泉 幸男)

1C.4 環境放射能の管理

C.4.1 概 要

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

大洗地区における気象観測の一元化を図るため、動燃（大洗）と共同して気象観測器の更新を実施し、1990年1月1日から共用を開始した。

大洗研究所、動燃（大洗）及び日本核燃料開発㈱で構成される大洗地区環境放射線監視部会は、1989年度中に4回開催され、四半期ごとの環境監視測定結果の検討評価を行った。

（佐藤 信之）

C.4.2 環境放射線のモニタリング

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

3月間の積算線量は、JMTRを中心に半径2km内の地点20カ所にTLD [CaSO₄(Tm)]を配置して測定した。その結果、年間積算線量は240～415μGyであり、いずれの地点においても施設からの影響による異常は検出されなかった。

（水書 利雄）

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

（大洗研究所、1989年度）

ポストNo.	年月	1989年												1990年			年間	標準偏差
		4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	1	2	3		
周辺	P-1	平均	30	30	30	29	30	30	30	30	30	30	32	30	30	32	30	0.67
		最大	49	50	42	47	36	44	41	56	55	45	46	55	47	47	—	
監視	P-2	平均	31	31	31	30	32	33	31	31	31	31	31	31	31	31	31	0.72
		最大	48	50	45	48	39	48	42	55	51	43	47	50	47	47	—	
区域	P-3	平均	34	34	34	33	34	35	36	36	36	36	36	37	36	35	35	1.2
		最大	53	50	44	47	40	47	45	60	57	47	52	60	50	50	—	
境界	P-4	平均	28	28	27	27	26	26	27	27	27	27	27	27	27	27	27	0.60
		最大	47	43	38	42	30	39	37	48	45	37	43	47	41	41	—	
構内	P-5	平均	30	30	29	29	29	30	31	31	31	31	30	30	30	30	30	0.79
		最大	46	46	40	44	34	41	41	53	50	41	45	49	44	44	—	
	P-6	平均	38	39	38	38	38	39	41	41	42	42	42	41	40	40	40	1.7
		最大	54	54	48	53	43	49	51	62	62	52	55	63	54	54	—	
	P-7	平均	29	29	29	29	29	29	31	31	32	31	31	31	30	30	30	1.2
		最大	40	41	36	39	33	36	38	45	47	40	41	46	40	40	—	
	P-8	平均	29	29	29	28	28	29	31	31	31	31	31	30	30	30	30	1.2
		最大	47	47	40	44	34	42	42	53	51	43	45	49	45	45	—	

（単位：nGy/h）

C.4.3 環境試料のモニタリング

(1) 環境試料中の全 β 放射能濃度

1989年度に行った大洗研究所敷地内及び周辺の環境試料中の全 β 放射能の測定は、1988年度と同様に実施した。

大型水盤による放射性降下物の月間降下量の測定結果をFig. C.4.3-1に、モニタリングポストにおける大気塵埃放射能濃度の測定結果をFig. C.4.3-2に示す。いずれも通常年度と比較して異常は認められなかった。

排水溝出口における流量比例サンプリングによる1週間平均放射能濃度の測定結果をTable C.4.3-1に示す。これらの3月間についての平均濃度は、告示別表に定める排水中の濃度限度(^{90}Sr)を十分下回る値であった。

環境試料中の全 β 放射能の測定結果をTable C.4.3-2に示す。L海域及びM海域の海底土は、排水溝出口から2km以内の海域における3地点の混合試料及び排水溝出口から南へ5km、海岸から2km以内の海域における2地点の混合試料である。これらの値は、通常年度の測定結果と比較して有意な差は認められなかった。

(2) 環境試料中の放射性核種濃度

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

(水書 利雄)

Table C.4.3-1 排水溝における排水中の全 β 放射能濃度

(大洗研究所、1989年度)

年 月	第1週	第2週	第3週	第4週	第5週	3月間平均
1989年	4月	1.2	1.1	3.1	1.2	
	5月	0.79	0.95	2.7	0.86	0.94
	6月	0.78	1.0	1.2	3.5	1.5
	7月	1.2	0.83	0.98	1.0	< 0.99
	8月	0.91	1.2	1.2	0.82	
	9月	5.0	0.84	6.8	0.94	
	10月	7.1	1.1	1.5	0.99	0.93
	11月	1.9	0.89	5.1	3.9	
	12月	2.2	2.8	1.2	3.9	2.6
1990年	1月	1.0	1.1	4.1	1.2	
	2月	3.6	1.6	1.6	1.0	
	3月	1.5	3.5	1.4	3.9	2.1

(単位： $\times 10^{-4} \text{Bq}/\text{cm}^3$)

Table C.4.3 - 2 環境試料中の全 β 放射能

(大洗研究所, 1989年度)

環境試料		採取場所	単位	放射能濃度	
				前期	後期
陸上試料	陸水	夏海湖 涸沼	Bq/cm ³	$<6.9 \times 10^{-5}$ $<2.1 \times 10^{-5}$ *1	7.1×10^{-5} $<2.1 \times 10^{-5}$ *1
		原研水道原水		1.5×10^{-4}	1.6×10^{-4}
		町宮水道原水		1.9×10^{-4}	1.9×10^{-4}
		北松川水道水		1.3×10^{-4}	1.7×10^{-4}
		北松川井戸水		5.5×10^{-4}	5.6×10^{-4}
		排水溝出口付近 処理場		4.9×10^{-1} 3.8×10^{-1}	4.3×10^{-1} 3.8×10^{-1}
洋試料	土壌	日中内 下太田	Bq/g・乾	4.1×10^{-1} 4.3×10^{-1}	4.1×10^{-1} 4.6×10^{-1}
		飛沢		4.4×10^{-1}	4.4×10^{-1}
		精米 ホウレン草 白菜		9.8×10^{-2}	2.2×10^{-2} 5.4×10^{-2}
		旭村田崎			
		No. 1 (500m) No. 2 (5Km)		$<2.1 \times 10^{-5}$ *1 $<2.1 \times 10^{-5}$ *1	$<2.1 \times 10^{-5}$ *1 $<2.1 \times 10^{-5}$ *1
		No. 1 (500m) No. 2 (5Km) L 海域 M 海域		5.2×10^{-1} 5.8×10^{-1} 5.9×10^{-1} 5.2×10^{-1}	6.0×10^{-1} 5.5×10^{-1} 6.1×10^{-1} 5.8×10^{-1}
料	シラス カレイ ヒラメ	大洗沖	Bq/g・生	8.8×10^{-2}	1.0×10^{-1}
				1.1×10^{-1}	1.1×10^{-1}

* 1 鉄, バリウム共沈法による。

Table C.4.3 - 3 環境試料中の放射性核種濃度

環境試料	採取年月	採取地点	単位	⁵⁴ Mn	⁶⁰ Co	⁹⁵ Zr	⁹⁵ Nb	¹⁰⁶ Ru	¹³⁷ Cs	¹⁴⁴ Ce	¹³⁸ Sr	¹³⁷ I
				*	*	*	*	*	*	*	*	*
降下量	1989年 4月	安管棟屋上	Bq/m^2	*	*	*	*	*	*	*	*	*
	5月			*	*	*	*	*	*	*	*	*
	6月			*	*	*	*	*	*	*	*	*
	7月			*	*	*	*	*	*	*	*	*
	8月			*	*	*	*	*	*	*	*	*
	9月			*	*	*	*	*	*	*	*	*
	10月			*	*	*	*	*	*	*	*	*
	11月			*	*	*	*	*	*	*	*	*
1990年	12月			*	*	*	*	*	*	*	*	*
	1月	P	$\times 10^{-10} Bq/cm^3$	*	*	*	*	*	*	*	*	*
	2月			*	*	*	*	*	*	*	*	*
	3月			*	*	*	*	*	*	*	*	*
1989年	4月～6月	P	2	*	*	*	*	*	*	*	*	*
	7月～9月			*	*	*	*	*	*	*	*	*
	10月～12月			*	*	*	*	*	*	*	*	*
	1990年 1月～3月			*	*	*	*	*	*	*	*	*
大気塵埃	1989年 4月～6月	P	6	*	*	*	*	*	*	*	*	*
	7月～9月			*	*	*	*	*	*	*	*	*
	10月～12月			*	*	*	*	*	*	*	*	*
1990年 1月～3月	1990年 4月～6月	P	6	*	*	*	*	*	*	*	*	*
	7月～9月			*	*	*	*	*	*	*	*	*
	10月～12月			*	*	*	*	*	*	*	*	*
1990年 1月～3月	1989年 4月～6月	P	6	*	*	*	*	*	*	*	*	*
	7月～9月			*	*	*	*	*	*	*	*	*
	10月～12月			*	*	*	*	*	*	*	*	*
陸上	1989年 5月	飛沢	$Bq/g \cdot 乾$	*	*	*	*	*	*	8.1×10^{-3}	*	*
	6月			*	*	*	*	*	*	1.9×10^{-2}	*	*
	7月			*	*	*	*	*	*	*	*	*
排水口	1989年 5月	原研動燃排水口	$\times 10^3 Bq/g \cdot 乾$	*	*	*	*	*	*	*	*	*
	6月			*	*	*	*	*	*	*	*	*
	7月			*	*	*	*	*	*	*	*	*
近辺土砂	1989年 1月	L海城	$\times 10^3 Bq/g \cdot 乾$	*	*	*	*	*	*	*	*	*
	2月			*	*	*	*	*	*	*	*	*
	3月			*	*	*	*	*	*	*	*	*
海水底	1989年 1月	M海城	$\times 10^3 Bq/g \cdot 生$	*	*	*	*	*	*	*	*	*
	2月			*	*	*	*	*	*	*	*	*
	3月			*	*	*	*	*	*	*	*	*
1990年	1月	M海城	$\times 10^3 Bq/g \cdot 生$	*	*	*	*	*	*	*	*	*
	2月			*	*	*	*	*	*	*	*	*
	3月			*	*	*	*	*	*	*	*	*
シラス	1989年 4月	沖	$\times 10^{-4} Bq/g \cdot 生$	*	*	*	*	*	*	*	*	*
	5月			*	*	*	*	*	*	*	*	*
	6月			*	*	*	*	*	*	*	*	*
ヒラメ	1989年 4月	旭村田崎	$Bq/g \cdot 生$	*	*	*	*	*	*	*	*	*
	5月			*	*	*	*	*	*	*	*	*
	6月			*	*	*	*	*	*	*	*	*
ホウレン草	1989年 4月	白菜精米	$Bq/g \cdot 生$	*	*	*	*	*	*	3.2×10^{-4}	*	*
	5月			*	*	*	*	*	*	3.9×10^{-4}	*	*
	6月			*	*	*	*	*	*	*	*	*

(注) 検出限界は環境放射線監視委員会の数値 *: 検出限界以下 ▲: 測定対象外

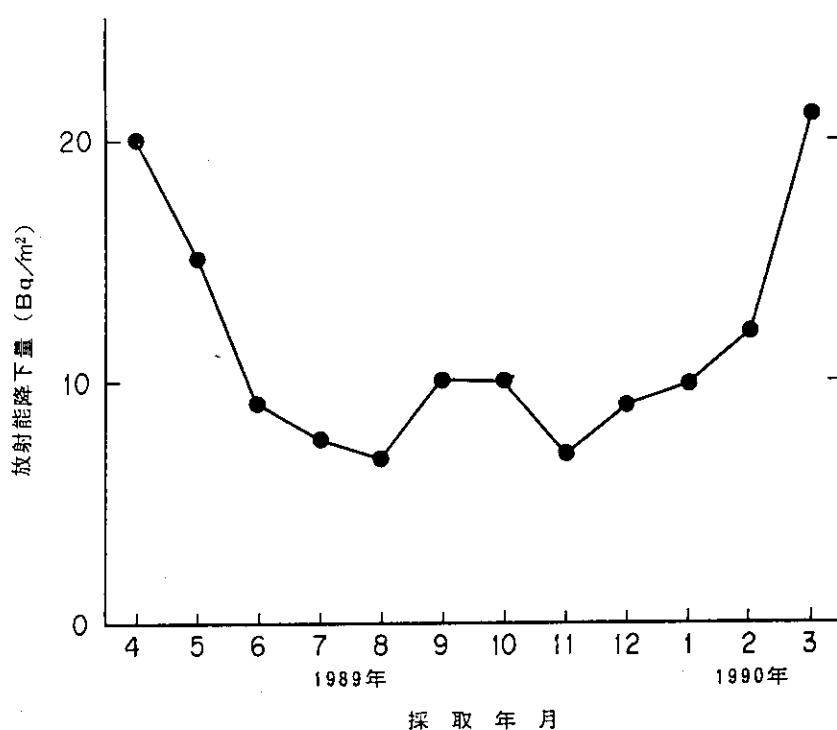
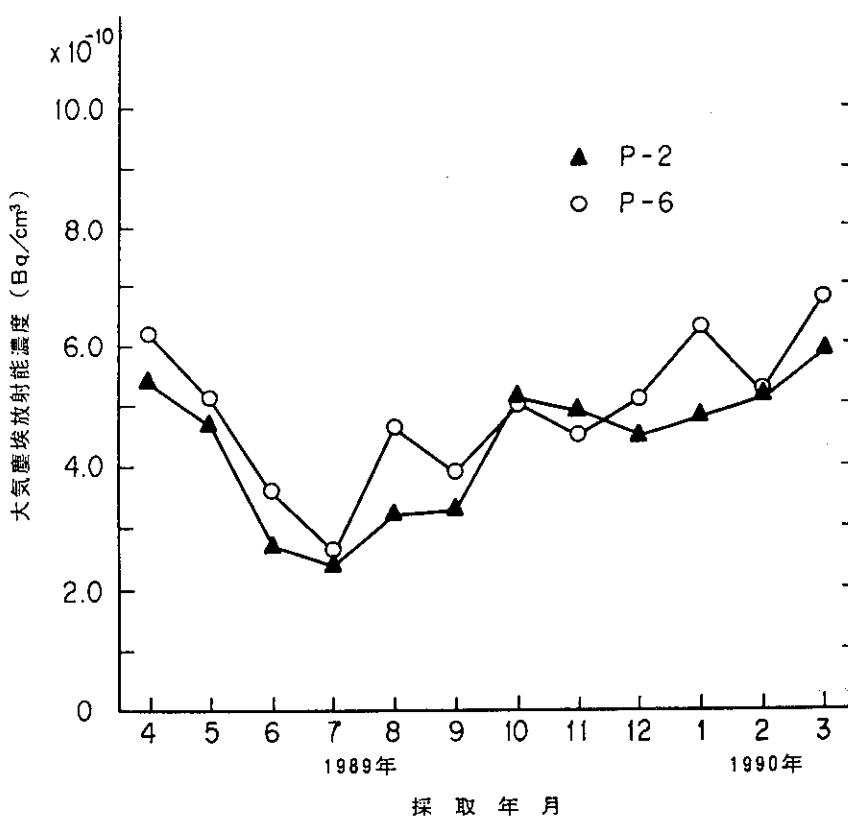
Fig. C.4.3 - 1 降下物中の全 β 放射能

Fig. C.4.3 - 2 モニタリングポストにおける大気塵埃放射能濃度の月平均値

1C.5 放射線計測器類の管理

C.5.1 概 要

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

放射線モニタの更新は、1987年度から開始した放射性廃棄物処理場を継続して実施し、1989年度までに、管理機械棟、高レベル $\beta\cdot\gamma$ 固体処理棟、廃液処理棟及び中レベル廃液貯槽建家の更新整備が完了した。引き続き、低レベル $\beta\cdot\gamma$ 固体処理棟(I)及び除染施設の放射線モニタを更新する計画である。

(佐藤 信之)

C.5.2 サーベイメータ等の管理

1982年度から実施しているサーベイメータ更新計画に基づき、1989年度は各機種合せて15台を更新した。その結果、大洗研究所の現有台数は358台となった。

1989年度における現有台数及び故障台数を機種別にTable C.5.2-1に示す。点検校正是、GM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、警報付線量当量計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、1989年度は延べ583台実施した。年間の故障台数は55台であり、その主な故障内容はGM管の破損、劣化及びケーブルの断線等であった。

(梅原 隆)

Table C.5.2-1 サーベイメータの現有台数、校正台数及び故障台数等

(大洗研究所、1989年度)

サーベイメータの種類	現有台数	購入台数	廃棄台数	校正台数	故障台数
GMサーベイメータ	72	5	0	129	28
テレテクタ	3	0	0	6	0
電離箱サーベイメータ	76	5	0	131	5
β 線表面汚染検査計	80	5	0	142	14
α 線表面汚染検査計	41	0	0	78	5
中性子線サーベイメータ	6	0	0	* 5	1
中性子レムカウンタ	4	0	0	* 4	0
NaI シンチ・サーベイメータ	9	0	0	* 9	0
警報付線量当量計	53	0	0	* 51	0
電離箱式線量当量率計	11	0	0	22	0
ガスフローサーベイメータ	3	0	0	6	2
合 計	358	15	0	583	55

*印は年1回校正

C.5.3 放射線モニタ等の管理

1989年度には、放射性廃棄物処理施設（廃液処理棟及び中レベル廃液貯槽）に設置してある放射線モニタの更新を実施した。

各施設に設置されている放射線モニタ、空気吸引装置及び記録計等の定期点検校正は、1988年度と同様に実施し、性能の維持に努めた。放射線モニタの修理件数及び故障率をTable C.5.3-1に示す。年間の修理件数は49件であり、その主な機種はハンドフットクロスモニタ、ダストサンプラー、ガンマ線エリアモニタ等であった。

(梅原 隆)

Table C.5.3-1 放射線モニタの修理件数及び故障率

(大洗研究所、1989年度)

項目 年月 建家名等	修理件数				合計	年間故障率 (件/系統)
	1989 4~6	1989 7~9	1990 10~12	1990 1~3		
J M T R (51系統)	3	1	5	4	13	0.25
ホットラボ (24系統)	0	3	1	1	5	0.21
廃棄物処理施設 (73系統)	6	3	3	3	15	0.21
燃料研究棟 (20系統)	2	3	2	1	8	0.40
R I 利用開発棟 (8系統)	1	2	1	0	4	0.50
安全管理棟 (2系統)	0	0	0	0	0	0.00
モニタリングポスト (18系統)	0	0	1	3	4	0.22

1C.6 放射性廃棄物の管理及び汚染除去

C.6.1 概 要

大洗地区における1989年度の放射性廃棄物の発生量は、1988年度と比較して、低レベル α 固体廃棄物及び高レベル β ・ γ 固体廃棄物がそれぞれ約19%，約33%増加し、高レベル α 固体廃棄物が約22%減少した。そのほかの種類については大きな変動はなかった。

搬入した液体及び固体廃棄物については、各処理設備の順調な運転により滞りなく処理し、パッケージ化して保管廃棄することができた。1989年度に保管廃棄したパッケージの数量は、200ℓドラム缶(D-50)型及び高レベル α 保管体が1988年度の数量と比較してそれぞれ約16%，約15%減少したのに対し、コンクリートブロック型は約42%増加した。また、液体廃棄物の処理に伴い一般排水溝を経由して放出した処理済廃液の量は、1988年度の放流量とほぼ同量であった。

放射性汚染除去については、衣料、機器及び施設の除染業務を滞りなく実施するとともに、各施設に配備してある皮ふ除染キットの定期点検・補充等を行った。

以上の定常業務のほか、1989年度においては、施設の更新整備計画に基づいて1985年度から進めてきた β ・ γ 焼却装置の整備を終え、実用運転を開始した。また、固体集積保管場(Ⅲ)についても整備を終えて、使用を開始した。そのほか、JMTR-B系統廃液輸送管の更新工事、 β ・ γ 焼却装置附属の焼却灰固化装置の整備等を進めた。

(阿部 昌義)

C.6.2 放射性廃棄物の管理

(1) 廃棄物の搬入

1989年度における所内及び所外からの放射性廃棄物の搬入実績をTable C.6.2-1に示す。

(a) $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物

低レベル $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物の搬入量は、所内が約 180 m^3 、所外が約 180 m^3 であり、搬入量の合計量は1988年度と比較して約 6% 減少した。これは、所内の使用済排気フィルタの廃棄量が減少したためである。

これら搬入された廃棄物の表面の線量当量率の分布は、 $10\mu\text{Sv}/\text{h}$ 未満のものが約 88%， $10\mu\text{Sv}/\text{h}$ 以上 $100\mu\text{Sv}/\text{h}$ 未満のものが約 8%， $100\mu\text{Sv}/\text{h}$ 以上 $500\mu\text{Sv}/\text{h}$ 未満のものが約 3%， $500\mu\text{Sv}/\text{h}$ 以上 $2\text{mSv}/\text{h}$ 未満のものが約 1% であり、1988年度とほぼ同様の分布状況であった。

高レベル $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物の搬入量は、所内が約 2.2 m^3 、所外が約 0.8 m^3 であり、搬入量の合計量は1988年度と比較して約 33% 増加した。これは、所内の廃棄物が増加したためである。廃棄物表面から 50 cm 位置での線量当量率の分布は、 $5\text{ mSv}/\text{h}$ 未満のものが約 47%， $5\text{ mSv}/\text{h}$ 以上 $100\text{ mSv}/\text{h}$ 未満のものが約 35%， $100\text{ mSv}/\text{h}$ 以上 $1\text{ Sv}/\text{h}$ 未満のものが約 6%， $1\text{ Sv}/\text{h}$ 以上のものが約 12% であり、1988年度と比較して $5\text{ mSv}/\text{h}$ 以上 $100\text{ mSv}/\text{h}$ 未満のものが増加した。

(b) α 固体廃棄物

低レベル α 固体廃棄物の搬入量は、所内が約 12 m^3 、所外が約 31 m^3 であり、搬入量の合計量は1988年度と比較して約 19% 増加した。これは、所内、所外とも可燃物及び使用済排気フィルタの廃棄量が増加したためである。

これら搬入された廃棄物の表面の線量当量率の分布は、 $10\mu\text{Sv}/\text{h}$ 未満のものが約 70%， $10\mu\text{Sv}/\text{h}$ 以上 $500\mu\text{Sv}/\text{h}$ 未満のものが約 30% であり、1988年度とほぼ同様の分布状況であった。

高レベル α 固体廃棄物の搬入量は、所内が約 0.8 m^3 、所外が約 3.8 m^3 であり、搬入量の合計量は1988年度と比較して約 20% 減少した。これは、主に所内廃棄物の減少によるものである。搬入した高レベル α 固体廃棄物に含まれる核燃料物質量は、プルトニウム総量で約 19g、ウラン総量で約 127g(劣化ウラン及び天然ウランを含む)であり、1988年度とほぼ同程度であった。

(c) 液体廃棄物

低レベル液体廃棄物の搬入量は、所内が一般無機廃液約 $4,700\text{ m}^3$ 、有機廃液 0.02 m^3 、スラッジ約 0.2 m^3 であり、所外が一般無機廃液約 300 m^3 、有機廃液が 0.03 m^3 であった。搬入量の合計量は、1988年度と比較して約 3% 減少した。これは、所内の一般無機廃液が減少したためである。

中レベル液体廃棄物の搬入量は、所内が一般無機廃液 0.05 m^3 、スラッジ 0.4 m^3 であり、所外が一般無機廃液 0.04 m^3 であった。搬入量の合計量は、1988年度とほぼ同程度であった。

(福田 勝男)

(2) 廃棄物の処理

1989年度における放射性廃棄物の処理実績を Table C.6.2 - 2 及び Table C.6.2 - 3 に示す。

(a) $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物

低レベル $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物については、可燃性のもの並びに不燃性のもののうちの含水物及び細断したHEPAフィルタ木枠を $\beta \cdot \gamma$ 焼却装置により焼却処理し、その他の不燃性のもの及びフィルタ類を $\beta \cdot \gamma$ 圧縮装置により圧縮処理した。これらの処理量の合計は約310 m³であり、1988年度の搬入量を下回った。これは、更新した新 $\beta \cdot \gamma$ 焼却装置の運転開始に当たり、運転訓練のための期間を要したこと、また、その間滞貨した含水物、HEPAフィルタ木枠など難燃物の焼却処理を運転開始後優先的に行なったことによる。

高レベル $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物については、1988年度の搬入量とほぼ同量の約2.9 m³を高レベル $\beta \cdot \gamma$ 処理装置によって処理した。

減容処理等を行なった低レベル及び高レベル $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物は、200 l ドラム缶又はコンクリートブロックに封入固化してパッケージ化した。発生したパッケージ数量は、200 l ドラム缶型パッケージが366本、コンクリートブロック型パッケージが47個であった。これらのパッケージの体積は、200 l ドラム缶換算で合計669本相当であり、1988年度と比較して、200 l ドラム缶型パッケージが約20%減少し、コンクリートブロック型パッケージが30%増加した。

(b) α 固体廃棄物

低レベル α 固体廃棄物については、可燃性のものを α 焼却装置により、不燃性のものを α 雑処理設備によりそれぞれ処理した。これらの処理量の合計は約40 m³であり、1988年度の搬入量を下回った。これは、大型廃棄物（グローブボックス）の解体処理等のために期間を要したことによる。

減容処理を行なった廃棄物は、200 l ドラム缶に封入固化してパッケージ化した。発生したパッケージ数量は、145本であり、1988年度とほぼ同量であった。

高レベル α 固体廃棄物については、搬入した約4.3 m³を高レベル α 封入装置によって密封措置し、排出元で密封措置した約0.2 m³の廃棄物と合わせて、密封キャン66個として高レベル α 固体貯蔵施設に貯蔵した。

(c) 液体廃棄物

低レベルの一般無機廃液については、約3,400 m³を化学処理により、約920 m³を蒸発処理によりそれぞれ処理した。また、中レベルの一般無機廃液については、約1 m³を低レベルの一般無機廃液約43 m³及び低レベル廃液濃縮約34 m³とともに蒸発処理した。これらの処理済廃液は、減衰処理を行なった廃液550 m³とともに排水監視ポンドから一般排水溝を経由して海洋放流した。

低レベル及び中レベルのスラッジ約0.5 m³については、化学処理によって生じたスラッジ約16 m³及び中レベル廃液濃縮約3 m³とともにアスファルト固化した。

これらの処理にともない発生した廃棄物パッケージ数量は、200 l ドラム缶型パッケージ18本であった。

有機廃液（約20 l）については、焼却処理系に移管した。

(岩本 貞雄)

(3) 廃棄物パッケージの保管

廃棄物パッケージのうち、コンクリートブロック型パッケージについては固体集積保管場(I)に、200ℓドラム缶型パッケージについては固体集積保管場(II)及び固体集積保管場(III)に、また、高レベル α 保管体については高レベル α 固体貯蔵施設にそれぞれ区分して保管した。Table C.6.2-4に1989年度に保管した廃棄物パッケージの数量を示す。廃棄物パッケージの発生量を1988年度と比較すると、200ℓドラム缶型パッケージは、新 $\beta\cdot\gamma$ 焼却装置の運転訓練に期間を要したなどの理由により低レベル $\beta\cdot\gamma$ 固体廃棄物の処理量が減少したため、約16%減少した。コンクリートブロック型パッケージは、所内の高レベル $\beta\cdot\gamma$ 固体廃棄物の発生量が増加したため、約35%増加した。

高レベル α 保管体は、主に所内の高レベル α 固体廃棄物の発生量が減少したため、約22%減少した。

(佐藤 元昭)

Table C.6.2-1 廃棄物の搬入実績

(大洗研究所, 1989年度)

施設区分	廃棄物区分	固 体 廃棄物						液 体 廃棄物					
		$\beta \cdot \gamma$			α			$\beta \cdot \gamma$			α		
		低レベル	高レベル	可燃	低レベル	高レベル	可燃	一般無機	有機	低レベル	高レベル	一般無機	有機
所内	可燃	72.86	63.38	43.275	2.215	2.02	4.32	6.135	0.75	4715.96	0.020	0.220	0.050
所外	動燃	36.30	28.04	52.000	0.600	6.86	18.18	6.325	3.76	225.88	0.030	0	0.040
日本核燃料開発	計	13.40	31.00	4.800	0	0.170	0	0	0	15.00	0	0	0
外	合計	55.70	65.04	56.800	0.770	6.86	18.18	6.325	3.76	296.88	0.030	0	0.040
												0.000	0.400

(単位 : m³)

Table C.6.2-2 固体廃棄物の処理実績
(大洗研究所, 1989年度)

			処理量
β ・ γ 固体	低 レ ベ ル	可燃	129.180
		不燃	114.480
		フィルタ	67.010
	高 レ ベ ル		2.870
α 固体	低 レ ベ ル	可燃	6.640
		不燃	19.820
		フィルタ	13.800
	高 レ ベ ル		4.510

(単位: m³)

Table C.6.2-3 液体廃棄物の処理実績
(大洗研究所, 1989年度)

区分		処理内容			
		化学処理	蒸発処理	その他処理	合計
低 レ ベ ル	一般無機	3,402.000	963.400	550.020	4,915.420
	有機	0	0	0.020	0.020
	スラッジ	0	0	0.200	0.200
中 レ ベ ル	一般無機	0	0.650	0	0.650
	有機	0	0	0	0
	スラッジ	0	0	0.280	0.280
合計		3,402.000	964.050	550.250	4,916.570

(単位: m³)

Table C.6.2-4 保管廃棄物

(大洗研究所, 1989年度)

区分		保管廃棄量		推定放射能量 (Bq)	保管施設
		個数	体積(m ³)		
200ℓドラム缶型パッケージ		529本	105.8	5.24×10^{10}	固体集積保管場Ⅱ 固体集積保管場Ⅲ
コンクリートブロック型 パッケージ	I型	17個	30.6	$*5.12 \times 10^{13}$	固体集積保管場Ⅰ
	III型	30個	30.0		
高レベル α 保管体	S キャン	55個	3.30	$*7.60 \times 10^{13}$	高レベル α 固体 貯蔵施設
	L キャン	7個	1.05		
	G キャン	4個	0.16		

*: 主要核種を⁶⁰Coとして廃棄物表面の線量当量率から推定した値。

C.6.3 汚染除去

(1) 機器除染

1989 年度の機器除染処理状況を Table C.6.3 - 1 に示す。1988 年度と比較して、処理件数としてわずかな減少であったが、処理点数は大幅に減少した。これは、処理場で発生した大型で分解のできない複雑な機器を処理したためである。

処理件数の施設別依頼状況は、JMTR 39%，処理場 39%，ホットラボ 22% であった。また、補修、改造、保管等の目的で管理区域外へ搬出するために行った除染の件数は、全体の 6% であり、他は機器の保守、点検のための除染であった。

(長谷部 博)

(2) 施設除染

1989 年度における施設、設備などの施設除染処理状況を Table C.6.3 - 2 に示す。1988 年度と比較しては、処理件数は 25% 減少したが、除染面積としてはほぼ同等であった。これは、施設等の点検、保守及び補修等に係る作業が前年に比べ少なかったためである。また、施設別依頼状況は、JMTR、処理場ともにそれぞれ 50% であった。

(三嶋 一幸)

(3) 衣料除染

1989 年度における放射線作業防護衣等の衣料除染処理状況を Table C.6.3 - 3 に示す。1988 年度と比較して、処理数量は、ほぼ同等であった。

また、衣料除染処理に伴い発生した洗濯廃液のうち、洗濯水及び第 1 回目すすぎ水 121 m^3 を $\beta \cdot \gamma$ 廃液処理設備により処理した。

(山口 英雄)

(4) 皮ふ除染

各施設における管理区域の汚染検査室内 45 カ所（本年度 1 カ所増加）に設置されている皮ふ除染キットについて、配備品目（13 品目）の点検、補充を毎月 1 回実施し、延べ 552 キットの整備を行った。これによる配備品目の延べ補充数は、499 点であった。

(三嶋 一幸)

Table C.6.3-1 機器除染処理状況

(大洗研究所, 1989年度)

	主 要 機 器 名	件 数	点 数
第1四半期	前置フィルタ, 沈殿分離槽等	5	420
第2四半期	フィルタケーシング, 濃縮液受槽	2	69
第3四半期	高レベルセル内機器部品, 前置フィルタ等	4	623
第4四半期	真空式熱処理炉, ノッチワイヤフィルタ等	7	763
年度合計		18 件	1,875 点

Table C.6.3-2 施設除染処理状況

(大洗研究所, 1989年度)

	件 名	件 数	処理面積	延作業量
第1四半期	廃液貯槽Eタンク	1	25	24
第2四半期	除染廃液貯槽, JMTR第2,4 排水槽	3	346	71
第3四半期	JMTR排水タンク	1	40	6
第4四半期	除染施設トレチピット	1	20	4
年度合計		6 件	431m ²	105人日

Table C.6.3-3 衣料除染処理状況

(大洗研究所, 1989年度)

特殊作業衣 (着)	特殊作業衣 防水加工 (着)	黄色実験衣 (着)	靴 下 (足)	その 他 (点)	合 計 (点)
10,721	3,276	2,395	24,937	21,437	62,766

(備考) この内、東北大学からのものを施設利用に関する契約により2,218点
除染している。

C.6.4 廃棄物処理施設の整備

(1) β ・ γ 焼却装置の更新計画

1985年度から進めてきた β ・ γ 焼却装置の更新計画について、 β ・ γ 焼却装置の試運転を実施し、6月末にメーカーからの引き渡しを受けて実用運転を開始した。試運転期間中に、模擬廃棄物及び実廃棄物を用いた除染性能の測定、処理能力試験等を行い、本装置が要求性能を満足することを確認するとともに、焼却灰の系内分散状況など装置の特性に関する調査を実施した。

また、 β ・ γ 焼却装置更新計画の最終段階として、焼却によって発生した焼却灰を固型化するための焼却灰固化装置の設計を進め、設計及び工事の方法の認可並びに核燃料物質等使用変更許可を取得して工場製作を開始した。本装置は、マイクロ波加熱により焼却灰を溶融し固型化する方式で、焼却灰供給装置、溶融炉、除塵器等で構成し、低レベル β ・ γ 固体処理棟Ⅲの灰固化操作室に設置される。本装置の処理能力は約60 kg/パッチで、運転及び監視は制御室から遠隔自動で行えるものとした。本装置は、今後工場製作を進め、現地据付、試運転の後、1990年度後半に実用運転を開始する予定である。

(佐藤 元昭)

(2) 中レベル廃液蒸発装置の一部更新

中レベル廃液蒸発装置は、1971年に整備し、運転開始後毎年度定期点検を実施してきたが、使用条件の厳しい部分に経年劣化による腐食の進行が認められるようになったため、1989年度に蒸発缶のカランドリア及び濃縮液受槽を更新した。

カランドリア及び濃縮液受槽の主要材質、形状及び寸法は、17年間の長期使用の実績、処理対象廃液の性状が今後も変わることが予想されること等を考慮して更新前のものと同一とした。

設計及び工事の方法の認可を取得した後、機器の工場製作を開始し、据付、調整、試運転を実施した。この間に使用前検査及び施設検査を受検し、それぞれ合格証の交付を受けた。この後、実用運転を再開した。

(福田 勝男)

(3) JMTR-B 系統廃液輸送管の更新

大洗研では、各施設から発生する低レベル液体廃棄物の移送用として、地下に埋設してあるU字溝内に敷設した廃液輸送管を1968年から1975年にかけて順次整備し、使用してきた。この廃液輸送管は、毎年度定期的に点検を実施しているが、古いもので20年以上も経過していることから、健全性調査を計画し、一部U字溝を開放して健全性調査を実施した結果、JMTR-B 系統廃液輸送管の一部に経年劣化による腐食が認められた。腐食の原因調査結果を踏まえて更新計画を策定し、これに基づいてJMTR-B 系統廃液輸送管を更新した。

配管は、材質を耐食性向上の観点からSUS-304L(更新前SUS-304)とし、総延長約780 mを更新した。配管の口径はJMTR-A 系統廃液輸送管の更新計画を考慮して、65 A(更新前40 A)とした。

設計及び工事の方法の認可並びに核燃料物質の使用の変更許可を受けた後、掘削工事、仮設上家工事、既設配管撤去工事、配管敷設工事を順次開始し、工事を進めた。

(福田 勝男)

1D むつ事業所

1D.1 放射線管理

D.1.1 概 要

むつ事業所における各施設の放射線管理、個人被ばく管理、環境放射線監視及び放射線管理用機器の管理等の定常業務を1988年度に引き続き実施した。

施設の放射線管理については、前年度に引き続き、原子力船「むつ」における原子炉蓋開放点検として下部炉内構造物燃料体干渉部補修、下部炉内構造物緩衝器補修、制御棒一部更新作業、燃料体解体・点検・再組立及び機器搬出・運搬・復旧等の燃料・廃棄物取扱棟内作業について実施した。その結果、放射線業務従事者の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管理基準値を超える被ばくはなかった。

1989年度における放射線業務従事者の平均実効線量当量は、0.03 mSvであり、このうち内部被ばくに係わるものについては、すべて検出限界未満であった。

また、放射線業務従事者（192名）の集団実効線量当量は、5.7人・ミリシーベルトであった。環境放射線監視に関しては、環境中の空気吸収線量率、各種環境試料中の放射能濃度、気象観測等定常の環境モニタリングを実施したが、施設からの放出放射性物質に起因する異常は認められなかった。

（角田 準作）

(1) 管理区域

1989年度中に原子炉施設保安規定、放射線障害予防規定に基づき設定された管理区域（一時的に設定されたものを除く）の変更は以下のとおり4件であった。また、1989年度中の一時的な管理区域の設定は、附帯陸上施設においてはなかった。

- (a) 船体点検に伴う船体の浮きドックへの上架のための船上補助建屋の撤去に係わるもの
- (b) 原子炉容器蓋開放点検に伴う原子炉復旧工事開始による船上補助建屋の設置に係わるもの
- (c) 原子炉容器蓋開放点検に伴う原子炉復旧工事終了による船上補助建屋の撤去に係わるもの
- (d) 原子力船「むつ」運転再開による機関室管理区域の変更及び大湊施設（燃料交換棟）の管理区域削除に係わるもの。

（山本 昭夫）

(2) 放出放射性物質の管理

1989年度中に附帯陸上施設から放出された放射性塵埃及びガスの年間平均濃度並びに年間放出放射能をTable D.1.1-1に示す。

なお、1989年度中における放射性液体廃棄物の放出は、前年度同様、放出設備が全て完成されておらず、放出はしていない。

（上野 正幸）

Table D.1.1 - 1 放出塵埃・ガス放射能濃度及び放射能

(むつ事業所, 1989 年度)

項目 施設名	放出塵埃			放出ガス		
	年間平均濃度 (Bq/cm ³)	年間放出 放射能 (Bq)	主な核種	年間平均濃度 (Bq/cm ³)	年間放出 放射能 (Bq)	主な核種
燃料・廃棄物 取扱棟	$< 1.6 \times 10^{-9}$	0	全 β	$< 1.1 \times 10^{-3}$	0	—

*年間平均濃度及び年間放射能は次のように算出した。

年間平均濃度：年間放出放射能を1年間連続して排風機を運転した場合の年間放出空気量で除した値。ただし、その値が最も大きい検出下限濃度より小さい場合、又は、全て検出下限未満の場合は、“<(検出下限濃度値)”と記入。

年間放出放射能：検出下限濃度値未満のものは放出量を0として1年間集計した値。

D.1.2 個人被ばく線量当量の管理

(1) 外部被ばく線量当量の管理

1989年度における附帯陸上施設での放射線業務従事者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 0.03 mSv , 5.7人・ミリシーベルトであった。また、年間最大実効線量当量は 0.9 mSv で、燃料体解体・点検・再組立作業によるものであった。附帯陸上施設における放射線業務従事者の管理対象人数、実効線量当量分布等について、四半期別、作業者区別に集計し、それぞれ Table D.1.2-1 及び Table D.1.2-2 に示す。

放射線業務従事者の組織線量当量のうち手先被ばくについては、燃料体解体・点検・再組立作業においてリングバッジを使用し、組織線量当量として皮膚に対し、四半期間合計で最大 4.4 mSv であった。

見学者等一時的に管理区域に立入る者については、警報付ポケット線量計を使用して測定したがいずれも $50 \mu\text{Sv}$ 未満であった。

(上野 正幸)

(2) 内部被ばく線量当量の管理

前年度に引き続き体外計測法による内部被ばくに係わる線量当量の検査を行った。今年度より改正法令に対応するため、従来の定期検査の他に、職員等、長期請負業者については定期検査が必要かどうかの確認検査及び短期業者に対する入退域の中間に行う検査に区分して実施した。

1989年度における受検件数を Table D.1.2-3 に示す。これら測定の結果、すべての検査において体内汚染は検出されなかった。

なお、バイオアッセイ法が対象となる検査はなかった。

(上野 正幸)

Table D.1.2-1 放射線業務従事者の実効線量当量分布

(むつ事業所, 1989年度)

管理期間	放射線業務従事者 の人数	実効線量当量分布 (人)						平均実効 線量当量 (mSv)	最大実効 線量当量 (mSv)	集団実効 線量当量 (person・mSv)
		検出下限 線量当量未満*	0.2mSvを超える 1.0mSv未満*	1.0mSvを超える 5.0mSv以下	5.0mSvを超える 15mSv以下	5.0mSvを超える 15mSv以上	15mSvを超えるもの			
第1四半期	157	141	16	0	0	0	0	0.04	0.7	5.5
第2四半期	162	161	1	0	0	0	0	0.00	0.2	0.2
第3四半期	65	65	0	0	0	0	0	0.00	0	0.0
第4四半期	50	50	0	0	0	0	0	0.00	0	0.0
年 間	192	176	16	0	0	0	0	0.03	0.9	5.7

* 検出下限線量当量: 0.2 mSv

Table D.1.2-2 放射線業務従事者の作業者区分別実効線量当量分布

(むつ事業所, 1989年度)

作業者区分	放射線業務従事者 の人数	実効線量当量分布 (人)						平均実効 線量当量 (mSv)	最大実効 線量当量 (mSv)	集団実効 線量当量 (person・mSv)
		検出下限 線量当量未満*	0.2mSvを超える 1.0mSv未満*	1.0mSvを超える 5.0mSv以下	5.0mSvを超える 15mSv以下	5.0mSvを超える 15mSv以上	15mSvを超えるもの			
職 員 等	87	86	1	0	0	0	0	0.00	0.4	0.4
外來研究員等	0	0	0	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
諸 負 業 者	105	90	15	0	0	0	0	0.05	0.9	5.3
研 修 生	0	0	0	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
全 作 業 者	192	176	16	0	0	0	0	0.03	0.9	5.7

* 検出下限線量当量: 0.2 mSv

Table D.1.2-3 全身カウンタによる内部被ばく受検件数
 (対象: むつ事業所及び原子力船「むつ」の放射線業務従事者)

(むつ事業所, 1989年度)

	入 所 検 査	入退域 中 間 検 査	確 認 検 査	定 期 検 査	臨 時 検 査	退 所 検 査	合 計
第1四半期	61	43	109	0	0	36	249
第2四半期	57	36	109	0	0	71	273
第3四半期	47	4	103	0	0	68	222
第4四半期	59	4	103	0	0	64	230
合 計	224	87	424	0	0	239	974

D.1.3 施設の放射線管理

(1) 原子炉容器蓋開放点検における放射線管理

1988年8月から開始された原子炉容器蓋開放点検は、1989年においても引き続き実施し、同年9月には点検を終了、炉内の構造物はすべて原子力船「むつ」に装荷した。

1989年度中における原子炉容器蓋開放点検での燃料・廃棄物取扱棟内作業は以下のとおりであった。

- (a) 下部炉内構造物燃料体干涉部補修
- (b) 下部炉内構造物緩衝器補修
- (c) 制御棒一部更新作業
- (d) 燃料体解体・点検・再組立作業
- (e) 機器搬出・運搬・復旧作業

これら各機器の放射線レベルは、前年度の本報告にも述べたとおり、燃料体表面 $0.1 \sim 0.2 \text{ mSv/h}$ 、制御棒表面（局部） $0.1 \sim 0.2 \text{ mSv/h}$ 、下部炉内構造物内部（表面） 0.3 mSv/h 、(50 cm) 0.15 mSv/h であった。

また、表面汚染については各機器とも検出下限未満であったが、切削屑が問題となる制御棒の一部更新、燃料体解体・点検・再組立の各作業においては掃除器による切削屑の排除、グリーンハウスによる汚染拡大の防止措置を徹底させ汚染の拡大を極力防いだ。

原子炉容器蓋開放点検終了後は、これら作業場所について詳細なサーベイを実施し、すべての作業場所において汚染のないことを確認した。

原子炉容器蓋開放点検における線量当量分布を Table D.1.3 - 1 に示す。

(2) 燃料体解体・点検・再組立作業における放射線管理

1989年度中における原子炉容器蓋開放点検の中で被ばくの観点から最も考慮すべき燃料体解体・点検・再組立作業は1989年5月2日より実質的に開始された。作業の内容は、腐食等の発見された燃料棒を予備燃料棒と交換するため、燃料体の上部ノズルをフライス盤にて切り離し、燃料体からすべての燃料棒を抜き取り、燃料棒1本毎その外観を検査し、腐食等のある燃料棒は交換し、最終的に燃料体として組み立てるというもので、全燃料体（32体）を対象とした。

この作業において放射線管理上講じた主な措置は以下のとおりである。

- (a) 燃料体の解体・点検・再組立それぞれの作業を1ヶ所に集中させる。
- (b) 作業場所の周囲はポリシートで囲み（2 m程度の高さ）グリーンハウスとし、ハウス内の出入に際しては保護靴を履き替える。
- (c) 切削屑の出る上部ノズル解体作業者には、タイベックスーツ、靴カバー、半面マスクを着用させ作業者に対する切削屑の付着を防ぐ。
- (d) 切削屑の床での飛散を防ぐため、粘着シートを活用する。
- (e) 切削屑による空気中の飛散状況を確認するため、ダストモニタ及びローボリュームダストサンプラーを稼動する。
- (f) 燃料棒に接触する時間の多い作業者（燃料棒の点検、引き抜き、挿入）に対してはリングバッジを着用させる。

本作業中における放射線管理データを Table D.1.3 - 2 に、また各作業における作業位置での

線量当量率分布を Fig. D.1.3 - 1 に示す。これらデータの中から、汚染要因である切削屑は、微細粉塵とはなり得ず、その対処方法についても上記に掲げた措置で問題はなかったと思われる。組織線量当量については、燃料棒の点検作業者〔作業期間中最大 4.4 mSv (皮膚)〕が最も多く、次に燃料棒引抜・挿入作業〔作業期間中最大 1.7 mSv (皮膚)〕と続いており、局部被ばくの対象者選定も妥当であった。

全体的に、本作業の当初の計画線量当量 (18 人・ミリシーベルト) と比較しても計画どおりの作業であったといえる。

(3) 放射性汚染の状況

1989 年度においては、特に問題となる放射性汚染はなかった。

(上野 正幸)

Table D.1.3 - 1 原子炉容器蓋開放点検における線量当量分布

(むつ事業所, 1989 年度)

作業名	立入者 (人)	集団 実効線量当量 (person · mSv)	個人最大 実効線量当量 (mSv)	平均 実効線量当量 (mSv)
下部炉内構造物燃料体干涉部補修	13	0.80	0.43	0.06
下部炉内構造物緩衝器補修	16	0.83	0.20	0.05
制御棒一部更新作業	18	0.23	0.11	0.01
燃料体解体・点検・再組立作業	51	11.69	1.26	0.23
機器搬出・運搬・復旧作業	26	1.24	0.16	0.05

注意) 線量当量は、警報付ポケット線量計による値を mSv 換算した。

Table D.1.3 - 2 燃料体解体・点検・再組立作業における放射線管理データ

(むつ事業所、1989年度)

線量当量率	燃料集合体表面(最大)	($\mu\text{Sv}/\text{h}$)	170
	燃料集合体上部ノズル表面(最大)	($\mu\text{Sv}/\text{h}$)	9
	燃料棒一本表面(最大)	($\mu\text{Sv}/\text{h}$)	12
	燃料棒保管用トレイ表面	($\mu\text{Sv}/\text{h}$)	16
	燃料棒検査時表面(11本並べ)	($\mu\text{Sv}/\text{h}$)	75
空気中塵埃濃度	5/2 ~ 5/25 タストモニタ 全 β (Bq/cm^3)		1.9×10^{-9}
	" " 核種分析 (Bq/cm^3)	^{60}Co :	1.0×10^{-10}
	5/25~6/10 タストモニタ 全 β (Bq/cm^3)		2.3×10^{-9}
	" " 核種分析 (Bq/cm^3)	^{60}Co :	2.2×10^{-10}
	6/10~7/6 ダストモニタ 全 β (Bq/cm^3)		$< 7.7 \times 10^{-10}$
表面密度(床面、機器類)	6/15~7/6 ローポリューム エアサンプラー 全 β (Bq/cm^3)		$< 2.3 \times 10^{-9}$
	7/7 ~ 7/19 ダストモニタ 全 β (Bq/cm^3)		$< 2.1 \times 10^{-9}$
	7/7 ~ 7/19 ローポリューム エアサンプラー 全 β (Bq/cm^3)		$< 5.2 \times 10^{-9}$
	表面密度(床面、機器類) (Bq/cm^3)		全て検出下限表面密度未満
	切削屑の放射能濃度(試料: 1.45g) (Bq/g)		$^{60}\text{Co}: 1.6 \times 10^2$ (他核種未検出)
線量当量率	集団実効線量当量 (person · mSv)		11.69(4.7)
	最大実効線量当量 (mSv)		1.26(0.9)
	最大組織線量当量 (mSv)	皮膚	4.7

* 1 サンプリング箇所は、燃料棒引抜装置の切削始飛散場所とした。

* 2 実効線量当量の値は、警報付ポケット線量計による値を mSv 換算した。また、() 内数字は、フィルムバッジ (検出下限線量当量: 0.2 mSv) による結果を示す。

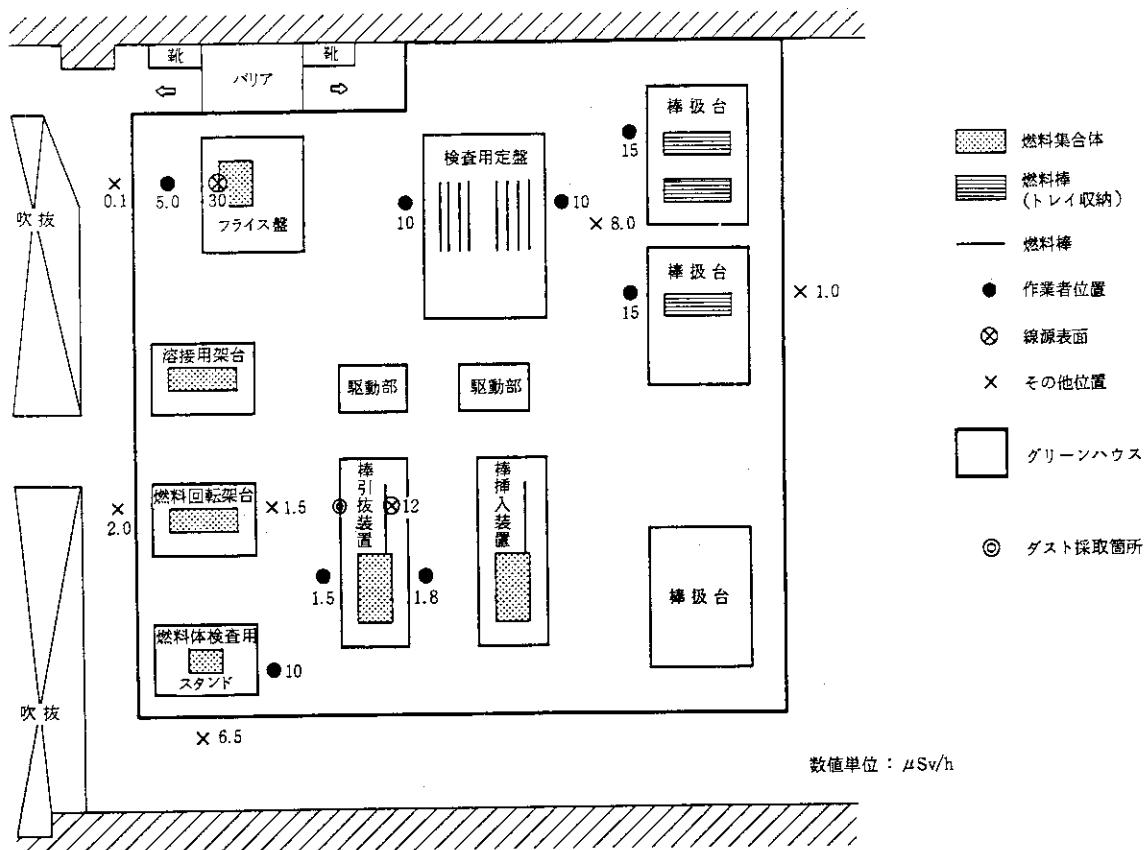


Fig. D.1.3 - 1 燃料体解体・点検・再組立作業における線量当量率分布

D.1.4 環境放射能の管理

(1) 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大湊並びに関根の両地区においてモニタリングポストにより 1988 年度同様実施した。

モニタリングポストにおける空気吸収線量率の月平均値と月間最大値を Table D.1.4 - 1 に示す。表中の「最大値」は、10 分平均の月間最大値であり、これらの値は全て降雨、降雪の影響によるもので、施設からの影響は、認められなかった。

但し、1989 年 9 月 29 日午後 8 時 40 分、太陽で大規模な表面爆発（フレア）が起きた際、その影響と思われる空気吸収線量率の上昇（高線量率系ポスト（電離箱式）全基で午後 9 時から午後 11 時までの間に通常の 12 ~ 14%（午後 9 時 10 分ピーク）の増加があった。）が観測された。ちなみに、理科学研究所宇宙放射線研究室では、120 ~ 300 GeV に達する高エネルギーの宇宙線が地上に届いたと結論付けている。

(b) モニタリングカーによる空気吸収線量率測定

1988 年度と同様、大湊及び関根の両地区で四半期毎にモニタリングカーで走行並びに定点測定を実施したが、異常は認められなかった。Table D.1.4 - 2 に定点での測定結果を示す。

(c) 環境中の空気吸収線量の監視

1988 年度と同様、大湊及び関根の両地区で 3 カ月間の空気吸収線量を測定した。施設からの放出放射能による異常は認められなかった。Table D.1.4 - 3 に測定結果を示す。

(d) 周辺監視区域境界の空気吸収線量率測定

1988 年度と同様、大湊及び関根の両地区でシンチレーション式サーベイメータ及びモニタリングカーで測定したが、異常は認められなかった。

(e) 気象・地震観測

1988 年度と同様、気象観測は大湊及び関根の両地区で、地震観測は関根地区でそれぞれ連続観測を行った。

1989 年度の県内有感地震は 61 回有り、その内当観測所で観測された地震は 38 回であった。観測された内最も大きな地震は、1989 年 11 月 2 日 3 時 26 分に発生した岩手県沖地震であり、震度 3 を記録した。この日は 6 回の地震を観測し、月間最多月は 11 月の 15 回であった。1989 年度は毎月 1 ~ 3 回の県内有感地震が発生していた。

(2) 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

1989 年度に定期的に実施した環境試料中の全 β 放射能測定は、試料の種類、頻度及び方法とも 1988 年度とほぼ同様であった。

各試料の測定結果を Table D.1.4 - 4 に示す。これらの値は、例年の測定結果と比べて大きな差はなく、施設からの影響は認められなかった。

(b) 環境試料中の放射性核種濃度

1989 年度に定期的に実施した環境試料中の放射性核種分析は、試料の種類、頻度及び方法とも 1988 年度とほぼ同様であった。

各試料の測定結果を Table D.1.4 - 5 に示す。また、大型水盤による降下塵の測定結果は Table D.1.4 - 6 に示す。いずれも異常は認められなかった。

(長根 悟)

Table D.1.4 - 1 固定モニタによる監視結果

(むつ事業所, 1989年度)

(大湊地区)

ポスト No.	年月	単位	1989年										1990年			年間 標準偏差
			4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3		
構内ボスト	MP-1	平均 nGy/h	20	20	20	20	21	22	21	23	22	20	16	21	21	1.7
		最大	38	43	45	32	38	65	56	90	56	73	50	42	90	-
構外ボスト	MP-2	平均 nGy/h	19	18	18	19	20	21	20	22	22	20	16	20	20	1.7
		最大	41	45	49	32	47	68	62	109	59	73	56	45	109	-
構外ボスト	MP-3	平均 nGy/h	18	18	18	18	19	20	19	21	20	19	15	19	19	1.5
		最大	40	45	49	33	45	70	58	94	55	74	50	42	94	-
構外ボスト	MP-4 (むつ市役所)	平均 nGy/h	22	21	22	22	23	24	23	24	23	21	17	23	22	1.9
		最大	37	40	42	31	41	62	51	66	52	63	46	39	66	-
構外ボスト	MP-5 (むつ測候所)	平均 nGy/h	18	18	18	17	18	19	18	20	19	18	15	18	18	1.2
		最大	37	43	40	30	38	64	45	74	52	72	50	39	74	-
構外ボスト	MP-6 (大平中学校)	平均 nGy/h	21	21	20	20	21	22	22	24	22	20	16	22	21	1.9
		最大	40	38	40	29	38	55	58	91	53	65	50	45	91	-
水モニタ	(岸壁)	平均 cps	4.1	4.1	4.2	4.1	4.1	4.1	4.0	3.9	3.9	3.8	3.7	3.8	4.0	0.16
		最大	5.8	5.5	7.7	4.5	5.2	9.6	5.0	5.9	5.6	5.5	4.9	4.6	9.6	-

検出器: 2 in ϕ × 2 in NaI (TI) シンチレーション検出器

型式: 白立形 検出器実効高さ 地上高 15 m

(むつ事業所, 1989年度)

(閑根地区)

ポスト No.	年月	単位	1989年										1990年			年間 標準偏差
			4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3		
構内ボスト	MP-1 (気象観測所)	平均 nGy/h	21	21	21	21	22	22	21	23	22	20	18	21	21	1.2
		最大	41	45	42	35	41	67	41	71	51	68	41	42	71	-
構内ボスト	MP-2 (施設正面)	平均 nGy/h	19	18	18	18	19	19	18	20	19	18	16	18	18	0.98
		最大	35	37	36	31	36	56	35	62	44	61	36	38	62	-
構内ボスト	MP-3 (施設港側)	平均 nGy/h	18	17	17	17	18	19	18	20	19	18	16	18	18	1.1
		最大	36	38	35	29	35	55	36	63	48	64	39	39	64	-
構外ボスト	MP-11 (燃焼棟前)	平均 nGy/h	22	22	22	21	21	21	21	22	22	20	18	21	21	1.2
		最大	42	43	41	37	40	59	40	67	50	63	38	41	67	-
構外ボスト	MP-12 (美付線側)	平均 nGy/h	19	19	19	19	19	19	18	20	19	18	16	18	19	1.0
		最大	37	39	38	32	38	57	36	63	48	59	37	39	63	-
構外ボスト	MP-4 (浜閑根)	平均 nGy/h	22	22	21	21	22	22	23	22	21	19	22	22	22	1.0
		最大	38	42	37	31	37	60	41	65	43	60	39	40	65	-
構外ボスト	MP-5 (閑根中学校)	平均 nGy/h	22	25	28	26	26	23	22	24	23	20	19	23	23	2.6
		最大	40	49	46	40	48	63	45	75	56	66	48	44	75	-
構外ボスト	MP-6 (水川日)	平均 nGy/h	24	26	27	26	26	24	24	26	24	22	21	24	25	1.8
		最大	42	46	46	41	44	66	42	72	55	71	45	47	72	-
水モニタ	(岸壁)	平均 cps	3.7	3.7	3.9	3.9	3.8	3.8	3.7	3.8	3.9	4.0	3.9	3.9	3.8	0.1
		最大	16.8	6.1	4.8	4.3	4.9	10.9	11.1	14.0	15.4	13.1	9.5	10.6	16.8	-

検出器: 2 in ϕ × 2 in NaI (TI) シンチレーション検出器

型式: 鉄筋コンクリート平家建 局舎型 検出器実効高さ 地上高 約 4.6 m

Table D.1.4 - 2 モニタリングカーによる空気吸収線量率測定結果

(むつ事業所, 1989年度)

(大湊地区)

番号	測定月日	1989年5月10日	1989年8月3日	1989年11月21日	1990年2月6日	備 考
		測定結果 地 点 名	空気吸収線量率 (nGy/h)	空気吸収線量率 (nGy/h)	空気吸収線量率 (nGy/h)	
1	下 北 橋	14	14	14	10	各地点で地上1.2mの高さで10分間計測を実施した。
2	市 営 グ ラ ン ド	14	14	13	9.4	
3	大 平 中 学 校	19	19	20	13	
4	運 動 公 園	29	29	28	19	
5	中 央 町 十 字 路	16	16	16	9.1	
6	む つ 市 役 所	24	23	23	15	
7	田 名 部 駅	17	17	18	11	
8	む つ 測 候 所	17	17	17	10	
9	第3田名部小学校	19	20	20	11	
10	海 老 川 橋	19	18	19	*	
11	田 名 部 中 学 校	16	16	16	12	
12	燃 料 交 換 棟 前	21	21	21	11	

*工事中につき測定不可能

(関根地区)

番号	測定月日	1989年5月11日	1989年8月9日	1989年11月22日	1990年2月26日	備 考
		測定結果 地 点 名	空気吸収線量率 (nGy/h)	空気吸収線量率 (nGy/h)	空気吸収線量率 (nGy/h)	
1	樺山小学校跡地	37	38	35	34	各地点で地上1.2mの高さで10分間計測を実施した。
2	水 川 目 ポ ス ト	34	33	32	32	
3	防衛・私道交叉点	28	30	27	29	
4	気 象 観 測 露 場	28	28	27	26	
5	鳥 沢 小 学 校	34	33	33	32	
6	む つ 市 境 界	16	17	14	15	
7	関根中学校ポスト	25	29	28	26	
8	陸 奥 関 根 駅	26	26	26	23	
9	北 関 根 神 社 奥	37	38	36	36	
10	進 入 ・ 防 衛 道 路	32	39	35	35	
11	大 利 小 学 校	34	36	33	31	
12	浜 関 根 ポ ス ト	30	31	29	28	

Table D.1.4 - 3 空気吸収線量測定結果

(むつ事業所, 1989年度)

(大湊地区)

番号	測定期間 測定結果 地點名	第1四半期		第2四半期		第3四半期		第4四半期		年間 空気吸収線量 (mGy)
		1989年 ~7月 3日	4月 4日	1989年 ~10月 3日	7月 3日	1989年 1990年	10月 3日 1月 8日	1990年 1月 8日	1月 8日 ~4月 2日	
		測定値 (mGy)	91日換算 値(mGy)	測定値 (mGy)	91日換算 値(mGy)	測定値 (mGy)	91日換算 値(mGy)	測定値 (mGy)	91日換算 値(mGy)	
1	ポスト No. 1	0.11	0.11	0.10	0.10	0.12	0.11	0.09	0.09	0.41
2	ポスト No. 2	0.10	0.11	0.10	0.10	0.12	0.11	0.08	0.09	0.41
3	ポスト No. 3	0.11	0.11	0.10	0.10	0.12	0.11	0.09	0.09	0.41
4	むつ市役所ポスト	0.12	0.12	0.10	0.10	0.13	0.12	0.09	0.10	0.44
5	むつ測候所ポスト	0.11	0.11	0.10	0.10	0.12	0.11	0.08	0.09	0.41
6	大平中学校ポスト	0.11	0.11	0.10	0.10	0.12	0.11	0.09	0.09	0.41
7	鉛容器内(5cm厚)	0.06	0.06	0.05	0.05	0.07	0.06	0.05	0.06	0.23

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

(関根地区)

番号	測定期間 測定結果 地點名	第1四半期		第2四半期		第3四半期		第4四半期		年間 空気吸収線量 (mGy)
		1989年 ~7月 4日	4月 5日	1989年 ~10月 4日	7月 4日	1989年 1990年	10月 4日 1月 9日	1990年 1月 9日	1月 9日 ~4月 3日	
		測定値 (mGy)	91日換算 値(mGy)	測定値 (mGy)	91日換算 値(mGy)	測定値 (mGy)	91日換算 値(mGy)	測定値 (mGy)	91日換算 値(mGy)	
1	気象観測露場	0.13	0.13	0.12	0.11	0.14	0.13	0.10	0.11	0.48
2	施設正門ポスト	0.13	0.13	0.12	0.12	0.15	0.14	0.10	0.11	0.50
3	施設港側ポスト	0.12	0.13	0.12	0.11	0.14	0.13	0.11	0.11	0.48
4	燃廃棟前ポスト	0.13	0.13	0.12	0.12	0.14	0.13	0.10	0.11	0.49
5	美付線側ポスト	0.12	0.13	0.11	0.11	0.13	0.13	0.10	0.10	0.47
6	資料棟	0.12	0.12	0.11	0.11	0.13	0.12	0.10	0.10	0.45
7	岸壁	0.09	0.09	0.09	0.09	0.11	0.10	0.08	0.09	0.37
8	浜関根ポスト	0.13	0.13	0.12	0.12	0.14	0.13	0.11	0.12	0.50
9	関根中学校ポスト	0.13	0.13	0.12	0.12	0.14	0.13	0.11	0.11	0.49
10	水川目ポスト	0.14	0.14	0.13	0.13	0.15	0.14	0.11	0.12	0.53
11	大利小学校	0.13	0.13	0.12	0.12	0.14	0.13	0.11	0.11	0.49
12	目名小学校	0.10	0.10	0.10	0.10	0.12	0.11	0.09	0.10	0.41
13	石持小学校	0.13	0.13	0.11	0.11	0.14	0.13	0.10	0.11	0.48
14	入口小学校	0.11	0.11	0.11	0.11	0.12	0.12	0.10	0.11	0.45
15	北関根集会所	0.13	0.13	0.13	0.13	0.15	0.14	0.11	0.12	0.52
16	島沢小学校	0.12	0.12	0.11	0.11	0.12	0.12	0.10	0.11	0.46

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

Table D.1.4-4 環境試料中の全β放射能測定結果

(むつ事業所, 1989年度)

(大湊地区)

試料・地点名	前 期	後 期	試料・地点名	前 期	後 期
陸 土 Bq/g乾土			畜 産 物 Bq/ℓ生		
ポスド No.1	(5月)3.4×10 ⁻¹	(11月)3.1×10 ⁻¹	牛乳(斗南ヶ丘)	(5月)4.5×10 ⁻¹	(11月)4.4×10 ⁻¹
飲 料 水 Bq/ℓ			水 産 物 Bq/g生		
事業所 ポンプ室	(5月)5.0×10 ⁻²	(11月)5.2×10 ⁻²	ホ タ テ	(5月)8.6×10 ⁻²	(11月)8.5×10 ⁻²
河 川 水 Bq/ℓ			海 水 Bq/ℓ		
田名部川 下北橋	(5月)1.1×10 ⁻²	(11月)1.2×10 ⁻²	岸 壁	(5月)1.7×10 ⁻²	(11月)1.6×10 ⁻²
河 底 土 Bq/g乾土			海 底 土 Bq/g乾土		
田名部川 下北橋	(5月)1.9×10 ⁻¹	(11月)1.1×10 ⁻¹	岸 壁	(5月)6.5×10 ⁻¹	(11月)5.8×10 ⁻¹

(関根地区)

試料・地点名	前 期	後 期	試料・地点名	前 期	後 期
陸 土 Bq/g乾土			農畜産物 Bq/ℓ, Bq/g生		
気象観測露場	(5月)5.0×10 ⁻¹	(11月)5.3×10 ⁻¹	牛 乳(水川目)	(5月)4.4×10 ⁻²	(11月)4.6×10 ⁻²
浜関根ポスト	(5月)4.9×10 ⁻¹	(11月)4.9×10 ⁻¹	松葉<指標生物>	(5月)1.0×10 ⁻¹	(11月)1.1×10 ⁻¹
関根中学校	(5月)6.5×10 ⁻¹	(11月)6.9×10 ⁻¹	ヨモギ< " >	(5月)2.1×10 ⁻¹	(9月)2.5×10 ⁻¹
水川目ポスト	(5月)6.5×10 ⁻¹	(11月)6.9×10 ⁻¹	牧 草(水川目)	(5月)1.6×10 ⁻¹	(11月)2.7×10 ⁻¹
農作物耕作地	(5月)3.0×10 ⁻¹	(11月)2.8×10 ⁻¹	キャベツ(美付)	(8月)6.1×10 ⁻²	—
飲 料 水 Bq/ℓ			ジャガイモ(")	(8月)1.1×10 ⁻¹	—
前浜簡易水道	(5月)1.1×10 ⁻¹	(11月)1.6×10 ⁻¹	米(美付)	—	(11月)2.5×10 ⁻²
樺山簡易水道	(5月)3.5×10 ⁻²	(11月)1.2×10 ⁻¹	水 産 物 Bq/g生		
水川目簡易水道	(5月)6.4×10 ⁻²	(11月)1.5×10 ⁻¹	カレイ(関根沖)	(5月)1.3×10 ⁻¹	(11月)1.2×10 ⁻¹
高梨川目簡易水道	(5月)7.8×10 ⁻²	(11月)2.1×10 ⁻¹	コンブ(")	(5月)4.7×10 ⁻¹	(11月)3.6×10 ⁻¹
河 川 水 Bq/ℓ			ホンダワラ(")	(5月)3.5×10 ⁻¹	—
美付川	(5月)1.1×10 ⁻¹	(11月)8.1×10 ⁻²	海 水 Bq/ℓ		
出戸川	(5月)1.3×10 ⁻¹	(11月)2.6×10 ⁻¹	港 内	(5月)2.8×10 ⁻²	(11月)2.8×10 ⁻²
河 底 土 Bq/g乾土			港 外	(5月)2.9×10 ⁻²	(11月)2.3×10 ⁻²
美付川	(5月)9.0×10 ⁻²	(11月)1.2×10 ⁻¹	沖 合	(5月)3.4×10 ⁻²	(11月)2.4×10 ⁻²
出戸川	(5月)9.4×10 ⁻²	(11月)7.3×10 ⁻²	海 底 土 Bq/g乾土		
海 底 土 Bq/g乾土			港 外	(5月)1.2×10 ⁻¹	(11月)2.6×10 ⁻¹
港 内	(5月)4.9×10 ⁻¹	(11月)3.5×10 ⁻¹	沖 合	(5月)1.9×10 ⁻¹	(11月)2.3×10 ⁻¹

Table D.1.4 - 5 環境試料中の放射性核種濃度

(むつ事業所, 1989年度)

(関根地区)

項目	採取年月	採取地點	^3H	^{54}Mn	^{60}Co	^{90}Sr	^{131}I	^{137}Cs	^{144}Ce	単位
飲 料 水	1989年 5月 11月	前浜簡易水道	1.7×10^0 2.7×10^0	$<7.0 \times 10^{-4}$ $<8.2 \times 10^{-4}$ $<9.5 \times 10^{-4}$	$<1.0 \times 10^{-3}$ $<9.3 \times 10^{-4}$	— —	— —	$<7.4 \times 10^{-4}$ $<9.8 \times 10^{-4}$	$<3.8 \times 10^{-3}$ $<3.8 \times 10^{-3}$	Bq/ ℓ
	1989年 5月 11月	樺山簡易水道	1.1×10^0 2.7×10^0	$<8.1 \times 10^{-4}$ $<7.6 \times 10^{-4}$ $<9.3 \times 10^{-4}$	$<1.4 \times 10^{-3}$ $<1.1 \times 10^{-3}$	— —	— —	$<6.4 \times 10^{-4}$ $<7.8 \times 10^{-4}$	$<4.7 \times 10^{-3}$ $<3.0 \times 10^{-3}$	
	1989年 5月 11月	水川目簡易水道	1.6×10^0 2.0×10^0	$<8.4 \times 10^{-4}$ $<7.8 \times 10^{-4}$ $<1.9 \times 10^{-3}$	$<9.7 \times 10^{-4}$ $<1.0 \times 10^{-3}$	— —	— —	$<7.6 \times 10^{-4}$ $<8.8 \times 10^{-4}$	$<4.5 \times 10^{-3}$ $<2.8 \times 10^{-3}$	
	1989年 5月 11月	高梨川目簡易水道	1.6×10^0 1.6×10^0	$<7.8 \times 10^{-4}$ $<8.2 \times 10^{-4}$ $<1.0 \times 10^{-3}$	$<1.0 \times 10^{-3}$ $<1.0 \times 10^{-3}$	— —	— —	$<7.6 \times 10^{-4}$ $<9.0 \times 10^{-4}$	$<4.8 \times 10^{-3}$ $<2.8 \times 10^{-3}$	
	1989年 5月 11月	田名部浄水場	$<1.0 \times 10^0$ $<9.8 \times 10^{-1}$	$<4.2 \times 10^{-3}$ $<4.0 \times 10^{-3}$ $<1.1 \times 10^{-3}$	$<1.0 \times 10^{-3}$ $<1.1 \times 10^{-3}$	— —	— —	$<2.3 \times 10^{-3}$ $<2.2 \times 10^{-3}$	$<1.3 \times 10^{-2}$ $<9.3 \times 10^{-3}$	
	1989年 5月 11月	大畠浄水場	$<9.8 \times 10^{-1}$ $<9.8 \times 10^{-1}$	$<2.5 \times 10^{-3}$ $<4.0 \times 10^{-3}$ $<1.1 \times 10^{-3}$	$<5.9 \times 10^{-4}$ $<1.1 \times 10^{-3}$	— —	— —	$<1.4 \times 10^{-3}$ $<2.3 \times 10^{-3}$	$<8.2 \times 10^{-3}$ $<1.4 \times 10^{-2}$	
	1989年 5月 11月	入口地下水	$<9.9 \times 10^{-1}$ $<9.7 \times 10^{-1}$	$<4.1 \times 10^{-3}$ $<4.1 \times 10^{-3}$ $<1.0 \times 10^{-3}$	$<1.1 \times 10^{-3}$ $<1.0 \times 10^{-3}$	— —	— —	$<2.3 \times 10^{-3}$ $<2.3 \times 10^{-3}$	$<1.3 \times 10^{-2}$ $<1.4 \times 10^{-2}$	
	1989年 5月 11月	岩屋浄水場	$<9.8 \times 10^{-1}$ $<1.0 \times 10^0$	$<2.2 \times 10^{-3}$ $<4.6 \times 10^{-3}$ $<1.2 \times 10^{-3}$	$<6.0 \times 10^{-4}$ $<1.2 \times 10^{-3}$	— —	— —	$<1.3 \times 10^{-3}$ $<2.5 \times 10^{-3}$	$<8.0 \times 10^{-3}$ $<8.2 \times 10^{-3}$	
牛 乳	1989年 5月 11月	水川目酪農	— —	$<2.3 \times 10^{-2}$ $<2.1 \times 10^{-2}$ $<3.7 \times 10^{-2}$	$<3.0 \times 10^{-2}$ $<3.7 \times 10^{-2}$	— —	*1 $<3.5 \times 10^{-2}$ *1 $<3.8 \times 10^{-2}$	6.0×10^{-2} 8.8×10^{-2}	$<1.3 \times 10^{-1}$ $<1.1 \times 10^{-1}$	Bq/ ℓ 生
キャベツ	1989年 7月	美付地区	—	$<1.7 \times 10^{-2}$	$<1.8 \times 10^{-2}$	(4.2 $\times 10^{-2}$)	—	3.2×10^{-2}	$<4.5 \times 10^{-2}$	Bq/kg生
ジャガイモ	1989年 8月	“	—	$<1.8 \times 10^{-2}$	$<2.5 \times 10^{-2}$	(2.7 $\times 10^{-2}$)	—	5.4×10^{-2}	$<7.0 \times 10^{-2}$	
米	1989年11月	“	—	$<2.0 \times 10^{-2}$	$<1.9 \times 10^{-2}$	(1.7 $\times 10^{-2}$)	—	2.6×10^{-1}	$<6.6 \times 10^{-2}$	
カレイ	1989年 5月 11月	関根浜漁港沖	— —	$<2.9 \times 10^{-2}$ $<3.2 \times 10^{-2}$	$<5.5 \times 10^{-2}$ $<3.7 \times 10^{-2}$	(1.6 $\times 10^{-2}$) (<1.9 $\times 10^{-2}$)	— —	1.5×10^{-1} 1.2×10^{-1}	$<1.4 \times 10^{-1}$ $<1.3 \times 10^{-1}$	
コンブ	1989年 5月 11月	関根浜漁港沖	— —	$<8.9 \times 10^{-2}$ $<7.6 \times 10^{-2}$	$<1.2 \times 10^{-2}$ $<8.6 \times 10^{-1}$	(<1.5 $\times 10^{-2}$) (<1.6 $\times 10^{-2}$)	— *2 $<9.3 \times 10^{-2}$	$<8.5 \times 10^{-2}$ 9.4×10^{-2}	$<4.0 \times 10^{-1}$ $<2.0 \times 10^{-1}$	
タコ	1989年 5月 11月	“	— —	$<1.4 \times 10^{-1}$ $<1.5 \times 10^{-1}$ $<4.6 \times 10^{-2}$	$<4.8 \times 10^{-2}$ $<4.6 \times 10^{-2}$	(<2.7 $\times 10^{-2}$) (<2.9 $\times 10^{-2}$)	— —	$<5.4 \times 10^{-2}$ $<5.3 \times 10^{-2}$	$<2.9 \times 10^{-1}$ $<2.8 \times 10^{-1}$	
ホンダワラ	1989年 5月	“	—	$<9.3 \times 10^{-2}$	$<1.1 \times 10^{-1}$	(<1.5 $\times 10^{-2}$)	—	$<6.9 \times 10^{-2}$	$<4.7 \times 10^{-1}$	
クロソイ	1989年11月	大畠漁港沖	—	$<2.2 \times 10^{-1}$	$<7.2 \times 10^{-2}$	(<2.9 $\times 10^{-2}$)	—	3.3×10^{-1}	$<5.0 \times 10^{-1}$	
イカ	1989年 5月 11月	“	— —	$<1.3 \times 10^{-1}$ $<1.2 \times 10^{-1}$ $<3.8 \times 10^{-2}$	$<4.8 \times 10^{-2}$ $<3.8 \times 10^{-2}$	(<2.8 $\times 10^{-2}$) (<3.3 $\times 10^{-2}$)	— —	$<6.9 \times 10^{-2}$ $<5.9 \times 10^{-2}$	$<2.2 \times 10^{-1}$ $<2.7 \times 10^{-1}$	
ホタテ	1989年 5月 11月	石持漁港沖	— —	$<1.5 \times 10^{-1}$ $<9.7 \times 10^{-2}$	$<4.8 \times 10^{-2}$ $<3.0 \times 10^{-2}$	(<2.7 $\times 10^{-2}$) (<3.0 $\times 10^{-2}$)	— —	$<5.4 \times 10^{-2}$ $<5.0 \times 10^{-2}$	$<2.7 \times 10^{-1}$ $<2.5 \times 10^{-1}$	
	1989年 5月	野生漁港沖	—	$<1.5 \times 10^{-1}$	$<4.8 \times 10^{-2}$	(<2.3 $\times 10^{-2}$)	—	$<7.2 \times 10^{-2}$	$<2.9 \times 10^{-1}$	
ヒラメ	1989年 5月 11月	石持漁港沖	— —	$<1.5 \times 10^{-1}$ $<1.7 \times 10^{-1}$ $<5.8 \times 10^{-2}$	$<6.6 \times 10^{-2}$ $<2.8 \times 10^{-2}$	(<2.9 $\times 10^{-2}$) (<2.8 $\times 10^{-2}$)	— —	2.1×10^{-1} 3.1×10^{-1}	$<4.1 \times 10^{-1}$ $<3.6 \times 10^{-1}$	
	1989年 5月 11月	野生漁港沖	— —	$<6.9 \times 10^{-2}$ $<7.5 \times 10^{-2}$	$<5.4 \times 10^{-2}$ $<6.1 \times 10^{-2}$	(<2.3 $\times 10^{-2}$) (<2.7 $\times 10^{-2}$)	— —	2.6×10^{-1} 2.0×10^{-1}	$<2.6 \times 10^{-1}$ $<2.8 \times 10^{-1}$	
アイナメ	1989年 5月 11月	岩屋漁港沖	— —	$<1.1 \times 10^{-1}$ $<7.3 \times 10^{-2}$	$<4.5 \times 10^{-2}$ $<3.4 \times 10^{-2}$	(<2.4 $\times 10^{-2}$) (<2.8 $\times 10^{-2}$)	— —	1.3×10^{-1} 2.0×10^{-1}	$<2.4 \times 10^{-1}$ $<2.2 \times 10^{-1}$	
アワビ	1989年11月	“	—	$<1.7 \times 10^{-1}$	$<5.0 \times 10^{-2}$	(<3.3 $\times 10^{-2}$)	—	7.2×10^{-2}	$<4.3 \times 10^{-1}$	
フノリ	1989年 5月	“	—	$<3.7 \times 10^{-1}$	$<1.1 \times 10^{-1}$	(6.0 $\times 10^{-2}$)	—	$<1.8 \times 10^{-1}$	$<8.3 \times 10^{-1}$	
松 葉	1989年 5月 11月	定係港周辺	— —	$<2.0 \times 10^{-2}$ $<2.6 \times 10^{-2}$	$<2.6 \times 10^{-2}$ $<4.8 \times 10^{-2}$	— —	— *2 $<1.7 \times 10^0$	3.6×10^{-1} 4.9×10^{-1}	$<1.1 \times 10^{-1}$ $<1.4 \times 10^{-1}$	
ヨモギ	1989年 5月 9月	“	—	$<5.5 \times 10^{-2}$ $<5.6 \times 10^{-2}$	$<6.3 \times 10^{-2}$ $<7.8 \times 10^{-2}$	— —	— *2 $<1.8 \times 10^0$	$<5.5 \times 10^{-2}$ 3.2×10^{-1}	$<3.0 \times 10^{-1}$ $<1.8 \times 10^{-1}$	
牧 草	1989年 5月 11月	水川目酪農	— —	$<4.6 \times 10^{-2}$ $<5.4 \times 10^{-2}$	$<5.9 \times 10^{-2}$ $<6.6 \times 10^{-2}$	— —	— —	6.7×10^{-2} 9.4×10^{-2}	$<2.2 \times 10^{-1}$ $<2.0 \times 10^{-1}$	

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

(むつ事業所, 1989年度)

(関根地区)

項目	採取年月	採取地点	³ H	⁵⁴ Mn	⁶⁰ Co	⁹⁰ Sr	¹³⁷ Cs	¹⁴⁴ Ce	単位
河川水	1989年 5月 11月	美付川	2.0×10^0 3.3×10^0	$< 7.9 \times 10^{-4}$ $< 1.6 \times 10^{-3}$	$< 1.1 \times 10^{-3}$ $< 1.6 \times 10^{-3}$	(5.0 $\times 10^{-3}$) (4.8 $\times 10^{-3}$)	$< 7.9 \times 10^{-4}$ $< 1.9 \times 10^{-3}$	$< 4.3 \times 10^{-3}$ $< 7.2 \times 10^{-3}$	Bq/ℓ
	1989年 5月 11月	出戸川	3.6×10^0 3.8×10^0	$< 1.7 \times 10^{-3}$ $< 1.1 \times 10^{-3}$	$< 1.1 \times 10^{-3}$ $< 1.9 \times 10^{-3}$	(3.3 $\times 10^{-3}$) (2.1 $\times 10^{-3}$)	$< 7.5 \times 10^{-4}$ $< 1.6 \times 10^{-3}$	$< 2.9 \times 10^{-3}$ $< 5.7 \times 10^{-3}$	
	1989年 5月 11月	大畠川	2.1×10^0 1.1×10^0	$< 2.3 \times 10^{-3}$ $< 2.2 \times 10^{-3}$	$< 6.1 \times 10^{-4}$ $< 1.0 \times 10^{-3}$	—	$< 1.4 \times 10^{-3}$ $< 2.3 \times 10^{-3}$	$< 8.2 \times 10^{-3}$ $< 1.3 \times 10^{-2}$	
	1989年 5月 11月	正津川	1.9×10^0 $< 9.8 \times 10^{-1}$	$< 3.9 \times 10^{-3}$ $< 4.0 \times 10^{-3}$	$< 1.0 \times 10^{-3}$ $< 1.0 \times 10^{-3}$	—	$< 2.3 \times 10^{-3}$ 3.3×10^{-3}	$< 1.3 \times 10^{-2}$ $< 1.3 \times 10^{-2}$	
	1989年 5月 11月	入口川	2.4×10^0 2.4×10^0	$< 3.6 \times 10^{-3}$ $< 3.9 \times 10^{-3}$	$< 9.7 \times 10^{-4}$ $< 9.6 \times 10^{-4}$	—	$< 2.1 \times 10^{-3}$ $< 2.1 \times 10^{-3}$	$< 1.2 \times 10^{-2}$ $< 1.3 \times 10^{-2}$	
	1989年 5月 11月	野牛川	1.8×10^0 1.8×10^0	$< 3.6 \times 10^{-3}$ $< 2.3 \times 10^{-3}$	$< 9.6 \times 10^{-4}$ $< 5.9 \times 10^{-4}$	—	$< 2.2 \times 10^{-3}$ $< 1.3 \times 10^{-3}$	$< 1.2 \times 10^{-2}$ $< 8.2 \times 10^{-3}$	
	1989年 5月 11月	蓑部川	1.5×10^0 $< 1.0 \times 10^0$	$< 2.2 \times 10^{-3}$ $< 4.4 \times 10^{-3}$	$< 5.4 \times 10^{-4}$ $< 1.1 \times 10^{-3}$	—	$< 1.3 \times 10^{-3}$ $< 2.4 \times 10^{-3}$	$< 7.9 \times 10^{-3}$ $< 7.7 \times 10^{-3}$	
	1989年 5月 11月	関根浜港 港内	2.0×10^0 2.7×10^0	$< 1.0 \times 10^{-3}$ $< 7.5 \times 10^{-4}$	$< 1.4 \times 10^{-3}$ $< 1.2 \times 10^{-3}$	(< 4.4 $\times 10^{-3}$) (< 1.8 $\times 10^{-3}$)	3.9×10^{-3} 4.4×10^{-3}	$< 5.6 \times 10^{-3}$ $< 3.4 \times 10^{-3}$	
	1989年 5月 11月	関根浜港 港外	$< 8.5 \times 10^{-1}$ 2.6×10^0	$< 1.1 \times 10^{-3}$ $< 8.7 \times 10^{-4}$	$< 2.2 \times 10^{-3}$ $< 7.7 \times 10^{-4}$	(< 3.8 $\times 10^{-3}$) (< 2.4 $\times 10^{-3}$)	4.2×10^{-3} $< 2.8 \times 10^{-3}$	$< 6.5 \times 10^{-3}$ $< 2.4 \times 10^{-3}$	
	1989年 5月 11月	関根浜港 沖合	1.2×10^0 2.2×10^0	$< 1.1 \times 10^{-3}$ $< 9.7 \times 10^{-4}$	$< 1.2 \times 10^{-3}$ $< 1.8 \times 10^{-3}$	(< 3.8 $\times 10^{-3}$) (< 2.3 $\times 10^{-3}$)	$< 1.5 \times 10^{-3}$ 3.9×10^{-3}	$< 6.6 \times 10^{-3}$ $< 6.0 \times 10^{-3}$	
海水	1989年 5月 11月	大畠漁港沖	$< 8.9 \times 10^{-1}$ $< 1.0 \times 10^0$	$< 4.2 \times 10^{-3}$ $< 2.8 \times 10^{-3}$	$< 1.1 \times 10^{-3}$ $< 7.1 \times 10^{-4}$	(2.3 $\times 10^{-3}$) (3.4 $\times 10^{-3}$)	4.2×10^{-3} 4.1×10^{-3}	$< 1.5 \times 10^{-2}$ $< 7.5 \times 10^{-3}$	Bq/kg乾土
	1989年 5月 11月	関根浜漁港沖	$< 9.0 \times 10^{-1}$ $< 1.0 \times 10^0$	$< 2.5 \times 10^{-3}$ $< 3.0 \times 10^{-3}$	$< 6.5 \times 10^{-4}$ $< 7.4 \times 10^{-4}$	(3.1 $\times 10^{-3}$) (2.2 $\times 10^{-3}$)	3.8×10^{-3} 3.3×10^{-3}	$< 9.4 \times 10^{-3}$ $< 8.5 \times 10^{-3}$	
	1989年 5月 11月	石持漁港沖	$< 9.1 \times 10^{-1}$ $< 9.9 \times 10^{-1}$	$< 2.5 \times 10^{-3}$ $< 3.6 \times 10^{-3}$	$< 6.5 \times 10^{-4}$ $< 9.7 \times 10^{-4}$	(2.5 $\times 10^{-3}$) (2.7 $\times 10^{-3}$)	4.8×10^{-3} 4.3×10^{-3}	$< 9.1 \times 10^{-3}$ $< 9.8 \times 10^{-3}$	
	1989年 5月 11月	野牛漁港沖	$< 9.0 \times 10^{-1}$ $< 1.0 \times 10^0$	$< 4.3 \times 10^{-3}$ $< 4.6 \times 10^{-3}$	$< 1.1 \times 10^{-3}$ $< 1.3 \times 10^{-3}$	(3.2 $\times 10^{-3}$) (2.4 $\times 10^{-3}$)	4.0×10^{-3} 4.3×10^{-3}	$< 1.4 \times 10^{-2}$ $< 1.0 \times 10^{-2}$	
	1989年 5月 11月	岩屋漁港沖	$< 9.1 \times 10^{-1}$ $< 1.0 \times 10^0$	$< 2.4 \times 10^{-3}$ $< 4.7 \times 10^{-3}$	$< 6.2 \times 10^{-4}$ $< 1.2 \times 10^{-3}$	(2.5 $\times 10^{-3}$) (3.2 $\times 10^{-3}$)	4.0×10^{-3} 6.1×10^{-3}	$< 9.4 \times 10^{-3}$ $< 1.6 \times 10^{-2}$	
河底土	1989年 5月 11月	美付川	—	$< 3.0 \times 10^{-1}$ $< 3.8 \times 10^{-1}$	$< 6.1 \times 10^{-1}$ $< 4.0 \times 10^{-1}$	(8.4 $\times 10^{-1}$) (7.8 $\times 10^{-1}$)	2.3×10^0 2.8×10^0	$< 2.2 \times 10^0$ $< 2.4 \times 10^0$	Bq/kg乾土
	1989年 5月 11月	出戸川	—	$< 3.5 \times 10^{-1}$ $< 3.5 \times 10^{-1}$	$< 3.9 \times 10^{-1}$ $< 4.4 \times 10^{-1}$	(3.3 $\times 10^{-1}$) (4.2 $\times 10^{-1}$)	1.3×10^0 8.6×10^{-1}	$< 2.4 \times 10^0$ $< 9.7 \times 10^{-1}$	
	1989年 5月 11月	大畠川	—	$< 2.6 \times 10^0$ $< 1.1 \times 10^0$	$< 6.5 \times 10^{-1}$ $< 2.8 \times 10^{-1}$	(7.5 $\times 10^{-1}$) (5.2 $\times 10^{-1}$)	4.6×10^0 3.3×10^0	$< 6.1 \times 10^0$ $< 4.4 \times 10^0$	
	1989年 5月 11月	正津川	—	$< 3.0 \times 10^0$ $< 3.2 \times 10^0$	$< 7.2 \times 10^{-1}$ $< 8.5 \times 10^{-1}$	(3.6 $\times 10^{-1}$) (5.7 $\times 10^{-1}$)	2.3×10^0 2.6×10^0	$< 6.0 \times 10^0$ $< 7.3 \times 10^0$	
	1989年 5月 11月	入口川	—	$< 2.7 \times 10^0$ $< 2.1 \times 10^0$	$< 7.3 \times 10^{-1}$ $< 5.4 \times 10^{-1}$	(6.2 $\times 10^{-1}$) (1.3 $\times 10^0$)	$< 1.6 \times 10^0$ 1.2×10^1	$< 6.4 \times 10^0$ $< 7.5 \times 10^0$	
	1989年 5月 11月	野牛川	—	$< 2.5 \times 10^0$ $< 3.0 \times 10^0$	$< 6.9 \times 10^{-1}$ $< 7.7 \times 10^{-1}$	(3.7 $\times 10^{-1}$) (3.2 $\times 10^{-1}$)	$< 1.4 \times 10^0$ $< 1.6 \times 10^0$	$< 5.7 \times 10^0$ $< 9.4 \times 10^0$	
	1989年 5月 11月	蓑部川	—	$< 3.0 \times 10^0$ $< 2.0 \times 10^0$	$< 7.8 \times 10^{-1}$ $< 4.9 \times 10^{-1}$	(4.6 $\times 10^{-1}$) (3.8 $\times 10^{-1}$)	2.1×10^0 1.7×10^0	$< 6.5 \times 10^0$ $< 5.4 \times 10^0$	
海底土	1989年 5月 11月	関根浜港 港内	—	$< 1.2 \times 10^0$ $< 1.2 \times 10^0$	$< 1.0 \times 10^0$ $< 2.1 \times 10^0$	(< 2.4 $\times 10^{-1}$) (< 2.8 $\times 10^{-1}$)	1.9×10^0 $< 1.7 \times 10^0$	$< 7.1 \times 10^0$ $< 6.9 \times 10^0$	Bq/kg乾土
	1989年 5月 11月	関根浜港 港外	—	$< 4.7 \times 10^{-1}$ $< 6.4 \times 10^{-1}$	$< 5.2 \times 10^{-1}$ $< 6.4 \times 10^{-1}$	(< 2.0 $\times 10^{-1}$) (< 1.7 $\times 10^{-1}$)	$< 5.4 \times 10^{-1}$ $< 5.8 \times 10^{-1}$	$< 3.5 \times 10^0$ $< 2.8 \times 10^0$	
	1989年 5月 11月	関根浜港 沖合	—	$< 4.7 \times 10^{-1}$ $< 5.6 \times 10^{-1}$	$< 6.2 \times 10^{-1}$ $< 7.9 \times 10^{-1}$	(< 1.9 $\times 10^{-1}$) (< 1.6 $\times 10^{-1}$)	$< 6.2 \times 10^{-1}$ $< 5.7 \times 10^{-1}$	$< 3.5 \times 10^0$ $< 3.0 \times 10^0$	
	1989年 5月 11月	大畠漁港沖	—	$< 3.1 \times 10^0$ $< 2.7 \times 10^0$	$< 7.6 \times 10^{-1}$ $< 6.9 \times 10^{-1}$	(< 3.3 $\times 10^{-1}$) (< 2.7 $\times 10^{-1}$)	$< 1.7 \times 10^0$ $< 1.5 \times 10^0$	$< 1.1 \times 10^1$ $< 1.0 \times 10^1$	
	1989年 5月 11月	関根浜漁港沖	—	$< 2.0 \times 10^0$ $< 1.3 \$					

(関根地区)

項目	採取年月	採取地点	^{54}Mn	^{60}Co	^{90}Sr	^{137}Cs	^{144}Ce	単位
陸 土	1989年 5月	気象観測場	$< 7.8 \times 10^{-1}$	$< 1.0 \times 10^0$	—	$< 1.3 \times 10^0$	$< 4.3 \times 10^0$	Bq/kg乾土
	11月	水川	$< 9.1 \times 10^{-1}$	$< 7.1 \times 10^{-1}$	—	3.6×10^0	$< 4.7 \times 10^0$	
	1989年 5月	浜岡根ポスト	$< 7.6 \times 10^{-1}$	$< 8.4 \times 10^{-1}$	—	1.1×10^1	$< 5.1 \times 10^0$	
	11月	水川	$< 1.3 \times 10^0$	$< 1.0 \times 10^0$	—	1.3×10^1	$< 5.8 \times 10^0$	
	1989年 5月	関根中学校	$< 8.5 \times 10^{-1}$	$< 8.4 \times 10^{-1}$	—	4.6×10^1	$< 1.3 \times 10^1$	
	11月	水川	$< 1.3 \times 10^0$	$< 1.0 \times 10^0$	—	5.1×10^1	$< 6.2 \times 10^0$	
	1989年 5月	水川日バス停	$< 1.1 \times 10^0$	$< 1.2 \times 10^0$	—	1.9×10^1	$< 1.0 \times 10^1$	
	11月	水川	$< 8.0 \times 10^{-1}$	$< 8.8 \times 10^{-1}$	—	1.7×10^1	$< 6.0 \times 10^0$	
	1989年 5月	農作物耕作地	$< 6.0 \times 10^{-1}$	$< 6.3 \times 10^{-1}$	—	1.7×10^1	$< 5.1 \times 10^0$	
	11月	水川	$< 1.3 \times 10^0$	$< 1.3 \times 10^0$	—	1.9×10^1	$< 5.3 \times 10^0$	
1989年 5月	大安寺	水川	$< 3.1 \times 10^0$	$< 8.0 \times 10^{-1}$	(9.0×10^0)	3.0×10^1	$< 1.1 \times 10^1$	Bq/kg乾土
	11月	水川	$< 1.8 \times 10^0$	$< 4.6 \times 10^{-1}$	(8.0×10^0)	3.0×10^1	$< 7.1 \times 10^0$	
	1989年 5月	鳥沢小学校	$< 3.2 \times 10^0$	$< 9.5 \times 10^{-1}$	(2.3×10^0)	1.9×10^1	$< 7.0 \times 10^0$	
	11月	水川	$< 1.7 \times 10^0$	$< 4.4 \times 10^{-1}$	(1.6×10^0)	1.7×10^1	$< 4.7 \times 10^0$	
	1989年 5月	人利小学校	$< 3.3 \times 10^0$	$< 8.3 \times 10^{-1}$	(4.4×10^0)	9.4×10^0	$< 1.1 \times 10^1$	
	11月	水川	$< 3.7 \times 10^0$	$< 1.0 \times 10^0$	(6.8×10^0)	1.7×10^1	$< 8.0 \times 10^0$	
	1989年 5月	田名小学校	$< 2.8 \times 10^0$	$< 6.8 \times 10^{-1}$	(1.5×10^0)	4.6×10^0	$< 9.7 \times 10^0$	
	11月	水川	$< 3.9 \times 10^0$	$< 1.0 \times 10^0$	(4.8×10^0)	2.0×10^0	$< 8.9 \times 10^0$	
	1989年 5月	石持小学校	$< 4.5 \times 10^0$	$< 1.1 \times 10^0$	(3.7×10^0)	5.2×10^0	$< 1.4 \times 10^1$	
	11月	水川	$< 2.7 \times 10^0$	$< 6.5 \times 10^{-1}$	(4.4×10^0)	1.4×10^1	$< 8.1 \times 10^0$	
1989年 5月	人口小学校	水川	$< 3.7 \times 10^0$	$< 9.1 \times 10^{-1}$	(1.6×10^0)	1.3×10^1	$< 1.2 \times 10^1$	Bq/kg乾土
	11月	水川	$< 3.6 \times 10^0$	$< 9.0 \times 10^{-1}$	(1.2×10^0)	9.2×10^0	$< 1.2 \times 10^1$	
	1989年 5月	田名部浄水場	$< 3.2 \times 10^0$	$< 8.8 \times 10^{-1}$	(1.0×10^0)	4.8×10^0	$< 6.4 \times 10^0$	
	11月	水川	$< 3.0 \times 10^0$	$< 7.4 \times 10^{-1}$	(2.3×10^{-1})	1.9×10^0	$< 1.0 \times 10^1$	

(人森地区)

項目	採取年月	採取地点	^{54}Mn	^{60}Co	^{137}Cs	^{144}Ce	単位
ホ タ チ	1989年 5月	むつ漁港沖	$< 2.3 \times 10^{-2}$	$< 3.0 \times 10^{-2}$	4.2×10^{-2}	$< 5.9 \times 10^{-2}$	Bq/kg乾土
	11月	むつ漁港沖	$< 2.3 \times 10^{-2}$	$< 2.8 \times 10^{-2}$	5.3×10^{-2}	$< 5.3 \times 10^{-2}$	
海 水	1989年 5月	壁	$< 7.5 \times 10^{-4}$	$< 1.0 \times 10^{-3}$	3.1×10^{-3}	$< 2.4 \times 10^{-3}$	Bq/ℓ
	11月	壁	$< 6.4 \times 10^{-4}$	$< 5.5 \times 10^{-4}$	2.8×10^{-3}	$< 1.8 \times 10^{-3}$	
海 底	1989年 5月	壁	$< 6.4 \times 10^{-4}$	$< 6.1 \times 10^{-4}$	9.8×10^0	$< 2.7 \times 10^0$	Bq/kg乾土
	11月	壁	$< 6.4 \times 10^{-4}$	$< 7.0 \times 10^{-4}$	9.4×10^0	$< 2.7 \times 10^0$	

Table D.1.4-6 降下物中の放射性核種濃度

(むつ事業所, 1989年度)

(単位: Bq/km²)

採取年月	⁷ Bc	⁵⁴ Mn	⁶⁰ Co	⁹⁵ Zr	⁹⁵ Nb	¹³⁷ Cs	¹⁴⁴ Ce
1989年 4月	7.5×10^7	< 3.9×10^4	< 3.9×10^4	< 6.4×10^4	< 3.1×10^4	< 3.6×10^4	< 1.3×10^5
5月	7.6×10^7	< 4.4×10^4	< 5.6×10^4	< 7.6×10^4	< 3.7×10^4	4.4×10^4	< 3.0×10^5
6月	8.5×10^7	< 3.5×10^4	< 4.2×10^4	< 5.9×10^4	< 2.9×10^4	< 3.7×10^4	< 1.8×10^5
7月	3.3×10^7	< 4.4×10^4	< 5.9×10^4	< 4.9×10^4	< 2.7×10^4	< 2.9×10^4	< 1.5×10^5
8月	3.5×10^7	< 3.3×10^4	< 6.7×10^4	< 6.4×10^4	< 2.9×10^4	< 5.8×10^4	< 2.2×10^5
9月	9.8×10^7	< 2.9×10^4	< 5.0×10^4	< 6.3×10^4	< 3.4×10^4	< 3.1×10^4	< 1.4×10^5
10月	1.2×10^8	< 5.2×10^4	< 5.9×10^4	< 1.2×10^5	< 4.6×10^4	< 3.5×10^4	< 2.2×10^5
11月	8.9×10^7	< 3.3×10^4	< 4.0×10^4	< 5.6×10^4	< 3.4×10^4	< 3.2×10^4	< 1.5×10^5
12月	1.1×10^8	< 3.4×10^4	< 4.2×10^4	< 4.6×10^4	< 2.7×10^4	< 3.7×10^4	< 1.5×10^5
1990年 1月	1.0×10^8	< 3.5×10^4	< 5.5×10^4	< 6.6×10^4	< 4.9×10^4	3.4×10^4	< 1.7×10^5
2月	5.1×10^7	< 4.5×10^4	< 4.6×10^4	< 5.1×10^4	< 2.4×10^4	< 4.1×10^4	< 1.8×10^5
3月	8.0×10^7	< 5.5×10^4	< 5.4×10^4	< 7.4×10^4	< 4.5×10^4	< 4.8×10^4	< 2.6×10^5

注) 採取場所は、奥根浜気象観測露場内である。

D.1.5 放射線計測器の管理

(1) サーベイメータ等の管理

1989年度におけるサーベイメータの現有台数、校正台数及び故障台数を種類別に Table D.1.5-1 に示す。点検校正はいずれも年1回実施した。この他スケーラ等の放射線計測機器についても年1回点検校正を実施した。

(2) 放射線監視計測器の管理

関根地区構外モニタリングポストの電光表示及び資料棟の環境線量率表示を1989年12月に旧単位表示 ($\mu\text{R}/\text{h}$) から新単位表示 (nGy/h) に変更した。

また、曳船「あしざき」の更新があり、「あしざき」に代わって新たに曳船「みづほ丸」が配置された。これによって「あしざき」に搭載されていたモニタを曳船「みづほ丸」に1990年1月移設した。

関根地区の環境放射線システム、施設放射線管理用モニタの点検校正は、1988年度同様年1回実施した。また、気象観測装置及び地震観測装置も年1回点検校正を実施した。

大湊地区の環境放射線監視装置、気象観測装置、施設放射線管理用モニタ、記録計(各モニタ)について1988年度同様年1回点検校正を実施した。

(長根 悟)

Table D.1.5-1 サーベイメータの現有台数、校正台数及び故障台数

(むつ事業所、1989年度)

サーベイメータ機種名	現有台数	校正台数	故障台数
GMサーベイメータ	8	8	0
β 線表面汚染検査計	7	7	0
α 線表面汚染検査計	3	3	0
プラスチックシンチレーションサーベイメータ	2	2	0
電離箱サーベイメータ	7	7	0
中性子レムカウンタ	1	1	1
シンチレーションサーベイメータ	3	3	0
合 計	31	31	1

1D.2 放射性廃棄物の管理

D.2.1 概 要

むつ地区における1989年度の低レベル固体廃棄物の搬入量は、原子力船「むつ」(以下「本船」という)、附帯陸上施設発生分とも1988年度の約2倍であった。これは、1988年度の11月から処理施設が稼働したことと、同時期より本船及び燃料・廃棄物取扱棟における作業も本格化したためである。

また、本船のイオン交換塔を陸揚げしての、使用済樹脂の引取りを初めて行った。

液体廃棄物処理設備の一部である海中放出管部分の完成の日途がたたないため、廃液の引取りは、行わなかった。

搬入した雑固体廃棄物については、圧縮処理設備を用いて滞りなく処理、パッケージ化して貯蔵することができた。

(西村 允宏)

(1) 放射性廃棄物の管理

(a) 廃棄物の搬入

1989年度における本船及び附帯陸上施設からの低レベル固体廃棄物の搬入実績をTable D. 2.1-1に示す。

本船からの搬入量は、雑固体廃棄物約 10 m^3 、フィルタ約 4 m^3 及び使用済樹脂約 0.3 m^3 であった。また、附帯陸上施設からの搬入量は、雑固体廃棄物約 23 m^3 であった。

1989年度は燃料・廃棄物取扱棟内で燃料体及び炉内構造物等の点検作業が行われたため、附帯陸上施設での発生量が多くなった。なお、フィルタ及び使用済樹脂の搬入が本年度より開始された。

これら搬入された廃棄物の表面線量当量率は、制御棒残材の廃棄物(0.8 m^3)が $10 \sim 65\mu\text{Sv}/\text{h}$ を示した以外は全て $0.2\mu\text{Sv}/\text{h}$ 未満のものであった。

(b) 廃棄物の処理及びパッケージの保管

圧縮処理装置により雑固体廃棄物約 33 m^3 中 32.2 m^3 (可燃性廃棄物 27.2 m^3 、不燃性廃棄物 5 m^3)を処理した。その結果、発生したパッケージ数は 200ℓ ドラム缶型パッケージで53本となり、減容比は約 $1/3$ であった。また、非圧縮性廃棄物を収納した 200ℓ ドラム缶型パッケージが4本発生し、1989年度におけるパッケージの発生総数は57本となった。それらのパッケージは、燃料・廃棄物取扱棟内の固体廃棄物貯蔵室に保管した。なお、使用済樹脂は直接使用済樹脂貯蔵容器(貯槽型約 1 m^3)内に、フィルタはビニールシート等で養生したのち角型専用容器(約 3 m^3)に収納し固体廃棄物貯蔵室に、それぞれ保管した。

(佐藤 幹雄)

Table D.2.1-1 低レベル固体廃棄物の管理実績

(むつ事業所, 1989年度)

管理区分 性状区分		搬入量 (m ³)		処理量 (m ³)	保管体数量(本) (200ℓドラム缶型パッケージ)		
		本船	陸上施設		小計	合計	
雑 固 体	可燃物	8.1	19.1	27.2	45	57	
	不燃物	2.1	3.4	5.5	12		
フィルタ		4.0	0	4.0	2*		
使用済樹脂		0.3	—	0.3	—		

*: 角形専用容器(約3m³)数を示す。

1 E 原子力船「むつ」

1E.1 放射線管理

E.1.1 概要

船内原子炉施設の区域放射線管理、個人被ばく管理、放出放射性物質の管理及び放射線管理用機器の管理などの定常業務を1988年度に引き続き実施した。

区域放射線管理については、原子炉容器蓋開放点検工事（以下、蓋開放点検という）、起動前機能試験及び出力上昇試験における各種作業ごとの放射線管理を実施した。放射線作業者の個人被ばくについては、外部及び内部被ばくともに有意な被ばくはなかった。

放射線管理用機器については、年度計画に基づいて点検、校正などを実施したほか、出力上昇試験開始とともに機関室が管理区域に指定されたのに伴い、機関室出入管理装置の運用を開始した。

（内藤 裕）

E.1.2 個人被ばく線量当量の管理

(1) 外部被ばくによる実効線量当量の管理

1989年度の年間放射線業務従事者登録人数は、業者を含めて246名であり、フィルムバッジ(FB)及び熱ルミネッセンスバッジ(TLB)による実効線量当量の定期測定(FB:4回/年, TLB:12回/年)を行った。暫定用としているTLB(検出下限0.1 mSv)において、最大0.13 mSvの被ばくが検出された者がいたが、FBにおいては、検出下限を超えて被ばくした者はなかった。

また、見学者等の管理区域立入者は年間1145名であり、警報付ポケット線量計(APD)を着用させ測定したが、指示値はすべて0.00 mSvであった。

船内原子炉施設における放射線業務従事者の管理対象人数、実効線量当量分布及び平均、最大、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、それぞれTable E.1.2-1及びTable E.1.2-2に示す。

（井上 孝昭）

(2) 内部被ばくによる実効線量当量の管理

内部被ばくによる実効線量当量の測定は、むつ事業所に設置されている全身カウンタを使用し、四半期ごとの定期検査、入所、退所及び臨時検査を実施した。

1989年度のすべての検査で、体内汚染は検出されなかった。

（井上 孝昭）

Table E.1.2-1 放射業務従事者の実効線量当量分布

(原子力船「むつ」, 1989年度)

管理期間	放射線業務従事者 の人数	実効線量当量分布(人)						平均実効 線量当量 (mSv)	最大実効 線量当量 (mSv)	集団実効 線量当量 (person・mSv)			
		検出下限 線量当量未満*		0.2mSvを超える 1.0mSv以下		5.0mSvを超える 15mSv以下							
		0.2mSvを超える 1.0mSv以下	5.0mSv以下	0	0	0	0						
第1四半期	116	116	0	0	0	0	0	0.000	0.00	0.00			
第2四半期	145	145	0	0	0	0	0	0.000	0.00	0.00			
第3四半期	147	147	0	0	0	0	0	0.000	0.00	0.00			
第4四半期	148	148	0	0	0	0	0	0.000	0.00	0.00			
年間	246	246	0	0	0	0	0	0.000	0.00	0.00			

* 検出下限線量当量: 0.2 mSv

Table E.1.2-2 放射線業務従事者の作業者区別実効線量当量分布

作業者区分	放射線業務従事者 の人数	実効線量当量分布(人)						平均実効 線量当量 (mSv)	最大実効 線量当量 (mSv)	集団実効 線量当量 (person・mSv)			
		検出下限 線量当量未満*		0.2mSvを超える 1.0mSv以下		5.0mSvを超える 15mSv以下							
		0.2mSvを超える 1.0mSv以下	5.0mSv以下	0	0	0	0						
職員等	106	106	0	0	0	0	0	0.000	0.00	0.00			
外来研究員等	0	0	0	0	0	0	0	0.000	0.00	0.00			
請負業者	140	140	0	0	0	0	0	0.000	0.00	0.00			
研修生	0	0	0	0	0	0	0	0.000	0.00	0.00			
全作業者	246	246	0	0	0	0	0	0.000	0.00	0.00			

* 検出下限線量当量: 0.2 mSv

E.1.3 施設の放射線管理

(1) 概 要

1988 年度に引き続き、蓋開放点検が実施され、無事に終了した。

蓋開放点検終了などに伴い、原子炉室上部に設置した船上補助建屋の撤去が行われた。これは保安規定の改正を伴い、第 1 種管理区域の解除を行った。

(2) 蓋開放点検

蓋開放点検の中で放射線管理の対象となった作業は、

- (a) 4月3日～4月6日 一次冷却系配管の放射線探傷検査
- (b) 8月21日 炉心下部構造物の装荷
- (c) 8月24日, 25日 制御棒の装荷 12 体
- (d) 8月26日, 9月4日 中性子源棒の装荷 4 体
(模擬中性子源棒 2 体を含む)
- (e) 8月29日～9月1日 燃料集合体の装荷 32 体

であった。

作業にあたって、作業場である格納容器内への立入制限や作業場サーベイによる線量当量率の周知を図るなど被ばく低減に努めた結果、全期間を通して有意な被ばくはなかった。なお、入域ごとの被ばく監視用として着用させている APD による測定は、放射線探傷検査と燃料集合体装荷作業について Table E.1.3-1 に示す結果を得た。

(3) 船上補助建屋

蓋開放点検を実施するために船上に設置されたもので原子炉室と周辺監視区域外との接点であり、すべての機器類の搬出入は、この建屋の扉を経由して行われた。

固定式エリアモニタと可搬式ガス・ダストモニタによる建屋内放射線レベルの連続測定を行い、物品の搬出入に伴う扉開放前のサーベイにも迅速に対応できるようにした。

船体点検（上架）工事及び蓋開放点検終了に際しての船上補助建屋撤去前には、詳細なサーベイを実施し、第 1 種管理区域を解除した。なお、船上補助建屋使用全期間を通じて放射線レベルに異常はなかった。

(4) 機 関 室

原子炉の運転開始に伴う保安規定の改正により、1990年3月26日から機関室を第 2 種管理区域に設定し、ID カードと光スイッチなどによる出入管理及び放射線管理を開始した。

(井上 孝昭)

Table E.1.3-1 原子炉容器蓋開放点検工事における線量当量

(原子力船「むつ」, 1989年度)

作業名	集団実効線量当量 (person・mSv)	最大実効線量当量 (mSv)	平均実効線量当量 (mSv)
放射線探傷検査	0.17	0.11	0.06
燃料集合体装荷	0.85	0.10	0.02

(実効線量当量は、警報付ポケット線量計による)

E.1.4 放射線計測器の管理

(1) サーベイメータなどの管理

1989年度における保有台数は、APDを含めて188台でその内訳、校正台数及び故障台数を機種別にTable E.1.4-1に示す。

また、緊急時に備えてGMサーベイメータ2台及び β 線表面汚染検査計2台を曳船「みづほ丸」及び「ふじ丸」に貸与した。

(2) 放射線監視計測器の管理

施設の放射線監視設備であるエリアモニタ及びプロセスマニタの定期点検、校正などを実施し、特に問題となる事項はなかった。

(井上 孝昭)

Table E.1.4-1 サーベイメータの現有台数、校正台数及び故障台数
(原子力船「むつ」、1989年度)

サーベイメータの種類	現有台数	校正台数	故障台数
電離箱サーベイメータ	28	28	0
NaI シンチ・サーベイメータ	4	4	0
GMサーベイメータ	18	18	4
β 線表面汚染検査計	11	11	0
α 線表面汚染検査計	2	2	0
β 線シンチ・サーベイメータ	1	1	0
中性子サーベイメータ	4	4	0
中性子レムカウンタ	2	2	0
テレテクタ	1	1	0
APD	117	117	4
合 計	188	188	8

1E.2 放射性廃棄物の管理

E.2.1 概 要

1989年度は、通常の維持管理作業に加えて蓋開放点検などに伴う廃棄物が発生し、固体廃棄物については一時的に保管後、附帯陸上施設に陸揚げしたが、液体廃棄物は船内の貯留タンクに一時的に保管したままとしている。排気筒から放出した放射性塵埃及びガスの年間平均濃度はすべて検出下限濃度未満であった。

E.2.2 放射性廃棄物の管理

(1) 気体廃棄物

1989年度に排気筒から放出した放射性塵埃及びガスの年間平均濃度並びに年間放出放射能をTable E.2.2-1に示す。

(2) 固体廃棄物

1989年度の雑固体廃棄物発生量は、1988年度と比較して約30%増加し約9m³となり、1988年度から保管していたものと合わせて約10m³陸揚した。また、使用済み排気フィルタ14個を1988年度までの保管分と合わせて36個陸揚した。

さらに、使用済み浄化系イオン交換樹脂約0.3m³を陸揚した。

(3) 液体廃棄物

1989年度の液体廃棄物は、主に原子炉運転準備及び運転に伴って約19m³発生し、1988年度と比較して約70%増加した。

1988年度末現在、船内の廃液タンクに約44m³の液体廃棄物を貯留している。

(田中 孝和)

Table E.2.2-1 放出塵埃・ガス放射能濃度及び放射能

(原子力船「むつ」、1989年度)

項目 施設名	放 出 嘉 埃			放 出 ガ ス		
	年間平均濃度 (Bq/cm ³)	年間放出 放射能 (Bq)	主な核種	年間平均濃度 (Bq/cm ³)	年間放出 放射能 (Bq)	主な核種
「むつ」	< 3.1 × 10 ⁻⁹	0	全β	< 6.6 × 10 ⁻³	0	—

年間平均濃度及び年間放出放射能は次のように算出した。

年間平均濃度：年間放出放射能を1年間連続して排風機を運転した場合の年間放出空気量で除した値。ただし、その値が最も大きい検出下限濃度より小さい場合、又は、すべて検出下限未満の場合は、“<(検出下限濃度値)”と記入。

年間放出放射能：検出下限濃度値未満のものは放出量を0として1年間集計した値。

2.1 個人被ばく線量当量の管理

2.1.1 概 要

改正された法律に対応して、内部被ばく線量当量算定のための検査対象者の調査方法の見直しをした。

1961年以来、原研所員について調べている体内の¹³⁷Cs量の経年変化は、1986年にチェルノブイリ事故の影響で僅かであるが増加したが、次の年には近年の体内量と同様な量に戻った。

体外計測法に適した検出器の基礎的調査のため、CdTe検出器の特性試験を行った。小型で便利であるので、NaI検出器の代わりに傷口汚染検出器に用いることができると考えられる。

1989年度から参加した放射線医学分野における日ソ共同研究では、既知量の放射性セシウムを服用して訪日した3名のソ連側専門家の体内¹³⁷Csと¹³⁴Cs量を測定した。原研の測定結果と放射線医学総合研究所の測定結果は非常に良く一致した。また、放射性セシウムを含むグリンピース豆を種々の形につめて、種々の年齢の人体を模擬できる校正用ファントムを測定した。このファントムと放射性セシウム水溶液入りのプラスチック・ファントムを比較測定し、ほぼ一致した結果を得た。今後の課題としては、グリンピース・ファントムで校正された全身カウンタの精確度評価、体内残留パラメータの調査等を考えている。

(須賀 新一)

2.1.2 内部被ばく定期検査対象者の選定方法

ICRP の 1977 年勧告を取り入れ、放射線障害防止法が改正され 1989 年 4 月より施行された。改正された放射線障害防止法では、内部被ばくによる線量当量の測定は、①放射性同位元素を誤って吸入摂取し、又は経口摂取したとき、②作業室その他放射性同位元素を吸入摂取し、又は経口摂取するおそれのある場所に立ち入る者にあっては、3 月を超えない期間ごとに 1 回（女子にあっては、1 月を超えない期間ごとに 1 回）行うこととしている。

ここで、②の場合には作業場所が潜在的に汚染する危険性のある状況であり、このような場所で作業する者については日常個人モニタリング（原研では定期検査と呼んでいる）によって定期的な測定を行わなければならない。このためには、このような作業条件下で作業する放射線業務従事者（以下「従事者」という）を見極める必要がある。

日常個人モニタリングを必要とする作業者の抽出基準については、ICRP Publ. 35 に示されているが、今回、この考え方を参考として定期検査対象者を選定するための方法を検討し、Table 2.1.2-1 に示す内部被ばくに係る放射線作業状況調査票を作成した。調査票の形式は、取扱核種を α 線を放出する核種と α 線を放出しない核種とに分類して、主要な核種を記入するようにした。この理由は、適用するバイオアッセイ法あるいは体外計測法の検査種目の決定を容易にするためである。また、取扱核種欄の最下段に、核種名として天然ウランとトリチウムが記入されているが、これも同様の理由による。

調査票は大型電子計算機を用いて、放射線業務従事者のデータが登録されているマスターファイルから、従事者の所属する課室ごとに従事者のフィルムバッジ番号と従事者名をリストアップして作成する。本調査票 1 枚について、5 名までの従事者名が記載できる。この調査票を各課室に送付し、次の手順により調査を実施する。

(1) 作業担当課室による調査

作業担当課室は、第 1 種管理区域内で作業する従事者が取り扱う放射性核種の種類と化学形及び作業建家について調査し、調査票に記入する。取扱核種の欄は、 α 線を放出するものであるかどうかにより放射性核種を分類して記入する。また、取扱核種がいくつもある場合には、主要な取扱核種を 3 つまで記載する。ただし、天然ウラン及びトリチウムを取り扱う場合には、該当する取扱核種欄に記入する。化学形は化学形が不明の場合には、不明と記入するか、空欄のままとする。記入後、作業建家の放射線管理を担当する区域放射線管理担当課に調査票を送付する。

(2) 放射線管理担当課による作業環境の空気中濃度の調査

放射線管理担当課は、従事者が今後 3 ヶ月間に呼吸する空気中の放射性核種の平均濃度を推定し記入する。測定法の記入は、放射性核種を全 α 又は全 β 放射能として測定しているか、あるいは該当該種に着目して測定しているかの区別を記入する。呼吸する空気中の平均濃度の推定値は、過去の作業環境管理データと経験をもとに決定する。

(3) 検査対象者の選定

まず最初に、記入された化学形から吸入のクラス区分を判定する。もしも、化学形が不明の場合には、その放射性核種の最も厳しい空気中濃度限度のクラス区分を用いる。次に、呼吸空気中の平均濃度推定値を、昭和 63 年科学技術庁告示第 15 号の別表第 1 に示されている空気中濃度限度の値と比較する。そして、その比が 1 / 10 未満である場合には、例外となる特別な状況がない

限り、定期検査を特に必要としないと判断する。

なお、科学技術庁告示別表の空気中濃度限度を用いて、日常個人モニタリング対象者を選定する方法は、次のとおりである（参考文献4）。

告示の空気中濃度限度は、ICRP Publ. 23 の標準人の呼吸量で年間 2400 時間の作業をするとした場合の濃度限度として計算されている。年摂取限度（ALI）との関係は、

$$ALI = 1.2 \times 10^6 \times 2400 \times \text{空気中濃度限度} \quad (2.1.2-1)$$

である。いま、呼吸する空気中の放射性核種の平均濃度が CF のもとで、3月間に 600 時間の作業をしたときの摂取量 I は、

$$I = 1.2 \times 10^6 \times 600CF \quad (2.1.2-2)$$

となる。ここで、C は作業場所について測定された空気中の放射性核種の濃度、F は従事者が呼吸する空気中の濃度 C に対する割合である。原子力安全技術センターの内部被ばくにおける線量当量の測定・評価マニュアルでは、3月当たりの調査レベルと記録レベルを実効線量当量で 2 mSv としている。これは、年摂取限度（ALI）の 1/25 に相当するので、3月当たりの摂取量 I が、

$$I < (1/25) ALI \quad (2.1.2-3)$$

であれば有意な体内汚染がないとして取り扱って良いことになる。ここで、式 (2.1.2-1) と式 (2.1.2-2) を式 (2.1.2-3) に代入すると次式が得られる。

$$CF < (1/6.25) \times \text{空気中濃度限度} \quad (2.1.2-4)$$

のことから、空気中濃度限度の 1/6.25（丸めて便宜的に 1/10）を従事者が日常個人モニタリングの対象となるか否かの選定基準とした。

（服部 隆充）

参考文献

- 1) ICRP Publ. 35: 作業者の放射線防護のためのモニタリングの一般原則 (1982)
- 2) 松井 浩, 池沢芳夫: 新法令施行後の対応—作業環境現場の実態, フィルムバッジニュース, No. 161, 7 (1990)
- 3) 原子力安全技術センター: 内部被ばくにおける線量当量の測定・評価マニュアル (1988)
- 4) 藤田 稔, 水下誠一, 服部隆充, 他: 放射線防護計測における最近の進歩と課題(3)—内部被曝モニタリング—, Radioisotopes, 39, 178 (1990)

Table 2.1.2-1 Investigation format on working condition for internal exposure

内 部 被 ば く に 係 る 放 射 線 作 業 状 況 調 査 票

全職員について筆記欄内作業が無い場合は、
「無」に○をして下さい。

区域放管認証 (機印又は署名)	TEL
記入年月日	平成 年 月 日
課室担当者名	TEL

ア ル フ ア 線 を 放 出 す る 核 種		ア ル フ ア 線 を 放 出 し な い 核 種		備 考	
作業担当課室名	記入欄	作業担当課室名	記入欄	記入欄	記入欄
取扱核種	被ばく量 平均運搬量 運搬定数 全般か らの別 (kg/月)	取扱核種	被ばく量 平均運搬量 運搬定数 全般か らの別 (kg/月)	被ばく量 平均運搬量 運搬定数 全般か らの別 (kg/月)	被ばく量 平均運搬量 運搬定数 全般か らの別 (kg/月)
番号	氏名	会社名	会社名	会社名	会社名
(1)		未満・以上	(1)	未満・以上	未満・以上
(2)		未満・以上	(2)	未満・以上	未満・以上
(3)		未満・以上	(3)	未満・以上	未満・以上
天然ウラン		未満・以上	トリチウム		
(4)		未満・以上	(4)	未満・以上	未満・以上
(5)		未満・以上	(5)	未満・以上	未満・以上
天然ウラン		未満・以上	トリチウム		
(6)		未満・以上	(6)	未満・以上	未満・以上
(7)		未満・以上	(7)	未満・以上	未満・以上
(8)		未満・以上	(8)	未満・以上	未満・以上
天然ウラン		未満・以上	トリチウム		
(9)		未満・以上	(9)	未満・以上	未満・以上
(10)		未満・以上	(10)	未満・以上	未満・以上
(11)		未満・以上	(11)	未満・以上	未満・以上
(12)		未満・以上	(12)	未満・以上	未満・以上
天然ウラン		未満・以上	トリチウム		
(13)		未満・以上	(13)	未満・以上	未満・以上
天然ウラン		未満・以上	トリチウム		
(14)		未満・以上	(14)	未満・以上	未満・以上
(15)		未満・以上	(15)	未満・以上	未満・以上
(16)		未満・以上	(16)	未満・以上	未満・以上
(17)		未満・以上	(17)	未満・以上	未満・以上
天然ウラン		未満・以上	トリチウム		
(18)		未満・以上	(18)	未満・以上	未満・以上
(19)		未満・以上	(19)	未満・以上	未満・以上
天然ウラン		未満・以上	トリチウム		
(20)		未満・以上	(20)	未満・以上	未満・以上
(21)		未満・以上	(21)	未満・以上	未満・以上
(22)		未満・以上	(22)	未満・以上	未満・以上
天然ウラン		未満・以上	トリチウム		

保健物理部 体内監射検査 (TEL 5200, 5201)

2.1.3 ^{137}Cs 体内量の経年変化－1961年度から1989年度までのまとめ－

体外計測により人体中の放射能測定を行う場合には、人体中のカリウムの量及びフォールアウトに起因する ^{137}Cs 体内量を把握する必要がある。 ^{137}Cs の体内量の経年変化を調べるために、各年度の被検者（おもに定期的確認検査対象者65～100人）の測定結果から ^{137}Cs の体内量とカリウムの体内量を求めた。さらに、 ^{137}Cs とカリウムの体内量の比 $^{137}\text{Cs}/\text{K}$ (Bq/g) 及びカリウムと体重との体内量の比 K/weight (%) を算出した。1961年度から1989年度について、これらの算術平均した値を Table 2.1.3-1 に示す。表中の ^{137}Cs の体内量は、検出限界値約15 Bq を超えた被検者（最近では、全被検者の約30%が検出可能の ^{137}Cs を有する。）について算術平均した値であり、全被検者の平均ではない。1961年度以降のフォールアウトによる ^{137}Cs の体内量の変動を Fig. 2.1.3-1 に示す。 ^{137}Cs の体内量は、核爆発実験の最も多かった1961～1962年より3～4年後の1965年に最大となっている。それ以後次第に減少し、1977年以降は変動が小さくなっている。最近の5年間については、1986年にソ連のチェルノブイリ事故の影響により、わずかであるが増加したが1987年度には再び近年の測定結果と同じような値となった。

(白石 明美)

Table 2.1.3-1 Average values of ^{137}Cs body burden
and potassium content (K) in the body

year	number of subject	^{137}Cs (Bq)	^{40}K (gram)	$^{137}\text{Cs}/^{40}\text{K}$ (Bq/g)	K/Weight (%)
1961	12	144	139	1.04	
1962	15	155	140	1.11	
1963	12	344	127	2.71	
1964	20	485	120	4.04	
1965	17	377	124	3.04	
1966	41	211	127	1.66	
1967	48	122	128	0.95	
1968	36	78	125	0.62	0.21
1969	37	70	135	0.52	0.22
1970	41	56	133	0.42	0.23
1971	56	48	119	0.40	0.20
1972	43	81	116	0.70	0.19
1973	51	67	112	0.60	0.19
1974	52	52	129	0.40	0.22
1975	45	56	134	0.42	0.22
1976	29	37	135	0.72	0.22
1977	20	25	127	0.20	0.21
1978	28	31	128	0.24	0.21
1979	55	31	137	0.23	0.22
1980	32	31	135	0.23	0.21
1981	33	22	134	0.20	0.21
1982	10	29	122	0.24	0.20
1983	11	22	133	0.17	0.21
1984	12	21	143	0.15	0.22
1985	9	25	133	0.19	0.22
1986	105	40	132	0.30	0.21
1987	45	27	132	0.20	0.20
1988	22	19	126	0.15	0.20
1989	57	23	126	0.19	0.20

These values were obtained for about 60 subjects who were not contaminated occupationally.

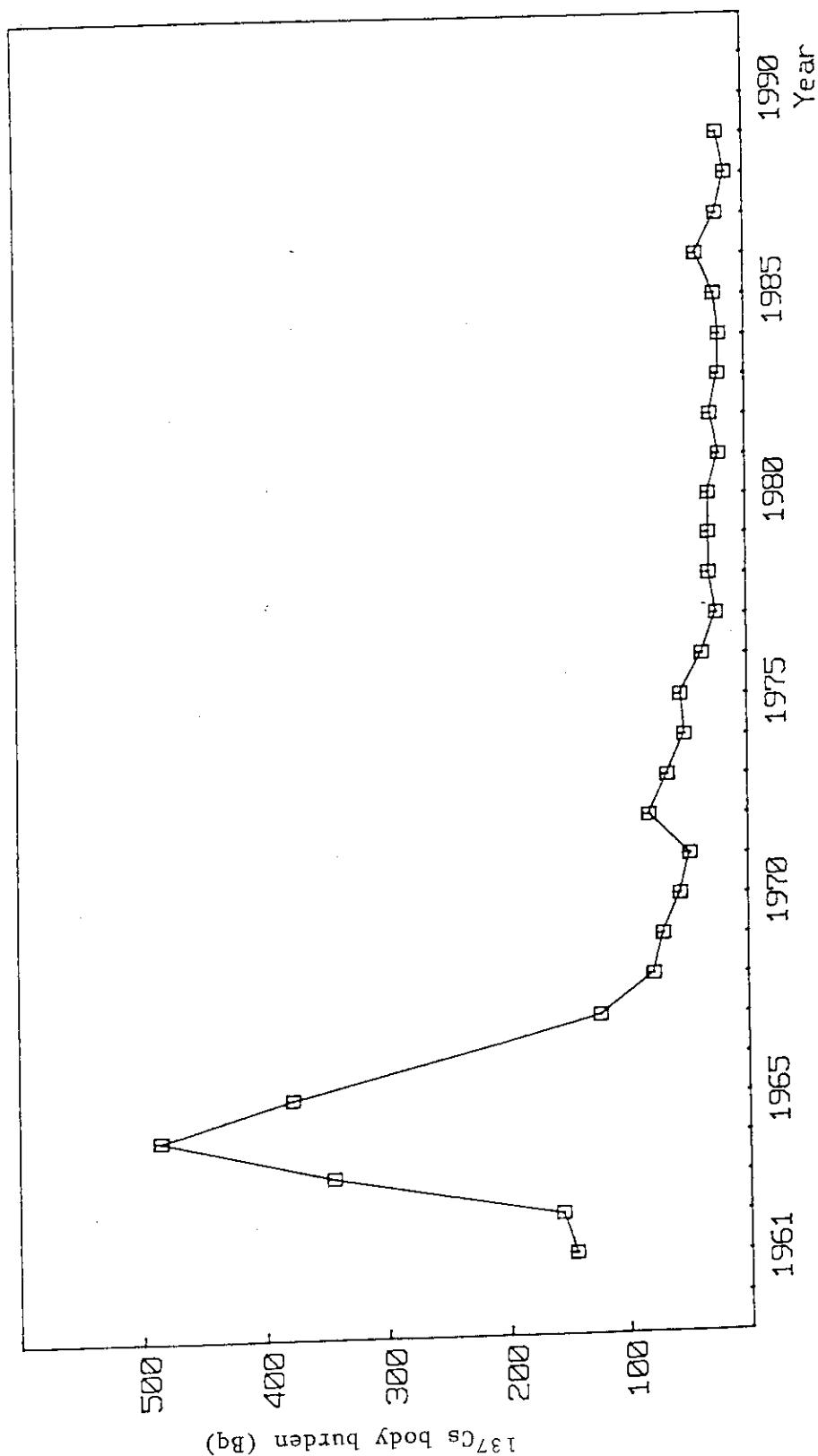


Fig. 2.1.3-1 Average ^{137}Cs body burden for about 60 subjects
After 1976, the number of subject under detection
limit has increased

2.1.4 CdTe 検出器特性試験

室温で使用できる新しい半導体放射線検出器に CdTe 検出器及び HgI₂ 検出器があり、NaI (Tl) 検出器より優れたエネルギー分解能が期待される。また、CdTe 検出器は平均原子番号が 50 と高く、また、密度も 6.06 g/cm³ と高いため感度の高い検出器である。さらに、CdTe 検出器はその印加バイアス電圧が 30 ~ 50 V 程度と低く（一方の HgI₂ 検出器は印加電圧は 1000 V である）、動作温度が -23° ~ 27°C (250 ~ 300° K) と室温での稼働が可能であるため、広い分野での利用が考えられる。これらの検出器の欠点としては現状では小さな結晶（最大 10 mm の正方形程度）しか得られないことと製品にはばらつきが大きいことである。

体内放射能測定用の検出器としての可能性を探るため、2 mm 角 × 厚さ 2 mm 及び 5 mm 角 × 厚さ 2 mm の 2 種類の CdTe 検出器（仏 EURORAD 社）について特性試験を行った。検出器外形はちょうどトランジスタの EIAJ 標準外形 TC-5 型（直径 9 mm）と同一になっており、3 つの端子（正又は負のバイアス供給を兼ねた 2 つの信号出力用端子とグラウンド端子）を有している。この 2 種類の検出器の外観を Photo. 2.1.4-1 に示す。電荷増幅プリアンプ出力は ²⁴¹Am の 60 keV の γ 線に対して約 2 mV であり約 3 mV のプリアンプのノイズレベルと比較して小さいが、パルス波形の立ち下り時間が約 100 μs と長いため線形増幅器での波形整形により十分に信号を分離することができる。多重波高分析器により観測した ⁵⁷Co と ²⁴¹Am のスペクトルを Fig. 2.1.4-1 に示す。図に見られるようにスペクトルは光電ピークの下側に尾を引いている。²⁴¹Am の 60 keV の γ 線に対して得られたエネルギー分解能と他の検出器の分解能との比較を Table 2.1.4-1 に示す。CdTe 検出器のエネルギー分解能は NaI (Tl) 検出器の分解能と大差なく、5 mm 角 CdTe 検出器の分解能は 2 mm 角 CdTe 検出器に比べて悪くなっている。また、低エネルギー用高純度Ge半導体検出器(HP-Ge)のエネルギー分解能と比較するとかなり劣っている。室内におけるバックグラウンド計数値は、光電ピークの半値幅の領域(53~63 keV)について 2 mm 角 CdTe 検出器で 0.16 cpm、5 mm 角 CdTe 検出器で 1.45 cpm であり、検出器表面から ²⁴¹Am 線源を 5 mm 離した状態での検出効率はそれぞれ 0.017 cpm/Bq 及び 0.22 cpm/Bq であった。

CdTe 検出器は小型で非常に簡便であり、5 mm 角の検出器により 5 分測定で 10 Bq 程度の傷口の ²⁴¹Am を容易に検出することができる。このため、アメリシウム等に対する傷口汚染の判別と簡単な定量を目的とした傷口汚染検出器として NaI 検出器に代わる利用が考えられる。しかし、傷口のプルトニウムやアメリシウムに対する詳細測定のためには CdTe 検出器ではエネルギー分解能が不十分である。

(水下 誠一)

Table 2.1.4-1 Energy resolution of CdTe detector for 60 keV γ-ray of ²⁴¹Am

Detectors (size)	Energy Resolution (keV)
CdTe (2mm square × 2mm)	7
CdTe (5mm square × 2mm)	11
NaI(Tl) (5cmφ × 5mm)*	12
HP-Ge (5cmφ × 10mm)*	~1

* obtained from other studies.

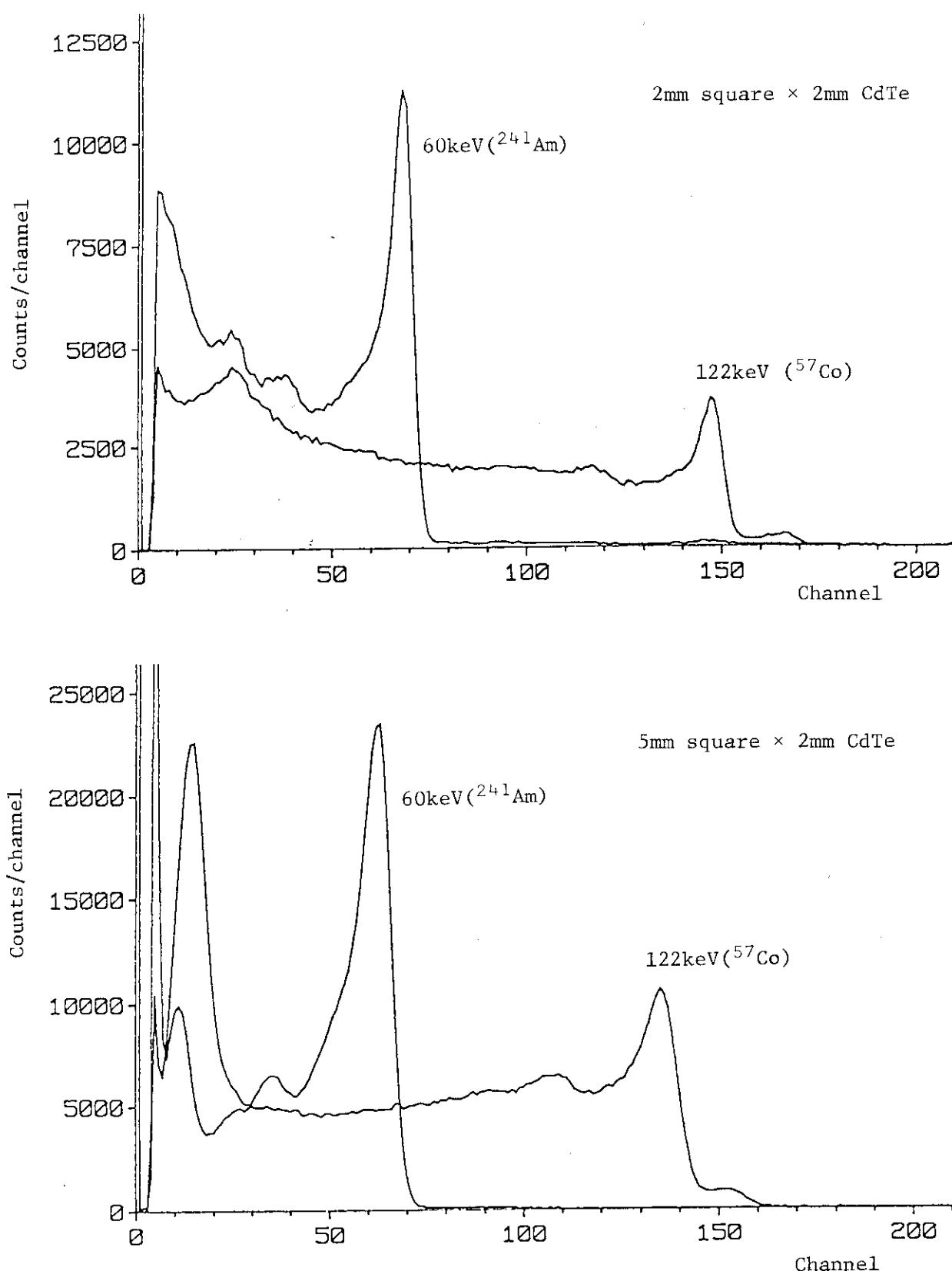
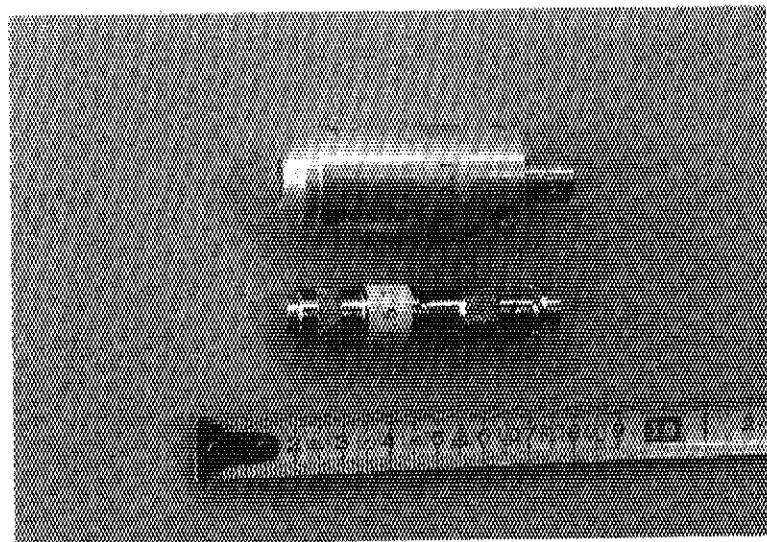


Fig. 2.1.4-1 Gamma ray spectra of CdTe detectors for 60 keV (^{241}Am) and 122 keV (^{57}Co) γ -rays



Upper is a probe of 2mm square × 2mm CdTe detector.
Lower is a probe of 5mm square × 2mm CdTe detector.

Photo. 2.1.4-1 Outlook of CdTe detector probe

2.1.5 1989年度放射線医学分野における日ソ共同研究の概要－内部被ばく線量研究の現状－

切尔ノブイリ事故によって、ソ連国内には広範な環境放射能汚染とそれによる一般公衆の健康影響への懸念等の深刻な事態が生じている。事故後にいろいろな種類の全身カウンタを動員して多数の住民の体内放射能を測定し放射線影響の調査・対策に資することを目指すとともに、住民の不安を軽減することに役立てられている。広い地域に分散しているこれらの全身カウンタを校正するため、初期にあっては放射性セシウムを服用したボランティアが各地を巡り測定することも行われた。今後行われる疫学的調査のために体内放射能測定値の信頼性を確認する必要性が認識され、全身カウンタ比較校正が放射線医学分野における日ソ科学技術協力の共同研究のテーマにあげられた。

この日ソ科学技術協力協定に基づく第1回目の共同研究活動として、ソ連キエフ市にある「放射線医学全ソ科学センター」のリヒタリヨフ線量測定放射線衛生部長以下4名の放射線衛生学専門家が1989年7月5日より2週間来日し、放射線医学総合研究所（以下「放医研」と言う）、動力炉核燃料開発事業団（以下「動燃」という）及び原研において内部被ばく線量測定並びに外部被ばく線量測定に関する相互比較研究を実施した。一行は体内放射能測定のための人体模型（ファントム）6種（乳児、幼児、少年、青年、大人、等）を持参した以外に、3名が既知量の放射性セシウム(^{137}Cs 約118 kBq, ^{134}Cs 約22 kBq)を服用して来日した。原研の精密全身カウンタを使用した体内放射能測定は7月6日に行った。2体のファントム（10歳21 kgと大人61 kg）に放射性セシウムで汚染したグリンピース豆（来日時に持参、約670 Bq/kg）を校正線源として詰めたものを測定した（Photo. 2.1.5-1参照）。また、来日5名全員について体内放射能測定を行った。測定の結果を放医研での測定結果とともにTable 2.1.5-1に示す。原研での測定結果と放医研での測定結果は非常に良く一致した。測定した全員についてセシウムの全身分布はほぼ均一な分布であった。

第2回目の共同研究活動は他の3人の日本側専門家（放医研2名、動燃1名）とともに9月15日より2週間ソ連のキエフを訪問し、切尔ノブイリの現地視察調査を含め体内放射能測定評価についての実験と討論、環境放射線測定評価についての意見交換、全ソ会議への参加、及び個人データベース構築等についての討論と意見交換を行うとともに共同セミナーを持ち線量測定評価の現況について討論した。

さらに、内部被ばく測定評価に関する共同研究で得られた人体及びファントムの測定データを検討した。切尔ノブイリ事故後、ソ連各地の体内汚染モニタ（病院等に急きょ設置された椅子型全身カウンタや移動可能な小型NaI検出器）を校正するために行われた、放射性セシウムを投与したボランティアによる校正やソ連独自のファントムによる校正の有効性がほぼ確認された。グリンピース豆の校正線源としての有効性確認のため、簡単な箱形のプラスチックのファントムにグリンピース豆あるいは ^{137}Cs 水溶液を詰めて体内汚染モニタ（品名：ポジトロニカ）を用いて比較測定を行った（Table 2.1.5-2参照）。その結果、事故時の場合などにはグリンピース豆が体内汚染モニタ機器の校正に使用可能であることがほぼ確認された。

今後の課題は、グリンピースファントムで校正された各全身カウンタについて精確度評価を行うとともに、個人の被ばく線量の算定に必要な体内残留などのパラメータについて調査検討することである。

(水下 誠一)

Table 2.1.5-1 Radiocesium body-burden for 5 USSR delegates obtained by whole-body counting in JAERI, PNC and NIRS

¹³⁷ Cs		Unit : Bq	
USSR delegates	JAERI (6th July)* ³	PNC* ¹ (7th July)* ³	NIRS* ² (10,12 July)* ³
A	480		564
B†	79900	89300	80360
C†	93850	113000	92430
D†	91900	107000	89980
E	650	690	794

¹³⁴ Cs		Unit : Bq	
USSR delegates	JAERI (6th July)* ³	PNC* ¹ (7th July)* ³	NIRS* ² (10,12 July)* ³
A	106		96
B†	19900	12500	18770
C†	22800	16100	21870
D†	22400	15400	21230
E	150	77	140

*1 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corp.

*2 National Institute of Radiological Sciences

*3 Date of measurement

† Volunteers ingested mixture of ¹³⁷Cs, about 118 kBq, and ¹³⁴Cs, about 22 kBq, on 19 June 1989.

Table 2.1.5-2 Comparison of two measurements of a small box phantom filled with peas and with water containing radiocesium*¹

	Background count rate with the box phantom* ²	Sensitivities obtained by the box phantom* ² measurements	
		filled with peas* ³	filled with water* ⁴
ROI for ¹³⁷ Cs	374 cpm	0.57 cpm/Bq	0.59 cpm/Bq
ROI for ¹³⁴ Cs	155 cpm	0.43 cpm/Bq	0.41 cpm/Bq

*1 All of these measurements were made using a whole-body counter named 'Pozitronika' in All-Union Scientific Center in Kiev in Ukraine Republic in USSR under the Japan-USSR cooperation program. The counting time of each measurement is 5 min.

*2 Plastic box phantom of 10,000 cm³ volume.

*3 Specific activities of ¹³⁷Cs and ¹³⁴Cs contained in the peas are 600 Bq/kg and 107 Bq/kg respectively. The density of the peas is 0.85 g/cm³.

*4 Concentration of activities of ¹³⁷Cs and ¹³⁴Cs of the water are 0.67 Bq/cm³ and 0.11 Bq/cm³ respectively.



Photo. 2.1.5-1 Whole-body counting of a USSR adult phantom filled with peas as radio-cesium sources (670 Bq/kg) which were the product in contaminated area in USSR

2.2 施設の放射線管理

2.2.1 概 要

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

1989年度に実施した主な技術開発事項は次のとおりである。

- (1) 1988年度に開発した化学形状別分離測定装置によって、¹⁴C化合物を分析するために必要な、各種の吸着剤による炭素化合物の回収特性、ガスクロマトグラフの分析条件、放射線検出器の計数効率などを調べて、装置の使用条件を決定した。さらに¹⁴Cの模擬試料を用い、装置の総合試験を行った。
- (2) 1988年度に引き続き、JPDRの解体撤去作業で実施している各種炉内構造物の水中及び空気中におけるプラズマアーク切断時の飛散率及びその粒度分布について比較測定を行い、内部被ばく管理上、有用な知見を得ることができた。
- (3) 管理の効率化と省力化を目的として、燃料試験施設におけるホットセル内作業時の被ばく低減化や計画線量当量を立案するため、モンテカルロ法によって線量当量を予測できる被ばく線量予測システムを開発した。

(池沢 芳夫)

2.2.2 化学形状別分離測定装置による気体状¹⁴C 化合物の分析試験

法令改正に対応する目的で、ガスクロマトグラフ方式による気体状の炭素、硫黄などの化学形状別分離測定装置を1988年度に製作した。本報告では、この装置で¹⁴C化合物を分析するために必要な各種の吸着剤による炭素化合物の回収特性、ガスクロマトグラフの分析条件、放射線検出器の計数効率などを調べて装置の使用条件を決定した。さらに、¹⁴Cの模擬試料を用い、装置の総合試験を行った。

吸着剤による炭素化合物の回収特性試験は、一酸化炭素、二酸化炭素及び4種類の有機化合物（メタン、エタン、エチレン、プロパン）の試料ガスを用いて行った。一定量の試料ガスを空気で希釈混合したリザーバタンク内の供試体をポンプで循環して、吸着剤を充填した濃縮管で一定時間捕集したあと、捕集成分をガスクロマトグラフで分析した。最初にタンクに入れた試料ガス量に対する濃縮管による回収割合を回収率とし、活性炭やパラジウム添着活性炭について調べた結果、硝酸処理した活性炭にパラジウムを添着したもので回収率が最も高かった。そこでこの吸着剤を使い、濃縮管温度及び試料空気の循環流量率に対する回収率の依存性を調べ、最適な濃縮条件を決定するとともに、各試料ガスの回収率と濃縮時間の関係を調べた。これらの結果から濃縮条件として、吸着剤にはパラジウム11wt%添着活性炭（硝酸処理）を用い、濃縮管温度は120°C、循環流量率は0.2ℓ/min、濃縮処理時間は2時間30分とすることとした。

ガスクロマトグラフの分析条件は、活性炭カラムについて、カラムの長さ、温度、ヘリウムキャリアガスの流量率などを変えて検討した。直径3mm、長さ2mの活性炭カラムの場合、キャリアガス流量率を30mℓ/minとし、試料を展開しながらカラム温度を上昇させる昇温分析により、一酸化炭素、二酸化炭素及び4種類の有機化合物が混合した場合でも、それらを成分ごとに分離することができた。さらにそれぞれの試料ガスの保持時間を測り、化学形を同定するための分析テーブルを作成した。

分離した成分中の¹⁴C濃度は、薄膜(0.6mg/cm²)つきガスフローカウンタを用いてβ線の計測により求める。測定系のバックグラウンド計数率は30cpm、¹⁴C(¹⁴CO₂)に対する計数効率は19%，検出下限放射能は5Bqであった。

装置の総合試験では、各種の化学形が混合した¹⁴C試料をタンクに入れ、これを濃縮処理したあと濃縮試料をガスクロマトグラフで展開し、成分ごとの濃度を評価した。濃縮試料のラジオガスクロマトグラムをFig. 2.2.2-1に、分析テーブルと回収率から得た各成分の化学形と濃度をTable 2.2.2-1に示す。一酸化炭素、二酸化炭素については、放射線障害防止法告示別表第1の第6欄にあるそれらの濃度限度と比較して十分に低い検出下限濃度が得られた。しかし、メタンとエタンについては濃縮処理による回収率が低いために、検出下限濃度が濃度限度より高い。これについては今後、吸着剤や濃縮条件を改良して回収率の向上を図る必要がある。4つの成分の濃度の合計値は、あらかじめ電離箱で測定した濃度とほぼ一致しており、このことから本装置による分析結果の信頼性が確かめられた。また、特性試験で得た各機器の性能を検討して、モニタリング機器としての小型化や自動化についての知見が得られた。

(遠藤 章)

参考文献

- 1) 遠藤 章: 保健物理-管理と研究-No. 31, JAERI-M 89-212, 208, (1989)

Table 2.2.2-1 Radioactive concentrations of ^{14}C compounds
in sample gas

chemical form	radioactive conc. (Bq/cm ³)	detection limit (Bq/cm ³)	conc. limit (Bq/cm ³)
^{14}CO	8.1×10^{-3}	2.0×10^{-3}	2.0×10^{-1}
$^{14}\text{CH}_4$	4.9×10^{-2}	2.0×10^{-2}	2.0×10^{-4}
$^{14}\text{CO}_2$	7.6×10^{-1}	4.0×10^{-4}	2.0×10^{-2}
$^{14}\text{C}_2\text{H}_6$	2.0×10^{-2}	4.0×10^{-4}	2.0×10^{-4}
total radioactive conc.	8.3×10^{-1}		
radioactive conc. by I.C.	8.4×10^{-1}		

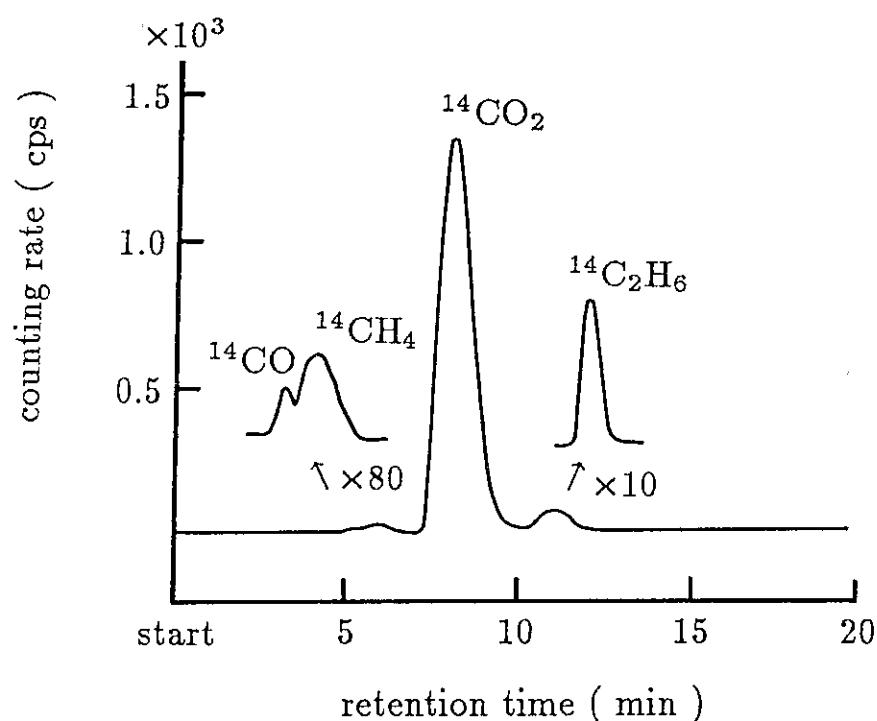


Fig. 2.2.2-1 Radio-gas chromatogram of sample gas

2.2.3 JPDR 解体作業時の塵埃飛散率等の測定⁽¹⁾

1986年12月から動力試験炉(JPDR)の解体実地試験が行われており、1989年度は原子炉周りの機器、配管及び炉内構造物の解体撤去作業が行われた。放射線管理の立場から、作業環境の空気中放射能濃度並びに排気系への放射性物質の移行の程度を作業に先立って評価する場合、切断作業に伴って発生する飛散粒子の空気中への飛散率、質量濃度及び粒度分布についての適切な値を知っておくことが重要である。

1988年度までは、炉内構造物等の機械的切断及び熱的切断の工法による違い、そして、熱的切断時の水中及び気中切断の違いによる飛散率等について比較検討を行った^{1), 2), 3)}。1989年度は、JPDR解体実地試験において炉内構造物を、主として、水中で熱的切断した際の飛散率と飛散粒子の粒度分布等について比較検討を行った。今回の切断の対象となった主な炉内構造物は、炉心シャラウド、炉心サポート、ポイズンスパージャであり、その放射能濃度は、それぞれ、 4.6×10^7 Bq/g, 1.4×10^5 Bq/g, 1.5×10^3 Bq/gと推定されている(1989年3月現在)。Fig. 2.2.3-1に今回の水中切断におけるサンプリング方法の一例を示す。切断作業は、プラズマアーク切断工法が採用され、原子炉格納容器内の炉プール及び使用済燃料貯蔵プールにおいて遠隔操作によって行われた。プール上には汚染拡大防止のための汚染防止囲い及びプール水面上にエアカーテンが設置された。汚染防止囲い内の空気中放射能濃度、質量濃度及び粒度分布は、エアスニファ、アンダーセンエアサンプラ及びレーザエアロゾルスペクトロメータ(LAS)を用いて、エアカーテンの排気側入口から塵埃を捕集し評価した。切断された炉内構造物は放射化物であり、飛散率の評価は放射能基準と質量基準について行った。飛散粒子の質量濃度はフィルタ上に捕集した塵埃の質量が極めて少なかったため、LASの測定結果を用い、飛散粒子が球形、密度が 7.9 g/cm^3 であると仮定して算出した。

Table 2.2.3-1に、これまでの測定で得られた質量濃度及び飛散率を示す。飛散率については、水中切断において 10^{-4} から $10^{-2}\%$ 程度、気中切断において10%程度の値となっており、水中切断工法を採用することにより、気中切断に比べ飛散率を約1/1000以下に押さえられることができた。また、質量濃度については、水中切断において 10^{-3} mg/m^3 のオーダであり、また、気中切断において 10 mg/m^3 のオーダとなった。飛散率の値において、質量基準が放射能基準のものより大きくなっているが、これは質量基準の評価にLASの測定結果を用い、飛散粒子が密度 7.9 g/cm^3 の球形であるという仮定をしているため、飛散粒子の粒径(質量)を過大評価したためと考えられる。

これまでの測定から、水中切断は高放射線レベルの解体物の遮蔽とともに、切断に伴って発生する塵埃の空気中への移行抑制に非常に有効であることが確認された。また、飛散率の値については採用される解体工法、作業環境の条件等に大きく左右されるため、今後実施が予定されている原子炉圧力容器、生体遮蔽コンクリート等の解体作業においても、空気中濃度の評価に必要なこれらのデータの収集を行っていく予定である。

(藪田 肇)

参考文献

- 1) 横須賀美幸: 保健物理—管理と研究—No. 29, JAERI-M 87-147, 168, (1987)

- 2) 横須賀美幸: 保健物理-管理と研究-No. 30, JAERI-M 88 - 226, 166, (1988)
 3) 藤田 肇: 保健物理-管理と研究-No. 31, JAERI-M 89 - 212, 212, (1989)

Table 2.2.3-1 Measured values of mass concentrations and dispersion rates of dust generated during cutting in the contamination control envelope

Cutting method	Reactor internal disassembled	Dispersion rate (%)		Mass concentration (mg/m ³)	Ventilation rate (m ³ /min)
		Activity base	Mass base		
Under-water plasma arc cutting	Feed water sparger	2.4×10^{-2}	4.7×10^{-2}	2.7×10^{-2}	80
	Hold down	2.6×10^{-2}	—	—	140
	Riser yoke (bottom)	—	9.2×10^{-3}	6.7×10^{-2}	
	Top grid	6.7×10^{-3}	1.1×10^{-2}	4.3×10^{-2}	
	Core shroud	4.5×10^{-3}	2.3×10^{-2}	1.7×10^{-1}	
	Core support	2.3×10^{-4}	1.9×10^{-2}	2.6×10^{-2}	
	Bottom support plate	1.1×10^{-3}	—	—	
In-air plasma arc cutting	Steam separator	2.0×10^1	4.3×10^0	1.3×10^1	28
	Riser yoke (middle)	6.4×10^0	1.2×10^1	9.7×10^0	

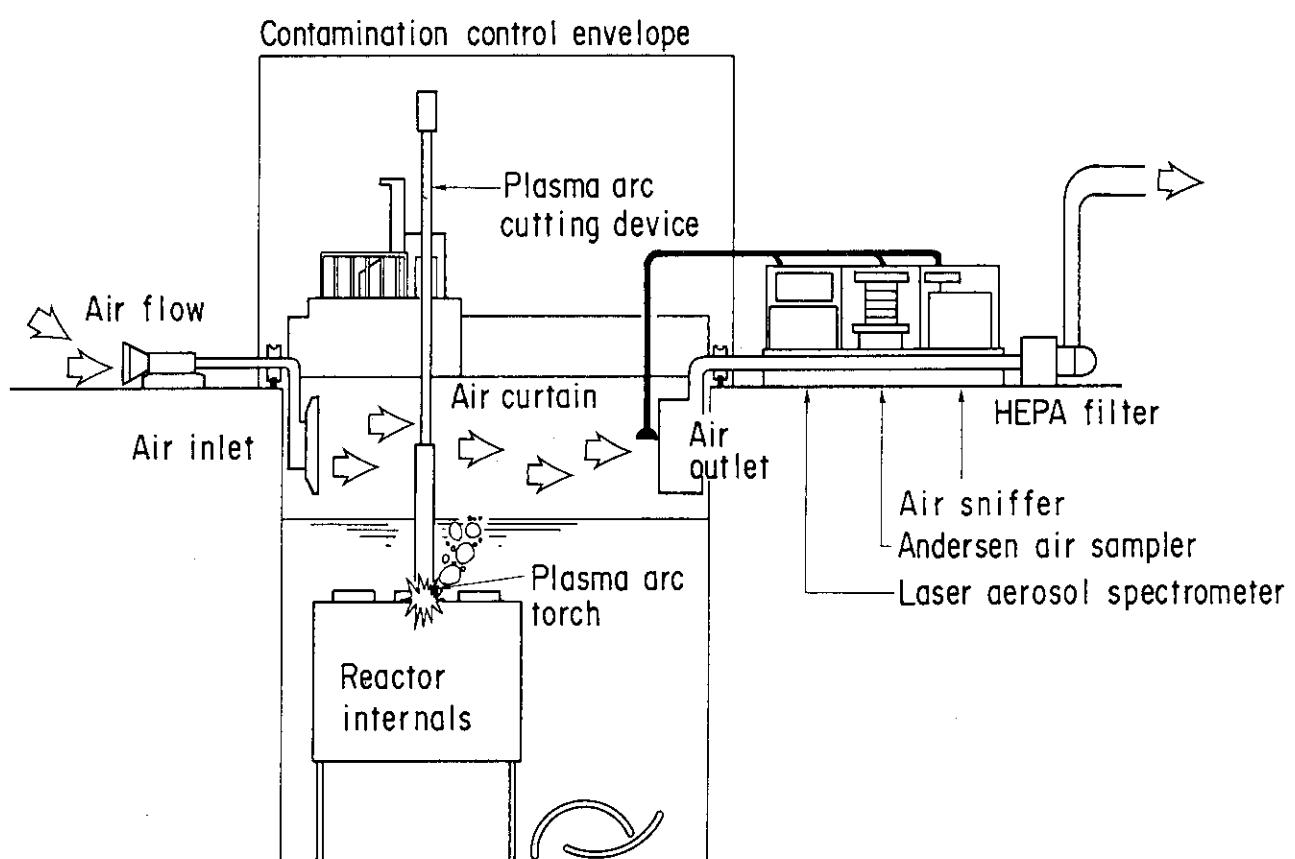


Fig. 2.2.3-1 Air sampling method in underwater cutting of reactor internals

2.2.4 放射線モニタ監視装置における被ばく線量予測システムの開発

燃料試験施設においては、放射線モニタ監視装置の製作の一環として、被ばく線量予測システムを開発した。被ばく線量予測システムは、燃料試験施設セル内作業の被ばく管理を強化するため、外部被ばくによる線量当量を事前に評価して線量当量の低減化などに活用するものである。

被ばく線量予測システムは、作業計画段階で明らかとなっている作業日数や作業環境の線量当量率及び作業者人数等を入力し、線量当量予測モデルによる計算によって個人と集団の線量当量を評価する。

線量当量予測方法は、次の仮定に基づいて計算する。

- ① 作業環境における線量当量率を対数正規分布とし、作業者は作業区域内をランダムに行動する。
- ② 線量当量率の変化は、除染作業を想定して、経過日数に伴ってべき関数で減少する。
- ③ 作業区域をセル内とセル外に分ける。

線量当量計算は、作業環境の平均線量当量率と幾何標準偏差及び作業者のランダムな行動を模擬して正規乱数を用いて行う。平均線量当量率は、次式により各作業日ごとに計算する

$$R_K = R_1 \cdot K^{-A}$$

ここで、 R_K : K 日目の平均線量当量率、 R_1 : 初期平均線量当量率、 K : 経過日数、 A : 線量当量率減少係数

線量当量は、次式により全作業者に対する全作業期間ごとに計算する。

$$D_K = \sum_{j=1}^n (R_K \cdot \sigma_g^j) \cdot t$$

ここで、 D_K : K 日日の線量当量、 σ_g : 線量当量率の幾何標準偏差、 j : 正規乱数、 t : 作業者が任意の場所にとどまる時間

以上の式で求められる線量当量の計算過程を Table 2.2.4-1 に示した。

次に、セル外に比べて高い被ばくを受けるセル内作業者の決定ルールを次のとおりとした。

- ① 線量当量余裕度の大きい作業者がセル内被ばくを受ける。線量当量余裕度は、計画線量当量から累積線量当量を差し引いたものである。
- ② 同じ線量当量を受けている作業者がいる場合は、熟練度の高い作業者がセル内被ばくを受ける。熟練度は、作業経験等に依存するものであり、それを表わすものとして熟練度係数を想定した。そして、集団における個人熟練度係数が対数正規分布であると仮定した。この 2 つのルールを数値化したものがセル内被ばく決定指數であり、次式で表わす。

$$D_{sm} = (D_p - D_k) \cdot S_m$$

ここで、 D_{sm} : セル内被ばく決定指數、 D_p : 計画線量当量、 D_k : 個人累積線量当量、 S_m : 個人熟練度係数

セル内被ばくは、この計算によりセル内被ばく決定指數の大きい作業者が受ける。以上に示した計算方法で、実際の作業におけるデータを用いて線量当量を計算した。計算に用いたデータは、次のとおりである。

入力データ：作業日数 13 日，作業者人数 18 人，初期平均線量当量率 0.52 mSv/h，幾何標準偏差 1.9，線量当量率減少係数 0.3，計画線量当量 3.0 mSv，熟練度係数 1.5

線量当量の計算結果は、実測データとともに最大線量当量（作業者 A）と最小線量当量（作業者 B）を受けた作業者について Fig. 2.2.4 - 1 に示した。この図に示すとおり、実測値と計算値は概ね一致している。

今後は、セル内作業を解析して熟練度係数等のパラメータの最適値を検討し、予測値の精度を向上させていきたい。

(富居 博行)

Table 2.2.4-1 Calculation process of dose equivalent

$$\begin{aligned}
 D_{11} &= R_1(\sigma g^{j111} + \sigma g^{j112} \dots \sigma g^{j11n}) - t \\
 &\quad - \\
 &\quad - \\
 D_{1m} &= R_1(\sigma g^{j1m1} + \sigma g^{j1m2} \dots \sigma g^{j1mn}) - t \\
 \\
 &\quad \left(\quad \quad \quad \quad \quad \quad \right) \quad \left(\quad \quad \quad \quad \quad \quad \right) \\
 D_{k1} &= R_k(\sigma g^{jk11} + \sigma g^{jk12} \dots \sigma g^{jk1n}) - t \\
 &\quad - \\
 &\quad - \\
 D_{km} &= R_k(\sigma g^{jkm1} + \sigma g^{jkm2} \dots \sigma g^{jkmn}) - t
 \end{aligned}$$

working days (day)	Dose equivalent (mSv)					
	1	2	-	-	-	m
1st day	D ₁₁	D ₁₂	-	-	-	D _{1m}
kth day	D _{k1}	D _{k1}	-	-	-	D _{km}

m : worker number

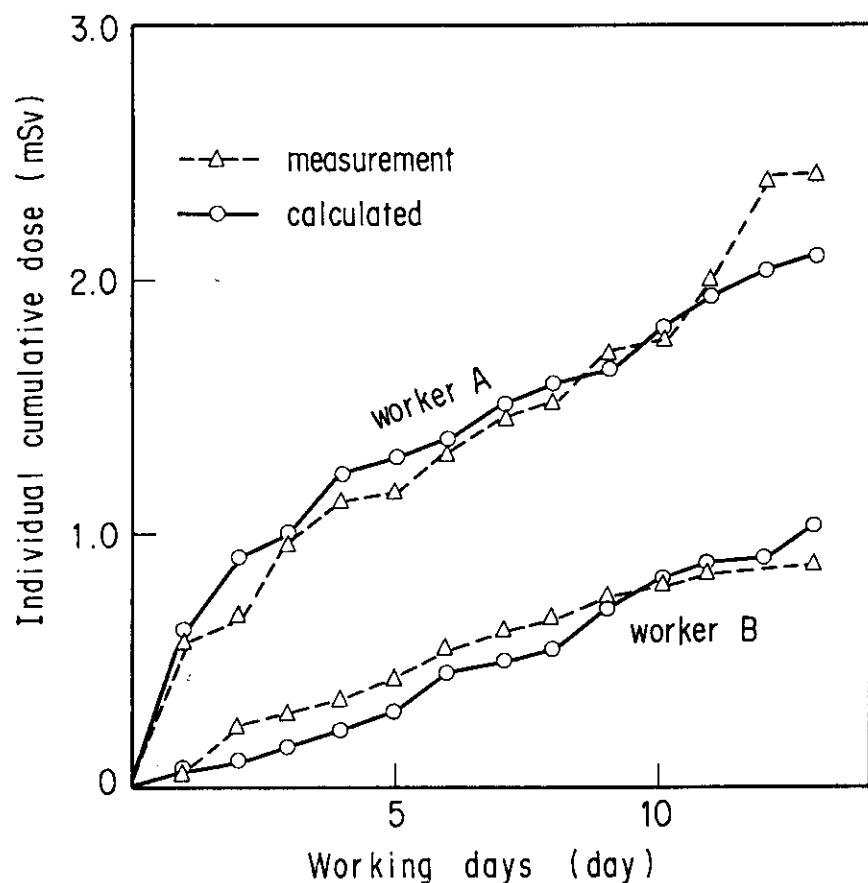


Fig. 2.2.4-1 Comparison between measured and calculated values of cumulative dose with elapse of working days

2.3 放射線計測

2.3.1 概 要

1989年4月から放射線量の評価、計測は1cm線量当量で対応することとなったが、現在使用しているGM管式サーベイメータはエネルギー特性、測定線量当量率範囲が狭く、低エネルギー γ 線や高線量率場では1cm線量当量に対応できない。そこで、これらの問題に対応できるプラスチックシンチレーション検出器を開発し、良好な特性を得ることができた。

^{252}Cf 中性子線源の更新に合わせ、中性子線源移動装置を整備した。本装置は指定する線源を取り出し、1階の照射場に移動設置し、照射終了後は自動収納する一連の動作を行うものである。中性子線源は地階の貯蔵室に貯蔵してあり、これまでトングを用いて取り扱っていた。本装置の稼働により作業者の被ばく低減が図られた。

放射線管理では汚染状況を正確に把握することが重要である。国際標準化機構(ISO)では機器効率と汚染線源効率の積で汚染の状況を評価するように推奨している。そこで、種々の床材についてISOの評価法に順じた試験を実施し、放射線管理の評価精度の向上を図った。

(南 賢太郎)

2.3.2 1 cm 線量当量対応プラスチックシンチレーション検出器の特性

1989年4月より、従来の照射線量に代わり1cm線量当量を測定することになった。従来より原研で使用している γ 線用サーベイメータは、測定対象としているエネルギー領域が通常100 keV以上であるため、そのままで1cm線量当量の測定が可能である。しかし、最も使用されているGM管式サーベイメータは100 keV以下のエネルギー特性が良好ではなく、測定可能な線量当量率の上限が低い。そこで、精度の良い測定のためには1cm線量当量に対するエネルギー特性が20 keV程度の低エネルギーから広い範囲で良好であり、かつ、バックグラウンドから約100 mSv/hの線量当量率範囲を測定可能なサーベイメータが望ましい。

電流方式のプラスチックシンチレーション検出器は、光電子増倍管への供給電圧の調整により、低線量当量率から高線量当量率までの測定が可能である。また、シンチレータを増感材で被覆することにより、エネルギー特性を容易に変更できるため、1cm線量当量対応サーベイメータのプローブとして優れている。

シンチレータを増感材で被覆するエネルギー特性の補正方法は、増感材の種類や厚さを変えることによりエネルギー特性を容易に変更できることが特徴である。照射線量に対して良好なエネルギー特性が得られることは、以前報告した¹⁾。そこで、本報告では、1cm線量当量に対して良好なエネルギー特性が得られる増感材の組み合わせを検討した結果を報告する。

用いたプラスチックシンチレータはNE-102(2.54 cm ϕ × 2.54 cm)であり、ベークライト製の筒(検出部の厚さ: 1.5 mm)に光電子増倍管とともに納められている。出力は、光電子増倍管からの電流を電圧信号に変換して取り出した。増感材としてはZnS(Ag)とCaWO₄を採用了。ZnS(Ag)は50 keV以下のエネルギー領域の感度を増加させる効果があり、一方、CaWO₄は60 keVから200 keVの領域で効果的である。そこで、両者の組合せを検討した。

検討の結果、良好なエネルギー特性が得られた増感材の組み合わせは、プラスチックシンチレータの周りに厚さ10 mg/cm²のZnS(Ag)と厚さ50 mg/cm²のCaWO₄を、側面はそれぞれ幅10 mmと3 mmで、上面は側面と同じ面積割合で被覆したものであった。

得られた1cm線量当量を基準としたエネルギー特性をFig. 2.3.2-1に示す。これより、エネルギー特性は、20 keVから1250 keVの範囲で+15%, -10%であり、非常に良好であることがわかる。

また、方向特性も試験範囲60 keVから1250 keVで、±20%以内と良好であった。

以上のように、プラスチックシンチレーション検出器を用いた1cm線量当量対応サーベイメータのプローブを開発できた。

(吉澤 道夫)

参考文献

- 1) 吉澤道夫: 保健物理—管理と研究—No. 29, JAERI-M 87-147, 189, (1987)

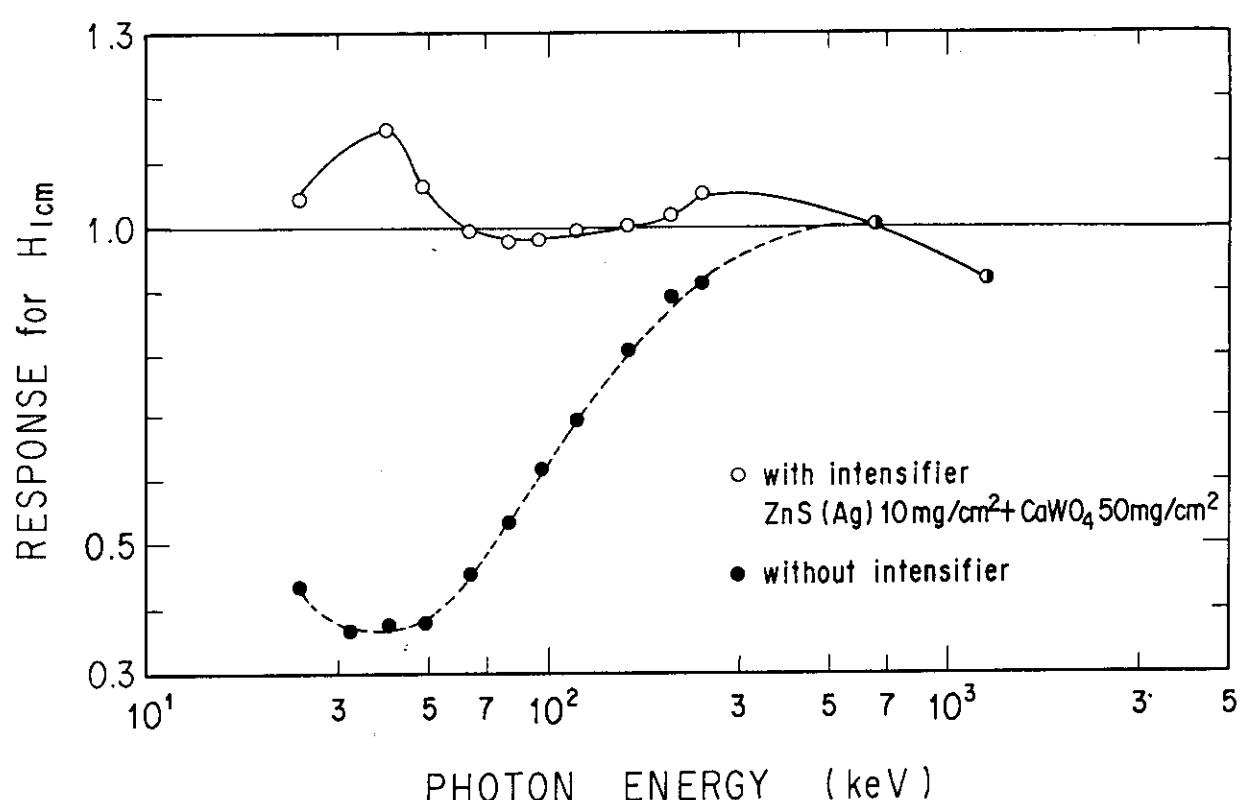


Fig. 2.3.2-1 Plastic scintillation counter response for photon energy

2.3.3 中性子線源移動装置の整備

^{252}Cf 中性子線源（2 GBq）を使用するとき、線源移動時における作業者の被ばく低減を図る目的で、中性子線源移動装置を整備した。

本装置は、放射線標準施設棟第4照射室地階にある貯蔵室内の保管容器から線源を取り出し、第4照射室1階のグレーチング上までの約15 mを移動して照射を行い、照射終了後に線源を格納する工程を全自動化した装置である。本装置で取り扱う中性子線源は、同一保管容器に格納している ^{252}Cf , $^{241}\text{Am-Be}$, $^{239}\text{Pu-Be}$ の3線源である。

装置の構成は、保管容器開口蓋上昇下降部、線源キャッチ移動部、貯蔵室扉開閉部、線源移動台車、線源昇降部及び室内ビデオモニタの6種の駆動部からなり、制御室内に設置した制御盤の自動スタートボタンにより各駆動部を自動制御（各駆動部ごとに手動操作可能）し、線源を順次移動する。格納から照射までの所要時間は、停止精度や安全機構を充実させたため約9分である。これらのブロックダイヤグラムをFig. 2.3.3-1に示す。

線源移動台車は、8 m移動するため信号や電源等のケーブルをなくす工夫を行った。台車の制御には、電波法の基準を超えない低出力の無線を使用し、駆動用電源として充電式小型バッテリーを搭載し、台車がレール上を単体で移動する無ケーブル式とした。また、貯蔵室内の照明スイッチを制御盤に取り付け、現場の状況をモニタテレビで監視し、制御盤だけの操作により、線源移動をできるようにしたため、作業者の被ばく低減が十分図られた。

本装置の整備により、TLD、ポケット線量計、フィルムバッジ等の基準照射やレムカウンタ、中性子サーベイメータ、中性子モニタ等の校正試験を被ばくを低減して実施できるようになった。

(清水 滋)

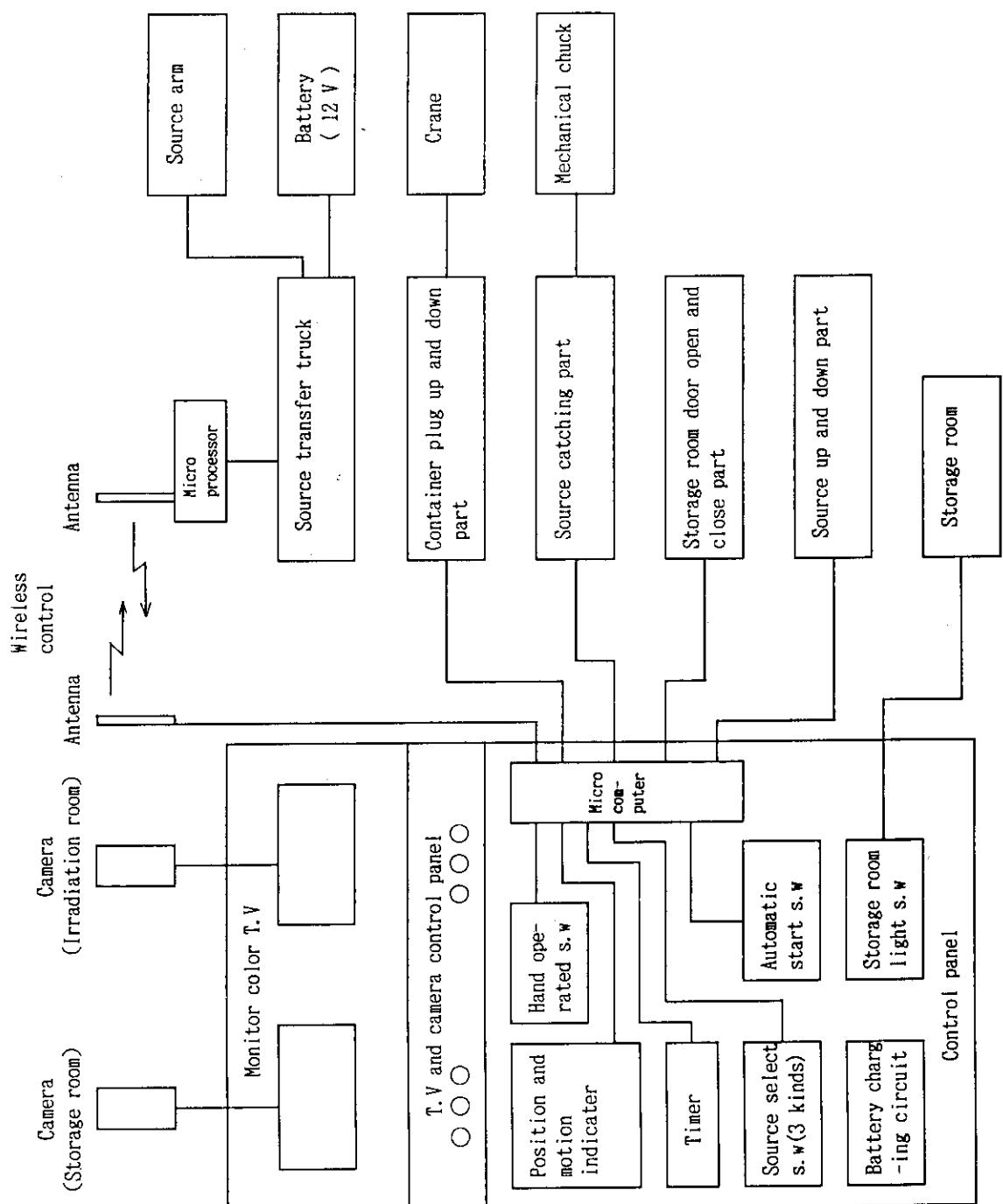


Fig. 2.3.3-1 Diagram of neutron sources transfer equipment

2.3.4 表面汚染測定における床材等の汚染線源効率とふきとり効率

非密封の放射性同位元素を使用する施設では、表面汚染の状況を正確に把握することが重要である。表面汚染の測定は、表面汚染検査計を用いて固着性汚染を含めた全汚染量を評価する「直接法」と、ろ紙等を用いて遊離性汚染のみを測定する「ふきとり法」に分けられる。

国際標準化機構（ISO）は、表面汚染検査計の効率を、放射線エネルギー、検出器の構造、線源との幾何学的条件に依存する機器効率と汚染部位の材質、表面状態に依存する汚染線源効率の2つの効率の積で表わし評価することを推奨している¹⁾。また、「ふきとり法」では、ふきとり効率の値が評価上重要である。表面汚染検査計の機器効率については、すでに報告されている²⁾。そこで、本報告では、床材等に利用される各種の材料について、汚染線源効率及びふきとり効率を実験的に求めた結果を報告する。

(1) 汚染線源効率

汚染線源効率は、残留する汚染の全放射能に対する表面放出率の比として定義される。このため、本実験では、LMRI 製の標準溶液を定量希釈して調製した放射能濃度が既知の溶液を材料表面に滴下、自然乾燥させた後、その表面放出率を電子技術総合研究所とのトレーサビリティが確保されている窓無し 2π 比例計数管で測定することにより汚染線源効率を評価した。

評価した材料を Table 2.3.4-1 に、得られた汚染線源効率を Table 2.3.4-2 及び Fig. 2.3.4-1 に示す。スミヤろ紙（滴下）以外の材料においては、ほぼ 0.5 を超える値が得られた。また、 ^{241}Am においても 0.4 以上の値が得られた。

ISO は、汚染線源効率の目安として、 β 線の最大エネルギーが 0.4 MeV 以上の場合には 0.5、0.15 MeV 以上 0.4 MeV 以下の場合には 0.25 を、 α 線放出核種に対しては 0.25 を推奨している。本測定結果と比較すると、この推奨値は、浸透性の低い材料については十分に安全側であることが判かる。一方、スミヤろ紙については、ふきとったものは他の床材等とほぼ同じ値が得られたが、滴下したものはかなり低い値が得られた。したがって、ふきとり面の乾燥状態に十分注意する必要がある。

(2) ふきとり効率

ISO は、ふきとり効率を、ふきとり可能な全汚染放射能に対するスミヤ試料によってふきとられた放射能と定義している。しかし、ふきとり可能な全放射能という量はあいまいであり、実験的に求めることは困難である。したがって、本実験では、試料表面に滴下した全放射能に対するスミヤろ紙によってふきとられた放射能をふきとり効率として評価した。

評価した材料は汚染線源効率のときとほぼ同じであるが、塗装したステンレス板の代わりに実際の輸送用キャスクと廃棄物用ドラム缶の表面を用いた。評価した核種は ^{60}Co 、 ^{137}Cs 及び ^{241}Am の 3 核種である。滴下した放射能溶液は、汚染線源効率のときと同様 LMRI 製の標準溶液を定量希釈することにより調製した。ふきとりには直径 2.5 cm のおたまじゃくし型ろ紙を用い、ふきとり時の圧力がほぼ一定となるように注意して行った。ふきとられた放射能は、Ge (Li) 半導体検出器を用いた γ 線測定により定量した。

得られたふきとり効率の値を Table 2.3.4-3 に示す。これより、最も高いふきとり効率が得られた材料は、ロンリウムであり、表面が滑らかなものほど効率が高いことが判かる。

ISO は、ふきとり効率が求められていない場合、0.1 という値を用いることを推奨している。本

測定値と比較すると、この値は表面が滑らかな材料に対しては、十分安全側であることがわかった。しかし、P タイルや擦傷ステンレス板のように、表面状態が粗い場合は 0.1 より低い値が得られており、注意が必要である。

(吉澤 道夫, 吉田 真, 服部 隆充)

参考文献

- 1) ISO: ISO 7503-1, (1988)
- 2) 清水 滋: 保健物理－管理と研究－No. 30, JAERI-M 88-226, 195, (1988)

Table 2.3.4-1 Specification of tested materials.

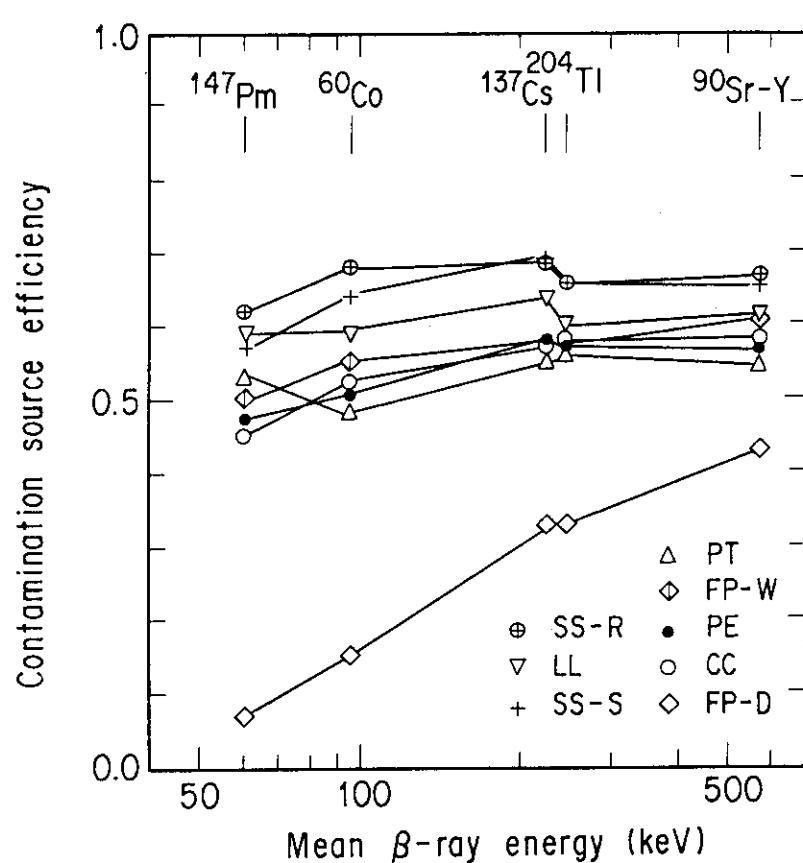
MATERIAL		SPECIFICATION	
NAME	CODE		
Coated concrete	CC	Coated with epoxy resin.	
Plastic tile	PT	Commercially available.	
Linoleum	LL	Commercially available.	
Polyethylene	PE	Sheet (0.1mm thick) on a concrete slab.	
Stainless steel (smooth)	SS-S	SUS 304	Mirror-like finishing.
Stainless steel (rough)	SS-R	SUS 304	Sandblast-treated.
Stainless steel (painted)	SS-P	Synthetic surface of the cask for transportation of radioactive materials.	
Smear-test filter paper (drop)	FP-D	Dropped upon directly.	
Smear-test filter paper (wipe off)	FP-W	Wipe off radioactivity on a polyethylene sheet.	

Table 2.3.4-2 Efficiencies of source contamination for flooring and some materials used in radioactivity handling facilities.

MATERIAL CODE	RADIOACTIVE NUCLIDE					
	^{147}Pm	^{60}Co	^{137}Cs	^{204}Tl	$^{90}\text{Sr-Y}$	^{241}Am
CC	0.45	0.52	0.63	0.58	0.58	0.42
PT	0.53	0.48	0.61	0.56	0.55	0.42
LL	0.59	0.59	0.71	0.60	0.62	0.48
PE	0.47	0.51	0.67	0.57	0.57	0.54
SS-S	0.57	0.64	0.76	0.66	0.66	0.43
SS-R	0.62	0.68	0.76	0.66	0.67	0.44
SS-P	—	0.63	0.72	—	0.67	—
FP-D	0.07	0.15	0.30	0.28	0.43	0.09
FP-W	0.50	0.55	0.63	0.57	0.61	0.48

Table 2.3.4-3 Removal factor for flooring and some materials used in radioactivity handling facilities.

MATERIAL	REMOVAL FACTOR		
	^{60}Co	^{137}Cs	^{241}Am
Coated concrete	0.38	0.56	0.34
Plastic tile	0.13	0.44	0.061
Linoleum	0.59	0.78	0.66
Polyethylene	0.40	0.73	0.64
Stainless steel (smooth)	0.50	0.70	0.36
Stainless steel (rough)	0.053	0.16	0.022
Stainless steel for Cask (painted)	0.41	0.43	0.30
Steel for drum (painted)	0.33	0.45	0.33

Fig. 2.3.4-1 Ratio of surface emission rate to total β -ray emission rate for each material as a function of mean β -ray energy.

2.4 放射性廃棄物の処理

2.4.1 概 要

東海研究所においては、廃棄物管理の改善のため、以下に述べる技術開発を行った。

放射性廃棄物の管理については、従来、目的別に多数の伝票等により実施してきた。1989年度においては固体廃棄物の管理について電算機による管理システムを完成し、運用を開始した。

放射性水銀の廃棄物についてはその安定化が大きな課題であるが、安定な水銀化合物である硫化水銀 (HgS) とする方法を開発した。

RI 廃棄物については今後の発生量の増加が予測され、合理的な処理処分方策の策定が大きな課題であるが、これに関連して「RI 廃棄物の処理処分方策に係わる調査」を実施した。

特会受託、「極低レベル固体廃棄物合理的処分安全性実証試験」のうち、焼却処理試験においては簡易焼却炉の実廃棄物による性能試験を実施した。また、「放射性廃棄物等の再利用に係わる基準整備のための調査」においては国内外の調査を実施した。

今後、発生が予想される貯槽等の大型廃棄物の処理処分方法については「大型放射性固体廃棄物の処理処分方法及び再利用に係わる調査」を実施した。

(川上 泰, 進土 義正)

大洗研究所においては、設置以来 20 年以上にわたり使用してきた JMTR 廃液輸送管について、今後の管理・整備計画の策定に資するため、配管の健全性調査を実施した。また、200 ℥ ドラム缶型廃棄物パッケージに関する品質管理データの内容充実を図るため、放射能測定装置を整備し、線量当量率、含有放射能量等各種データの収集試験を実施した。さらに、洗濯廃液前処理設備の更新に際し、従来のシステムに改良を加えたシステムを新たに開発整備した。

(阿部 昌義)

2.4.2 放射性汚染金属水銀の固化処理

³Hで汚染した金属水銀の保管廃棄のための固化処理法を検討し、実施した。

金属水銀は常温で液体で、その蒸気圧はあまり高くはないが、水銀蒸気を人が繰り返し吸入すると水銀中毒になり死に至る場合もあるので、露出しておくことは非常に危険である。故に、金属水銀を液体のまま保管することは得策でない。そこで液体状の金属水銀を化学処理によって固体化し、物理的にも化学的にも安定な形にして容器に密閉し、さらにセメント固化体にすることにした。

固化する方法としては、安定な水銀の化合物にする方法と、他の金属との合金であるアマルガムにする方法の二つがあるが、後者のアマルガム法は条件によって金属水銀が遊離する等安定性に問題があるので、今回は前者の方法で、金属水銀を硫黄と反応させて硫化水銀にする方法を検討し、実施した。

実際の処理に先立ち、硫化反応について検討を行った結果、(1)水銀と粉末硫黄を重量比で4:1の割合で容器に入れ回転攪拌子により混合する。また、作成した硫化水銀は粉末であるので、減容のため溶融固化を検討した結果、(2)重量比で1/10の粉末硫黄をさらに加えて、約150°Cで溶融すれば良い事が判った。

今回処理した金属水銀は³Hガスの輸送用拡散ポンプで使用していくて不要になったもので、全量で約72kgで4個の容器(5ℓのステンレス容器に16~22kg)に分けて保管してあったものである。汚染核種である³Hの推定放射能は全量で 3.3×10^8 Bq以下であった。この金属水銀の固化処理を次のように実施した。

最初に、浮遊しているゴミなどの固形物を除き、水がある場合は別の容器に移した。³H放射能の除去のためと化学反応の妨害物質の除去のため、水による洗浄とろ過を行った。洗浄水は水銀約1.4ℓ(約19kg)に対して約50~100mℓを用い、20回程度の洗浄を行なうことによって放射能を十分に下げる事が出来た。次に、はり穴をあけたろ紙を用いて水銀中の不純物をろ過した。

次に、ろ過した水銀60mℓ(約800g)をビーカーに取り、粉末硫黄200gを加えて攪拌器に掛ける。プロペラ攪拌子で約1000rpmで攪拌すると約15分間で黒色粉末状の硫化水銀となった。金属水銀が残っていないことを確認した後、これを廃棄用ステンレス製容器に入れ密閉する。

今回の金属水銀は、水による洗浄によってトリチウム放射能を充分に低くすることができたので、硫化水銀の安定化と減容のために溶融固化することにした。粉末状硫化水銀約1kgと硫黄粉末約100gを鉄製又はホーロウ製の容器に入れ約150°Cに加熱、溶融した。溶融した硫化水銀は冷えて固まらないうちに廃棄用ステンレス製容器に入れ、冷却固化の後容器を密閉した。

固化体の入っているステンレス製容器を保管廃棄用ドラム缶(D-50)に入れ、上部補強用鉄筋を付けてからセメントを流し込んで固化した。

これらの結果、次のようなことが判った。

①トリチウムで汚染した水銀は、小量の水による洗浄だけで十分除染することができた。②硫化処理により体積は約7倍に増加するが、溶融固化することにより4倍程度の増加にすることができる。③作成した硫化水銀は黒色粉末状水銀である。黒色硫化水銀は赤色硫化水銀よりは不安定であるが、水や酸に不溶であり、またアルカリ溶液には解けても、より安定な赤色硫化水銀となるので保管体として最適であり、本方法は、水銀廃棄物の処理方法として有効な手段である。

(福田 洋)

2.4.3 放射性廃棄物データ管理システム(II)

放射性汚染処理第1課及び2課において、放射性廃棄物に関するデータ管理システムの整備を実施してきている。1989年度は、中、高レベル固体及び液体廃棄物に関するシステムの整備を実施した。Fig. 2.4.3-1に東海研における廃棄物処理の流れと管理コードシステムの関係を示す。中、高レベル固体廃棄物処理管理コードは、前年度に作成した処理1課のファイルに書き込まれている廃棄物容器番号を端末から入力することにより、処理2課で必要とするデータを処理2課のファイルに読み込み、このファイルに処理2課で実施する圧縮、封入等の処理に関するデータを追加する。

中、高レベル液体廃棄物処理管理コードも同様に処理1課のファイルから処理2課として必要なデータを読み込み、液体廃棄物の受入れ等のデータのほか処理2課で実施するアスファルト固化処理、プラスチック固化処理に係るデータを追加する。処理後の廃棄物にセメントを注入し、保管体とした時のデータを前述のファイルに追加しこれらのデータを既に作成済みの処理1課の保管体管理コードに転送する。また、4半期の搬入量、処理量等のデータを日本語ラインプリンタ等に出力する。

(高橋 彰)

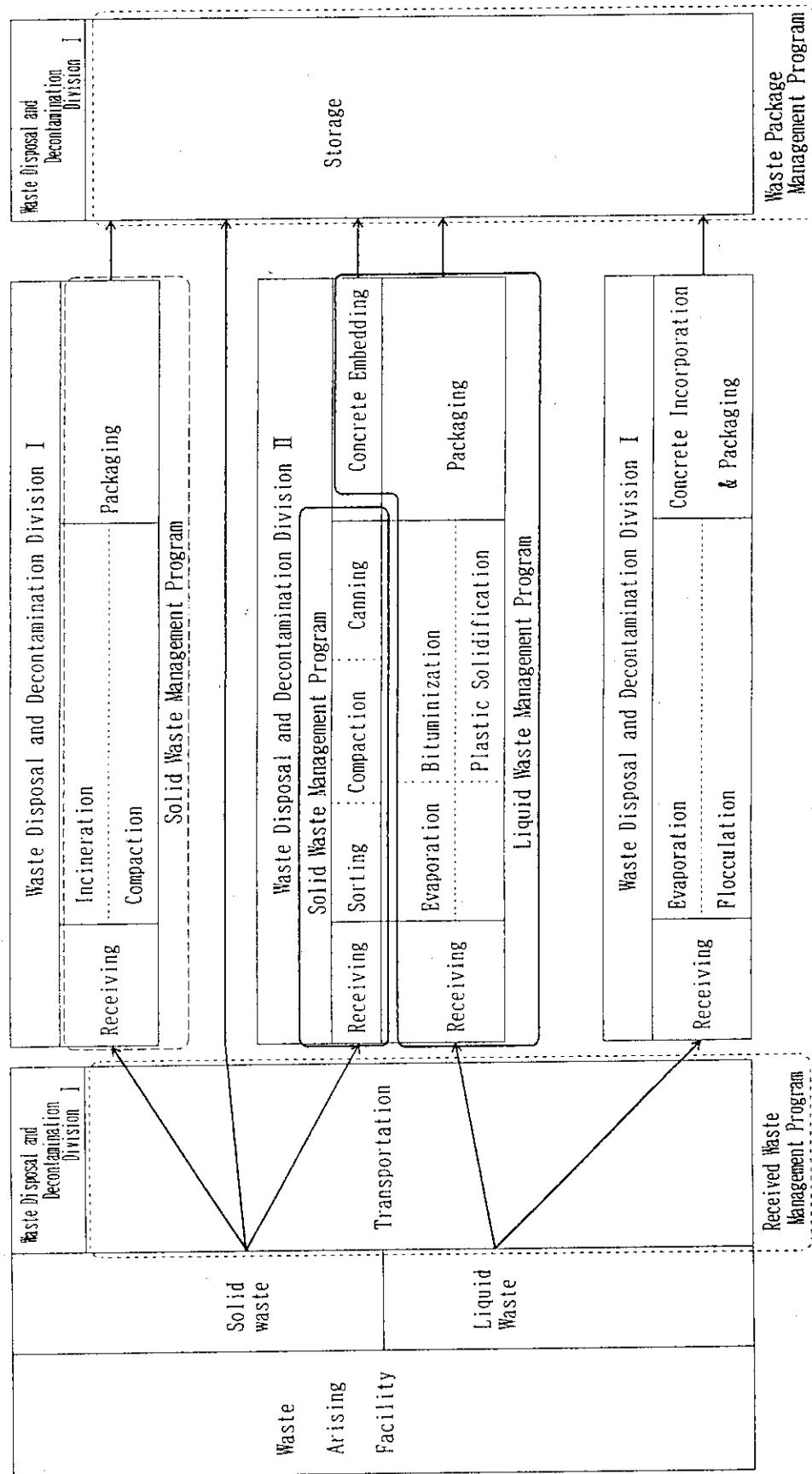


Fig. 2.4.3-1 Outline of computer system for radwaste management

2.4.4 アルミ脱被覆廃液のアスファルト固化処理

アルミ脱被覆廃液は、JRR-3 使用済燃料の溶解ホット試験に伴って発生した廃液である。同廃液の措置については、1981年度に設置された「廃液貯蔵室検討アドホック会議」の「技術検討委員会」で検討された。その結果、廃液の運搬及び固化条件等で技術的検討を要する面はあるが、ユーロケミック等で同性状の廃液の固化実績があり、化学性に起因した処理過程での安全性に不安がないこと及び廃液量が少ないとから、現有の中・高レベル廃棄物処理設備で処理することが妥当であるとの判断が示された。

これを踏まえて、廃液の性状と量の調査、廃液の受け入れ・移送のための設備の整備、固化処理設備の運転条件を決めるための固化試験等を行った。

アルミ脱被覆廃液は、水溶液と沈殿物の二層に分離していたために、水溶液（以下、上澄み廃液という）の処理を終えてから沈殿物（以下、沈殿物溶解廃液という）の処理を開始した。

固化処理設備の運転条件は固化試験結果をもとに判断した。その結果、均一な溶融混合物（以下、プロダクトという）を作製するために固形分とアスファルトの混合比（W/A）を上澄み廃液では約40/60、沈殿物溶解廃液では約20/80に決めた。このため、アスファルト固化処理1バッチ分に相当する廃液を受け入れ、処理することとし、一回当たりの廃液の受け入れ量を、上澄み廃液では約100ℓ、沈殿物溶解廃液では約30ℓとした。

廃液の運搬には、廃液の吸引・排出が可能で遮蔽体付の中・高レベル廃液運搬容器を使用した。受け入れ廃液は直ちに廃液貯槽へ移送した。受け入れ廃液貯槽表面における最大線量当量率は、上澄み廃液で5mSv/h、沈殿物溶解廃液で0.03mSv/hであった。廃液の受け入れ作業における作業者の被ばくをできるだけ少なくするために、受け入れ廃液貯槽周辺に鉄製の遮蔽体を設けた。また、塩類の配管内部への付着・蓄積を防止するために、廃液移送後は直ちにろ過水で配管内部を洗浄し、受け入れ廃液と混合処理した。

上澄み廃液は、アルミニン酸ナトリウムを主成分とするアルカリ性廃液で極めて放射能濃度の高い廃液であった。17回の受け入れで約1.2m³（約1.2×10¹¹Bq）の廃液を受け入れた。一方、沈殿物溶解廃液は、固形分濃度の高い廃液であったため、廃液の吸引・移送を容易にするために一定のろ過水で希釈した後、受け入れた廃液である。27回の受け入れで約1.0m³（約2.2×10¹⁰Bq）の廃液を受け入れた。

廃液は、70-75kgの溶解アスファルトと混合攪拌し、固形分とアスファルトの混合比（W/A）が上澄み廃液では40/60、沈殿物溶解廃液では、20/80に達したら固化装置の運転を停止した。

プロダクトは、ロードセルで監視しながら200ℓの鋼製ドラム缶（必要に応じて遮蔽体を挿入したものを使用）に充填し、容器上部の空間部にコンクリートを打設してパッケージを作製した。

上澄み廃液の固化処理に伴って21本のパッケージが発生した。パッケージ1本当たりの放射能は、最大1.2×10¹⁰Bq、平均6.3×10⁹Bqであり、このうちα放射能が約7.4×10⁷Bqを占めた。一方、沈殿物溶解廃液の処理に伴って、33本のパッケージが発生した。パッケージ中の放射能は上澄み廃液に比べて約1桁低く、平均で9.3×10⁸Bqであった。

アルミ脱被覆廃液は特異な性状の廃液であったが、廃液の処理に先立って、廃液の運搬、廃液の受け入れ・移送作業、固化・パッケージ化に至る全工程において検討が行われ、その検討結果が

実処理に十分反映されたため、各作業において特記すべき支障もなく、同廃液の処理を終了することができた。

(藤崎 説男)

2.4.5 廃液輸送管の健全性調査(I)

大洗研究所では、各施設から発生する低レベル液体廃棄物の移送用として、地下に埋設したU字溝内に敷設した廃液輸送管を1968年から1975年にかけて順次整備し、使用してきた。この廃液輸送管は、毎年定期的に点検を実施しているが、古いもので20年以上も経過し、長期に使用していることから、健全性調査計画に基づき一部U字溝を開放して健全性調査を実施した。

今回は、設置年が古く使用頻度の高い、JMTR一次冷却水系廃液用のJMTR-A系統及びJMTR実験設備系廃液用のJMTR-B系統について実施した。

なお、これらの廃液輸送管と敷設U字溝を一部共用している燃料研究棟系統及びRI棟系統についてもその共有する範囲について、合わせて実施した。

廃液輸送管の敷設状況と調査範囲をFig. 2.4.5-1に示す。

(1) 調査内容及び結果

調査結果の詳細をTable 2.4.5-1に示す。

(a) 外観検査

廃液輸送管の溶接部、溶接部近傍（熱影響部域）及び管全体の表面について、亀裂、傷、変形、変色、腐食等がないことを目視により検査した。

この結果、JMTR-A系統の外表面の一部に腐食が認められた。

それ以外の系統については、腐食は認められなかった。

(b) 液体浸透探傷試験

ステンレス配管の全溶接部について、JIS Z 2343により試験を行い、欠陥による発色指示模様がないことを検査した。

この結果、JMTR-B系統及びRI系統の一部に発色指示模様が認められた。

他の系統は、発色指示模様が認められなかった。

(c) 加圧試験

空気圧により、通常使用圧力以上に加圧し、石鹼水塗布により欠陥による発泡がないこと、又は、水張りにより漏洩がないことを検査した。

JMTR-B系統及びRI系統は、発色指示模様が認められた箇所から水のにじみ、発泡がそれぞれ認められた。

他の系統は、いずれの現象も認められなかった。

(d) 放射線透過試験

突き合わせ溶接部を抜取り（10%～20%）により、放射線透過試験（JIS Z 3106）を行い、有害な欠陥がないことを検査した。

本試験を実施したJMTR-A系統は、一部に内面腐食による痘斑模様が観察された。

燃料研究棟系統には、異常は認められなかった。

以上の試験・検査により検出されたJMTR-B系統の発色指示部を詳細に調査した結果、使用材料、施工方法及び長期使用に起因する粒界型応力腐食であることがわかった。

(2) まとめ

腐食の原因調査結果に鑑み、JMTR-B系統は、1989年に更新した。JMTR-A系統は、当面の健全性は確認されたが使用材質、長期使用による局部腐食による欠陥発生が考えられるため、

1990年に更新することとした。また、RI系は、JMTR-B系と同条件で施工されたこと、廃液輸送管の使用頻度が少ないこと、他の輸送方法（タンクローリ）で対応が十分可能などと熟慮して、1989年度から使用を廃止した。

(山崎 保夫)

Table 2.4.5-1 Test result of low level liquid waste transporting pipe line

Test Item	Pipe lines	"JMTR-A" Line	"JMTR-B" Line	"Pu-Fuel Lab." Line	"RJ" Line
Visual Test	Tested length; 780 m Tested point; weld, Near weld, others Detected the partial corrosion; 2 places	Tested length; 780 m Tested point; weld, Near weld, others Good	Tested length; 680 m Tested point; weld, Near weld, others Good	Tested length; 180 m Tested point; weld, Near weld, others Good	Tested length; 180 m Tested point; weld, Near weld, others Good
Liquid Penetrant Test	***** Not tested ***** Because the surface of pipe is coated by plastic paint.	Tested Weld; 216 Detected indication; 5 places	Tested Weld; 250 Good	Tested Weld; 81 Detected indication; 1 place	Tested Weld; 81 Detected indication; 1 place
Pressure Test	Tested condition; Air, 2.06 kg/cm ² G Tested Weld; 222, Flange; 11 Good	Tested condition; Water, 0.51 kg/cm ² G Air, 2.00 kg/cm ² G Tested Weld; 212, Flange; 2 Detected leakage; 5 places	Tested condition; Air, 8.20 kg/cm ² G Tested Weld; 158, Flange; 46 Good	Tested condition; Air, 7.25 kg/cm ² G Tested Weld; 77, Flange; 2 Good	Tested condition; Air, 7.25 kg/cm ² G Tested Weld; 77, Flange; 2 Good
Radiographic Test	Tested Weld; 20 Detected the spotted corrosion inside of pipe	***** Not tested *****	Tested Weld; 42 Good	***** Not tested *****	
Remark	1968, STPG, 65A, 780m (Setted year, Materials) (Size, Total length)	1968, SUS304, 40A, 780m	1974, SUS304, 50A, 1280m	1968, SUS304, 40A, 700m	

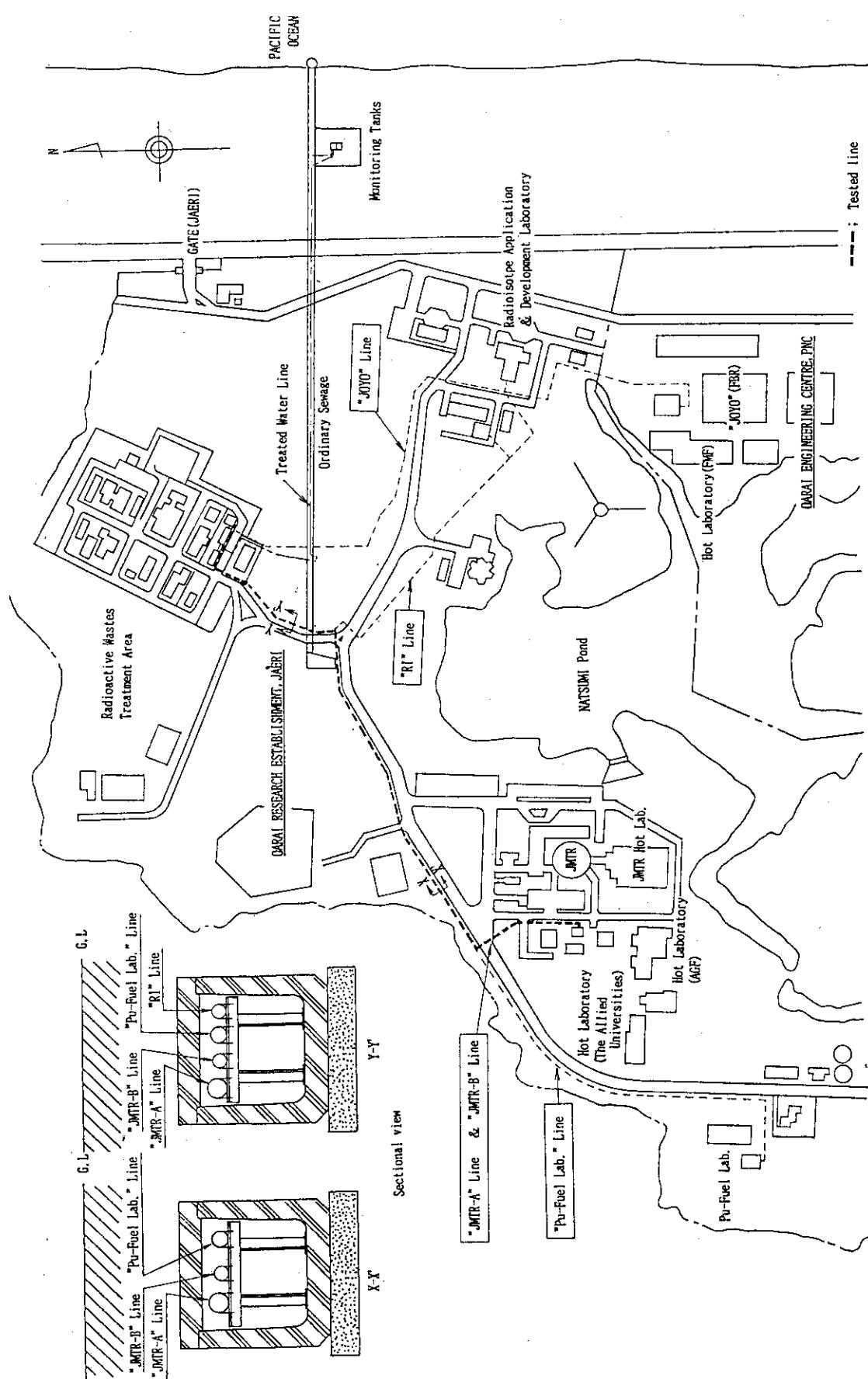


Fig. 2.4.5-1 Setting states of low level liquid waste transporting pipe line on Oarai site.

2.4.6 廃棄物固化体放射能測定装置の開発

大洗研究所では、原子炉施設等で発生する液体及び固体の放射性廃棄物を処理し、 200ℓ 型コンクリート内張ドラム缶（D-50）に封入・固化して、廃棄物パッケージとしている。これら廃棄物パッケージに関する品質管理上のデータを得るため、封入放射能等のデータを収集・解析する廃棄物固化体放射能測定装置（ドラムモニタ）を開発整備し、その性能を確認した。

本測定装置は、パッケージ搬送装置、各種測定機器及びデータ解析装置で構成され、運転はバッチ単位で遠隔自動操作により行われる。以下に本測定装置の仕様概要を、また、Fig. 2.4.6-1 に全体構成図を、Fig. 2.4.6-2 に測定結果出力例を示す。

(1) 測定処理能力

取扱単位及び測定時間：D-50 5本（最大重量 750 kg）/ 50 ~ 150 min

(2) 重量測定装置

(a) 測定方式：ロードセル×4 加算出力方式

(b) 測定精度：± 0.02%（ロードセル単体性能）

(3) 線量当量率測定装置

(a) 測定方式：GM 計数管×6 表面スキャン分布測定方式

(b) 測定範囲：パッケージ上・側・下面表面線量当量率

パッケージ上・側・下面 1 m 線量当量率

(c) 測定性能：測定範囲 $10^{-4} \sim 2 \text{ mSv}$

測定精度 指示値の ± 0.12 デカード

(4) 密度分布測定装置

(a) 測定方式：外部標準線源測定及び超音波測定方式

(b) 測定範囲：パッケージ分割単位（セグメント）での平均密度 $0.8 \sim 4.0 \text{ g/cm}^3$

(c) 測定性能：NaI(Tl)検出器（4台）単体性能 エネルギー分解能 6.5% 以下

(5) γ 線測定装置

(a) 測定方式：分割セグメント γ 線測定方式

(b) 検出器：NaI(Tl)検出器 4台、エネルギー分解能

6.5% 以下

Ge (Int) 検出器

P型 相対効率 40% FWHM 1.95 keV

N型 相対効率 30% FWHM 2.0 keV

本測定装置では、以下に示す3方式によりパッケージ全体の放射能量の測定・解析を行うことができる。

(1) 均一固化体分析法：パッケージ内の密度及びRIの分布を均一とみなし、パッケージ全体をGe 検出器により一括測定した γ 線スペクトルのピーク解析結果から全体の放射能量の定量を行う。

(2) モデル分析法：パッケージを7セグメントに分割し、セグメント単位ごとに次の手順により行う。

(a) 密度分布測定装置により、各セグメント単位での透過 γ 線の減衰率から平均密度を求め

る。

- (b) γ 線測定装置により求める、各セグメント単位での一括測定したGe検出器 γ 線スペクトルの解析結果から、それを、セグメントの平均密度で補正して定量を行う。
- (3) パッケージ分割分析法：各セグメントを 10×10 メッシュ（ピクセル）に分割して、ピクセル単位ごとに次の手順により行う。
- (a) 密度分布測定装置により、ピクセル単位での密度分布を求める。
 - (b) γ 線測定装置（NaI検出器）により、 ^{60}Co , ^{137}Cs に換算してピクセル単位での放射能分布を求める。
 - (c) γ 線測定装置により求める、各セグメント単位でのGe検出器により一括測定した γ 線スペクトルの解析結果から、ピクセル単位での放射能分布及び密度分布で補正して定量を行う。
- これまでの試験運転の結果、本測定装置は、設計能力を十分に満足していることを確認できた。実パッケージをもとに現在までに得られた測定性能データのうち、検出下限値をTable 2.4.6-1に示す。

（天澤 弘也）

Table 2.4.6-1 Detectable limit of nuclide

density (g/cm ³)	< D . L (3σ) (Bq)		
	⁵⁴ Mn	⁶⁰ Co	¹³⁷ Cs
2.0	2.2×10 ⁵	1.5×10 ⁵	2.5×10 ⁵
2.5	5.5×10 ⁵	2.9×10 ⁵	7.7×10 ⁵
3.0	1.2×10 ⁶	5.5×10 ⁵	1.6×10 ⁶

密 度 分 布 解 析 結 果

認識番号：-----

試料番号：JGKO0274

測定日時：1990/01/22 14:40

セグメント 1 平均密度： 2.38g/cm³

	単位メッシュ別密度 (g/cm ³)									
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
1	0.00	0.00	3.04	2.75	2.40	2.65	3.09	2.18	0.00	0.00
2	0.00	3.25	3.15	2.93	2.47	2.36	3.05	3.91	2.86	0.00
3	2.65	2.86	1.96	0.23	0.82	0.07	0.37	1.87	3.58	3.90
4	2.62	2.85	0.38	1.24	1.31	1.35	1.34	0.00	1.49	3.97
5	2.42	2.14	0.21	1.81	1.81	1.69	0.61	0.00	1.38	3.21
6	2.48	2.06	0.04	0.57	1.63	1.60	1.52	0.00	2.37	2.82
7	2.25	1.71	0.13	0.89	1.93	1.41	0.73	1.84	2.30	4.59
8	3.09	2.47	1.08	0.87	1.47	0.99	1.79	2.03	2.76	3.48
9	0.00	2.90	2.02	2.80	2.70	2.18	3.29	2.74	4.02	0.00
10	0.00	0.00	3.22	3.05	2.37	3.49	2.13	2.91	0.00	0.00

セグメント 2 平均密度： 2.88g/cm³

	単位メッシュ別密度 (g/cm ³)									
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
1	0.00	0.00	3.74	4.27	3.93	3.42	4.23	0.71	0.00	0.00
2	0.00	4.94	4.83	5.36	4.11	3.82	3.95	3.48	3.94	0.00
3	4.13	4.26	3.50	2.40	1.87	1.79	1.24	2.59	3.91	6.40
4	3.77	3.43	1.67	2.20	2.08	2.03	2.07	0.66	1.99	4.50
5	2.98	2.19	1.45	1.77	3.43	3.46	1.57	0.68	2.46	4.80
6	2.91	2.03	1.06	1.78	3.51	3.37	2.91	1.13	4.11	2.60
7	2.84	2.34	0.89	2.14	4.41	3.92	0.85	2.43	3.00	3.28
8	3.54	2.98	2.29	1.58	3.18	1.44	2.17	3.37	2.41	5.25
9	0.00	3.36	3.18	3.66	2.84	2.00	4.18	3.15	4.37	0.00
10	0.00	0.00	3.98	3.13	3.15	3.36	2.60	1.17	0.00	0.00

Fig. 2.4.6-2 An example of density distribution

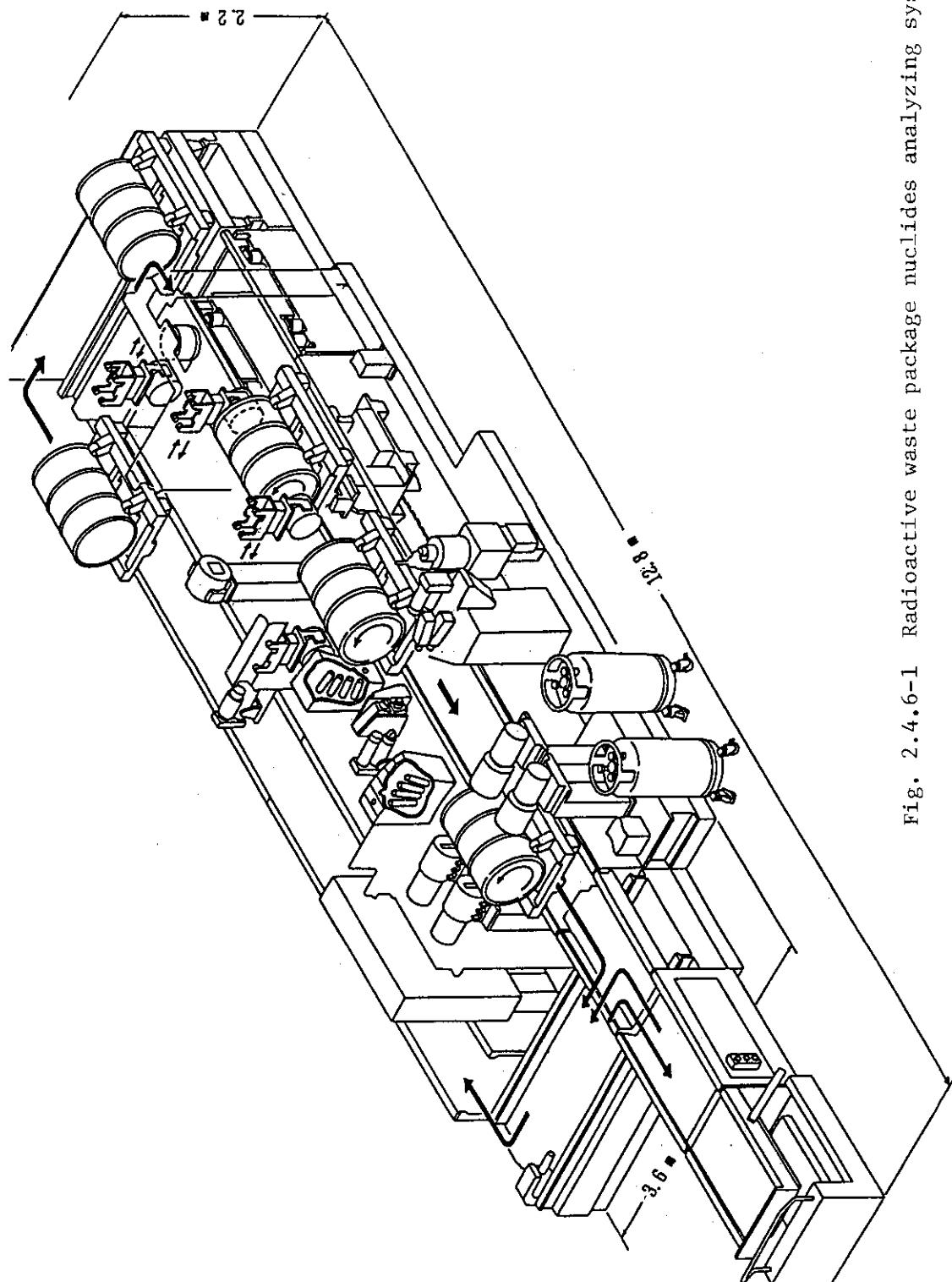


Fig. 2.4.6-1 Radioactive waste package nuclides analyzing system

2.4.7 衣料除染（洗濯）廃液処理システムの改良

大洗研究所では、放射線作業衣等の衣料除染によって発生する廃液（洗濯廃液）について、環境保全の立場から洗剤及び放射性物質を有効に分離回収する処理技術を確立し、1977年から実用装置による処理を開始して、1988年までに約1400 m³の処理を行った。今回、10年以上の運転実績により装置の老朽化が進んだこと、さらに、効果的な処理技術の開発を行ったことなどにより処理システムの見直しを行い、その一部に改善を加えてシステム全体を更新した。

洗濯廃液処理システムは、逆浸透処理装置(RO)^{*1} 薄膜蒸発処理装置(FE)^{*2} 及びマイクロ波加熱固化処理装置(MO)^{*3} の3装置から構成される。処理対象となる洗濯廃液は、6 m³ (洗剤濃度0.1 wt%)を1単位とし、3装置により順次水分を除去しながら濃縮を行い、最終的には固体物として洗剤及び放射性物質等を回収するバッチ処理法である。

本システムの各装置における主な改良点は、次のとおりである。

ROは、廃液循環濃縮方式のチューブラータイプで浸透膜には、酢酸セルロース半透膜を使用し、有効膜面積は22.8 m² (14.5 φ×2250^L mm×228本)である。従来より膜面積を0.4 m²増やして処理能力に余裕を持たせた。

FEは、円筒型流下式の蒸気加熱タイプで蒸発面積1.26 m² (53.5 φ×2250^L mm×5本)を有する蒸発缶であり、従来の2分割された缶体を一体化して合理化し同等の性能維持を図った。

MOは、従来まで2450 MHz, 1 kWの電子レンジ4台により処理してきた。しかし、処理能力が1台当たり1 ℥/hと低く、操作に手数がかかること及び耐久性に問題点があることなどのため、大出力のマイクロ波加熱による固化処理装置を開発し、新規に付加した。その処理法は、加熱炉下部にセットしたレトルト(30 ℥)へ間欠供給方式で濃縮廃液を送り、マイクロ波照射により加熱を行い脱水して固化する。レトルトが満杯になるとそれごと200 ℥ドラム缶へ直接廃棄できる。マイクロ波発生装置は915 MHz, 25 kWであり、既存の廃棄物処理設備では処理の困難な廃棄物等の減容処理試験にも利用できるよう配慮されている。

RO, FE及びMOの3装置は、従来まで手動による運転操作であったが、制御室からのパソコン制御による遠隔自動運転方式を採用し、いずれか2装置の同時運転ができるものとした。

本システムの処理性能は、減容比1/1000を見込み、また、各装置の処理能力は、それぞれRO 400 ℥/h, FE 20 ℥/h, MO 10 ℥/hで設計した。

本システム設置後、約2ヶ月の試験運転のうち、20バッチ(120 m³)の実洗濯廃液を処理して各装置及びシステムの処理性能を求めた結果、いずれも設計値を十分に満足する能力が確認された。

Fig. 2.4.7-1に洗濯廃液処理システムのフローシートを示す。

Fig. 2.4.7-2に洗濯廃液処理システムの総合減容結果を示す。

(三嶋 一幸)

*1 RO: Reverse Osmosis

*2 FE: Film Evaporator

*3 MO: Microwave Oven

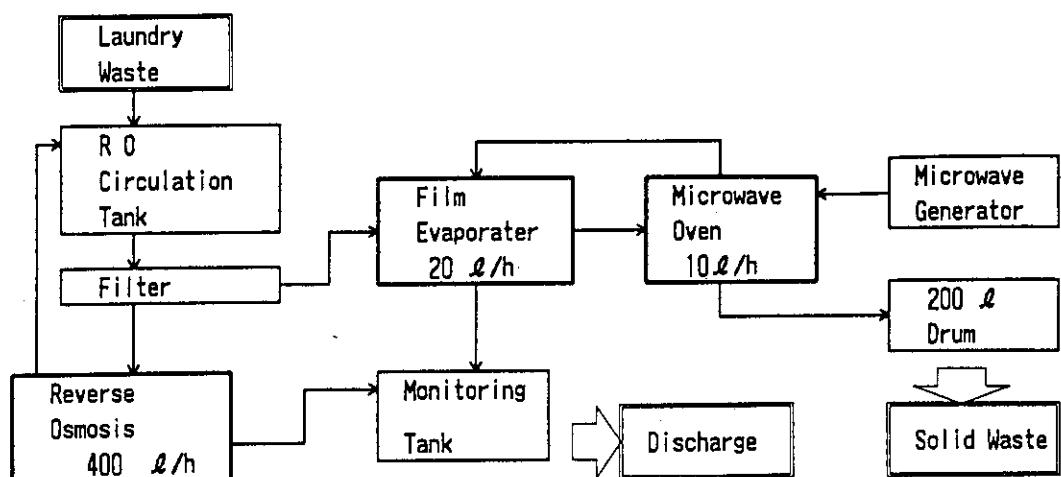


Fig. 2.4.7-1 Diagram of laundry waste treatment system

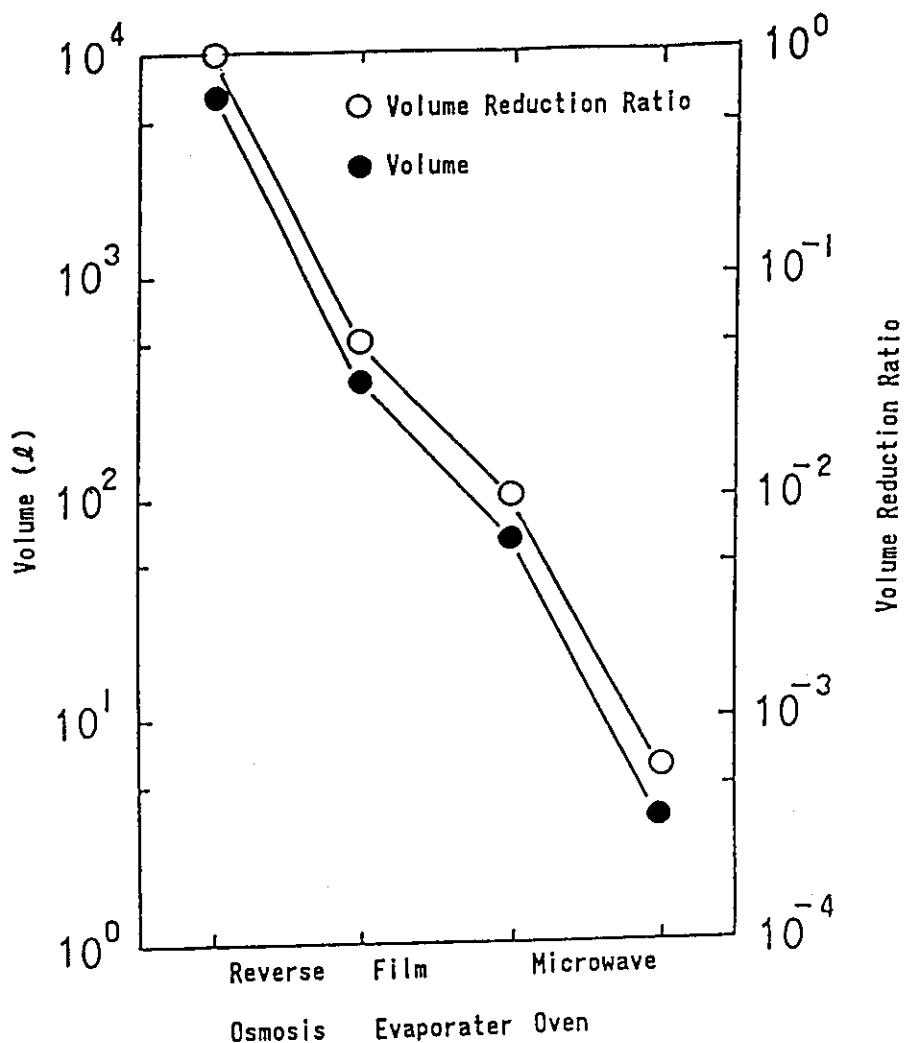


Fig. 2.4.7-2 Result of volume reduction

3.1 放射線計測

3.1.1 概 要

表面汚染測定器を用いて皮膚汚染による β 線線量当量を的確に評価するため、外挿電離箱の入射窓面への密着性がよく、かつ皮膚組織組成に近い材質に高均一性の放射能分布を形成した、適正な校正用面線源を作成した。これは従来から進めてきた面線源作成法の開発成果を応用したものである。

外部被ばく実効線量当量を評価する基礎データを構築するため、直立姿勢の人体の各臓器線量当量及び実効線量当量の光子エネルギー・入射方向依存性を解析した。これにより、29.5～4,300 keV範囲の任意エネルギーの光子が 4π の任意方向から人体に入射しても臓器線量当量及び実効線量当量を簡単に計算できるようにした。

職業被ばくの的確な管理に資するため、高い被ばくを低減化させる要因解析として、作業者が就労年数に応じて累積する線量及びALARA計画下にある発電炉作業者の年集団線量の分布特性と線量低減化傾向の特徴を明らかにした。これらは本質的に作業者の年線量分布と同様な線量低減化傾向を示すことが確認された。

β 線吸収線量の評価に関し、最大エネルギーが等しい場合でも、壊変核種の遷移型、原子番号等により、 β 線エネルギースペクトルが異なるので、その影響を調べた。この結果、ICRU軟組織70マイクロメートル直下の β 線単位フルエンス当たりの吸収線量はエネルギーが低いと遷移型依存性が大きいことが確認された。

(熊澤 蕃)

3.1.2 皮膚汚染における線量当量評価用 β 線面線源の作製

β 線放出核種による皮膚汚染は、放射線被ばく管理上重要な管理対象である。こうした皮膚汚染が生じた場合、手近に備えられている表面汚染測定器を用い汚染の程度を知ると同時に、皮膚が受けるであろう線量当量を評価できることが望ましい。こうした体制を確立するためには、表面汚染測定器の指示値と皮膚の線量当量とを結び付ける校正定数を評価する適切な校正用面線源が必要である。

β 線線量の標準化に用いられる線源は各種市販されている。しかし、これらの線源は点状線源や金属面上に放射能を展開した面線源が一般的であり、線量測定に際しては外挿電離箱の入射窓面に対して距離をとって使用される。一方、皮膚汚染に伴う線量の測定は、入射窓面に線源を直接密着した状態で実施されるため、線源自体の放射能分布の均一性、密着性等の要求が満たされることが重要である。また、汚染の広がりの違いによる校正定数の変化を評価するためには、面積、形状の異なる各種面線源を用いる必要がある。これらの要求を満足させるため、イオン交換膜線源¹⁾の適用を検討した。

面線源の作製は、ポリエチレン・イオン交換膜（厚さ：6 mg/cm²）を放射性水溶液中に浸漬し均一に放射性核種を吸着させた後、洗浄し自然乾燥させ、真鍮製の支持リング（30 mm ϕ ～150 mm ϕ ）に固定して行った。放射能分布の均一性は、2～5%であり、また、乾燥後の加工、測定に際しての放射能の離脱は、極めて小さく無視できる。面線源の放射能及び β 線放出率は、サンプリングした小片の $4\pi\beta$ 測定に基づき決定された。各面線源を用いて得られる線量当量率は、1～2 mSv/hを目標とした。

Fig. 3.1.2-1に、作製時の異なるイオン交換膜線源から加工した²⁰⁴Tl面線源について決定した放射能と単位外挿距離当たりの電離電流との比を示す。各々の値は測定誤差内で一致し、線源の良好な放射能分布の均一性と再現性が確認できた。

使用した外挿電離箱は、30 mm ϕ の有効測定領域を有するため、面線源の径が30 mm ϕ に近づくにしたがい、外挿距離の大きい測定点において直接からのずれが大きくなる。したがって、精度良く線量を決定するためには、適切な大きさの面線源を評価選択する必要がある。Fig. 3.1.2-2に、径の異なる²⁰⁴Tl面線源を用い測定した外挿距離と電離電流の関係を示す。径が40 mmの場合には、1 mm近傍で明らかに直線からのずれが見られる。更に β 線のエネルギーが高い⁹⁰Sr-⁹⁰Yにおいては、50 mmの径の場合でも同様なずれが見られた。結果として、外挿距離1 mmまでの測定結果を用いて線量率を決定するためには、60 mm以上の径の面線源が必要であることが明らかとなった。

以上の方針で校正されたイオン交換膜線源を皮膚組織に組成が比較的近いポリスチレン板上に接着して、評価用面線源を作製した。

(吉田　眞)

参考文献

- 1) 村上博幸, 他: RADIOISOTOPES, 34, 497 (1985)

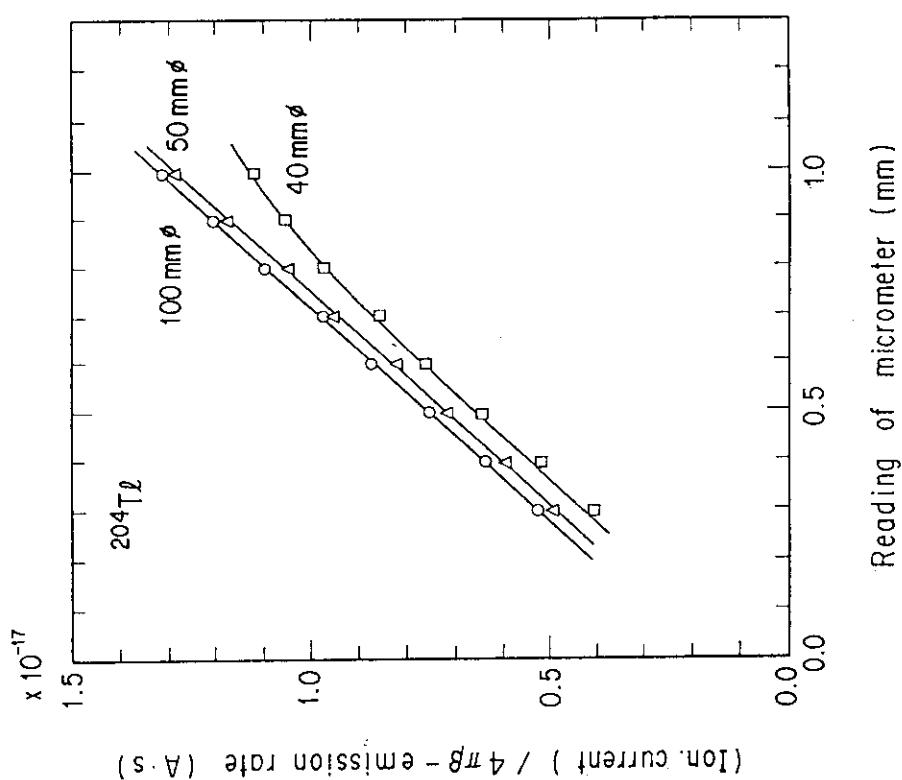


Fig. 3.1.2-2 Relationship between output current of extrapolation chamber and electrodes distance.

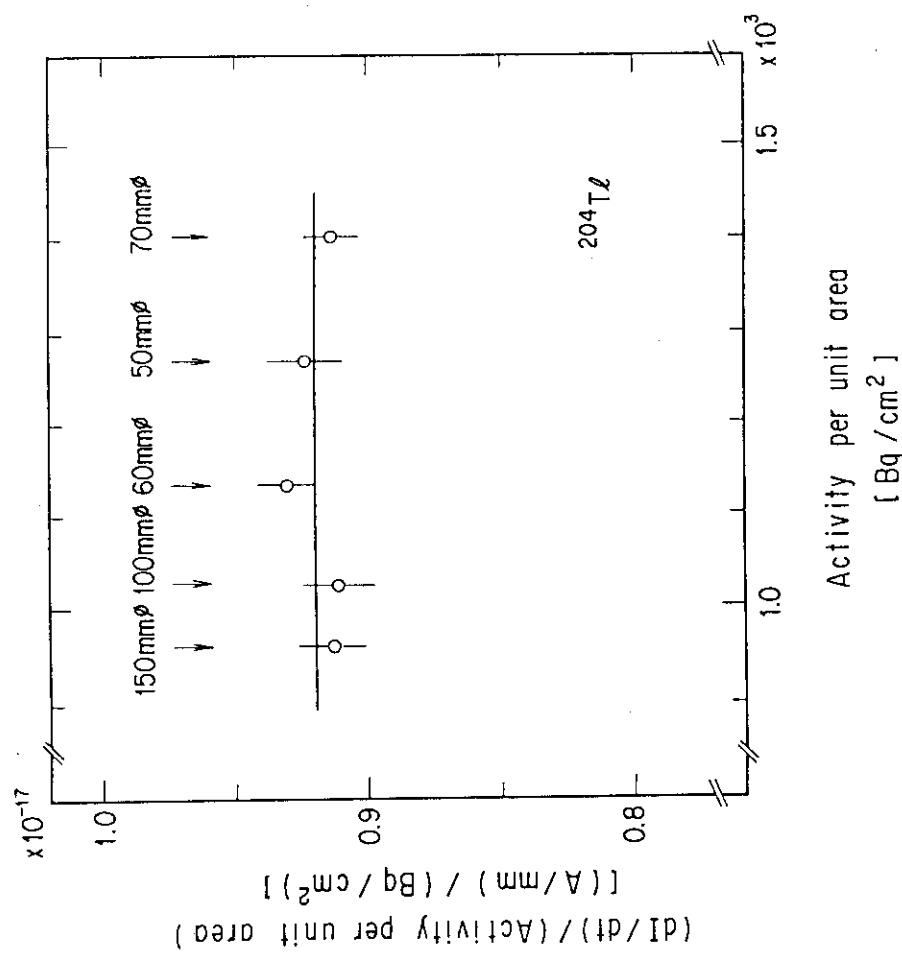


Fig. 3.1.2-1 Fluctuation of measured ionization current by extrapolation chamber for sources prepared with different ion-exchange membrane source sheets.

3.1.3 外部被ばく実効線量当量の 4π 方向依存性（Ⅲ）

様々な放射線作業環境下における作業者の被ばくリスクを的確に評価するために基本となる量は、人体各臓器・組織の線量当量及び実効線量当量であり、これらは放射線の種類、エネルギー、入射方向等に依存する。そこで、放射線作業において最も頻度の高い被ばく形態である光子外部被ばくに関して、上記線量当量の放射線入射方向依存性及び入射エネルギー依存性を解析した。

人体を囲む86方向からの光子平行ビーム入射に対する人体各臓器・組織の線量評価を昨年度開発した外部被ばく線量評価モンテカルロコードシステム PHANTOM 88¹⁾を用いて計算した。対象とした数学人体模型は、MIRD-5型人体模型を外部被ばく線量評価用に改良したもので、中性（男女の両器官を持つ）である。入射光子エネルギーは、対数目盛りでほぼ等間隔になる10点を29.5～4,300 keVの範囲で選んだ。光子入射方向は、方位角に関して12分割（30°間隔）及び天頂角に関して8分割された球面格子点に両極を加えた86方位である（Fig. 3.1.3-1 参照）。次に、86の入射方向に対して計算された各臓器・組織の線量当量値を角度に関して内挿して、全 4π 方向に関する値を求めた。この内挿は、離散型球面調和展開法、球面調和関数を用いた最小二乗法、周期スライン関数を用いて行った¹⁾。

Fig. 3.1.3-2 に、90 keV の光子照射に対する生殖腺、乳房、肺及び赤色骨髓の組織荷重線量当量 ($w_{T}H_T$) の水平方向の方向依存性を示す。この $w_{T}H_T$ は、実効線量当量の成分を表している。左右方向では、各組織の対称配置を反映して対称的な分布になっている。前後方向では、生殖腺及び乳房が極端に前方に偏った分布をしており、両組織が実効線量当量の方向依存性に大きな影響を及ぼしていることが分かる。Fig. 3.1.3-3 に、29.5, 90, 810 及び 4,300 keV の光子照射に対する実効線量当量の水平方向の方向依存性を示す。低エネルギーで前方に偏った分布をしていたものが、エネルギーの増加とともに等方分布に移行していくことが分かる。

これらの方向依存性のデータに対してスライン関数を用いた入射光子エネルギーに関する内挿を行い、光子外部被ばく線量評価用データテーブルを作成した。これにより、29.5～4,300 keV の範囲の任意のエネルギーの光子が任意の方向から人体に入射した時の各臓器・組織の線量当量及び実効線量当量を計算することが可能となった。

（山口 恭弘）

参考文献

- 1) 山口恭弘: 保健物理—管理と研究 No. 31, PP. 291-297, JAERI-M 89-212 (1989)

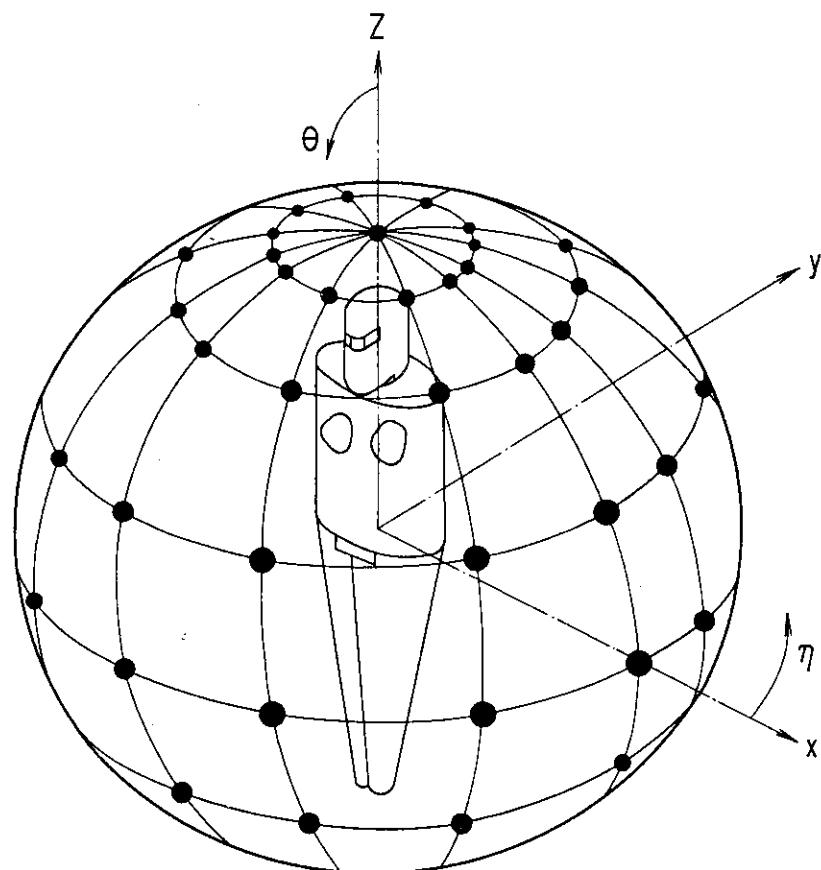


Fig. 3.1.3-1 A set of incident photon beam directions for calculating organ or tissue dose equivalent and effective dose equivalent. Parallel photon beam enters the phantom along the line connecting a lattice point and the center of coordinate.

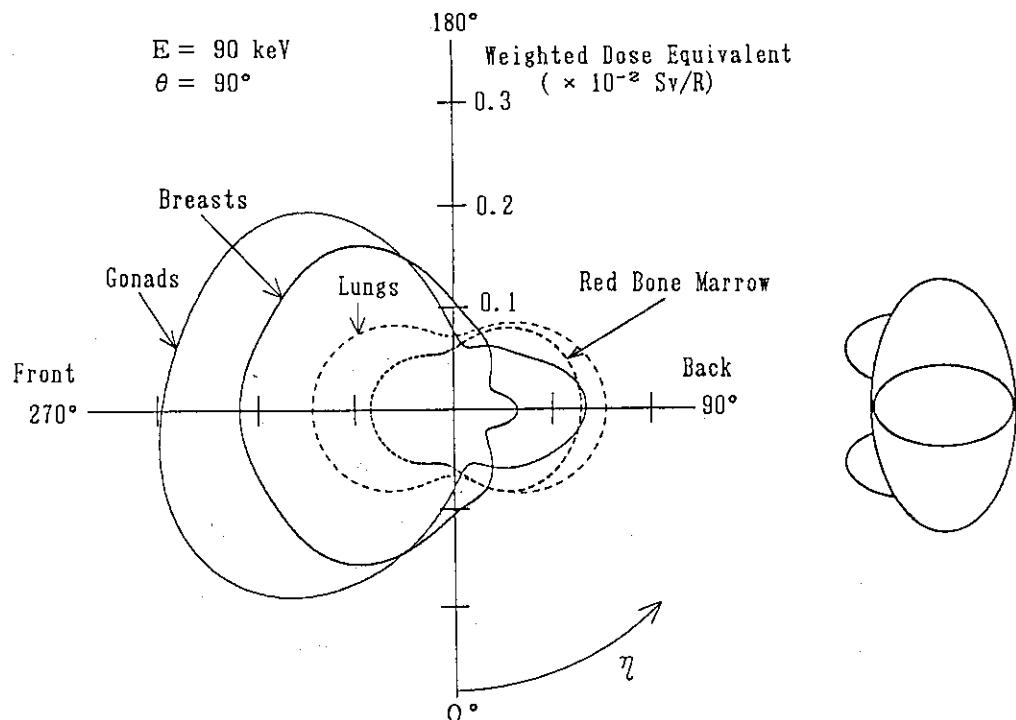


Fig. 3.1.3-2 Horizontal angular-dependence of weighted tissue dose equivalent for photons of 90 keV.

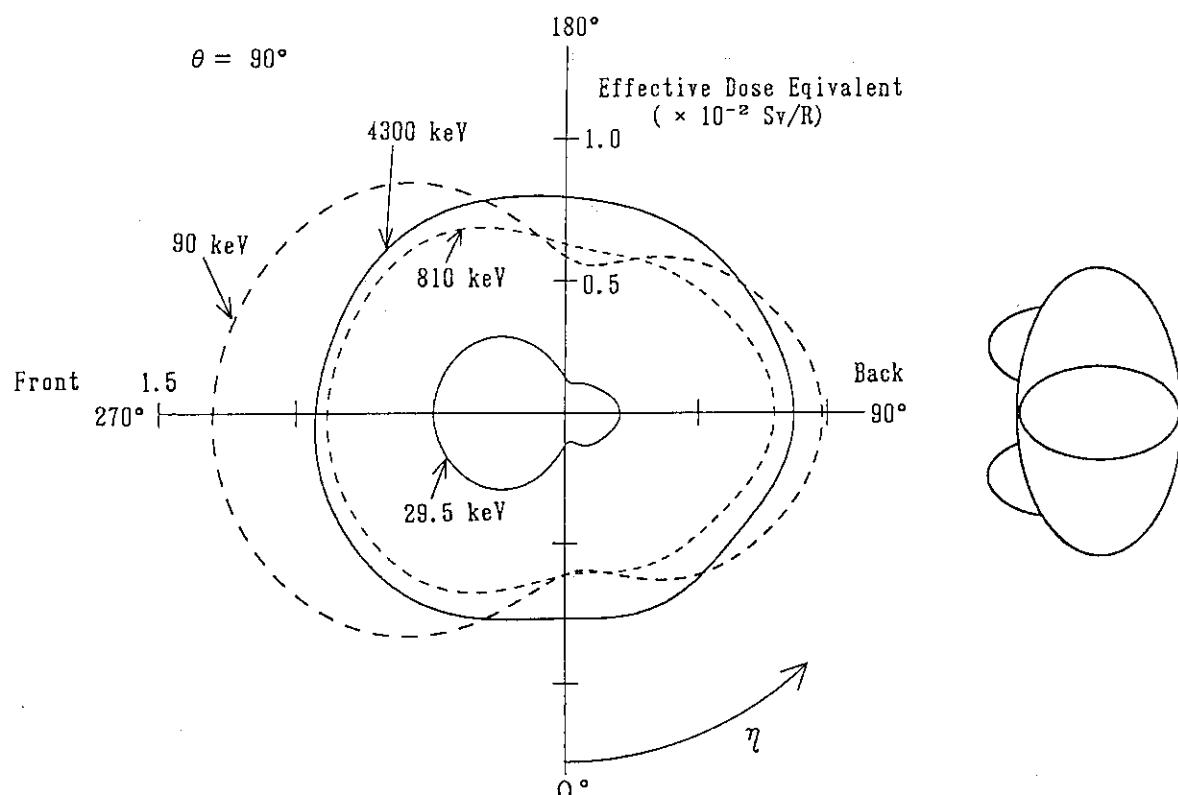


Fig. 3.1.3-3 Horizontal angular-dependence of effective dose equivalent for photons of 29.5, 90, 810 and 4300 keV.

3.1.4 職歴線量の解析

作業者の労働生涯における線量累積傾向は、生涯リスクの規制という点で重要であると考えられている。近年とくに広島・長崎の原爆生存者の放射線リスク再評価によって、この線量累積傾向は新たな関心を呼んでいる。すなわち、年線量限度近傍で継続被ばくする作業者のリスクレベルが許容できないリスク領域に達するためである。

そこで、実際の被ばく管理方式の下で、作業者の年線量が年々どのように累積して行くかを検討した¹⁾。

複数年にわたる作業者の線量累積傾向は対象とする職業人グループの選び方により変わり得ること、また、このような解析に利用できるデータは限定されていること、等を考慮して、先ず解析に用いたデータの性格を示す。

米国原子力規制委員会（NRC）は1969年以来放射線業務従事者の“退役記録”を管理している。NRCは、この退役記録にある個人累積線量を職歴線量（Career Dose）と呼び、職歴年数ごとに職歴線量統計をとりまとめている。この内、原子力発電に従事する作業者で、1977年から1982年の間に退役した放射線業務従事者の職歴線量を解析の対象とし、この分布特性及び職歴年数による分布形の変化の傾向を調べた。

職歴年数別に見た職歴線量の分布は、Fig. 3.1.4 - 1 の(a)に示すように、一般の年線量の分布特性と同様、対数正規確率紙にプロットするとグラフが大きい線量領域で下に凸に曲がる特性を示す。このグラフは職歴年数5年の場合であり、プロット点は実測値を示し、実線の曲線は混成対数正規分布によるあてはめを示す。プロット点はあてはめ曲線に良く沿っているので、この職歴線量は混成対数正規分布で特徴付けが可能である。他の職歴年数についても同様なことがいえる。

そこで、混成対数正規分布で職歴線量の分布を表し、職歴年数による分布形の変化を調べた。分布形の比較を容易にするため、「職歴線量の年増分 = 職歴線量 ÷ 雇用年数」として整理した結果を Fig. 3.1.4 - 1 (b)に示す。図から、1 mSv/y以上では職歴年数が長いほど曲線の曲がりは大きくなることを示す。すなわち、職歴線量の時間平均した値²⁾は1 mSv/y以上で職歴年数が長いほど発生割合が小さくなることを示すものである。

前述したように、このような傾向は職業人グループの選定で変化するので、一般化するには、新しいデータ及び現役の放射線業務従事者のデータも入れて、今後さらに解析する必要がある。

なお、この解析は米国環境保護庁との国際協力の一環として実施した結果である。

(熊澤 蕃)

参考文献

- 1) 熊澤、沼宮内：“職歴線量解析法”，日本保健物理学会第24回研究発表会要旨集B 19, (1989.5.31)。
- 2) NRPB-GS 9, 1987.

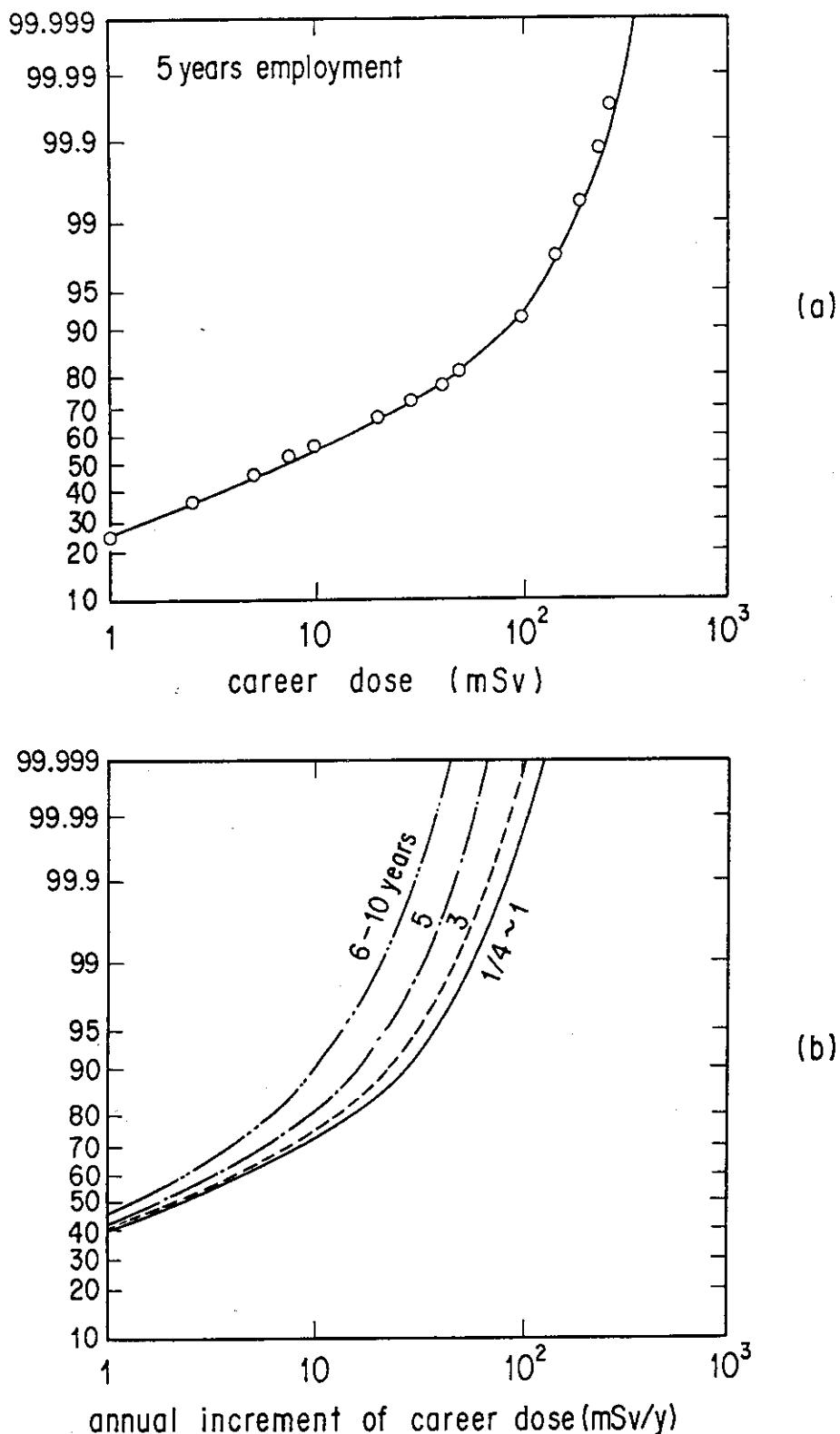


Fig. 3.1.4-1 Log-probability plots of career dose to workers terminated from power plants in the United States, 1977-1982, according to the length of employment. The fitted curves represent the theoretical distribution fitted by the hybrid lognormal model.

3.1.5 原子炉間の年作業者集団線量分布

発電用原子炉当たりの作業者の年集団線量の分布は、近年 ALARA 計画に関連して重視されている。Brookes ら¹⁾はこのような観点から西欧の年作業者集団線量/炉のデータを対数正規分布で解析している。しかし、ALARA 計画は行政的に年集団線量/炉の大きい事業所ほど積極的に低減化すべく求められるので、この種のデータも、個人被ばくの場合と同様に、混成対数正規分布で解析した方がよいと考えられる。そこで、主として米国原子力規制委員会の公表した集団線量/炉のデータを混成対数正規分布で解析した²⁾。

年集団線量/炉の分布は、個人線量に対する年線量限度のような基準はないものの、ALARA の原則により規制されると考えられる。年集団線量/炉の変動要因として炉型、出力、炉年齢、運転経歴など多くが上げられる。しかし、最終的に各炉の年集団線量がいかに管理されているかの特徴を捉えることが重要であるので、炉型以外の種々の変動要因も含めて解析した。

解析に用いた公表データは、施設合計線量で与えられているので、施設当たり複数の原子炉がある場合は、施設合計線量を原子炉数で除して用いた。したがって、データは年集団線量/炉/施設の分布を対象にしていることになる。分布モデルは対数正規 $\ln X \sim N(\mu, \sigma^2)$ 、正規 $X \sim N(\mu, \sigma^2)$ 、混成対数正規 $\ln p \rho X + \rho X \sim N(\mu, \sigma^2)$ の 3つを考慮し、モデルの選択は AIC (赤池情報基準) によった。

加圧型原子力発電炉に対する年集団線量/炉/施設の分布データの解析結果を Fig. 3.1.5-1 に示す。□印は米国、また△印は西欧のデータを示す。実線は混成対数正規分布によるあてはめ曲線であるが、各プロットはそれぞれの実線に沿い、あてはめの良さを示している。例えば、米国の例で AIC の値を見ると、正規分布-17.98、対数正規分布-123.92、混成対数正規分布-164.88 で、値のより小さい混成対数正規分布モデルが選択される。

このように種々の複雑な変動要因があるにもかかわらず、炉の年集団線量分布はシンプルな特性を示す。また、沸騰水型についても同様な特徴が見られる。ただし、西欧の場合は全体的にデータの値が小さく対数正規分布の特徴を示す。日本のデータは施設数が少ないため多少あてはめが良くないが、AIC によるモデル選定では混成対数正規分布となる。このような炉型別、国別に見た分布の特性のほか、それらを合わせて全体で見た分布の特性にも混成対数正規分布の傾向が見られる。このような混成対数正規型の被ばく低減傾向が確認されたのは、炉当たりの年集団線量の大きい事業所は被ばく低減のための ALARA 計画を一層積極的に推進するように規制されていることによると解釈される。

(熊澤 蕃)

参考文献

- 1) Brookes, I. R. and Eng, T. : Occupational radiation dose statistics from light-water power reactors operating in Western Europe, EUR-1097 EN (1987).
- 2) 熊澤 蕃、沼宮内弼雄：原子炉間の年作業者集団線量分布、日本原子力学会「1989 秋の大会」、G 11 (1989.10.17)。

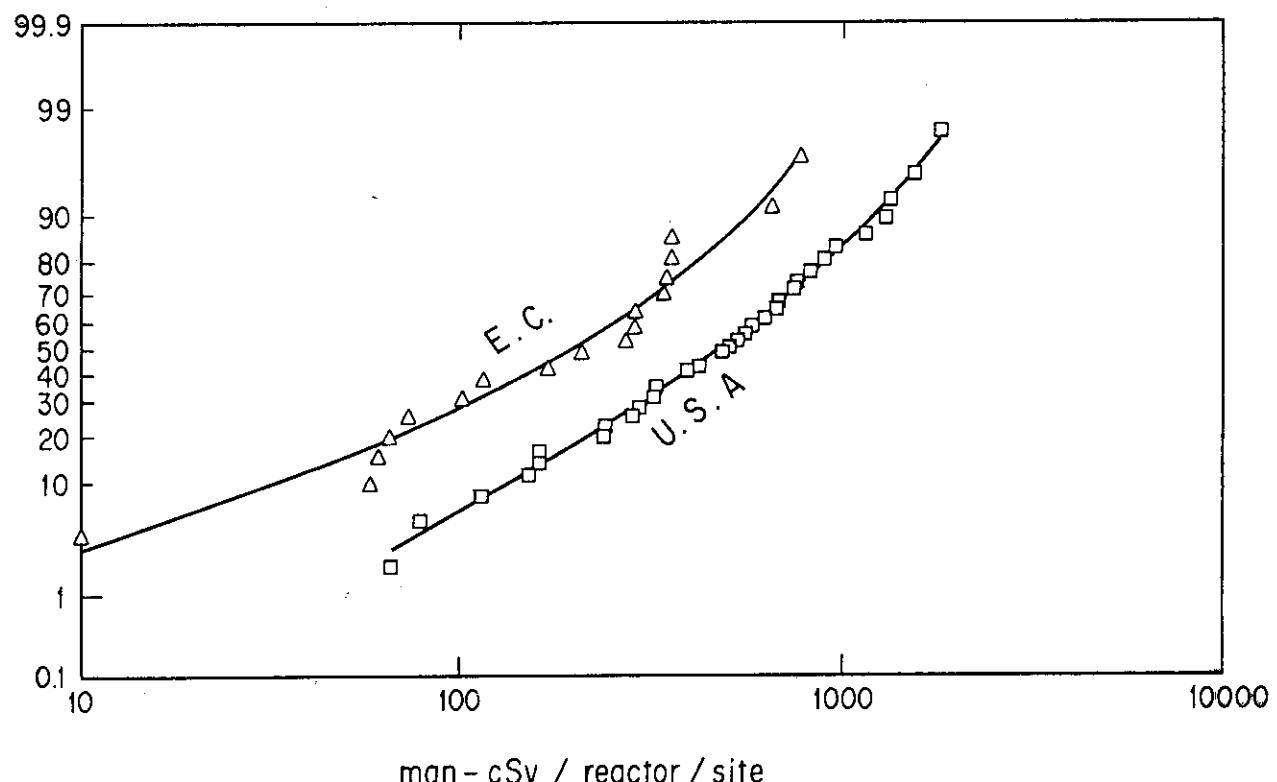


Fig. 3.1.5-1 Log-probability plots of annual worker collective dose/reactor/site of PWR in the United States and in Western Europe in 1983.

3.1.6 β 線吸収線量の遷移型・原子番号依存性

β 線のエネルギースペクトルは、仮に最大エネルギーが等しくとも、壊変核種の遷移型（許容遷移、第 n 禁止遷移。遷移に伴うスピン及びパリティの変化の度合により定まる）、原子番号等によって異なることが知られている^{1),2)}。このため、遷移型、原子番号の差異によるエネルギースペクトルの違いが、 β 線単位フルエンス当たりの吸収線量の値にどの程度影響するかについて、計算により検討した。計算に際しては、仮想的な β^- 壊変核種を想定した。すなわち、低、中、高原子番号核種として、それぞれ、6（質量数 14）、38（同 90）、79（同 198）を選んだ。さらに、本来はあり得ないことではあるが、壊変に伴う特定準位間の遷移に際して、これらの核種は、許容、ユニーク第 1・2 禁止の 3 つの遷移型を取り得ると想定した。最大エネルギーについては、0.1, 0.125, 0.15 ~ 3.0, 4.0 MeV とした。

β 線のエネルギースペクトル計算に際しては、ユニーク第 1、第 2 禁止遷移のスペクトル形状係数として、それぞれ、 $(W^2 - 1) + (W_0 - W)^2$, $(W^2 - 1)^2 + (10/3)(W^2 - 1)(W_0 - W)^2 + (W_0 - W)^4$ を用いた。ここで、W は、 $mc^2 / (0.511 \text{ MeV}) = 1$ を単位とする電子エネルギー（静止エネルギーを含む）であり、 W_0 はその最大のエネルギーである。スペクトルの補正項は、いずれの場合も補正無しの 1.0 とした。フェルミ関数及びそのスクリーン補正值は、Behrens, Jänecke の計算数値表を基にし³⁾、内挿計算により求めた。電子の媒質中のエネルギー付与は、Spencer の輸送計算表及び内挿公式を基にして計算した⁴⁾。

ICRU 軟組織 70 マイクロメートル直下の β 線単位フルエンス当たりの吸収線量と最大エネルギーとの関係を Fig. 3.1.6-1 に示す（吸収散乱せず核種固有のエネルギースペクトルのまま平行入射するという仮想的照射条件）。Fig. 3.1.6-1 では、原子番号 38（質量数 90）の想定核種のデータは示されていないが、その値は、同図に示されている低、高原子番号の想定核種の値の中間、より正確には高原子番号の想定核種の値に近い。最大エネルギーが 0.4 MeV 以下になると、遷移型・原子番号に依存して値が異なることがわかる。これらの β 線単位フルエンス当たりの吸収線量を平均エネルギーの関数として Fig. 3.1.6-2 に示す。平均エネルギーの関数としての単位フルエンス当たりの吸収線量のほうが、最大エネルギーの関数としての単位フルエンス当たりの吸収線量よりも、遷移型・原子番号依存性が小さいことが両図の比較からわかる。

線源から ICRU 軟組織までの距離が 50 cm であるときの ICRU 軟組織 70 マイクロメートル直下の β 線単位フルエンス当たりの吸収線量と平均エネルギーとの関係を Fig. 3.1.6-3 に示す（空気層の密度を 1.2 mg/cm^3 とし、かつ、電子の空気層中の吸収散乱は、ICRU 軟組織の場合と同じであると想定した）。平均エネルギーが 0.2 MeV 以上では、遷移型・原子番号依存性が小さく $\pm 10\%$ 以内で値が一致していることが判る。

β 線の吸収線量は、平均エネルギーの関数として評価すると遷移型・原子番号依存性が小さい。しかし、平均エネルギーが低くなるにつれ遷移型・原子番号依存性が大きくなり、特に、遷移型依存性が大きいことが Fig. 3.1.6-2, Fig. 3.1.6-3 から判る。エネルギーが低い場合には、遷移型・原子番号に留意して β 線の吸収線量を評価することが必要である。

（備後 一義）

参考文献

- 1) 山田勝美, 森田正人, 藤井昭彦: “ベータ崩壊と弱い相互作用” 培風館, 東京 (1974)
- 2) E. J. Konopinski: “The Theory of Beta Radioactivity”, Oxford University Press, Oxford (1966)
- 3) H. Behrens and J. Jänecke: “Numerische Tabellen für Beta-Zerfall und Elektronen-Einhang” in “Landolt-Börnstein”, Neue Serie, Gruppe I: Kernphysik und Kerntechnik, Band 4, Springer-Verlag, Berlin (1969)
- L. V. Spencer: “Energy Dissipation by Fast Electrons”, NBS Monograph 1, (1959)

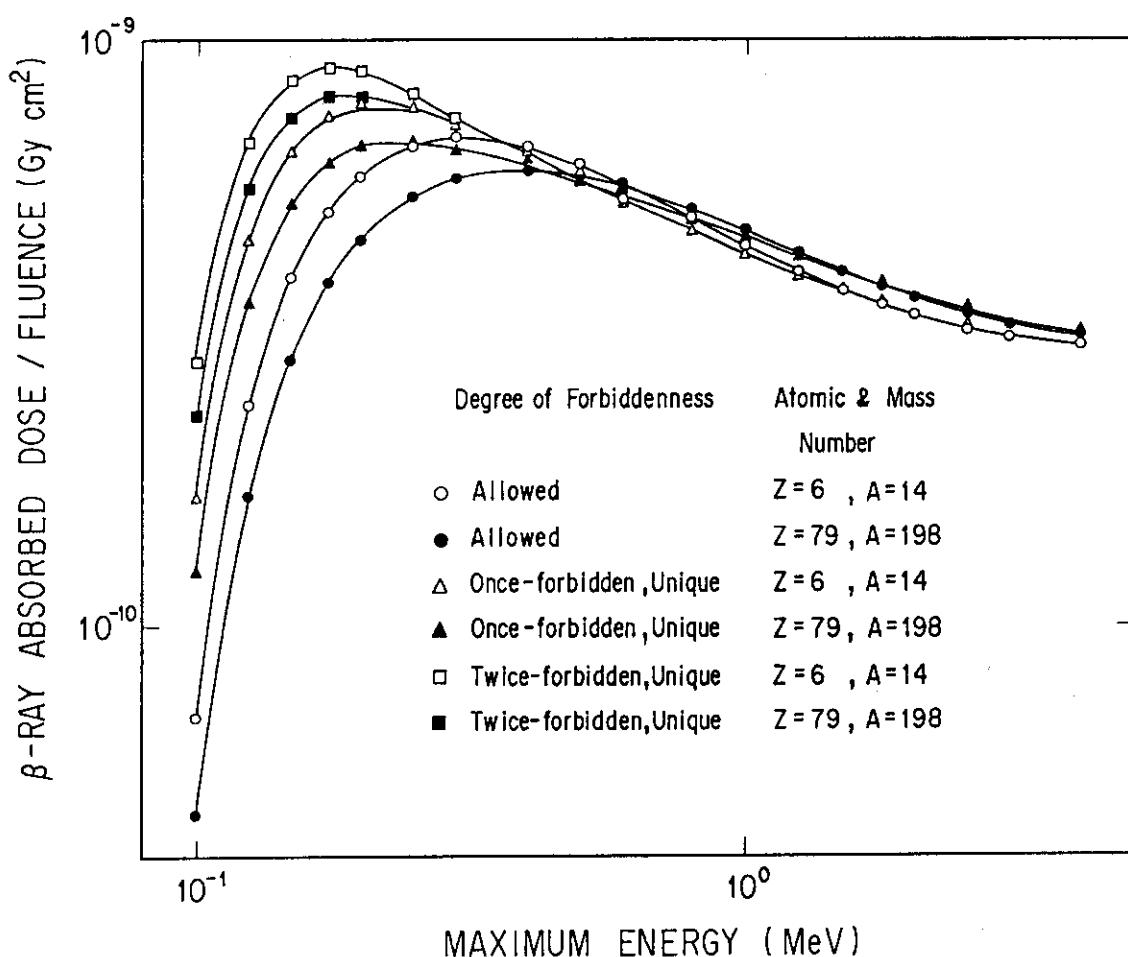


Fig. 3.1.6-1 β -ray absorbed dose per unit fluence as a function of β -ray maximum energy
 Calculation were done with imaginary nuclides.
 It is assumed that β -rays are not absorbed in air.

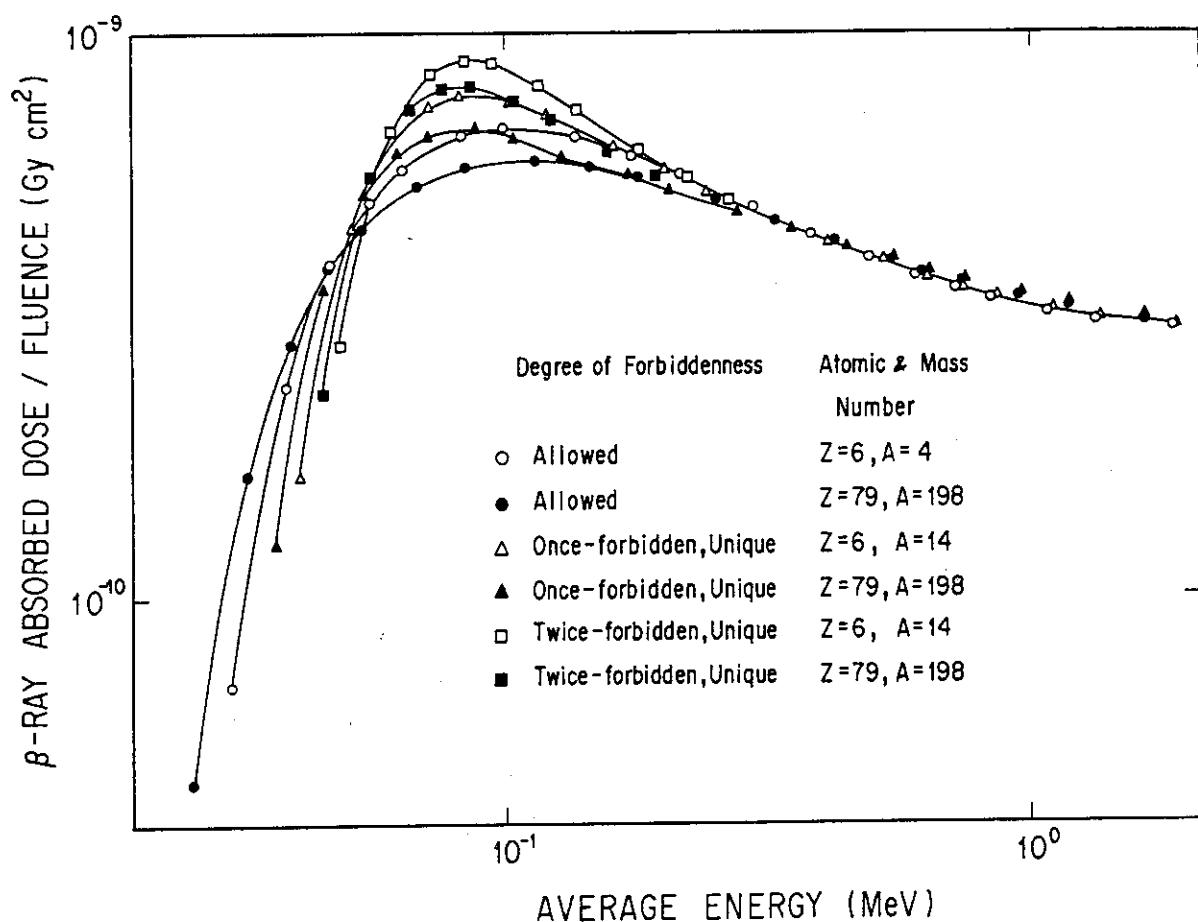


Fig. 3.1.6-2 β -ray absorbed dose per unit fluence as a function of β -ray average energy
 Calculation were done with imaginary nuclides.
 It is assumed that β -rays are not absorbed in air.

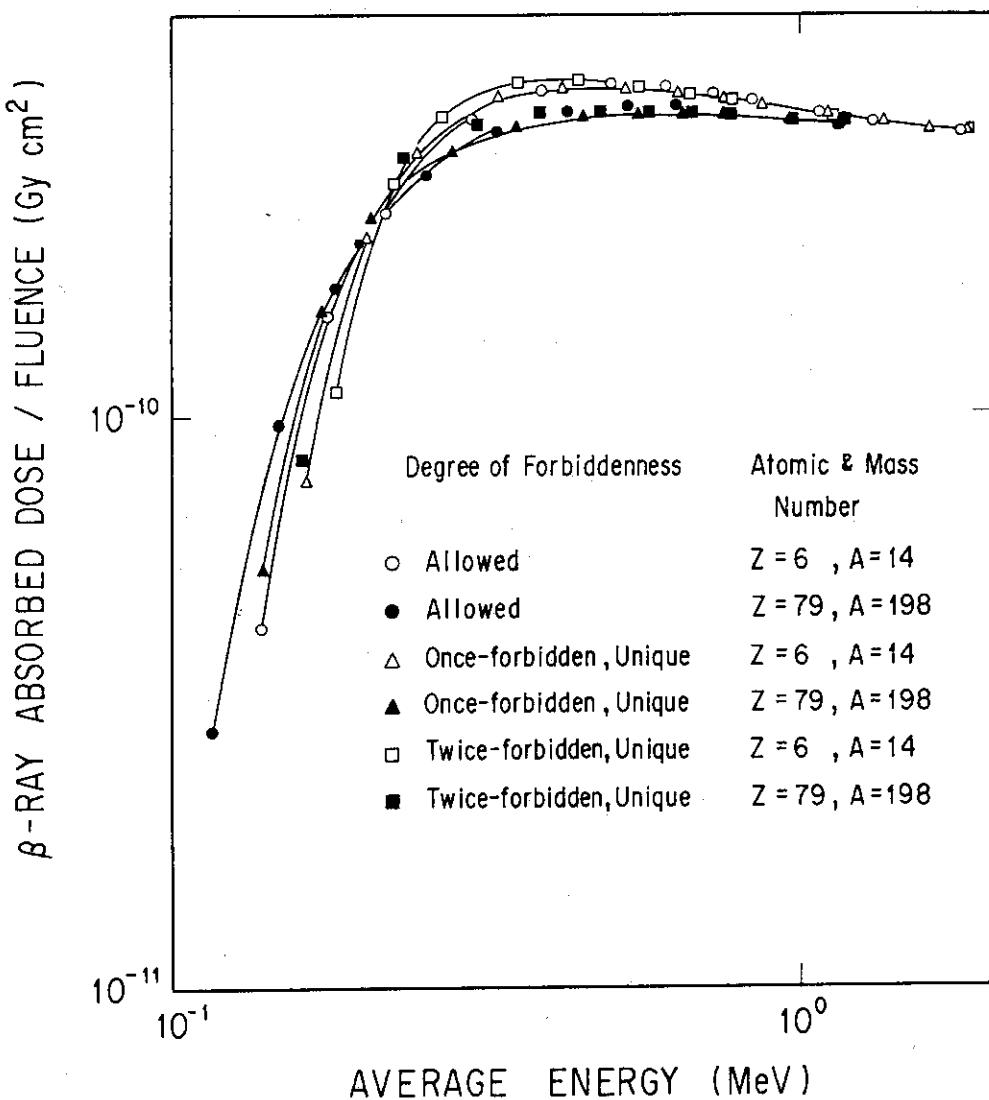


Fig. 3.1.6-3 β -ray absorbed dose per unit fluence as a function of β -ray average energy
The distance from source to ICRU soft tissue is 50 cm.
It is assumed that energy dissipation of β -rays in air is the same as in ICRU soft tissue and the density of air is 1.2 mg/cm³.
Calculations were done with imaginary nuclides.

3.2 身体放射能

3.2.1 概 要

プルトニウム肺モニタに関する研究では、体格個人差等に起因する見かけの計数率変化を補正するため、モンテカルロシミュレーションによる校正法の検討を行っている。1989年度は、第二段階として、1) 左右同型の肺をもつ数学ファントムと同形状で、すでに開発した水溶液ファントム材を封入した胸部ファントム（肺部Pu点線源をほぼ均等に分布）を用いて測定し、シミュレーションによる計算結果と比較した。その結果両者がよく一致することが確かめられたので、2) 左右同型の肺をもつ数学ファントムを、より現実的にするため心臓部位を考慮したプログラムに修正した。今後、これらの結果を基に、体格個人差等に起因する計数率変化の補正係数の決定を行う。

生物学的線量評価の研究では、ウサギリンパ球のX線に対する放射線感受性に関するデータが一通り得られた。これらのデータのポアソン分布適合検定を行ったが、その結果、1 Gy以下の線量でポアソン分布に適合していることが判った。また、二動原体染色体は、放射線の直接作用によって生成されると信じられているが、間接作用の有無についても検討した。すなわち、1 GyのX線で照射する前に、 $\cdot\text{OH}$ スカベンジャーをウサギの血液に加えて二動原体染色体発生率が減少するかどうかを調べたところ、コントロールに比べてその発生率は約40%減っていた。これは間接作用によるものと推定される。

(城谷 孝)

3.2.2 プルトニウム肺モニタ測定値の補正に関する研究(II)

モンテカルロシミュレーションによる計算結果が、補正係数として実際に役立つためには、計算結果と同じ形状のファントムを用いた実験結果とが、実用レベルで互いによく一致していることが必要である。それを確認するため、数学ファントムと同形状のファントムを製作し実験を行った。製作したファントムの外観をPhoto. 3.2.2-1に示す。材質は、胸部軟組織壁(胴体)が5 mm厚のメタクリル樹脂で、肺材はL-1¹¹を用い内部にPu点線源を分布させた。肋骨は、骨材EZ-129¹¹と肋軟骨にSZ-160¹¹を用いた。また、胴体内部には軟組織等価水溶液^{2)*}(N,Nジメチルフォルムアミド12.9%, エタノール4.48%, クエン酸8.08%の混合溶液。ICRU球と同じ元素組成で密度1.0 g/cm³)を注入した。胸部容器となるメタクリル樹脂は、その元素組成が皮下脂肪とほぼ類似しており、水溶液材と元素組成は異なるが、脂肪層と同等の効果をもつて心配はない。

このファントムを鉄室内の肺モニタで、標準位置とそれから左右・体軸方向に移動させたジオメトリーで測定し計数効率を求めた。一方、シミュレーションによる計算も、同様のジオメト

*EZ-129は炭酸カルシウムを含むため、長期間この水溶液に浸しておくと、酸に侵され劣化変質するので使用後は直ちによく水洗いし乾燥する。

リーで検出器に入る光子数を求めた。結果の一例を Fig. 3.2.2-1 に示す。これは、検出器を標準位置から体軸に沿って腹部方向に移動させた場合の相対計数効率の変化を、標準位置の計数効率を 1 として示したものである。標準位置から 6 cm ほどまでの移動では計算値と実測値はほぼ一致しているが、それから移動するにつれ、両者の差は開いてくる。

この理由は、肺モデルの形状は、その必要性から、1) 上葉域を重視して単純化して設計したこと、2) 実験の線源分布が下葉域で容積に比例させてないこと、が原因であり、計算と同様に容積に比例して線源を挿入すれば、両曲線はほぼ一致するであろう。標準位置近傍での一致が問題であり、全域で一致させることが目的ではないのでそうはしていない。

標準位置近傍で、実験と計算結果の一致が確認されたので、次に、心臓の存在の影響を考慮して、標準位置近傍での検出器の左右移動による計数効率変動が、精密ファントム実験結果に一致するように、心臓位置を考えた計算用肺モデルに修正した。肺形修正は Fig. 3.2.2-2 に示すように、心臓部位を考慮した単純な左右非対称の肺形とし、その非対称の程度は人肺の左右容積比なども参考に、図の A から G までのいずれの形状でも任意に選択できるように、計算プログラムを修正した。計算の結果、最適容積比は D がよいと結論した。実際には、各個人の心臓の部位、形状等もいろいろ異なるので、いずれか 1 つに固定する必要はないが、一応 D を標準とした。

今後は、この修正プログラムを用いて、肺形状 D を中心に検出器標準位置で個人体格差補正係数の決定を行う予定である。

(城谷 孝、鈴木 幼一)

参考文献

- 1) T. Shirotani: J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 25, No. 11, p. 875 (1988)
- 2) 城谷 孝、鈴木幼一: Radioisotopes, Vol. 38, No. 2, p. 68 (1989)

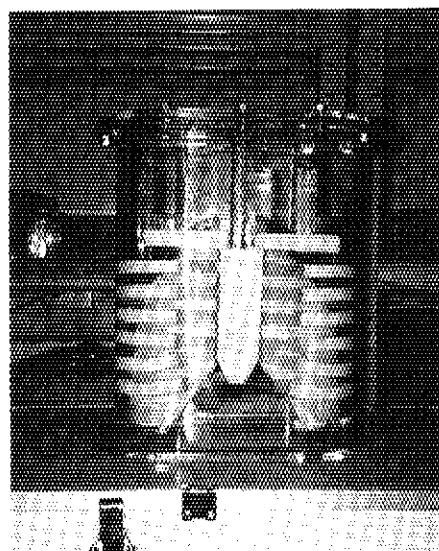


Photo. 3.2.1 Chest phantom filled with tissue equivalent liquid

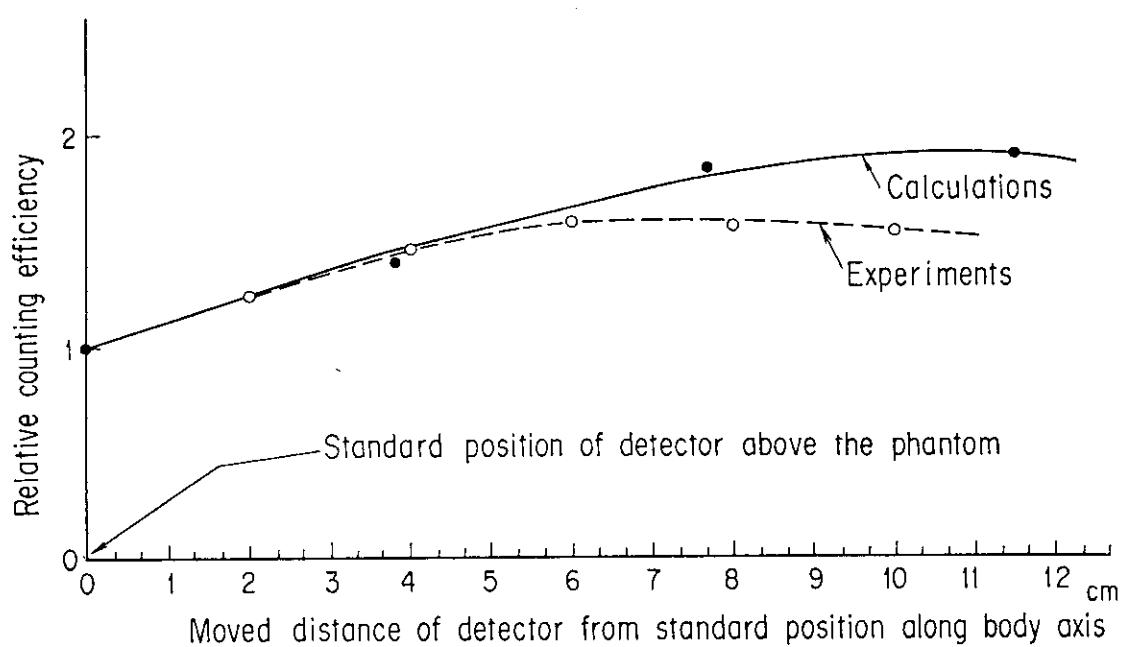


Fig. 3.2.2-1 Variation of counting efficiency of detector moved from standard position to abdomen along body axis of phantom

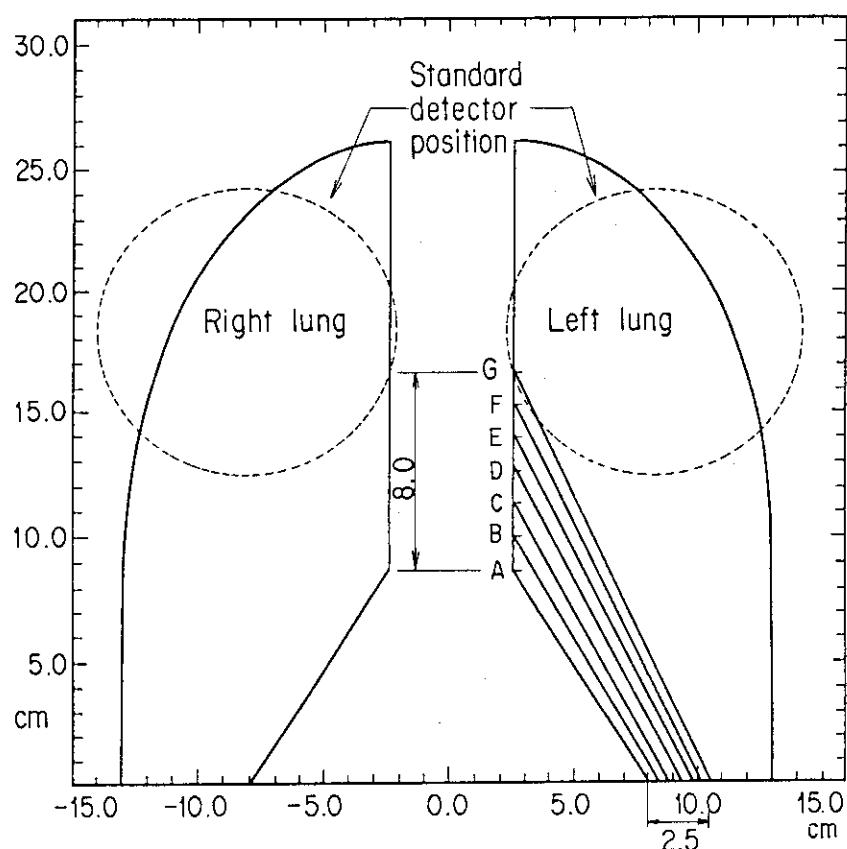


Fig. 3.2.2-2 Lung model taken account of heart

3.2.3 ウサギリンパ球の放射線感受性(Y) - ポアソン分布適合度検定 -

一般に二動原体染色体発生率はポアソン分布にしたがうといわれているので、これまでに得られたデータがポアソン分布に適合するかどうかの統計的解析を試みた。ある放射線量を受けたりンパ球群の個々の細胞に観察された二動原体染色体数（三動原体染色体は2つの二動原体染色体として数える）の分布をポアソン期待値と比較した。ポアソン期待値はある細胞がn個の二動原体染色体を持つ確率(P_n)であり、その値はそのリンパ球群の細胞当たりの二動原体染色体発生率(Y)で決まり、(3.2.3-1)式で表される。

$$P_n = Y^n e^{-Y} / n! \quad (3.2.3-1)$$

観察された二動原体染色体数の分布がポアソン分布に適合するかどうか調べるためにu検定^{1), 2), 3)}を行った。この方法はポアソン分布では、分散は平均値に等しいという事実を利用する。分散と平均とを比較して、有意差があればポアソン分布に適合していないことを、有意差がなければポアソン分布に適合していることを意味する。この検定で、uの値は(3.2.3-2)式で与えられるように、近似的に単位正規偏差を示す。

$$u = \{d - (N-1)\} / \sqrt{\text{var}(d)} \quad (3.2.3-2)$$

この式で、Nは観察された細胞の総数、dは分散係数で、 $d = (N-1)(\sigma^2/Y)$ で定義される。 σ^2/Y は相対分散、 $\text{var}(d)$ は $2(N-1)(1 - 1/NY)$ によって与えられるdの分散である。また、Yは平均値で、この場合前述の細胞あたりの二動原体染色体発生率に相当し、 σ^2 は分散とする。ポアソン分布では、分散を平均値で割ると1になるので、 $u=0$ になる。over-dispersionの場合、すなわち平均値(Y)よりもより大きな二動原体染色体数や、より小さな二動原体染色体数を持つ細胞の数が、ポアソン分布で期待されるよりも多いと分散は増大し、相対分散は1よりも大きくなり、uの値は正となる。それに対してunder-dispersionの場合、すなわち平均値(Y)に近い二動原体染色体数を持つ細胞の数が多ければ、分散は減少して相対分散は1以下になり、uの値は負になる。ポアソン分布では、u値が1.96以上になる確率は5%なので、uの絶対値が1.96以上になればover-dispersionあるいはunder-dispersionは有意である。上述の検定法を用いて得られた結果をTable 3.2.3-1に示した。その他Table 3.2.3-1には線量別に観察細胞数、二動原体染色体数とその期待値、1細胞中に二動原体染色体数をそれぞれ0, 1, 2個有する細胞の数、u値、 σ^2/Y 値を示した。これらの数値を検討してみると、1 Gy以下の線量ではポアソン分布に適合していること、特に二動原体染色体の自然発生率を含めて低線量領域において、適合度が高いことが分かった。本実験では、1.5 Gyと2 Gyの線量では、u検定を用いて評価するとポアソン分布と有意に異なることを示している。Lloydらが行ったX線照射実験のデータ⁴⁾をEdwardsら⁵⁾が統計解析を行っているが、0.05 Gyから8 Gyの線量範囲で得られたデータのu検定では、0.5 Gyのu値2.44を除けば、いずれの線量においても二動原体染色体の発生率の分布はポアソン分布に適合しており、特に1 Gy以下の線量領域での適合度がやはり高いという結果を得ている。

(井上 義教)

参考文献

- 1) A. A. Edwards, D. C. Lloyd, and R. J. Purrott; Radiation induced chromosome aberrations and the Poisson distribution, Radiat. and Environ. Biophys., 16, 89 - 100 (1979)
- 2) W. Merkle; Poisson goodness-of-fit tests for radiation-induced chromosome aberrations, Int. J. Radiat. Biol., 40, 685 - 692 (1981)
- 3) N. A. Doggett and W. H. McKenzie; An analysis of the distribution and dose response of chromosome aberrations in human lymphocytes after in vitro exposure to $^{137}\text{Cesium}$ gamma radiation, Radiat. Environ. Biophys., 22, 33 - 51 (1983)
- 4) D. C. Lloyd, R. J. Purrott, W. G. Dolphin, Dawn Bolton, A. A. Edwards and M. J. Corp; The relationship between chromosome aberrations and low LET radiation dose to human lymphocytes, Int. J. Radiat. Biol., 28, 75 - 90 (1975)

Table 3.2.3-1 The distributions and expected distributions of dicentrics among the cells at different doses and values of u and σ^2/Y for different doses

Dose (Gy)	Cells observed	Dicentrics and expected values	Distribution and expected distribution of dicentrics			u	σ^2/Y
			0	1	2		
0	16000	10 9.9	15990 15990	10 9.9		-0.05	1
0.05	6000	21 20.9	5979 5979	21 20.9		-0.19	1
0.1	6000	24 23.9	5976 5976	24 23.9		-0.22	1
0.2	5000	36 35.7	4964 4964	36 35.7		-0.36	0.99
0.3	3500	53 52.2	3447 3447	53 52.2		-0.51	0.99
0.4	3000	53 52.1	2947 2948	53 52.1		-0.75	0.98
0.5	1674	34 33.7	1641 1640	32 33.3	1 0.3	1.17	1.04
1	1179	88 84.7	1092 1094	86 81.7	1 3.1	-1.24	0.95
1.5	1284	174 162	1111 1121	172 152	1 10.3	-3.13	0.88
2	1325	220 201.8	1108 1122	214 186.3	3 15.5	-3.56	0.86

3.2.4 二動原体染色体と間接作用

生物学的線量評価法では、その指標として、二動原体染色体発生率が用いられているが、この二動原体染色体は放射線の直接作用によって生成される¹⁾と一般に信じられている。しかし、間接作用も関与しているとの報告もあるので、X線で1Gy照射する前に、•OHスカベンジャー²⁾であるD-マンニトールあるいは安息香酸をウサギの血液に加えて二動原体染色体発生率が減少するかどうか実験を行ったところ、血液を水と仮定し、D-マンニトールの濃度が10mMになるように添加した時の二動原体染色体発生率0.05(100二動原体染色体数/2000観察細胞数)及び飽和濃度になるまで安息香酸を添加した時の二動原体染色体発生率0.0478(93二動原体染色体数/1946観察細胞数)はコントロールの発生率0.0843(123二動原体染色体数/2000観察細胞数)に比べて二動原体染色体発生率は、それぞれ40.8%及び43.4%減少していた。この実験結果から、これらの照射条件において少なくとも二動原体染色体発生率の約40%は間接作用によって生成されたと考えられる。佐々木正夫氏ら³⁾は、⁶⁰Coγ線でラディカルスカベンジャーを含む培地中のヒトリンパ球を室温で3Gy照射した実験で、60%の間接作用の寄与を報告しているが、この数値の相違は実験条件の相違によるものと思われる。特に血液と培地との水分含有量の差による•OH生成量の差の影響が考えられる。間接作用がどのように関与しているのか今後の研究による解明が期待される。

(井上 義教)

参考文献

- 1) G. J. Neary; Chromosome aberrations and the theory of RBE 1. General considerations, Int. J. Rad. Biol., 9, 477-502 (1965)
- 2) 大柳善彦: 活性酸素と病気, 化学同人 (1989)
- 3) M. S. Sasaki and S. Matsubara; Free radical scavenging in protection of human lymphocytes against chromosome aberration formation by gamma-ray irradiation, Int. J. Radiat. Biol., 32, 439-445 (1977)

3.3 環境放射線管理技術

3.3.1 概 要

トリチウム水 (HTO) の防護具素材透過率測定実験では、クロロプレンゴム及びブチルゴムの膜について透過率特性を測定し、ブチルゴムがトリチウム水蒸気を透過しにくい点で優れた性質を持っていることが判った。また、ウレタンゴムとクロルスルホン化ポリエチレンの多重層膜の透過率特性を調べた。

トリチウムガス (HT, DT, T₂) のトリチウム水への転換に関する実験では、空気中における低濃度トリチウムガスの転換反応機構を推定するため、トリチウムガスの同位体組成比をパラメータとして、これが転換反応速度に及ぼす効果を調べた。これらの実験から、低濃度トリチウムガスの HTO への転換反応には T₂ ガスのみが寄与し、HT と DT はほとんど寄与していないことが推定された。

トリチウムの環境媒体間の移行及び周辺住民の被ばく線量を予測する計算コードの開発では、トリチウムガス (HT) の野外放出実験等の結果をもとに、トリチウムの空気、土壤、植物中及び水系における移行をモデル化し、コードを作成した。

そのほか、原研で開発した屋内退避時の内部被ばく低減効果を計算するコードシステム (VENTG) を用いて、ある原子力発電所立地の自治体に実在する木造平屋の集会所について、風速と内部被ばく低減効果の関係を調べるとともに、換気口の目張り効果を評価した。ブルーム到達後の経過時間と被ばく低減係数との関係や目張りの効果等が明らかになった。

施設や装置類の解体、改造等によって発生する微量に放射性物質を含む物質を再利用する場合の、許容される残留放射能基準の策定に資することを目的として、1989 年度は、放射性物質が微量に残留した金属が理学工業機器 (LSI メモリ及び高感度写真フィルム) の材料として再利用される場合について、残留放射能の影響評価システムを設計し製作した。

放射線防護に関する法令等に規定されている各種の基準をデータベース化し有効な利用を図るため、1989 年度には、1988 年度に試作したデータベースシステムのデータの入力機能の改良・拡張を行い、大型計算機の使用法に精通していない利用者でも容易にデータ入力が行えるようにするとともに、米国環境保護庁 (EPA) 所管の米国連邦規則類をデータベースに追加した。

極低レベル固体廃棄物合理的処分安全性実証試験として、1989 年度は、埋没処分試験では非放射性物質を用いた野外コールドトレーサ実験等を、焼却処理試験では実廃棄物を用いた焼却試験等を、また、放射能レベル・区分確認装置の整備では校正用線源によりエネルギー別放射能濃度換算係数を整備したのち、供用を開始した。

(村田 幹生)

3.3.2 防護具素材の酸化トリチウム透過率(V)

トリチウム取扱時に放射線防護のために用いられる防護具の性能を評価し、トリチウム取扱作業の内容等に応じた防護具の選択、使用方法等の基準立案等に資するため、防護具の素材の酸化トリチウム(HTO)水蒸気透過率の測定を行っている。

1989年度は、一般用グローブボックスのグローブ素材として採用されているゴム類についての透過率測定を進めた。測定対象は、ウレタンゴム、クロルスルホン化ポリエチレン、クロロブレンゴム及びブチルゴムの膜(厚さ0.2mm)である。また、ウレタンゴムをクロルスルホン化ポリエチレンで挟んだ多重層構造の膜(ラミネート膜:厚さ0.4mm)の試験も行った。

透過率の測定は、1987年度までに確立した方法^{1), 2), 3)}を用い、供試膜の周辺温度25°C、HTO曝露面側の相対湿度90%の条件下で実施した。透過率のパラメータとしては、透過係数P、拡散係数D及び溶解度Sを測定対象とした。また、供試膜は、実際のグローブと同じ製法でメーカーによって製造されたものを用いた。

測定結果をTable 3.3.2-1に示す。透過率パラメータの値が最も小さいのはブチルゴムで、その値は、最も大きな値を示すウレタンゴムと比較して、透過係数は約1/300、拡散係数は約1/6、溶解度は約1/50であった。一方、クロルスルホン化ポリエチレンとクロロブレンゴムの各透過率パラメータ値はほぼ同じ大きさで、ブチルゴムと比較して、透過係数は約10倍、拡散係数は約3倍、溶解度は約5倍であった。これらのことから、ブチルゴムはHTO水蒸気を透過しにくい点で、他の素材に比べ、HTO取扱用グローブボックスのグローブ素材として優れた性質を持っていることがわかった。また、ラミネート膜の透過率パラメータの値は、構成素材であるウレタンゴム及びクロルスルホン化ポリエチレンの各々の単独の値に比べ、透過係数及び拡散係数は両素材より小さい値を示したが、溶解度はウレタンゴムよりは小さく、クロルスルホン化ポリエチレンよりは大きい値となった。これらの特徴が構成素材単独の透過率パラメータ値からラミネート膜のパラメータ値を推定する際のめやすとして一般性を持っているかどうかについて、今後さらに検討する予定である。

(山本 英明)

参考文献

- 1) 加藤正平: 保健物理—管理と研究—No. 28, JAERI-M 86-132, 221 (1986)
- 2) 野口 宏: 保健物理—管理と研究—No. 29, JAERI-M 87-147, 234 (1987)
- 3) 山本英明: 保健物理—管理と研究—No. 30, JAERI-M 88-226, 253 (1988)

Table 3.3.2-1 Permeability to tritiated water vapor
- Example measurement of rubber films

Rubber	Permeability Coefficient P $\left(\frac{\text{cm}^3 \cdot \text{cm}}{\text{cm}^2 \cdot \text{s} \cdot \text{Pa}} \right)$	Diffusion Constant D $\left(\frac{\text{cm}^2}{\text{s}} \right)$	Solubility S $\left(\frac{\text{cm}^3}{\text{cm}^3 \cdot \text{Pa}} \right)$
Urethane	1.3×10^{-9}	1.2×10^{-8}	8.1×10^{-2}
Chlorosulfonic polyethylene	5.1×10^{-11}	6.9×10^{-9}	7.1×10^{-3}
Chloroprene	5.4×10^{-11}	6.7×10^{-9}	6.6×10^{-3}
Butyl	4.3×10^{-12}	2.0×10^{-9}	1.5×10^{-3}
Laminate	3.7×10^{-11}	1.4×10^{-9}	2.9×10^{-2}

3.3.3 トリチウムガスから水への転換反応に及ぼす同位体組成比の効果

トリチウムガスがトリチウム水へ転換すると人体に対する線量寄与は約4桁大きくなる。このため、トリチウム防護技術及び線量評価技術を確立する上で、施設内における転換反応を解明することは重要である。

施設内において重要な反応のひとつと考えられる空气中における低濃度トリチウムガスの転換反応機構を推定するため、1989年度はトリチウムガスの同位体組成比、すなわち全トリチウムガス放射能濃度に対する T_2 放射能濃度の割合($R = [T_2] / ([HT + DT + T_2])$)、をパラメータとした実験を行い、これが転換反応速度に及ぼす効果を調べた。

実験は次のような手順で行った。 T_2 放射能濃度の割合が0.96, 0.48, 0.11のガスを1988年度に完成させたトリチウムガス分取装置¹⁾を用いて、濃度が約1GBq/m³となるように分取し、石英ガラス製反応容器(外径30mm、全長約350mm、内容積約80cm³)に移した。反応容器は1回の実験に5本使用した。トリチウムガス中に含まれているHTO成分は真空ライン中に設置した液体窒素冷却モレキュラーシーブ4Aによって除去した。その後、乾燥用カラムを通したポンベからの空気をトリチウムガスの入った反応容器内に約100kPaまで充填した。これらの反応容器を恒温槽内にて25°Cで保管し、約10日毎に内部に生成されたトリチウム水をエチレンギリコールバブラー2段を用いて捕集した後、反応しなかったトリチウムガスは600°Cに加熱した酸化銅によりトリチウム水に酸化させ、後段のエチレンギリコールバブラー2段により捕集した。各エチレンギリコール中のトリチウムの放射能は液体シンチレーションカウンタにより測定した。

これらの実験によって得られたトリチウムガスからトリチウム水への転換割合と経過日数との関係を、RをパラメータとしてFig. 3.3.3-1に示す。その結果、いずれの場合も転換割合と時間はほぼ比例関係にあるが、その傾きが大きく異なることが明らかとなった。約100GBq/m³以下の低濃度トリチウムガスの転換反応は1次反応であることが知られていたため²⁾、これらの転換反応に対する1次の速度定数kを求めた。本実験の場合、転換割合が極めて小さいので、kは図の直線の傾きで近似することができる。その結果、 $R_1 = 0.96$, $R_2 = 0.48$, $R_3 = 0.11$ に対して、それぞれ、 $k_1 = 9.9 \times 10^{-10}$, $k_2 = 6.3 \times 10^{-10}$, $k_3 = 1.3 \times 10^{-10} \text{ s}^{-1}$ となった。また、これらのkとRの比をとると、それぞれ、 $k_1/R_1 = 1.0 \times 10^{-9}$, $k_2/R_2 = 1.3 \times 10^{-9}$, $k_3/R_3 = 1.2 \times 10^{-9} \text{ s}^{-1}$ となり、ほぼ同じ値となった。これらのこととは低濃度トリチウムガスのトリチウム水への転換反応には T_2 ガスのみが寄与し、HTとDTはほとんど寄与していないことを示している。以前の研究²⁾から、低濃度 T_2 ガスの転換反応は T_2 分子のβ崩壊によって生じた³He⁺に基づく反応が支配的であると予想されていたが、本実験によってこの反応機構が実証されたといえる。しかし、 T_2 のβ崩壊に基づく転換反応の理論的速度定数は $1.78 \times 10^{-9} \text{ s}^{-1}$ であり、本実験値の方が若干小さく、今後さらに検討する必要があろう。

(野口 宏)

参考文献

- 1) 野口 宏: 保健物理—管理と研究—No. 31, JAERI-M 89-212, 311 (1989).
- 2) H. Noguchi, C. E. Easterly and M. R. Bennett: Fusion Technol., 16, 137-142 (1989).

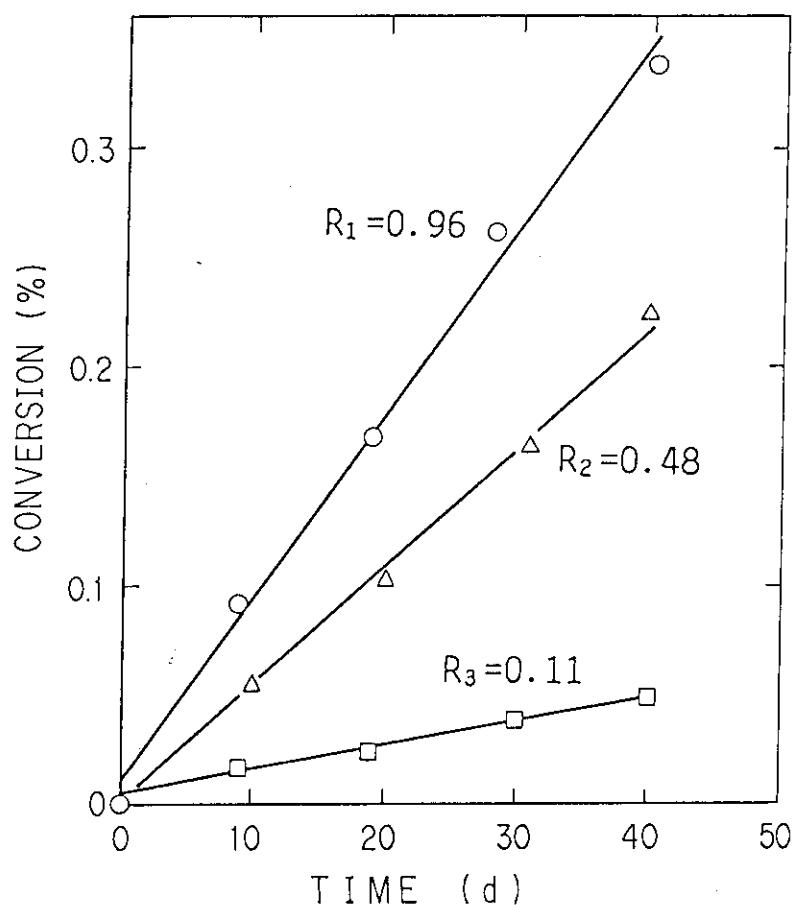


Fig. 3.3.3-1 Effect of a ratio of T_2 to total tritium gas concentration on the conversion of tritium gas

3.3.4 理学工業機器に対する残留放射能の影響(II)

原子力施設、放射性同位元素取扱施設等の改造・解体によって発生する廃材、機器類等放射性物質で汚染された物のうち、その汚染のレベル、すなわち残留放射能レベルが極めて低いものについては再利用が可能であると考えられている。このような再利用の可否判断基準としての残留放射能基準の設定に当たっては、残留放射能による再利用者等の人体への影響のはかに、残留放射能が理学工業製品の材料に混入した場合のそれらの機能への影響を評価する必要がある。このうち、本研究は、後者の影響を評価しようとするものである。

なお、これは、原研と米国環境保護庁（EPA）との間の放射線防護に関する研究協力の一環として行っているものである。

1989年度は、放射線の理学工業機器への影響調査の結果¹⁾に基づき、放射性物質が微量に残留した金属を代表的な理学工業機器の材料として再利用する場合について残留放射能の影響評価システムを設計・製作した。

残留放射能を含む物の再利用が正当化されるのは、再利用によって正味の利益が得られる場合である。また、残留放射能基準は、再利用を行うことによって得られる資源の節約、放射性廃棄物の減少等の経済的利益と残留放射能による機器の故障等による経済的損失とのバランスの検討から得られる最適な残留放射能レベルを考慮して設定されるものと考えられる。そこで、本評価システムは、再利用の各シナリオ毎に、再利用に供される金属の残留放射能上限値（再利用しきい値）を仮定した上で、次式で定義される「再利用総費用」を計算し、これを最小にする残留放射能レベル（最適残留放射能レベル）を計算する機能を持つものとして設計した。

再利用総費用 = 再利用しきい値を超える金属の除染費用 + 再利用しきい値を超える金属の貯蔵費用 + 機器に対する放射能影響の対策費用 + 再利用に伴う経済損失 - 再利用による収益（金属売却収益）

この再利用総費用が最適化（最小化）の目的関数となるが、これは非線形であること、その計算に当たって、数値積分を行うことが必要であること等の特徴に留意して解法の検討を行い、解析プログラムを作成した。

汚染残留金属は、その残留放射能の影響が問題とされない分野で何度も再利用・廃棄が繰り返された後、理学工業機器への再利用に供される可能性もあるため、本評価システムでは、このような再利用サイクルも考慮できるよう設計した。

影響評価の対象とする理学工業機器としては、LSIメモリ（DRAM）及び高感度写真フィルムを選んだ。これらのうち、LSIメモリについては、大型コンピュータのメモリシステムを構成するLSIメモリの電極に汚染残留金属が再利用された場合を想定し、 α 線照射により誘発されるソフトエラーの発生がコンピュータのシステムダウンをもたらしたときの経済的損失を評価対象とする。一方、高感度写真フィルムについては、写真機材に汚染残留金属が再利用された場合を想定し、放射線に起因する写真のカブリ発生に伴うフィルムの商品価値の減少及び撮影した作品の損傷による経済的損失を評価対象とする。

今後、現実的な評価パラメータ値の調査検討を進め、最適残留放射能レベルの試算を行う予定

である。

(山本 英明)

参考文献

- 1) 加藤正平: 保健物理—管理と研究—No. 31, JAERI-M 89-212, 312 (1989)

3.3.5 極低レベル固体廃棄物合理的処分安全性実証試験（1989年度）

放射性廃棄物は、放射能のレベルと性質に応じて合理的に処分することが重要である。本試験は、放射能レベルの極めて低い極低レベル固体廃棄物の合理的埋没処分及び焼却処分に関する安全性に関する研究を実施している。

(1) 埋没処分試験

埋没処分試験では簡易埋没処分の安全性に関する研究の一環として、地中の金属物質の移動を調べるために、非放射性物質を用いて野外コールドトレーサ実験を行った。実験では、トレーサの移動している帶水層中の地下水と土壤を同時に採取し、それぞれに含まれるトレーサ濃度を測定することによって、実環境での分配係数を求めた。その結果、この方法で得た分配係数は、室内においてバッチ法で得た値にほぼ近いことが明らかとなった。また、野外において砂層の不飽和透水係数を測定し、土壤含水率と透水係数の関係を得た。

（加藤 正平）

(2) 焼却処理試験

焼却処理試験では、簡易な焼却設備で極低レベル可燃性固体廃棄物を焼却し、発生する排ガス及び焼却灰中の放射能を測定することなどにより、焼却処理の安全性を確認する。また、焼却設備の経済性についても検討を行う。

この簡易な焼却設備は、焼却炉、二次燃焼炉、熱交換器、バッグフィルタ及び排ガス吸引ファンなどからなる。焼却方法は、廃棄物を焼却炉でガス化し、その分解ガスを二次燃焼炉で燃焼する抑制燃焼方式である。この方式は、焼却炉では部分的な燃焼のために、排ガス処理装置へのダスト飛散が少ない。焼却炉への廃棄物供給方法は、焼却開始前に一回分の廃棄物を焼却炉へ投入する一括投入方式である。また、排ガス処理装置としては、構造が簡易であり、ダストに対する捕集性が優れているバッグフィルタを用いる。

本設備の処理能力は一回当たり約400 kgであり、焼却時間は約8時間である。除染性能(DF)は、揮発性核種以外のものに対して $10^2 \sim 10^3$ 程度を見込んでいる。また、焼却する廃棄物としては、放射能濃度が $3.7 \times 10 \text{ Bq/g}$ 以下の極低レベル固体廃棄物を対象とする。

1985年に焼却設備及び建家整備のための設計を行い、1986年から1988年の間に建家及び焼却設備の整備を行った。

1989年度は、放射線管理用モニタリング設備の整備を行ったのち、実廃棄物を用いた焼却処理試験を実施した。試験の主な項目は、焼却処理性能、放射性物質に対する特性及び作業の被ばくに関する安全性確認などである。

焼却運転は、約5カ月の間に43回行い、約 125 m^3 の廃棄物を処理した。その結果、焼却処理時間は、プラスチックが50～60%及び紙・布が40～50%の廃棄物の場合には6時間40分から7時間50分程度であり、設計値を十分満足するものであった。また、焼却灰の熱しゃく減量は約2%であり、燃焼性は良好であった。

放射性物質に対する特性については、排ガスの一部をサンプリングし、焼却炉から排ガス処理装置への飛散率とバッグフィルタの除染係数を測定した。測定核種としては、原子力発電所において発生する廃棄物の汚染核種から代表的な7核種とした。その結果、 ^{60}Co 及び ^{137}Cs を例にすると、焼却炉から排ガス処理装置への飛散率はそれぞれ平均約3%と平均約30%であり、バッグ

フィルタの除染係数はそれぞれ $1 \times 10^2 \sim 8 \times 10^2$ 以上と $5 \times 10^2 \sim 1 \times 10^4$ 以上であった。

排気中の放射能濃度は、検出限界以下であり、排気に係る濃度限度を十分に下回っていた。また、作業者の被ばくは、フィルムバッジで測定した結果 3 カ月の集積線量は検出限界以下であり、十分低かった。なお、本年度では、バッグフィルタで排ガスをろ過したのち、安全のため HEPA フィルタでさらに排ガスをろ過した。

その他、HEPA フィルタの焼却試験として、木枠とメディアを分離することなくそのままの形態で処理可能であることを確認した。最大処理枚数は、焼却炉の容積より 10 枚程度であった。また、1 回の焼却処理で約 100 ℥ の焼却灰が発生した。

次年度では、本年度に引き続き実廃棄物の焼却処理を行い、安全性を確認するとともに、経済性評価のための調査を実施する予定である。

(奥野 正穂)

(3) 放射能レベル区分・確認装置

放射能レベル区分・確認装置は、1986 年度に製作され、1987 年度には密度 $1.89 \text{ (g/cm}^3\text{)}$ の 200 ℥ 模擬廃棄物ドラム缶に標準線源を入れて本装置の計数効率、換算係数〔単位計数率当たりの γ 線放射能濃度換算係数 ($\text{Bq} \cdot \text{g}^{-1}/\text{cps}$)〕を求めた。

1988 年度には現在の機能、性能を保持したままで可燃性固体廃棄物の放射能測定にも使用可能にするため測定治具の製作と一部ソフトウェアの改良を行った。

1989 年度は、本装置改造後の性能を確認するため ^{51}Cr , ^{54}Mn , ^{57}Co , ^{60}Co , ^{137}Cs の 5 核種の標準溶液線源を用いて、密度 $0.12 \text{ (g/cm}^3\text{)}$ の均一体積線源となるような 200 ℥ 模擬廃棄物ドラム缶（校正用標準供試体）を 5 本作成した。

さらに、作成した校正用標準供試体を用いて本装置の校正を行い、可燃性固体廃棄物（低密度）に対する計数効率、換算係数 ($\text{Bq} \cdot \text{g}^{-1}/\text{cps}$) を求め、200 ℥ ドラム缶、100 ℥ ドラム缶、50 ℥ ドラム缶、HEPA フィルタの測定試験を実施し、10 月以降から廃棄物の焼却前測定に供用した。

(千葉 鮎史)

3.3.6 放射線防護基準データベースの整備(II)

放射線防護に関する法令等に規定される各種の基準の立案に際しては、それら基準の科学的根拠となる技術的情報が必要になるのに加え、①関連する法令等に規定された既存の基準との整合性をとるため、あるいは、②外国や国際機関の同様の基準を参考にするため、既存の基準に関する法令的情報が必要となる。そこで、基準立案を効率的に支援するため、このような法令的データベースを有し、必要な情報を迅速・的確に検索・提供するのに適したシステムの整備を進めている。

1989年度は1988年度に試作したデータベースの基本システム¹⁾に改良を加え、機能拡張を行うとともに、データの追加を行った。

今回の改良・機能拡張はデータ入力機能に関するものである。従来のデータ入力は、大型計算機用のデータ入力システムの専用コマンド(FAIRS コマンド)を直接用いて行っていたのに対して、今回は、本データベースのデータ形式、項目等の特徴に合わせて入力用メニュー及び入力画面を新たに作成し、これらを介して間接的に FAIRS コマンドを作動させる機能を持たせることとした。この改良によって、大型計算機の使用法又は FAIRS コマンドに精通していない利用者でも容易にデータ入力を行うことができるようになった。

本データベースが扱っている法令的情報においては、法令中の基準値の改正のように既存の情報項目の一部分だけの変更が行われる場合がある点に特徴があり、本データベースは、こうした変更経緯を遡及できるよう変更前後のデータを別々のデータセットとして格納できる機能を持っている。このような場合に対応するデータ入力方式として、データ入力画面に呼び出した変更前のデータセットの全項目のうち、変更が行われた項目のデータだけ入力すれば、自動的に変更前後のデータセットを両方とも格納することができる機能を附加した。この機能によって、変更後のデータセットの入力の際、変更が行われなかったデータ項目も含めた全項目を入力し直す必要がなくなり、データ入力を能率的に行うことが可能となった。

今回データベースに追加したデータは、米国環境保護庁(EPA)所管の米国連邦規則類であるが、これらは原研とEPAとの間の放射線防護に関する研究協力取り決めに基づいてEPAから提供されたものである。

(山本 英明)

参考文献

- 1) 山本英明: 保健物理—管理と研究-No. 31, JAERI-M 89-212, 315 (1989)

3.3.7 トリチウムの環境移行評価モデルの開発

近い将来の核融合関連施設における大量のトリチウム使用に備えて、施設から放出されたトリチウムの環境中移行を現実的なモデルのもとにシミュレーションし、トリチウムの環境媒体間の移行及び周辺住民の被ばく線量当量を予測する計算コードの開発に着手した。

1989年度はそのうち、施設から放出されたHTあるいはHTOが、与えられた放出条件及び気象条件のもとで、大気、土壤、植物、家畜、水系（河川、湖水、地下水）等の環境コンパートメント間を移行するモデルを開発し、計算コードを作成した。

(1) モデルの概要

トリチウムの環境中の移行は、カナダにおけるHTガス野外放出実験での観察結果^{1),2)}や、実験室におけるモデル実験³⁾及び通常の水(H₂O)の自然環境中での挙動等の知見に基づいて、モデル化された。

主要な移行過程として、次のものが含まれている。

- ① HTガス、HTO水蒸気の大気中拡散
- ② 空気中HTOの土壤表面への沈着
- ③ 空気中HTOの植物自由水との交換（空気↔葉）
- ④ HTガスの土壤内拡散→微生物酸化→HTOとして沈着（濃度の深度分布形成）
- ⑤ 土壤中HTOの移動

分子拡散による上下方向への移動

降雨による下方向への移動

蒸発散による上方向への移動

- ⑥ 土壤中HTOの空気中への移行

土壤表面からの蒸発

空気中HTOとの交換（土壤↔空気）

植物の根からの吸い上げ

トリチウムが環境へ放出された後、沈着→再浮遊→沈着を繰返しながら風下へ移行する様子をFig. 3.3.7-1に示す。

(2) 計算機能

新しいモデルを取り入れた計算コードは、次のような特徴ある機能を有している。

- ① 各コンパートメント中のトリチウム濃度を経時的に計算することが可能になった。
- ② とくに、HTガスの沈着により生じる土壤内HTO濃度の深度分布計算が可能となつたために、きわめて現実的な移行評価が可能になった。
- ③ HTガスは土壤沈着すると線量寄与率が4桁も大きいHTOに転換し、HTブルームの通過後においても長期間にわたる重要なHTO放出源となる。本モデルにより、この土壤起源のHTOの重要度を的確に評価することが可能になった。
- ④ 経時変化する実気象条件を用いて、長期間の移行シミュレーションが可能となった。

1990年度にはモデルの妥当性を実験データとの比較から検討するとともに、被ばく線量当量計算モデルの部分を開発し、組み込む予定である。

（村田 幹生）

引用文献

- 1) H. Noguchi et al.: Fusion Technol., Vol. 14, 1184 (1988)
- 2) 村田 幹生ほか: JAERI-M 88-232 (1988)
- 3) 例えば, T. G. Dunstall et al.: CFFTP-G-85035 (1985) など

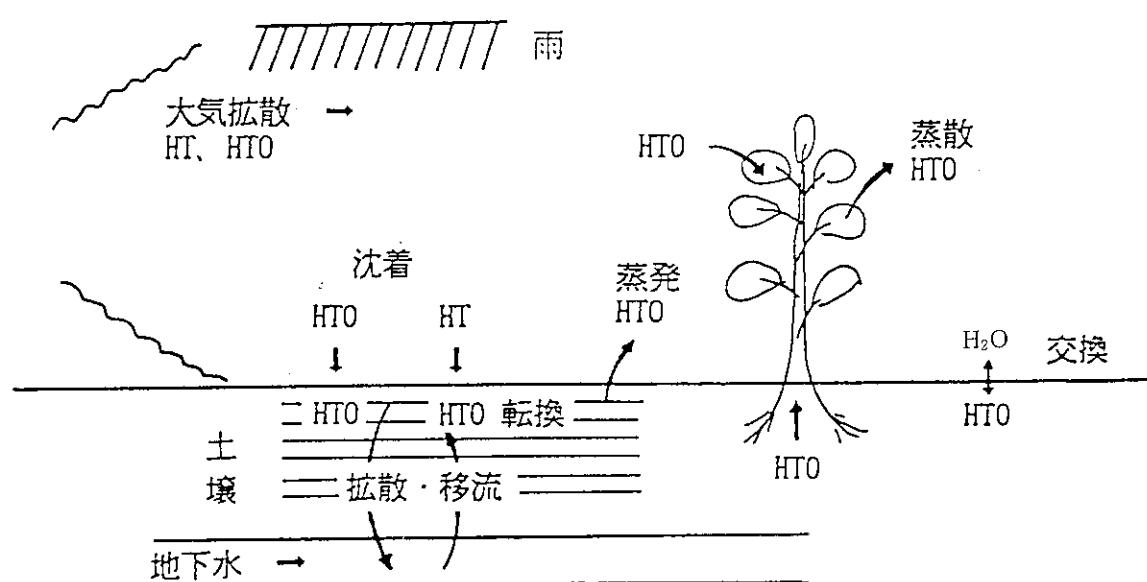


Fig. 3.3.7-1 Local model of tritium cycling

3.3.8 木造建物への屋内退避による放射能防護効果の評価例

建物内への退避は緊急時において被ばく防護のために容易に実施することが可能な対策行動の1つと考えられている。これまでに、建物の内部被ばく防護効果を計算するコードシステム(VENTG)を開発してきた¹⁾。今回、このコードを用いて、ある原子力発電所立地の自治体に実在する木造平屋の集会所について、風速と内部被ばく防護効果の関係を調べるとともに、換気口の目張り効果を評価した。風向については、この建物の南側の方向に原子力発電所があるため、南風に対して解析を行った。防護効果は次式で示す内部被ばく低減係数で表した。この値が小さいほど内部被ばく防護効果が高いことを示している。

$$\text{内部被ばく低減係数} = \frac{\text{屋内濃度の時間積分}}{\text{屋外濃度の時間積分}}$$

(1) 評価対象建物の概要

評価の対象とした建物は地方でよく見られる次のような容積をもつ木造の集会所で、西側にアルミサッシ窓が5個、東側にはアルミサッシ窓が3個と入口の引戸がある。南側には2つの窓と勝手口の引戸が、北側には1つの窓と2つのめころし窓がある。この建物には、天井の両隅に木製格子の小さな換気口が取り付けられている。

木造平屋：床面積20×12.7 m, 高さ5.7 m, 容積約1500 m³, 部屋数1

(2) 計算の条件

屋外の気象条件等は以下のとおりとした。

風速：1～6 m/s

風向：南

外気温：10°C

退避時間：3時間まで計算

外気濃度：一定濃度で継続

計算に当たっては、建物を仮想的に上下左右の4部屋に区分し、外気に面したすきま等の開口部からの自然換気のみを考慮した。

(3) 評価結果

通常の状態で窓や戸を閉めただけの場合の内部被ばく低減係数はFig. 3.3.8-1に示すように、ブルーム到着後の時間とともに大きくなり、風速によっても大きく変化した。たとえば、風速4 mのとき、1時間後には0.57、2時間後には0.76となった。

次に両方の換気口を目張りした場合の内部被ばく低減係数をFig. 3.3.8-2に示す。目張りによって換気回数が大きく減少したため、内部被ばく低減係数は大幅に減少した。すなわち、防護効果が大幅によくなかったことを示している。風速4 mのとき、ブルーム到着1時間後の被ばく低減係数は0.06、2時間後には0.11で、目張りをしない場合のそれぞれ、約1/10と1/7となることが判った。これは、目張りをすることによって防護効果を7～10倍大きくできる可能性が示されたことになる。また、風上に向かう換気口だけを目張りした場合でも、2時間後の防護効果は約3倍になり、有効であることが判った。

(村田 幹生)

引用文献

1) 村田幹生: 保健物理 - 管理と研究 - No. 28, JAERI-M 86-132, 218 (1985)

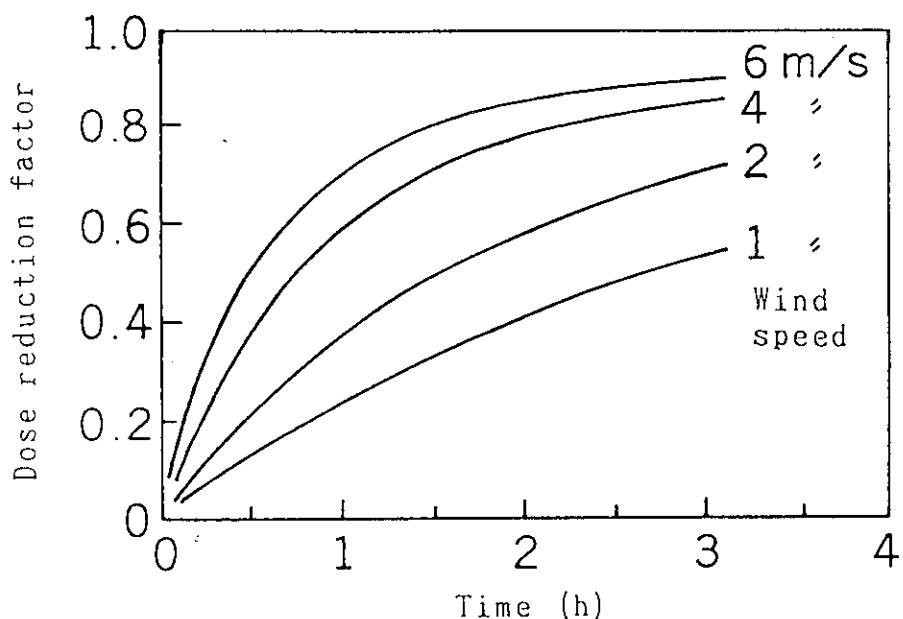


Fig. 3.3.8-1 Change of dose reduction factor with a period of time after arrival of plume

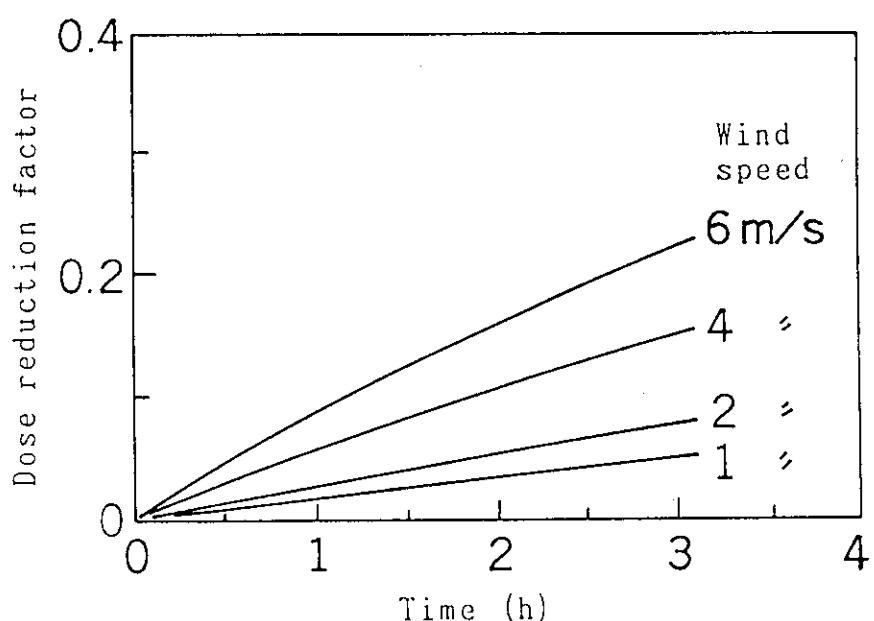


Fig. 3.3.8-2 Change of dose reduction factor with a period of time after arrival of plume - Ventilation grills were closed.

1. 外部投稿

1.1 研究・技術論文・ノート

氏名	標題	誌名
H. Noguchi C. E. Easterly* M. R. Bennett* * (ORNL)	Conversion of Low-concentration Tritium Gas to Tritiated Water	Fusion Technol., 16, 137 ~ 142 (1989)
吉田 真	放射線管理における面状 β (α) 線源の活用	放計協ニュース No. 5 (1989)
山口 恭弘 南 賢太郎	原子炉事故時における日本の典型的な放射線遮蔽効果	保健物理学会誌 Vol. 24 No. 1 (1989)
松井 浩 大畑 勉	管径変化部におけるエアロゾル粒子沈着	エアロゾル研究 Vol. 4, No. 3 (1989)
木村 義隆 長谷川 圭佑 池沢 芳夫	放射線管理業務への人工知能 (AI) 適用例(I) —UTI-LIPS 言語による放射性物質等運搬時のエキスパートシステムの開発—	保健物理学会誌, Vol. 24, No. 3 (1989)

1.2 総説・調査報告・解説等

村田 幹生	「特殊環境における衣料」原子力環境で使われる防護具	繊維学会誌第 45 卷 7 号 308 - 314 (1989)
松井 浩 田村 勝裕	核燃料物質安全輸送の現状 - 放射線と測定技術 -	原子力工業 Vol. 35, No. 10 (1989)
南 賢太郎 山下 幹雄*	放射線防護計測における最近の進歩と課題(I) 外部被ばく線量の評価 (X, γ , β 線)	Radioisotopes Feb. Vol. 39, No. 2
吉森道郎 松下幹夫* 服部洋司良	研究機関および教育機関から集荷された RI 無機廃棄物の核種と放射能	保健物理学会誌 Vol. 24, 271 ~ 275 (1989)

*日本アイソトープ協会

2. JAERI-M レポート

氏名	標題	レポートNo.
河合 勝 雄 外川 織 彦 山口 勇 吉 須賀 新 一 沼宮内 強 雄	電離放射線防護関係法令に準拠するためのアクチニド元素に関する単位摂取量当たりの預託実効線量等の一覧表	JAERI-M 90-022 (1990)
間辺 巍 川崎 克也 南 賢太郎	コンクリート廃材等区分管理用測定装置とその性能	JAERI-M 90-069 (1990)

3. 所 内 資 料

氏 名	標 題	年 月
山 本 英 明 加 藤 正 平	再利用施設の残留放射能による被ばく線量評価コード REUSEIT (翻訳)	1989年4月
樋 口 詔 一 村 田 幹 生	高性能呼吸防護具を対象としたマンテスト装置の開発とダ イレクトブロワー付全面防塵マスクの防護特性測定	1989年11月
池 沢 芳 夫 長谷川 圭 佑 吉 田 菊 夫 富 居 博 行 佐 藤 信 行 木 村 義 隆 梅 原 隆	放射線管理業務への人工知能 (AI) 適用例(I) -放射性物 質等運搬時の管理について-	1990年1月
沢 崎 啓 重 田 幸 博 長谷川 圭 佑 池 沢 芳 夫	NUCEF 放射線管理用モニタ設計上の基本的な考え方	1990年2月
泉 幸 男 木 内 伸 幸 池 沢 芳 夫	実作業時における全面マスクの防護性能試験	1990年2月
田 村 勝 裕 後 藤 孝 德 沢 崎 啓 重 田 幸 博 大 田 浩 正 木 村 義 隆 吉 野 敏 明 長谷川 圭 佑	WASTEF 地区の放射線管理	1990年3月
木 原 伸 二	高レベルトリチウム廃棄物対策について (その1)	1989年5月
石 川 冬比古 藤 原 愛 泰 川 上 泰	EC 諸国における放射性廃棄物の貯蔵・処分のための法体系 (翻訳)	1989年7月
福 田 洋 吉 森 道 郎 内 藤 和 夫 井 上 秀 和 服 部 洋 司 良	トリチウム汚染廃棄物の放射能評価と焼却処理	1989年4月

氏名	標題	年月日
吉森道郎 井上秀和 水本実 大塚保 服部洋司良	液体廃棄物貯槽内のスラッジの性状及び脱水焼却試験	1990年1月
保健物理部	東海研究所放射線管理季報 No. 100(昭和63年度第4四半期)	1989年5月
"	" No. 101(平成元年度第1四半期)	1989年9月
"	" No. 102(" 第2四半期)	1989年11月
"	" No. 103(" 第3四半期)	1990年2月
放射線管理第2課 放射線管理第3課	放射線管理マニュアル	1989年12月
安全管理課	安全衛生管理状況報告書(昭和63年度第4四半期)	1989年4月
"	" (平成元年度第1四半期)	1989年7月
"	" (" 第2四半期)	1989年10月
"	" (" 第3四半期)	1990年1月
放射線管理課	放射線管理状況報告書(昭和63年度第4四半期)	1989年5月
"	" (平成元年度第1四半期)	1989年8月
"	" (" 第2四半期)	1989年11月
"	" (" 第3四半期)	1990年2月

4. 口頭発表及び講演

氏名	標題	学会名等
H. Noguchi	Dose Assessment Methodology for Activation Products	ITER 環境・安全性専門家会議 1989年8月(ガルヒン, 西ドイツ)
加藤 正平 石川冬比古 山本 英明	Types and Numbers of Sites in Japan	米国環境保護庁一原研共催残留放射能・再利用基準ワークショップ 1989年9月(セントマイケルズ, 米国)
間辺 巍 岩田 幸生 押野 昌夫	Low-level Radioactivity Measurement Methods for Reusing or Recycling	同 上
山本 英明 松下 紘三 山本 峯澄	Experiences in Decontamination and Reuse of the Large-scale Radiochemical Laboratory and the Research Reactor at the Japan Atomic Energy Research Institute	同 上
山本 英明 押野 昌夫	Current Status of Residual Radioactivity Criteria in Japan	同 上
加藤 正平 山本 英明 熊澤 蕃 沼宮内弼雄	Effect of Radioactivity in Recycling Materials on Scientific and Industrial Equipments	同 上
山本 英明 野口 宏 加藤 正平 村田 幹生	防護具素材の酸化トリチウム透過率(3)	日本原子力学会秋の大会 1989年10月(東海)
加藤 正平 風間 広志 横山 政昭 村田 幹生 大内 操 高島教一郎 片桐 浩	海岸砂質帶水層における移動中の地下水金属物質濃度の減少	同 上
村田 幹生 加藤 正平 野口 宏	木造建物(平屋集会場)への屋内退避による放射能防護効果の評価例	日本保健物理学会第24回研究発表会 1989年5月(名古屋)

氏名	標題	学会名等
古田 敏城 野村 俊文 松下 紘三 佐々木幸男 ^{*1} 小林 秀雄 山根 健路 武藤 康志 高柳 政二 国玉 武彦 河野 宣昭 ^{*2} 山本 峰澄 *1核管センター *2日立大みか	JRR-3 改造炉の放射線管理用モニタ (その1 システムの概要)	日本保健物理学会第24 回研究発表会 1989年5月(名古屋)
三原 明 千田 徹 古田 敏城 野村 俊文 柴田 功 柳橋 和美 ^{*1} 後藤 好美 ^{*2} 南 賢太郎 *1日立エンジニアリング *2日立大みか	JRR-3 改造炉の放射線管理用モニタ (その2 ハードウェアについて)	同 上
池沢 芳夫 松井 浩 中村 力 横須賀美幸	原子炉解体におけるエアロゾルの特性と空気汚染管理	第8回空気清浄とコンタミネーションコントロール研究大会 1989年4月(東京)
横地 明* 角田 昌彦 *東海大学工学部	可視化法によるポラックカウンタの校正	同 上
泉 幸男 木内 伸幸 佐々 陽一 中村 清宣	実作業時の全面マスクの防護性能	日本保健物理学会第24 回研究発表会 1989年5月(名古屋)

氏名	標題	学会名等
中村 力 安中 準一 足利谷好信 松浦 賢一 池沢 芳夫 松井 浩	JPDR 解体における放射線管理(4) －解体実地試験の放射線管理－	同 上
藪田 肇 中村 力 横須賀美幸 佐藤 信行	JPDR 解体時の塵埃飛散率の測定(Ⅲ) －プラズマアーク切断による塵埃－	同 上
木村 義隆 池沢 芳夫 長谷川圭佑 吉田 菊夫 富居 博行 佐藤 信行 梅原 隆	放射線管理への人工知能(AI) 適用例(I) －放射性物質等運搬時の管理について－	同 上
木村 義隆 長谷川圭佑 池沢 芳夫	Development of Expert System for Transport of Radioactive Materials with the KEE Tools	原子力におけるスーパー・コンピューティング国際会議 1990年3月(水戸)
神之浦文三 南 賢太郎	校正用蛍光X線照射場の整備	第26回理工学に於ける同位元素研究発表会(7月)
南 賢太郎	改正法令に対応した線量当量測定法(特別講演)	第26回理工学における同位元素研究発表会(7月)
南 賢太郎	測定器の校正法(校正法のJIS等標準化の現状)	保物学会シンポジウム(東大)(11月)
南 賢太郎	実効線量当量測定の概要	放射線取扱主任者部会(大阪)(11月)
吉田 真 鈴木 龍晴* (他) *名古屋大学工学部	位置検出型比例計数管を用いた気体状試料の放射能絶対測定法における対数増幅器の利用	第26回理工学における同位元素研究発表会(7月)

氏名	標題	学会名等
吉田 真備後 一義	皮膚汚染における線量評価用 β 線面線源	日本原子力学会(10月)
熊澤 蕃 沼宮内弼雄	職歴線量の解析法	日本保健物理学会第24回研究発表会 1989年5月(名古屋)
熊澤 蕃	原子炉間の年作業者集団線量分布	日本原子力学会(10月)
関 武雄 南 賢太郎	個人線量計の簡易校正法	第26回理工学における同位元素研究発表会(7月)
熊澤 蕃	原子力分野から見た保健物理学の重要性	保物研究会 1989年3月
福田 洋 吉森 道郎 内藤 和夫 井上 秀和 服部洋司良	トリチウム汚染廃棄物の放射能評価と焼却処理	日本保健物理学会第24回研究発表会 1989年5月(名古屋)
吉森 道郎 松下 幹夫* 水本 実 服部洋司良 川上 泰 *日本アイソトープ協会	RI液体廃棄物の核種と放射能濃度についての統計整理	日本保健物理学会第24回研究発表会 1989年5月(名古屋)
泉 幸男	実作業時の全面マスクの防護性能	呼吸保護に関する研究発表会 1989年11月(東京)
綿貫 孝司 佐藤 一弘	環境放射線モニタリングシステムの整備	群馬県産業公害防止対策連絡協議会、 第10回公害防止対策事例研究発表会 1990年2月(前橋)

5. 特許申請及び登録

氏名	標題	年月日
福田 勝男		
三戸 規生		1984年3月29日申請
菊地 順彦*	放射性核種を含む廃棄物の処理方法	1988年3月16日登録
藤井 雅則*		国内特許 No. 2157062
栗林 寿*		
中森 敏隆*		
*三機工業(株)		

6. 受託調査・研究

相手方	標題	実施課室名
科学技術庁	放射性同位元素取扱施設に係る公衆の線量当量評価法等の調査研究	放射線管理第1課
科学技術庁	極低レベル固体廃棄物合理的処分安全性実証試験	放射線管理第1課, 放射性汚染処理第1課, 線量計測課
科学技術庁	放射性廃棄物等の再利用に係わる基準整備のための調査	放射性汚染処理第1課
科学技術庁	緊急時航空機サーベイシステムの調査	線量計測課
動力炉・核燃料開発事業団(東海)	臨界事故時における被曝線量評価法に関する調査 (Ⅲ)	線量計測課
東洋汎紙株式会社	ダストモニター用ろ紙の特性調査	放射線管理第1課
中国塗料株式会社	原子力施設用汚染防護塗料の耐汚染性及び除染性に関する調査	放射性廃棄物処理課

7. 講師招へい(講演)

講演者	機関名	題目	講演年月日	招へい課室
		今年度講師招へいなし		

8. 所外研修コースへの協力

コース名	講師人数(延)	コース名	講師人数(延)
放射線計測協会		(財)原子力施設デコミッショニング研究協会	
放射線管理入門講座	5	原子力施設デコミッショニング技術講座	1
放射線管理・計測講座	2		
放射線作業者教育	3		
原子力教養講座	1		
青森県			
緊急時環境モニタリング 研修会	1		
運輸省運輸政策局			
放射性物質安全輸送講習会	1		
(財)原子力安全技術センター			
第2種RI主任者指定講習	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)
RI・原子炉研修所 〔原子炉研修部門〕			
一般課程(第46回)	講義	8単位	6
保健物理専門課程(第21回)、 放射線防護専門課程(第8回)	講義 実験 実習 講義 実験	44単位 102単位 コース 27単位 164単位	24 19 20 17 20
原子炉工学専門課程(第14回) 原子力防災対策講座(第17~第18回)	講義 講義 実験	4単位 17単位 169単位	3 11 37
原子力防災講座(基礎技術) (第91~第102回)	講義	88単位	22
放射性廃棄物管理講座(第11回)	講義 実験	4単位 187単位	4 15
原子力入門講座(第16回)	講義	3単位	3
〔RI研修部門〕			
基礎課程(第220~第224回)	講義	9単位	3
専門課程(第182回) 放射線管理コース	講義 実験	5単位 4単位	4 1

編集後記

今年度から、第1章の管理編についてもSI単位での記述となった。接頭語と指標の併用に若干の不統一がみられたが、概ね良好であった。また、平成2年4月に総務部長よりだされた「文章の書き方についての全部改正について(通達)」に基づいて執筆していただいたが、周知が不十分だった点もあり不統一がみられたので、来年度の執筆に当たってはこれを参考していただくようお願い致します。

(大越記)

編集委員

委員長	岸田 昌美	(東海研究所、保健物理部次長)
委員長代理	岩田 幸生	(" , 線量計測課)
幹事	大越 実	(" , 放射性汚染処理第1課)
委員	鈴木 隆	(" , 放射線管理第1課)
	新野 二男	(" , 放射線管理第2課)
	浅野 善江	(" , 放射線管理第3課)
	鈴木 幼一	(" , 体内放射能課)
	西座 雅弘	(" , 放射性汚染処理第2課)
	田島 好弘	(高崎研究所、安全管理課)
	加部東正幸	(大洗研究所、放射線管理課)
	三嶋 一幸	(" , 放射性廃棄物処理課)
	大塚 保	(むつ事業所、施設第1課)
	上野 正幸	(" , 保安管理課)
事務局	富井 好孝	(東海研究所、保健物理業務課)
	住谷恵三郎	(" , ")
	黒羽 久善	(" , ")