

JAERI-M
92-144

保健物理－管理と研究－No.34
(1991年度)

1992年10月

東海研究所保健物理部
東海研究所バックエンド技術部
那珂研究所管理部安全管理課
高崎研究所管理部安全管理課
大洗研究所管理部放射線管理課
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

JAERI-M レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。
入手の問合せは、日本原子力研究所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広済会資料センター（〒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-M reports are issued irregularly.

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

©Japan Atomic Energy Research Institute, 1992

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. 34

(1991年度)

日本原子力研究所
東海研究所保健物理部
東海研究所バックエンド技術部
那珂研究所管理部安全管理課
高崎研究所管理部安全管理課
大洗研究所管理部放射線管理課
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

(1992年8月27日受理)

本報は、1991年度の日本原子力研究所の東海、那珂、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。

Health Physics in JAERI No. 34
(April 1, 1991 ~ March 31, 1992)

Department of Health Physics, Tokai Research Establishment
Department of Decommissioning and Waste Management,
Tokai Research Establishment
Safety Division, Naka Fusion 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 Utilities and Maintenance
Division I, Mutsu Establishment
Engine Department, Nuclear Ship Mutsu
Japan Atomic Energy Research Institute

(Received August 27, 1992)

In the annual report No. 34 (fiscal 1991) 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 improving the techniques and methods of monitoring of individuals, facilities and environment, radiation measurement instrumentation, and also of waste management and decontamination. The following works were made in the researches of radiation dosimetry, body radioactivity, airborne radioactivity and waste disposal:

For radiation dosimetry; the activity determination of various gases used for calibration of gas monitors with a long proportional counter, a calculation of effective dose for external photon exposure based on the ICRP's 1990 recommendations, and the proposal of new models for shouldered survival curves, dose-response relationship and a generalized form of dose-response relationship.

For body radioactivity; the theoretical study for correction of plutonium chest counting data (IV), the biological dosimetry for exposures to low levels of neutron dose (II) and the JAPAN-USSR scientific cooperation in radiation medicine.

For airborne radioactivity and waste disposal; an estimation of the amount of a generated dust from accidental falling of a radwaste cask, a safety verification test of rational disposal of very low level radioactive solid wastes and the residual radioactivity in the materials of scientific and industrial instruments.

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

まえがき

本報告書は、1991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部門に分けて記述した。

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、1990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。

1991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、個人被ばく線量当量の管理、施設の放射線管理、放射線計測、放射性廃棄物の処理・保管に関する技術の開発を継続して行った。

研究業務については、1990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、トリチウムの環境影響評価に関する研究等を実施したほか、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継続して行った。

(押野昌夫)

東海研究所保健物理部

押野昌夫(142)

(次) 備後一義

保健物理業務課

富井好孝(7)

放射線管理第1課

山本峯澄(17)

- 管理総括係
- 管理技術係
- 環境監視第1係
- 環境監視第2係
- 試料分析係

放射線管理第2課

片桐 浩(28)

- 研究室管理係
- 加速器管理係
- ホットラボ管理係
- 研究炉管理第1係
- 研究炉管理第2係
- RI製造施設管理係
- 再処理施設管理係

放射線管理第3課

池沢芳夫(30)

- 廃棄物処理施設管理係
- 動力炉管理係
- 臨界・安全施設管理係
- 燃料試験施設管理係
- NUCEF管理係

体内放射能課

須賀新一(8)

- 化学分析係
- 物理測定係
- 開発グループ

- 外部被曝測定係
- 被曝データ管理係
- 放射線監視計測器係
- 計測係
- 校正係
- 開発グループ

線量計測課

南 賢太郎(16)

- 業務係
- 計画管理係
- 運搬貯蔵係
- 液体廃棄物係
- 固体廃棄物係
- 汚染除去係
- 技術係

放射性汚染処理第1課

川上 泰(22)

- 計画管理係
- 処理第1係
- 処理第2係
- 処理第3係

放射性汚染処理第2課

進士義正(12)

那珂研究所管理部

山本 隆夫

安全管理課

岡本利夫(7)

- 保安管理係
- 放射線管理第1係
- 放射線管理第2係

高崎研究所管理部

榮 努

安全管理課

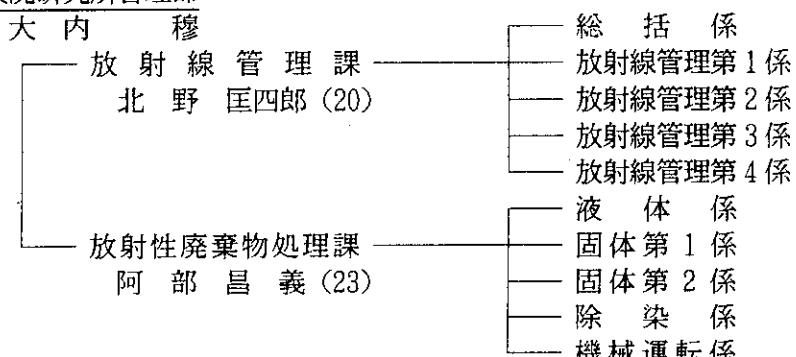
穴沢 豊(6)

- 保安管理係
- 放射線管理第1係
- 放射線管理第2係

1992年3月31日現在

() 内職員数

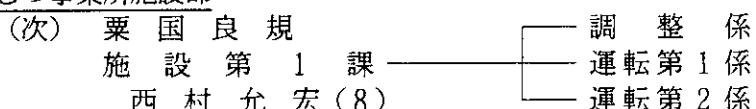
大洗研究所管理部



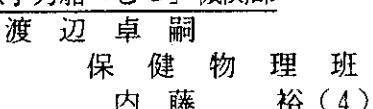
むつ事業所管理部



むつ事業所施設部



原子力船「むつ」機関部



March 31, 1992

(): Number of Personnel

Department of Health Physics, Tokai Research Establishment (142)

- Health Physics Administration Division (7)
- Radiation Control Division I (17)
- Radiation Control Division II (28)
- Radiation Control Division III (30)
- Bioassay Division (8)
- Radiation Dosimetry Division (16)
- Waste Disposal and Decontamination Division I (22)
- Waste Disposal and Decontamination Division II (12)

Department of Administrative Services,
Naka Fusion Research Establishment

Safety Division (7)

Department of Administrative Services, Takasaki
Radiation Chemistry Research Establishment

Safety Division (6)

Department of Administrative Services, Oarai
Research Establishment

- Radiation Control Division (20)
- 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 (8)

Engine Department, Nuclear Ship Mutsu

Health Physics Division (4)

目 次

1. 管 理

1 A 東海研究所

1 A. 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	10
A. 1. 4 放射性廃棄物の保管廃棄量	21
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	24
A. 1. 7 放射性同位元素の保有状況	24
1 A. 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測定	35
A. 2. 4 個人被ばくデータの管理と登録	38
1 A. 3 施設の放射線管理	39
A. 3. 1 概 要	39
A. 3. 2 JRR-3照射利用設備の点検整備作業時の放射線管理	40
A. 3. 3 JPDR解体作業（第6期）における放射線管理	43
A. 3. 4 電子計算機を用いたコンクリートケーブの遮蔽計算の検討	47
A. 3. 5 燃料試験施設セル除染作業時の放射線管理	50
A. 3. 6 WASTEFにおけるオフガス処理系機器更新作業時の放射線管理	54
A. 3. 7 再処理地区における放射線モニタ集中監視装置の整備	57
A. 3. 8 NUCEFの放射線管理設備	61
1 A. 4 環境放射能の管理	66
A. 4. 1 概 要	66
A. 4. 2 環境放射線のモニタリング	67
A. 4. 3 環境試料のモニタリング	75
A. 4. 4 排気、排水及び環境試料の化学分析	85
1 A. 5 放射線計測器等の管理	87
A. 5. 1 概 要	87

A.5.2 サーベイメータ等の管理	87
A.5.3 放射線モニタ等の管理	89
A.5.4 放射線管理試料の計測	91
1 A.6 放射性廃棄物管理及び汚染除去	93
A.6.1 概要	93
A.6.2 放射性廃棄物の管理	94
A.6.3 汚染除去	101
A.6.4 廃棄物処理施設の整備	103
 1 B 高崎研究所	
1 B.1 放射線管理	111
B.1.1 概要	111
B.1.2 個人被ばく線量当量の管理	111
B.1.3 施設の放射線管理	112
B.1.4 環境放射線の管理	113
B.1.5 放射線計測器の管理	113
 1 C 大洗研究所	
1 C.1 総括	118
C.1.1 概要	118
C.1.2 管理区域	119
C.1.3 排気及び排水の管理データ	120
C.1.4 放射性廃棄物の保管廃棄量	124
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実効線量当量	125
C.1.6 放射性汚染及び被ばく	126
C.1.7 放射性同位元素の保有状況	126
1 C.2 個人被ばく線量当量の管理	128
C.2.1 概要	128
C.2.2 外部被ばく線量当量の管理	128
C.2.3 内部被ばく線量当量の管理	130
1 C.3 施設の放射線管理	131
C.3.1 概要	131
C.3.2 エチレングリコールによるトリチウム採取試料の計測上の問題	132
C.3.3 廃液中の ¹⁴ C濃度測定	134
1 C.4 環境放射能の管理	137
C.4.1 概要	137

C.4.2 環境放射線のモニタリング	137
C.4.3 環境試料のモニタリング	139
1 C.5 放射線計測器の管理	143
C.5.1 概 要	143
C.5.2 サーベイメータ等の管理	143
C.5.3 放射線モニタ等の管理	144
1 C.6 放射性廃棄物管理及び汚染除去	145
C.6.1 概 要	145
C.6.2 放射性廃棄物管理	146
C.6.3 汚染除去	152
C.6.4 廃棄物処理施設の整備	154
 1 D むつ事業所	
1 D.1 放射線管理	158
D.1.1 概 要	158
D.1.2 個人被ばく線量当量の管理	159
D.1.3 施設の放射線管理	164
D.1.4 環境放射能の管理	165
D.1.5 放射線計測器の管理	174
1 D.2 放射性廃棄物の管理	175
D.2.1 概 要	175
D.2.2 放射性廃棄物の管理	176
 1 E 原子力船「むつ」	
1 E.1 放射線管理	177
E.1.1 概 要	177
E.1.2 個人被ばく線量当量の管理	178
E.1.3 施設の放射線管理	179
E.1.4 放射線計測器の管理	182
1 E.2 放射性廃棄物の管理	183
E.2.1 概 要	183
E.2.2 放射性廃棄物の管理	183
 1 F 那珂研究所	
1 F.1 放射線管理	191
1 F.1.1 概 要	191

F. 1.2 個人被ばく線量当量の管理	192
F. 1.3 施設の放射線管理	193
F. 1.4 環境放射線の管理	193
F. 1.5 放射線計測器の管理	193
 2. 技術開発	
2. 1 個人被ばく線量当量の管理	197
2. 1. 1 概要	197
2. 1. 2 レーザー励起ルミネセンス型ウラン測定装置による尿中ウラン分析	198
2. 1. 3 フォールアウト ¹³⁷ Cs 体内量測定 -1990, 1991年度-	202
2. 1. 4 原研IV型フィルムバッジの性能	204
2. 1. 5 個人線量測定用ガラス線量計の基本特性	207
2. 2 施設の放射線管理	212
2. 2. 1 概要	212
2. 2. 2 JPDR解体実地試験における作業者の線量分布	213
2. 2. 3 排気用高性能エアフィルタに捕集されたβ核種 (³² P)の放射能評価	216
2. 2. 4 活性炭素繊維フィルタの放射性硫化水素ガス (H ₂ ³⁵ S)に対する捕集効率測定 ..	219
2. 3 放射線計測	223
2. 3. 1 概要	223
2. 3. 2 EXRADIN 社製電離箱検出器の特性	224
2. 3. 3 ³ H/ ¹⁴ Cサーベイメータの特性	226
2. 3. 4 β線表面汚染検査計のエネルギー特性	229
2. 3. 5 衣服及び手袋によるβ線の遮蔽効果	232
2. 3. 6 各種材料の熱中性子散乱	234
2. 3. 7 33 ℥大型BF ₃ カウンタの校正	238
2. 3. 8 体表面モニタの校正法	241
2. 3. 9 ²⁵² Cf 重水減速球の製作	244
2. 4 放射性廃棄物の処理	247
2. 4. 1 概要	247
2. 4. 2 放射性廃棄物データ管理システムの開発 (IV)	248
2. 4. 3 触媒燃焼によるイオン交換樹脂の減容処理試験	250
2. 4. 4 旧β・γ焼却装置の撤去	253
2. 4. 5 蒸発装置カランドリアの腐食状況調査	256
 3. 研究	
3. 1 放射線計測	261

3.1.1	概要	261
3.1.2	長軸比例計数管による放射性ガスの定量	262
3.1.3	ICRP1990年勧告に基づいた光子外部被ばくに対する実効線量の計算	265
3.1.4	肩のある生存曲線の新しいモデル	268
3.1.5	線量-反応関係の新しいモデル	271
3.1.6	一般化した線量-反応関係の新しいモデル	273
3.1.7	両混成用紙の開発と放射線防護体系における役割	275
3.2	身体放射能	277
3.2.1	概要	277
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(IV)	278
3.2.3	低線量中性子線被ばく時の生物学的線量評価(II) — ^{252}Cf 放射線とウサギリンパ球中に誘発される二動原体染色体の発生率—	280
3.2.4	放射線医学における日ソ共同研究—1991年度—	282
3.3	環境放射線管理技術	284
3.3.1	概要	284
3.3.2	極低レベル固体廃棄物合理的処分安全性実証試験(1991年度)	285
3.3.3	理学工業機器に対する残留放射能の影響(IV)	286

付録

1.	外部投稿	287
2.	JAERI-Mレポート	289
3.	所内資料	290
4.	口頭発表及び講演	293
5.	特許申請及び登録	298
6.	受託調査・研究	298
7.	講師招へい(講演)	299
8.	所外研修コースへの協力	299
9.	所内研修コースへの協力	300

Contents

1. Monitoring and Maintenance

1A Tokai Research Establishment	
1A.1 General	1
A.1.1 Summary	1
A.1.2 Controlled Areas	2
A.1.3 Release of Radioactive Gaseous and Liquid Wastes	10
A.1.4 Storage Quantity of Radioactive Wastes	21
A.1.5 Effective Dose due to Radioactive Noble Gases and Liquid Effluents in Environment	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	35
A.2.4 Registration of Personnel Exposure	38
1A.3 Radiation Monitoring in Facilities	39
A.3.1 Summary	39
A.3.2 Radiation Monitoring for the Maintenance Work of Irradiation Facilities at JRR-3	40
A.3.3 Radiation Monitoring on the Decommissioning of JPDR (the 6th Period)	43
A.3.4 Investigation on Radiation Shielding Calculation of Concrete Cave by a Computer	47
A.3.5 Radiation Monitoring in Decontamination of Concrete Cells in Reactor Fuel Examination Facility	50
A.3.6 Radiation Monitoring in Renewal Work of Off-gas Treatment Equipment in WASTEF	54
A.3.7 The Preparedness of Radiation Monitor Centralize Surveillance System in Reprocessing Facilities Area ..	57
A.3.8 Radiation Monitoring System in NUCEF	61
1A.4 Environmental Monitoring	66
A.4.1 Summary	66
A.4.2 Monitoring for Environmental Radiation	67
A.4.3 Monitoring for Environmental Samples	75

A.4.4	Chemical Analysis for Released Radioactive Materials and Environmental Samples	85
1A.5	Maintenance of Monitors and Survey Meters	87
A.5.1	Summary	87
A.5.2	Maintenance of Survey Meters	87
A.5.3	Maintenance of Monitors	89
A.5.4	Measurement of Radioactivity in Samples	91
1A.6	Waste Management and Decontamination	93
A.6.1	Summary	93
A.6.2	Radioactive Waste Management	94
A.6.3	Decontamination	101
A.6.4	Maintenance and Construction of Facilities	103
1B	Takasaki Radiation Chemistry Research Establishment	
1B.1	Radiation Monitoring	111
B.1.1	Summary	111
B.1.2	Individual Monitoring	111
B.1.3	Radiation Monitoring in Facilities	112
B.1.4	Environmental Radiation Monitoring	113
B.1.5	Maintenance of Monitors and Survey Meters	113
1C	Oarai Research Establishment	
1C.1	General	118
C.1.1	Summary	118
C.1.2	Controlled Areas	119
C.1.3	Releases of Radioactive Gaseous and Liquid Wastes	120
C.1.4	Management of Radioactive Waste Package	124
C.1.5	Environmental Dose due to Radioactive Noble Gases and Liquid Effluents	125
C.1.6	Radiological Incidents	126
C.1.7	Inventory of Radioisotopes	126
1C.2	Individual Monitoring	128
C.2.1	Summary	128
C.2.2	Monitoring for External Exposure	128
C.2.3	Monitoring for Internal Exposure	130
1C.3	Radiation Monitoring in Facilities	131
C.3.1	Summary	131
C.3.2	Untouched Subject of Measurement of Tritium Pick Sample with Ethylene Glycol	132
C.3.3	Measurement of ^{14}C in Liquid Wastes	134

1C.4 Environmental Monitoring	137
C.4.1 Summary	137
C.4.2 Monitoring for Environmental Radiation	137
C.4.3 Monitoring for Environmental Samples	139
1C.5 Maintenance of Monitors and Survey Meters	143
C.5.1 Summary	143
C.5.2 Maintenance of Survey Meters	143
C.5.3 Maintenance of Monitors	144
1C.6 Waste Management and Decontamination	145
C.6.1 Summary	145
C.6.2 Radioactive Waste Management	146
C.6.3 Decontamination	152
C.6.4 Maintenance and Construction of Facilities	154
1D Mutsu Establishment	
1D.1 Radiation Control	158
D.1.1 Summary	158
D.1.2 Individual Monitoring	159
D.1.3 Radiation Monitoring in Facilities	164
D.1.4 Environmental Monitoring	165
D.1.5 Maintenance of Monitors and Survey Meters	174
1D.2 Waste Management	175
D.2.1 Summary	175
D.2.2 Radioactive Waste Management	176
1E Nuclear Ship Mutsu	
1E.1 Radiation Monitoring	177
E.1.1 Summary	177
E.1.2 Individual Monitoring	178
E.1.3 Radiation Monitoring in Facilities	179
E.1.4 Maintenance of Monitors and Survey Meters	182
1E.2 Waste Management	183
E.2.1 Summary	183
E.2.2 Radioactive Waste Management	183
1F Naka Fusion Research Establishment	
1F.1 Radiation Monitoring	191
F.1.1 Summary	191
F.1.2 Individual Monitoring	192
F.1.3 Radiation Monitoring in Facilities	193
F.1.4 Monitoring for Environmental Radiation	193

F.1.5 Maintenance of Monitors and Survey Meters	193
2. Technical Development	
2.1 Monitoring for Personnel Exposure	197
2.1.1 Summary	197
2.1.2 Application of Laser-induced Luminescence System for Uranium Analysis in Urine	198
2.1.3 Measurement of Fallout ^{137}Cs in Human Body - in FY 1990, 1991 -	202
2.1.4 Dosimetric Performance of JAERI Film Badge Type IV	204
2.1.5 Characteristics of Glass Dosimeter for Personal Monitoring	207
2.2 Radiation Monitoring in Facilities	212
2.2.1 Summary	212
2.2.2 Dose Distribution of Workers at Actual Dismantling of JPDR	213
2.2.3 Estimation of ^{32}P Activity Collected on Exhaust Air HEPA Filter	216
2.2.4 Evaluation on H_2 ^{35}S Collection Efficiency of Activated Carbon Fiber Filter in Air Effluent Monitoring	219
2.3 Radiation Measurement Instrumentation	223
2.3.1 Summary	223
2.3.2 Characteristic of EXRADIN Ionization Chamber	224
2.3.3 Characteristic of $^{3}\text{H}/^{14}\text{C}$ Survey Meter	226
2.3.4 Energy Response of β -ray Survey Meter for Surface Contamination Inspection	229
2.3.5 Beta Ray Attenuation Effect of Clothes and Gloves	232
2.3.6 Thermal Neutron Scattering of Various Materials	234
2.3.7 Calibration of 33 ℓ Large BF_3 Counter	238
2.3.8 Calibration of Method Personal Surface Contamination Monitor	241
2.3.9 Construction of a Spherical D_2O -moderated ^{252}Cf Source ..	244
2.4 Waste Management and Decontamination	247
2.4.1 Summary	247
2.4.2 Development of the Computer System for Radwaste Management (IV)	248
2.4.3 Volume Reduction Experiment of Ion Exchange Resins by Catalytic Incineration	250
2.4.4 Dismantling of Low Active $\beta\gamma$ Solid Waste Incinerator ..	253

2.4.5 Investigation on Corrosion of Calandria in Evaporator ..	256
3. Research	
3.1 Radiation Dosimetry	261
3.1.1 Summary	261
3.1.2 Gaseous Activity Determination with a Long Proportional Counter	262
3.1.3 Calculation of Effective Dose for External Photon Exposure Based on ICRP's New Recommendations	265
3.1.4 A New Model of Shouldered Survival Curves	268
3.1.5 A New Model of Dose-response Relationship	271
3.1.6 A New Model of Generalized Forms of Dose-response Relationship	273
3.1.7 A Role of Hybrid Hybrid Paper in Radiation Protection ..	275
3.2 Body Radioactivity	277
3.2.1 Summary	277
3.2.2 Theoretical Study for Correction of Plutonium Chest Counting Data (IV)	278
3.2.3 Biological Dosimetry for Exposures to Low Levels of Neutron Dose II - The Relationship between Radiation Dose of ^{252}Cf and Dicentric Yields Induced in Rabbit Lymphocytes -	280
3.2.4 Japan-USSR Scientific Cooperation in Radiation Medicine - in FY 1991 -	282
3.3 Airborne Radioactivity and Waste Disposal	284
3.3.1 Summary	284
3.3.2 Safety Verification Test of Rational Disposal of Very Low Level Radioactive Solid Wastes	285
3.3.3 Effects of Residual Radioactivity on Scientific and Industrial Instruments	286
Appendix	
1. Journal Papers	287
2. Papers Published as JAERI-M Report	289
3. Papers Published as Internal Report	290
4. Oral Presentations	293
5. Patents	298
6. Entrusted Works	298
7. Lectures by Outside Persons	299
8. Training Courses for Outside Organizations	299
9. Training Courses in JAERI	300

1 A 東海研究所

1 A. 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1990年度に引き続いて滞りなく実施した。また、設備、機器等の新設、更新を計画的に進めて、機能の充実と管理の効率化に努めた。

区域放射線管理については、JRR-2における熱遮蔽軽水漏洩原因調査、JRR-3の改造後初の定期検査、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、大型放射光施設に関する安全評価、軽水炉将来技術開発計画に関する照射後試験施設の閉じ込め設備の設計検討等に協力するなど、放射線管理業務の支援を行った。

放射線業務従事者の個人被ばく線量当量については、実効線量当量及び組織線量当量とも線量当量限度及び保安規定等に定められた警戒線量当量を超える被ばくはなかった。1991年度における外部被ばくによる実効線量当量は、最大8.7mSv、平均0.09mSvであり、内部被ばくについては、被検者全員について有意な体内汚染は検出されなかった。放射線業務従事者(4,043人)の集団実効線量当量は、363.7人・mSvであった。

1991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 $0.77\mu\text{Sv}$ (JRR-2南西方向の周辺監視区域境界)、液体廃棄物に起因する年間の実効線量当量が $0.83\mu\text{Sv}$ であり、原子炉施設保安規定に定められている年間の線量目標値 $50\mu\text{Sv}$ を十分下回った。

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、1991年度は再処理地区施設の放射線モニタ集中監視システムの整備を実施するとともに、同システムの標準化について検討した。

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、1991年度には約 1100m^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講座、新入職員訓練、放射線作業従事者訓練などに講師及び実習指導員として協力したほか、各作業現場における放射線作業者の安全教育訓練を積極的に行った。

(松井 浩)

A.1.2 管理区域

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

1991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63件、第2種管理区域6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（6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、1992年3月31日現在）

施 設 名	範 囲	注) 適用規定
第 3 研 究 棟	020号室（RI庫）、2階東側半分、3階東側半分	⑥ ⑨
第 4 研 究 棟	地下1階：廃液タンク室	⑥ ⑨
	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	2階：202、204、206号室、第1貯蔵室	⑥ ⑨
タ ン デ ム 加 速 器 建 屋	地下1階：照射室、ホット測定室、汚染検査室	⑥ ⑨
	1階：ホット化学実験室、RI貯蔵庫、核燃料保管庫 地下1階から2階までの階段、廃液タンク、 廃棄物一時保管場所	
セ ラ ミ ッ ク 特 研	6、7、13、14、15、16、17、18、19、20号室、廃液 貯槽室	⑥ ⑨
冶 金 特 研	5、6、7、8、9、10、11、12、13、14、15、16、17、 18号室、RI貯蔵室、核燃料貯蔵室、廃液貯槽室、廃 棄物保管室、排風機室、RI貯蔵室から玄関までの廊 下	⑥ ⑨
J R R - 1	汚染検査室、更衣室、実験室1～3 廃棄物保管室、炉室地下（サブパイル室）	原 ⑥ ⑨

施 設 名	範 围	注) 適用規定
ホ ッ ト ラ ボ	地階：汚染検査室，排風機室，廃液貯槽室，ホットストレージ，シリンダー室 1階：汚染検査室，冶金ケーブ，モニタリングケーブ，鉛セル，SEセル，化学ケーブ，ジュニアセル，セミホットセル，サービスルーム，操作室，マニプレータ修理室，汚染除去室，測定室，ログマン室，グラファイトラボ 2階：全域	原 使 放
J R R - 2	炉室，制御室，燃料要素貯蔵庫，エアロック，ロッカー室と炉室の間の廊下，実験準備室南側化学実験エリア，炉室入口より通じる作業衣掛場に隣接する区域及びロッカー室に隣接する区域	原 使 放
炉 管 理 部 格 納 庫	全域	
核 燃 料 倉 庫	1階：2, 3, 4, 5, 6, 7, 8号室，廃棄物保管室，更衣室，廊下 2階：ホット機械室 地階：廃液貯槽室	④
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 使 少
R I 製 造 棟	201, 202, 203, 204, 205, 206, 207, 208, 209, 210, 211, 212, 213, 214, 215, 216, 302, 303, 304, 305, 307, 309, 310, 311, 312, 313号室，300番台地下室，廊下全域，401, 402, 403, 404, 405, 406, 407号室，400番台地階タンク室，502号室(地階)，ホット排水管地下ダクト，602, 604号室，300エリアと600エリア間の廊下，600番台地下室	原 放
J R R - 3	炉室，エアロック，使用済燃料貯槽室及び同地階，燃料管理施設及び同地階，廃棄物保管室，器材室，シャワー室，放管測定室，資材室，便所，汚染検査室	原 使 放

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

施 設 名	範 围	注) 適用規定
廃棄物処理処分開発棟	大実験室, 小実験室, 供試体制作室, 中実験室, 測定室, RI貯蔵庫	⑩
フ ッ 素 実 驗 室	N-3, N-4, S-3, S-4, S-5, S-6 暗室, 汚染検査室, 廊下	⑩ ④
液体廃棄物処理施設	汚染検査室, 低レベル蒸発処理装置室 1階及び 2階の全域, 中レベル蒸発処理装置室の 1階, 2階及び地階の全域, 分析室, 化学実験室, 計測室, 低レベル廃液貯槽室, 中レベル廃液貯槽室, 廃液格納庫, 受入検査室, 処理済廃液貯槽, 屋外フェンスで囲まれた区域内	⑩ ⑪ ⑫
固体廃棄物処理施設	汚染検査室, 圧縮処理室, 解体処理室, 極低レベル固体廃棄物焼却処理装置建家, 屋外フェンスで囲まれた区域内	⑩ ⑪ ⑫
固体廃棄物一時保管棟	汚染検査室, 固体廃棄物処理付帯作業室, 固体廃棄物一時保管棟, 排風機室, 機械室	⑪ ⑫
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	⑩ ⑪ ⑫
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, 熱媒ボイラ室 2階: クレーンホール, アスファルト溶解室 地階: 地階操作室, ホット機械室, 濃縮セル, ドラム詰室, ポンプ室, 固化準備室, コンクリート注入室, 凝縮水貯槽室, 前処理室, 処理前廃液貯槽室, 固化系機械室, 地下ホール, 中高レベルサンプタンク	⑩ ⑪ ⑫
汚 染 除 去 場	チェンジング室, ホット実験室, 測定室, 器材室, 除染室, 除染ホール, 衣料分別室, 衣料除染室, 衣料汚染度測定室, 検査室, 衣料整理室	⑩ ⑪ ⑫

施 設 名	範 围	注) 適用規定
廃棄物安全試験施設	居室を除く区域	使 放
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	原 放 少
T C A	第1貯蔵室, 第2貯蔵室, 燃料貯蔵室, 作業室, 炉室1階及び地階, 作業室と炉室との間, 汚染検査室	原 放 少
保障措置技術開発試験室	地階実験室	少
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	放 少
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 タービン建屋: 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	原 放
N S R R	燃料棟: 大実験室, 校正室, 組立検査室, 燃料保管室, 試験検査室 制御棟: 更衣室, サンプリング室, 燃料棟から更衣室までの廊下	原 使 放

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

注) ④：放射線障害予防規定、⑤：原子炉施設保安規定、⑥：核燃料物質使用施設等保安規定、

⑤：少量核燃料物質使用施設等保安規程

Table A.1.2-2 第2種管理区域

(東海研究所, 1992年3月31日現在)

施 設 名	範 囲	(注) 適用規定
第 2 研 究 棟	地階: 041, 042, 043, 044, 045, 047号室 1階: 102, 109, 118, 120, 134, 136, 138号室 2階: 230, 232号室 3階: 342, 344号室	⑥ ⑨
第 3 研 究 棟	地階: 047	⑥ ⑨
第 4 研 究 棟	地下1階: 共同溝(A), (B), (C)	⑥ ⑨
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	⑥ ⑨
超 高 壓 電 顕 建 家	高圧タンク室, 地下全室	⑥
核 物 理 特 研	ターゲット室, マグネット室, 3, 5, 7, 9, 11, 15, 17, 23, 25号室, RI貯蔵庫	⑥
2 M V . V . D . G	ターゲット室, マグネット室	⑥
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, 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)	⑥ ⑨
使 用 済 燃 料 貯 蔵 施 設	監視室, 更衣室及び機械室を除く区域	原
工 作 工 場	特殊作業室	⑥ ⑨
J F T - 2 建 家	大実験室, 建家外東側区域, 設備補機室	⑥ ⑨
⁶⁰ Co 照 射 室	照射ケーブ室, 物理実験室, (開放研究室)	⑥ ⑨
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, 試料室, 排風機室, 屋上, 周辺棚内	⑥ ⑨
材 料 試 験 室	5号室	⑥
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	⑥ ⑨
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, LAX-1実験室	⑥ ⑨

施 設 名	範 围	注) 適用規定
機 械 化 工 特 研	水-空気二相流ループ実験装置室	放
開 発 試 験 室	制御室, 建家北側の屋外のフェンスで囲まれた区域内, 第1実験室, 第2実験室	原 放 少
原 子 炉 特 研	034, 122, 130, 132, 134号室	放 少
J R R - 2	燃料貯蔵庫	原 使
J R R - 3	使用済燃料貯蔵施設(北地区)	原 使
J R R - 3 実験利用棟	1階: 大型廃棄物保管庫 地下1階: 共同溝 2階: ビームホール	原 使
J R R - 4	保管廃棄設備と屋外フェンスで囲まれた区域	原 放
R I 製 造 棟	306, 701 (R I 製造棟隣接), 点検ダクト	放 使
再処理特別研究棟	Dダクト	使
返還廃棄物受入測定	試験室, 照射室	放 少
技 術 開 発 試 験 棟		
廃棄物処理処分開発棟	コントロール室	放
液体廃棄物処理施設	屋外フェンスで囲まれた区域内	使
固体廃棄物一時保管棟	屋外フェンスで囲まれた区域内	使
第2廃棄物処理棟	1階: トランクエリア, 屋外フェンスで囲まれた区域内 地階: 共通ダクト, 配管トレーニング	原 使 放
第1保管廃棄施設	屋外フェンスで囲まれた区域内	原 使 放
第2保管廃棄施設	屋外フェンスで囲まれた区域内	原 使 放
廃棄物安全試験施設	2階: 物理実験室	放
大型再冠水実験棟	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
大型非定常ループ実験棟	N ₂ ボンベ置場, コンプレッサー脱湿器, 大実験室, 吹抜部分	放
二相流ループ実験棟	実験室	放
職 員 診 療 所	X線撮影室	

注) 放: 放射線障害予防規定, 原: 原子炉施設保安規定, ④: 核燃料物質使用施設等保安規定,

④: 少量核燃料物質使用施設等保安規程

A.1.3 排気及び排水の管理データ

(1) 放出放射性塵埃及びガス

1991年度に各施設から放出された放射性塵埃及びガスの核種別の年間平均濃度と年間放出放射能をTable A.1.3-1に示す。各施設からの放出量及び年間平均濃度は、いずれも保安規定、放射線障害予防規定等に定められている放出基準値を超えていなかった。

(2) 放射性廃液

1991年度に各施設から放出された放射性廃液の処理区分別の放射能、廃液量及び各施設からの放出放射能と排水溝の流量から求めた排水溝別の1日平均濃度及び3ヶ月平均濃度の最大値、年間放出放射能をTable A.1.3-2に示す。各排水溝からの放出量、1日平均濃度等は、いずれも、保安規定、放射線障害予防規定に定められている放出基準値を超えていなかった。

(3) 放出管理目標値との比較

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

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

これらの値は、いずれも管理目標値を十分に下回っている。

(吉田 菊夫)

Table A.1.3-1 各施設から放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, 1991年度)

項目 施設名	放射性塵埃			放射性ガス		
	核種	年間放出放射能(Bq)	年間平均濃度(Bq/cm ³)	核種	年間放出放射能(Bq)	年間平均濃度(Bq/cm ³)
第3研究棟	全β	—	< 5.1×10 ⁻¹⁰	³ H	4.3×10 ⁹	7.8×10 ⁻⁶
	²⁴¹ Am	0	< 4.2×10 ⁻¹⁰			
	⁶⁰ Co	0	< 5.1×10 ⁻¹⁰			
	¹³¹ I	0	< 8.8×10 ⁻⁹			
	³⁸ Cl	1.7×10 ⁷	< 2.3×10 ⁻⁸			
第4研究棟	全β	—	< 5.1×10 ⁻¹⁰	³ H	4.3×10 ⁹	7.8×10 ⁻⁶
	²⁴¹ Am	0	< 4.2×10 ⁻¹⁰			
	⁶⁰ Co	0	< 2.1×10 ⁻⁹			
	¹⁴ C	4.2×10 ⁹	7.7×10 ⁻⁶			
	⁷⁵ Se	1.3×10 ⁵	< 8.4×10 ⁻¹⁰			
放射線標準施設棟	¹³¹ I	1.3×10 ⁵	< 1.6×10 ⁻⁹	³ H	4.3×10 ⁹	7.8×10 ⁻⁶
	全β	—	< 6.1×10 ⁻¹⁰			
	²⁴¹ Am	0	< 5.1×10 ⁻¹⁰			
冶金持研	⁶⁰ Co	0	< 6.1×10 ⁻¹⁰	³ H	4.3×10 ⁹	7.8×10 ⁻⁶
	全β	—	< 1.3×10 ⁻¹⁰			
	²³⁷ Np	0	< 1.0×10 ⁻¹⁰			
セラミック持研	⁶⁰ Co	0	< 1.3×10 ⁻¹⁰	HTO HT	6.0×10 ⁸ 0	< 9.2×10 ⁻⁶ < 9.2×10 ⁻⁶
	全β	—	< 1.3×10 ⁻¹⁰			
	全α	0	< 1.0×10 ⁻¹⁰			
タンデム加速器	⁶⁰ Co	0	< 1.3×10 ⁻¹⁰	³ H	4.3×10 ⁹	7.8×10 ⁻⁶
	全β	—	< 1.3×10 ⁻¹⁰			
	²³⁷ Np	0	< 1.0×10 ⁻¹⁰			
リニアック	⁶⁰ Co	0	< 1.3×10 ⁻¹⁰	¹³ N ¹⁵ O	1.6×10 ¹¹ 1.1×10 ¹¹	1.1×10 ⁻³ 7.8×10 ⁻³
	全β	—	—			
	²³⁸ Pu	0	< 1.0×10 ⁻¹⁰			
ホットラボ	¹³⁷ Cs	0	< 1.3×10 ⁻¹⁰	⁸⁵ Kr	5.7×10 ⁹	< 6.7×10 ⁻³
	¹²⁵ Sb	9.2×10 ⁶	3.4×10 ⁻⁸			
	副排気口	全β	—			
JRR-1	¹³⁷ Cs	0	< 1.3×10 ⁻¹⁰	³ H	4.3×10 ⁹	7.8×10 ⁻⁶
	全β	—	< 5.4×10 ⁻¹⁰			
	⁶⁰ Co	0	< 1.7×10 ⁻⁹			
JRR-2	全β	—	< 7.4×10 ⁻¹⁰	³ H ⁴¹ Ar	2.1×10 ¹¹ 6.3×10 ¹²	4.1×10 ⁻⁴ 1.2×10 ⁻²
	全α	—	< 5.9×10 ⁻¹⁰			
	⁶⁰ Co	0	< 2.7×10 ⁻⁹			
	⁸² Br	4.7×10 ⁵	< 1.6×10 ⁻⁸			
	¹³¹ I	2.3×10 ⁵	< 2.6×10 ⁻⁹			
	¹³³ I	3.2×10 ⁴	< 3.1×10 ⁻⁹			
	¹⁹⁷ Hg	3.0×10 ⁴	< 1.5×10 ⁻⁹			
	²⁰³ Hg	2.2×10 ⁴	< 1.3×10 ⁻⁹			
	³⁸ Cl	4.0×10 ⁷	< 4.1×10 ⁻⁷			
開発試験室 VHTRC	¹³⁸ Cs等	—	—			
	全β	—	< 3.2×10 ⁻⁹	³ H	4.3×10 ⁹	7.8×10 ⁻⁶
	全α	—	< 2.5×10 ⁻⁹			
	⁶⁰ Co	0	< 9.6×10 ⁻⁹			
	¹³¹ I	0	< 1.4×10 ⁻⁸			

項目 施設名	放射性塵埃			放射性ガス		
	核種	年間放出 放射能 (Bq)	年間平均濃度 (Bq/cm ³)	核種	年間放出 放射能 (Bq)	年間平均濃度 (Bq/cm ³)
開発試験室 同位体分離実験室	全 β 全 α ^{234}U	— — 0	$< 2.3 \times 10^{-10}$ $< 1.7 \times 10^{-10}$ $< 1.7 \times 10^{-10}$	—	—	—
R I 製造棟	200 番 全 β ^{35}S ^{137}Cs	— 4.5×10^7 0	$< 5.3 \times 10^{-10}$ $< 1.8 \times 10^{-7}$ $< 1.7 \times 10^{-9}$	^3H	3.7×10^8	$< 5.8 \times 10^{-5}$
	300 番 全 β ^{241}Am ^{14}C ^{35}S ^{137}Cs ^{203}Hg	— 0 2.1×10^7 3.6×10^8 0 1.9×10^2	$< 3.3 \times 10^{-10}$ $< 9.9 \times 10^{-11}$ $< 8.3 \times 10^{-8}$ 1.2×10^{-6} $< 4.4 \times 10^{-10}$ $< 1.8 \times 10^{-8}$	^3H	1.7×10^9	$< 4.7 \times 10^{-5}$
	400 番 全 β ^{241}Am ^{35}S ^{137}Cs	— 0 1.8×10^8 0	$< 4.4 \times 10^{-10}$ $< 1.0 \times 10^{-10}$ 3.0×10^{-6} $< 4.4 \times 10^{-10}$	HTO HT ^{41}Ar	8.1×10^9 3.9×10^8 6.0×10^6	1.3×10^{-4} 6.1×10^{-5} $< 8.0 \times 10^{-4}$
	600 番 全 β ^{60}Co ^{82}Br ^{131}I ^{132}I ^{203}Hg	— 0 3.6×10^3 1.2×10^5 6.6×10^4 9.2×10^3	$< 4.4 \times 10^{-10}$ $< 1.0 \times 10^{-10}$ $< 2.2 \times 10^{-9}$ $< 1.9 \times 10^{-9}$ $< 5.6 \times 10^{-9}$ $< 5.2 \times 10^{-10}$	—	—	—
核燃料倉庫	全 β ^{234}U	0 0	$< 5.3 \times 10^{-10}$ $< 4.2 \times 10^{-10}$	—	—	—
JRR-3	全 β 全 α ^{60}Co ^{131}I	— — 0 0	$< 1.3 \times 10^{-10}$ $< 1.0 \times 10^{-10}$ $< 5.9 \times 10^{-10}$ $< 2.1 \times 10^{-9}$	^3H ^{41}Ar	8.3×10^{10} 2.7×10^{11}	6.8×10^{-5} $< 1.6 \times 10^{-3}$
実験利用棟第2棟	全 β ^{237}Np ^{60}Co	— 0 0	$< 1.4 \times 10^{-10}$ $< 1.1 \times 10^{-10}$ $< 5.9 \times 10^{-10}$	^3H	0	$< 3.9 \times 10^{-5}$
JRR-4	全 β 全 α ^{60}Co ^{131}I	— — 0 0	$< 5.6 \times 10^{-10}$ $< 4.1 \times 10^{-10}$ $< 2.4 \times 10^{-9}$ $< 5.9 \times 10^{-9}$	^{41}Ar	1.6×10^8	$< 5.0 \times 10^{-3}$
トリチウムプロセス研究棟	全 β ^{234}U	— 0	2.5×10^{-10} $< 9.9 \times 10^{-11}$	HTO HT	3.9×10^9 3.7×10^8	1.1×10^{-5} 1.1×10^{-6}
PC研究1棟	スタック I 全 β ^{239}Pu ^{106}Ru	— — 0 0	$< 1.7 \times 10^{-10}$ $< 7.6 \times 10^{-11}$ $< 1.7 \times 10^{-10}$	—	—	—
	スタック II・III 全 β ^{239}Pu ^{106}Ru	— — 0	$< 1.7 \times 10^{-10}$ $< 7.6 \times 10^{-11}$ $< 1.7 \times 10^{-10}$	—	—	—
再処理特研	スタック I 全 β ^{239}Pu ^{137}Cs	— — 0 0	$< 1.8 \times 10^{-10}$ $< 8.0 \times 10^{-11}$ $< 1.8 \times 10^{-10}$	^3H ^{85}Kr	0 1.0×10^9	$< 3.8 \times 10^{-5}$ $< 2.0 \times 10^{-2}$
	スタック II・III 全 β ^{239}Pu ^{137}Cs	— — 0	$< 1.8 \times 10^{-10}$ $< 8.0 \times 10^{-11}$ $< 1.8 \times 10^{-10}$	^3H	0	$< 3.8 \times 10^{-5}$

項目 施設名	放射性塵埃			放射性ガス		
	核種	年間放出放射能(Bq)	年間平均濃度(Bq/cm³)	核種	年間放出放射能(Bq)	年間平均濃度(Bq/cm³)
Pu研究2棟	^{239}Pu	0	$< 8.5 \times 10^{-11}$	—	—	—
再処理試験	^{234}U	0	$< 8.1 \times 10^{-11}$	—	—	—
	^{131}I	1.1×10^3	$< 5.2 \times 10^{-10}$	—	—	—
フッ素実験室	^{234}U	0	$< 7.6 \times 10^{-11}$	—	—	—
	^{129}I	0	$< 1.0 \times 10^{-8}$	—	—	—
	^{131}I	3.9×10^4	3.7×10^{-10}	—	—	—
ウラン濃縮研究棟	^{234}U	0	$< 8.1 \times 10^{-11}$	—	—	—
廃棄物処理処分開発棟	全 β	—	$< 7.9 \times 10^{-10}$	—	—	—
	^{137}Cs	0	$< 7.9 \times 10^{-10}$	—	—	—
汚染除去施設	全 β	—	$< 2.1 \times 10^{-10}$	—	—	—
	^{137}Cs	0	$< 6.7 \times 10^{-10}$	—	—	—
	^{241}Am	0	$< 2.2 \times 10^{-10}$	—	—	—
第1廃棄物処理棟	全 β	—	$< 2.1 \times 10^{-10}$	^3H	2.4×10^9	$< 2.3 \times 10^{-4}$
	^{125}I	2.5×10^6	$< 1.5 \times 10^{-8}$	^{14}C	3.0×10^{10}	9.7×10^{-5}
	^{137}Cs	0	$< 7.0 \times 10^{-10}$	—	—	—
	^{241}Am	0	$< 2.2 \times 10^{-10}$	—	—	—
第2廃棄物処理棟	全 β	—	$< 4.9 \times 10^{-10}$	—	—	—
	^{125}I	5.1×10^6	$< 5.9 \times 10^{-8}$	—	—	—
	^{137}Cs	0	$< 1.3 \times 10^{-9}$	—	—	—
	^{241}Am	0	$< 4.1 \times 10^{-10}$	—	—	—
圧縮処理施設	全 β	—	$< 1.1 \times 10^{-9}$	—	—	—
	^{125}I	1.4×10^6	2.3×10^{-8}	—	—	—
	^{137}Cs	0	$< 4.4 \times 10^{-9}$	—	—	—
	^{241}Am	0	$< 1.1 \times 10^{-9}$	—	—	—
液体処理施設	全 β	—	$< 2.1 \times 10^{-10}$	—	—	—
	^{137}Cs	0	$< 8.9 \times 10^{-10}$	—	—	—
	^{241}Am	0	$< 2.2 \times 10^{-10}$	—	—	—
中レベル	全 β	—	$< 2.1 \times 10^{-10}$	—	—	—
	^{137}Cs	0	$< 8.9 \times 10^{-10}$	—	—	—
	^{241}Am	0	$< 2.2 \times 10^{-10}$	—	—	—
極低レベル焼却試験施設	全 β	—	$< 1.1 \times 10^{-9}$	^3H	3.8×10^8	$< 1.2 \times 10^{-4}$
	^{241}Am	0	$< 1.1 \times 10^{-9}$	—	—	—
	^{137}Cs	0	$< 4.1 \times 10^{-9}$	—	—	—
	^{125}I	5.6×10^4	$< 3.6 \times 10^{-9}$	—	—	—
環境シミュレーション試験棟	全 β	—	$< 5.4 \times 10^{-11}$	—	—	—
	^{137}Cs	0	$< 5.4 \times 10^{-11}$	—	—	—
WASTEF	全 β	—	$< 5.4 \times 10^{-11}$	—	—	—
	全 α	0	$< 5.4 \times 10^{-11}$	—	—	—
	^{137}Cs	0	$< 5.4 \times 10^{-11}$	—	—	—
科技庁電源特会施設	全 β	—	$< 2.3 \times 10^{-10}$	—	—	—
	^{60}Co	0	$< 2.3 \times 10^{-10}$	—	—	—

項目 施設名	放射性塵埃			放射性ガス		
	核種	年間放出放射能(Bq)	年間平均濃度(Bq/cm³)	核種	年間放出放射能(Bq)	年間平均濃度(Bq/cm³)
F C A	全 β	—	$< 2.3 \times 10^{-10}$	—	—	—
	^{60}Co	0	$< 2.5 \times 10^{-10}$			
	^{131}I	2.5×10^4	$< 8.9 \times 10^{-10}$			
	^{234}U	0	$< 2.5 \times 10^{-10}$			
	^{239}Pu	0	$< 2.5 \times 10^{-10}$			
T C A	全 β	—	$< 5.0 \times 10^{-10}$	—	—	—
	^{60}Co	0	$< 1.8 \times 10^{-9}$			
	^{131}I	0	$< 1.7 \times 10^{-9}$			
	^{234}U	0	$< 5.0 \times 10^{-10}$			
F N S	全 β	—	$< 2.3 \times 10^{-10}$	^{3}H ^{13}N	1.9×10^{10} 2.8×10^9	$< 6.0 \times 10^{-3}$ $< 7.8 \times 10^{-4}$
JPDR	原子炉 建 家	全 β	—	$< 5.6 \times 10^{-10}$	^{3}H	—
	全 α	—	$< 4.4 \times 10^{-10}$		0	$< 1.1 \times 10^{-4}$
	^{60}Co	0	$< 2.4 \times 10^{-9}$			
	燃料貯蔵 建 家	全 β	—	$< 1.8 \times 10^{-10}$	—	—
NSRR	原子炉棟	全 α	—	$< 1.6 \times 10^{-10}$	—	—
	^{60}Co	0	$< 6.4 \times 10^{-10}$			
	全 β	—	$< 2.7 \times 10^{-10}$	^{41}Ar	6.0×10^8	$< 5.3 \times 10^{-3}$
	^{131}I	0	$< 1.4 \times 10^{-9}$			
	燃料棟	全 β	—	$< 2.7 \times 10^{-10}$	—	—
燃料試験施設	^{60}Co	0	$< 1.6 \times 10^{-9}$			
	全 β	—	$< 5.9 \times 10^{-11}$	^{85}Kr	4.9×10^{11}	$< 9.3 \times 10^{-3}$
	^{106}Ru	0	$< 1.8 \times 10^{-9}$			
	^{131}I	0	$< 2.8 \times 10^{-9}$			
	^{239}Pu	0	$< 4.8 \times 10^{-11}$			

(備考) 年間放出放射能及び年間平均濃度は次の方法で算出した。

年間放出放射能： 検出限界濃度以上で放出した放射能の和。検出限界濃度未満での放出は放射能を0とした。

年間平均濃度： 年間放出放射能を、1年間連続して排気装置を運転した場合の年間総供給風量で除した値。

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 各施設から放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・放出放射能

(東海研究所 1991年度)

項目 施設名	廃液処理場へ搬出 ¹⁾		排水溝へ排水		排水溝の濃度及び放出放射能				
	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)	放出放射能 ²⁾ (Bq)	
第3研究棟	$\beta\gamma$: 4.8×10^7	3.0×10^{-3}	³ H : 9.3×10^5 ¹⁴ C : 2.6×10^8 ²² Na : 5.8×10^4 ⁵⁷ Co : 6.0×10^4 ⁶⁰ Co : 3.2×10^5 ⁸⁹ Sr : 6.7×10^4 ¹³⁷ Cs : 2.0×10^6 (3.4×10^4) ¹⁵² Eu : 1.1×10^6 ²³² Th : 7.5×10^4 (1.7×10^3)	7.2×10^1	第1排水溝	³ H, ¹⁴ C以外 : 4.0×10^{-3} (2.4×10^{-4})	2.5×10^{-5} (1.9×10^{-5})	³ H, ¹⁴ C以外 : 1.2×10^7 (7.5×10^6) ²² Na : 5.8×10^4 ⁵¹ Cr : 1.7×10^6 ⁵⁴ Mn : (5.9×10^3) ⁵⁷ Co : 6.0×10^4 ⁶⁰ Co : 3.6×10^6 : (3.5×10^6) ⁷⁵ Se : 5.6×10^3 ⁸⁹ Sr : 1.3×10^5 ⁹⁰ Sr : 1.0×10^6 ⁹⁵ Nb : 1.1×10^5 ^{99m} Tc : 1.2×10^4 ¹³¹ I : 1.6×10^5 ¹³⁷ Cs : 4.2×10^6 (3.7×10^6) ¹⁴⁰ La : 1.4×10^4 ¹⁴¹ Ce : 1.6×10^4 ¹⁵² Eu : 1.1×10^6 ²¹⁰ Pb : 2.4×10^4 ²³² Th : 5.3×10^5 (2.9×10^5) ²³⁴ U : 4.6×10^3 : (7.2×10^4) ²³⁸ U : 5.4×10^4 ²³⁷ Np : 2.5×10^4 : (1.1×10^4) ²³⁸ U : 1.7×10^4	
第4研究棟	$\beta\gamma$: 6.4×10^8 α : 7.1×10^5 ³ H : 1.4×10^8	4.9×10^1	³ H : 7.8×10^8 ¹⁴ C : 1.4×10^7 ⁶⁰ Co : 9.7×10^4 ¹³¹ I : 1.6×10^5 ¹³⁷ Cs : 4.8×10^4 (2.1×10^6) ²¹² Pb : 2.4×10^4 ²³⁵ U : 5.4×10^4 ²³² Th : 4.6×10^6 (2.8×10^6)	7.6×10^2					
放射線被曝試験棟	$\beta\gamma$: 2.9×10^7	2.5×10^{-2}	¹³⁷ Cs : (1.9×10^4) ²³² Th : (2.0×10^3)	6.5×10^0	水溝				
セラミック特研	0	0	³ H : 2.6×10^5 (1.5×10^6) ⁶⁰ Co : (1.3×10^5) ¹³⁷ Cs : (1.2×10^5) ²³⁴ U : 4.6×10^3	3.5×10^1					
冶金特研	0	0	⁶⁰ Co : (8.4×10^4) ⁹⁰ Sr : 1.5×10^5 ¹³⁷ Cs : 2.4×10^4 (6.3×10^4) ²³⁷ Np : 2.5×10^4 ²³⁸ U : 1.7×10^4	2.1×10^1					
リニアック	$\beta\gamma$: 1.4×10^8	1.0×10^{-3}	⁶⁰ Co : (8.4×10^3)	7.0×10^{-1}					
タンデム加速器	0	0	⁶⁰ Co : (1.5×10^5) ⁷⁵ Se : 5.6×10^3 ¹³⁷ Cs : 1.3×10^5 ²³⁷ Np : 9.9×10^3	3.4×10^1					
J R R - 1	$\beta\gamma$: 6.7×10^8	6.0×10^{-1}	⁵¹ Cr : 1.7×10^6 ⁸⁰ Co : 3.2×10^4 (8.7×10^4) ^{89m} Tc : 1.2×10^4 ¹³⁷ Cs : 2.2×10^4 ¹⁴⁰ La : 1.4×10^4 ¹⁴¹ Ce : 1.6×10^4	3.2×10^1					
使用済燃料貯蔵施設	0	0	³ H : (1.0×10^5) ¹³⁷ Cs : (1.6×10^4)	4.9×10^0					
N S R R	0	0	⁶⁰ Co : (1.4×10^8) ⁸⁵ Sr : 1.3×10^6 ⁸⁹ Sr : 2.9×10^5 ⁹⁵ Nb : 1.1×10^5 ¹³⁷ Cs : 1.2×10^5	3.4×10^2					

項目 施設名	廃液処理場へ搬出 ^{*1}				排水溝へ排水				排水溝の濃度及び放出放射能			
	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)	放出放射能 ^{*2} (Bq)				
科技庁電流 特会施設	$\beta\gamma : 1.2 \times 10^8$	3.7×10^0	$^{60}\text{Co} : 3.2 \times 10^6$ (1.6×10^6) $^{80}\text{Sr} : 5.1 \times 10^5$ $^{137}\text{Cs} : 2.0 \times 10^6$ (1.2×10^6)	3.7×10^2								
所外	東京大学	0	0	$^3\text{H} : 1.6 \times 10^8$ $^{54}\text{Mn} : (5.9 \times 10^3)$ $^{237}\text{Np} : (1.4 \times 10^3)$ $^{U_{nat}} : (4.8 \times 10^3)$	5.4×10^1	第 1 排 水 溝	$^3\text{H}, ^{14}\text{C}$ 以外 $: 2.4 \times 10^{-2}$ (5.1×10^{-4})	$^3\text{H}, ^{14}\text{C}$ 以外 $: 3.9 \times 10^{-4}$ (3.3×10^{-5})				
	核管セク	$\beta\gamma : 1.6 \times 10^6$	1.5×10^{-2}	$^{U_{nat}} : (4.8 \times 10^4)$	6.3×10^1							
燃料試験施設	レーザ濃縮	0	0	$^{U_{nat}} : (2.0 \times 10^4)$	2.4×10^1							
	$\beta\gamma : 1.9 \times 10^8$	1.0×10^2	0	0								
ホットラボ	$\beta\gamma : 7.8 \times 10^8$	6.2×10^1	0	0								
開発 試験室	VHTRC	0	0	$^{60}\text{Co} : (3.8 \times 10^4)$	9.1×10^0	第 2 排 水 溝	$^3\text{H}, ^{14}\text{C}$ 以外 $: 1.8 \times 10^6$ (5.6×10^7)	$^3\text{H}, ^{14}\text{C}$ 以外 $: 9.1 \times 10^4$ (2.4×10^7)				
	同位体分離実験室	0	0	$^{234}\text{U} : (1.9 \times 10^3)$	4.8×10^0							
J R R - 2	$\beta\gamma : 1.2 \times 10^7$	7.2×10^{-2}	$^3\text{H} : 3.5 \times 10^9$ (3.0×10^6)	9.0×10^1			$^3\text{H}, ^{14}\text{C}$ 以外 $: 1.3 \times 10^6$ (1.1×10^5)	$^3\text{H}, ^{14}\text{C}$ 以外 $: 4.9 \times 10^7$ (5.2×10^4)				
			$^{54}\text{Cr} : 1.0 \times 10^6$ $^{60}\text{Co} : 7.3 \times 10^5$ (6.8×10^5) $^{65}\text{Zn} : 5.3 \times 10^5$ $^{88}\text{Sr} : 7.1 \times 10^5$ $^{90}\text{Sr} : 6.1 \times 10^5$									
J R R - 3	$\beta\gamma : 5.1 \times 10^7$	3.8×10^1	$^3\text{H} : 1.8 \times 10^{10}$	4.2×10^2	第 2 排 水 溝		$^3\text{H}, ^{14}\text{C}$ 以外 $: 1.4 \times 10^6$ (1.2×10^5)	$^3\text{H}, ^{14}\text{C}$ 以外 $: 9.1 \times 10^5$ (1.2×10^4)				
			$^{51}\text{Cr} : 1.3 \times 10^8$ $^{60}\text{Co} : 1.3 \times 10^7$ (1.8×10^6) $^{65}\text{Zn} : 2.0 \times 10^6$ $^{88}\text{Sr} : 2.1 \times 10^5$ $^{95}\text{Nb} : 1.1 \times 10^5$ $^{98}\text{Mo} : 4.9 \times 10^5$ $^{99m}\text{Tc} : 5.2 \times 10^4$ $^{103}\text{Ru} : 1.4 \times 10^5$ $^{124}\text{Sb} : 9.1 \times 10^5$ $^{137}\text{Cs} : 4.8 \times 10^6$ (5.4×10^6) $^{141}\text{Ce} : 9.2 \times 10^4$ $^{181}\text{Hf} : 5.6 \times 10^5$ $^{187}\text{W} : 1.7 \times 10^5$									
実験利用棟第2棟	$^3\text{H} : 2.0 \times 10^7$	1.6×10^{-2}	$^3\text{H} : 1.3 \times 10^8$ (5.0×10^6)	1.1×10^2			$^3\text{H}, ^{14}\text{C}$ 以外 $: 1.1 \times 10^6$ (1.8×10^5)	$^3\text{H}, ^{14}\text{C}$ 以外 $: 3.3 \times 10^5$ (3.6×10^4)				
			$^{54}\text{Mn} : 9.1 \times 10^4$ $^{60}\text{Co} : 9.8 \times 10^4$ $^{65}\text{Zn} : 1.3 \times 10^5$ $^{137}\text{Cs} : (4.3 \times 10^5)$									
J R R - 4	0	0	$^3\text{H} : 1.8 \times 10^8$ $^{24}\text{Na} : 1.2 \times 10^7$ $^{51}\text{Cr} : 6.0 \times 10^6$ $^{60}\text{Co} : 1.4 \times 10^5$ (1.5×10^5) $^{137}\text{Cs} : (9.8 \times 10^5)$	4.9×10^2								

項目 施設名	廃液処理場へ搬出 ¹		排水溝へ排水		排水溝の濃度及び放出放射能			
	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)	放出放射能 ² (Bq)
R I 製造棟	$\beta\gamma$: 3.5×10^9 α : 3.0×10^5 ^3H : 3.8×10^7	2.0×10^1	^3H : 1.5×10^8 ^{32}P : 1.8×10^6 ^{85}Sr : 2.4×10^7 ^{89}Sr : 1.2×10^4 ^{137}Cs : (3.1×10^5) ^{241}Am : (2.7×10^4)	7.6×10^1		^3H : 1.5×10^0 (9.2×10^{-3})	$: 9.2 \times 10^{-2}$ (4.1×10^{-4})	^3H : 1.2×10^{11} (5.1×10^8)
核燃料倉庫	0	0	0	0		^{14}C : 8.7×10^{-1} (6.0×10^{-3})	$: 3.2 \times 10^{-2}$ (4.8×10^{-4})	^{14}C : 2.5×10^{10} (5.6×10^8)
トリチウムプロセス研究棟	0	0	^3H : 1.4×10^8	2.8×10^1				
Pu研究Ⅰ棟	0	0	^{106}Ru : (2.3×10^6) ^{239}Pu : 3.4×10^4 : (1.5×10^4)	8.7×10^1				
再処理特研	$\beta\gamma$: 4.9×10^9 α : 2.8×10^8	3.1×10^0	^3H : 9.1×10^7 (9.7×10^6) ^{89}Sr : 4.7×10^4 ^{137}Cs : 1.4×10^5 (2.9×10^5) ^{235}U : 1.1×10^4 ^{239}Pu : 3.0×10^5 : (3.2×10^5)	7.4×10^1	第 2 排 水 溝			
ウラン濃縮研究棟	0	0	^{234}U : (2.8×10^4)	6.8×10^0				
処理処分開発室	$\beta\gamma$: 4.0×10^8	1.0×10^{-2}	^{89}Sr : 7.9×10^3 ^{137}Cs : (4.6×10^4)	6.6×10^0				
フッ素実験室	0	0	^{234}U : 4.0×10^3 (2.5×10^4) ^{131}I : 5.9×10^3 (1.5×10^4)	6.4×10^0				
除染除去施設	$\beta\gamma$: 2.4×10^8	8.3×10^0	^3H : (6.2×10^6) ^{14}C : (3.0×10^6) ^{89}Sr : 1.4×10^5 ^{60}Co : (3.4×10^5) ^{137}Cs : (4.7×10^5) ^{241}Am : (2.0×10^4)	7.0×10^1				
液体処理施設	$\beta\gamma$: 1.8×10^9 ^3H : 1.0×10^{10}	2.3×10^1	^3H : 2.2×10^8 (3.8×10^8) ^{14}C : 7.9×10^7 (4.7×10^6) ^{57}Co : 1.2×10^6 ^{60}Co : (1.6×10^7) ^{85}Sr : 8.8×10^5 ^{90}Sr : 5.7×10^5 ^{137}Cs : 8.4×10^5 (1.4×10^7) ^{241}Am : 1.9×10^5 (2.8×10^6)	3.9×10^3				
第1廃棄物処理棟			^3H : 1.3×10^{10} (1.1×10^7) ^{14}C : 8.5×10^7 (1.5×10^7) ^{60}Co : (7.0×10^6) ^{125}I : 8.8×10^7 ^{125}Sb : 5.7×10^5 ^{137}Cs : (4.5×10^5) ^{241}Am : 6.0×10^3 (1.3×10^5)	1.9×10^2				

項目 施設名	廃液処理場へ搬出 ^{*1}		排水溝へ排水		排水溝の濃度及び放出放射能				
	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)	放出放射能 ^{*2} (Bq)	
第2廃液処理棟	$\beta\gamma : 1.0 \times 10^9$ $\alpha : 7.8 \times 10^8$	2.1×10^1	${}^3\text{H} : 2.4 \times 10^{10}$ (8.4×10^9) ${}^{14}\text{C} : 9.1 \times 10^6$ (7.6×10^7) ${}^{60}\text{Co} : (3.0 \times 10^8)$ ${}^{90}\text{Sr} : 5.1 \times 10^6$ ${}^{125}\text{I} : 2.8 \times 10^6$ ${}^{137}\text{Cs} : 2.3 \times 10^6$ (1.9×10^6) ${}^{241}\text{Am} : (5.3 \times 10^6)$	7.9×10^2					
圧縮処理施設	$\beta\gamma : 4.8 \times 10^7$ $\alpha : 4.8 \times 10^4$ ${}^3\text{H} : 4.4 \times 10^6$	1.5×10^1	${}^3\text{H} : 7.7 \times 10^7$ (7.7×10^6) ${}^{14}\text{C} : 6.5 \times 10^7$ (4.2×10^6) ${}^{57}\text{Co} : 6.6 \times 10^4$ ${}^{60}\text{Co} : 2.3 \times 10^4$ (3.0×10^5) ${}^{90}\text{Sr} : 6.9 \times 10^4$ ${}^{125}\text{I} : 4.3 \times 10^6$ ${}^{134}\text{Cs} : 1.5 \times 10^4$ ${}^{137}\text{Cs} : 7.6 \times 10^5$ (1.9×10^5) ${}^{241}\text{Am} : 1.5 \times 10^4$ (4.9×10^4)	6.3×10^1	第 2 排 水 溝				
極低レベル焼却試験施設			0	0					
所外 第一化学	0	0	${}^3\text{H} : 5.6 \times 10^{10}$ ${}^{14}\text{C} : 2.4 \times 10^{10}$	4.2×10^3					
W A S T E F	$\beta\gamma : 8.7 \times 10^{10}$ $\alpha : 1.5 \times 10^9$ ${}^3\text{H} : 7.7 \times 10^8$	5.5×10^1	${}^{137}\text{Cs} : 1.0 \times 10^8$ (1.5×10^8) ${}^{90}\text{Sr} : 4.8 \times 10^5$ ${}^{241}\text{Am} : 2.1 \times 10^5$ (6.0×10^4)	4.0×10^2					
環境シミュレーション試験棟	$\beta\gamma : 2.7 \times 10^7$ ${}^3\text{H} : 8.9 \times 10^5$	4.2×10^1	${}^3\text{H} : (2.8 \times 10^6)$ ${}^{60}\text{Co} : 3.1 \times 10^6$ ${}^{85}\text{Sr} : 9.5 \times 10^5$ ${}^{90}\text{Sr} : 1.7 \times 10^4$ ${}^{137}\text{Cs} : 3.7 \times 10^6$	1.2×10^1					
原研那珂	0	0	${}^3\text{H} : 7.1 \times 10^5$ (4.1×10^6)	1.0×10^2					
F C A	0	0	${}^{60}\text{Co} : (5.3 \times 10^3)$ ${}^{234}\text{U} : (1.1 \times 10^4)$ ${}^{239}\text{Pu} : 9.1 \times 10^3$	5.6×10^0	第 3 排 水 溝	${}^3\text{H}, {}^{14}\text{C} \text{以外}$ $: 2.4 \times 10^{-3}$ (2.6×10^{-4})	$: 8.6 \times 10^{-5}$ (1.3×10^{-5})	${}^3\text{H}, {}^{14}\text{C} \text{以外}$ $: 1.6 \times 10^7$ (5.2×10^6)	
T C A	0	0	${}^{60}\text{Co} : (1.3 \times 10^5)$ ${}^{234}\text{U} : (4.1 \times 10^3)$	3.2×10^1				${}^{60}\text{Co} : 1.6 \times 10^7$ (5.2×10^6) ${}^{137}\text{Cs} : 7.9 \times 10^5$ ${}^{234}\text{U} : (1.5 \times 10^4)$ ${}^{239}\text{Pu} : 9.1 \times 10^3$	
F N S	0	0	${}^3\text{H} : 2.8 \times 10^8$	1.3×10^1					
J P D R	$\beta\gamma : 1.8 \times 10^6$	4.5×10^0	${}^3\text{H} : 5.8 \times 10^9$ (3.6×10^7) ${}^{60}\text{Co} : 1.6 \times 10^7$ (5.0×10^6) ${}^{137}\text{Cs} : 7.9 \times 10^5$	1.0×10^3	${}^3\text{H} : 1.5 \times 10^{-1}$ (4.5×10^{-3})	$: 5.9 \times 10^{-3}$ (1.4×10^{-4})	${}^3\text{H} : 8.6 \times 10^6$ (3.6×10^7)		

項目 施設名	廃棄物処理場へ搬出 ^{*1}		排水溝へ排水		排水溝の濃度及び放出放射能								
	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 ³ 最大濃度 ³ (Bq/cm ³)	放出放射能 ² (Bq)					
合 計	$\beta\gamma$: 1.1×10^{11} α : 1.6×10^9 ^3H : 1.2×10^{10}	4.5×10^2	^3H : 1.4×10^4 ^{14}C 以外 : 3.9×10^8 (7.0×10^7)	^3H : 1.4×10^4 ^{14}C 以外 : 2.4×10^{-2} (5.1×10^{-4})	合	^3H : 3.9×10^{-4} (3.3×10^{-5})	^3H : 1.4×10^4 ^{14}C 以外 : 3.9×10^8 (7.0×10^7)	^{22}Na : 5.8×10^4 ^{24}Na : 1.2×10^7 ^{32}P : 1.8×10^6 ^{35}S : 2.4×10^7 ^{51}Cr : 1.4×10^8 ^{54}Mn : 9.1×10^4 (5.9×10^3) ^{57}Co : 1.4×10^6 ^{60}Co : 3.7×10^7 (3.4×10^7) ^{65}Zn : 2.6×10^6 ^{75}Se : 5.6×10^3 ^{85}Sr : 1.8×10^6 ^{86}Sr : 1.4×10^5 ^{88}Sr : 3.1×10^6 ^{85}Nb : 2.2×10^5 ^{90}Mo : 4.9×10^7 ^{99m}Tc : 6.4×10^4 ^{103}Ru : 1.4×10^5 ^{106}Ru : (2.3×10^4) ^{124}Sb : 9.1×10^6 ^{125}I : 9.5×10^7 ^{125}Sb : 5.7×10^5 ^{131}I : 1.7×10^5 (1.5×10^4) ^{134}Cs : 1.5×10^4 ^{137}Cs : 1.9×10^7 (3.0×10^7) ^{140}La : 1.4×10^4 ^{141}Ce : 1.1×10^5 ^{152}Eu : 1.1×10^6 ^{181}Hf : 5.6×10^5 ^{187}W : 1.7×10^5 ^{232}Th : 5.3×10^5 (2.9×10^5) ^{234}U : 8.6×10^3 (1.4×10^5) ^{235}U : 6.5×10^4 ^{237}Np : 2.5×10^4 (1.1×10^4) ^{238}U : 1.7×10^4 ^{239}Pu : 3.4×10^5 (1.8×10^4) ^{241}Am : 4.3×10^5 (3.6×10^6)	計	^3H : 1.3×10^{11} (5.5×10^8) ^{14}C : 2.5×10^{10} (5.6×10^8)	^3H : 1.5×10^0 (9.2×10^{-3}) ^{14}C : 8.7×10^{-1} (6.0×10^{-3})	^3H : 9.2×10^{-2} (5.2×10^{-4}) ^{14}C : 3.2×10^{-2} (4.8×10^{-4})	^3H : 1.3×10^{11} (5.5×10^8) ^{14}C : 2.5×10^{10} (5.6×10^8)

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

*2 放出放射能 : 検出限界濃度以上と未満の放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放出したとして放出放射能を計算し、() 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放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、検出限界濃度で放出したとして同様に計算し、() 内に示した。

Table A.1.3-3 気体廃棄物の放出管理目標値との比較

(東海研究所, 1991年度)

原子炉施設	種類	核種	放出管理目標値	放出量 ^{*1} (Bq)	放出量
			(Bq/年)		放出管理目標値
JRR-2	放射性希ガス	⁴¹ Ar	1.1×10^{14}	6.3×10^{12}	5.7×10^{-2}
	放射性ガス	³ H	9.6×10^{12}	2.1×10^{11}	2.2×10^{-2}
JRR-3	放射性希ガス	⁴¹ Ar	6.2×10^{13}	2.7×10^{11}	4.4×10^{-3}
	放射性ガス	³ H	7.4×10^{12}	8.3×10^{10}	1.1×10^{-2}
JRR-4	放射性希ガス	⁴¹ Ar	9.6×10^{11}	1.6×10^9	1.7×10^{-3}
NSRR	放射性希ガス	主に ⁴¹ Ar, ¹³³ Xe	4.4×10^{13}	6.0×10^9	1.4×10^{-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放出量を0として集計してある。

Table A.1.3-4 液体廃棄物の放出管理目標値との比較

(東海研究所, 1991年度)

核種		放出管理目標値 (Bq/年)	放出量*	放出量
			(Bq)	放出管理目標値
³ H, ¹⁴ C 以外の核種	総量	1.8×10^{10}	3.9×10^8	2.1×10^{-2}
	⁶⁰ Co	3.7×10^9	3.7×10^7	1.0×10^{-2}
	¹³⁷ Cs	3.7×10^9	1.9×10^7	5.1×10^{-3}
³ H		2.5×10^{13}	1.3×10^{11}	5.2×10^{-3}
¹⁴ C		3.7×10^{11}	2.5×10^{10}	6.8×10^{-2}

* 第1, 第2, 第3排水溝の合計値

検出限界濃度未満は放出量を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

1991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。

保管体の発生状況を施設別にみると、JPDRが突出しており他の施設はほぼ例年どおりである。

JPDRは、解体実地試験が進行中であるが、廃棄物保管棟・IIの完成するまで解体廃棄物の自家発生分については、極力一次保管場所であるダンプコンデンサ建家に仮りに保管していた経緯がある。

1991年度は、廃棄物保管棟・IIの供用開始（1991年2月）とともに保管廃棄に転じたことにより、1990年度と比較すると約37%保管廃棄量が増加した。

これらの保管体は、第2保管廃棄施設（北地区）の廃棄物保管棟・IIの所定の場所に保管廃棄を行った。

（仲田 進）

Table A.1.4-1 放射性廃棄物の保管廃棄量

（東海研究所、1991年度）

施設名	廃棄物保管体 発生量		廃棄物保管体発生量 (200 ℥ ドラム換算)
第1保管廃棄施設 (低レベル用)	ドラム缶	107本 (21.4m ³)	107本 (21.4m ³)
	異形	0個 (0m ³)	
第2保管廃棄施設 (低レベル用)	ドラム缶	0本 (0m ³)	192本 (38.3m ³)
	S-II容器	2個 (9.6m ³)	
	異形	3個 (28.7m ³)	
第1保管廃棄施設 (低・中レベル用)	ドラム缶	16本 (3.2m ³)	21本 (1.38m ³)
	異形	6個 (1.06m ³)	
第1保管廃棄施設 (中・高レベル用)	異形	20個 (3.99m ³)	20本 (3.99m ³)
第2保管廃棄施設 (低・中レベル用) -保管棟・I-	ドラム缶	321本 (64.2m ³)	321本 (64.2m ³)
	コンクリートブロック	0個 (0m ³)	
	異形	0個 (0m ³)	

施設名	廃棄物保管体 発生量	廃棄物保管体発生量 (200 ℥ ドラム換算)
第2保管廃棄施設 (低・中レベル用) -保管棟・Ⅱ-	ドラム缶	2,942本 (588.4m ³)
	コンクリートブロック	41個 (41.0m ³)
	S-I容器	156個 (156.0m ³)
	S-II容器	16個 (76.8m ³)
	異形	35個 (97.42m ³)
合計	ドラム缶	3,386本 (677.2m ³)
	コンクリートブロック	41個 (41.0m ³)
	S-I容器	156個 (156.0m ³)
	S-II容器	18個 (86.4m ³)
	異形	64個 (131.17m ³)

※ 但し、低レベル(L型)保管廃棄施設の安全点検において減容処理した424本分は含まない。

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 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 $0.77 \mu\text{Sv}$ であった。原子炉施設毎の実効線量当量を 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放出された ^3H , ^{60}Co , ^{137}Cs 等の ^{14}C 以外の核種について算出した。その結果は $0.83 \mu\text{Sv}$ 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 $1.6 \mu\text{Sv}$ であり、原子炉施設保安規定に定められている年間の線量当量値 $50 \mu\text{Sv}$ の約 3 % であった。

(吉田 菊夫)

Table A.1.5-1 放射性希ガスからの年間実効線量当量

(東海研究所、1991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
JRR-2	6.3×10^{12}	7.5×10^{-1}
JRR-3	2.7×10^{11}	2.4×10^{-2}
JRR-4	1.6×10^9	7.4×10^{-5}
NSRR	6.0×10^9	1.1×10^{-4}
合 計		7.7×10^{-1}

* 検出限界濃度未満は放出量を 0 としてある。

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、1991年度)

核種	年間放出量*	実効線量当量
	(Bq)	(μSv)
^3H , ^{14}C 以外の核種	^{60}Co	1.3×10^{-2}
	^{137}Cs	1.5×10^{-3}
	その他	8.1×10^{-1}
^3H	1.3×10^{11}	4.6×10^{-4}
合 計		8.3×10^{-1}

* 検出限界濃度未満は放出量を 0 としてある。

A.1.6 放射性汚染及び被ばく

1991年度は、特記すべき放射線汚染及び被ばく等はなかった。

(吉田 菊夫)

A.1.7 放射性同位元素の保有状況

許可使用放射性同位元素の保有状況調査は、東海研究所放射線障害予防規定第48条に基づき、1991年6月及び1992年3月の2回実施した。Table A.1.7-1に1992年3月末現在における建家別放射性同位元素保有状況を示す。

使用許可不要の密封3.7MBq以下のものについても、1991年12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
(1992年3月31日現在)

(東海研究所, 1991年度)

JAERI-M 92-144

建 家 名	密 封 さ れ た 放 射 性 同 位 元 素			使 用 中 の 非 密 封 放 射 性 同 位 元 素			貯 藏 中 の 非 密 封 放 射 性 同 位 元 素			合 計(Bq)
	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	1.7×10 ¹¹	¹³⁷ Cs, Am-Li, Am-Be	10	0			0			1.7×10 ¹¹
第 3 研究棟	4.6×10 ⁸	²⁴¹ Am, ⁶⁰ Co, ¹³⁷ Cs	8	4.9×10 ⁸	²² Na, ¹³⁷ Cs, ¹⁵² Eu	27	6.4×10 ¹⁰	³ H, ⁶⁰ Co, ¹³⁷ Cs	36	6.5×10 ¹⁰
第 4 研究棟	3.2×10 ¹⁴	³ H, ⁵⁷ Co, ⁶⁰ Co, ⁸³ Ni	5	1.3×10 ¹¹	³ H, ¹⁴ C, ⁵⁷ Co	20	4.1×10 ¹¹	³ H, ⁸⁵ Kr, ¹⁵² Eu	26	3.2×10 ¹⁴
放射線標準施設棟	5.3×10 ¹²	⁶⁰ Co, ¹³⁷ Cs, ²²⁶ Ra	15	0			3.5×10 ⁹	⁸⁵ Kr, ¹³⁷ Cs, ¹⁴⁷ Pm	21	5.3×10 ¹²
核 物 理 特 研	7.3×10 ⁸	¹³⁷ Cs	1	0			0			7.3×10 ⁸
タ ン デ ム 加 速 器 棟	3.6×10 ⁸	Am-Be	1	1.6×10 ⁷	²⁴¹ Am, ²⁴³ Am, ²⁵² Cf	5	8.1×10 ⁵	²⁵² Cf	1	3.8×10 ⁸
セ ラ ミ ッ ク 特 研	8.8×10 ⁸	¹³⁷ Cs	1	1.1×10 ⁸	³ H	1	8.8×10 ¹⁰	³ H	1	8.8×10 ¹⁰
治 金 特 研	0		0				1.3×10 ⁸	⁹⁰ Sr, ¹³⁴ Cs, ¹³⁷ Cs	5	1.3×10 ⁸
J F T - 2	3.6×10 ⁸	⁵⁷ Co, ²⁴¹ Am	2	0			0			3.6×10 ⁸
非破壊測定実験室	7.1×10 ⁵	²⁵² Cf	1	0			0			7.1×10 ⁵
コ バ ミ ル ト 照 射 室	2.4×10 ¹⁵	⁶⁰ Co	1	0			0			2.4×10 ¹⁵
開 発 試 験 室	6.4×10 ¹¹	³ H, Am-Be, Ra-Be	3	0			0			6.4×10 ¹¹
モ ッ ク ア ッ プ 建 家	5.6×10 ¹⁰	Am-Be, Ra-Be, ²²⁶ Ra	6	0			0			5.6×10 ¹⁰
J R R - 2	4.0×10 ⁹	Am-Be, ²⁵² Cf, Ra-Be	3	0			0			4.0×10 ⁹
原 子 炉 特 研	4.0×10 ¹⁰	Am-Be, ¹³⁷ Cs, ²⁴¹ Am	7	0			0			4.0×10 ¹⁰
J R R - 3	5.2×10 ¹¹	³ H, Am-Be, ¹²⁴ Sb	3	0			0			5.2×10 ¹¹
実験利用棟第2棟	0		0				1.5×10 ⁸	⁶³ Ni, ¹³⁷ Cs, ¹⁴⁷ Pm	11	1.5×10 ⁸
J R R - 4	2.0×10 ¹¹	⁶⁰ Co, ¹³⁷ Cs, Am-Be	3	0			0			2.0×10 ¹¹
木 ッ ト ラ ボ	1.8×10 ⁹	³ H, ⁶⁰ Co, ¹⁵² Eu	3	0			3.8×10 ⁸	照射黒鉛	1	2.2×10 ⁹
R I 製 造 棟	6.1×10 ¹¹	⁶⁰ Co, ¹³⁷ Cs, ¹⁹² Irr	5	5.1×10 ¹³	³ H, ¹⁴ C, ¹⁵² Eu	10	3.2×10 ¹⁴	³ H, ³² P, ¹⁹² Irr	26	3.8×10 ¹⁴
機 械 化 工 特 研	2.2×10 ¹⁰	²⁴¹ Am	1	0			0			2.2×10 ¹⁰

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)
	R1量(Bq)	主要核種名	核種数	R1量(Bq)	主要核種名	核種数	R1量(Bq)	主要核種名	核種数	
トリチウムプロセス棟	0		0				4.9×10 ¹⁵	³ H		4.9×10 ¹⁵
P u 研究 1 棟	4.0×10 ⁸	⁵⁷ Co, ²⁴¹ Am	2	9.0×10 ⁹	¹³⁷ Cs, ²³⁷ Np, ²⁴⁴ Cm	5	1.3×10 ¹¹	²³⁷ Np, ²⁴¹ Am, ²⁴⁴ Cm	8	1.4×10 ¹¹
再処理特研	0			6.0×10 ⁷	²³⁷ Np, ²⁴³ Am, ²⁴⁴ Cm	3	1.8×10 ¹⁰	³ H, ¹³⁷ Cs, ²⁴⁴ Cm	6	1.8×10 ¹⁰
再処理試験室	3.7×10 ⁸	⁶³ Ni	1	0			0			3.7×10 ⁸
フッ素実験室	0			8.6×10 ⁶	¹²⁹ I, ¹³¹ I	2	3.1×10 ⁸	⁸⁵ Kr, ¹⁰⁶ Ru, ¹³¹ I	4	3.2×10 ⁸
廃棄物処理処分開発棟	4.7×10 ⁸	⁶³ Ni	1	0			5.0×10 ⁸	⁶⁰ Co, ⁹⁰ Sr, ¹³⁷ Cs	5	9.7×10 ⁸
返還廃棄物受入 測定技術開発棟	3.3×10 ¹²	³ H, ¹³⁷ Cs, ²⁴⁴ Cm	10	0			0			3.3×10 ¹²
第1廃棄物処理棟	0			6.9×10 ⁴	⁶⁰ Co, ¹³⁴ Cs	2	2.7×10 ⁸	⁶⁰ Co, ¹³⁴ Cs	2	2.8×10 ⁶
汚染除去場	0			0			2.8×10 ⁸	³ H, ²⁴¹ Am	2	2.8×10 ⁸
W A S T E F	0			8.4×10 ¹²	¹³⁴ Cs, ¹³⁷ Cs, ²⁴⁴ Cm	9	6.2×10 ¹⁴	⁹⁰ Sr, ¹³⁷ Cs, ²⁴⁴ Cm	12	6.3×10 ¹⁴
環境シミュレーション棟	1.8×10 ⁷	²⁵² Cf	1	9.8×10 ⁷	³ H, ⁶⁰ Co, ¹³⁷ Cs	8	4.7×10 ⁹	¹⁴ C, ⁸⁵ Sr, ¹³⁷ Cs	9	4.8×10 ⁹
F C A	2.9×10 ¹²	²⁴¹ Am, Am-Be, ²⁵² Cf	7	0			0			2.9×10 ¹²
T C	2.4×10 ¹¹	³ H, ²⁵² Cf, Ra-Be	3	0			0			2.4×10 ¹¹
F N S	5.8×10 ⁸	²⁴¹ Am, ⁶⁰ Co, ¹³⁷ Cs	4	2.1×10 ¹³	³ H	1	2.5×10 ¹⁴	³ H	1	2.7×10 ¹⁴
N S R	1.1×10 ¹¹	Am-Be	1	0			0			1.1×10 ¹¹
J P D R	0			4.8×10 ⁷	⁶⁰ Co, ⁶⁵ Zn, ¹³⁷ Cs	5	3.3×10 ⁸	⁸⁵ Zn, ⁸⁵ Sr, ¹³⁷ Cs	6	3.8×10 ⁸
大型再冠水試験棟	1.1×10 ¹²	²⁴¹ Am, ¹⁰⁹ Cd, ¹⁵³ Gd	3	0			0			1.1×10 ¹²
科技庁電源特会施設	0			4.3×10 ⁹	⁶⁰ Co, ⁹⁰ Co, ¹³⁷ Cs	6	2.3×10 ⁹	¹⁴ C, ⁶⁰ Co, ¹³⁷ Cs	7	6.6×10 ⁸
大型非定常 ¹³⁷ Cs実験棟	2.0×10 ¹²	²⁴¹ Am, ¹³⁷ Cs	2	0			0			2.0×10 ¹²
二相流ループ実験棟	3.0×10 ¹²	¹³⁷ Cs	1	0			0			3.0×10 ¹²
燃料試験施設	7.9×10 ¹²	⁶⁰ Co	1	0			0			7.9×10 ¹²
合計	2.7×10 ¹⁵			8.0×10 ¹³			6.0×10 ¹⁵			8.8×10 ¹⁵

Table A. 1.7-2 密封3.7MBq(100 μ Ci)以下の放射性同位元素保有状況
(1991年12月31日現在)

(東海研究所, 1991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	2.6×10^6
第 2 研究棟	530	27	^{241}Am , ^{137}Cs , ^{60}Co	3.2×10^7
第 3 研究棟	277	33	^{241}Am , ^{137}Cs , ^{60}Co	5.3×10^7
第 4 研究棟	166	30	^{241}Am , ^{137}Cs , ^{60}Co	1.0×10^7
放射線標準施設棟	182	26	^{226}Ra , ^{137}Cs , ^{80}Sr	1.3×10^8
体内R I 分析室	87	14	^{14}C , ^{241}Am , ^{137}Cs	2.7×10^5
核 物 理 特 研	27	12	^{241}Am , ^{137}Cs , ^{152}Eu	3.4×10^6
タンデム加速器棟	14	9	^{60}Co , ^{137}Cs , ^{133}Ba	2.5×10^6
セラミック特研	1	1	^{60}Co	1.8×10^3
治 金 特 研	17	9	^{241}Am , ^{133}Ba , ^{137}Cs	1.4×10^6
J F T - 2	9	9	^{241}Am , ^{133}Ba , ^{137}Cs	1.0×10^6
コバルト照射室	1	1	^{80}Sr	1.7×10^4
開 発 試 験 室	13	10	^{241}Am , ^{137}Cs , ^{60}Co	1.1×10^6
モックアップ建家	86	20	^{241}Am , ^{137}Cs , ^{60}Co	3.6×10^6
ホ ッ ト ラ ボ	44	14	^{241}Am , ^{137}Cs , ^{152}Eu	4.6×10^6
原 子 炉 特 研	34	14	^{241}Am , ^{137}Cs , ^{60}Co	5.4×10^6
J R R - 1 建家	11	6	^{241}Am , ^{133}Ba , ^{137}Cs	8.9×10^5
J R R - 2	77	21	^{60}Co , ^{137}Cs , ^{226}Ra	2.9×10^6
研究炉実験利用棟	11	11	^{55}Fe , ^{241}Am , ^{137}Cs	4.4×10^5
J R R - 3	63	14	^{241}Am , ^{137}Cs , ^{152}Eu	1.9×10^7
実験利用棟第2棟	65	13	^{60}Co , ^{137}Cs , ^{241}Am	3.0×10^6
J R R - 4	46	14	^{22}Na , ^{133}Ba , ^{60}Co	1.9×10^7
R I 製 造 棟	68	21	^{241}Am , ^{137}Cs , ^{60}Co	8.3×10^6
トリチウムプロセス棟	23	4	^3H , ^{137}Cs , ^{226}Ra	1.5×10^6
P u 研究 1 棟	21	12	^{63}Ni , ^{137}Cs , ^{241}Am	1.8×10^7
再 処 理 特 研	81	21	^{241}Am , ^{137}Cs , ^{60}Co	5.6×10^6
フ ッ 素 実 験 室	7	5	^{129}I , ^{137}Cs , ^{133}Ba	2.8×10^5
返還廃棄物受入 測定技術開発棟	16	12	^{137}Cs , ^{152}Eu , ^{252}Cf	2.6×10^6
第 1 廃棄物処理棟	8	8	^{241}Am , ^{133}Ba , ^{137}Cs	9.5×10^4
第 2 廃棄物処理棟	49	13	^{241}Am , ^{137}Cs , ^{60}Co	4.8×10^6

建 家 名	個 数	核 種		RI量 (Bq)
		核種数	主要核種名	
汚 染 除 去 場	7	4	^{60}Co , ^{137}Cs , ^{133}Ba	7.1×10^4
W A S T E F	60	22	^{152}Eu , ^{137}Cs , ^{60}Co	1.1×10^7
環境シミュレーション棟	13	4	^{60}Co , ^{137}Cs , ^{22}Na	8.7×10^6
F C A	71	28	^{241}Am , ^{137}Cs , ^{60}Co	5.0×10^6
T C A	20	8	^{241}Am , ^{137}Cs , ^{60}Co	2.5×10^6
F N S	42	20	^{241}Am , ^{137}Cs , ^{60}Co	2.7×10^6
科学庁電源特会施設	9	9	^{241}Am , ^{137}Cs , ^{60}Co	8.8×10^4
J P D R	96	16	^{60}Co , ^{137}Cs , ^{152}Eu	2.0×10^7
N S R R	33	12	^{241}Am , ^{137}Cs , ^{60}Co	3.5×10^6
燃 料 試 験 施 設	67	13	^{90}Sr , ^{152}Eu , ^{226}Ra	5.3×10^7
合 計	2453	54		4.4×10^8

1 A. 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、原研全事業所の放射線業務従事者 6,309人を対象に、3月（女子については1月）毎の外部被ばくによる線量当量の測定評価、記録の保管及び通知を実施した。年間測定評価件数は、延20,326件であった。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1991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 $70\mu\text{m}$ 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。

1991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407.8人・ミリシーベルト、0.06ミリシーベルト及び8.7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 363.7人・ミリシーベルト、0.09ミリシーベルト及び 8.7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36,417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は、検査区分を1990年度と同じく、定期検査、入退域検査、臨時検査及び確認検査に分けて行った。年度当初の調査及び四半期毎の変更の調査の結果、定期検査を必要とする放射線業務従事者はいなかった。また、臨時検査を行うべき事例も年度内に起きたかった。入退域検査及び確認検査から体内汚染が検出された者はなかった。これらの結果から、1991年度内に内部被ばくを受けた者は皆無で、従って、内部被ばく線量当量が測定された放射線業務従事者はいなかった。

（須賀 新一）

A.2.2 外部被ばく線量当量の管理

外部被ばくによる線量当量の管理は、原研全事業所の管理区域に入域した放射線業務従事者及び見学者等（一時的に立ち入った者）を対象に実施した。放射線業務従事者の外部被ばくによる線量当量の測定は、原研が基本線量計としているフィルムバッジ、TLD、リングバッジ及びパームバッジにより実施した。体幹部の測定は、原研IV型フィルムバッジを放射線業務従事者全員に着用させ、3月（女子については1月）毎の、1cm線量当量と3mm線量当量又は70 μm 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、頸部にTLDを着用させ、その作業期間中の同線量当量を測定した。また、手先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、70 μm 線量当量の測定を行った。入域施設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、基本線量計に加えて、ポケット線量計、アラーム付ポケット線量計(APD)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、1991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（原研の基本線量計による測定結果）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。集計にあたっては、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)未満の評価値を0とし、また、1991年度における内部被ばくによる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を検出しなかったので、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、6,309人（測定評価件数20,326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及び廃棄物安全試験施設の再処理実廃液試料の取扱により体幹部不均等被ばくが予想された17人（204件）については、頭頸部の不均等被ばく測定を行った。また、手先の線量当量が最大となるおそれがあった228人（385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、105人（609件）であった。1991年度における測定対象実員は、1990年度と比較して407人増加している。那珂研究所の増加が顕著であるが、この要因は那珂研究所放射線障害予防規定の制定に伴い管理区域を拡大したことによる。

原研全事業所の実効線量当量に係る被ばく状況は、集団実効線量当量が407.8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、1990年度の同線量当量と比較すると、集団実効線量当量は44%，平均実効線量当量は35%の増加であった。この主たる原因是、JRR-3の定期点検における照射利用設備の点検・整備作業（160.3人・ミリシーベルト）によるものである。年間最大線量当量は、8.7ミリシーベルト（γ）で、これもJRR-3の照射設備の点検・整備作業に従事したもののが被ばくであった。これらの被ばくは計画被ばくで、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（0.2ミリシーベルト）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, Table A.2.2-2, Table A.2.2-3に示す。

1991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148.2ミリシーベルト ($\gamma + \beta$)、0.30ミリシーベルトであり、眼の水晶体の最大、平均線量当量が、それぞれ10.2ミリシーベルト ($\gamma + \beta$)、0.10ミリシーベルトであった。皮膚の最大被ばくは、FCAにおける炉心解体、燃料検査に従事した者の被ばくで、主に手先の被ばくであった。また眼の水晶体の最大被ばくは、燃料試験施設のセル内機器の修理に従事した者の被ばくであった。女子の腹部の組織線量当量については、測定対象者全員がフィルムバッジの検出下限線量当量（0.2ミリシーベルト）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、4,043人(13,314件)であった。このうち女子の放射線業務従事者が42人(365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17人(204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212人(366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363.7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、1990年度の年間集団被ばく線量と比較して約44%の増加であった。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、8.7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148.2ミリシーベルト、0.45ミリシーベルトであり、眼の水晶体の最大と平均線量当量が、10.2ミリシーベルト、0.14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、全事業所の中で最大であった。

(大久保勝一)

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

(全事業所, 1991年度)

管理期間	放射線業務従事者実員	実効線量当量分布(人数)					平均量(年) 線量(mSv)	平均量(年) 実効量 超えるもの (mSv)	平均量(年) 実効量 超えるもの (mSv)	平均量(年) 実効量 超えるもの (mSv)	平均量(年) 実効量 超えるもの (mSv)
		検出下限線量 当量未満 ^{*1}	0.2mSv以上 1.0mSv以下	1.0mSv以上 5.0mSv以下	5.0mSvを超える 15mSv以下	15mSvを超える 15mSv以下のもの					
第1四半期	4,038	3,992	112	4	0	0	0.01	2.5	53.1		
第2四半期	4,472	4,295	138	25	14	0	0.05	8.7	214.0		
第3四半期	4,488	4,331	143	14	0	0	0.02	2.1	73.8		
第4四半期	4,574	4,423	141	10	0	0	0.01	1.7	66.9		
年間 ^{*2}	6,309 (5,902)	5,886 (5,531)	321 (287)	87 (84)	15 (0)	0 (0)	0.06 (0.05)	8.7 (4.1)	407.8 (283.1)		

* 1 原研IV型フィルムバッジの検出下限線量当量 : 0.2mSv

* 2 カッコ内の数値は、1990年度の値

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

(全事業所, 1991年度)

作業者区分	放射線業務従事者実員	実効線量当量分布(人数)					平均量(年) 線量(mSv)	平均量(年) 実効量 超えるもの (mSv)	平均量(年) 実効量 超えるもの (mSv)	平均量(年) 実効量 超えるもの (mSv)	平均量(年) 実効量 超えるもの (mSv)
		検出下限線量 当量未満 ^{*1}	0.2mSv以上 1.0mSv以下	1.0mSv以上 5.0mSv以下	5.0mSvを超える 15mSv以下	15mSvを超える 15mSv以下のもの					
職員等	1,989	1,887	84	17	1	0	0.04 (0.03)	5.3	74.4		
外来研究員等	719	685	31	3	0	0	0.03 (0.03)	1.9	19.0		
請負業者	3,189	2,902	206	67	14	0	0.10 (0.07)	8.7	314.4		
研修生	444	444	0	0	0	0	0.00 (0.00)	0.0	0.0		
全作業者 ^{*2}	6,309 (5,902)	5,886 (5,531)	321 (287)	87 (84)	15 (0)	0	0.06 (0.05)	8.7 (4.1)	407.8 (283.1)		

* 1 原研IV型フィルムバッジの検出下限線量当量 : 0.2mSv

* 2 カッコ内の数値は、1990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

(1991年度)

事業所名	放射線業務 従事員 * ² 実	実効線量当量分布(人数)						平均線量当量 * ² (mSv)	平均実効量 当量 (mSv)	最線量 当量 (mSv)	集団実効量 (person · mSv)
		検出下限線量 当量未満 * ¹	0.2mSv以上 1.0mSv以下	1.0mSv以上 5.0mSv以下	5.0mSvを超え 15mSv以下	15mSvを超え 15mSvを超えるもの	15mSvを超え るもの				
東海研究所	4,043 (3,788)	3,691	263	74	15	0	0	0.09 (0.07)	8.7	363.7	
高崎研究所 * ³	321 (247)	317	3	1	0	0	0	0.01 (0.00)	1.8	3.5	
大洗研究所	1,025 (1,040)	986	31	8	0	0	0	0.02 (0.02)	2.3	24.9	
R I 研修所	389 (384)	389	0	0	0	0	0	0.00 (0.00)	0.0	0.0	
むつ事業所	159 (239)	142	17	0	0	0	0	0.04 (0.01)	0.6	6.5	
原子力船むつ	50 (46)	38	9	3	0	0	0	0.17 (0.05)	2.3	8.7	
那珂研究所	704 (373)	702	2	0	0	0	0	0.00 (0.00)	0.3	0.5	
全事業所 * ²	6,309 (5,902)	5,886 (5,531)	321 (287)	87 (84)	15 (0)	0 (0)	0	0.06 (0.05)	8.7 (4.1)	407.8 (283.1)	

* 1 原研IV型フィルムバッジの検出下限線量当量 : 0.2mSv

* 2 カッコ内の数値は、1990年度の値

* 3 大阪支所を含む。

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

管理期間	放射線業務従事者実員	実効線量当量分布(人数)						平均線量(mSv)	平均実効量(mSv)	最大線量(mSv)	最大実効量(mSv)	集団効率	効率
		検出下限線量当量未満 ^{*1}	0.2mSv以上 1.0mSv以下	1.0mSv以上 5.0mSv以下	5.0mSv以上 15mSv以下	15mSv以上 15mSvを超えるもの	15mSvを超えるもの						
第1四半期	2,478	2,381	93	4	0	0	0	0.02	0.02	2.5	43.9		
第2四半期	2,853	2,700	114	25	14	0	0	0.07	0.07	8.7	206.5		
第3四半期	2,939	2,818	108	13	0	0	0	0.02	0.02	2.1	60.8		
第4四半期	2,986	2,873	103	10	0	0	0	0.02	0.02	1.7	52.5		
年間 ^{*2}	4,043 (3,788)	3,691 (3,483)	263 (223)	74 (82)	15 (0)	0	0	0.09 (0.07)	0.09 (0.07)	8.7 (4.1)	363.7 (253.3)		

*1 原研IV型フィルムバッジの検出下限線量当量：0.2mSv

*2 カッコ内の数値は、1990年度の値

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

作業者区分	放射線業務従事者実員	実効線量当量分布(人数)						平均線量(mSv)	平均実効量(mSv)	最大線量(mSv)	最大実効量(mSv)	集団効率	効率
		検出下限線量当量未満 ^{*1}	0.2mSv以上 1.0mSv以下	1.0mSv以上 5.0mSv以下	5.0mSv以上 15mSv以下	15mSv以上 15mSvを超えるもの	15mSvを超えるもの						
職員等	1,280	1,202	63	14	1	0	0	0.05	0.05	5.3	59.6		
外来研究員等	600	567	30	3	0	0	0	0.03	0.03	1.9	18.6		
請負業者	2,104	1,863	170	57	14	0	0	0.14	0.14	8.7	285.5		
研修生	79	79	0	0	0	0	0	0.00	0.00	0.0	0.0		
全作業者	4,043	3,691	263	74	15	0	0	0.09	0.09	8.7	363.7		

*1 原研IV型フィルムバッジの検出下限線量当量：0.2mSv

A. 2.3 内部被ばく線量当量の測定

内部被ばく線量当量の測定は、検査区分を1990年度と同様に、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ため、内部被ばく線量当量の算定は行わなかった。

(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3月毎（女子にあたっては1月毎）に行う検査である。

有意な内部被ばく線量（3月につき2mSv）を受けるおそれがあるかどうかの判定は、年度当初に全放射線業務従事者を対象に放射線管理状況等を調査して行った。また、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月毎に同様の調査を行って放射線作業状況を把握した。この結果、定期検査が必要であると認められた放射線業務従事者はいなかった。

(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、請負業者等の放射線業務従事者に対する内部被ばく管理が必要と認められた者について、管理区域への入域時（放射線業務従事者指定登録時）と退域時（放射線業務従事者指定解除時）に全身計測によって行った。

検査は、東海研究所では主として原子炉の解体作業に関連して、また大洗研究所では原子炉施設等の保守点検作業に関連して行った。

一方、原子力船「むつ」とむつ事業所では、むつの実験航海あるいは液体廃棄物処理作業等に関連して、放射線作業の開始時（放射線業務従事者指定登録時）と終了時（放射線業務従事者指定解除時）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によって行った。

放射線業務従事者が所属する事業所別に、延受検者数をTable A.2.3-1に示す。検査の結果、いずれの事業所とも体内汚染の検出された放射線業務従事者はいなかった。

(3) 臨時検査

臨時検査は、放射性物質を吸入摂取又は経口摂取した場合及び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検出された場合に行う検査である。

1991年度は上記に該当する事例は1件もなく、臨時検査を必要とする放射線業務従事者はいなかった。

(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、下記により実施した。

- (a) 定期的に行う検査：第1種管理区域内で作業する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。
- (b) 入退域検査の中間に行う検査：入退域検査のうち入域検査を行った請負業者等の放射線業務従事者で、作業が長期にわたる（3月が目安）者について、全身計測によって行った。
- (c) 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、随時の確認検査を行うことが必要であると判断された放射線業務従事者について検査を行った。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。

1991年度は、従来の東海研究所、大洗研究所及びむつ事業所に加えて、高崎研究所でも確認検査を開始した。すなわち、高崎研究所ではサイクロトロンの新規設置に伴い、1991年3月にサイクロトロン本体室等の第1種管理区域指定を行ったので、放射線業務従事者の内部被ばく管理のため、安全管理課がホールボディカウンタを導入し第1四半期から全身計測を開始した。

また、那珂研究所では、重水素を用いたプラズマ発生実験により、1991年7月にJT-60実験棟内の第1種管理区域指定を行ったので、第2四半期よりトリチウム尿検査の対象者を選定し、測定評価を東海研究所体内放射能課で実施した。

全測定件数は、バイオアッセイ法により延627名、体外計測法により延1708名（東海研究所に所属する女子6名を含む）であった。

この結果、体内汚染が検出された放射線業務従事者はいなかった。放射線業務従事者の所属事業所別の延受検者数を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.2.3-2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った6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内部被ばく線量当量の推定評価を行った。内部被ばくを受けた者は皆無だったので、摂取量及び線量当量の算定は行わなかった。

(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、非密封状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名の対象者から全 α 放射能49例、全 β 放射能87例、トリチウム87例、天然ウラン87例、全身計測44例、胸部計測20例の計374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受検者数

(1991年度)

事業所名	定期検査	入退域検査	臨時検査	確認検査	推定評価	合 計
R I 研 修 所	0	0	0	20	0	20
東海研究所	0	585	0	1415	2	2002
大洗研究所	0	28	0	288	0	316
高崎研究所	0	0	0	141	0	141
むつ事業所	0	24 *	0	114	1	139
原子力船「むつ」	0	128 *	0	264	3	395
那珂研究所	0	0	0	93	0	93
合 計	0	765	0	2335	6	3106

*退所検査としての受検者数である。

Table A.2.3-2 確認検査結果の内訳

(全事業所, 1991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	61	0
	全 β 放射能	89	0
	トリチウム	373	0
	天然ウラン	104	0
体 外 計 測	全身計測	1684	0
	胸部計測	24	0
合 計		2335	0

A.2.4 個人被ばくデータの管理と登録

個人被ばくデータの管理業務は、原子力関係法令に基づく被ばく記録の保管及び放射線業務従事者への通知である。当該業務は、1990年度と同様に、原研全事業所における放射線業務従事者の外部被ばく測定記録年間延20,326件及び内部被ばく測定記録年間延3,106件について、個人被ばく歴台帳へ記録し保管するとともに、3月（女子については1月）毎並びに1年間の実効線量当量、組織線量当量を算定した個人線量通知票を作成し、放射線業務従事者本人へ交付した。また、原研全事業所における施設別及び課室別等の被ばく統計資料を作成し、関係箇所へ報告した。

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

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

（橋 晴夫）

Table A.2.4-1 中央登録申請データ件数

（全事業所、1991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	210	95	164	148	617
	指定登録	1,198	1,452	1,413	1,368	5,431
	指定解除登録	1,085	1,303	1,344	1,402	5,134
	個人識別変更登録	9	7	3	4	23
	手帳発効登録	67	16	16	6	105
	定期線量登録	6,161	0	0	0	6,161
障害法関係	個人識別登録	664	481	469	456	2,070
	記録引渡登録	1,085	1,304	1,344	1,402	5,135
	定期線量登録	5,916	0	0	0	5,916
経歴照会		242	111	177	162	692
指定解除者放射線管理記録 (法定記録) の引渡し		1,084	1,303	1,344	1,402	5,133
合 計		17,721	6,072	6,274	6,350	36,417

1 A. 3 施設の放射線管理

A.3.1 概要

原子炉施設、核燃料取扱施設など各種施設について、年次計画に基づく放射線管理機器の更新、整備及び放射線管理モニタ集中監視システムの導入を図った。

放射線管理モニタ集中監視システムは、放射線管理の効率化を図るため、1981年度を初年度として、JRR-2, JRR-3から順次年次計画の基に、研究炉地区施設及び海岸地区施設に導入してきたものであり、1991年度は再処理特研地区施設について整備した。

1991年度に行われた放射線管理上の主要な作業を以下に示す。

- (1) JRR-2における医療照射及び熱遮蔽軽水漏洩原因調査
- (2) JRR-3における平衡炉心特性測定、照射利用設備工事及び定期検査
- (3) JRR-4における熱交換器更新工事
- (4) ホットラボにおけるケーブ・セル内除染作業及び排風機更新工事
- (5) RI製造棟の排風機更新、FPセル内群分離試験装置の解体撤去及びセル内除染作業
- (6) 研究3棟のグローブボックス解体撤去作業
- (7) 再処理特別研究棟における燃焼率測定セル除染作業
- (8) 第1保管廃棄施設におけるL型ピット点検整理作業
- (9) WASTEFにおけるNo.2セルオフガス処理系の解体撤去作業
- (10) JPDR施設の原子炉解体実地試験
- (11) 燃料試験施設におけるセル除染作業
- (12) NUCEFにおける溶接配管の非破壊試験

これらの、作業において、異常な被ばく及び放射線管理上の問題は生じなかった。また、年度内に実施した各施設の平常の放射線管理において、作業環境モニタリングから特筆すべき異常は検出されなかったが、FCAにおいて、炉心装荷燃料変更作業時に燃料板全数の精密検査を実施したため、作業者の組織線量当量の最大値が前年度の約20倍となった。

この他、核燃料取扱施設及びRI施設の許認可申請並びに低・中レベル液体廃棄物処理施設更新に伴う原子炉施設の設置変更申請に係わる放射線管理事項の検討、大型放射光施設及び国際交流研究棟に関する安全評価、NUCEF放射線管理用モニタの使用前検査要領書の作成及び放射線管理施設の詳細製作仕様の検討、JPDRにおける原子炉解体進捗状況調査資料等の作成協力、WASTEFにおける管理区域内汚染に伴う原因調査等への協力、高度化放射線管理システムの導入効果の検討及び放射線管理モニタ集中監視システムの標準化に関する検討を行った。

(北野匡四郎)

A.3.2 JRR-3 照射利用設備の点検整備作業時の放射線管理

JRR-3 M原子炉施設本体の定期検査の一環として、照射利用設備の点検作業が、8月26日から9月30日の約1カ月間にわたり実施された。

同作業での主な作業項目は、①均一照射装置の受皿部及び保管台馬蹄形ガイドの点検整備、②水力、気送、放射化用照射設備のフランジ部金属ガスケットの点検整備であり、作業場所は炉頂部及び原子炉プール内である。

当該装置、設備等は、原子炉プール内に設置されているため、これらの点検整備を行うためには遮蔽体である原子炉プール水の水位を下げる必要がある。そのため作業場の線量当量率は、放射化した炉心等の原子炉構造物からの放射線によりかなり高くなることが予想され、作業計画は、作業者の被ばく管理に重点が置かれた。

また、作業場所が炉心上部に位置するため、工具類や交換部品等の炉内落下防止についても充分な対策が要求された。

(1) 被ばくの低減化等

作業に先立ち、炉心内に装荷されていた燃料体（32体）は、使用済み燃料プールに移動保管された。

遮蔽は、プール水位低下により露出する配管やフランジ部及び炉心構造物用に、鉛毛マット（FCマット）及び鉛球袋、高放射化ボルト用に鉛ブロック、炉心開口部用に炉心カバー（円盤状アルミニウム製に鉛ブロック）を設置し、炉心上部位置での作業時には、外側を鉛板で囲ったゴンドラを使用して作業者の被ばくの低減化に努めた。プール水位も点検箇所毎に3段階（-3000mm, -3900mm, -4400mm）に変化させ、水による遮蔽効果を活用した。

炉内への落下防止対策として、作業者は安全帯の着用、工具類には各々ロープを取り付け親綱を通しての使用や炉内物品持込み記録簿に記入して、紛失や置き忘れ防止の徹底を図った。

また万一の炉内落下時の対策として、炉心開口部への炉心カバーや水面上をビニールシートでカバーした。

(2) 被ばく管理

計画線量当量は、作業時間及び人員のローティション等を考慮し、原子炉プール内作業者については 12mSv、その他の補助作業者等については、作業内容により放射線管理担当員（請負業者）10mSv、炉頂部での介添え作業員 5 mSv、作業監督員等 2 mSvとした。

外部被ばくの管理は、フィルムバッチの他にアラーム付きポケット線量計（APD）を着用し、作業場所への立入り毎の線量当量の管理を行った。

最も水位を下げた状態での作業場の線量当量率をFig. A.3.2-1 に示す。

炉心部近傍のフランジ等は放射化が強く、手の局部被ばくも予想されるため、リングバッチを着用した。

内部被ばく及び身体汚染の防護として、プール内作業者は全面マスクとビニールアノラックを、グリーンハウス内作業者は半面マスクとタイベックスーツを着用した。なお、作業毎に実施した退域時の身体汚染及び鼻孔汚染検査では内部被ばくのおそれのある汚染は検出されなかった。

Table A.3.2-1に作業者の線量当量を示す。計画線量当量 12mSvに対し最大8.7mSv、平均3.7mSvであった。

(3) 表面密度及び空気中放射能濃度

プール内装置等の表面密度は30~230 Bq/cm² (β (γ) スミヤ法) であったが、除染に要する外部被ばくや除染時のウエス等の炉内残留物を極力少なくすることから、簡単な拭き取りによる除染とビニールシートで養生を行うだけで作業を進めた。

プール内から出される物品及びプール内立入り作業者からの汚染拡大防止には、プール出入口にグリーンハウスを設置し、その中で汚染した防護服の脱衣、靴の履き替えを行い、物品についてもビニール袋等による梱包を行うなどにより汚染管理を行った。また炉頂部への立入り者の限定、靴の履き替えを行い作業区域外への汚染の拡大を防止した。

空気中放射能濃度は、原子炉プール内で 10^{-7} ~ 10^{-6} Bq/cm³ (主な核種⁶⁰Co, ⁵⁹Fe, ⁵¹Cr等) であったが、炉室内では検出下限濃度未満であった。

(植田 久男)

Table A.3.2. - 1 作業者の線量当量

計画線量当量 (mSv)		12	10	5	2
作業者の 線量当量	個人最大 (mSv)	8.7 (12)	0.7	3.5	* 0.8
F.B値 ()内は リングバッチ値	平均 (mSv)	3.7 (1.9)	0.4	0.4	* 0.3
作業者数 (人)	集団 (Parson · mSv)	139.0 (34.4)	0.7	19.8	* 0.8
主な作業内容		プール内 立入作業 (業者)	放射線管 理 (業者)	炉頂部 補助作業 (業者)	作業監督 (職員)

*APD値

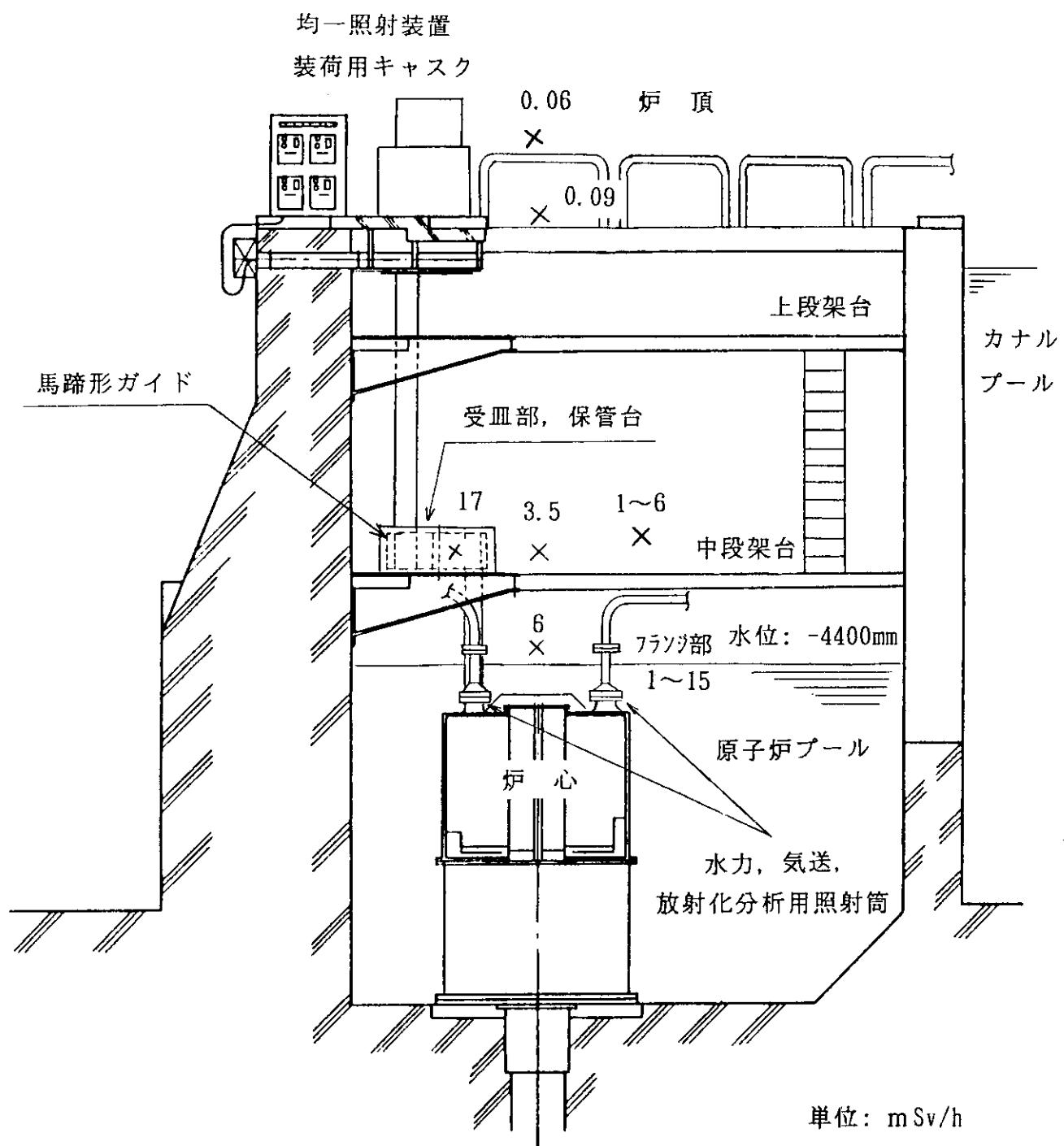


Fig. A.3.2-1 原子炉プール内の線量当量率

A.3.3 JPDR解体作業（第6期）における放射線管理

JPDR解体作業における第6期（1991年度）の特徴は、施設全域にわたって解体・撤去作業が同時に進められたことである。このため、解体に従事した請負業者の放射線業務従事者数は、過去最高の850人となった。

今期の主な解体作業は、原子炉格納容器における水ジェット工法と制御爆破工法による放射線遮蔽体の切断・破碎撤去工事及び廃棄物建家におけるガス溶断による22基の廃液タンク解体作業である。

以下に、これらの解体作業の概要と放射線管理状況について述べる。

(1) 原子炉格納容器：放射線遮蔽体の撤去

(a) 水ジェット切断工法

水ジェット切断工法では、高圧水をノズルから噴出させてコンクリート等ブロック状に切断する。切断されたコンクリートブロックは、バスケットに受けて回収し、廃棄物容器に収納される。

本作業の外部被ばくの最大値は、線量当量率 $100 \mu\text{Sv}/\text{h}$ 以上の遮蔽体圧力容器側にノズルの調整のため出入した作業者の被ばくで1.3 ミリシーベルトであった。作業区域では全面マスクやビニールアノラックを着用させたので、内部被ばく確認検査で有意な汚染は検出されなかった。

(b) 制御爆破工法

制御爆破工法では、撤去するコンクリートを削孔し、爆薬を装荷したのち遠隔操作でコンクリートを破碎する。この作業では、爆破時にコンクリート粉塵による空気汚染が問題となることが予想されたため、遮蔽体圧力容器側の換気系の空気汚染モニタリングを実施した。しかし、撤去したコンクリート中の放射能が低く、 ^{60}Co 等の汚染は検出されなかった。

Fig. A.3.3-1には、放射線遮蔽体圧力側の撤去前後の線量当量率分布の変化を示す。この図に示すとおり、放射線遮蔽体の撤去に伴って放射化コンクリートが除去されるので、遮蔽体内面部の線量当量は約1/500に低下した。

(2) 廃棄物建家

廃棄物建家における解体作業では、廃液タンクやポンプ及び配管類が、ガスとバンドソーを用いて切断・解体された。廃液タンクの解体では、汚染拡大を防止するため作業区域にビニールハウスを設置して局所排気装置を稼働させるとともに、作業者にはエアラインマスクや全面マスクを装着させて行わせた。その結果、ガス切断時の空気中濃度は、最大 $3.1 \times 10^{-6} \text{Bq}/\text{cm}^3$ (^{60}Co , ^{108}mAg) になったが、作業者の内部被ばく検査の結果では有意な汚染は検出されず、またビニールハウスからの汚染の漏洩も認められなかった。

(3) その他の建家

タービン建家では、海水循環系の大型配管や浄化脱塩器が解体撤去された後、コンクリート面の浸透汚染の剥離作業が行われた。ダンプコンデンサ建家では、配管弁類の除染試験と汚染金属ならびにRI添加による金属溶融造塊試験が行われた。制御建家では、化学実験室と除染実験室の機器が撤去された。これらの作業においては、被ばくや問題となる空気汚染及び表面汚染は発生しなかっ

た。

(4) 個人被ばく線量当量

第6期の解体作業における外部被ばく管理の結果は、集団線量当量で27.5人・ミリシーベルト、個人最大で1.3ミリシーベルト、個人平均で0.03ミリシーベルトであった。これらの被ばくは、放射線遮蔽体の撤去と廃棄物建家の機器の解体撤去によるものである。内部被ばく検査の結果では、今期も有意な汚染は検出されず、適切な内部被ばく防護が行われた結果によるものと思われる。

Table A.3.3-1には、解体工事開始から6期までの外部被ばく線量当量の推移を示した。この表に示すとおり、外部被ばくは、炉内構造物等の解体撤去が行われた4期をピークに減少しており、集団被ばく線量当量は解体作業の累積値で約300人・ミリシーベルトとなり、当初予測値の約1/3となっている。

(富居 博行)

参考文献

- 1) 西薗 竜也：保健物理－管理と研究－No.33 JAERI-M 91-171, 66-68 (1990)
- 2) 佐藤 信行：保健物理－管理と研究－No.32 JAERI-M 90-224, 48-49 (1989)
- 3) 佐藤 信行：保健物理－管理と研究－No.31 JAERI-M 89-212, 62-64 (1988)
- 4) 足利谷好信：保健物理－管理と研究－No.30 JAERI-M 88-226, 48-50 (1987)
- 5) 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.3.3-1 解体作業における被ばく線量当量の推移

Person・mSv

建家名	年度(期)	1986 (1期)	1987 (2期)	1988 (3期)	1989 (4期)	1990 (5期)	1991 (6期)	合計
原子炉格納容器	ND	2.5	17.6	216.5	39.5	12.3	288.4	
タービン建家	—	—	—	—	ND	ND	ND	
制御建家	ND	—	ND	ND	ND	ND	ND	
ダンプコンデンサ建家	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND	
廃棄物処理建家	—	—	—	—	—	—	15.2	15.2
その他	—	ND	ND	—	—	ND	ND	
請負業者合計	ND	2.5	17.6	216.5	39.5	27.5	303.6	
請負業者人數(人)	219	336	156	581	641	850	—	
職員	ND	ND	ND	1.9	0.5	ND	2.4	
職員人數(人)	88	120	122	111	110	111	—	
合計	ND	2.5	17.6	218.4	40.0	27.5	306.0	
累積値	ND	2.5	20.1	238.5	278.5	306	—	
個人最大(mSv)	ND	0.4	2.0	6.1	1.9	1.3	—	

フィルムバッジによる測定値

ND:すべて検出限界(0.2mSv)以下

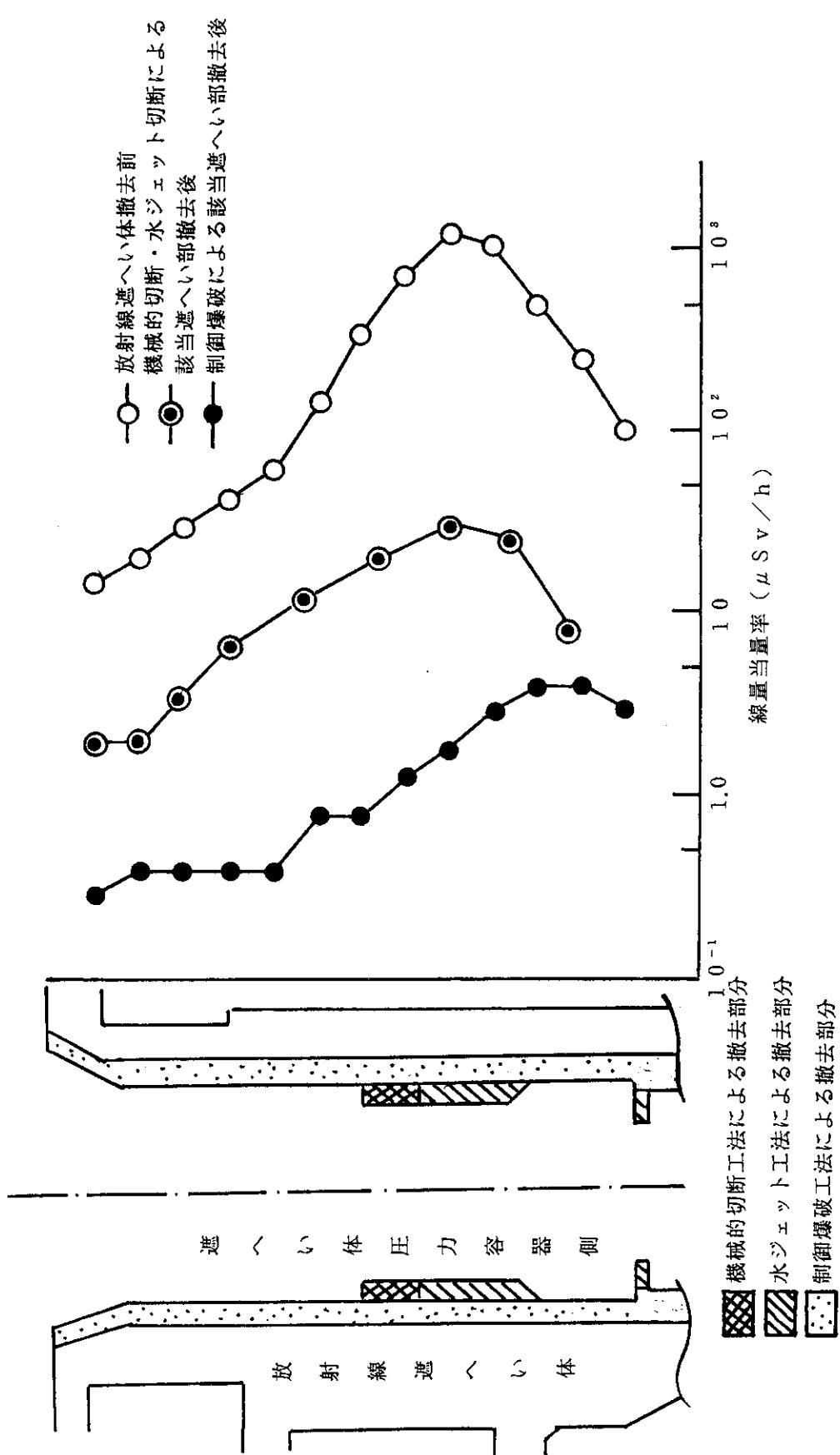


Fig. A.3.3-1 放射線遮へい体の撤去に伴う遮蔽体圧力側中心部の線量当量率分布の変化

A.3.4 電子計算機を用いたコンクリートケーブの遮蔽計算の検討

ホットラボの各ケーブ、セルでは、照射物を取り扱うため、その核種は多種類におよぶ。このため、実際の遮蔽計算において核種毎の評価を行うためには、電子計算機を用いることになるが、今回、遮蔽計算コード“QAD-CGGP 2”¹⁾を用いて、この計算に使用される γ 線エネルギーの分割範囲を変化させることによる実効線量当量への影響について検討した。

遮蔽計算コード“QAD-CGGP 2”は、“QAD-CGGP”的改良版であり、遮蔽体外側における γ 線スペクトルに実効換算係数を用いることによって実効線量当量を計算するものである。また、複合核種からの γ 線スペクトルを求めるために計算コード“GAMMA”²⁾を使用したが、このコードは、複合核種からの全ての γ 線を任意のエネルギー幅で分割し、そのグループ毎の放出強度(photon/sec)を求めるものである。

評価は、ホットラボで最も放射性物質の取扱量の多いモニタリングケーブをモデルケースとして選び行った。線源は点線源とし、ケーブ遮蔽壁の表面から10cmの位置における実効線量当量を求めた。遮蔽壁は、厚さ1mのマグネタイトコンクリートであるため、評価点における γ 線スペクトルは、初期のスペクトルとは大きく異なることが予想される。ここで、使用される γ 線放出核種、約50核種について、これらの核種から放出される γ 線エネルギーを前述の“GAMMA”コードにより、50keV、100keV、200keV、400keV及び800keV毎の分割幅でそれぞれグループ分けし、各分割範囲の中央値を計算コードの入力 γ 線エネルギーデータとした。Fig. A.3.4-1に100keVと400keV毎に分割した場合の γ 線スペクトルを示す。

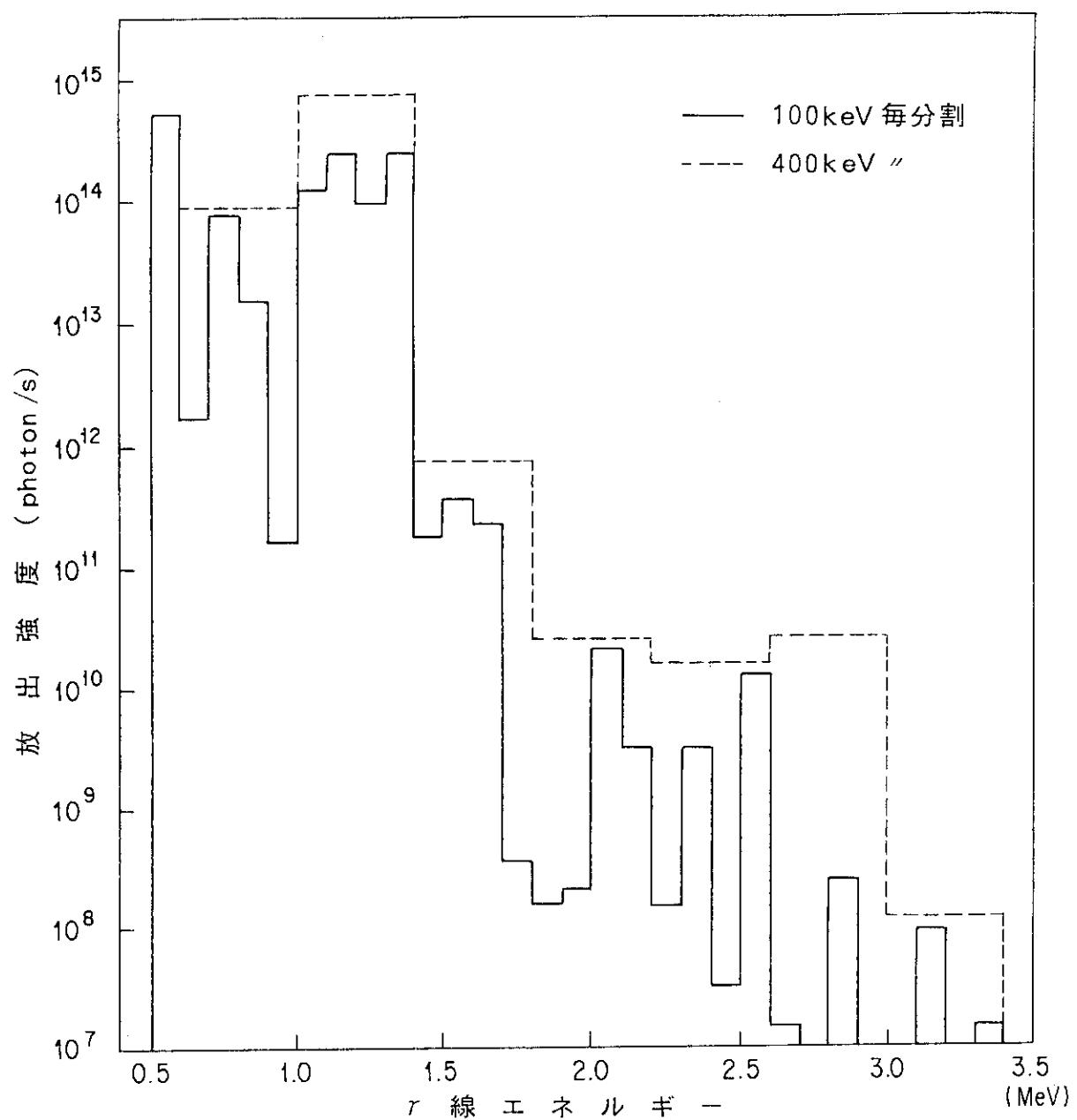
計算の結果、Fig. A.3.4-2に示すように、50keV分割と100keV分割の場合の実効線量当量は、ほぼ同様の値となっているが、分割幅が大きくなるにつれ、計算結果が小さくなってくる。また、Fig. A.3.4-3に、100keV分割の場合の各 γ 線エネルギーグループからの実効線量当量への寄与率を示すが、当ケーブ内の線源による実効線量当量は1.0から1.4MeVの γ 線による寄与が全体の約98%を占めている。

これらの結果から、コンクリートケーブの場合、 γ 線エネルギーの分割は、100keV程度以下の幅で行う必要があり、それ以上の分割幅では、相対的に過少評価となる。ただし、安全側の評価とするため、計算に使用する γ 線エネルギーの値として、各分割幅の上限値を使用した場合には、中央値を使用した場合に比べ、100keV分割のとき約38%，200keV分割では約100%の過大評価となる。ホットラボ内の他のケーブ、セルもほぼ同様な核種構成となっており、実際の被ばく線量評価にあたっては、遮蔽体の厚さ及びエネルギースペクトルに応じた適切な分割方法を考慮する必要がある。

(小畠 一)

参考文献

- 1) Y. Sakamoto et al., QAD-CGGP 2 AND G33-GP 2 ; REVISED VERSIONS OF QAD-CGGP AND G33-GP, JAERI-M 90-110, (1990)
- 2) 白石忠男, γ 線スペクトル計算コード“GAMMA”

Fig. A.3.4-1 モニタリングケーブにおける γ 線エネルギースペクトル

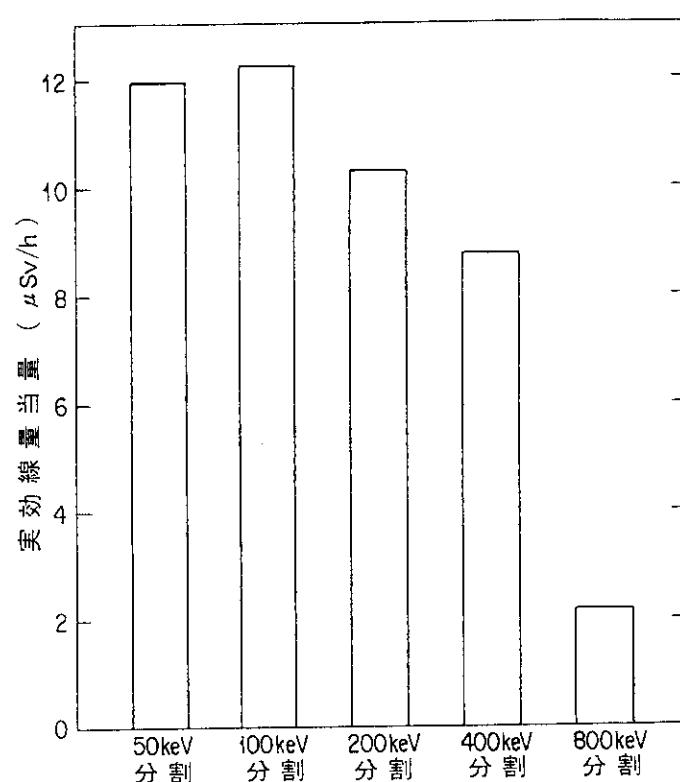


Fig. A. 3.4-2 分割グループ毎の実効線量当量

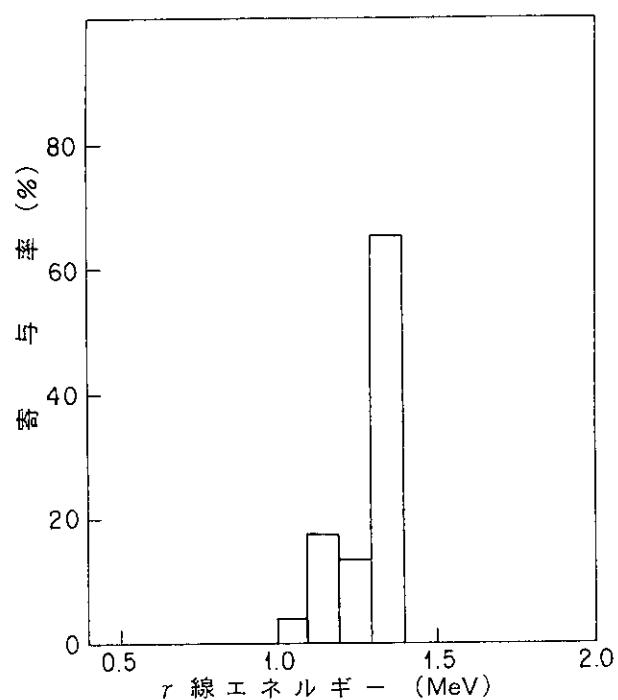


Fig. A. 3.4-3 実効線量当量への寄与率

A.3.5 燃料試験施設セル除染作業時の放射線管理

燃料試験施設では、PWR等の使用済み燃料の照射後試験がセル内で実施されている。試験を確実に遂行するために、定期的にセル内の各種照射後試験装置及び設備の保守点検作業が行われる。この保守点検作業の被ばくを低減するために、セル内除染作業が、前もって実施されている。

1991年度は、 $\alpha\gamma$ No. 1, No. 2, $\beta\gamma$ No. 1からNo. 6セルの全てのセルについて除染作業が実施された。今年度の除染作業における集団線量当量は、21人・ミリシーベルトで、この集団線量当量の約80%は、 $\beta\gamma$ No. 3セルの除染作業によるものであった。 $\beta\gamma$ No. 3セルは、燃料棒の切断、試験試料作成等の照射後試験（取扱い推定量：200TBq）を行っているため、セル内の汚染レベルは他のセルより1桁程度高く、そのため除染作業時の被ばくは、他のセルに比べ大きくなつた。今回 $\beta\gamma$ No. 3セル除染時のモニタリング結果について報告する。

$\beta\gamma$ No. 3セル内の表面密度は、セル内装置機器及びその周辺が高く、遠隔除染後最大で $6.8 \times 10^3 \text{Bq/cm}^2$ (β (γ)) であった。また、セル内の線量当量率は、内装機器の汚染度及びインセルフィルタに捕集された放射能に依存しており、最大で 4.0mSv/h であった。 $\beta\gamma$ No. 3セル内の立入除染前の表面密度及び線量当量率をTable A.3.5-1に示す。空气中放射能濃度は、立入除染初日のインセルフィルタの交換及び架台面の除染作業時に最大 $2.4 \times 10^{-3} \text{Bq/cm}^3$ (β (γ)) であった。空气中放射能濃度は、除染作業の進行に伴い低くなつたが、事前に遠隔除染が実施できない高所壁の除染作業時には、一時的に濃度の上昇がみられた。 $\beta\gamma$ No. 3セル除染作業時における空气中放射能濃度の日変化をFig. A.3.5-1に示す。

除染作業者の外部被ばくの低減のため、セル立入前に、マニプレータによる遠隔除染を実施し、セル内の線量当量率を低下させた。また、セル内立入除染作業時には、作業者に基本線量計（フィルムバッジ（FB）及びリングバッジ（RB））の他、日々の被ばく管理を行うための熱ルミネンス線量計（TLD）、TLDリングバッジを着用させ、セル内の汚染レベル、線量当量率及び作業内容から推定した作業期間中の計画線量当量を超えないように管理した。その結果、 $\beta\gamma$ No. 3セル除染時の集団線量当量は、作業者16人で、16.9人・ミリシーベルト、個人最大 1.6mSv であり、計画線量当量以内に抑えることができた。また、組織線量当量の個人最大は、 62.1mSv （皮膚）であり、前年度と比較し約2倍の値となつた。この原因は、除染作業中に当該作業者が手袋の交換を怠ったため、手袋に付着した汚染による被ばくであった。

除染作業終了後のFB及びRB返却時の実効線量当量、組織線量当量の推定評価は、TLD及びTLDリングバッジの測定値に、これまで $\beta\gamma$ No. 3セル除染作業で求めた補正係数を乗じた値を用いた。Table A.3.5-2にFB、RBの線量当量及びTLDからの推定線量当量を示す。この結果から、TLDを用いた作業現場における被ばく管理は、有効であることが確認できた。

作業者の内部被ばくは、セル内の表面密度及び空气中放射能濃度のレベルに応じて適切な呼吸保護具を着用することにより防護した。その結果、毎日の作業後の鼻孔スマヤ及び除染作業終了後のホールボディカウンタの測定では、内部被ばくは検出されなかつた。

今後、燃料試験施設においては、高燃焼度燃料及びATR燃料の本格的な照射後試験が予定されており、今まで以上にセル内の汚染レベルの上昇が予想される。このため、これまでのセル内除染作

業における放射線管理データを、除染前に取扱われたセル内の放射能との関連で整理し、作業前の
被ばく防護計画に反映させるよう検討を進めている。

(横須賀 美幸)

Table A.3.5-1 $\beta\gamma$ No.3 セル内立入除染前の表面密度及び線量当量率

測定点	表面密度 (Bq/cm^2)		線量当量率 (mSv/h)
	α	β (γ)	
①	—	—	2.5
②	4.3×10^0	2.0×10^2	1.5
③	—	—	4.0
④	8.0×10^{-1}	2.3×10^1	0.8
⑤	1.7×10^0	4.1×10^1	2.5
⑥	5.0×10^1	1.8×10^3	0.9
⑦	2.7×10^1	1.1×10^3	1.0
⑧	7.2×10^1	2.5×10^3	—
⑨	6.3×10^0	4.2×10^2	0.8
⑩	9.2×10^1	2.9×10^3	1.4
⑪	1.7×10^1	8.9×10^2	1.8
⑫	3.0×10^1	1.6×10^3	0.8
⑬	1.9×10^0	8.3×10^1	0.8
⑭	4.6×10^0	1.7×10^2	0.5
⑮	1.5×10^2	6.8×10^3	1.0
⑯	2.1×10^1	7.4×10^2	1.5
⑰	—	—	1.9
⑱	2.3×10^1	9.4×10^2	—

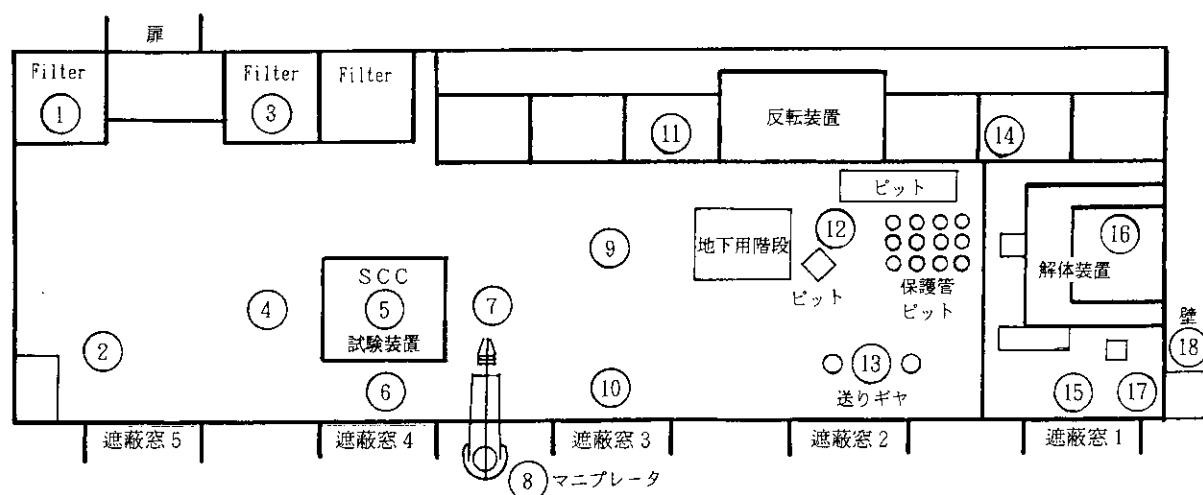
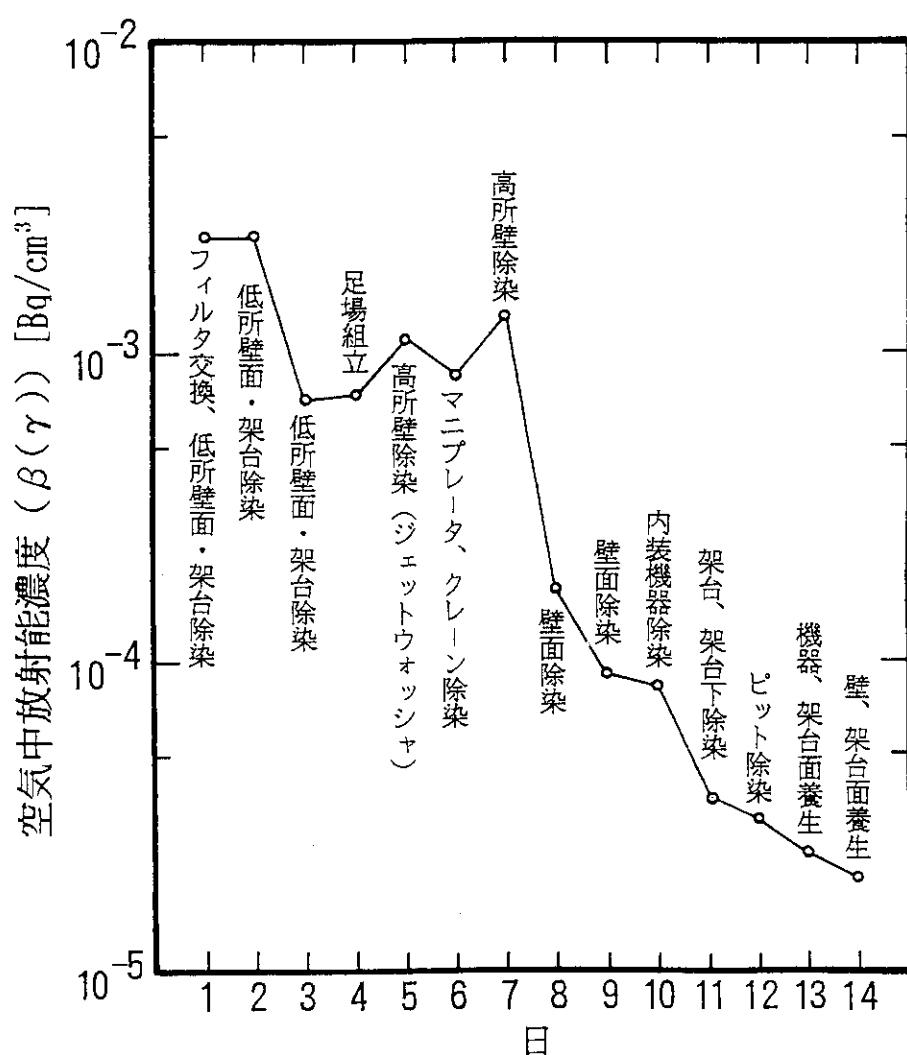


Table A.3.5-2 $\beta\gamma$ No. 3 セル除染作業における線量当量

		基本線量計 (FB, RB) による評価値	TRDからの推定値
実効線量当量	個人最大 (mSv)	1.6	1.6
	個人平均 (mSv)	1.1	1.0
	集団 (person · mSv)	16.9	16.4
組織線量当量(皮膚)	個人最大 (mSv)	62.1	82.8
	個人平均 (mSv)	17.7	17.4
作業人数 (人)		16	

Fig. A.3.5-1 $\beta\gamma$ No. 3 セル除染作業時における空気中放射能濃度の日変化

A. 3.6 WASTEFにおけるオフガス処理系機器更新作業時の放射線管理

高レベル廃棄物の処理・処分に関する試験・研究の一環であるガラス固化体の閉じ込め安全性試験を行うため、WASTEF No. 2 セルにはガラス固化体作製装置が設置されている。

ガラス固化体作製時に発生する気体廃棄物を処理するため、オフガス処理系機器が No. 2 セル内に設置されている。この処理系機器は、1988年から1991年にかけて行われた高レベルの再処理廃液を用いたガラス固化体の作製（取扱い放射能量：約400TBq）に伴い、同処理系のフィルタ等を収納する容器、配管等に、 ^{137}Cs 等の汚染が蓄積した。また、同処理系の気体廃棄物の処理性能を向上させ、さらに遠隔保守を可能にするため、1992年1月22日から同年3月23日まで同処理系の更新作業が行われた。作業は極力操作室からの遠隔操作で行われ、セル内への立入作業は3月9日から3月23日まで行われた。更新前後のオフガス処理系統図をFig. A. 3.6-1 及び2に、本作業時の放射線管理データをTable A. 3.6-1 に示す。以下に本作業時の放射線管理について述べる。

(1) 外部被ばくの管理

セル内作業者の外部被ばくを低減するため、作業前にセル外からの遠隔操作でセル内高レベル廃棄物を搬出し、セル内周辺機器等への鉛遮蔽体（厚さ5mmから20mm）を取付けるとともにオフガスフィルタ等を撤去した。この結果、作業位置の線量当量率を、10mSv/hから5.0mSv/hに低減することができた。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全身は5.0mSv、手部の組織線量当量は50mSvとし、セル内作業中は、時間管理を行った。外部被ばく管理には、フィルムバッジ（F.B）及びリングバッジ（R.B）の他、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）を使用した。作業期間中の作業者の実効線量当量と組織線量当量は、個人最大で各々1.7mSv、14.5mSv であり、いずれも計画線量当量のほぼ1/3程度であった。また、集団線量当量（作業者数：19人）は、15.3人・ミリシーベルトであった。

(2) 内部被ばくの管理

セル内の空气中放射能濃度は、高濃度になることが予測されたため、セル内作業者はハーフスース（淨氣式加圧服）、ビニールアノラック等を着用させて内部被ばくを防止した。また、空気汚染のセル外への拡大防止対策として、 β ・ γ アイソレーション室内にグリーンハウス（G.H）を設置した。作業時におけるセル内の空气中放射能濃度は、 β (γ) : $4.0 \times 10^{-4} \text{Bq/cm}^3$ (主核種： ^{137}Cs)、 α : $8.0 \times 10^{-6} \text{Bq/cm}^3$ (主核種： ^{241}Am) であった。作業期間中作業者の鼻孔に汚染は検出されなかった。

(3) 表面汚染の管理

セル内の表面密度は、 β (γ) : $1.4 \times 10^4 \text{Bq/cm}^2$ 、 α : $2.7 \times 10^2 \text{Bq/cm}^2$ と高い汚染レベルにあり、セル内作業者の退出に伴いセル外への汚染拡大を防止するため、アイソレーション室に設置したG.H内においてセル内作業者の防護衣の除染等を行った。このことにより、G.H以外への汚染拡大は防止された。

(4) まとめ

本作業は、セル内の高線量当量率、高汚染場での作業であったが、可能な限り遠隔操作で行い、またセル内の高線量当量率の機器類の遮蔽を行った結果、作業者の外部被ばくは計画線量当量の

1／3に抑えることができた。また、適切な呼吸保護具の着用により作業者の身体汚染は検出されなかった。

(村山 卓)

Table A.3.6-1 オフガス処理系更新作業時の放射線管理データ

項目	作業期間	1992年3月9日～3月23日
セル内作業位置の線量等量率 (mSv/h)		5.0
セル内の空気中放射能濃度 (Bq/cm ³)	β (γ) : 4.0×10^{-4} α : 8.0×10^{-6}	
セル内の表面密度 (Bq/cm ²)	β (γ) : 1.4×10^4 α : 2.7×10^2	
実効線量当量	個人最大 (mSv)	1.7
	個人平均 (mSv)	0.8
	集団線量当量 (Person · mSv)	15.3
組織線量当量	最大 (mSv)	14.5
作業者数 (人)		19

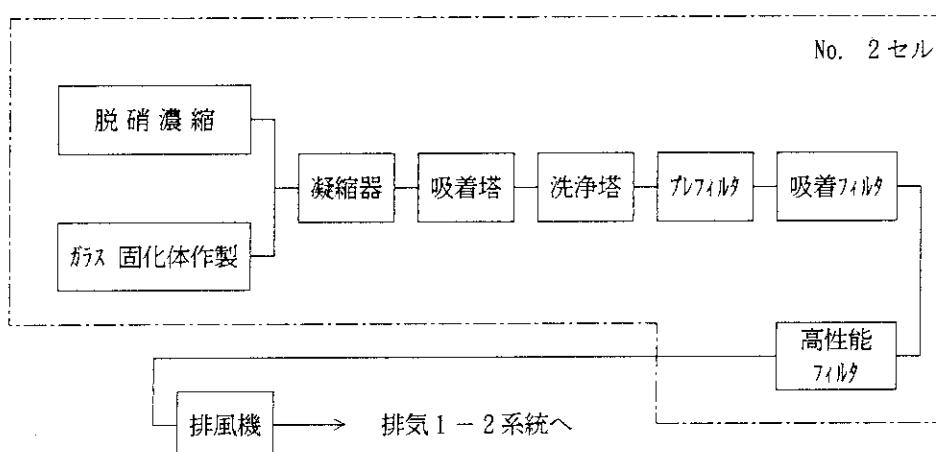


Fig. A.3.6-1 更新前オフガス処理系統図

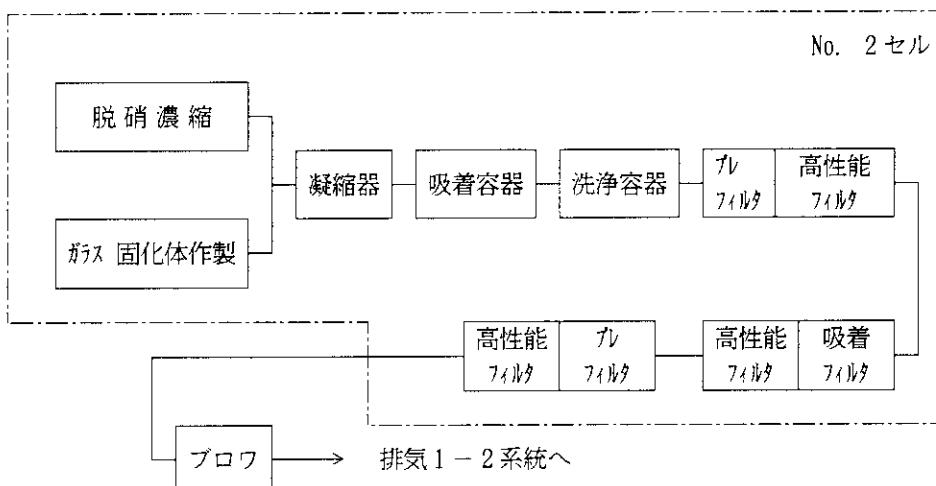


Fig. A.3.6-2 更新後オフガス処理系統図

A.3.7 再処理地区における放射線モニタ集中監視装置の整備

放射線モニタ集中監視装置は、放射線管理業務の省力化、効率化を図る目的で整備が進められており、1991年度は再処理地区に整備した。再処理地区の放射線管理用モニタは、スタックダストモニタが主であり、一部の施設にスタックガスモニタが設置されている。本装置は前年度までに整備した他地区の集中監視装置と同様、トレンド表示、モニタ状態表示、モニタの異常監視等の機能を有している他、集中監視システム検討委員会の検討結果を反映したアプリケーションソフトを作製した。

(1) ハードウェアの概要

集中監視装置は、再処理特研放管居室に設置した。本装置は、パーソナルコンピュータ、信号伝送モジュール、プリンタ、無停電電源等から構成されている。本装置のハードウェアの概略図をFig. A.3.7-1に示す。

(2) ソフトウェアの概要

本装置の基本ソフトウェアは、放射線管理用モニタのデータ収集、情報の処理、演算処理等を同時に使う必要があるため、パソコンレベルでマルチタスク処理を可能にした「OS/2」を採用している。以下に本装置の特徴的な機能を述べる。

(a) トレンド表示

集中監視システム検討委員会の結論では、データ収集の周期はスタックダストモニタは1分毎、スタックガスモニタは30秒毎を基本としており、また、モニタが警報を発した時は10秒毎データも収集できるようにすることとしている。しかしながら、警報発報時のみ10秒毎とすることは、ソフトウェアの構成上得策ではないことが判ったため、本装置では全て10秒毎にデータを収集することとした。したがって、10秒毎、30秒毎、1分毎、10分平均値を選択することによりこれらのデータをトレンド表示としてCRT画面で確認することができる。

(b) 放射線管理用モニタ状態表示

再処理地区の平面図上に各施設のスタックモニタの10秒毎データとモニタの状態がCRT画面に表示される。モニタの状態表示には、正常、故障、停止中、点検中、警報Ⅰ及び警報Ⅱがあり、それぞれ色別して表示される。故障表示は、モニタの指示値が設定された時間以上連続して指定値以下となった場合に色表示されるとともにブザーが発報する。停止中及び点検中は、モニタの点検整備等の開始時にオペレータの判断で設定し、表示される。なお、停止中及び点検中の間のデータは収集するが、故障及び警報の判断は行わないよう設計した。

(c) 放射性ガスの放出量等の評価

放射性ガスの放出量等の評価をする場合は、メニュー画面で対象とするモニタを選択し、CRT画面上に表示させた30秒毎データのトレンドを用い、カーソルで放射性ガスの放出範囲（起点と終点）を設定することにより解析できる。これらの一連の操作により放出時間、最大放射能濃度、平均放射能濃度、排出RI量等が演算され、CRT画面上に表示されるとともにハードコピーも出力できるようになっている。放出解析の結果をFig. A.3.7-2に示す。

(d) スタックダストモニタの検出下限値

スタックダストモニタの自然計数率の長期変動から検出下限値を求めるため、1分毎データの1日最大値がハードディスクに保存（最大245日分）され、オペレータの操作によりこれらのデータがグラフ化される。また、カーソル位置のデータは、月日と指示値が画面に表示されるので、ノイズ等で上昇したデータについては削除することができる。ノイズ等のデータを削除した後、オペレータの操作により検出下限値が演算され、結果をCRT画面に表示するとともにハードコピーも出力できるようになっている。検出下限値の演算結果をFig. A.3.7-3に示す。

(e) 管理記録の作成

管理記録としてはモニタの指示記録の他、放出ガス解析を行った施設については排出ガス測定記録、スタックダストモニタの検出下限値の演算結果及びスタックダストモニタの使用条件が出力される。

以上の機能を持った本装置は、1992年3月に完成し、再処理地区の各施設のモニタを集中して監視することにより放射線管理業務の合理化が図られ、各モニタの稼働状況の把握及び帳票作成の省力化、効率化に役立っている。

（吉野 敏明）

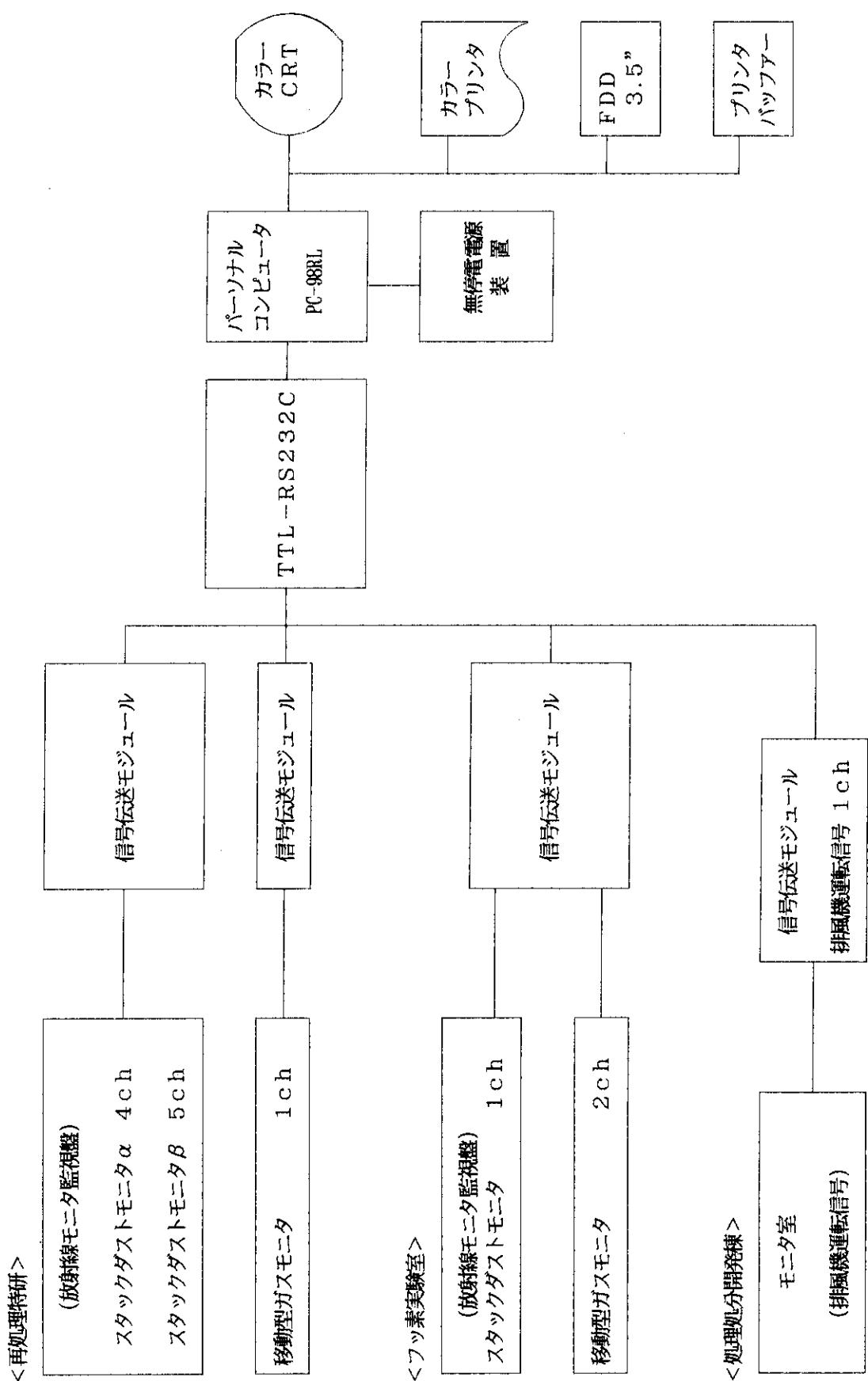


Fig. A. 3.7-1 ハードウェアの概略図

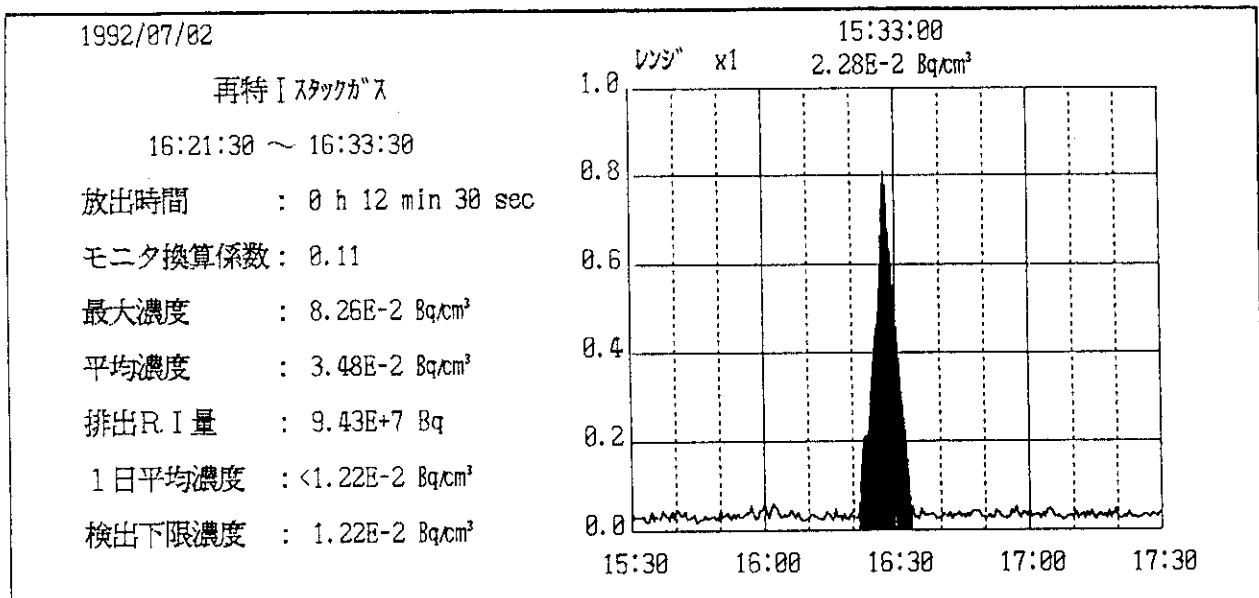


Fig. A.3.7-2 放出解析の結果

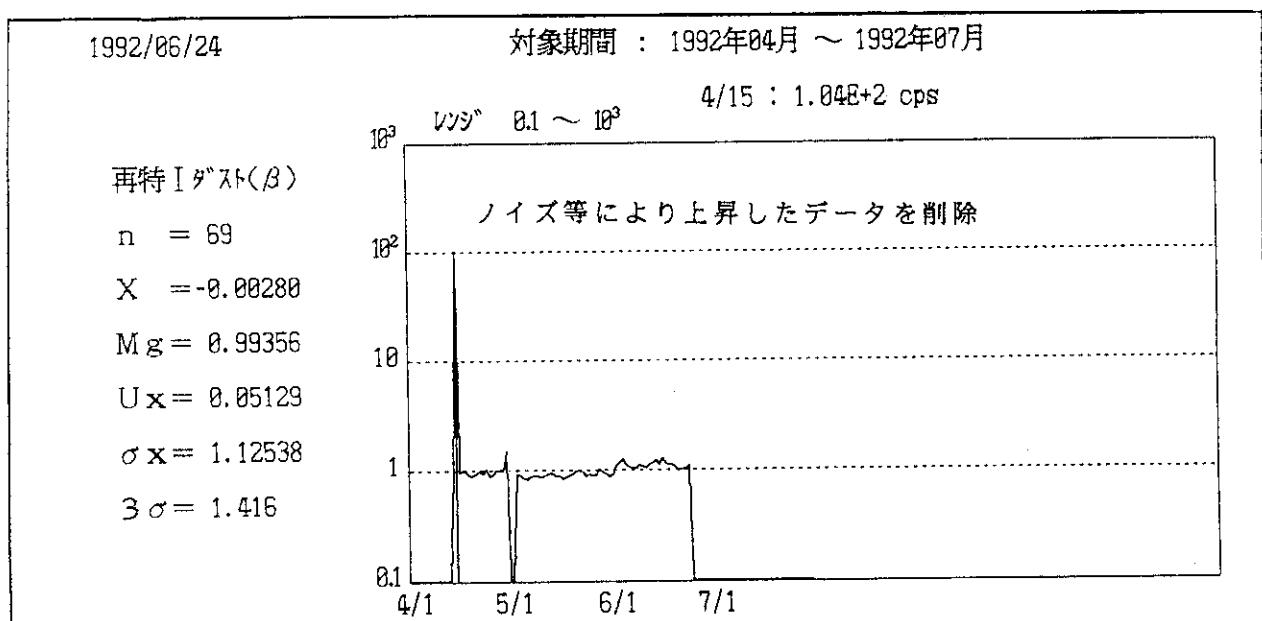


Fig. A.3.7-3 検出下限値の演算結果

A.3.8 NUCEFの放射線管理設備

NUCEFは、核燃料サイクルの確立を推進する目的で、臨界安全性、高度化再処理プロセス及びTRU廃棄物安全管理システムに関する研究を行うための施設であり、1993年度内の稼働を目指して整備が進められている。建家は地下1階、地上3階建で、実験棟A及び実験棟Bから構成され、実験棟Aは、2基の臨界実験装置、核燃料調整設備等からなる原子炉施設、実験棟Bは、再処理プロセス試験設備、TRU廃棄物処理処分に関する試験設備等からなる核燃料物質等使用施設に大別することができる。

以下では、本施設に設置される放射線管理設備の概要について報告する。なお、放射線管理設備の設置にあたっては、すでに報告した本施設の放射線管理上の特殊性¹⁾及び放射線管理業務の効率化を考慮した。NUCEF放射線管理設備の構成をFig. A.3.8-1に示す。

(1) モニタリングシステム

モニタリングシステムは、排気筒（系）モニタリング設備、作業環境モニタリング設備及び事故時用モニタリング設備で構成され、集中監視用電算機による集中監視を行う。さらに、作業環境モニタリング用の各モニタ検出端付近に現場表示器を設置し、線量当量率、空气中放射能濃度等のモニタリング情報を作業者に提供するとともに、警報発生時には従来のブザー音に音声出力を追加することにした。

また、制御室と放管居室の管理区域外2箇所及び試料測定室と燃取室（VI）の管理区域内の2箇所の計4箇所に集中監視装置端末を設置し、各モニタの現在値、状態表示の監視及び臨界実験装置の運転情報等のプロセス情報の参照が行えるようにした。

Fig. A.3.8-2に空气中放射能濃度モニタリング系統概略図を、また、Fig. A.3.8-3に実験棟1階部分のモニタ等配置図を示す。

(a) 排気筒（系）モニタリング設備

排気筒が実験棟A、実験棟Bで供用しているため、排気筒及び両棟の排気系統にガスマニタ及びダストモニタを設置し、さらに排気筒には、ヨウ素モニタ及びトリチウムサンプラーを設置した。排気筒に設置されるダストモニタは自動ろ紙交換型で、排気風量、サンプリング空気量等のデータがオンラインで集中監視用電算機に送られ、空气中放射能濃度の計算等の処理がリアルタイムで行われる。

(b) 作業環境モニタリング設備

作業環境モニタリング設備としては、 γ 線エリアモニタ、中性子線エリアモニタ、室内ガスマニタ、室内ダストモニタ、可搬型 γ 線エリアモニタ及び可搬型ダストモニタを設置することにし、すでに報告した考え方^{2), 3)}に基づいて配置した。

空气中放射能濃度の監視では、局所サンプリング端における空気サンプリングに加えて、広い範囲の包括的な監視が行えるように、集中モニタリングや一般モニタリングによる監視方法を採用した。また、集中モニタリング系統と炉室・炉下室の一般モニタリング系統では、モニタを自動ろ紙交換型とした。さらに、これらの系統のサンプリング配管に電動弁を取付け、各サンプリング場所毎のモニタリングも可能とした。

(c) 事故時用モニタリング設備

事故時用モニタリング設備としては、事故時用 γ 線エリアモニタと事故時用排気筒ガスモニタ（単位時間あたりの放出量が算出可）を設置した。さらに、事故時に建家外から排気筒と建家の空気をサンプリングできるよう、事故時用サンプリング配管も布設した。なお、炉室内に設置する事故時用 γ 線エリアモニタ及び事故時用放射線監視盤は、耐震クラスをBとした⁴⁾。

(2) 放射線管理用機器

(a) 被ばく管理システム

作業者の被ばくがある程度高くなることが予想されること及び常時100名程度が管理区域内作業を行うため、作業者の日常の被ばく管理には、警報付ポケット線量計(APD)を用い、パソコンによるデータ処理を行うことにした。なお、フィルムバッジのバーコード情報をを利用して、APDを装着する作業者の識別を行うことにした。

(b) 記憶式サーベイメータ

管理対象面積が広いため(約13,000m²)、作業環境の線量当量率の測定を効率的に行うとともに省力化を図る目的で、記憶式サーベイメータを採用した。測定場所は任意に設定でき、また、測定データは集中監視用電算機に伝送されて、マップ作成等の処理が行われる。

(c) ろ紙ホルダ

作業環境の空气中放射能濃度を定期的に評価するためのサンプリング端が、建家内に数多く設けられている。そのため、多量のフィルタの測定及びデータ処理を効率的に行う目的で、ICメモリによる記憶部を備えたろ紙ホルダを採用した。ろ紙ホルダの記憶部には、サンプリング場所とサンプリング時期が登録されており、ろ紙測定時にその記憶部の情報が測定データとともに集中監視用電算機に伝送され、自動的にサンプリング場所を判別し、濃度の演算、帳票作成等が行われる。

(d) データベース管理部

本施設では、多種多様な放射線作業が実施されるため、放射線管理にも様々な判断が必要とされると考えられる。そのため、実施された放射線作業についてのデータベースを構築し、類似作業の検索を行うことによって、以降に実施される放射線作業状況の大まかな予測が行えるようなシステムを作成する。

(藪田 肇)

参考文献

- 1) 長谷川圭佑：保健物理－管理と研究－No.29, JAERI-M 87-147, 54~56 (1987)
- 2) 沢畠 啓：保健物理－管理と研究－No.30, JAERI-M 88-226, 54~55 (1988)
- 3) 重田幸博 他：日本保健物理学会 第26回研究発表会要旨集, B 6-16 a (1991)
- 4) 重田 幸博：保健物理－管理と研究－No.31, JAERI-M 89-212, 82 (1989)

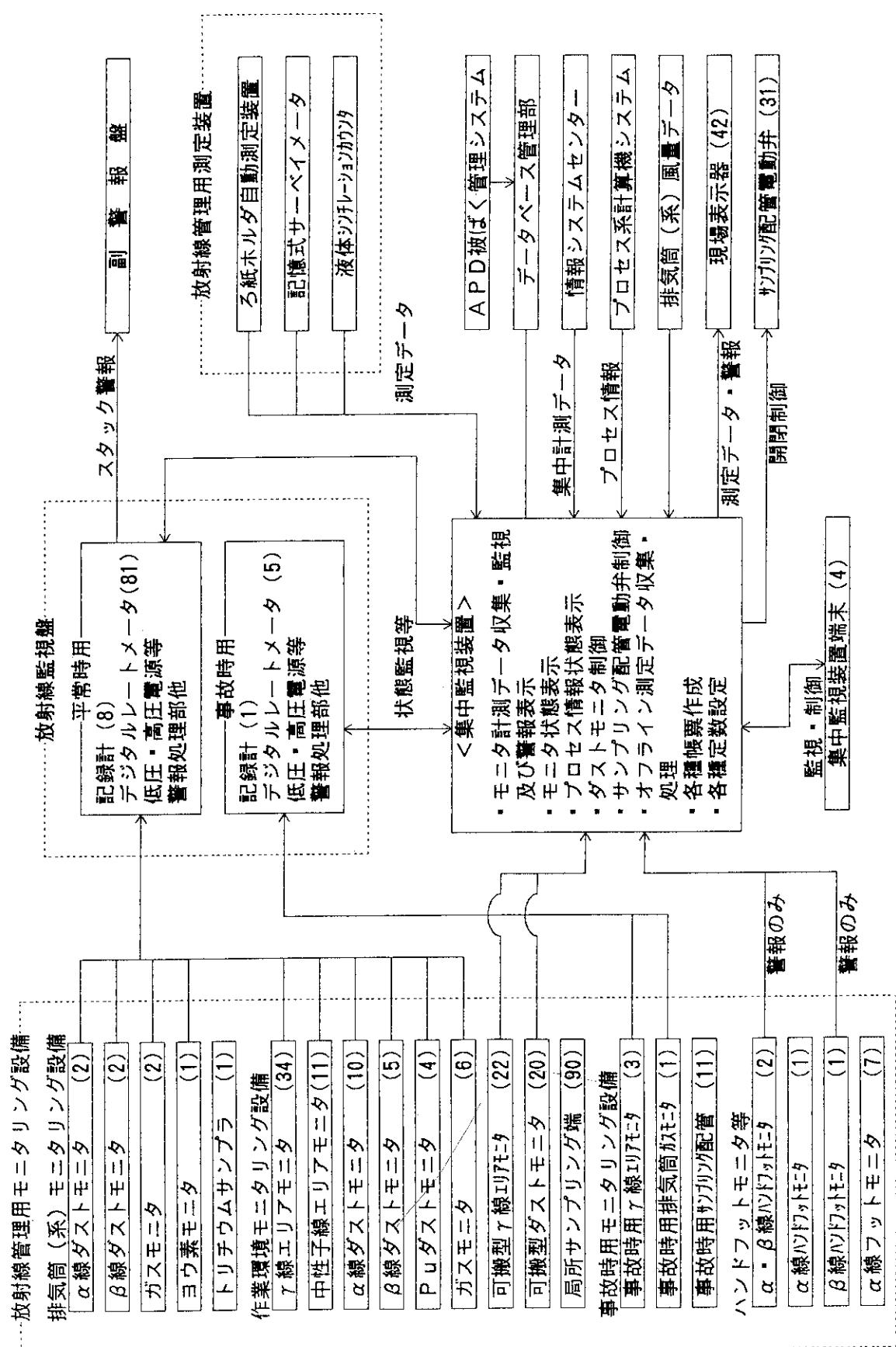


Fig. A. 3. 8-1 NUCEF 放射線管理設備の構成

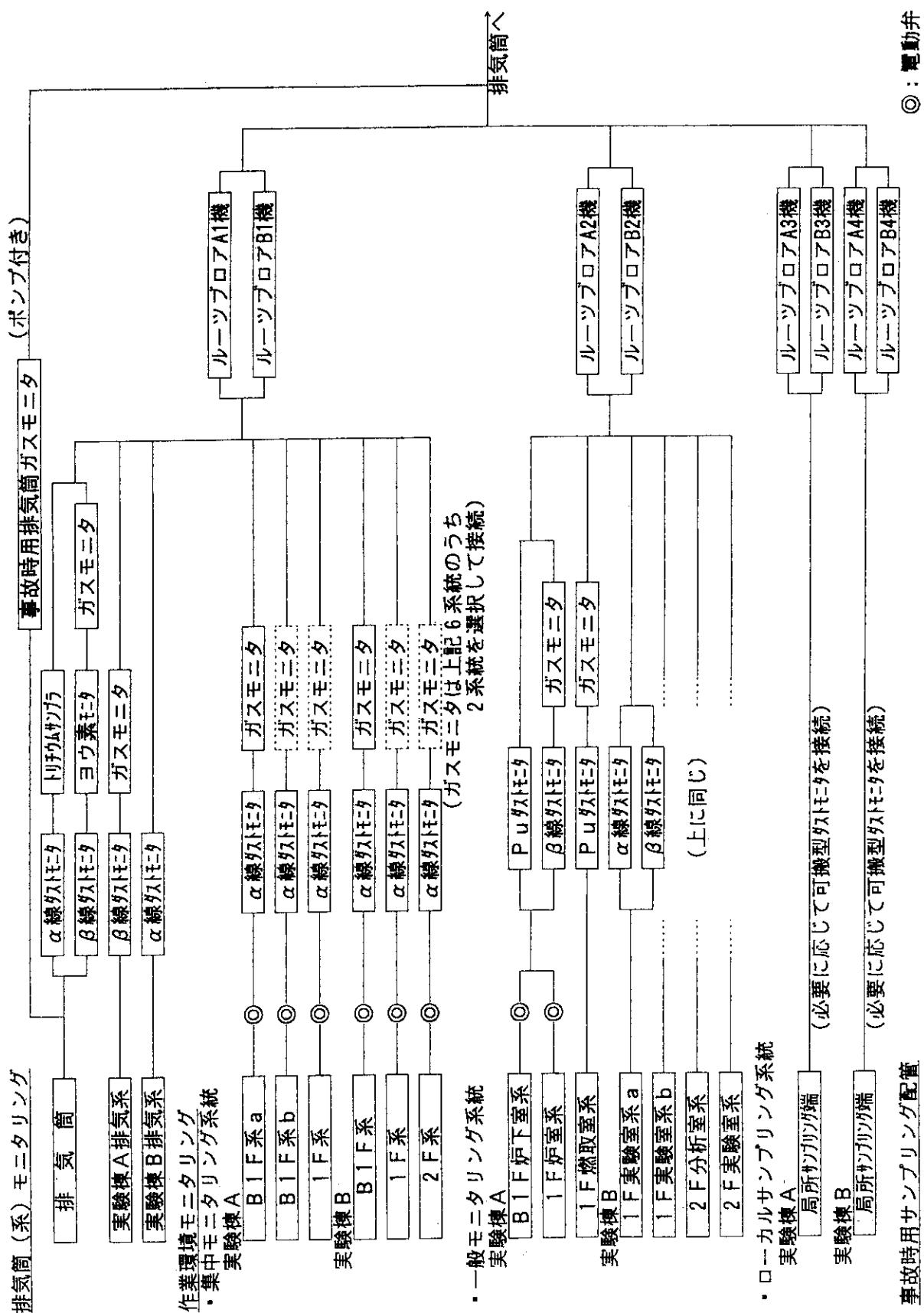


Fig. A. 3.8-2 NUCEF建家空気中放射能濃度モニタリング系統概略図

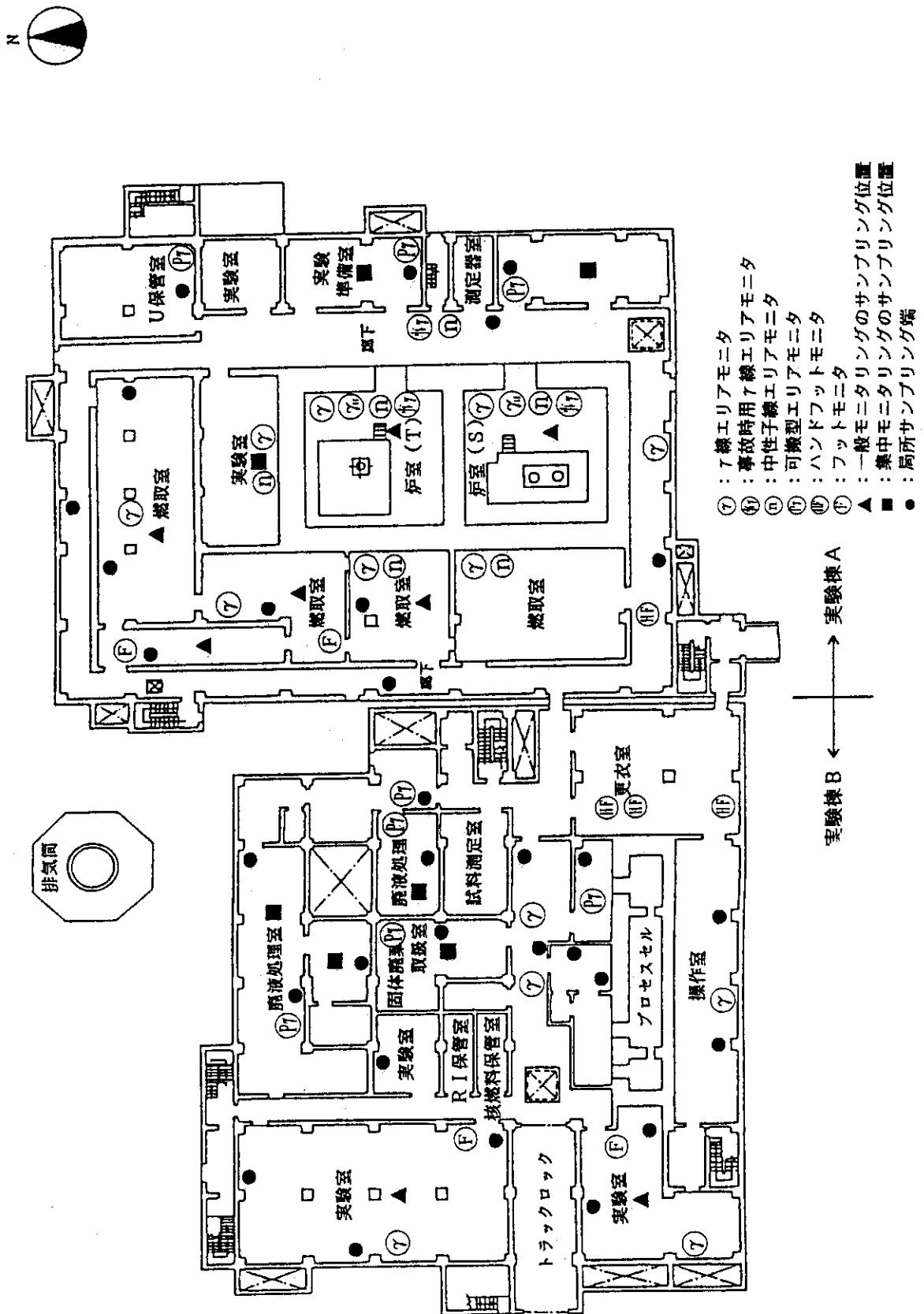


Fig. A.3.8-3 NUCEF建家内モニタ等配置図(1階)

1 A. 4 環境放射能の管理

A. 4.1 概要

東海研究所周辺監視区域内外の環境放射線及び環境試料のモニタリングを1990年度と同様に実施した。

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

上記監視・測定のほか、次の業務を行った。

- (1) 液体廃棄物処理施設の更新、大洗研究所廃棄物管理事業の開始及び原子力船「むつ」の解役工事のための設置変更申請に必要な環境被ばく線量の評価を行うとともに資料作成に協力した。
- (2) 放射線障害防止法（規則）の改正に伴う予防規定、放射線管理手引及び安全取扱手引の改訂、放射線管理状況報告の手引の策定に協力した。
- (3) 茨城県環境監視計画で定めている平常時環境モニタリングマニュアルの改訂に協力した。
- (4) 茨城県原子力防災訓練計画の作成に協力するとともに、1991年11月12日に実施された訓練に参加した。
- (5) IAEA放射性物質安全輸送規則（1985年版）取入のための法令改正に伴う保安規定等の所内規定の改訂に協力した。
- (6) 原子炉施設標準保安規定及び保安規定運営要項の検討を行った。
- (7) 大洗研究所、むつ事業所の環境試料の化学分析を行った。

（片桐 浩）

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

モニタリングステーションによる空気吸収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、これらの原因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集塵した試料から求めた大気中放射能濃度の月間変動をFig. A.4.2-1に示す。大気中の α 放射能濃度及び β 放射能濃度は、固定ろ紙式ダストモニタにより放射性塵埃をろ紙上に1週間連続捕集し、捕集後72時間以上放置した後、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気吸収線量率の監視結果をTable A.4.2-2に示す。表中の「最大」は10分間平均の月間最大値であり、これらの原因は廃棄物輸送、降雨等の影響によるものである。表中特に高い値は、保管体収納作業の影響によるものである。

(3) 定点における空気吸収線量率

1990年度と同様、19点で γ 線空気吸収線量率の測定を4月と10月に実施した。照沼（如意輪寺）において、客殿建設による影響で線量率が上昇したが、その他の地点については、異常は認められなかった。測定結果をTable A.4.2-3に示す。

(4) 環境中の積算線量の監視

1990年度と同様、TLDによる3ヶ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ヶ月間の積算線量の測定結果をTable A.4.2-5に示す。

(5) γ 線空気吸収線量率の走行測定

1990年度と同様、走行サーベイを1991年4月に実施し、緊急時サーベイのための基礎データを得た。

(6) 気象観測

1990年度と同様、各気象要素について連続観測を行った。また、10m高の超音波型風向風速計の分解・整備を行い、気象庁の検定を受けた。プロペラ型風向風速計、ネオ日射計のオーバーホール再検定を行った。

(7) その他の管理業務

- (a) 液体廃棄物処理施設の更新に伴う環境被ばく線量評価及び原子炉設置申請書添付書類九の見直しを行った。また、大洗研究所廃棄物管理事業の許可申請及び原子力船「むつ」の解役工事に係る被ばく線量評価を行うとともに資料作成に協力した。
- (b) 屋外放射線管理施設の品質保証計画書を改訂した。
- (c) モニタリングステーション1、2の建家の増築及びモニタリングステーション3、4の建家の改築を実施した。
- (d) 放射線障害防止法（規則）の改正に伴う予防規定や安全取扱手引の改正、放射線管理状況報

告の手引の作成に協力した。

- (e) 茨城県環境監視計画に係る平常時環境モニタリングマニュアルの改訂に協力した。
- (f) 茨城県原子力防災訓練計画の作成に協力するとともに、訓練(1991年11月12日)に参加した。

(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の月平均と月間最大値

(東海研究所; 1991年度) (単位: ×nGy/h)

MS No.	年 月	1991年												1992年				標準偏差
		4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	年 間				
MS-1	平 均	34	34	34	34	35	34	33	33	33	33	33	33	33	34	34	0.7	
	最 大	55	51	44	66	54	46	47	49	50	50	46	45	66	66	—		
MS-2	平 均	35	35	35	35	35	34	34	33	33	33	33	33	32	34	34	1.1	
	最 大	58	58	53	67	62	47	51	51	53	50	49	49	67	67	—		
MS-3	平 均	26	26	26	27	26	26	26	27	26	25	25	25	26	26	26	0.6	
	最 大	51	45	40	52	43	37	40	38	44	51	42	41	52	52	—		
MS-4	平 均	40	40	40	40	40	40	39	38	40	41	40	41	40	40	40	0.9	
	最 大	67	64	54	75	55	54	53	51	65	65	58	58	75	75	—		

検出器: NaI(Tl) シンチレーション型 DBM方式

Table A.4.2-2 モニタリングポストにおける空気吸収線量率の月平均と月間最大値
(東海研究所、1991年度) (単位: ×nGy/h)

年月 ポストNo.	1991年						1992年						標準偏差	
	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3		
MP-11 平均	40	40	40	40	40	41	40	39	39	39	39	40	0.7	
MP-11 最大	62	56	52	68	54	51	52	50	60	58	51	52	—	
MP-12 平均	34	32	34	34	34	34	33	33	33	33	33	33	0.7	
MP-12 最大	53	52	46	68	50	46	45	44	50	51	46	68	—	
MP-13 平均	36	36	36	37	37	37	38	36	35	36	37	37	0.9	
MP-13 最大	66	58	50	67	55	49	53	53	57	60	53	55	—	
MP-14 平均	47	53	48	48	47	44	45	45	47*	46	46	47	2.3	
MP-14 最大	73	74	61	72	63	132*	58	147*	83**	155*	173**	61	173	—
MP-15 平均	36	36	36	36	36	35	35	34	35	34	35	35	0.8	
MP-15 最大	62	59	52	69	61	47	51	47	56	56	50	50	—	
MP-16 平均	33	33	33	33	33	33	33	33	32	32	32	33	0.5	
MP-16 最大	57	53	48	63	55	44	47	45	54	50	51	50	—	
MP-17 平均	34	34	35	35	35	35	35	33	33	33	33	33	0.9	
MP-17 最大	56	56	51	61	57	47	48	46	51	52	48	49	—	
MP-18 平均	37	36	37	37	37	36	36	36	36	36	36	36	0.5	
MP-18 最大	54	53	50	60	54	47	47	44	49	53	52	47	—	
MP-19 平均	37	36	37	37	36	37	36	35	35	35	34	35	1.0	
MP-19 最大	55	62	51	69	52	49	48	44	47	49	52	44	—	
MP-21 平均	35	35	35	35	35	35	35	35	35	35	35	35	0.3	
MP-21 最大	62	58	53	64	61	48	51	47	56	57	52	52	—	
MP-22 平均	36	36	36	37	38	38	39	38	39	38	38	38	1.2	
MP-22 最大	58	55	51	62	61	49	52	49	53	60	54	54	—	
MP-23 平均	34	34	34	34	33	34	33	33	33	33	33	34	0.5	
MP-23 最大	60	54	50	64	53	43	46	44	54	54	48	49	—	
MP-24 平均	37	37	37	37	36	36	36	37	36	37	36	37	0.5	
MP-24 最大	56	52	48	56	48	45	46	54	54	50	50	56	—	
MP-25 平均	32	32	33	32	32	32	33	33	33	33	33	34	0.7	
MP-25 最大	57	53	45	62	47	45	46	44	55	54	48	50	—	

検出器: NaI(Tl) シンチレーション型 DBM方式

*1 北地区への廃棄物輸送による影響

*2 液体廃棄物の運搬による影響

*3 保管体取納作業による影響

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, 1991年度) (単位: ×nGy/h)

地点番号	地点名	測定期間	1991年4月15日 ～ 4月18日	1991年10月21日 ～ 10月28日
		測定結果	空気吸収線量率	空気吸収線量率
1	構内 (ST-1)		49.6	47.3
2	舟石川 (原電住宅)		25.8	24.1
3	照沼 (如意輪寺)		36.7	49.1*
4	宮前 (酒列神社)		25.3	24.3
5	須和間 (ST-3)		31.0	33.5
6	" (住吉神社)		36.8	37.7
7	那珂湊 (三峰神社)		22.6	22.9
8	勝田 (吉田神社)		29.0	28.3
9	" (日製病院前)		29.0	31.6
10	" (香取宮)		25.7	28.2
11	那珂町 (上宮寺)		34.3	34.1
12	内宿 (大山台)		26.9	28.9
13	磯部 (都々逸坊)		48.3	51.7
14	横堀 (発汗地蔵)		39.4	38.9
15	菅谷 (鹿島神社)		64.9	65.9
16	稻田 (今花島神社)		30.4	26.7
17	龜下 (ST-4)		55.5	57.0
18	高野 (鹿島神社)		25.9	26.2
19	石神 (住吉神社)		31.6	31.0

*客殿建設中のため、値が変わった。

Table A.4.2-4 積算線量測定結果

(東海研究所, 1991年度) (単位: $\times 10^{-5} \text{Gy}$)

地 点 番 号	地 点 名	測 定 結果	測定期間		第1四半期		第2四半期		第3四半期		第4四半期		年 間 積 算 線 量	
			1991年3月19日 ～ 6月17日		1991年6月17日 ～ 9月17日		1991年9月17日 ～ 12月17日		1991年12月17日 ～ 3月19日					
			測定値	91日換算 線量	測定値	91日換算 線量	測定値	91日換算 線量	測定値	91日換算 線量	測定値	91日換算 線量		
M-1	構 内 (ST-1)		10.2	10.3	10.1	10.0	9.6	9.6	9.8	9.6	9.6	9.6	39.5	
M-2	周辺監視区域境界 (MP-1)		10.4	10.5	10.1	10.0	10.3	10.3	10.0	9.8	9.8	9.8	40.6	
M-8	周辺監視区域境界 (ブル研裏)		9.8	9.9	9.7	9.6	8.3	8.3	9.1	8.9	8.9	8.9	36.7	
M-10	周辺監視区域境界 (MP-7)		8.4	8.5	8.1	8.0	8.3	8.3	8.7	8.5	8.5	8.5	33.3	
M-11	周辺監視区域境界 (MP-8)		9.7	9.8	9.2	9.1	8.2	8.2	9.3	9.1	9.1	9.1	36.2	
M-13	構 内 (ST-2)		10.4	10.5	10.3	10.2	9.7	9.7	10.3	10.1	10.1	10.1	40.5	
M-17	新川下流		11.4	11.5	11.1	11.0	11.5	11.5	11.7	11.4	11.4	11.4	45.4	
M-18	宿		9.1	9.2	8.9	8.8	8.8	8.8	9.3	9.1	9.1	9.1	35.9	
M-19	阿漕が浦南西		9.4	9.5	8.7	8.6	9.0	9.0	8.8	8.6	8.6	8.6	35.7	
M-20	阿漕が浦西		8.3	8.4	7.9	7.8	7.6	7.6	7.9	7.7	7.7	7.7	31.5	
M-21	白 方		9.2	9.3	9.0	8.9	8.7	8.7	9.7	9.5	9.5	9.5	36.4	
M-22	原電グラウンド北西		11.1	11.2	11.1	11.0	10.2	10.2	11.2	11.0	11.0	11.0	43.4	
M-26	川 根		8.0	8.1	8.5	8.4	8.0	8.0	9.3	9.1	9.1	9.1	33.6	
M-29	須和間 (ST-3)		7.8	7.9	7.2	7.1	8.1	8.1	8.8	8.6	8.6	8.6	31.7	
M-30	亀 下 (ST-4)		12.2	12.3	11.9	11.8	11.0	11.0	12.4	12.1	12.1	12.1	47.2	
M-53	東 海 中		7.1	7.2	6.6	6.5	6.6	6.6	6.5	6.4	6.4	6.4	26.7	
M-44	豊 岡 1		9.0	9.1	8.7	8.6	9.2	9.2	9.4	9.2	9.2	9.2	36.1	
M-56	豊 岡 2		10.5	10.6	10.5	10.4	8.8	8.8	10.8	10.6	10.6	10.6	40.4	
M-57	豊 岡 3		9.8	9.9	9.3	9.2	9.3	9.3	9.5	9.3	9.3	9.3	37.7	
M-58	水戸気象台		8.0	8.1	7.5	7.4	7.5	7.5	8.4	8.2	8.2	8.2	31.2	

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

Table A. 4.2-5 那珂研究所敷地境界付近における積算線量測定結果

(東海研究所, 1991年度) (単位: $\times 10^{-5} \text{Gy}$)

測定 期間 測 定 結 果 地点名	第1四半期		第2四半期		第3四半期		第4四半期		年間 積算 線量	
	1991年3月20日 ~ 6月18日		1991年6月18日 ~ 9月18日		1991年9月18日 ~ 12月18日		1991年12月18日 ~ 3月16日			
	測定値	91日換算 線量	測定値	91日換算 線量	測定値	91日換算 線量	測定値	91日換算 線量		
1	7.3	7.4	7.4	7.3	7.0	7.0	7.3	7.5	29.2	
2	6.1	6.2	6.4	6.3	6.0	6.0	6.3	6.4	24.9	
3	6.4	6.5	6.7	6.6	6.5	6.5	7.0	7.2	26.8	
4	8.4	8.5	9.9	9.8	8.1	8.1	8.8	9.0	35.4	
5	7.5	7.6	6.9	6.8	7.5	7.5	8.4	8.6	30.5	
6	8.8	8.9	8.5	8.4	7.9	7.9	8.5	8.7	33.9	
7	7.5	7.6	7.2	7.1	6.3	6.3	6.8	7.0	28.0	
8	8.0	8.1	7.8	7.7	7.0	7.0	7.7	7.9	30.7	
9	8.2	8.3	8.3	8.2	9.8	9.8	8.8	9.0	35.3	
10	8.5	8.6	8.6	8.5	8.6	8.6	9.1	9.3	35.0	

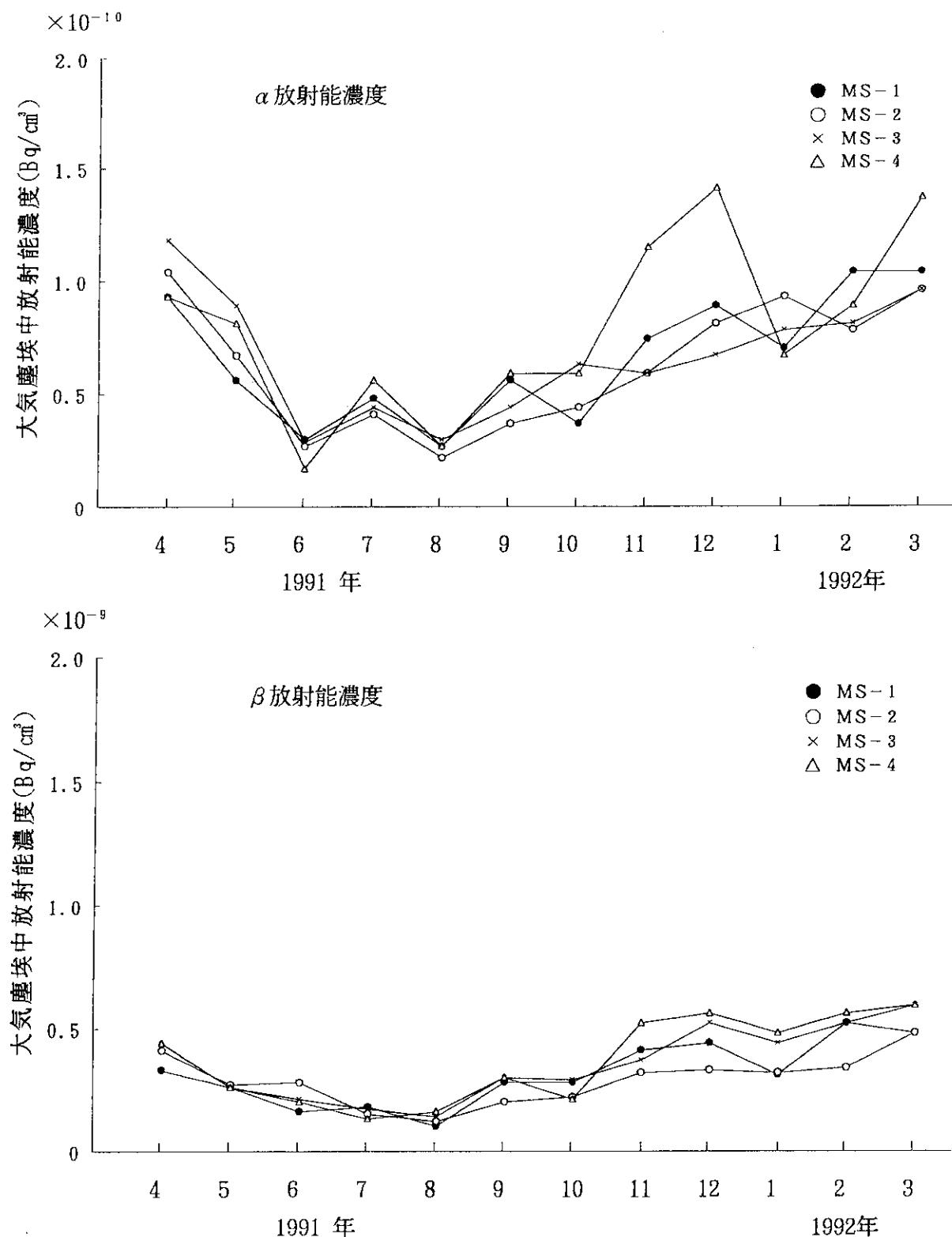


Fig. A. 4.2-1 モニタリングステーションにおける長半減期
大気塵埃中放射能濃度の月平均

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

1991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1990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ではなく施設からの影響は認められなかった。

(2) 落下塵及び雨水中の全 β 放射能濃度

落下塵中の全 β 放射能濃度は、水盤で採取した1ヶ月間の試料を、また、雨水中の全 β 放射能濃度は、雨量計で採取した雨水試料を測定することにより求めた。その結果をTable A.4.3-2に示す。これらの値はいずれもほぼ例年どおりであり、異常は認められなかった。

(3) 排水溝排水中の放射能濃度

第1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.4.3-3に示す。これらの値はいずれも排水に係る濃度限度以下で、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

1991年度に採取した陸上の飲料水、河川水、農産物及び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.4.3-4(a), A.4.3-4(b)及びA.4.3-4(c)に示す。いずれも異常は認められなかった。

(5) 大気塵埃及び落下塵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.4.3-5に示す。また、落下塵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.4.3-6に示す。いずれも異常は認められなかった。

(6) 環境試料中のトリチウム濃度

1991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1990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箇所に設置した雨量計を用いて、1ヶ月毎の雨水を採取し、雨水中トリチウム濃度を求めた。その結果をTable A.4.3-7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箇所に設置した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.4.3-8に示す。また、HT濃度の測定結果をTable A.4.3-9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箇所について、月1回の頻度で採取した松葉を乾留して得られた自由水中のトリチウム濃度を求めた。その結果をTable A.4.3-10に示す。

以上3試料とも、1990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, 1991年度)

試料・地点名	前 期	後 期	試料・地点名	前 期	後 期	
〔 土 壤 〕 (Bq/g乾)			〔 農 産 物 〕 (Bq/g生)			
東 海 研 構 内	5.4×10^{-1}	6.3×10^{-1}	松 葉 <指標生物>	7.6×10^{-2}	7.7×10^{-2}	
東 海 村 須 和 間	2.8×10^{-1}	2.8×10^{-1}	牛 乳 (船 場)	4.6×10^{-2}	4.2×10^{-2}	
亀 下	7.7×10^{-1}	7.0×10^{-1}	牧 草 (船 場)	2.0×10^{-1}	1.6×10^{-1}	
石 神	5.4×10^{-1}	5.0×10^{-1}	精 米 (須和間)	—	2.4×10^{-2}	
勝 田 市 高 場	2.7×10^{-1}	3.6×10^{-1}	甘 蕎 (須和間)	—	1.3×10^{-1}	
宮 前	2.3×10^{-1}	2.8×10^{-1}	ほ う れ ん 草 (須和間)	1.8×10^{-1}	2.3×10^{-1}	
稻 田	1.6×10^{-1}	2.7×10^{-1}	〔 水 産 物 〕 (Bq/g生)			
那 珂 町 横 堀	3.5×10^{-1}	4.1×10^{-1}	ヒラメ カレイ (東海沖)	(可食部)	1.4×10^{-1}	
那 珂 研 構 内	3.5×10^{-1}	3.4×10^{-1}		(骨)	9.8×10^{-2}	
〔 排水溝出口土砂 〕 (Bq/g乾)				(内臓)	9.6×10^{-2}	
第 1 排 水 溝	5.9×10^{-1}	5.4×10^{-1}		(頭)	6.9×10^{-2}	
第 2 排 水 溝	6.8×10^{-1}	5.7×10^{-1}		(皮)	9.3×10^{-2}	
第 3 排 水 溝	6.0×10^{-1}	5.4×10^{-1}	シラス (東海沖)		7.6×10^{-2}	
〔 飲 料 水 〕 (Bq/cm³)			ワカメ (久慈浜)	—	—	
阿 潟 ヶ 浦 取 水 口	$< 1.4 \times 10^{-4}$	$< 1.4 \times 10^{-4}$	カジメ (久慈浜)	2.1×10^{-1}	3.0×10^{-1}	
荒 谷 台	$< 1.3 \times 10^{-4}$	$< 1.4 \times 10^{-4}$	〔 海 底 土 〕 (Bq/g乾)			
長 堀	$< 1.4 \times 10^{-4}$	$< 1.0 \times 10^{-4}$	東海沖 C海域*	(4月)	7.4×10^{-1}	
岡 净 水 場	$< 1.7 \times 10^{-4}$	$< 1.6 \times 10^{-4}$		(7月)	7.6×10^{-1}	
照 沼	$< 1.6 \times 10^{-4}$	2.4×10^{-4}	東海沖 D海域**	(4月)	5.1×10^{-1}	
須 和 間	$< 1.3 \times 10^{-4}$	$< 1.4 \times 10^{-4}$		(7月)	4.1×10^{-1}	
那 珂 研 構 内	$< 1.4 \times 10^{-4}$	$< 1.0 \times 10^{-4}$	〔 海 水 〕 (Bq/cm³)			
〔 河 川 水 〕 (Bq/cm³)			東海沖 C海域*	(4月)	$< 1.7 \times 10^{-5}$	
久慈川原研取水口	$< 9.1 \times 10^{-5}$	$< 1.0 \times 10^{-4}$		(7月)	$< 1.8 \times 10^{-5}$	
久慈川河口 (豊岡)	$< 1.8 \times 10^{-5}$	$< 2.9 \times 10^{-5}$	東海沖 D海域**	(4月)	$< 1.8 \times 10^{-5}$	
				(7月)	$< 1.8 \times 10^{-5}$	

注) — : 測定対象物なし

* 1 : 原研沖約500m

* 2 : 原研沖約2000m

Table A.4.3-2 落下塵及び雨水中の全β放射能濃度

(東海研究所, 1991年度)

採取年月	落 下 嘉 (Bq/km ²)	雨 水 (Bq/cm ³)
1991年 4月	1.1×10^7	$< 8.8 \times 10^{-4}$
	8.6×10^6	$< 8.9 \times 10^{-4}$
	7.9×10^6	$< 8.8 \times 10^{-4}$
	1.1×10^7	$< 8.9 \times 10^{-4}$
	6.3×10^6	$< 9.1 \times 10^{-4}$
	8.5×10^6	$< 9.4 \times 10^{-4}$
	1.1×10^7	$< 9.9 \times 10^{-4}$
	6.1×10^6	$< 9.8 \times 10^{-4}$
	5.4×10^6	$< 1.0 \times 10^{-3}$
	4.2×10^6	$< 9.9 \times 10^{-4}$
	4.2×10^6	$< 1.0 \times 10^{-3}$
	1.0×10^7	$< 1.0 \times 10^{-3}$

Table A.4.3-3 排水溝における排水中の放射能濃度(月平均)

(東海研究所, 1991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)
1991年 4月	$< 1.5 \times 10^{-4}$	$< 1.5 \times 10^{-4}$	6.5×10^{-2}	$< 1.8 \times 10^{-5}$
	$< 1.5 \times 10^{-4}$	1.5×10^{-4}	2.1×10^{-2}	2.2×10^{-5}
	$< 1.4 \times 10^{-4}$	1.7×10^{-4}	5.7×10^{-2}	1.8×10^{-5}
	$< 1.4 \times 10^{-4}$	1.5×10^{-4}	5.7×10^{-2}	1.8×10^{-5}
	2.1×10^{-4}	1.9×10^{-4}	1.0×10^{-1}	2.4×10^{-5}
	1.8×10^{-4}	1.8×10^{-4}	1.7×10^{-2}	3.5×10^{-5}
	2.0×10^{-4}	2.3×10^{-4}	1.5×10^0	2.8×10^{-5}
	$< 1.5 \times 10^{-4}$	2.4×10^{-4}	$< 1.6 \times 10^{-2}$	$< 2.4 \times 10^{-5}$
	2.1×10^{-4}	1.8×10^{-4}	$< 1.6 \times 10^{-2}$	2.1×10^{-5}
	2.0×10^{-4}	2.0×10^{-4}	1.2×10^{-1}	2.6×10^{-5}
	$< 1.4 \times 10^{-4}$	1.8×10^{-4}	$< 1.7 \times 10^{-2}$	2.7×10^{-5}
	1.5×10^{-4}	2.5×10^{-4}	3.6×10^{-1}	$< 2.0 \times 10^{-5}$

Table A. 4. 3-4 (a) 環境試料（食物）中の放射性核種濃度

(東海研究所, 1991年度)

種類	採取年月	採取地点	^{3}H	^{54}Mn	^{60}Co	^{90}Sr	^{95}Ru	^{95}Nb	^{106}Ru	^{131}I	^{137}Cs	^{144}Ce	単位
飲料水	1991年4月 10月	東海村阿瀬ヶ浦	< 8.1×10 ⁻⁴	—	—	—	—	—	—	—	—	—	Bq/cm ³
	1991年4月 10月	東海村須和間	1.1×10 ⁻³	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	1991年4月 10月	那珂研橋内	< 8.1×10 ⁻⁴	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	1991年4月 10月	牛乳	8.9×10 ⁻⁴	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	1991年5月 11月	東海村船場	—	< 2.3×10 ⁻⁵	< 2.4×10 ⁻⁵	—	< 4.8×10 ⁻⁶	< 3.7×10 ⁻⁵	< 1.7×10 ⁻⁴	< 1.1×10 ⁻⁴	3.1×10 ⁻⁶	< 1.3×10 ⁻⁴	Bq/cm ³ 生
	1991年4月 11月	ほうれん草	—	< 2.4×10 ⁻⁵	< 2.3×10 ⁻⁵	—	< 6.7×10 ⁻⁵	< 7.0×10 ⁻⁵	< 1.8×10 ⁻⁴	< 1.1×10 ⁻⁴	3.2×10 ⁻⁵	< 1.4×10 ⁻⁴	Bq/g生
穀米	1991年10月	東海村須和間	—	< 5.2×10 ⁻⁵	< 5.9×10 ⁻⁵	(1.2×10 ⁻⁴)	< 1.5×10 ⁻⁴	< 1.3×10 ⁻⁴	< 3.7×10 ⁻⁴	< 1.1×10 ⁻⁴	< 4.4×10 ⁻⁵	< 2.3×10 ⁻⁴	Bq/g生
	1991年5月 11月	カレーラメ(可食部)	—	< 7.0×10 ⁻⁵	< 8.1×10 ⁻⁵	(1.3×10 ⁻⁴)	< 1.6×10 ⁻⁴	< 1.3×10 ⁻⁴	< 5.2×10 ⁻⁴	< 1.1×10 ⁻⁴	< 5.9×10 ⁻⁵	< 2.4×10 ⁻⁴	Bq/g生
	1991年10月	東海村研沖	—	< 5.6×10 ⁻⁵	< 5.6×10 ⁻⁵	(< 1.3×10 ⁻⁴)	< 1.7×10 ⁻⁴	< 1.6×10 ⁻⁴	< 4.8×10 ⁻⁴	—	2.1×10 ⁻⁴	< 2.9×10 ⁻⁴	Bq/g生
	1991年5月 11月	シラス	—	< 3.7×10 ⁻⁵	< 4.4×10 ⁻⁵	(< 1.8×10 ⁻⁴)	< 7.8×10 ⁻⁵	< 5.2×10 ⁻⁵	< 2.8×10 ⁻⁴	—	2.7×10 ⁻⁴	< 1.4×10 ⁻⁴	Bq/g生
	1991年5月 10月	カシメ	—	< 3.6×10 ⁻⁵	< 4.1×10 ⁻⁵	(< 1.2×10 ⁻⁴)	< 7.8×10 ⁻⁵	< 5.2×10 ⁻⁵	< 2.7×10 ⁻⁴	—	1.7×10 ⁻⁴	< 1.9×10 ⁻⁴	Bq/g生
	1991年4月 10月	口立市久慈浜	—	< 1.9×10 ⁻⁵	< 2.1×10 ⁻⁵	(< 1.2×10 ⁻⁴)	< 4.1×10 ⁻⁵	< 2.6×10 ⁻⁵	< 1.4×10 ⁻⁴	—	9.3×10 ⁻⁵	< 1.1×10 ⁻⁴	Bq/g生

() : 化学分析 —— : 測定対象外

(東海研究所, 1991年度)

Table A.4.3-4 (b) 環境試料中の放射性核種濃度

種類	採取年月	採取地点	^{3}H	^{54}Mn	^{60}Co	^{90}Sr	^{95}Zr	^{95}Nb	^{106}Ru	^{137}Cs	^{144}Ce	$^{239+240}Pu$	単位
河水	1991年4月	久慈川	< 7.8×10 ⁻⁴	—	—	—	—	—	—	—	—	—	Bq/cm ³
	10月	原研取水口	< 8.5×10 ⁻⁴	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	1991年4月	久慈川河口	1.3×10 ⁻³	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	10月	豊岡	1.1×10 ⁻³	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
海水	1991年4月	東海研究沖	2.6×10 ⁻²	< 1.4×10 ⁻⁶	< 1.4×10 ⁻⁶	(3.0×10 ⁻⁸)	< 4.4×10 ⁻⁶	< 4.1×10 ⁻⁶	< 1.2×10 ⁻⁶	3.6×10 ⁻⁶	< 7.8×10 ⁻⁶	—	Bq/g _干
	10月	C海域	1.1×10 ⁻³	< 9.6×10 ⁻⁷	< 1.0×10 ⁻⁶	(< 1.2×10 ⁻⁸)	< 2.8×10 ⁻⁶	< 2.6×10 ⁻⁶	< 9.3×10 ⁻⁶	2.9×10 ⁻⁶	< 7.4×10 ⁻⁶	—	—
	1991年4月	東海研究沖	5.7×10 ⁻³	< 1.0×10 ⁻⁶	< 9.3×10 ⁻⁷	(2.5×10 ⁻⁸)	< 3.2×10 ⁻⁶	< 3.3×10 ⁻⁶	< 8.9×10 ⁻⁶	3.7×10 ⁻⁶	< 7.4×10 ⁻⁶	—	—
	10月	D海域	< 8.1×10 ⁻⁴	< 1.1×10 ⁻⁶	< 8.1×10 ⁻⁷	(1.3×10 ⁻⁸)	< 2.9×10 ⁻⁶	< 2.8×10 ⁻⁶	< 8.5×10 ⁻⁶	2.8×10 ⁻⁶	< 7.0×10 ⁻⁶	—	—
海底土	1991年7月	東海研究沖	—	< 3.3×10 ⁻⁴	< 4.1×10 ⁻⁴	(< 2.0×10 ⁻⁶)	< 9.6×10 ⁻⁴	< 6.3×10 ⁻⁴	< 3.7×10 ⁻³	< 5.2×10 ⁻⁴	< 3.3×10 ⁻³	(3.3×10 ⁻⁴)	Bq/g _干
	1992年1月	C海域	—	< 5.6×10 ⁻⁴	< 5.2×10 ⁻⁴	(< 1.1×10 ⁻⁶)	< 1.2×10 ⁻³	< 8.1×10 ⁻⁴	< 4.4×10 ⁻³	1.5×10 ⁻³	< 3.7×10 ⁻³	(3.3×10 ⁻⁴)	—
	1991年7月	東海研究沖	—	< 2.2×10 ⁻⁴	< 2.6×10 ⁻⁴	(< 1.6×10 ⁻⁶)	< 5.2×10 ⁻⁴	< 3.3×10 ⁻⁴	< 2.2×10 ⁻³	5.2×10 ⁻⁴	< 2.1×10 ⁻³	(1.9×10 ⁻⁴)	—
	1992年1月	D海域	—	< 3.5×10 ⁻⁴	< 3.4×10 ⁻⁴	(< 1.1×10 ⁻⁶)	< 7.4×10 ⁻⁴	< 5.6×10 ⁻⁴	< 2.7×10 ⁻³	1.2×10 ⁻³	< 1.9×10 ⁻³	(5.1×10 ⁻⁴)	—
排水溝	1991年7月	第1排水溝	—	< 3.2×10 ⁻⁴	< 3.4×10 ⁻⁴	—	< 5.9×10 ⁻⁴	< 3.7×10 ⁻⁴	< 2.5×10 ⁻³	< 3.1×10 ⁻⁴	< 1.6×10 ⁻³	—	—
	1992年1月	出口	—	< 3.3×10 ⁻⁴	< 3.5×10 ⁻⁴	—	< 6.7×10 ⁻⁴	< 4.4×10 ⁻⁴	< 2.5×10 ⁻³	< 3.2×10 ⁻⁴	< 1.7×10 ⁻³	—	—
	1991年7月	第2排水溝	—	< 3.1×10 ⁻⁴	< 3.1×10 ⁻⁴	—	< 5.9×10 ⁻⁴	< 3.7×10 ⁻⁴	< 2.4×10 ⁻³	< 3.1×10 ⁻⁴	< 1.8×10 ⁻³	—	—
	1992年1月	出口	—	< 3.0×10 ⁻⁴	< 3.3×10 ⁻⁴	—	< 6.7×10 ⁻⁴	< 4.1×10 ⁻⁴	< 2.5×10 ⁻³	< 3.0×10 ⁻⁴	< 1.6×10 ⁻³	—	—
出口土砂	1991年7月	第3排水溝	—	< 3.3×10 ⁻⁴	< 3.5×10 ⁻⁴	—	< 6.7×10 ⁻⁴	< 4.4×10 ⁻⁴	< 2.5×10 ⁻³	< 3.2×10 ⁻⁴	< 1.7×10 ⁻³	—	—
	1992年1月	出口	—	< 2.8×10 ⁻⁴	< 2.8×10 ⁻⁴	—	< 5.6×10 ⁻⁴	< 3.6×10 ⁻⁴	< 2.1×10 ⁻³	< 2.8×10 ⁻⁴	< 2.0×10 ⁻³	—	—

() : 化学分析 —— : 判定対象外

Table A. 4.3-4(c) 環境試料中の放射性核種濃度

(東海研究所, 1991年度)

種類	採取年月	採取地點	^{54}Mn	^{60}Co	^{95}Zr	^{95}Nb	^{106}Ru	^{137}Cs	^{144}Ce	単位
	1991年5月	東海研構内	< 3.6×10 ⁻⁴	< 3.6×10 ⁻⁴	< 8.1×10 ⁻⁴	< 5.9×10 ⁻⁴	< 2.8×10 ⁻³	8.9×10 ⁻⁴	< 2.2×10 ⁻³	Bq/g乾
	11月		< 3.5×10 ⁻⁴	< 3.6×10 ⁻⁴	< 7.8×10 ⁻⁴	< 5.6×10 ⁻⁴	< 2.8×10 ⁻³	8.5×10 ⁻⁴	< 1.8×10 ⁻³	
	1991年5月	東海村石神	< 4.8×10 ⁻⁴	< 4.1×10 ⁻⁴	< 1.0×10 ⁻³	< 7.0×10 ⁻⁴	< 4.1×10 ⁻³	2.1×10 ⁻²	< 3.7×10 ⁻³	
	11月		< 5.2×10 ⁻⁴	< 5.2×10 ⁻⁴	< 1.1×10 ⁻³	< 7.8×10 ⁻⁴	< 4.4×10 ⁻³	2.9×10 ⁻²	< 2.7×10 ⁻³	
	1991年5月	東海村龜下	< 6.7×10 ⁻⁴	< 6.3×10 ⁻⁴	< 1.3×10 ⁻³	< 9.3×10 ⁻⁴	< 5.2×10 ⁻³	1.3×10 ⁻²	< 3.3×10 ⁻³	
	11月		< 4.1×10 ⁻⁴	< 4.4×10 ⁻⁴	< 1.1×10 ⁻³	< 7.8×10 ⁻⁴	< 4.1×10 ⁻³	1.2×10 ⁻²	< 3.7×10 ⁻³	
	1991年5月	東海村須和間	< 4.4×10 ⁻⁴	< 4.8×10 ⁻⁴	< 1.2×10 ⁻³	< 8.1×10 ⁻⁴	< 4.8×10 ⁻³	3.7×10 ⁻²	< 3.7×10 ⁻³	
	11月		< 5.2×10 ⁻⁴	< 5.2×10 ⁻⁴	< 1.1×10 ⁻³	< 7.4×10 ⁻⁴	< 4.8×10 ⁻³	4.4×10 ⁻²	< 2.8×10 ⁻³	
	1991年5月	勝田市稻田	< 4.8×10 ⁻⁴	< 4.4×10 ⁻⁴	< 1.0×10 ⁻³	< 7.4×10 ⁻⁴	< 4.1×10 ⁻³	1.2×10 ⁻²	< 2.6×10 ⁻³	
	11月		< 4.1×10 ⁻⁴	< 3.4×10 ⁻⁴	< 8.9×10 ⁻⁴	< 6.3×10 ⁻⁴	< 3.4×10 ⁻³	3.3×10 ⁻²	< 3.3×10 ⁻³	
	1991年5月	勝田市高場	< 5.9×10 ⁻⁴	< 5.6×10 ⁻⁴	< 1.3×10 ⁻³	< 8.9×10 ⁻⁴	< 5.6×10 ⁻³	4.1×10 ⁻²	< 4.1×10 ⁻³	
	11月		< 5.6×10 ⁻⁴	< 5.2×10 ⁻⁴	< 1.1×10 ⁻³	< 7.8×10 ⁻⁴	< 4.8×10 ⁻³	2.8×10 ⁻²	< 3.6×10 ⁻³	
	1991年5月	勝田市宮前	< 4.4×10 ⁻⁴	< 3.7×10 ⁻⁴	< 9.3×10 ⁻⁴	< 6.7×10 ⁻⁴	< 4.1×10 ⁻³	3.6×10 ⁻²	< 3.7×10 ⁻³	
	11月		< 4.8×10 ⁻⁴	< 4.8×10 ⁻⁴	< 1.1×10 ⁻³	< 7.4×10 ⁻⁴	< 4.1×10 ⁻³	5.6×10 ⁻²	< 2.8×10 ⁻³	
	1991年5月	那珂町横堀	< 4.1×10 ⁻⁴	< 4.8×10 ⁻⁴	< 1.1×10 ⁻³	< 7.8×10 ⁻⁴	< 4.1×10 ⁻³	5.2×10 ⁻³	< 3.3×10 ⁻³	
	11月		< 4.8×10 ⁻⁴	< 4.1×10 ⁻⁴	< 1.0×10 ⁻³	< 7.0×10 ⁻⁴	< 3.7×10 ⁻³	6.3×10 ⁻³	< 3.5×10 ⁻³	
	1991年5月	那珂研構内	< 6.7×10 ⁻⁴	< 5.9×10 ⁻⁴	< 1.5×10 ⁻³	< 1.1×10 ⁻³	< 5.6×10 ⁻³	2.3×10 ⁻³	< 4.1×10 ⁻³	
	11月		< 4.1×10 ⁻⁴	< 5.6×10 ⁻⁴	< 1.2×10 ⁻³	< 9.3×10 ⁻⁴	< 4.8×10 ⁻³	2.4×10 ⁻³	< 3.7×10 ⁻³	

Table A.4.3-5 大気塵埃中の放射性核種濃度

(東海研究所 1991年度)

採取年月	⁷ Be	⁵⁴ Mn	⁶⁰ Co	⁹⁵ Zr	⁹⁵ Nb	¹⁰⁶ Ru	¹³⁷ Cs	¹⁴⁴ Ce
1991年4月	3.7×10^{-9}	$<7.0 \times 10^{-12}$	$<7.4 \times 10^{-12}$	$<1.8 \times 10^{-11}$	$<1.5 \times 10^{-11}$	$<6.3 \times 10^{-11}$	$<6.7 \times 10^{-12}$	$<5.2 \times 10^{-11}$
5月	3.3×10^{-9}	$<8.1 \times 10^{-12}$	$<8.1 \times 10^{-12}$	$<2.2 \times 10^{-11}$	$<1.9 \times 10^{-11}$	$<7.0 \times 10^{-11}$	$<7.8 \times 10^{-12}$	$<3.1 \times 10^{-11}$
6月	1.9×10^{-9}	$<8.9 \times 10^{-12}$	$<1.1 \times 10^{-11}$	$<2.1 \times 10^{-11}$	$<1.6 \times 10^{-11}$	$<7.0 \times 10^{-11}$	$<8.5 \times 10^{-12}$	$<3.3 \times 10^{-11}$
7月	1.3×10^{-9}	$<5.9 \times 10^{-12}$	$<5.6 \times 10^{-12}$	$<1.3 \times 10^{-11}$	$<9.6 \times 10^{-12}$	$<4.8 \times 10^{-11}$	$<5.9 \times 10^{-12}$	$<4.1 \times 10^{-11}$
8月	1.1×10^{-9}	$<9.3 \times 10^{-12}$	$<9.3 \times 10^{-12}$	$<2.4 \times 10^{-11}$	$<2.3 \times 10^{-11}$	$<7.0 \times 10^{-11}$	$<8.1 \times 10^{-12}$	$<3.4 \times 10^{-11}$
9月	2.0×10^{-9}	$<5.2 \times 10^{-12}$	$<5.2 \times 10^{-12}$	$<1.3 \times 10^{-11}$	$<1.0 \times 10^{-11}$	$<4.4 \times 10^{-11}$	$<5.2 \times 10^{-12}$	$<3.6 \times 10^{-11}$
10月	2.3×10^{-9}	$<5.9 \times 10^{-12}$	$<5.9 \times 10^{-12}$	$<1.4 \times 10^{-11}$	$<1.1 \times 10^{-11}$	$<5.2 \times 10^{-11}$	$<5.9 \times 10^{-12}$	$<4.1 \times 10^{-11}$
11月	2.6×10^{-9}	$<5.9 \times 10^{-12}$	$<5.6 \times 10^{-12}$	$<1.9 \times 10^{-11}$	$<1.9 \times 10^{-11}$	$<5.2 \times 10^{-11}$	$<5.2 \times 10^{-12}$	$<4.1 \times 10^{-11}$
12月	2.4×10^{-9}	$<7.0 \times 10^{-12}$	$<7.0 \times 10^{-12}$	$<1.9 \times 10^{-11}$	$<1.6 \times 10^{-11}$	$<5.9 \times 10^{-11}$	$<6.7 \times 10^{-12}$	$<4.8 \times 10^{-11}$
1992年1月	2.3×10^{-9}	$<5.2 \times 10^{-12}$	$<5.2 \times 10^{-12}$	$<1.4 \times 10^{-11}$	$<1.2 \times 10^{-11}$	$<4.1 \times 10^{-11}$	$<4.8 \times 10^{-12}$	$<3.6 \times 10^{-11}$
2月	2.5×10^{-9}	$<7.0 \times 10^{-12}$	$<6.3 \times 10^{-12}$	$<2.4 \times 10^{-11}$	$<2.3 \times 10^{-11}$	$<6.3 \times 10^{-11}$	$<6.7 \times 10^{-12}$	$<4.8 \times 10^{-11}$
3月	3.0×10^{-9}	$<5.9 \times 10^{-12}$	$<5.6 \times 10^{-12}$	$<1.5 \times 10^{-11}$	$<1.2 \times 10^{-11}$	$<5.2 \times 10^{-11}$	$<5.9 \times 10^{-12}$	$<4.1 \times 10^{-11}$

注: 採取地点はモニタリングステーションNo.3(須和田)である。

(単位: Bq/cm³)

Table A.4.3-6 落下塵中の放射性核種濃度

(東海研究所 1991年度)

採取年月	⁷ Be	⁵⁴ Mn	⁶⁰ Co	⁹⁵ Zr	⁹⁵ Nb	¹⁰⁶ Ru	¹³⁷ Cs	¹⁴⁴ Ce
1991年4月	6.7×10^7	$<8.1 \times 10^4$	$<8.1 \times 10^4$	$<2.0 \times 10^5$	$<1.6 \times 10^5$	$<6.9 \times 10^5$	1.8×10^5	$<4.4 \times 10^5$
5月	1.2×10^8	$<8.1 \times 10^4$	$<8.1 \times 10^4$	$<2.0 \times 10^5$	$<1.3 \times 10^5$	$<6.7 \times 10^5$	$<8.9 \times 10^4$	$<4.4 \times 10^5$
6月	1.3×10^8	$<6.9 \times 10^4$	$<7.4 \times 10^4$	$<1.6 \times 10^5$	$<1.1 \times 10^5$	$<5.8 \times 10^5$	$<7.1 \times 10^4$	$<5.4 \times 10^5$
7月	1.3×10^8	$<6.3 \times 10^4$	$<7.1 \times 10^4$	$<1.6 \times 10^5$	$<1.1 \times 10^5$	$<6.1 \times 10^5$	$<7.4 \times 10^4$	$<5.3 \times 10^5$
8月	8.1×10^7	$<7.3 \times 10^4$	$<8.9 \times 10^4$	$<1.8 \times 10^5$	$<1.2 \times 10^5$	$<6.5 \times 10^5$	$<8.1 \times 10^4$	$<4.2 \times 10^5$
9月	1.6×10^8	$<7.4 \times 10^4$	$<8.9 \times 10^4$	$<1.9 \times 10^5$	$<1.3 \times 10^5$	$<6.6 \times 10^5$	$<8.1 \times 10^4$	$<4.5 \times 10^5$
10月	3.0×10^8	$<6.4 \times 10^4$	$<6.3 \times 10^4$	$<1.6 \times 10^5$	$<1.1 \times 10^5$	$<5.7 \times 10^5$	$<7.4 \times 10^4$	$<5.9 \times 10^5$
11月	8.9×10^7	$<6.7 \times 10^4$	$<6.1 \times 10^4$	$<1.6 \times 10^5$	$<1.1 \times 10^5$	$<5.8 \times 10^5$	$<7.0 \times 10^4$	$<5.3 \times 10^5$
12月	4.0×10^7	$<6.2 \times 10^4$	$<6.6 \times 10^4$	$<1.6 \times 10^5$	$<1.2 \times 10^5$	$<6.1 \times 10^5$	$<6.9 \times 10^4$	$<5.0 \times 10^5$
1992年1月	5.2×10^7	$<8.9 \times 10^4$	$<8.9 \times 10^4$	$<2.0 \times 10^5$	$<1.5 \times 10^5$	$<7.4 \times 10^5$	$<8.9 \times 10^4$	$<3.8 \times 10^5$
2月	3.6×10^7	$<8.1 \times 10^4$	$<8.9 \times 10^4$	$<1.8 \times 10^5$	$<1.3 \times 10^5$	$<7.2 \times 10^5$	$<8.9 \times 10^4$	$<3.8 \times 10^5$
3月	1.9×10^8	$<8.1 \times 10^4$	$<8.1 \times 10^4$	$<1.8 \times 10^5$	$<1.2 \times 10^5$	$<6.7 \times 10^5$	$<8.1 \times 10^4$	$<4.6 \times 10^5$

(単位: Bq/km²)

Table A.4.3-7 雨水中のHTO濃度
(東海研究所, 1991年度)

採取点 採取期間	試料処理室	MP-7	MP-22	細浦	那珂研
1991. 4. 2 ~ 5. 1	0.89	2.0	0.93	1.6	0.93
5. 1 ~ 5. 31	3.4	4.8	1.6	3.6	1.4
5. 31 ~ 7. 1	1.5	3.8	1.6	2.4	1.5
7. 1 ~ 7. 31	1.2	2.0	1.2	1.7	1.3
7. 31 ~ 9. 2	< 0.81	1.6	0.64	0.70	< 0.52
9. 2 ~ 10. 2	0.57	0.65	< 0.54	< 0.54	< 0.53
10. 2 ~ 11. 1	< 0.53	0.88	< 0.51	< 0.52	< 0.51
11. 1 ~ 12. 2	< 0.52	0.65	< 0.51	< 0.51	< 0.51
12. 2 ~ 1992. 1. 8	< 0.52	1.1	< 0.51	< 0.52	< 0.51
1. 8 ~ 1. 31	< 0.64	1.2	< 0.65	0.71	1.3
1. 31 ~ 2. 28	0.67	2.0	< 0.65	2.6	0.81
2. 28 ~ 4. 6	1.4	2.1	< 0.66	1.1	0.83

(単位: Bq/ℓ)

Table A.4.3-8 空気中HTO濃度

(東海研究所, 1991年度)

採取点 採取期間	試料処理室	MP-7	那珂研
1991. 4. 3 ~ 4. 17	5.2×10^{-2}	5.5×10^{-2}	1.7×10^{-2}
4. 17 ~ 5. 1	3.1×10^{-2}	5.5×10^{-2}	1.1×10^{-2}
5. 1 ~ 5. 15	5.5×10^{-2}	5.0×10^{-2}	2.0×10^{-2}
5. 15 ~ 5. 29	6.1×10^{-2}	2.8×10^{-1}	2.3×10^{-2}
5. 29 ~ 6. 12	5.8×10^{-2}	8.8×10^{-2}	2.9×10^{-2}
6. 12 ~ 6. 26	2.6×10^{-2}	8.5×10^{-2}	2.4×10^{-2}
6. 26 ~ 7. 10	3.0×10^{-2}	5.7×10^{-2}	2.8×10^{-2}
7. 10 ~ 7. 24	4.0×10^{-2}	5.5×10^{-2}	2.2×10^{-2}
7. 24 ~ 8. 7	3.9×10^{-2}	1.4×10^{-1}	2.8×10^{-2}
8. 7 ~ 8. 21	3.2×10^{-2}	8.8×10^{-2}	2.7×10^{-2}
8. 21 ~ 9. 4	4.2×10^{-2}	7.3×10^{-2}	2.1×10^{-2}
9. 4 ~ 9. 18	3.7×10^{-2}	6.2×10^{-2}	$< 1.5 \times 10^{-2}$
9. 18 ~ 10. 2	3.4×10^{-2}	5.0×10^{-2}	1.5×10^{-2}
10. 2 ~ 10. 16	3.0×10^{-2}	4.1×10^{-2}	$< 1.1 \times 10^{-2}$
10. 16 ~ 10. 30	2.5×10^{-2}	3.8×10^{-2}	$< 8.8 \times 10^{-3}$
10. 30 ~ 11. 13	1.6×10^{-2}	2.0×10^{-2}	$< 6.8 \times 10^{-3}$
11. 13 ~ 11. 27	1.7×10^{-2}	5.1×10^{-2}	1.0×10^{-2}
11. 27 ~ 12. 11	1.4×10^{-2}	2.6×10^{-2}	7.7×10^{-3}
12. 11 ~ 12. 25	1.1×10^{-2}	1.7×10^{-2}	1.0×10^{-2}
12. 25 ~ 1992. 1. 8	5.3×10^{-3}	1.0×10^{-2}	3.7×10^{-3}
1. 8 ~ 1. 22	9.2×10^{-3}	7.8×10^{-3}	3.0×10^{-3}
1. 22 ~ 2. 5	1.6×10^{-2}	1.6×10^{-2}	5.2×10^{-3}
2. 5 ~ 2. 19	9.0×10^{-3}	8.7×10^{-3}	$< 2.6 \times 10^{-3}$
2. 19 ~ 3. 4	1.5×10^{-2}	1.3×10^{-2}	3.7×10^{-3}
3. 4 ~ 3. 18	1.5×10^{-2}	3.0×10^{-2}	8.4×10^{-3}
3. 18 ~ 4. 1	1.5×10^{-2}	2.1×10^{-2}	1.1×10^{-2}

(単位: Bq/m³ · air)

Table A.4.3-9 空氣中HT濃度
(東海研究所, 1991年度)

採取点 採取期間	試料処理室	MP-7	那珂研
1991. 4. 3～4. 17	2.8×10^{-2}	3.1×10^{-2}	1.5×10^{-2}
4. 17～5. 1	3.6×10^{-2}	3.3×10^{-2}	2.1×10^{-2}
5. 1～5. 15	4.1×10^{-2}	2.3×10^{-2}	—
5. 15～5. 29	—	2.6×10^{-2}	2.2×10^{-2}
5. 29～6. 12	6.4×10^{-2}	2.4×10^{-2}	—
6. 12～6. 26	2.2×10^{-2}	2.3×10^{-2}	1.4×10^{-2}
6. 26～7. 10	—	—	2.0×10^{-2}
7. 10～7. 24	4.0×10^{-2}	—	1.0×10^{-2}
7. 24～8. 7	2.0×10^{-2}	2.6×10^{-2}	—
8. 7～8. 21	2.4×10^{-2}	—	2.2×10^{-2}
8. 21～9. 4	—	2.4×10^{-2}	2.1×10^{-2}
9. 4～9. 18	—	—	2.5×10^{-2}
9. 18～10. 2	2.7×10^{-2}	1.7×10^{-2}	—
10. 2～10. 16	—	2.1×10^{-2}	1.8×10^{-2}
10. 16～10. 30	2.2×10^{-2}	2.7×10^{-2}	1.9×10^{-2}
10. 30～11. 13	1.8×10^{-2}	1.9×10^{-2}	1.8×10^{-2}
11. 13～11. 27	—	—	1.7×10^{-2}
11. 27～12. 11	1.4×10^{-2}	2.0×10^{-2}	1.3×10^{-2}
12. 11～12. 25	1.6×10^{-2}	1.7×10^{-2}	1.8×10^{-2}
12. 25～1992. 1. 8	1.6×10^{-2}	1.9×10^{-2}	—
1. 8～1. 22	—	1.8×10^{-2}	1.7×10^{-2}
1. 22～2. 5	2.0×10^{-2}	—	—
2. 5～2. 19	1.6×10^{-2}	2.3×10^{-2}	2.2×10^{-2}
2. 19～3. 4	1.6×10^{-2}	1.4×10^{-2}	2.2×10^{-2}
3. 4～3. 18	—	—	2.1×10^{-2}
3. 18～4. 1	1.1×10^{-2}	1.8×10^{-2}	2.2×10^{-2}

(単位: Bq/m³ · air)

Table A.4.3-10 松葉自由水中のトリチウム濃度
(東海研究所, 1991年度)

採取点 採取月日	試料処理室	MP-7	MS-2	那珂研
1991. 4. 2	15	5.6	11	2.3
5. 1	3.6	5.1	3.6	1.9
5. 31	4.6	31	4.8	2.7
7. 1	3.7	6.2	3.6	1.4
7. 31	2.4	7.5	2.9	1.1
9. 2	0.95	4.2	1.3	0.65
10. 2	1.9	1.4	1.6	2.6
11. 1	1.1	2.2	4.6	0.73
12. 2	7.9	4.4	1.9	1.1
1992. 1. 8	0.99	1.6	1.4	1.2
1. 31	9.3	1.7	11	1.2
2. 28	3.5	6.4	3.8	1.8

(単位: Bq/l)

A.4.4 排気、排水及び環境試料の化学分析

1990年度と同様に、「発電用軽水型原子炉施設における放出放射性物質の測定に関する指針」を準用し、東海研究所の主要施設から放出される気体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。各施設からの排気、排水の分析結果によると、⁹⁰Srは気体廃棄物よりも、液体廃棄物中から多く検出された。また液体廃棄物中の⁸⁹Srは特定の施設から検出されたが、いずれも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）中の⁹⁰Srと²³⁹⁺²⁴⁰Puの濃度を化学分析により測定した。その結果をTable A.4.3-4(a), Table A.4.3-4(b)に示す。

これら環境試料の分析結果によると、1990年度と同様に、ほうれん草中に⁹⁰Srが、海底土中に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）

Table A.4.4-1 排気、排水中の⁸⁹Sr, ⁹⁰Sr排出濃度

(東海研究所、1991年度)

試料 の 種類	建 家 名	第1四半期		第2四半期		第3四半期		第4四半期	
		⁸⁹ Sr	⁹⁰ Sr						
気 体	ホットボル(主排気口)	< 5.6×10 ⁻¹²	< 1.6×10 ⁻¹²	< 5.3×10 ⁻¹²	< 1.4×10 ⁻¹²	< 1.3×10 ⁻¹¹	< 3.0×10 ⁻¹²	< 9.2×10 ⁻¹²	< 2.5×10 ⁻¹²
	ホットボル(副) ¹⁾	< 8.7×10 ⁻¹²	2.8×10 ⁻¹²	< 5.9×10 ⁻¹²	< 1.6×10 ⁻¹²	< 1.3×10 ⁻¹¹	< 2.8×10 ⁻¹²	< 8.3×10 ⁻¹²	< 2.2×10 ⁻¹²
	J R R - 2	< 1.3×10 ⁻¹¹	< 3.6×10 ⁻¹²	< 1.8×10 ⁻¹¹	< 4.6×10 ⁻¹²	< 1.9×10 ⁻¹¹	< 5.6×10 ⁻¹²	< 3.9×10 ⁻¹¹	< 1.0×10 ⁻¹¹
	R I 棟(300番)	< 6.6×10 ⁻¹²	< 1.8×10 ⁻¹²	< 5.9×10 ⁻¹²	< 1.7×10 ⁻¹²	< 6.1×10 ⁻¹²	< 1.4×10 ⁻¹²	< 7.7×10 ⁻¹²	< 2.1×10 ⁻¹²
	実験利用棟	< 6.2×10 ⁻¹²	< 1.6×10 ⁻¹²	< 6.3×10 ⁻¹²	< 1.8×10 ⁻¹²	< 5.7×10 ⁻¹²	< 1.3×10 ⁻¹²	< 7.7×10 ⁻¹²	< 2.0×10 ⁻¹²
	J R R - 3	< 7.4×10 ⁻¹²	< 2.0×10 ⁻¹²	< 5.5×10 ⁻¹²	< 1.6×10 ⁻¹²	< 6.1×10 ⁻¹²	< 1.3×10 ⁻¹²	< 8.4×10 ⁻¹²	< 2.2×10 ⁻¹²
	J R R - 4	< 5.5×10 ⁻¹¹	< 1.4×10 ⁻¹¹	< 2.4×10 ⁻¹¹	< 6.6×10 ⁻¹²	< 3.1×10 ⁻¹¹	< 6.9×10 ⁻¹²	< 3.8×10 ⁻¹¹	< 9.1×10 ⁻¹²
	再処理(タック I)	< 3.9×10 ⁻¹²	< 1.1×10 ⁻¹²	< 2.6×10 ⁻¹²	< 7.8×10 ⁻¹³	< 2.5×10 ⁻¹²	< 6.9×10 ⁻¹³	< 3.5×10 ⁻¹²	< 9.6×10 ⁻¹³
廃 物	再処理(タック II)	< 3.0×10 ⁻¹²	< 8.2×10 ⁻¹³	< 2.6×10 ⁻¹²	< 7.3×10 ⁻¹³	< 3.3×10 ⁻¹²	< 7.0×10 ⁻¹³	< 3.7×10 ⁻¹²	< 1.0×10 ⁻¹²
	液体処理(低レベル)	< 1.4×10 ⁻¹¹	< 4.0×10 ⁻¹²	< 1.2×10 ⁻¹¹	< 3.1×10 ⁻¹²	< 1.4×10 ⁻¹¹	< 2.8×10 ⁻¹²	< 1.9×10 ⁻¹¹	< 5.2×10 ⁻¹²
	液体処理(中レベル)	< 1.3×10 ⁻¹¹	< 3.7×10 ⁻¹²	< 9.8×10 ⁻¹²	< 2.6×10 ⁻¹²	< 1.7×10 ⁻¹¹	< 3.5×10 ⁻¹²	< 1.9×10 ⁻¹¹	< 5.3×10 ⁻¹²
	圧縮処理施設	< 5.7×10 ⁻¹¹	< 1.5×10 ⁻¹¹	< 9.9×10 ⁻¹²	< 2.6×10 ⁻¹²	< 1.2×10 ⁻¹¹	< 2.8×10 ⁻¹²	< 2.4×10 ⁻¹¹	< 6.5×10 ⁻¹²
	第1廃棄物処理棟	< 1.3×10 ⁻¹¹	< 3.7×10 ⁻¹²	< 1.3×10 ⁻¹¹	< 3.4×10 ⁻¹²	< 2.0×10 ⁻¹¹	< 3.9×10 ⁻¹²	< 1.7×10 ⁻¹¹	< 5.0×10 ⁻¹²
	第2廃棄物処理棟	< 4.2×10 ⁻¹²	< 1.3×10 ⁻¹²	< 2.8×10 ⁻¹²	< 7.7×10 ⁻¹³	< 3.9×10 ⁻¹²	< 8.7×10 ⁻¹³	< 5.1×10 ⁻¹²	< 1.4×10 ⁻¹²
	汚染除去場	< 1.3×10 ⁻¹¹	< 3.7×10 ⁻¹²	< 1.3×10 ⁻¹¹	< 3.7×10 ⁻¹²	< 1.3×10 ⁻¹¹	< 2.8×10 ⁻¹³	< 1.8×10 ⁻¹¹	< 5.1×10 ⁻¹²
	W A S T E F	< 2.9×10 ⁻¹²	< 8.2×10 ⁻¹³	< 2.9×10 ⁻¹²	< 7.3×10 ⁻¹³	< 7.4×10 ⁻¹²	< 1.8×10 ⁻¹²	< 3.5×10 ⁻¹²	< 1.0×10 ⁻¹²
液 体	環境シミュレーション	< 3.1×10 ⁻¹²	< 9.1×10 ⁻¹³	< 2.5×10 ⁻¹²	< 7.5×10 ⁻¹³	< 7.5×10 ⁻¹²	< 1.6×10 ⁻¹²	< 4.1×10 ⁻¹²	< 1.2×10 ⁻¹²
	J P D R	< 4.9×10 ⁻¹¹	< 1.3×10 ⁻¹¹	< 2.1×10 ⁻¹¹	< 6.2×10 ⁻¹²	< 2.3×10 ⁻¹¹	< 5.0×10 ⁻¹²	< 3.2×10 ⁻¹¹	< 9.0×10 ⁻¹²
	電源特会施設	< 1.7×10 ⁻¹¹	8.6×10 ⁻¹²	< 1.4×10 ⁻¹¹	< 3.3×10 ⁻¹²	< 1.5×10 ⁻¹¹	< 2.9×10 ⁻¹²	< 2.1×10 ⁻¹¹	< 6.3×10 ⁻¹²
	N S R R	< 1.4×10 ⁻¹¹	< 4.0×10 ⁻¹²	< 1.4×10 ⁻¹¹	< 3.8×10 ⁻¹²	< 2.6×10 ⁻¹¹	< 5.7×10 ⁻¹²	< 1.7×10 ⁻¹¹	< 4.6×10 ⁻¹²
	実用燃料試験施設	< 3.0×10 ⁻¹²	< 8.0×10 ⁻¹³	< 2.9×10 ⁻¹²	< 8.1×10 ⁻¹³	< 3.5×10 ⁻¹²	< 7.1×10 ⁻¹³	< 4.1×10 ⁻¹²	< 1.0×10 ⁻¹²
	処理処分開発棟	< 1.1×10 ⁻¹¹	< 2.9×10 ⁻¹²	< 1.2×10 ⁻¹¹	< 3.3×10 ⁻¹²	< 1.4×10 ⁻¹¹	< 2.9×10 ⁻¹²	< 1.7×10 ⁻¹¹	< 4.6×10 ⁻¹²
	極低焼却炉	< 2.4×10 ⁻¹¹	< 5.9×10 ⁻¹²	< 1.3×10 ⁻¹¹	< 3.3×10 ⁻¹²	< 1.7×10 ⁻¹¹	< 3.4×10 ⁻¹²	< 2.2×10 ⁻¹¹	8.8×10 ⁻¹²
	第3研究棟	< 7.9×10 ⁻⁴	2.1×10 ⁻³	< 7.0×10 ⁻⁴	1.5×10 ⁻³	< 4.6×10 ⁻⁴	5.0×10 ⁻⁴	< 4.6×10 ⁻⁴	3.5×10 ⁻⁴
液 体	第4研究棟	< 3.8×10 ⁻⁴	< 1.1×10 ⁻⁴	< 3.1×10 ⁻⁴	< 8.4×10 ⁻⁵	< 3.3×10 ⁻⁴	< 9.2×10 ⁻⁵	< 2.8×10 ⁻⁴	< 7.9×10 ⁻⁵
	冶金特研	< 9.5×10 ⁻⁴	4.5×10 ⁻³	< 1.9×10 ⁻³	1.6×10 ⁻²	< 1.0×10 ⁻³	5.3×10 ⁻³	< 6.7×10 ⁻⁴	1.5×10 ⁻³
	J R R - 1	< 3.3×10 ⁻⁴	< 9.1×10 ⁻⁵	< 4.1×10 ⁻⁴	< 1.0×10 ⁻⁴	< 3.2×10 ⁻⁴	< 8.8×10 ⁻⁵	< 3.1×10 ⁻⁴	< 7.8×10 ⁻⁵
	J R R - 2	< 4.7×10 ⁻⁴	2.3×10 ⁻⁴	5.1×10 ⁻⁴	1.5×10 ⁻⁴	< 3.3×10 ⁻⁴	1.1×10 ⁻⁴	< 2.9×10 ⁻⁴	< 7.9×10 ⁻⁵
	R I 棟	< 5.1×10 ⁻⁴	3.8×10 ⁻⁴	< 3.6×10 ⁻⁴	< 9.6×10 ⁻⁵	< 3.3×10 ⁻⁴	1.6×10 ⁻⁴	< 2.9×10 ⁻⁴	8.9×10 ⁻⁵
	実験利用棟	< 4.0×10 ⁻⁴	< 1.0×10 ⁻⁴	< 3.0×10 ⁻⁴	< 8.7×10 ⁻⁵	< 2.9×10 ⁻⁴	< 8.9×10 ⁻⁵	< 4.3×10 ⁻⁴	< 1.3×10 ⁻⁴
	J R R - 3	< 6.7×10 ⁻⁴	1.2×10 ⁻³	< 3.9×10 ⁻⁴	2.0×10 ⁻⁴	< 3.6×10 ⁻⁴	< 9.3×10 ⁻⁵	< 3.0×10 ⁻⁴	< 7.9×10 ⁻⁵
	J R R - 4	< 3.7×10 ⁻⁴	< 9.3×10 ⁻⁵	< 3.0×10 ⁻⁴	< 8.7×10 ⁻⁵	< 2.8×10 ⁻⁴	< 8.9×10 ⁻⁵	< 2.9×10 ⁻⁴	< 8.3×10 ⁻⁵
廃 物	再処理特研	< 5.5×10 ⁻⁴	9.4×10 ⁻⁴	< 4.5×10 ⁻⁴	4.0×10 ⁻⁴	< 4.5×10 ⁻⁴	7.4×10 ⁻⁴	< 4.3×10 ⁻⁴	4.7×10 ⁻⁴
	液体処理施設	< 5.1×10 ⁻⁴	4.8×10 ⁻⁴	< 3.9×10 ⁻⁴	2.5×10 ⁻⁴	< 3.4×10 ⁻⁴	< 9.3×10 ⁻⁵	< 3.1×10 ⁻⁴	< 7.9×10 ⁻⁵
	圧縮処理施設	< 6.3×10 ⁻⁴	1.3×10 ⁻³	< 5.7×10 ⁻⁴	1.1×10 ⁻³	< 6.9×10 ⁻⁴	1.8×10 ⁻³	< 2.9×10 ⁻⁴	< 7.9×10 ⁻⁵
	第1廃棄物処理棟	< 3.5×10 ⁻⁴	< 1.0×10 ⁻⁴	< 3.2×10 ⁻⁴	< 9.9×10 ⁻⁵	< 3.2×10 ⁻⁴	< 9.0×10 ⁻⁵	< 3.0×10 ⁻⁴	< 8.1×10 ⁻⁵
	第2廃棄物処理棟	< 5.8×10 ⁻⁴	9.3×10 ⁻⁴	< 3.3×10 ⁻⁴	< 8.5×10 ⁻⁵	< 3.0×10 ⁻⁴	< 9.0×10 ⁻⁵	< 7.3×10 ⁻⁴	2.1×10 ⁻³
	汚染除去場	—	—	< 7.1×10 ⁻⁴	2.0×10 ⁻³	—	—	—	—
	W A S T E F	< 6.7×10 ⁻⁴	1.6×10 ⁻³	< 6.1×10 ⁻⁴	1.1×10 ⁻³	< 5.6×10 ⁻⁴	9.9×10 ⁻⁴	< 7.4×10 ⁻⁴	2.3×10 ⁻³
	環境シミュレーション	—	—	< 6.3×10 ⁻⁴	1.2×10 ⁻³	< 7.8×10 ⁻⁴	1.6×10 ⁻³	—	—
物	電源特会施設	< 9.6×10 ⁻⁴	3.9×10 ⁻³	< 4.6×10 ⁻⁴	5.1×10 ⁻⁴	< 4.4×10 ⁻⁴	4.3×10 ⁻⁴	< 3.6×10 ⁻⁴	2.9×10 ⁻⁴
	J P D R	< 3.7×10 ⁻⁴	< 9.2×10 ⁻⁵	< 3.3×10 ⁻⁴	< 9.2×10 ⁻⁵	< 3.2×10 ⁻⁴	< 9.0×10 ⁻⁵	< 3.0×10 ⁻⁴	< 8.0×10 ⁻⁵
	処理処分開発棟	—	—	—	—	< 5.6×10 ⁻⁴	1.2×10 ⁻³	—	—
	N S R R	< 3.4×10 ⁻⁴	< 8.8×10 ⁻⁵	2.9×10 ⁻³	5.6×10 ⁻³	< 4.4×10 ⁻⁴	4.6×10 ⁻⁴	< 2.9×10 ⁻⁴	1.2×10 ⁻⁴

(単位: Bq/cm³)

1 A. 5 放射線計測器の管理

A.5.1 概 要

サーベイメータ、環境放射線監視システム及び施設の放射線管理用モニタ等、放射線計測器の定期点検、校正を年次計画に基づき、年2回実施した。また、故障修理等の維持管理に努め、稼働率の向上を図った。

老朽化したサーベイメータは、更新計画にしたがって1991年度、38台更新を行った。また、放射線管理用モニタの更新は、燃料試験施設、第4研究棟等の4施設16系統について、放射線管理担当課に協力して整備した。

東海研究所における環境管理及び施設放射線管理の各種試料について、測定、評価を滞りなく実施した。しかし一方、試料の測定を行っている放射能試料自動測定解析装置は、設置後10年以上にわたり、連続で運転を行ってきたため、故障頻度の増加等、測定業務の円滑な遂行が危惧されてきた。このような状況に鑑みて、1992年度から本装置の更新が実施できることとなったため、測定業務への支障は最小限にとどめられる見通しである。

(佐藤 信之)

A.5.2 サーベイメータ等の管理

東海研究所、高崎研究所、那珂研究所及びむつ事業所で使用しているサーベイメータ等の校正を実施した。1991年度の校正台数は、東海研究所においては、1,317台であった。フィルムバッジ、TLDの基準照射は80件、アラームメータの基準照射は599台であった。サーベイメータ等の校正台数の内訳及びフィルムバッジ等の基準照射件数をTable A.5.2-1, Table A.5.2-2に示す。

サーベイメータの更新は、年次計画にしたがい実施した。1991年度は、老朽化の著しいサーベイメータを38台更新した。

速中性子の照射精度向上を図るため、中性子照射テーブルの改造を実施した。また、原子炉周辺等の放射線管理に使用する中性子サーベイメータ等を校正するため、国際標準化機構(ISO)が推奨する²⁵²Cf中性子重水減速球を作製した。

(上沢 輝夫)

Table A.5.2-1 サーベイメータ校正台数
(東海研究所, 1991年度)

サーベイメータ機器名	現有台数 (東海研)	校正台数
GM管式サーベイメータ	192	359
電離箱式サーベイメータ	200	285
β 線表面汚染検査計	208	395
α 線表面汚染検査計	84	146
中性子線サーベイメータ	18	9
レムカウンタ	19	22
NaIシンチレーション式サーベイメータ	10	11
テレテクタ	20	35
ガスフロー式サーベイメータ	29	49
プラスチックシンチレーション式サーベイメータ	7	6
計	787	1,317

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	8
TLD	72
計	80
アラームメータ	599
計	599

A.5.3 放射線モニタ等の管理

(1) 環境放射線監視システムの維持管理

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

環境放射線監視システムについて、原子力安全局による定期検査を受けた。

モニタリングステーション装置の局舎（4箇所）が更新された。

1991年度の故障は14件であった。主な故障内容は、検出器を加温する温度制御部の循環用ファンの劣化による温度異常及びろ紙移動制御部のラッチリレーの誤動作によるろ紙送り不良であった。誤動作の頻度の多いラッチリレーについては、信頼性の高いフォトモスリレーに全数交換した。

(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回原子力安全局による定期検査を受けた。

放射線管理用モニタ点検報告書作成システムを整備して、業務の効率化を行った。また、中性子線エリアモニタの γ 線感度検査装置を整備した。

Table A.5.3-1に1991年度に発生した、モニタ別の故障率を示す。

(3) モニタ更新

下記施設の放射線管理用モニタについて更新を実施した。

JRR - 2

トリチウムモニタ	1系統
圧縮処理施設	
ダストモニタ	2系統
燃料試験施設	
ダストモニタ	4系統
ガスモニタ	1系統
ハンドフットクロスモニタ	1系統
第4研究棟	
可搬型 γ 線エリアモニタ	4系統
移動型ダストモニタ	1系統
移動型ガスモニタ	1系統
ハンドフットクロスモニタ	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。

国際交流実験棟（1993年4月完成予定）

ダストモニタ	10系統
ガスモニタ	2系統

可搬型 γ 線エリアモニタ	4 系統
移動型ダストモニタ	1 系統
ハンドフットクロスモニタ	1 系統
NUCEF (1993年6月完成予定)	
ダストモニタ	23系統
ガスモニタ	8 系統
γ 線エリアモニタ	34系統
中性子線エリアモニタ	11系統
ヨウ素モニタ	1 系統
事故時 γ 線エリアモニタ	3 系統
事故時ガスマニタ	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, 1991年度)

モニタ名称	故障件数 (件)	故障率 (件/系統)
エリアモニタ	18	0.07
ダストモニタ	34	0.21
水・ガスマニタ	3	0.05
ハンドフットクロスモニタ	22	0.34
モニタリングポスト	5	1.00
モニタリングステーション	9	1.13
その他	24	—
合 計	115	0.47

A. 5.4 放射線管理試料の計測

東海研究所における施設及び環境の各種放射線管理試料の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処理装置の点検保守を実施した。

放射線管理試料の測定は集中計測システムで実施した。1991年度の測定件数は延16,766件、測定時間は延28,072時間で、1990年度に比べてそれぞれ13.8%, 0.2 %増加した。測定件数と測定時間の測定種別、業務別内訳をFig. A. 5.4-1に示す。

検出器や自動測定解析処理装置の故障は57件で延91.5時間停止した。故障件数と停止時間は共に1990年度をしたまわった。

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。この他、放射線モニタや表面汚染検査計の校正に用いられる酸化ウラン標準平板線源の絶対測定を40件実施した。

(間邊 巍)

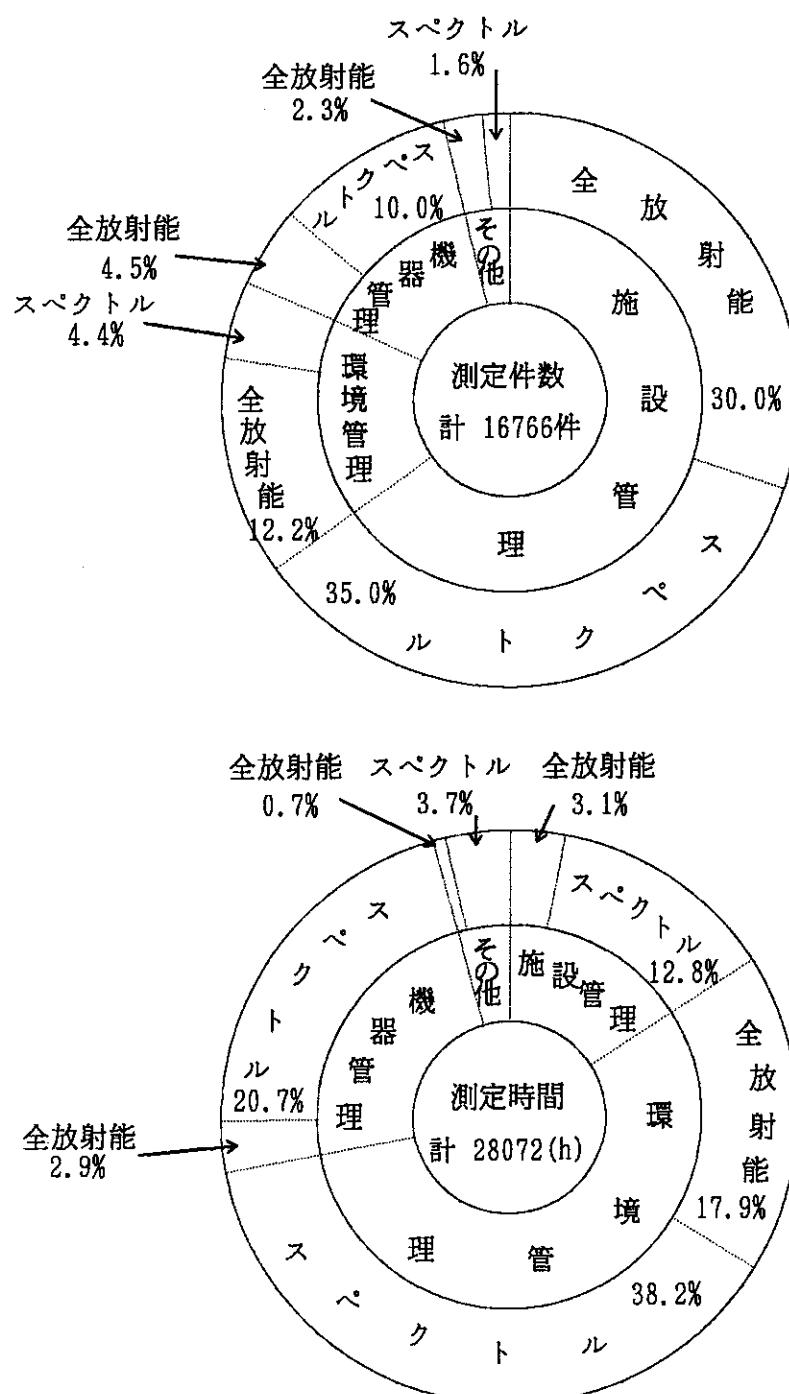


Fig. A.5.4-1 試料測定の内訳（東海研究所、1991年度）

1 A. 6 放射性廃棄物管理及び汚染除去

A.6.1 概 要

1991年度において東海研究所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5%減少し、低レベル固体廃棄物が約28%増加した。この大幅な増加は、主としてJPDR解体廃棄物の增量による。所外からの廃棄物については低レベル液体廃棄物が約12%減少し、低レベル固体廃棄物はほぼ前年度並みであった。中・高レベル廃棄物については前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固体廃棄物の焼却処理量が約28%減少した。これは乾式焼却装置の排気プロワの更新工事を行ったためである。その他の処理については計画どおりであった。

施設等の整備については、低・中レベル液体廃棄物処理施設の更新のための許可関係業務を進め、原子炉設置変更許可申請を行った。また、乾式焼却装置排気プロワの更新及び低レベル保管廃棄施設の安全点検を実施した。

汚染除去については前年度に比較して、機器除染が約5%減少し、衣料除染が約34%，施設除染が面積で約45%増加した。増加についてはJPDR解体実地作業、ホットラボケープ等の除染によるものである。

再処理特別研究棟の残存プロセス廃液の処理については、前年度に引き続き実施した。

(阿部昌義、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

1991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。

所内の搬入量は、低レベル無機廃液が約 280m^3 、有機廃液が約 2m^3 、スラッジが約 2m^3 、中レベル廃液が約 110m^3 であった。

また、所外の搬入量については、低レベル廃液が約 100m^3 及び中レベル無機廃液が約 15m^3 であった。

1990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5%減少した。

また、所外からの廃棄物も約12%減少した。

(b) 固体廃棄物

1991年度における所内及び所外から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が約 1730m^3 、中レベル固体廃棄物が約 11m^3 、高レベル固体廃棄物が約 13m^3 、 α 固体廃棄物が約 5m^3 であった。

また、所外の搬入量については、低レベル固体廃棄物が約 590m^3 、中レベル廃棄物が約 4m^3 、高レベル固体廃棄物が約 0.2m^3 、 α 固体廃棄物が約 2.4m^3 であった。

1990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28%増加した。この増加の要因は、JPDRの解体実地試験でダンプコンデンサ建家等に一次保管されていた解体廃棄物が廃棄物保管棟・II（北地区）の共用開始とともに搬入されたものである。

また、所外の廃棄物はほぼ前年度並みである。

（仲田 進）

Table A.6.2-1 所内廃棄物の搬入量

（東海研究所、1991年度）

廃 棄 物 区 分	固 体								液 体					
	$\beta + \tau$				α		$\beta + \tau$				α			
	低 レ ベ ル		中	高	低	高	低レベル		中	高	低・高			
可燃物	不 燃 物						無 機	有 機			レベ	レベ	レベ	
合 計 (m^3)	650.69	192.20	149.79	731.96	10.69	12.77	0.86	3.81	284.46	1.74	2.12	108.32	—	—

Table A.6.2-2 所外廃棄物の搬入量

(東海研究所, 1991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・高 レベル	低レベル		中レベル	
	可燃物	不 燃 物					無 機	海 水	無 機	
圧 縮	フィルタ	非圧縮								
日本アイソ トープ協会	110.00	351.00	68.85	40.0	4.00	0.15	—	—	—	15.00
核物理管理セ ンター 保障 措置分析所	1.46	1.14	0.77	—	—	—	2.40	—	—	0.015
放射線医学 総合研究所 那珂湊支所	1.06	0.90	3.97	1.20	—	—	—	64.00	32.00	0.03
東京大学工学 部 原子力工 学研究施設	0.80	1.00	2.49	—	—	—	—	—	—	—
ニュークリア ・デベロップ メント(株)	2.80	0.20	1.85	—	—	0.06	—	—	—	—
合 計 (m ³)	116.12	354.24	77.93	41.20	4.00	0.21	2.40	64.00	32.00	15.045

(2) 廃棄物の処理

(a) 液体廃棄物

(i) 低・中レベル液体廃棄物

1991年度の低・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。低レベル無機廃液約 400m³を低レベル蒸発処理装置で蒸発処理した。一方、低レベル海水廃液の処理が無かったことから、1990年度と比較すると全体で約 9 %減少した。

(長岡 幸男)

(ii) 中・高レベル液体廃棄物

1991年度に処理した中・高レベル液体廃棄物は、主に燃料試験施設、ホットラボ、WASTEF、再処理特別研究棟等で発生したものである。この内、特殊な廃液としてRI製造棟から受け入れた³⁵Sを含む廃液の処理を行った。その他、所外（日本アイソトープ協会）から受け入れた中レベル液体廃棄物の処理も実施した。その処理量及び処理装置の稼働日数をTable A.6.2-3に示す。

RI製造棟から受け入れた³⁵Sを含む廃液の処理を実施するにあたっては、蒸発処理を行うことにより³⁵Sが凝縮水に移行する可能性が考えられたため、予めビーカによる蒸留試験を行い蒸発処理が可能であることを確認した。この結果を参考にして実際の処理においては、³⁵Sを捕集するため通常使用しているオフガス系のHEPAフィルタをチャコールフィルタに交換し、6月2.2m³、10月4.2m³と2回にわたって計6.4m³の処理を実施した。このRI製造棟から受け入れた廃液の処理による建家排気及び凝縮水に含まれる³⁵Sの放射能濃度は、各々濃度限度以下で、問題となるような事象は生じなかった。

このほか、長期間の運転に伴う機器の健全性を確保するため濃縮液ポンプ、温度記録計、シール水配管、ろ過水配管の保守点検を行った。

(守 勝治)

(b) 固体廃棄物

(i) 低・中レベル固体廃棄物

1991年度の固体廃棄物処理量及び処理装置の稼働日数を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類を約710m³処理し、また焼却処理装置（乾式焼却炉及び極低レベル焼却炉）によって可燃性廃棄物及び細断したHEPAフィルタ木枠を約630m³及び有機廃液約1.7m³処理した。

1990年度と比較して、焼却処理量が約28%減少した。これは、乾式焼却装置の排気プロワ等の更新作業を実施したためである。

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1040本、焼却灰(100ℓドムラ缶)が52本であった。

また、1991年度も前年度と同様、科学技術庁受託の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。

(丸山 亨)

(ii) 中・高レベル固体廃棄物

1991年度に処理した中・高レベル固体廃棄物は、実用燃料試験施設、ホットラボ、WASTEF管理施設等で発生したもので、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うち、前記施設におけるセル内の除染により発生したウエス、紙、プラスチックシート等については、圧縮減容を行った後、金属容器に封入し、また、照射済燃料及び材料の照射後試験により発生した金属試料片、キャップセル残材、試験機材等については、詰め替えなどを行った後、金属容器に封入した。

この結果、処理量約 12m^3 に対して、封入量約 4m^3 となり、総合減容比は約 $1/3$ であった。なお、廃棄物を収納した金属容器は、コンクリート内張 200ℓ ドラム缶又はコンクリートブロックに埋込み、廃棄物パッケージとした。

(岩本 貞雄)

(c) 固化

(i) セメント固化

1991年度にセメント固化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約 $2/3$ は、均質セメント固化体として「廃棄物埋設に関する規則」の「廃棄体」にも適用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、固化廃棄物等をコンクリート内張りドラム缶(D-20)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、1990年度と比較すると約20%減少した。これは、凝集沈殿処理装置からの処理済スラッジの発生が無かったためである。

(長岡 幸男)

(ii) アスファルト固化

1990年度にアスファルト固化処理した廃棄物は、全て中レベル廃液の蒸発処理により発生した凝縮廃液であり、その処理量及びパッケージ発生量をTable A.6.2-5に示す。処理量及びパッケージ発生量とも前年度とほぼ同量であった。

(藤崎 説男)

(iii) プラスチック固化

1991年度にプラスチック固化した廃棄物は、主としてスラッジ等沈殿物を含む廃液であった。これらは、固体物が多く蒸発処理装置のポンプや配管、バルブ類を閉塞する恐れがあるため蒸発処理が困難であると判断した特殊な廃棄物であった。

その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

1991年度に保管廃棄した低・中及び高レベル保管体廃棄数量をTable A.6.2-6に示す。

1990年度の保管廃棄数量と比較した場合、約 300m^3 の増加となった。これはJPDR解体実地試験でダンプコンデンサ建家等に一次保管されていた解体廃棄物が、廃棄物保管棟・IIの完成と相まって搬入量が加速されたものである。

(仲田 進)

Table A.6.2-3 液体廃棄物の処理実績

(東海研究所 1991年度)

施設区分	レベル区分	稼働状況区分	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
					42(7)*	0	60(9)*	0	
所内 (β , γ)	低レベル	無機	335.68	0	0	0	0	0	
	中レベル	無機	0	0	107.8	0	0	0	
	小計		335.68	0	107.8	0	0	0	
所外 (β , γ)	低レベル	海水	0	0	0	0	0	0	
		無機	64.0	0	0	0	0	0	放射線医学総合研究所
	中レベル	無機	0	0	16.3	0	0	0	日本アイソトープ協会
	小計		64.0	0	16.3	0	0	0	
合 計			399.68	0	124.1	0	0	0	

* () 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, 1991年度)

施設区分	レベル区分	性状区分	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
			稼働日数	193(42) ^{*2}	119(67) ^{*2}	196(5) ^{*2}
所内 (β , γ)	低レベル	可燃物	456.58	0	0	
		不燃物	0	185.16	0	
		フィルタ	32.58	109.69	0	
	中レベル	可燃物	2.91	0	0	
		雑固体	0	0	1.56	
	高レベル	雑固体	0	0	10.53	
	小計		492.07	294.85	12.09	
	低レベル	可燃物	116.12	0	0	
		不燃物	16.00	338.24	0	
		フィルタ	2.20	73.88	0	
所外 (β , γ)	中レベル	雑固体	0	0	0	
	高レベル	雑固体	0	0	0.27	
	小計		134.32	412.12	0.27	
	合計		626.39	706.97	12.36	

(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1.71m³（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）

Table A.6.2-5 固化処理実績

(東海研究所, 1991年度)

固化方法 稼働日数 処理量	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	
	8	4	137	2	8.016	34	0	0
固化対象物	処理量 (m ³)	パッケージ数 (本)						
蒸発濃縮液	4.68	39	0.359	4	8.016	34	0	0
沈澱物	2.76	23	1.756	16	0	0	0	0
特殊スラッジ他	0	0	1.042	15	0	0	0.051	2
合計	7.44	62	3.157	35	8.016	34	0.051	2

Table A. 6.2-6 保管体廃棄数量

(東海研究所, 1991年度)

区分	保管体名	保管体廃棄数量	推定放射能(Bq)
$\beta \cdot \gamma$	低レベル保管体	ドラム缶 (658.2m ³)	3.2×10^{12}
		コンクリートブロック (37.0m ³)	1.3×10^{13}
		S-I容器 (155.0m ³)	2.6×10^9
		S-II容器 (86.4m ³)	2.5×10^{11}
		異形 (125.75m ³)	1.1×10^{14}
	中レベル保管体	ドラム缶 (11.8m ³)	8.1×10^{11}
		コンクリートブロック (4.0m ³)	9.4×10^{11}
		S-I容器 (1.0m ³)	1.6×10^8
		異形 (3.3m ³)	1.2×10^{10}
	高レベル保管体	異形 (2.11m ³)	5.2×10^{10}
α	低レベル保管体	ドラム缶 (7.2m ³)	1.4×10^{11}
		異形 (0.01m ³)	4.0×10^9

A.6.3 汚染除去

(1) 機器除染

1991年度における機器除染処理状況をTable A.6.3-1に示す。1990年度と比較し、除染の依頼件数で約9%，数量で約5%減少した。また、依頼元の各施設別で分類すると、原子炉施設のものが約56%，廃棄物処理施設のものが約21%，RI使用施設及びその他の施設のものが約23%であった。これら除染した機器は、すべて所管課室に返却した。

このほか、管理区域内で使用した物品の不要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69件あり、そのすべてが除染不可能であった。

(水本 実)

Table A.6.3-1 機器除染処理状況

(東海研究所、1991年度)

四半期	主 要 機 器	件 数 (件)	数 量 (個)
1	200 ℥ ドラム缶、C/F エレメント、自給式加圧服、NSRRカプセル、収納容器、収納管	7	289
2	ブラインド、ハシゴ、収納管、収納容器	4	126
3	収納容器、マニプレータ爪先、NSRRカプセル	3	96
4	C/F エレメント、中レベル廃液運搬車、収納管	6	265
年度計		20	776

(2) 衣料除染

1991年度は、5品目中4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。1990年度と比較して約34%増加した。

JPDR原子炉施設についての解体実地試験は、1991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が、全数量の約58%にあたっている。

1991年度においては、除染した衣料のうち除染不能で廃棄したものと一時保管となったものはなく、返却率は100%であった。

(小松 茂)

Table A.6.3-2 衣料除染処理状況

(東海研究所, 1991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	8,379	92,615	157,114	0	184,964	443,072
一時保管	0	0	0	0	0	0

(3) 施設除染

1991年度に実施した施設除染処理状況をTable A.6.3-3に示す。施設別の除染件数の比率は、ホットラボが約81%と大部分を占め、廃棄物処理施設約13%, RI製造棟約6%となっている。これらを除染面積で比較するとセル・ケーブの除染が約82%, 実験室約16%, 廃液貯槽約2%であった。また施設の種別では、前年度と同様、セル・ケーブの除染依頼件数が約94%を占めている。1990年度と比較すると、依頼件数で約66%, 除染面積で約45%増加した。これは、ホットラボが1から2年毎に行っている大規模除染があったこと等によるためである。

(水本 実)

Table A.6.3-3 施設除染処理状況

(東海研究所, 1991年度)

作業場所	処理件数 (件)	除染面積 (m ²)	作業人員 (人/日)	作業日数 (日)
ホットラボケーブ及びセル	26	1,979	233	53
廃棄物処理施設	4	709	286	16
RI 製造棟	2	550	360	5
合 計	32	3,238	879	74

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

(a) 概要

第1保管廃棄施設の低レベル用保管廃棄施設(L型ピット)は、1964年から1976年にかけて53基が建設され初期の保管体約50,000本が保管廃棄されている。

本安全点検は、このうちL-1からL-18に収納されている保管体約13,000本及びこれらのピット内面について安全点検を実施した。

点検内容は、保管体データ(保管体の種類、線量当量率、保管体重量、放射能、腐食状況、損傷程度等)の記録を取得すると同時に200ℓ保管体は新300ℓライニングドラム缶に、大型機器等の異形廃棄物は切断減容処理をして、3m³角型鋼製容器に再封入した。

また、ピット内部については床汚染、亀裂の有無及びコンクリート劣化(中性化)の調査と床塗装等を実施した。これらの処置をした後、保管体の種類毎(固化体、圧縮体、雑固化体等)に区分し、ピット内に再収納した。

なお、本施設は、屋外にあるため放射線防護対策として、仮設ハウス(鉄骨テント張り、20m¹×8m^W×8m^H)をピット上に設置して実施した。

(b) 作業の範囲及び保管体量

1991年度は、ピット名称L-9, 10, 11の3基分について実施した。

今回実施したL-9, 10, 11の保管体の収納時期は、1969年で既に22年を経過している。これらの保管体の量をTable A.6.4-1に示す。

(c) 安全点検の結果

今回の作業範囲で特徴的なことは、異形廃棄物が210m³と大量であったこと。これらは厚肉等の切断不可能なものを除き、切断減容処理をして3m³角型鋼製容器へ、200ℓ保管体は、新300ℓライニングドラム缶に再封入した。

この処置方法により、3m³角型鋼製容器保管体は56個、300ℓドラム保管体は1,415本発生した。

また、L型ピット内面の点検結果は、有害となる欠陥は無く、壁面に微細なヒビ割れが数箇所みられたが補修した。床面のコンクリート中性化の調査では、表面から最大30mm以上の進行はなく軸体の劣化の心配はない。

さらに床面は、結露水の排水を良くするためにモルタル打設(傾斜角5/1000)をし、塗装と集水栓の拡幅を実施した。

なお、本点検に要した日数は122日、総人工数は1,978人工で長い作業期間と多数の作業員の管理が掌握でき無事作業を完了することができた。

(仲田 進)

Table A.6.4-1 1991年保管体取出し数量

ピット名	200ℓ保管体 (本)	50ℓ保管体 (本)	異形廃棄物 (m ³)	200ℓドラム換算 (本)
L-9	22	0	160.0	822
L-10	797	0	0.0	797
L-11	596	282	50.0	917
合 計	1415	282	210.0	2536

(2) 液体廃棄物処理施設の更新

1990年度に引き続き、建設部をはじめとする関係課室の協力を得て、建家（第3廃棄物処理棟）及び付属設備の設計を進め、本施設に対する許可関係業務を実施した。

第3廃棄物処理棟は、延べ床面積約2,800m²、地下1階、地上3階（1階及び2階一部吹き抜け）の鉄筋コンクリート造で、地階には液体廃棄物の貯蔵エリア及びホット機械室、地上部には液体廃棄物の処理設備を設置する機器室、実験室、汚染検査室等を配置する。第3廃棄物処理棟の1階平面図及び断面図をFig. A.6.4-1に示す。

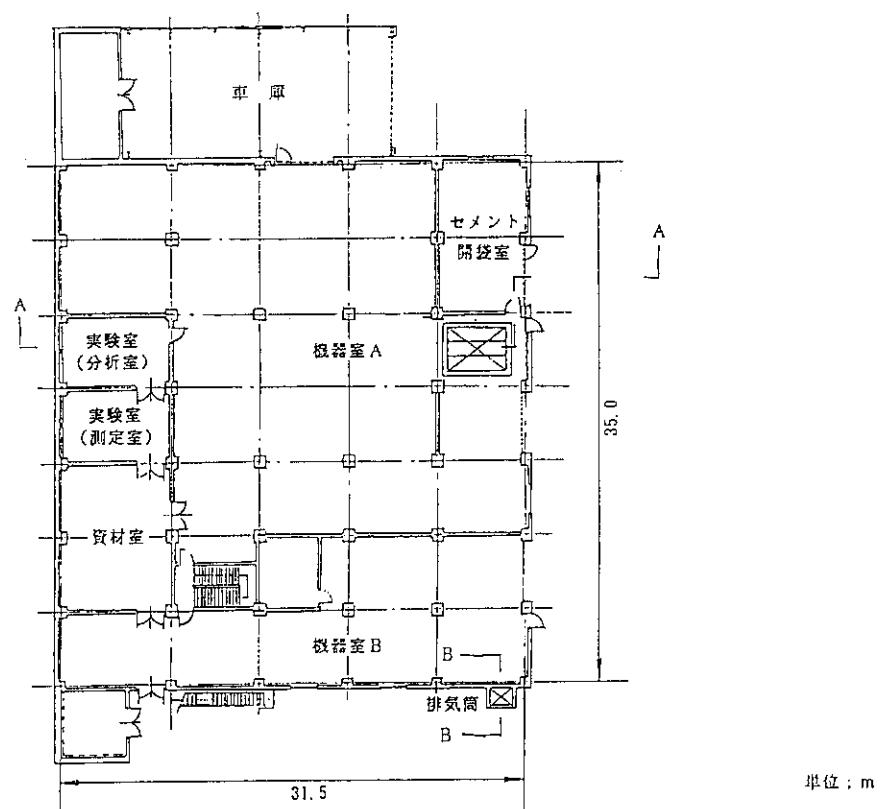
管理区域は、給気6系統、排気6系統から成る換気設備で換気し、その排気は、排気筒（地上高約20m）から各処理設備の排気とともに排出する。

耐震設計については、建家及び処理設備の主要な機器・配管系は、Bクラス相当、その他はCクラス相当とした。

許可関係業務としては、原子炉等安全審査委員会等による所内安全審査を受審した後、原子炉設置変更許可申請の安全審査と核燃料物質等使用変更許可のための行政庁のヒアリングを受けた。

1992年度は、原子炉設置変更及び核燃料物質等使用変更の許可、設計・工事等の認可を得て建家工事に着手する予定である。

（森下 悟）



第3廃棄物処理棟 1階平面図

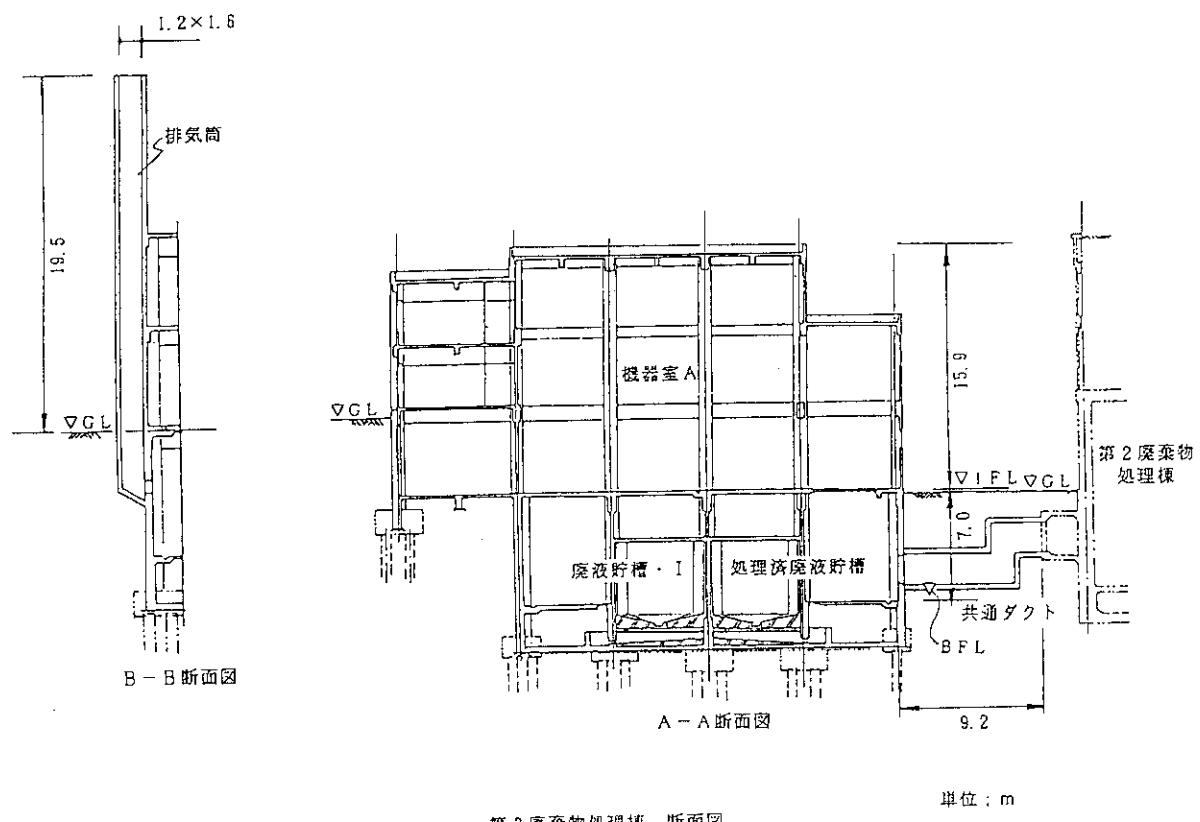


Fig. A.6.4-1 第3廃棄物処理棟の1階平面図及び断面図

(3) 焼却処理設備の排気プロワの更新

(a) 概要

東海研究所において、可燃性固体廃棄物の減容処理用として稼働している焼却処理設備は、1979年に運転を開始して以来、順調に運転を継続し、現在に至っている。この設備は排気プロワ2台を備え、これらを交互に運転して系内を負圧に保つことにより、放射性物質が外部に漏れることを防止している。Fig. A.6.4-2に焼却処理設備の系統図を示す。

近年、これらの排気プロワの運転時の振動、騒音の発生が著しくなり、安全運転に支障をきたすおそれが生じてきたので、排気プロワ廻りの配管を含めて更新した。以下にこれらの概要を報告する。

(b) 設計方針

- ① 更新する排気プロワの性能は、型式を変更しても既設の排気プロワと同等以上とする。
- ② 耐震設計は、耐震Bクラス相当とする。
- ③ 地震時及び振動における建家・構築物との共振を防止するため、支持構造物、基礎及びアンカ部は、計算により共振領域をさける設計とする。
- ④ 排気プロワ単体の騒音、振動を想定し、機器設置後、配管据付状態における騒音、振動を考慮し、排気プロワ運転状態で作業員居室でその騒音、振動が50dB以下になるようにする。

(c) 設計及び製作

① 排気プロワの選定

既設排気プロワは、遠心式単段型であり、風量等の関係から騒音、振動の抑制が困難な型式だったので、2段型ターボプロワ両軸受とし、できるだけ騒音、振動の少ない機種とした。

さらに騒音抑制対策として、Fig. A.6.4-3に示すように2台の排気プロワの回転方向を相互に異なるように組合せ、管路抵抗を低減化して、吐出流体がスムースに吐出配管内で通過できるようにした。

② 配管の設計

排ガスの流体振動防止のため、45度エルボとY型エルボを使用した配管とした。(Fig. A.6.4-3)

③ ミストセパレータの設置

Fig. A.6.4-3に示すように排気プロワの上流側の排ガス洗浄塔の苛性ソーダミストが排気プロワのインペラ表面に付着物となり、回転のバランスが狂い、騒音、振動の原因となるので、ミストセパレータを設置し、それを除去することとした。

④ 防音処理

排気プロワ及び配管に厚さ10cmのロックウールと厚さ0.5mmの鉛板2重の防音処理を施した。

(d) 据付及び配管工事

既設排気プロワ及び配管等の撤去後、1991年11月中旬から据付工事及び配管工事を開始した。

排気プロワ基礎のコンクリート打ち込みに約3週間を要し、その後排気プロワが搬入され、据付を実施した。12月中旬ミストセパレータ、自動ダイヤフラム弁及び配管を搬入し、配管及び電気工事を行った。1992年1月中旬に全工程が終了した後、官庁検査を受検し、合格した。

(e) 結 果

① 排気プロワの性能

排気プロワの性能について、試運転により、更新前のものと同等の -1750mmAq において $1700\text{m}^3/\text{h}$ 以上の能力を有していることを確認した。

② ミストセパレータの性能

完成後の実廃棄物の焼却処理において、ミストセパレータの性能を調査した結果、 $26\mu\text{m}$ 以上の粒子に対して補集効率99%以上で設計したが、約6から8時間の運転で約5から7ℓの排ガス洗浄液が回収されたので、ミストセパレータが効果的に作動していることを確認した。

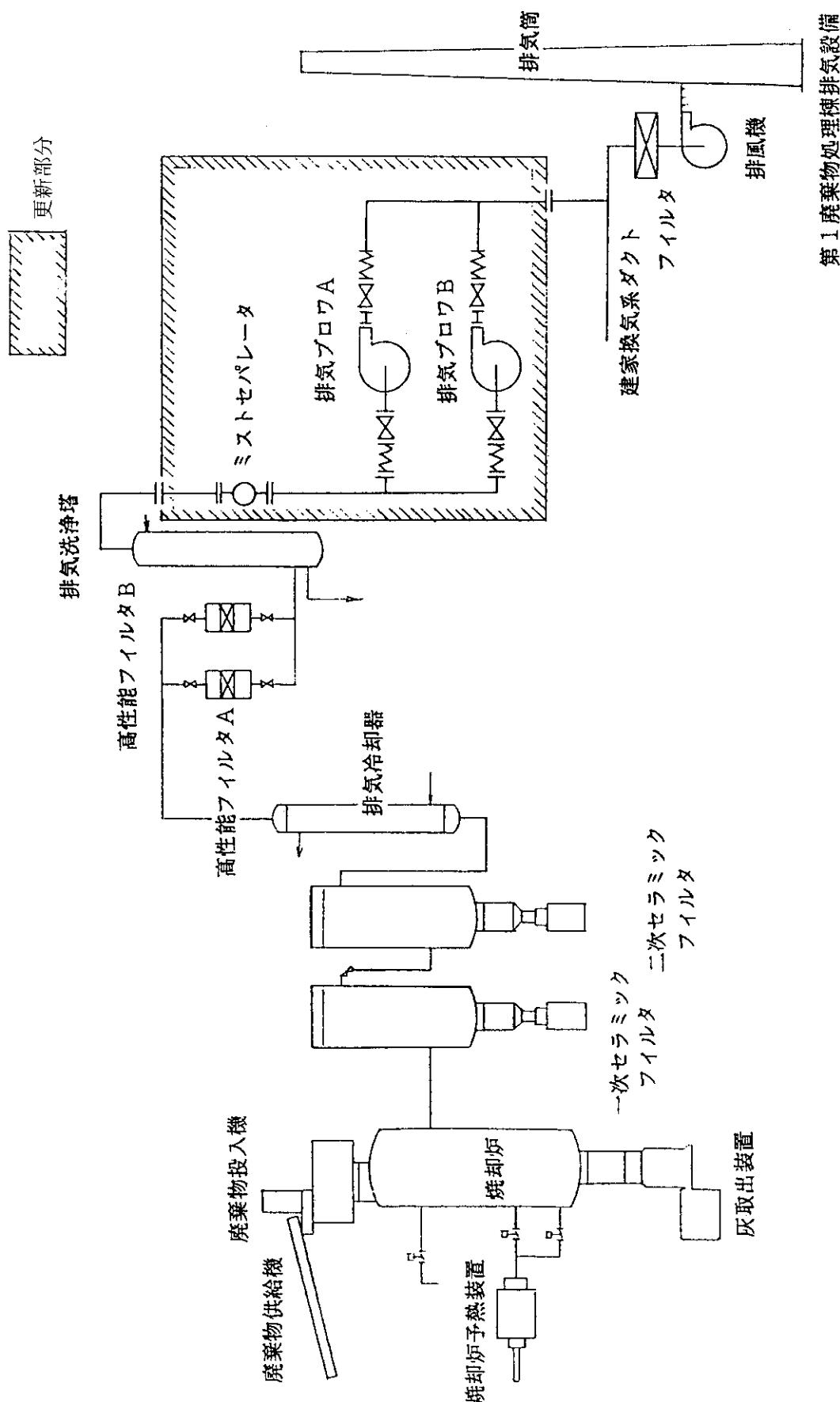
③ 振動、騒音の減少

試運転により騒音と振動を測定した結果をFig. A.6.4-4に示す。騒音は、排気プロワ室で15から19dB(A)減少し、排気プロワ室で通常の会話ができる状態に低下した。また、排気プロワ室隣の居室で約15dB(A)の減少が認められ、居室での騒音の最上限値である50dBに近づいた。振動は、排気プロワ室内においては10から45dBの減少で、排気プロワ室外で5から20dB減少し、居室において人体に全く振動が感じられなくなった。

(f) まとめ

今回の排気プロワ更新により、配管の振動及び騒音を大幅に改善できたのは、排気プロワインペラの型式変更、配管ルート変更、剛サポートでの配管支持の効果によるものと考えられる。以上により騒音及び振動の大幅な低減化が達成され、居室、作業室等における作業環境が著しく向上した。

(近藤 忠美)



第1廃棄物処理棟排気設備

Fig. A. 6.4-2 焚却処理設備系統図

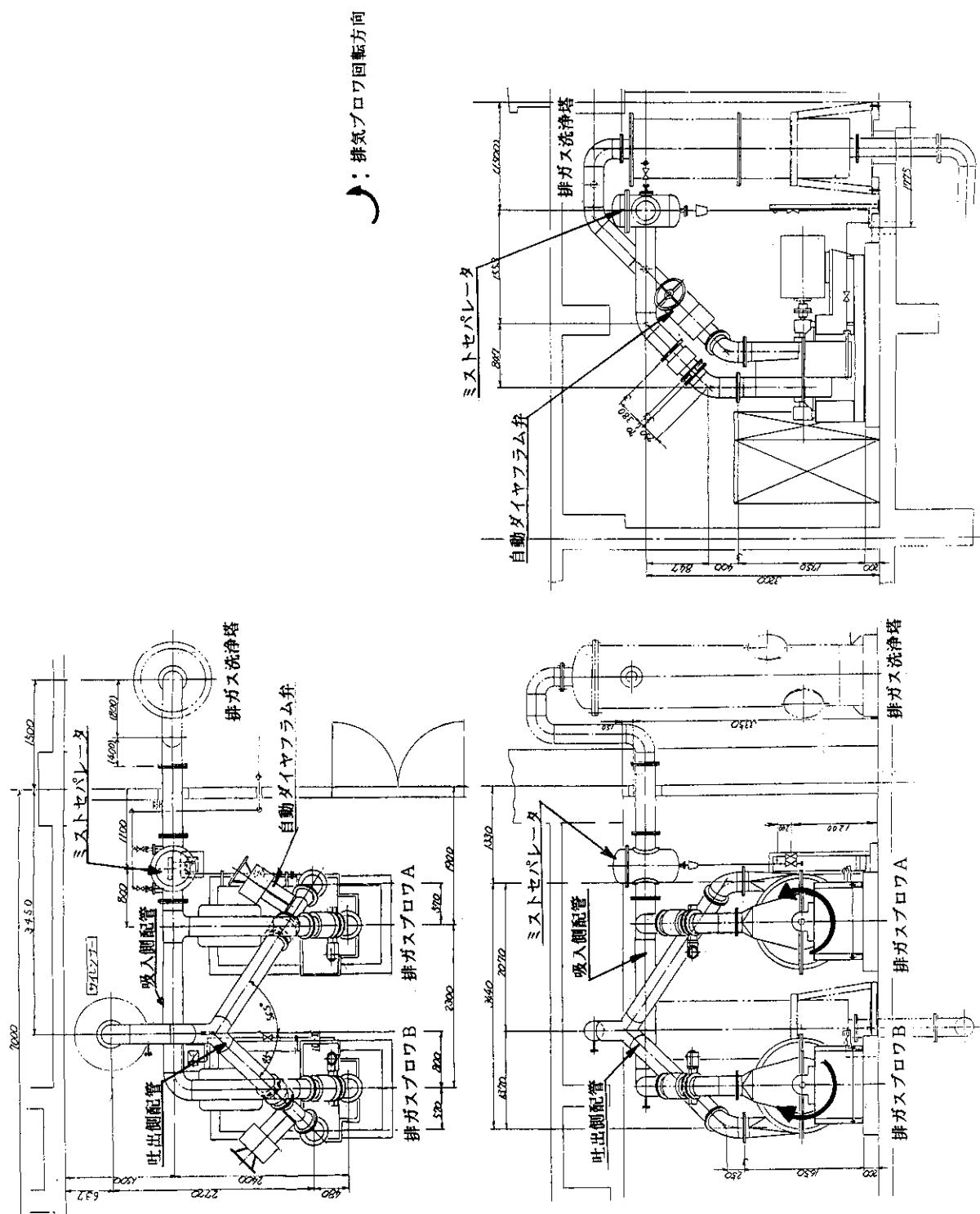


Fig. A. 6.4-3 排気プロワ及び配管図

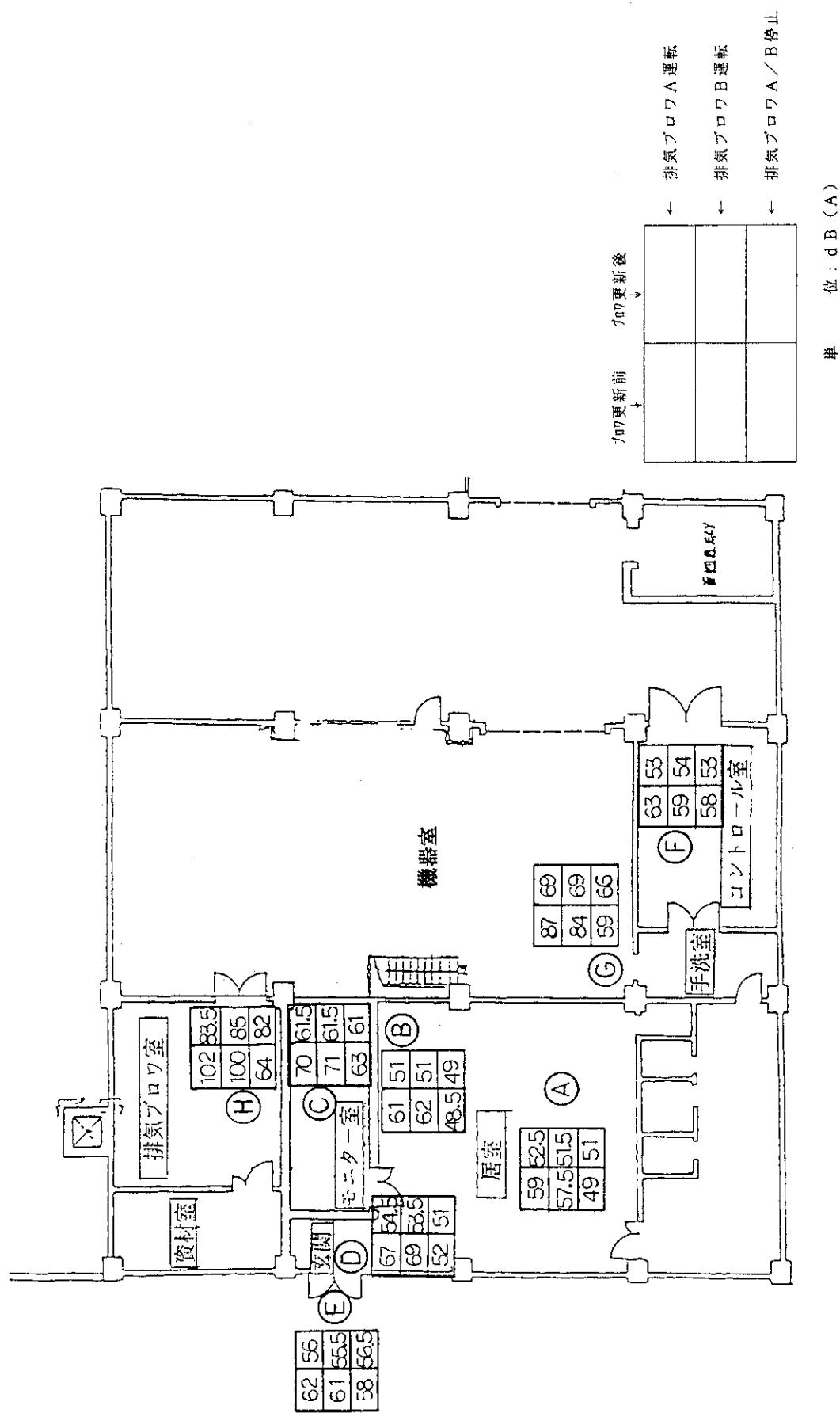


Fig. A. 6.4-4 騒音レベル測定結果

1 B 高崎研究所

1 B. 1 放射線管理

B. 1.1 概 要

個人被ばく線量当量の管理、施設の放射線管理、環境放射線の管理及び放射線計測器の管理の定常業務を1990年度に引き続き実施した。

1991年度からイオン照射研究施設の稼働に伴い放射性廃棄物の管理が工務課の所掌として開始された。

放射線障害防止法に基づく変更許可等については、「密封コバルト線源使用数量の減少」の軽微変更2件、「放射線測定器校正及びメスバウラー用密封線源の使用」及び「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線源の搬出入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。

イオン照射研究施設から放出された放射性気体廃棄物は、放出基準値以下であり、また、固体及び液体廃棄物についても、特に放射線管理上問題はなかった。

放射線業務従事者の個人被ばく線量当量については、実効線量当量及び組織線量当量とともに線量当量限度及び放射線障害予防規定に定められた警戒線量当量を超える被ばくはなかった。1991年度における実効線量当量は、最大 1.8ミリシーベルト、平均0.01ミリシーベルトであり、1991年度から測定を開始した内部被ばくについては、被検者全員有意な体内汚染は検出されなかった。

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

(穴沢 豊、木村 和磨)

B. 1.2 個人被ばく線量当量の管理

(1) 外部被ばく線量当量の管理

1991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0.01ミリシーベルト、3.5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、1.8ミリシーベルトであり、その従事者は、サイクロトロン調整作業に従事した外来作業者であった。

放射線施設の共同利用者、工事業者等の所外から管理区域に一時的に立ち入った者は年間 870名であり、その都度、熱ルミネセンス線量計 (TLD) を着用させ測定したが、検出下限値を超えて被ばくした者はなかった。

(2) 内部被ばく線量当量の管理

1991年度から内部被ばくのおそれのある作業に従事する者延べ 141名について、全身カウンタに

による定期及び随時の確認検査を実施した。測定の結果、体内汚染は検出されなかった。

(田島 好弘)

B. 1.3 施設の放射線管理

(1) 放出放射性物質の管理

1991年度にイオン照射研究施設から放出された放射性塵埃及び放射性ガスの年間平均濃度並びに年間放出放射能をTable B. 1. 3 - 1 に示す。

サイクロトロン加速器の運転に伴い⁴¹Arが放出された。この放出は放射線障害予防規定に定められた基準値を十分に下回った。

1991年度のイオン照射研究施設における排水管理については、特に放射線管理上問題はなかった。

(2) 線量当量率の管理

RI使用施設、放射線発生装置使用施設など、放射線施設の人の立ちに入る場所及び管理区域周辺において定期的に空間線量当量率の測定を行ったが、管理基準値以下であった。

(3) 表面密度の管理

特に問題となる放射性汚染はなかった。

(佐藤 一弘)

(4) 放射性廃棄物の管理

(a) 放射性廃棄物の搬入

1991年度における所内からの低レベル固体廃棄物及び低レベル液体廃棄物の搬入実績をTable B. 1. 3 - 2 に示す。低レベル固体廃棄物の搬入量は約2m³であった。また、低レベル液体廃棄物の搬入量は約30m³であった。これらの廃棄物は全てイオン照射研究施設からの搬入であった。

(b) 放射性廃棄物の処理、処分及びパッケージの保管

低レベル固体廃棄物約2m³のうち、可燃性約1m³については封入措置を行い、その結果、200ℓドラム缶型パッケージで8本となった。フィルタ0.78m³については、ビニール梱包して保管した。

低レベル液体廃棄物については、約27m³を蒸発処理により処理した。処理済水のうち約10m³を第1種管理区域内使用水として、2.54m³をサイクロトロン二次冷却系冷却塔の補給水として再利用した。蒸発処理により発生した濃縮廃液 0.3m³についてはセメント固化した。この処理に伴い発生した廃棄物パッケージ数量は、200ℓドラム缶型パッケージで3本であった。1991年度における廃棄物パッケージはイオン照射研究施設内の廃棄物保管室に保管した。

(宇佐美 淳)

(5) 放射性同位元素等の保有状況

コバルト照射施設で使用する照射用⁶⁰Co線源については、1991年10月に減衰補充用として棒状密封線源24個、計5,439TBqが搬入された。1992年3月末現在の高崎研究所で所有する放射性同位元

素の種類及び数量をTable B. 1. 3 - 3に、放射線発生装置の種類と性能をTable B. 1. 3 - 4に示す。

(田島 好弘)

B. 1. 4 環境放射線の管理

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

(田島 好弘)

B. 1. 5 放射線計測器の管理

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

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

サーベイメータの校正は東海研線量計測課に依頼してGM管式サーベイメータ52台、 β 線表面汚染検査計13台、電離箱式サーベイメータ26台、シンチレーション式サーベイメータ4台、中性子線サーベイメータ3台、レムカウンタ2台及びテレテクタ6台について実施した。

(田島 好弘)

Table B. 1.3-1 放射性塵埃・ガスの放射能濃度及び放射能

(高崎研究所, 1991年度)

項目 施設名	放射性塵埃			放射性ガス		
	核種	年間平均濃度 (Bq/cm ³)	年間放出放射能 (Bq)	核種	年間平均濃度 (Bq/cm ³)	年間放出放射能 (Bq)
イオン照射	全 β	$<7.7 \times 10^{-11}$	—	^{41}Ar	$<1.1 \times 10^{-4}$	3.2×10^9
研究施設	^{64}Cu	$<8.1 \times 10^{-8}$	0			

Table B. 1.3-2 放射性廃棄物の管理実績

(高崎研究所, 1991年度)

管理区分		搬入量 (m ³)	処理量 (m ³)	保管数量		
性状区分				長期保管量 (m ³)	保管体数量(本) (200ℓ ドラム缶型パッケージ)	
固体	可燃性	1.16	1.12 ^{*1}	—	8	
	圧縮	0.02	0	—	0	
	フィルタ	0.78	—	0.78	—	
	非圧縮	0	—	0	0	
	樹脂	0	—	0	0	
液体	無機	29.973	27.15	—	—	
	有機性	0	0	0	0	合計 11
	油脂	0	0	0	0	
	スラッジ	0	0	0	0	
中性体	無機	0	0	0	0	
	有機性	0	0	0	0	
	油脂	0	0	0	0	
	スラッジ	0	0	0	0	
蒸発濃縮液		—	0.3	—	3 ^{*2}	

* 1 : 封入措置

* 2 : セメント固化体

Table B. 1. 3 - 3 放射性同位元素の種類及び数量

(高崎研究所, 1992年3月31日現在)

施設名	貯蔵能力	核種及び現有数量	備考
コバルト第1照射棟	^{60}Co 55.5PBq	12,349.231 TBq $156.399\text{TBq} \times 22$ 個 $115.329\text{TBq} \times 56$ 個 $106.523\text{TBq} \times 23$ 個	
コバルト第1照射棟 線源貯蔵施設	^{60}Co 55.5PBq	—	
コバルト第2照射棟	^{60}Co 18.5PBq	13,766.553 TBq $216.376\text{TBq} \times 24$ 個 $189.588\text{TBq} \times 20$ 個 $170.903\text{TBq} \times 23$ 個 $42.550\text{TBq} \times 20$ 個	
コバルト第2照射棟 線源貯蔵施設	^{60}Co 55.5PBq	2,541.752 TBq 0.148TBq × 12 個 0.333TBq × 36 個 1.295TBq × 5 個 0.692TBq × 5 個 1.924TBq × 80 個 2.146TBq × 70 個 3.330TBq × 27 個 4.181TBq × 120 個 10.804TBq × 29 個 14.504TBq × 20 個 16.391TBq × 39 個 18.093TBq × 21 個	
食品照射ガンマー線 照射棟	^{60}Co 14.8PBq	11,577.448 TBq 81.992TBq × 15 個 64.602TBq × 12 個 60.902TBq × 28 個 36.408TBq × 18 個 25.160TBq × 20 個 20.572TBq × 44 個 74.962TBq × 14 個 64.787TBq × 24 個 58.349TBq × 26 個 49.469TBq × 34 個	
RI工学照射棟第1照射室	^{60}Co 296TBq	15.54TBq	固定式照射装置
" 第2照射室	^{60}Co 1.036TBq	0.37TBq	固定式照射装置
" 線源貯蔵室	^{137}Cs ^{60}Co 518GBq × 2	^{137}Cs 96.866TBq —	
コバルト第1照射棟	A室 ^{60}Co ^{60}Co ^{60}Co ^{226}Ra	370MBq × 1 370MBq × 2 185MBq × 1 74MBq × 1	^{60}Co 1.09MBq × 1 ^{60}Co 2.81MBq × 2 ^{60}Co 1.41MBq × 1 ^{226}Ra 74MBq × 1
RI小線源貯蔵室	B室 ^{60}Co ^{137}Cs	2.59TBq × 1 3.33TBq × 1	^{60}Co 66.60GBq × 1 ^{137}Cs 1.75TBq × 1
	C室 ^{60}Co	370GBq	^{60}Co 48.10GBq
サイクロトロン棟 RI貯蔵室	^{241}Am	3.7GBq × 1	^{241}Am 3.7GBq × 1

Table B. 1. 3 - 4 放射線発生装置の種類と性能

(高崎研究所, 1992年3月31日現在)

施設名称	種類及び性能	台数	備考
1号加速器	コッククロフト・ワルトン型加速器 2 MeV, 30mA	1	
2号加速器	コッククロフト・ワルトン型加速器 3 MeV, 25mA	1	
サイクロトロン	AVFサイクロトロン 陽子: 0~90MeV 0~45e μA 重陽子: 0~53MeV 0~50e μA Heイオン: 0~130MeV 0~40e μA 重イオン(Li~Bi) : 最大27.5MeV/A, 30p μA	1	
タンデム加速器	ファン・デ・グラーフ型加速装置 加速電圧: 0~3MV連続可変 陽子: 5e μA (6MeV) 重陽子: 1e μA (6MeV) Heイオン: 2e μA (9MeV) 重イオン(Li~Bi) : 最大1.7MeV/A, 25e μA	1	
低エネルギー電子加速器	変圧器型電子加速装置 300keV, 100mA	1	放射線障害防止法適用除外
研究棟ESR室	X線発生装置 50kVp, 50mA	1	"
研究棟X線回析室	X線回析装置 60kVp, 50mA	1	"
	X線回析装置 60kVp, 80mA	1	"
	X線回析装置 60kVp, 200mA	1	"
簡易イオンビーム発生器	コッククロフト・ワルトン型加速器 200keV, 10 μA	1	"
サイクロトロン棟 イオン源室	ECRイオン源 陽イオン: 20kV, 200e μA	1	"

Table B. 1.4 - 1 モニタリングポストにおける γ 線線量当量率の月平均値と月間最大値
(高崎研究所, 1991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		
1991,	4	63.9	79.4	66.7	91.8	67.9	93.5	64.2	88.8	
	5	63.9	80.0	67.6	99.6	68.0	87.1	64.7	93.6	
	6	63.2	91.8	66.3	112.	65.8	91.8	63.7	108.	
	7	63.1	83.4	66.1	99.8	67.6	99.7	63.9	99.4	
	8	68.3	69.0	65.7	102.	66.2	88.8	63.6	100.	
	9	62.8	71.2	65.9	77.2	67.7	84.6	63.6	81.8	
	10	63.3	73.8	66.4	88.4	68.1	87.5	64.3	84.6	
	11	63.4	72.8	66.5	85.2	67.2	85.2	64.1	82.8	
	12	63.8	78.2	67.0	93.8	67.9	95.4	64.8	93.4	
	1992,	1	63.8	76.8	67.0	84.2	67.7	83.3	64.7	81.2
	2	61.2	80.0	66.2	97.2	67.0	94.2	64.7	93.0	
	3	63.9	82.4	67.3	100.	67.1	98.5	65.1	101.	

注) 加圧電離箱式 γ 線モニタを使用

Table B. 1.4 - 2 モニタリングポストにおける中性子線線量当量率の月平均値と月間最大値
(高崎研究所, 1991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		
1991,	4	2.69	7.08	3.00	10.8	2.76	6.72	3.20	7.69	
	5	2.79	13.2	3.18	8.08	2.89	28.0	3.09	35.6	
	6	2.60	9.40	2.92	29.6	2.78	38.8	3.01	3.75	
	7	2.58	7.18	2.95	7.58	2.70	7.92	2.87	38.5	
	8	2.69	7.40	2.78	4.71	2.78	6.26	2.91	6.82	
	9	2.60	6.26	2.89	7.04	2.82	6.70	2.84	6.26	
	10	2.59	7.84	3.03	18.0	2.79	19.5	2.84	7.06	
	11	2.59	8.44	3.02	8.80	2.75	14.9	2.84	14.5	
	12	2.61	6.66	2.99	10.3	2.74	6.64	2.85	19.3	
	1992,	1	2.60	6.86	3.12	11.8	2.77	7.16	2.92	2.73
	2	2.68	6.68	3.09	7.28	2.83	6.50	3.00	7.32	
	3	2.56	7.44	3.04	6.66	2.77	6.16	2.87	9.34	

注) レムカウンタを使用

1 C 大洗研究所

1 C. 1 総 括

C. 1.1 概 要

大洗研究所におけるJMTR、放射性廃棄物処理施設等の区域放射線管理、個人被ばく管理、環境放射線監視、放射線モニタ等の管理及び各種放射線管理記録の報告等の定常業務を1990年度に引き続き実施した。HTTRの建設に関しては、放射線モニタの仕様を検討し、設計工事認可申請の準備を進めた。

区域放射線管理としては、JMTRの第96サイクルから第100サイクルの運転、各種照射設備の運転、炉機器の定期点検作業、ホットラボにおけるBOCAカプセル等の照射済試料の取扱、放射性廃棄物処理施設の改修工事等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Pu燃料研究棟の放射線モニタを更新した。

1991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基準値以下であった。また、年間放出放射能量に基づいて算出した周辺環境における線量当量は、放出ガスによる実効線量当量が年間 $1.6 \mu\text{Sv}$ 、液体廃棄物中の主要核種による実効線量当量が年間 $0.3 \mu\text{Sv}$ 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、周辺環境の空気吸収線量率の監視、土壤、農作物等の各種環境試料中の放射能濃度の測定、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。1991年度における放射線業務従事者の外部被ばくに係る総実効線量当量は、24.9人・ミリシーベルトであり、内部被ばくについては、被検者全員に有意な体内汚染は検出されなかった。

(山本 峰澄)

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（以下「動燃事業団」という。）、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 $4,800\text{m}^3$ 及び固体廃棄物約 400m^3 の処理を行い、 200ℓ ドラム缶パッケージ663本、コンクリートブロック型パッケージ61個及びステンレス鋼製密封容器封入保管体59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。

処理済廃液放流量調節設備については、液体廃棄物処理設備の工業計器類の更新計画に基づき工

事を実施し、供用を開始した。

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を図った。また、原子炉等規制法の廃棄物管理の事業への安全審査対応については、原子力安全委員会、原子力委員会による第二次審査及び通商産業大臣との協議を経て、許可を受けた。廃棄物管理事業対応の施設改修については、改修工事計画に基づき低レベル β ・ γ 固体処理棟(I)及び α 一時格納庫について、原子炉施設、核燃料物質使用施設としての工事を完了し、供用を開始した。

(福田 勝男)

C. 1.2 管理区域

1991年度は、原子炉施設保安規定、核燃料物質使用施設等保安規定及び放射線障害予防規定に基づき指定された管理区域（一時的に指定されたものを除く）の変更はなかった。

1991年度中に一時的に管理区域として指定された件数は、第1種管理区域が23件、第2種管理区域が25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, 1991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	16
排水設備の保守点検作業（改修工事等）	"	7
JMTR新燃料及び照射燃料キャプセル搬入	第2種管理区域	20
放射線測定機器の校正及び非破壊検査	"	5

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

1991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96サイクルから第 100サイクルの原子炉運転に伴って⁴¹Arが、また、運転に関係なく³Hが定常に放出された。ホットラボでは燃料照射キャプセルの解体作業により⁸⁵Krが、また、材料照射キャプセルの構成材料に微量のウランが含まれていたために¹³¹Iが放出された。いずれも保安規定及び放射線障害予防規定に定められた基準値以下であった。

(箕輪 雄資)

(2) 放出放射性廃液

1991年度に各施設で発生した放射性廃液の廃棄物処理場への搬出状況、排水溝へ放出した放射能と廃液量並びに排水溝における1日及び3月間の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られた廃液の放射能量は β , γ (³Hを除く, 以下同じ) 1.6×10^{11} Bq, 廃液量は 5.1×10^3 m³であった。これらの値は、1990年度と比較すると、放射能は、 β , γ 核種では72%増、廃液量は6.3%増となっている。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, ⁵⁸Co及び⁵⁹Feであった。

排水溝へ放出された廃液の放射能は、 α : 9.4×10^5 Bq(検出下限濃度未満), β , γ : 4.7×10^7 Bq(検出下限濃度以上), ³H : 6.2×10^{11} Bq(検出下限濃度以上)で、廃液量は 4.8×10^3 m³であった。これらの値は、1990年度と比較すると、放射能は、 α 核種で57%減、 β , γ 核種で11%減、³Hは6.9%増で、廃液量は増減がなかった。

排水溝における1日平均濃度の最大値は、 β , γ 9.4×10^{-4} Bq/cm³, 3月間の平均濃度の最大値は、 7.2×10^{-5} Bq/cm³であり、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。

(佐藤 隆一)

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, 1991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
J M T R (J M T R) (居室実験室)	<2.4×10 ⁻¹⁰	0	全β	5.1×10 ⁻²	4.5×10 ¹³	⁴¹ Ar
	<4.4×10 ⁻¹⁰	0	¹³¹ I	1.6×10 ⁻⁵	1.4×10 ¹⁰	³ H
	<4.1×10 ⁻¹⁰	0	⁶⁰ Co			
	<4.8×10 ⁻¹⁰	0	全β			
ホットラボ	<4.0×10 ⁻¹¹	0	全α	<2.2×10 ⁻³	9.8×10 ⁹	⁸⁵ Kr
	<2.3×10 ⁻¹⁰	0	全β			
	<1.1×10 ⁻⁹	1.4×10 ⁴	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)	<3.3×10 ⁻¹⁰	0	全β	—	—	
	<3.3×10 ⁻¹⁰	0	全β			
	<7.8×10 ⁻¹¹	0	全β			
	<3.3×10 ⁻¹⁰	0	全β			
	<4.5×10 ⁻¹¹	0	全α			
	<7.8×10 ⁻¹¹	0	全β			
	<1.2×10 ⁻⁹	0	全β			
	<3.3×10 ⁻¹⁰	0	全β			
	<3.3×10 ⁻¹⁰	0	全β			
	<3.3×10 ⁻¹⁰	0	全β			
R I 利用開発棟 (R I 棟) (F P 棟)	<3.3×10 ⁻¹⁰	0	全β	—	—	
	<3.3×10 ⁻¹⁰	0	全β			
安全管理棟	<3.3×10 ⁻¹⁰	0	全β	—	—	
燃料研究棟	<5.6×10 ⁻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、その値が検出下限濃度より小さい場合は“<(検出下限濃度値)”と記入。

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

Table C. 1.3-2 廃棄物処理場への搬出及び排水溝へ放出した放射能・廃液量と排水溝における平均濃度・年間放出放射能
(大洗研究所, 1991年度)

項目 施設名	廃棄物処理場へ搬出		排水溝へ放出		排水溝における平均濃度及び年間放出放射能		
	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月間の平均 濃度の最大値 (Bq/cm ³)	年間放出放射能 (Bq)
J M T R ホツトラボ RI利用開発棟	1.6×10 ¹¹ 2.0×10 ⁸ 3.7×10 ⁷	3.7×10 ³ 1.3×10 ² 1.3×10 ¹	0 — 0	0 — 0	α <2.0×10 ⁻⁵ β・γ 9.4×10 ⁻⁴	α <2.0×10 ⁻⁵ β・γ 7.2×10 ⁻⁵	α 0 (7.8×10 ⁵)
安全管 廃棄物処理場 燃料研究棟	0 9.2×10 ⁸ 4.6×10 ⁶	0 8.9×10 ² 7.1×10 ¹	0 0 0	0 — 0	原 ³ H 1.6×10 ¹	³ H 8.9×10 ⁻¹	β・γ 4.7×10 ⁷ ⁵⁴ Mn 7.1×10 ⁵ ⁶⁰ Co 3.3×10 ⁷ (3.0×10 ⁶) (8.3×10 ¹)
排水監視ポンド	—	—	α 0 β・γ 4.7×10 ⁷ ³ H 6.2×10 ¹¹	4.6×10 ³	研	⁸⁹ Sr 0 ⁹⁰ Sr 4.7×10 ⁶ ¹³⁷ Cs 8.5×10 ⁶ (2.5×10 ⁶) (3.9×10 ⁵)	⁸⁹ Sr 0 ⁹⁰ Sr 4.7×10 ⁶ ¹³⁷ Cs 8.5×10 ⁶ (2.5×10 ⁶) (6.2×10 ¹¹)
動燃 大洗	2.2×10 ⁹	1.9×10 ²	α 0(1.6×10 ⁵) ³ H 0(2.7×10 ⁵) —	2.0×10 ²	動 ³ H <3.7×10 ⁰	α <1.0×10 ⁻³ β・γ <1.8×10 ⁻³ ³ H <3.7×10 ⁰	α <1.0×10 ⁻³ β・γ <1.8×10 ⁻³ ³ H <3.7×10 ⁰
東北大金材 日本核燃料	3.2×10 ⁵ 2.9×10 ⁶	1.5×10 ¹ 5.2×10 ¹	—	—	燃	α <1.0×10 ⁻³ β・γ <1.8×10 ⁻³ ³ H <3.7×10 ⁰	α <1.0×10 ⁻³ β・γ <1.8×10 ⁻³ ³ H <3.7×10 ⁰
合 計	1.6×10 ¹¹	5.1×10 ³	α 0 β・γ 4.7×10 ⁷ ³ H 6.2×10 ¹¹ (7.2×10 ⁷)	4.8×10 ⁸			α 0 (9.4×10 ⁵) β・γ 4.7×10 ⁷ ³ H 6.2×10 ¹¹ (7.2×10 ⁷)

注1 核種記号及びα等の記号のないものは、³Hを除くβ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水量で除して得た値とした。ただし、動燃の欄は、動燃（大洗）排水溝出口での濃度を示す。
放出放射能：検出下限濃度以上と未満の放出放射能を区分して集計してある。検出下限濃度未満の場合は検出下限濃度で放出したとして放出放射能を計算し、()内に示した。

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, 1991年度)

核種		放出管理目標値 (Bq/年)	放出放射能 (Bq/年)	放出放射能 放出管理目標値
以外の 核種	³ H 総量	2.2×10^9	4.7×10^7	2.1×10^{-2}
	⁶⁰ Co	2.2×10^8	3.3×10^7	1.5×10^{-1}
	¹³⁷ Cs	1.8×10^9	8.5×10^6	4.7×10^{-3}
³ H		3.7×10^{12}	6.2×10^{11}	1.7×10^{-1}

C. 1. 4 放射性廃棄物の保管廃棄量

1991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1990年度と比較すると、200 ℥ ドラム缶型パッケージは、低レベル β ・ γ 固体廃棄物及び低レベル α 固体廃棄物の処理量が減少したため約9%減少し、コンクリートブロック型パッケージは、高レベル β ・ γ 固体廃棄物の処理量及び廃棄物表面から50cm位置での線量当量率が100mSv/h以上のものが増加したことにより約65%増加した。高レベル α 固体廃棄物の保管体は処理量が減少したため約24%減少した。

(内藤 和夫)

Table C. 1. 4 - 1 放射性廃棄物の保管廃棄量

(大洗研究所, 1991年度)

処理量		保管廃棄量			備考	
区分	量	区分	量			
液体廃棄物	β ・ γ 低レベル	4,761.100m ³	200 ℥ ドラム缶型パッケージ	16本 (3.2m ³)		
	β ・ γ 中レベル	0.170m ³				
	β ・ γ 有機	0.100m ³				
	スラッジ	0.340m ³				
	β ・ γ 低レベル可燃	99.680m ³	445本 (89.0m ³)	663本 (132.6m ³)		
	β ・ γ 低レベル不燃	259.755m ³				
	α 低レベル可燃	1.380m ³	162本 (32.4m ³)			
	α 低レベル不燃	30.695m ³				
	β ・ γ 高レベル	2.825m ³	コンクリート ブロック型 パッケージ	40本 (8.0m ³)		
	α 高レベル	4.260m ³	I型	16個 (28.8m ³)	61個 (73.8m ³)	
			III型	45個 (45.0m ³)		
			S キャン	51個 (3.06m ³)		
			L キャン	8個 (1.20m ³)	59個 (4.26m ³)	
			その他の キャン	0個 (0m ³)	密封措置 の上, 保管	

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実効線量当量

原子炉施設保安規定に基づき、1991年度に放出された放射性希ガス及び液体廃棄物による周辺監視区域外における年間の実効線量当量を算出した。

JMTR原子炉施設から放出された放射性希ガスによる年間の実効線量当量を算出した結果、線量当量が最大となる位置は、JMTR南西方位の周辺監視区域境界であり、その値は、 $1.6 \mu\text{Sv}$ 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。

液体廃棄物による年間の実効線量当量は、大洗研究所全施設から放出された³H、⁶⁰Co及び¹³⁷Csについて算出した結果、 $0.3 \mu\text{Sv}$ であった。液体廃棄物による核種別の実効線量当量をTable 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 $1.9 \mu\text{Sv}$ であり、原子炉施設保安規定に定められている線量目標値 $50 \mu\text{Sv}/\text{年}$ を十分に下回った。

(田村 勝裕)

Table C. 1.5-1 希ガスによる年間実効線量当量

(大洗研究所、1991年度)

原子炉施設	年間放出量 (Bq)	JMTR南西方位の周辺監視区域 境界の実効線量当量 (μSv)
J M T R	4.5×10^{13}	1.6

Table C. 1.5-2 液体廃棄物による年間実効線量当量
(大洗研究所、1991年度)

核種	年間放出量 (Bq)	実効線量当量 (μSv)
³ H	6.2×10^{11}	0.044
⁶⁰ Co	3.3×10^7	0.24
¹³⁷ Cs	8.9×10^6	0.014
合 計		0.3

C. 1.6 放射性汚染及び被ばく

1991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、1992年3月に調査した。また、定義量以下の密封された放射性同位元素についても合わせて調査した。課室別の放射性同位元素の保有状況をTable C. 1. 7に示す。

(泉 幸男)

Table C. 1.7-1 課室別放射性同位元素保有状況

(大洗研究所, 1992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	6.0×10^{11}	—	—	20	554	6.9×10^7
放 射 性 废 物 处 理 課	1	1	3.0×10^{11}	10	7.7×10^8	10	31	1.5×10^6
P u 技 術 開 発 室	1	1	3.5×10^8	—	—	7	9	8.2×10^6
計 画 課	2	7	5.0×10^{11}	2	2.1×10^8	8	26	3.1×10^6
原 子 炉 第 1 課	2	4	5.6×10^{11}	—	—	—	—	—
原 子 炉 第 2 課	2	2	3.8×10^9	—	—	4	6	2.7×10^5
照 射 第 1 課	—	—	—	1	4.7×10^6	7	10	1.7×10^6
照 射 第 2 課	1	1	3.2×10^9	—	—	1	8	1.2×10^7
検 查 技 術 課	—	—	—	5	9.0×10^6	13	19	8.5×10^6
ホ ッ ト ラ ボ 課	3	14	1.1×10^{12}	8	6.0×10^{13}	11	39	8.1×10^6
利 用 開 発 室	14	54	1.0×10^{11}	11	1.3×10^{12}	19	64	2.7×10^7
合 計		104	3.2×10^{12}		6.1×10^{13}		766	1.3×10^8

1 C. 2 個人被ばく線量当量の管理

C. 2.1 概 要

外部被ばくの管理は、職員等、外来研究員等及び請負業者の放射線業務従事者について年間1025名を対象に実施した。実効線量当量及び組織線量当量（皮膚、眼の水晶体及び女子の腹部）を算定した結果は、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又は線量当量限度を超える被ばくはなかった。

内部被ばくの管理は、1990年度と同様に各グループから選定した放射線業務従事者を対象として、確認検査を実施した。また、一部の放射線業務従事者については、入退域検査を行った。これらの検査結果から体内汚染が有意に検出された者はいなかった。

(泉 幸男)

C. 2.2 外部被ばく線量当量の管理

1991年度における放射線業務従事者の年間平均実効線量当量及び集団実効線量当量は、それぞれ 0.02mSv 、24.9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 2.3mSv で、高レベル廃棄物の処理作業に従事した請負業者の被ばくであった。

放射線業務従事者の実効線量当量に係る被ばく状況について、管理期間別、作業者区分別に集計してTable C. 2. 2-1, Table C. 2. 2-2に示す。

組織線量当量に係る被ばくの状況は、皮膚及び眼の水晶体の最大線量当量が、それぞれ 3.6mSv 、 2.3mSv であった。皮膚の最大被ばくは、燃料研究棟においてプルトニウムの精製作業に従事した者で、主に手先の被ばくであった。なお、女子の腹部の組織線量当量については、管理対象者全員が検出下限線量当量未満であった。

(泉 幸男)

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

(大洗研究所, 1991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)						平均実効線量当量(mSv)	最大実効線量当量(mSv)	最大実効線量当量(mSv)	実効線量当量(person•mSv)
		検出下限線量当量未満*	0.2mSv以上1.0mSv以下	1.0mSv以上5.0mSv以下	5.0mSvを超える	15mSv以下	15mSvを超えるもの				
第1四半期	593	579	14	0	0	0	0	0.01	1.0	7.2	
第2四半期	766	750	16	0	0	0	0	0.01	0.8	5.1	
第3四半期	575	562	12	1	0	0	0	0.01	1.1	5.2	
第4四半期	593	571	22	0	0	0	0	0.01	0.9	7.4	
年間	1025	986	31	8	0	0	0	0.02	2.3	24.9	

* 検出下限線量当量 : 0.2mSv

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

(大洗研究所, 1991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)						平均実効線量当量(mSv)	最大実効線量当量(mSv)	最大実効線量当量(mSv)	実効線量当量(person•mSv)
		検出下限線量当量未満*	0.2mSv以上1.0mSv以下	1.0mSv以上5.0mSv以下	5.0mSvを超える	15mSv以下	15mSvを超えるもの				
職員等	269	259	10	0	0	0	0	0.02	1.0	5.5	
外来研究員等	38	37	1	0	0	0	0	0.01	0.4	0.4	
請負業者	719	691	20	8	0	0	0	0.03	2.3	19.0	
全作業者	1025* ²	986	31	8	0	0	0	0.02	2.3	24.9	

* 検出下限線量当量 : 0.2mSv

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

C. 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、1990年度と同じ検査区分に分類して行った。確認検査は、放射線作業の健全性の確認のため選定した放射線業務従事者について、バイオアッセイ法又は体外計測法により測定した。入退域検査は、請負業者に対する内部被ばく管理の一環として、特殊作業に従事した放射線業務従事者について全身計測を行った。

1991年度における延受検者数をTable C. 2.3-1に示す。これらの測定結果で、全ての検査において体内汚染は検出されなかった。

(泉 幸男)

Table C. 2.3-1 内部被ばく検査延受検者数

(大洗研究所, 1991年度)

管 理 期 間	バイオアッセイ法			体 外 計 測 法		
	全 α 放射能	トリチウム	天然ウラン	全 身 計 測		胸部計測
				確 認 検 查	入 退 域 検 查	
第1四半期	0	7	6	44	12	0
第2四半期	9	7	6	60	9	0
第3四半期	0	7	6	42	0	20
第4四半期	9	7	6	52	7	0

1 C. 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、燃料研究棟などの大洗研究所各施設における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、年次計画に基づいて燃料研究棟施設の放射線モニタを更新整備するとともに、サーベイメータ等について更新整備を実施した。

1991年度において放射線管理の対象となった主な作業は、(1)JMTRにおける第96サイクルから第100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PC系熱交換器の更新作業、(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及びBOCAキャップセルの切断・解体作業、(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、保守点検作業及び廃棄物管理事業対応施設改修作業、(5)R1利用開発棟における²⁵²Cf中性子線源を用いた各種実験及び¹⁵³Gd、¹⁶⁹Yb、¹⁹²Ir ガンマ線源を用いたラジオグラフィ実験等であった。

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 エチレングリコールによるトリチウム採取試料の計測上の問題

JMTR炉室内は、炉プール及びカナル水中のトリチウムが蒸発し空気中に含まれている。炉室内のトリチウム濃度をエチレングリコールを用いたパッシップ法にて測定した。採取した試料中のトリチウム濃度を液体シンチレーションカウンタ（以下「液シン」という。）により計測したとき、試料のサンプル量によって液シンのトリチウム濃度が大きく変動することが生じた。このため、正確な空気中トリチウム濃度が得られるようサンプル量とトリチウム濃度の変動の要因を調査し、その補正係数を求めた。

調査に用いたエチレングリコールと水との混合割合、サンプル量、トリチウム濃度、液シン計測等の条件を以下に示す。

- (1) 液体シンチレーションカウンタ：アロカ製 LSC-3000
- (2) 測定方法 : 単一標識サンプル
- (3) バイアル瓶 : 20 cm³
- (4) 液体シンチレータ : インスタゲル 10 cm³
- (5) エチレングリコールと試料水の混合割合
 - (a) 200 cm³ : 50 cm³
 - (b) 200 cm³ : 100 cm³
 - (c) 200 cm³ : 150 cm³
- (6) サンプル量 : 0.1~3.0 cm³
- (7) 試料水のトリチウム濃度

$$2.3 \times 10^2, \quad 6.1 \times 10^2, \quad 1.2 \times 10^3 \text{ Bq/cm}^3$$

サンプル量に対する実測放射能と実放射能の比の関係をFig. C. 3.2-1 に示す。図から明らかのようにトリチウム濃度の変化による実測放射能と実放射能の比に及ぼす影響は少なく、また、サンプル量0.3cm³までは、実測放射能と実放射能は一致していた。しかし、0.3cm³以上のサンプルを液体シンチレータに加えると実測放射能は、実放射能に比べ大きく減少する。このため正確なトリチウム濃度を求めるには、図に示すような比で実測放射能を除し、補正する必要のあることがわかった。

(関田 勉)

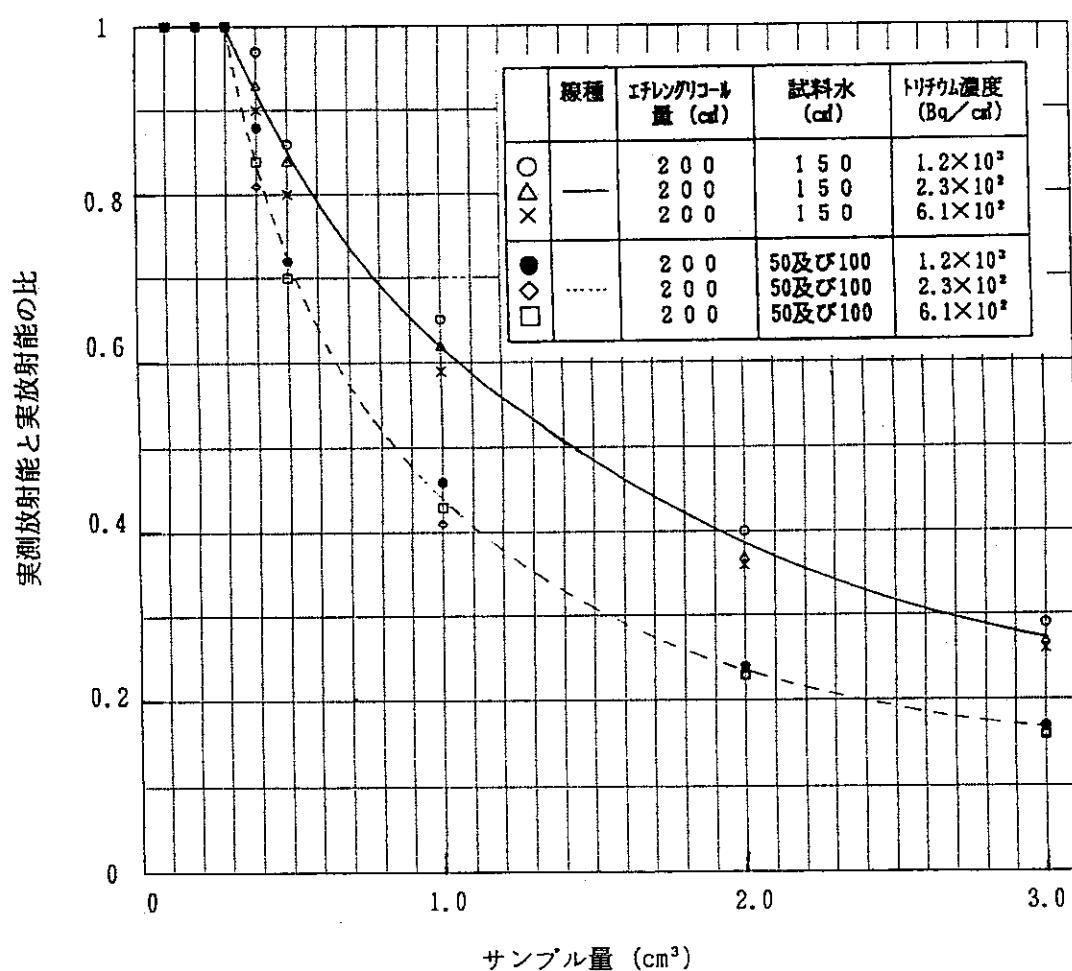


Fig. C. 3. 2 - 1 サンプル量に対する実測放射能と実放射能の比

C. 3.3 廃液中の¹⁴C濃度測定

大洗研放射性廃棄物処理施設では、JMTR、ホットラボ及び動燃の施設から搬入される液体廃棄物を処理し、放出している。放出する廃液中の主な核種は³H、⁶⁰Co、¹³⁷Csであるが、その他としてJMTR炉心で¹⁷O(n, α)¹⁴C反応により生成される¹⁴Cが1次系冷却水中に 2.3×10^{-2} Bq/cm³（平均値）の濃度で存在するため、処理施設の廃液中に¹⁴Cが混入している。

液体シンチレーションカウンタでこの¹⁴C濃度の測定を行う場合、³H、⁶⁰Co、¹³⁷Csのβ線が¹⁴C領域に影響を及ぼすことが考えられるため、その影響を調査した。

調査に使用した測定器はアロカ製 LSC-1000であり、校正曲線は単一補正曲線または二重補正曲線を使用した。シンチレータとしてインスタゲル10cm³を使用し、試料水3cm³との混合により測定試料を調整して100分間測定した。

⁶⁰Co(1.0×10^{-2} Bq/cm³)、¹³⁷Cs(1.0×10^{-2} Bq/cm³)のβ線の¹⁴C領域への影響の調査では、単一補正曲線を用いた。

その結果はTable C. 3.3-1に示すように、⁶⁰Co、¹³⁷Csの³H領域、¹⁴C領域への影響はそれぞれ 1.8×10^{-2} Bq/cm³未満、 1.5×10^{-2} Bq/cm³未満であった。

これにより¹⁴Cの濃度測定に処理後の廃液中の⁶⁰Co、¹³⁷Csは影響しないことがわかった。

また、³Hのβ線の¹⁴C領域への影響は二重補正曲線を用い、³H濃度を変化させ¹⁴C濃度の変化を見た。その測定結果はFig. C. 3.3-1に示すように、³H濃度は¹⁴C濃度を見掛け上、上昇させることができた。

その影響の度合いを式で表すと次式となる。

$$\log y_1 = -1.57 \times 10^1 + 9.75 \cdot \log x_1 - 1.95 \cdot \log^2 x_1 + 1.44 \times 10^{-1} \cdot \log^3 x_1$$

ここで y_1 : 検出される見掛け上の¹⁴Cの正味放射能量 (dpm/3cm³)

x_1 : ³H試料の正味放射能量 (dpm/3cm³)

³H濃度に応じて¹⁴C濃度に影響を与えるとき、¹⁴Cの検出可能放射能量と³Hの放射能量との関係は次式となる。

$$y_2 = \exp(-2.26 + 9.44 \times 10^{-1} \cdot \log x_1) - y_1$$

ここで y_2 : ¹⁴Cの検出可能放射能量 (dpm/3cm³)

x_1 : ³H試料の正味放射能量 (dpm/3cm³)

y_1 : 検出される見掛け上の¹⁴Cの正味放射能量 (dpm/3cm³)

実際の廃液を測定したとき、その核種及び濃度はTable C. 3.3-2のようになり、¹⁴Cは検出可能放射能濃度未満であった。平常の³H濃度の最大値は 2.0×10^2 Bq/cm³であるから、¹⁴Cの検出可能放射能濃度は 1.1×10^{-1} Bq/cm³となり、告示別表第1、第七欄排液中又は排水中の濃度限度¹⁴C(標識有機化合物)の値(2×10^0 Bq/cm³)に対し1/10以下の検出が可能であることがわかった。

(佐藤 隆一)

Table C. 3. 3 - 1 ^{60}Co , ^{137}Cs 試料が ^3H 領域, ^{14}C 領域(*1)に及ぼす放射能濃度

試 料 *2 (Bq/cm ³)	放射能濃度 (Bq/cm ³)	
	^3H 領域	^{14}C 領域
^{60}Co : 1.0×10^{-1}	$< 1.8 \times 10^{-2}$	6.7×10^{-2}
^{137}Cs : 1.0×10^{-1}		4.4×10^{-2}
^{60}Co : 1.0×10^{-2}	$< 1.8 \times 10^{-2}$	$< 1.5 \times 10^{-2}$
^{137}Cs : 1.0×10^{-2}		

* 1 単一補正曲線を使用して測定

* 2 Ge(Li)検出器による濃度定量結果

Table C. 3. 3 - 2 廃液中の ^{14}C 濃度(*1)測定結果

試料番号	放 射 能 濃 度 (Bq/cm ³)			
	^{14}C	^3H	^{60}Co	^{137}Cs
KP 66-11A	$< 6.5 \times 10^{-2}$	1.2×10^2	6.1×10^{-3}	1.4×10^{-3}
KP 66-12A	$< 6.0 \times 10^{-2}$	1.1×10^2	6.0×10^{-3}	2.7×10^{-3}
KP 66-13A	$< 8.6 \times 10^{-2}$	1.6×10^2	3.8×10^{-3}	$< 8.9 \times 10^{-4}$

* 1 二重補正曲線を使用して測定

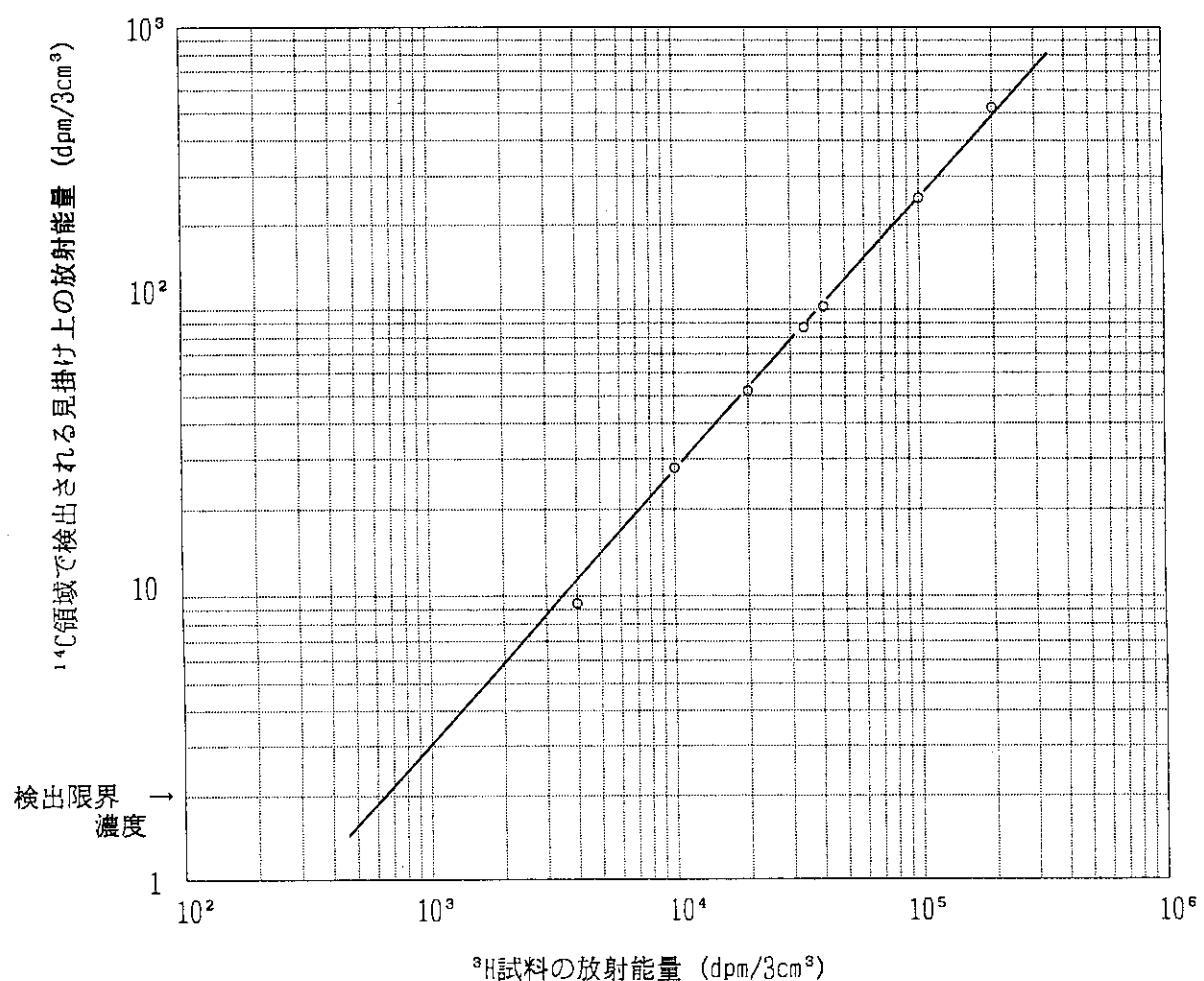


Fig. C. 3.3 - 1 ^3H 試料の ^{14}C 領域で検出される見掛け上の放射能量
(二重補正曲線使用)

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

大洗研究所、動燃（大洗）及び日本核燃料開発㈱で構成する大洗地区環境放射線監視部会を1991年度内に4回開催し、四半期ごとの環境監視測定結果の検討評価を行った。

また、モニタリング車の更新を行い、搭載機器の整備を図った。

(田村 勝裕)

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ヵ所のモニタリングポストにより実施した。モニタリングポストにおける空気吸収線量率の月平均値と月間最大値をTable C. 4.2-1に示す。表中の「最大値」は1時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、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箇所にTLD[CaSO₄(Tm)]を配置して測定した。その結果、年間積算線量は、238μGyから477μGyであり、いずれの地点においても施設からの影響は認められなかった。

(芝沼 行男)

Table C. 4. 2-1 毛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, 1991年度)

ポストNo.	年 月	1991年						1992年			年 間 標準偏差	
		4月	5月	6月	7月	8月	9月	10月	11月	12月	1月	
周辺監視区	P - 1 平均	32	32	32	32	33	33	34	34	33	34	33
	P - 1 最大	57	52	45	57	48	39	53	46	50	69	48
	P - 2 平均	32	32	31	32	35	35	34	35	35	34	34
	P - 2 最大	55	53	46	58	46	44	54	47	50	69	57
	P - 3 平均	37	37	37	37	36	37	37	37	37	38	37
	P - 3 最大	60	56	50	60	49	45	51	46	52	72	56
	P - 4 平均	27	27	27	27	26	27	27	27	27	27	27
	P - 4 最大	46	47	45	51	41	35	47	39	42	46	36
境界	P - 5 平均	31	30	30	29	29	31	31	31	31	31	31
	P - 5 最大	52	50	48	55	38	37	48	43	46	65	51
	P - 6 平均	41	42	42	43	43	43	43	44	44	43	43
	P - 6 最大	62	59	59	66	56	50	60	53	59	77	62
構内	P - 7 平均	31	31	31	31	31	31	31	31	32	31	32
	P - 7 最大	45	44	45	47	39	36	47	40	43	54	46
	P - 8 平均	30	31	30	30	29	30	31	31	31	30	30
	P - 8 最大	52	49	44	55	44	38	51	43	47	63	52

(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

1991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、1990年度と同様に実施した。

大型水盤による放射性落下塵の月間落下量の測定結果をFig. C. 4.3-1に、モニタリングステーションにおける大気塵埃中の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週間平均水中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、落下塵、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。

(芝沼 行男)

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、1991年度)

年 月	第1週	第2週	第3週	第4週	第5週	3月間平均
1991年	4月 1.2	1.3	1.5	1.5	3.6	1.6
	5月 1.1	1.5	1.5	1.1		
	6月 2.1	1.2	1.4	1.3		
	7月 1.4	3.1	1.4	1.7	1.3	2.4
	8月 1.3	7.5	1.3	5.9		
	9月 1.5	1.2	3.4	1.0	1.3	
	10月 2.0	1.1	1.7	1.0		1.6
	11月 0.90	0.94	1.4	1.3		
	12月 1.1	1.5	5.3	1.2		
1992年	1月 0.77	0.91	0.96	2.5		1.4
	2月 0.88	2.2	0.89	1.3		
	3月 4.0	1.1	1.1	0.84	0.84	

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

Table C. 4. 3 - 2 環境試料中の全β放射能

(大洗研究所, 1991年度)

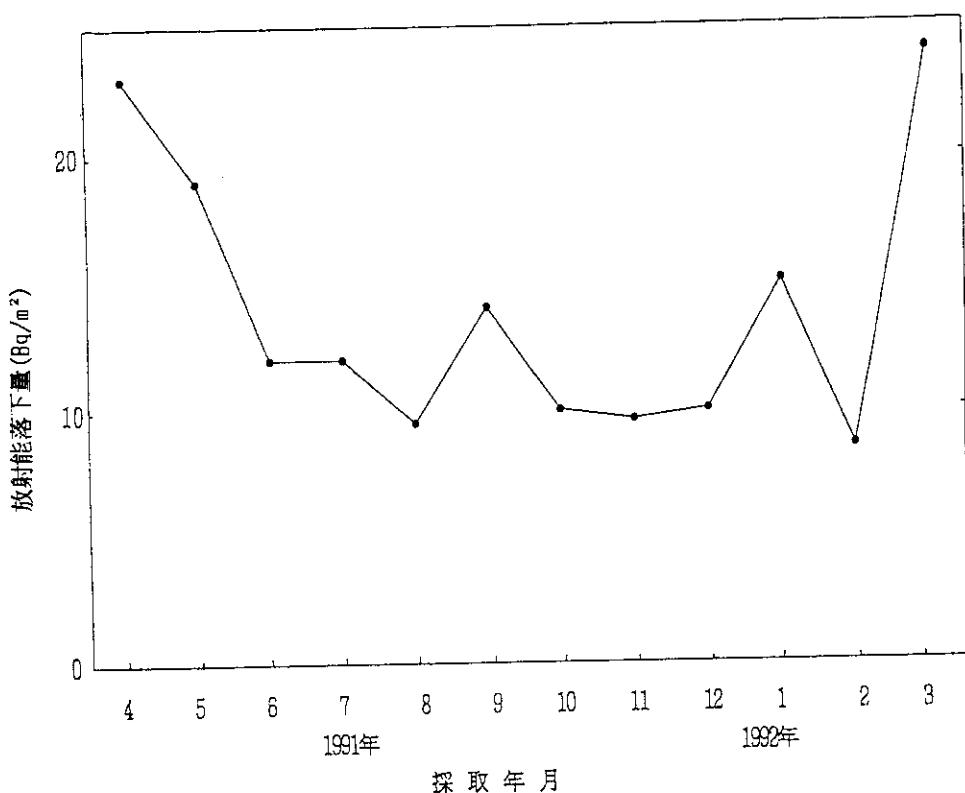
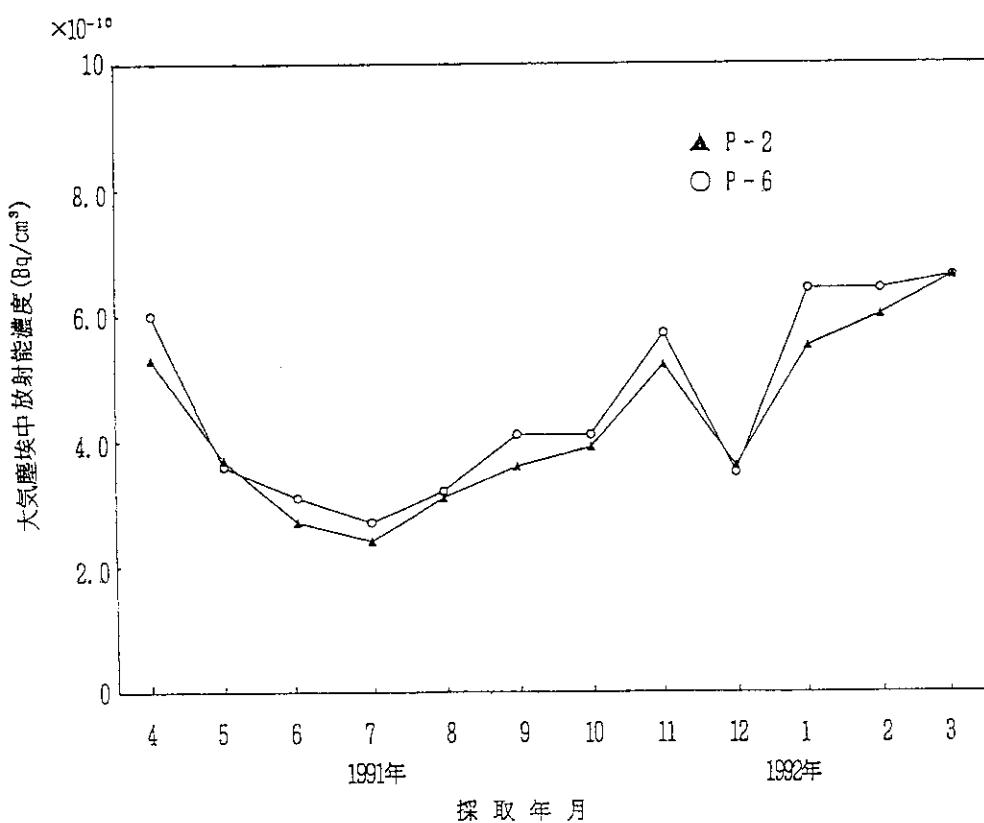
環 境 試 料	採 取 場 所	単 位	放 射 能 濃 度	
			前 期	後 期
陸 上 試 料	陸 水	Bq/cm ³	$< 7.0 \times 10^{-5}$	8.1×10^{-5}
			$< 1.3 \times 10^{-5} *$	$< 1.4 \times 10^{-5} *$
			1.9×10^{-4}	2.1×10^{-4}
			1.7×10^{-4}	1.9×10^{-4}
			1.8×10^{-4}	1.8×10^{-4}
			6.0×10^{-4}	4.8×10^{-4}
土 壤	排水溝出口付近 処理場 日中内 下太田 飛沢	Bq/g・乾	5.6×10^{-1}	4.5×10^{-1}
			3.8×10^{-1}	3.8×10^{-1}
			4.1×10^{-1}	4.3×10^{-1}
			4.6×10^{-1}	4.9×10^{-1}
			3.8×10^{-1}	3.3×10^{-1}
			—	
精 米	旭村田崎	Bq/g・生	—	2.1×10^{-2}
			1.3×10^{-1}	—
			—	5.0×10^{-2}
海 洋 試 料	海 水	No. 1 (500m) No. 2 (5km)	Bq/cm ³	$< 1.4 \times 10^{-5} *$
				$< 1.4 \times 10^{-5} *$
	海 底 土	No. 1 (500m)	Bq/g・乾	4.7×10^{-1}
		No. 2 (5km)		5.2×10^{-1}
	L 海 域	L 海 域	Bq/g・乾	4.9×10^{-1}
		M 海 域		5.1×10^{-1}
	シラス ヒラメ	大洗沖	Bq/g・生	8.9×10^{-2} 1.2×10^{-1}
	6.2×10^{-2} 1.4×10^{-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	^{59}Co	^{95}Zr	^{65}Nb	^{106}Ru	^{137}Cs	^{144}Ce	^{89}Sr	131I
				$\times 10^{-1}$	$\times 10^{-1}$							
落 下 墓	1991年 4月			$<4.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	$<7.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	<4.0	$<4.0 \times 10^{-1}$	<4.0		
	1991年 5月			$<4.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	$<7.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	<4.0	$<4.0 \times 10^{-1}$	<4.0		
	1991年 6月			$<4.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	$<7.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	<4.0	$<4.0 \times 10^{-1}$	<4.0		
	1991年 7月			$<4.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	$<7.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	<4.0	$<4.0 \times 10^{-1}$	<4.0		
	1991年 8月			$<4.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	$<7.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	<4.0	$<4.0 \times 10^{-1}$	<4.0		
	1991年 9月			$<4.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	$<7.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	<4.0	$<4.0 \times 10^{-1}$	<4.0		
	1991年 10月			$<4.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	$<7.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	<4.0	$<4.0 \times 10^{-1}$	<4.0		
	1991年 11月			$<4.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	$<7.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	<4.0	$<4.0 \times 10^{-1}$	<4.0		
	1991年 12月			$<4.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	$<7.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	<4.0	$<4.0 \times 10^{-1}$	<4.0		
	1992年 1月			$<4.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	$<7.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	<4.0	$<4.0 \times 10^{-1}$	<4.0		
大気塵埃	1992年 2月			$<4.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	$<7.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	<4.0	$<4.0 \times 10^{-1}$	<4.0		
	1992年 3月			$<4.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	$<7.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	<4.0	$<4.0 \times 10^{-1}$	<4.0		
	1991年 4月～6月			$<4.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	$<6.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	<4.0	$<4.0 \times 10^{-1}$	<4.0		
	1991年 7月～9月	P - 2		$<4.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	$<6.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	<4.0	$<4.0 \times 10^{-1}$	<4.0		
	1991年 10月～12月			$<4.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	$<6.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	<4.0	$<4.0 \times 10^{-1}$	<4.0		
	1992年 1月～3月			$<4.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	$<6.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	<4.0	$<4.0 \times 10^{-1}$	<4.0		
	1991年 4月～6月			$<4.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	$<6.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	<4.0	$<4.0 \times 10^{-1}$	<4.0		
	1991年 7月～9月	P - 6		$<4.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	$<6.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	<4.0	$<4.0 \times 10^{-1}$	<4.0		
	1991年 10月～12月			$<4.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	$<6.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	<4.0	$<4.0 \times 10^{-1}$	<4.0		
	1992年 1月～3月			$<4.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	$<6.0 \times 10^{-1}$	$<4.0 \times 10^{-1}$	<4.0	$<4.0 \times 10^{-1}$	<4.0		
陸 土	1991年 5月	飛 沢	Bq/g・乾	$<1.0 \times 10^{-3}$	$<1.0 \times 10^{-3}$	$<1.0 \times 10^{-3}$	$<1.0 \times 10^{-2}$	$<1.0 \times 10^{-2}$	$<8.8 \times 10^{-3}$	$<1.0 \times 10^{-2}$		
	1991年 11月			$<1.0 \times 10^{-3}$	$<1.0 \times 10^{-3}$	$<1.0 \times 10^{-3}$	$<1.0 \times 10^{-2}$	$<1.0 \times 10^{-2}$	$<1.0 \times 10^{-2}$	$<1.0 \times 10^{-2}$		
	1991年 7月	原研動燃排水口		<1.0	<1.0	<1.0	<1.0	<1.0	<1.0	<1.0		
	1992年 1月			<1.0	<1.0	<2.0	$<9.0 \times 10^{-1}$	<6.0	<1.0	<6.0	$<4.0 \times 10^{-1} \blacktriangle$	
	1992年 1月	L 海 域	$\times 10^{-3}\text{Bq/g} \cdot \text{乾}$	<1.0	<1.0	<2.0	$<9.0 \times 10^{-1}$	<6.0	<1.0	<6.0	$<4.0 \times 10^{-1} \blacktriangle$	
	1991年 7月	M 海 域		<1.0	<1.0	<2.0	$<9.0 \times 10^{-1}$	<6.0	<1.0	<6.0	$<4.0 \times 10^{-1} \blacktriangle$	
	1992年 1月			<1.0	<1.0	<2.0	$<9.0 \times 10^{-1}$	<6.0	<1.0	<6.0	$<4.0 \times 10^{-1} \blacktriangle$	
	1991年 5月	S ラス		<2.0	<2.0	<4.0	<2.0	<8.0	<2.0	<8.0	$<4.0 \times 10^{-1} \blacktriangle$	
	1991年 10月	大 洗 沖	$\times 10^{-4}\text{Bq/g} \cdot \text{生}$	<2.0	<2.0	<4.0	<2.0	<8.0	<2.0	<8.0	$<4.0 \times 10^{-1} \blacktriangle$	
	1991年 5月	H ラス		<2.0	<2.0	<4.0	<2.0	<8.0	<2.0	<8.0	$<4.0 \times 10^{-1} \blacktriangle$	
ホウレシ草 白 菜	1991年 4月	旭 村 田 崎	Bq/g・生					$<4.0 \times 10^{-4}$	$<4.0 \times 10^{-4}$	$<1.6 \times 10^{-4} \blacktriangle$	$<4.0 \times 10^{-4}$	
	1991年 10月	精 米						$<4.0 \times 10^{-4}$	$<4.0 \times 10^{-4}$	1.1×10^{-4}	$<4.0 \times 10^{-4}$	

注) /: 測定対象外 ▲: 化学分析

Fig. C. 4. 3 - 1 落下塵中全 β 放射能Fig. C. 4. 3 - 2 モニタリングステーションにおける大気塵埃中全 β 放射能濃度の月平均値

1 C. 5 放射線計測器の管理

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、故障修理等の維持管理に努め、稼働率の向上を図った。

1991年度は燃料研究棟の放射線モニタについて更新整備を実施した。

(田村 勝裕)

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、1991年度は各機種合わせて30台を補充した。その結果、大洗研究所の現保有台数は315台となった。

1991年度における現保有台数及び故障台数を機種別にTable C. 5. 2 - 1 に示す。点検校正は、GM管式サーベイメータ等使用頻度の多い機種については年2回、レムカウンタ等使用頻度と故障発生率の少ない機種については年1回行い、1991年度は延べ 546台実施した。年間の故障台数は72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保有台数、校正台数及び故障台数等

(大洗研究所、1991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管式サーベイメータ	75	3	0	142	32
テレテクタ	4	1	0	6	0
電離箱式サーベイメータ	81	10	0	133	9
β 線表面汚染検査計	86	10	0	158	24
α 線表面汚染検査計	41	0	0	82	5
中性子線サーベイメータ	6	0	0	* 5	0
レムカウンタ	5	1	0	* 5	0
シンチレーション式サーベイメータ	13	4	0	* 9	0
ガスフローサーベイメータ	4	1	0	6	2
合 計	315	30	0	546	72

*印は年1回校正

C. 5.3 放射線モニタ等の管理

1991年度には、燃料研究棟に設置してある放射線モニタのうち、排気ダストモニタ 1 ch, 室内ダストモニタ 1 ch, 臨界モニタ 5 ch及び放射線モニタ盤の更新を実施した。

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、1990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29件であり、その主な機種はダストサンプラ及びダストモニタ等であった。

(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、1991年度)

項目 建家名等 年月	修理件数				年間故障率 (件/系統)
	1991 4~6	1991 7~9	1992 10~12	1992 1~3	
J M T R (54系統)	3	4	3	2	12 0.22
ホットラボ (24系統)	0	0	0	0	0
廃棄物処理施設 (73系統)	2	2	1	3	8 0.11
燃料研究棟 (20系統)	1	1	1	2	5 0.25
R I 利用開発棟 (8系統)	0	0	0	0	0
安全管理棟 (2系統)	0	0	0	0	0
モニタリングポスト (18系統)	3	1	0	0	4 0.22

1 C. 6 放射性廃棄物管理及び汚染除去

C. 6.1 概 要

大洗地区における1991年度の放射性廃棄物の発生量は、1990年度と比較して、高レベル α 固体廃棄物が約23%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。1991年度に保管廃棄したパッケージの数量は、1990年度の数量と比較して 200 ℥ ドラム缶(D-50)型及び高レベル α 保管体がそれぞれ約 9 %、約24%減少したのに対し、コンクリートブロック型は約65%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、1990年度の放出量と同程度であった。

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膚除染キットの定期点検・補充を行った。

以上の定常業務のほか、1991年度においては、廃棄物管理事業対応の施設改修工事計画に基づき低レベル β ・ γ 固体処理棟(I)及び α 一時格納庫について、原子炉施設、核燃料物質使用施設としての改修工事を完了し、供用を開始した。また、処理済廃液放流量調節設備については、液体廃棄物処理設備の工業計器類の更新計画に基づき工事を実施し、供用を開始した。

(福田 勝男)

C. 6.2 放射性廃棄物の管理

(1) 廃棄物の搬入

1991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) β ・ γ 固体廃棄物

低レベル β ・ γ 固体廃棄物の搬入量は、所内が約225m³、所外が約170m³であり、1990年度と比較して、所内が約5%、所外が約6%それぞれ増加した。

これら搬入した廃棄物の線量当量率の分布は、10 μ Sv/h未満のものが約91%、10 μ Sv/h以上100 μ Sv/h未満のものが約6%、100 μ Sv/h以上500 μ Sv/h未満のものが約2%、500 μ Sv/h以上2mSv/h未満のものが約1%となっており、1990年度とほぼ同様の分布状態であった。

高レベル β ・ γ 固体廃棄物の搬入量は約2.5m³で、1990年度に比べて、約4%減少した。廃棄物表面から50cmの位置における線量当量率の分布は、5mSv/h未満のものが約39%、5mSv/h以上100mSv/h未満のものが約34%、100mSv/h以上1Sv/h未満のものが約15%、1Sv/h以上のものが約12%となっており、それらの割合は、1990年度に比べ100mSv/h未満のものが減少し、100mSv/h以上のものが増加した。

(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9m³、所外が約21m³であり、1990年度に比べ、所内はほぼ同量、所外は9%減少した。

これら搬入した廃棄物の線量当量率の分布は、10 μ Sv/h未満のものが約76%、10 μ Sv/h以上500 μ Sv/h未満のものが約24%となっており、1990年度に比べ、10 μ Sv/h未満のものの割合が若干増加した。

高レベル α 固体廃棄物の搬入量は、所内が約0.8m³、所外が約3.5m³で、1990年度に比べ、所内のものが約33%、所外のものが約19%減少した。

搬入した高レベル α 固体廃棄物に含まれる核燃料物質の量は、プルトニウム総量で約12g、ウラン総量で約100g(劣化ウラン及び天然ウランを含む。)であり、1990年度と比較して、プルトニウムが25%減少し、ウランが約22%増加した。

(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4,800m³、有機廃液0.025m³、スラッジ0.4m³であり、所外が一般無機廃液約260m³、有機廃液0.06m³であった。搬入量の合計量は1990年度とほぼ同量であった。

中レベル液体廃棄物の搬入量は、所内が一般無機廃液0.04m³であり、所外が一般無機廃液0.08m³であった。搬入量の合計量は1990年度と比較して約37%減少した。これは、所内の搬入量が減少したためである。

(木原 伸二)

(2) 廃棄物の処理

1991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) β ・ γ 固体廃棄物

低レベル β ・ γ 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 β ・ γ 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 β ・ γ 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360m³と搬入量を下回った。

高レベル β ・ γ 固体廃棄物については、搬入量とほぼ同量の約2.8m³を、高レベル β ・ γ 処理装置によって処理した。

減容処理等を行った低レベル及び高レベル β ・ γ 固体廃棄物は、それぞれ200l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、200lドラム缶型パッケージが485本、コンクリートブロック型パッケージが61個であった。これらのパッケージの体積は、1990年度と比較して、200lドラム缶型パッケージは低レベル β ・ γ 固体廃棄物の処理量の減少により約6%減少し、コンクリートブロック型パッケージは高レベル β ・ γ 固体廃棄物の発生量の増加及び廃棄物表面から50cm位置での線量当量率が100mSv/hのものが増加したことにより約65%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、 α 焼却装置及び α 雑処理設備により処理した。これらの処理量は約32m³と搬入量をわずかに上回った。

減容処理を行った廃棄物は、200l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、162本であり、1990年度と比較して、処理量の減少により約18%減少した。

高レベル α 固体廃棄物については、搬入した約4.3m³を高レベル α 封入装置によって密封措置し、密封キャン59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3,000m³を化学処理により、約1,300m³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0.2m³を、低レベルの一般無機廃液約43m³及び低レベル廃液蒸発処理濃縮液約45m³とともに蒸発処理した。これら化学処理及び蒸発処理に伴う処理済廃液約4,220m³は、減衰処理を行った廃液約430m³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出した。

低レベルのスラッジ約0.3m³については、低レベル一般無機廃液0.03m³、化学処理によって生じたスラッジ約11.4m³及び中レベル廃液蒸発処理濃縮液約2.9m³とともにアスファルト固化した。

これらの処理に伴って発生した廃棄物パッケージ数量は、200lドラム缶型パッケージ16本であり、1990年度とほぼ同じであった。

(佐藤 元昭)

(3) 廃棄物パッケージ等の保管

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 固体廃棄物の保管体については、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1991年度に保管した廃棄物パッケージ等の数量を示す。廃棄物パッケージの発生量を1990年度と比較すると、200 l ドラム缶型パッケージは、低レベル β ・ γ 固体廃棄物及び低レベル α 固体廃棄物の処理量の減少により約9%減少した。コンクリートブロック型パッケージは、高レベル β ・ γ 固体廃棄物の処理量及び廃棄物表面から50cm位置での線量当量率が100mSv/h以上のものが増加したことにより約65%増加した。高レベル α 固体廃棄物の保管体は処理量が減少したため約24%減少した。

(内藤 和夫)

Table C. 6. 2 - 1 廃棄物の搬入実績

(大洗研究所, 1991年度)

JAERI-M 92-144

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 可燃	高レベル 不燃	高レベル フィルタ	低レベル 可燃	不燃	フィルタ	高レベル 可燃	不燃	フィルタ	低レベル 一般無機	有機	スラッジ
所内	76,920	79,500	68,605	1,330	1,660	4,680	2,335	0,75	4,794,640	0,025	0,400	0,040
動燃	36,000	29,880	43,470	1,040	3,280	14,120	4,025	3,51	188,900	0,060	0	0,080
東北大	3,820	2,740	2,185	0,095	0	0	0	0	15,000	0	0	0
日本核燃料開発㈱	15,500	30,480	5,215	0	0	0	0	0	52,000	0	0	0
計	55,320	63,100	50,870	1,135	3,280	14,120	4,025	3,51	255,900	0,060	0	0,080
合計	132,240	142,600	119,475	2,465	4,940	18,800	6,360	4,26	5,050,540	0,085	0,400	0,120

(単位: m³)

Table C. 6. 2 - 2 固体廃棄物の処理実績
(大洗研究所, 1991年度)

区分		処理量	
β ・ γ 固体	低レベル	可燃	99.680
	不燃		126.050
	フィルタ		133.705
	高レベル		2.825
	低レベル	可燃	1.380
	不燃		24.980
α 固体	フィルタ		5.715
	高レベル		4.260

(単位: m³)

Table C. 6. 2 - 3 液体廃棄物の処理実績

(大洗研究所, 1991年度)

区分	処理方法	処理内訳			合計
		化学処理	蒸発処理	その他処理	
低レベル	一般無機	3,039.000	1,295.070	427.030	4,761.100
	有機	0	0	0.100	0.100
	スラッジ	0	0	0.340	0.340
中レベル	一般無機	0	0.170	0	0.170
	有機	0	0	0	0
	スラッジ	0	0	0	0
合計		3,039.000	1,295.240	427.470	4,761.710

(単位: m³)

Table C. 6. 2 - 4 廃棄物パッケージ等の保管数量

(大洗研究所, 1991年度)

区分	分	保管廃棄量		推定放射能 (Bq)	保管施設
		個数	体積(m ³)		
200ℓ ドラム缶型パッケージ		663本	132.6	6.05×10^{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	16個	28.8	$* 6.76 \times 10^{13}$	固体集積保管場Ⅰ
	III型	45個	45.0		
高レベルα保管体	Sキャン	51個	3.06	$* 4.01 \times 10^{13}$	高レベルα固体 貯蔵施設
	Lキャン	8個	1.20		
	Gキャン	0個	0		

* : 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

1991年度における機器除染処理状況をTable C. 6. 3 - 1に示す。1990年度と比較して、処理件数としては増加したが、処理点数は約66%減少した。これはJMTRのOWL-1ボイラ、前置フィルタ等の大型で分解が困難なもの、部品数の少ないものを処理したためである。

処理件数の施設別依頼状況は、JMTR、処理場ともに50%であった。また、補修、改造等の目的で管理区域外へ搬出するために行った処理件数は、全体の5%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) 衣料汚染

1991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 - 2に示す。1990年度と比較して、処理点数は約13%減少した。

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回すすぎ水 114m³をβ・γ廃液処理設備により処理した。

(山口 英雄)

(3) 施設除染

1991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 - 3に示す。1990年度と比較して、処理件数は同数であったが、処理面積は約50%増加した。施設別依頼状況は、JMTR、処理場ともに50%であった。

(三嶋 一幸)

(4) 皮膚除染

各施設における管理区域の汚染検査室内46箇所に設置されている皮膚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、322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, 1991年度)

	主 要 機 器 名	件 数 (件)	点 数 (点)
第1四半期	セラミックフィルタ, ノッチワイヤフィルタ等	4	362
第2四半期	セル内機器, 前置フィルタ等	5	231
第3四半期	OWL-1ボイラ, 前置フィルタ等	6	205
第4四半期	セラミックフィルタ, 高レベルセル内機器等	5	193
合 計		20	991

Table C. 6. 3 - 2 衣料除染処理状況

(大洗研究所, 1991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)
9,333	1,488	3,378	23,703	21,447	59,349

(備考) この内、東北大学からの衣料除染依頼は、2,173点あり、施設利用に関する契約により除染を行った。

Table C. 6. 3 - 3 施設除染処理状況

(大洗研究所, 1991年度)

	件 名	件 数 (件)	処理面積 (m ²)	延作業量 (人・日)
第1四半期	JMTRタンクヤード内タンク(2基)	1	170	30
第2四半期	JMTR第2排水槽(A/B), 第4排水槽	2	346	103
第3四半期	除染施設チームジェット洗浄室	2	80	9
第4四半期	除染施設チームジェット洗浄室	1	60	3
合 計		6	656	145

C. 6.4 廃棄物処理施設の整備

(1) 廃棄物管理事業対応施設改修

(a) 概 要

1986年の法改正により、原子炉等規制法に「廃棄の事業」が創設された。大洗研究所の廃棄物処理施設では、従来から行ってきた動力炉・核燃料開発事業団大洗工学センターなど外部事業所からの廃棄物受入れについて、「廃棄の事業」のうちの「廃棄物管理事業」の位置付けをもって対応することとし、その許可を1992年3月30日に取得した。一方、法は新規事業を対象としており既に存在している施設に対する経過措置規定が設けられていないこと、また、現有施設の多くは設置後相当の年数を経過しており、今回の新規許可に対しては老朽化対策を講ずる必要があることから、現行の法令、安全基準を考慮した施設改修を以下の3点について概ね4年計画で行うこととした。

施設改修の全体計画をTable C. 6.4-1に示す。

- (i) 1981年の建築基準法施行令改正以前に建設された施設について耐震性の見直しを行い、必要に応じて耐震補強を行う。
- (ii) 1981年に原子力安全委員会から示された「放射性液体廃棄物処理施設の安全審査にあたり考慮すべき事項ないしは基本的な考え方」との整合性を高めるため、貯槽のライニング材質の変更などを行う。
- (iii) 1970年代の初期までに建設された一部の施設について、管理区域に対する換気機能の向上を図るための換気設備の増強などを行う。

1991年度は、初年度分工事として、低レベル β ・ γ 固体処理棟(I)及び α 一時格納庫について、原子炉施設、核燃料物質使用施設としての改修工事を実施した。

(佐藤 元昭)

(b) 低レベル β ・ γ 固体処理棟(I)の一部改修

低レベル β ・ γ 固体処理棟(I)は、1972年に建設された地上1階、延べ面積約550m²、耐震Cクラスに該当する建物で、鉄筋コンクリート造の部分と鉄骨造の部分とで構成されている。

本建物については、現行の建築関係法令に従って構造強度の見直しを行い、その結果に基づいて鉄骨造部分に耐震補強を施した。これは、柱間8面及び屋根16面に現行の建築関係法令に従って新たに設計し直したブレースを追加設置し、それに地震力を負担させることによって建物に要求される耐震強度を満足させるものである。

工事に必要な設計及び工事の方法の認可を5月中旬に受け、6月上旬から8月中旬にかけて工事を実施し、8月下旬に検査を受検して、9月下旬の検査合格とともに施設の使用を再開した。

(庄司 喜文)

(c) α 一時格納庫の一部改修

α 一時格納庫は、1974年に建設された地下1階地上1階、延べ面積約300m²、耐震Cクラスに該当する建物であり、その構造は、地下部分が鉄筋コンクリート造、地上部分は鉄骨造となっている。

本建物については、低レベル β ・ γ 固体処理棟（I）の改修と同様の手順及び方法で、地上階の鉄骨柱間8面及び屋根10面に新たなプレースを追加する耐震補強を実施した。

改修に必要な法手続き及び工事工程も低レベル β ・ γ 固体処理棟（I）の改修と同時に進め、9月下旬に施設の使用を再開した。

（佐藤 元昭）

Table C. 6. 4 - 1 廃棄物管理事業対応に係る施設改修計画の概要

	1991年度	1992年度	1993年度	1994年度	1995年度
対象施設及び改修項目	低レベル β ・ γ 固体処理棟 I ・耐震補強 α 一時格納庫 ・耐震補強	高レベル β ・ γ 固体処理棟 ・耐震補強 ・換気設備の増強 高レベル α 固体貯蔵施設 ・耐震補強 β ・ γ 一時格納庫 I ・耐震補強 ・換気設備の設置 固体集積保管場 II ・耐震補強	低レベル β ・ γ 固体処理棟 II ・耐震補強 廃液処理棟 ・耐震補強 ・換気設備の増強 ・漏えい防止及び監視の強化 低レベル廃液貯槽 ・換気設備の設置 ・漏えい防止及び監視の強化		廃棄物管理事業 開始 →

(2) 処理済廃液放流量調節設備の更新

処理済廃液放流量調節設備は、排水監視ポンドに一時貯留した処理済廃液を一般排水により濃度限度以下に希釀して、海洋に放出することを目的として、1976年に整備したものであり、整備後は、毎年度、定期的に点検を実施し、その維持に努めてきた。

しかし、本設備は、整備後相当年数経過しており、構成機器の老朽化が著しく、また、交換部品の入手が困難になってきていることから、液体廃棄物処理設備の工業計器類の更新計画に基づき、

更新することとした。

更新は、本設備の制御方式（一般排水溝の一般排水流量の変化に応じ、処理済廃液の流量を調節し、一般排水溝出口での放射性物質濃度が常に濃度限度以下となるよう制御する。）が約15年間の運転実績等から非常に効果的かつ効率的であることから、構成機器を交換することとした。仕様は既設機器と同様とし、以下の機器を交換した。

- | | |
|---------------------|----|
| (a) 流量検出器 | 1台 |
| (b) 流量調節弁 | 1台 |
| (c) 流量調節計（警報設定器を含む） | 1台 |
| (d) 流量比率設定器 | 1台 |
| (e) 流量指示計 | 1台 |
| (f) 流量記録計 | 1台 |

なお、流量記録計は、一般排水流量の実績を考慮して、測定範囲を0~500m³/hから0~1,000m³/hに変更した。処理済廃液放流量調節設備の更新範囲等をFig. C. 6. 4 - 1に示す。

更新工事は、1991年10月に現地工事を行い、同年11月に官庁検査（施設検査）を受検し、合格証の交付を受けた。この後、本設備の供用を開始した。

（山崎 保夫）

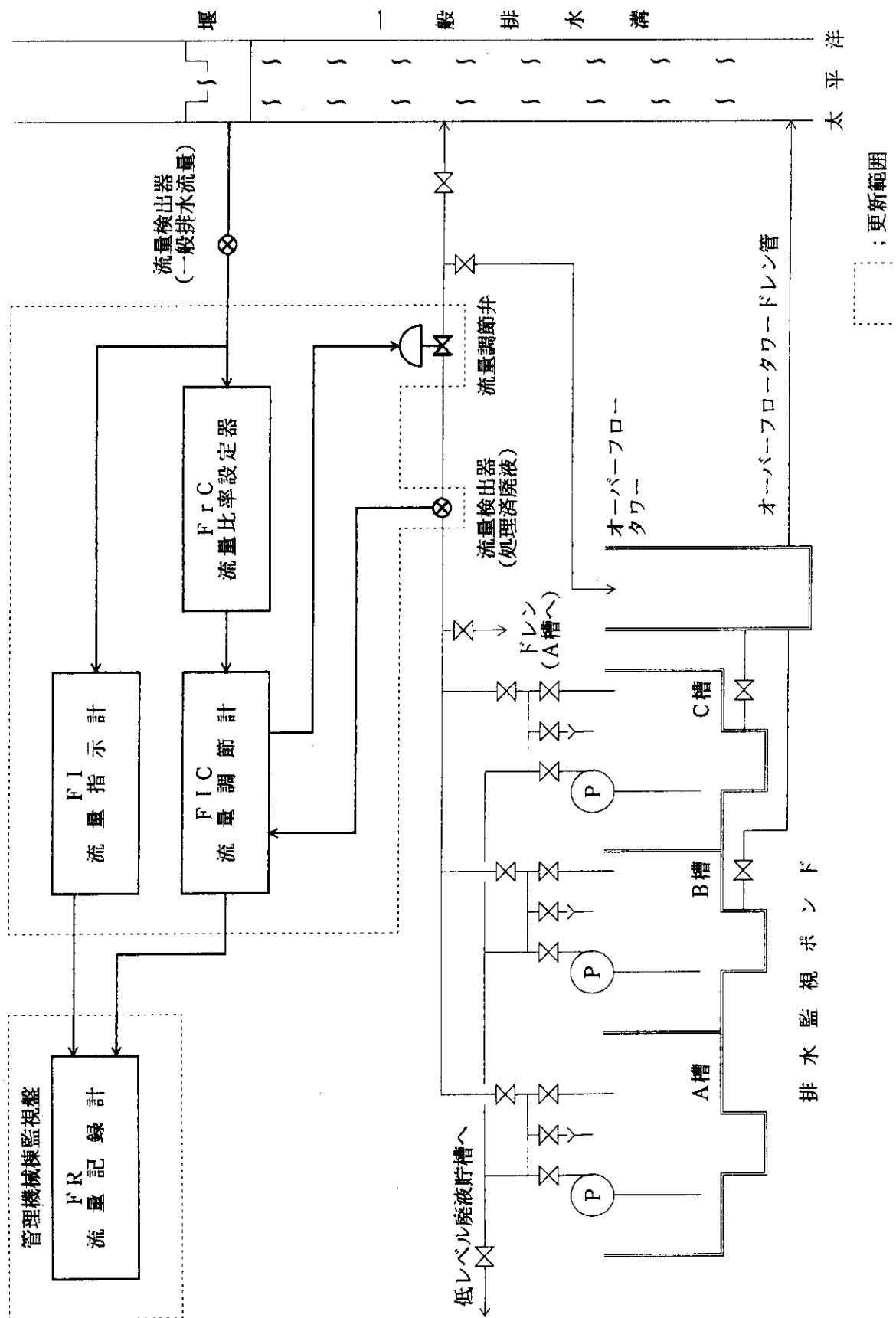


Fig. C. 6.4-1 处理廃液放流量調節設備系統図

1 D むつ事業所

1 D. 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、環境放射線管理及び放射線管理用機器の定常業務を1990年度に引き続き実施した。

施設の放射線管理は、おもに、原子力船「むつ」の実験航海等に伴い船内で発生する放射性固体、液体廃棄物の陸上施設への陸揚げ作業、燃料・廃棄物取扱棟における放射性液体廃棄物の処理作業及び機材・排水管理棟における放射性液体廃棄物の放出について実施した。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すべて検出限界未満であり、有意な被ばくはなかった。

環境放射線管理に関しては、環境の空気吸収線量率、各種環境試料中の放射能濃度、気象観測等の環境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。

(中村 清宣)

(1) 管理区域

1991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）の変更はなかった。

また、1991年度中の附帯陸上施設における一時的な管理区域の設定は、原子力船「むつ」からの液体廃棄物陸揚げに際して行われた第1種管理区域9件であった。

(山本 昭夫)

(2) 放出放射性物質の管理

1991年度中に附帯陸上施設から放出された放射性塵埃、ガスの年間平均濃度及び放出放射能をTable D. 1. 1-1に、また、放射性液体廃棄物の放出状況をTable D. 1. 1-2に示す。

1991年度における放出放射性物質は、原子力船「むつ」の実験航海に伴い、原子力船「むつ」から発生した放射性液体廃棄物の処理による³Hのみであり、この³Hの放出平均濃度及び放出放射能は、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。

(上野 正幸)

(3) 環境における放射性希ガス及び液体廃棄物による実効線量当量

原子炉施設保安規定に基づき、1991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。

原子力船「むつ」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、「むつ」が関根浜港に係留されている期間について算出した結果、実効線量当量が最大となる位置は、原子力船

「むつ」の南方位の周辺監視区域境界であり、その値は $6.2 \times 10^{-5} \mu\text{Sv}$ であった。希ガスによる実効線量当量を Table D. 1. 1 - 3 に示す。

液体廃棄物による実効線量当量は、機材・排水管理棟から海中放出された ${}^3\text{H}$ について算出した。その結果、 $1.7 \times 10^{-2} \mu\text{Sv}$ であった。液体廃棄物による実効線量当量を Table D. 1. 1 - 4 に示す。

放射性希ガス及び液体廃棄物による実効線量当量の合計は、 $1.7 \times 10^{-2} \mu\text{Sv}$ であり、原子炉施設保安規定に定められている実効線量当量の線量目標値を十分に下回った。

(長根 哲)

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

1991年度における附帯陸上施設での放射線業務従事者の有意な被ばくはなかった。放射線業務従事者的人数、実効線量当量分布等について、四半期別、作業者区分別に集計し、それぞれ Table D. 1. 2 - 1 及び D. 1. 2 - 2 に示す。

放射線業務従事者の組織線量当量についても有意な被ばくはなかった。

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有意な被ばくはなかった。

なお、原子力船「むつ」及びむつ事業所全体における放射線業務従事者の実効線量当量分布等についての集計を Table D. 1. 2 - 3 に、また、むつ事業所に係る（原子力船「むつ」乗組員を除く）放射線業務従事者の実効線量当量分布等についての集計を Table D. 1. 2 - 4 に示す。

(上野 正幸)

(2) 内部被ばく線量当量の管理

1990年度に引き続き体外計測法による内部被ばくに係る線量当量の検査を行った。

1991年度における受検件数を Table D. 1. 2 - 5 に示す。これら測定の結果、すべての検査において体内汚染は検出されなかった。

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. 1 - 1 放出塵埃・ガス放射能濃度及び放射能

(むつ事業所, 1991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	$<2.0 \times 10^{-8}$	0	全β	$<5.3 \times 10^{-4}$ 7.7×10^{-7}	0 4.2×10^8	⁸⁵ Kr ³ H
機材・排水管理棟	$<1.1 \times 10^{-8}$	0	全β	1.9×10^{-7}	5.4×10^6	³ H

* 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限界濃度より小さい場合、または、全て検出限界未満の場合は、“<(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 D. 1. 1 - 2 排水口における放射性液体廃棄物の平均濃度、放出放射能

(むつ事業所, 1991年度)

放出施設	年間 放出日数	排水口における3カ月平均 濃度の最大値* (Bq/cm ³)	年間放出放射能 (Bq)
機材・排水 管理棟	18	α $<8.3 \times 10^{-6}$ β γ $<7.7 \times 10^{-6}$ ³ H 1.9×10^0	α 0 β γ 0 ³ H 3.0×10^{10}

* 3カ月平均濃度の最大値：検出限界濃度以上の放出放射能を全排水量で除した値。全て検出限界濃度未満の場合は、最大の検出限界濃度の値。

Table D. 1. 1 - 3 希ガスによる年間実効線量当量

(むつ事業所, 1991年度)

原子炉施設	年間放出量 (Bq)	「むつ」南方位の周辺監視区域 境界の実効線量当量 (μSv)
原子力船「むつ」	2.1×10^8	6.2×10^{-5}

Table D. 1. 1 - 4 液体廃棄物による年間実効線量当量

(むつ事業所, 1991年度)

核種	年間放出量 (Bq)	実効線量当量 (μSv)
³ H	3.0×10^{10}	1.7×10^{-2}

Table D. 1. 2 - 1 放射線業務従事者の実効線量当量分布
(原子力船「むつ」附帯陸上施設分)

(むつ事業所, 1991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)			
		検出限界線量 当量未満*		0.2mSv以上 1.0mSv以下		1.0mSv以上 5.0mSv以下							
		検出限界線量 当量未満*	1.0mSv以下	5.0mSv以下	15mSv以下	5.0mSvを超え るもの	15mSvを超え るもの						
第1四半期	39	39	0	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0			
第2四半期	44	44	0	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0			
第3四半期	54	54	0	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0			
第4四半期	42	42	0	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0			
年間	64	64	0	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0			

* 1 原研IV型フィルムバッジの検出限界線量当量 : 0.2mSv

Table D. 1. 2 - 2 放射線業務従事者の作業区分別実効線量当量分布

(原子力船「むつ」附帯陸上施設分)

(むつ事業所, 1991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)			
		検出限界線量 当量未満*		0.2mSv以 1.0mSv以下		1.0mSv以 5.0mSv以下							
		検出限界線量 当量未満*	1.0mSv以下	0	0	0	0						
職員等	33	0	0	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0			
外来研究員等	0	0	0	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0			
請負業者	31	31	0	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0			
研修生	0	0	0	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0			
全作業者	64	64	0	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0			

* 1 原研IV型フィルムバッジの検出限界線量当量 : 0.2mSv

Table D. 1. 2 - 3 放射線業務従事者の実効線量当量分布
(原子力船「むつ」及びむつ事業所分)

(むつ事業所, 1991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を超え 15mSv以下	15mSvを超えるもの			
第1四半期	127	122	5	0	0	0	0.02	0.7	2.0
第2四半期	126	121	5	0	0	0	0.01	0.4	1.5
第3四半期	147	129	18	0	0	0	0.04	0.9	6.1
第4四半期	128	114	14	0	0	0	0.04	0.9	5.9
年 間	210	181	26	3	0	0	0.07	2.3	15.2

* 1 原研IV型フィルムバッジの検出限界線量当量 : 0.2mSv

Table D. 1. 2 - 4 放射線業務従事者の実効線量当量分布
(むつ事業所分)

(むつ事業所, 1991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を超え 15mSv以下	15mSvを超えるもの			
第1四半期	85	84	1	0	0	0	0.00	0.2	0.2
第2四半期	83	82	1	0	0	0	0.00	0.3	0.3
第3四半期	105	98	7	0	0	0	0.02	0.5	2.6
第4四半期	87	78	9	0	0	0	0.04	0.6	3.4
年 間	160	143	17	0	0	0	0.04	0.6	6.5

* 1 原研IV型フィルムバッジの検出限界線量当量 : 0.2mSv

Table D. 1. 2 - 5 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, 1991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	33	2	95	0	0	30	160
第2四半期	30	3	94	0	0	31	158
第3四半期	55	2	100	0	0	47	204
第4四半期	25	9	73	0	0	44	151
合 計	143	16	362	0	0	152	673

D. 1.3 施設の放射線管理

(1) 液体廃棄物処理における放射線管理

1990年度に引き続き、「むつ」の実験航海に伴い発生した放射性液体廃棄物の陸上施設における処理作業及び処理済水を海中へ放出する作業について放射線管理を実施した。いずれの作業においても有意な被ばく及び汚染等の発生はなく、安全に作業を遂行することができた。

1991年度における液体廃棄物に係る運搬及び液体廃棄物の海中放出は以下のとおりである。

- ・原子力船「むつ」から燃料・廃棄物取扱棟への液体廃棄物の運搬……………9回
- ・燃料・廃棄物取扱棟から機材・排水管理棟への液体廃棄物の運搬……………20回
- ・液体廃棄物の海中放出……………6回（18日）

(2) その他の作業における放射線管理

その他は、固体廃棄物の圧縮、液体廃棄物処理系統のフィルタ類の交換等の作業が行われたが、いずれも有意な被ばく及び汚染等の発生はなかった。

(3) 放射性汚染の状況

1991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）

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、大湊及び関根の両地区において、モニタリングポストにより、1990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。

(b) モニタリングカーによる空気吸収線量率測定

1990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

1990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

1990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

1990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。1991年度の県内有感地震は48回有り、そのうち当観測所で観測された地震は25回であった。観測されたうち最も大きな地震は、1991年11月27日4時41分に発生した浦河沖地震であり、震度2を記録した。月間最多月は1月の7回であった。

(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

1991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1990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ではなく、施設からの影響は認められなかった。

(b) 環境試料中の放射性核種濃度

1991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、大畠、東通地区方面の試料のみ、陸域試料（飲料水、表土、河川水等）を廃止し、海域のみの試料について実施した。施設周辺については1990年度と同様に実施した。

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, 1991年度)

(大湊地区)

ポストNo.	年月	単位	1991年										1992年			年間標準偏差
			4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3		
構内 ボスト ト	MP-1	平均	21	19	21	21	21	21	22	23	22	21	17	19	21	1.6
		最大	40	40	45	38	40	45	50	58	73	56	43	73	-	
構外 ボスト ト	MP-2	平均	19	19	19	19	18	19	20	21	21	20	17	17	19	1.3
		最大	50	40	40	45	37	39	45	51	64	80	61	45	80	-
構外 ボスト ト	MP-3	平均	19	19	19	19	18	18	19	20	20	19	16	17	19	1.2
		最大	48	39	40	45	37	40	45	50	60	79	58	42	79	-
構外 ボスト ト	MP-4 (むつ市役所)	平均	21	21	21	21	20	21	22	22	21	21	17	19	21	1.4
		最大	44	38	36	44	33	35	40	41	40	65	51	34	65	-
構外 ボスト ト	MP-5 (むつ測候所)	平均	19	19	18	19	18	18	19	19	19	19	17	17	18	0.8
		最大	46	40	38	44	37	37	45	44	56	76	54	29	76	-
構外 ボスト ト	MP-6 (大平中学校)	平均	21	20	21	21	20	21	22	23	23	22	17	19	21	1.7
		最大	45	38	37	45	35	38	43	46	61	67	54	32	67	-
水モニタ (岸壁)	平均		4.3	4.4	4.4	4.4	4.4	4.1	4.2	4.3	4.4	4.4	4.5	4.5	4.4	0.12
	最大	CPS	5.6	5.8	5.4	5.3	5.1	4.8	5.9	6.7	7.5	8.3	6.4	5.2	8.3	-

検出器: 2inφ×2in NaI(Tl)シンチレーション検出器

型式: 自立形 検出器実効高さ 地上高 1.5m

(関根地区)

ポストNo.	年月	単位	1991年										1992年			年間標準偏差
			4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3		
構内 ボスト ト	MP-1 (気象観測所)	平均	21	21	21	22	21	21	22	22	21	21	18	18	21	1.4
		最大	47	43	34	46	40	40	47	44	50	66	52	39	66	-
構内 ボスト ト	MP-2 (施設正門)	平均	18	18	18	18	18	18	19	19	19	18	17	17	18	0.7
		最大	41	40	29	41	34	35	39	38	50	58	48	32	58	-
構内 ボスト ト	MP-3 (施設港側)	平均	19	19	18	18	18	18	19	19	19	19	17	17	18	0.8
		最大	44	43	30	42	34	36	42	39	53	64	53	34	64	-
構外 ボスト ト	MP-11 (燃焼棟前)	平均	20	20	20	20	20	20	21	21	21	21	18	19	20	0.9
		最大	45	43	31	43	38	37	42	42	53	62	53	38	62	-
構外 ボスト ト	MP-12 (美付線側)	平均	19	19	19	19	18	19	19	19	19	18	17	17	19	0.8
		最大	42	41	31	42	35	36	40	39	50	62	52	34	62	-
構外 ボスト ト	MP-4 (浜関根)	平均	22	21	21	21	20	21	22	23	22	22	19	20	21	1.1
		最大	43	37	29	45	38	37	43	42	45	59	42	30	59	-
構外 ボスト ト	MP-5 (関根中学校)	平均	22	26	26	24	21	21	24	25	25	23	21	19	23	2.3
		最大	49	46	35	47	40	41	50	48	54	82	58	39	82	-
構外 ボスト ト	MP-6 (水川目)	平均	24	25	27	26	24	25	25	25	25	24	20	20	24	2.1
		最大	49	47	42	50	44	45	48	50	57	71	57	33	71	-
水モニタ (岸壁)	平均		3.7	3.7	3.6	3.5	3.6	3.6	3.6	3.7	3.6	3.7	3.8	3.6	3.6	0.08
	最大	CPS	8.5	7.3	4.7	5.4	5.9	6.2	10.5	7.4	8.7	9.5	11.2	5.9	11.2	-

検出器: 2inφ×2in NaI(Tl)シンチレーション検出器

型式: 鉄筋コンクリート平家建局舎型 検出器実効高さ 地上高 約4.6m

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, 1991年度)

(大湊地区)

番号	測定結果 地点名	測定月日 1991年5月8日	1991年8月27日	1991年11月28日	1992年2月28日	備考
		空気吸収線量率 (nGy/h)	空気吸収線量率 (nGy/h)	空気吸収線量率 (nGy/h)	空気吸収線量率 (nGy/h)	
1	下北橋	14	14	14	11	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	13	14	13	積雪で測定不可	
3	大平中学校	20	20	20	11	
4	運動公園	26	27	28	12	
5	中央町十字路	15	16	15	11	
6	むつ市役所	22	22	22	15	
7	むつ測候所	17	16	17	10	
8	第3田名部小学校	18	18	19	10	
9	海老川橋	18	18	19	10	
10	田名部中学校	15	15	15	10	
11	燃料交換棟前	20	21	21	11	

(関根地区)

番号	測定結果 地点名	測定月日 1991年5月15日	1991年8月26日	1991年11月18日	1992年2月28日	備考
		空気吸収線量率 (nGy/h)	空気吸収線量率 (nGy/h)	空気吸収線量率 (nGy/h)	空気吸収線量率 (nGy/h)	
1	水川目ポスト	31	32	33	19	各地点で地上 1.2mの高さで 10分間計測を実 施した。
2	防衛・私道交叉点	27	26	26	積雪で測定不可	
3	気象観測露場	26	26	26	14	
4	鳥沢小学校	31	32	34	15	
5	むつ市境界	15	工事中	15	10	
6	関根中学校ポスト	24	27	26	18	
7	陸奥関根駅	25	25	22	10	
8	北関根神社奥	34	35	35	26	
9	進入・防衛道路	35	33	35	15	
10	大利小学校	32	33	33	15	
11	浜関根ポスト	29	29	29	19	

Table D. 1. 4 - 3 積算線量測定結果

(むつ事業所、1991年度)

(大湊地区)

番号	測定期間 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 空気吸収線量 (mGy)
		1991年 4月2日 ~7月1日		1991年 7月1日 ~10月1日		1991年 10月1日 ~1992年1月8日		1992年 1月8日 ~4月1日		
地點名		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	0.10	0.10	0.11	0.10	0.12	0.11	0.09	0.10	0.41
2	ポスト No.2	0.10	0.10	0.10	0.10	0.11	0.10	0.09	0.10	0.40
3	ポスト No.3	0.10	0.10	0.10	0.10	0.12	0.11	0.09	0.09	0.40
4	むつ市役所ポスト	0.11	0.11	0.11	0.11	0.12	0.11	0.09	0.10	0.43
5	むつ測候所ポスト	0.10	0.10	0.10	0.10	0.11	0.10	0.09	0.09	0.39
6	大平中学校ポスト	0.11	0.11	0.11	0.11	0.12	0.11	0.09	0.10	0.43
7	鉛容器内(5cm厚)	0.05	0.06	0.06	0.06	0.06	0.06	0.05	0.05	0.23

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

(関根地区)

番号	測定期間 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 空気吸収線量 (mGy)
		1991年 4月3日 ~7月2日		1991年 7月2日 ~10月2日		1991年 10月2日 ~1992年1月9日		1992年 1月9日 ~4月2日		
地點名		測定値 (mGy)	91日換算 値(mGy)	測定値 (mGy)	91日換算 値(mGy)	測定値 (mGy)	91日換算 値(mGy)	測定値 (mGy)	91日換算 値(mGy)	
1	気象観測露場	0.12	0.12	0.12	0.12	0.13	0.11	0.10	0.11	0.46
2	施設正門ポスト	0.13	0.13	0.12	0.12	0.13	0.12	0.10	0.11	0.48
3	施設港側ポスト	0.12	0.12	0.13	0.12	0.14	0.13	0.11	0.12	0.49
4	燃廃棟前ポスト	0.13	0.13	0.12	0.12	0.13	0.12	0.11	0.11	0.48
5	美付線側ポスト	0.12	0.13	0.12	0.11	0.13	0.12	0.10	0.11	0.47
6	資料棟	0.12	0.12	0.11	0.11	0.12	0.11	0.10	0.11	0.45
7	岸壁	0.09	0.09	0.09	0.09	0.10	0.09	0.08	0.09	0.36
8	浜関根ポスト	0.12	0.13	0.13	0.13	0.13	0.12	0.11	0.12	0.50
9	関根中学校	0.12	0.12	0.12	0.12	0.13	0.12	0.11	0.12	0.48
10	水川目ポスト	0.13	0.14	0.13	0.13	0.14	0.13	0.11	0.12	0.52
11	大利小学校	0.12	0.12	0.12	0.12	0.13	0.12	0.12	0.13	0.49
12	目名小学校	0.10	0.10	0.10	0.10	0.11	0.10	0.09	0.10	0.40
13	石持小学校	0.12	0.12	0.12	0.12	0.13	0.12	0.10	0.11	0.47
14	入口小学校	0.11	0.11	0.11	0.11	0.11	0.10	0.10	0.11	0.43
15	北関根集会所	0.13	0.13	0.14	0.13	0.14	0.13	0.12	0.13	0.52
16	鳥沢小学校	0.11	0.11	0.12	0.11	0.12	0.11	0.10	0.11	0.44

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

Table D. 1. 4-4 環境試料中の全β放射能測定結果

(むつ事業所, 1991年度)

(大湊地区)

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	事業所ポンプ室 田名部川下北橋	$<5.9 \times 10^{-5}$	$<2.7 \times 10^{-5}$
			$<7.0 \times 10^{-6}$	$<8.5 \times 10^{-6}$
土 壤	事業所ポストNo.1	Bq/cm^3	2.4×10^{-1}	3.4×10^{-1}
	田名部川下北橋		1.6×10^{-1}	9.7×10^{-2}
牛 乳	斗南ヶ丘	Bq/cm^3	4.3×10^{-2}	4.3×10^{-2}
海 洋	海水	Bq/cm^3	1.5×10^{-5}	1.2×10^{-5}
	海底土		5.8×10^{-1}	6.0×10^{-1}
ホタテ	むつ漁協沖	$\text{Bq}/\text{g} \cdot \text{生}$	8.7×10^{-2}	9.5×10^{-2}

(関根地区)

環境試料	採取場所	単位	放射能濃度	
			前期	後期
陸上試料	陸水	Bq/cm^3	7.9×10^{-5}	5.1×10^{-5}
			3.7×10^{-5}	5.3×10^{-5}
			$<2.7 \times 10^{-5}$	$<2.8 \times 10^{-5}$
			5.3×10^{-5}	—
			6.0×10^{-5}	4.9×10^{-5}
			3.3×10^{-5}	$<2.8 \times 10^{-5}$
土 壤	土 壤	$\text{Bq}/\text{g} \cdot \text{乾土}$	5.1×10^{-1}	4.9×10^{-1}
			5.0×10^{-1}	4.6×10^{-1}
			5.4×10^{-1}	4.5×10^{-1}
			6.5×10^{-1}	6.1×10^{-1}
			2.6×10^{-1}	2.1×10^{-1}
			1.6×10^{-1}	9.4×10^{-2}
			8.4×10^{-2}	8.5×10^{-2}
			4.6×10^{-2}	4.5×10^{-2}
牛 乳	水川目地区	Bq/cm^3	2.1×10^{-1}	2.1×10^{-1}
			6.1×10^{-2}	—
			9.0×10^{-2}	—
			—	2.3×10^{-2}
			9.3×10^{-2}	1.0×10^{-1}
			2.3×10^{-1}	2.3×10^{-1}
			2.1×10^{-5}	1.3×10^{-5}
海 洋	海 水	Bq/cm^3	2.8×10^{-5}	1.7×10^{-5}
			2.2×10^{-5}	2.8×10^{-5}
			4.3×10^{-1}	3.3×10^{-1}
海洋試料	海底土	$\text{Bq}/\text{g} \cdot \text{乾土}$	1.6×10^{-1}	8.9×10^{-2}
			1.4×10^{-1}	1.8×10^{-1}
			1.1×10^{-1}	1.2×10^{-1}
	カレイ コンブ ホンダワラ	$\text{Bq}/\text{g} \cdot \text{生}$	3.0×10^{-1}	3.8×10^{-1}
			2.1×10^{-1}	—

Table D. 1. 4 - 5 環境試料中の放射性核種濃度

(むつ事業所, 1991年度)

(関根地区)

項目	採取年月	採取地点	³ H	⁵⁴ Mn	⁶⁰ Co	⁸⁹ Sr	¹³¹ I	¹³⁷ Cs	¹⁴⁴ Ce	単位
飲料水	1991年5月 11月	前浜簡易水道	<8.1×10 ⁻¹ <8.1×10 ⁻¹	<9.2×10 ⁻⁴ <7.8×10 ⁻⁴	<1.3×10 ⁻³ <1.4×10 ⁻³	—	—	<8.4×10 ⁻⁴ <9.2×10 ⁻⁴	<2.5×10 ⁻³ <3.7×10 ⁻³	Bq/ℓ
	1991年5月 11月	雄山簡易水道	<8.5×10 ⁻¹ <8.1×10 ⁻¹	<7.6×10 ⁻⁴ <1.2×10 ⁻³	<1.5×10 ⁻³ <1.5×10 ⁻³	—	—	<1.2×10 ⁻³ <1.0×10 ⁻³	<4.3×10 ⁻³ <7.5×10 ⁻³	
	1991年5月 11月	水川目簡易水道	<8.1×10 ⁻¹ <8.5×10 ⁻¹	<8.8×10 ⁻⁴ <8.3×10 ⁻⁴	<1.0×10 ⁻³ <1.5×10 ⁻³	—	—	<8.9×10 ⁻⁴ <8.0×10 ⁻⁴	<3.3×10 ⁻³ <3.4×10 ⁻³	
	1991年5月 11月	高梨川目簡易水道	<8.5×10 ⁻¹	<9.1×10 ⁻⁴	<1.1×10 ⁻³	—	—	<8.7×10 ⁻⁴	<3.9×10 ⁻³	
牛乳	1991年5月 11月	水川目酪農	—	<1.4×10 ⁻² <2.6×10 ⁻²	<2.9×10 ⁻² <1.7×10 ⁻²	—	* <2.4×10 ⁻² * <4.0×10 ⁻²	3.1×10 ⁻² 5.7×10 ⁻²	<6.6×10 ⁻² <6.1×10 ⁻²	Bq/ℓ 生
キャベツ	1991年7月	美付地区	—	<2.5×10 ⁻²	<2.9×10 ⁻²	—	# <5.8×10 ⁻²	<3.2×10 ⁻²	<7.4×10 ⁻²	Bq/kg生
ジャガイモ	1991年8月	“	—	<2.9×10 ⁻²	<3.1×10 ⁻²	—	# <6.6×10 ⁻²	1.5×10 ⁻¹	<7.7×10 ⁻²	
米	1991年11月	“	—	<1.1×10 ⁻²	<1.2×10 ⁻² (<1.8×10 ⁻²)	—	—	2.0×10 ⁻¹	<7.9×10 ⁻²	
カレイ	1991年5月 11月	関根浜漁港沖	—	<2.6×10 ⁻² <2.2×10 ⁻²	<3.6×10 ⁻² <3.0×10 ⁻² (<1.4×10 ⁻²) (<1.5×10 ⁻²)	—	—	9.7×10 ⁻² 1.3×10 ⁻¹	<9.6×10 ⁻² <7.0×10 ⁻²	
	1991年5月 12月	大畠漁港沖	—	<6.7×10 ⁻² <1.1×10 ⁻¹	<5.0×10 ⁻² <3.6×10 ⁻² (<1.6×10 ⁻²) (<2.6×10 ⁻²)	—	—	1.5×10 ⁻¹ 1.3×10 ⁻¹	<3.1×10 ⁻¹ <2.1×10 ⁻¹	
コンブ	1991年5月 11月	関根浜漁港沖	—	<6.5×10 ⁻² <9.0×10 ⁻²	<7.0×10 ⁻² <9.1×10 ⁻² (<1.2×10 ⁻²) (<1.5×10 ⁻²)	# <8.0×10 ⁻² # <1.8×10 ⁻¹	<9.1×10 ⁻² 1.5×10 ⁻¹	<3.4×10 ⁻¹ <3.1×10 ⁻¹		
タコ	1991年5月 11月	“	—	<6.1×10 ⁻² <4.4×10 ⁻²	<2.7×10 ⁻² <3.2×10 ⁻² (<2.2×10 ⁻²) (<2.9×10 ⁻²)	—	—	5.8×10 ⁻² <3.6×10 ⁻²	<1.8×10 ⁻¹ <1.7×10 ⁻¹	
ホンダワラ	1991年5月	“	—	<5.9×10 ⁻²	<6.9×10 ⁻² (<1.7×10 ⁻²)	# <5.9×10 ⁻²	<5.8×10 ⁻²	<2.7×10 ⁻¹		
クロソイ	1991年5月 11月	大畠漁港沖	—	<8.4×10 ⁻² <8.5×10 ⁻²	<6.5×10 ⁻² <7.1×10 ⁻² (<1.5×10 ⁻²) (<2.7×10 ⁻²)	—	—	2.3×10 ⁻¹ 2.1×10 ⁻¹	<2.4×10 ⁻¹ <2.6×10 ⁻¹	
イカ	1991年5月 11月	“	—	<1.1×10 ⁻¹ <4.5×10 ⁻²	<3.7×10 ⁻² <3.5×10 ⁻² (<2.4×10 ⁻²) (<2.8×10 ⁻²)	—	—	8.1×10 ⁻² 5.4×10 ⁻²	<2.2×10 ⁻¹ <1.7×10 ⁻¹	
ホタテ	1991年6月	石持漁港沖	—	<1.0×10 ⁻¹	<3.7×10 ⁻² (<2.2×10 ⁻²)	—	—	5.9×10 ⁻²	<2.4×10 ⁻¹	
	1991年5月	野牛漁港沖	—	<1.3×10 ⁻¹	<4.5×10 ⁻² (<2.6×10 ⁻²)	—	—	<6.3×10 ⁻²	<2.3×10 ⁻¹	
ヒラメ	1991年6月 11月	石持漁港沖	—	<4.3×10 ⁻² <7.2×10 ⁻²	<3.2×10 ⁻² <5.7×10 ⁻² (<1.9×10 ⁻²) (<2.5×10 ⁻²)	—	—	2.0×10 ⁻¹ 1.9×10 ⁻¹	<1.9×10 ⁻¹ <2.3×10 ⁻¹	
	1991年5月 11月	野牛漁港沖	—	<8.5×10 ⁻² <1.3×10 ⁻¹	<3.9×10 ⁻² <4.2×10 ⁻² (<1.7×10 ⁻²) (<2.9×10 ⁻²)	—	—	2.8×10 ⁻¹ 1.6×10 ⁻¹	<2.2×10 ⁻¹ <2.1×10 ⁻¹	
アイナメ	1991年5月	岩屋漁港沖	—	<7.7×10 ⁻²	<6.1×10 ⁻² (<1.3×10 ⁻²)	—	—	3.1×10 ⁻¹	<2.2×10 ⁻¹	
フノリ	1991年5月	“	—	<1.6×10 ⁻¹	<5.0×10 ⁻² (<5.2×10 ⁻²)	—	—	<9.6×10 ⁻²	<4.7×10 ⁻¹	
松葉	1991年5月 11月	定係港周辺	—	<2.1×10 ⁻² <1.9×10 ⁻²	<2.2×10 ⁻² <3.7×10 ⁻²	—	# <9.4×10 ⁻² # <2.0×10 ⁻¹	2.2×10 ⁻¹ 2.7×10 ⁻¹	<1.1×10 ⁻¹ <7.6×10 ⁻²	
ヨモギ	1991年5月 9月	“	—	<7.1×10 ⁻² <4.2×10 ⁻²	<5.4×10 ⁻² <6.0×10 ⁻²	—	# <1.0×10 ⁻¹ # <1.8×10 ⁻¹	1.7×10 ⁻¹ 2.5×10 ⁻¹	<1.9×10 ⁻¹ <1.6×10 ⁻¹	
牧草	1991年5月 10月	水川目酪農	—	<6.4×10 ⁻² <5.5×10 ⁻²	<4.6×10 ⁻² <5.5×10 ⁻²	—	# <8.7×10 ⁻² # <1.6×10 ⁻¹	5.9×10 ⁻² 1.4×10 ⁻¹	<1.6×10 ⁻¹ <1.8×10 ⁻¹	

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

Table D. 1.4 - 5 環境試料中の放射性核種濃度（続き）

(むつ事業所, 1991年度)

(開根地区)

項目	採取年月	採取地點	^3H	^{54}Mn	^{60}Co	^{90}Sr	^{137}Cs	^{141}Ce	単位
河川水	1991年5月 11月	美付川	$<8.1 \times 10^{-1}$ 9.7×10^{-1}	$<9.7 \times 10^{-4}$ $<8.7 \times 10^{-4}$	$<8.0 \times 10^{-4}$ $<9.2 \times 10^{-4}$	(5.7×10^{-3}) (2.5×10^{-3})	$<8.7 \times 10^{-4}$ $<7.9 \times 10^{-4}$	$<3.4 \times 10^{-3}$ $<3.1 \times 10^{-3}$	Bq/ ℓ
	1991年5月 11月	出戸川	$<8.1 \times 10^{-1}$ 1.3×10^0	$<9.3 \times 10^{-4}$ $<9.1 \times 10^{-4}$	$<1.3 \times 10^{-3}$ $<1.1 \times 10^{-3}$	($<1.8 \times 10^{-3}$) (2.3×10^{-3})	$<6.3 \times 10^{-4}$ $<7.5 \times 10^{-4}$	$<4.6 \times 10^{-3}$ $<3.0 \times 10^{-3}$	
	1991年5月 11月	関根浜港 港内	$<8.1 \times 10^{-1}$ $<8.1 \times 10^{-1}$	$<7.5 \times 10^{-4}$ $<1.1 \times 10^{-3}$	$<8.6 \times 10^{-4}$ $<1.7 \times 10^{-3}$	($<1.9 \times 10^{-3}$) ($<2.0 \times 10^{-3}$)	3.1×10^{-3} 2.6×10^{-3}	$<2.4 \times 10^{-3}$ $<6.7 \times 10^{-3}$	
	1991年5月 11月	関根浜港 港外	$<8.1 \times 10^{-1}$ $<7.8 \times 10^{-1}$	$<7.5 \times 10^{-4}$ $<1.2 \times 10^{-3}$	$<8.6 \times 10^{-4}$ $<1.4 \times 10^{-3}$	($<1.8 \times 10^{-3}$) ($<2.0 \times 10^{-3}$)	3.0×10^{-3} $<1.3 \times 10^{-3}$	$<3.0 \times 10^{-3}$ $<6.1 \times 10^{-3}$	
	1991年5月 11月	関根浜港 沖合	$<8.1 \times 10^{-1}$ $<7.8 \times 10^{-1}$	$<8.2 \times 10^{-4}$ $<1.5 \times 10^{-3}$	$<9.5 \times 10^{-4}$ $<1.3 \times 10^{-3}$	($<1.7 \times 10^{-3}$) ($<2.0 \times 10^{-3}$)	3.2×10^{-3} 4.1×10^{-3}	$<2.4 \times 10^{-3}$ $<7.7 \times 10^{-3}$	
	1991年5月 11月	大畠 漁港沖	1.0×10^0 $<9.1 \times 10^{-1}$	$<2.1 \times 10^{-3}$ $<2.5 \times 10^{-3}$	$<1.6 \times 10^{-3}$ $<1.5 \times 10^{-3}$	(2.7×10^{-3}) (2.4×10^{-3})	4.7×10^{-3} 4.2×10^{-3}	$<8.7 \times 10^{-3}$ $<9.5 \times 10^{-3}$	
	1991年5月 11月	関根浜 漁港沖	$<9.1 \times 10^{-1}$ $<9.5 \times 10^{-1}$	$<2.0 \times 10^{-3}$ $<5.3 \times 10^{-3}$	$<1.5 \times 10^{-3}$ $<1.5 \times 10^{-3}$	(2.4×10^{-3}) (2.2×10^{-3})	4.5×10^{-3} $<3.1 \times 10^{-3}$	$<8.5 \times 10^{-3}$ $<1.0 \times 10^{-2}$	
	1991年5月 11月	石持 漁港沖	$<9.0 \times 10^{-1}$ $<9.1 \times 10^{-1}$	$<4.5 \times 10^{-3}$ $<2.2 \times 10^{-3}$	$<1.1 \times 10^{-3}$ $<1.6 \times 10^{-3}$	(2.1×10^{-3}) (2.3×10^{-3})	3.4×10^{-3} 3.5×10^{-3}	$<1.6 \times 10^{-2}$ $<9.8 \times 10^{-3}$	
	1991年5月 11月	野牛 漁港沖	$<9.2 \times 10^{-1}$ $<8.8 \times 10^{-1}$	$<4.5 \times 10^{-3}$ $<5.2 \times 10^{-3}$	$<1.2 \times 10^{-3}$ $<1.6 \times 10^{-3}$	(2.3×10^{-3}) (1.9×10^{-3})	4.5×10^{-3} 3.8×10^{-3}	$<1.6 \times 10^{-2}$ $<9.8 \times 10^{-3}$	
	1991年5月 11月	岩屋 漁港沖	$<9.0 \times 10^{-1}$ $<9.4 \times 10^{-1}$	$<4.9 \times 10^{-3}$ $<2.4 \times 10^{-3}$	$<1.4 \times 10^{-3}$ $<1.6 \times 10^{-3}$	(2.7×10^{-3}) (2.0×10^{-3})	3.0×10^{-3} 3.6×10^{-3}	$<8.0 \times 10^{-3}$ $<9.7 \times 10^{-3}$	
河底土	1991年5月 11月	美付川	—	$<5.0 \times 10^{-1}$ $<4.7 \times 10^{-1}$	$<4.5 \times 10^{-1}$ $<5.5 \times 10^{-1}$	(4.0×10^{-1}) (7.8×10^{-1})	4.1×10^0 2.4×10^0	$<1.3 \times 10^0$ $<3.4 \times 10^0$	Bq/kg乾土
	1991年5月 11月	出戸川	—	$<3.7 \times 10^{-1}$ $<4.9 \times 10^{-1}$	$<3.4 \times 10^{-1}$ $<7.6 \times 10^{-1}$	($<2.1 \times 10^{-1}$) (4.8×10^{-1})	1.3×10^0 1.2×10^0	$<2.5 \times 10^0$ $<3.8 \times 10^0$	
	1991年5月 11月	関根浜港 港内	—	$<7.4 \times 10^{-1}$ $<1.2 \times 10^0$	$<1.2 \times 10^0$ $<1.8 \times 10^0$	($<2.0 \times 10^{-1}$) ($<2.3 \times 10^{-1}$)	2.5×10^0 $<1.4 \times 10^0$	$<2.7 \times 10^0$ $<7.4 \times 10^0$	
	1991年5月 11月	関根浜港 港外	—	$<6.4 \times 10^{-1}$ $<4.5 \times 10^{-1}$	$<5.1 \times 10^{-1}$ $<5.4 \times 10^{-1}$	($<1.8 \times 10^{-1}$) ($<1.7 \times 10^{-1}$)	3.5×10^{-1} $<5.2 \times 10^{-1}$	$<1.3 \times 10^0$ $<3.7 \times 10^0$	
	1991年5月 11月	関根浜港 沖合	—	$<2.6 \times 10^{-1}$ $<5.0 \times 10^{-1}$	$<4.2 \times 10^{-1}$ $<9.1 \times 10^{-1}$	($<1.6 \times 10^{-1}$) ($<1.5 \times 10^{-1}$)	$<3.2 \times 10^{-1}$ $<5.5 \times 10^{-1}$	$<1.6 \times 10^0$ $<3.1 \times 10^0$	
	1991年5月 11月	大畠 漁港沖	—	$<2.0 \times 10^0$ $<2.6 \times 10^0$	$<5.5 \times 10^{-1}$ $<6.6 \times 10^{-1}$	($<2.6 \times 10^{-1}$) ($<2.9 \times 10^{-1}$)	$<1.2 \times 10^0$ $<1.5 \times 10^0$	$<4.4 \times 10^0$ $<5.3 \times 10^0$	
	1991年5月 11月	関根浜 漁港沖	—	$<1.2 \times 10^0$ $<2.3 \times 10^0$	$<3.4 \times 10^{-1}$ $<6.0 \times 10^{-1}$	($<2.7 \times 10^{-1}$) ($<2.8 \times 10^{-1}$)	$<7.5 \times 10^{-1}$ $<1.4 \times 10^0$	$<2.6 \times 10^0$ $<4.9 \times 10^0$	
	1991年5月 11月	石持 漁港沖	—	$<1.7 \times 10^0$ $<2.4 \times 10^0$	$<5.3 \times 10^{-1}$ $<6.3 \times 10^{-1}$	($<2.5 \times 10^{-1}$) ($<2.9 \times 10^{-1}$)	$<1.1 \times 10^0$ $<1.3 \times 10^0$	$<4.1 \times 10^0$ $<5.2 \times 10^0$	
	1991年5月 11月	野牛 漁港沖	—	$<2.7 \times 10^0$ $<3.0 \times 10^0$	$<7.2 \times 10^{-1}$ $<7.1 \times 10^{-1}$	($<2.8 \times 10^{-1}$) ($<2.6 \times 10^{-1}$)	$<1.9 \times 10^0$ $<1.6 \times 10^0$	$<1.0 \times 10^1$ $<5.8 \times 10^0$	
	1991年5月 11月	岩屋 漁港沖	—	$<1.5 \times 10^0$ $<1.5 \times 10^0$	$<9.4 \times 10^{-1}$ $<3.8 \times 10^{-1}$	($<2.8 \times 10^{-1}$) ($<2.9 \times 10^{-1}$)	$<1.8 \times 10^0$ $<8.2 \times 10^{-1}$	$<5.4 \times 10^0$ $<3.5 \times 10^0$	

Table D. 1. 4 - 5 環境試料中の放射性核種濃度（続き）

(むつ事業所, 1991年度)

(関根地区)

項目	採取年月	採取地点	^{54}Mn	^{60}Co	^{137}Cs	^{144}Ce	単位
陸 土	1991年5月 11月	気象観測露場	$<5.9 \times 10^{-1}$ $<7.6 \times 10^{-1}$	$<6.8 \times 10^{-1}$ $<1.1 \times 10^0$	9.1×10^0 2.9×10^0	$<4.0 \times 10^0$ $<5.6 \times 10^0$	Bq/kg乾土
	1991年5月 11月	浜関根ポスト	$<8.8 \times 10^{-1}$ $<7.7 \times 10^{-1}$	$<6.6 \times 10^{-1}$ $<1.1 \times 10^0$	1.2×10^1 8.4×10^0	$<3.2 \times 10^0$ $<5.4 \times 10^0$	
	1991年5月 11月	関根中学校	$<8.3 \times 10^{-1}$ $<6.1 \times 10^{-1}$	$<5.6 \times 10^{-1}$ $<6.6 \times 10^{-1}$	1.3×10^1 3.1×10^1	$<2.9 \times 10^0$ $<5.9 \times 10^0$	
	1991年5月 11月	水川目ポスト	$<8.8 \times 10^{-1}$ $<1.2 \times 10^0$	$<8.5 \times 10^{-1}$ $<1.4 \times 10^0$	2.1×10^1 2.1×10^1	$<5.2 \times 10^0$ $<1.1 \times 10^1$	
	1991年5月 11月	農作物耕作地	$<4.0 \times 10^{-1}$ $<5.8 \times 10^{-1}$	$<5.0 \times 10^{-1}$ $<6.5 \times 10^{-1}$	1.1×10^1 1.3×10^1	$<1.8 \times 10^0$ $<4.9 \times 10^0$	

(大湊地区)

項目	採取年月	採取地点	^{54}Mn	^{60}Co	^{137}Cs	^{144}Ce	単位
ホ タ テ	1991年5月 11月	むつ魚協沖	$<2.3 \times 10^{-2}$ $<2.6 \times 10^{-2}$	$<4.2 \times 10^{-2}$ $<2.7 \times 10^{-2}$	4.5×10^{-2} 3.8×10^{-2}	$<9.9 \times 10^{-2}$ $<7.2 \times 10^{-2}$	Bq/kg生
海 水	1991年5月 11月	岸 壁	$<5.3 \times 10^{-4}$ $<5.5 \times 10^{-4}$	$<5.9 \times 10^{-4}$ $<6.2 \times 10^{-4}$	3.0×10^{-3} 2.9×10^{-3}	$<3.1 \times 10^{-3}$ $<2.2 \times 10^{-3}$	Bq/l
海 底 土	1991年5月 11月	岸 壁	$<7.3 \times 10^{-1}$ $<6.9 \times 10^{-1}$	$<6.9 \times 10^{-1}$ $<1.1 \times 10^0$	6.5×10^0 7.8×10^0	$<5.4 \times 10^0$ $<2.9 \times 10^0$	Bq/kg乾土

Table D. 1. 4 - 6 降下物中の放射性核種濃度

(むつ事業所, 1991年度) (単位: Bq/km²)

採取年月	⁷ Be	⁵⁴ Mn	⁶⁰ Co	⁸⁵ Zr	⁹⁵ Nb	¹³⁷ Cs	¹⁴⁴ Ce
1991年 4月	8.9×10^7	$< 2.8 \times 10^4$	$< 4.1 \times 10^4$	$< 5.2 \times 10^4$	$< 3.1 \times 10^4$	$< 3.6 \times 10^4$	$< 1.6 \times 10^5$
5月	2.5×10^7	$< 3.2 \times 10^4$	$< 3.6 \times 10^4$	$< 4.4 \times 10^4$	$< 2.9 \times 10^4$	$< 3.6 \times 10^4$	$< 1.1 \times 10^5$
6月	2.3×10^7	$< 3.5 \times 10^4$	$< 3.4 \times 10^4$	$< 6.3 \times 10^4$	$< 4.8 \times 10^4$	$< 3.4 \times 10^4$	$< 1.3 \times 10^5$
7月	3.2×10^7	$< 3.6 \times 10^4$	$< 3.6 \times 10^4$	$< 4.8 \times 10^4$	$< 3.8 \times 10^4$	$< 3.7 \times 10^4$	$< 1.3 \times 10^5$
8月	4.4×10^7	$< 3.1 \times 10^4$	$< 3.6 \times 10^4$	$< 4.6 \times 10^4$	$< 2.9 \times 10^4$	$< 3.6 \times 10^4$	$< 1.4 \times 10^5$
9月	3.2×10^7	$< 4.8 \times 10^4$	$< 8.2 \times 10^4$	$< 4.3 \times 10^4$	$< 3.9 \times 10^4$	$< 3.7 \times 10^4$	$< 1.3 \times 10^5$
10月	4.4×10^7	$< 3.1 \times 10^4$	$< 4.7 \times 10^4$	$< 4.8 \times 10^4$	$< 4.3 \times 10^4$	$< 3.1 \times 10^4$	$< 2.0 \times 10^5$
11月	2.8×10^7	$< 4.5 \times 10^4$	$< 7.0 \times 10^4$	$< 4.8 \times 10^4$	$< 3.1 \times 10^4$	$< 2.8 \times 10^4$	$< 2.0 \times 10^5$
12月	3.2×10^7	$< 3.1 \times 10^4$	$< 3.4 \times 10^4$	$< 6.5 \times 10^4$	$< 3.2 \times 10^4$	$< 2.8 \times 10^4$	$< 1.5 \times 10^5$
1992年 1月	9.8×10^7	$< 2.9 \times 10^4$	$< 3.4 \times 10^4$	$< 4.6 \times 10^4$	$< 3.8 \times 10^4$	$< 3.0 \times 10^4$	$< 1.3 \times 10^5$
2月	2.2×10^7	$< 3.0 \times 10^4$	$< 5.8 \times 10^4$	$< 6.2 \times 10^4$	$< 5.9 \times 10^4$	$< 7.2 \times 10^4$	$< 2.0 \times 10^5$
3月	4.9×10^7	$< 2.9 \times 10^4$	$< 3.7 \times 10^4$	$< 6.5 \times 10^4$	$< 3.2 \times 10^4$	$< 4.0 \times 10^4$	$< 1.2 \times 10^5$

注) 採取場所は、関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

1991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。

点検校正是いずれも年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是、1990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1990年度同様年1回点検校正を実施した。

(長根 哲)

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、1991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管式サーベイメータ	8	8	0
β 線表面汚染検査計	17	14	0
α 線表面汚染検査計	3	3	0
プラスチックシンチレーション式サーベイメータ	2	2	0
電離箱式サーベイメータ	15	12	0
レムカウンタ	1	1	0
NaIシンチレーション式サーベイメータ	5	4	0
合 計	51	44	0

1 D. 2 放射性廃棄物の管理

D. 2.1 概 要

むつ地区における1991年度の低レベル雑固体廃棄物の搬入量は、1990年度と比較して大きな変動はなかった。なお、低レベル固体廃棄物のうち、フィルタ及び使用済樹脂の搬入は、1991年度はなかった。液体廃棄物の搬入量については、1990年度と比較して大きな変動はなかったが、大湊附帯陸上施設で保管中の廃液の搬入を開始したので、附帯陸上施設発生分の割合が多くなった。

搬入した固体及び液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することができた。1991年度に保管したパッケージの数量は、1990年度と比較して大きな変動はなかった。

(讚井 賢造)

D. 2.2 放射性廃棄物の管理

(1) 廃棄物の搬入

1991年度における原子力船「むつ」（以下「本船」という。）並びに附帯陸上施設からの低レベル固体廃棄物及び中・低レベル液体廃棄物の搬入実績をTable D. 2.1-1に示す。

低レベル雑固体廃棄物の搬入量は、本船から約7m³、附帯陸上施設から約3m³あり、合計搬入量は約10m³となった。1990年度搬入量と比較し本船及び附帯陸上施設ともほぼ同じ搬入量であった。なお、低レベル固体廃棄物のうちフィルタ及び使用済樹脂の搬入は1991年度はなかった。

これら搬入された雑固体廃棄物の表面線量当量率は、本船発生の100ℓ黄ドラムが、6.0μSv/h(1本)と0.6μSv/h(1本)を示したがその他は全て0.2μSv/h未満のものであった。

中・低レベル液体廃棄物の搬入量は、本船低レベルタンクから約19m³、中レベルタンクから約6m³、附帯陸上施設から約73m³あり合計搬入量は約98m³となった。1990年度搬入量と比較して合計搬入量に大きな変化はなかったが、大湊附帯陸上施設で保管中の廃液の搬入を開始したため、附帯陸上施設発生分が大幅に増加した。

(2) 廃棄物の処理・処分及びパッケージの保管

雑固体廃棄物9.7m³のうち、圧縮性廃棄物9.5m³（可燃性廃棄物7.5m³、不燃性廃棄物2.0m³）については圧縮処理装置により減容処理を行った。その結果発生したパッケージ数は200ℓドラム缶型で19本となり、減容比は約3/5となった。なお、非圧縮性廃棄物0.2m³については、そのまま直接保管とした。

1991年度におけるパッケージの発生総数は20本となり、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。

中・低レベル液体廃棄物については、廃液フィルタ及びイオン交換樹脂等によるろ過、吸着等の処理方法により約112m³処理した。また、処理済水約112m³のうち約110m³を海中放出設備によって放出した。

（佐藤 幹雄）

Table D. 2.2-1 放射性廃棄物の管理実績

（むつ事業所、1991年度）

管 理 区 分		搬 入 量 (m ³)		処理量 (m ³)	長 期 保 管 量 (m ³)	海 中 放 出 量 (m ³)	保管体数量(本) (200ℓドラム缶型パッケージ)	
性 状 区 分	区 分	本 船	陸 上 施 設				小 計	合 計
低 レ ベ ル 固 体	雜 固 体	可 燃 物	4.8	7.5	—	—	14	20
	不 燃 物	压 縮	1.8	2.0			5	
	直 廃	0	0.2	0.2			1	
	HEPA フィルタ	0	0	0			0	
	使 用 済 樹 脂	0	—	—			—	
中・低レベル液体		25.0	73.1	111.6	—	109.2		

1 E 原子力船「むつ」

1 E. 1 放射線管理

E. 1.1 概 要

1990年度に引き続いて、第1次実験航海以降の放射線管理を実施した。

第2次実験航海を1991年5月22日から開始して、以後第4次実験航海まで太平洋上での100%出力までの高出力実験航海を行い、1991年12月12日全実験航海を終了し延べ110日にわたる全ての実験を終了した。

1992年1月には、岸壁係岸中に核特性試験を行い、ここに計画された全ての原子炉運転を完了した。

3回の実験航海では、「むつ」の詳細遮蔽解析の結果を実測によって裏付けることを目的として、船内各区域のγ線エネルギー分布測定を実施した。また、出力上昇試験時に定めた施設放射線監視設備の各設定値について、その妥当性を確認した。

更に、主として原子炉運転中の炉内燃料集合体や蒸気発生器細管の健全性を確認するため、1次冷却水及び2次冷却水等の分析を定期的に実施し異常のないことを確認するとともに、放射線管理上問題のないことを確認した。個人被ばく管理では、航海中は格納容器など線量当量率の高い区域には立ち入れないこともあり、有意な外部被ばくではなく、むしろ実験期間中に生じた機器の不具合の整備や点検作業を実施した停泊中に被ばくしたが、保安規定などに定める管理基準値を超える被ばくはなかった。内部被ばくについては、航海中、停泊中を通じて有意な被ばくはなかった。

また、放射線作業管理では、線量当量率が比較的高く、狭い格納容器内の作業について、作業時間の検討、防護器材の使用などを実施し、作業者の被ばく低減を図った。

放射線計測器の管理においては、1990年度に引き続き年度計画に基づいて点検、校正などを実施した。

実験航海中に、構成部品の経年劣化や調整不良、原子炉運転により生じる炉室内湿分変化などに起因する不具合が数件生じたが、それぞれ対処することができた。

(光延 秀夫)

E. 1.2 個人被ばく線量当量の管理

(1) 外部被ばく線量当量の管理

1991年度における原子力船「むつ」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線量当量はそれぞれ 0.07mSv , 15.2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 2.3mSv で、格納容器内における機器改造作業及び弁等の機器整備作業によるものであった。

放射線業務従事者の管理対象人数、実効線量当量分布について、四半期別、作業者区別に集計したものを、それぞれTable E. 1.2-1, Table E. 1.2-2に示す。

放射線業務従事者の組織線量当量については、有意な被ばくはなかった。

暫定評価用に使用している熱ルミネセンスバッジ(TLB)は、1回／月で定期測定を実施しており、その検出限界線量当量は、 0.1mSv である。TLB の測定結果から 0.1mSv を超える 0.2mSv 以下の実効線量当量分布に該当する放射線業務従事者の人数は、年間合計で52人であった。

陸上でいう一般公衆に相当する船員（例えば女子司厨員）等、本船の周辺監視区域外のみで従事する者に対して、TLB を着用させ、外部被ばく線量当量の管理を実施した。その結果、管理対象者32人全員が検出限界線量当量未満であった。

(藪内 典明)

(2) 内部被ばく線量当量の管理

1990年度に引き続き、むつ事業所に設置されている全身カウンタを使用し、体外計測法による内部被ばくに係る線量当量の検査を実施した。

1991年度のすべての検査において、体内汚染は検出されなかった。

(藪内 典明)

E. 1.3 施設の放射線管理

(1) 概 要

1991年度は、前年度に引き続き、原子炉の運転、停止に伴う施設の放射線管理を円滑に実施した。

1991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った。

- (a) 第2次実験航海
- (b) 実験航海基礎測定実験
- (c) 充填ポンプ開放整備工事
- (d) 格納容器内除染作業

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

(轟内 典明)

(2) 原子炉停止後の放射線管理

原子炉停止後、作業者が原子炉室及び格納容器内に点検等で早期に立ち入る必要性を考慮して、原子炉停止後の放射線管理の迅速性、的確性を図った。ここでは、その概要及び実績について以下に述べる。

上記放射線管理作業の作業フローシートをFig. E. 1.3-1に示す。

原子炉停止直後に格納容器内に存在する空气中放射性核種は、空気中の天然の⁴⁰Arの放射化によって生成した⁴¹Ar、遮蔽材として使用しているシリコーンゴム中の不純物である臭素、塩素の放射化によって生成した⁸⁰Br、⁸²Br、³⁸Cl、それに³Hであった。

上記核種の中で、最も放射能レベルの大きいのは⁴¹Arで、その放射能濃度は約0.5Bq/cm³であった。

格納容器の容積は公称465m³で、原子炉運転中は格納容器圧力制御により間欠ページを繰り返している。（以下通常ページという）

原子炉停止後の格納容器内の⁴¹Arの放射能レベルを低減させるため、通常ページの実施及び約24時間放置（⁴¹Arの半減期は1.8時間）という措置を講じた。この措置により、原子炉停止約24時間後の⁴¹Arの放射能レベルは、停止直後の約1/100又は検出限界未満まで低減した。

その他の核種についての原子炉停止約24時間後の放射能レベルは、およそ下記のとおりであった。

⁸⁰Br : 検出限界未満 ⁸²Br : 10^{-4} Bq/cm³

³⁸Cl : 検出限界未満 ³H : 10^{-3} Bq/cm³

次に格納容器の換気を開始する。格納容器換気空気は原子炉室（二次遮蔽体内エリア）を経由して排気筒より放出されるため、管理区域諸室ガス・ダストモニタのモニタリングエリアを原子炉補機室から原子炉室に切替えて、原子炉室の空气中放射性物質の連続監視を実施する。（ダストモニタが移動ろ紙式のため、放射能濃度評価を行うのにモニタリングエリアを切替えてから約2時間を要する。）今までの実績として、有意な放射能が検出されたところは一度もなかった。

次に原子炉室の空气中の放射性物質濃度が誘導空气中濃度（DAC）以下であることを確認した後、

二次遮蔽体の遮蔽扉の開放を行う。その後、原子炉運転停止に伴う原子炉室内の放射線レベル等の状況変化を把握するため、線量当量率及び表面密度の測定を実施する。線量当量率は原子炉運転時間の増加に伴い上昇していったが、1991年度始めから年度末まで原子炉室内の最も放射線レベルの高いポイントの線量当量率の変化は、24から $87 \mu\text{Sv}/\text{h}$ であった。また、原子炉室内の通路、床等の表面密度の測定結果では、有意な汚染が検出されたことは一度もなかった。

原子炉室内の通路、床等に汚染がないことを確認した後、作業者の原子炉室内への立ち入りを許可する。立ち入りに際しては、ダストキャッチマットの敷設、二次遮蔽体内専用RI安全靴の準備等、汚染拡大防止上の措置を講じた。

Fig. E. 1. 3 - 1に示す作業フローチャートの順では、格納容器内の放射能濃度測定になっているが、実績では、原子炉停止約24時間後には各核種濃度がDACをはるかに下回っており、再度格納容器内の放射能濃度測定を実施することはなかった。

また、格納容器の換気時間の目安については、作業フローチャートに示す換気続行基準はあるものの、現実には前述のとおり換気続行基準を越える場合はなかったので、格納容器内の湿度が、冷態停止状態の時の湿度に近い状態になるまでを目安とし換気を行った。

原子炉室への立ち入りを許可した後、作業者は原子炉室の巡視及び格納容器マンホールの開放作業を行う。

格納容器マンホールの開放後に格納容器内の放射線レベル等の状況変化を把握するため、線量当量率及び表面密度の測定を実施する。線量当量率は原子炉の運転時間に比例して上昇していったが、1991年度始めから年度末までの主冷却配管表面の線量当量率の変化は、350から $1,300 \mu\text{Sv}/\text{h}$ であった。また、格納容器内の通路、床等の汚染については、弁グランド部からの漏洩に起因する汚染があったが、水拭きによる除染によりクリーンな状態を確保できた。

格納容器内通路床等に汚染のないことを確認した後、作業者の格納容器内への立ち入りを許可する。立ち入りに際しては、ダストキャッチマットの敷設等の汚染拡大防止上の措置を講じた。加えて、格納容器内の線量当量率測定結果を作業者に周知し、注意喚起を促した。

これらの放射線管理作業は作業フローチャートに従って放射線管理担当者1名で充分対応できるものであったし、実績では原子炉停止約24時間後には、作業者が格納容器内に立ち入ることができた。

(蔽内 典明)

(3) 原子炉運転中の船内各区域の γ 線エネルギー分布測定

原子力船「むつ」の詳細遮蔽解析によれば、原子炉運転中の船内放射線分布の解析結果として、居住区、原子炉補機室、機関室等での線量当量率は主として ^{16}N γ 線及び原子炉補機室内のイオン交換塔に蓄積した放射性物質（主に放射性腐食生成物）からの γ 線によるものとしている。

この解析結果を実測によって裏付けることを目的として、移動式ハンディGe半導体検出器を使用して船内各区域の γ 線放出核種の定性を実施した。

船内各区域の γ 線放出核種の定性結果をTable E. 1. 3 - 1に示す。

定性結果等から以下のことが確認及び推定された。

(a) 二次遮蔽体は主に格納容器上部遮蔽体と格納容器側部遮蔽体に分類できるが、格納容器上部遮蔽体壁面（上部原子炉室左舷側中央部）及び格納容器側部遮蔽体壁面（機関室下段船首側壁面中央部）のいずれにも¹⁶N γ線が検出された。

(b) 上部原子炉室中心部及び上部原子炉室左舷側中央部は、いずれも格納容器上部遮蔽体壁面にて測定したものであるが、測定条件に相違があるものの、上部原子炉室左舷側中央部には¹⁶N γ線が検出され、上部原子炉室中心部には¹⁶N γ線が検出されなかった。

格納容器上部遮蔽体の解析では、¹⁶Nを線源とした格納容器上部遮蔽体の線量当量率分布の解析結果があり、格納容器上部遮蔽体中心部とその半径方向部の線量当量率を比較すると半径方向部の線量当量率のほうが大きくなっている、およそ中心部の線量当量率は半径方向部に対して1/10程度である。

上部原子炉室左舷側中央部¹⁶N γ線ピークのグロスカウントは53counts/16,500sで、この数値をもとに上部原子炉室中心部¹⁶N γ線ピークのグロスカウントを前述の1/10を考慮し推定計算すると、約6 counts/16,500sとなる。

以上から上部原子炉室中心部には¹⁶N γ線は検出されなかったと考えられる。

(c) 上部原子炉室船首側中央部は、格納容器上部遮蔽体壁面を測定したものではなく、格納容器側部遮蔽体トップエンド台甲板上で測定したものであるため、¹⁶N γ線は検出されなかった。そのかわりに、⁶⁰Co等の放射性腐食生成物によるγ線が検出された。

⁶⁰Co等の放射性腐食生成物によるγ線が検出された区域は、他に保物室、計装用電動発電機室、上甲板原子炉補機室ハッチ付近であった。

これらの区域は、今回測定を実施した区域のなかでも原子炉補機室に近いところで、原子炉補機室内のイオン交換塔蓄積放射性腐食生成物及び体積制御系配管、機器内に付着した放射性腐食生成物からのγ線の影響を受けていると思われる。

最も影響を受けている区域は、上甲板原子炉補機室ハッチ付近であった。

(d) 機関室下段船首側壁面中央部は、線量当量率が原子炉出力100%時に一般環境レベルの約7倍(0.2 μSv/h)に上昇するが、定性結果からこのレベル上昇は、¹⁶N γ線によるものと判断できた。

また、上部原子炉室左舷側中央部に比べて機関室下段船首側壁面中央部のほうが、¹⁶N γ線の二次遮蔽体透過量が多いことが判明した。

(e) 制御室・上甲板γ線エリアモニタ(Ra-11)付近、女子船員室については、その線量当量率が原子炉運転・停止にかかわらずほとんど一定で、一般環境レベルであった。γ線放出核種についても、天然放射性核種以外は検出されなかった。

(叢内 典明)

E. 1.4 放射線計測器の管理

(1) サーベイメータ等の管理

1991年度における現有台数、校正台数及び故障台数を機種別にTable E. 1.4-1に示す。

現有台数は、1990年度のそれに、管理替えによって新たに5台が加わった。

サーベイメータの校正については、 α 線表面汚染検査計2台、 β 線表面汚染検査計6台、 β 線シンチレーション式サーベイメータ1台及び警報付きポケット線量計(APD)106台を自主校正し、その他は、線量計測課に依頼して、いずれも年1回の校正を実施した。

また、1990年度と同様に毎月全サーベイメータを対象に線源チェックを実施し、健全性の確認及び校正定数のトレーサビリティの確保に努めた。

年間の故障台数は17台であり、その主な故障内容はGM管の破損、劣化、メータ不良及びバイアス電圧不良等であった。

1990年度と同様に、「みづほ丸」など3隻の曳船にGM管式サーベイメータ、 β 線表面汚染検査計及びポケット線量計を貸与した。

(藪内 典明)

(2) 放射線監視計測器等の管理

実験航海に伴い生じた主な不具合について、その内容、原因及び対策についての概略を以下に述べる。

(a) 不具合：第2次実験航海中に、格納容器ガスマニタ(通気式電離箱)のイオントラップ印加高圧がダウンした。

原 因：イオントラップ内で格納容器空気の湿分が結露し、両極を瞬時に短絡させたためと判断

対 策：イオントラップの上流側配管にドレントラップを設置

(b) 不具合：第3次実験航海中に、Ge半導体検出器システムのマルチチャンネルアナライザ(MCA)がハングアップして、データ処理システムとのデータ交信が不能となった。

原 因：MCAブラウン管の管放電によって発生したノイズが原因と判断

対 策：MCAブラウン管の交換。現状ではGe半導体検出器システムは1チャンネルしか稼働しておらず、代替機等は用意しているものの重要機器ということを考慮して、緊急用1チャンネルを増設した。

放射線監視設備、放射線測定機器については、1990年度と同様に、年1回の点検校正を実施した。また、定期自主検査(1回/月)を実施し、性能の維持に努めた。

(藪内 典明)

1 E. 2 放射性廃棄物の管理

E. 2.1 概 要

1991年度には第2次から第4次にいたる3回の実験航海及び通常の維持管理作業などに伴う放射性廃棄物が発生した。固体廃棄物については可燃物と不燃物に分けてカートンボックス相当の容積毎にポリ袋に収納し、さらに、これらを数個毎に100ℓドラム缶に封入後、汚染物倉庫に保管した。汚染物倉庫には100ℓドラム缶が45本保管できるが、適宜、関根浜附帯陸上施設の燃料・廃棄物取扱棟に陸揚げした。

液体廃棄物については、放射能レベルに応じて低レベルタンク又は中レベルタンクに貯留し、適宜、燃料・廃棄物取扱棟に陸揚げした。

気体廃棄物については、放射性物質濃度を監視しながら排気筒から放出し、放出放射能の集計・記録を行った。

第2次実験航海以後、1992年3月末までの間に環境への異常な放出はなかった。

(光延 秀夫)

E. 2.2 放射性廃棄物の管理

(1) 気体廃棄物

1991年度における放射性ガス及び塵埃の放出量、年間平均濃度並びに最大濃度をTable E. 2.2-1に示す。年間放出管理目標値を定めている希ガス及び¹³¹Iについては、希ガス(⁴¹Ar)が目標値の約10万分の1の放出にとどまり、¹³¹Iの放出はなかった。

(2) 固体廃棄物

1991年度における固体廃棄物発生量は、可燃物及び不燃物合計で100ℓドラム缶換算で53本であり、詳細をTable E. 2.2-2に示す。そのほとんどが点検、整備作業が主体となった停泊期間中に発生した。

(3) 液体廃棄物

1991年度における液体廃棄物発生量は、合計で約46m³であり、詳細をTable E. 2.2-3に示す。その大部分は、原子炉運転中毎日実施した一次冷却水及び二次冷却水のサンプリングに伴う廃液や、測定用ガラス器具等の洗浄水廃液である。陸揚げ前に測定した廃液中の主要核種の濃度をTable E. 2.2-4に示す。

(4) 放射性廃棄物の陸揚げ

1991年度に陸揚げした放射性廃棄物の種類及び量をTable E. 2.2-5に示す。

固体廃棄物の陸揚げは2回実施し、合計で66本(100ℓドラム缶換算)であった。

液体廃棄物については3回実施し、合計で約26m³であった。なお、極低レベルタンクの廃液陸揚げは今年度は実施しなかった。

(藪内 典明)

Table E. 1.2-1 放射線業務従事者の実効線量当量分布
(原子力船「むつ」船内原子炉施設分)

管理期間	放射線業務従事者 の人数	検出限界線量 当量未満*	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)
			0.2mSv以上	1.0mSv以上	5.0mSvを超える 15mSv以下	15mSvを超えるもの			
第1四半期	100	95	5	0	0	0	0.02	0.7	2.0
第2四半期	93	88	5	0	0	0	0.01	0.4	1.5
第3四半期	111	93	18	0	0	0	0.04	0.9	6.1
第4四半期	98	84	14	0	0	0	0.04	0.9	5.9
年間	169	140	26	3	0	0	0.07	2.3	15.2

* 検出限界線量当量 : 0.2mSv

Table E. 1.2-2 放射線業務従事者の作業区分別実効線量当量分布
(原子力船「むつ」船内原子炉施設分)

作業者区分	放射線業務従事者 の人数	検出限界線量 当量未満*	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)
			0.2mSv以上	1.0mSv以上	5.0mSvを超える 15mSv以下	15mSvを超えるもの			
職員等	79	65	11	3	0	0	0.12	2.3	9.3
外来研究員等	0	0	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
請負業者	90	75	15	0	0	0	0.07	0.6	5.9
研修生	0	0	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
全作業者	169	130	26	3	0	0	0.09	2.3	15.2

* 検出限界線量当量 : 0.2mSv

Table E. 1. 3 - 1 船内各区域の γ 線放出核種定性結果

区 域		定性核種	備 考
管 理 区 域	上部原子炉室	中心部	なし 測定日：91/09/18 測定時間：20000秒 原子炉出力：87%安定 測定エネルギー範囲：0～8MeV
		船首側 中央部	^{58}Co , ^{54}Mn ^{59}Fe , ^{60}Co 測定日：91/09/11 測定時間：20000秒 原子炉出力：90%安定 測定エネルギー範囲：0～8MeV
	左舷側 中央部	^{16}N	測定日：91/09/12 測定時間：16500秒 原子炉出力：70%安定 測定エネルギー範囲：0～8MeV
周 辺 監 視 区 域	保 物 室	^{58}Co , ^{54}Mn ^{59}Fe , ^{60}Co	測定日：91/08/25 測定時間：10000秒 原子炉出力：50%安定 測定エネルギー範囲：0～2MeV
	制 御 室	なし	測定日：91/08/31 測定時間：20000秒 原子炉出力：90%安定 測定エネルギー範囲：0～4MeV
機 関 室	計装用電動発電機室	^{58}Co , ^{54}Mn ^{59}Fe , ^{60}Co	測定日：91/08/30 測定時間：10000秒 原子炉出力：50%安定 測定エネルギー範囲：0～4MeV
	機関室下段船首側壁面 中央部（二次遮蔽体 壁面）	^{16}N	測定日：91/09/10 測定時間：10000秒 原子炉出力：93%安定 測定エネルギー範囲：0～8MeV
周 辺 監 視 区 域 外	上甲板	ガンマ線 エリアモニタ Ra-11付近	なし 測定日：91/08/29 測定時間：10000秒 原子炉出力：66%安定 測定エネルギー範囲：0～4MeV
		原子炉補機室 ハッチ付近	^{58}Co , ^{54}Mn ^{56}Mn , ^{58}Fe ^{60}Co 測定日：91/08/28 測定時間：7685秒 原子炉出力：95%安定 測定エネルギー範囲：0～2MeV
	女子船員室	なし	測定日：91/08/26 測定時間：10000秒 原子炉出力：83%安定 測定エネルギー範囲：0～2 MeV

注) 定性された核種のうち、天然放射性核種 (^{212}Pb , ^{214}Pb , ^{208}Tl , ^{214}Bi , ^{40}K , ^{228}Ac)
については記載しなかった。

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」, 1991年度)

サーベイメータの種類	現有台数	校正台数	故障台数
電離箱式サーベイメータ	30	28	1
NaIシンチレーション式サーベイメータ	6	6	1
GM管式サーベイメータ	18	18	0
β 線表面汚染検査計	11	6	4
α 線表面汚染検査計	2	2	0
β 線シンチレーション式サーベイメータ	1	1	0
中性子サーベイメータ	4	4	0
レムカウンタ	3	3	0
テレテクタ	1	1	0
A P D	117	117	11
合 計	193	186	17

Table E. 2. 2-1 放射性気体廃棄物放出量

(原子力船「むつ」、1991年度)

放出核種	航海期間の放出量 (Bq)				停泊期間の放出量 (Bq)				合計	平均濃度 (Bq/cm ³)	最大濃度 (Bq/cm ³)	
	第2次実験 航 海	第3次実験 航 海	第4次実験 航 海	計	第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期				
⁴¹ Ar	1.9×10 ⁹	2.2×10 ⁹	2.1×10 ⁹	6.2×10 ⁹	1.3×10 ⁷	3.2×10 ⁶	1.9×10 ⁸	—	2.1×10 ⁸	6.4×10 ⁹	6.4×10 ⁻⁵	6.7×10 ⁻³
³ H	7.9×10 ⁸	2.6×10 ⁹	1.6×10 ⁹	5.0×10 ⁹	4.0×10 ⁸	2.1×10 ⁸	1.7×10 ⁹	4.0×10 ⁹	6.3×10 ⁹	1.1×10 ¹⁰	1.1×10 ⁻⁴	3.7×10 ⁻⁴
⁸⁰ Br	1.7×10 ⁷	1.1×10 ⁸	7.7×10 ⁷	2.0×10 ⁸	—	—	2.6×10 ⁶	—	2.6×10 ⁶	2.0×10 ⁸	2.0×10 ⁻⁶	2.9×10 ⁻⁵
⁸² Br	6.2×10 ⁶	7.5×10 ⁶	9.9×10 ⁵	1.5×10 ⁷	2.7×10 ⁵	6.7×10 ⁴	1.2×10 ⁵	—	4.6×10 ⁵	1.5×10 ⁷	1.5×10 ⁻⁷	1.0×10 ⁻⁶
³⁸ Cl	—	2.4×10 ⁵	1.8×10 ⁵	4.2×10 ⁵	—	—	—	—	—	4.2×10 ⁵	4.2×10 ⁻⁹	1.1×10 ⁻⁷
¹³¹ I	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	<5.8×10 ⁻⁹	<5.8×10 ⁻⁹
塵埃	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	<1.1×10 ⁻⁹	<1.1×10 ⁻⁹

注) 表中の「—」は、検出限界濃度未満で放出がなかったことを示す。

Table E. 2. 2 - 2 放射性固体廃棄物発生量

(原子力船「むつ」, 1991年度)

	停 泊 期 間			航 海 期 間		
	可燃物	不燃物	計	可燃物	不燃物	計
1991年4月1日～5月21日	7	7	14			
(No. 2 実験航海) 5月22日～6月20日				3	1	4
6月21日～8月21日	7	0	7			
(No. 3 実験航海) 8月22日～9月25日				3	0	3
9月26日～11月12日	6	1	7			
(No. 4 実験航海) 11月13日～12月12日				2	0	2
12月13日～1992年3月31日	11	5	16			
合 計	31	13	44	8	1	9

(100ℓ ドラム缶換算本数)

Table E. 2. 2 - 3 放射性液体廃棄物発生量

(原子力船「むつ」, 1991年度)

	停 泊 期 間			航 海 期 間		
	中レベル タンク	低レベル タンク	計	中レベル タンク	低レベル タンク	計
1991年4月1日～5月21日	2.9	5.2	8.1			
(No. 2 実験航海) 5月22日～6月20日				1.4	3.7	5.1
6月21日～8月21日	2.0	6.7	8.7			
(No. 3 実験航海) 8月22日～9月25日				1.1	4.6	5.7
9月26日～11月12日	2.2	11.5	13.7			
(No. 4 実験航海) 11月13日～12月12日				0.6	1.5	2.1
12月13日～1992年3月31日	0.9	1.7	2.6			
合 計	8.0	25.1	33.1	3.1	9.8	12.9

(単位 m³)

Table E. 2. 2 - 4 放射性液体廃棄物中の主要核種と濃度

(原子力船「むつ」, 1991年度)

核種	1991.5.8~5.9		1991.7.30		1991.10.22~10.23	
	中レベル タンク	低レベル タンク	中レベル タンク	低レベル タンク	中レベル タンク	低レベル タンク
³ H	1.7×10^3	2.9×10^2	1.6×10^3	1.2×10^2	3.1×10^3	1.4×10^2
⁵¹ Cr	—	—	—	—	9.6×10^{-1}	—
⁵⁴ Mn	8.8×10^{-3}	6.9×10^{-2}	5.7×10^{-2}	2.2×10^{-2}	5.1×10^{-1}	6.9×10^{-3}
⁵⁸ Fe	1.5×10^{-2}	—	8.5×10^{-3}	—	1.5×10^{-1}	—
⁵⁸ Co	6.6×10^{-2}	1.4×10^{-2}	6.2×10^{-2}	2.9×10^3	1.3	—
⁶⁰ Co	3.6×10^{-2}	1.4×10^{-2}	4.5×10^{-2}	5.0×10^{-3}	7.4×10^{-1}	9.3×10^{-3}

注) 表中の「—」は、検出限界濃度未満を示す。

(単位Bq/cm³)

Table E. 2. 2 - 5 放射性廃棄物陸揚げ量

(原子力船「むつ」, 1991年度)

種類	放射性固体廃棄物(本)	放射性液体廃棄物(m ³)				計
		100ℓ ドラム缶	中レベル タンク	低レベル タンク	極低レベル タンク	
陸揚げ年月日						
1991年5月8日	42		0	0	0	0
5月8日～5月9日	0		2.6	4.8	0	7.4
7月30日	0		1.7	4.3	0	6.0
10月22日	24		0	0	0	0
10月22日～10月23日	0		1.8	11.0	0	12.8
合 計	66		6.1	20.1	0	26.2

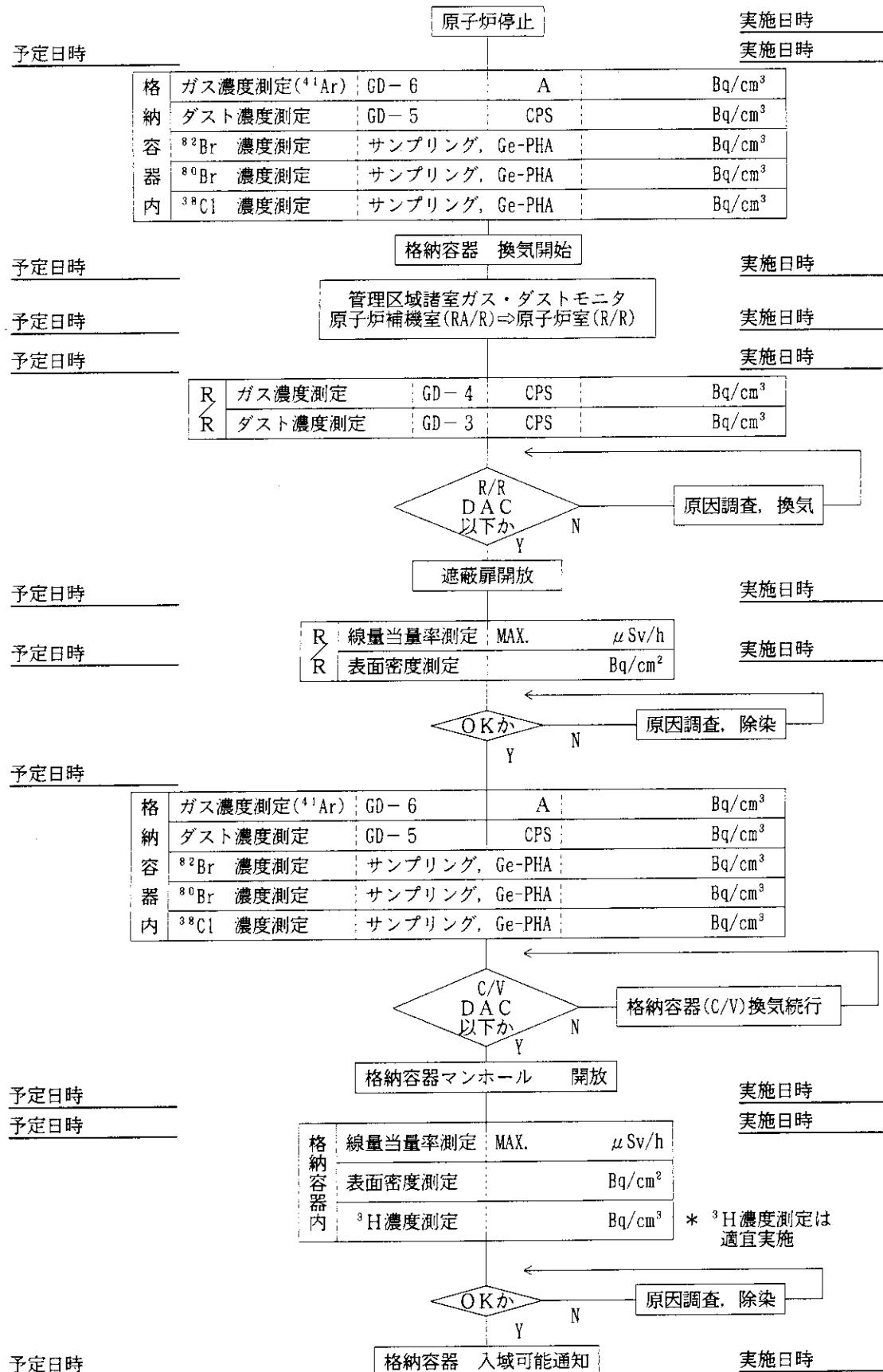


Fig. E. 1.3 - 1 原子炉停止後の原子炉室及び格納容器立入りについての
放射線管理作業フローシート

1 F 那珂研究所

1 F. 1 放射線管理

F. 1.1 概 要

那珂研究所は、1985年4月に核融合炉の研究開発を総合的に実施する研究所として設置され、同時に臨界プラズマ試験装置（以下、JT-60という。）による重水素放電実験が開始された。JT-60は、1989年10月まで水素放電実験のみを行う装置ということで電離放射線障害防止規則に基づく放射線装置として運転され、管理されてきた。この間、JT-60運転時の放射線モニタリング並びにJT-60真空容器に係る点検及び改造作業等に対する放射線管理を実施してきたが、検出下限値を超えた被ばくはなかった。

その後、JT-60はプラズマ燃料として、それまでの水素に加えて重水素を用いた実験を進めるため、1989年11月から約1年半にわたる大電流化改造工事が実施された。この改造工事後、那珂研究所は、1991年7月から9月にわたって放射線障害防止法に基づく、原子力安全技術センターによる施設検査及び科学技術庁による立入検査を受け、9月に合格証が交付され、初めて放射線障害防止法に基づく放射線発生装置及び放射性同位元素の使用に係る事業所となった。さらに、那珂研究所は核融合反応時に発生する中性子を測定するため、中性子検出器として濃縮ウランを含む核分裂計数管を使用することになったので、核燃料物質規制法に基づく核燃料物質の使用に係る事業所になった。

1991年度における放射線管理業務は、主として施設検査に合格するまでの業務（前期業務）と合格後の業務（後期業務）に分けられる。

前期業務としては、主として下記の業務を実施した。

- (1) JT-60の重水素放電実験に対応した放射線管理用設備（排気モニタ、施設内中性子モニタ及び γ 線モニタ、環境放射線モニタ、ハンドフットクロスモニタ、液体シンチレーションカウンタ、レムカウンタ等）の増設及び整備作業
- (2) 放射線障害予防規定、放射線安全取扱手引等の規定類の作成及び制定作業
- (3) 放射線業務従事者に対する放射線安全教育及び特殊健康診断に係る業務
- (4) 「 ^{252}Cf 密封線源の使用及び貯蔵、放射線発生装置の使用施設における施工構造の変更並びに放射線発生装置の性能の変更」に係る変更許可申請作業（6月に許可）及び施設検査申請作業
- (5) ^{252}Cf 線源による中性子モニタの校正作業時の放射線管理
- (6) 施設検査及び立入検査に伴う検査要領書等の資料の作成作業並びに重水素放電実験時の放射線管理など。

後期業務としては、「放射線発生装置の使用方法におけるDD核融合出力の変更」に係る変更許可申請作業（12月に許可）及び施設検査申請作業のほか、重水素放電作業に係る放射線管理を実施し

た。その管理状況は下記のとおりであった。なお、上記変更申請は、JT-60に係る施設検査において、そのDD核融合出力を段階的（計4回）に上昇させて施設検査を受けるよう科学技術庁から指導があり、これに基づく、第2回目の施設検査に係るものである。

(1) JT-60施設の放射線管理については、主としてJT-60重水素放電実験運転及びその他の放射線装置の運転に伴う放射線管理並びにJT-60真空容器内点検作業時の放射線管理を実施した。その結果放射線管理上特に問題となる放射性汚染及び被ばくはなかった。

なお、1991年度は、非密封の放射性同位元素の対象となる、放射化された第1壁の取扱いはなかった。ここで、JT-60真空容器の内壁である第1壁は、プラズマと直接作用し高温及び高エネルギー粒子による負荷を受けるので、核融合炉の第1壁を研究開発するため、第1壁の表面形状分析、放射化核種分析等に供される。この第1壁の取扱に際して、非密封放射性同位元素の使用許可を取得している。

(2) 1991年度にJT-60施設から放出された気体及び液体廃棄物中の放射能濃度は、いずれも放射線障害予防規定で定められた放出管理基準値未満であった。

(3) 放射線業務従事者の個人被ばく線量当量については、外部被ばくが検出されたのは2名で、その最大被ばく線量当量は0.3mSvであった。また、1991年度から測定を開始したバイオアッセイ法による内部被ばくの検査結果は、被検者全員が検出下限値未満であった。

(4) 環境放射線監視については、事業所境界の空気吸収線量並びに事業所境界における大気中及び排水中の放射能濃度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。

(5) 上記業務のほか、放射線計測機器の保守管理を支障なく実施した。

(岡本 利夫)

F. 1.2 個人被ばく線量当量の管理

(1) 外部被ばく線量当量の管理

1991年度は、職員及び請負業者等の放射線業務従事者 704名に対して、外部被ばく線量当量の管理を実施した。その結果、検出されたのは、JT-60真空容器内作業を行った請負業者 2名であり、これらの実効線量当量は、それぞれ、0.3mSvと0.2mSvであった。その他の放射線業務従事者は、全員検出下限値(0.2mSv)未満であった。

(2) 内部被ばく線量当量の管理

JT-60装置の重水素放電実験に合せて、1991年度の第2四半期から、内部被ばくのおそれのあるグループから31名を選び、バイオアッセイ（トリチウム尿検査）による確認検査を実施した。測定の結果、有意に検出された者はいなかった。

(藤岡 克治)

F. 1.3 施設の放射線管理

(1) 放出放射性物質の管理

1991年度にJT-60実験棟から放出された放射性塵埃及び放射性ガスの年間平均濃度並びに年間放出放射能はTable F. 1. 3 - 1に示すとおり、両者とも検出下限濃度未満であった。

また、専用排水管に放出された放射能及び廃液量並びに液体廃棄物の放出管理基準値の比較はTable F. 1. 3 - 2に示すとおりであり、放射線障害予防規定に定める液体廃棄物の放出管理基準値を十分下回る値であった。なお、専用排水管におけるトリチウムの3月間の平均濃度の最大値は $4.7 \times 10^{-2} \text{Bq/cm}^3$ 以下であった。

(2) 線量当量率及び表面密度の測定

線量当量率及び表面密度の測定は、放射性同位元素使用室、放射線発生装置使用室、放射線装置室等、放射線施設の人の常時立ちに入る場所及び管理区域境界等の定期サーベイ並びに真空容器内第一壁等の点検・調整作業時及び管理区域遵守事項適用除外指定時において実施した。測定の結果、真空容器内第一壁等点検作業時の線量当量率は最大 $8 \mu\text{Sv/h}$ であり、真空容器内トリチウムの表面密度は最大 7Bq/cm^2 であった。それ以外はバックグラウンドレベルであった。

(3) 放射性廃棄物の保管状況

1991年度に発生した放射性廃棄物は、固体廃棄物(可燃) 0.4m^3 及び液体廃棄物(真空ポンプ用油) 0.2m^3 であり、それぞれ廃棄物保管棟の所定の場所に保管廃棄した。

(4) 放射性同位元素等の保有状況

那珂研究所における放射性同位元素等の保有状況は、中性子検出器校正用線源として1991年7月に購入された密封の放射性同位元素 ^{252}Cf 400MBq 1個である。

また、那珂研究所の放射線発生装置等の種類と性能をTable F. 1. 3 - 3に示す。

(新野 二男)

F. 1.4 環境放射線の管理

(1) 環境放射線のモニタリング

事業所境界の2地点に設置されたモニタリングポストにおける放射線モニタによる線量当量率の監視結果をTable F. 1. 4 - 1に、上記地点に設置されているTLDによる3月間の積算線量当量の測定結果をTable F. 1. 4 - 2に示す。これらの結果から、放射線発生装置の運転に伴う敷地境界地点での空間線量当量への影響は認められなかった。

(2) 環境試料のモニタリング

モニタリングポストにおける大気中のトリチウム放射能濃度及び専用排水管での排水中放射能濃度の測定を実施したが、特に異常は認められなかった。

(新野 二男)

F. 1.5 放射線計測器の管理

核融合装置の水素化実験時に設置したX-γ線エリアモニタの定期点検並びに重水素化実験対応

用に設置したJT-60U放射線モニタ及びハンドフットクロスモニタ4台の点検校正を実施した。点検校正の結果、放射線管理上特記するような故障等はなかった。

サーベイメータの点検校正は、東海研究所線量計測課に依頼し、GM管式サーベイメータ8台、 β 線表面汚染検査計11台、電離箱式サーベイメータ9台、中性子レムカウンタ3台、ポケット線量計264本及びTLD素子1900個について実施した。

(新野 二男)

Table F. 1.3 - 1 放出された放射性塵埃・ガスの放射能濃度及び放射能

(那珂研究所、1991年度)

項目 施設名	放射性塵埃			放射性ガス		
	核種	年間平均濃度 (Bq/cm ³)	年間放出放射能 (Bq)	核種	年間平均濃度 (Bq/cm ³)	年間放出放射能 (Bq)
JT-60実験棟	全 β	$<1.4 \times 10^{-9}$	0	^{41}Ar ^3H	$<1.5 \times 10^{-3}$ $<5.8 \times 10^{-5}$	0 0

Table F. 1.3 - 2 専用排水管に放出された放射能及び廃液量並びに
液体廃棄物の放出管理基準値との比較

(那珂研究所、1991年度)

核種	放射能* (Bq)	廃液量 (m ³)	放出管理基準値 (Bq/年)	放出量	
				放出管理基準値	放出量
^3H	0.71M (4.8M)	1.2×10^1	74M	0.0096	
^3H 以外の核種	0 (0.79M)		7.4M		0

* 放出放射能：検出下限濃度以上と未満の放出放射能を区分して集計した。検出下限濃度未満の場合は検出下限濃度で排出したとして放出放射能を集計し、() 内に示した。

Table F. 1. 3 - 3 放射線発生装置等の種類と性能

施設名	種類(装置名)及び性能	台数	備考
JT-60実験棟 (本体室)	プラズマ発生装置 最大プラズマ電流 : 7MA プラズマ体積 : 100~110m ³ 最大DD核融合熱出力 : 250kW (瞬時値) NBI加熱装置 最大トーラス入力 : 40MW 加圧電圧 : 120kV ICRF加熱装置 最大トーラス入力 : 10MW	1	平成3年6月14日 許可使用に係る 変更の許可 平成3年9月27日 施設検査合格
JT-60実験棟 (本体室計測架台)	荷電粒子を加速する装置(能動粒子線サブシステム) 加速電圧 : 最大200kV 電流 : 最大3.5A	1	放射線障害防止法 適用外
JT-60実験棟 (本体室計測架台内又は 計測調整室Ⅱ)	工業用エックス線装置(計測用可搬型X線域光源装置) 加速電圧 : 最大 50kV 電流 : 最大 30mA	1	"
JT-60実験棟 (計測調整室Ⅱ, 本体室)	工業用エックス線装置(計測用軟X線域光源装置) 加速電圧 : 最大 30kV 電流 : 最大 10mA	1	"
JT-60実験棟 (計測準備室Ⅱの一部)	工業用エックス線装置(計測用X線域光源装置) 加速電圧 : 最大 60kV 電流 : 最大200mA	1	"
JT-60実験棟 (計測準備室Ⅱ)	荷電粒子を加速する装置(計測器校正用荷電粒子加速装置) 加速電圧 : 最大110kV 電流 : 最大 40 μA	1	"
JT-60実験準備棟 (NBI試験室)	荷電粒子を加速する装置 JT-60用中性粒子装置原型ユニット JT-60用粒子入射加熱装置調整スタンド 垂直ビームライン用イオン源 加速電圧 : 最大100kV 電流 : 最大 80A	1	"
JT-60付属実験棟* (大実験室)	荷電粒子を加速する装置(大電力ケイストロン出力試験装置) 加速電圧 : 最大100kV 電流 : 最大 35A	1	"
JT-60付属実験棟* (高圧調整室)	荷電粒子を加速する装置(ジャイロトロン出力試験装置) 加速電圧 : 最大100kV 電流 : 最大 35A	1	"
JT-60加熱実験棟 (高圧調整室)	荷電粒子を加速する装置(負イオン・テスト・スタンド) 加速電圧 : 最大 80kV 電流 : 最大 6A	1	"
	荷電粒子を加速する装置(高熱負荷試験装置) 加速電圧 : 最大100kV 電流 : 最大 4A	1	"

* 装置の電源は供用であるため、2つ同時に運転する事は出来ない。

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

(那珂研究所、1991年度)

年 月	γ 線 注1)				中 性 子 注2)			
	No. 1 (nSv/h)		No. 2 (nSv/h)		No. 1 (nSv/h)		No. 2 (nSv/h)	
	平均値	最大値	平均値	最大値	平均値	最大値	平均値	最大値
1991, 4	* 1	—	* 1	—	* 1	—	* 1	—
5	* 1	—	* 1	—	* 1	—	* 1	—
6	* 1	—	* 1	—	* 1	—	* 1	—
7	72.8	101.8	* 2	* 2	3.6	7.4	3.6	7.3
8	68.7	81.6	* 2	* 2	3.6	6.2	3.6	6.8
9	67.3	80.1	* 2	* 2	3.6	9.1	3.6	12.7
10	67.3	81.9	52.8	78.3	3.6	9.1	3.6	7.3
11	76.1	92.8	52.8	61.9	3.6	6.2	3.6	5.5
12	72.8	89.2	49.1	69.2	3.6	5.5	2.5	5.5
1992, 1	80.1	111.0	65.5	91.0	3.6	5.5	3.6	6.2
2	80.1	97.2	70.3	80.1	3.6	5.6	3.6	6.7
3	83.7	105.6	72.3	89.2	3.6	5.8	3.6	5.5

* 1 未設置

* 2 検出器不調のため調整中

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

Table F. 1.4 - 2 積算線量の測定結果

(那珂研究所、1991年度) (単位: $\times 10^{-5}\text{Gy}$)

測定期間 測定結果 地 点 名	第1四半期		第2四半期		第3四半期		第4四半期		年 間 積 算 線 量	
	年 月 日		年 月 日		1991年9月20日 ~12月20日		1991年12月20日 ~1992年3月19日			
	月 日	測定値	91日換算	測定値	91日換算	測定値	91日換算	測定値	91日換算	
* モニタリングポストNo.1						5.9	5.9	6.5	6.4	
モニタリングポストNo.2						10.0	10.0	11.0	10.8	

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

* ポストを設置した地形が平坦でないため、地表からの線量寄与分がポストNo.2より少ない。

2.1 個人被ばく線量当量の管理

2.1.1 概 要

レーザーによってウランから励起させたルミネセンスを計測する新しい方式の測定装置を導入し、従来、尿中濃度 $5\text{ng}/\text{m}\ell$ であった検出限界を、2桁程度良くすることができることを確かめた。

大型全身カウンタを用いて、フォールアウトによる ^{137}Cs 体内量の経年変化調査を続けた。この2年間では、検出可能な人の体内量は、平均約20Bqであった。

(須賀 新一)

1990年に国際原子力機関（IAEA）が実施した、第2回個人線量計国際相互比較に参加して、原研IV型フィルムバッジの性能及び線量測定技術の国際的相互比較を行った。評価結果は、良好であり、現行の校正手法が高いレベルで対応できていることが確認できた。しかし、20keVの低エネルギーX線については、応答レベルが低く、十分な測定評価ができないことも判明した。

原研IV型フィルムバッジは、1963年に開発され、現在まで継続使用されてきたが、近年のOA化による測定の自動化、データ処理の高速化になじまず、弊害がでている。また、1cm線量当量等の測定概念に対応した性能が十分でない面もある。これらを踏まえ、フィルムバッジに代わるものとして、ガラス線量計の基本特性を調査した。得られた調査結果から、個人線量計として優れた性能を有し、かつ、自動化等の合理化に適するものであることがわかった。

(佐藤 信之)

2.1.2 レーザー励起ルミネセンス型ウラン測定装置による尿中ウラン分析

原研においては、尿中のウラン測定法として蛍光分析法である固体蛍光光度法を採用してきた。固体蛍光光度法は、ウランに対する高感度な分析法として広く用いられているが、測定結果の再現性にやや乏しく、良好な測定結果を得るために測定試料作成に熟練した技術が要求される。また、日常モニタリング又は特殊モニタリングにおいて、誘導調査レベルに対応する尿中のウランを有意に検出するためには、蛍光光度法の検出限界 $5\text{ng}/\text{m}\ell$ よりも1桁程度高い感度が必要である。

そこで、高感度であるとともに測定法が簡単であり、かつ再現性が良いことなどの事柄を考慮した上で、レーザーを用いてウランを励起し、発光強度を分析する測定システムである米国Chemchek社製Kinetic Phosphorescence Analyzer, KPA-11を導入した。本測定装置の外観写真及び構成図を、Fig. 2.1.2-1 及び Fig. 2.1.2-2 に示す。本測定装置によるウラン測定法の原理の概略は、次のとおりである。

窒素レーザー管から放射された波長 337nm のパルス状のレーザー光は、ウランの励起スペクトルに適合するよう染色剤（スチルベン-420）によって波長を 425nm に変換したのち、レーザー光輝度と温度影響による誤差を補正するためのウラン標準試料(R)及び測定試料(S)の蛍光セルを照射する。レーザー光により励起されたウランが基底状態に戻る際に発生する燐光（波長 515nm ）を反射鏡(M)とレンズ(L)で集光し、干渉フィルタ(F)を通して光電子増倍管で受光する。発光強度は試料中のウラン濃度に比例し、レーザー光の照射後時間と共に指數関数的に減衰するので、コンピュータにより時刻 $t = 0$ における発光強度を求め、あらかじめウラン標準溶液を用いて作成した補正式により試料中のウラン濃度を算出する。例として、 $0.1\text{ng}/\text{m}\ell$ のウラン標準溶液について、時間分析された発光強度の減衰曲線をFig. 2.1.2-3 に示す。またウラン濃度が $0.02\text{ng}/\text{m}\ell$ から $2\text{ng}/\text{m}\ell$ までの標準溶液を用いて作成した補正曲線をFig. 2.1.2-4 に示す。

本測定装置は、下記のような特徴を有する。

- (1) ウランに対する高い検出感度と幅広い濃度の測定($0.01\text{ng}/\text{m}\ell$ から $50\mu\text{g}/\text{m}\ell$)が可能である。
- (2) 蛍光強度の時間分析により、消光物質によるクエンチングの影響を自動補正できる。
- (3) 尿試料からウランを化学分離する必要がなく、湿式灰化等の比較的簡単な試料処理を行うことによって尿中のウランを測定できる。
- (4) パーソナルコンピュータと標準添付のソフトウェアによって測定装置を制御することができ、またデータの管理及び種々の図表作成ができる。
- (5) レーザー光の波長と、干渉フィルタ、発光強化剤（ウランの測定の場合には、URAPLEXという強化剤を用いる）を変えることにより、ウラン以外のトリウム等の元素の測定が可能である。

本測定装置を用いて、ウランを $0.1\text{ng}/\text{m}\ell$ の濃度で含有する標準試料を測定して測定誤差を調べた結果、測定誤差は約10%であり、また標準偏差(σ)は7%程度であった。

しかしながら、尿の組成は時間的変動及び個人間の変動が大きく、また、尿中にはバックグラウンド成分としてのウランも含まれているので、今後、これらについて調査、検討する必要がある。本測定装置の導入により、従来の固体蛍光光度法よりも2桁程度低い尿中ウランの検出が可能となり、効果的な内部被ばく管理を行うことができる。

(服部 隆充)

参考文献

- 1) Bushaw, B.A.; Kinetic Analysis of Laser Induced Phosphorescence in Uranyl Phosphate for Improved Analytical Measurements, PNL-SA-11455 (1983).
- 2) Yokoyama, Y., Moriyasu, M. and Ikeda, S.; Electron Transfer Mechanism in Quenching of Uranyl Luminescence by Halide Ions, J. Inorg. Nucl. Chem. 38, pp. 1329-1333 (1976).
- 3) White, L. E.; An Evaluation of a Laser-induced Fluorescence System for Uranium Analysis, Y-2205 (1980).

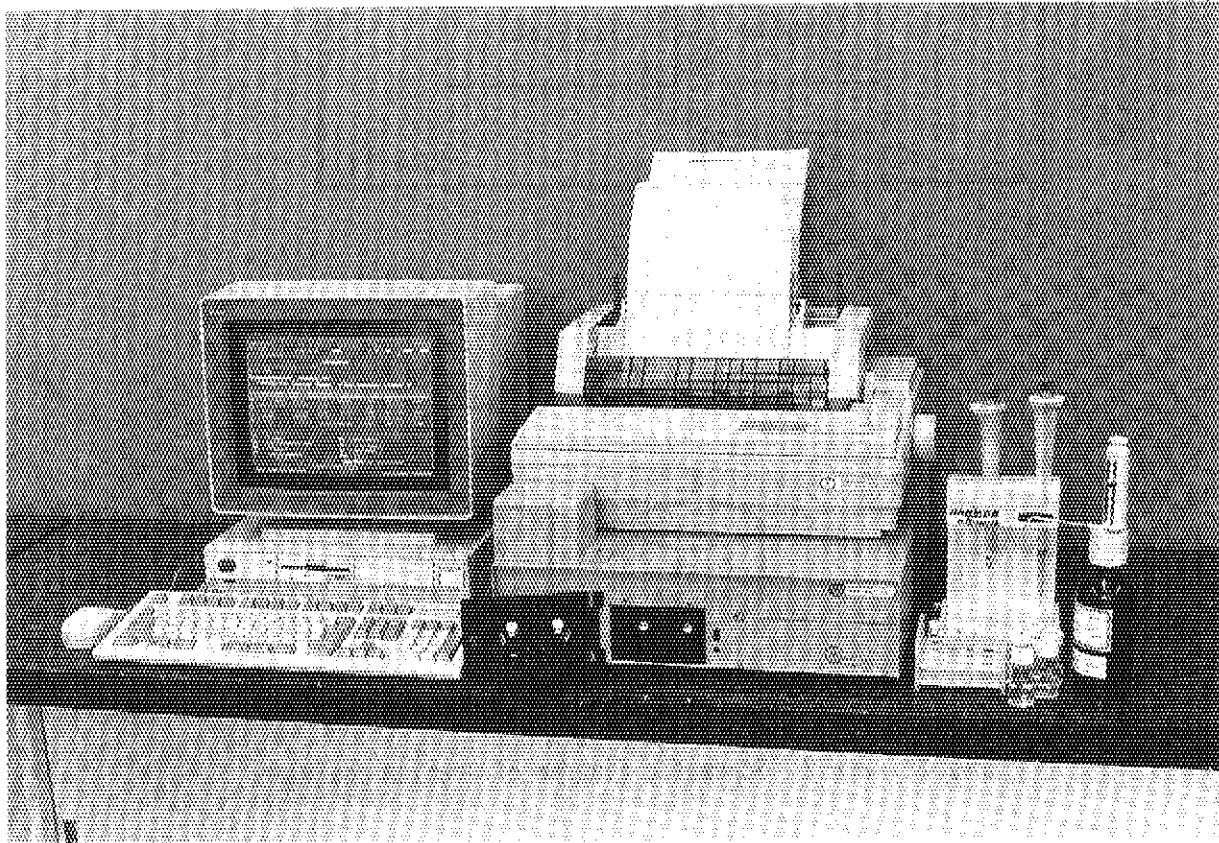


Fig. 2.1.2 - 1 View of uranium analyzer.

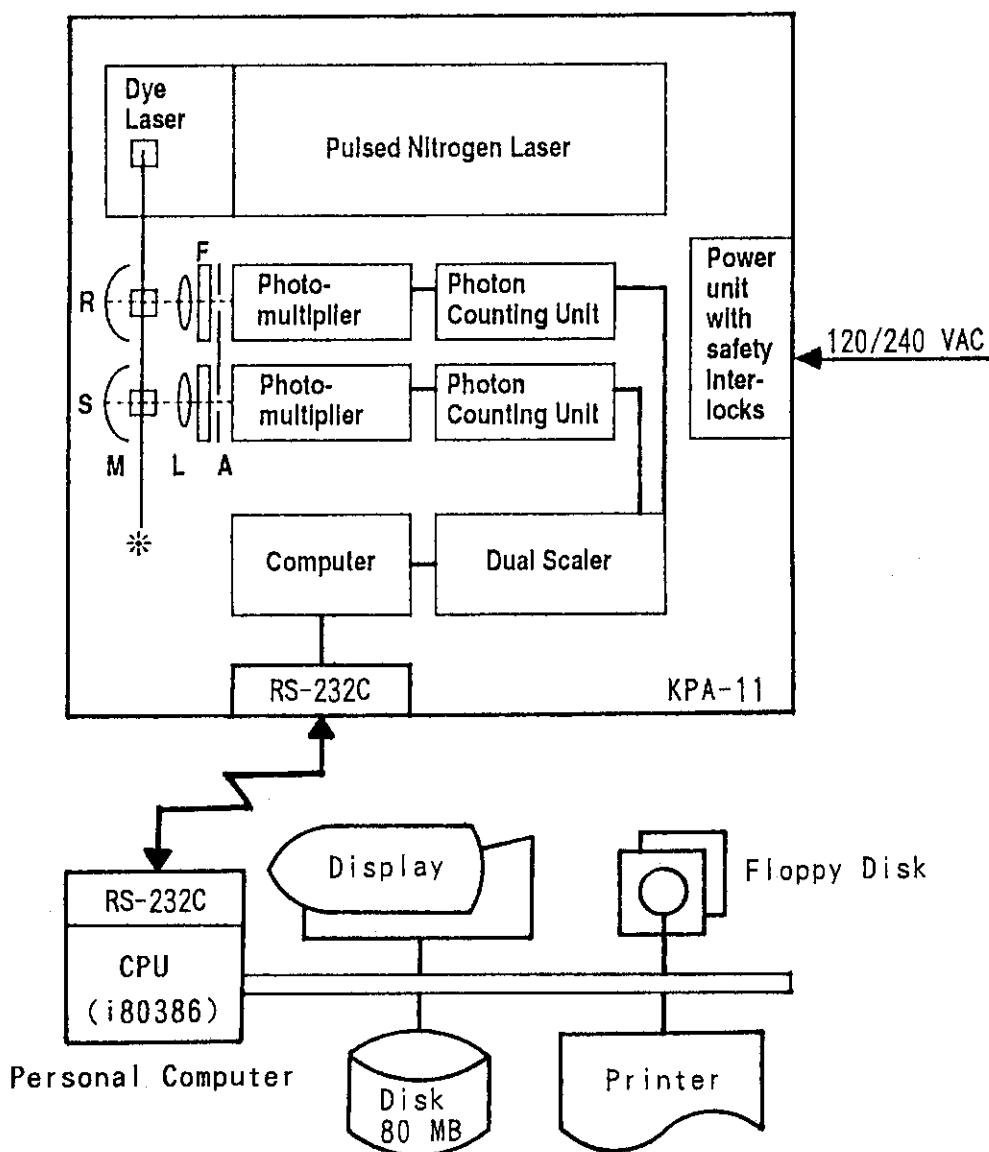


Fig. 2.1.2 - 2 Schematic diagram of uranium analyzer.

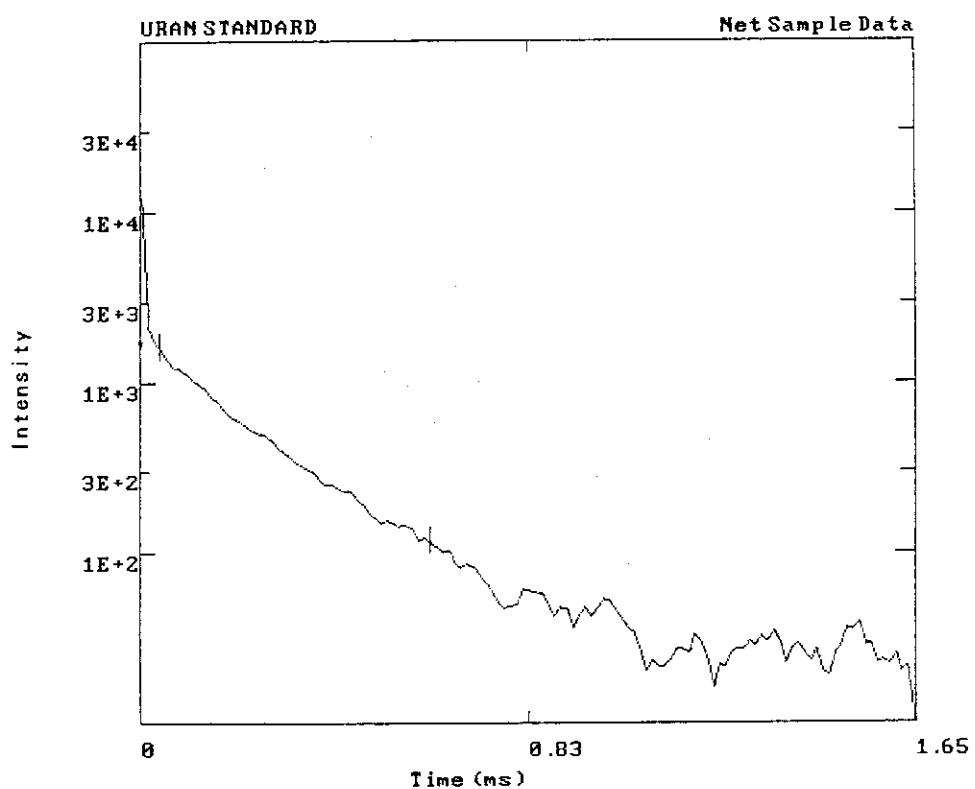


Fig. 2.1.2 - 3 Time resolved emission of a 0.1ngU/ml uranium standard solution.

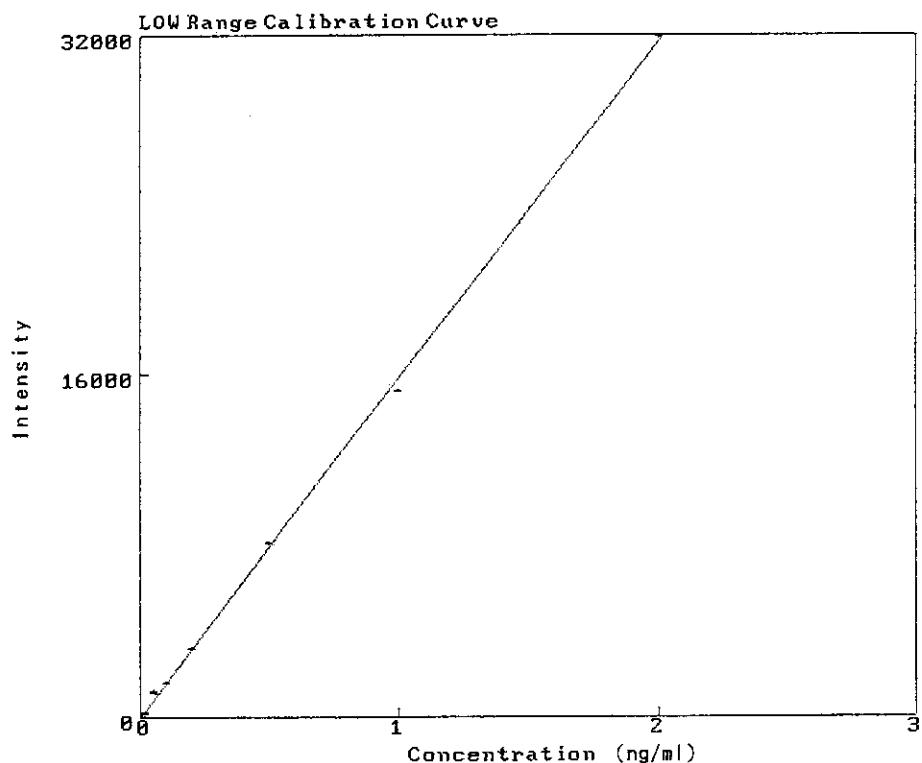


Fig. 2.1.2 - 4 Calibration curve of uranium standard solution.

2.1.3 フォールアウト¹³⁷Cs体内量測定

-1990, 1991年度-

原研の大型全身カウンタを用いてフォールアウトに起因する¹³⁷Csの体内量の経年変化の定期的な測定調査を行っている。本報告書は1990年度及び1991年度の測定結果について報告するものである。測定は原研における内部被ばくの確認検査対象者約70人について行い、その結果より放射線作業による放射性物質の取り込みがないと判定された者について、¹³⁷Csとカリウムの体内量を算出した。（確認検査については、A.2.3参照のこと）また、¹³⁷Csとカリウムの体内量の比¹³⁷Cs(Bq)/K(g)及びカリウムの体内量と体重の比K(g)/weight(g)を算出した。これらの算術平均値をTable 2.1.3-1に示す。表中の¹³⁷Csの値は検出限界値約15Bqを超えた被検者についての算術平均である。（1989年度以前の値については「保健物質－管理と研究－No.32」に掲載してある）。1961年度以降のフォールアウトに起因する¹³⁷Csの体内量の変化をFig. 2.1.3-1に示す。

(白石 明美)

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

year	number of subject measured	number of subject detected	¹³⁷ Cs (Bq)	K (gram)	¹³⁷ Cs/K (Bq/g)	K/Weight (%)
1990	71	57	22±6	125±11	0.17±0.04	0.19±0.02
1991	70	29	20±5	131±20	0.14±0.04	0.20±0.02

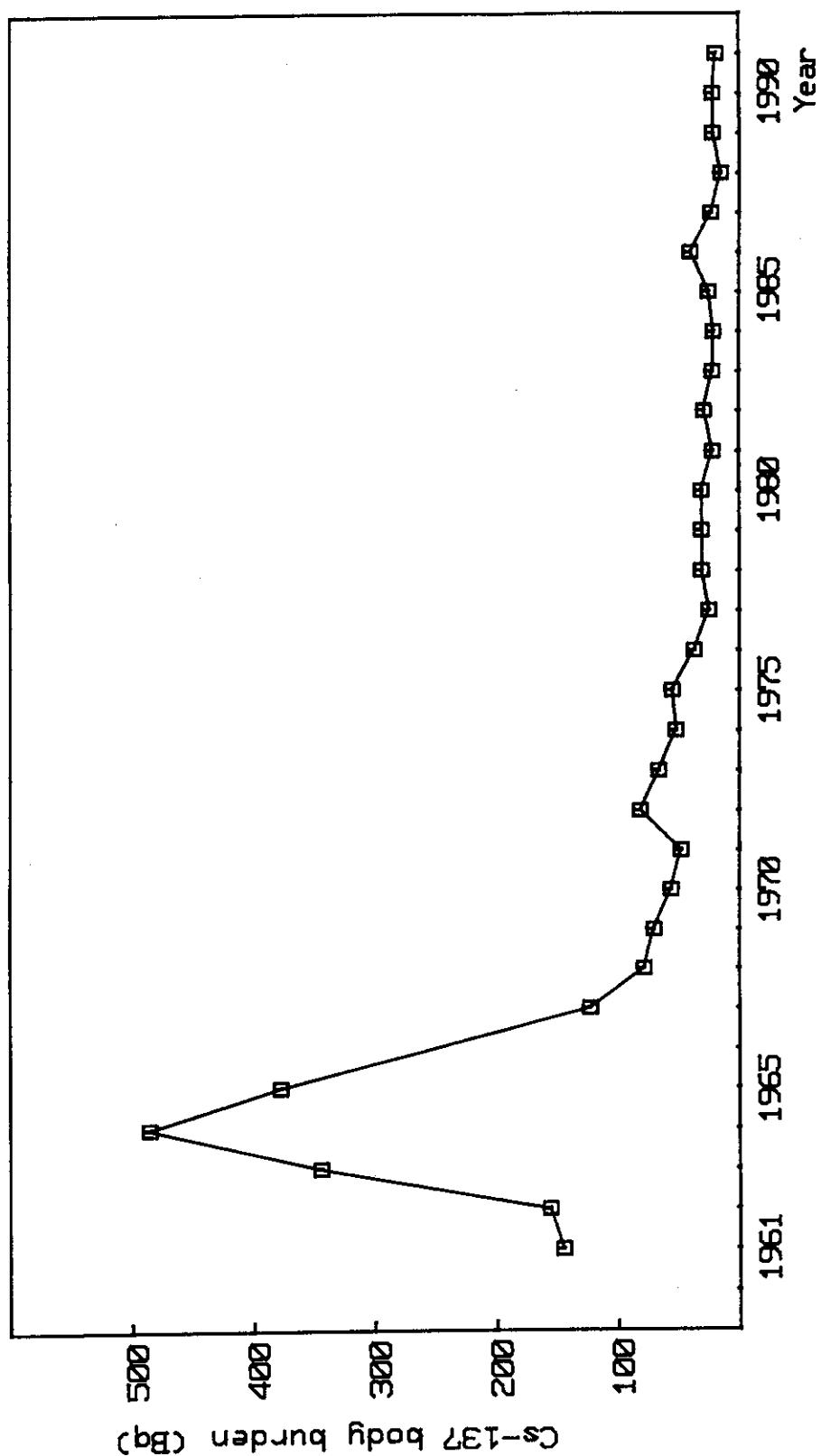


Fig. 2. 1. 3 - 1 Average Cs-137 body burden for about 60 subjects.
After 1976, the number of subject under detection limit has increased.

2.1.4 原研IV型フィルムバッジの性能

国際原子力機関（IAEA）は1990年から1991年にかけて、同加盟国の主要原子力機関を対象とした個人線量計国際相互比較（第2回）を実施した。原研もこれに参加し、世界的規模で原研IV型フィルムバッジの性能、線量測定技術力の評価ができる機会を得た。以下に上記相互比較参加によって明らかとなった原研IV型フィルムバッジの性能の概要について紹介する。

IAEAの個人線量計国際相互比較は、他の相互比較と同様ブラインド試験形式で実施された。各参加者から提供された線量計は、1個ずつそれぞれ異なる条件（エネルギー、入射角度、ファントム）、線量により照射された。対象線種は光子のみであり、そのエネルギー範囲は、20keVから1.25MeV(^{60}Co)であった。評価対象となる基準量としては、初めてICRUスラブファントム^{*1}中深さ10mmの点で定義される線量当量（ $H_{s,1}(10)$ とする。ICRU-47¹⁾で導入された。）が用いられた。 $H_{s,1}(10)$ は光子エネルギーの他、入射角度によっても変化する量であり、線量計の方向依存性は各角度の $H_{s,1}(10)$ に対して調査された。

今回の相互比較により得られた各光子エネルギーに対する原研IV型フィルムバッジの線量評価結果をFig. 2.1.4-1-a), b) に示す。同図a) よりPMMAファントム^{*2}、垂直入射という現行の日本での校正条件に対しては、30keVから1.25MeV(^{60}Co)までの光子エネルギー範囲において、±20%以内で評価できていることが判る。しかし、20keVにおいては、原研IV型フィルムバッジは応答レベルが低く、十分な測定評価は不可能であることが判った。非垂直照射時における原研IV型フィルムバッジの入射角度判定性能は高く、上下左右±30°、±60°及び水平面上回転照射をすべて完全に把握することができたが、実際の線量評価では、入射角に対する補正は特別に実施しなかった。Fig. 2.1.4-1-b) から原研IV型フィルムバッジは、非垂直照射に対してバラつきは増加するものの、現行の方法でも特別の補正無しで $H_{s,1}(10)$ の測定に十分に対応できることが判った。

Table 2.1.4-1に原研IV型フィルムバッジによる光子エネルギー判定結果を示す。これによると、非垂直照射時やファントムがスラブ形以外の場合、その精度は低下するが、我国での現行の校正条件と同一の場合、きわめて正確にエネルギー判定ができていることが判った。これは、原研の校正用照射線量基準（特にX線）及び校正手法が国際的にみても高レベルにあることの証左と考えられよう。しかし一方、高エネルギーγ線と低エネルギーX線のそれぞれ同じレベルの線量による混合照射に対しては、原研IV型フィルムバッジではエネルギーの分離判定ができず、線量評価の精度に大きく影響することが判った。通常の低いレベル(10mSv未満)の線量評価においてはエネルギー判定の過程を経ないため問題はほとんどないが、事故時の被ばく原因の調査等でエネルギー判定を行う場合には十分注意する必要がある。

(村上 博幸)

* 1 ICRUの組織等価物質から成り、サイズ30cm×30cm×15cmのファントム

* 2 ポリメチルメタアクリレート[$\text{CH}_2=\text{C}(\text{CH}_3)\text{COOCH}_3$] 製のファントム。日本の JISではサイズ40cm×40cm×15cmであるが、ICRUはそのサイズが30cm×30cm×15cmのものを個人線量計校正用ファントムとして勧告している。(ICRU-47)

参考文献

1) ICRU Report 47:

Measurements of Dose Equivalents from External Photon and Electron Radiations (1992)

Table 2.1.4 - 1 Results of Photon Energy Determination by JAERI FB
in IAEA personal dosimeter intercomparison

Phantom	Perpendicular		Non-Perpendicular		
	Radiation Quality by IAEA * ¹)	Mean energy obtained (keV)	Radiation Quality by IAEA & Angle	Mean energy obtained (keV)	
S L A B	B 20	(25)	B 20	30°	(25)
	B 37	38		60°	(27)
	B 57	57			
	B104	105	B 57	30°	59
	N205	>200		60°	63
				360°	80
			B104	30°	108
				60°	93
Alderson * ²	B 57	Lung	50	B 57	30°
		Abdomen	53		60°
				Lung	360°
					105

* 1) B 20 Broad beam X-ray, effective energy 20keV

N205 Narrow beam X-ray, effective energy 205keV

*2) Alderson: An anthropomorphic phantom (RANDO phantom)

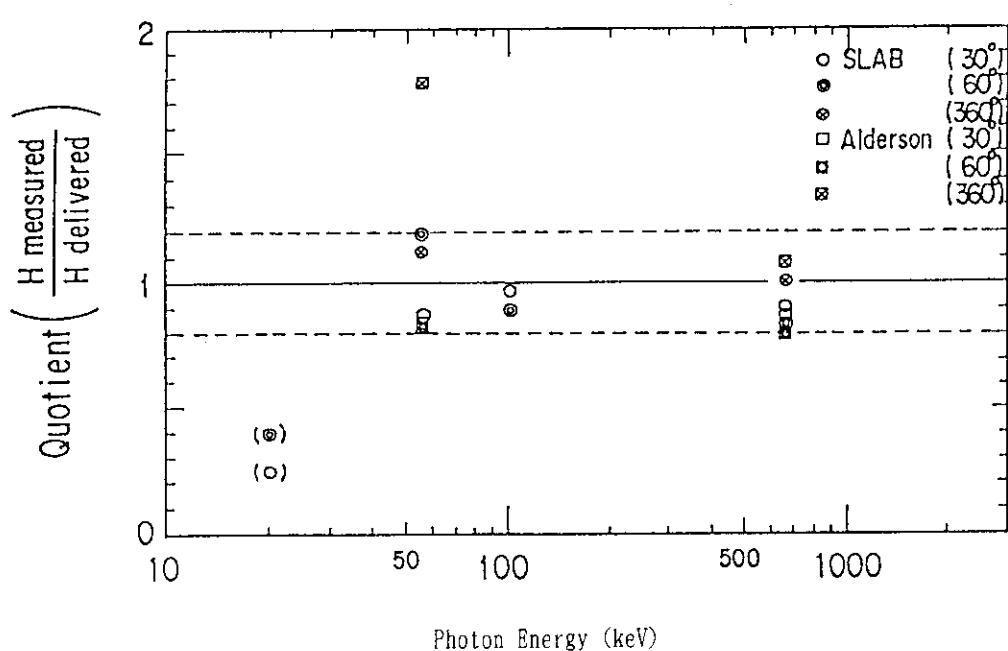
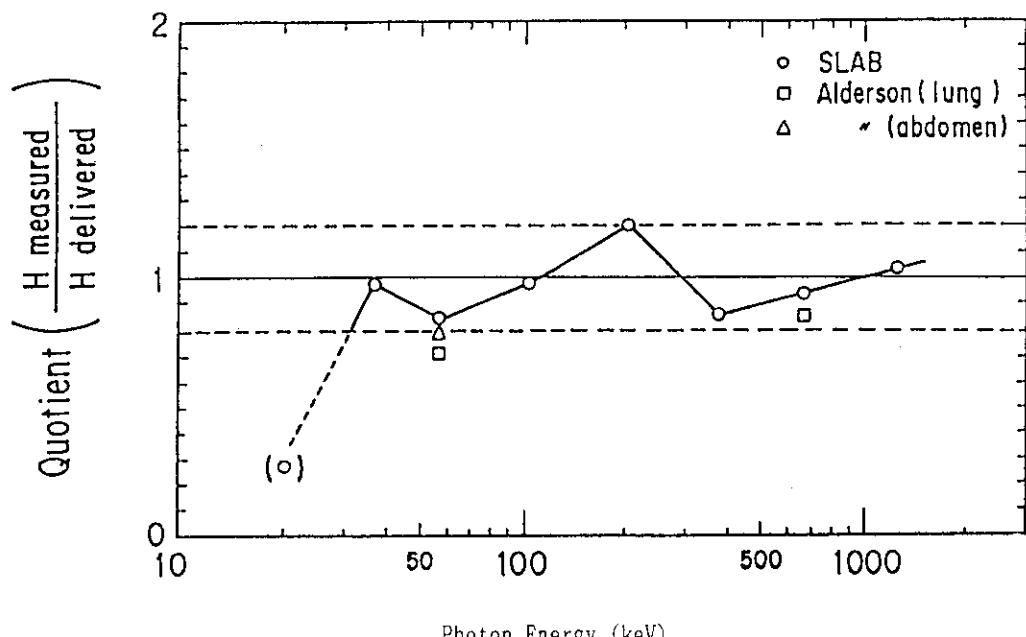


Fig. 2.1.4-1 Results of dose evaluation for IAEA intercomparison

2.1.5 個人線量測定用ガラス線量計の基本特性

原研の個人被ばく管理は、フィルムバッジを利用して実施されている。

近年の放射線業務従事者の増大に伴い、従来の方法では、現象、測定、線量報告等の迅速処理が困難になってきており、測定の自動化、データ処理の高速化は緊急かつ重要な課題となっている。このため、データの保存性、安定性、自動処理システム等の特徴を有したガラス線量計を利用し、個人被ばく管理の合理化、迅速化、精度の向上を図ることを目的として、このガラス線量計を個人線量計として使用する場合の基本特性について調査した。

ガラス線量計は、 γ 線、X線に加え β 線を同時に分離測定できる測定器である。構造は、 $34 \times 12 \times 1.5$ t mmのガラス素子を4種類のフィルタに組んだ線量計カプセルに収納したもので、外形寸法は $60 \times 26 \times 9$ t mmである。(Photo. 2.1.5-1)

線量当量の測定は、 γ 線、X線及び β 線の線質の異なる放射線を同時に分離測定するために、透過率(エネルギー吸収係数)の異なる各種フィルタを用いている。これらにより得られた各フィルタ下のガラス素子の蛍光強度差から、演算により各線質の線量当量及びエネルギーを算出する。

今回の調査で得られたガラス線量計の基本特性について以下に報告する。なお、照射は、ガラス線量計を専用のホルダに組んだ状態で、JISファントムに設置し、X線発生装置、 γ 線照射装置及び β 線照射装置を用いて行った。

a) 線量計間のばらつき ($n=10$)

変動係数は、 0.1mSv で 2.5% 、 0.3mSv 以上で 1.5% 以下と線量計間のばらつきが小さいことが確認できた。

b) 線量直線性 ($^{60}\text{Co}-\gamma$ 線)

0.1mSv から 1Sv までの範囲での線量直線性は、指示誤差 $\pm 5\%$ 以内に入るものであり、精度良く測定できることが確認できた。(Fig. 2.1.5-1)

c) γ ・X線エネルギー特性

25keV から 1.2MeV の範囲で 1cm 線量当量に対して $\pm 15\%$ 以内と、良好であることが確認できた。(Fig. 2.1.5-2)

d) γ 線方向特性 ($^{60}\text{Co}-\gamma$ 線)

正面(0°)から上下左右 90° 方向の範囲で $\pm 10\%$ 以内であることが確認できた。(Fig. 2.1.5-3)また、X線(80keV)でも正面(0°)から左右 60° 方向の範囲で $\pm 30\%$ 以内であった。

e) リーダの再現性

同一のガラス線量計を10回繰り返し読み取ったときの変動係数は、 0.1mSv で 2% 、 0.3mSv 以上で 1% 以下と再現性が良いことが確認できた。

f) 経時変化特性

常温での180日間の経時変化は、数%のビルドアップはあるが、フェーディングはないことが確認できた。

g) β 線エネルギー特性

0.15MeV から 2MeV の範囲で $70\mu\text{m}$ 線量当量に対して $\pm 20\%$ 以内であった。

h) β 線方向特性 ($^{90}\text{Sr} - ^{90}\text{Y}$)

正面 (0°) から左右45° 方向の範囲で-30%以内であった。

以上、この結果より、ガラス線量計を個人線量計として使用する場合の基本特性は、充分確保できていることが確認できた。

(石川 達也)

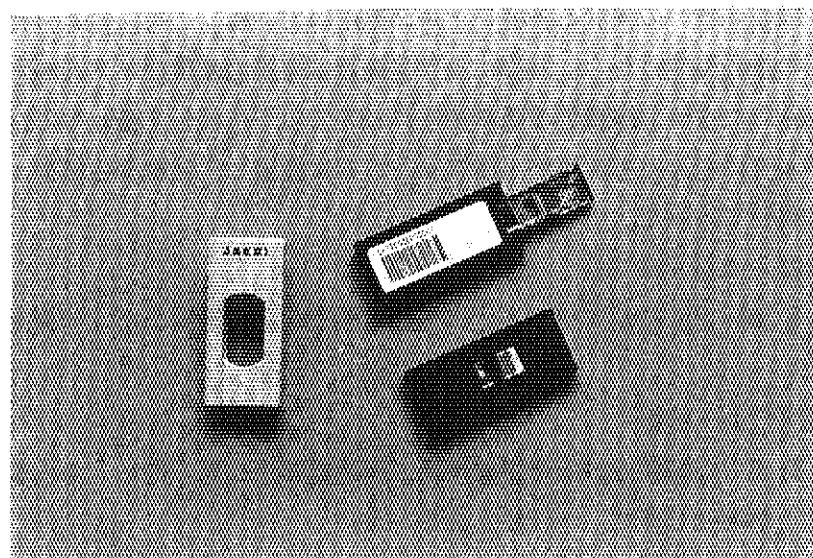


Photo. 2.1.5-1 External View of Glass Dosimeter (FGD-403)

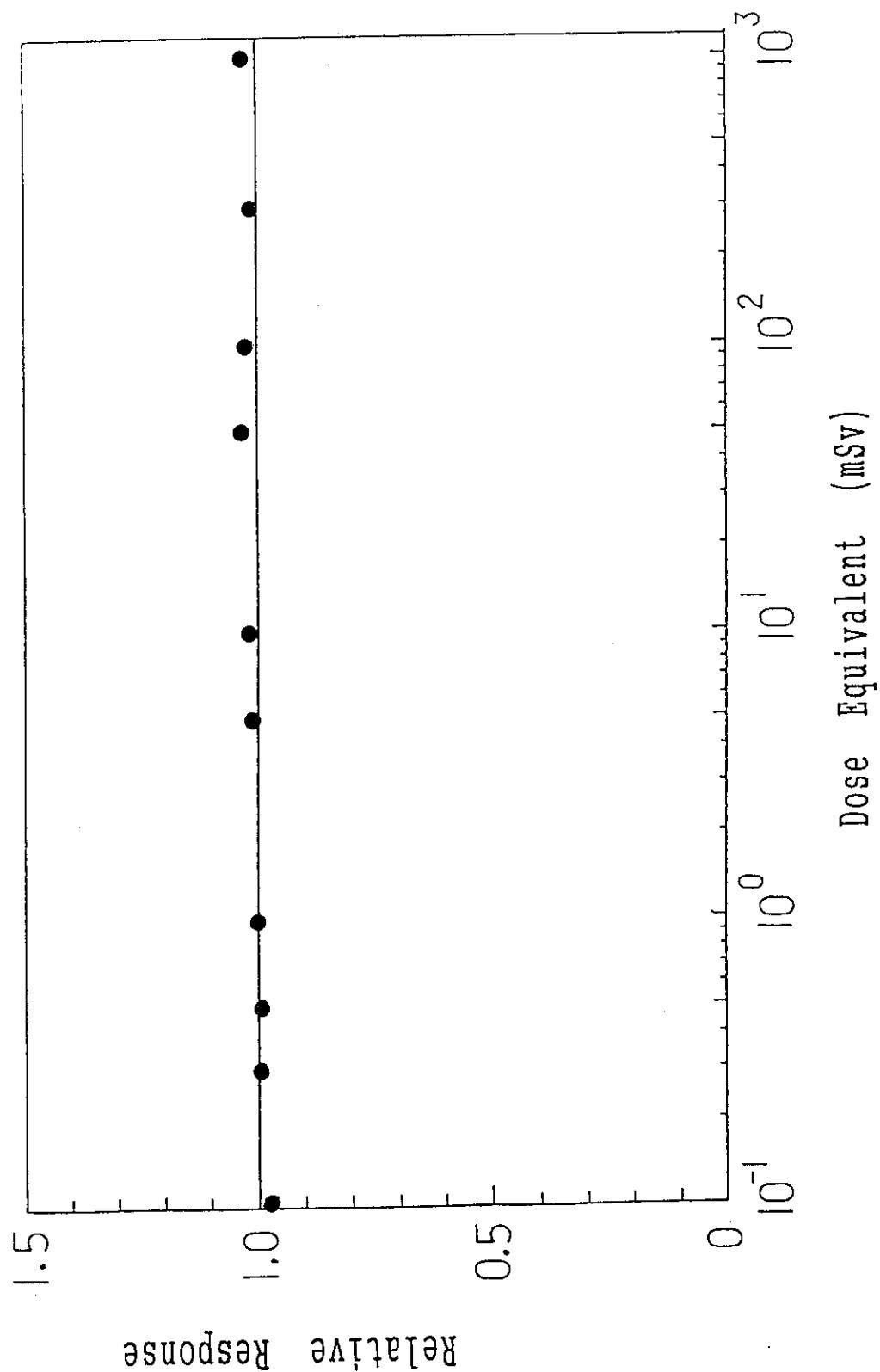


Fig. 2.1.5 - 1 Linearity to ^{60}Co - γ -ray

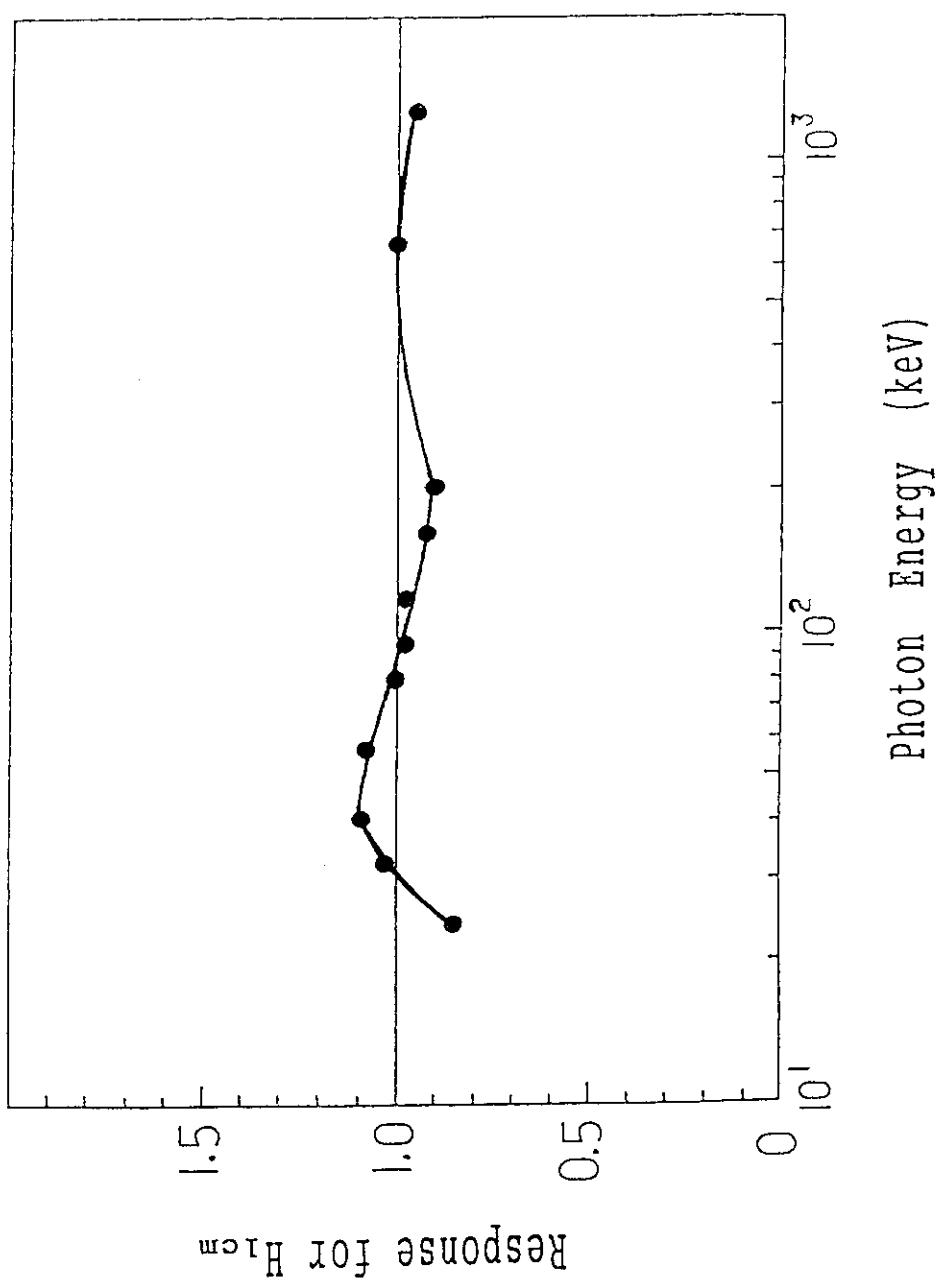


Fig. 2. 1. 5 - 2 Energy response to photon, $H(10)$

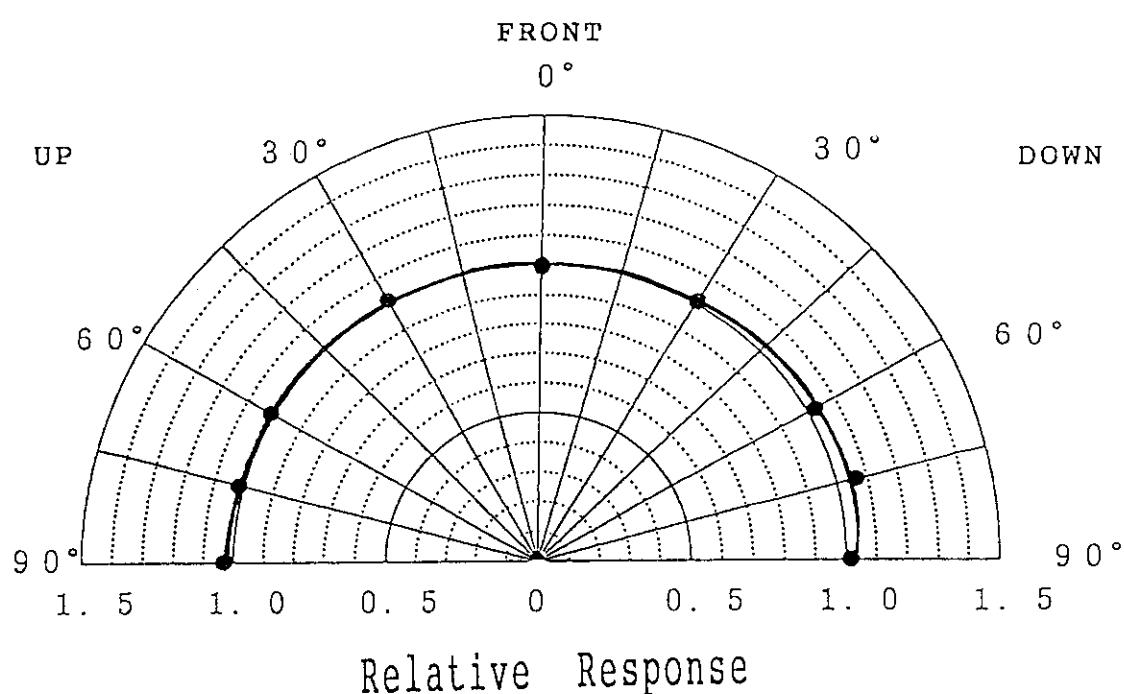
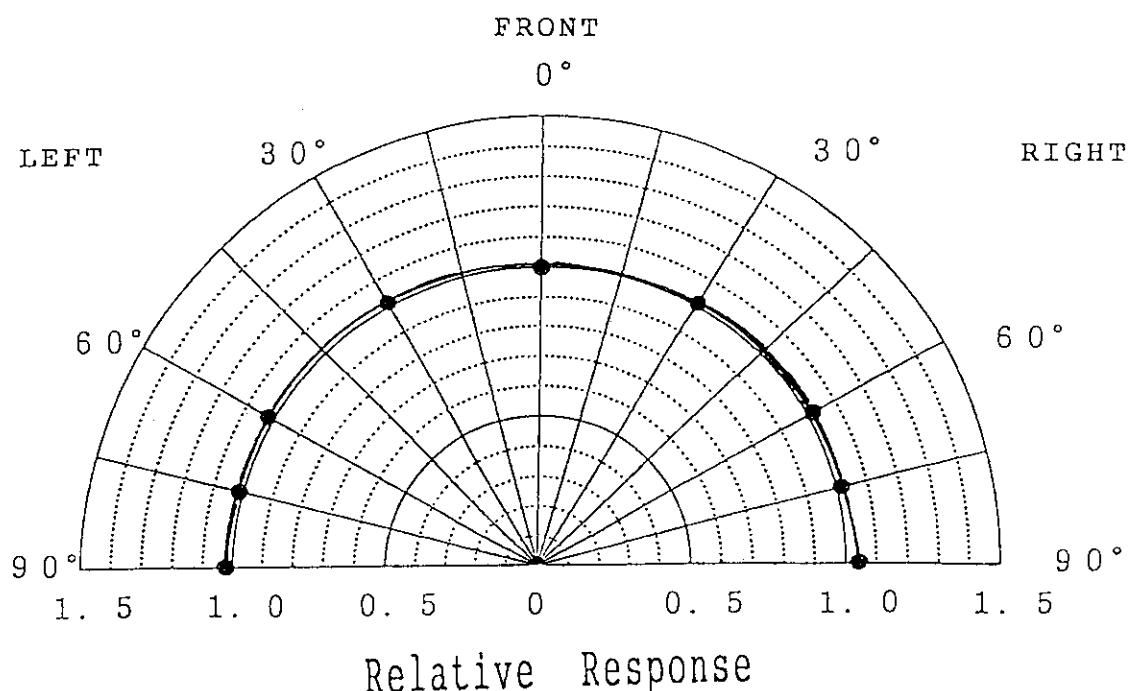


Fig. 2.1.5-3 Angular dependence to $^{60}\text{Co}-\gamma$ -ray

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、検討及び改良を加え放射線管理技術の向上を図った。

1991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) JPDR解体実地試験中の作業者の被ばく線量を統計的に処理し、その分布函数から、放射線防護の最適化においては線量の均等化作用と集団線量の低減化のバランスが重要であることを見出した。
- (2) 排気用高性能エアフィルタに捕集された β 線放射核種 (^{32}P)の全放射能量を評価するため、表面汚染検査計をフィルタのろ過表面の中心に置いて、簡易測定した場合における換算係数を実験的に求め実用的評価のための基礎資料とした。
- (3) 空気中放射能濃度測定用活性炭素繊維フィルタの放射性硫化水素ガス (H_2S)に対する捕集効率をフィルタ内の仮定された放射能分布に基づいて評価し、フィルタ前面及び後面の計数率の比から、種々の捕集条件における捕集効率が求められることを実測データにより示した。

(池沢 芳夫)

2.2.2 JPDR解体実地試験における作業者の線量分布

放射線作業において作業者の線量分布の統計的性質を把握することは、集団線量の事前評価、線量低減措置の検討等にとって有意義なことである。一般に作業者の個人線量の分布は、対数正規分布又は、混成対数正規分布を示すことが多く、特に後者は線量低減対策の結果であると評価されている。今回、1989年度のJPDR解体実地試験¹⁾における作業者の線量分布の評価を行った。線量分布は、解体実地試験で補助測定器として用いられている警報付きポケット線量計の集計結果を用いて評価した。1989年度の解体実地試験のうち作業者の集団線量の大きな作業は、炉内構造物の解体撤去と原子炉圧力容器解体の準備作業であった。これらの作業は、それぞれ個別の作業グループによって実施され、作業者の被ばく管理もグループ毎に実施されているために、線量分布の評価をグループ毎に行った。炉内構造物解体グループ及び圧力容器解体グループの作業者数はそれぞれ102人及び121人、集団線量は87人・ミリシーベルト及び132人・ミリシーベルトであった。

Fig. 2.2.2-1 に2つのグループの1989年度の個人線量分布を混成対数正規確率紙へプロットした結果を示す。両作業グループとも高線量側で分布が立ち上がり、直線からはずれる傾向を示した。Fig. 2.2.2-2 に圧力容器解体グループの月毎の個人線量分布を正規確率紙へプロットしたものを見た。個人線量が低い期間の線量分布は、ほぼ混成対数正規分布に従うが、個人線量が高くなると、高線量の作業者について混成対数正規分布からはずれて線量のばらつきが小さくなる傾向が見られ、個人線量が高くなるにつれてこの傾向が明確になった。同様の傾向は、炉内構造物解体グループについてもみられた。これらの分布について、線量を管理目標値に抑えた場合に良くその傾向を示すといわれているジョンソン S_B 分布²⁾への適合性をみるために、正規確率紙においてX軸を $\log(x/(L-x))$ (x :個人線量, L :定数) に変換してプロットしたものをFig. 2.2.2-3 に示す。両グループともほぼ直線を示し、ジョンソン S_B 分布への適合性が良いことが分かった。混成対数正規分布からジョンソン S_B 分布への移行は、管理目標値として一定の値を設定し、その範囲内において線量を管理するという管理方法ではなく、特定の作業者の線量が他の作業者と比べて著しく高くなることを避けるために、高線量の作業者の線量の均等化を図るという管理方法を反映したものである。

これまで原研において、多くの作業事例について線量分布が、混成対数正規分布に適合するということが報告してきた。しかしながら、これらの報告例において具体的な線量制限の管理方法は明確にされていない。今回の解体実地試験でも混成対数正規分布の具体的な制限要因を確定することはできなかった。しかし、混成対数正規分布からジョンソン S_B への移行については、高線量作業者の線量の均等化という具体的な管理方法を確認できた。実作業では、個人線量の均等化を強めることは集団線量を増加させる可能性があり、放射線防護の最適化においては、集団線量の低減と線量の均等化のバランスが重要になると考えられる。

(小野寺淳一)

参考文献

- 1) 佐藤 信行：保健物理－管理と研究－No.32, JAERI-M90-224, 48-50 (1990)
- 2) Kendall, G.M. et al. Patterns of Dose Incurred by Workers on the National Radiological Protection Board's Dose Record Keeping Service. J. Soc. Radiol. Prot. 2 (3), 20-25(1982)

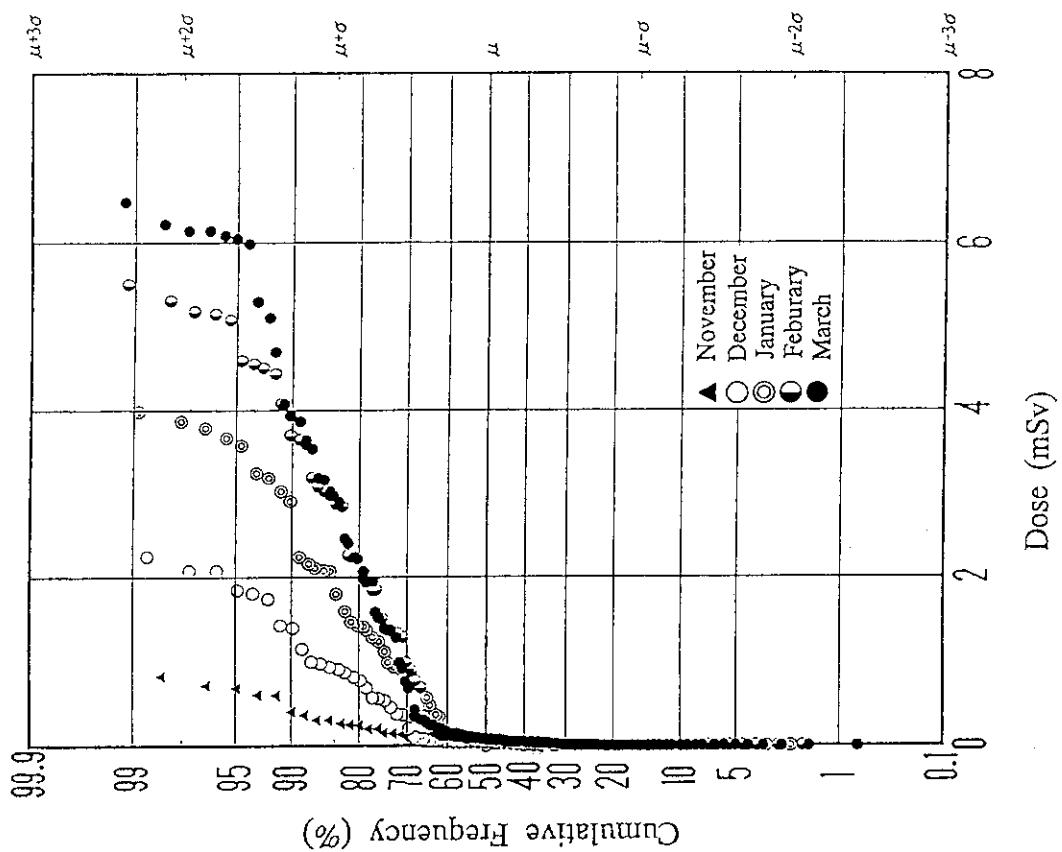


Fig. 2.2.2-2 Distribution of cumulative dose of workers in each month

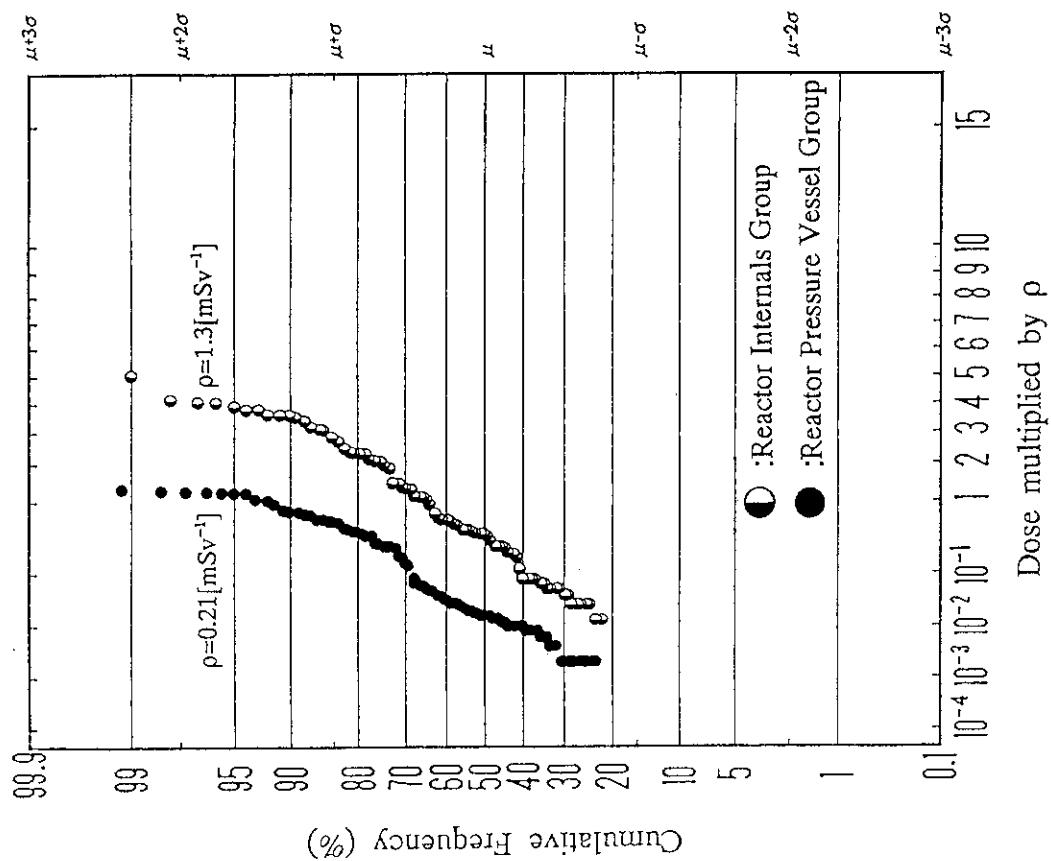


Fig. 2.2.2-1 Distribution of annual dose of workers

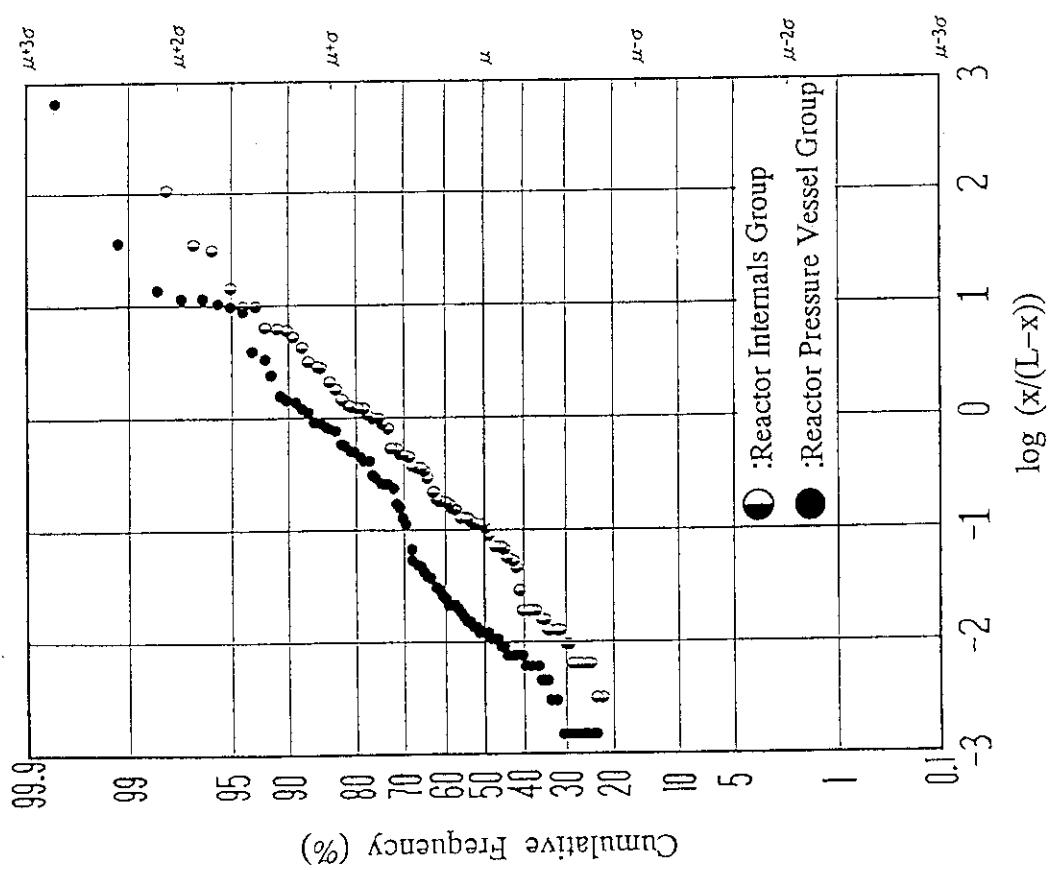


Fig. 2.2.2 - 3 Distribution of annual dose of workers

2.2.3 排気用高性能エアフィルタに捕集された β 核種(^{32}P)の放射能評価

(1) はじめに

RI製造棟の排気設備では、プレフィルタ、高性能エアフィルタ(以下、HEPAフィルタと呼ぶ)、活性炭フィルタの3種類が使用されており、交換した使用済フィルタを廃棄物処理場へ引渡す前に、その全捕集放射能を評価する必要がある。HEPAフィルタは、その構造が複雑なため、その全捕集放射能はサーベイメータで簡単に評価できない。一方、プレフィルタは平面状であるため、フィルタの表面を表面汚染検査計で測定することにより、比較的簡単に全捕集放射能が評価できる。

そこで、HEPAフィルタについて、フィルタ表面中央部を表面汚染検査計で測定した場合の計数値から、全捕集放射能を評価するための換算係数を実験的に求めた。評価した核種は、排気設備のHEPAフィルタに捕集された ^{32}P である。

(2) HEPAフィルタの全捕集放射能評価

HEPAフィルタの全捕集放射能を評価するための換算係数は、フィルタの全捕集放射能とフィルタ表面上流側中央部を表面汚染検査計で測定したときの計数値の比として求めた。フィルタの全捕集放射能は、フィルタの上流側中央部を分解して採取した試料の表面密度とフィルタの表面積の積として求めた。HEPAフィルタの仕様及び測定器の仕様をTable 2.2.3-1に示す。この測定に使用した表面汚染検査計の β 線最大エネルギーに対する表面密度換算係数曲線をFig. 2.2.3-1に示す。

HEPAフィルタから採取した試料片2枚に、表面汚染検査計の検出器を密着して測定した。フィルタの全捕集放射能は、試料片の平均正味計数率 1.35×10^3 (cpm)、表面汚染検査計の ^{32}P に対する換算係数 4.7×10^{-2} (Bq/cpm)、フィルタの全表面積 2.1×10^5 (cm 2)、HEPAフィルタ直接測定時と採取試料測定時の時間経過による減衰補正0.71、表面汚染検査計の検出器面積19.6(cm 2)から、 ^{32}P がフィルタにはほぼ均一に分布していると仮定すると、 9.5×10^5 (Bq)と計算される。フィルタの全捕集放射能を求めるための換算係数は、(a) 9.5×10^5 (Bq)と(b)フィルタ中央部の直接測定値 1.0×10^4 (cpm)及び表面汚染検査計の ^{32}P に対する換算係数 4.4×10^{-2} (Bq/cpm)の積の値(4.4×10^2 Bq)の比として求められ、 $9.5 \times 10^5 / 4.4 \times 10^2 = 2.2 \times 10^3$ となる。

HEPAフィルタの全捕集放射能は、表面汚染検査計でフィルタ上流側中央部を直接測定したときの正味計数率(cpm)、表面汚染検査計の ^{32}P に対する換算係数及び 2.2×10^3 の積として求められる。

(3) 結果及び考察

排気用HEPAフィルタに捕集された ^{32}P の全放射能を求めるための換算係数として 2.2×10^3 の値を得た。他の核種についての換算係数は、フィルタの構造が複雑であるため、計算による評価は困難であり、実験的方法によって求めなければならない。

特に ^{32}P よりも低いエネルギーの β 線放出核種については、HEPAフィルタろ材及びそのセパレーターであるAIによる自己吸収が大きいため、より詳細な実験的測定が必要とされる。

(梶本 与一)

Table 2.2.3-1 Specification of exhaust HEPA filter and measuring instrument

Type of filter	Specification		Measuring instrument		
			Type	Surface density conversion factor	
				$\text{U}_3\text{O}_8 - \beta$ ray	$^{32}\text{P} - \beta$ ray
HEPA	Filter material; Glass fiber paper	Surface area; $21[\text{m}^2]$ ($2.1 \times 10^5 \text{cm}^2$)	Survey instrument TGS-133 (Aloka)	$4.4 \times 10^{-2} [\text{Bq}/\text{cpm}]$	$4.7 \times 10^{-2} [\text{Bq}/\text{cpm}]$

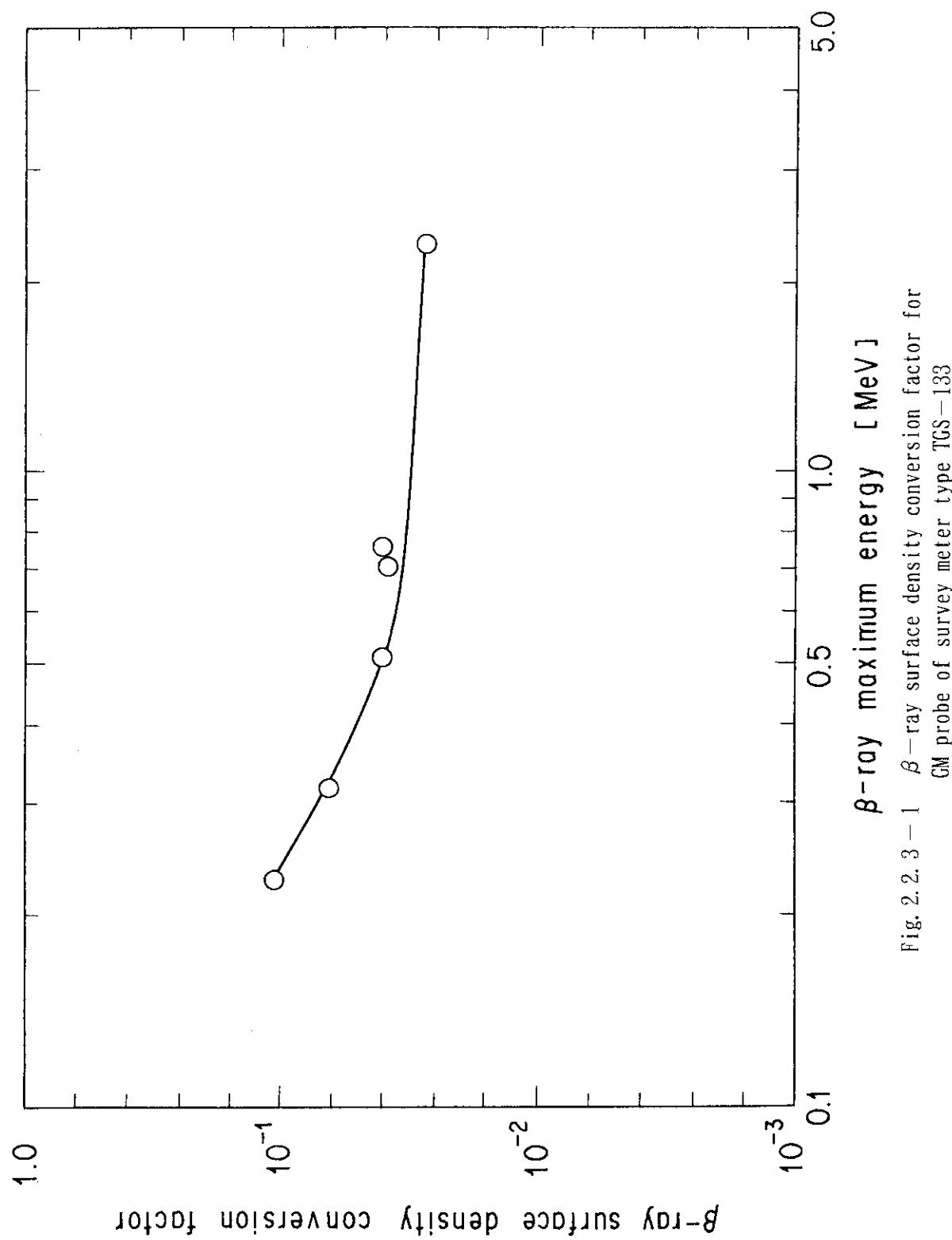


Fig. 2.2.3 - 1 β -ray surface density conversion factor for GM probe of survey meter type TGS-133

2.2.4 活性炭素繊維フィルタの放射性硫化水素ガス ($H_2^{35}S$)に対する捕集効率測定

RI製造棟では放射性硫黄の化合物として放射性硫酸 ($H_2^{35}SO_4$)が大量に製造されている。その製造過程で発生する放射性廃液には製造装置の洗浄に伴って排出される $H_2^{35}SO_4$ が含まれ、それらは高放射性廃液タンクに貯留される。 $H_2^{35}SO_4$ はタンク内の硫酸還元菌により放射性硫化水素となり、室内空気汚染及び排気スタックからの放出原因となっている。

$H_2^{35}S$ ガスに対する室内空気及び排気中の放射能濃度の測定は、活性炭素繊維フィルタ(ACFフィルタ)を使用して捕集し、GM管式計数装置で計数している。ここで、 $H_2^{35}S$ に対するACFフィルタの捕集効率に関するデータを得るために、高放射性廃液タンク内の空気、排出空気、室内空気等について実測し、捕集効率及び脱着率を求めた。

ACFフィルタは東洋紡績(KK)製であり、TEDA添着型はATM-62MT型(質量厚さ79.8mg/cm²〔乾〕、TEDA添着量5wt%, 基材ATM-3MZ型)及び無添着型はATM-3MZ型(質量厚さ75mg/cm²〔乾〕、直径60mm、厚さ4mm、繊維直径9μm、比表面積1,400m²/g)を使用した⁽¹⁾。

捕集効率測定のため、ACFフィルタを多段式のサンプラーに取り付けて空気を吸収する方式と、各段毎にGM管を取り付けたサンプラーを多段連結した方式を使用した。いずれの方式も1段目のACFフィルタの上流側にガラス・セルローズ繊維フィルタ(HE-40T)を取付け、R_n-T_n娘核種等の影響を除去した。後者的方式のGM管式計数装置は、捕集放射能の時間変化をリアルタイムで観測する目的で使用し、各GM管は³⁵S-β線とほぼ同じ最大エネルギーをもつ¹⁴C標準線源で校正し計数値を補正した。また、フィルタに捕集された³⁵S-β線のみの計数をするため、フィルタを集塵器から取り外した後にGM管式計数装置で測定する場合、Al吸收板(27mg/cm²)による吸収の有無による計数値の差を正味の計数値とした。GM管式計数装置は、前述と同様、¹⁴C標準線源を使用して校正した。

ACFフィルタに捕集された³⁵Sの放射能は、下記の仮定にもとづいて評価した。

- (1) 捕集された³⁵Sの放射能濃度は、フィルタの深度に対して指數関数的に単純に減少する。
- (2) ³⁵Sのβ線は、フィルタ内の深度に応じた吸収を受けて指數関数的に減弱し、フィルタの前面(吸収空気の上流側)と後面(下流側)から放射される。
- (3) フィルタ前面と後面からの計数値を指標として、吸着された放射能を評価する。

フィルタの前面及び後面の計数率n_f、n_bは以下の式で表わされる。

$$n_f = \int_0^{t_0} \eta_1 A_0 \exp(-\mu - \lambda) t dt = \eta_1 A_0 (\mu + \lambda)^{-1} \{1 - \exp(-\mu - \lambda) t_0\} \quad \dots \quad (1)$$

$$n_b = \eta_1 A_0 \exp(-\mu t_0) (-\mu + \lambda)^{-1} \{1 - \exp(\mu - \lambda) t_0\} \quad \dots \quad (2)$$

フィルタの全捕集放射能 N(Bq)は(3)式で表わされ、これに、(1)式から求めたA₀を代入すると(4)式で表わされる。

$$N = A_0 (\lambda)^{-1} \{1 - \exp(-\lambda t_0)\} \quad \dots \quad (3)$$

$$= n_f (\mu + \lambda) (\eta_1 \lambda)^{-1} \{1 - \exp(-\lambda t_0)\} \{1 - \exp(-\mu - \lambda) t_0\}^{-1} \quad \dots \quad (4)$$

計数率の比n_b/n_fは、(1)式及び(2)式から求められ、μ及びt₀に実際の数値を使用すると、近似的

に以下の式で表される。

$$n_b/n_f = (\mu + \lambda)(\mu - \lambda)^{-1} \exp(-\lambda t_o) \quad \dots \dots \dots \quad (5)$$

上式により n_b/n_f と λ の関係を求め、フィルタの捕集効率 η_2 を表す(6)式に代入することにより、 n_b/n_f を指標として捕集効率求めることができる。

$$\eta_2 = \{1 - \exp(-\lambda t_o)\} \dots \dots \dots \quad (6)$$

ここで、 η_1 ; 計数装置の ^{35}S - β 線に対する計数効率 (cps/Bq)

A_{α} ; フィルタ前面に捕集された放射能濃度 ($\text{Bq} \cdot \text{cm}^2/\text{mg}$)

λ : 捕集された ^{35}S の分布係数 (cm^2/mg)

μ ; フィルタ材の ^{35}S - β 線に対する減弱係数 (cm^2/mg) , [0.24]

t ; フィルタの質量厚さ (mg/cm^2) , [$t_0 = 80$]

(5), (6)式から求めた n_b/n_t と η_2 の関係をFig. 2.2.4-1に示す。ACFフィルタ多段式による測定の目的の一つは、捕集放射能が指数関数分布しているかどうかを検証することである。このため、(1)多段フィルタの各段について上述の方法で評価したフィルタ毎の捕集放射能分布から求めた全放射能と1段目の捕集放射能の比から1段目フィルタの捕集効率を求めた。(2)1段目だけの計数値の比 n_b/n_t から捕集効率を評価した。これら両者の方法で評価した捕集効率の比較をFig. 2.2.4-2に示す。この結果では両者の捕集効率は比較的良く一致しているが(2)の方法で求めた捕集効率値は(1)の方法で求めた捕集効率値より少なめであるため、日常の空气中放射能濃度の測定では安全側に評価される。

多段的リアルタイム測定により、各段のフィルタの（みかけの捕集放射能）の相対的分布の吸引時間による変化の測定結果をFig. 2.2.4-3に示す。放射能分布は、近似的に指数関数分布をしていると考えられる。

日常の排気、室内空気モニタリングにおいて、過去4年間の $H_2^{35}S$ 放射能濃度測定結果の内、精度良く捕集効率を評価できるデータについて求めた捕集効率の頻度分布の1例をFig. 2.2.4-4に示す。捕集効率の最頻値は0.875、その平均値は約0.83、標準偏差は0.1であった。

フィルタからの $H_2^{35}S$ の脱着率測定の結果は、吸引開始から20分以内の初期脱着率は約 8 %、それ以後の平衡時の脱着率は 0.24 %/h であった。

(神永 博史)

参考文献

- (1) 加藤 正平, 他; 「活性炭素纖維を用いた空気中放射製ヨウ素モニタリング用フィルタの開発」, 保健物理21, p.p 9~15 (1986)

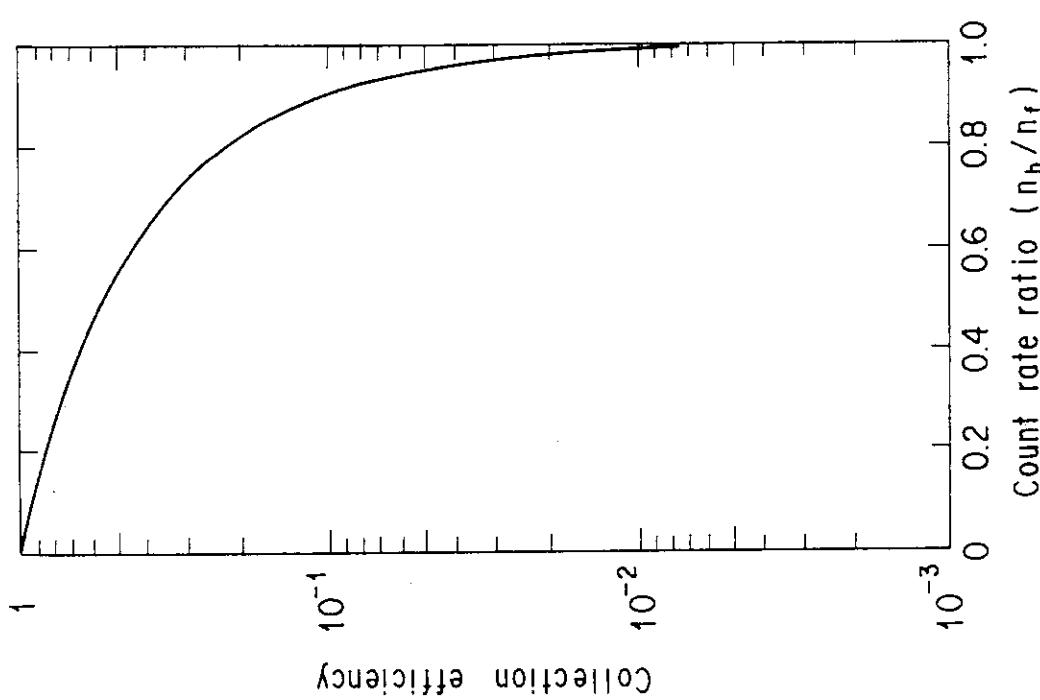


Fig. 2.2.4 - 1 Relation between evaluated collection efficiency and count rate ratio of ACF filter
 n_u ; count rate of upstream side of the filter.
 n_b ; count rate of downstream side of the filter.

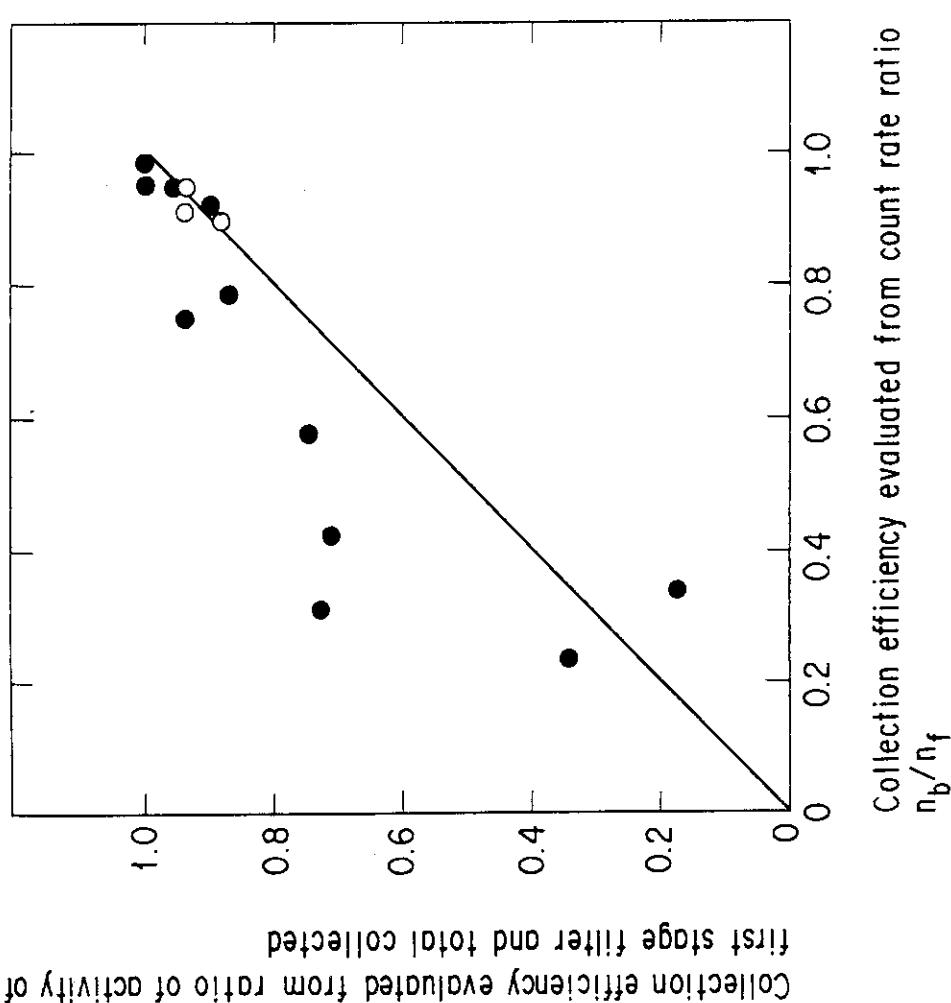


Fig. 2.2.4 - 2 Comparison of collection efficiencies evaluated from different methods for same first stage ACF filter.
● Type ATM-3MZ
○ Type ATM-62MT
(TEDA impregnated)
5 wt%

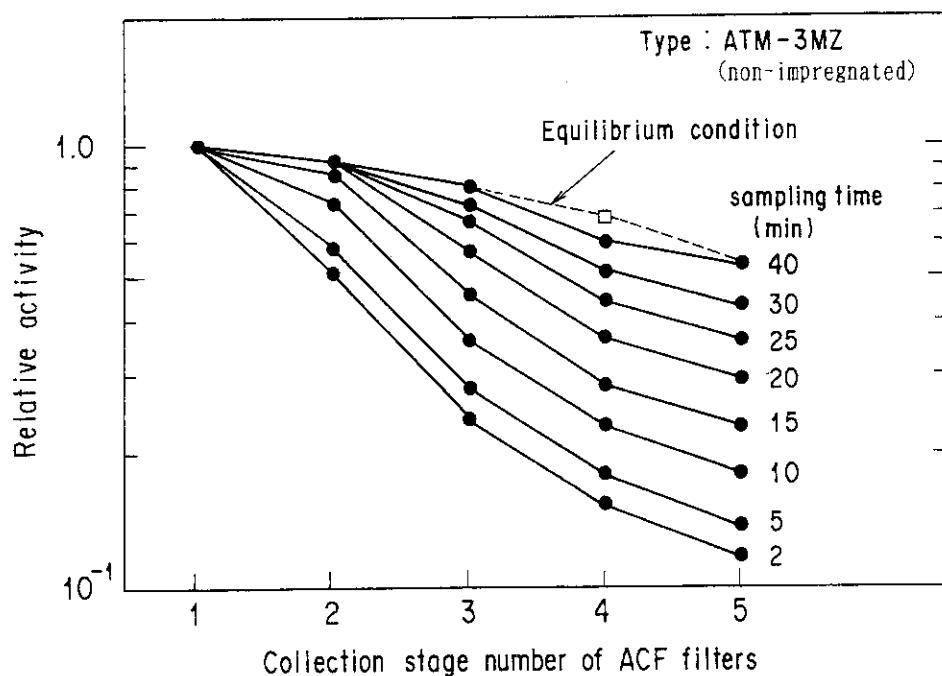


Fig. 2.2.4-3 Relative collected activity distribution in various sampling time.

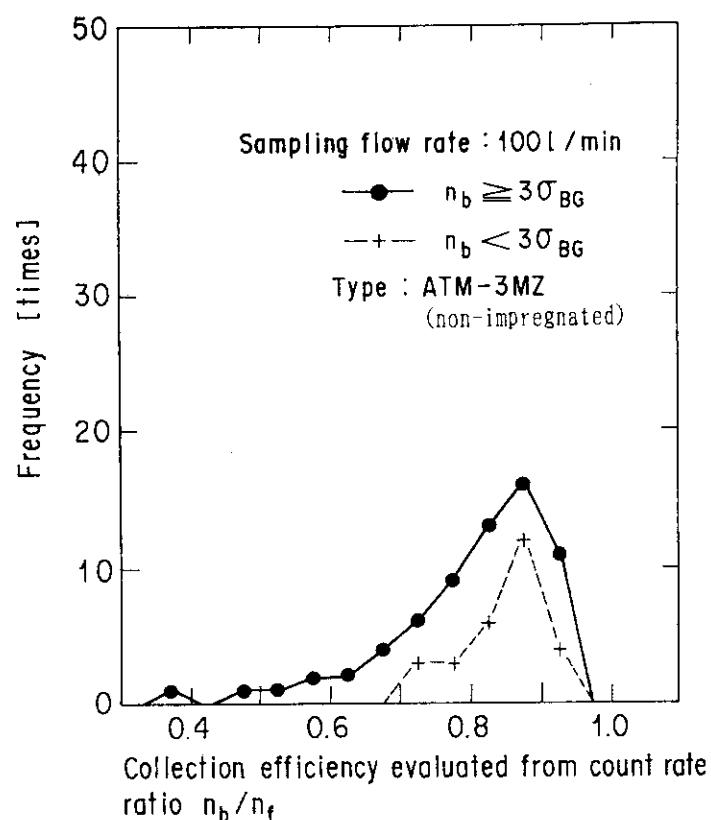


Fig. 2.2.4-4 Frequency distribution of collection efficiency in air effluent monitoring

2.3 放射線計測

2.3.1 概 要

照射線量の基準測定器として用いる電離箱検出器の特性試験を実施するとともに、電子総合研究所の国家標準と比較校正を実施し、一次基準測定器とした。

放射線管理用に使用している $^3\text{H}/^{14}\text{C}$ サーベイメータの特性試験を実施するとともに校正法を確立した。

β 線汚染検査用に使用している各種サーベイメータの β 線エネルギー依存性を求め放射線管理業務に資した。

中性子測定器の校正精度の向上を図るため、 ^{252}Cf 重水減速球を製作し、特性試験を実施し充分な性能を有することが判明した。また、熱中性子照射場において使用する校正用治具の各種材料の熱中性子散乱割合を求めた。校正時に用いる材料は、シリコーンゴム（ボロン16%混合）が最適であった。

ゲート型体表面モニタの β 線エネルギー依存性及び身体ファントムを用い、汚染評価性能を調査した。

β 線の放出されている作業環境において、作業者が着用する衣服、手袋等について遮蔽効果を求めた。一般的な服装 (50mg/cm^2) でも遮蔽効果が期待できることが判った。

(南 賢太郎)

2.3.2 EXRADIN社製電離箱検出器の特性

米国 EXRADIN社製の電離箱検出器は、壁材に空気等価プラスチックである「SHONKA—プラスチックC552（密度：1.76g/cm³）」を使用している。壁材C552は、空気に対する質量阻止能と光子の質量エネルギー吸収係数の比が10keVから1MeVの間で2%以内であり、他の壁材に比べて最も小さい。したがって、本検出器は、照射線量に対するエネルギー特性をきわめて良好にしている。よって本電離箱検出器を購入し、エネルギー特性及び方向特性の試験を行い、JIS Z 4511の基準測定器としての性能を満足しているか調査したので以下に報告する。

試験に用いた電離箱検出器は、容積800cm³、100cm³の球形型検出器である。測定方法は、エレクトロメータ（KEITHLEY 617）で、検出器の電離電流及び電荷量を直接測定し、照射線量への換算は、校正時の照射線量換算係数を用いた。エネルギー特性試験は、X線（QI:0.8）と¹³⁷Cs、²²⁶Ra、⁶⁰Coのγ線で試験し、500keV以上の場合は2mm厚さのビルドアップキャップを使用した。方向特性試験は⁶⁰Coのγ線と64keVのX線を用い、水平、垂直方向の試験を行い、移動角度30°で実施した。

エネルギー特性の結果をFig. 2.3.2-1に、方向依存性の結果をFig. 2.3.2-2に示す。2つの検出器のエネルギー特性は、30keVから300keVの間で±2.0%以内、300keVから3MeVの間で±1.4%以内であり、JISの性能基準を十分満足した。また、30keVから1.25MeVの間では±3.2%であった。

2つの検出器の方向特性は、検出器が球形であるため水平方向の分布がエネルギーに依存しないで一定となった。垂直方向の分布は、図(a), (b)に示すように、システムがある方向で感度が低下しているが、システム部分の角度（240°から300°）を除く部分の感度変化が、⁶⁰Co γ線で±0.2%以内、64keV X線で±0.6%以内ときわめて良好でありJISの性能基準を十分満足している。

以上の結果から、本電離箱検出器は、基準測定器としての性能を十分満足しており、光子エネルギー30keV以上の基準照射線量（率）測定に使用できることがわかった。

(清水 滋)

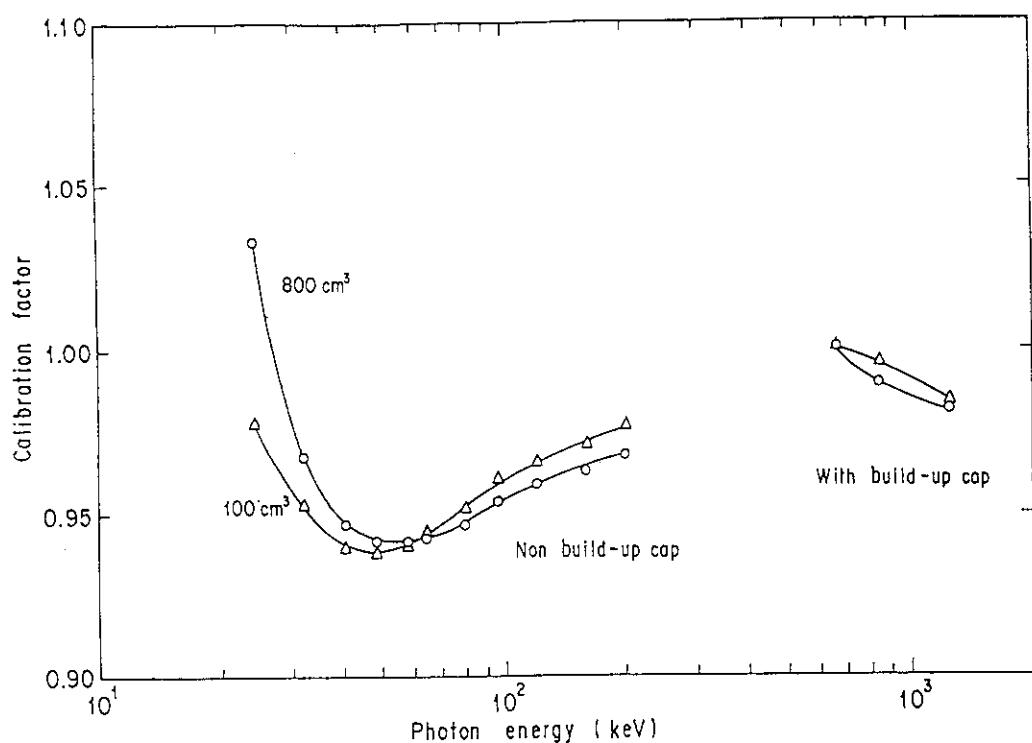


Fig. 2.3.2 - 1 Energy characteristic of EXRADIN ionization chambers

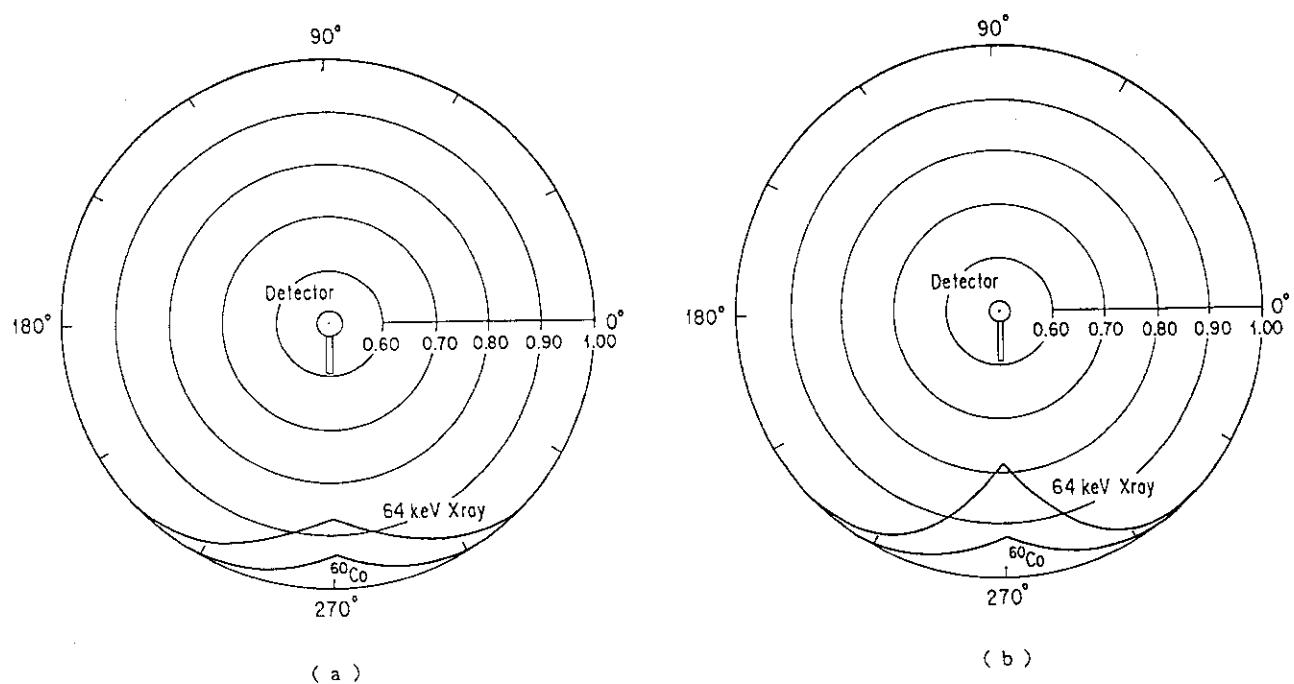


Fig. 2.3.2 - 2 Direction characteristic of EXRADIN ionization chambers
 (a) : 800 cm³ detector, (b) : 100 cm³ detector

2.3.3 ${}^3\text{H}/{}^{14}\text{C}$ サーベイメータの特性

トリチウムサーベイメータの校正は、従来、線源が整備されていなかったため実施できなかったが、今回、アマシャム製のトリチウムポリマ線源を購入し、校正線源として用いることにした。本線源を用いて、アロカ製 ${}^3\text{H}/{}^{14}\text{C}$ サーベイメータ（TPS-301型）の特性を調査し、校正方法の検討を行ったので以下に述べる。

線源は、約50mm×50mm×0.9mmの正方形を3枚用意し、5cm×15cmの平板線源とし、サーベイメータの検出面積(45cm²)当たりの放出率が 1.52×10^3 (s⁻¹)である。サーベイメータは、検出器がガスフロー式カウンタで窓膜の厚さが0.15(mg/cm²)であり、アルミニウム製0.3mm厚さの格子状カバーで窓膜を保護している。試験時のサーベイメータの指示値は、アンプ出力をスケーラタイマに入力して求めた。

本サーベイメータの特性調査の項目は、(1)検出器の感度分布、(2)線源の制動放射の影響、(3)線源・検出器間距離の変化による減弱の3項目である。これらの試験方法及び結果を以下に示す。

(1) 検出器の感度分布

線源中央の3cm×1.5cm角を除く部分をポリエステルシート(13.5mg/cm²)で遮蔽し、検出器窓面を1.5cmずつ移動して10分割による感度分布を求めた。また、保護カバーの有無による分布の比較も行った。これらの結果をFig. 2.3.3-1に示す。保護カバーがある場合は、無しに対し30%程度計数率が低下したが、均一性が良好であった。

(2) 線源の制動放射の影響

線源内で β 線が吸収されるときに発生する制動放射の検出器への影響があるため、0.5mg/cm²マイラ膜を線源上に重ね、厚さと計数率の関係から制動放射の計数率を評価した。測定データから最小自乗法で指數関数の近似式を求める(1)式となり、t=0の時の9.2(cps)が制動放射の計数率であり、 β 線計数率に対する割合が12%であった。

$$N = 9.2e^{-0.14t} (\text{cps}) \quad \dots \quad (1)$$

t: マイラ膜の厚さ (mg/cm²)

(3) 線源・検出器間距離の変化による減弱

線源と検出器間距離を0.5mmから4mmまで移動し、密着時に対する割合の変化と基準放出率に対する機器効率の変化を求めた。これらの結果をFig. 2.3.3-2に示す。密着時に対する割合は、0.5mm離れて半分に低下し、2mm以上ではほとんど不感であった。機器効率の変化は、密着時に約6%であり、離れるにしたがって上記と同様に感度が低下した。

以上の結果から次のことがわかった。

- (1) 検出器の感度分布は、比較的良好であった。
- (2) 線源の制動放射の影響が10%程度あるので、校正時には、この成分を差し引く必要がある。
- (3) 線源・検出器間距離の微妙な変化によって感度変化が生じるので、校正時の再現性を良くするため専用の治具を用いると良い。
- (4) 校正は、機器効率(2π効率)を求ることとし、本サーベイメータは6%であった。

- (5) トリチウム β 線がほぼ吸収される厚さは、最大飛程から $0.8(\text{mg}/\text{cm}^2)$ であるが、制動放射の試験結果から、 $0.5(\text{mg}/\text{cm}^2)$ のマイラ膜でほとんど遮蔽されていた。したがって、線源（厚さ： $110\text{mg}/\text{cm}^2$ ）から放出される β 線は、表層部から $0.5(\text{mg}/\text{cm}^2)$ 奥までの放射能からである。
- (6) 線源の全放射能から(5)の厚さ $0.5(\text{mg}/\text{cm}^2)$ 当たりの放射能を求め、検出限界汚染密度を計算すると、 $7.3(\text{Bq}/\text{cm}^2)$ となった。

(清水 滋)

参考文献

- 1) J. H. Hubbel : Photon Mass Attenuation and Energy-absorption Efficients (1982)
- 2) ICRU37 : Stopping Powers for Electrons and Positrons (1984)

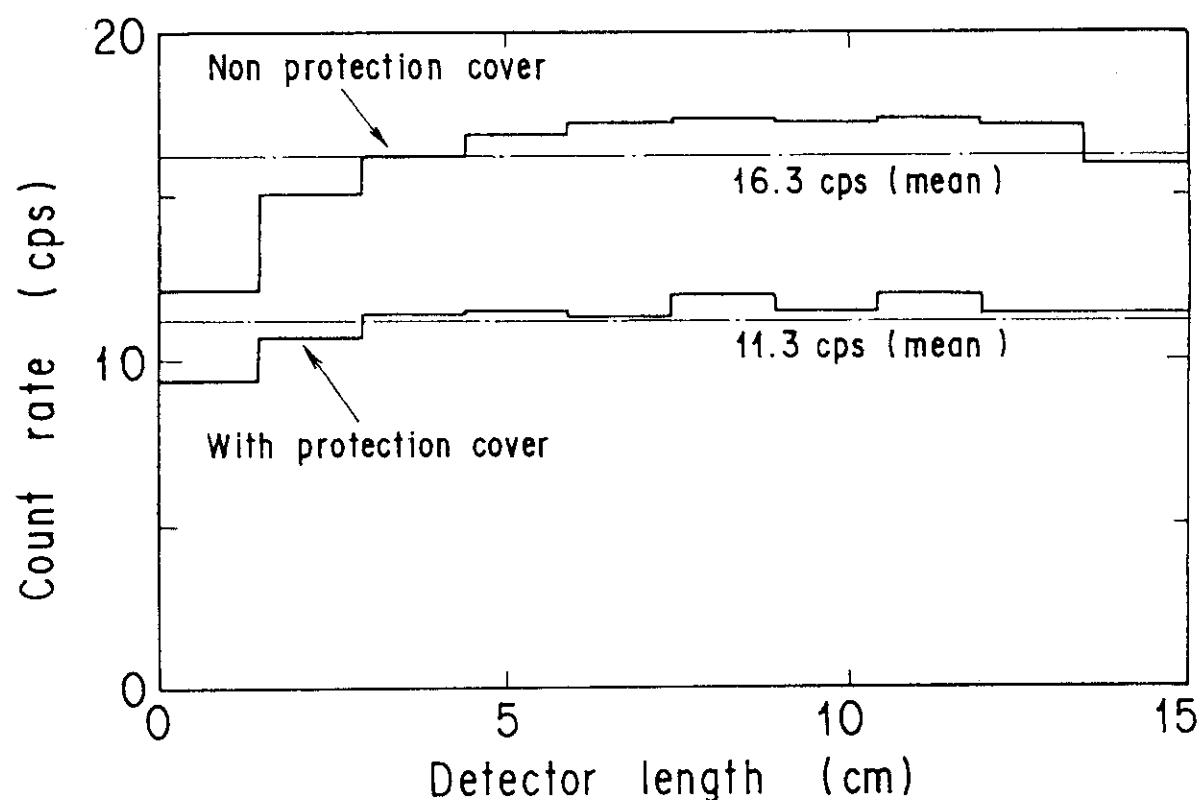


Fig. 2.3.3 - 1 Sensitivity distribution of detector

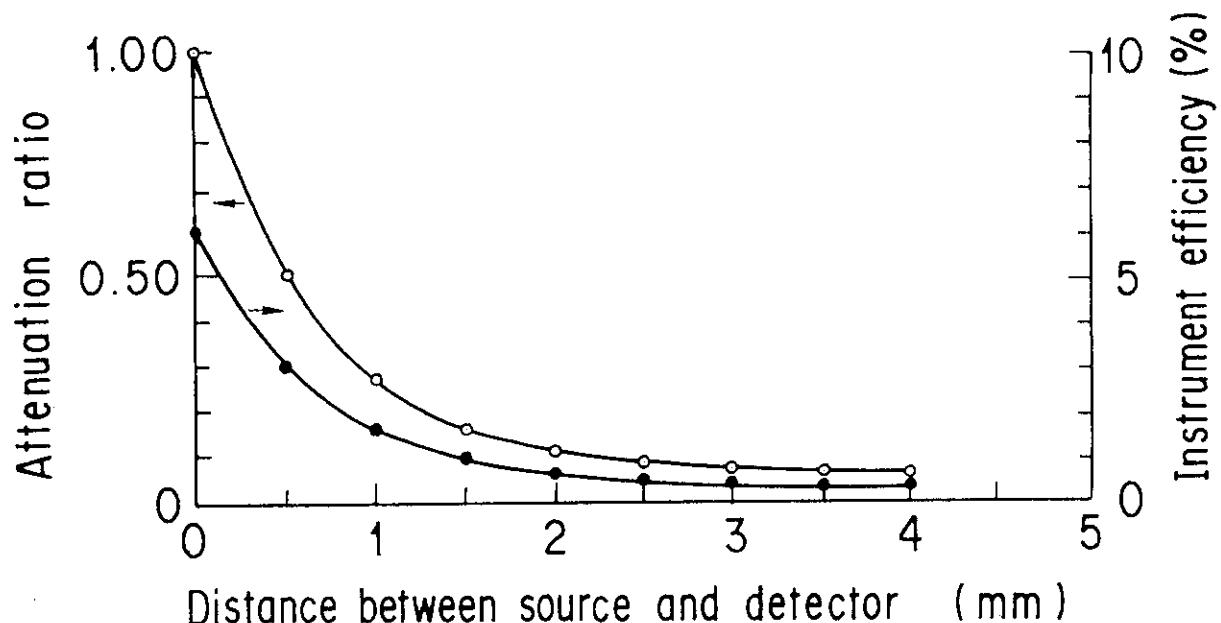


Fig. 2.3.3 - 2 Attenuation of efficiency as a function of distance between source and detector

2.3.4 β線表面汚染検査計のエネルギー特性

放射線管理に利用しているβ線表面汚染検査計のβ線エネルギーに対する機器効率¹⁾は、「保健物理－管理と研究－No.30（1988）」に掲載した²⁾。前回の試験では、¹⁴C線源（最大エネルギー0.15 MeV）の機器効率を求めていなかったため、今回、¹⁴C線源を含めた機器効率試験を再度実施したので以下に報告する。

測定器は、TGS-133型GM管式サーベイメータ、FHT-111型ガスフロー式サーベイメータ及びTCS-702型プラスチックシンチレーション式サーベイメータの3種類である。試験に使用したβ線源は、ISO-8769³⁾に準拠した10cm×15cmの板状線源7種と5cmφの¹⁴C線源である。

測定は、検出器を線源の表面に密着して計数率をスケーラタイマで読み取り、それぞれの線源の2π方向に対するβ線機器効率（エネルギー特性）を求めた。なお、⁶⁰Coと¹³⁷Csの線源を用いた試験ではγ線の寄与分の差引を行った。

3種類のサーベイメータのエネルギー特性試験結果をTable 2.3.4-1とFig. 2.3.4-1に示す。

TGS-133型とTCS-702型サーベイメータのエネルギー特性は、検出器の種類が異なるにもかかわらずほぼ一致した。2π方向の機器効率は、¹⁴C(0.15MeV)で7%，¹⁴⁷Pm(0.23MeV)で26%，U₃O₈(2.3MeV)で74%となり、エネルギー依存性が大きかった。これは、検出器の窓厚が3mg/cm²のマイラ膜(TGS-133型)と2mmのプラスチックシンチレータ(TCS-702型)を使用しているため、この減弱効果により¹⁴⁷Pm以下の機器効率が急激に低下していると考えられる。

FHT-111型のエネルギー特性は¹⁴C(0.15MeV)で27%，¹⁴⁷Pm(0.23MeV)以上において±10%の変化幅に入っている。これは、検出器に窓厚が0.9mg/cm²の薄いアルミマイラ膜を使用しているため、この減弱効果が少ないからと考えられる。

以上の結果から、懸案となっていた¹⁴C以上のβ線エネルギーに対する各測定器の機器効率が求められた。

（清水 滋）

参考文献

- 1) ISO-7503 Evaluation of surface contamination Beta-emitters and alpha-emitters (1988)
- 2) JAERI-M88-226 保健物理－管理と研究－No.30 p195 (1988)
- 3) ISO-8769 Reference sources for the calibration of surface contamination monitors (1988)

Table 2.3.4-1 The instrument efficiency for three types of surface contamination instruments

Nuclide	β -ray maximum energy (MeV)	The instrument efficiency of three instruments		
		TGS-133	FHT-111	TCS-702
^{14}C	0.15	8.2	27.2	6.1
^{147}Pm	0.23	28.3	44.9	23.0
^{60}Co	0.32	36.9	49.7	37.6
^{137}Cs	0.51 (1.17)	56.3	53.4	54.2
^{36}Cl	0.71	58.7	57.1	57.3
^{204}Ti	0.76	59.3	55.3	55.2
$^{90}\text{Sr} - ^{90}\text{Y}$	2.3 (0.55)	62.6	58.0	58.8
U_3O_8	2.3	73.7	64.2	74.3

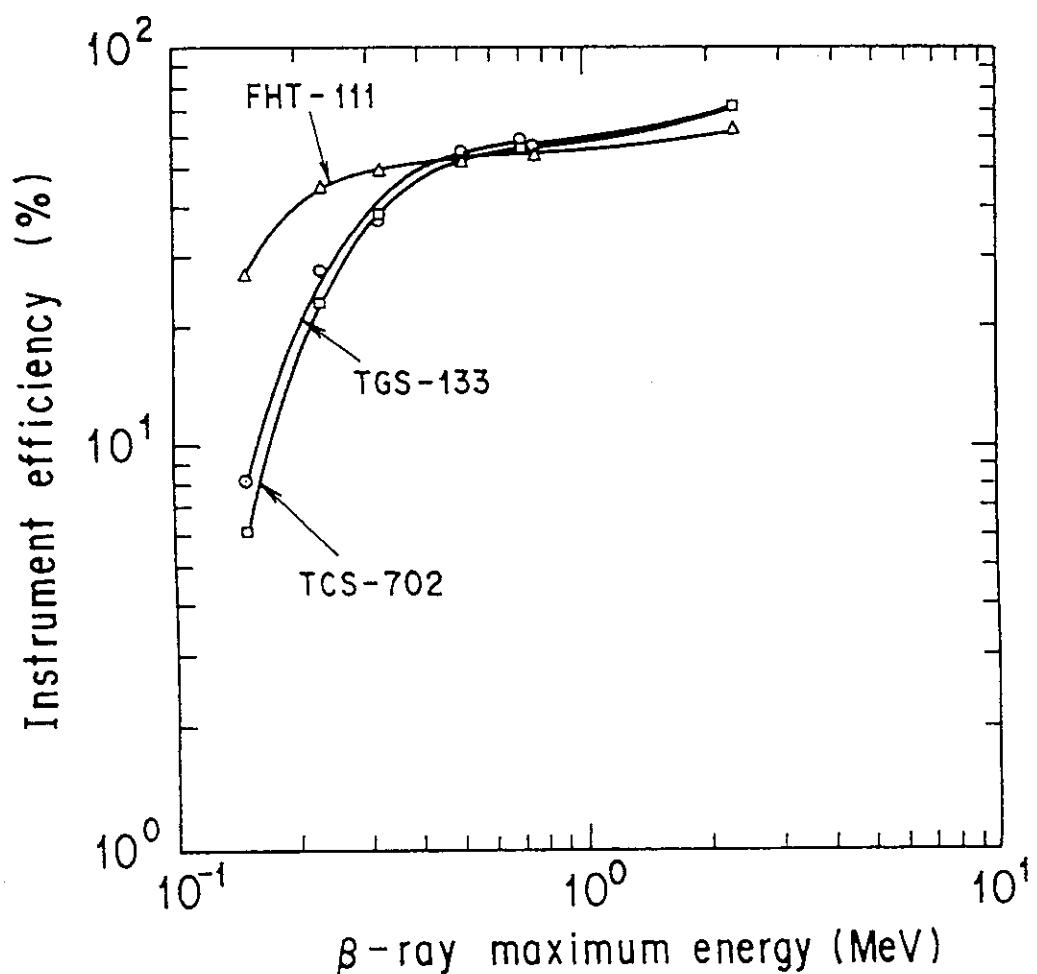


Fig. 2.3.4 - 1 Instrument efficiency for three types of surface contamination instruments

2.3.5 衣服及び手袋による β 線の遮蔽効果

管理区域では、専用の衣服及び手袋を身につけて作業するが、これらの厚さによって β 線が身体表層部へ達するまでにどの程度遮蔽されるか試験した。

試験に用いた衣服及び手袋の組み合せは、管理区域内で密封、非密封の β 線源を扱う場合及び除染や工事作業を行う場合に身につける一般的な服装とし、7通りの組み合わせ条件を設定した。これらの組み合わせと厚さの関係をTable 2.3.5-1に示す。

表より、組み合わせ条件の(2), (3), (4)の厚さが約 $50\text{mg}/\text{cm}^2$ で(5), (6), (7)の厚さが $40\text{mg}/\text{cm}^2$ となり、管理区域で作業する場合の衣服及び手袋の組み合わせによる一般的な厚さが $40\text{mg}\sim50\text{mg}/\text{cm}^2$ であることがわかった。

測定方法は、ガスフロー式サーベイメータ（検出器寸法： $9.5\text{cm}\times16.5\text{cm}$ 、膜厚： $0.9\text{mg}/\text{cm}^2$ ）の検出器面と平板状 β 線源（寸法： $10\text{cm}\times15\text{cm}$ 、表面保護膜： $2.3\text{mg}/\text{cm}^2$ ）間距離を 1cm の平行状態に保ち、この間に衣服及び手袋を組み合わせて挿入した。そして、挿入時の計数率と挿入しないときの計数率の比から β 線粒子の遮蔽（減弱）割合を求めた。なお、使用した β 線源は、 ^{147}Pm , ^{60}Co , ^{137}Cs , ^{36}Cl , ^{204}Tl , $^{90}\text{Sr}-^{90}\text{Y}$, U_3O_8 の7種類である。

各組み合わせの β 線減弱割合は、厚さが近似する組み合わせではほぼ一致した割合を示したことから、減弱特性は、 $25\text{mg}/\text{cm}^2$, $40\text{mg}/\text{cm}^2$ 及び $50\text{mg}/\text{cm}^2$ の厚さの場合についてグラフ化した。これらの特性をFig. 2.3.5-1に示す。

図より、 $50\text{mg}/\text{cm}^2$ 厚さの β 線粒子の減弱割合は β 線最大エネルギー 2.3MeV で 0.7 に減弱し、同様に 0.3MeV で $1/100$ 以下に減弱されたことがわかった。

以上の結果から、 β 線の被ばく測定用個人線量計は、衣服表面に付けているので、実際には衣服による遮蔽効果が顕著であり、 β 線が身体表層部へ達するまでに β 線粒子の減弱される程度が具体的になった。なお、本試験は、 β 線粒子数の減弱から遮蔽効果を調査したものであり、 β 線吸収線量から評価される遮蔽効果と多少異なる。

(清水 滋)

参考文献

- 1) 清水, 南: 第29回理工学における同位元素研究発表会要旨集 p.137 (1992)

Table 2.3.5-1 Relation of combination to thickness

Combination of clothes and gloves	Thickness (mg/cm^2)
(1) Undershirt + Shirt	25
(2) Undershirt + Shirt + JAERI overall (summer clothes)	49
(3) Undershirt + Shirt + JAERI overall (winter clothes)	50
(4) Undershirt + Shirt + Yellow overall (thickly)	49
(5) Undershirt + Shirt + Yellow overall (thin)	38
(6) Undershirt + Joint overall	39
(7) Cloth glove + Rubber glove	40

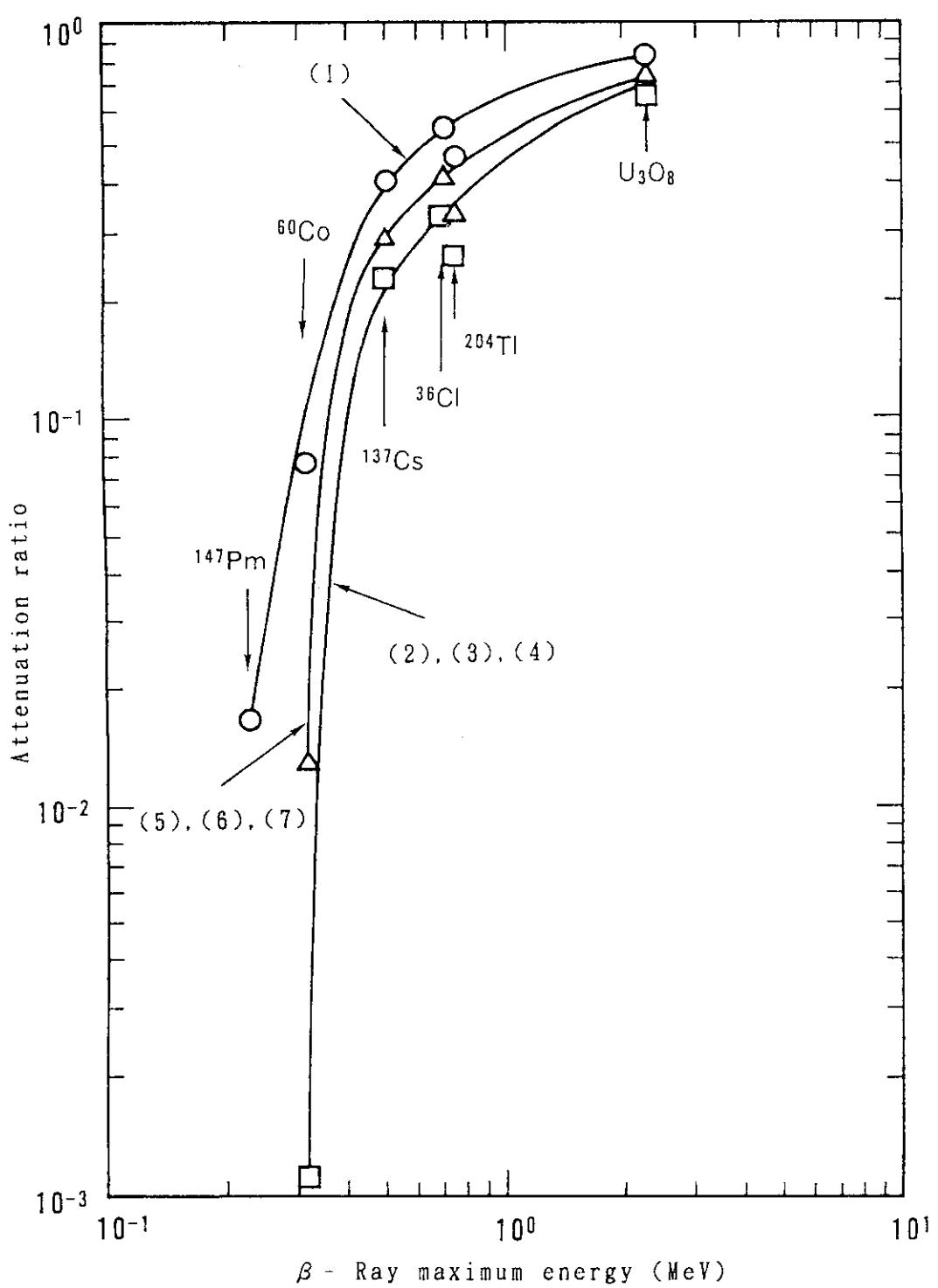


Fig. 2.3.5-1 Attenuation characteristic of clothes and gloves

2.3.6 各種材料の熱中性子散乱

放射線測定器の校正及び照射試験を行う際に、測定器を治具で照射場にセットするが、熱中性子の試験を実施するときに熱中性子散乱が少ない最適な治具材料について調査したので以下に報告する。

試験に使用した治具材料の仕様と熱中性子断面積の計算結果をTable 2.3.6-1に示す。材料は、発泡スチロール、バルサ（木材）、パラフィン、シリコーンゴム、アクリル、アルミニウム及びステンレスの7種類で、各材料の熱中性子に対する吸収、散乱及び巨視的断面積の計算を行った。また、材料の大きさは、40cm×40cmの平板状で厚さ1mmから数cmまで用意した。

試験に使用した熱中性子照射場は、直方体（150cm×164cm×116cm）の黒鉛パイ尔に²⁵²Cf線源を装荷し、パイ尔表面から150cm離れた位置である。

測定方法は、裸のBF₃計数管を用いてMCAによる計数率を読み取ることにした。また、試験内容は、材料中で発生する熱中性子散乱線が材料の厚さや大きさ及び材料・検出器間距離によってどのようになるか試験を行った。これらの熱中性子散乱線の評価方法は、材料に入射した熱中性子の一次線が材料中で散乱して、入射側に発生する熱中性子の一次線に対する割合を熱中性子散乱として求めた。なお、材料の熱中性子散乱を求めるためには、室内散乱及び速中性子成分による材料中の熱化や材料からの反射等の別の散乱因子があり、これを評価して差引くことにより求めた。以下に試験方法及び結果を示す。

(1) 材料の厚さに対する熱中性子散乱

照射場に検出器をセットし、その真後ろに40cm×40cmの各材料を置き、材料の厚さを増加したときの材料中から検出器側へ発生する熱中性子散乱の割合を求めた。各材料の試験結果をFig. 2.3.6-1に示す。図から、パラフィンとアクリルの散乱は、3cm厚さを超えると飽和状態になり、散乱割合が130%と他の材料に対して最も大きかった。シリコーンゴムの散乱は、ボロンが16%混入されており、ボロンの吸収断面積が大きいので無散乱状態に近く最も小さかった。発泡スチロールの散乱は、アルミニウムに対して1/4少なく、ステンレスやバルサに対しても1/10少ない値を示した。

(2) 材料の大きさに対する熱中性子散乱

材料の熱中性子散乱が最も大きいアクリルを用いて、材料の大きさが正方形で、一辺の長さが40cm, 20cm, 10cm及び5cmの4種類を用意した。この材料を照射場の検出器の真後ろに置き、材料厚さを0.1cmから増加させて散乱割合を求めた。これらの結果をFig. 2.3.6-2に示す。図から、どの大きさも材料厚さが3cmを超えると散乱割合が飽和状態になり、各特性の増加傾向が良く類似している。これらの特性について指數関数の近似式を求めるとき、各飽和値に対して同じ割合で増加することがわかった。

(3) 材料の熱中性子散乱の距離による減弱

各材料の厚さを0.1cmから数cmまで変化させ、それぞれの材料を照射場の検出器の真後ろにセットする。次に、検出器と材料表面間の距離を5cmから80cmまで検出器後方に移動させ、各距離における入射熱中性子に対する散乱の割合を求めた。これらの結果から、各材料を薄くしたときの減弱

特性をFig. 2.3.6-3に示す。図から、各材料の散乱割合が1/100以下となる厚さと距離の関係を求めると、発泡スチロールが2cm厚で20cm、アルミニウムが0.5cm厚で20cm、バルサが1cm厚で60cm、ステンレスが0.1cm厚で30cm、アクリルが0.1cm厚で50cmの各距離を保つ必要がある。

7種類の材料による熱中性子散乱を評価した結果をまとめると以下のとおりである。

材料の熱中性子散乱は、ボロンを混入させたシリコーンゴムが無散乱で最も優れており、次に、発泡スチロール、アルミニウム、バルサ、ステンレス、パラフィン、アクリルの順に散乱が増加した。

熱中性子場の校正及び照射試験時に用いる治具材料としては、シリコーンゴム、発泡スチロール、アルミニウムが適している。また、使用してはならない治具材料としては、アクリル系樹脂、ステンレス、バルサである。

材料の組成が同じであれば巨視的散乱断面積が材料密度に比例して増加することがTable 2.3.6-1の計算値でわかる。したがって、Fig. 2.3.6-1の材料組成が類似する発泡スチロール、パラフィン、アクリルの実験値から散乱を比較すると、計算値と同様の増加傾向を示すことが確認できた。

(清水 滋)

参考文献

- 杉 輝夫：弘済会「原子炉物理演習」（1973）

Fig. 2.3.6-1 Specification of materials and cross section for thermal neutron

Material	Density (g/cm ³)	Absorption cross section σ_a (barn)	Scattering cross section σ_s (barn)	Macroscopic cross section (cm ⁻¹)		
				Absorption Σa	Scattering Σs	Total Σ
① Styrol foam (C ₈ H ₈)	0.013	2.68	434	3.3E - 4	0.033	0.033
② Balsa	0.08	3.34	544	9.86E - 4	0.162	0.163
③ Paraffin (C ₂₀ H ₂₂)	0.90	7.37	1183	0.015	2.44	2.46
④ Silicon rubber (C ₂ H ₆ SiO + B ₄ C)	1.1	3040	333	79.0	4.33	83.3
⑤ Acryl (C ₅ H ₈ O ₂)	1.2	2.67	428	0.019	3.09	3.11
⑥ Aluminium	2.7	0.24	1.4	0.014	0.084	0.098
⑦ Stainless (Fe, Cr, Ni)	8.0	10.2	31.5	0.24	0.86	1.10

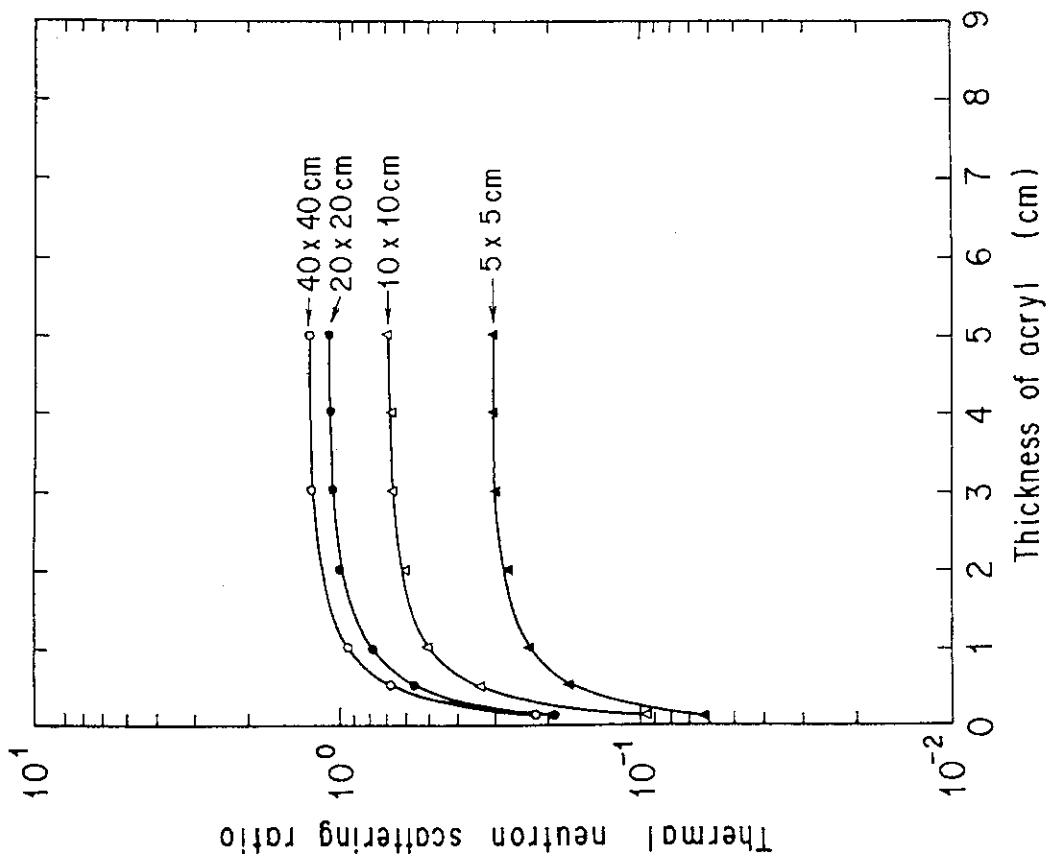


Fig. 2.3.6-2 Thermal neutron scattering for dimension of acryl

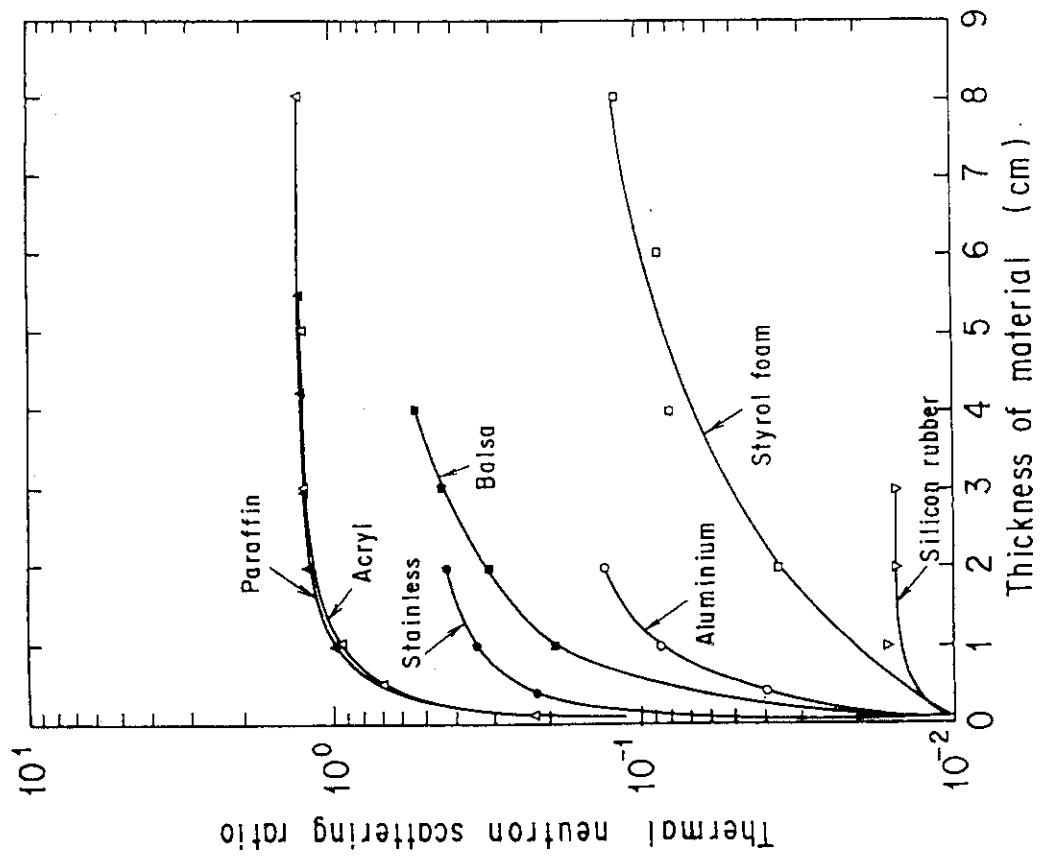


Fig. 2.3.6-1 Thermal neutron scattering for thickness of materials

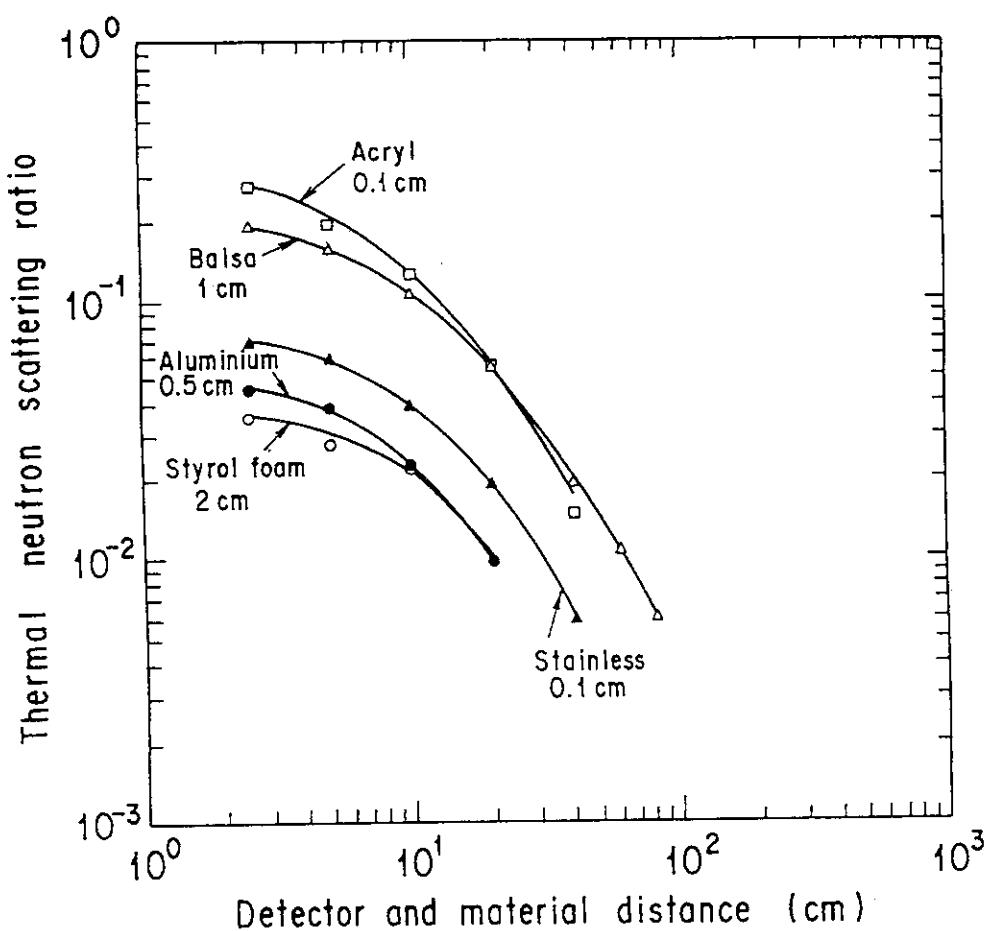


Fig. 2.3.6 - 3 Attenuation of thermal neutron scattering as a function of distance between detector and material

2.3.7 33ℓ 大型BF₃カウンタの校正

33ℓ 大型 BF₃カウンタ(BP-28)は、カナダAECL Chark Liver研究所で宇宙線測定用に開発された大型 BF₃カウンタであり、その高感度性から中性子利用施設からの微弱な漏洩中性子線を測定することが可能である。その基本仕様は、カウンタの有効長：190.8cm、実効体積：33ℓ、BF₃ガス：20 cmHg (96%¹⁰B)であり、カウンタの周囲は2cm厚のポリエチレン減速材で覆われている。今回、速中性子感度を増加させるための外付け減速材(6.5cm厚)を使用した場合の²⁵²Cf及びAm-Be線源に対する中性子フルエンス率換算係数及び1cm線量当量率換算係数を評価した。

換算係数の測定に先立ち、プラトー特性と指示値安定性を測定した。その結果、使用電圧は-2800Vであり、カウンタの指示値は統計誤差の範囲内で安定であることがわかった。

速中性子に対する換算係数を評価する場合、室内散乱線(主として熱中性子)による影響を評価することが重要である。通常はカドミニウムカバーをかけた測定を行い、熱中性子の寄与を差引くことにより散乱線の寄与を十分小さくできるが、本検出器が大きいこと等からカドミニウムカバーで全体を覆うことができない。そこで、室内散乱は壁の近傍を除けばほぼ一定と仮定できることを利用し、線源と検出器間の距離を3mから7mまで変化させた測定を行い、次式で評価した。

$$C = f^{-1} \times \frac{S}{4\pi r^2} + B \quad \dots \dots \dots \quad (1)$$

ここで、f：計数率-中性子フルエンス率換算係数[(cm⁻²・s⁻¹)/cps]、C：計数率[cps]、S：線源の中性子放出率[s⁻¹]、r：線源と検出器間距離[cm]、B：室内散乱線による計数率[cps](=定数)である。

この方法で問題となるのは、線源と検出器間の距離である。検出器の長さが2mと大きいため、検出器中心と線源の間の距離で求めたフルエンス率と検出器が受ける平均フルエンス率とに有意な差が生じる。そこで、実効距離(r_{eff})を導入して補正することとした。ここで、実効距離とは、検出器の受ける平均フルエンス率(ϕ)に相当する距離、すなわち、

$$\phi = \frac{S}{4\pi r_{\text{eff}}^2} \quad \dots \dots \dots \quad (2)$$

と定義される。

本検出器の場合、半径方向のフルエンス率の変化は長軸方向の変化に比べて無視できるため、検出器を線状として実効距離を求めるとき、

$$r_{\text{eff}} = r \times \sqrt[4]{1 + \left(\frac{L/2}{r}\right)^2} \quad \dots \dots \dots \quad (3)$$

となる。ここで、r：検出器中心と線源間距離、L：検出器の長軸方向長さ(234.5cm)である。この式は、検出器中心と線源間の距離(最短距離)と検出器端と線源距離(最長距離)の積が実効距離の2乗になることを示している。

測定は、放射線標準施設棟 (FRS) 第4照射室で行い、照射室の中心軸上で距離を3mから7mまで変化させて行った。検出器並びに線源の高さは、グレーチング上から120cmとした。

測定結果をFig. 2.3.7-1に示す。図より、検出器中心と線源間距離でプロットしたものは、距離が近いほど直線からずれているが、実効距離でプロットしたものは、非常に良く直線にのっている。この結果より、実効距離を用いた補正法は、このような大型検出器に対する補正法として有用であると考えられる。したがって、(1)式に最小自乗フィッティングして得られた傾きを求めることにより、散乱線の寄与を排除して換算計数を求めることができる。得られた計数率-フルエンス率換算係数: f 及び中性子フルエンス率-1cm線量当量率換算係数を使って求めた計数率-1cm線量当量率換算係数: f_H をTable 2.3.7-1に示す。これらの値の誤差は、測定時の統計誤差と補正における誤差を考慮して、 ^{252}Cf に対して約3%, Am-Be に対して約1%と評価できる。

換算係数の線源による違いを見ると、フルエンス率への換算係数は、 Am-Be に対するものの方が ^{252}Cf に対するものより3%, 1cm線量当量へのものは13%大きい。したがって、この6.5cm厚外付け減速材付き検出器の速中性子領域のエネルギー特性は、1cm線量当量に対してよりもフルエンス率に対して良好であると言える。

(吉澤 道夫)

Table 2.3.7-1 Conversion factor of BP-28 counter for fast neutron

	^{252}Cf	Am-Be
Count rate to		
Fluence rate	2.34×10^1	2.42×10^1
$[(\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})/\text{cps}]$		
Count rate to		
1cm dose equivalent	2.85×10^1	3.22×10^1
$[(\mu\text{Sv} \cdot \text{h}^{-1})/\text{cps}]$		

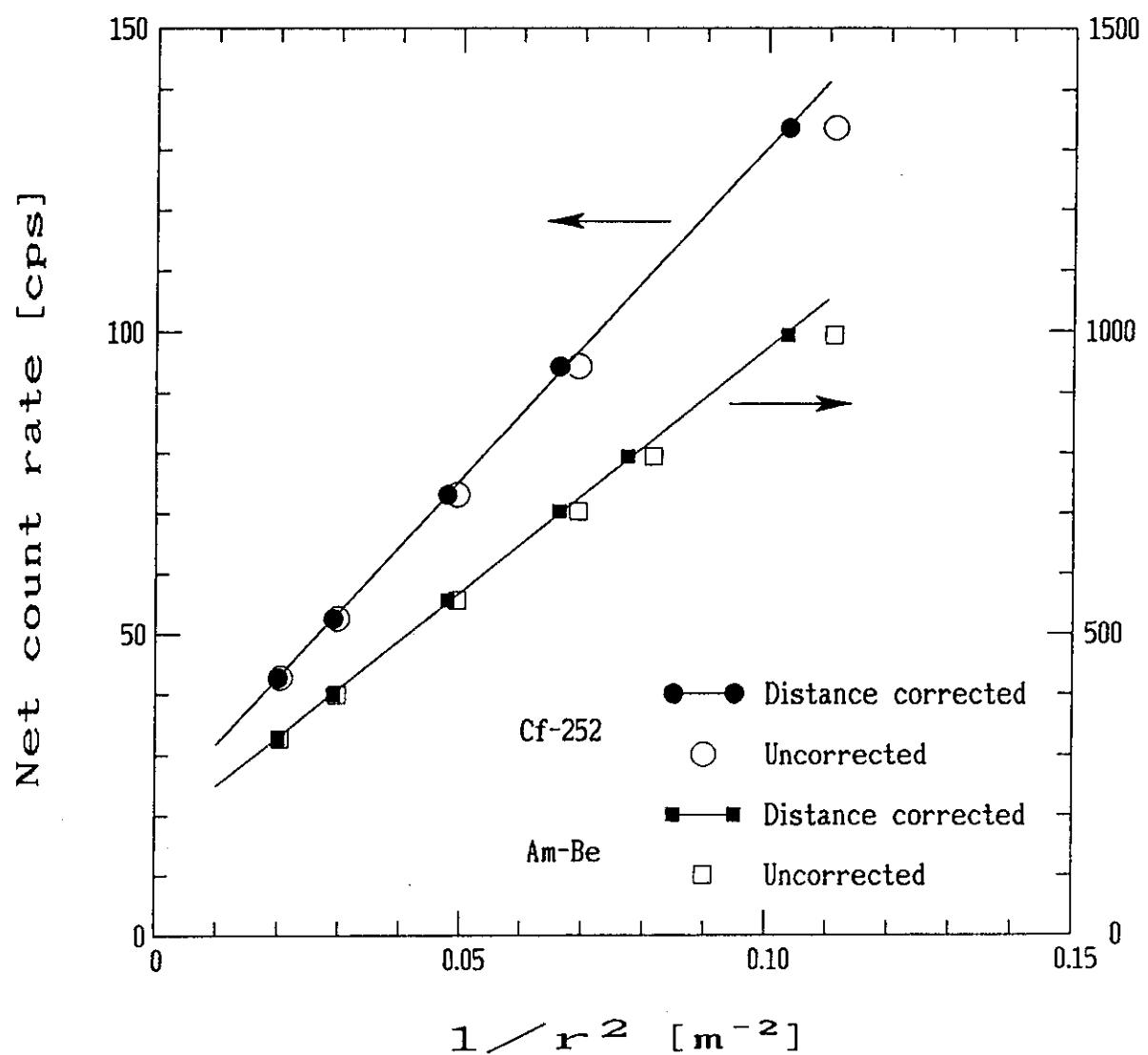


Fig. 2.3.7-1 Inverse square of distance vs. net count rate

2.3.8 体表面モニタの校正法

皮膚汚染に対する管理基準値は、放射能面密度で示されている。体表面モニタによる汚染の管理は、 β 線放出率について値付けされた一定面積（10cm×10cm）の線源を検出器保護グリル中央に密着させ校正定数を求めておき、身体測定時の計数率が管理基準値を超える汚染が発生した場合に退域できないよう判断レベルを設定して管理している。手足の場合は、検出器に密着して測定できるため現在の校正方法で汚染管理が行えるが、他の身体部位については、ある程度検出器より離れて測定せざるを得ない。このため、体表面モニタの校正方法について調査した。

体表面モニタの国際規格（IEC、現在審議中）では、ICRP Publ. 26¹⁾ 及びPubl. 35²⁾で示されているように、日常の汚染はせいぜい100cm²程度で発生するものとし、体表面モニタの検出すべき放射能と機器効率を以下のように求めることとしている。

(1) 体表面モニタで検出すべき放射能と人体汚染の表面放出率

- 衣服又は皮膚の表面密度限度（ β 線放出核種）4Bq/cm²
- 表面汚染面積を100cm²と仮定した場合の放射能 $4\text{Bq}/\text{cm}^2 \times 100\text{cm}^2 = 400\text{Bq}$
- 皮膚汚染の線源効率を0.5としたときの表面放出率 $400\text{s}^{-1} \times 0.5 = 200\text{s}^{-1}$

(2) 機器効率の表現方法

機器効率は、点線源（ β 線源）を用い、体表面モニタの検出器前面5cmの点を垂直方向（頭から足）に移動して求めた。このときに得られた機器効率を、最大機器効率で規格化し、平均値を求め、これを体表面モニタの中央部で求めた水平方向の機器効率の平均値に乗することにより、体表面全体としての実効機器効率を求め、これを用いて汚染部の表面放出率を判別又は評価することとしている。Fig. 2.3.8-1に水平及び垂直方向レスポンスを示す。

水平方向機器効率、垂直方向機器効率及び実効機器効率の求め方を以下に数式で示す。

水平方向機器効率（ $\bar{\eta}$ ）

$$\bar{\eta} = \frac{1}{N_H} \sum_{i=1}^{16} \eta_i$$

ただし、

$\bar{\eta}$: 水平方向機器効率の平均値

η_i : 楕円ファントムの中心よりみた各方位における機器効率

N_H : η_i の測定個数（例 16点）

垂直方向機器効率（g）

$$g = \frac{1}{N_V} \sum_{i=1}^{85} (\varepsilon_i / \varepsilon_{\max}) = \bar{\varepsilon} / \varepsilon_{\max}$$

ただし、

g : ε_{\max} で規格化した垂直方向機器効率

$\bar{\varepsilon}$: 垂直方向機器効率の平均値

ε_i : 垂直方向の各点における機器効率
 ε_{max} : 垂直方向機器効率の最大値
 N_v : ε_i の測定個数 (例 85点)
 実効機器効率 (E_{eff})

$$E_{eff} = \frac{1}{N_v} \sum_{i=1}^{16} \eta_i \cdot \frac{1}{N_v} \sum_{i=1}^{85} (\varepsilon_i / \varepsilon_{max})$$

$$= \bar{\eta} \cdot \bar{\varepsilon} / \varepsilon_{max} = \bar{\eta} \cdot g$$

(3) 検出限界表面放出率

体表面モニタによる人体汚染部の検出限界表面放出率 (Minimum Detectable Surface Emission Rate. M.D.E.R.) は、本機のバックグラウンド計数率の標準偏差の P 倍を目安として定めることとし、これに、バックグラウンドの減算モードを固定方式、同時減算方式又は継続減算方式に区分して計数値補正を加え、定義することとしている。

以下に、あらかじめバックグラウンドを測定しておき、汚染測定後差し引く継続減算方式の式を示す。

$$M.D.E.R. = \frac{P(B_2/t + B_2/T)^{0.5} + 0.05B_2}{E_{eff}}$$

ただし、

B_2 : バックグラウンド計数率 (cps)
 t : バックグラウンド測定時間 (sec)
 T : 身体測定時間 (sec)

M.D.E.R. を算出する際には汚染測定時のバックグラウンドの変動を 5 % 見込み差し引くこととしている。また、M.D.E.R. が 10s^{-1} を超えてはならないとしている。

IEC 45B 86E³⁾ では、99% の信頼度で M.D.E.R. を求めることとしているので、P (標準偏差の何倍をとるかの定数) は 3 とする。

体表面モニタで検出すべき放射能は、400Bqである。そして、皮膚汚染の線源効率を 0.5 とすると、この汚染部の表面放出率は 200s^{-1} となる。それゆえ、人体で汚染が発生した場合、体表面モニタからの放射線による信号を上記の実効機器効率 (E_{eff}) で割ることによって求めた計数が、少なくとも 200s^{-1} (cps) か、これよりも小さい値を検出できなければならない。そして、この値でアラームを発生させ、皮膚汚染の管理基準値をチェックする。このように、管理基準値としての表面密度は、ある面積の全放射能と関連づけて解釈し、アラームが発生しなければ、通常は被ばく線量の算定や汚染除去は行わない。

(大井 義弘)

参考文献

- 1) ICRP Publication 26, Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, (1977)
- 2) ICRP Publication 35, General Principles of Monitoring for Radiation Protection of Workers: Annals of the ICRP, 9, No. 4 (1982)
- 3) IEC 45B 86E, Installation personnel surface Contamination monitoring assemblies for alpha and beta emitters, (審議中)

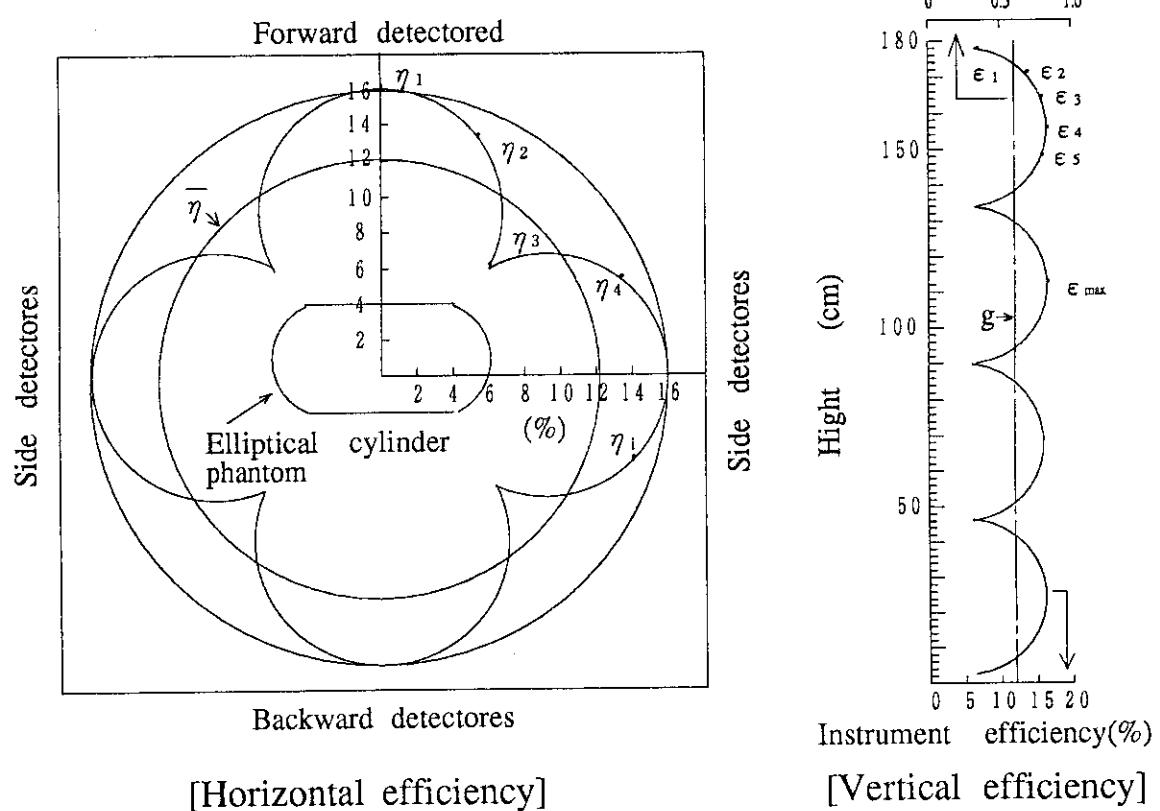


Fig. 2.3.8-1 Horizontal and vertical efficiency

2.3.9 ^{252}Cf 重水減速球の製作

放射線管理に用いられる中性子線用測定器は、必ずしも全エネルギー範囲にわたってエネルギー特性が良好でないため、実際に測定を行う現場のスペクトルをできるだけ模擬した校正場が必要である。そのため、放射線標準施設棟では、コンクリートブロックで囲まれた空間内にAm-Be中性子線源を置いた減速校正場を使用している。しかし、このコンクリート減速校正場は空間分布が複雑なため、校正時にエネルギースペクトルが同じ条件で線量当量率を変えることができないという問題がある。そこで、減速校正場としては、線源を球形の減速材で覆い、そこから漏洩する中性子を利用する方法が望ましい。

国際標準機構(ISO)は、原子炉周辺等のスペクトルを模擬した校正用線源として、 ^{252}Cf 線源を中心置いた直径30cmの重水減速球(カドミニウムカバー付き)を用いることを推奨している¹⁾。

そこで、 ^{252}Cf 重水減速球を製作した。ここでは、製作した ^{252}Cf 重水減速球の(1)概要、(2)特性評価、及び(3)線量当量率の計算について述べる。

(1) ^{252}Cf 重水減速球の概要

製作した ^{252}Cf 重水減速球は、重水を封入するための厚さ0.8mmのステンレス製球形容器、線源を中心セットするための線源插入孔並びに線源ホルダー及び厚さ約1mmのカドミニウムカバーで構成されている。 ^{252}Cf 重水減速球の断面図をFig. 2.3.9-1に示す。設計にあたっては、線源插入部の空洞を少なくして理想的な球にできるだけ近づけるため、插入孔の直径を約16mmと小さくすると共に、線源上方に空洞ができるよう線源ホルダーにも重水を封入できるようにした。また、温度変化による重水の体積変化を吸収するためのリザーバを設けた。

(2) ^{252}Cf 重水減速球の特性評価

製作した ^{252}Cf 重水減速球の特性を評価するため、線量当量率の一様性をレムカウンタ(Studsvik 2202D)を用いて測定した。測定は、重水減速球の線源插入孔を中心軸として回転させたとき及び中心軸を90°ずらして回転させたときの2つの回転方向について行った。その結果、一様性は線源插入孔を中心軸として回転させた時の方が良好であり、±4%以内であることがわかった。

次に、距離による線量当量率の変化をレムカウンタ(Studsvik 2202D)を用いて測定した。その結果Fig. 2.3.9-2に示す。これより、70cm以上の距離では距離の逆自乗によくしたがっており、 ^{252}Cf 重水減速球を点線源として扱ってよいことがわかった。

(3) 線量当量率の計算

^{252}Cf 重水減速球を用いた場合、線量当量率H[Sv/h]は次式で計算できる。

$$H = \frac{S \cdot f}{4\pi r^2} \times h \times 3600$$

ここで、S： ^{252}Cf 線源の中性子放出率[s⁻¹]、f：重水、容器及びカドミニウムカバーによる中性子の吸収に対する補正係数、r：距離[cm]及びh：中性子フルエンス-1cm線量当量換算係数[Sv·cm⁻²]である。

fは、ISO 8529¹⁾によると0.885である。ただし、このデータは線源插入部等の内部構造の影響

が考慮されていないため、今回製作した重水減速球について、3次元モンテカルロ輸送計算コード MORSE-CGを用いて f の値を評価した。その結果、0.886（誤差±1%）となり誤差の範囲内で一致した。したがって、 f の値としてはISOの値、0.885を用いて問題ないことがわかった。

h については、ISO 8529¹⁾には従来のICRP Publ.21に基づく換算係数しか示されていないが、文献によれば、内部構造を考慮しない場合の値は93.0²⁾から93.5³⁾ [pSv・cm²]である。しかし、この値は内部構造やカドミニウムカバーにより強く影響を受けることが指摘されている³⁾。そこで、 f の場合と同様、製作した重水減速球について MORSE-CGコードによりエネルギースペクトルを計算し、 h の値を評価した。その結果、98.7 [pSv・cm²]（誤差±2%）となり、文献値より5から6%高い値となった。この理由については現在不明であるため、さらに詳細な検討が必要である。

（吉澤 道夫）

参考文献

- 1) ISO : ISO 8529 (1989)
- 2) 道川太一：放計協ニュース，No.3 (1988)
- 3) H. E. Hertel and J. C. McDonald: Radiat. Prot. Dosim. 35(1), 23, (1991)

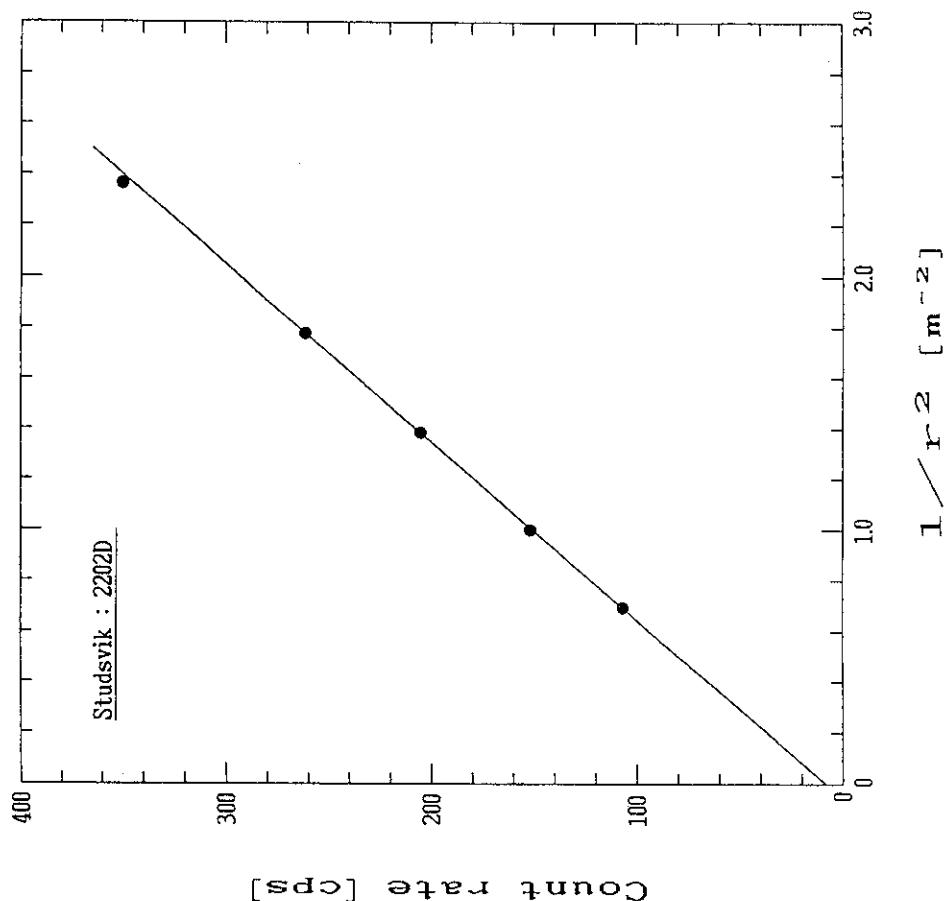


Fig. 2.3.9 - 2 Inverse square of distance vs. count rate

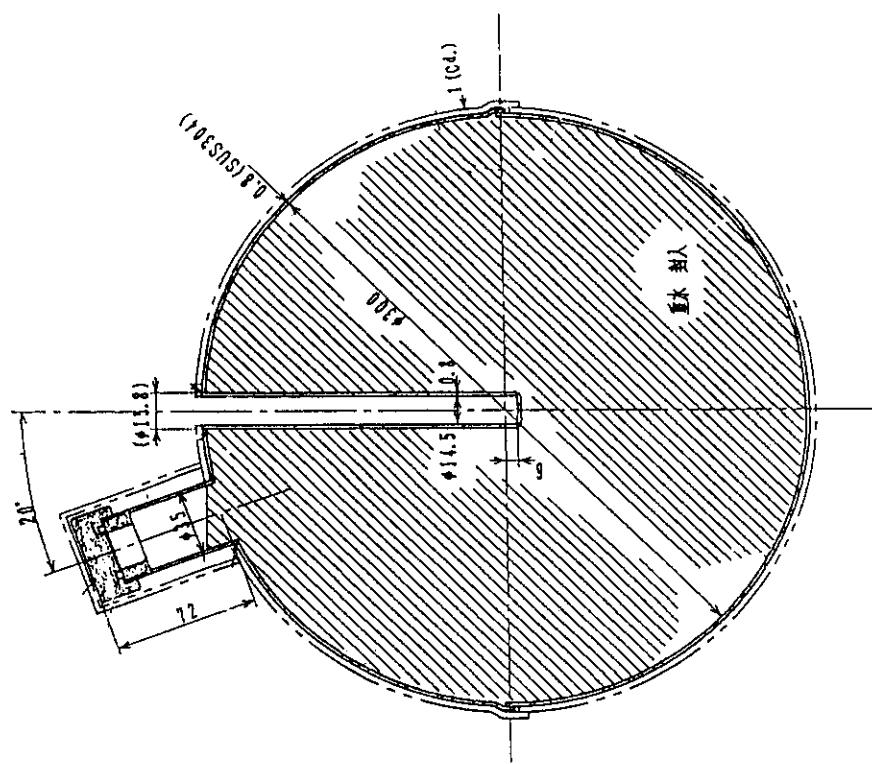


Fig. 2.3.9 - 1 Cross section of D₂₀-moderated sphere.

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。

廃棄物データ管理のためのシステム開発を前年度に引き続き実施した。

研究所系の廃棄物については今後発生量の増加が予想され、合理的な処理処分方策の策定が大きな課題である。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、焼却処理試験については簡易焼却炉の改造等を行った。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」及び「解体炉内構造物等処理処分技術開発」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「大型放射性固体廃棄物の処理処分方法及び再利用に係る調査」を実施した。

トリチウム廃棄物の処理試験についてはトリチウムプロセス研究棟において固化試験を実施した。

(阿部昌義、進土義正)

大洗研究所においては、放射性廃棄物管理に係る業務の改善及び施設の更新整備等に資するため、以下の技術開発を行った。

JMTRから多量に発生する使用済イオン交換樹脂について、処理技術の確立を図るため、放射性物質の挙動、実規模処理装置の設計に係る工学的データの蓄積等を主目的として、整備した流動床-酸化銅触媒燃焼方式の焼却試験装置を用いてホット試験を実施した。

設備の更新等により発生が増大する傾向にあり、今後の対応が必要となる大型廃棄物について、処理技術とデータの蓄積を主目的として、旧 β ・ γ 焼却装置の解体処理を実施した。

更新により撤去した中レベル廃液蒸発装置のカランドリアについて、今後の装置の維持管理方法等の策定に資するため、非破壊試験による腐食状況調査を実施した。

(福田 勝男)

2.4.2 放射性廃棄物データ管理システムの開発(IV)

放射性汚染処理第1・2課では、東海研究所情報システムセンターの大型計算機を用いた放射性廃棄物データ管理システムの整備を順次実施してきた^{1)・2)・3)}。1991年度は、東海研究所における処理済保管体の保管状況等に関して科学技術庁及び茨城県へ提出する報告書を作成するコード(以下「報告書コード」という。)の整備を実施した。

1990年度までに整備した放射性廃棄物データ管理システムでは、東海研究所における全ての放射性廃棄物に関するデータを放射性廃棄物マスタファイルに記録する。報告書コードでは、この放射性廃棄物マスタファイルから処理済保管体等に関する必要なデータを検索、集計して科学技術庁及び茨城県へ提出する3種類の様式の報告書をそれぞれ作成する。これらは、各々の報告書の保管体の分類形式がそれぞれ異なり、報告する保管体数は種々の容積の保管体を200ℓドラム缶相当の本数に換算する必要がある。このような分類及び換算を計算機を用いて行う場合、四捨五入の端数処理等によって各報告書の報告値間に不整合が生ずる可能性があり、これを調整する必要がある。また、これらの報告書は重要であるため、報告前にその報告値を確認し、報告後もそれを保存する必要がある。これらの理由から、報告書コードは以下の手順に従って報告書を作成する設計とした。放射性廃棄物データ管理システムの概略及び報告書コードでの報告書作成手順をFig. 2.4.2-1に示す。

① 詳細データの出力

放射性廃棄物マスタファイルから必要なデータを検索、集計して各報告値の内訳等をまとめた詳細データをレーザプリンタに出力する。同時に、集計した各報告値を新たに作成した報告書ファイルに記録する。

② 報告値のチェック

詳細データに基づいて報告値の確認を行い、必要ならば報告値間の不整合の調整を行う。そして、大型計算機の端末画面を通して①で作成した報告書ファイルの値の確認又は修正を行い、その報告値を保存する。

③ 報告書の出力

②のように端末画面上でのチェックを行った報告値に限り、報告書をレーザプリンタに出力する。

この報告書コードの整備により、これまで多大な労力を要していた報告書の作成が、正確かつ迅速に行えることとなった。今後も更に整備を進め、放射性廃棄物に関するデータ管理の効率化、省力化を図る予定である。

(伊藤大一郎)

参考文献

- 1) 木原伸二：保健物理－管理と研究－No.31, JAERI-M 89-212, 258(1989)
- 2) 高橋 彰：保健物理－管理と研究－No.32, JAERI-M 90-224, 210(1990)
- 3) 伊藤大一郎：保健物理－管理と研究－No.33, JAERI-M 91-171, 239(1991)

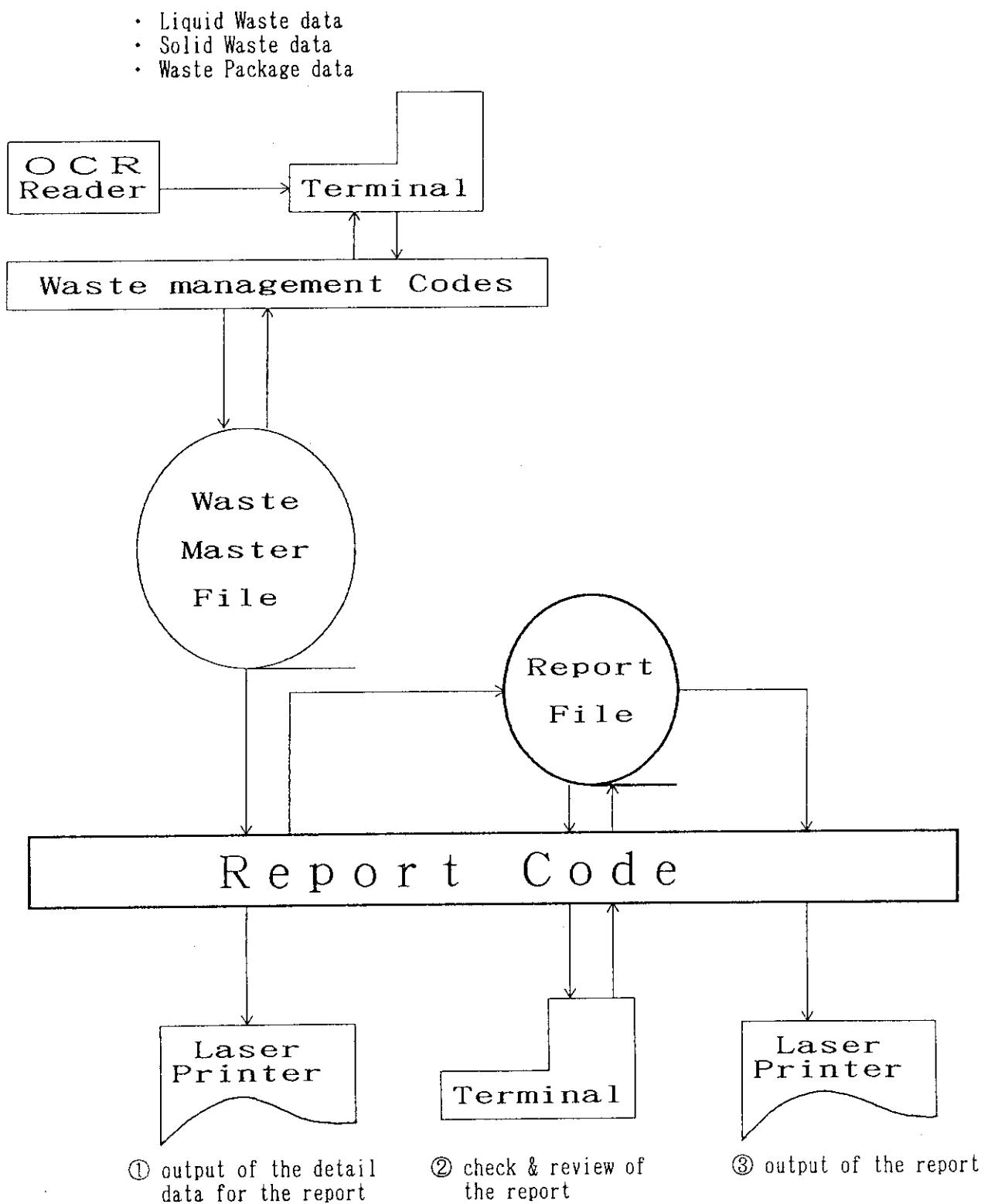


Fig. 2.4.2 - 1 Outline of the computer system for radioactive waste management

2.4.3 触媒燃焼によるイオン交換樹脂の減容処理試験

現在JMTRにおいては、 190m^3 の使用済イオン交換樹脂（廃樹脂）が貯槽に貯蔵されており、今後さらに継続的に発生することとなっているため、この廃樹脂の減容・安定化に係る処理技術の確立が課題になってきている。

このような状況を踏まえ、大洗研究所放射性廃棄物処理課においては、酸化銅による触媒燃焼を用いた廃樹脂の減容処理に係る研究・開発を進めてきた。その一環として、従来からの基礎研究の結果^{1), 2)}に基づき、1989年度及び1990年度に、流動層と触媒燃焼とを組み合わせ、 NO_x を発生しない比較的低温領域で廃樹脂の燃焼を行う、パイロットスケールの廃樹脂低温焼却予備処理試験装置（2 kg/h）を整備した。1991年度は、この試験装置を用いて、樹脂の燃焼状態、触媒効果、樹脂燃焼時におけるRI挙動等の評価に係る試験を行った。

(1) 試験装置の概要

(a) 装置本体

試験装置は、酸化銅触媒の装着部を有する焼却炉本体、樹脂供給系及び排ガス浄化系から構成されている。試験装置の系統図をFig. 2.4.3-1に示す。

焼却炉本体は、直径250mm、長さ2,500mmのSUS310製の円筒状で、下部内面の流動層形成部分は耐火レンガのライニング構造としている。流動媒体は、平均粒径 0.5mmのアルミナを使用した。また、樹脂の供給は、スクリューフィーダによるスラリー状樹脂の移送及び水切りと、圧縮空気による焼却炉への吹き込みを組み合わせることにより、乾燥工程を用いないでスラリー状の樹脂を焼却炉に供給する方式を採用し、流動層及び触媒がLPGバーナにより650°C以上に加熱された後投入した。

(b) 酸化銅触媒

酸化銅触媒は、主に、排ガス中の未燃物との接触効率及び耐熱性を考慮し、多孔質なセラミックフォーム(空孔率80% : Al_2O_3 , ZrO_2 , SiO_2)の表面に、重量比約10%の酸化銅を担持させたものを用いた。本試験においては、直径195mm、厚さ50mmの円盤状の触媒10枚を金属製のホルダに入れ、焼却炉内フリーボード部に装着した。流動層から飛び出した未燃物等は、この多孔質のセラミックフォームを通過する際に、酸化銅との酸化反応により、水と二酸化炭素に変換される。

(2) 試験方法の概要

(a) 試験手順

試験は次の手順で行った。まず、装置の特性、樹脂の燃焼状態、触媒の効果等を評価するため、コールドの樹脂(DIAION SKN-1) 約45kgを用いて燃焼試験を行った。次に、樹脂の燃焼時ににおけるRIの挙動等を評価するため、樹脂に ^{54}Mn , ^{60}Co , ^{134}Cs を吸着させ、燃焼試験(ホット試験)を行った。今回のホット試験において焼却炉に供給したイオン交換樹脂の重量と核種別の放射能量をTable 2.4.3-1に示す。

触媒効果、RIの挙動等を把握するため、煙道中の排ガスのサンプリングを等速吸引法等により行うとともに、ホット試験においては、試験後装置を開放し、触媒、流動媒体、スクラバ液等についてもサンプリングを行った。

(b) 装置の運転条件

装置の運転条件は、以下のとおりとした。

- (i) 流動層及び触媒の温度 650~750°C
- (ii) 焼却炉内負圧 約10mmH₂O
- (iii) 焼却炉への供給空気量 25~26Nm³/h
- (iv) 樹脂の平均供給速度 1.0~1.5kg/h

(3) 得られた主な成果

- (a) 流動層及び酸化銅触媒における温度並びに目視による樹脂の燃焼状態から、比較的低温で十分な安定燃焼を確認した。
- (b) 排ガス中の平均塵埃濃度から、酸化銅触媒が樹脂の燃焼時において発生する未燃物を効果的に燃焼していることを確認した。
- (c) 排ガス中の組成分析の結果から、NO_xは有意に生成していないことが確認された。
- (d) 今回のホット試験の結果、焼却炉に投入したRIの分布状況は、流動媒体に約10%，触媒に約50%，排ガス浄化系に約40%であった。

(4) 今後の方針

今後、今回得られたRIの挙動に係るデータ等の確認を行っていくとともに、触媒の能力をさらに引き出すことを目標に、未燃物と触媒の接触・反応時間に係る最適化等について検討する。

(矢幡胤昭、木原伸二)

参考文献

- 1) 矢幡、寺門、栗原：触媒燃焼によるイオン交換樹脂の減容処理（第1報 基礎試験），JAERI-M 88-088, (1988)
- 2) 矢幡、平田、寺門、他：触媒燃焼によるイオン交換樹脂の減容処理（第2報 ベンチスケール試験），JAERI-M 88-233, (1988)

Table 2.4.3-1 The weight of ion exchange resins and radioactivities fed into the furnace during the incineration

Weight		6.9 kg
Radioactivities	⁵⁴ Mn	7.38×10^5 Bq
	⁶⁰ Co	6.87×10^5 Bq
	¹³⁴ Cs	5.62×10^5 Bq

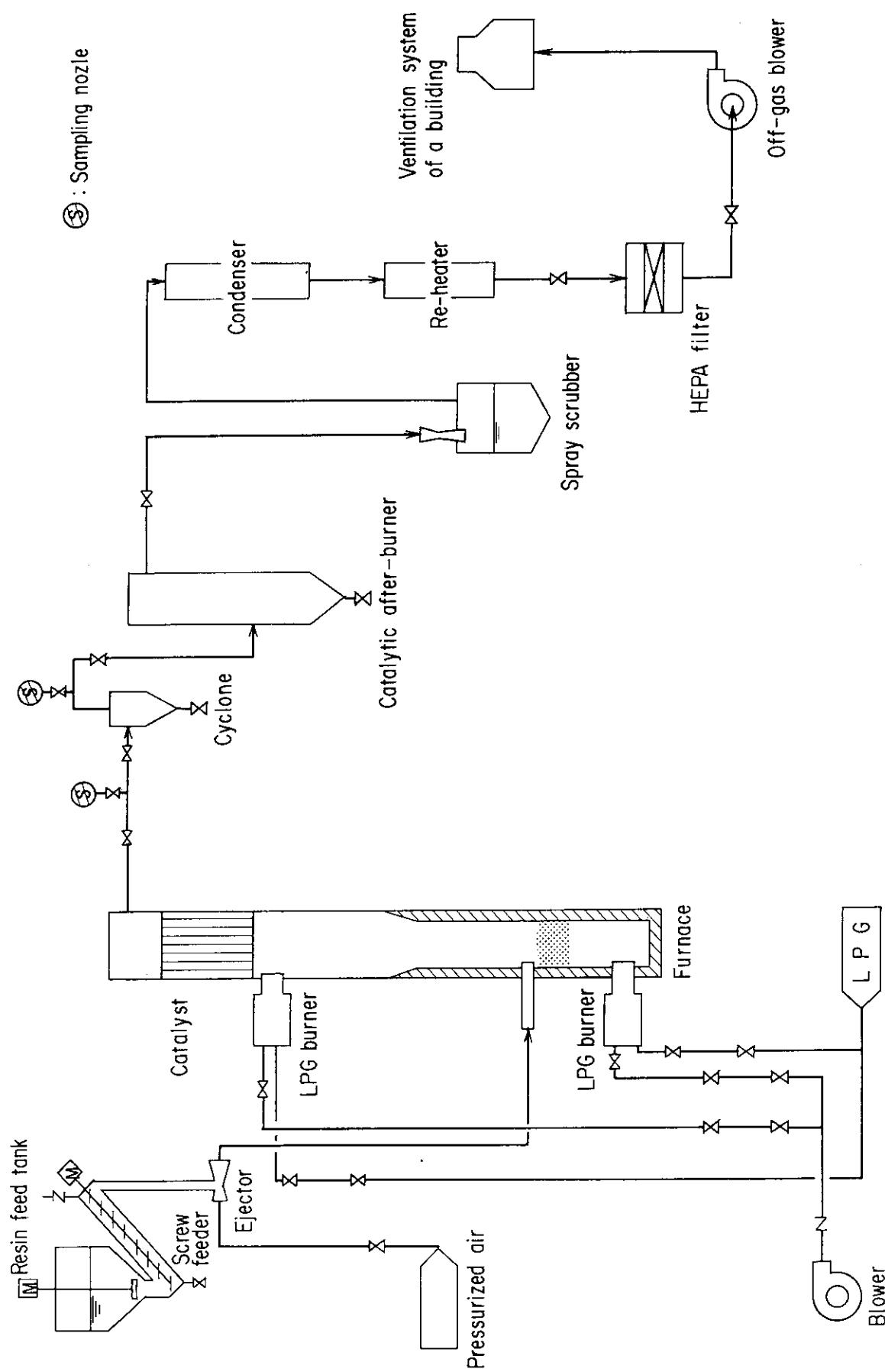


Fig. 2. 4. 3 - 1 Schematic illustration of pilot unit

2.4.4 旧 β ・ γ 焼却装置の撤去

(1) 概 要

大洗研究所の旧 β ・ γ 焼却装置は、低レベル β ・ γ 可燃性固体廃棄物の焼却減容処理を目的として1972年に設置し1989年まで使用してきたが、放射性廃棄物の発生量の増加及び装置の著しい腐食などによる老朽化に対処するため、1989年に新 β ・ γ 焼却装置の整備を行い、その新 β ・ γ 焼却装置の運転開始と同時に本装置の運転を停止した。

旧 β ・ γ 焼却装置について、今後の設備の更新等で対応が必要となる大型廃棄物についての解体処理技術に関する経験とデータを蓄積するとともに、本装置の設置区域約160m²の有効活用を図るために、解体撤去を実施した。

(2) 解体撤去

本装置は、焼却炉本体と冷却器、電気集塵器、フィルタユニット等から成る排ガス処理設備及びこれらの附帯設備で構成されている。本装置の系統をFig. 2.4.4-1に示す。

本装置の撤去範囲は、装置構成機器及びその基礎、排気筒など装置全体を対象とした。

解体に先立ち、放射性廃棄物の低減化を図るため、構成機器を放射性廃棄物とその他の廃棄物とにそれぞれ分類した。解体撤去作業は、排ガスプロワを運転して装置系統内を負圧に保ちながら、上流側である焼却炉本体から順に撤去を実施した。機器の解体は、機器毎にグリーンハウスを設置し、また、ハウス設置が困難な機器については、別のエリアに設けた切断専用のグリーンハウス内に機器を搬入して行った。グリーンハウスは、局所排気装置で内部を負圧に保ち、その排気はプレフィルタ、HEPAフィルタを介して建家換気系ダクトに接続した。

焼却炉本体の耐火レンガの撤去については、全面マスク及びビニールアノラックを着用して炉内部に入り、電動ハンマを使用して碎き、専用のビニールバックに入れて炉外へ搬出し、さらにコンクリート内張りドラム缶に収納した。その他の金属類については、可能な限りフランジ部より切り離したのち、指定の寸法に切断した。なお、機器の切断は主にガス切断で行い、形状、材質等によりバンドソーなどを用いて行った。指定の寸法に切断された放射性廃棄物はコンクリート内張りドラム缶に収納し、また、その他の解体物は指定場所にそれぞれ分類して保管した。

撤去の作業期間は、1990年12月に開始し、1991年4月に終了した。作業日数は60日、作業人員は延519人を要した。また、作業者の外部被ばくによる線量当量は、集団線量当量で5.64人・ミリシーベルト、個人最大線量当量で1.25ミリシーベルトであった。

本解体撤去作業により本装置の主要機器の実容積65m³の約43%(28.2m³)を放射性廃棄物として分類した。このうち、耐火レンガが12.5m³、その他の金属等が15.7m³であった。また、本解体撤去作業に伴い発生した二次廃棄物は14.18m³であった。

(3) まとめ

- ① 本解体撤去作業は、ほぼ初期の計画通り遂行することができた。
 - ② 解体撤去作業により発生した放射性廃棄物は、廃棄物パッケージの発生本数の低減化を図るため、可能な限り既設の圧縮装置により減容処理を行った。
- この結果、放射性廃棄物28.2m³は17.0m³(耐火レンガ7.0m³、その他の金属などの廃棄物10.0m³)に

減容でき、廃棄物パッケージとして 170本を保管廃棄した。Fig. 2.4.4-2 に解体撤去作業における廃棄物の流れを示す。なお、同様の装置の解体撤去においては、解体対象物を可能な限り分類区分するとともに、効果的な切断手法、処理方法等を選定し、駆使することにより放射性廃棄物の発生量をさらに抑えることが可能である。

(庄司 喜文)

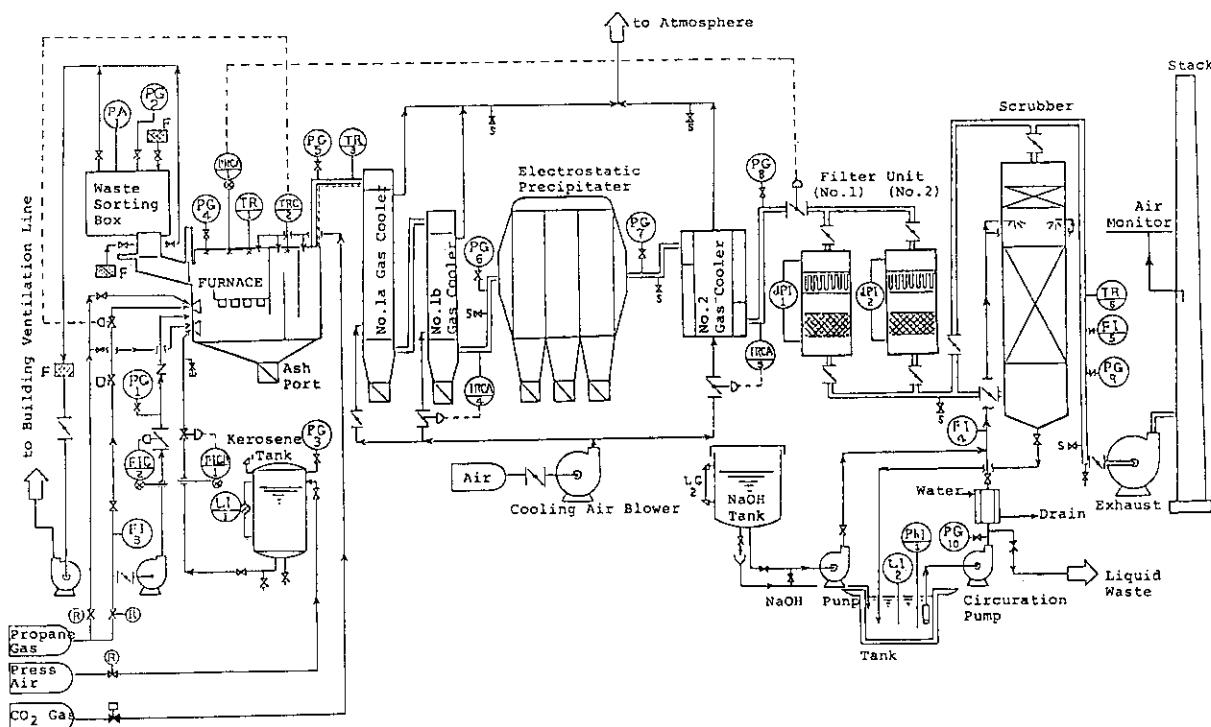


Fig. 2.4.4 - 1 Process of Low level $\beta \cdot \gamma$ Solid Waste Incinerator

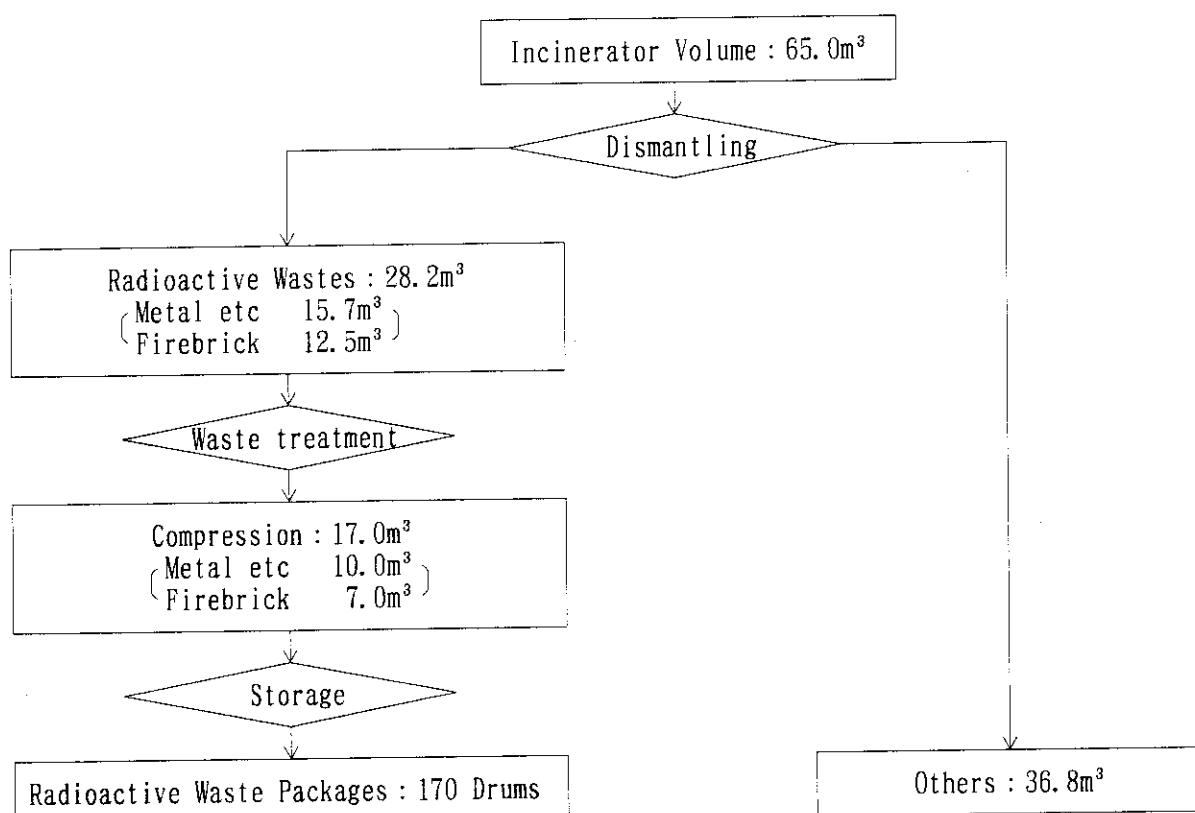


Fig. 2.4.4 - 2 Management of wastes generated from Incinerator dismantling

2.4.5 蒸発装置カランドリアの腐食状況調査

(1) はじめに

大洗研究所の放射性廃棄物処理課においては、中レベル廃液蒸発装置のカランドリア更新（1989年8月）により撤去した旧カランドリアについて、今後の運転計画、維持管理方法などに反映させることを目的として伝熱管の腐食状況調査を実施した。以下にその概要を示す。

(2) 中レベル廃液蒸発装置の運転実績

中レベル廃液蒸発装置（単効型蒸発装置、処理能力 $1\text{m}^3/\text{h}$ 、除染係数 10^4 以上）は、1971年に、主に、中レベル廃液の処理を目的として設置された。1978年以降は、動燃の高速増殖炉「常陽」の運転に伴い発生する実験室系の低レベル廃液の処理を目的として設置された低レベル廃液蒸発装置からの濃縮液（低レベル廃液濃縮液）の処理もあわせて行ってきた。

廃液を加熱、沸騰させるカランドリアは、直径約1.0m、高さ約0.8mの円筒形で、内部にSUS316L製の伝熱管 588本 [25.4mm $\phi \times 2.3\text{mm}$ (厚さ) $\times 820\text{mm}$ (長さ) /本、伝熱面積約 35m^2] を配置している。

Fig. 2.4.5-1 にカランドリアの図を示す。

1989年8月末までの装置の主な運転実績は、以下のとおりである。

(a) 処理量

低レベル廃液	約 890m^3
低レベル廃液濃縮液	約 540m^3
中レベル廃液	約 350m^3

(b) 装置運転時間：延 $1,450$ 時間

(c) 廃液加熱温度：約 130°C

(d) 濃縮液の固形物含量： $100\text{g/l} \sim 400\text{g/l}$

(e) 濃縮液中の塩素イオン濃度：平均；約 18g/l

最大； 90g/l

(3) 健全性調査の内容及び結果

(a) 液体浸透探傷試験

カランドリアの表面に付着したスケールを除去した後、伝熱管の溶接部について液体浸透探傷試験を実施した結果、数箇所に発色指示模様が認められた。この発色指示模様は、1987年に実施したカランドリアの定期点検時にも確認された進行性のある腐食であった。

(b) 漏洩試験

漏洩試験は、加熱用蒸気側を空気でまず通常の使用圧力である約 2kg/cm^2 に加圧して行った。次いで本カランドリアの設計最大使用圧力約 6kg/cm^2 に加圧した。その結果、伝熱管溶接部などの漏洩は認められなかった。

(c) 渦流探傷試験

すべての伝熱管 588本について、伝熱管内部の腐食状況を調査するために、渦流探傷試験を実施した。この結果、腐食による侵食現象が認められ、その侵食状況は、伝熱管の初期厚み(2.3mm)の14%から30%までのものが69本(90箇所)、31%から50%のものが80本(89箇所)、51%を超

えるものが25本（25箇所）であった。Table 2.4.5-1に伝熱管の腐食による侵食状況を、Fig. 2.4.5-2に腐食による侵食現象が認められた伝熱管の分布状況を示す。また、侵食状況の測定とあわせて実施した侵食現象が認められた箇所の写真撮影結果では、全体的に伝熱管表面にスケールが付着しており、伝熱管の地肌部が部分的にしか観察できないため十分に侵食状況を確認することはできなかった。

(4) カランドリアの処置と今後の調査予定

1992年1月にカランドリアの解体を行い、腐食による侵食現象が認められた174本の伝熱管をサンプルとして取り出した。今後は、採取した伝熱管をさらに細断するなどして、腐食による侵食を定量的に測定し、渦流探傷試験によって得られた侵食量に係るデータと比較し、スケールの渦流探傷試験結果に与える影響などを調査していく予定である。

（根本 俊行）

Table 2.4.5-1 Summary of Corrosion Attacks on the Tubes of Calandria

Ratio of Corrosion Depth to thickness of Tube (%)	The Number of Tubes with Corrosion Attacks	The Number of Corrosion Attacks
0～13	414	414
14～30	69	90
31～40	40	47
41～50	40	42
51～60	18	18
61≤	7	7
Total	588	618

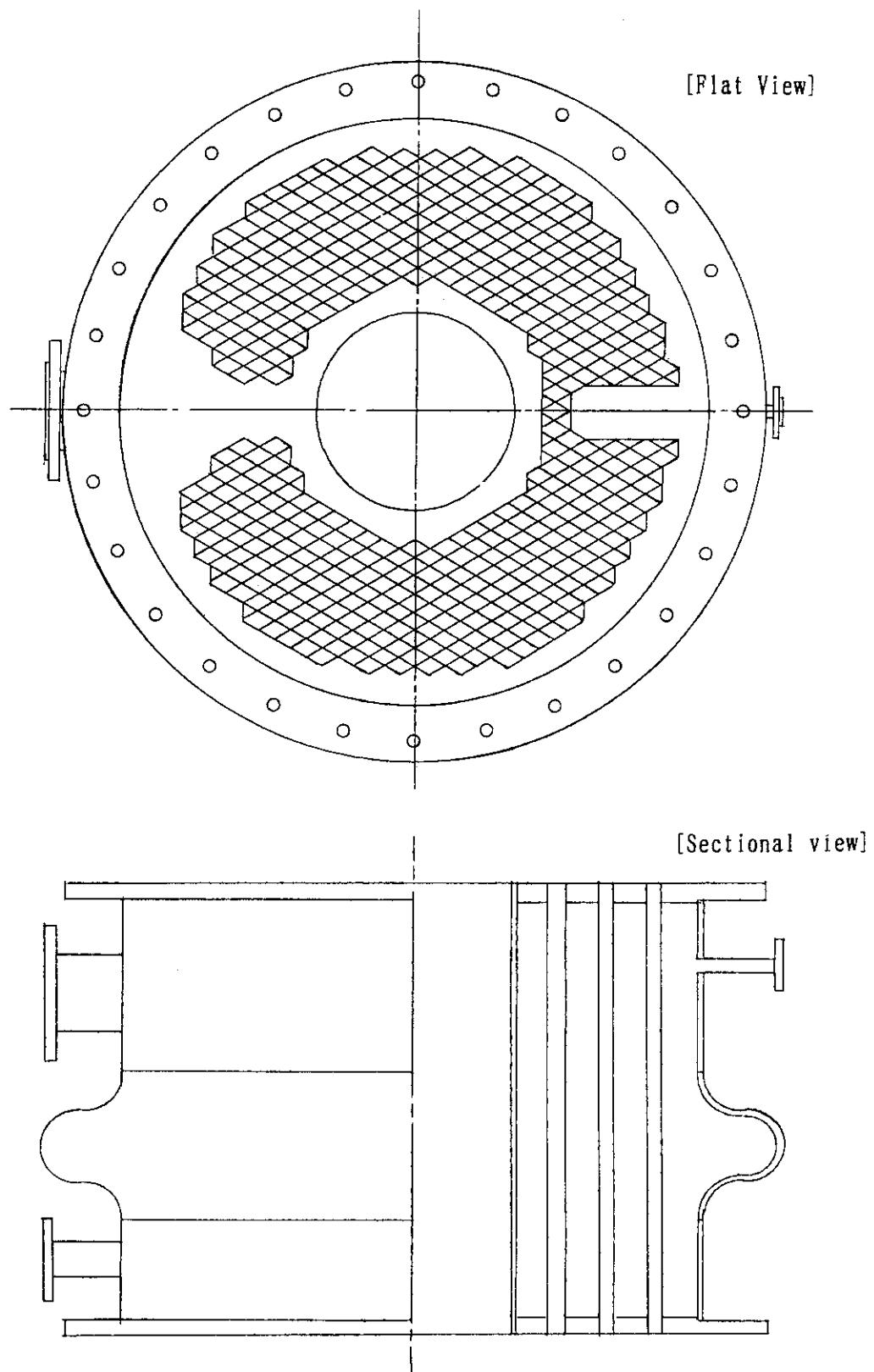


Fig. 2.4.5-1 Schematic illustration of Calandria

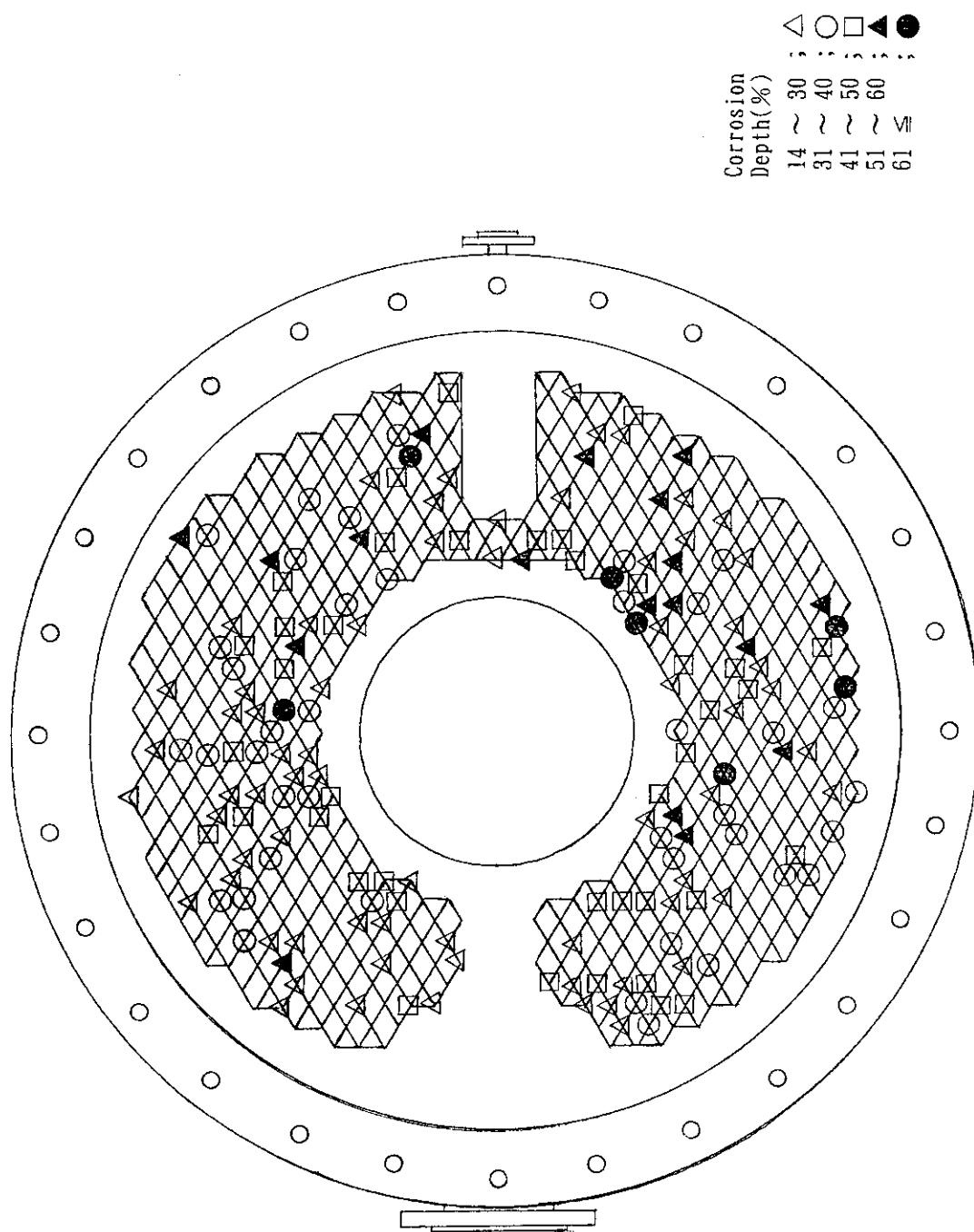


Fig. 2. 4. 5 - 2 Distribution of tubes with corrosion in Calandria

3.1 放射線計測

3.1.1 概 要

ガスモニタの校正に役立てるため、従来懸案であった計数管両端部で生ずる数え落とし（端効果）を克服する方法として、長軸円筒形比例計数管を用いた中央部ガス拡散方式による端部到達前計数法を検討した結果、注入放射能数千Bq程度では誤差0.1%以下で計数可能なことを確認した。

ICRP 1990年基本勧告(ICRP Publ. 60)において変更のあった放射線防護上の諸量のうち、外部光子被ばくに対する実効線量に係わる諸計算を行った結果、実効線量は前方、後方、右側方照射で17keV から5.9MeVの光子エネルギーに対していずれも従来の実効線量当量よりも幾分低い値となることが判った。

低線量における、がん死亡等の発生確率を導き出す基礎として線量－反応関係モデルは重要であるが、ICRP 1990年基本勧告では生体系の損傷修復効果等を考慮していないため、これを考慮したモデルを3つ試作し、従来モデルより実測データへの適合性がいいことを確認した。

ICRP 1990年基本勧告では放射線防護体系を一層システム論的に捉えるようになったため、その体系の総合的な有効性を統一的に評価する新しい用紙（両混成用紙）を開発した。この用紙は線量低減の総合評価のみならず、線量－反応関係の解析にも適用されることが知られた。

(熊澤 蕃)

3.1.2 長軸比例計数管による放射性ガスの定量

原子力施設内の空气中放射性ガス濃度の管理や放出放射能の管理においてルームガスモニタ、スタッカガスモニタ等の測定機器が使用されている。これらの測定器による測定値の品質保証において、適切な校正を定期的に実施することが極めて重要である。この校正の実施に際しては、品質の高い校正用標準ガスの供給体制を確立する事が不可欠である。

放射性ガスの放射能の直接測定は、一般に、内部試料封入型比例計数管が用いられる。この測定において最も重要な補正は、計数管の両端における不感領域で生じる数え落とし（端効果）である。この補正法として、従来は複数の長さの異なる計数管の計数値の差引に基づいて行われているが繁雑さを伴う。このため、長軸の円筒形比例計数管を用いた新しい測定法の開発を行ってきた。この方法は、計数ガス中における放射性試料ガスの自然拡散に基づいている。すなわち、長軸の比例計数管の中央部から注入した試料ガスが、計数管両端の不感領域に到達する前に計数を収集することにより端効果を除く方法である。

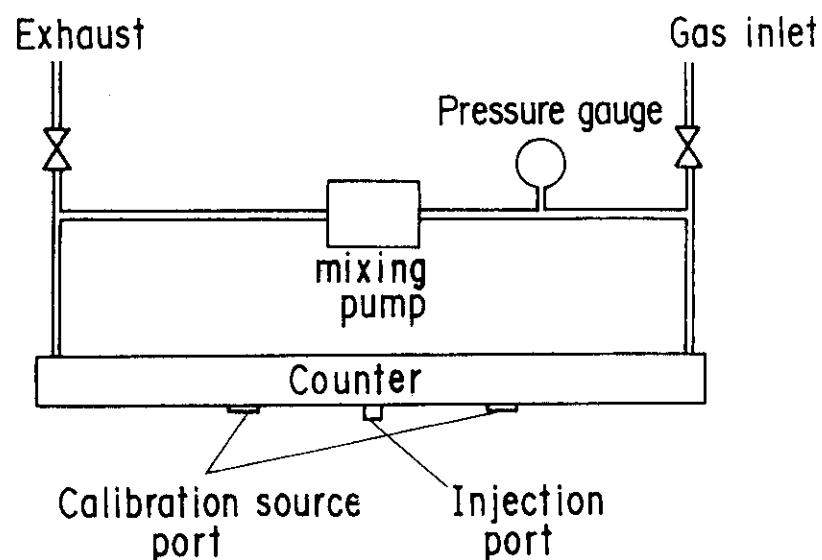
長軸比例計数管の構造及び測定回路をFig. 3.1.2-1に示す。計数管は、内径40mm、長さ約1,000mmであり、中央部に注入口が設けられている。試料ガスは、この注入口からマイクロシュリンジを用いて計数管内に導入される。系内における試料ガスの挙動を評価するために、計数管のアノードには直径15 μm のニクロム線を用い、1cmあたり約50 Ω の抵抗が与えられている。この抵抗により電荷を分割し位置分析を行うことにより電荷の付与された位置を知ることができる。

飛程の長い β 線放出核種を試料ガスとして用いた場合、 β 線の放出された位置と電荷が付与される位置とは一致しない。このため、エネルギーの低いオージェ電子を放出する ^{37}Ar (K-オージェ電子のエネルギー：2.6keV)を用いて系内における拡散挙動を観察した。 ^{37}Ar は、純度99.9%の ^{36}Ar をJRR-4において照射し $^{36}\text{Ar}(n, \gamma)^{37}\text{Ar}$ の核反応により作製した。試料ガスの純度については、Ge検出器による γ 線スペクトロメトリにより評価した結果、他の放射性核種の混在は認められなかった。

Fig. 3.1.2-2に測定された試料ガスの系内分布を示す。測定結果は、計数ガスにメタンガスを使用した場合であり、注入後の試料ガスの拡散分布が時間経過とともに変化する様子が観察できる。試料ガスは計数ガス内を左右対象に拡散している。図中に実線で示された値は、拡散の理論に基づいたメタン-アルゴンの相互拡散係数から予測される拡散分布であり、実験結果と比較的良く一致する。この測定に基づき、端効果を受けない測定が許される時間は、0.1MPaの内圧で室温において500秒以上に達することが明かとなった。この拡散時間は、内圧を0.4MPa程度に増すことにより更に2倍の1,000秒以上にすることが可能であり、1回の放射能の注入量が数千Bq程度とすれば、統計的誤差を0.1%以下にすることが容易に達成できる。

(吉田 真)

(a)



(b)

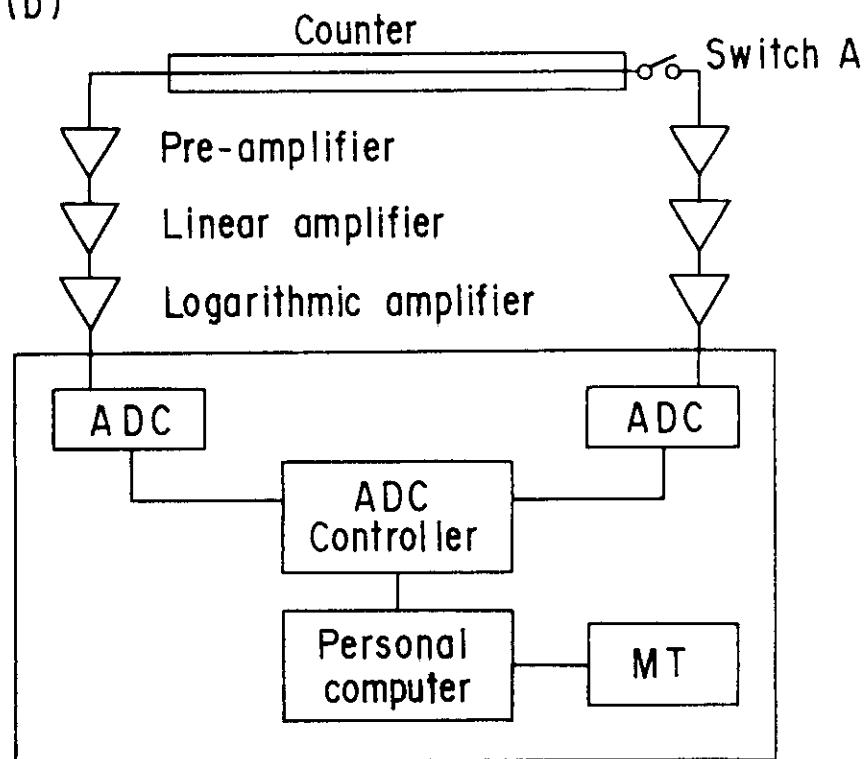


Fig. 3.1.2 - 1 Configuration of counting system(a) and block diagram of electrical circuitry(b).

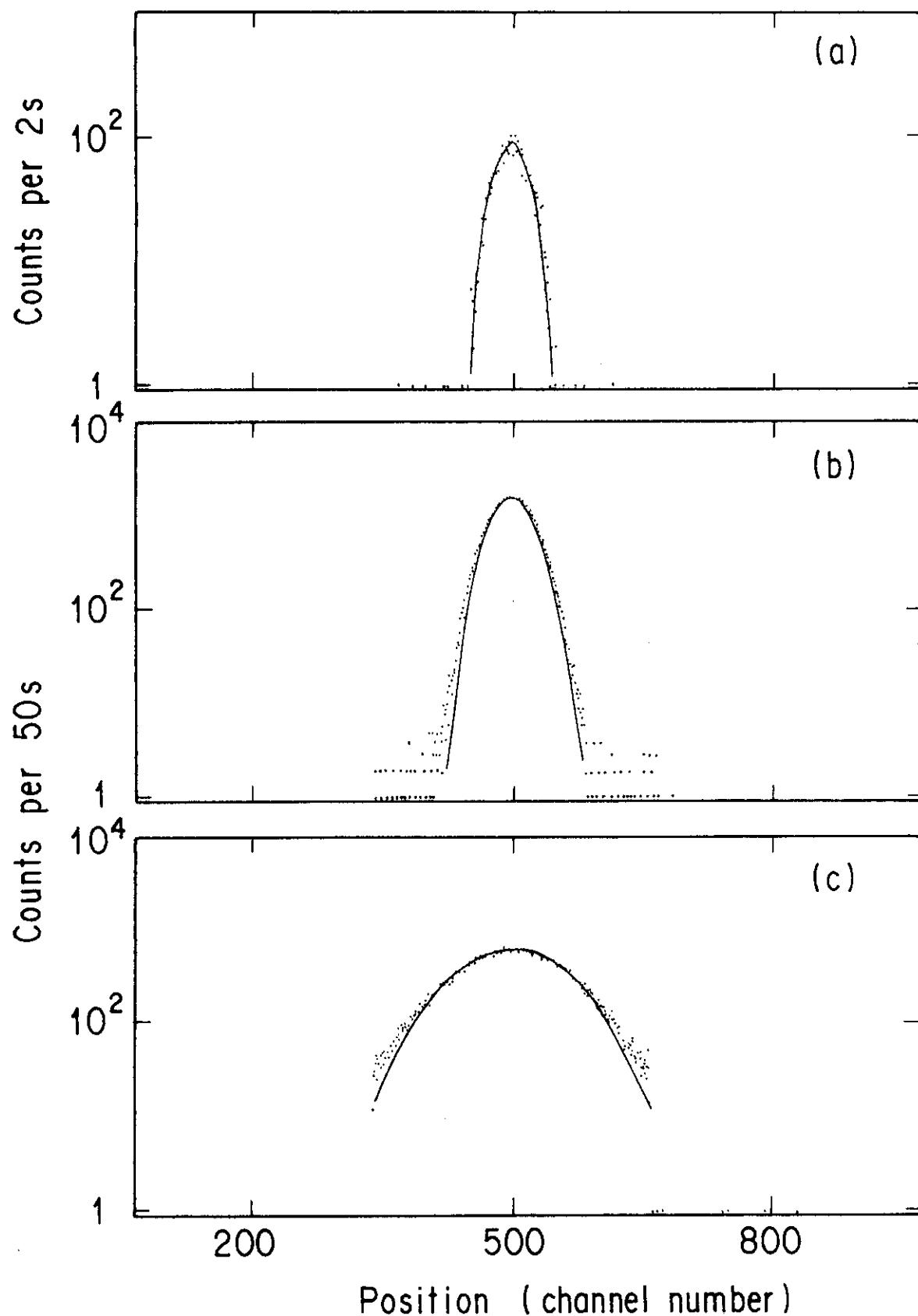


Fig. 3.1.2 – 2 Integrated position spectrum of ^{37}Ar diffusing in the counting gas of methane. The time intervals are (a)15–17 s, (b)20–70 s and (c)498–548 s, respectively. The solid lines show the calculated ones.

3.1.3 ICRP 1990年勧告に基づいた光子外部被ばくに対する実効線量の計算

ICRPは、1990年に採択した新たな基本勧告(ICRP Publ. 60¹⁾)の中で、放射線防護に用いる線量に關し大幅な改正を行った。すなわち、新たに導入された放射線荷重係数 w_T を用いて臓器・組織の等価線量 H_T が定義された。また、1977年勧告(ICRP Publ. 26²⁾)以来用いてきた実効線量当量 H_E という用語が実効線量Eに変更されるとともに、これを計算するための組織荷重係数 w_T に関しても大幅に改正された。そこで、光子外部被ばくに対するEを計算し、従来の H_E との違いについて検討した。

E及び H_E の計算は、先に開発した光子外部被ばく線量計算モンテカルロ計算コードDEEP³⁾の改良版を用いて行った。計算に際し、数学人体模型及び計算コードに以下の改良を施した。Eを評価するためには食道の H_T を計算する必要があるが、従来から被ばく計算に広く用いられているMIRD型の人体模型にはこの食道が定義されていない。そこで、ICRP標準人に関するデータ⁴⁾を参考に、喉部から垂直に下り横隔膜から斜めに胃上部に達する食道を楕円管及び円管形状で定義した。Fig. 3.1.3-1に、食道が追加された数学人体模型を示す。また、ICRP Publ. 60に示される w_T の値及び対象とされる臓器・組織の H_T を用いてEを計算する機能を計算コードに追加した。

計算条件は、以下のとおりである。入射光子は、人体前方(AP)、後方(PA)及び右方(LAT)から入射する単色平行ビームである。計算は、各照射ジオメトリに關し、11エネルギー点(17keVから5.9MeV)に対して行った。また、人体模型として、男性及び女性の両器官の兼ね備えた中性の模型を用いた。したがって、睾丸と卵巣の質量重み平均等価線量を生殖腺の H_T としてE及び H_E を評価した。

Fig. 3.1.3-2に、AP、PA及びLATの各照射ジオメトリに対するE及び H_E 計算結果を示す。E及び H_E の値は、自由空気中の空気吸収線量当たりの値(Sv/Gy)として計算した。また、各値の統計誤差(相対標準偏差)は、3%以下である。図より、これらの照射ジオメトリでは、Eは H_E より小さい値となることがわかる。両者の差は、90keV周辺で最も大きく、最も差の大きいLATジオメトリで15%程度である。

Fig. 3.1.3-2には、光子に対する周辺線量当量 $H^*(10)$ も示されている。 $H^*(10)$ は、モニタリング線量として広く用いられており、日本の法令でも1cm線量当量としてその値が採用されている。従来から、 $H^*(10)$ は H_E を安全側に評価するものと言われてきた。Eは H_E より小さい値となることから、Eの評価のためのモニタリング線量として $H^*(10)$ を用いた場合、従来以上の過大評価となることがわかった。

(山口 恭弘)

参考文献

- 1) ICRP : ICRP Publication 60, (1991)
- 2) ICRP : ICRP Publication 26, (1977)
- 3) Y. Yamaguchi : JAERI-M 90-235, (1991)
- 4) ICRP : ICRP Publication 23, (1975)

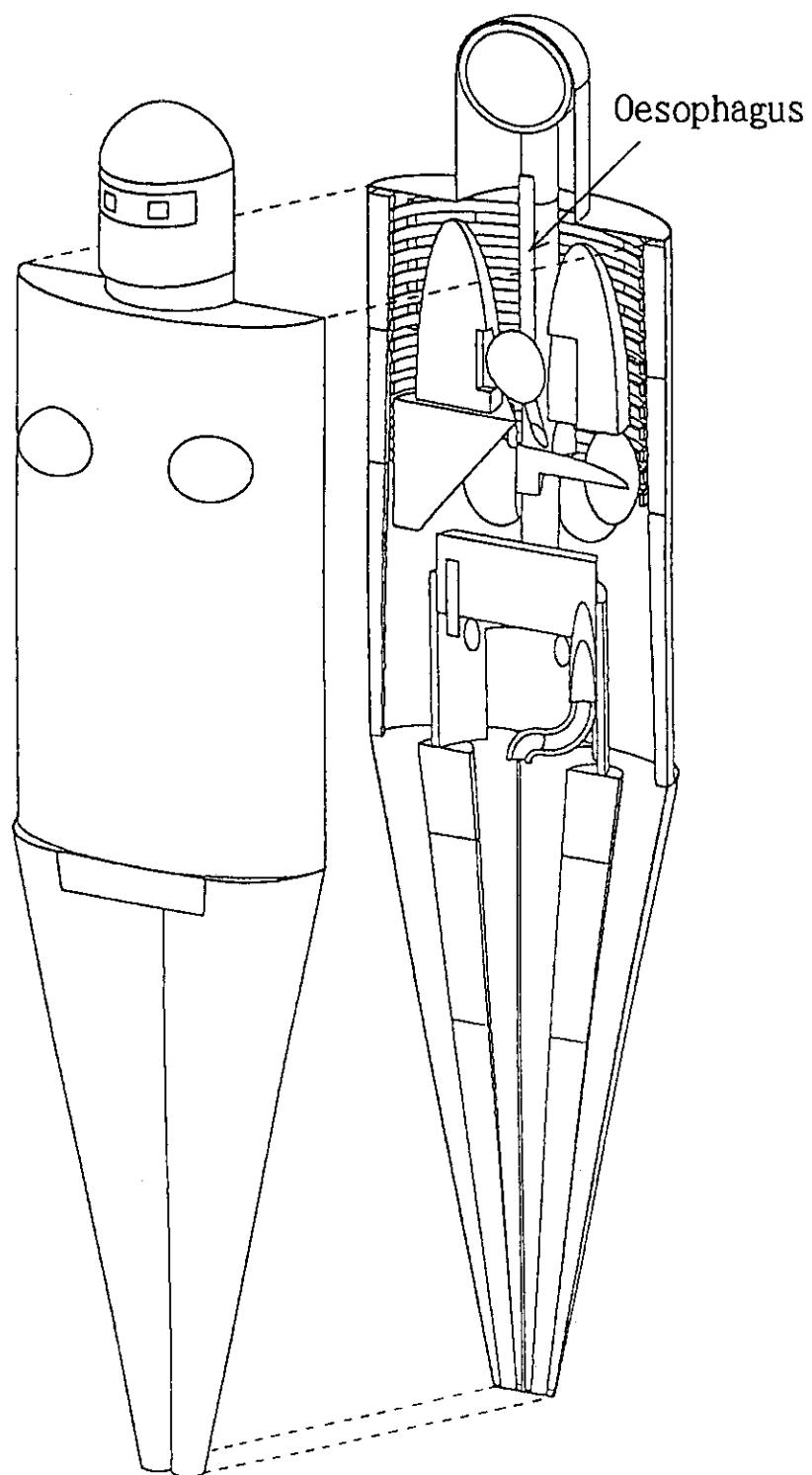


Fig. 3.1.3 - 1 Mathematical human phantom including oesophagus

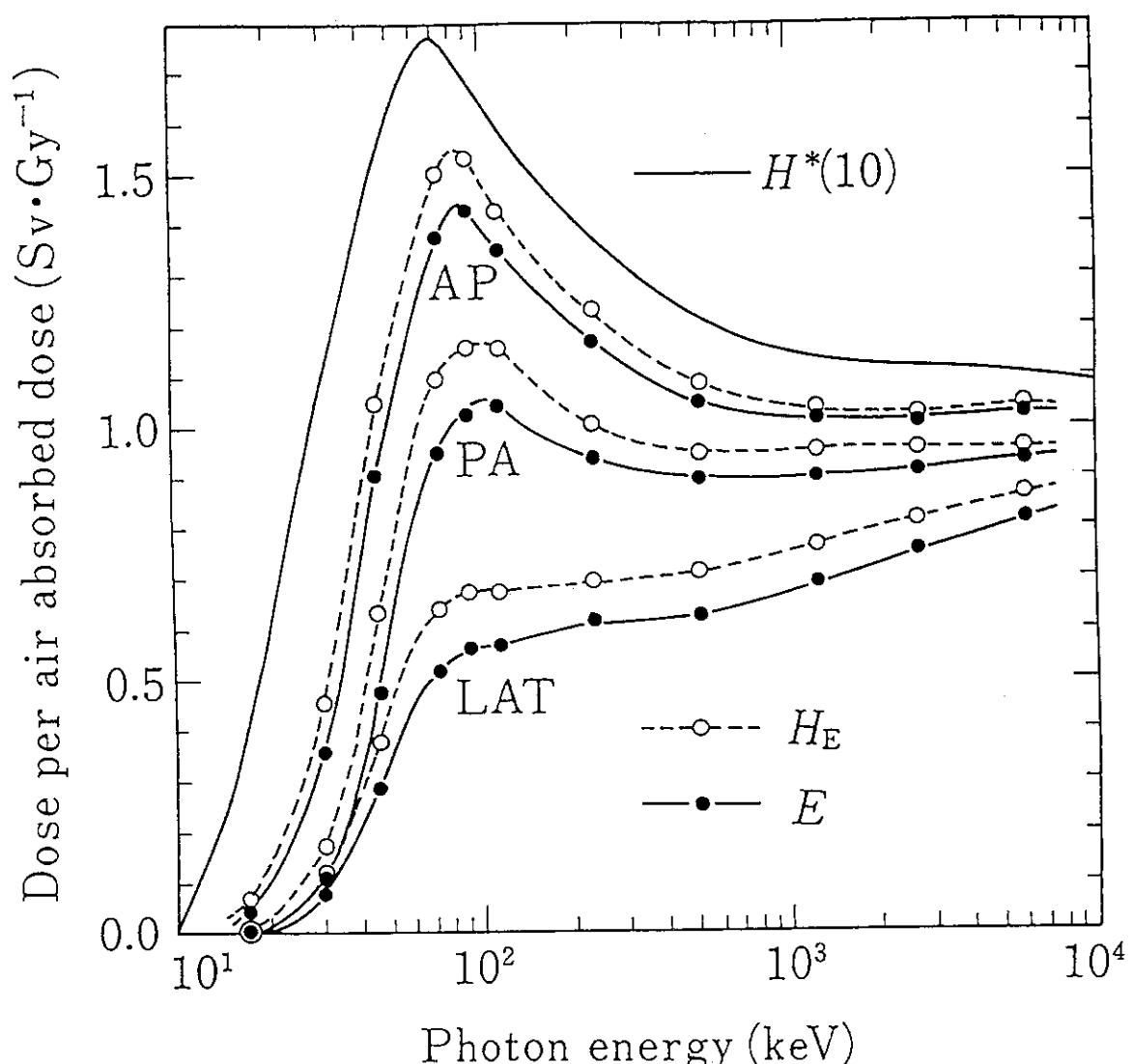


Fig. 3.1.3 - 2 Effective dose E per unit absorbed dose in free air for photon incidence in AP, PA, and LAT geometries, compared with effective dose equivalent H_E and ambient dose equivalent $H^*(10)$

3.1.4 肩のある生存曲線の新しいモデル

低線量放射線のリスク評価は高線量領域からの外挿による必要がある。発がん等の確率的影響では数Gy以上の線量領域で細胞致死(細胞不活性化)による影響が問題となる。ICRP 1990年勧告¹⁾付属書BのB.3では細胞致死を確定的影響に関連して取り上げ、そこに細胞致死に伴う代表的な生存曲線モデルを示している。しかし、これらのモデルには損傷の修復効果が考慮されていない。本研究では損傷修復効果を考慮したモデルの開発を試みた。

細胞の生存率Sは放射線照射に伴う細胞致死のために減少する。高LET放射線に対してSは線量Dの指数関数として減少する。

$$\ln S = -\lambda D, \quad dS/dD = -\lambda S \quad \dots \quad (1)$$

ここで、 λ は細胞の不活性化定数であり、これは放射性物質の崩壊定数に相当する。式(1)をDで微分すると、 $d \ln S / dD = -\lambda$ ゆえ、片対数紙上において生存曲線は勾配 $-\lambda$ で直線的に減少する。低LET放射線に対しては、損傷の修復があるため、片対数紙上で肩のある曲線になる。つまり、何らかの形で不活性化定数 λ が損傷修復効果により減少し、生存曲線の勾配が緩くなると考えられる。そこで、損傷の修復効果は細胞酵素系のフィードバック作用により dS/dD の絶対値に比例したある量だけ λ を λ' に減少させるものと仮定すると、連立方程式 $\lambda' = \lambda + \rho dS/dD$, $dS/dD = -\lambda' S$ が成立する。ここで ρ は修復効果を示し、防護係数と名付ける。 λ' を消去し整理する。

$$dS/dD = -\lambda S / (1 + \rho S) \quad \dots \quad (2)$$

この式は修復効果のない $\rho = 0$ のとき $dS/dD = -\lambda S$ ゆえ、損傷の修復効果により λ は $(1 + \rho S)$ 分の1に減少されることが知られる。式(2)の微分方程式を解くと新しい生存曲線モデルが得られる。

$$hyb(\rho S) = \delta - \lambda D \quad \dots \quad (3)$$

ここで、関数 $hyb(t) = \ell nt + t$, $\delta = hyb(\rho)$ 。式(3)をDで微分すると、 $dhyb(\rho S)/dD = -\lambda$ ゆえ、片混成用紙(3.1.7参照)上において ρS は勾配 $-\lambda$ で直線状に減少する。 ρ が大きいほど直線は上方に移動し、直線が混成スケールの直線領域に達する線量範囲は高い方に広がる。

Fig. 3.1.4-1 はハムスター培養細胞のコロニー形成能で見たX線照射時の生存率データ(□印)¹⁾に本モデルを当てはめたものである。このように低LET放射線に対する細胞の生存率は片対数用紙上で肩のある生存曲線となる。同じデータをFig. 3.1.4-2 に示す片混成用紙(縦軸が混成スケールのもの)に□印でプロットすると、直線状に並び、本モデルによる当てはめ結果は実線の直線になる。これより、式(4)の本モデルはこのデータによく合い、したがって、片混成用紙上で生存曲線は直線として表される。

事前に5.05Gy照射すると、細胞の損傷修復能は低下する。修復能低下時(2.5時間後)の生存率データ(△印)と修復能回復時(23時間後)の生存率データ(◇印)¹⁾を片混成用紙にプロットすると、Fig. 3.1.4-2 に示すようにやはり直線状に並び、それぞれ点線及び破線の本モデルの当て

はめ直線によく乗る。2.5 時間後の点線の直線が下方にあることは修復能低下時のためと解釈される。

(熊澤 蕃)

参考文献

- 1) ICRP : ICRP Publication 60, (1991)
- 2) Elkind, M. M. and Sutton, H : Radiat. Res. 13 : 556-593 (1960)
- 3) Kumazawa, S. : Int. Biostat. Conf. in the Study of Toxicology, May 23-25, 1991, Tokyo. Abstracts, pp. 112-117, (1991)
- 4) Kumazawa, S. : Proc. of Int. Conf. on Radiation Effects and Protection, March 18-20, 1992, pp. 260-266 (1992)

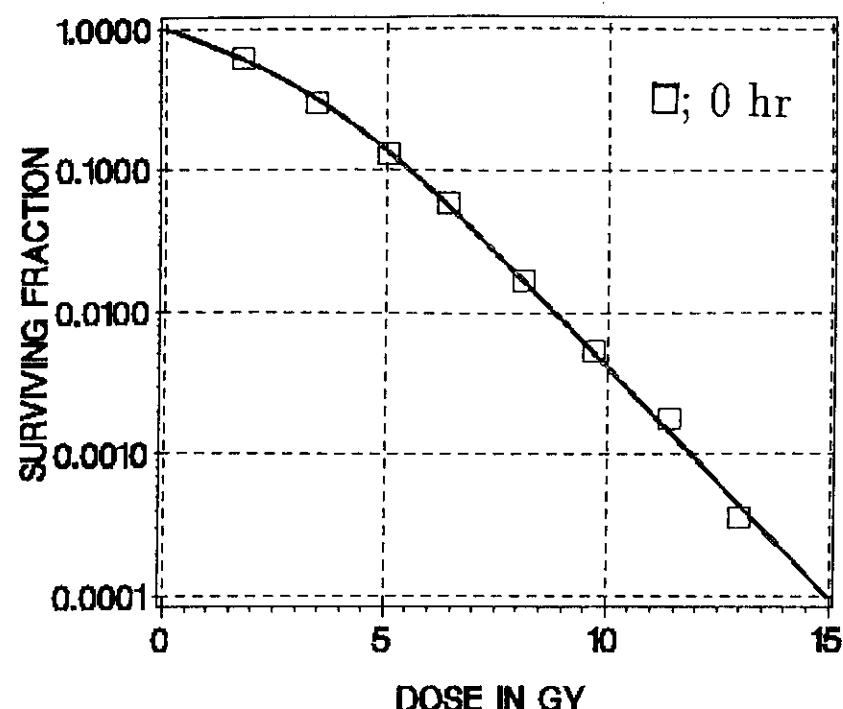


Fig. 3.1.4 - 1 A survival curve⁴⁾ on semilog paper.

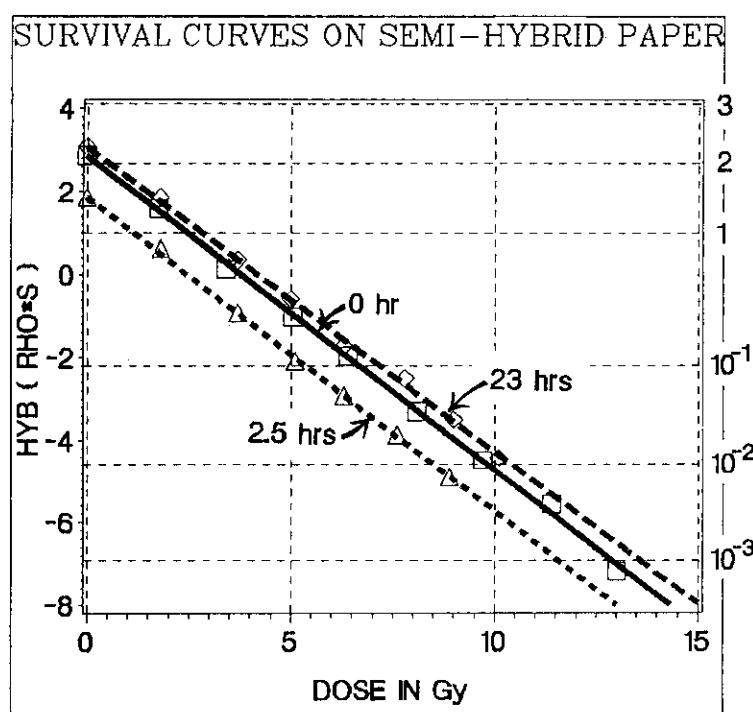


Fig. 3.1.4 - 2 Survival curves⁴⁾ on semihybrid paper.

3.1.5 線量-反応関係の新しいモデル

放射線被ばくに伴う発がん頻度などの線量と反応との関係は、放射線リスク評価を行う基礎として極めて重要である。近年、DNAの一重鎖及び二重鎖切断に結び付けて、線量-反応関係は、

$$E = \alpha D + \beta D^2 \quad \dots \dots \dots \quad (1)$$

という直線-2次式(L-Q)モデルが一般に広く用いられている。ここで、Dは線量、Eは反応を表す。

しかし、放射線による発がん等の反応は、1個の形質転換細胞が 10^9 個以上に長い年月を経て増殖してはじめてがんとなるので、そこには様々な要因が関与すると考えられる。したがって、線量と反応との関係は線量が小さい間は生体の好ましくない反応に対して防護機構により反応を抑制するが、線量が高くなり過ぎると指数関数的に反応が高まると仮定する。このとき、

$$\ln E = \alpha + \beta \text{hyb}(\tau D) \quad \dots \dots \dots \quad (2)$$

ただし、 $\text{hyb}(t) = \ell nt + t$ 、あるいは

$$E = e^\alpha (\tau D)^\beta \exp(\beta \tau D) \quad \dots \dots \dots \quad (3)$$

という新しい線量-反応関係モデルが得られる^{1), 2)}。ここで、 α 、 β は定数、 τ は単位線量あたりの感受性を表す定数である。式(2)から、 τD を混成スケール(3.1.7参照)に取り、Eを対数スケールに取るとこれらの関係は直線関係になる。したがって、これをhybrid scale(HS)モデルという。

DS86線量見直しに基づく、広島・長崎の原爆生存者の白血病死亡率(絶対リスク)データ³⁾に式(2)のモデルをあてはめると、Fig. 3.1.5-1に実線で示す直線のように、□印のデータプロット点によく合うことが知られる。Fig. 3.1.5-1は混成-対数用紙と呼ぶ用紙上にデータをプロットしたものである。Fig. 3.1.5-2は同じデータを両対数用紙にプロットしたものである。実線はHSモデル、点線はL-Qモデルによる当てはめ結果を示す。約0.1Gy以下では各データ点の誤差範囲も大きくなるので、一概には言えないが、実線で示したHSモデルの方が点線で示したL-Qモデルによる当てはめよりも適合性はよいといえる。ただし、最後のデータ点がいずれも当てはめ曲線からずれているのは細胞致死効果を無視したことによる。これを考慮したモデルは3.1.6に述べる。

(熊澤 蕃)

参考文献

- 1) 熊澤 蕃：日本原子力学会1991年秋の大会、M33、(1991)
- 2) Kumazawa, S. : Proc. of Int. Conf. on Radiation Effects and Protection, March 18-20, 1992, Mito, 260-266 (1992)
- 3) Shimizu, Y., et al. : RERF TR/12-87 (1987)

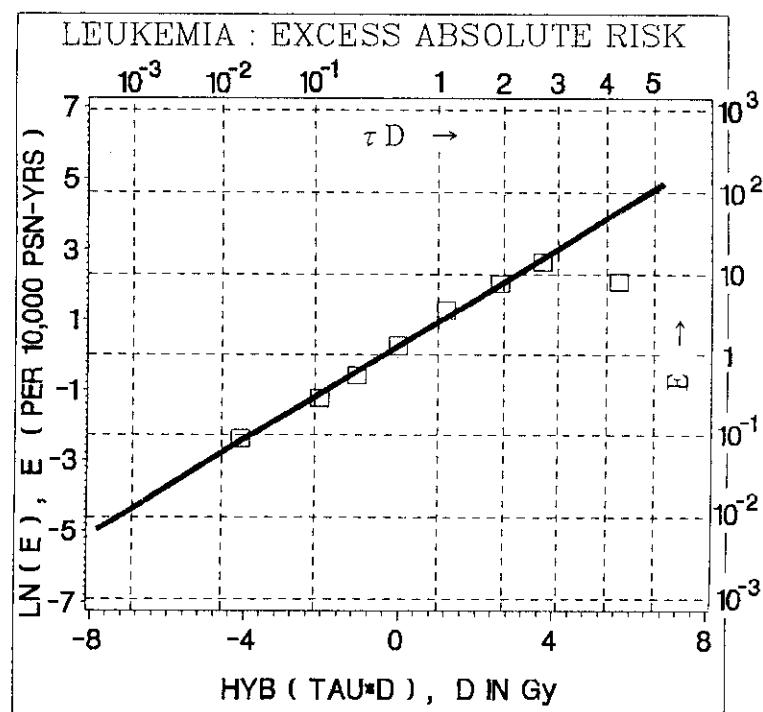
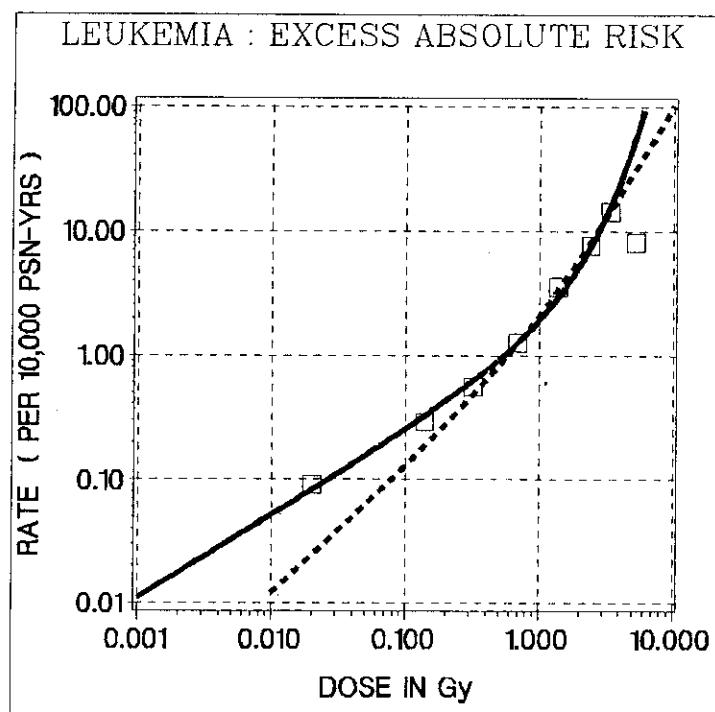


Fig. 3.1.5 - 1 Excess absolute risk of leukemia on hybrid-log paper.

Fig. 3.1.5 - 2 Excess absolute risk of leukemia on log-log paper.
— hybrid scale model,L-Q model.

3.1.6 一般化した線量-反応関係の新しいモデル

放射線被ばくに伴う線量と反応との関係は、線量が数Gy以上になると、細胞致死などの影響により、反応は低下する。このような場合、発生率 I は影響 E と生存率 S の積になると見なされる。直線-2次式モデルによると、このような一般化された線量-反応関係は、

$$I = (\alpha D + \beta D^2) \exp(-\gamma D - \delta D^2) \quad \dots \dots \dots \quad (1)$$

と表される。ここで、 $E = \alpha D + \beta D^2$, $S = \exp(-\gamma D - \delta D^2)$ である。

3.1.4 及び 3.1.5 に生体系の損傷修復と防護機構を考慮した生存曲線及び線量-反応関係の hybrid scale モデルと呼ぶモデルを示した。この 2 つのモデルから、一般化した線量-反応関係モデルを作り、それが果たして実際のデータに当てはまるか否かを調べてみる。この場合、一般化された hybrid scale モデルは、

$$I = a(\tau D)^{\beta} \exp(\beta \tau D) \text{hyb}^{-1}(\delta - \lambda D) \quad \dots \dots \dots \quad (2)$$

と表される¹⁾。ここで、 $a = e^{\alpha}/\rho$, $\delta = \text{hyb}(\rho)$, $\text{hyb}^{-1}(\cdot)$ は $\text{hyb}(t) = \ell nt + t$ の逆関数を表す。a, α , β , δ , λ , ρ , τ は全て定数である。ただし、 α , β , τ , λ , ρ は独立な定数である。

この hybrid scale モデルを広島・長崎の原爆生存者の白血病死亡率データ²⁾にあてはめ、両対数用紙にプロットすると、Fig. 3.1.6-1 の実線曲線となる。点線の曲線は L-Q モデルによるものである。hybrid scale モデルの実線は全体的に実測値に合っているが、L-Q モデルの点線は約 0.1 Gy 以下及びグラフの最大近辺で当てはまりが良くない。

Fig. 3.1.6-2 は一般化された hybrid scale モデルを適用して分離した生存曲線を片混成用紙上にプロットしたものである。プロット点はほぼ直線状に並び、がん死亡率の生存曲線も hybrid scale で説明可能なことを示している。このように、hybrid scale モデルは種々の面から矛盾なく実際のデータによく適合する。

(熊澤 蕃)

参考文献

- 1) Kumazawa, S. : Proc. of Int. Conf. on Radiation Effects and Protection, March 18-20, 1992, Mito, 260-266 (1992)
- 2) Shimizu, Y., et al. : RERF TR/12-87, (1987)

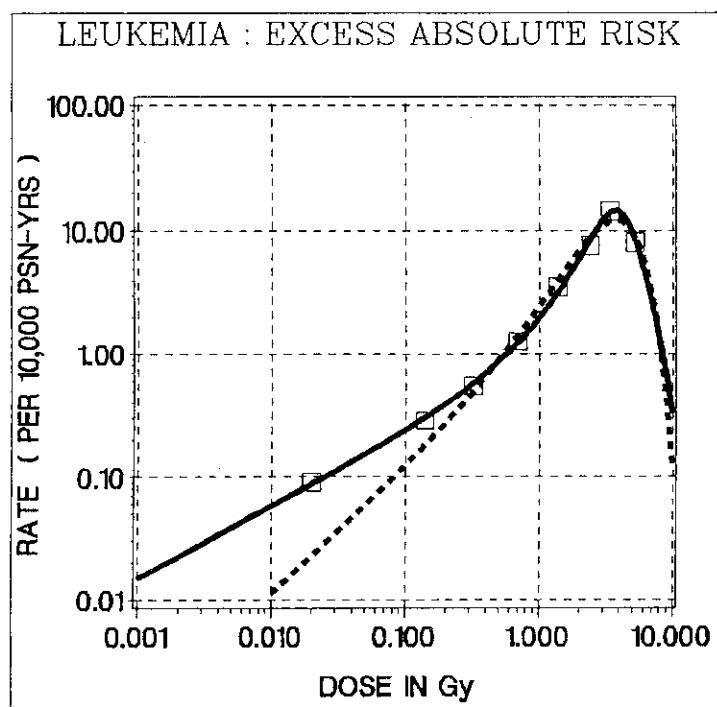


Fig. 3.1.6 - 1 Generalized forms of hybrid scale model (—) and L-Q model (.....)

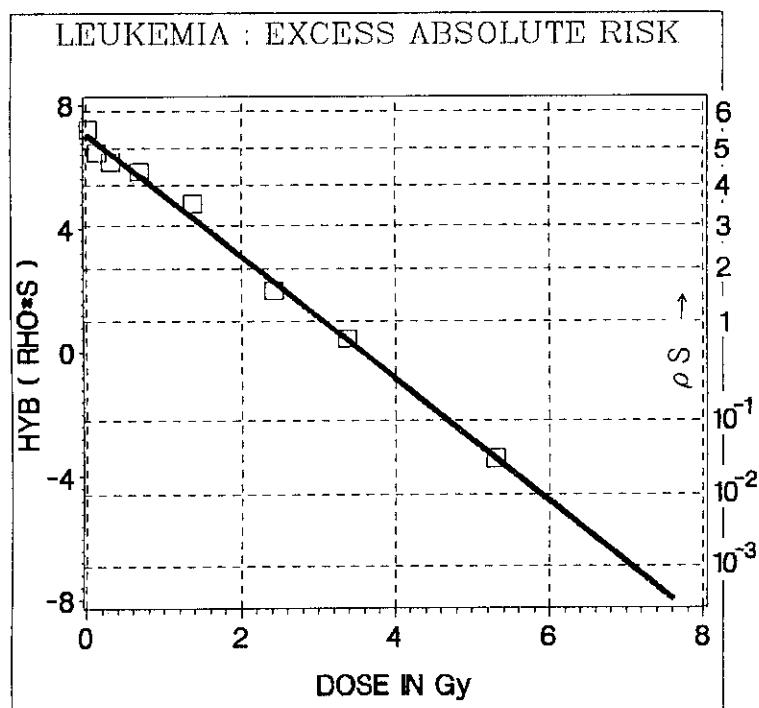


Fig. 3.1.6 - 2 Survival fractions on semi hybrid paper calculated by the hybrid scale model

3.1.7 両混成用紙の開発と放射線防護体系における役割

放射線防護においては、被ばくが大きいか又は高いと予想されるほど、そのような被ばくの頻度を少なくするように努力する。この結果、人の受ける個人線量は数mSv 以下の線量領域では桁違いの変動を示すが、数mSv 以上の線量領域では余り大きな変動を示さなくなる。このような個人の受ける線量の変動状況を数量的な関係で表すと、Fig. 3.1.7-1 に示す混成スケール(hybrid scale)が得られる。混成スケールは $t << 1$ のときほとんど対数スケールに等しくなり、また $t \gg 1$ のときほとんど直線スケールに等しくなる。したがって、混成スケールは基本的に性質の異なる 3 つの領域(対数領域、混成領域、直線領域)を包含している¹⁾。対数スケールは桁違いの値の変動を、また直線スケールは桁の似た値の変動をプロットするのに適したスケールであるが、混成スケールはこの中間の性質を有している。

今、グラフ用紙の横軸及び縦軸とも混成スケールにとると、Fig. 3.1.7-2 の両混成用紙(hybrid hybrid paper)ができる²⁾。これは、両座標軸とも対数スケールである両対数用紙に習った名称である。混成スケールが基本的に 3 つの領域からなるのに対応して、両混成用紙は基本的に性質の異なる 9 つの領域から成る。つまり、

(対数－直線領域) (混成－直線領域) (直線－直線領域)

(対数－混成領域) (混成－混成領域) (直線－混成領域)

(対数－対数領域) (混成－対数領域) (直線－対数領域)

である。これより Fig. 3.1.7-2 に示す両混成用紙は左下隅が両対数用紙、右上隅が方眼紙、左上隅と右下隅が片対数用紙に近くなっている。

実はこの両混成用紙は、ICRP 1990年勧告において放射線防護体系が一層システム論的に提示されていることにヒントを得て作成したものである。すなわち、この体系は対数スケール的に変わる被ばく変動の入力情報を、大きい値の発生を抑制した混成スケール的な線量変動の出力情報に換える機能を持つ、と考える。このとき放射線防護体系は、被ばくに関して対数－混成変換の機能を示す。一般に、対数－対数、対数－混成、対数－直線、混成－対数、混成－混成、混成－直線、直線－対数、直線－混成、直線－直線の 9 種類の変換が放射防護上必要となるが、これらは、Fig. 3.1.7-2 に示す両混成用紙に統一的に含まれるので、このグラフ用紙は放射線防護体系の数量的側面を統一的かつ総合に表すのに適したものと考えられる。

放射線などの入力刺激に対して、好ましくない影響を示す生体系の刺激－反応関係は、線量－反応関係といわれる。3.1.4 から 3.1.6 に示すように線量－反応関係においても両混成用紙が示す空間は、生体系の悪影響低減機能等を統一的に表すのに有効である。

今後、両混成用紙のコンセプトを用いて、放射線防護体系と生体の防護システムの対応などを調べる予定である。

(熊澤 蕎)

参考文献

- 1) Kumazawa, S. and Numakunai, T. : Radiat. Prot. Dosim. 36 (2-4), 269-273, (1991)
- 2) Kumazawa, S. : Proc. of IRPA8. Montreal. June 17-22, 1097-1100 (1992)

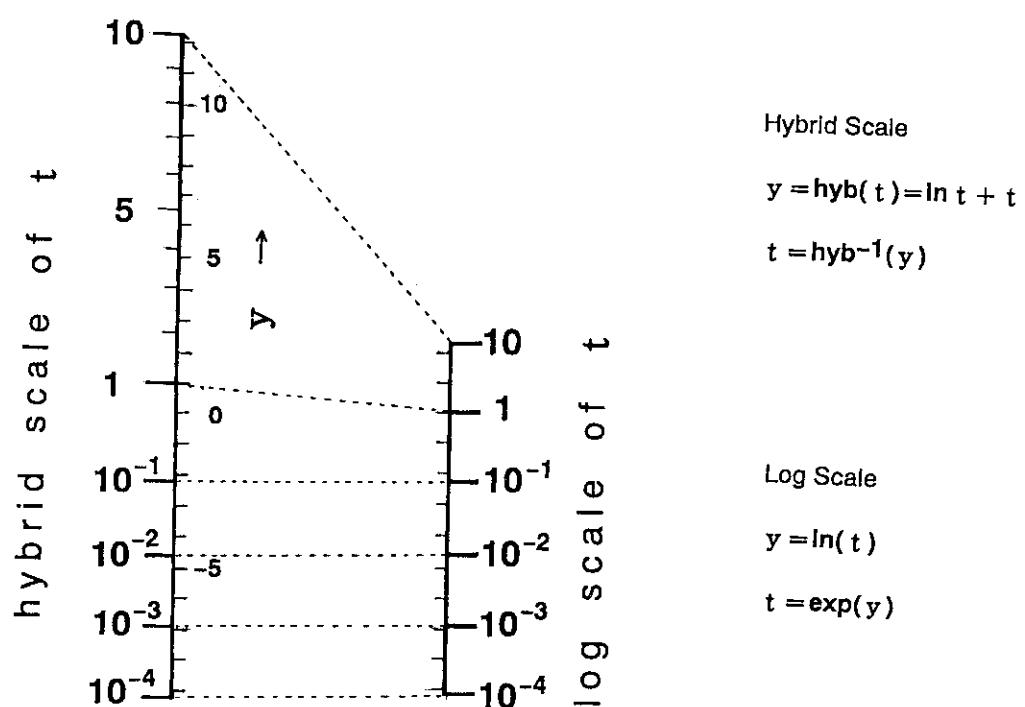


Fig. 3.1.7 - 1 A hybrid scale comparing with a log scale

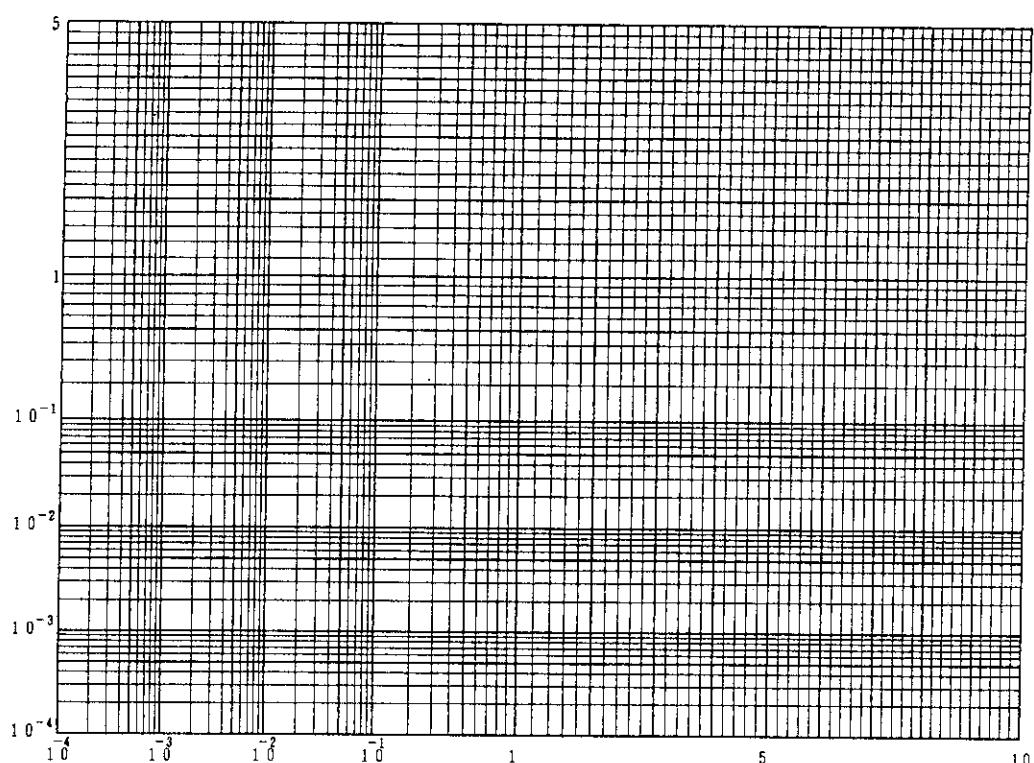


Fig. 3.1.7 - 2 A hybrid hybrid paper

3.2 身体放射能

3.2.1 概 要

1991年度のプルトニウム肺モニタに関する研究は、体格個人差に起因する計数効率変動の決定の一環として、肺内放射能分布の相違に起因する計数効率変動を、数学ファントムを用いたモンテカルロシミュレーションによる検討を行った。結論として、計数効率の最も高くなる分布は、肺の上葉端からほぼ中央部あたりまで均等に分布した場合であることが確かめられたが、これは検出器の位置と大きさからほぼ予測された結果と一致した。

生物学的線量計測法の研究は、 ^{252}Cf の中性子をウサギの血液に照射し、中性子線量とリンパ球中二動原体染色体発生率の関係を、20mGyから5mGyの低線量域で求める実験を行い、その両者の関係がほぼ直線になることを確認した。また、 γ 線の直線関係におよぼす影響は無視できることを示した。

日ソ共同研究では、体格の異なるファントムを用い、全身計測装置の計数効率の体格依存性を求める校正試験を行うことを計画しているが、その一環として線源を含む水溶液を注入した幼児ファントム（3才児）を製作した。

(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 (IV)

数学ファントムを用いたモンテカルロシミュレーションによる計算結果が、妥当性のあるものであることを前年度までに確かめたので、1991年度はこのプログラムを用いて、肺内放射能分布の相違が、計数効率（ここでは“検出器窓面に入射する光子数に対する全発生光子数の比”と定義する）にどのように影響するかを調べた。

肺内放射能分布の相違による計数効率変動の計算は、今回エネルギーのより高い ^{241}Am の60keV γ 線に対して行ったが、これは、将来実験値との比較を行う際に便利だからである（勿論、 ^{239}Pu についても行う）。肺形は、Fig. 3.2.2-1の中に示してあるように、心臓部を考慮したE形¹⁾で計算した。 ^{241}Am の肺内分布は、スライスした肺の上部から下方に向かい、順次Am線源を追加していくように分布が下方に広がっていくようにした。すなわち、図に示すように、最初の肺内分布は、肺の先端から5cmの位置まで線源が均等に分布している条件であり、次から2cm間隔にスライスした肺部位は、線源領域が順次広がっていく分布である。勿論、各スライス領域内ではすべて均等分布である。実際に粉塵を吸入した場合の分布は、吸入量、粉塵の物理的・化学的性質及び個人の生理機能等に依存して極めて複雑で、単純にこのように表すことに問題はあるが、一般的に、吸入初期には肺上葉部汚染が多く、時間とともに吸入量の増加に伴い、中央部から下葉部に向かって分布が広がっていく傾向があるので、まず、このように単純化した分布で、計数効率がどのように変化していくかを調べることが基本的に大切である。

計算結果は、図に相対計数効率の変化として示してあるが、肺先端から11から13cmの位置まで線源が分布するとき最も計数効率が高くなる。これ以上分布が下方に広がっていっても計数効率は低下していくのみである。これは、下方からの斜め入射X線の検出器までの通過距離が長くなり、したがって、実効的な吸収損失が大きくなるためにこのような曲線になる。この結果は、最も高い計数効率が肺全体の均等分布の場合ではないこと、また、肺全体の均等分布から得られた校正定数は、分布が不明な場合に適用すると誤差が大きいこと、分布の相違に起因する組織中斜め通過X線に対する実効減衰補正が重要であることなどを示し、補正の重要性を示唆している。なお、1個の大型検出器を両肺の中央に設置した場合でもこの傾向を示し、類似の効率曲線を描くことは、すでにAmあるいはPu線源を肺に封入したファントムを用いた実験²⁾で確かめられている。

(城谷 孝)

参考文献

- 1) 城谷 孝、鈴木幼一：保健物理－管理と研究－No.32, JAERI-M 90-224, 241, (1990)
- 2) T. Shirotani : J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 15 (6), 438-447, (1978)

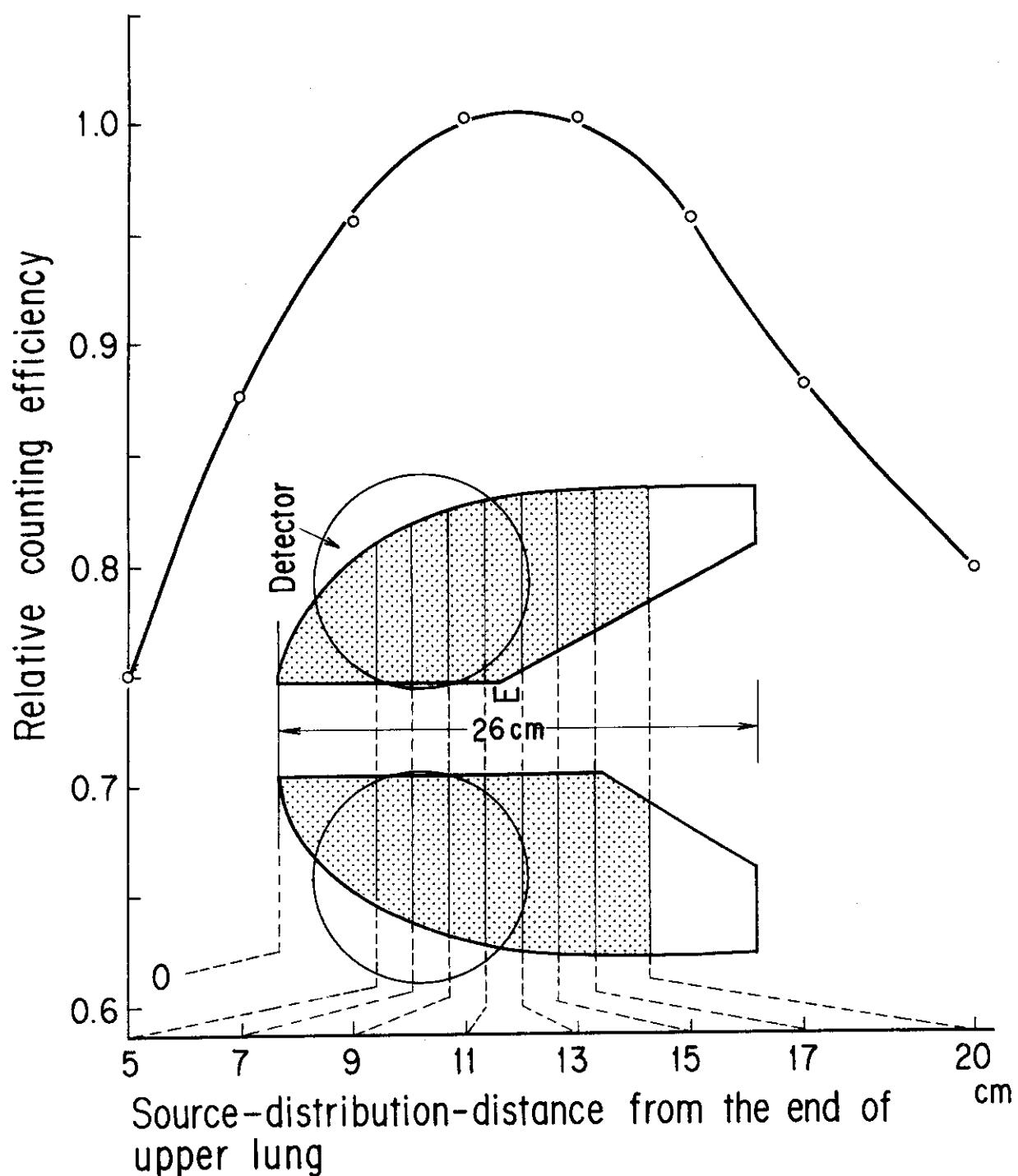


Fig. 3.2.2 - 1 Relation of counting efficiency to source distribution pattern

3.2.3 低線量中性子線被ばく時の生物学的線量評価（II）

— ^{252}Cf 放射線とウサギリンパ球中に誘発される二動原体染色体の発生率—

低線量の中性子線に被ばくした場合の生物学的線量計測を行うにあり、その参考に供するため、 ^{252}Cf 中性子線をウサギの血液に照射し、中性子吸収線量とリンパ球中に誘発される二動原体染色体発生率の関係を求める実験を昨年に引き続き行った。

温水（38°C）ファントムの前面から1.5cmの位置にウサギの血液の入っているポリチエレン棒状瓶を置き、血液試料から10cmの距離に置かれた線源から5mGy照射¹⁾した。その結果、ウサギのリンパ球中に誘発された二動原体染色体発生率は、0.0076（24二動原体染色体／3144観察細胞数）であった。今までに得られたデータ¹⁾、5mGy、7.5mGy、10mGy及び20mGy照射時の二動原体染色体発生率0.0076、0.01、0.016及び0.034をグラフにプロットする（Fig. 3.2.3-1）と、ほぼ直線状の線量-効果関係が得られるので、最小二乗法を用いて実験式（I） $Y = 0.001697D - 0.000783$ 及び実験式（II） $Y = 0.001810D - 0.002333$ を求めた。ここで、Yは二動原体染色体発生率、Dは0mGyから20mGy又は5mGyから20mGyの範囲の吸収線量である。（I）式はデータに二動原体染色体の自然発生率、0.0006（10二動原体染色体／16000観察細胞数）を加えて計算を行い、求めた式で、（II）式は自然発生率を除外して求めた式である。

（I）式及び（II）式の推定値Yの標準誤差²⁾ $\sigma_{Y,D} = \{\sum [Y_i - (aD_i + b)]^2 / (n-2)\}^{1/2}$ は、それぞれ0.00147及び0.01094であり、相関係数Rは、それぞれ0.994947及び0.997195であった。標準誤差も相関係数とともに（II）式の方が実験式として適合性がやや良いことを示しているが、標準誤差のF検定の結果から有意差が無いことが判った。すなわち、現在までの実験結果0mGyから20mGyの吸収線量の間で、吸収線量と二動原体染色体発生率の間に直線関係が成立することを示している。しかし、まだ5mGyにおける観察細胞数が充分でないので、さらに観察を続けるとともに今後5mGy以下の吸収線量における二動原体染色体発生率を求め、どのような関係が成立するのか確かめる予定である。

また、5mGyにおける（II）式から得た推定値に基づくRBE値は37.6であった。以前の実験で求められている20mGy、10mGy、7.5mGyにおける65.1、56.7、43の値^{1), 3)}と合わせて推測すると、実験を行った低吸収線量領域間では、吸収線量の減少とともにRBE値も減少する傾向があることが判った。

（井上 義教）

参考文献

- 1) 井上義教：低線量中性子線被ばく時の生物学的線量計測— ^{252}Cf 放射線とウサギリンパ球中に誘発される二動原体染色体発生率—、JAERI-M 91-171, 267-268, (1991)
- 2) Byron Wm. Brown, Jr., Myles Hollander共著／医学統計研究会訳：医学統計解析入門, p305～306, (株)MPC, 東京, (1984)
- 3) 井上義教：ウサギリンパ球の染色体の放射線感受性（IV）—実線データー, JAERI-M 89-212, 306, (1989)

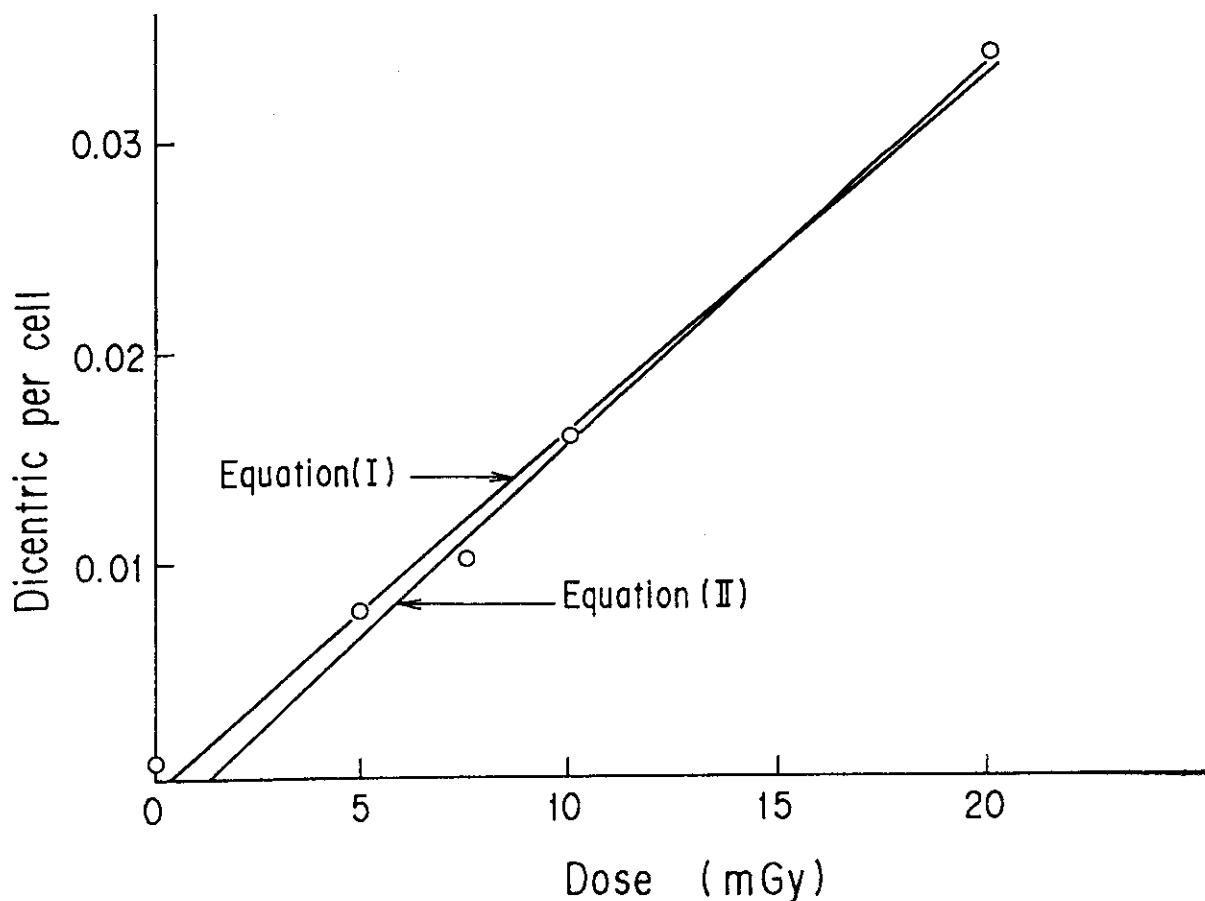


Fig. 3.2.3-1 Dose-response lines for dicentrics after ^{252}Cf neutron irradiation of rabbit lymphocytes.
 The lines represent linear regression equations fitted to data of the experiment with spontaneous dicentric yield (I) and without spontaneous dicentric yield (II).

$$Y=0.001697D-0.000783 \quad (\text{I})$$

$$Y=0.001810D-0.002333 \quad (\text{II})$$

where Y is the dicentrics per cell and D is the dose level in mGy.

3.2.4 放射線医学における日ソ共同研究

—1991年度—

日ソ共同研究は、本年が3年目である。本年度は全身カウンタの比較校正に用いる人体計測学的幼児ファントム（3才児）を製作した（Fig. 3.2.4-1）。これは1990年度に実施した大人サイズの人体計測学的ファントム（放射線医学総合研究所所有）による全身カウンタの校正実験に続き、幼児についての校正実験に使用するものである。

ファントム各部は6個の人体形状をしたアクリル樹脂透明容器（頭部、一体型胴体、左右の腕及び脚の6部分）より構成される（アクリル樹脂の厚さ4mm）。ファントムの形状を決める人体計測学的パラメータは、主として「日本人の体格調査報告書」（身長、頭囲、足長など103項目について詳細に報告されている。日本規格協会、1984年）に基づいた。ファントムの主要な寸法をTable 3.2.4-1に示す。ファントムの構造的特徴は、頭部と手足を半回転させることにより着脱可能としたことで、椅子に座るジオメトリによる測定が可能なことである。なお、上半身をかがめ検出器を抱きかかえる簡易測定のジオメトリ（マリネリジオメトリ）は、ファントム内に空隙ができる構造となるため対象としなかった。

本幼児ファントムに¹³⁷Csの均一濃度の溶液9.9kBqを封入して原研の精密型全身カウンタ（20cm厚さの鉄遮蔽及び8"φ×4"NaI(Tl)検出器5個による寝台固定ジオメトリ）で行った測定実験では、検出効率は大人サイズのブロック水ファントムの検出効率に比べて約1.3倍高い値(1.4cpm/Bq)を得た。今後、国内及びソ連において相互比較測定を行い、全身カウンタの検出効率の体格依存について検討する予定である。さらに、校正範囲をより広げるため、体格の異なる人体計測学的ファンタム〔青少年（14から16歳）、子供（11歳児）、乳児（3ヶ月）等〕について校正実験を進めることを計画している。

なお、本年度の日ソ共同研究者の研究交流、及び共同実験については、計画の具体案が決まっていたにも拘らずソ連における混乱のために実施には至らなかった。

（水下 誠一）

Table 3.2.4-1 Several size data of anthropometric phantom of 3 years old

Height	96cm
Head circumference	50cm
Chest circumference	52cm
Abdomen circumference	48cm
Width of the shoulder	25cm
Height of the crotch	39cm
Length of the foot	15cm
Body weight	14.6kg

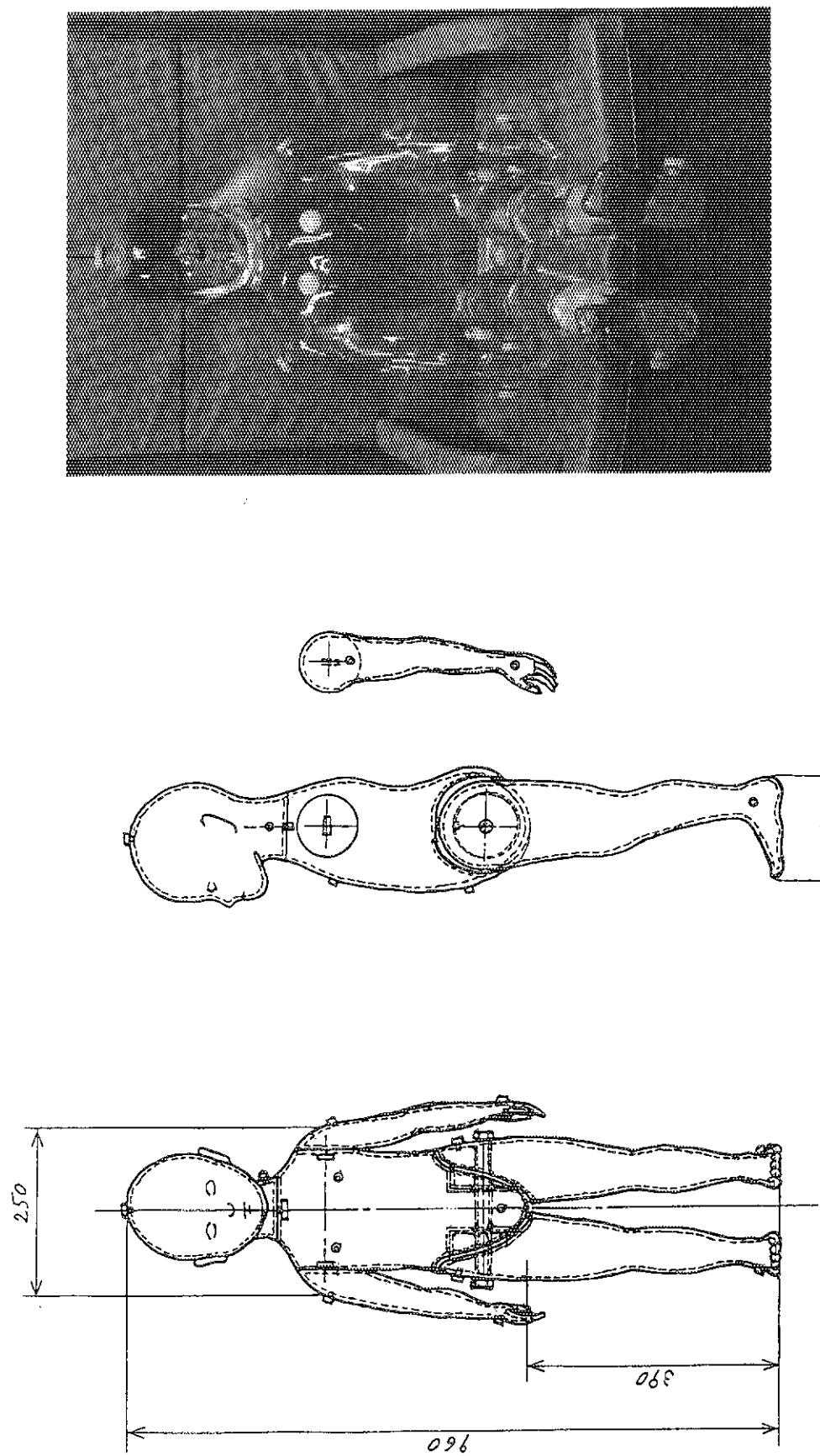


Fig. 3.2.4-1 Design of anthropometric phantom of 3 years old and a photograph of the manufactured phantom

3.3 環境放射線管理技術

3.3.1 概 要

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、埋設処分試験と焼却処理試験を実施している。埋設処分試験では、放射化コンクリートからの放射性核種の浸出実験を行い、浸出率の評価が可能となった。また、廃棄物が輸送容器から落下した場合の塵埃発生量を推定するための実験を行い、塵埃発生量の予測式を求めた。さらに、砂層中におけるコンクリート微粒子の水による移動実験を行い、実環境中では、コンクリート微粒子はほとんど移動しないことが明らかとなった。焼却処理試験では、焼却設備の排ガス系等の改造を行った後、実廃棄物の焼却処理を行い、発生する排ガス及び焼却灰中の放射能等を測定、評価することにより安全性を確認した。

原子力施設等の改造や解体に伴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残留放射能基準の策定に資するため、理学工業機器(LSI及び高感度写真機材)への残留放射能の影響評価手法の開発を行っている。1991年度は、1990年度までに開発された評価コードに感度解析機能を付加するとともに、ニッケルの再利用に伴う LSIへの影響評価が行えるように改良し、評価計算を行った。

(野口 宏)

3.3.2 極低レベル固体廃棄物合理的処分安全性実証試験（1991年度）

(1) 埋設処分試験

放射性廃棄物は、放射能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固体廃棄物を合理的に埋設、あるいは、焼却処分した場合の安全性を明らかにすることを目的として実施している。1991年度は、放射化コンクリート中放射能の浸出実験、塵埃発生試験及び微粒子の土壤中移動実験を実施した。

放射化コンクリートを埋設した場合の環境影響評価を行う際には、コンクリートからの核種の浸出に関するデータが必要になる。そのため、放射化コンクリート中放射能の浸出実験を行った。実験は、粉末状あるいは円盤状のコンクリートを蒸留水に浸し、定期的に核種の浸出量を測定することにより行った。その結果、実効拡散係数及びコンクリート中核種濃度に対する浸出液中核種濃度の比が明らかとなり、浸出率の評価が可能となった。

何らかの原因で廃棄物が輸送容器から落下した場合、落下により発生する塵埃により環境へ影響を及ぼすことが予想される。その場合の評価においては、そのときの塵埃発生量に関する知見が必要となる。そのため、塵埃発生試験を行った。塵埃発生試験は、風洞内においてコンクリート破碎片を高さ、量を変化させて落下し、その時に発生する塵埃発生量を測定することにより行った。あわせて風速を変化させて塵埃発生量との関係も調べた。その結果、落下量、落下高さ、風速等のパラメータを持つ塵埃発生量の予測式が得られた。

砂層におけるコンクリート微粒子の水による移動実験を行った。その結果、コンクリート微粒子は砂層の砂の粒子径、流速に依存し、実環境における地下水水流速、粒径分布を考慮すると、実環境では微粒子状コンクリートはほとんど移動しないことが明らかとなった。

(加藤 正平)

(2) 焼却処理試験

本試験は、極低レベル可燃性固体廃棄物を簡易な焼却設備を用いて処理することにより、その安全性を実証することを目的としている。

1991年度は、焼却炉設備の改造後の設備による廃棄物の焼却試験等を実施した。改造では、焼却炉の灰取出し機構の改良、排気系の耐腐食性材料への更新等を実施した。これにより、1992年度に本格的に実施する活性炭フィルタ、HEPAフィルタ木枠の焼却試験に備えた。

焼却試験では、約39m³の放射性可燃性固体廃棄物を焼却し、その燃焼性を焼却灰熱灼減量の測定により確認した結果、良好な燃焼性が得られていることを実証した。また、焼却処理時に排ガス処理系に飛散するばいじん濃度は平均 340mg/Nm³であり、一般廃棄物処理用及び低中レベル放射性廃棄物処理用焼却炉（東海研究所）のばいじん濃度と比べて、排ガス処理系への負荷が十分に少ないことを確認した。

焼却炉設備運転において、バッグフィルタの除塵及び除染性能が低下しないで使用できる時間の調査を行い、740時間まで十分な使用に耐えられることを確認した。

焼却作業中の作業室の線量当量率は極めて低く、また、作業室及び排気筒中の空气中放射能濃度は法令に定める濃度限度を十分に下回った。

(山平 茂樹)

3.3.3 理学工業機器に対する残留放射能の影響 (IV)

原子力施設等の改造・解体に伴って発生する廃材、機器類等で放射性物質により汚染された物のうち、その汚染レベル、すなわち、残留放射能レベルが一定の基準を満足するものは再利用が可能であると考えられている。この様な再利用の基準としての残留放射能基準設定にあたっては、再利用に伴う人体への影響のほかに、残留放射能が理学工業機器の構成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。本研究は、理学工業機器への影響評価手法を確立することを目的として実施するもので、原研と米国環境保護庁との放射線防護に関する研究協力の一環として実施しているものである。1991年度は、前年度までに開発した評価コードに関して、感度解析機能を付加した。また、最適化関数としての再利用総費用を、再利用総費用=除染・貯蔵・廃棄費用+放射能影響対策費用+経済損失-金属売却収益-社会的総利益、と定義したが、再利用金属の流通の各段階のうち、汚染金属の回収・除染・売却の段階、及び製品製造の段階の影響解析が行えるよう改良した。

さらに、改良したコードを利用して、 α 線放出核種で汚染されたニッケルがLSIに再利用された場合について、影響解析を行った。

ニッケルはFeNi42合金の形態でDRAM等のLSIのリードフレームとして利用されたものとし、 ^{238}U で均一に汚染し、発生時の濃度は370Bq/gであると仮定した。LSIソフトエラー発生率の許容レベルは100FIT、汚染金属で製造されたLSI及びコンピュータの全製品に占める割合は0.05、コンピュータの稼働時間は10年に設定した。

解析の一例として、全ての再利用段階を考慮した場合では、非最適化計算を行った結果、溶融除染費用が500(円/kg/バッチ)の場合、放射能対策としては、他の対策に比べて経済的に有利であること、汚染したニッケルを溶融除染して再利用すると物理的・経済的影響が小さいこと、デバイスの改善費用、ECC組み込み費用は売却利益、社会的利益と同程度となる可能性があり、より正確な見積もりが必要であることなどが明らかとなった。残留放射能レベルを1Bq/gから370Bq/gの範囲で最適化計算を行ったところ最適値として1Bq/gが得られた。感度解析の結果、DRAMの売却益に直接関係する利用割合についての感度が大きく、ソフトエラー許容値、Si基盤の改善率、 α 線フラックスの位置についての感度は小さいことがわかった。

今後さらに最新の情報を調査して得た具体的なパラメータと、より厳密なモデルを用いることにより正確な評価が可能となるものと考えられる。

(加藤 正平)

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)
- 2) 山本英明：保健物理－管理と研究－No.32, JAERI-M 90-224, 250 (1990)
- 3) 山本英明：保健物理－管理と研究－No.33, JAERI-M 91-171, 278 (1991)

1. 外 部 投 稿

1.1 研究・技術論文・ノート

氏 名	標 題	誌 名
Shze Jer Hu* ¹ Hiroshi Katagiri Hideo Kobayashi	Impact of supersonic versus Propeller Wind Data on Dispersion Estimates for Nuclear Plants	Health Physics 61, 831-835 (1991)(DEC)
村 田 幹 生 野 口 宏	自然環境未攪乱土壤中におけるHTガスの拡散係数及び HT0への転換速度定数の推定	日本原子力学会 誌 34, (2) 149-152(1992)
木 内, 泉* ² 池 沢	全面マスクの防護性能の評価に関する実験 —サンプリング位置の決定と測定濃度の補正に関する検討—	保健物理学会誌 Vol. 26, No. 1 31-38 (1991)
木 内, 池 沢	セル内除染作業における作業負担調査 (II) —防護服の種類による発汗量の違い—	保健物理学会誌 Vol. 26, No. 2 123-126(1991)
山 口 恒 弘	ICRP新勧告に基づいた光子外部被ばくに対する実効線量の計算	RADIOISOTOPES 40, 459-460 (1991)
S. Kumazawa T. Numakunai* ³	Why Do We Need Dose Distribution Models?	Radiat. Prot. Dosim. 36(2/4), 269-273(1991)
穴 沢 豊 渡 辺 博 正* ⁴ 田 中 進* ⁴	原研高崎研究所イオン照射研究施設における放射線安全対策	保健物理学会誌 Vol. 26, No. 4 395-404(1991)
* 1 School of Physics, Universiti Sains Malaysia		
* 2 大洗研究所		
* 3 放射線計測協会		
* 4 高崎研究所 イオン工学計画課		

1.2 総説・調査報告・解説等

氏名	標題	誌名
古田敏城 佐々木幸男	JRR-3Mの放射線監視システム	保健物理学会誌 Vol. 27, No. 1 41~47(1992)
池沢芳夫 間辺巖	デコミッショニング技術の現状と課題	日本原子力学学会誌 33(5) 439~442(1991)
城谷孝 須賀新一 水下誠一	「作業者による放射性核種の摂取に関する個人モニタリング立案と解釈」(翻訳)	日本アイソトープ協会刊
城谷孝 須賀新一 水下誠一	「作業者による放射性核種の摂取の限度:追補」 PART 4(翻訳)	日本アイソトープ協会刊
城谷孝	「ICRPとは」	放計協ニュース No. 9
城谷孝	「放射線の測定とモニタリング」	Radioisotopes, 41, 172~184 (1992)
城谷孝	「宇宙放射線防護検討委員会報告」	有人宇宙システム(株)
村上博幸 南賢太郎	外部放射線に対する防護のための計測線量	日本原子力学学会誌 33(8) 747~756(1991)
山口恭弘	第7回中性子ドジメトリーに関するシンポジウムに参加して	保健物理学会誌 Vol. 27, No. 2 72~74(1992)
天澤弘也 佐藤元昭 阿部昌義	原研大洗研究所における可燃性固体廃棄物焼却処理の管理システム	保健物理学会誌 Vol. 26, No. 1 47~58(1991)

2. JAERI-Mレポート

氏名	標題	レポートNo.
N. Nariyama* M. Yoshizawa et al. * 船舶技研	Development of a Glow Curve Measuring System of TLDs and Its Applications	JAERI-M 92 -023(1992)

3. 所 内 資 料

氏 名	標 題	年 月
古 伊 植 武 菊 菊 平 山 黒 三 大 大 松 片 田 藤 田 藤 地 池 池 根 根 沢 浦 内 貫 野 桐	敏 精 久 康 寿 時 則 寛 城 男 志 樹 則 宽 ^{*1} JRR-3Mの出力上昇試験時における放射線管理 ^{*1} 篤 健 路 ^{*2} 吉 史 男 ^{*3} 哉 浩 ^{*4}	1992年2月
*	1 放射線計測協会	*
*	3 原子力環境整備センター	2 那珂研究所安全管理課
*	4 大洗研究所放射線管理課	
井 吉 清 鈴 西 鈴 遠 小 木 村 熊 城 沢 沢 水 木 蘭 木 木 寺 内 田 沢 谷	庄 道 勇 明 竜 幼 一 淳 伸 幹 生 蕃 孝 治 夫 明 也 一 章 一 幸 一 生 一 孝	1992年3月
足 高 小 早 角 吉 大 高	利 橋 畑 坂 田 昌 彦 道 塚 義 和 場 勇 谷 好 昭 一 寿 昌 一 道 一 勇 一	1991年10月
	廢棄物処理場地区の放射線管理	

氏名	標題	年月
吉田義雄 川崎公靖 白崎昭夫 関田憲昭 大和田功 舟生繁昌 大津実 佐藤信行	燃料試験施設給排気停止試験実施報告書	1991年11月
長谷川圭佑 富居博行 小畠一 後藤孝徳 西園竜也	集中監視システムの標準化に関する検討	1992年3月
坂本山路 長谷川足利谷 井上藪内 内藤落合	原子力船「むつ」出力上昇試験の放射線レベル測定 —船内線量当量率サーベイ結果等—	1992年3月
吉田真 間辺巖	体積線源の放射能測定における $4\pi\gamma$ -NaI(Tl) 検出器の検出効率	1991年6月
高崎研 安全管理課	安全衛生管理状況報告書(平成2年度第4四半期)	1991年4月
"	" (平成3年度第1四半期)	1991年7月
"	" (平成3年度第2四半期)	1991年10月
"	" (平成3年度第3四半期)	1992年1月
山崎保夫 根本俊行 福田勝男 勝山和夫 阿部昌義	廃液輸送管の健全性調査結果	1992年1月

氏名	標題	年月
尾曾智重 吉野清美 小川柳一郎 岩本貞雄 阿部昌義 高橋一郎 栗原正義	141-Wグローブボックス廃棄作業(その2)	1992年2月
放射性廃棄物 処理課	放射性廃棄物処理施設・除染施設運転管理状況報告書 (平成2年度)	1991年4月
放射性廃棄物 処理課	放射性廃棄物処理施設・除染施設運転管理状況報告書 (平成2年度第4四半期)	1991年4月
放射性廃棄物 処理課	放射性廃棄物処理施設・除染施設運転管理状況報告書 (平成3年度第1四半期)	1991年7月
放射性廃棄物 処理課	放射性廃棄物処理施設・除染施設運転管理状況報告書 (平成3年度第2四半期)	1991年10月
放射性廃棄物 処理課	放射性廃棄物処理施設・除染施設運転管理状況報告書 (平成3年度第3四半期)	1991年1月
那珂研 安全管理課	安全衛生管理状況報告書(平成2年度第3四半期)	1991年5月
那珂研 安全管理課	安全衛生管理状況報告書(平成2年度第4四半期)	1991年5月
那珂研 安全管理課	安全衛生管理状況報告書(平成3年度第1四半期)	1991年8月
那珂研 安全管理課	安全衛生管理状況報告書(平成3年度第2四半期)	1991年11月
那珂研 安全管理課	安全衛生管理状況報告書(平成3年度第3四半期)	1992年2月

4. 口頭発表及び講演

氏名	標題	学会名等
村田幹生 野口宏 加藤正平 山本英明	トリチウムの環境中移行及び被ばく線量予測計算コードの開発	日本保健物理学 会第26回研究発 表会 1991年5 月(大阪)
倉持彰彦 三浦吉史 小林誠 岩谷征男*	JRR-2における気体廃棄物中の ¹⁴ Cの測定	同上
*	高崎研究所安全管理課	
古田敏城 伊藤精 植田久男 武藤康志 菊地寿樹 菊池寛* 平根篤志*	JRR-3 改造炉の放射線管理用モニタ (その3 システムの運用)	同上
*	放射線計測協会	
小野寺, 西園 横須賀, 中村 池沢	JPDR解体作業時の飛散率等の測定(V) -アークソー切断による塵埃-	同上
西園, 佐藤 小野寺, 川俣 面沢, 中村 池沢	JPDR解体時における放射線管理(6) -解体実地試験Ⅲ-	同上
重田, 蔡田 澤畠, 長谷川 池沢	NUCEFの放射線管理設備 -放射線管理用モニタの概要-	同上
蔡田, 重田 澤畠, 千田 長谷川, 池沢	NUCEFの放射線管理設備 -γ線エリアモニタのパルス応答特性-	同上

氏名	標題	学会名等
山口 恭弘 吉沢 道夫	ICRP新勧告に基づく外部被ばくによるEffective Doseの評価	日本保健物理学会第26回研究発表会 1991年5月(大阪)
長根 哲 山本 昭夫 上野 正幸 中村 清宣	原子力船「むつ」定係港周辺の環境監視の現状	同上
長谷川 圭佑	排水に係わる廃液の管理	日本保健物理学会放射線防護計測専門委員会第2回ワーキングアップ 1991年5月(大阪)
山口 武憲	ICRP 1990年勧告の法令導入のあり方(4) 作業者の区分	日本保健物理学会 1991年8月(京大炉)
古田 敏城	新JRR-3の放射線監視システムにおける計算機の活用	日本保健物理学会勉強会 1991年11月(東京)
小野寺, 西園 富居, 中村 池沢	JPDR解体実地試験における作業者の線量分布	日本原子力学会'91秋の大会 1991年10月(博多)
熊沢 蕃	線量-反応曲線へのハイブリッド関数の適用	同上
成田 正邦* 吉沢 道夫 鈴木 明 他 * 北海道大	1990年ICRP新勧告を適用した実効線量の実験的評価	同上

氏名	標題	学会名等
波戸芳仁* 吉沢道夫 他 * 高工研	20~30keV単色光子の90° 散乱スペクトル解析	日本原子力学会 '91秋の大会 1991年10月 (博多)
Hiroshi Katagiri (JAERI)	Recent Technical Aspect of Environmental Monitoring	The Third International Symposium on Advanced Nuclear Energy Research March, 1991 (Mito) JAERI
佐々木幸男 古田敏城 片桐浩	Centralized radiation monitoring system for the JRR-3M	第3回研究炉に 関するアジアシ ンポジウム 1991年11月 (日立)
遠藤章 松井智明* ¹ 大貫孝哉 松野見爾* ² *1 核管センター *2 大洗研 放射線管理課	Development of Chemical Form Discrimination System for ¹⁴ C Species in Gaseous Waste	第36回米国保健 物理学会 1991年7月 (ワシントン)
池沢, 泉 宮本, 吉田 西園	汚染表面からの放射性塵埃の再浮遊	第10回空気清浄 とコンタミネ ションコントロ ール研究大会 1991年4月 (東京)
小野寺, 藤田 西園, 中村 池沢	Characterization of Aerosols from Dismantling Work of Experimental Nuclear Power Reactor Decommissioning	European Aerosol Conference (1991) 1991年9月 (Karlsruhe)

氏名	標題	学会名等
熊沢 蕃	新種のハイブリッド分布とその適用例	日本応用統計学会 1991年4月 (東京)
S. Kumazawa	A New Model of Shouldered Survival Curves	Int. Biostat. Conf. in the Study of Toxicology 1991, 5. (Tokyo)
山本敏生* 吉田 真 南 賢太郎 他 * 名古屋大	位置検出型比例計数管を用いた気体状試料の放射能測定 (II) ^{85}Kr , ^{41}Ar 測定における補正	第28回理工学における同位元素研究発表会 1991年7月 (東京)
吉田 真 備後一義	皮膚汚染模擬線源による β 線測定用サーベイメータの 70 μm 線量当量に関する校正	同上
熊沢 蕃	肩のある生存曲線の新しいモデル	日本放射線影響学会 1991年11月 (東京)
穴沢 豊	放射線利用施設と安全対策	第20回日本アイソトープ放射線統合会議
渡辺卓嗣	原子力船研究開発成果報告会(講演) 「むつ」原子炉の運転経験	日本原子力研究所原子力船研究開発成果報告会 1992年2月 (東京)
井沢庄治 熊沢 蕃	Overall Assessment Method for the Effectiveness of a System of Radiation Protection	放射線影響と防護に関する国際会議 1992年3月 (水戸)

氏名	標題	学会名等
中村, 西園 小野寺, 富居 池沢	Radiation Protection on the Decommissioning of JPDR	放射線影響と防護に関する国際会議 1992年3月(水戸)
佐藤, 早坂 小林, 仲澤 横須賀, 長谷川 池沢	Radiation Protection in Decontamination Work of Hot Cells in Reactor Fuel Examination Facility	同上

5. 特許申請及び登録

氏名	標題	年月日
天澤 弘也 佐藤 元昭 藤井 雅則* 田村 貢大* * 三機工業(株)	放射性廃棄物焼却灰の処理方法	1990年12月26日 申請
天澤 弘也 佐藤 元昭 藤井 雅則* 田村 貢大* * 三機工業(株)	放射性廃棄固化物の取出装置	1990年12月26日 申請

6. 受託調査・研究

相手方	標題	実施課室
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 線量計測課 放射性汚染処理第1課
科学技術庁	雑固体廃棄物処分等に関する情報ファイルシステムの整備	放射線管理第1課 放射性汚染処理第1課
動力炉・核燃料開発事業団 (大洗)	体表面モニタによる汚染評価方法に関する調査	線量計測課
科学技術庁	放射性廃棄物等の再利用に係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	解体炉内構造物等処理処分技術開発	放射性汚染処理第1課
ユニ・チャーム(株)	管理区域内で使用する特殊高分子吸収シートの適性評価試験 (II)	放射性汚染処理第1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
R. M. Brown	カナダ原子力公社 チョークリバー研究所	カナダ・チョークリバー研究所におけるトリチウムのモニタリングと安全研究	1991年11月7日	放射線管理 第1課

8. 所外研修コースへの協力

コース名	講師人数	コース名	講師人数
運輸省運輸政策局 放射性物質安全輸送講習会	2	茨城県原子力協議会 原子力講座	1
茨城県環境局安全対策課 緊急時医療活動研修会	2	(財)原子力安全技術センター 第2種放射線取扱主任者講習 原子力防災研修講座	4 1
青森県 原子力防災研修会 緊急時環境モニタリング講習会	1 2	(財)原子力施設デミッショニング協会 原子力施設デミッショニング技術講座	1
放射線医学総合研究所 環境放射線防護の原則に関する 講習会	1	(社)日本アイソトープ協会 放射線取扱主任者研修会	1
(財)放射線計測協会 放射線管理入門講座 放射線管理・計測講座 放射線業務従事者教育 原子力教養講座	8 9 4 3	放射線障害防止中央協議会 放射線安全管理講習会	4

9. 所内研修コースへの協力

(1単位は80分)

コ　一　ス　名	講義・実習	単位数又は時間	講師人数(延)
RI・原子炉研修所			
〔原子炉研修部門〕			
一般課程(第48回)	講　義	8単位	7人
保健物理専門課程(第23回)	講　義 実　験 実　習	43単位 90単位 22コース	24人 17人 22人
放射線防護専門課程(第10回)	講　義 実　験	29単位 158単位	18人 22人
原子炉工学専門課程(第16回)	講　義	4単位	3人
原子力防災対策講座(第21～第22回)	講　義 実　験	4単位 18単位	2人 6人
原子力防災入門講座(第116～第129回)	講　義	112単位	25人
放射性廃棄物管理講座(第13回)	講　義 実　験	4単位 140単位	4人 14人
原子力入門講座(第18回)	講　義	3単位	3人
〔RI研修部門〕			
基礎課程(第230～第231回)	講　義	12単位	4人
専門課程(第197回) 放射線管理コース	講　義 実　験	5単位 4単位	4人 1人
" (第195回) ラジオアイソトープコーポ	講　義	2単位	1人
第1種放射線取扱主任者講習(第50～第54回)	講　義	3時間	1人
第1種作業環境測定士講習(第17回)	講　義	2時間40分	1人

編 集 後 記

本報から新たに那珂研究所の活動について掲載を開始することとなり、ますます充実した誌面となった。一方では、東海研究所の組織変更に伴い、今回が放射性廃棄物関連部門の掲載の最後となったことは、誠に残念である。今後、本報がより多くの人に必要とされ、また愛読されるようするために編集し、かつ、用語の統一を図った。

(佐々 記)

編 集 委 員

委員長	松井 浩（東海研究所、保健物理部次長）
副委員長	佐藤 信之（　　"　　，線量計測課）
幹事	佐々 陽一（　　"　　，放射線管理第1課）
委員	河原井邦雄（　　"　　，放射線管理第2課） 角田 昌彦（　　"　　，放射線管理第3課） 白石 明美（　　"　　，体内放射能課） 丸山 亨（　　"　　，放射性廃棄物管理課） 吉森 道郎（　　"　　，高放射性廃棄物技術課） 新野 二男（那珂研究所、安全管理課） 岩谷 征男（高崎研究所、安全管理課） 酒井 俊也（大洗研究所、放射線管理課） 天澤 弘也（大洗研究所、放射性廃棄物処理課） 長根 悟（むつ事業所、保安管理課） 大塚 保（むつ事業所、施設第1課）
事務局	野村 藤靖（東海研究所、保健物理業務課長） 黒羽 久善（　　"　　，保健物理業務課） 四分一大樹（　　"　　，　　"　　）