

J A E R I - M
86-132

保健物理 - 管理と研究 - No.28
(1985年度)

1986年9月

東海研究所保健物理部
高崎研究所管理部安全管理課
大洗研究所管理部放射線管理課
大洗研究所放射性廃棄物処理課

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

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弘済会資料センター（〒319-11 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布をおこなっております。

JAERI-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, 1986

編集兼発行 日本原子力研究所
印 刷 いばらき印刷株

「保健物理一管理と研究一No. 28」正誤表

頁	行	誤	正
(18)	上19~22	3.2.3 The Radiosensitivity of Chromosomes of Rabbit Lymphocytes ... 213 ... 216	3.2.3 Study on the Transfer Compartment in the Internal Dose Evaluation Method (II) ... 216
		3.2.4 Study on the Transfer Compartment in the Internal Dose Evaluation Method (II) ... 216	3.2.4 The Radiosensitivity of Chromosomes of Rabbit Lymphocytes ... 213
3	上3	ア. 化学サービスエリア,	アケーブ, 化学サービスエリア,
7	Table A.1.2-2 上3 範囲欄	1階: 101, 102, 103, 105 ...	1階: 101, 102, 103, <u>104</u> , 105
	"	<u>2階: 217</u>	削除
	上4 "		
	" 上17 建家欄	<u>5 MeV V.D.G.</u>	<u>2 MeV V.D.G.</u>
	" 上24 範囲欄	軽イオンパブチャー室	軽イオンパンチャー室
	" 下4 "	中性子測定室, (5箇所) 周辺櫛	中性子測定室, 周辺櫛
39	下2	約1/2, 1.8×10^{-6}	約1/2, <u>^{41}Arの濃度は</u> 1.8×10^{-6}
51	上19	再特放管室に整備した ハンド.....	再特放管室にハンド.....
59	下4	<u>1.5 pCi/m³ · air</u>	<u>2 pCi/m³ · air</u>
60	Table A.4.3.-1 下7 飲料水 pCi/l	岡 " 5.8 *	岡 " 5.3 *
85	Table B.1.3-2 上1	台数	台数 備考
129	上6	H A W E L L	Harwell
132	上14	+ (0.004 + 0.47f ₁) ·	+ (0.004 + 0.48f ₁) ·
209	下14	前線	前報
211	Table 3.2.2-2 上2	(Counts per minute / <u>73Bq</u>)	(Counts per minute / <u>37Bq</u>)
221	下6	透過流速	透過流束

頁	行	誤	正
221	下8	流速	流東
227	上14	無拘束	無拘束
243	上11	國際協力結団筑波……	國際協力業団筑波……

保健物理－管理と研究－No. 28
(1985 年度)

日本原子力研究所
東海研究所保健物理部
高崎研究所管理部安全管理課
大洗研究所管理部放射線管理課
大洗研究所放射性廃棄物処理課

(1986 年 8 月 12 日受理)

本報は、 1985 年度の日本原子力研究所の東海、高崎および大洗の各研究所における放射性廃棄物処理を含む保健物理業務について、管理、技術開発および研究の 3 部門に分けて概要を記述したものである。

各研究所とも、施設の放射線管理、個人被曝管理、環境放射線監視、放射線管理用機器の管理および放射性廃棄物の処理などの日常業務は、前年度と同様に滞りなく実施した。

放射線作業者の個人被曝線量については、最大許容線量を超える被曝はなかった。各施設から放出した気体および液体廃棄物中の放射性物質の量および濃度は、いずれも保安規定などに定められている放出管理の基準以下であった。また、環境放射線監視結果についても異常は認められなかった。

Health Physics in JAERI. No.28
(April 1, 1985 ~ March 31, 1986)

Department of Health Physics, Tokai Research Establishment
Safety Division, Takasaki Radiation Chemistry Research Establishment
Radiation Control Division, and Waste Management and Decontamination
Division, Oarai Research Establishment
Japan Atomic Energy Research Institute

(Received August 12, 1986)

In the annual report No.28 (fiscal 1985) are described the activities of health physics including radioactive waste management in Tokai Research Establishment, Takasaki Radiation Chemistry Research Establishment and Oarai Research Establishment.

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

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

In Tokai and Oarai Research Establishment, radioactive waste management including decontamination was carried out and radioactive solid waste was 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 in monitoring of individuals, facilities and environment, radiation measurement instrumentation and also in waste management and decontamination. The following works were made in the researches of radiation dosimetry, body radioactivity, airborne radioactivity and estimation of radiation dose due to low

level waste disposal.

For radiation dosimetry: portable apparatus for calibration of radioactive gas monitors, evaluation of β -ray depth dose distribution, and exposure analysis through an extended series of specific jobs at JRR-2.

For body radioactivity: characteristic of JAERI phantom for an assessment of Pu in lung, transfer compartment in the internal dose evaluation method, and radiosensitivity of chromosomes of rabbit lymphocytes.

For airborne radioactivity and estimation of radiation dose due to waste disposal: sheltering effect of houses for radioactive effluent, tritium oxide permeability of membrane in protective appliances, conversion rate of low concentration tritium gas to tritiated water, computer code for calculation of radiation dose from very low-level radioactive waste disposal and safety demonstration tests of national disposal of very low-level radioactive solid waste.

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

まえがき

本報告書は放射性廃棄物管理を含む保健物理部門における 1985 年度の業務の総括報告書で、次のページに示される各組織の業務の概要を管理、技術開発および研究の 3 部に分けて記述している。

各施設の区域放射線管理、個人被曝管理、環境放射線監視、放射線管理用機器の管理および放射性廃棄物の処理などの定常業務は、1984 年度に引き続き滞りなく実施された。また、設備機器の新設・更新にさいしては、機械化自動化を含めた効率的な管理方式の導入と機能の充実につとめた。また、原子炉の改造、解体に係る放射線管理技術の開発検討等を行った。

放射性廃棄物管理面では、1984 年度に引き続き放射性廃棄物の処理や保管、汚染除去等の業務を実施した。

1985 年度は、許容線量を超える被曝や汚染などはなかった。

技術開発業務においては、管理業務に直接反映する事項として、被曝線量評価、施設の放射線管理技術、計算機システムの導入による業務の効率化および解体廃棄物を含む放射性廃棄物の処理、保管や施設表面材の除染に関する技術開発などが進められた。

研究業務においては、1984 年度に引き続き緊急時対策、線量の測定、評価に関する技術開発、被曝データの統計解析および低レベル廃棄物処分に係る線量評価コードの開発と低レベル廃棄物陸地処分の実証試験等が重点的に進められた。特に低レベル廃棄物処分に関しては、その合理性と安全性とについて、成果が期待されている。

(吉田 芳和)

March 31, 1986

(): Number of Personnel

Department of Health Physics, Tokai Research Establishment (142)

- Health Physics Administration Division (6)
- Radiation Control Division I (13)
- Radiation Control Division II (28)
- Radiation Control Division III (27)
- Bioassay Division (10)
- Radiation Dosimetry Division (17)
- Waste Disposal and Decontamination Division I (25)
- Waste Disposal and Decontamination Division II (13)

Department of Administrative Services, Takasaki Radiation Chemistry Research Establishment

Safety Division (4)

Department of Administrative Services, Oarai Research Establishment

- Radiation Control Division (21)
- Waste Management and Decontamination Division (26)

東海研究所保健物理部

吉田 芳和 (142)

1986年3月31日現在

(次)沼宮内彌雄

()内職員数

保健物理業務課

菊池 忍 (6)

放射線管理第1課

国分 守信 (13)

- 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

山本 峰澄 (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

放射線管理第3課

松井 浩 (27)

- 再処理施設管理係
- 廃棄物処理施設管理係
- 動力炉管理係
- 燃料試験施設管理係

体内放射能課

赤石 準 (10)

- 化学分析係
- 物理測定係
- 開発グループ

線量計測課

南 賢太郎 (17)

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

放射性汚染処理第1課

松元 章 (25)

- 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2課

川上 泰 (13)

- 計画管理係
- 処理第1係
- 処理第2係
- 処理第3係

高崎研究所管理部

安田 滋

安全管理課

加古 俊昭 (4)

大洗研究所管理部

竹内 茂夫

放射線管理課

岸田 昌美 (21)

- 放射線管理第1係
- " 第2係
- " 第3係
- " 第4係

放射性廃棄物処理課

押野 昌夫 (26)

- 液体係
- 固体第1係
- 固体第2係
- 除染係

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 排気および排水の管理データ	9
A.1.4 放射性廃棄物の保管廃棄量	20
A.1.5 環境における放射性希ガスおよび液体廃棄物による被曝線量	20
A.1.6 放射性汚染および被曝	21
A.1.7 放射性同位元素の保有状況	21
1 A.2 個人被曝線量の管理	27
A.2.1 概要	27
A.2.2 外部被曝線量の管理	27
A.2.3 内部被曝線量の管理	31
A.2.4 個人被曝線量等の登録	34
1 A.3 施設の放射線管理	35
A.3.1 概要	35
A.3.2 JRR-3一次冷却系撤去作業の放射線管理	35
A.3.3 JRR-4リドタンク整備工事の放射線管理	39
A.3.4 室内塵埃用ろ紙自動交換装置の整備	41
A.3.5 トリチウムプロセス研究棟の放射線管理方式	42
A.3.6 燃料試験施設セル除染作業時の放射線管理	45
A.3.7 JPDRにおける汚染配管切断作業時の空気汚染管理	48
A.3.8 再処理特研地区放射線モニタリング設備の整備	51
A.3.9 放射性汚染等の概況	51
1 A.4 環境放射能の管理	53
A.4.1 概要	53
A.4.2 環境放射線のモニタリング	53
A.4.3 環境試料のモニタリング	59
A.4.4 排気、排水および環境試料の化学分析	68
1 A.5 放射線計測器類の管理	69
A.5.1 概要	69
A.5.2 サーベイメータの校正	69

A. 5.3 放射線監視計測器の管理	70
A. 5.4 放射線管理試料の計測	71
1 A. 6 放射性廃棄物の管理および汚染除去	72
A. 6.1 概 要	72
A. 6.2 放射性廃棄物の管理	73
A. 6.3 汚染除去	79
A. 6.4 廃棄物処理施設の整備	81

1 B 高崎研究所

1 B. 1 放射線管理	82
B. 1.1 概 要	82
B. 1.2 個人被曝線量の管理	82
B. 1.3 施設の放射線管理	82
B. 1.4 放射線計測器の管理	86

1 C 大洗研究所

1 C. 1 総 括	87
C. 1.1 概 要	87
C. 1.2 管理区域	88
C. 1.3 排気および排水の管理データ	88
C. 1.4 放射性廃棄物の保管廃棄量	92
C. 1.5 環境における放射性希ガスおよび液体廃棄物による被曝線量	93
C. 1.6 放射性汚染および被曝	93
C. 1.7 放射性同位元素の保有状況	93
1 C. 2 個人被曝線量の管理	95
C. 2.1 概 要	95
C. 2.2 外部被曝線量の管理	95
C. 2.3 内部被曝線量の管理	97
1 C. 3 施設の放射線管理	98
C. 3.1 概 要	98
C. 3.2 JMTR 炉室外放射線モニタの更新	98
C. 3.3 JMTR から排出される ^{41}Ar の変動	99
C. 3.4 β ・ γ 焼却装置補修作業時の放射線管理	101
C. 3.5 放射線管理のための高次化プルトニウムの放射能比 ($^{239}\text{Pu}\alpha / {^{241}\text{Am}\alpha}$) の測定	102
C. 3.6 プルトニウムの空気中放射能濃度簡易測定方法	103
C. 3.7 放射性汚染等の概況	105

1 C. 4 環境放射能の管理	106
C. 4.1 概 要	106
C. 4.2 環境放射線のモニタリング	106
C. 4.3 環境試料のモニタリング	108
1 C. 5 放射線計測器類の管理	112
C. 5.1 概 要	112
C. 5.2 サーベイメータ等の管理	112
C. 5.3 放射線監視計測器の管理	113
1 C. 6 放射性廃棄物の管理および汚染除去	114
C. 6.1 概 要	114
C. 6.2 放射性廃棄物の管理	114
C. 6.3 汚染除去	119
C. 6.4 廃棄物処理施設の整備	121

2. 技術開発

2. 1 個人被曝線量の管理	124 125
2. 1.1 概 要	125
2. 1.2 フォールアウト ^{137}Cs の体内量の変動	125
2. 1.3 肺モニタの校正データの検討	128
2. 1.4 新型肺モニタ計測部のシステム設計	130
2. 1.5 内部被曝測定データに基づく線量推定	132
2. 1.6 N T A フィルムの潜像退行特性	133
2. 2 施設の放射線管理	135
2. 2.1 概 要	135
2. 2.2 JRR-2 ^{41}Ar 放出低減対策の費用便益解析	136
2. 2.3 活性炭素繊維フィルタの ^{125}Sb に対する捕集性能	139
2. 2.4 ホットラボの放射線モニタ監視システムの開発	141
2. 2.5 JRR-3 出入管理装置の開発	143
2. 2.6 煙感知器点検用具のラドン娘核種汚染の調査	145
2. 2.7 ダスト試料測定データの自動処理	147
2. 2.8 空気サンプリング用ろ紙ホルダの改良	150
2. 2.9 原子炉解体における放射線管理技術の開発(Ⅲ)	153
2. 3 環境放射能	155
2. 3.1 概 要	155
2. 3.2 線量評価データ検索システム(Ⅰ)	155
2. 4 放射線計測	158
2. 4.1 概 要	158
2. 4.2 Si(Li) 検出器を用いた β 線スペクトロメータの特性	158

2.4.3	低バックグラウンド型液体シンチレーションカウンタのクエンチング補正曲線	161
2.4.4	JRR-4における ¹⁶ N γ線校正場の検討	163
2.4.5	ガスループ型臨界警報装置の開発	165
2.4.6	照射室における散乱γ線の測定	167
2.4.7	個人線量計校正用ファントムの応答特性(Ⅱ)	170
2.4.8	中性子放出率のトレーサビリティの確保	173
2.4.9	ボナーカウンタの中性子エネルギー応答特性	175
2.4.10	BF ₃ 計数管特性試験装置の製作	177
2.4.11	レートメータ時定数測定の自動化	180
2.4.12	β線線源最大エネルギーの照射距離依存性	182
2.5	放射性廃棄物の処理および汚染除去	184
2.5.1	概要	184
2.5.2	トリチウム廃液の固化方法とトリチウムの閉じ込め性能の検討	184
2.5.3	蒸発濃縮液の乾燥および溶融ガラス固化試験	188
2.5.4	解体廃棄物の処理、保管および処分技術の開発(Ⅲ)	193
2.5.5	放射性汚染海水の吸着処理試験	194
2.5.6	放射性廃棄物帳票管理コードの開発(Ⅱ)	198

3. 研究

3.1	放射線計測	202 203
3.1.1	概要	203
3.1.2	可搬式ガスマニタ校正装置の開発	203
3.1.3	β線深部線量分布の測定	205
3.1.4	JRR-2のある一連の作業を通じた被曝解析	207
3.2	身体放射能	209
3.2.1	概要	209
3.2.2	肺モニタ校正用ファントムの特性	209
3.2.3	体内被曝線量評価法における通過コンパートメントの検討(Ⅱ)	213
3.2.4	ウサギリンパ球の染色体の放射線感受性	216
3.3	環境放射線管理技術の開発	218
3.3.1	概要	218
3.3.2	家屋等の放射能防護効果(Ⅳ)	218
3.3.3	防護具素材の酸化トリチウム透過率(Ⅰ)	221
3.3.4	低濃度トリチウムガスのトリチウム水への転換速度	224
3.3.5	極低レベル廃棄物処分による被曝線量計算コードDOSWASTEの開発	227
3.3.6	極低レベル固体廃棄物合理的処分安全性実証試験	229

付 錄

1. 外部投稿	231
2. JAERI - M レポート	233
3. 所内資料	233
4. 口頭発表および講演	236
5. 特許申請および登録	241
6. 受託調査・研究	241
7. 講師招へい(講演)	242
8. 所外研修コースへの協力	242
9. 所内研修コースへの協力	243

Contents

1. Monitoring and Maintenance	
1A Tokai Research Establishment	
1A.1 General	1
A.1.1 Summary	1
A.1.2 Controlled Area	2
A.1.3 Releases of Radioactive Gaseous and Liquid Wastes	9
A.1.4 Waste Management and Monitoring	20
A.1.5 Environmental Dose due to Radioactive Noble Gases and Liquid Effluents	20
A.1.6 Radiological Incidents	21
A.1.7 Inventory of Radioisotopes	21
1A.2 Individual Monitoring	27
A.2.1 Summary	27
A.2.2 Monitoring for External Exposure	27
A.2.3 Monitoring for Internal Exposure	31
A.2.4 Registration of Personnel Exposure	34
1A.3 Radiation Monitoring in Facilities	35
A.3.1 Summary	35
A.3.2 Radiation Monitoring on Removal Work of Primaly Cooling System in JRR-3	35
A.3.3 Radiation Monitoring on Repair Work of Rid-tank in JRR-4	39
A.3.4 Automatic Exchanger of Sampling Filter Paper for Dust Monitor	41
A.3.5 Radiation Monitoring System at Tritium Process Laboratory	42
A.3.6 Radiation Monitoring in Decontamination work of Concrete Cell in Reactor Fuel Examination Facility	45
A.3.7 Airborne Radioactivity Monitoring in Cutting Work of Contaminated Pipes in JPDR	48
A.3.8 Renewal of Radiation Monitoring System in Area of Fuel Reprocessing Facilities	51
A.3.9 Unexpected Radiation Exposures and Surface Contaminations	51
1A.4 Environmental Monitoring	53
A.4.1 Summary	53

A.4.2 Monitoring for Environmental Radiation	53
A.4.3 Monitoring for Environmental Samples	59
A.4.4 Chemical Analysis for Released Radioactive Materials and Environmental Samples	68
1A.5 Maintenance of Monitors and Survey Meters	69
A.5.1 Summary	69
A.5.2 Calibration of Survey Meters	69
A.5.3 Maintenance of Monitors	70
A.5.4 Radiation Counting of Samples	71
1A.6 Waste Management and Decontamination	72
A.6.1 Summary	72
A.6.2 Radioactive Waste Management	73
A.6.3 Decontamination	79
A.6.4 Maintenance and Construction of Facilities	81
1B Takasaki Radiation Chemistry Research Establishment	
1B.1 Radiation Monitoring	82
B.1.1 Summary	82
B.1.2 Individual Monitoring	82
B.1.3 Radiation Monitoring in Facilities	82
B.1.4 Maintenance of Monitors and Survey Meters	86
1C Oarai Research Establishment	
1C.1 General	87
C.1.1 Summary	87
C.1.2 Controlled Areas	88
C.1.3 Releases of Radioactive Gaseous and Liquid Waste	88
C.1.4 Waste Management and Monitoring	92
C.1.5 Environmental Dose due to Radioactive Noble Gases and Liquid Effluents	93
C.1.6 Radiological Incidents	93
C.1.7 Inventory of Radioisotopes	93
1C.2 Individual Monitoring	95
C.2.1 Summary	95
C.2.2 Monitoring for External Exposure	95
C.2.3 Monitoring for Internal Exposure	97
1C.3 Radiation Monitoring in Facilities	98
C.3.1 Summary	98
C.3.2 Renewal of JMTR Radiation Monitors	98
C.3.3 Fluctuation of ^{41}Ar Released from JMTR	99

C.3.4	Radiation Monitoring in Repair Works of the $\beta\gamma$ Incinerator	101
C.3.5	Radioactivity Ratio $^{239}\text{Pu}/^{241}\text{Am}$ in Plutonium	102
C.3.6	Measurement of Plutonium on the dust filter Using α -Spectrometry	103
C.3.7	Unexpected Radiation Exposures and Surface Contaminations	105
IC.4	Environmental Monitoring	106
C.4.1	Summary	106
C.4.2	Monitoring for Environmental Radiation	106
C.4.3	Monitoring for Environmental Samples	108
IC.5	Maintenance of Monitors and Survey Meters	112
C.5.1	Summary	112
C.5.2	Maintenance of Survey Meters	112
C.5.3	Maintenance of Monitors	113
IC.6	Waste Management and Decontamination	114
C.6.1	Summary	114
C.6.2	Radioactive Waste Management	114
C.6.3	Decontamination	119
C.6.4	Maintenance and Construction of Facilities	121
2.	Technology Development ,24	
2.1	Monitoring for Personnel Exposure	125
2.1.1	Summary	125
2.1.2	Fluctuation of Fallout ^{137}Cs in Humanbody	125
2.1.3	Calibration Results of Lung Monitor	128
2.1.4	New Design of Lung Monitor Counting System	130
2.1.5	Internal Dose Estimation Based on the Data Obtained in Internal Exposure Measurement	132
2.1.6	Fading Characteristics of NTA Film	133
2.2	Radiation Monitoring in Facilities	135
2.2.1	Summary	135
2.2.2	Cost-benefit Analysis on ^{41}Ar Reduction Measures in JRR-2	136
2.2.3	Collection Efficiency on Activated Carbon Fiber Filter for ^{125}Sb	139
2.2.4	Radiation Monitor Surveillance System in Hot Laboratory	141
2.2.5	Development of Personnel Monitoring System in JRR-3 ...	143

2.2.6 A Survey of Rn-daughters Contamination on the Surface of the Smoking Tool for Checking the Fire Smoke Detectors	145
2.2.7 Measurement Data Processing System for Dust Samples with the Personal Computer	147
2.2.8 Modification of Air Sampling Holder	150
2.2.9 Development of Radiation Monitoring Techniques for Nuclear Reactor Decommissioning (III)	153
2.3 Environmental Monitoring	155
2.3.1 Summary	155
2.3.2 Information Retrieval System for Environmental Radiological Assessment	155
2.4 Radiation Measurement Instrumentation	158
2.4.1 Summary	158
2.4.2 Characteristics of Si (Li) β -ray Spectrometer	158
2.4.3 Quenching Correction Curve of Low Background Type Liquid Scintillation Counter	161
2.4.4 Study of the ^{16}N γ -ray Calibration Field at the JRR-4 ..	163
2.4.5 Development of the Gas Loop Type Criticality Alarm Monitor	165
2.4.6 Measurement of Scattering γ -ray in the 3rd Irradiation Room of FRS	167
2.4.7 Measurement of Phantom Response for use of Personal Monitor Calibration (II)	170
2.4.8 Intercomparative Measurements of Neutron Emission Rate for Traceability to National Standard	173
2.4.9 Estimation of Energy Response for Bonner Type Spherical Proportional Counter	175
2.4.10 Characteristics Testing Apparatus for BF_3 Counter Tube	177
2.4.11 Automatic Time Constant Measuring Apparatus for Rate Meter	180
2.4.12 Dependence of β -ray Sources Maximum Energy on Irradiation Distance	182
2.5 Waste Management and Decontamination	184
2.5.1 Summary	184
2.5.2 Solidification of Tritiated Liquid Waste and Containment of Tritium	184

2.5.3 Drying Test and High-frequency Melting Solidification Test of Evaporated Concentrate	188
2.5.4 Development of Decommissioning Waste Management Techniques (III)	193
2.5.5 Adsorption Test of Radioactive Contaminated Sea Water ..	194
2.5.6 Development of Computer Program for Radioactive Waste Management (II)	198
3. Research	202
3.1 Radiation Dosimetry	203
3.1.1 Summary	203
3.1.2 Development of Portable Apparatus for Calibration of Radioactive Gas Monitors	203
3.1.3 Evaluation of β -ray depth dose distribution	205
3.1.4 Exposure Analysis Through an Extended Series of Specific Jobs at JRR-2	207
3.2 Body Radioactivity	209
3.2.1 Summary	209
3.2.2 Characteristics of JAERI-Phantom	209
3.2.3 The Radiosensitivity of Chromosomes of Rabbit Lymphocytes	213
3.2.4 Study on the Transfer Compartment in the Internal Dose Evaluation Method (II)	216
3.3 Airborne Radioactivity	218
3.3.1 Summary	218
3.3.2 Sheltering Effect of Houses for Radioactive Effluent (IV)	218
3.3.3 Tritium Oxide Permeability of Membranes Used in Protective Appliances (I)	221
3.3.4 Conversion Rate of Low Concentration Tritium Gas to Tritiated Water	224
3.3.5 Computer Code Used for Calculation of Radiation Dose from Very Low-level Radioactive Waste Disposal : DOSWASTE	227
3.3.6 Safety Demonstration Tests of Rational Disposal of Very Low-level Radioactive Solid Wastes	229
Appendix	
1. Journal Papers	231
2. Papers Published as JAERI-M Report	233

3. Papers Published as Internal Report	233
4. Oral Presentations	236
5. Patents	241
6. Entrusted Works	241
7. Lectures by Outside Persons	242
8. Training Courses for Outside Organizations	242
9. Training Courses in JAERI	243

1. 管理

Monitoring and Maintenance

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、個人被曝管理、環境放射線監視、放射線管理用機器の管理および放射性廃棄物の処理などの定常業務は、1984年度に引き続き滞りなく実施された。また、設備機器等の新設・更新にさいしては、機械化自動化を含めた効率的な管理方式の導入と機能の充実につとめた。

区域放射線管理については、原子炉の改造設置、変更等に伴う認可申請への協力のほかJRR-3の改造、燃料試験施設の除染等の各種作業の放射線管理を実施するとともに、原子炉を始め、管理業務の効率化のための技術開発を進めた。また、再処理特研地区の放射線管理機器の整備を進めるとともに、トリチウムプロセス研究棟の管理方式を検討した。

放射線作業者の個人被曝線量については、外部全身被曝の最大は0.89rem、平均は0.011rem、であった。有意な内部被曝はなく、管理区域隨時立入者などを含めて最大許容線量を超える被曝はなかった。放射線作業の集団線量は、東海研究所職員(1279人)で9.49人・レム、外来業者等(2065人)で25.58人・レム、合計で35.07人・レムであった。

1985年度に各施設から放出された気体および液体廃棄物中の放射性物質の量および濃度は、いずれも保安規定などに定める放出管理の基準値以下であった。また、年間放出量に基づいて算出された周辺環境における被曝線量は、放射性希ガスによる全身被曝線量が年間最大0.16mrem(JRR-2南西方向周辺監視区域境界)、液体廃棄物中の主要核種による全身被曝は年間 1.9×10^{-3} mremであって、原子炉保安規定に規定されている周辺公衆の線量目標値、年間5mremより小さい。なお、環境放射線監視結果についても異常は認められなかった。

放射性廃棄物は、処理設備で減容・固化・密封され、保管体として収容された。放射性固体廃棄物として収容された保管廃棄体の数量は、低レベル保管体2307本で1984年度に比較してやや増加した。異形保管体、中レベル保管体および高レベル保管体205m³であり、1984年度に比較してやや増大した。これは主に1984年度からJRR-3改造工事に伴って解体撤去された廃棄物が増大したためである。

放射線管理用モニタ類は、年次計画に基づいて更新したほか、研究炉地区における放射線管理用モニタの集中監視システムの整備を進め、1985年度はホットラボのシステム整備を実施した。

放射線作業の安全確保に重要な意義をもつ教育訓練には積極的に協力した。すなわち、原子炉研修所、RI研修所において定期的に行われる各種研修、新入職員および放射線作業従事者訓練などに当部職員が講師および実習指導員として参加したほか、各作業現場において外来業者を含む作業者の教育訓練を積極的に行った。

(沼宮内弼雄)

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条および放射線障害予防規定第48条に基づき設定されている第1種管理区域および第2種管理区域（一時的に設定されたものは除く）をそれぞれ Table A.1.2-1 および Table A.1.2-2 に示す。

1985年度中に一時的に設定および解除された管理区域の件数は第1種管理区域87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（68件）、第2種管理区域はX線などによる非破壊検査作業（6件）である。

(大久保勝一)

Table A.1.2-1 第1種管理区域

(東海研究所、1986年3月31日現在)

建 家	範 围	適用規定
第1研究棟	地下1階：001-A号室（核燃料倉庫） 東側3階全域	放射線障害予防規定
第3研究棟	020号室（RI庫）、2階東側半分、3階東側半分	放射線障害予防規定
第4研究棟	地下1階：廃棄タンク室 1階：放射線管理室、事務室、給氣 フィルター室およびコールド便所を除く区域 2階：全域 3階：全域 4階：全域	放射線障害予防規定
放射線標準施設棟	2階：202, 204, 206号室、第1貯蔵室	放射線障害予防規定
タンデム加速器建家	地下1階：照射室、ホット測定室、汚染検査室 1階：ホット化学実験室、RI貯蔵庫、核燃料保管庫	放射線障害予防規定
セラミック特研 治金特研	6, 7, 9, 10, 13, 14, 15, 16, 17, 18, 19, 20号室 5, 6, 7, 8, 9, 10, 11, 12, 13, 14, 15, 16, 17, 18号室、核燃料貯蔵庫、 核燃料貯蔵庫から玄関までの廊下	放射線障害予防規定 放射線障害予防規定
リニアック J R R - 1	化学実験室 セミホット実験室、測定室、化学実験室、放射性物質貯蔵室、X線発生装置使用室、汚染検査室 炉室地下（サブパイル室）	放射線障害予防規定 放射線障害予防規定
ホットラボ	冶金ケーブ（含地下）、冶金サービスエリア、冶金操作室、冶金汚染除去室、排風機室、ホットス	原子炉施設保安規定 使用施設等保安規定 放射線障害予防規定

建 家	範 围	適用規定
J R R - 2	<p>トレージ, 化学操作室, 化学汚染除去室, ジュニア, 化学サービスエリア, セミホットセル室, 更衣室, 鉛セル操作室, 黒鉛材料研究室, 黒鉛材料準備室, ホット実験室, モニタリングケーブ, 化学ケーブ, 鉛セル, スチールセル, マニプレータ修理室, ドライエリア</p> <p>炉室, 制御室, 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およびロッカー室に隣接する区域</p> <p>全 域</p> <p>全 域</p>	<p>原子炉施設保安規定 使用施設等保安規定</p>
炉管理部格納庫		
新核燃料倉庫		
開発試験室	VHTRC炉室, VHTRC燃料作業室, VHTRC燃料貯蔵室, 化学実験室	<p>原子炉施設保安規定 放射線障害予防規定</p>
R I 製 造 棟	<p>201, 202, 203, 204, 205, 206, 207, 208, 209, 210, 211, 212, 213, 214, 215, 216, 302, 303, 304, 305, 307, 310, 311, 312, 313号室, 300番台地下室, セミホット廊下, ホット中央廊下, 渡り廊下, 401, 402, 403, 404, 405, 406, 407号室, 地階タンク室 309号室, 309号地階 502号室(地階)</p>	<p>使用施設等保安規定 放射線障害予防規定</p>
J R R - 3	炉室(地階, 1階, 中2階), ロッカー室, 使用済燃料室および同地階, 付属建家廊下および測定室	原子炉施設保安規定
J R R - 4	<p>地下FFD室, 冷却機器室, 測定室, リドタンク, ローディングドッグA, B, リフト, 燃料倉庫, ロッカー室, 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</p>	<p>原子炉施設保安規約 放射線障害予防規定</p>
プルトニウム研究 1棟	<p>101, 102, 103, 104, 105, 106, 107, 108, 109, 110, 111, 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</p>	<p>使用施設等保安規定 放射線障害予防規定</p>
再処理特別研究棟	<p>再処理特研: 121, 122, 123, 124, 131, 132, 133, 134, 135, 136, 137, 138, 139, 140, 142, 143, 144, 145, 221, 222, 223, 231, 232, 233, 241, 242, 243, 244, 323, 324, 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</p>	<p>放射線障害予防規定 使用施設等保安規定</p>

建 家	範 围	適用規定
プルトニウム研究 2棟	サンプリング室, 地下2階タンク室, ポンプ室 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 1, 2号室, 廊下	使用施設等保安規定 放射線障害予防規定
再処理試験室	5, 7, 8, 9, 10, 11, 12, 13, 14, 15号室, 廊下	放射線障害予防規定
ウラン濃縮研究棟	レーザー実験室, 核燃料貯蔵庫	
処理処分開発棟	大実験室, 小実験室, 供試体製作室, 中実験室, 測定室	放射線障害予防規定
フッ素実験室	N-3, N-4, S-3, S-4, S-5, S-6, 暗室, 汚染検査室, 廊下	放射線障害予防規定
廃棄物処理場	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階および2階の全域, 中レベル蒸発 処理装置室の1階, 2階および地階の全域, 分析 室, 化学実験室, 計測室, 低レベル廃液貯槽室お よびタンクヤード, 中レベル廃液貯槽室, 廃液格 納庫, 受入検査室, 処理済廃液貯槽と屋外フェン スで囲まれた区域内 固体廃棄物処理施設: 汚染検査室, 圧縮処理附帶 棟1階および2階の全域, 圧縮処理室, 解体処理 室と屋外フェンスで囲まれた区域内 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 第2廃棄物処理棟: 1階: 資材室, 中央監視室, 測定室, 実験室, 操 作エリア, チェンジングルーム, 濃縮セル, 固化 セル, 処理済廃棄物収納セル, 廃棄物処理セル, 処理前廃棄物収納セル, 濃縮系機器室, アイソレ ーションルームNo 1, No 2, 容器搬入室, サービ スエリア, 除染室, 準備室, 熱媒ボイラー室 2階: クレーンホール, アスファルト溶解室 地階: 地階操作室, ホット機械室, 濃縮セル, ド ラム詰室, ポンプ室, 固化準備室, コンクリート 注入室, 凝縮水貯槽室, 前処理室, 処理前廃液貯 槽室, 固化系機器室, 地下ホール, ポンプ室, 中	原子炉施設保安規定 使用施設等保安規定 放射線障害予防規定

建 家	範 围	適用規定
汚 染 除 去 室	高レベルサンプタンク室 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, 檢査室, 衣料整理室	原子炉施設保安規定 放射線障害予防規定
廃棄物安全試験 施設	居室を除く区域	放射線障害予防規定 使用施設等保安規定
F C A	炉室, 燃料取扱室, 燃料貯蔵室, エアーロック室, セミホットラボ, 更衣室	原子炉施設保安規定
T C A	第1燃料貯蔵室, 第2燃料貯蔵室, 燃料貯蔵室, 作業室, 炉室1階および地階, 作業室と炉室の間, 汚染検査室	原子炉施設保安規定
F N S 建家	TAP室, ターゲット取扱保管室, 第1ターゲット室, 第2ターゲット室, 加速器室, 作業室, 汚染検査室, ホット測定室, セミホット室, 中2F, 廃棄物一時貯蔵室, ホット機械室, ホットエリア 工作室	放射線障害予防規定
J P D R	原子炉格納容器, スタック, 地下道, オフガスタンク タービン建家: 地下室全域, 1階ホット用工作室, 実験室, 汚染検査室, 実験準備室, 計測室, 化学 実験室, 機器搬入室, 給水ポンプ室, 樹脂再生室, 復水脱塩器室, 廃棄物処理設備制御室, コンデン サー室, 净化脱塩器室, 再生熱交換器室, ろ過物 貯蔵タンク室, M・Gセット室, タービンコンデ ンサー室, オフガス室, 廃水タンク室 ダンプコンデンサ建家: 地階全域, 1階海水循環 ポンプ室, コンデンサ室, 給水ポンプ室, 復水ボ ンプ室, 樹脂再生室, 復水脱塩器室, 内蔵放射能 測定室(A), 2階電気室, 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, 燃料貯蔵建家1階全域, 屋外フェン スで囲まれた区域内	原子炉施設保安規定
N S R R	燃料棟: 大実験室, 校正室, 組立検査室, 燃料保 管理, 試験検査室 制御棟: 更衣室, サンプリング室, 燃料棟から更 衣室までの廊下	原子炉施設保安規定

建 家	範 围	適用規定
燃料試験施設 試験棟	原子炉棟：エアロック、ローティングエリア、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、Rコンダクト、セミホットケーブ、セミホットケーブエリア、強制冷却系エリア、中性子ラジオグラフィ室、ドレンタンクピット、サブパイル室、熱交ピット、原子炉棟から制御棟までの渡り廊下 照射物管理棟：固体廃棄物一時保管室 地階：更衣室、廃液タンクエリア、ホット機械室、アイソレーションルーム、プール、アルゴン制御室、セル操作室 1階：更衣室、ホット実験室、サービスエリア、プール、倉庫、アイソレーションルーム、 $\alpha\gamma$ セル、 $\beta\gamma$ セル、操作室、暗室、マニプレータメンテナンス室、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：メインテナンスボックス、アイソレーションルーム上面部、 $\beta\gamma$ セル上面部	使用施設等保安規定 放射線障害予防規定
環境シミュレーション試験棟	地階：D.P.タンク室、ホット機械室、配管ピット 1階：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	放射線障害予防規定
科学技術庁電源開発促進対策特別会計施設	107, 108, 109, 110, 112, 201, 202, 203, 204, 205, 206, 207, 208, 209, 210. 吹抜部分	放射線障害予防規定

Table A. 1.2 - 2 第2種管理区域

(東海研究所, 1986年3月31日現在)

建 家	範 围	適用範囲
第 1 研究棟	地階：005, 007 1階：101, 102, 103, 105, 106, 107, 109, 110 2階：217	放射線障害予防規定
第 2 研究棟	地階：041, 042, 043, 044, 046 1階：102, 109, 118, 120, 134, 136 2階：230, 232 3階：334, 336, 342, 344, 346, 348	放射線障害予防規定
第 3 研究棟	地階：047	放射線障害予防規定
第 4 研究棟	地下1階：共同溝(A), (B), (C)	放射線障害予防規定
放射線標準施設等	1階：第1照射室, 第2照射室, 第3照射室, 第4照射室, 第5照射室 地階：第2貯蔵室, 第4照射室	放射線障害予防規定
超高压電顕建家	高圧タンク室, 地下全室	放射線障害予防規定
5 MeV V.D.G.	ターゲット室, マグネット室, 3, 5, 7, 9, 11, 13, 15, 17, 23, 25, 27号室, 中性子源倉庫, RI倉庫	放射線障害予防規定
5 MeV V.D.G.	ターゲット室, マグネット室	放射線障害予防規定
タンデム加速器建家	タワー：地下2階～8階 地下2階：レーザー光源室, 廃液タンク室, 廃棄物一時保管場所, 密封線源貯蔵室, 通路 地下1階：ターゲット室, マグネット室 1階：イオン源室, 入射マグネット室, 実験準備室, 実験室(4) 2階：イオン源室, 軽イオンパブチャー室, 実験室(1), (2), (3) 監視室, 更衣室および機械室を除く区域	放射線障害予防規定
使用済燃料貯蔵施設		原子炉施設保安規定
工作工場	特殊作業室	放射線障害予防規定
J F T - 2 建家	大実験室, 建家外東側区域, 設備補機室	放射線障害予防規定
核融合特研	スペッタリング実験室	放射線障害予防規定
⁶⁰ Co 照射室	照射ケーブ室, 物理実験室(開放研究室)	放射線障害予防規定
リニアック	コントロール室, モジュレータ室, 加速管室, ターゲット室, 中性子測定室, (5箇所)周辺柵内	放射線障害予防規定
材料試験室	6号室の一部	放射線障害予防規定
非破壊測定実験室	照射室, 貯蔵庫フェンスで囲まれた区域内	放射線障害予防規定

建 家	範 围	適 用 規 定
モックアップ 機械化工特研 開発試験室	軽水天然ウラン未臨界炉室, ITS-2実験室 ROSA実験室, 水-空気二相流ループ実験装置室 制御室, 建家北側の屋外フェンスで囲まれた区域内, 9号室, スラリー沸とう予備実験室の一部 121, 123, 125, 127号室	放射線障害予防規定 放射線障害予防規定 原子炉施設予防規定 放射線障害予防規定 放射線障害予防規定 原子炉施設保安規定 使用施設等保安規定 放射線障害予防規定
原 子 炉 特 研 J R R - 3 R I 貯蔵施設 (RI 製造棟隣接)	使用済燃料貯槽室 放射性物質貯蔵庫, RI梱包作業室	
高 温 工 学 特 研 廃棄物処理場	中実験室の一部 第2廃棄物処理棟: 1階: トラックエリア, 屋外フェンスで囲まれた区域内 地階: 共通ダクト, 配管トレーナー 第1保管廃棄施設: 低レベル保管廃棄施設と屋外フェンスで囲まれた区域内 中・高レベル保管廃棄施設と屋外フェンスで囲まれた区域内 第2保管廃棄施設: 低・中レベル保管棟と屋外フェンスで囲まれた区域内	放射線障害予防規定 放射線障害予防規定 原子炉施設保安規定 使用施設等保安規定
廃棄物安全試験施設	2階: 物理実験室	放射線障害予防規定
大型非定常ループ実験室	実験室	放射線障害予防規定
配管信頼性実証試験室	X線室	放射線障害予防規定
配管信頼性実証試験室B棟	地下ピット	放射線障害予防規定
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	放射線障害予防規定
二相流ループ実験棟	実験室	放射線障害予防規定
職員診療所	X線撮影室	
JT-60附属実験棟	実験室の一部	
〃 実験棟	能動粒子線電源室	
〃 実験準備棟	N B I 試験室	

A. 1.3 排気および排水の管理データ

(1) 排出放射性塵埃およびガス

1985年度に各施設から排出された放射性塵埃およびガスの核種別の年間平均濃度と年間排出放射能をTable A.1.3-1に示す。各施設とも保安規定、放射線障害予防規定に定められている排出基準値を超える排出はなかった。

排出放射性塵埃の年間排出放射能で、1984年度と比較して増加がみられた主なものはホットラボの¹²⁵Sb、JRR-2の¹³³Iなどであり、減少した主なものは第3研究棟の³⁸Cl、RI製造棟の⁷⁵Se、¹⁹⁷Hg、²⁰³Hg、廃棄物処理場の¹²⁵Iなどであった。

放射性ガスの年間排出放射能を1984年度と比較すると、³HについてはJRR-3改造工事に伴い放出量が増加したが、FNS、RI 製造棟および第1廃棄物処理棟からの放出量が減少しているため、東海研究所全体の総放出量は減少した。⁸⁵Krについては実用燃料試験施設からの放出が約2倍となっているが、これは燃料のパンクチャー試験時に放出されたものである。

(2) 放射性廃液

1985年度に各施設から排出された放射性廃液の処理区分別の核種別放射能、廃液体量および各施設からの排出放射能と排水溝の流量から求めた排水溝別の1日平均濃度および3ヶ月平均濃度の最大値、年間排出放射能をTable A. 1.3-2に示す。

排水溝へ排出された放射能（検出限界濃度以上のもの）の総量は、1984年度に比較して β ・ r および¹⁴Cは同程度であったが、³Hについては第1廃棄物処理棟からの排出が減少したため約1/3であった。

(3) 放出管理目標値との比較

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

全施設から排水溝へ排出された放射性廃液中の放射能と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た。

(大久保勝一)

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

(東海研究所, 1984年度)

施設名	放射性塵埃			放射性ガス		
	年間平均濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	年間排出放射能(μCi)	核種	年間平均濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	年間排出放射能(Ci)	核種
第1研究棟	$<1.9 \times 10^{-15}$	0	^{60}Co	-	-	
	$<1.8 \times 10^{-15}$	0	全 α			
	$<1.9 \times 10^{-15}$	-	全 β			
第3研究棟	$<9.7 \times 10^{-13}$	6.3×10^1	^{38}Cl	-	-	
	$<1.2 \times 10^{-14}$	0	^{60}Co			
	$<4.7 \times 10^{-13}$	0	^{131}I			
	$<1.1 \times 10^{-12}$	8.7×10^1	^{191}Os			
	$<1.2 \times 10^{-14}$	0	全 α			
	$<1.2 \times 10^{-14}$	-	全 β			
第4研究棟	3.5×10^{-11}	1.9×10^4	^{14}C	$<1.0 \times 10^{-9}$	6.6×10^{-2}	^3H
	$<5.2 \times 10^{-14}$	0	^{60}Co	$<1.0 \times 10^{-7}$	5.0×10^{-4}	^{41}Ar
	$<6.7 \times 10^{-14}$	5.4	^{131}I	$<7.1 \times 10^{-8}$	6.7×10^{-3}	^{85}Kr
	$<1.2 \times 10^{-14}$	0	全 α	$<4.7 \times 10^{-8}$	2.1×10^{-2}	^{133}Xe
	$<1.2 \times 10^{-14}$	-	全 β	$<7.5 \times 10^{-8}$	8.3×10^{-4}	^{135}Xe
セラミック特研	$<1.9 \times 10^{-15}$	0	^{60}Co	$<1.1 \times 10^{-9}$	0	^3H
	$<1.8 \times 10^{-15}$	0	全 α			
	$<1.9 \times 10^{-15}$	-	全 β			
冶金特研	$<1.9 \times 10^{-15}$	0	^{60}Co	-	-	
	$<1.8 \times 10^{-15}$	0	全 α			
	$<1.9 \times 10^{-15}$	-	全 β			
5.5 MV VDG	-	-		$<1.0 \times 10^{-9}$	8.7×10^{-3}	^3H
タンデム加速器	$<1.9 \times 10^{-15}$	0	^{60}Co	-	-	
	$<1.9 \times 10^{-15}$	-	全 β			
放射線標準施設棟	$<7.3 \times 10^{-15}$	0	^{60}Co	-	-	
	$<7.3 \times 10^{-15}$	-	全 β			
ホットラボ	4.2×10^{-12}	1.5×10^3	^{125}Sb	$<2.0 \times 10^{-7}$	4.1×10^{-3}	^3H
	$<1.6 \times 10^{-14}$	0	^{137}Cs	$<1.6 \times 10^{-8}$	8.0×10^{-2}	^{41}Ar
	$<3.3 \times 10^{-15}$	0	全 α	$<1.8 \times 10^{-8}$	2.2×10^{-1}	^{85}Kr
	$<3.4 \times 10^{-15}$	-	全 β			
副排気口	$<1.3 \times 10^{-14}$	0	^{137}Cs	-	-	
	$<3.4 \times 10^{-15}$	-	全 β			
JRR-1	$<6.8 \times 10^{-14}$	0	^{60}Co	-	-	
	$<1.4 \times 10^{-14}$	-	全 β			

施設名	放射性塵埃			放射性ガス		
	年間平均濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	年間排出放射能 (μCi)	核種	年間平均濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	年間排出放射能 (Ci)	核種
JRR-2	$<7.3 \times 10^{-14}$	0	^{60}Co	1.4×10^{-8}	1.7×10^1	^3H
	$<6.0 \times 10^{-14}$	2.5×10^1	^{82}Br	1.3×10^{-6}	6.3×10^2	^{41}Ar
	$<1.6 \times 10^{-13}$	2.1×10^1	^{131}I			
	$<8.1 \times 10^{-14}$	2.7×10^1	^{133}I			
	$<7.2 \times 10^{-14}$	2.6	^{203}Hg			
	6.0×10^{-11}	3.0×10^4	$^{38}\text{Cl}, ^{88}\text{Rb},$ $^{89}\text{Rb}, ^{138}\text{Cs}$			
	$<1.4 \times 10^{-14}$	—	全 α			
	$<1.4 \times 10^{-14}$	—	全 β			
リニアック		—	—	4.6×10^{-7} 4.6×10^{-7}	6.1×10^1 6.1×10^1	^{13}N ^{15}O
RI 製造棟	200番	$<5.5 \times 10^{-14}$	0	^{137}Cs	$<4.0 \times 10^{-9}$	1.9×10^{-1}
		$<5.5 \times 10^{-14}$	—	全 β	$<6.0 \times 10^{-8}$	2.6×10^{-2}
	300番	$<9.2 \times 10^{-14}$	8.0	^{32}P	$<1.3 \times 10^{-9}$	1.7×10^{-1}
		6.0×10^{-11}	1.8×10^4	^{35}S		
		$<9.8 \times 10^{-13}$	1.9×10^1	^{51}Cr		
		$<8.1 \times 10^{-14}$	4.3×10^{-1}	^{64}Cu		
		3.4×10^{-14}	1.0×10^1	^{75}Se		
		$<9.2 \times 10^{-14}$	0	^{137}Cs		
		6.7×10^{-13}	2.0×10^2	^{197}Hg		
		1.9×10^{-13}	5.7×10^1	^{203}Hg		
	400番	$<9.2 \times 10^{-14}$	—	全 β		
		$<1.3 \times 10^{-14}$	0	^{137}Cs	2.7×10^{-9}	1.7×10^{-1}
		$<1.3 \times 10^{-14}$	—	全 β		
開発試験室	VHTRC	$<8.7 \times 10^{-14}$	0	^{131}I	—	—
		$<1.5 \times 10^{-14}$	0	$^{235}\text{U}_{\text{nat}}$		
		$<1.5 \times 10^{-14}$	0	全 α		
		$<1.6 \times 10^{-14}$	—	全 β		
化学実験室		$<3.7 \times 10^{-13}$	0	$^{60}\text{Co}, ^{137}\text{Cs}$	—	—
		$<3.7 \times 10^{-13}$	—	全 β		
JRR-3	JRR-3	$<6.8 \times 10^{-14}$	0	^{60}Co	3.3×10^{-8}	2.0×10^1
		$<9.8 \times 10^{-14}$	0	^{131}I		
		$<1.3 \times 10^{-14}$	—	全 α		
		$<1.2 \times 10^{-14}$	—	全 β		

施設名 項目		放射性塵埃			放射性ガス			
		年間平均濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	年間排出放射能 (μCi)	核種	年間平均濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	年間排出放射能 (Ci)	核種	
J R R 3	燃料管理 建 家	$<7.1 \times 10^{-14}$	0	^{60}Co	-	-		
		$<6.3 \times 10^{-14}$	0	^{131}I				
		$<1.4 \times 10^{-14}$	-	全 α				
		$<1.3 \times 10^{-14}$	-	全 β				
J R R - 4		$<3.9 \times 10^{-14}$	0	^{60}Co	1.7×10^{-7}	7.0×10^{-2}	^{41}Ar	
		$<2.4 \times 10^{-13}$	0	^{131}I				
		$<7.0 \times 10^{-15}$	-	全 α				
		$<6.7 \times 10^{-15}$	-	全 β				
Pu 研 究	スタック I	$<4.9 \times 10^{-15}$	0	^{137}Cs	-	-		
		$<2.7 \times 10^{-15}$	0	全 α				
		$<4.9 \times 10^{-15}$	-	全 β				
1 棟	スタック I・II	$<4.9 \times 10^{-15}$	0	^{137}Cs	-	-		
		$<2.3 \times 10^{-15}$	0	全 α				
		$<4.9 \times 10^{-15}$	-	全 β				
Pu 研究 2 棟		$<2.7 \times 10^{-15}$	0	全 α	-	-		
再処理試験室		$<2.7 \times 10^{-15}$	0	$^{235}\text{U}_{\text{nat}}$	-	-		
フッ素特研		$<2.7 \times 10^{-15}$	0	$^{235}\text{U}_{\text{nat}}$	-	-		
		$<4.2 \times 10^{-12}$	0	^{129}I				
		1.5×10^{-13}	2.1×10^1	^{131}I				
再 処 理 特 研	スタック I	$<5.7 \times 10^{-15}$	0	^{137}Cs	7.7×10^{-10}	3.6×10^{-2}	^3H	
		$<2.7 \times 10^{-15}$	0	全 α				
		$<4.9 \times 10^{-15}$	-	全 β				
	スタック II	$<5.7 \times 10^{-15}$	0	^{137}Cs	1.5×10^{-9}	2.2×10^{-1}	^3H	
		$<2.7 \times 10^{-15}$	0	全 α				
		$<4.9 \times 10^{-15}$	-	全 β				
ウラン濃縮特研		2.7×10^{-15}	0	$^{235}\text{U}_{\text{nat}}$	-	-		
廃棄物処理 処分開発棟		$<8.3 \times 10^{-15}$	0	^{137}Cs	-	-		
		$<8.3 \times 10^{-15}$	-	全 β				
汚染除去場		$<6.3 \times 10^{-15}$	0	^{137}Cs	-	-		
		$<7.1 \times 10^{-15}$	0	全 α				
		$<6.3 \times 10^{-15}$	-	全 β				

施設名		放射性塵埃			放射性ガス		
		年間平均濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	年間排出放射能(μCi)	核種	年間平均濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	年間排出放射能(Ci)	核種
廃棄物処理場	液体処理施設 (低レベル)	$<7.5 \times 10^{-14}$	1.1×10^{-1}	^{75}Se	-	-	
		$<5.3 \times 10^{-15}$	0	^{137}Cs	-	-	
		$<7.1 \times 10^{-15}$	0	全 α	-	-	
		$<5.3 \times 10^{-15}$	-	全 β	-	-	
	液体処理施設 (中レベル)	$<5.3 \times 10^{-15}$	0	^{137}Cs	-	-	
		$<7.1 \times 10^{-15}$	0	全 α	-	-	
		$<5.3 \times 10^{-15}$	-	全 β	-	-	
	圧縮処理施設	$<6.8 \times 10^{-14}$	1.0×10^{-2}	^{75}Se	-	-	
		$<2.6 \times 10^{-13}$	1.1	^{137}Cs	-	-	
		$<3.6 \times 10^{-14}$	9.4×10^{-2}	全 α	-	-	
		$<2.7 \times 10^{-14}$	-	全 β	-	-	
FCA	第1廃棄物処理棟	1.4×10^{-13}	5.4	^{75}Se	1.8×10^{-8}	5.5	^3H
		$<2.2 \times 10^{-12}$	1.4×10^1	^{125}I			
		$<9.1 \times 10^{-14}$	0	^{137}Cs			
		$<3.6 \times 10^{-14}$	0	全 α			
		$<2.7 \times 10^{-14}$	-	全 β			
	第2廃棄物処理棟	$<1.3 \times 10^{-13}$	0	^{137}Cs	-	-	
		$<1.5 \times 10^{-14}$	0	全 α			
		$<1.0 \times 10^{-14}$	-	全 β			
	廃棄物安全試験棟	$<1.1 \times 10^{-14}$	0	^{137}Cs	-	-	
		$<1.2 \times 10^{-14}$	0	全 α			
		$<1.1 \times 10^{-14}$	-	全 β			
TCA	環境シミュレーション試験棟	$<3.0 \times 10^{-14}$	0	^{137}Cs	-	-	
		$<3.0 \times 10^{-14}$	-	全 β			
		$<2.1 \times 10^{-14}$	0	^{60}Co			
		$<1.6 \times 10^{-15}$	-	全 β			
	電源特会施設	$<8.5 \times 10^{-14}$	2.8×10^{-1}	^{131}I	-	-	
		$<1.5 \times 10^{-14}$	0	^{60}Co			
		$<4.0 \times 10^{-15}$	-	全 α			
		$<1.5 \times 10^{-14}$	-	全 β			

施設項目		放射性塵埃			放射性ガス			
		年間平均濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	年間排出放射能(μCi)	核種	年間平均濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	年間排出放射能(Ci)	核種	
J P	原子炉建家	$<6.8 \times 10^{-14}$	0	^{60}Co	0	0	$^{85m}\text{Kr}, ^{133}\text{Xe}$	
		$<1.4 \times 10^{-14}$	-	全 α				
		$<1.5 \times 10^{-14}$	-	全 β				
D R	燃料貯 藏建家	$<1.2 \times 10^{-13}$	0	^{60}Co	0	0	$^{85m}\text{Kr}, ^{133}\text{Xe}$	
		$<2.3 \times 10^{-14}$	-	全 α				
		$<2.7 \times 10^{-14}$	-	全 β				
F N S		$<1.2 \times 10^{-14}$	-	全 β	$<1.7 \times 10^{-7}$ $<1.9 \times 10^{-8}$	5.3×10^{-1} 1.2	^3H ^{13}N	
N S R R	原子炉棟	$<8.1 \times 10^{-12}$	1.0×10^2	^{38}Cl	$<1.4 \times 10^{-7}$	1.6×10^{-1}	^{41}Ar	
		$<3.2 \times 10^{-14}$	0	^{60}Co				
		$<4.1 \times 10^{-14}$	0	^{131}I				
		$<6.9 \times 10^{-15}$	-	全 α				
		$<6.6 \times 10^{-15}$	-	全 β				
	燃料棟	$<3.5 \times 10^{-14}$	0	^{60}Co	-	-		
		$<6.8 \times 10^{-15}$	-	全 β				
実用燃料 試験施設		$<2.4 \times 10^{-13}$ $<1.1 \times 10^{-13}$ $<6.7 \times 10^{-15}$ $<1.6 \times 10^{-15}$	1.7×10^1 0 0 0	^{127}Sb ^{131}I ^{137}Cs 全 α	$<9.8 \times 10^{-8}$ 4.8		^{85}Kr	
			-	全 β				

(注) 年間排出放射能および年間平均濃度は次の方法で算出した。

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

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

ただし、この値が検出限界濃度より低い場合は“<(検出限界値)”と記入した。

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

(東海研究, 1985年度)

項目 施設名	廃棄物処理場へ搬出 ^{*1}		排水溝へ排水		排水溝の濃度および排出放射能			
	放射能 ^{*2} (mCi)	廃液量 (m ³)	放射能 ^{*3} (mCi)	廃液量 (m ³)	排水溝名	1日平均最大濃度 ^{*4} (μ Ci/cm ³)	3カ月平均最大濃度 ^{*4} (μ Ci/cm ³)	排出放射能 ^{*3} (mCi)
第3研究棟	7.6	2.7×10^1	$^{54}\text{Mn}; 9.7 \times 10^{-3}$ $^{60}\text{Co}; 1.9 \times 10^{-2}$ $^{90}\text{Sr}; 4.3 \times 10^{-3}$ $^{134}\text{Cs}; 2.6 \times 10^{-3}$ $^{137}\text{Cs}; 5.1 \times 10^{-2}$	6.5	$\beta, \gamma; 1.4 \times 10^{-7}$ (1.1×10^{-10})	8.1×10^{-9} (2.4×10^{-10})	2.0 (1.2×10^{-1})	
セラミック特研	1.5×10^{-1}	1.2	$^{60}\text{Co}; (8.3 \times 10^{-3})$	7.3×10^1				$^{51}\text{Cr}; 6.9 \times 10^{-3}$ $^{54}\text{Mn}; 9.7 \times 10^{-3}$ $^{57}\text{Co}; 3.8 \times 10^{-4}$ $^{60}\text{Co}; 9.1 \times 10^{-2}$ (1.1×10^{-1})
冶金特研	7.3×10^{-2}	3.4	$^{60}\text{Co}; (2.2 \times 10^{-3})$ $^{90}\text{Sr}; 2.4 \times 10^{-4}$ $^{110\text{m}}\text{Ag}; 6.5 \times 10^{-4}$ $^{235}\text{U}; 1.3 \times 10^{-3}$	2.1×10^1	1			$^{90}\text{Sr}; 4.3 \times 10^{-1}$ $^{103}\text{Ru}; 3.7 \times 10^{-2}$ $^{110\text{m}}\text{Ag}; 6.5 \times 10^{-4}$ $^{134}\text{Cs}; 5.9 \times 10^{-3}$ $^{137}\text{Cs}; 1.3$ (2.4×10^{-4})
実用燃料試験施設	2.3×10^2	1.6×10^2	0	0	水溝			$^{141}\text{Ce}; 1.2 \times 10^{-1}$ $^{235}\text{U}; 1.3 \times 10^{-3}$ $^{235}\text{U}_{\text{nat}}; (1.1 \times 10^{-2})$ $\beta, \gamma; (2.6 \times 10^{-4})$
リニアック	0	0	$^{57}\text{Co}; 3.8 \times 10^{-4}$ $^{60}\text{Co}; (3.6 \times 10^{-4})$	1.3				
JRR-1	1.8×10^{-1}	2.2×10^{-1}	$^{51}\text{Cr}; 6.9 \times 10^{-3}$ $^{60}\text{Co}; (3.0 \times 10^{-3})$	1.5×10^1				
NSRR	0	0	$^{60}\text{Co}; (3.6 \times 10^{-2})$	3.1×10^2				
電源特会施設	3.6×10^{-1}	2.5	$^{60}\text{Co}; 6.9 \times 10^{-2}$ (5.9×10^{-2}) $^{90}\text{Sr}; 4.3 \times 10^{-1}$ $^{103}\text{Ru}; 3.7 \times 10^{-2}$ $^{134}\text{Cs}; 3.3 \times 10^{-3}$ $^{137}\text{Cs}; 1.2$ (2.4×10^{-4}) $^{141}\text{Ce}; 1.2 \times 10^{-1}$	3.9×10^2				
所外施設 (東大)	0	0	$^3\text{H}; 6.3$ $\beta, \gamma; (2.6 \times 10^{-4})$	1.3×10^2				
所外施設 (核管センター)	0	0	$^{235}\text{U}_{\text{nat}}; (1.1 \times 10^{-2})$	8.8×10^1				
タンデム加速器棟	0	0	$^{60}\text{Co}; (3.7 \times 10^{-3})$	2.7×10^1				
放射線標準施設棟	4.3×10^1	3.5×10^{-2}	$^{60}\text{Co}; 2.6 \times 10^{-3}$	3.4				
第4研究棟	4.8×10^1	1.4×10^2	$^3\text{H}; 5.4$	6.4×10^1				

項目 施設名	廃棄物処理場へ搬出 ^{*1}		排水溝へ排水		排水溝の濃度および排出放射能			
	放射能 ^{*2} (mCi)	廃液量 (m ³)	放射能 ^{*3} (mCi)	廃液量 (m ³)	排水溝名	1日平均最大濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	3カ月平均最大濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	排出放射能 ^{*3} (mCi)
ホットラボ	1.9×10^2	8.5×10	0	0	第2排水溝	$\beta, r; 4.1 \times 10^{-8}$ (8.9×10^{-9})	1.2×10^{-8} (5.3×10^{-10})	1.6 (1.9×10^{-1})
開発試験室	VHTRC 化学実験室	1.6 0	1.7×10^{-1} $^{60}\text{Co}; (1.2 \times 10^{-3})$ $^{137}\text{Cs}; 1.2 \times 10^{-3}$ (4.8×10^{-4})	1.5×10^1 6.7		$^{35}\text{S}; 7.3 \times 10^{-2}$ $^{51}\text{Cr}; 3.3 \times 10^{-2}$ $^{60}\text{Co}; 1.6 \times 10^{-1}$ (9.7×10^{-3})	$^{65}\text{Zn}; 1.1 \times 10^{-1}$ $^{75}\text{Se}; 5.9 \times 10^{-3}$ $^{85}\text{Sr}; 9.0 \times 10^{-3}$ $^{89}\text{Sr}; 3.5 \times 10^{-3}$ $^{90}\text{Sr}; 9.3 \times 10^{-2}$ $^{125}\text{Sb}; 3.0 \times 10^{-3}$ $^{125}\text{I}; 8.1 \times 10^{-1}$ $^{131}\text{I}; 3.6 \times 10^{-3}$ $^{137}\text{Cs}; 2.7 \times 10^{-1}$ (5.0×10^{-1})	$U_{\text{nat}}; (8.1 \times 10^{-3})$ $\alpha; 4.4 \times 10^{-2}$ (3.9×10^{-1})
JRR-2		1.2×10^4	8.7	$^{3}\text{H}; 6.8 \times 10^1$ $^{51}\text{Cr}; 2.0 \times 10^{-2}$ $^{60}\text{Co}; 7.4 \times 10^{-2}$ $^{65}\text{Zn}; 1.1 \times 10^{-1}$ $^{90}\text{Sr}; 2.5 \times 10^{-4}$	9.1×10^1	$^{3}\text{H}; 7.2 \times 10^{-4}$ (5.3×10^{-7})	2.9×10^{-5} (6.8×10^{-9})	2.6×10^4 (4.4)
JRR-3		4.0×10^{-1}	1.6×10^{-2}	$^{3}\text{H}; 1.6 \times 10^4$ $^{60}\text{Co}; 3.6 \times 10^{-2}$ $^{90}\text{Sr}; 4.8 \times 10^{-4}$ $^{137}\text{Cs}; 6.0 \times 10^{-2}$ (5.0×10^{-2})	5.0×10^2			
JRR-4		2.7×10^{-1}	3.0	$^{3}\text{H}; 8.7 \times 10^{-1}$ (6.8×10^{-2}) $^{60}\text{Co}; 2.7 \times 10^{-3}$ (7.8×10^{-3})	6.5×10^1	$^{14}\text{C}; 1.5 \times 10^{-4}$ (5.6×10^{-7})	2.1×10^{-6} (7.7×10^{-9})	1.1×10^3 (5.3)
RI製造棟		3.1×10^2	9.6×10^1	$^{35}\text{S}; 7.3 \times 10^{-2}$ $^{51}\text{Cr}; 1.4 \times 10^{-2}$ $^{90}\text{Sr}; 2.9 \times 10^{-3}$	1.7×10^1			
Pu研究1棟		0	0	$^{137}\text{Cs}; 1.1 \times 10^{-2}$ $\alpha; 7.2 \times 10^{-2}$	1.1×10^2			
再処理特研		9.1×10^2	9.3×10^{-1}	$^{3}\text{H}; 3.7$ (1.5×10^{-2}) $^{89}\text{Sr}; 3.5 \times 10^{-3}$ $^{90}\text{Sr}; 3.7 \times 10^{-2}$ $^{137}\text{Cs}; 3.4 \times 10^{-2}$ $\alpha; 2.9 \times 10^{-2}$ (1.4×10^{-2})	3.9×10^1			
ウラン濃縮特研		3.8×10^{-2}	3.2×10^{-2}	$U_{\text{nat}}; (4.0 \times 10^{-3})$	8.0			
廃棄物処分開発棟		3.4	1.2×10^1	$^{60}\text{Co}; 3.4 \times 10^{-2}$ $^{90}\text{Sr}; 1.4 \times 10^{-3}$ $^{137}\text{Cs}; 6.4 \times 10^{-2}$ (5.1×10^{-4})	7.0×10^1			
フッ素特研		5.0×10^{-3}	4.2×10^{-1}	$^{131}\text{I}; 1.3 \times 10^{-3}$ $U_{\text{nat}}; 4.1 \times 10^{-3}$	6.1			
環境シミュレーション試験棟		2.3	6.9×10^1	$^{60}\text{Co}; 1.3 \times 10^{-2}$ $^{85}\text{Sr}; 9.0 \times 10^{-3}$ $^{90}\text{Sr}; 1.5 \times 10^{-3}$ $^{137}\text{Cs}; 2.7 \times 10^{-2}$				

項目 施設名	廃棄物処理場へ搬出 ^{*1}		排水溝へ排水		排水溝の濃度および排出放射能			
	放射能 ^{*2} (mCi)	廃液量 (m ³)	放射能 ^{*3} (mCi)	廃液量 (m ³)	排水溝名	1日平均最大濃度 ^{*4} (μ Ci/cm ³)	3カ月平均最大濃度 ^{*4} (μ Ci/cm ³)	排出放射能 ^{*3} (mCi)
汚染除去場	4.1	3.8×10^1	³ H ; 2.9×10^{-1} (1.6×10^{-1}) ¹⁴ C ; (1.4×10^{-1}) ⁹⁰ Sr ; 9.4×10^{-3} ¹³⁷ Cs ; 4.1×10^{-2} (7.8×10^{-3}) α ; 2.3×10^{-2}	1.4×10^2				
所外施設 (第1化学)	0	0	³ H ; 7.9×10^2 (3.5) ¹⁴ C ; 1.1×10^3 (3.7)	1.8×10^3				
液体処理施設	4.3×10^1	1.3×10^2	³ H ; 9.8×10^2 ¹⁴ C ; 4.6 (8.1×10^{-1}) ⁹⁰ Sr ; 2.7×10^{-2} ¹³⁷ Cs ; (3.1×10^{-1}) α ; (9.7×10^{-2})	2.7×10^3				
廃棄物圧縮処理施設			³ H ; 7.8 (9.6×10^{-2}) ¹⁴ C ; 3.2×10^{-1} (6.7×10^{-2}) ⁷⁵ Se ; 2.1×10^{-4} ⁹⁰ Sr ; 9.2×10^{-3} ¹²⁵ I ; 1.8×10^{-3} ¹³⁷ Cs ; 2.3×10^{-2} (1.2×10^{-3}) α ; (6.5×10^{-3})	4.1×10^1				
処理場			³ H ; 8.3×10^3 ¹⁴ C ; 7.1 (1.1×10^{-1}) ⁷⁵ Se ; 5.7×10^{-3} ¹²⁵ Sb ; 3.0×10^{-3} ¹²⁵ I ; 8.1×10^{-1} ¹³¹ I ; 2.3×10^{-3} ¹³⁷ Cs ; (1.8×10^{-2}) α ; 1.5×10^{-2} (2.5×10^{-2})	1.7×10^2				
第1廃棄物処理棟			³ H ; 8.2×10^{-1} (5.0×10^{-1}) ¹⁴ C ; 4.6 (4.5×10^{-1}) ⁹⁰ Sr ; 4.1×10^{-3} ¹³⁷ Cs ; 2.0×10^{-2} (8.9×10^{-2}) α ; (1.4×10^{-1})	9.0×10^2				
第2廃棄物処理棟			¹³⁷ Cs ; (9.7×10^{-3}) α ; (1.3×10^{-2})	8.3×10^1				
廃棄物安全試験棟	3.0×10^2	4.1×10^1						

項目 施設名	廃棄物処理場へ搬出 ^{*1}		排水溝へ排水		排水溝の濃度および排出放射能			
	放射能 ^{*2} (mCi)	廃液量 (m ³)	放射能 ^{*3} (mCi)	廃液量 (m ³)	排水溝名	1日平均最大濃度 ^{*4} ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	3カ月平均最大濃度 ^{*4} ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	排出放射能 ^{*6} (mCi)
FCA	1.0×10^{-1}	1.0×10^{-2}	^{235}U ; 4.7×10^{-4} U_{nat} ; 2.6×10^{-2}	4.0×10^1	第3	β, γ ; 1.5×10^{-8} (1.9×10^{-9})	7.4×10^{-10} (3.0×10^{-10})	1.5×10^{-1} (6.0×10^{-2})
TCA	0	0	^{60}Co ; 3.6×10^{-3}	3.9×10^1	排水溝			^{60}Co ; 9.3×10^{-2} (3.4×10^{-2})
J P D R	2.3×10^{-1}	9.2	^{60}Co ; 9.3×10^{-2} (3.0×10^{-2}) ^{90}Sr ; 9.1×10^{-3} ^{137}Cs ; 5.4×10^{-2}	2.5×10^2				^{90}Sr ; 9.1×10^{-3} ^{137}Cs ; (5.4×10^{-3}) ^{235}U ; 4.7×10^{-4} U_{nat} ; 2.6×10^{-2}
F N S	0	0	^3H ; 5.7×10^1	1.9×10^1		^3H ; 6.9×10^{-6}	3.2×10^{-7}	5.7×10^1
合計	1.4×10^4	7.5×10^2	β, γ ; 3.8 (7.0×10^{-1}) ^{35}S ; 7.3×10^{-2} ^{51}Cr ; 4.0×10^{-2} ^{54}Mn ; 9.7×10^{-3} ^{57}Co ; 3.8×10^{-4} ^{60}Co ; 3.4×10^{-1} (1.5×10^{-1}) ^{65}Zn ; 1.1×10^{-1} ^{75}Se ; 5.9×10^{-3} ^{85}Sr ; 9.0×10^{-3} ^{89}Sr ; 3.5×10^{-3} ^{90}Sr ; 5.3×10^{-1} ^{110m}Ag ; 6.5×10^{-4} ^{125}Sb ; 3.0×10^{-3} ^{125}I ; 8.1×10^{-1} ^{131}I ; 3.6×10^{-3} ^{134}Cs ; 5.9×10^{-3} ^{137}Cs ; 1.6 (5.0×10^{-1}) ^{141}Ce ; 1.2×10^{-1} ^{235}U ; 1.8×10^{-3} U_{nat} ; (4.5×10^{-2}) α ; 4.4×10^{-2} (3.9×10^{-1}) β, γ ; (2.6×10^{-4}) ^3H ; 2.6×10^4 (4.4) ^{14}C ; 1.1×10^3 (5.3)	8.2×10^3	合計			β, γ ; 3.8 (7.0×10^{-1}) ^{35}S ; 7.3×10^{-2} ^{51}Cr ; 4.0×10^{-2} ^{54}Mn ; 9.7×10^{-3} ^{57}Co ; 3.8×10^{-4} ^{60}Co ; 3.4×10^{-1} (1.5×10^{-1}) ^{65}Zn ; 1.1×10^{-1} ^{75}Se ; 5.9×10^{-3} ^{85}Sr ; 9.0×10^{-3} ^{89}Sr ; 3.5×10^{-3} ^{90}Sr ; 5.3×10^{-1} ^{110m}Ag ; 6.5×10^{-4} ^{125}Sb ; 3.0×10^{-3} ^{125}I ; 8.1×10^{-1} ^{131}I ; 3.6×10^{-3} ^{134}Cs ; 5.9×10^{-3} ^{137}Cs ; 1.6 (5.0×10^{-1}) ^{141}Ce ; 1.2×10^{-1} ^{235}U ; 1.8×10^{-3} U_{nat} ; (4.5×10^{-2}) α ; 4.4×10^{-2} (3.9×10^{-1}) β, γ ; (2.6×10^{-4}) ^3H ; 2.6×10^4 (4.4) ^{14}C ; 1.1×10^3 (5.3)

* 1 廃棄物処理場へ搬入された所外施設およびRI研修所からの廃液は除外した。

* 2 廃棄物処理場搬出放射能; ^3H , ^{14}C を含む全放射能である。

* 3 排出放射能; 検出限界濃度以上と未満の排出放射能を区分して集計してある。検出限界濃度未満の廃液は検出限界濃度であるとして排出放射能を計算し, ()内に示した。

* 4 1日平均最大濃度および3カ月平均最大濃度: 検出限界濃度以上での排出放射能を排水溝流量で除した値。検出限界濃度以上での排出がない場合、検出限界未満での排出について同様に計算し, ()内に示した。

Table A. 1.3-3 気体廃棄物^{*1} 放出管理目標値との比較

(東海研究所, 1985 年度)

原子炉施設	種類	核種	放出管理目標値	排出量	排出量
			(Ci/年)	(Ci/年)	放出管理目標値
JRR-2	放射性希ガス	⁴¹ Ar	3.5×10^3	6.3×10^2	1.8×10^{-1}
	放射性ガス	³ H	2.6×10^2	1.7×10^1	6.5×10^{-2}
JRR-3	放射性希ガス	⁴¹ Ar	3.5×10^3	0 *2	0
	放射性ガス	³ H	4.4×10^2	2.0×10^1	4.5×10^{-2}
JRR-4	放射性希ガス	⁴¹ Ar	2.6×10^1	7.0×10^{-2}	2.7×10^{-3}
NSRR	放射性希ガス	主に ¹³³ Xe, ⁴¹ Ar	1.2×10^3	1.6×10^{-1}	1.3×10^{-4}
	放射性ヨウ素	¹³¹ I	1.3×10^{-1}	0	0

*1 検出限界濃度未満は排出量を0として集計してある。

*2 原子炉停止中

Table A. 1.3-4 液体廃棄物^{*1} の放出管理目標値との比較

(東海研究所, 1985 年度)

核種	放出管理目標値	排出量	排出量
	(Ci/年)	(Ci/年)	放出管理目標値
³ H, ¹⁴ C 以外の核種	総量	0.5	8.4×10^{-3}
	⁶⁰ Co	0.1	1.1×10^{-3}
	¹³⁷ Cs	0.1	3.7×10^{-3}
³ H	7×10^2	2.6×10^1	3.7×10^{-2}
¹⁴ C	1×10^1	1.0	1.0×10^{-1}

*1 第1, 第2, 第3排水溝の合計

検出限界濃度未満は排出量を0として集計してある。

A. 1.4 放射性廃棄物の保管廃棄量

1985年度に保管廃棄を行った廃棄物量をTable A. 1.4-1に示す。この量は、平年より若干増加している。1984年度との比較では、低レベルドラム保管体はほぼ同様であるが、大型異形保管体は約倍増している。この主な理由はJRR-3改造工事に伴って解体撤去された原子炉の付属機器等が廃棄されたためである。

(川野幸夫)

Table A. 1.4-1 放射性廃棄物の保管廃棄量

(東海研究所, 1985年度)

処理量		保管廃棄量		備考
区分	量	区分	量	
液体廃棄物	m ³			
β,γ低レベル	754.0			
β,γ中レベル	146.1	低レベルドラム保管体	1.017本 [*] (214.6 m ³)	コンクリート ブロック体 14個含む
固体廃棄物				
β,γ低レベル可燃	670.94			
β,γ中レベル可燃	3.09			
β,γ低レベル不燃	623.90	中レベルドラム保管体	66本 (21.2 m ³)	コンクリート ブロック体 10個含む
β,γ中レベル不燃	1.23			
β,γ高レベル不燃	7.05			
直接廃棄分				
		低レベルドラム保管体	1,290本 [*] (137.2 m ³)	
		中レベル保管体	19個(7.73 m ³)	
		高レベル保管体	11個(1.51 m ³)	
		大型異形保管体	110個(164.96 m ³)	
		α低・高レベル保管体	26個(9.5 m ³)	

* β,γ低レベルドラム保管体合計 2,307本

A. 1.5 環境における放射性希ガスおよび液体廃棄物による被曝線量

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および液体廃棄物による全身被曝線量を算出した。

放射性希ガスに起因する全身被曝線量は、放出管理目標値が定められているJRR-2, JRR-3, JRR-4 およびNSRRの各原子炉施設について算出した。その結果、被曝線量が最大となつた地点は、JRR-2南西方向の周辺監視区域境界であり、その値は0.16 mremであった。

原子炉施設ごとの被曝線量を Table A. 1.5 - 1 に示す。

液体廃棄物に起因する全身被曝線量は、東海研究所全施設から排出された ^3H , ^{60}Co , ^{137}Cs について算出した。その結果は $1.9 \times 10^{-3} \text{ mrem}$ であった。核種別の被曝線量を Table A. 1.5 - 2 に示す。

放射性希ガスおよび液体廃棄物による被曝線量の合計は 0.16 mrem 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 5 mrem の 3.2% であった。

(大久保勝一)

Table A. 1.5 - 1 希ガスからの年間全身被曝線量
(東海研究所, 1985 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 全身被曝線量 (mrem)
JRR-2	6.3×10^2	1.6×10^{-1}
JRR-3	0	0
JRR-4	7.0×10^{-2}	1.0×10^{-5}
NSRR	1.6×10^{-1}	2.1×10^{-5}
合 計		1.6×10^{-1}

* 検出限界濃度未満は放出量を 0 とした。

Table A. 1.5 - 2 液体廃棄物からの年間全身被曝線量
(東海研究所, 1985 年度)

核 種	年間放出量*	全 身 被 曝 線 量 (mrem)
^3H	2.6×10^1	6.8×10^{-4}
^{60}Co	1.1×10^{-3}	2.6×10^{-4}
^{137}Cs	3.7×10^{-3}	9.6×10^{-4}
合 計		1.9×10^{-3}

* 検出限界濃度未満は放出量を 0 とした。

A. 1.6 放射性汚染および被曝

1985 年度は事故等による放射性汚染および被曝はなかった。

(大久保勝一)

A. 1.7 放射性同位元素の保有状況

放射性同位元素の保有状況調査は、使用許可を要するものについては、東海研究所放射線障害予防規定第 48 条に基づき、1985 年 6 月および 12 月の 2 回実施した。Table A. 1.7 - 1 に 1985

年12月末現在における建家別放射性同位元素保有状況を示す。

使用許可不要の密封 $100 \mu\text{Ci}$ 以下のものについても、保健物理部の通達に基づき 1986 年 3 月末現在の保有状況の調査を実施した。その結果について、建家別の保有状況を Table A. 1.7-2 に示す。

(大久保勝一)

Table A. 1.7-1 建家別放射性同位元素保有状況 (1985年12月31日現在)

(東海研究所, 1985年度)

建家名	密 封 線 源			使 用 中 の 非 密 封 線 源			貯 藏 中 の 非 密 封 線 源			合計(Ci)
	RI量(Ci)	主要核種名	核種数	RI量(Ci)	主要核種名	核種数	RI量(Ci)	主要核種名	核種数	
第 2 研究棟	5.6	Am-Be, Am-Li, ⁶⁰ Co	11	0		0				5.6
第 3 研究棟	1.3×10 ⁻²	²⁴¹ Am, ¹³⁷ Cs, ⁶⁰ Co	6	1.8×10 ⁻²	⁶⁰ Co, ¹³⁷ Cs, ²² Na	26	2.4	³ H, ⁶⁰ Co, ¹³⁷ Cs	52	24
第 4 研究棟	1.4×10 ⁻¹	⁵⁷ Co, ⁸⁵ Kr, ⁶³ Ni	4	6.6	³ H, ¹⁴ C, ⁶⁰ Co	13	2.0	³ H, ¹⁵² Eu, ²⁴¹ Am	28	8.7
放射線標準施設棟	9.0×10 ¹	⁶⁰ Co, ¹³⁷ Cs, ²²⁶ Ra	12	0			2.7×10 ⁻¹	³ H, ⁸⁵ Kr, ¹⁴⁷ Pm	18	9.0×10 ¹
核 物 理 特 研	4.9	Am-Be, ²⁴¹ Am, Ra-Be	5	0		0				4.9
タシデム加速器棟	2.0×10 ⁻²	Am-Be, ¹⁹² Irr	2	1.1×10 ⁻⁵	²⁵² Cf, ²⁴¹ Am, ²⁴⁴ Cm	4	0			2.0×10 ⁻²
セラミック特研	2.7×10 ⁻²	¹³⁷ Cs	1	1.4×10 ⁻²	³ H	1	4.7	³ H	1	4.7
冶 金 特 研	0			1.6×10 ⁻³	¹³⁷ Cs, ¹¹⁰ mAg, ⁸⁵ Sr	3	1.8×10 ⁻³	¹³⁷ Cs, ⁹⁰ Sr	2	3.4×10 ⁻³
材 料 試 験 室	4.8×10 ⁻²	³ H	1	0		0				4.8×10 ⁻²
J F T - 2	1.1×10 ⁻²	²⁴¹ Am, ⁵⁷ Co	2	0		0				1.1×10 ⁻²
非破壊測定実験室	9.5×10 ⁻⁵	²⁵² Cf	1	0		0				9.5×10 ⁻⁵
コバルト照射室	1.0×10 ⁴	⁶⁰ Co	1	0		0				1.0×10 ⁴
リニアック	1.0×10 ⁻¹	Am-Be, Ra-Be	2	0		0				
機械化工特研	3.3×10 ¹	¹³⁷ Cs	1	0		0				
開発試験室	1.2×10 ¹	³ H, Am-Be, Ra-Be	3	0		0				1.2×10 ¹
モックアップ建家	1.5	Am-Be	1	0		0				1.5
J R R - 2	1.1×10 ⁻¹	Ra-Be, Am-Be, ²⁵² Cf	3	0		0				1.1×10 ⁻¹
J R R - 4	7.1×10 ⁻¹	⁶⁰ Co, ¹³⁷ Cs, Am-Be	3	0		0				7.1×10 ⁻¹
ホットラボ	3.7×10 ¹	⁶⁰ Co, ³ H, ¹⁵² Eu	3	0		0				3.7×10 ¹
R I 製造棟	1.1×10 ¹	⁶⁰ Co, ¹³⁷ Cs, ¹⁹² Irr	4	7.3×10 ²	³ H, FP, ³² P	25	2.0×10 ⁴	³ H, ¹⁹² Irr, ⁶⁰ Co	11	2.1×10 ⁴
高溫工学特研	4.8×10 ⁻²	³ H	1	0		0				4.8×10 ⁻²

建家名	密 封 線 源			使 用 中 の 非 密 封 線 源			貯 藏 中 の 非 密 封 線 源			
	RI量(Ci)	主 要 核 種 名	核 種 数	RI量(Ci)	主 要 核 種 名	核 種 数	RI量(Ci)	主 要 核 種 名 _i	核 種 数	合計(Ci)
Pu研究1棟	1.1×10^{-2}	$^{241}\text{Am}, ^{57}\text{Co}$	2	5.0×10^{-1}	$^{241}\text{Am}, ^{244}\text{Cm}, ^{237}\text{Np}$	7	1.1×10^1	$^{241}\text{Am}, ^{244}\text{Cm}, ^{237}\text{Np}$	8	1.2×10^1
Pu研究2棟	0		0				1.3×10^{-1}	^3H	1	1.3×10^{-1}
再処理特研	0			2.2	$^3\text{H}, ^{237}\text{Np}, ^{244}\text{Cm}$	4	4.4	$^3\text{H}, ^{243}\text{Am}, ^{244}\text{Cm}$	4	6.6
フュ素実験室	0		0				2.0×10^{-3}	$^{57}\text{Co}, ^{133}\text{Xe}, ^{129}\text{I}$	9	2.0×10^{-3}
廃棄物処理処分開発棟	0			2.6×10^{-2}	$^{60}\text{Co}, ^{134}\text{Cs}, ^{137}\text{Cs}$	5	3.2×10^{-2}	$^{60}\text{Co}, ^{134}\text{Cs}, ^{137}\text{Cs}$	4	5.8×10^{-4}
第1廃棄物処理棟	0		0				1.8×10^{-4}	$^{60}\text{Co}, ^{134}\text{Cs}, ^{137}\text{Cs}$	3	1.8×10^{-4}
第2廃棄物処理棟	3.6	^{60}Co	1	0			0			3.6
汚染除去場	0			3.1×10^{-2}	^3H		1	1.3×10^{-2}		3
WASTEF	0			1.5×10^2	$^{244}\text{Cm}, ^{137}\text{Cs}, ^{134}\text{Cs}$	7	1.8×10^4	$^{90}\text{Sr}, ^{244}\text{Cm}, ^{137}\text{Cs}$	9	1.8×10^4
環境シミュレーション棟	5.8×10^{-4}	^{252}Cf	1	6.9×10^{-3}	$^{60}\text{Co}, ^{137}\text{Cs}, ^{90}\text{Sr}$	4	1.4×10^{-1}	$^3\text{H}, ^{60}\text{Co}, ^{137}\text{Cs}$	5	1.5×10^{-1}
FCA	8.0×10^1	$^{241}\text{Am}, \text{Am}-\text{Be}, \text{Ra}-\text{Be}$	7	0			0			8.0×10^1
TCA	9.2	$^3\text{H}, \text{Ra}-\text{Be}, ^{232}\text{Cf}$	3	0			0			9.2
RNS	1.9×10^{-2}	$^{241}\text{Am}, ^{137}\text{Cs}, ^{60}\text{Co}$	4	6.2×10^1	^3H		1	1.1×10^4		1
配管信頼実証試験	9.1	^{137}Cs	1	0			0			9.1
大型再処水試験棟	3.0×10^1	$^{241}\text{Am}, ^{109}\text{Cd}, ^{153}\text{Gd}$	3	0			0			3.0×10^1
電源特会施設	0			4.5×10^{-2}	$^{60}\text{Co}, ^{90}\text{Sr}, ^{137}\text{Cs}$	5	8.1×10^{-2}	$^{60}\text{Co}, ^{137}\text{Cs}, ^{90}\text{Sr}$	3	1.3×10^{-1}
大型判定常ループ実験棟	2.8×10^1	^{137}Cs	1	0			0			2.8×10^1
二相流ループ実験棟	6.2×10^1	^{137}Cs	1	0			0			6.2×10^1
J PDR	8.7×10^{-3}	$^{85}\text{Kr}, ^{152}\text{Eu}, ^{60}\text{Co}$	8	0			0			8.7×10^{-3}
NSRR	3.0	$\text{Am}-\text{Be}$	1	0			0			3.0
実用燃料試験施設	4.8×10^2	^{60}Co	1	0			0			4.8×10^2
合計	1.1×10^4			9.5×10^2			4.9×10^4			6.1×10^4

Table A. 1.7-2 密封 $100 \mu\text{Ci}$ 以下の放射性同位元素保有状況
(1986年3月31日現在)

(東海研究所, 1985年度)

建家名	個数	核種		RI量(Ci)
		核種数	主要核種名	
第1研究棟	1	1	^{63}Ni	7.4×10^{-5}
第2研究棟	831	35	$^{241}\text{Am}, ^{137}\text{Cs}, ^{60}\text{Co}, ^{90}\text{Sr}, ^{22}\text{Na}$	1.4×10^{-3}
第3研究棟	296	35	$^{241}\text{Am}, ^{57}\text{Co}, ^{60}\text{Co}, ^{137}\text{Cs}, ^{22}\text{Na}$	1.2×10^{-3}
第4研究棟	206	31	$^{60}\text{Co}, ^{137}\text{Cs}, ^{152}\text{Eu}, ^{241}\text{Am}, ^{90}\text{Sr}$	4.9×10^{-4}
放射線標準施設棟	96	24	$^3\text{H}, ^{137}\text{Cs}, ^{226}\text{Ra}, ^{90}\text{Sr}, ^{133}\text{Ba}$	1.7×10^{-3}
体内RI分析室	87	14	$^{14}\text{C}, ^3\text{H}, ^{241}\text{Am}, ^{57}\text{Co}, ^{60}\text{Co}$	8.4×10^{-6}
核物理特研	22	12	$^{241}\text{Am}, ^{60}\text{Co}, ^{137}\text{Cs}, ^{22}\text{Na}, ^{133}\text{Ba}$	1.0×10^{-4}
タンデム加速器棟	12	8	$^{60}\text{Co}, ^{137}\text{Cs}, ^{22}\text{Na}, ^{88}\text{Y}, ^{241}\text{Am}$	1.2×10^{-4}
セラミック特研	1	1	^{60}Co	1.0×10^{-7}
冶金特研	8	8	$^{241}\text{Am}, ^{133}\text{Ba}, ^{57}\text{Co}, ^{60}\text{Co}, ^{137}\text{Cs}$	4.5×10^{-5}
JFT-2	9	9	$^{55}\text{Fe}, ^{241}\text{Am}, ^{133}\text{Ba}, ^{60}\text{Co}, ^{137}\text{Cs}$	4.4×10^{-5}
コバルト照射室	1	1	^{60}Co	2.9×10^{-7}
リニアック	8	3	$^{60}\text{Co}, ^{137}\text{Cs}, ^{22}\text{Na}$	1.9×10^{-5}
開発試験室	9	9	$^{88}\text{Y}, ^{241}\text{Am}, ^{57}\text{Co}, ^{60}\text{Co}, ^{137}\text{Cs}$	2.3×10^{-5}
モックアップ建家	18	15	$^{60}\text{Co}, ^{137}\text{Cs}, ^{241}\text{Am}, ^{88}\text{Y}, ^{133}\text{Ba}$	1.8×10^{-5}
原子炉特研	45	15	$^{60}\text{Co}, ^{137}\text{Cs}, ^{54}\text{Mn}, ^{22}\text{Na}, ^{57}\text{Co}$	8.9×10^{-5}
JRR-1	11	6	$^{241}\text{Am}, ^{133}\text{Ba}, ^{60}\text{Co}, ^{137}\text{Cs}, ^{152}\text{Eu}$	2.9×10^{-5}
JRR-2	63	21	$^{14}\text{C}, ^3\text{H}, ^{60}\text{Co}, ^{54}\text{Mn}, ^{22}\text{Na}$	1.2×10^{-4}
JRR-3	17	11	$^{137}\text{Cs}, ^{226}\text{Ra}, ^{90}\text{Sr}, ^{88}\text{Y}, ^{241}\text{Am}$	2.1×10^{-5}
JRR-4	17	9	$^{60}\text{Co}, ^{137}\text{Cs}, ^{54}\text{Mn}, ^{22}\text{Na}, ^{57}\text{Co}$	8.6×10^{-5}
ホットラボ	12	22	$^{226}\text{Ra}, ^{60}\text{Co}, ^{137}\text{Cs}, ^{152}\text{Eu}, ^{88}\text{Y}$	1.7×10^{-4}
RI製造棟	59	19	$^{241}\text{Am}, ^{137}\text{Cs}, ^{60}\text{Co}, ^{57}\text{Co}, ^{54}\text{Mn}$	4.7×10^{-5}
Pu研究1棟	21	12	$^{137}\text{Cs}, ^{22}\text{Na}, ^{241}\text{Am}, ^{133}\text{Ba}, ^{60}\text{Co}$	6.2×10^{-4}
再処理特研	33	14	$^{241}\text{Am}, ^{57}\text{Co}, ^{60}\text{Co}, ^{137}\text{Cs}, ^{152}\text{Eu}$	9.0×10^{-5}
廃棄物処理処分開発棟	9	9	$^{203}\text{Hg}, ^{88}\text{Y}, ^{241}\text{Am}, ^{133}\text{Ba}, ^{60}\text{Co}$	3.6×10^{-6}
第1廃棄物処理棟	8	8	$^{88}\text{Y}, ^{241}\text{Am}, ^{133}\text{Ba}, ^{57}\text{Co}, ^{60}\text{Co}$	3.2×10^{-6}
第2廃棄物処理棟	36	13	$^{14}\text{C}, ^3\text{H}, ^{88}\text{Y}, ^{241}\text{Am}, ^{60}\text{Co}$	1.1×10^{-4}
汚染除去場	7	6	$^{14}\text{C}, ^{133}\text{Ba}, ^{210}\text{Bi}, ^{60}\text{Co}, ^{137}\text{Cs}$	6.4×10^{-7}
WASTEF	40	18	$^{137}\text{Cs}, ^{60}\text{Co}, ^{90}\text{Sr}, ^{241}\text{Am}, ^{244}\text{Cm}$	3.3×10^{-4}

建 家 名	個数	核 種		R I 量(Ci)
		核種数	主 要 核 種 名	
環境シミュレーション棟	15	6	^{60}Co , ^{137}Cs , ^{85}Sr , ^{90}Y , ^{22}Na	3.6×10^{-4}
F C A	60	28	^{60}Co , ^{137}Cs , ^{241}Am , ^{54}Mn , ^{57}Co	1.5×10^{-4}
T C A	32	16	^{60}Co , ^{137}Cs , ^{54}Mn , ^{241}Am , ^{57}Co	8.4×10^{-5}
F N S	33	20	^{241}Am , ^{137}Cs , ^{3}H , ^{14}C , ^{63}Ni	5.6×10^{-5}
科技庁電源特会施設	28	12	^{241}Am , ^{57}Co , ^{60}Co , ^{137}Cs , ^{54}Mn	5.2×10^{-5}
J P D R	118	24	^{60}Co , ^{137}Cs , ^{54}Mn , ^{22}Na , ^{241}Am	5.4×10^{-4}
N S R R	13	11	^{137}Cs , ^{90}Sr , ^{88}Y , ^{241}Am , ^{60}Co	4.2×10^{-5}
実用燃料試験施設	77	15	^{226}Ra , ^{90}Sr , ^{241}Am , ^{57}Co , ^{60}Co	1.7×10^{-3}
フッ素実験室	7	5	^{129}I , ^{137}Cs , ^{133}Ba , ^{57}Co , ^{60}Co	8.5×10^{-6}
合 計	2339	56		1.0×10^{-2}

1 A .2 個人被曝線量の管理

A .2.1 概 要

外部被曝管理は、1985年度新たに事業所となった那珂研究所、むつ事業所および原子力船「むつ」を含めて、原研全事業所の放射線作業従事者と管理区域随時立入者（この両者を以下では「従事者等」という。）年間延13,931人および一時立入者（フィルムバッジを使用した者）年間延1,664人を対象に実施した。その結果、全身被曝（外部被曝と内部被曝を合算）および局部被曝のいずれも保安規定等に定められた要警戒線量などの管理基準を超える被曝はなかった。

従事者等の全身被曝について、原研全事業所の年間集団被曝線量、年間平均被曝線量および年間最大被曝線量は、それぞれ、44.14人・レム、0.009レム、0.89レムであった。また東海研究所の同線量は、35.07人・レム、0.011レム、0.89レムであった。

放射線従事者中央登録センターに対する個人被曝線量等の登録は、規制法関係および障害防止法関係の両登録管理制度に基づいて年間延27,186件の登録申請を行った。

（南 賢太郎）

1985年度の当初に、従事者等の所属する課室について、非密封放射性物質の取扱状況の調査を行い、これに基づいて区域放射線管理担当各課と協議の後、従事者等の所属課室と調整の上、定期検査被検者を選定した。定期検査被検者数は、バイオアッセイ162名、体外計測169名であった。定期検査の結果からは、体内汚染は見出されなかった。

臨時検査は241名について実施した。臨時検査の結果、2名の作業者にトリチウム水による体内汚染、それぞれ、20および30ミリレムが見出された。その他の臨時検査被検者については、体内汚染は見出されなかった。

（須賀 新一）

A .2.2 外部被曝線量の管理

外部被曝線量の管理は、基本的に従前と同様の管理方式で実施した。管理対象者は、原研の各事業所で従事者等および一時立入者（フィルムバッジを使用する一時立入者）として指定した職員等、外来研究員等、研修生および請負業者である。個人被曝線量計は、全身被曝測定に原研N型フィルムバッジを、局部被曝測定に原研型リングバッジとパームバッジを使用した。

1985年度の当該管理に係る変更事項は次の2点であった。第1点は速中性子線被曝測定用NTAフィルムの潜像退行を改善するため、従前から使用してきたポリ塩化ビニリデンによる包装を、防湿性に優れたアルミ複合包装（ポリエスチル、ポリエチレン、アルミニウム箔を貼合せた包装材）に変えた。第2点には那珂地区の支分組織化、原船団の原研統合に伴い、那珂研究所、むつ事業所、原子力船「むつ」の3事業所が発足して、それぞれ、事業所毎の被曝管理体制に移行した。

(1) 全事業所の統計

原研全事業所の全身被曝と全身皮膚被曝の管理対象者数は、従事者等が4,866人（年間延13,931人）、一時立入者が1,545人（年間延1,664人）であった。このうち、従事者等189人（年間延255人）が手先局部被曝の管理対象であった。1985年度は、JT-60のプラズマ実験の開始、JRR-3の改造作業の本格化および原船団の原研統合などにより、従事者等の管理対象者数が1984年度より15%増加した。

従事者等の全身被曝の状況は、年間集団被曝線量が44.14人・レムで1984年度の同線量（41.03人・レム）より8%増加し、年間平均被曝線量が0.009レムで同比10%の減少であった。また年間の被曝線量が検出限界線量未満であった者の割合は、管理対象人数の90%であった。年間最大被曝は、0.89レム（外部 γ 線と内部 ^{3}H ）で、JRR-3改造に伴う原子炉冷却系配管等の撤去作業による被曝であった。従事者等の年間の管理対象人数、全身被曝線量分布および平均、最大、集団被曝線量について、それらを四半期別、作業者区別別（職員等、外来研究員等、研修生、請負業者）、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。

従事者等の局部被曝の状況は、全身皮膚被曝の年間総被曝線量と年間平均被曝線量が、それぞれ、55.14レム、0.011レム、手先被曝の年間総被曝線量と年間平均被曝線量が、それぞれ、35.62レム、0.188レムであった。手先被曝の年間最大被曝線量は、1.89レムで、 $\beta\gamma$ 溶液線源の分取実験における被曝であった。

一時立入者については、管理対象者全員が検出限界線量（20ミリレム）未満であった。

(2) 東海研究所の統計

東海研究所の全身被曝と全身皮膚被曝の管理対象者数は、従事者等が3,327人（年間延9,452人）、一時立入者が554人（年間延567人）であった。このうち、従事者等166人（年間延227人）が手先局部被曝の管理対象であった。

従事者等の全身被曝の状況は、年間集団被曝線量が35.07人・レムで、1984年度の同線量（24.59人・レム）と比較して48%増加し、年間平均被曝線量が0.011レムで同比38%増加した。増加の主な原因は、JRR-3の改造に伴う冷却系配管等の撤去作業であった。年間最大被曝線量は0.89レムで、全事業所の最大被曝と同様であった。従事者等の年間の管理対象者数、全身被曝線量分布および平均、最大、集団被曝線量について、四半期別、作業者区別別に集計し、それぞれ、Table A. 2.2-4およびTable A. 2.2-5に示す。

従事者等の局部被曝の状況は、全身皮膚被曝の年間総被曝線量と年間平均被曝線量が、それぞれ、45.37レム、0.014レム、手先被曝の年間総被曝線量と年間平均被曝線量が、それぞれ、33.55レム、0.202レムであった。局部被曝の年間最大被曝は、いずれも全事業所の最大被曝と同様であった。

（河合 勝雄）

Table A. 2.2-1 従事者等の四半期別全身被曝線量分布

(全事業所, 1985年度)

管理期間	従事者等の人数	全身被曝線量分布(人数)					平均被曝線量 ^{*2} (rem)	最大被曝線量(rem)	集団被曝線量(person·rem)
		検出限界線量未満 ^{*1}	0.02rem以上 0.1rem未満	0.1rem以上 0.3rem未満	0.3rem以上 1rem未満	1rem以上			
第1四半期	3,289	3,158	118	13	0	0	0.002 (0.002)	0.25	6.10
第2四半期	3,632	3,427	182	23	0	0	0.003 (0.004)	0.29	10.22
第3四半期	3,470	3,283	167	19	1	0	0.003 (0.003)	0.32	9.62
第4四半期	3,540	3,283	219	25	13	0	0.005 (0.004)	0.79	18.20
年 間	4,866	4,387	351	103	25	0	0.009 (0.010)	0.89	44.14

* 1 測定器の検出限界線量: 0.02 rem

* 2 カッコ内の数値は、1984年度の値

Table A. 2.2-2 従事者等の作業者区分別全身被曝線量分布

(全事業所, 1985年度)

作業者区分	従事者等の人数	全身被曝線量分布(人数)					平均被曝線量 ^{*2} (rem)	最大被曝線量(rem)	集団被曝線量(person·rem)
		検出限界線量未満 ^{*1}	0.02rem以上 0.1rem未満	0.1rem以上 0.3rem未満	0.3rem以上 1rem未満	1rem以上			
職員等	1,916	1,787	94	29	6	0	0.006 (0.008)	0.53	10.94
外 来 研究員等	412	366	35	10	1	0	0.009 (0.007)	0.43	3.58
請負業者	2,335	2,030	223	64	18	0	0.013 (0.013)	0.89	29.62
研修生	222	222	0	0	0	0	0.000 (0.000)	-	0.00
全作業者	4,866	4,387	351	103	25	0	0.009 (0.010)	0.89	44.14

* 1 測定器の検出限界線量: 0.02 rem

* 2 カッコ内の数値は、1984年度の値

Table A. 2.2-3 従事者等の事業所別全身被曝線量分布
(1985年度)

事業所名	従事者等の人数	全身被曝線量分布(人数)					平均被曝線量(rem)	最大被曝線量(rem)	集団被曝線量(person·rem)
		検出限界線量未満*1	0.02rem以上0.1rem未満	0.1rem以上0.3rem未満	0.3rem以上1rem未満	1rem以上			
東海研究所	3,327	2,943	286	76	22	0	0.011	0.89	35.07
高崎研究所	185	185	0	0	0	0	0.000	-	0.00
大洗研究所	880	783	68	26	3	0	0.010	0.57	9.07
R I 研修所	97	97	0	0	0	0	0.000	-	0.00
むつ事業所	51	51	0	0	0	0	0.000	-	0.00
原子力船「むつ」	43	43	0	0	0	0	0.000	-	0.00
那珂研究所	419	419	0	0	0	0	0.000	-	0.00
全事業所	4,866	4,387	351	103	25	0	0.009	0.89	44.14

* 1 測定器の検出限界線量: 0.02 rem

Table A. 2.2-4 従事者等の四半期別全身被曝線量分布
(東海研究所, 1985年度)

管理期間	従事者等の人数	全身被曝線量分布(人数)					平均被曝線量*2(rem)	最大被曝線量(rem)	集団被曝線量(person·rem)
		検出限界線量未満*1	0.02rem以上0.1rem未満	0.1rem以上0.3rem未満	0.3rem以上1rem未満	1rem以上			
第1四半期	2,163	2,067	85	11	0	0	0.002 (0.002)	0.24	4.30
第2四半期	2,440	2,299	125	16	0	0	0.003 (0.004)	0.24	6.71
第3四半期	2,435	2,278	144	12	1	0	0.003 (0.003)	0.32	7.40
第4四半期	2,414	2,198	178	25	13	0	0.007 (0.002)	0.79	16.66
年間	3,327	2,943	286	76	22	0	0.011 (0.008)	0.89	35.07

* 1 測定器の検出限界線量: 0.02 rem

* 2 カッコ内の数値は、1984年度の値

Table A. 2.2-5 従事者等の作業者区分別全身被曝線量分布

(東海研究所, 1985年度)

作業者区分	従事者等の人数	全身被曝線量分布(人数)						平均被曝線量 ^{*2} (rem)	最大被曝線量(rem)	集団被曝線量(person·rem)
		検出限界線量未満 ^{*1}	0.02rem以上0.1rem未満	0.1rem以上0.3rem未満	0.3rem以上1rem未満	1rem以上				
職員等	1,279	1,170	78	25	6	0	0.007 (0.007)	0.53	9.49	
外来研究員等	352	309	34	9	0	0	0.009 (0.008)	0.29	3.01	
請負業者	1,574	1,341	175	42	16	0	0.014 (0.010)	0.89	22.57	
研修生	139	139	0	0	0	0	0.000 (0.000)	-	0.00	
全作業者	3,327	2,943	286	76	22	0	0.011 (0.008)	0.89	35.07	

* 1 検出器の検出限界線量: 0.02 rem

* 2 カッコ内の数値は、1984年度の値

A. 2.3 内部被曝線量の管理

(1) 定期検査

(a) 被検者の選定

1985年度の定期検査対象者の選定に際し、年度当初に放射線作業従事者の所属する課室について、非密封放射性物質の取扱状況の調査を行った。

調査項目は、取扱核種と量、作業内容、取扱頻度、防護設備、着用防護具、作業建屋等である。この調査結果をもとに、取扱作業の状況、作業場の放射線管理状況、過去の体内汚染発生状況等について放射線管理担当課と検討を行い、また体内放射能課における測定能力等を勘案して、各課室ごとの被検者数案を作成した。この案に基づいて各課室と協議し、必要な調整を行った後、各課室により被検者が決定され、定期検査依頼が体内放射能課になされた。

1985年度の検査種目ごとの被検者数をTable A. 2.3-1に示す。

1985年度の被検者数は、1984年度に比べ全体で4名の増加となった。なお、高崎研究所、那珂研究所、原子力船むつ、むつ事業所においては、内部被曝のおそれがないため定期検査の依頼はなかった。

(b) 検査結果

定期検査は、バイオアッセイと体外計測により実施した。検査は、全 α 放射能尿検査については年2回、胸部計測については年1回、その他の検査種目についてはそれぞれ年4回実施した。検査種目のうち全身計測について、大洗研究所の職員等については、大洗研究所放射線管理課が検査を実施した。検査の結果、バックグラウンドの変動範囲を超えた被検者が、全 α 放射能尿検

査で 11 名あり、再検査中である。その他の検査種目においては、全て体内汚染は見出されなかった。

定期検査の結果を、Table A. 2.3-2 に示す。

(2) 臨時検査

1985 年度の臨時検査は、241 名について行った。臨時検査についての内訳を Table A. 2.3-3 に示す。

検査核種である ^3H , ^{60}Co , ^{137}Cs および ^{60}Co , ^{137}Cs は、JRR-3 改造工事に従事する従事者等について行った入退域に係る測定である。また、検査核種の ^{60}Co のうち、49 名、測定数 94 件については、大洗研究所放射線管理課が JMTR の定期点検作業、およびホットラボの除染作業等に関連して行った測定である。

1985 年度の被検者数、測定数は、1984 年度に比べて大幅に増加した。この主な原因としては、JRR-3 の改造工事によるものである。

体内汚染が検出された 2 名は、上記改造工事に伴う ^3H による体内汚染であった。被曝線量は、体組織に対する 50 年間の預託線量として、1 名については 20 mrem、他の 1 名については 30 mrem であった。

(3) バックグラウンド調査

定期、臨時検査の有意な体内汚染の有無を判定するために必要なバックグラウンドレベルの調査を、1984 年度に引き続き実施した。対象者としては、非密封の放射性物質を取り扱ったことのない職員、あるいは過去数年間取り扱っていない職員から選定した。1985 年度は 27 名の対象者から延 459 例（全 α 放射能 47、全 β 放射能 96、トリチウム 96、天然ウラン 96、全身計測 98、胸部計測 26）の測定値が得られた。

（水下 誠一、服部 隆充）

Table A. 2.3-1 1985 年度定期検査被検者選定数

（全事業所、1985 年度）

検査方法	検査種目	東京本部	東海研究所	大洗研究所	計
バイオアッセイ (尿検査)	全 β 放射能	2	19	0	21
	全 α 放射能	0	11	30	41
	トリチウム	2	74	7	83
	天然ウラン	0	12	5	17
体外計測	全身計測	1	99	47	147
	胸部計測	0	4	18	22
計		5	219	107	331

Table A. 2.3-2 定期検査結果

(全事業所, 1985年度)

検査方法	検査種目	受検者数	受検率(%)	再検査者数	臨時検査が必要とされた者
バイオアッセイ (尿分析)	全 α 放射能	79	99	11*2	-*2
	全 β 放射能	84	100	0	0
	トリチウム	325	98	0	0
	天然ウラン	68	100	0	0
体外計測	全身計測	586*1	99	0	0
	胸部計測	21	100	0	0
計		1163	99	11	0

* 1 大洗研究所放射線管理課が実施した188を含む。

* 2 検査中(ただし, 1986年4月21日には, 体内汚染のないことが確認されている)。

Table A. 2.3-3 臨時検査結果

(全事業所, 1985年度)

検査核種	被検者数	測定数		体内汚染 検出者数
		体外計測	バイオアッセイ	
^3H , ^{60}Co , ^{137}Cs	69	191	407	2
^{59}Fe , ^{60}Co	2	2	0	0
^{60}Co	55	106	0	0
^{60}Co , ^{137}Cs	99	153	0	0
^{60}Co , FP	6	12	0	0
^{106}Ru	2	2	0	0
^{137}Cs	1	1	0	0
^{137}Cs , U	5	10	0	0
^{235}U	1	2	0	0
^{239}Pu	1	1	0	0
計	241	480	407	2

A. 2.4 個人被曝線量等の登録

個人被曝線量等の登録は、原研全事業所の放射線作業者を対象に、所内被曝管理のための所内登録と、放射線従事者中央登録センターに対する中央登録について実施した。

所内登録については1984年度と同様に、従事者等の全身被曝データ年間延13,931件、手先局部被曝データ年間延255件および一時立入者（フィルムバッジを使用した者）の全身被曝データ年間延1,644件を記録保存するとともに通知した。1985年度の臨時測定記録（特殊モニタリング記録）と認定評価記録（計算等による評価記録）の件数は、それぞれ、11件、30件であった。

中央登録については、規制法関係および障害防止法関係の両被曝線量登録管理制度に基づいて実施した。規制法関係の登録は、1985年度から新たに原研の事業所となった那珂研究所、むつ事業所および原子力船「むつ」を含めて、原研全事業所の従事者等を対象に、指定、指定解除、手帳発効、定期線量などの登録申請と法定記録（指定解除者放射線管理記録）の引渡しを放射線従事者中央センターに対して行った。また、障害防止法関係の登録は、1984年度分（制度発足時の経過処理分）と1985年度分（定常処理分）について、従事者等の個人識別、定期線量、記録引渡しの各登録申請を同中央登録センターに対して行った。Table A. 2.4-1に中央登録申請データ件数を示す。

（河合 勝雄）

Table A. 2.4-1 中央登録申請データ件数

（全事業所、1985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	96	52	35	22		205
	指定登録	955	912	785	848		3,500
	指定解除登録	567	889	837	751		3,044
	指定解除者放射線管理記録	567	886	837	730		3,020
	個人識別変更等登録	17	6	2	5		30
	手帳発効登録	108	16	8	9		141
	定期線量登録	4,527	0	0	10		4,537
障害防止法関係	個人識別登録	2,062	459	315	376		3,212
	記録引渡登録	2,823	886	837	710		5,256
	定期線量登録	4,241	0	0	0		4,241

1 A .3 施設の放射線管理

A .3 .1 概 要

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

放射線管理モニタの集中監視システムは、1981年度から研究炉を中心に年次的に整備を進めているものであり、放射線管理用モニタを集中監視するとともに施設運転の情報と有機的に結合して、放射線管理の効率化をはかるとするものである。1985年度はホットラボについてシステムを整備した。

1985年度に行われた放射線管理の主要なものは次の作業に関するものである。

- (1) JRR-3 改造計画に伴う原子炉冷却系統施設の撤去作業
- (2) JRR-4 リドタンク整備工事
- (3) RI 棟におけるトリチウム 1000 Ci 製造作業
- (4) ホットラボのケーブ、セルの除染作業と内装機器の保守・整備作業
- (5) 再処理施設におけるプロセス廃液貯槽タンク (LV-2) 内廃液の処理作業
- (6) 第1廃棄物処理施設における高周波溶融固化装置の撤去作業
- (7) JPDR における材料健全性試験用試料切断・加工作業および流動研磨除染試験
- (8) 燃料試験施設におけるセル内装機器の除染、修理・点検作業

これらの作業において異常な被曝は生じなかった。また、1985年度内に実施した各施設の定常の放射線管理において、作業環境モニタリングから特記すべき異常は検出されなかった。

このほか、JRR-3 改造工事ならびにトリチウムプロセス研究棟等の建設に当たっては、放射線管理方式の検討、放射線管理設備の整備を行った。また、原子炉解体技術の一環として必要な放射線管理技術の開発を行った。

(山本 峰澄、松井 浩)

A .3 .2 JRR-3 一次冷却系撤去作業の放射線管理

JRR-3 は、1962年に臨界に達し、照射実験および RI の生産等に利用されてきた。しかし、最近の研究の進展により、高度な原子炉利用が求められ、1983年3月に原子炉の運転を停止し、新しい原子炉にするための改造計画に着手した。1985年8月1日から一次冷却系の撤去作業が実施され、1986年3月までに制御系機器、キャスク類、一次冷却系の配管機器類および周辺機器の撤去が終了した。

一次冷却系までの撤去作業における放射線管理上の問題点として、(1)最大 8 R/h の線量率下での撤去作業に係る外部被曝防護、(2)重水中のトリチウムによる空気汚染に対する防護、(3)放出放射性物質、特にトリチウムの放出低減であった。

Table A. 3.2-1 は、一次冷却系室の空間線量率および配管内の汚染密度を示したものである。

この作業に対する推定被曝線量は、個人最大1,300 mrem、集団線量 20,000 person・mrem、平均線量 400 mremとした。

一次冷却系の撤去作業時には、作業に伴う表面汚染と空気汚染の発生の防止および内部被曝低減のために、配管内の残留重水の回収と軽水による洗浄を行った。この結果、配管内のトリチウム濃度は、 $1.0 \times 10^{-2} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ から $1.4 \times 10^{-5} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ に低下した。この軽水洗浄を行ったことにより、トリチウムによる内部被曝を低減しただけでなく、作業者の防護具を軽装備（特殊作業服、タイベックスーツ、全面および半面マスク）にすることができたため、作業性が良くなり外部被曝線量も低減するという二次的効果があった。なお、内部被曝検査は、呼気測定で 10 mrem 以上の被曝があった場合に、尿検査を行うこととした。今回の作業では、トリチウムによる預託線量で最大 30 mrem であった。

配管の切断は、配管切断箇所にグリーンハウス (GH) を作り、切削屑の飛散を極力少なくするためにノコ刃を使用して遠隔操作で行った。さらに、廃棄物容器に収納するための配管細断は、外部被曝の低減を考え、空間線量率の低い場所に設置してある GH 内で行った。各 GH には、局所排気、ダストモニタ、トリチウムモニタを設置して、空気汚染の拡散防止と監視を連続して行った。この結果、作業者の内部被曝、作業エリア以外の床汚染などの発生はなかった。Table A. 3.2-2 に一次冷却系配管、機器の撤去時における作業者の外部被曝線量を示す。

一次冷却系の撤去作業時に放出された排気、排水中のトリチウム量は、それぞれ 19.4 Ci, 16.6 Ci であった。また、他の放射性核種については、切削屑は局所排気のフィルタで回収し、一次系内の配管の洗浄水はイオン交換樹脂で処理することにより除去でき、ほとんど放出されなかった。Fig. A. 3.2-1 に月別の放出量を示す。

多数の搬出物品、廃棄物の汚染検査および作業者の出入管理、被曝管理は、この撤去作業のため特別に製作した搬出物品汚染検査装置および出入管理装置により、円滑かつ効率的に行うことができた。

(山根 健路)

Table A. 3.2-1 一次冷却系配管の放射線量率等

放射線量率	作業空間	1 ~ 150 mR/h	
		最大	8 R/h
配管内汚染	^{60}Co 等	$10^{-1} \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$	
	^3H	重水中 $1 \text{ mCi}/\text{cm}^3$ 空気中 $10^{-2} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$	

Table A. 3.2-2 一次冷却系配管、機器撤去作業に伴う外部被曝線量
(APD 値)
(昭和 60 年 8 月～昭和 61 年 3 月)

作業項目	集団被曝線量 (person・mrem)	平均被曝線量 (mrem)	個人最大被曝線量 (mrem)
機器撤去作業	970	39	132
軽水洗浄	309	62	156
仮遮蔽	92	31	33
炉直下降水管切離し	1,990	133	358
一次冷却系配管切断	1,372	114	245
二次系配管切断	322	40	56
一次系機器搬出	235	34	67
一次系小配管切断	947	68	132
配管細断、梱包、収納	774	60	243
合計	7,011	350	853

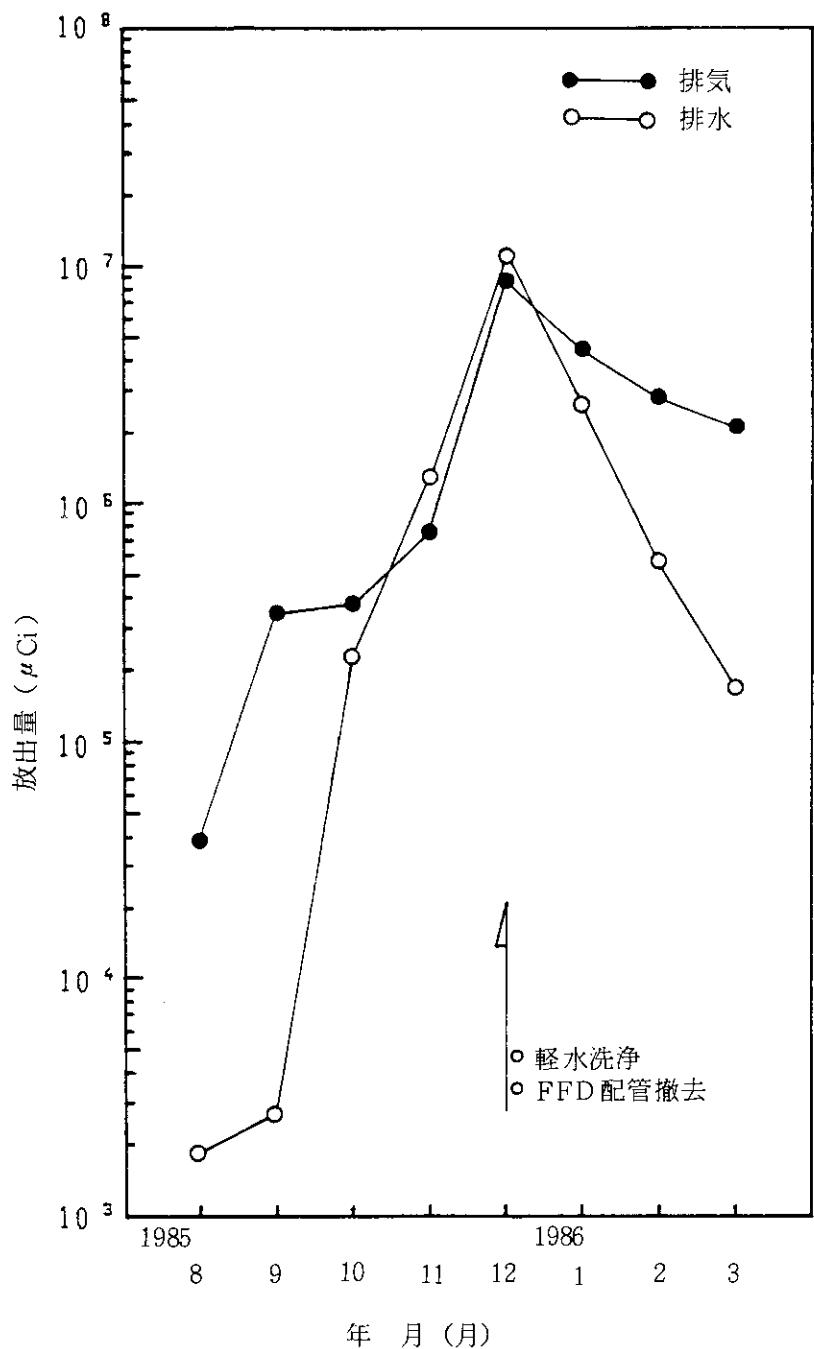


Fig. A.3.2-1 月間トリチウム放出量

A.3.3 JRR-4 リドタンク整備工事の放射線管理

JRR-4 リドタンク実験設備における純熱中性子照射場の開発の一環として、1984 年度にサーマルコラム用重水タンクの改造を行った。その結果、熱中性子束は約 $2 \times 10^9 \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$ と改造前に比較して約 1 衍増加したが、一方、 γ 線放射線量率も約 6 倍に増加し、約 $4 \times 10^4 \text{ R/h}$ となった。そのため、今回は、 γ 線放射線量率の低減を目的として、サーマルコラム内最奥に厚さ 10 cm のビスマス遮蔽体を設置する工事が実施された。また、この照射場での生物照射実験のための温度制御装置付気送管照射装置の設置工事も同時に実施された。

作業は、作業場となるサーマルコラム内の放射線量率低減のために、炉心タンクを定位置から No.1 プール内の最も離れた位置に移動させ、以下の順序で行われた。

- ① サーマルコラム奥の台車用ストッパの撤去
- ② 台車用レールのグラインダによる切断
- ③ ビスマス遮蔽体ベースの取り付け
- ④ ビスマス遮蔽体据付用治具の調整
- ⑤ ビスマス遮蔽体据付
- ⑥ ビスマス遮蔽体とサーマルコラム壁面との隙間への鉛毛充填
- ⑦ サーマルコラム床面とコンクリート遮蔽プラグとの隙間への鉛ブロック遮蔽の設置
- ⑧ 鉛シャッタ下側の鉛ブロック遮蔽補充
- ⑨ 台車への気送管照射箱の設置

本作業における作業者位置での放射線量率は、作業①から③の時点で 50 ~ 100 mR/h であったが、約 1 日経過した作業④の時点では半減期による減衰のために、30 ~ 50 mR/h にまで低下した。また、作業⑤以降はビスマス遮蔽体の効果により 5 ~ 10 mR/h とさらに低下した。

Fig A.3.3-1 に作業①の時点におけるサーマルコラム内の放射線量率分布を示す。

作業期間中の外部被曝の管理には、フィルムバッジの他に、ポケット線量計および APD（警報付ポケット線量計）を使用した。APD を使用した場合、被曝線量が容易に確認できることから、作業者自身が被曝を管理するというような態度が見受けられ、外部被曝の管理に対して非常に有効であることがわかった。

作業は、高線量率場であるために事前の寸法採りが不可能であったことにより、ビスマス遮蔽体設置用の治具の調整や手直しをする必要が生じたこと、および、鉛毛の充填作業に予想以上の時間を要したことから、当初見積りの作業時間 (3.5 hr) を大幅に超過し、作業⑧が終了するまでに 3 日間を要した。そのため、作業⑦終了時点において、当初推定した被曝線量 100 mrem に対して、最大 92 mrem (APD 値) の被曝をする結果となった。その後の作業においては、作業者の交替および作業時間の調整を行い、1 日最大 15 mrem 以下となるように管理した。最終的には、本作業における作業者 6 名の総被曝線量は 0.41 person·rem であり、個人最大線量は 120 mrem、平均線量は 70 mrem であった。

サーマルコラム内部の表面汚染は、 ^{24}Na が主な核種であり、表面汚染密度は最大 $1.5 \times 10^4 \text{ dpm}/100 \text{ cm}^2$ であったが、作業開始前に除染作業を行った結果、容易に除去できた。

なお、作業期間中の空気汚染は検出限界濃度以下であった。

リドタンク整備の一連の工事の結果、サーマルコラム被照射空気の排気である排気第 6 系統の ^{41}Ar の濃度は、1984 年度の重水タンク改造前は検出限界濃度以下であったのに対して、重水タンクの改造により平均 $3.6 \times 10^{-5} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ に増加した。今回のビスマス遮蔽体設置工事により熱中性子束は従前の約 1/2、 $1.8 \times 10^{-5} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ に低減した。なお、排気筒における ^{41}Ar 濃度はいずれの場合も検出限界以下である。

(箕輪 雄資)

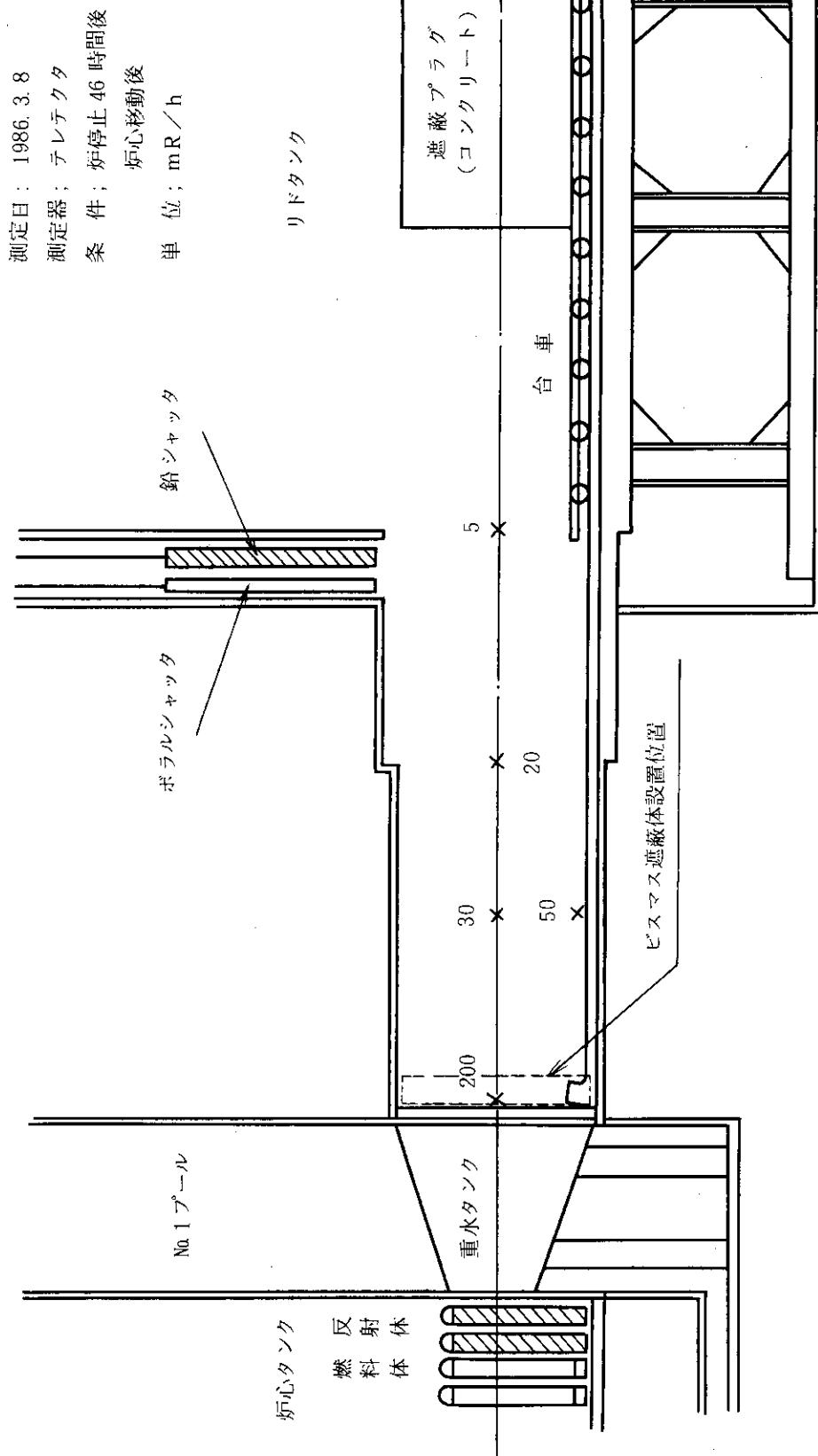


Fig. A. 3. 3 - 1 JRR - 4 サーマルコラム、ビスマス遮蔽体設置作業時の放射線レベル

A.3.4 室内塵埃用ろ紙自動交換装置の整備

ホットラボにおいて、モニタ監視システムによる管理業務の効率化の一環として、ろ紙自動交換装置を導入した。この導入により、ろ紙交換が確実に行われ、また、管理区域に立入る頻度を減少させる等の改善ができた。

(1) 装置の設計目標

装置の設計にさいしては、次の事項を目標とした。

- (a) ろ紙の交換は、タイマによる一定時間ごとまたは、居室のモニタ中央監視盤から遠隔操作により行う。ろ紙の個数は、1週間分の7個とする。
- (b) 高線量率の試料移動による放射線の影響を少なくするために、検出器は可能な限り鉛で遮蔽する。
- (c) ろ紙集塵部での空気のリークがなく、集塵中のろ紙の順番がモニタ中央監視盤で確認できる。

(2) 装置の構成および機能

Photo. A.3.4-1 にろ紙自動交換装置の外観を示す。上部は、GM管(GM-H-500/W)と30 mm厚の鉛遮蔽体で構成されている。ターンテーブルは、7個のフィルタカセットが入り、1個につき60mmφのセルローズグラスファイバろ紙(HE-40T)と活性炭含浸ろ紙(CP-20)が装着できる。下部は、壁掛け方式で使用した場合に、下から検出器に入射する放射線を遮蔽するための円盤状の鉛、タイマ(設定時間；1分から99時間59分)、ターンテーブル駆動機構、吸引配管駆動機構およびこれらの制御回路から構成されている。集塵中のろ紙番号は、モニタ中央監視盤にある交換スイッチの下のランプで表示される。サンプリング流量率は、200 l/min以上可能である。ろ紙自動交換装置の気密試験は、-100 mmHgの真空度で3分間放置して行った結果、真空度の変化はなく、外部空気の吸入はなかった。外形寸法は、280 mm(縦)×280mm(横)×325 mm(高)であり、重量は遮蔽体つきの場合38 kg、遮蔽体なしの場合18 kgである。

動作順序は、予めろ紙をカセットに装着しておき、スタートスイッチを押下すると、吸引配管がカセットを押し上げ、サンプリング状態になる。タイマ設定時間に達したとき、または遠隔操作モードによって切換えると、吸引配管が下って集塵が止まり、カセットも自動的に下る。ターンテーブルがカセット1個分回転すると、吸引配管がカセットを押し上げ、集塵を開始する。以上の繰り返しが行われて、自動的にろ紙が交換され集塵される。

(3) 特徴および使用経験

ろ紙交換が定刻に確実に行え、ろ紙集塵部での空気のリークがない。使用場所の放射線量率が、自然放射線量率の4倍程度の環境下でも、その影響がないなどの特徴がある。また、ろ紙交換のために管理区域に立入る頻度が減少する。本装置を放射線作業現場に持ち込み、サンプラと組合せることにより、作業内容に応じて個々の空気汚染モニタリングデータを得るときにも利用できる。

なお、停電復帰時に自動復帰すること、タイマが継続作動すること、活性炭カートリッジ(CHC-50)が装着できること等の改良をすることにより、更に便利になる。8ヶ月間連続使用しているが、順調に稼動している。

(梶本 与一)

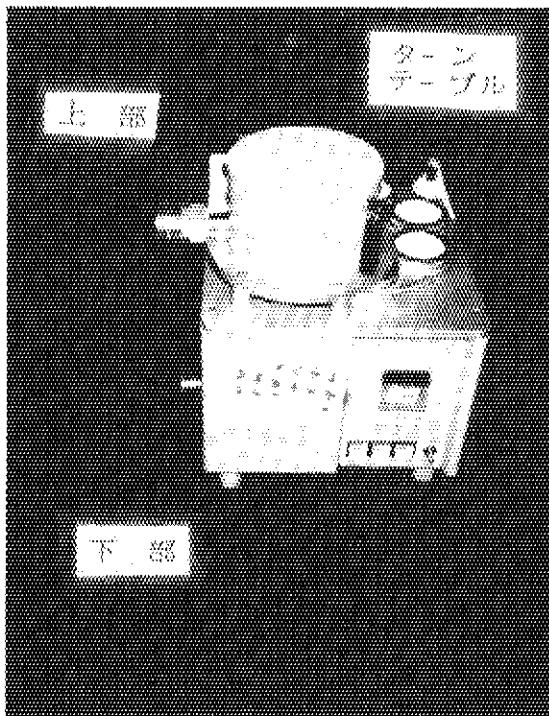


Photo. A. 3. 4-1 室内塵埃用ろ紙自動交換装置の外観

A. 3. 5. トリチウムプロセス研究棟の放射線管理方式

トリチウムプロセス研究棟（以下TPLという）は、核融合炉トリチウム燃料循環系の設計、建設および運転に必要なトリチウムプロセス技術（トリチウムの精製・捕集、水素同位体分離・分析などの各種技術）と、トリチウム安全管理技術の研究開発を行うことを目的として建設された研究施設である。

建家は、地上2階、地下1階から構成され、1階には、中央制御室、操作室Ⅰ、Ⅱおよびモニタ室などが配置されている。操作室Ⅰは、トリチウムに関する各種試験装置が内装されたグローブボックス5基が設置され、これらのグローブボックスは、1基あたりトリチウム10,000 Ciを使用することができる。操作室Ⅱは、グローブボックス雰囲気ガス内のトリチウムを除去するための不活性ガス精製設備および各種排出ガス中のトリチウムを除去するための排出ガス処理設備が設置されている。2階には、実験室、分析室および測定室などが配置されている。この区域には、フード8基が設置され、これらのフードは、1基あたりトリチウム1 Ciを使用することができる。地階は、廃棄物処理用の区域で、トリチウム廃液の固化実験などを行う実験室および廃液貯蔵室などがある。

少量トリチウムの使用開始は1986年後半に、大量トリチウムの使用開始は1987年後半に予定されている。

分子状のトリチウムは、金属を透過する性質を有することから、密封性の配慮が必要である。

のことから、TPLにおける大量の分子状トリチウムの取扱い時の放射線管理方式には、次のような配慮が必要となる。

大量トリチウムを取り扱う実験装置を収納したグローブボックス内に透過または漏洩したトリチウムは、不活性ガス精製設備または空気浄化設備で除去されるため、スタックに直接排出されることはない。これらトリチウム除去設備系統のトリチウム濃度は、プロセストリチウムモニタで連続監視され、十分低くなったところで排気される。

少量トリチウムを取り扱う実験装置を収納したフード内に透過または漏洩するトリチウムは、建家排気系によりスタックから排気される。スタックからの排出トリチウムの監視は、スタックトリチウムモニタで連続監視を行うが、トリチウム除去設備が十分その機能を維持している間は、モニタで検出できる濃度とはならないと考えられる。このため、化学性状別トリチウム分離捕集装置を用いて連続サンプリングを行い、採取される試料水を低バックグラウンド液体シンチレーションカウンタ（100 mlバイアル使用）で測定し、平均濃度および放出量の評価を行う。

グローブボックスまたはフードから透過または漏洩したトリチウムによる室内のトリチウム濃度は、室内トリチウムモニタで連続監視する。このモニタとは別に、操作室Ⅰおよび操作室Ⅱには、それぞれ濃度表示器付きの室内トリチウムモニタを設置し、万一、事故により室内に大量のトリチウムが放出され基準値を超えた場合には、当該室の給排気ダンパーを自動的に閉じ、トリチウム除去設備に接続される一方、出入口扉のインターロックにより自動施錠が行われる。

実験装置の分解、補修などの作業時には、移動型トリチウムモニタで空气中トリチウム濃度を測定するとともに、作業時および定期的な表面汚染検査は、薄窓ガスフローサーベイメータで直接測定またはスミヤ法と液体シンチレーションカウンタで間接測定を行う。しかし、これらの測定器では十分な検出限界が得られないことも考えられる。このため、内部被曝管理を強化し、体内放射能課で実施する定期内部被曝検査の他に、呼気中水分捕集装置を設置しTPL内の作業者全員を対象として定期的に呼気中トリチウム濃度を測定する。

スタックモニタおよびルームモニタの検出部と測定部、および操作室Ⅰ、操作室Ⅱ用トリチウムモニタの測定部は、モニタ室に設置し、それらの信号は、中央制御室に設置されているTPLの実験装置、給排気系およびプロセスマニタ等の制御・監視を行うための集中監視装置に送られる。この装置では、放射線管理用モニタの指示値の表示、データ収集、濃度計算および帳票などができるように設計した。

Fig.A. 3.5-1にTPLの放射線管理用モニタリング系統図を示す。

(菊池 時則)

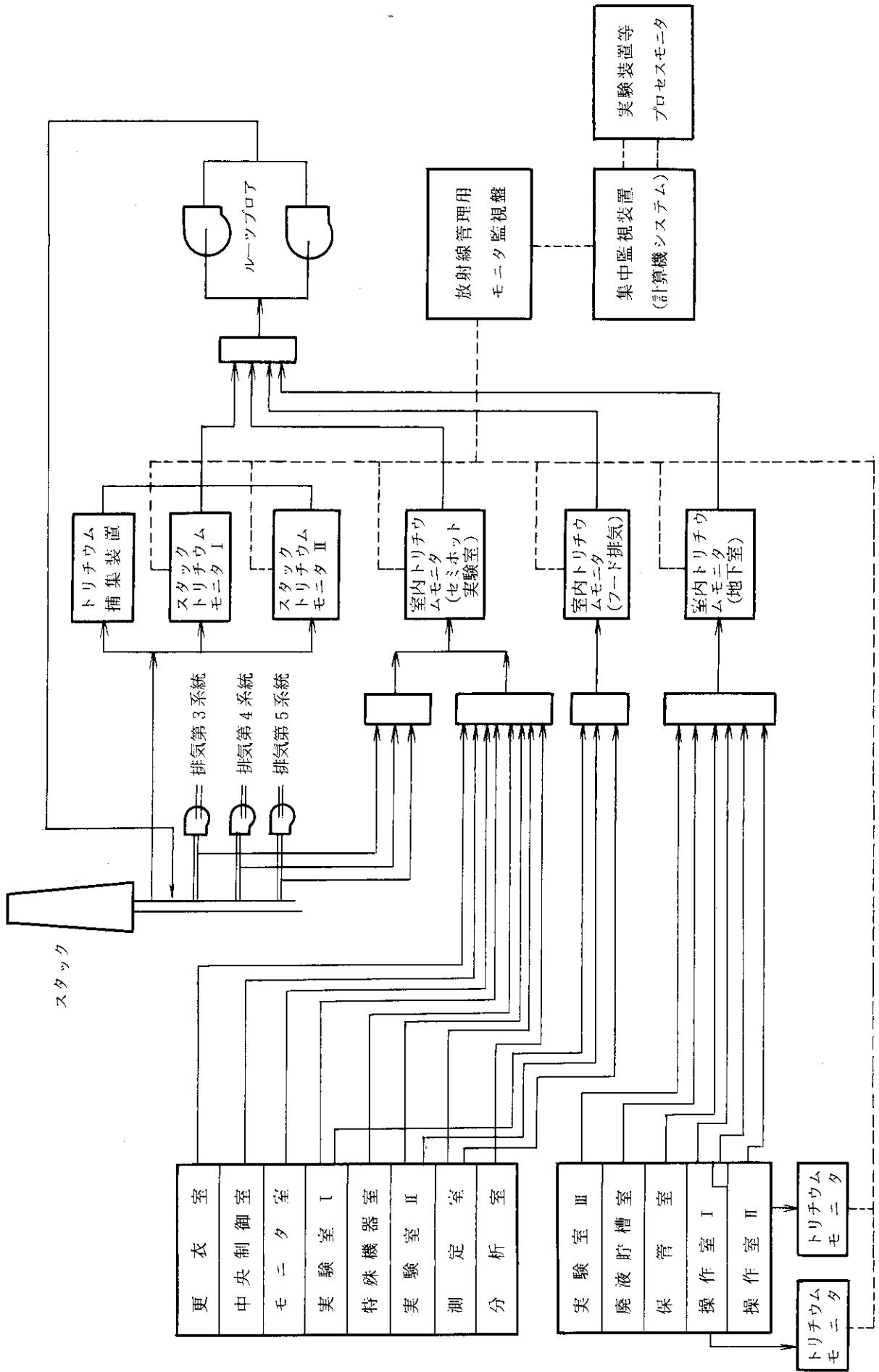


Fig. A. 3.5-1 TPL 放射線管理用モニタリング系統図

A.3.6 燃料試験施設セル除染作業時の放射線管理

燃料試験施設においては、軽水炉および新型転換炉燃料の健全性を試験研究するために、セル内において照射後試験が行われている。セル内部には、照射後試験を行うための機器が装備され、年に1回の頻度で機器の保守点検が行われる。セル内に装備されている機器は、燃料の粉末やクラッドによって汚染されており、照射線量率は1R/hを超えており、このため、保守点検作業を実施する前に、マニプレータを用いて遠隔除染を行い、続いて作業者がセルに入室して拭き取り方法によるセル除染作業が行われる。セル除染作業は、機器の保守点検作業時の被曝低減と作業能率を向上させることを目的としている。

燃料試験施設の外部被曝による集団線量は、1984年度については東海研究所全体の50%にも達しており、また、セル除染作業時の集団線量が施設全体の60%を占めている。セル除染時の放射線管理データは、高い照射線量率のもとで放射線管理を行うために有用なものであると考えられるので、1984年度と同様に、1985年度に得られたセル除染時の放射線管理データをTable A.3.6-1に示し、その特徴について述べる。

セル内の汚染核種は、照射後試験の内容によって異なる。 γ 線を放出する核種の割合は、非破壊試験が行われる $\beta\gamma$ No.1セルでは、クラッドに含まれる ^{60}Co が90%であったが、燃料の研磨などの破壊試験が行われる $\beta\gamma$ No.6セルではFP核種が99%以上となっていた。 $\beta\gamma$ No.3セルの γ 線を放出する核種の割合は、1984年度に比べて大きく変化し、 ^{60}Co が50%から2%に減少していた。これは、 $\beta\gamma$ No.3セルにおいて1985年度に取り扱った燃料が、クラッドの少ないPWR燃料であったことによるものと考えられる。これによって、同セルの照射線量率が低下することが予想される。

セル内の照射線量率は、1984年度に比べて高くなっているが、1985年度については照射線量率の高い部分を重点に測定したことによるものであり、個人被曝線量から推定すると作業者の位置においては1984年度と変わらないものと考えられる。空気中放射能濃度と表面汚染密度は、1984年度と比べて大きな変化はみられなかった。 $\beta\gamma$ No.3セルにおいては、表面汚染密度は変わらないが照射線量率については約1/2になっていた。この原因是、 γ 線を放出する核種のうち ^{60}Co の割合が低下したことによるものと考えられる。

照射線量率と表面汚染密度は、除染作業とともに減少した。しかし、除染前に対する終了後の比率は、照射線量率が1/10であったが、表面汚染密度では約1/1000になっている。これは、スミヤ法による表面汚染密度の測定では遊離性汚染を把握しているが、照射線量率は固着性汚染を含む全汚染から放出される放射線の影響を受けているためである。セル内の表面汚染は、除染回数を増すごとに遊離性汚染は減少するが、固着性汚染は残存していることから表面汚染密度と照射線量率の減少傾向に差が生じるものと考えられる。

全セル除染作業時の集団被曝線量は、全身被曝線量をポケット線量計によって測定した値を用いると1984年度に比べて約1 person・rem減少し、4 person・remとなった。これは、 $\beta\gamma$ No.3セル照射線量率が1984年度に比べて低く、除染作業における集団被曝線量が減少したためであり、他のセルについては例年と比べて大きな変化はみられなかった。セル別の集団被曝線量は、これまでの被曝統計では $\beta\gamma$ No.3セルが最も大きく、1985年度については1.9 person・remであった。

セル除染作業における外部被曝は、東海研究所の中でも大きいことから、今後はセル除染作業における被曝低減のために、作業方法について作業担当課室とともに検討をかさね、作業の最適化を図っていく予定である。

(富居 博行)

Table A. 3.6 - 1 セル除染作業における放射線管理データ

(東海研究所, 1985 年度)

セル No	1 回			2 回			3 回		
	3	4	5	6	1	2			
作業期間	1985年8月5日～8月30日		1985年11月20日～12月13日		1986年3月6日～3月31日				
作業日数	9日	5日	3日	8日	8日	18日			
作業人数	職員：6人	外業者：24人	職員：6人	外業者：18人	職員：5人	外業者：24人			
照射線量率 (mR/h)	1100 400 * 47 * 31	~10 ~5	850 110 25 15	2000 250 190 44	2500 730 * 200 * 50	160 75 * 80 * 47			
表面汚染密度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^2$)	7.7 $\times 10^{-3}$ 2.7 $\times 10^{-3}$ 3.7 $\times 10^{-4}$ 9.6 $\times 10^{-6}$	5.9 $\times 10^{-2}$ 2.6 $\times 10^{-2}$ 3.2 $\times 10^{-6}$ 10 $^{-6}$ 以下	7.2 $\times 10^{-2}$ 3.7 $\times 10^{-2}$ 1.7 $\times 10^{-5}$ 1.0 $\times 10^{-5}$	4.5 $\times 10^{-2}$ 7.5 $\times 10^{-3}$ 4.0 $\times 10^{-5}$ 2.0 $\times 10^{-5}$	5.5 $\times 10^{-3}$ 1.0 $\times 10^{-3}$ 2.6 $\times 10^{-5}$ 3.2 $\times 10^{-6}$	1.6 $\times 10^{-2}$ 3.3 $\times 10^{-3}$ 4.5 $\times 10^{-5}$ 1.0 $\times 10^{-5}$			
空気中放射能濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	2.7 $\times 10^{-8}$	2.8 $\times 10^{-9}$	6.4 $\times 10^{-9}$	2.6 $\times 10^{-9}$	~1.0 $\times 10^{-9}$	~3.0 $\times 10^{-9}$			
セル内汚染物質の核種組成	^{60}Co 2% FP 98%	^{60}Co 69% FP 31%	^{60}Co 1%以下 FP 99%以上	^{60}Co 90% FP 10%	^{60}Co 48% FP 52%				
計画被曝線量 (mrem)	280		200	200	200				
個人被曝線量 (mrem)	全 身	均 最 平	64	50	50				
集団被曝線量 (person・mrem)	全 身	1915	1188	937					

*印 : 除染作業中の値

A.3.7 JPDRにおける汚染配管切断作業時の空気汚染管理

JPDRにおいて、除染試験用試験片の作成のために商用発電炉炭素鋼配管試料（美浜1号炉PWR 1031 MWth, 以下「試料」という）の切断作業が1986年3月7日から3月11日に実施された。

本作業においては、試料切断により放射性物質の飛散が予想されたため、内部被曝の防止に重点をおいた放射線管理を実施するとともに、今後JPDRにおいて予定されている原子炉圧力容器、炉内構造物等の各種切断作業時の放射線管理にフィードバックさせるため、空気汚染管理上必要とされる放射性物質の空気中への飛散率等についての測定を行った。

(1) 表面汚染と空気汚染の管理

配管試料2種類の内面は $3.3 \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$ 、および $4.0 \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$ と汚染のレベルは高く、床表面汚染および空気汚染拡大のおそれがあった。汚染核種はほとんどが ^{60}Co であった。

このため、汚染拡大防止および内部被曝防護措置として切断機械（バンドソー）は1次汚染防止囲い（容積 2.9 m^3 : $1.5 \text{ m} \times 1.0 \text{ m} \times 1.9 \text{ m}$ ）内に設置し、作業者はその外側に設置した2次汚染防止囲い（容積 9 m^3 : $2.0 \text{ m} \times 2.4 \text{ m} \times 1.9 \text{ m}$ ）内で半面マスクを着用して作業することとした。また、1次汚染防止囲い内はHEPAフィルタ付局部排気装置により換気した。排風量は $10 \text{ m}^3/\text{min}$ 、換気率は毎時180回である。Fig. A.3.7-1に汚染防止囲い等の配置とサンプリング方法を示す。

このような対策をとって作業を実施した結果、作業期間中における2次汚染防止囲い内の床表面汚染密度は最大 $4.9 \times 10^{-4} \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$ 、空气中放射能濃度は最大 $9.5 \times 10^{-11} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ であった。また汚染防止囲いの外側についてはいずれも検出限界以下であり、放射線管理上特に問題なく作業を終了した。

(2) 被曝線量の管理

本作業期間中における作業者7名の全身被曝線量は、フィルムバッジによる値で個人最大20mrem、集団線量は60 person・mremであった。また、手の局部被曝線量は、リングバッジによる値で最大180 mremであった。

(3) 放射性物質の空気中への飛散率等の測定

本作業において1次汚染防止囲いおよび2次汚染防止囲い内に飛散した放射性物質をポータブルダストサンプラおよびダストモニタにより採取し、飛散率、汚染防止囲い漏洩率、サンプリング配管沈着率およびスニファ漏洩率を測定した。サンプリング方法をFig. A.3.7-1に、測定結果をTable. A.3.7-1に示す。

この結果、飛散率はおおよそ10%，汚染防止囲い漏洩率は1%，配管沈着率は50~80%，スニファ漏洩率は1%以下という値が得られた。

なお、飛散率等は次のように定義した。

飛散率 : [(飛散した放射能/切断部分の放射能) × 100 (%)]

汚染防止囲い漏洩率 : [(2次汚染防止囲い内放射能濃度(C_2) / 1次汚染防止囲い内放射能濃度(C_1)) × 100 (%)]

配管沈着率 : [(1-ダストモニタによる放射能濃度(C_M)/ポータブルダストサンプラによる放射能濃度(C_2)) × 100 (%)]

スニファ漏洩率 : [サンプラフィルタに捕集された塵埃の放射能 (A_p) / {スニファフィルタに捕集された塵埃の放射能 (A_1) + サンプラフィルタに捕集された塵埃の放射能 (A_p)}] × 100 (%)

(4) まとめ

汚染配管切断作業時の空気汚染管理によって得られたモニタリングデータから飛散率等を求めてみたが、測定回数が少なく測定値にかなりのばらつきがみられる。ばらつきの原因としては、作業方法、粒径分布等が考えられる。なお、解体作業にあたっては、今回の測定方法に検討を加え、さらにデータの収集、飛散粒子の粒径分布等の測定を行っていく予定である。

(横須賀美幸)

Table. A. 3.7 - 1 測 定 結 果

		飛 散 率 (%)	防止囲い漏洩率 (%)	配管沈着率 (%)	スニファ漏洩率 (%)
3/7	AM	5.8	1.4	23	0.55
	PM	14	0.6	70	
3/10	AM	11	0.3	64	0.13
	PM	37	0.7	49	
3/11	AM	11	5.3	77	0.14
	PM				

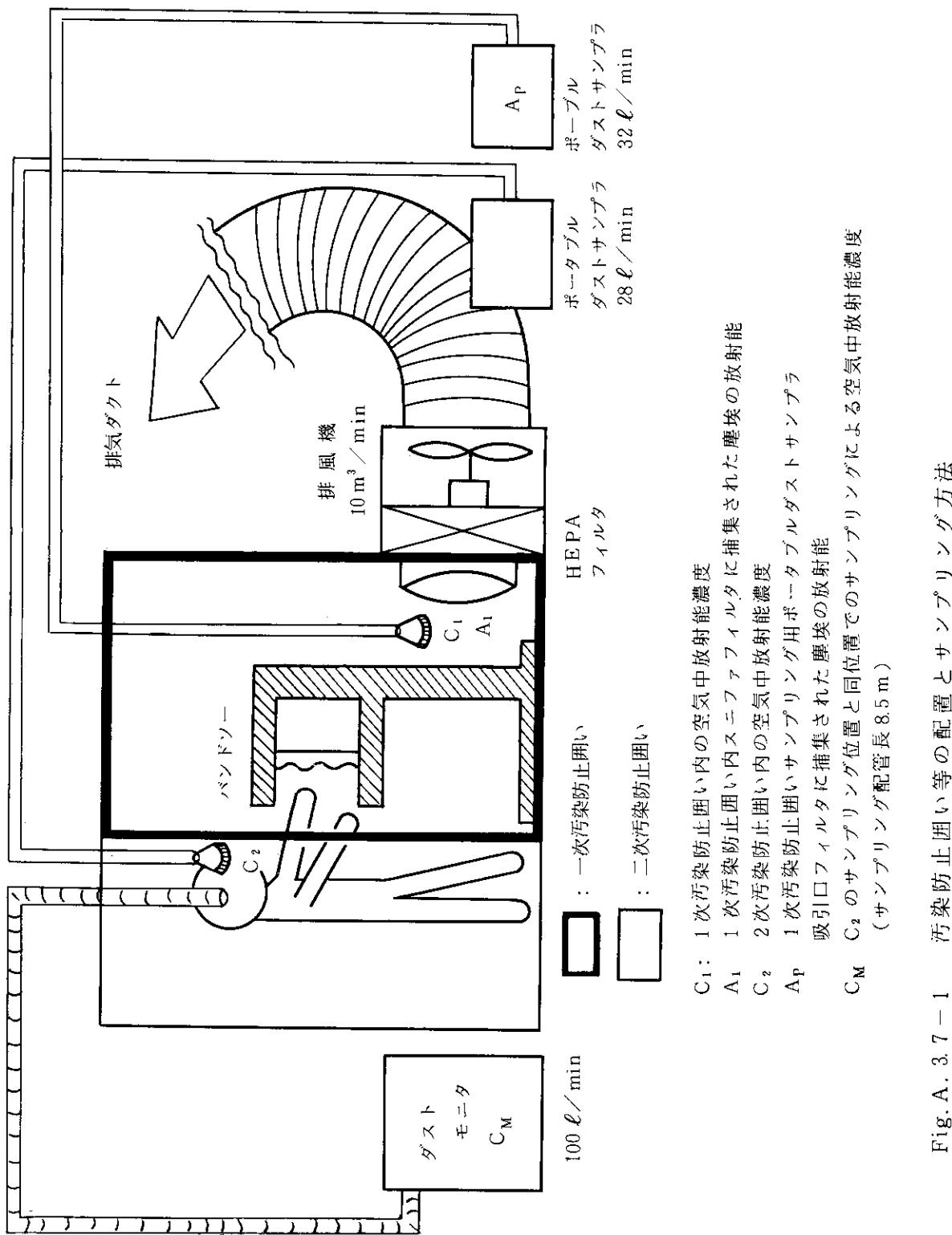


Fig. A. 3.7-1 汚染防止囲い等の配置とサンプリング方法

A.3.8 再処理特研地区放射線モニタリング設備の整備

再処理特研地区では、取扱う放射性物質が異なる8施設（再処理特別研究棟、プルトニウム研究1棟、プルトニウム研究2棟、再処理試験室、フッ素実験室、廃棄物処理処分開発棟、ウラン濃縮研究棟、および返還廃棄物受入測定技術開発試験棟）について、放射線管理を行っている。これらの施設は、地理的に分散して設置されているため、放射線管理担当者は、放射線モニタリングのために日常的に移動しなければならず、かなりの不便をきたしていた。そのため、1984年度から1985年度にわたる放射線モニタ更新では、これらの問題を改善することを試みた。その主眼点は以下の2点である。

- ① 各施設からの放出放射性物質の管理をより効率的に行うために、スタックダストモニタの測定・記録部を集中化する。
- ② 管理区域からの退出時のハンドフットクロスモニタのアラーム吹鳴時に、直ちに対応できるようにするために、警報表示を集中化する。

まず、各建家から排出される放射性塵埃の濃度を測定するスタックダストモニタの測定・記録部は、再処理特研放射線管理室（以下、再特放管室という。）の放射線モニタ監視盤に組み込み集中化した。それらは、 α 線用スタックダストモニタ4チャンネルおよび β 線用スタックダストモニタ5チャンネル分のレートメータ、高圧電源およびアラームユニットと、記録計2台、ループプロアコントロールユニット3台、およびアンシェーテから構成されている。

次に、各建家の管理区域の出入口に設置してあるハンドフットクロスモニタ（計11台）のアラームを集中的に監視するため、再特放管室に整備したハンドフットクロスモニタ警報表示盤を設置しそれらのアラームを集中した。これにより、各建家のハンドフットクロスモニタが発報した場合、再特放管室においても同時に警報表示盤のアラームが発報し、迅速な対応ができるようになった。

また、ハンドフットクロスモニタのアラーム吹鳴時、あるいは、ハンドフットクロスモニタおよびスタックダストモニタの点検校正時に、検出部と計測部との連絡を容易にするために、各モニタの設置場所に専用のインターホンを整備した。

再処理特研地区スタックダストモニタ、ハンドフットクロスモニタおよびインターホンの配置と通線経路図をFig. A.3.8-1に示す。

スタックダストモニタの集中化により、各建家における放射性塵埃の放出状況を再特放管室において把握でき、指示値に異常が認められた場合の対応が従来より確実かつ迅速にできるようになった。また、ハンドフットクロスモニタのアラームの集中化により、管理区域からの退出者の管理が強化された。さらに、専用のインターホンで各モニタ設置場所と再特放管室との連絡ができるようになり、異常時の連絡、ならびにモニタの点検校正等が効率的に実施できるようになった。

（松浦 賢一）

A.3.9 放射性汚染等の概況

1985年度は特記すべき放射性汚染および被曝等はなかった。

（大久保勝一）

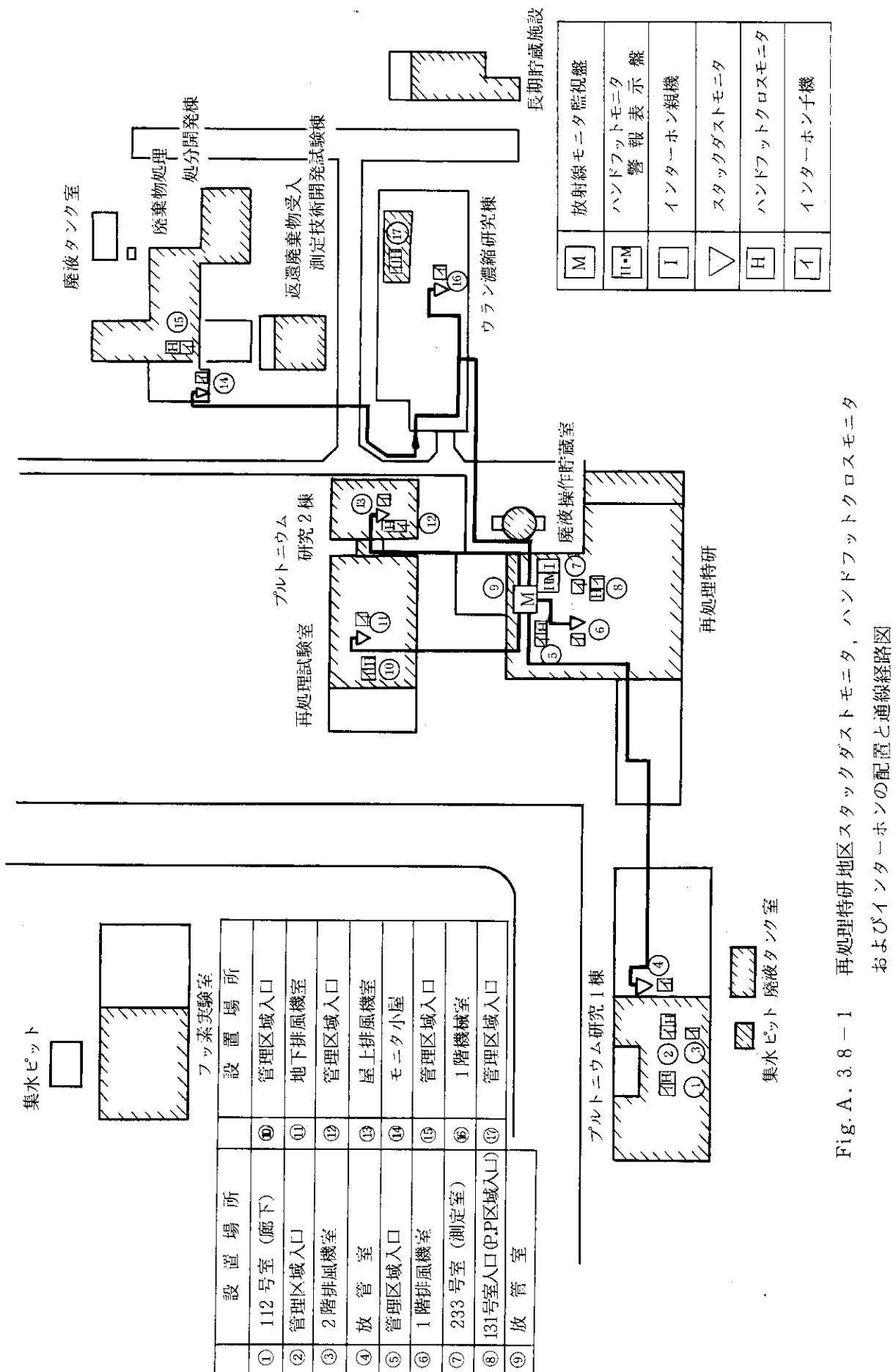


Fig. A. 3.8-1 再処理特研地区スタッダストモニタ、ハンドフットクロスモニタ
およびインターホンの配置と通線経路図

1 A .4 環境放射能の管理

A.4.1 概 要

東海研究所周辺監視区域外の定常的な環境モニタリングとして、1984年度と同様に、定地点および走行経路における照射線量率の連続および定期測定、環境試料中放射能濃度の定期測定ならびに排水試料の連続採取・測定を実施したほか、気象観測等を行った。その結果、施設からの排出放射性物質に起因する異常は認められなかった。

1984年度と同様に「茨城県環境放射線監視計画」に基づき環境試料中の⁹⁰Sr, ¹⁰⁶Ru, ¹⁴⁴Ce, Puの化学分析を実施するとともに原子力施設からの気体廃棄物および液体廃棄物中に含まれる⁸⁹Sr, ⁹⁰Srについて化学分析による測定を実施した。

そのほか、施設の変更に伴う設置変更許可申請書に関連してNSRR, JPDR, NUCEF, 大洗研βγ焼却施設等に関する環境線量評価を行った。また日本原燃サービス(株)からの受託調査として「再処理施設に係る線量評価のための調査」に関し、環境線量評価に必要なモデルおよびパラメータ等の情報収集とデータベースの作成を行うとともに、検索システムの基本部分の作成を行った。

(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

Fig. A.4.2-1にモニタリングステーションにおける監視結果を示す。 α 放射能濃度および β 放射能濃度は、固定ろ紙式ダストモニタにより大気中の放射性塵埃をろ紙上に1週間連続捕集し、捕集後72時間以上放置して自然放射能を十分減衰させた後、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

Table A.4.2-1にモニタリングポストにおける監視結果を示す。表の「最大」は10分間平均の月間最大値であり、施設の運転および降雨の影響により、各月とも「平均」より数μR/h程度高い値を示す。表中特に高い値は、廃棄物パッケージの輸送およびHENDEL施設の非破壊検査の影響によるものである。

(3) 定点における γ 線照射線量率測定

1984年度と同様、測定点19点について γ 線照射線量率の測定を4月と10月に実施したが、異常は認められなかった。Table A.4.2-2に測定結果を示す。

(4) 環境中の積算線量の監視

1984年度と同様、TLDにより3月間の積算線量を測定した。施設からの放出放射能による異常は検出されなかった。Table A.4.2-3に測定結果を示す。

(5) γ 線照射線量率の走行測定

1984年度と同様、走行サーベイを1985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

1984 年度と同様、各気象要素について連続観測を行った。また、超音波風向風速計を設置（地上 10 m, 40 m 高）し、1986 年 3 月より観測を開始した。

(7) その他の管理業務

- (a) NSRR, JPDR, NUCEF, 大洗研 β ・ γ 焼却施設の平常時および事故時被曝線量の評価を行い、施設の変更および新設に伴う設置（変更）許可申請書の作成に協力した。
- (b) 屋外放射線管理施設の品質保証計画書を作成した。
- (c) JT-60稼動時における環境放射線モニタリングを実施したが、異常は認められなかった。
- (d) 日本原燃サービス（株）からの受託業務「再処理施設に係る線量評価のための調査」に関し、環境線量評価に必要なモデルおよびパラメータ等の情報収集とデータベースの作成を行うとともに、検索システムの基本部分の作成を行い、報告書を作成した。
- (e) 科学技術庁からの受託調査「極低レベル固体廃棄物合理的処分安全性実証試験」に関し、試験予定地周辺の土壤、地下水等の放射線、放射能バックグラウンド調査を行った。
- (f) 環境中トリチウム挙動等に関する共同研究のための屋外実験小屋を建てるため、モニタリングステーション No. 2 の敷地を拡大した。また、小屋の新設に伴い、無線アンテナ支柱の更新と移設を行ったため、関東電気通信監理局へ変更申請手続きを行い、完了した。
- (g) 環境放射線監視装置更新のため、発注仕様書の検討を行い、発注した。

（小林 秀雄）

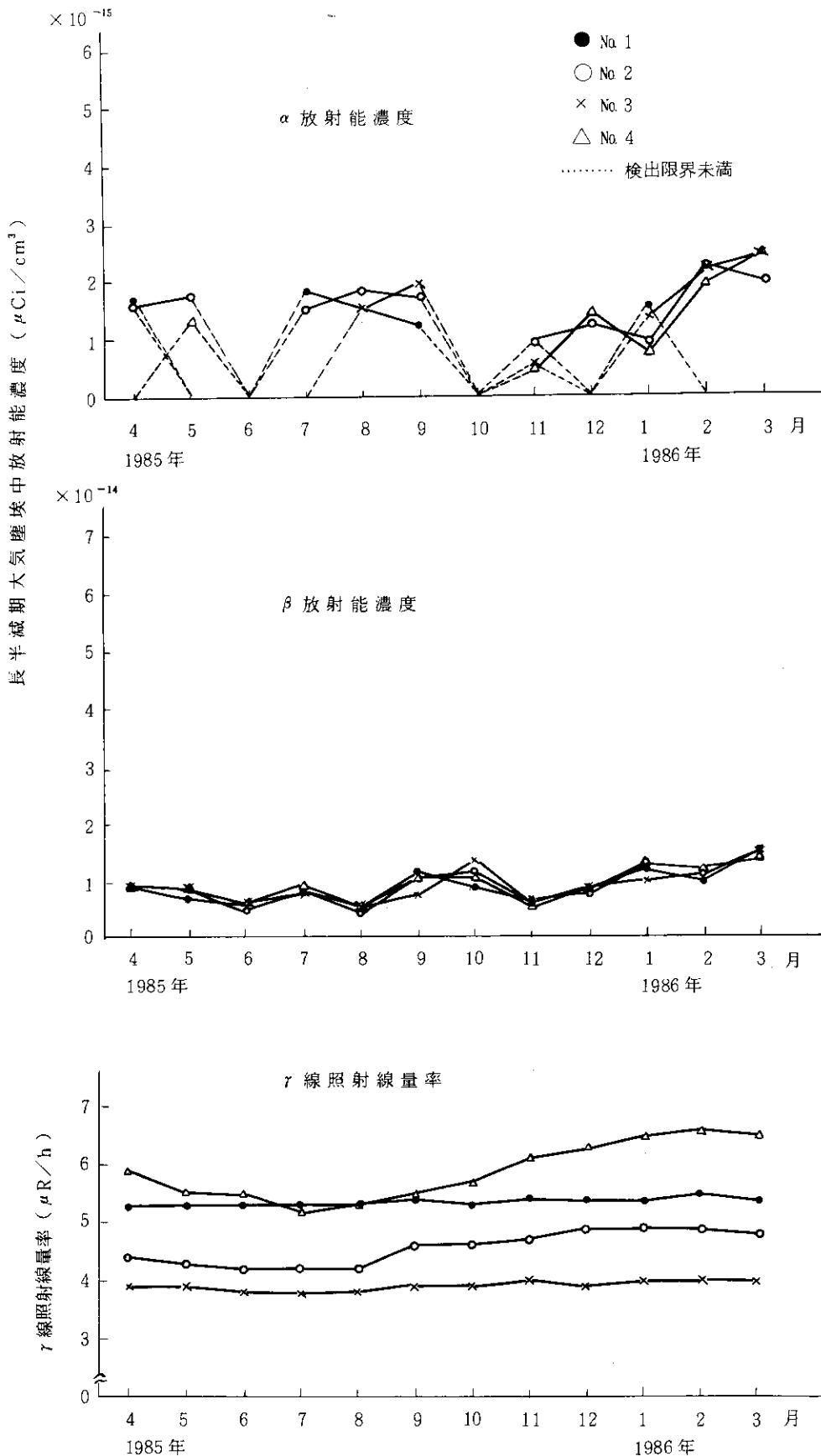


Fig. A. 4. 2 - 1 モニタリングステーションにおける γ 線照射線量率
および長半減期大気塵埃中放射能濃度の月平均値

Table A.4.2-1 モニタリングポストにおける照射線量率の月平均値と月間最大値
(東海研究所, 1985 年度)

ポスト No.	年月	1985 年						1986 年						標準偏差
		4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	
構内	MP - 11 平均	5.1	5.2	5.3	5.4	5.3	5.4	5.0	4.9	4.9	5.1	5.2	0.2	-
	MP - 11 最大	6.9	6.4	6.8	7.7	6.6	9.1	7.7	6.7	6.1	6.6	7.8	9.1	-
	MP - 12 平均	5.0	5.0	4.9	4.9	5.2	5.1	5.2	5.1	5.1	5.1	5.1	0.1	-
	MP - 12 最大	6.7	6.2	6.6	7.1	6.1	6.4	8.9	8.1	7.0	6.2	7.2	6.8	-
	MP - 13 平均	5.6	5.3	5.7	5.1	5.2	5.7	5.7	5.8	5.6	5.5	5.7	5.5	0.2
	MP - 13 最大	8.4	6.7	8.7	8.0	6.4	7.1	10.0	9.1	8.1	7.1	8.0	7.3	-
	MP - 14 平均	7.0	6.9	6.9	6.8	7.2	7.3	7.5	7.3	7.2	7.2	7.4	7.1	0.2
	MP - 14 最大	9.9	8.2	12.9*1	15.1*1	8.2	14.2*1	15.4*1	11.1	10.6	8.3	13.8*1	74.7*1	-
	MP - 15 平均	5.4	5.6	5.6	5.7	5.6	5.1	4.9	4.9	4.9	5.0	5.1	5.3	0.3
	MP - 15 最大	8.1	7.0	7.5	9.4	7.0	7.1	9.3	8.3	7.4	6.0	7.5	6.9	-
構外	MP - 16 平均	4.0	4.1	4.2	4.1	4.2	4.3	4.2	4.0	3.9	4.0	4.1	4.1	0.1
	MP - 16 最大	6.3	13.3*2	9.9*2	6.7	5.1	5.4	8.2	7.7	9.8*2	10.5*2	7.4	6.2	-
	MP - 17 平均	4.3	4.4	4.4	4.5	4.4	4.5	4.4	4.3	4.1	4.0	4.1	4.3	0.2
	MP - 17 最大	6.0	6.0	5.7	6.8	5.4	5.7	7.6	6.7	5.5	5.0	5.8	5.5	-
	MP - 18 平均	5.1	5.2	5.2	5.4	5.3	5.4	5.2	5.1	4.9	4.8	4.8	4.9	0.2
構外	MP - 19 平均	7.0	6.5	6.7	7.5	6.3	6.8	8.0	7.2	6.6	5.8	6.3	6.5	-
	MP - 19 最大	6.8	6.1	6.5	7.3	6.4	6.2	8.7	7.9	6.2	5.6	6.3	6.4	-
	MP - 20 平均	4.8	4.8	5.1	4.6	4.6	5.1	5.1	5.1	4.9	4.8	4.8	4.9	0.2
	MP - 20 最大	6.8	6.2	6.7	7.2	5.6	9.1	8.5	8.2	7.0	6.0	6.9	6.4	-
	MP - 21 平均	5.1	5.2	5.2	5.2	5.2	5.1	4.9	4.7	4.4	4.3	4.4	4.8	0.4
構外	MP - 22 平均	7.1	6.7	6.7	7.9	6.6	6.6	9.0	8.0	6.3	5.4	6.1	5.8	-
	MP - 22 最大	8.8	6.2	6.7	7.2	5.6	9.1	8.5	8.2	7.0	6.0	6.9	6.4	-
	MP - 23 平均	4.3	4.4	4.3	4.5	4.5	4.6	4.5	4.5	4.2	4.1	4.1	4.3	0.2
	MP - 23 最大	6.3	5.6	5.9	6.4	6.6	6.1	8.1	7.1	6.0	5.6	5.9	5.6	-
	MP - 24 平均	5.0	5.2	5.3	5.5	5.6	5.4	4.9	4.7	4.3	4.1	4.3	4.9	0.6
構外	MP - 24 最大	6.7	6.3	6.7	7.5	6.7	7.3	8.1	6.9	5.9	5.1	5.5	5.5	-
	MP - 25 平均	4.9	5.0	5.0	5.1	5.1	4.9	4.9	4.7	4.7	4.7	4.8	4.9	0.1
構外	MP - 25 最大	7.0	6.3	6.7	7.3	7.0	5.9	9.0	7.5	6.7	5.7	6.3	6.3	-

* 1 廃棄物の輸送による影響
* 2 HENDEL 施設の非破壊検査による影響

Table A. 4.2 - 2 定点における γ 線照射線量率測定結果

(東海研究所, 1985 年度)

地点番号	地点名	測定期間	1985年4月19日 ～4月26日	1985年10月18日 ～10月24日
		測定結果	照射線量率 ($\mu R/h$)	照射線量率 ($\mu R/h$)
1	構内(ST-1)		5.45	5.90
2	舟石川(原電住宅)		3.12	3.02
3	照沼(如意輪寺)		3.94	4.12
4	宮前(酒列神社)		2.92	3.03
5	須和間(ST-3)		3.68	3.91
6	"(住吉神社)		3.76	3.46
7	那珂湊(三峯神社)		2.66	2.75
8	勝田(吉田神社)		3.17	3.28
9	"(日製病院前)		3.59	3.43
10	"(香取宮)		3.04	2.88
11	那珂町(上宮寺)		3.96	4.20
12	内宿(大山台)		2.98	3.15
13	磯部(都々逸塔)		5.06	5.18
14	横堀(発汗地蔵)		4.94	4.85
15	菅谷(鹿島神社)		5.87	5.84
16	稻田(今鹿島神社)		2.75	2.88
17	龜下(ST-4)		6.27	6.67
18	高野(鹿島神社)		2.91	3.12
19	石神(住吉神社)		3.53	3.85*

* 近傍に、工事用の土盛りがあり、周辺環境が変った。

Table A. 4.2 - 3 積算線量測定結果

(東海研究所、1985年度)

地点番号	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 (mR)
		～1985年3月20日 ～6月21日	測定値 (mR)	91日積算 線量(mR)	測定値 (mR)	91日積算 線量(mR)	測定値 (mR)	91日積算 線量(mR)	測定値 (mR)	
M-1	構内(ST-1)	11.7	11.4	12.1	11.5	10.8	10.9	12.5	12.5	46.4
M-2	周辺監視区域境界 (MP-1)	12.7	12.4	11.8	11.2	11.9	12.0	13.7	13.7	49.4
M-8	周辺監視区域境界 (ブル研究)	10.0	9.8	9.9	9.4	10.2	10.3	11.0	11.0	40.6
M-10	周辺監視区域境界 (MP-7)	10.5	10.3	9.8	9.3	8.7	8.8	10.2	10.2	38.7
M-11	周辺監視区域境界 (MP-8)	11.4	11.2	10.9	10.3	11.0	11.1	11.2	11.2	43.9
M-13	構内(ST-2)	11.3	11.1	11.8	11.2	11.5	11.6	12.0	12.0	46.0
M-18	新川下流	11.7	11.4	11.4	10.8	11.6	11.7	13.0	13.0	47.0
M-17	宿	8.6	8.4	8.1	7.7	8.0	8.1	9.4	9.4	33.7
M-19	阿漕ヶ浦南西方	8.6	8.4	8.4	8.0	8.3	8.4	8.8	8.8	33.7
M-20	阿漕ヶ浦西方	10.0	9.8	9.8	9.3	9.8	9.9	9.6	9.6	38.7
M-21	白方	9.3	9.1	9.5	9.0	9.4	9.5	9.9	9.9	37.6
M-22	原龍グラウンド北西	8.8	8.6	8.1	7.7	9.2	9.3	9.5	9.5	35.2
M-26	川根	10.2	10.0	9.7	9.2	9.4	9.5	10.8	10.8	39.6
M-29	須和間(ST-3)	9.6	9.4	9.0	8.5	8.8	8.9	9.5	9.5	36.4
M-30	亀下(ST-4)	14.3	14.0	13.7	13.0	12.7	12.8	12.7	12.7	52.6
M-33	東海中	8.1	7.9	7.7	7.3	7.4	7.5	7.9	7.9	30.7
M-44	豊岡1	10.8	10.6	10.6	10.1	11.5	11.6	11.7	11.7	44.1
M-56	豊岡2	11.8	11.5	12.5	11.9	12.2	12.3	12.1	12.1	47.9
M-57	豊岡3	11.0	10.8	11.2	10.6	11.0	11.1	11.9	11.9	44.5
M-58	水戸気象台	8.7	8.5	8.7	8.3	8.0	8.1	8.8	8.8	33.8

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。

A. 4. 3 環境試料モニタリング

(1) 環境試料中の全 β 放射能濃度

1985 年度に実施した環境試料中の全 β 放射能測定は、試料の種類および頻度とともに 1984 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、施設からの放出による影響は認められなかった。

(2) 降下物および雨水中の全 β 放射能濃度

降下物中の全 β 放射能濃度は、水盤で採取した 1 カ月間の試料を、また雨水中の全 β 放射能濃度は、雨量計で採取した 1 カ月間の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 Fig. A. 4.3-1 に示す。これらの値はいずれもほぼ例年通りであり、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 および第 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を、また第 3 排水溝の放射能濃度は、毎週 1 回採取した試料をそれぞれ測定することにより求めた。それらの結果を Table A. 4.3-2 に示す。これらの値はいずれも $1/10 \cdot (MPC)_W$ 以下で問題はなかった。

(4) 環境試料中の放射性核種濃度

1985 年度に採取した陸上の飲料水、河川水、農産物、土壤ならびに沿岸海域の海水、海産生物、海底土および排水溝出口砂中に含まれる放射性核種濃度を測定した。それらの結果を Table A. 4.3-3(a) および Table A. 4.3-3(b) に示す。いずれも異常は認められなかった。

(5) 大気塵埃および降下物中の放射性核種濃度

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

(6) 環境試料中のトリチウム濃度

1985 年度に実施した環境試料中のトリチウム濃度測定については、試料の種類および頻度とともに 1984 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、那珂研構内および東海村細浦の 5箇所に設置した雨量計を用いて、1 月間ごとの雨水を採取し、その濃度を測定することにより雨水中トリチウム濃度を求めた。その結果を Fig. A. 4.3-2 に示す。

(b) 空気中トリチウム濃度

MP-7 および那珂研構内の 2 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 および HT 濃度を求めた。HTO 濃度の測定結果を Fig. A. 4.3-3 に示す。また、HT 濃度は 0.5 から $1.5 \text{ pCi}/\text{m}^3 \cdot \text{air}$ の範囲であった。

(c) 松葉中トリチウム濃度

試料処理室、MP-7、MP-22 および那珂研構内の 4 箇所について、月 1 回の頻度で採取した松葉を乾留し、その自由水の濃度を測定することにより松葉中トリチウム濃度を求めた。

その結果を Fig. A. 4.3 - 4 に示す。

以上 3 試料とも、1984 年度とほぼ同程度の濃度レベルであり、採取地点による相違も同じ傾向を示した。

(大畠 勉、大越 実)

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、1985 年度)

試料・地点名	前 期	後 期	試料・地点名	前 期	後 期
陸 土 pCi/g 乾			農 産 物 pCi/g 生		
東 海 研 構 内	16	16	松 葉<指標物>	1.8	1.9
東 海 村 須 和 間	7.3	7.3	牛 乳(船 場)	1.4	1.4
亀 下	17	14	牧 草(〃)	5.2	6.5
石 神	15	15	精 米(須和間)	-	0.8
勝 田 市 高 場	7.3	7.7	甘 諸(〃)	-	3.5
宮 前	8.6	11	ほうれん草(〃)	6.8	7.6
稻 田	5.9	4.1	水 産 物 pCi/g 生		
那 珂 町 横 堀	10	11	ヒラメ (可食部)	3.3	3.3
那 珂 研 構 内	10	6.4	ヒラメ (骨)	2.0	2.4
排水口近辺土砂 pCi/g 乾			カレイ (内 蔵)	2.3	2.2
第 1 排 水 溝	14	16	(東海沖) (頭)	2.2	2.0
第 2 排 水 溝	15	21	(皮)	2.4	1.8
第 3 排 水 溝	15	16	シラス (東海沖)	2.2	2.0
飲 料 水 pCi/l			カジメ (久慈浜)	10	-
阿 潽 浦 取 水 口	* * ¹	*	ヒジキ (〃)	-	14
荒 谷 台 净 水 場	*	3.8	海 底 土 pCi/g 乾		
長 堀 "	*	*	東 海 沖 C 海 域	14	16
岡 "	5.8	*	東 海 沖 D 海 域	15	14
照 沼 "	*	4.2	海 水 pCi/l		
須 和 間 "	3.9	6.0	東 海 沖 C 海 域 ^{*2}	(4月) *	(10月) 1.0
那 珂 町 向 山	4.5	5.1	"	(7月) *	(1月) 1.3
河 川 水 pCi/l			東 海 沖 D 海 域 ^{*3}	(4月) *	(10月) *
久 慈 川 原 研 取 水 口	*	*	"	(7月) *	(1月) 1.6
久 慈 川 河 口 (豊 岡)	*	*			

* 1 : * 検出限界値未満

* 2 : 原研沖約 500 m

* 3 : 原研沖約 2000 m

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

(東海研究所, 1985年度)

地 点 年 月	第 1 排 水 溝 全 β ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	第 2 排 水 溝			第 3 排 水 溝 全 β ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)
		全 β ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	^3H ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)		
1985 年 4 月	1.4×10^{-8}	3.6×10^{-9}	1.0×10^{-6}		1.1×10^{-9}
	4.8×10^{-9}	4.5×10^{-9}	6.7×10^{-6}		1.2×10^{-9}
	3.6×10^{-9}	4.6×10^{-9}	2.5×10^{-6}		1.1×10^{-9}
	9.3×10^{-9}	7.6×10^{-9}	7.1×10^{-7}		1.1×10^{-9}
	4.4×10^{-9}	4.4×10^{-9}	9.8×10^{-6}		1.2×10^{-9}
	4.1×10^{-9}	4.0×10^{-9}	5.2×10^{-7}		$< 1.0 \times 10^{-9}$
	8.6×10^{-9}	1.5×10^{-8}	4.2×10^{-6}		1.2×10^{-9}
	4.1×10^{-9}	4.7×10^{-9}	1.1×10^{-6}		1.2×10^{-9}
	3.5×10^{-9}	4.0×10^{-9}	4.7×10^{-5}		$< 1.0 \times 10^{-9}$
	3.8×10^{-9}	3.8×10^{-9}	1.3×10^{-5}		1.0×10^{-9}
	4.0×10^{-9}	4.9×10^{-9}	6.5×10^{-7}		1.0×10^{-9}
	6.5×10^{-9}	4.3×10^{-9}	2.7×10^{-6}		1.0×10^{-9}

Table A. 4.3 - 3(a) 環境試料(食物)中の放射性核種濃度

(東海研究所, 1985年度)

種類	採取年月	採取地点	^3H	^{54}Mn	^{60}Co	^{90}Sr	^{95}Zr	^{95}Nb	^{106}Ru	^{131}I	^{137}Cs	^{144}Ce	単位
飲料水	1985年 4月	東海村阿漕浦	9.1×10^{-2}	-	-	-	-	-	-	-	-	-	$\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$
	10月		4.3×10^{-2}	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
	1985年 4月	東海村須和間	1.2×10^{-1}	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
	10月		4.5×10^{-2}	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
	1985年 4月	那珂研構内	1.3×10^{-1}	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
	10月		3.7×10^{-2}	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
牛 乳	1985年 5月	東海村船場	-	-	-	-	-	-	*	1.8	-	-	$\mu\text{Ci}/\ell$ 生
	11月		-	-	-	-	-	-	*	0.9	-	-	
ほうれん草	1985年 4月	東海村須和間	-	-	(4.8)	-	-	-	*	*	-	-	$\mu\text{Ci}/\text{kg}$ 生
	11月		-	-	(3.7)	-	-	-	*	*	-	-	
精 米	1985年 11月	"	-	-	(*)	-	-	-	-	-	1.3	-	
カ レ イ (可食部)	1985年 5月	日立市久慈浜	-	*	*	(*)	*	*	(*)	-	5.3	(*)	
	10月		-	*	*	(*)	*	*	(*)	-	6.3	(*)	
シ ラ ス	1985年 5月	"	-	*	*	(1.5)	*	*	(*)	-	3.8	(*)	
	10月		-	*	*	(*)	*	*	(*)	-	2.3	(*)	
カ ジ メ ヒ ジ キ	1985年 4月	"	-	*	*	-	*	*	-	-	1.4	-	
	11月		-	*	*	-	*	*	-	-	2.1	-	

() : 化学分析

* : 検出限界値未満

- : 測定対象外

Table A. 4.3 - 3(b) 環境試料中の放射性核種濃度

(東海研究所, 1985 年度)

項目	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
河川水	1985年 4月	久慈川	1.3×10^{-1}	-	-	-	-	-	-	-	-	-	pCi/cm ³
	10月	原研取水口	4.6×10^{-2}	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
	4月	久慈川河口	1.2×10^{-1}	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
	10月	豊岡	4.6×10^{-2}	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
海水	1985年 4月	東海研沖	4.0×10^1	*	*	(*)	*	*	(*)	9.8×10^{-2}	(*)	-	pCi/l
	10月	C 海域	2.2×10^2	*	*	(*)	*	*	(*)	1.1×10^{-1}	(*)	-	
	4月	"	6.6×10^1	*	*	(*)	*	*	(*)	9.8×10^{-2}	(*)	-	
	10月	D 海域	4.6×10^2	*	*	(*)	*	*	(*)	1.3×10^{-1}	(*)	-	
海底土	1985年 7月	"	-	*	*	(*)	*	*	(*)	*	(*)	(8.1)	pCi/kg 乾
	1986年 1月	C 海域	-	*	*	(*)	*	*	(*)	1.1×10^1	(*)	(1.1×10 ¹)	
	1985年 7月	"	-	*	*	(*)	*	*	(*)	1.9×10^1	(*)	(8.9)	
	1986年 1月	D 海域	-	*	*	(*)	*	*	(*)	2.0×10^1	(*)	(8.1)	
排水口 出口砂	1985年 7月	第1排水溝 出口	-	*	*	-	*	*	*	1.0×10^1	*	-	
	1986年 1月	"	-	*	*	-	*	*	*	*	*	-	
	1985年 7月	第2 "	-	*	*	-	*	*	*	*	*	-	
	1986年 1月	"	-	*	*	-	*	*	*	*	*	-	
	1985年 7月	第3 "	-	*	*	-	*	*	*	1.1×10^1	*	-	
	1986年 1月	"	-	*	*	-	*	*	*	*	*	-	
陸 土	1985年 5月	東海研構内	-	*	*	-	*	*	*	4.1×10^1	*	-	
	11月	"	-	1.1×10^1	*	-	*	*	*	3.8×10^1	*	-	
	5月	東海村石神	-	*	*	-	*	*	*	1.4×10^3	*	-	
	11月	"	-	*	*	-	*	*	*	7.4×10^2	*	-	
	5月	龜下	-	*	*	-	*	*	*	2.7×10^2	*	-	
	11月	"	-	*	*	-	*	*	*	2.4×10^2	*	-	
	5月	須和間	-	*	*	-	*	*	*	7.7×10^2	*	-	
	11月	"	-	*	*	-	*	*	*	4.2×10^2	*	-	
	5月	勝田市稻田	-	*	*	-	*	*	*	1.2×10^2	*	-	
	11月	"	-	*	*	-	*	*	*	9.0×10^1	*	-	
	5月	高場	-	*	*	-	*	*	*	1.3×10^3	*	-	
	11月	"	-	*	*	-	*	*	*	1.4×10^3	*	-	
	5月	宮前	-	*	*	-	*	*	*	1.5×10^3	*	-	
	11月	"	-	*	*	-	*	*	*	2.4×10^3	*	-	
	5月	那珂町横堀	-	*	*	-	*	*	*	1.2×10^2	*	-	
	11月	"	-	*	*	-	*	*	*	9.9×10^1	*	-	
	5月	那珂研構内	-	*	*	-	*	*	*	*	*	-	
	11月	"	-	*	*	-	*	*	*	4.3×10^1	*	-	

() : 化学分析

* : 検出限界値未満

- : 測定対象外

Table A. 4.3 - 4 大気塵埃中の放射性核種濃度
(東海研究所, 1985 年度)

採取年月	⁷ Be	⁵⁴ Mn	⁶⁰ Co	⁹⁵ Zr	⁹⁵ Nb	¹⁰⁶ Ru	¹³⁷ Cs	¹⁴⁴ Ce
1985 年 4 月	56	*	*	*	*	*	*	*
5 月	100	*	*	*	*	*	*	*
6 月	71	*	*	*	*	*	*	*
7 月	75	*	*	*	*	*	*	*
8 月	66	*	*	*	*	*	*	*
9 月	83	*	*	*	*	*	*	*
10 月	77	*	*	*	*	*	*	*
11 月	51	*	*	*	*	*	*	*
12 月	75	*	*	*	*	*	*	*
1986 年 1 月	93	*	*	*	*	*	*	*
2 月	76	*	*	*	*	*	*	*
3 月	94	*	*	*	*	*	*	*

* : 検出限界値未満

(単位: $\times 10^{-15} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)

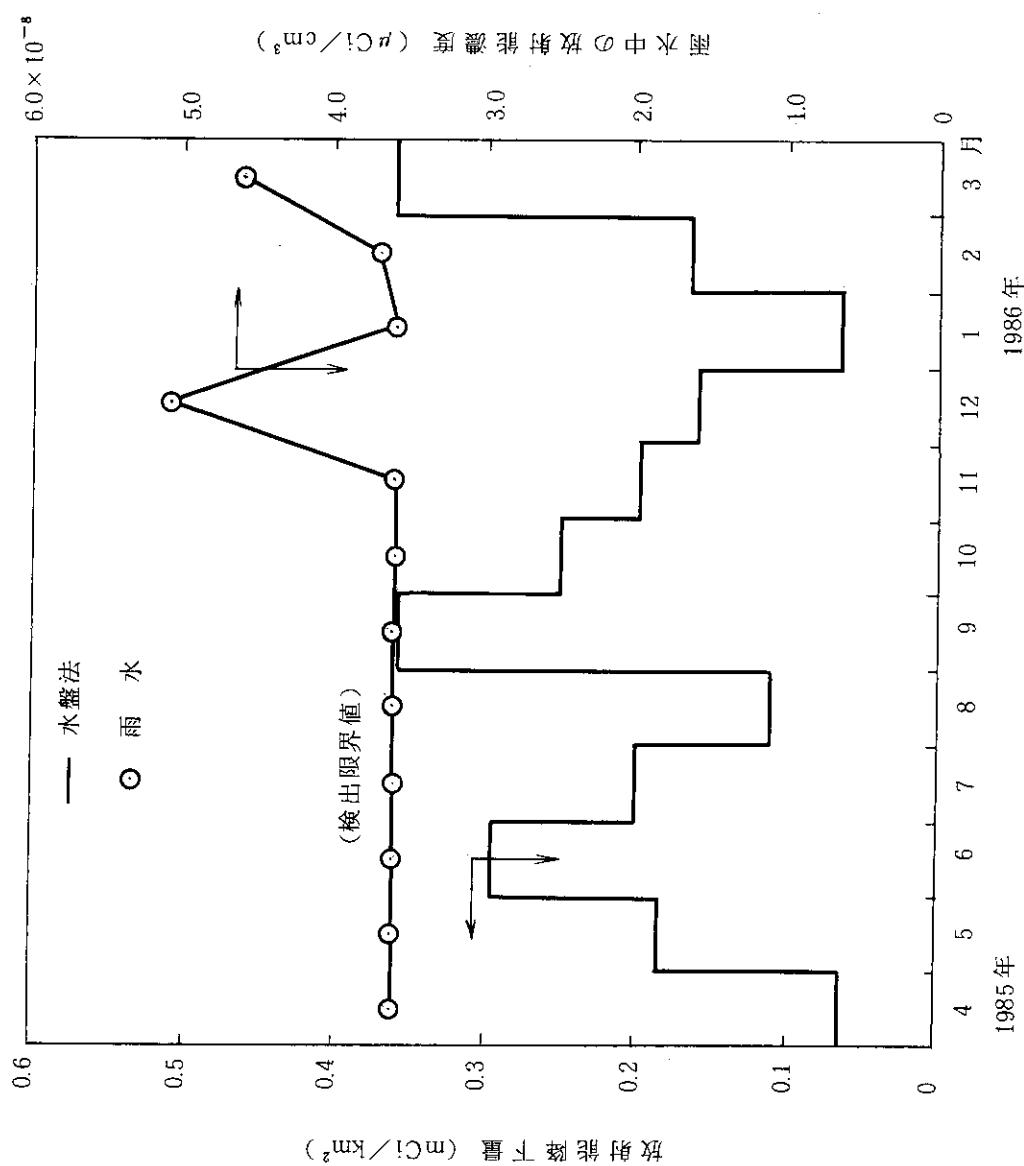
注 : 採取地点はモニタリングステーションNo.3 (須和間) である。

Table A. 4.3 - 5 降下塵中の放射性核種濃度
(東海研究所, 1985 年度)

採取年月	⁷ Be	⁵⁴ Mn	⁶⁰ Co	⁹⁵ Zr	⁹⁵ Nb	¹⁰⁶ Ru	¹³⁷ Cs	¹⁴⁴ Ce
1985 年 4 月	2.6	*	*	*	*	*	*	*
5 月	2.4	*	*	*	*	*	*	*
6 月	5.6	*	*	*	*	*	*	*
7 月	1.9	*	*	*	*	*	*	*
8 月	0.8	*	*	*	*	*	*	*
9 月	6.2	*	*	*	*	*	*	*
10 月	3.0	*	*	*	*	*	*	*
11 月	2.6	*	*	*	*	*	*	*
12 月	1.6	*	*	*	*	*	*	*
1986 年 1 月	0.2	*	*	*	*	*	*	*
2 月	1.4	*	*	*	*	*	*	*
3 月	4.8	*	*	*	*	*	2.0×10^{-3}	*

* : 検出限界値未満

(単位: mCi/km^2)

Fig. A. 4.3-1 降雨物および雨水中の全 β 放射能

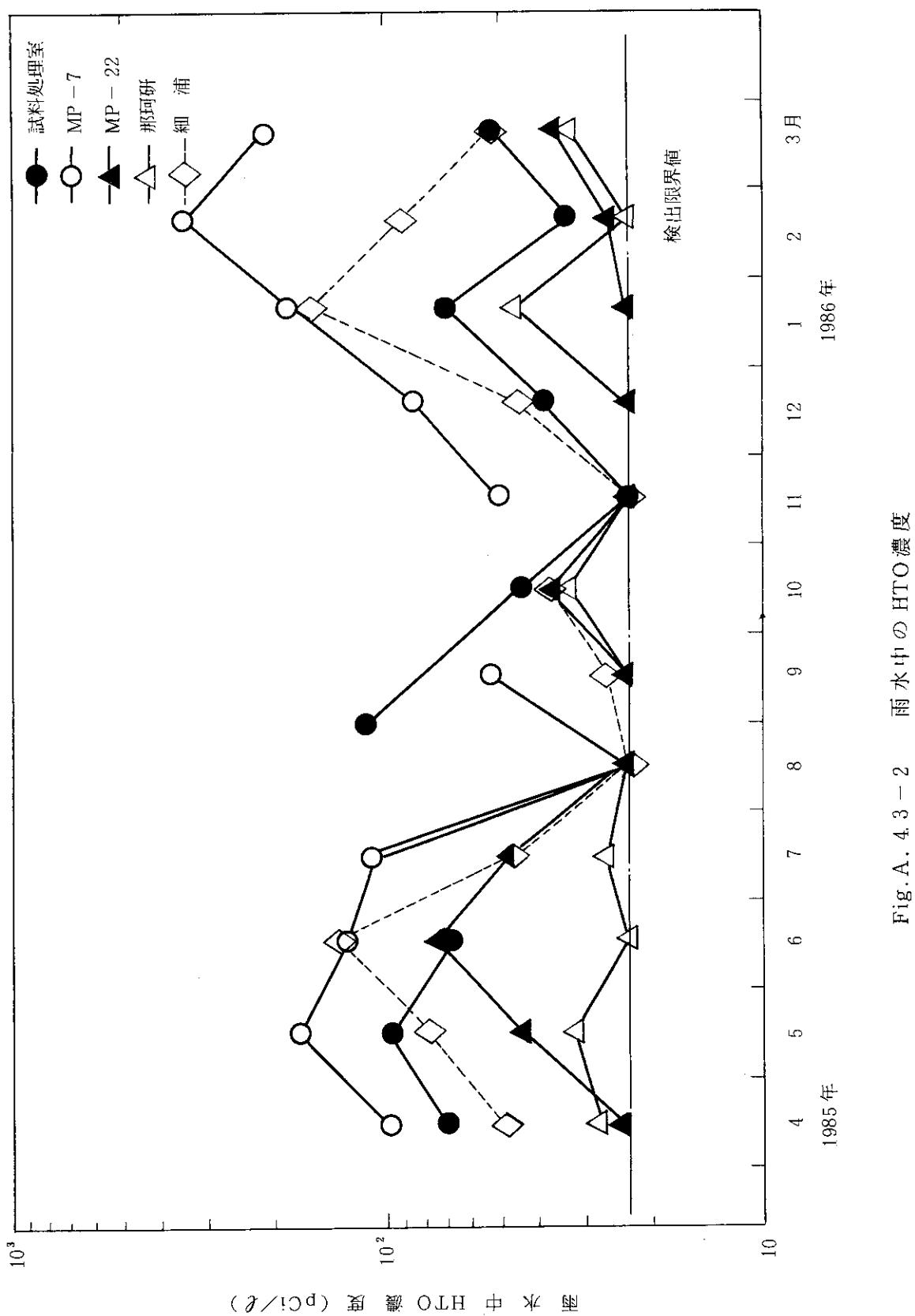


Fig. A. 4.3-2 雨水中の HTO 濃度

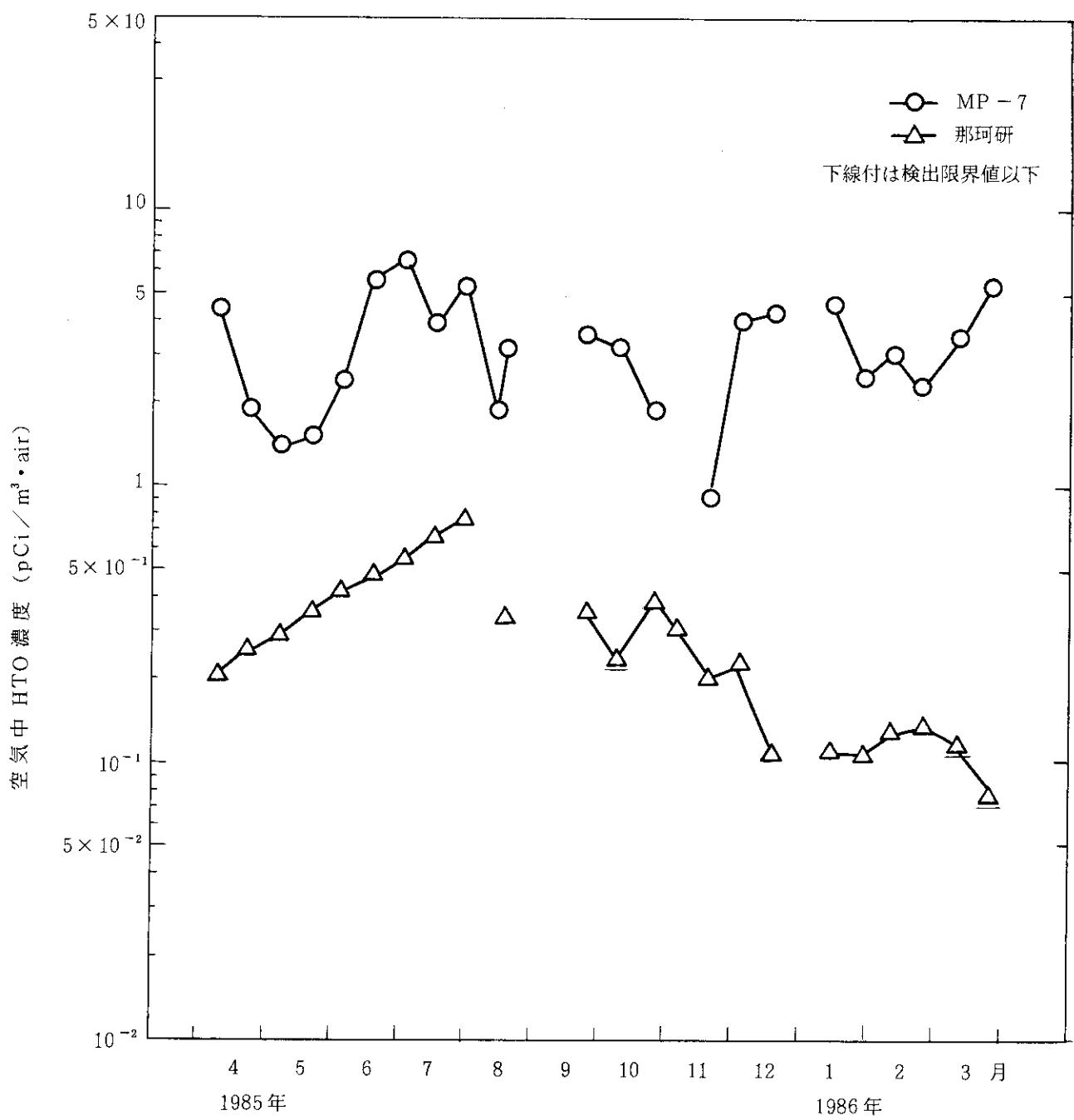


Fig. A. 4.3 - 3 空気中の HTO 濃度

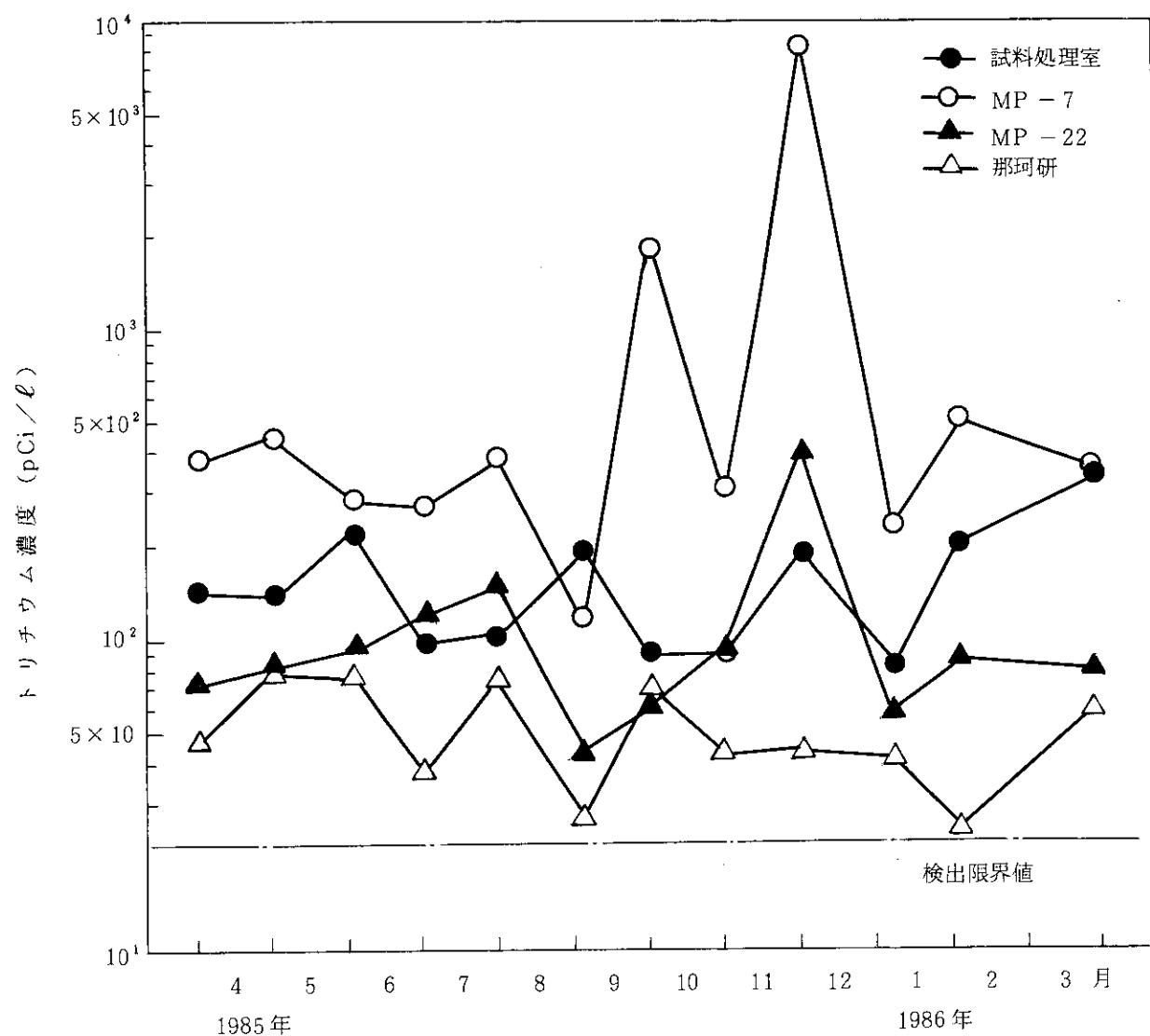


Fig. A. 4.3 - 4 松葉自由水中のトリチウム濃度

A.4.4 排気、排水および環境試料の化学分析

1984 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、原子力施設から排出される気体および液体廃棄物中の ^{89}Sr と ^{90}Sr の放射能濃度を化学分析により測定した。その結果を Table A. 1.3-2 に示す。これら排気、排水中の分析結果は 1984 年度と同様に、 ^{90}Sr は気体廃棄物よりも液体廃棄物の方が多いの施設から検出されており、 ^{89}Sr は一部の施設以外は検出されなかった。また、茨城県環境放射線監視計画に基づいて、海洋試料（海水、海底土、魚）と農産物試料（ホウレン草、精米）中の ^{90}Sr ほか数核種の放射能濃度も化学分析により測定した。その結果を Table A. 4.3-3(a) と Table A. 4.3-3(b) に示した。これら環境試料の分析結果は 1984 年度と同様に、ホウレン草中の ^{90}Sr と海底土中の Pu が検出されたが、異常と認められる値ではなかった。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）

1 A .5 放射線計測器類の管理

A.5.1 概 要

年次計画に基づき、サーベイメータ、各施設の放射線管理用モニタおよび環境放射線監視システムの更新、定期点検および修理等を実施し、稼動率の向上に努めた。

国家標準とトレーサビリティを持つ放射線量の基準を維持するため、電総研において基準線量計および、密封線源等の校正試験を実施した。

1985年度の管理対象モニタの増加はナトリウムプロセス研究棟の新設に伴うものである。

放射線管理用試料の計測については年次計画に基づき滞りなく作業を進めた。

(南 賢太郎)

A.5.2 サーベイメータの校正

東海研究所、高崎研究所、那珂研究所、原子炉研修所およ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。1985年度の点検校正延台数は、サーベイメータ 1,179台、ポケット線量計 612本、アラームメータ 550台であった。また、フィルムバッジ、TLD等の標準照射は 231件であった。サーベイメータ等の校正台数と標準照射の内訳を Table A.5.2-1 および Table A.5.2-2 に示す。

サーベイメータ更新年次計画により、1985年度において老朽化の著しいサーベイメータ 26台を更新した。

JRR-4を用いた¹⁶Nによる高エネルギーγ線照射場の基準測定を実施し、各種校正試験に使用できるようにした。

国家標準とのトレーサビリティを確保するため、照射線量率計 3台、γ線線源 3個、中性子線源 2個の校正試験および線源強度試験を電子技術総合研究所で実施した。

(浅野 芳裕)

Table A.5.2-1 サーベイメータ校正台数

サーベイメータ機種名	現有台数 (東海研)	校正台数
GMサーベイメータ	196	361
電離箱サーベイメータ	145	262
β線表面汚染検査計	170	315
α線表面汚染検査計	75	119
中性子サーベイメータ	17	24
中性子レムカウンタ	13	23
NaIシンチレーションサーベイメータ	7	9
テレテクタ	20	33
ガスフローサーベイメータ	12	20
プラスチックシンチレーションサーベイメータ	15	13
計	670	1,179

Table A.5.2-2 標準照射件数

標準照射件名	件 数
フィルムバッジ	147
TLD	84
計	231
ポケット線量計	612
アラームメータ	550
計	1,162

A.5.3 放射線監視計測器の管理

(1) 環境放射線監視システムの維持管理

放射線管理第1課所管の環境放射線監視システムの定期点検校正を実施した。放射線モニタについては年2回、データ伝送およ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。

1985年度の故障は12件であった。

(2) 施設放射線管理用モニタの維持管理

放射線管理第2課、放射線管理第3課所管のモニタについて年2回定期点検を実施した。

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

γ 線エリアモニタ校正システム、BF₃計数管特性試験装置および時定数自動測定装置を整備し、試験精度の向上、点検業務の効率化を計った。Table A.5.3-1に1985年度に発生したモニタ別の故障統計を示す。

(3) モニタ更新

下記の施設の放射線管理用モニタについて更新を実施した。

JRR-4	γ 線エリアモニタ	6系統
	中性子線エリアモニタ	3系統
	ダストモニタ	2系統
	ガスモニタ	2系統
	水モニタ	1系統
	ハンドフットクロスモニタ	1系統
セラミック特研	ダストモニタ	1系統
	ハンドフットクロスモニタ	1系統
冶金特研	ダストモニタ	1系統
	ガスモニタ	1系統
再処理特研	ダストモニタ	3系統
	移動型ダストモニタ	1系統

(4) 新設建家放射線管理用モニタ

トリチウムプロセス研究棟放射線管理用モニタ（トリチウムモニタ7系統）が完成し、1985年5月共用運転を開始した。

Table A.5.3-1 放射線管理用モニタの故障発生件数
(千田 徹)
(東海研究所、1985年度)

モニタ名称	故障件数(件)	故障率(件/系統)
エリニアモニタ	20	0.10
ダストモニタ	34	0.22
水、ガスモニタ	3	0.07
ハンドフットモニタ	17	0.27
モニタリングポスト	7	0.50
モニタリングステーション	5	0.63
その他	23	-
合 計	109	0.30

A.5.4 放射線管理試料の計測

東海研究所における施設および環境の各種放射線管理試料の測定と評価、および検出器、自動測定解析装置の点検校正を実施した。試料の測定は集中計測システムで実施した。1985年度の測定件数は14,906件、測定時間は延23,101時間であり、1984年度より測定件数が2%、測定時間が31%増加した。測定時間が大幅に増加した要因は、環境中のトリチウム測定試料数が増加したためである。測定件数と測定時間の内訳をFig.A.5.4-1に示す。検出器や自動測定解析装置の故障は40件発生し、延76時間停止した。

検出器の精密校正を γ 線スペクトル測定用ゲルマニウム半導体検出器2台と α 線 β 線計数装置2台について実施した。このほか酸化ウラン標準線源の絶対測定を60個実施した。

(川崎 克也)

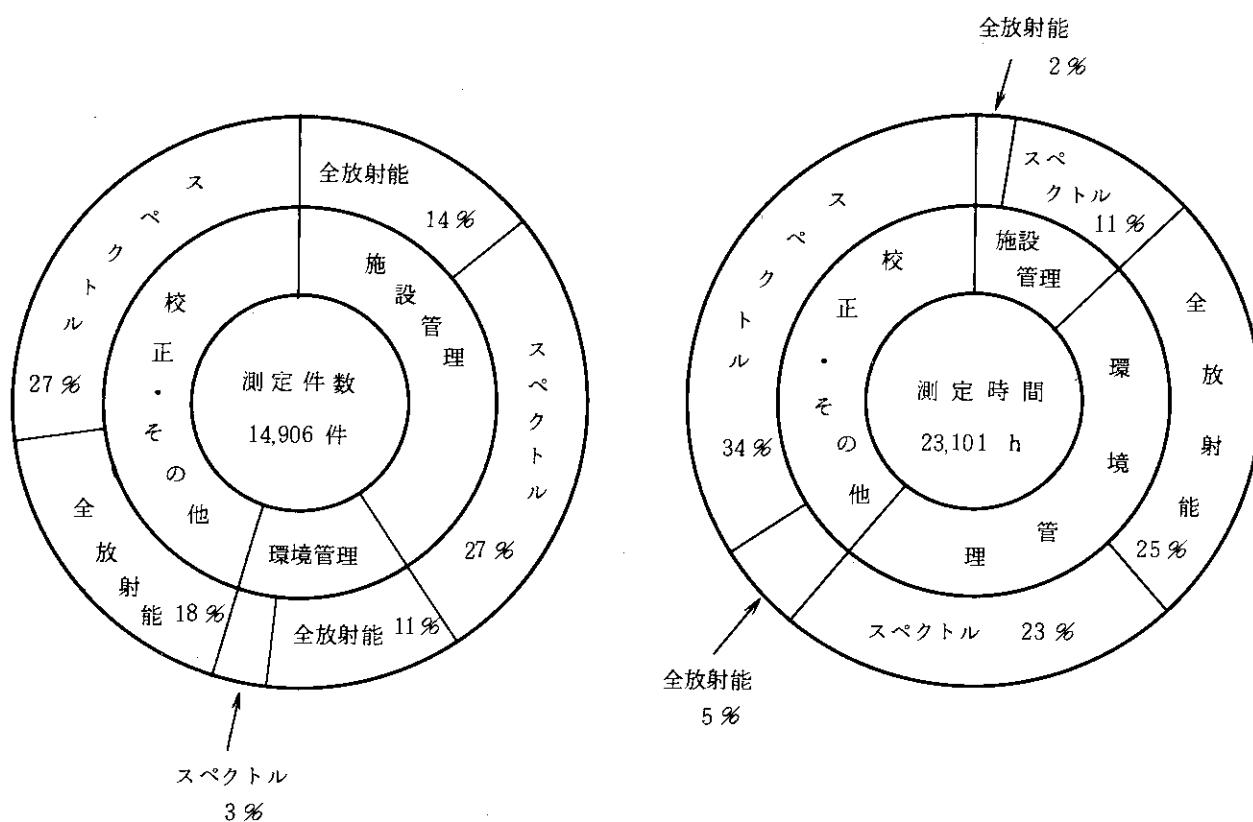


Fig. A.5.4-1 試料測定の内訳

1 A .6 放射性廃棄物の管理および汚染除去

A.6.1 概 要

1985年度において東海研究所の放射性廃棄物処理施設に搬入された廃棄物の量は、研究所内で発生した廃棄物については1984年度と比較して、低レベル液体廃棄物が約7%減少し、中レベル液体廃棄物が約20%増加した。固体廃棄物については、低レベル固体廃棄物が約30%増加し、中・高レベル固体廃棄物が約30%減少した。

所外からの廃棄物の搬入量については、固体廃棄物が若干減少し、液体廃棄物が40%増加した。

放射性廃棄物の処理については、低・中レベル廃棄物処理施設、中・高レベル廃棄物処理施設ともに所定の処理を計画通り実施した。

低レベル液体廃棄物の処理によって生じた濃縮廃液および凝集沈殿スラッジは、セメント固化法により処理を行い、中・高レベル液体廃棄物については、直接あるいは蒸発処理を行った後、アスファルト固化法により処理を行った。また、一部のスラッジ等についてはプラスチック固化法により処理した。その他、燃料工学部再処理研究室のアルミ脱被覆廃液貯槽内沈殿物の溶解廃液の処理を行い、1985年度で完了した。1986年度は同研究室のプロセス廃液の処理を開始する予定である。

低レベル固体廃棄物の処理については焼却処理、圧縮処理を行ったが、その処理量は1984年度とほぼ同じである。中・高レベル固体廃棄物は主として実用燃料試験施設、ホットラボから発生したものである。

保管廃棄量は1984年度と比較して10%増加しているが、これはJRR-3改造工事に伴う特殊異形廃棄物が金属容器等に収納され保管廃棄されたためである。

汚染除去に関しては、機器除染数量および施設除染面積等に若干の変動があるが、ほぼ例年通りの値である。衣料除染は1984年度と比較して約16%増加しており、特にJRR-3改造工事に伴う作業用手袋の数量が大幅に増大している。

廃棄物処理施設の整備については、第2廃棄物処理棟実験室の原子炉施設および核燃料物質使用施設として必要な官庁手続きを終了し、1986年3月に着工した。また、1985年に着工した北地区の低レベル固体廃棄物保管廃棄施設2基については、1986年1月に「使用前検査」および「施設検査」を受け、同年3月から使用を開始した。

(国分 守信、川上 泰)

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

1985 年度における所内およ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 および Table A. 6.2 - 2 に示す。

これによると、所内の搬入量は、低レベル無機廃液 591.6 m^3 、有機廃液 0.22 m^3 、スラッジ 2.76 m^3 、中レベル廃液 153.65 m^3 （有機 0.01 m^3 、スラッジ 0.18 m^3 を含む）、および高レベル廃液 0.07 m^3 、アルファ廃液 0.05 m^3 であった。また、所外の搬入量は、低レベル無機廃液 51.5 m^3 、海水廃液 46.5 m^3 、および中レベル無機廃液 14.95 m^3 であった。

1984 年度の搬入実績と比べると所内分では約 18 m^3 の減少であった。所外廃液については約 40 m^3 の増加であった。廃液の搬入量について過去 3 ケ年の実績をみた場合年平均 860 m^3 で 1985 年度実績とはほぼ同等であった。今後もこの傾向がつづくものと思われる。

(鈴木 正樹)

(b) 固体廃棄物

1985 年度における所内および所外の固体廃棄物の搬入状況をそれぞれ Table A. 6.2 - 1 および Table A. 6.2 - 2 に示す。

これによると所内の搬入量は、低レベル固体廃棄物 $1,105.2 \text{ m}^3$ 、中レベル固体廃棄物 9.1 m^3 、高レベル固体廃棄物 8.67 m^3 、アルファ固体廃棄物 3.1 m^3 であった。また、所外の搬入量は、低レベル固体廃棄物 546 m^3 、中レベル固体廃棄物 10 m^3 、高レベル固体廃棄物 0.18 m^3 、アルファ固体廃棄物 5.1 m^3 であった。

1984 年度の搬入実績と比べると所内では 238.6 m^3 増加した。これは JRR-3 の改造工事によるものである。また所外については 37 m^3 減少した。

(鈴木 正樹)

(2) 廃棄物の処理

(a) 液体廃棄物

(i) 低・中レベル液体廃棄物

1985 年度の低レベル液体廃棄物および中レベル液体廃棄物の処理量と処理装置の稼働日数を Table A. 6.2 - 3 に示す。1984 年度の処理量と比較して、処理量が 158.7 m^3 減少したのは、1983 年度蒸発処理装置の整備工事があり、1984 年度に 207 m^3 繰越したが、1985 年度は 1984 年度からの繰越し量が少なかったためである。

(水本 実)

(ii) 中・高レベル液体廃棄物の処理

1985 年度における中・高レベル液体廃棄物の処理量および処理装置の稼働日数を Table A. 6.2 - 3 に示す。

中・高レベル液体廃棄物の発生元は主として燃料試験施設とホットラボ施設であり、これらのすべてを蒸発処理し、生成した濃縮液はアスファルト固化を行った。

また、所外の中レベル液体廃棄物 3 m^3 の処理を行った。

(長岡 幸男)

(b) 固体廃棄物

(i) 低・中レベル固体廃棄物

1985 年度の固体廃棄物処理量および処理装置の稼動日数を Table A. 6.2-4 に示す。圧縮処理装置によって不燃性廃棄物と排気フィルタを約 624 m^3 (129 トン) 処理し、また、焼却処理装置によって可燃性廃棄物と排気フィルタ(木枠) 約 674 m^3 (86 トン)、有機廃液約 0.2 m^3 を処理した。これらの処理に伴って発生した処理済廃棄物は、圧縮体 (200 ℥ ドラム罐) が 786 本、焼却灰 (100 ℥ ドラム罐) が 47 本であり、減容比は圧縮処理において約 $1/4$ 、焼却処理において約 $1/140$ であった。なお、1985 年度は圧縮処理建家の補修と焼却処理装置燃料系を対象とした点検補修を行った。

(大塚 保)

(ii) 中・高レベル固体廃棄物

1985 年度における中・高レベル固体廃棄物は、主に実用燃料試験施設、ホットラボ施設および WASTEF で発生したものであり、その処理量を Table A. 6.2-4 に示す。

中・高レベル固体廃棄物の内容物は、各施設セル内の除染などに使用したプラスチックシート、紙ウェス、布ウェス、アルミニウムなどの圧縮性廃棄物および、アクリル研磨板、バーミキュライト、石膏による固化物などの非圧縮性廃棄物である。

圧縮性廃棄物は、圧縮処理を行った後、金属容器に封入処理した。非圧縮性廃棄物については、直接、金属容器に封入した。その結果、受入量 8.28 m^3 に対して封入容器 2.84 m^3 となり総合減容比は約 $1/3$ であった。それぞれの封入容器は、コンクリート内張ドラム罐またはコンクリートブロックに埋込み、多重パッケージとした。

現行の封入容器に封入した廃棄物はすべて減衰を待たずに固化容器に固化し、最終パッケージとして保管している。この方式では、固化容器の遮蔽効果が保管年数との関係で過大となるケースがでてくる。短半減期の廃棄物は最終的なパッケージ化を行わず既存の施設を利用するこことによって、放射能減衰を待って固化する方式を取り入れた。このため、固化処理装置の封入容器昇降装置およびコンベアの改修を行った。

(讃井 賢造)

(c) 固化

(i) セメント固化

1985 年度にセメント固化した対象廃棄物量および、それにより生じたパッケージ数を Table A. 6.2-5 に示す。セメント固化したものの大半は、均一固化体として海洋処分用パッケージの製作指針に適合する様に作製した。その他のセメント固化体は、200 ℥ ドラム罐で固化したものである。全パッケージの発生数は、1984 年度に比べて、ほぼ同数となっている。

(水本 実)

(ii) アスファルト固化

1985 年度にアスファルト固化処理した廃棄物は、中・高レベル蒸発処理装置の濃縮液と燃料工学部再処理研究室からのアルミ脱被覆廃液貯槽内沈殿物の溶解廃液であり、その処理量およびパッケージ発生量を Table A. 6.2-5 に示す。

アルミ沈殿物溶解廃液の処理は全て終了し、貯槽内洗浄廃液を残すだけとなった。また、再処理研究室のプロセス廃液のアスファルト固化試験を実験室規模で開始した。

(丸山 亨)

(iii) プラスチック固化

1985 年度におけるプラスチック固化した廃棄物は、主に有機物を含んだ特殊スラッジである。処理量およびパッケージ発生量を Table A. 6.2-5 に示す。

(長岡 幸男)

(3) 保管廃棄

1985 年度に保管廃棄した低、中および高レベル保管体、その他アルファ保管体を Table A. 6.2-6 に示す。1985 年度の保管廃棄全数量は約 557 m^3 で、1984 年度に比べ約 60 m^3 増加した。これは JRR-3 の改造工事により特殊異形廃棄物が金属容器等に収納され保管廃棄されたためであり、今後も JRR-3 の改造工事が継続されるので保管体の廃棄数量も増大すると思われる。

(鈴木 正樹)

Table A. 6.2 - 1 所内廃棄物の搬入量

(東海研究所, 1985年度)

廃棄物区分 (m ³)	固 体				液 体				α 低, 高 レベル					
	β • γ		α		β • γ		α							
	低レベル 可燃物	不燃物 圧縮	高レベル フィルタ	中レベル 非圧縮	低レベル 無機	有機	スラッジ	* 中レベル						
合計	537.36	149.16	148.43	270.26	9.1	8.67	3.1	-	591.59	0.22	2.76	153.65	0.07	0.05

* 中レベル廃液中には、無機、有機、スラッジ等が含まれている。

Table A. 6.2 - 2 所内廃棄物の搬入量

(東海研究所, 1985年度)

事業所名 核管センター	固 体				液 体				β • γ 低レベル 機 無 機 中レベル	
	β • γ		α		β • γ		α			
	低レベル 可燃物	不燃物 圧縮	高レベル フィルタ	中レベル 非圧縮	低レベル 高レベル 無機	高レベル 海水	中レベル 海水	中レベル 機 無 機		
R I 協会	129.2	295.9	59.08	40.2	10.0	0.18	5.1		14.95	
放 医 研	3.2	2.4	4.28					51.5	46.5	
東 京 大 学	2.6	0.4	2.05							
三 豊 重 工	2.4	0.4	1.78							
合 計	138.68	299.84	67.19	40.2	10.0	0.18	5.1	51.5	46.5	
									14.95	

(単位: m³)

Table A. 6.2 - 3 液体廃棄物の処理実績

(東海研究所, 1985 年度)

施設区分	レベル区分	稼動日数区分	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	凝集沈殿処理	備考
			性状区分	日数区分					
(β,r)	所内	低レベル	無機	80 (5)*	613.0	—	58.0	—	
	中レベル	無機	—		—	1.6	141.5	—	
	小計				613.0	1.6	199.5	—	
(β,r)	所外	低レベル	海水	—	—	—	—	46.5	放医研
		無機	36.5		36.5	—	—	—	日本アイソトープ協会, 放医研
	中レベル	無機	—		—	—	3.0	—	日本アイソトープ協会
		小計			36.5	—	3.0	46.5	
		合計			649.5	1.6	202.5	46.5	

* () 内は所外分の稼動日数 (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, 1985 年度)

施設区分	レベル区分	性状区分	稼動日数区分	処理装置		低・中レベル焼却処理*1	低・中レベル圧縮処理	中・高レベル圧縮処理
				性状区分	稼動日数区分			
(β,r)	所内	低レベル	可燃物	177 (34)*3		497.26		
			不燃物			159.18		
			フィルタ	35.0		97.69		
	中レベル	可燃物	3.09					
		雑固体					1.23	
	高レベル	雑固体					7.05 (0.09)*2	
		小計		535.35		256.87	8.28 (0.09)*2	
(β,r)	所外	低レベル	可燃物	138.68				
			不燃物			299.84		
			フィルタ			67.19		
	小計			138.68		367.03		
		合計		674.03		623.90	8.28 (0.09)*2	

* 1 表中には有機廃液 0.2 m³ (所内) の焼却処理は含まない。(単位: m³)

* 2 () 内は直接容器封入

* 3 () 内は所外分の稼動日数

Table A. 6. 2 - 5 固化処理実績

(東海研究所, 1985年度)

固化方法 稼動日数 処理量 固化対象物	セメント均一固化		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	
	15		17		46		3	
	処理量 (m ³)	パッケージ数 (本)						
蒸発濃縮液	10.56	88	1.184	14	3.6	6	—	—
沈澱物	4.08	34	3.36	37	—	—	—	—
アルミ脱被覆廃液	—	—	—	—	2.5	26	—	—
特殊スラッジ他	—	—	—	—	—	—	0.11	4
合 計	14.64	122	4.544	51	6.1	32	0.11	4

Table A. 6. 2 - 6 保管廃棄数量

区分	保管体名	保管廃棄数量 (m ³)	放射能量 (mCi)
$\beta + \gamma$	低レベル保管体 *1	2,307 本 (351.8)	1.17×10^5
	低レベル異形保管体	110 個 (164.96)	1.02×10^5
	中レベル保管体 *2	85 個 (28.93)	1.8×10^5
	高レベル保管体	11 個 (1.51)	4.0×10^4
α	低, 高レベル保管体	26 個 (9.5)	3.76×10^3

* 1 200 ℥ ドラム罐 1,480 本, 100 ℥ ドラム罐 23 本, 50 ℥ ドラム罐 790 本, コンクリートブロック体 14 個を含む。

* 2 コンクリートブロック体 10 個を含む。

A.6.3 汚染除去

(1) 機器除染

1985 年度における機器除染の状況を Table A. 6.3 - 1 に示す。これによると、処理件数および処理数量とも 1984 年度とほぼ同数であった。これを施設別の処理件数でみると、原子炉施設 81 %, 廃棄物処理施設 15 %, RI 使用施設およびその他の施設 4 % であった。また、これら汚染機器の再利用と廃棄との割合は、ほぼ 7 : 3 であった。

次に、物品の不用決定に伴う除染可否判定の対象となった装置および備品などは、合計 82 件あり、その内訳は除染可能なものが 15 件 (18 %), 除染不可能なものが 67 件 (82 %) であった。

(森下 悟)

(2) 衣料除染

1985 年度は、5 品目について除染（洗濯）を行った。その処理状況を Table A. 6.3 - 2 に示す。1984 年度と比較すると 16 % 増加した。これは、1985 年度 9 月から始まった JRR-3 の改修工事によるものと、各課室からの僅かづつの増加によるものである。

除染した衣料のうち除染不能で廃棄したものは 4 着、また、除染不完全で一時保管したものは黄色実験衣 1 着、特殊作業衣 1 着であった。この結果、返還率は 99.99 % となった。

(小松 茂)

(3) 施設除染

1985 年度に実施した施設除染処理状況を Table A. 6.3 - 3 に示す。施設別の除染依頼比率は、ホットラボ 68 %, JRR-3 が 16 % でこの 2 施設が大部分を占め、モックアップ建家、第 2 廃棄物処理棟、汚染除去場は各々 5 % となっている。これを除染面積で比較するとセルおよびケーブ 13 件 (48 %), JRR-3 炉室におけるキャスクの除染 3 件 (40 %), ピットおよびポンド 2 件 (7 %), 実験室 (5 %) となっている。

1984 年度と比較し、依頼件数は 30 %, 除染面積は 10 % といずれも減少した。

(守 勝治)

Table A. 6. 3 - 1 機器除染処理状況

(東海研究所, 1985 年度)

管理期間	主要機器名	処理件数 (件)	処理数量 (個)
第1四半期	燃料収納管(120本), C/F エレメント(60本), フィルタキャスク, 実験カプセル(2体), キャスク用燃料バスケット, その他	9	359
第2四半期	実験カプセル(3体), 燃料収納管(40本), キャスクインナキャッソ, キャスク運搬装置, キャスク運搬車, 横型キャスク, A型キャスク, コンテナ移動台, コンテナ収納容器, 台車(3台), 鉛ガラス, その他	16	287
第3四半期	実験カプセル(6体), C/F エレメント(20本), 照射時間装置, X線管球, 廃材キャスク, 遮蔽体, 鉛容器, その他	12	378
第4四半期	実験カプセル(6体), C/F エレメント(20本), ミキサ, 油分離機用フィルタカートリッジ, その他	8	168
年度合計	_____	45	1,192

Table A. 6. 3 - 2 衣料除染処理状況

(東海研究所, 1985 年度)

品名	黄色実験衣 (着)	特殊作業衣 (着)	特殊作業用帽子 (枚)	作業用手袋 (双)	管理区域内靴下 (足)	合 計 (点)
除染	12,253	39,009	51,276	3,404	80,421	186,363
廃棄	0	4	0	0	0	4

Table A. 6. 3 - 3 施設除染処理状況

(東海研究所, 1985 年度)

作業場所	処理件数	除染面積 (m ²)	作業人員 (人)	作業日数 (日)
ホットラボセルおよびケーブ等	13	714	305	38
JRR-3 炉室およびSF室	3	640	150	15
モックアップ建家	1	65	15	3
第2廃棄物処理棟セル	1	130	66	6
汚染除去場廃液ポンド(3基)	1	70	26	3
合 計	19	1,619	562	65

A. 6.4 廃棄物処理施設の整備

(1) 低レベル保管廃棄施設の増設

低レベル保管廃棄施設は、同型式の保管廃棄施設の保管能力が不足してきたため、北地区に2基増設した。本施設は、主としてJRR-3の改造に伴って発生する低レベル廃棄物を保管廃棄するもので、地下ピット型式（保管容量 2,500 m³ × 2 基）である。原子炉等規制法に基づく「設置変更申請」を1984年12月に、「設計及び工事の方法」の認可申請を1985年6月に行った。また、「使用前検査」および「施設検査」を1986年1月（完成検査）に受け、同年3月から使用開始した。

（服部洋司良）

(2) 第2廃棄物処理棟実験室の増設

中・高レベル放射性廃棄物の発生元および性状の多様化に対応するため、処理の確証試験、化学分析等を実施する実験室を増設する。1985年度においては原子炉施設および核燃料物質使用施設として必要な許認可を取得するとともに1986年3月に着工した。

増設実験室は床面積 60 m² の鉄筋コンクリート造とし、連絡通路を設けて第2廃棄物処理棟に接続するとともに、フード3台、流し1台を設置し、この給排気、排水についても第2廃棄物処理棟の給排気、排水設備に接続して一括管理する。

増設工事は、1986年7月末に竣工し、使用前検査の受検、保安規定の改正等を経て1986年9月から増設実験室の使用を開始する予定である。

（志垣 康展）

1 B 高崎研究所

1 B.1 放射線管理

B.1.1 概要

1985年度は、前年度と同様に放射線管理上特記するような被曝はなかった。

線量計着用の励行および確認の強化を図るため、管理区域に入る際には、入口に備え付けた個人被曝線量計記録簿に着用確認の記録を行うよう周知し、励行させた。

密封⁶⁰Co線源の使用数量変更に係る官庁許可申請を行い許可を受けた。コバルト第1棟の改修については1984年度に引き続き工事を実施した。

放射線施設の放射線線量率測定、構内敷地境界における環境放射線モニタリングおよび一般排水モニタリングにおいても異常は認められなかった。

⁶⁰Co線源の減衰補充のための搬出入を行ったが放射線管理上の問題はなかった。

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

(星 龍夫)

B.1.2 個人被曝線量の管理

1985年度のフィルムバッジ(FB)による外部被曝線量の測定を定期に4回行ったが、FB着用者で検出限界値を超えて被曝した者はなかった。

放射線施設の共同利用者、工事業者等の所外からの管理区域一時立入者は年間826名であり、そのつど熱ルミネセンス線量計(TLD)を着用させ測定したが検出限界値を超えて被曝した者はなかった。

(綿貫 孝司)

B.1.3 施設の放射線管理

研究計画の終了によって不用となった密封⁹⁰Sr線源18Ciは、RI棟線源貯蔵庫において保管中であったが1986年2月に廃棄処分とした。コバルト第1照射棟は1984年度から継続して改修工事中である。

照射用⁶⁰Co線源については、12月に減衰補充用としてペンシル型密封線源24個計97,272Ciが搬入されたが、放射線管理上の問題はなかった。

RI使用施設および放射線発生装置等の放射線障害予防規定に基づく自主検査を各施設とも実施したが、異常は認められなかった。1986年3月末現在の高崎研究所で所有する放射性同位元素の種類および数量をTable B.1.3-1に、放射線発生装置等の種類と性能をTable B.1.3-2に示す。

(1) 照射線量率の測定

R I 使用施設、放射線発生装置などの全ての放射線施設の人の立ち入る場所において定期的に放射線量率の測定を行ったが、ほとんどバックグラウンドレベルであった。

構内の敷地境界南北の 2 点に設置されているモニタリングポストにおける環境放射線量率は $6.6 \sim 11.3 \mu\text{R}/\text{h}$ であった。Table B.1.3-3 に月平均値と月間最大値を示す。敷地境界の東西南北に設置した TLD による積算線量モニタリングの結果についても異常は認められなかった。

(2) 施設点検および変更許可申請

R I 使用施設、放射線発生装置などの全ての施設について、放射線安全インターロック機能および表示、警報系に重点において、点検、検査を所管部課室にて実施したが、特に問題点はなかった。

放射線障害防止法令に基づく許可使用に係る変更許可申請は、次の 1 件であったが、申請のとおり許可された。

① 密封コバルト線源の数量変更

「60 安（放安）第 5025 号（昭和 61 年 1 月 23 日付）」

（綿貫 孝司）

Table B. 1.3 - 1 放射性同位元素の種類および数量

(高崎研究所, 1986年3月31日現在)

施 設 名	貯 藏 能 力 又 は 1 日最大使用数量	核種および現有数量	備 考
コバルト第1照射棟	^{60}Co 500,000 Ci	— Ci []	改修中
コバルト第2照射棟	^{60}Co 500,000 Ci	474,962 Ci [249 Ci × 120 個 2,537 Ci × 20 " " 2,984 Ci × 34 " 3,477 Ci × 26 " 3,851 Ci × 12 " 3,905 Ci × 24 " 4,468 Ci × 14 "]	
コバルト第2照射棟 線源貯蔵施設	^{60}Co 1,500,000 Ci	60,905 Ci	
食品照射ガンマ一線 照射棟	^{60}Co 400,000 Ci	358,347 Ci [977 Ci × 39 個 1,070 Ci × 21 " 1,223 Ci × 44 " 1,500 Ci × 20 " 2,170 Ci × 18 " 4,886 Ci × 15 " 3,629 Ci × 28 "]	
RI工学照射棟第1照射室	^{60}Co 8,000 Ci	950 Ci	固定式照射装置
" 第2照射室	^{60}Co 28 Ci	22 Ci	固定式照射装置
RI工学照射棟線源貯蔵室	^{60}Cs 5,000 Ci ^{60}Co 50 Ci	2,996 Ci — Ci	
コバルト第1照射棟 RI小線源貯蔵室	^{60}Co 10 Ci ^{60}Co 換算 200 Ci ^{60}Co 換算 200 Ci	(10 Ci) ^{60}Co 70 Ci ^{137}Cs 90 Ci ^{60}Co 4.8 mCi ^{60}Co 1.2 mCi ^{60}Co 1.1 mCi ^{226}Ra 2 mCi	可搬式照射装置
RI工学試験棟線源貯蔵庫	^{90}Sr 120 Ci	— Ci	1986, 2 廃棄処分

Table B. 1.3 - 2 放射線発生装置等の種類と性能

(高崎研究所, 1986年3月31日現在)

施設名称	種類および性能	台数	
1号加速器	コッククロフト・ワルトン型加速器 2 MeV, 30 mA	1	
2号加速器	コッククロフト・ワルトン型加速器 3 MeV, 25 mA	1	
3号加速器	照射用大出力X線発生装置 200 KVp, 1,000 mA	1	放障防法適用外
低エネルギー電子加速器	変圧器型電子加速装置 300 KV, 100 mA	1	"
研究棟 ESR 室	X線発生装置 50 KVp, 50 mA	1	"
研究棟 X 線回折室	X線回折装置 60 KVp, 50 mA	1	"
	X線回折装置 60 KVp, 80 mA	1	"
	X線回折装置 60 KVp, 200 mA	1	"

Table B. 1.3 - 3 モニタリングポストにおける放射
線量率の月平均値と月間最大値

(高崎研究所, 1985年度)

年 月	平均 値		最 大 値	
	(μ R/h)		(μ R/h)	
	南	北	南	北
1985, 4	7.4	6.7	9.1	8.4
5	7.4	6.7	8.7	8.4
6	7.3	6.6	9.2	9.0
7	7.3	6.7	10.5	9.7
8	7.2	6.7	7.7	7.0
9	7.3	6.7	9.1	9.6
10	7.3	6.6	10.3	11.3
11	7.3	6.7	10.7	11.0
12	7.3	6.7	9.6	9.1
1986, 1	7.3	6.8	7.8	7.7
2	7.2	6.8	9.8	9.7
3	7.1	6.8	9.6	9.5

B.1.4 放射線計測器の管理

放射線施設に付帯するエリアモニタ類の定期点検、校正等は所管部課室において実施したが放射線管理上特記するような故障等はなかった。

サーベイメータの校正は東海研線量計測課に依頼してG M管式49台、電離箱式24台、シンチレーション式3台および遠隔サーベイメータ（テレテクタ）3台について実施した。環境放射線モニタリングポスト、排水モニタおよびTLD測定装置についても²²⁶Ra線源を用いて校正を行い、精度の維持につとめた。

（綿貫 孝司）

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各施設の区域放射線管理、個人被曝管理、環境放射線監視および放射線管理用機器の管理の定常業務を1984年度に引き続いて滞りなく実施した。

区域放射線管理については、JMTR第69～73サイクルの運転をはじめ、所内各施設の放射線作業に伴う放射線管理を実施した。また、年次計画に基づいて進めている放射線モニタの更新は、JMTR炉室外のモニタについて行った。

1985年度に各施設から放出された気体およ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、年間放出量に基づいて算出した周辺環境における被曝線量は、放射性希ガスによる全身被曝線量が年間最大 1.1×10^{-1} mrem (JMTRの南西方位の周辺監視区域境界)、液体廃棄物中の主要核種による全身被曝線量が年間 1.7×10^{-2} mrem であって、原子炉施設保安規定に定められた線量目標値年間5 mremを十分下回った。

環境放射線監視に関しては、環境の空間線量率、各種環境試料中の放射能濃度の測定、気象観測等定常の環境放射線モニタリングを実施した。1985年度における環境放射線測定の結果、周辺環境に異常は認められなかった。

放射線作業者の個人被曝については、全身被曝および局部被曝ともに保安規定等に定められた管理基準値を超える被曝はなかった。1985年度における従事者等の外部全身被曝の平均値は0.010 remであり、内部被曝は被検者全員が検出限界未満であった。また、従事者等(880名)の集団被曝線量は9.07人・レムであった。

(岸田 昌美)

放射性廃棄物の処理については、所内および所外(動燃事業団、東北大金材研および日本核燃料開発)からの液体廃棄物約4,800 m³および固体廃棄物約480 m³の処理を実施し、200ℓドラム罐型パッケージ664本、コンクリートブロック型パッケージ29個およびステンレス罐封入α保管体91個の保管廃棄を行った。また、放射性汚染除去については、衣料除染、機器除染および施設除染の定常業務を滞りなく実施した。

1985年度は、動燃事業団と協同でβ・γ焼却装置の更新に着手し、装置および建家の基本設計、建設予定地の地盤調査等を行い、所内安全審査を経て原子炉等規制法に基づく設置変更のための官庁手続を開始した。また、装置本体の仕様作成、メーカー選定等を実施し、発注手続を行った。このほか、除染設備更新計画の一環として超音波除染装置、管内洗浄装置等の更新整備を実施するとともに、廃棄物管理用コード整備計画の一環として液体廃棄物処理の帳票管理コードの作成を行った。

動燃事業団との関係では、廃棄物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、年間計画の策定等を行うとともに、両事業所

の担当者間の定期的な連絡会議等により、大洗地区における廃棄物管理の円滑な運営を図った。

(押野 昌夫)

C.1.2 管理区域

1985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および放射線障害予防規定に基づき設定されている管理区域（一時的に設定されたものを除く）の変更はなかった。

1985年度中に一時的に管理区域として設定された件数は、第1種管理区域は15件、第2種管理区域は22件であった。その主な作業内容による設定状況をTable C.1.2-1に示す。

(上島 正好)

Table C.1.2-1 一時的な管理区域の設定状況

(大洗研究所、1985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	13
排水設備の保守点検作業（改修工事等）	〃	2
JMTR新燃料および照射燃料キャップセルの搬入	第2種管理区域	19
放射線測定器の校正および非破壊検査	〃	3

C.1.3 排気および排水の管理データ

(1) 排出放射性塵埃およびガス

1985年度に各施設から排出された放射性塵埃およびガスの年間平均濃度ならびに年間排出放射能をTable C.1.3-1に示す。JMTRの第69サイクルから第73サイクルの運転に伴って⁴¹Arが放出された。ホットラボでは照射キャップセル解体作業に伴い⁴¹Ar、³²P、¹²⁴Sbおよび¹²⁵Sbが、低濃縮燃料試料の切断時に⁸⁵Krが放出された。また放射性廃棄物処理場のβ・γ焼却装置において、低レベル廃棄物処理時に³⁵Sが放出された。いずれの施設においても保安規定、放射線障害予防規定に定められた基準値を超える排出はなかった。

(望月 民三)

(2) 排出放射性廃液

1985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、排水溝へ排出された放射能と廃液量、ならびに排水溝における1日および3カ月平均濃度の最大値と年間排出放射能をTable C.1.3-2に示す。

廃棄物処理場へ処理のために送水された廃液の放射能はβ、γ(³Hを除く、以下同様とする)で1.6 Ci、廃液量は 5.2×10^3 m³であった。これらは、1984年度に比べ、放射能はβ・γで23%増に、廃液量は11%増となっている。この廃液中に含まれる核種は、³H、²⁴N、⁶⁰C_oおよび¹³⁷C_sが支配的であり、その他の核種は、²²N_a、⁵¹C_r、⁵⁴Mn、⁵⁸C_oなどであった。

排水溝へ排出された廃液の放射能は、α：79 μCi、β、γ：3.0 mCi、³H：9.7 Ciで、廃液量は 5.5×10^3 m³であった。これらは、1984年度よりも放射能については、α 5%減、β、γ

114 %増, ${}^3\text{H}$ 21 %増で, 廃液量は6 %増となっている。

排水溝における1日平均濃度の最大値は, $3.1 \times 10^{-9} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ であり, 法令および規定等に定められた排水基準値以下であった。また, 年間排出放射能の管理目標値に対する割合は Table C. 1.3-3 に示す通り, いずれも十分に低い値であった。

(秋山 勇)

Table C. 1.3 - 1 排出塵埃・ガスの放射能濃度および放射能

(大洗研究所, 1985 年度)

項目 施設名	排出塵埃			排出ガス		
	年間平均濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	年間排出放射能 (μCi)	主な核種	年間平均濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	年間排出放射能 (Ci)	主な核種
JMTR (炉 室)	$<1.0 \times 10^{-14}$	0	—	1.4×10^{-6}	1.2×10^3	^{41}Ar
	$<1.0 \times 10^{-13}$	0	^{131}I	6.6×10^{-10}	5.8×10^{-1}	^3H
	$<1.0 \times 10^{-12}$	0	—			
ホットラボ	$\alpha: <6.0 \times 10^{-15}$	0	—			
	$<2.9 \times 10^{-14}$	6.5	^{32}P $^{124}\text{Sb}, ^{125}\text{Sb}$	$<2.0 \times 10^{-7}$	4.5×10^{-2}	$^{41}\text{Ar}, ^{85}\text{Kr}$
廃棄物処理場						
(低レベル $\beta\gamma$ 固体処理棟 I)	$<1.0 \times 10^{-13}$	0	—			
(低レベル $\beta\gamma$ 固体処理棟 II)	$<1.0 \times 10^{-13}$	0	—			
($\beta\gamma$ 焼却装置)	$<1.0 \times 10^{-13}$	2.3×10^{-1}	^{35}S			
(高レベル $\beta\gamma$ 固体処理棟)	$<1.0 \times 10^{-13}$	0	—			
(α 固体処理棟)	$\alpha: <4.5 \times 10^{-15}$ $<3.3 \times 10^{-14}$	0	—			
(廃液処理棟)	$<1.0 \times 10^{-13}$	0	—			
(管理機械棟)	$<1.0 \times 10^{-13}$	0	—			
(除染施設)	$<1.0 \times 10^{-13}$	0	—			
RI利用開発棟						
(R I 棟)	$<1.5 \times 10^{-13}$	0	—			
(F P 棟)	$<1.5 \times 10^{-13}$	0	—			
安全管理制度	$<1.5 \times 10^{-13}$	0	—			
燃料研究棟	$\alpha: <3.0 \times 10^{-15}$	0	—			

(注 1) α の記号のないものは、 β , γ 放射能。

(注 2) 年間平均濃度および年間排出放射能は次のように算出した。

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

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

Table C. 1.3 - 2 廃棄物処理場および排水溝へ排出した放射能・廃液量と排水溝における平均濃度・排出放射能
(大洗研究所, 1985 年度)

施設名	項目	廃棄物処理場へ排出		排水溝へ排出		排水溝の平均濃度および排出放射能	
		放射能 (mCi)	廃液量 (m ³)	放射能 (mCi)	廃液量 (m ³)	排出施設 最大値 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	年間平均濃度 度の最大値 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)
J M T R ホットラボ	R	1.3 × 10 ³	3.1 × 10 ³	0	0	-	α 4.0 × 10 ⁻²
RI 利用開発棟	R	2.1 × 10 ¹	4.2 × 10 ²	-	-	原	r 2.7 × 10 ⁰
安全管理棟	R	1.3 × 10 ⁻²	1.2 × 10 ¹	0	0	α 4.3 × 10 ⁻¹¹	[⁶⁰ Co] 1.8 × 10 ⁰
廃棄物処理場	R	4.1 × 10 ⁻¹	4.5 × 10 ¹	0	0	r 3.1 × 10 ⁻⁹	[¹³⁷ Cs] 6.6 × 10 ⁻¹
燃料研究棟	R	1.8 × 10 ¹	1.1 × 10 ³	0	0	³ H 2.4 × 10 ⁻⁴	[⁵⁸ Co] 1.3 × 10 ⁻¹
排水監視ボンド	R	3.3 × 10 ⁻²	1.1 × 10 ²	0	0	² H 1.4 × 10 ⁻⁵	[²² Na] 6.2 × 10 ⁻²
排水監視ボンド	R	-	-	α 4.0 × 10 ⁻²	-	-	-
動燃大洗	R	2.3 × 10 ²	3.8 × 10 ²	α 3.9 × 10 ⁻²	4.6 × 10 ²	動	α 3.9 × 10 ⁻²
東北大金材研	R	1.2 × 10 ⁻²	1.0 × 10 ¹	β 2.1 × 10 ⁻²	-	$\alpha < 1.0 \times 10^{-7}$	$\beta < 5.0 \times 10^{-8}$
日本核燃料	R	1.3 × 10 ⁻¹	5.2 × 10 ¹	-	-	燃	$\beta < 5.0 \times 10^{-8}$
合計	R	1.6 × 10 ³	5.2 × 10 ³	α 7.9 × 10 ⁻²	5.5 × 10 ³	-	α 7.9 × 10 ⁻²
							β, r 3.0 × 10 ⁰
							³ H 9.7 × 10 ³

注1 核種記号および α 等の記号のないものは、³Hを除く β または r 核種の値である。

注2 平均濃度および排出放射能は次のように算出した。

排出放射能：検出限界濃度未満の廃液は、検出限界濃度に相当する放射能が排出されたものとして集計した。
平均濃度：排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。

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, 1985 年度)

核 種		放出管理目標値 (Ci／年)	排出放射能 (Ci／年)	排出放射能 放出管理目標値
以外の 核 種	総 量	6.0×10^{-2}	3.0×10^{-3}	5.0×10^{-2}
	^{60}Co	6.0×10^{-3}	1.8×10^{-3}	3.0×10^{-1}
	^{137}Cs	4.8×10^{-2}	6.6×10^{-4}	1.4×10^{-2}
^3H		1.0×10^2	9.7	9.7×10^{-2}

C.1.4 放射性廃棄物の保管廃棄量

1985 年度における廃棄物パッケージ等の保管廃棄量を Table C. 1.4 - 1 に示す。これらの保管廃棄量を 1984 年度と比較すると、200 ℥ ドラム罐型パッケージおよび高レベル α 保管体はほぼ同程度であり、コンクリートブロック型パッケージは約 30 % 減少した。コンクリートブロック型パッケージの減少は、高レベル β ・ γ 固体廃棄物の搬入量および処理量が減少したことによる。

(佐藤 元昭)

Table C. 1.4 - 1 放射性廃棄物の保管廃棄量

(大洗研究所, 1985 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	4815.06 m ³	200 ℥ ドラム 罐型 パッケージ	56 本 (11.2m ³)	
	β ・ γ 中レベル	7.38 m ³		425 本 (85.0m ³)	
	β ・ γ 有 機	0.192 m ³		152 本 (30.4m ³)	
	ス ラ ッ ジ	4.57 m ³		31 本 (6.2m ³)	
固 体 廃 棄 物	β ・ γ 低レベル可燃	165.86 m ³	コンクリート ブロック型 パッケージ	10 個 (18.0m ³)	
	β ・ γ 低レベル不燃	265.095 m ³		19 個 (19.0m ³)	
	α 低レベル可燃	0.40 m ³		S キャン 50 個 (3.00m ³)	
	α 低レベル不燃	34.210 m ³	高レベル α 保 管 体	L キャン 29 個 (4.35m ³)	
	β ・ γ 高レベル	1.830 m ³		その他 キャン 12 個 (0.48m ³)	
α 高 レ ベ ル	7.83 m ³			91 個 (7.83m ³)	密封措置の 上, 保管

C.1.5. 環境における放射性希ガスおよび液体廃棄物による被曝線量

原子炉施設保安規定に基づき、1985年度に放出された放射性希ガスおよび液体廃棄物による周辺監視区域外における全身被曝線量を算出した。

JMTR原子炉施設から放出された放射性希ガスによる全身被曝線量を算出した結果、被曝線量が最大となった位置はJMTR南西方位の周辺監視区域境界であり、その値は 1.1×10^{-1} mremであった。放射性希ガスによる全身被曝線量をTable C.1.5-1に示す。

液体廃棄物による全身被曝線量は、大洗研究所全施設から放出された³H, ⁶⁰Co, ¹³⁷Csについて算出した。その結果、合計で 1.7×10^{-2} mremであった。液体廃棄物による核種別の全身被曝線量をTable C.1.5-2に示す。

放射性希ガスおよび液体廃棄物による全身被曝線量の合計は 1.3×10^{-1} mrem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5 mremを十分に下回った。

(高橋 豊)

Table C.1.5-1 希ガスによる年間全身被曝線量

(大洗研究所、1985年度)

原子炉施設	年間放出量 (Ci)	JMTR南西の周辺監視区域境界の 全身被曝線量 (mrem)
JMTR	1.2×10^3	1.1×10^{-1}

Table C.1.5-2 液体廃棄物による年間被曝線量

(大洗研究所、1985年度)

核種	年間放出量 (Ci)	全身被曝線量 (mrem)
³ H	9.7	5.1×10^{-3}
⁶⁰ Co	1.8×10^{-3}	8.3×10^{-3}
¹³⁷ Cs	6.6×10^{-4}	3.4×10^{-3}
合計		1.7×10^{-2}

C.1.6 放射性汚染および被曝

1985年度は、問題となる放射性汚染および被曝はなかった。

(西 健雄)

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調査は、大洗研究所放射線障害予防規定第46条に基づき、1985年6月に実施した。

1985年6月30日現在の課室別放射性同位元素保有状況をTable C.1.7-1に示す。

(高橋 豊)

Table C. 1.7 - 1 課室別放射性同位元素保有状況 (1985年6月30日現在)

(大洗研究所, 1985年度)

課 室 名	密 封 線 源			非 密 封 線 源		合 計 (Ci)
	RI 量 (Ci)	主要核種名	核種數	RI 量 (Ci)	主要核種名	
放 射 線 管 理 課	1.9 × 10 ¹	⁶⁰ Co, ¹³⁷ Cs, ²²⁶ Ra	6	7.5 × 10 ⁻⁵	¹⁵² Eu	1 1.9 × 10 ¹
放 射 性 殻 類 物 處 理 課	0		0	1.2 × 10 ⁻²	³ H, ⁹⁰ Sr, ⁶⁰ Co, ¹³⁷ Cs	8 1.2 × 10 ⁻²
プ ル ト ニ ウ ム 技 術 開 発 室	1.0 × 10 ⁻²	⁶³ Ni	1	0		0 1.0 × 10 ⁻²
利 用 開 發 室	4.7	⁶⁰ Co, ¹⁹² Ir, ²⁵² Cf	16	1.6 × 10 ¹	³ H, ⁸⁵ Kr, ⁹⁰ Sr	10 2.1 × 10 ¹
計 画 課	1.8 × 10 ¹	³ H, ²⁴¹ Am-Be	2	3.3 × 10 ⁻⁵	⁶⁰ Co, ⁵⁴ Mn	3 1.8 × 10 ¹
原 子 炉 第 1 課	1.5 × 10 ¹	²⁴¹ Am-Be	2	0		0 1.5 × 10 ¹
原 子 炉 第 2 課	1.0 × 10 ⁻¹	²⁴¹ Am-Be	2	0		0 1.0 × 10 ⁻¹
照 射 第 1 課	1.0 × 10 ⁻¹	³ H	1	0		0 1.0 × 10 ⁻¹
照 射 第 2 課	1.3 × 10 ⁻²	³ H	1	1.9 × 10 ⁻⁴	³ H	1 1.3 × 10 ⁻²
照 射 第 3 課	9.3 × 10 ⁻³	⁶³ Ni	1	8.5 × 10 ⁻⁵	⁶⁰ Co, ¹⁴⁴ Ce, ²⁴¹ Am	5 9.4 × 10 ⁻³
ホ ッ ト プ ボ 課	4.3 × 10 ¹	⁶⁰ Co, ¹³⁷ Cs, ⁹⁰ Sr	3	4.0 × 10 ² *	⁵⁴ Mn, ⁵⁸ Co, ⁶⁰ Co	10 4.4 × 10 ²
合 計	9.9 × 10 ¹		20	4.2 × 10 ²		25 5.1 × 10 ²

* 各種照射試料の RI 量

1 C.2 個人被曝線量の管理

C.2.1 概 要

外部被曝は、職員等および外来業者作業員の従事者等（従事者および随時立入者）年間延べ2,359名とフィルムバッジを着用した一時立入者について年間延726名の個人被曝線量の管理を実施した。その結果、全身および局部被曝とも問題となる被曝はなかった。

1985年度の従事者等の年間全身被曝線量は最大0.57 rem、平均0.010 remであり、年間集団被曝線量は9.07人・レムであった。

内部被曝管理については、1984年度と同様に各グループから選定した被検者について、尿検査（全 α 放射能測定、天然ウランおよびトリチウム測定）および体外計測（肺モニタおよび全身カウンタによる測定）による定期検査を実施した。また、一部の作業者について、作業前後に全身カウンタによる臨時検査を実施した。その結果、被検者全員が検出限界以下であった。

（西 健雄）

C.2.2 外部被曝線量の管理

1985年度における大洗研究所の従事者等の各四半期および年間の全身被曝状況をTable C.2.2-1に示す。

従事者等の年間の平均被曝線量、最大被曝線量および集団被曝線量は、それぞれ0.010 rem、0.57 rem、9.07人・レムであった。最大被曝線量0.57 remは、JMTTRの試験ループを使用したクラッド分離実験に従事した作業者の被曝である。

作業者区分別の年間被曝状況をTable C.2.2-2に示す。

1985年度における外部被曝を伴った主な作業は、JMTTRにおける試験ループ装置の定期点検作業、クラッド採取試験および廃棄物処理場における固体廃棄物処理作業などであった。

1985年度における局部被曝（手）の状況は、管理対象者23名の平均被曝線量0.09 rem、最大被曝線量は、燃料研究棟で原料プルトニウムの精製作業に従事した作業者の0.45 remであった。

1985年度における β 線による全身皮ふ被曝線量は、最大0.57 remであったが、中性子線による被曝はなかった。

（芝沼 行男）

Table C. 2.2-1 従事者等の全身被曝状況

管理期間	従事者等 の人数	全身被曝線量分布 (人)						平均被曝線量 (rem)	最大被曝線量 (rem)	集団被曝線量 (person·rem)
		* ¹ 検出限界 線量未満	* ² 0.02 rem以上 0.10 rem未満	0.10 rem以上 0.30 rem未満	0.30 rem以上 1.00 rem未満	1.00 rem 以上	1.00 rem 未満			
第1四半期	613	578	33	2	0	0	0	0.003	0.25	1.80
第2四半期	707	643	57	7	0	0	0	0.005	0.29	3.51
第3四半期	528	497	24	7	0	0	0	0.004	0.21	2.22
第4四半期	511	470	41	0	0	0	0	0.003	0.07	1.54
年間	880	783	68	26	3	0	0	0.010	0.57	9.07

* 1 従事者および随時立入者をいう。

* 2 検出限界線量 : 0.02 rem

Table C. 2.2-2 従事者等の作業者区別年間全身被曝状況
(大洗研究所, 1985年度)

作業者区分	従事者等 の人数	全身被曝線量分布 (人)						平均被曝線量 (rem)	最大被曝線量 (rem)	集団被曝線量 (person·rem)
		検出限界 線量未満	0.02 rem以上 0.10 rem未満	0.10 rem以上 0.30 rem未満	0.30 rem以上 1.00 rem未満	1.00 rem 以上	1.00 rem 未満			
* ¹ 職員等	264	244	16	4	0	0	0	0.005	0.26	1.45
* ² 外来研究員等	29	26	1	1	1	0	0	0.020	0.43	0.57
* ³ 長期外來者	146	112	18	15	1	0	0	0.026	0.31	3.83
* ⁴ 短期外來者	442	402	33	6	1	0	0	0.007	0.57	3.22
全作業者	880	783	68	26	3	0	0	0.010	0.57	9.07

* 1 職員, 特別研究員などをいう。

* 2 動燃からの派遣者, 協力研究員などをいう。

* 3 年間契約に基づき構内に常駐する請負業者をいう。

* 4 * 3以外の請負業者をいう。

C . 2.3 内部被曝線量の管理

定期測定として尿検査による全 α 放射能、トリチウムおよび天然ウランの測定、全身カウンタによる β 、 r 放射能の測定ならびに肺モニタによる不溶性 α 放射能の測定を実施した。また、臨時測定として、内部被曝の可能性のある主な作業に従事した者の全身カウンタによる測定を実施した。Table C. 2.3-1 に 1985 年度における被検者数を示す。これらの測定結果は、すべて検出限界以下であった。

(芝沼 行男)

Table C. 2.3-1 内部被曝被験者数

(大洗研究所、1985 年度)

管 理 期 間	尿 檢 査			全身計測 (β , r 核種)	胸部計測 (不溶性 α 核種)
	全 α 放射能	トリチウム	天然ウラン		
第 1 四半期	0	7	5	79 (32)*	0
第 2 四半期	30	7	5	91 (44)*	0
第 3 四半期	0	7	5	48 (1)*	17
第 4 四半期	39	7	5	75 (28)*	0

* () 内は臨時測定数

1 C .3 施設の放射線管理

C .3 .1 概 要

J M T R , ホットラボ, 廃棄物処理場, 燃料研究棟等, 大洗研究所各施設の日常の放射線管理を実施するとともに, 放射線管理業務の強化, 充実を図るため, 年次計画にしたがって J M T R 炉室外放射線モニタの更新整備, ハンドフットクロスモニタ, サーベイメータの更新整備等を実施した。

1985年度において放射線管理の対象となった主な作業は, (1)J M T R 第 69 ~ 73 サイクルの運転, 炉本体施設, 照射施設等の定期点検, オーバーホール, (2)ホットラボにおける照射試料および高レベル廃棄物の搬出作業, (3)放射性廃棄物処理場における各種放射性廃棄物処理装置の保守点検, 補修作業, (4)燃料研究棟におけるウラン・プルトニウム混合炭化物・酸化物試料の各種実験, (5)R I 利用開発棟における²⁵²Cf 中性子線源を用いたオンライン分析計の開発試験などであった。

(岸田 昌美)

C .3 .2 J M T R 炉室外放射線モニタの更新

J M T R 放射線モニタの更新整備は, 3カ年計画で進められた。J M T R 炉室内空気モニタリング設備(1983年度), J M T R 炉室内放射線モニタ(1984年度)に続き, 1985年度では, J M T R 炉室外放射線モニタの更新整備を実施した。今回の更新を行うにあたり, 過去の運転管理経験をふまえて, 現行の放射線モニタによる監視体制の見直しを行った。主な変更点は次のとおりである。

(1)Cダクト内の α 線エリアモニタは, 炉室内各排気系の排気ダクトおよび廃液送水管からの放射線異常を監視する目的で設置されたが, 炉室内排気系の放射能濃度はダクトダストモニタ, ダクトガスマニタで, また, 廃液中の放射能濃度は廃液タンク水モニタによって十分監視できるので廃止した。

(2)第4排水系ピットは, 第4排水槽からの廃液(炉室内手洗設備等の放射性汚染の少ないもの)を受入れ, 排水モニタによって放射能濃度を監視しながら一般排水, または, 廃液タンクへの送水を行ってきた。しかし, 1977年度の設備の安全性見直しに伴う廃液処理系統の改造によって, 第4排水系ピットを経由せずに直接廃液タンクへ送水するようになったため, 当ピット内の排水モニタを廃止した。

(3)OGL-1の設置以来, 放射性ヨウ素の放出管理をサンプリング法によって行ってきたが, 環境への放出管理をさらに充実させるため, 放射性ヨウ素濃度を連続監視できるスタックヨウ素モニタを新設した。

(4)仮想事故時に環境へ放出される放射性ガス濃度を測定するため, スタック非常用ガスマニタ(測定範囲: 10^{-3} ~ $20 \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)を新設した。

(5)スタックガスマニタは, 煙道型測定方式(測定範囲: ^{41}Ar ガス濃度換算で約 2×10^{-7} ~ 6×10^{-4}

$\mu\text{Ci} / \text{cm}^3$)からサンプリング型測定方式(測定範囲： ^{41}Ar ガス濃度換算で約 $2 \times 10^{-7} \sim 2 \times 10^{-2} \mu\text{Ci} / \text{cm}^3$)に変更し、測定範囲の拡大を図った。

(6)モニタ機器の互換性および品質保証等の向上のため、原研モジュール方式を採用した。なお、エリアモニタの検出器については、原研モジュール方式に適合させるため電離箱式からGM管式に変更した。

Table C. 3.2-1 に更新前と更新後の放射線モニタの数量を示す。

(加部東正幸)

Table C. 3.2-1 J MTR 放射線モニタの数量

(大洗研究所、1985年度)

分類		数量	
		更新前	更新後
炉室内放射線モニタ	γ線エリアモニタ	23	21
	中性子線エリアモニタ	3	3
	水モニタ	1	1
	ダストモニタ	5	5
	ガスマニタ	3	3
炉室外放射線モニタ	γ線エリアモニタ	4	3
	水モニタ	4	3
	ダストモニタ	室 内	2
		スタック	2
	ガスマニタ	室 内	1
		スタック	3
合 計		51	47

C. 3.3 J MTR から排出される ^{41}Ar の変動

1976～1985年度の10年間にJ MTRから排出された年度別の ^{41}Ar 放射能をTable C. 3.3-1に示す。その結果、原子炉1サイクル運転当たりに排出される ^{41}Ar 放射能の平均値と最大値は、それぞれ、200 Ci および 280 Ci であった。保安規定に定められている放出管理目標値— $3.9 \times 10^3 \text{ Ci}$ (650 Ci / サイクル)—に対する各年度に排出された ^{41}Ar 放射能の割合は、平均0.32であった。放出管理目標値に対する割合の最大は、1982年度の0.40で、この割合で ^{41}Ar 放射能が排出されたとしても放出管理目標値の1/2以下であることが確かめられた。10年間の放出管理目標値に対する割合の変動をFig. C. 3.3-1に示す。また、J MTRの熱出力量1MWd当たりに排出される ^{41}Ar 放射能の平均値と最大値は、それぞれ、0.20 Ci および 0.26 Ci であった。熱出力50 MW運転の10カ年間の平均排出率は、0.4 Ci / h でNo. 24の報告と一致している。

(島田 浩)

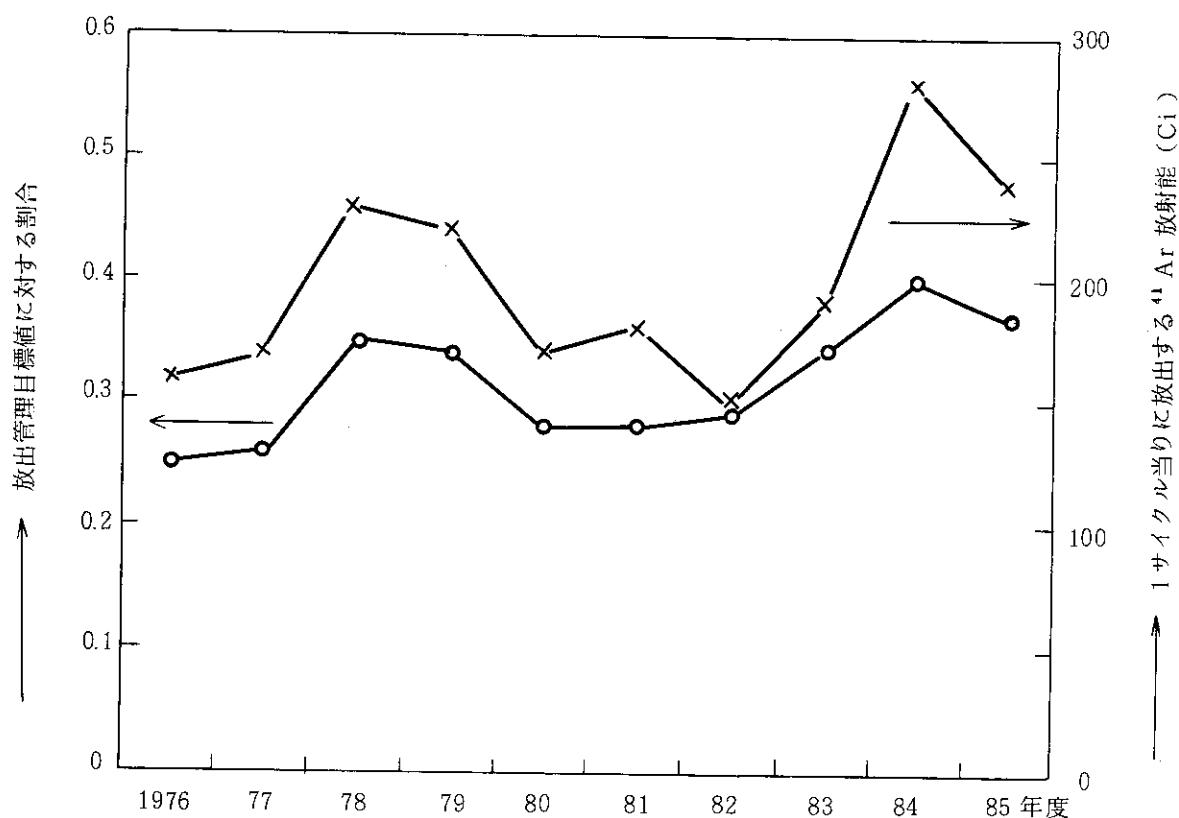
参考文献

- 1) 小倉照雄：保健物理－管理と研究 No. 24 (1981)

Table C. 3. 3-1 JMTR 排出 ^{41}Ar 放射能の放出管理目標値に対する割合（年度別）

(大洗研究所, 1985 年度)

年 度	運 転 サイクル	放射能 (Ci)	熱出力量 (MWd)	1 サイクル当たり の放射能量 (Ci)	熱出力量当たり の放射能量 (Ci)	1 サイクル当 たりの放出管理 目標値に対す る放出放射能 量の割合
1976	4	640	4010	160	0.16	0.25
77	3	500	2530	170	0.20	0.26
78	2	450	2120	230	0.21	0.35
79	5	1100	5100	220	0.22	0.34
80	3	500	2760	170	0.18	0.28
81	5	920	5180	180	0.18	0.28
82	4	580	3070	150	0.19	0.29
83	3	570	2550	190	0.22	0.34
84	3	850	3300	280	0.26	0.40
85	5	1200	5070	240	0.24	0.37

Fig. C. 3. 3-1 JMTR 排出 ^{41}Ar 放射能の 10 年間の変動

C. 3.4 β ・ γ 焼却装置補修作業時の放射線管理

放射性廃棄物処理場の低レベル β ・ γ 固体処理棟 I に設置されている β ・ γ 焼却装置は、1972 年使用開始以来、長年にわたり、低レベル固体廃棄物（主としてカートンボックス）の焼却処理に使用されたことにより、炉内の耐火材等の劣化、損傷が顕著になった。そのため、耐火材の補修作業が 1985 年 6 月 15 日から約 20 日間にわたり実施された。

本作業には、汚染した耐火材のはつり作業等が含まれ、特に、空気汚染の発生が予想されたため、作業者の内部被曝の防止に留意して、放射線管理を実施した。

(1) 作業の概要

本作業は、焼却炉内に作業者が立入り、損傷の著しい炉床、2 次室壁を中心とした耐火材の交換または補修を行うもので、はつり作業によって発生した既設耐火材の屑は、ビニール袋に入れて炉外へ搬出した。

(2) 内部被曝防護対策と空気中放射能濃度

炉内の耐火材には、焼却灰が堆積付着している。このため、耐火材のはつりおよび搬出作業時の空気汚染と床面汚染の拡大を防止する目的で、炉出入り口に 1 次および 2 次グリーンハウスを設置した。作業者の呼吸保護具は、炉内作業者と 1 次グリーンハウス内作業者に全面マスクを、2 次グリーンハウス内作業者に半面マスクを着用させた。

作業期間中の最大空気中放射能濃度は、炉内： $2.9 \times 10^{-10} \mu\text{Ci} / \text{cm}^3$ （核種 ^{60}Co , ^{137}Cs , ^{54}Mn , ^{134}Cs ），1 次グリーンハウス内： $6.3 \times 10^{-12} \mu\text{Ci} / \text{cm}^3$ （核種は炉内と同じ），2 次グリーンハウス内：検出限界（ $2.0 \times 10^{-12} \mu\text{Ci} / \text{cm}^3$ ）以下であった。

(3) 放射線量率

作業前の炉内線量率は、10～20 mR/h であったが、既設の耐火材の搬出に伴い、線量率が低下し、搬出終了時は 4 mR/h になった。なお、搬出した耐火材の最大表面線量率は、9 mR/h であった。

(4) 被曝線量

本作業では、計画被曝を 150 mrem に設定し、管理を行ったが、耐火材の搬出によって予想以上に炉内の線量率が低下したため、最大被曝線量 47 mrem、作業者 27 人の総被曝線量は 289 人・ミリレムであった。

なお、ホールボディカウンタによって、作業者の内部被曝検査を行った結果、体内汚染は検出されなかった。

本作業における被曝線量を Table C. 3.4-1 に示す。

（野崎 達夫）

Table C. 3.4-1 β ・ γ 焼却装置補修作業における被曝線量

	総被曝線量 (person・mrem)	最大被曝線量 (mrem)	平均被曝線量 (mrem)	計画被曝線量 (mrem)
職 員	119	17	9	70
外来業者	170	47	15	150

C. 3.5 放射線管理のための高次化プルトニウムの放射能比 (^{239}Pu α / ^{241}Am α) の測定

(1) 目 的

プルトニウム (Pu) 取り扱い施設では、各種の放射線管理試料の放射能の評価は、通常全 α 放射能計数法 (グロス α 法) などの α 線測定によって行われる。しかし、油脂など蒸発乾固の困難な試料および α 線吸収の多い試料は、 α 線測定が不可能である。このような試料に対しては、 α 線以外の β 線および γ 線を測定して放射能の評価を行わなければならない。しかし通常取り扱われる Pu 同位体は、現場の放射線管理で測定可能な β 線および γ 線を放出しない。燃料研究棟で取り扱われる Pu は比較的高次のもので、 ^{241}Pu から生成される ^{241}Am の存在比が高い。Table C. 3.5-1 にその同位体組成および 1 g 中の放射能を示す。 ^{241}Am は 59.6 keV の γ 線を 35.7 % 放出するため、 ^{241}Am の存在比が比較的高い Pu 試料は、 ^{239}Pu α / ^{241}Am α の放射能比 (R) が既知であれば、 ^{241}Am の 59.6 keV の γ 線を測定し、間接的に Pu 試料中の α 放射能を評価する方法 (Am γ 法) が可能である。また、今回求めた R の値から ^{239}Pu に対するグロス α との検出限界値の比較を行い、Am γ 法が燃料研究棟の放射線管理試料の測定に適用できるものであるかの検討を行った。

(2) 測定方法およびその結果

高次化 Pu 中の ^{241}Am の存在比は、精製後の時間経過とともに増加する。今回測定に用いた燃料研究棟の Pu 試料は、未精製のものおよび 1986 年 2 月に精製したものであるため、R の値は下限 (R_L) および上限 (R_H) となる。両 Pu 試料をスミヤロ紙に採取し、高純度 Ge 半導体波高分析器 (55.2 mm ϕ , 40.6 mmh) によって 3.0×10^5 秒測定した。測定に用いた光電ピークは、 ^{239}Pu に対して 413.7 keV (γ 線放出率: $1.51 \times 10^{-3} \%$)、 ^{241}Am に対して 59.6 および 662.4 keV (γ 線放出率: $3.44 \times 10^{-3} \%$) である。その結果、 R_L および R_H は、それぞれ約 10 および 約 50 であった。

(3) 検 討

グロス α 法に対する Am γ 法の検出限界値の比は、 α 線および γ 線の放出率以外の測定に影響を及ぼす因子を同一とすれば、 R_L および R_H の Pu 試料に対してそれぞれ約 30 および 約 150 となる。しかし、この比は、グロス α 法において α 線吸収が全くないと仮定したときの値である。実際には多くの Pu 試料は、多少の α 線吸収をともなうことから、この値より低いものと考えられる。Am γ 法は、グロス α 法に比較して検出限界値は悪い。しかし、 α 線測定の不可能な各種

Pu 試料に対しては、他に有効な測定方法がないため、Am γ 法は、検出限界値を良くするために測定時間等を考慮することにより、燃料研究棟の放射線管理試料の測定に適用できるものと考えられる。

(近藤 吉男)

Table C. 3.5-1 燃料研究棟で使用される
Pu の同位体組成および
その 1 g 中の放射能

同位体	同位体組成 (%)	Pu 1 g 中の放射能 (μCi)
^{238}Pu	0.13	2.24×10^4
^{239}Pu	75.24	4.67×10^4
^{240}Pu	20.56	4.67×10^4
^{241}Pu	3.39	3.68×10^6
^{242}Pu	0.68	2.67×10^1

C. 3.6 プルトニウムの空気中放射能濃度簡易測定方法

現場の放射線管理において、管理の対象としている粒子状放射性物質の空気中放射能濃度を、捕集後初期の段階で評価することが必要となる場合がある。全放射能計測法では、 $\beta(r)$ 放出核種にもいえることであるが、特に Pu などの α 線放出核種については、Rn および Tn の崩壊生成物の影響を受け、その最大許容空気中濃度 (MPCa) に対して十分な検出限界が得られない。一方、Rn および Tn の崩壊生成物の影響を消去する方式のモニタ^{1), 2)} (Pu エアダストモニタ、 α インエアモニタ) が開発され、現場の放射線管理に用いられている。この考え方を空気中濃度の簡易測定法に取り入れた。

この測定方法は、5.6 MeV 以上の計数 (Rn チャンネルの計数) に対する 5.6 MeV 以下の計数 (Pu チャンネルの計数) の比 (R) をあらかじめ求めておき、実際の試料の測定においては、Rn チャンネルの全計数を積分モードで求め、これに R を乗じて得られた計数を全放射能計測法 (Pu チャンネル) のバックグラウンドと考えるものである。今回、 α 線スペクトロメータを用いて捕集後 2 時間までの R を求め、その値から検出限界放射能濃度 (Cd) の評価を行った。通常 ^{220}Rn 系は ^{222}Rn 系に比べ $1/20 \sim 1/100$ の放射能濃度であるため、捕集後 2 時間程度では ^{220}Rn 系はほとんど寄与せず、Pu チャンネルに影響を及ぼす核種は、主に Rn (^{222}Rn) 系の RaC' (^{214}Po , α : 7.69 MeV 100 %) である。2 時間以上経過すると、Tn (^{220}Rn) 系の ThC (^{212}Bi , α : 6.06 MeV 35 %) が影響を及ぼすが、その寄与は小さい。捕集材としては、放射線管理に通常使用されているセルローズガラス纖維系ろ紙 (HE-40T) および、これよりも表面捕集率の高いガラス纖維系ろ紙 (GF/A) の 2 種類を用いた。 α 線スペクトロメータは、有感面積 450 mm^2 の表面障壁型 Si 半導体検出器 (真空容器付) を 1024 チャンネルの波高分析器に接続したものであ

る。Fig. C. 3.6-1 に経過時間に対する R の値を、Fig. C. 3.6-2 に捕集後の経過時間に対する Cd の値をそれぞれ示す。また、Table C. 3.6-1 に各種測定器の Cd の値を示す。今回の測定によって以下のことがいえる。

- (1) R の値は、表面捕集率の高い GF / A が HE - 40 T の約 3/10 であること。
- (2) R_n および T_n の崩壊生成物の放射能濃度が、 $2 \times 10^{-11} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ (Pu などの放射性物質取り扱い施設では、通常ほぼこの値) であれば、Cd の値は、 ^{239}Pu に対する MPCa ($2 \times 10^{-12} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$) にはほぼ匹敵するものであり、GF / A を用いれば、この値を満足できるものであること。

今後この測定方法を用いる場合、35 mm ϕ 、60 mm ϕ の捕集材にも対処するため、有感面積の大きい Si 半導体検出器を整備することが必要であり、さらに、HE - 40 T と同等の物理的強度、圧力損失をもつガラス繊維系の捕集材の開発が望まれる。

(小沼 勇)

参考文献

- 1) 南 賢太郎：保健物理と安全管理-No. 17, JAERI-M 6224, 141 ~ 142 (1974)
- 2) 佐藤 信之：保健物理と安全管理-No. 19, JAERI-M 7292, 145 ~ 147 (1976)

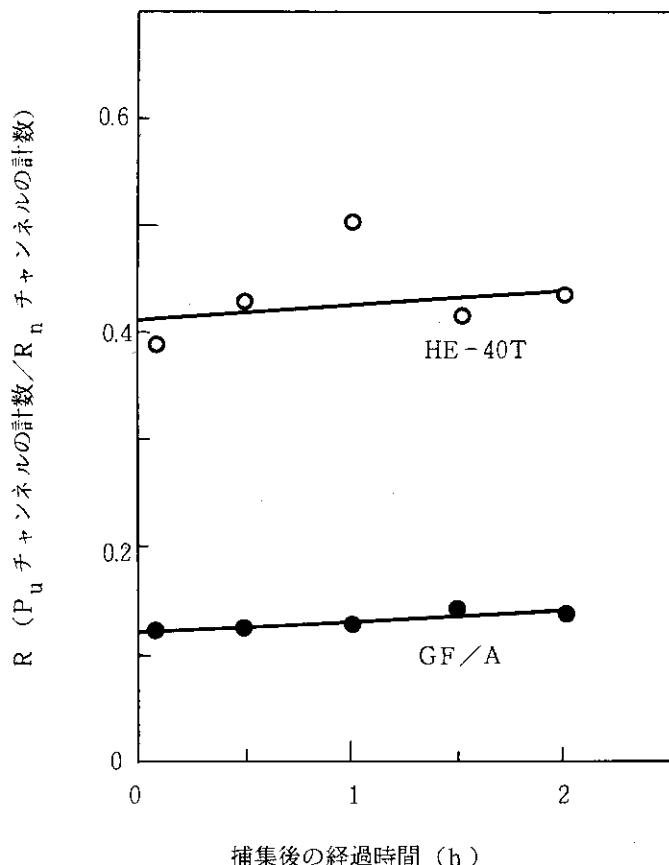


Fig. C. 3.6-1 捕集後の経過時間に対する
 Pu チャンネルの計数/ R_n チャンネルの計数の比 R

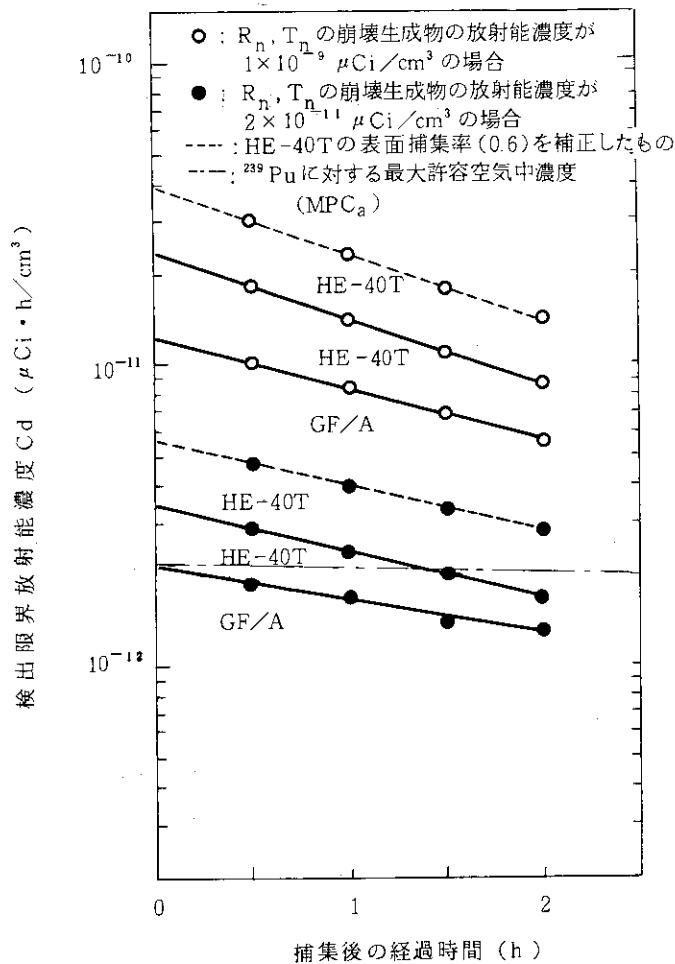


Fig. C. 3.6-2 捕集後の経過時間に対する
検出限界放射能濃度

Table C. 3.6-1 各種測定器の検出限界放射能濃度

測 定 器	検出限界放射能濃度 C_d ($\mu Ci \cdot h / cm^3$)	R_n, T_n の崩壊生成物の放 射能濃度 C_{Rn} ($\mu Ci / cm^3$)
Pu エアダストモニタ	4.2×10^{-12}	3.0×10^{-10}
α インエアモニタ	6.0×10^{-12}	6.0×10^{-11}
α 線スペクトロメータ*GF/A	2.2×10^{-12} 1.2×10^{-11}	2.0×10^{-11} 1.0×10^{-9}
HE-40T	3.5×10^{-12} 2.3×10^{-11}	2.0×10^{-11} 1.0×10^{-9}

*: 流量 $37 \ell/min$, 捕集後 30 分の値である。

C. 3.7 放射性汚染等の概況

1985 年度において、特に問題となる放射性汚染等はなかった。

(西 健雄)

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における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、陸上試料および海洋試料の定期採取、排水試料の連続採取ならびにこれら試料の放射能測定を実施した。また、風向・風速、大気温度、雨量などの気象観測を行った。その結果、施設からの放射性物質の放出に起因する異常は認められなかった。

原研（大洗）、動燃（大洗）および日本核燃料開発（株）で構成される大洗地区環境放射線監視部会は、1985年度中に4回開催され、四半期ごとの環境測定結果の検討評価を行った。

（西 健雄）

C .4 .2 環境放射線のモニタリング

周辺監視区域境界および構内の γ 線照射線量率の連続モニタリングを8カ所のモニタリングポストによって実施した。モニタリングポストにおける γ 線照射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、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カ月間の積算線量測定は、J MTRを中心半径2km内の地点20カ所にTLD[CaSO₄(Tm)]を配置して行った。その結果、年間積算線量は30.4mR～49.8mRであり、いずれの地点においても施設からの影響による異常は検出されなかった。

（水書 利雄）

Table C. 4.2-1 モニタリングポストにおける照射線量率
の月平均値と月間最大値

(大洗研究所, 1985 年度)

年月 ポストNo	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1985年			1986年			年間	標準偏差
										1	2	3	1	2	3		
周辺監視区域境界	P-1	平均	3.3	3.2	3.3	3.3	3.3	3.4	3.4	3.5	3.4	3.4	3.4	3.4	3.4	3.4	0.08
		最大	5.2	4.3	4.8	6.5	4.9	5.0	6.6	7.2	4.9	4.7	6.1	5.2	7.2	—	
	P-2	平均	3.6	3.6	3.6	3.6	3.5	3.7	3.7	3.7	3.7	3.6	3.6	3.7	3.6	3.6	0.07
		最大	5.7	4.8	5.1	6.7	5.1	5.1	6.8	7.3	5.2	4.8	6.4	5.4	7.3	—	
	P-3	平均	3.9	3.9	3.9	3.9	3.9	4.0	4.0	4.0	4.0	3.9	3.9	4.0	3.9	3.9	0.05
		最大	5.7	4.8	5.1	6.3	5.0	5.3	6.8	7.2	5.3	5.0	6.0	5.5	7.2	—	
	P-4	平均	3.1	3.1	3.1	3.1	3.1	3.2	3.2	3.2	3.2	3.2	3.2	3.2	3.2	3.2	0.05
		最大	4.8	4.0	4.4	5.6	4.2	4.8	6.1	6.3	4.5	4.1	5.1	4.8	6.3	—	
	P-5	平均	3.5	3.4	3.4	3.4	3.4	3.6	3.6	3.6	3.5	3.5	3.5	3.5	3.5	3.5	0.08
		最大	5.1	4.4	4.8	5.9	4.6	5.0	6.5	6.7	4.8	4.4	5.8	4.9	6.7	—	
	P-6	平均	4.3	4.4	4.4	4.4	4.4	4.6	4.6	4.6	4.5	4.5	4.5	4.6	4.5	4.5	0.10
		最大	6.1	5.3	5.8	6.8	5.5	5.9	7.3	7.7	5.9	5.5	6.6	5.9	7.7	—	
	P-7	平均	3.6	3.6	3.6	3.6	3.6	3.6	3.6	3.7	3.6	3.6	3.6	3.6	3.6	3.6	0.03
		最大	4.9	4.3	4.8	6.0	4.5	4.8	5.7	6.1	4.6	4.5	5.8	4.7	6.1	—	
構内	P-8	平均	3.3	3.3	3.4	3.3	3.3	3.4	3.4	3.5	3.4	3.4	3.4	3.4	3.4	3.4	0.06
		最大	5.2	4.4	5.0	6.2	4.7	4.8	6.7	7.4	5.0	4.5	6.0	5.1	7.4	—	

(単位 : $\mu\text{R}/\text{h}$)

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

1985年度に行った大洗研究所敷地内および周辺の環境試料中の全 β 放射能の測定は、1984年度と同様に実施した。

大型水盤による放射性降下物の月間降下量の測定結果をFig. C. 4.3-1に、モニタリングポストにおける大気塵埃放射能濃度の測定結果をFig. C. 4.3-2に示す。いずれも1984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排水量比例サンプリングによる1週間平均放射能濃度の測定結果をTable C. 4.3-1に示す。これらの値は、いずれも未知核種の規制濃度 ($1 \times 10^{-7} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$) 以下であった。

環境試料の放射能測定結果をTable C. 4.3-2に示す。L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地点の混合試料である。また、M海域の海底土は、排水溝から南へ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1984年度の測定結果と比較して有意な差は認められなかった。

(2) 環境試料中の放射性核種濃度

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

(水書 利雄)

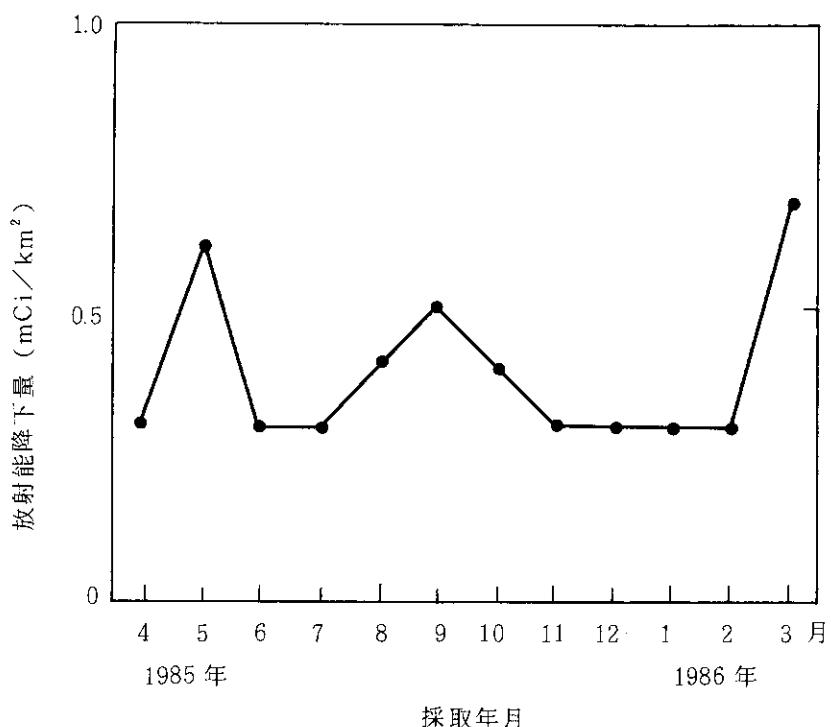


Fig. C. 4.3-1 降下物中の全 β 放射能

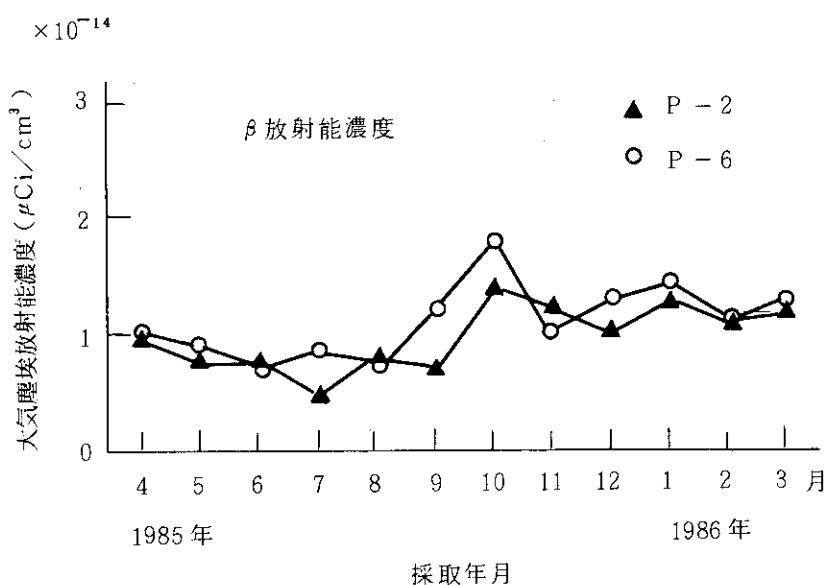


Fig. C.4.3-2 モニタリングポストにおける
大気塵埃放射能濃度の月平均値

Table C.4.3-1 排水溝における排水の全β放射能濃度週平均値

(大洗研究所, 1985年度)

年 月	第 1 週	第 2 週	第 3 週	第 4 週	第 5 週
1985 年	<1.8	<1.9	4.0	5.0	2.0
	2.1	3.1	2.6	2.1	
	<2.1	2.2	<1.8	2.1	
	<2.0	2.1	9.9	2.3	11.0
	2.5	<1.9	2.1	20.0	
	2.2	2.4	3.0	17.0	3.4
	<2.1	16.0	<1.9	3.6	
	<2.0	<2.0	2.3	2.5	
	4.6	7.6	2.3	2.5	
	—	2.4	5.8	2.4	
1986 年	2.4	3.0	2.2	12.0	
	4.7	3.8	3.6	9.4	2.4

(単位: $\times 10^{-9} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)

Table C. 4.3-2 環境試料中の全β放射能

(大洗研究所, 1985 年度)

環境試料		採取場所	単位	放射能濃度	
				前期	後期
陸上試料	陸水	夏海湖	$\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$	$<1.8 \times 10^{-9}$	$<2.0 \times 10^{-9}$
		涸沼		$<3.3 \times 10^{-10}^{*1}$	$<5.4 \times 10^{-10}^{*1}$
		原研水道原水		4.1×10^{-9}	$<2.2 \times 10^{-9}$
		町営水道原水		3.9×10^{-9}	3.6×10^{-9}
		北松川水道水		3.8×10^{-9}	3.3×10^{-9}
		北松川井戸水		1.4×10^{-8}	1.6×10^{-8}
土壌		排水溝出口付近	pCi/g.乾	12.5	11.1
		処理場		10.9	10.7
		日中内		11.4	13.5
		下太田		12.1	13.7
		飛沢		11.1	12.1
精米 ホウレン草 白菜	旭村田崎	pCi/g.生		0.6	
				2.8	
					1.9
海洋試料	海水	No.1 (500m)	$\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$	$<5.2 \times 10^{-10}^{*1}$	$<5.2 \times 10^{-10}^{*1}$
		No.2 (5 km)		$<5.2 \times 10^{-10}^{*1}$	$<5.2 \times 10^{-10}^{*1}$
	海底土	No.1 (500 m)	pCi/g.乾	12.9	15.6
		No.2 (5 km)		16.2	15.7
		L 海域		15.2	15.5
		M 海域		13.2	14.4
	シラス カレイ	大洗沖	pCi/g.生	3.2	3.7
				3.4	3.6

* 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	(大洗研究所、1985年度)						
				^{54}Mn	^{60}Co	^{95}Zr	^{95}Nb	^{106}Ru	^{137}Cs	^{144}Ce
降下量	1985年 4月	$\times 10^{-2} \text{ mCi/km}^2$	*	*	*	*	*	*	*	*
	5月		*	*	*	*	*	*	*	*
	6月		*	*	*	*	*	*	*	*
	7月		*	*	*	*	*	*	*	*
	8月		*	*	*	*	*	*	*	*
	9月		*	*	*	*	*	*	*	*
	10月		*	*	*	*	*	*	*	*
	11月		*	*	*	*	*	*	*	*
	12月		*	*	*	*	*	*	*	*
	1986年 1月		*	*	*	*	*	*	*	*
	2月		*	*	*	*	*	*	*	*
	3月		*	*	*	*	*	*	*	*
大気塵埃	1985年 4月～6月	$\times 10^{-15} \mu\text{Ci/cm}^3$	*	*	*	*	*	*	*	*
	7月～9月		*	*	*	*	*	*	*	*
	10月～12月		*	*	*	*	*	*	*	*
	1986年 1月～3月		*	*	*	*	*	*	*	*
陸土	1985年 4月～6月	$\times 10^{-1} \text{ pCi/g・乾}$	*	*	*	*	*	*	*	*
	7月～9月		*	*	*	*	*	*	*	*
	10月～12月		*	*	*	*	*	*	*	*
排水口近辺土砂	1986年 1月～3月	$\times 10^{-1} \text{ pCi/g・乾}$	*	*	*	*	*	*	*	*
	1985年 5月		*	*	*	*	*	*	4.4	*
	11月		*	*	*	*	*	4.3	*	*
海底土	1985年 7月	$\times 10^{-2} \text{ pCi/g・乾}$	*	*	*	*	*	*	*	*
	1986年 1月		*	*	*	*	*	*	*	*
	1985年 7月		*	*	*	*	*	*	*	*
シラス	1985年 1月	$\times 10^{-3} \text{ pCi/g・生}$	*	*	*	*	*	*	3.4	*
	10月		*	*	*	*	*	*	*	*
	1985年 5月		*	*	*	*	*	*	*	*
カレイ	1985年 5月	$\times 10^{-3} \text{ pCi/g・生}$	*	*	*	*	*	*	1.1	*
	10月		*	*	*	*	*	*	*	*
	1985年 4月		*	*	*	*	*	*	9.3	*
ホウレン草	1985年 10月	$\times 10^{-3} \text{ pCi/g・生}$	*	*	*	*	*	*	8.2	*
	10月		*	*	*	*	*	*	*	*
白菜	10月	$\times 10^{-3} \text{ pCi/g・生}$	*	*	*	*	*	*	9.3	*
	10月		*	*	*	*	*	*	8.2	*

注) 検出限界値は県環境放射線監視委員会の数値

*: 検出限界以下 /: 測定対象外 ▲: 化学分析

1 C.5 放射線計測器類の管理

C.5.1 概 要

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

J M T R炉室外放射線モニタの更新は、1985年7月に完了した。使用前検査の受検、保安規定の改正を行い、1985年8月から本格稼動に入った。引き続き、ホットラボ放射線モニタの更新を1986年度に実施することとし、発注を行った。

(高橋 豊)

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より、1985年度は各機種合せて30台を更新した。その内訳は、 $\beta(\gamma)$ 表面汚染サーベイメータ10台、 α 表面汚染サーベイメータ9台、シンチレーションサーベイメータ3台、警報付線量計8台である。これらの更新によって大洗研究所の現有サーベイメータ等の総台数は、処理場II期施設関係を含めて338台になった。

1985年度における現有台数、校正台数、故障台数等をサーベイメータの機種別にTable C.5.2-1に示す。点検校正の実施台数は、年2回の校正目標に対しほぼ100%達成でき632台であった。年間の修理件数は77件であり、その主な故障内容は、GM計数管の破損・劣化であった。

スケーラ等の放射線計測機器の故障件数は、年間12件であった。

(小倉 照雄)

Table C.5.2-1 サーベイメータの現有台数、校正台数および
故障台数等

(大洗研究所、1985年度)

サーベイメータの種類	現有台数	購入台数	廃棄台数	校正台数	故障台数
GMサーベイメータ	63	0	5	126	52
電離箱 "	73	0	10	146	4
$\beta(\gamma)$ 表面汚染 "	87	10 ^{*1}	8	154	15
α 表面汚染 "	47	9 ^{*2}	4	80	1
中性子 "	9	0	0	18	0
シンチレーション "	11	3 ^{*3}	0	16	0
警報付線量計	48	8 ^{*4}	7	92	5
合 計	338	30	34	632	77

* 1. 後期購入（未校正） * 2. 後期購入（未校正）

* 3. 後期購入（未校正） * 4. 前期購入（1回校正）

C.5.3 放射線監視計測器の管理

放射線モニタの更新計画に基づいて、J M T R 炉室外放射線モニタの更新を実施し、使用前検査等を受検した。また、ホットラボ放射線モニタの更新に伴う仕様書の作成を終り発注した。現地据付完了は、1986年11月の予定である。

各施設に設置されている放射線モニタ、空気吸引装置および記録計の定期点検校正は、1984年度と同様に実施し、整備に努めた。放射線モニタの故障修理件数および年間稼動率を Table C.5.3-1 に示す。稼動率は、全施設とも 99 %以上に維持することができた。年間の修理件数は 63 件であり、その主な故障内容は、検出器の劣化・破損、レートメータとレコーダの劣化および空気吸引装置のカーボンブレード破損などであった。

(小倉 照雄)

Table C.5.3-1 放射線モニタの修理件数および稼動率

(大洗研究所、1985年度)

項目 年 月 建家名等	修 理 件 数					稼動率 (%)	
	1985			1986	合 計		
	4 ~ 6	7 ~ 9	10 ~ 12	1 ~ 3			
J M T R (54系統)	3	1	3	4	10	99.9	
ホットラボ (22系統)	4	6	3	5	18	99.6	
廃棄物処理施設 (55系統)	7	10	1	4	22	99.9	
燃料研究棟 (17系統)	3	0	6	3	12	99.7	
RI 利用開発棟 (6系統)	0	0	0	0	0	100	
安全管理棟 (2系統)	0	0	0	0	0	100	
モニタリングポスト (18系統)	0	1	0	0	1	99.9	

1 C .6 放射性廃棄物の管理および汚染除去

C.6.1 概 要

大洗地区における1985年度の放射性廃棄物の発生量は、1984年度と比較して、所内外における施設改修工事の減少による β ・ γ 固体廃棄物および中レベル一般無機廃液の減少があった一方、動燃事業団からの低レベル α 固体廃棄物は著しく増加した。

搬入された液体および固体廃棄物をそれぞれの処理設備により処理し、パッケージ化した。

1985年度の保管廃棄量は、200 μ ドラム缶型パッケージ664本、コンクリートブロック型パッケージ29個であり、これらは保管体の個数および体積とともに減少したが、高レベル α 保管体は91個と増加した。また、一般排水溝へ排出した処理済廃液の量は約4950 m³であった。

放射性汚染除去業務については、衣料、機器および施設の除染を滞りなく実施するとともに、各施設に配備してある皮ふ除染キットの点検補充等を行った。

1985年度は、 β ・ γ 焼却装置の更新計画に着手したほか、除染処理設備更新計画の一環として、超音波除染装置、管内洗浄装置、ビーズブラスト装置の更新を行った。このほか、 α 固体処理棟 α ホールの主排風機の増設について、許認可等官庁手続きを行い、設置工事を実施した。

(阿部 昌義)

C.6.2 放射性廃棄物の管理

(1) 廃棄物の搬入

1985年度における所内および所外からの放射性廃棄物の搬入状況をTable C.6.2-1に示す。

(a) 液体廃棄物

所内からの搬入量は、低レベルの一般無機廃液が4,719.40 m³、有機廃液が0.06 m³、スラッジが0.85 m³であり、中レベルの一般無機廃液が0.76 m³、有機廃液が0.009 m³、スラッジが0.60 m³であった。

また所外からの搬入量は、低レベルの一般無機廃液が443.14 m³、スラッジが0.32 m³、中レベルは一般無機廃液のみで1.18 m³であった。

これらの搬入量を1984年のそれと比較すると、所内および所外とともに中レベルの一般無機廃液の搬入量が著しく減少した。これは、所内については、発生の要因となる試験、除染作業がなかったことによるもので、所外については、動燃事業団において、高速実験炉「常陽」の機器洗浄廃液の固型化設備が完成したためである。

(b) β ・ γ 固体廃棄物

低レベル β ・ γ 固体廃棄物の搬入量は、所内約213 m³、所外約219 m³であり、合計の搬入量は、1984年度に比べ約15%減少した。高レベル β ・ γ 固体廃棄物の搬入量は、2.185 m³であり、1984年度に比べやや減少した。低レベル β ・ γ 固体廃棄物の搬入量が減少した主な理由は、各施設とも定常的な運転による廃棄物が主体で、1984年度までの数年間に多かった改造工事等がなかったためである。

(c) α 固体廃棄物

低レベル α 固体廃棄物の搬入量は、所内約 6.6 m^3 、所外約 23 m^3 であり、合計の搬入量は、1984年度に比べ約60%増加した。これは、所内について約40%減少した一方で、所外の動燃事業団からの搬入量が、1984年度の約3倍と大幅に増加したためである。これら搬入された廃棄物の表面線量率の分布は、 1 mR/h 未満のものが約85%， $1 \sim 50 \text{ mR/h}$ のものが約15%となっており、1984年度に比べて 1 mR/h 未満のものが約10%減少した。

高レベル α 固体廃棄物の搬入量は、所内 1.80 m^3 、所外 6.03 m^3 であり、合計の搬入量は、1984年度に比べ約10%増加した。搬入した高レベル α 固体廃棄物に含有される核燃料物質量は、プルトニウム総量で約38g、ウラン総量で約360g(劣化ウランおよび天然ウランを含む)であり、それぞれ、1984年度の約1.5倍、約1.2倍であった。

(勝山 和夫)

(2) 廃棄物の処理

1985年度における放射性廃棄物の処理実績をTable C. 6.2-2 および C. 6.2-3 に示す。

(a) 液体廃棄物

低レベルの一般無機廃液については、化学処理により $2,435 \text{ m}^3$ を、蒸発処理により $1,235.56 \text{ m}^3$ をそれぞれ処理した。これらの処理済廃液は、減衰処理のみを行った廃液 $1,144.5 \text{ m}^3$ とともに排水監視ポンドを経由して一般排水溝に排出した。

中レベルの一般無機廃液については、1984年度繰越分とあわせて 27.38 m^3 を蒸発処理し、発生した蒸発濃縮液は、ビチューメン固化(一部高線量のためセメント固化。)した。

低レベルおよび中レベルの有機廃液については、これまでに搬入した全量を油脂凝固剤により固化した後、 β ・ γ 焼却装置により焼却処理した。

低レベルおよび中レベルのスラッジは、一般無機廃液の化学処理により生じたスラッジ約 9 m^3 とともにビチューメン固化(一部セメント固化。)した。

作製したパッケージ数は、合計で 200ℓ ドラム罐(D-50型) 56本であった。

(b) β ・ γ 固体廃棄物

低レベル β ・ γ 固体廃棄物については、可燃性固体、不燃性固体のうちの含水布、紙および細断処理したHEPAフィルタ木枠を β ・ γ 焼却装置により処理し、その他の不燃性固体およびフィルタ類を β ・ γ 圧縮装置により処理した。これらの処理量の合計は、搬入量とほぼ同量の約 430 m^3 であり、1984年度からの繰越量を減少させるには至らなかった。その主な理由としては、 β ・ γ 焼却装置の耐火材の補修に多くの時間を要し、処理日数が減少したことがあげられる。

高レベル β ・ γ 固体廃棄物については、 1.830 m^3 を高レベル β ・ γ 処理装置により処理し、 0.335 m^3 が、1986年度への繰越量となった。

以上の処理を行った廃棄物は、すべて 200ℓ ドラム缶(D-50型)および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。1985年度は、高レベル β ・ γ 固体廃棄物について、高放射線量率のものが少なかったため、コンクリートブロック型パッケージの発生割合は減少した。

作製したパッケージ数は、200 ℥ ドラム缶型456本およびコンクリートブロック型29個であった。

(c) α 固体廃棄物

低レベル α 固体廃棄物については、可燃性固体 0.4 m^3 を α 焼却装置により、不燃性固体 34.21 m^3 を α 雜処理設備によりそれぞれ処理した。これらの処理量の合計は 34.61 m^3 であり、1984年度からの繰越量を約 5 m^3 減少することができた。

高レベル α 固体については、 7.35 m^3 を高レベル α 封入装置によって密封措置し、発生元で密封措置済みのもの 0.84 m^3 とあわせて搬入された全量 7.83 m^3 (91個)を高レベル α 固体貯蔵施設に貯蔵した。

(岩本 貞雄)

(3) 廃棄物パッケージの保管

廃棄物パッケージのうち、コンクリートブロック型パッケージについては固体集積保管場Ⅰに、200 ℥ ドラム缶型パッケージについては固体集積保管場Ⅱに、また高レベル α 保管体については高レベル α 固体貯蔵施設にそれぞれ区分して保管した。Table C. 6.2-4に1985年度に保管した廃棄物パッケージの数量を示す。1984年度の保管廃棄量と比較すると、保管体の個数、体積ともやや減少した。これは高レベル β ・ γ 固体廃棄物のパッケージ数が減少したことによるものである。

(佐藤 元昭)

Table C. 6.2-1 廃棄物の搬入実績

(大洗研究所, 1985年度)

施設区分 廃棄物区分	固 体 廃 棟 物						液 体 廃 棟 物						$\beta \cdot \tau$	
	低 レ ベル			高 レ ベル			低 レ ベル			高 レ ベル				
	可燃	不燃	フィルタ	可燃	不燃	フィルタ	一般無機	有機	スラッジ	一般無機	有機	スラッジ		
所 内	72.88	69.82	70.075	1.550	1.56	3.88	1.150	1.80	4,719.40	0.060	0.85	0.76	0.009	
所 外	65.12	47.76	36.035	0.420	1.68	20.62	0.690	6.03	381.14	0	0.32	1.16	0	
東 北 大	5.52	6.12	1.695	0.215	0	0	0	0	10	0	0	0	0	
日本核燃料開発(株)	19.22	26.88	10.645	0	0	0	0	0	52	0	0	0.02	0	
計	89.86	80.76	48.375	0.635	1.68	20.62	0.690	6.03	433.14	0	0.32	1.18	0	
合 計	162.74	150.58	118.450	2.185	3.24	24.50	1.840	7.83	5,162.54	0.060	1.17	1.94	0.009	
													0.60	

(単位: m³)

Table C. 6.2-2 液体廃棄物の処理実績

(大洗研究所, 1985年度)

区分	処理方法	処理量 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	2435	1235.56	1144.5	4815.06
	有機	0	0	0.173	0.173
	スラッジ	0	0	3.04	3.04
中レベル	一般無機	0	7.38	0	7.38
	有機	0	0	0.019	0.019
	スラッジ	0	0	1.53	1.53
合 計		2435	1235.94	1149.262	4827.202

(単位: m³)

Table C. 6.2-3 固体廃棄物の処理実績

(大洗研究所, 1985年度)

			処理量
β ・ γ 固体	低レベル	可燃	165.86
		不燃	140.66
		フィルタ	124.435
	高レベル		1.830
α 固体	低レベル	可燃	0.40
		不燃	33.52
		フィルタ	0.690
	高レベル		7.83

(単位: m³)

Table C. 6.2 - 4 保 管 廃 棄 物

(大洗研究所, 1985 年度)

区 分	保 管 廃 棄 量		推定放射能量 (mCi)	保管施設
	個 数	体積 (m ³)		
200 φ ドラム缶型パッケージ	664 本	132.8	3.02×10^3	固体集積保管場 II
コンクリートブロック型パッケージ	I 型	10 個	1.10 × 10 ⁶	固体集積保管場 I
	III 型	19 個	19.0	
高レベル α 保管体	S キャン	50 個	3.00	高レベル α 固体貯蔵施設
	L キャン	29 個	4.35	
	その他キャン	12 個	0.48	

* : α 核種を除く推定値

C. 6.3 汚染除去

(1) 機器除染

1985 年度の機器除染処理状況を Table C. 6.3 - 1 に示す。1984 年度と比較して処理件数、処理数量とも減少した。これは J M T R の使用済燃料輸送キャスク受台、運搬台および使用済燃料切断機等の部品数の少ない大型重量機器を除染処理したためである。

施設別依頼状況は、処理件数で J M T R 50 %, 処理場 44 %, ホットラボ 6 % であった。また、補修、改造、保管等の目的で管理区域外へ搬出するために行った除染の件数は、全体の 44 % であり、他は機器の保守点検のために行った除染である。

(長谷部 博)

(2) 施設除染

1985 年度における施設、設備などの現場除染処理状況を Table C. 6.3 - 2 に示す。

1985 年度は、いずれも点検、保守および補修に係る除染であり、排水貯槽および廃液タンクが約 90 % を占めた。また、施設別依頼状況は、J M T R と処理場がそれぞれ 50 % であった。

(沢山 幸夫)

(3) 衣料除染

1985 年度における放射線作業防護衣等の衣料除染処理状況を Table C. 6.3 - 3 に示す。これらのうち、作業服等の処理数量は、1984 年度と比較して、処理課依頼分が 16 % 増加したのに対し、J M T R 依頼分が 36 % 減少し、全体では 15 % 減となった。これは、J M T R の稼動率向上に伴い、炉内作業の減少が大きく影響していると思われる。除染前モニタの結果、中レベル以上の汚染衣料の発生率は全作業衣の 0.05 % であった。また、除染モニタの結果、返却基準値以上であったため一時保管した衣料は、全作業衣の 0.19 % であった。

衣料除染処理で発生した洗濯廃液のうち 114 m³ を洗濯廃液処理設備により処理した。

洗濯廃液処理装置のうち、薄膜蒸発装置のデミスター部、コンデンサ部および配管の交換整備を行った。また、新たに乾固処理用として大型の電子レンジ1台を設置した。

(尾曾 智重)

(4) 皮ふ除染

各施設における管理区域の汚染検査室内42カ所に設置されている皮ふ除染キットについて、配備品目（13品目）の点検、補充を毎月1回実施し、延492キットの整備を行った。また、人の皮ふの代りに生豚皮を用いて皮ふ除染実習訓練を職員および委託業者合計15名に対して実施した。

(三嶋 一幸)

Table C. 6.3-1 機器除染処理状況

(大洗研究所、1985年度)

期 間	主 要 機 器	件 数 (件)	点 数 (点)
第1四半期	ノッチワイヤフィルタ セル内機器、SFキャスク受台他	6	56
第2四半期	破損燃料検出装置 CRDボールネジアッセンブリー他	4	14
第3四半期	配管、バルブ、使用済燃料切断機 プラズマ燃焼器他	4	89
第4四半期	SUSバスケット、熱分解試験装置 反射体ラック他	4	43
年度合計		18	202

Table C. 6.3-2 施設除染処理状況

(大洗研究所、1985年度)

期 間	件 名	処理件数	除染面積 (m ²)	延作業量 (人・日)
第1四半期	JMTR第2、4排水貯槽 使用済燃料輸送容器	3	220	77
第2四半期	JMTR廃液タンク	1	50	20
第3四半期	処理場廃液貯槽	2	50	8
第4四半期	処理場廃液タンク	2	35	30
年度合計		8	355	135

Table C. 6.3-3 衣料除染処理状況

(大洗研究所, 1985年度)

特殊作業服 (着)	特殊作業服 防水加工 (着)	黄色実験衣 (着)	靴下 (足)	その他 (点)	合計 (点)
9,758	3,262	2,440	27,567	20,316	63,343

(備考) この内、東北大学からの衣料除染依頼は、1,656点あり施設利用に関する契約により除染を行った。

C. 6.4 廃棄物処理施設の整備

(1) β ・ γ 焼却装置の更新計画

現有の β ・ γ 焼却装置は1972年度に設置したものであり、運転開始以来13カ年以上経過し老朽化しているため、今回更新することとした。更新に当たっては、近年漸増傾向にある低レベル β ・ γ 固体廃棄物の処理量の増大を図るとともに焼却処理対象範囲を拡大して減容効果を向上させ、保管体の発生数量を低減するため、処理能力の増強を図ることとした。

処理能力の設定については、従来焼却対象としてきた乾燥セルロース系廃棄物のほか、含水布紙、プラスチック類、HEPAフィルタ木枠等の難燃物も焼却対象に加え、また装置運転日数を通常日勤体制で最大150日/年とすることを基本的考え方とし、約100kg/h(廃棄物の基準発熱量7,500kcal/kgのとき。)とした。

装置の安全性については、放射性物質の環境への放出量低減、放射性汚染の封じ込めと従事者の被曝低減、耐火・耐熱性、耐食性、耐震性、温度・負圧等の異常現象の早期検出と必要な制御機能等を基本的設計条件としている。

また、装置を設置する建家は鉄筋コンクリート造、地上2階、地下1階の予定であり、現在の廃棄物処理場の南側台地に建設する。

以上の計画の概要をFig. C. 6.4-1に示す。

本計画は、建設部をはじめとする関係課室の協力を得て1986年度後半に着工、1988年度に竣工の予定であり、1985年度は主に建設予定場所の地盤調査、基本仕様の検討、原子炉等安全審査委員会による所内安全審査の受審などを実施した。その後、原子炉設置変更許可申請のための行政庁予備ヒヤリングを開始した。

なお、本更新計画は、従来の大洗研究所廃棄物処理場の運営方式に則り、全体予算を概ね50%づつ、動燃事業団と負担して実施するものである。

(阿部 昌義)

(2) 除染処理設備の整備

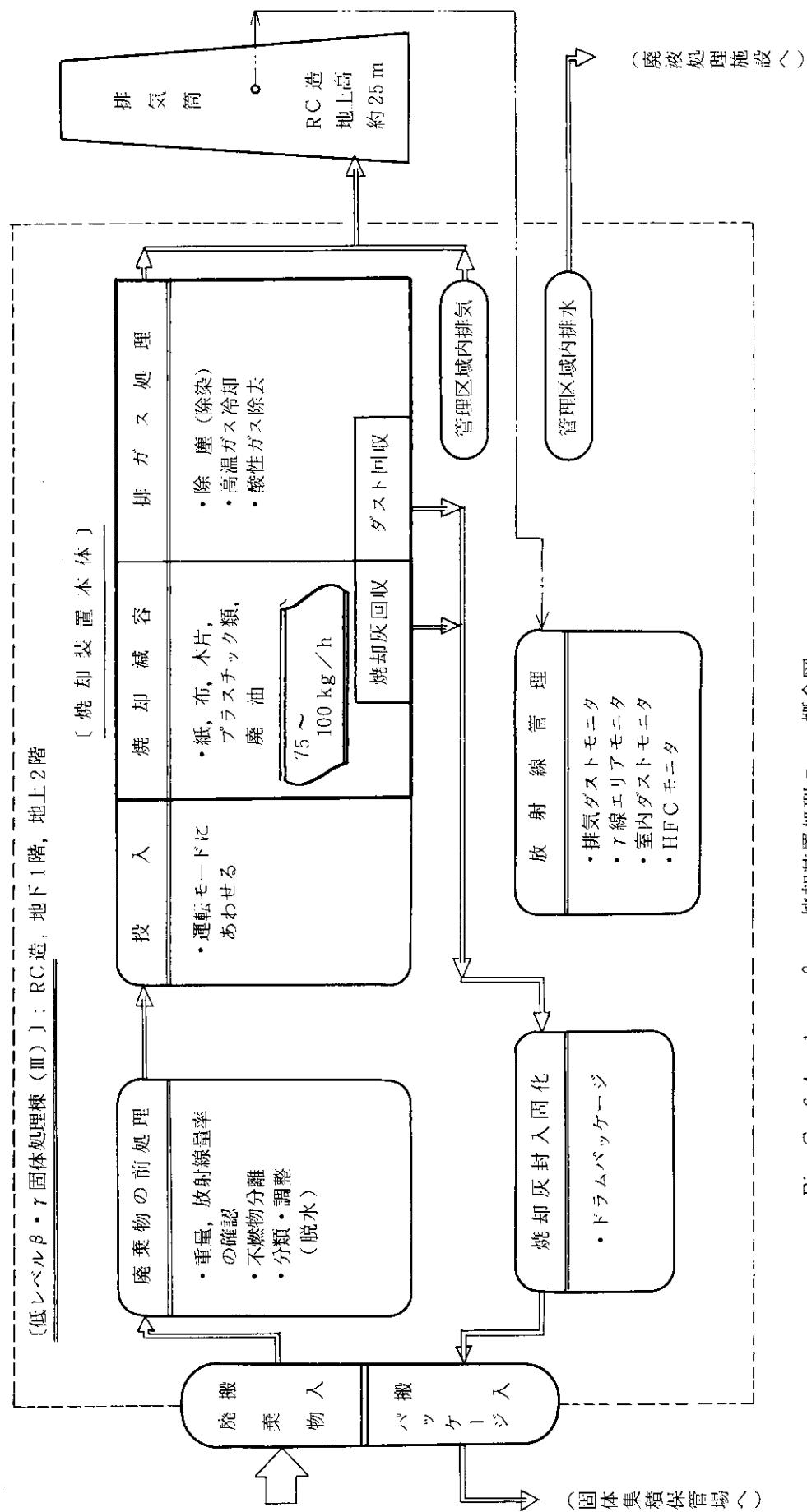
除染処理設備更新計画の一環として、1985年度は、機器除染に使用する超音波除染装置、管内洗浄装置、ビーズブラスト装置を更新整備した。

超音波除染装置は、J MTR 一次冷却水およびプール・カナル水の済過に使用されているノッチワイヤーフィルタの目詰り汚染の除去に主体をおいて設計、製作を行った。その特長は、まず低出力超音波発生装置（0.6 kw, 1 機種）の追加採用により、汚染の程度に応じた超音波出力（4 機種）が選択できるため除染効率を低下させずに空気汚染の発生防止ができるようになった。次に小口径フィルタ（70 mm ϕ × 800 mm）除染の場合、1 本づつの除染処理法から一度に 4 本の処理が行えるようにしたため除染能力が向上した。また大口径フィルタ（450 mm ϕ × 405 mm）に対して除染操作の自動化を図った。

管内洗浄装置は、従来機が回転ブラシの往復運動を手動操作により行い、洗浄能力口径 2 インチ（50 mm ϕ ）までであったのに対してブラシ往復運動操作の自動化を図るとともに口径 8 インチ（200 mm ϕ ）までの直管洗浄ができ、かつ大きなトルクモータの採用によりワイヤーブラシも使用できるため除染性能が大幅に向上した。

ビーズブラスト装置は、従来装置と比較して作業室内全面にゴムライニング施工を行い作業室内材料の摩耗および腐食に対する防護の向上を図った。また作業中に多量発生するミストの排気系への流出防止のために作業室出口にデミスタを取り付けた。さらに洗浄水および研磨材の使用量を調節する制御回路を組込み、廃棄物発生量を低減するなどの改善を行った。

(三嶋 一幸)

Fig. C. 6.4-1 β ・ γ 焼却装置処理フロー概念図

2. 技 術 開 発

Technical Development

2.1 個人被曝線量の管理

2.1.1 概 要

アルミ複合材で防湿包装したNTAフィルム(NMPフィルム)の潜像退行特性を調査した。この結果、従来のポリ塩化ビニリデンにより簡易包装したNTAフィルムと比較して、潜像退行がきわめて少なく、長期間連続使用に際しても精度良く速中性子線量を評価することが可能であることがわかった。なお、NMPフィルムは、1985年度より実際の外部被曝管理に導入している。

(南 賢太郎)

フォールアウトに由来する体内の¹³⁷Csの負荷量の推移について、最近5カ年間の測定結果を追加してまとめた。

肺モニタ校正国際比較のためのIAEAとの協定により当研究所に回送されて来たファントムを用いて、肺モニタの校正および原研で開発されたファントムとの特性データ比較を行い、測定の品質保証改良の上で意義深い知見を得た。

ホスイッチのNaI(Tl)ならびにCsI検出器、および多検出器全身カウンタからの信号を一時に取り扱い、データ処理できる新型肺モニタ計測部を設置した。

内部被曝測定データに基づき、ICRP Pub. 30の呼吸器系モデルにしたがって、摂取量を算定する簡易な手順を検討した。

(須賀 新一)

2.1.2 フォールアウト¹³⁷Csの体内量の変動

放射線作業に起因する人体中の放射能濃度を体外計測により測定する場合には、人体中の天然のカリウムの量およびフォールアウトに起因する¹³⁷Csの体内量を把握しておく必要がある。このため、大型全身カウンタを用いて人体の放射能を測定する場合には、これらの量も各被検者ごとに算出している。1981年度から1985年度までの¹³⁷Csの体内量の変動を調べるために、各年度の被検者(主に定期検査対象者65~100人)の¹³⁷Csとカリウムの体内量を求めた。これらの値から¹³⁷Csとカリウムの体内量の比¹³⁷Cs(Bq)/K(g)およびカリウムの体内量と体重の比K(g)/Weight(g)を求めた。1981年度から1985年度について、これらの算術平均した値をTable 2.1.2-1に示す。表中の¹³⁷Csの体内量は、検出限界値約15Bq(約0.4nCi)を超えた被検者について算術平均したものであり、全被検者の平均ではない(1980年度以前については、「保健物理－管理と研究－No.23」に掲載してある)。1961年度以降のフォールアウトによる¹³⁷Csの体内量の変動をFig. 2.1.2-1に示す。¹³⁷Csの体内量は1977年以降は平均25Bq(0.7nCi)前後とほぼ一定の値を示す。カリウムの体内量と体重との割合は約0.22%とほぼ一定している。

(白石 明美)

Table 2.1.2-1 Average values of ^{137}Cs and potassium in the body
for the past 5 years

	Feb. '82	Feb. '83	Feb. '84	Nov. '84	Feb. '86
Number of subjects measured	65	83	86	95	100
Number of subjects detected	33	10	22	12	9
$^{137}\text{Cs}(\text{Bq})^*$ [nCi]	22.2±9.8 [0.7±0.3]	29.1±11.3 [0.8±0.3]	22.1±6.1 [0.6±0.2]	21.1±8.4 [0.6±0.2]	25.0±8.9 [0.7±0.2]
K (g)	134±13	122±11	133±13	143±11	133±11
$^{137}\text{Cs}/\text{K}(\text{Bq/g})^*$ [pCi/g]	0.20±0.07 [5.4±1.9]	0.24±0.10 [6.5±2.7]	0.17±0.05 [4.5±1.3]	0.15±0.05 [4.0±1.5]	0.19±0.08 [5.1±2.2]
K/Weight (%)	0.21±0.02	0.20±0.03	0.21±0.02	0.22±0.03	0.22±0.02

* Average for the subjects detected significantly.

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

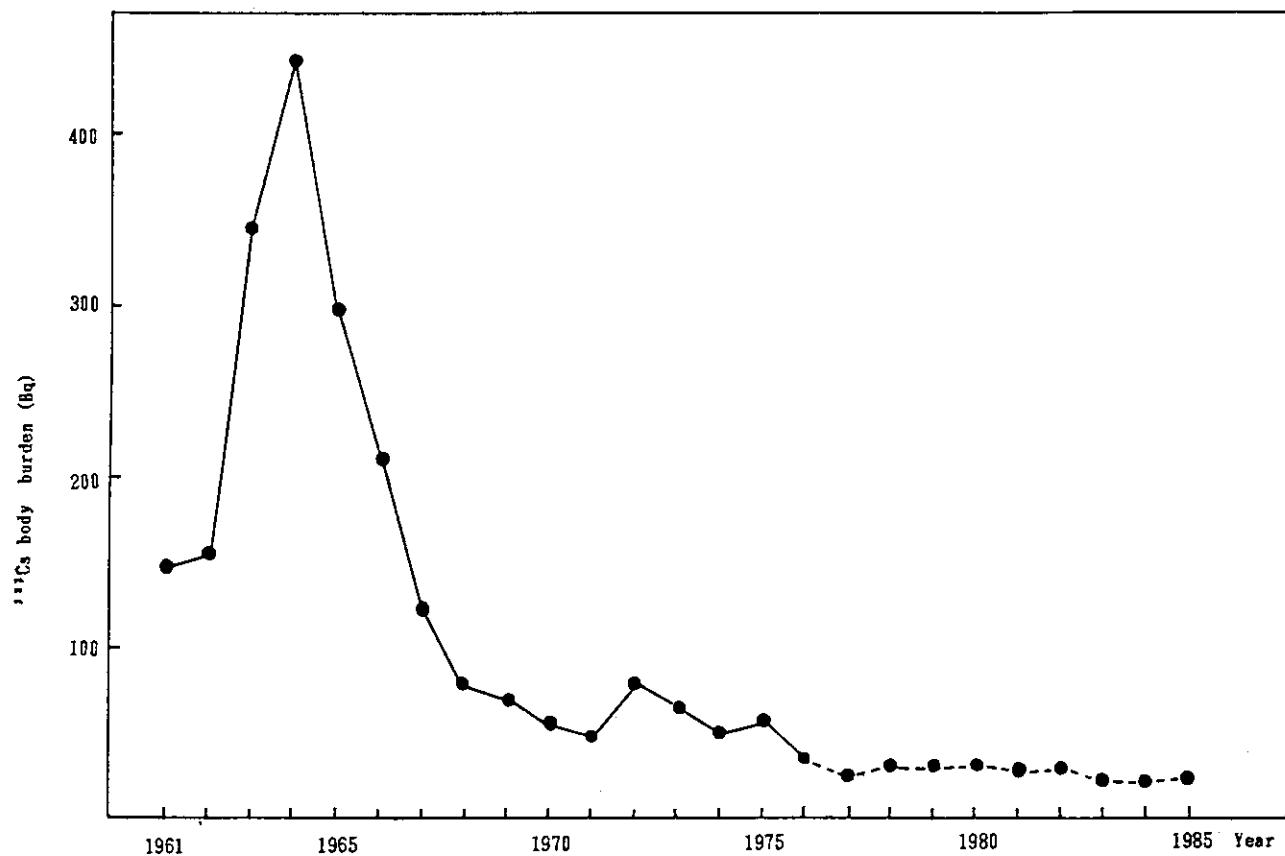


Fig. 2.1.2-1 Average ^{137}Cs body burden for about 60 subjects.
After 1976, the number of subject under detection limit
(about 15 Bq) has increased, so the average is taken
for the subjects above the detection limit and indicated
with dashed line.

2.1.3 肺モニタ校正データの検討

1985年3月から6月まで、肺モニタ校正国際比較のためのIAEAファントムを用いて、肺モニタの効率を求めるための測定を実施した。測定結果に基づいて、得られた肺中のプルトニウムおよびアメリシウムの検出効率Eは、参考文献^{1),2)}の方法によって決定され、それぞれ、以下のとおりであった。

²³⁹Puについて

$$E_{Pu} = 4.315 \times 10^{-4} \cdot e^{-0.1121 \cdot cwt} \cdot e^{0.04073 \cdot adt} \quad (\text{s}^{-1} \cdot \text{Bq}^{-1})$$

²⁴¹Amについて

$$E_{Am} = 2.64 \times 10^{-2} \cdot e^{-0.0248 \cdot cwt} \cdot e^{0.00254 \cdot adt} \quad (\text{s}^{-1} \cdot \text{Bq}^{-1})$$

ここで、cwtは胸部軟組織厚(mm)、adtは胸部の脂肪組織厚(mm)である。上記式で原研の被検者の体格(cwt=23 mm、脂肪割合=20%)について検出効率を求めると、²³⁹Puについて $3.95 \times 10^{-5} \text{ s}^{-1} \cdot \text{Bq}^{-1}$ ($8.77 \times 10^{-2} \text{ cpm/nCi}$)、²⁴¹Amについて $1.51 \times 10^{-2} \text{ s}^{-1} \cdot \text{Bq}^{-1}$ (33.6 cpm/nCi)と求まる。一方、原研ファントム(cwt=23 mm、脂肪割合=20%)について得られた²³⁹Puおよび²⁴¹Amの検出効率は、それぞれ、 $4.17 \times 10^{-5} \text{ s}^{-1} \cdot \text{Bq}^{-1}$ ($9.25 \times 10^{-2} \text{ cpm/nCi}$)、 $1.6 \times 10^{-2} \text{ s}^{-1} \cdot \text{Bq}^{-1}$ (35.5 cpm/nCi)の値であり、標準ファントムの値と大差ない値である。Photo 2.1.3-1に、校正実験のIAEAファントム、検出器および寝台などの配置を示す。

また、1985年10月、原研ファントムを使用して再校正を実施した。測定で得られた検出効率は、²³⁹Puに対して $4.11 \times 10^{-5} \text{ s}^{-1} \cdot \text{Bq}^{-1}$ ($9.13 \times 10^{-2} \text{ cpm/nCi}$)、²⁴¹Amに対して $1.55 \times 10^{-2} \text{ s}^{-1} \cdot \text{Bq}^{-1}$ (34.4 cpm/nCi)であった。これらの値は、3月に行った校正結果より、やや低めとなっている。この原因は、回路の再調整による変動や、検出器の設定誤差などが考えられる。このように、検出効率が変化した場合には、それらの比を補正係数として補正を行うことにしていく。また、バックグラウンド被検者26名についての測定から求められた検出限界(標準偏差の3倍)は、²³⁹Puで $1.5 \times 10^3 \text{ Bq}$ (40.8 nCi)、²⁴¹Amで 8.88 Bq (0.24 nCi)となった。

(大井 義弘)

参考文献

- 1) D. Newton, A.C. Wells, S. Mizushita, R.E. Toohey, J.Y. Sha, R. Jones, S.J. Jefferies, H.E. Palmer, G.A. Rieksts, A.L. Anderson, G.W. Campbell : The Livermore Phantom as a Calibration Standard in the Assessment of Plutonium in Lungs., United Kingdom Atomic Energy Authority HAWELL AERE-R11210 (1984).
- 2) 赤石準, 水下誠一 : Calibration Results of Plutonium and Other Actinides in Lungs by Means of IAEA Livermore Phantom, 第2回IAEA「肺モニタ校正研究調整会議」資料 (1986).

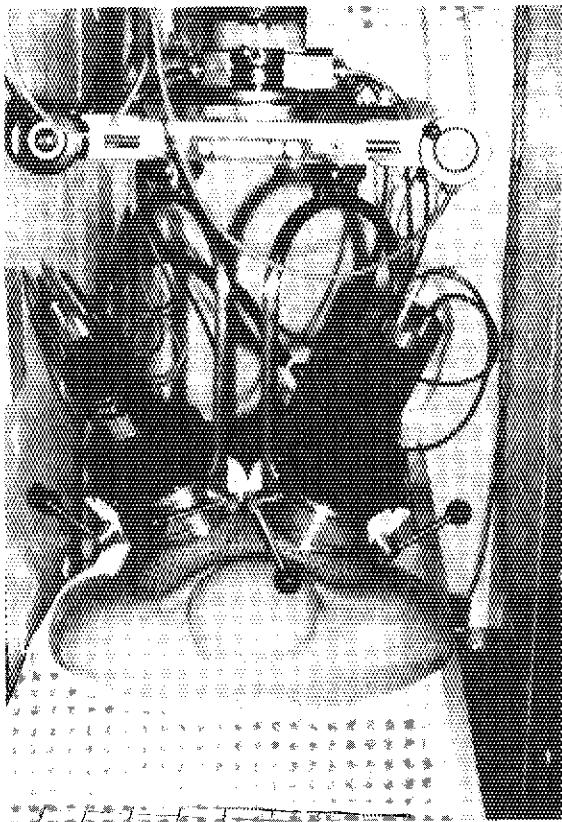


Photo. 2.1.3-1 Calibration experiments using IAEA livermore phantom.

2.1.4 新型肺モニタ計測部のシステム設計

肺モニタおよび全身カウンタによる測定データ処理を計算機で自動的に行うことができる計測部システムを設計し、導入した。システムは、肺モニタホスイッチの Na I および Cs I 検出器からの信号と全身カウンタの 5 個の Na I 検出器からの信号を同時に波高分析器に入力できるようになっている。システムの構成を Fig. 2.1.4-1 に示す。検出器からの信号を受けるために 3 系統の入力端を設けた。第 1 および第 2 系統の入力端は肺モニタのホスイッチ検出器に対するもので、それぞれ、Na I および Cs I 検出器からの信号を受ける。Na I 検出器用入力は、4 入力マルチプレクサ・ルータによっている。第 3 系統の入力端は、全身カウンタのためのもので、8 入力マルチプレクサ・ルータによっている。パルス波高分析器は、8 K チャンネルの全領域を 4 領域に分割し、うち 2 領域を肺モニタの Na I および Cs I 検出器に割り当て、他の領域を全身カウンタに割り当てた。測定の制御およびデータ処理のために 32 ビットマルチユーザ CPU を採用し、これによって、異なる端末から肺モニタと全身カウンタの測定を同時に独立して行うことができるようになった。このため、おのおのの測定プログラム内で一時データファイルを作成した後に、主データファイルへデータを転送する方式とした。1 個個人データは 256 バイトの個人情報（番号、氏名など）と 5 K バイトのスペクトル情報（おのおの 256 チャンネルの 5 領域）とからなる。また、主データファイルには個人データ管理のため 26 バイトのデータ・インデックスを設けている。測定時には、主データファイルのほか、測定に伴う各種パラメータを収録しているパラメータファイルおよびバックグラウンドファイルが使用される。データ処理のためのプログラムとしては、スペクトルの表示や出力、スムージング、積算等の機能のほか、全身カウンタについて最大 5 核種までの核種分析を行うものがある。さらに、データファイル変換、個人データ検索および全身カウンタでのスクリーニングレベルとの比較などのプログラムを備えている。

本システムにより測定データの分析、比較および統計的検討などを迅速に行うことができ、それによって測定を一層円滑に行うことができるようになった。

(水下 誠…)

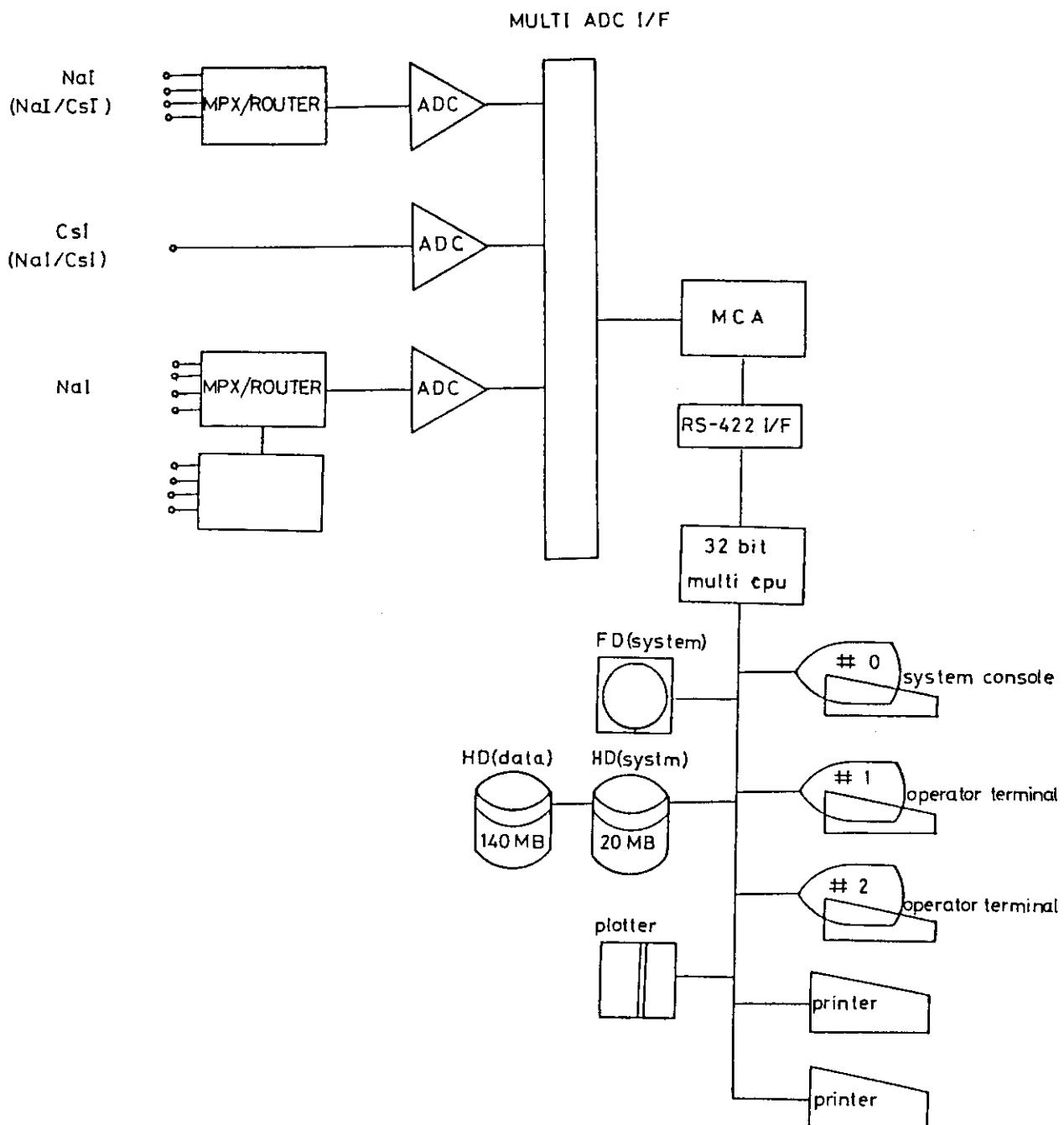


Fig. 2.1.4-1 Block diagram of lung-monitor counting system.

2.1.5 内部被曝測定データに基づく線量推定

全身カウンタによる内部被曝測定データから吸入摂取量を推定するための近似式を検討した。求められた摂取量を年摂取限度と比較することによって、内部被曝による線量を推定できる。測定データに基づいて評価された吸入から t 日後の全身残留を $q(t)$ とし、通過コンパートメントにその元素を単位量取り込んだときの全身残留関数を $R_B(t)$ 、吸入した放射性同位体の半減期を T_R (日) とするとき、摂取量 I は吸入のクラス別に次式で表わされる。

クラス D

$$I_D = q(t) \cdot \{ (0.48 + 0.15 f_1) \cdot R_B(t) \}^{-1} \cdot e^{-\frac{0.693}{T_R} t}$$

クラス W

$$I_W = q(t) \cdot \{ 0.25 (0.6 + 0.000693 t) e^{-0.0139 t} + (0.07 + 0.41 f_1) R_B(t) \}^{-1} \cdot e^{-\frac{0.693}{T_R} t}$$

クラス Y

$$I_Y = q(t) \cdot \{ 0.25 (0.015 + 0.315 e^{-0.00139 t} + 0.27 e^{-0.000693 t}) + (0.004 + 0.47 f_1) \cdot R_B(t) \}^{-1} \cdot e^{-\frac{0.693}{T_R} t}$$

ここに、 f_1 は経口摂取した元素が胃腸管から体液に吸収される割合である。クラス W およびクラス Y に対する式では、ICRP 30 の呼吸器系モデルにおいて、肺からのクリアランスに続いて体液に取り込まれる成分のうち比較的早期に取り込まれるもの以外の成分は式の簡略化のため無視した。吸入したエーロゾルの空気力学的放射能中央径は $1 \mu\text{m}$ を仮定しているが、それ以外の粒子径に対しての修正も可能である。摂取量 I と年摂取限度 ALI との比較から、預託実効線量当量 H_{50} は次式により算出される。

$$H_{50} = 0.05 \times \frac{I}{ALI} \quad (\text{Sv})$$

本近似式による摂取量の近似計算値と、呼吸器系モデルの代謝の全ての経路を考慮に入れた摂取量の厳密計算値とを比較した。比較は次に示す代表的な 29 核種について $t = 90$ 日の条件で行った。

^{35}Se , ^{36}Cl , ^{51}Cr , ^{54}Mn , ^{59}Fe , ^{57}Co , ^{60}Co , ^{65}Zn , ^{75}Se , ^{95}Zr , ^{95}Nb , ^{99}Mo , ^{103}Ru , ^{106}Ru , $^{110\text{m}}\text{Ag}$, ^{125}Sb , ^{132}Te , ^{141}Ce , ^{144}Ce , ^{147}Pm , ^{170}Tm , ^{182}Ta , ^{192}Ir , ^{198}Au , ^{197}Hg , ^{203}Hg , ^{210}Po , ^{232}Th , ^{235}U

摂取量の厳密計算値に対する近似計算値との比は、1 ~ 1.18 の値となり近似計算値が若干の過大評価となっている。大きな誤差が予測されるクラス W の f_1 の大きな核種の ^{36}Cl ($f_1 = 1$) と

^{85}Se ($f_1 = 0.8$) について上記の比はそれぞれ 1.18, 1.16 の値であった。これらのことより、本近似式を用いて、 $t = 90$ 日までの範囲で、全身残留より摂取量を推定することは十分実用性があると考えられる。

(水下 誠一)

2.1.6 NTA フィルムの潜像退行特性

速中性子線による外部被曝線量の測定評価は、従来より NTA フィルムを用いて実施されてきた。この NTA フィルムはそれ自体に防湿性がないため、照射時から現像までの時間の経過とともに情報が喪失する、いわゆる潜像退行が著しいという欠点があった。このため、ポリ塩化ビニリデンフィルムを用いた簡易包装の実施や、一部施設に対して使用期間を通常の交換周期（3 カ月ごと）の 2 分の 1（1.5 カ月）にする等の対策が実施されてきた。しかしながら、簡易包装済 NTA フィルムでも、潜像退行特性の改善は十分とは言えず、より確実な防湿包装済フィルムの使用が望まれていた。

上記のような観点から、千代田保安用品㈱で新たに開発したアルミ複合材包装の NTA フィルム（真空引きした後窒素ガスを封入したもの。以下 NMP フィルムと呼ぶ）を 1985 年度より被曝管理に導入したが、その導入に当って潜像退行特性を調査した。調査は、まず NMP フィルムを ^{252}Cf 線源で同時に照射し、室温および 30°C, 80% R.H. の条件下で一定期間放置する。その後それを現像して飛跡計測を行い、その感度（単位線量当量(Sv)当たりの飛跡面密度(tracks/cm²))の変化をみることにより実施した。Fig. 2.1.6-1 に、NMP フィルムの潜像退行特性を示す。また、比較のために、従来使用して来たポリ塩化ビニリデン包装の NTA フィルムを同時に照射しその潜像退行を調べた結果も Fig. 2.1.6-1 に示した。これらの結果から、NMP フィルムは防湿特性に優れ、室温条件下では、3 カ月後でも 20% 程度しか感度が低下せず、被曝管理上十分な信頼性が得られることがわかった。30°C, 80% R.H. の高温高湿度条件下では、室温条件下に比べて感度低下は大きいが、照射後 20 日間程度はほとんど変らず、短期間ならば高温高湿度の条件下に十分耐え得ることがわかった。

以上の結果から、NMP フィルムを用いれば、従来の方法に比べて精度よい速中性子線量評価が可能であることがわかった。

(村上 博幸)

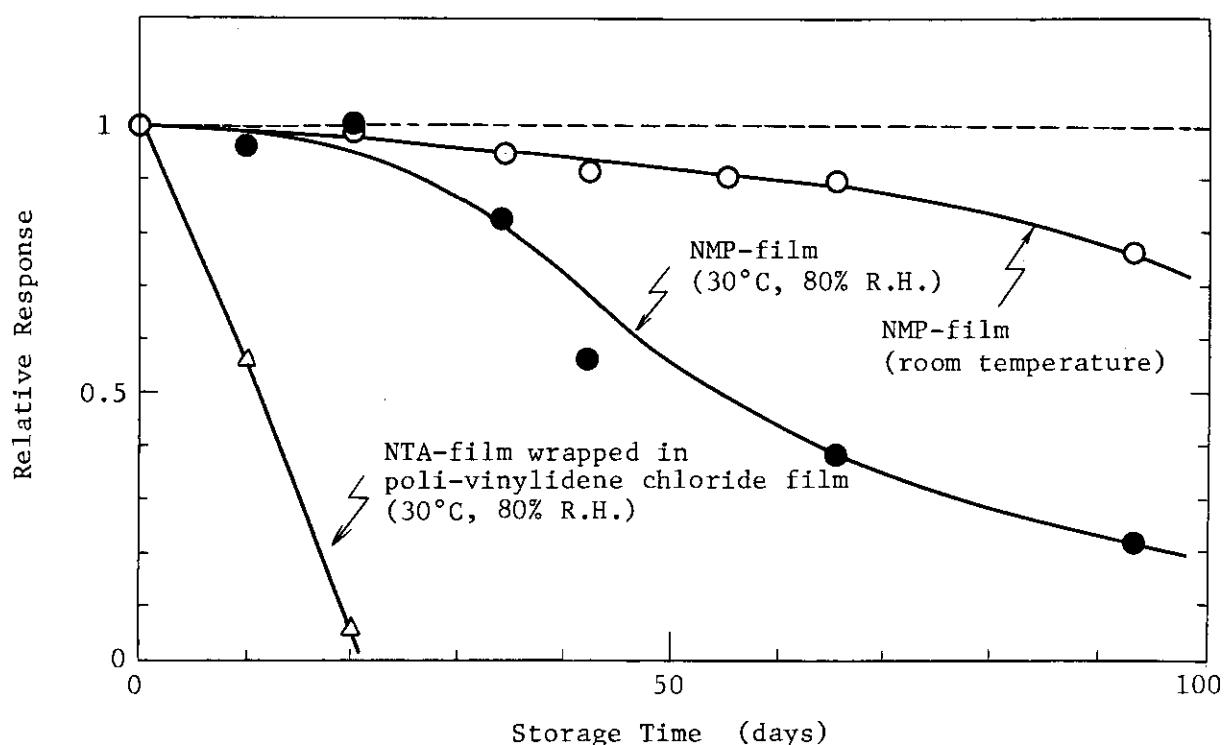


Fig. 2.1.6-1 Fading characteristics of NTA and NMP film.

2.2 施設の放射線管理

2.2.1 概 要

放射線管理の強化および管理業務の効率化のために種々の管理用機器を開発、整備するとともに、年次計画に基づく原子炉解体に伴う管理技術の開発を行った。また、日常の施設の放射線管理において生じた問題に対して、検討・改良を加え、モニタリング技術の向上をはかった。

今年度実施した主な技術開発事項は次のとおりである。

- (1) JRR-2 の ^{41}Ar 放出低減対策が、結果的に、どの程度の費用を考えて最適化を図っていったかを費用便益解析手法を用いて解析した。 ^{41}Ar の放出に伴う環境集団線量は $1 \mu\text{Sv}$ 以上について積算し、低減対策設備は10カ年間利用すると仮定した。結果的に、man-Svあたり約3500万円で最適化を図っていたことがわかった。
- (2) 1984年度開発した TEDA 添着活性炭纖維フィルタについて、ホットラボ施設から放出される ^{125}Sb に対する捕集効率を求めた。活性炭カートリッジをバックアップ捕集材として試験したところ、1時間サンプリングでは90%以上の捕集効率が得られた。活性炭纖維フィルタが ^{125}Sb の空气中濃度の測定に十分実用となることがわかった。
- (3) 放射線監視システムをホットラボに整備するにあたり、パーソナルコンピュータを用いることとし、放射線モニタの信号以外に、照射試料の詰替、排風機の稼働状況など施設運転情報を収集し、より総合的な放射線監視機能をもつ設計とともに、インターフェースには安価なモジュール型多重伝送装置を採用した設計とした。多入力でもこのシステムで十分機能することが実証された。
- (4) JRR-3 撤去作業時の作業者の出入管理、被曝管理のために、50~100名の出入者を対象とした中規模の出入管理装置を開発した。この装置は、警報器付ポケット線量計自動読取装置とミニコンピュータを組み合わせたもので、出入者の登録、出入記録ができるとともに、健康診断等の指示が可能である。また、作業者の被曝線量は種々の形に即時に整理され、後日の作業計画に直ちに反映でき、撤去作業に役立つことが立証された。
- (5) ガスフロー型計数装置と GM型計数装置の計数値の比をとることにより、簡便に β 線のエネルギーが判別できる方式をあみだした。この方式により、4 Bq 以上の放射性物質を20分間計測することで、0.16 MeV から 0.5 MeV の範囲の β 線エネルギーが識別可能となった。
- (6) 試料自動交換装置にパーソナルコンピュータを接続して、多数のダストサンプル等の計数結果を自動的に演算処理できるよう整備した。この装置は約300個の測定結果が一度に処理でき、これまでの測定記録と整合した帳票に出力できる機能を有している。データの信頼性が向上し、労力が約1/10に低減できる。
- (7) ローカルサンプリング端のろ紙の着脱には、その数の多いことから、これまでに多大の労力を要していたが、ネジ込み式あるいはスプリング式ろ紙固定に代り、簡便に着脱できるマグネット式ろ紙固定方式を考案した。この方式は、これまでの方式と比べて操作性が向上した。

(8) 原子炉解体に伴う管理技術の開発として、本年度は改良型塵埃モニタの評価試験を実施した。このモニタにはサイクロン、ろ紙搬送装置を有し、浮遊塵埃を $1.5 \mu\text{m}$, $8.5 \mu\text{m}$ で分級できるとともに、ろ紙の目詰まり度合に応じて自動的に交換できる設計である。これらの操作、計測はマイクロコンピュータの指令によりすべて処理でき、十分実用になることが確認できた。

(山本峯澄、松井 浩)

2.2.2 JRR-2 ^{41}Ar 放出低減対策の費用便益解析

(1) JRR-2 の ^{41}Ar 低減対策

JRR-2 では、定格出力10MWの運転中において、1976年まで $1.2 \times 10^{11} \text{Bq}/\text{h}$ の ^{41}Ar が放出されていた。敷地境界における全身被曝線量の評価値は、 $2.6 \times 10^{-2} \text{mSv}/\text{y}$ である。この ^{41}Ar の発生源は、炉内の水平実験孔および気送管が主であり、それぞれ放出量の80~90%, 10~20%を占めていた。これらの放出低減をはかるため、1976年に次の低減対策がとられた。

水平実験孔の放出低減対策として、実験孔を気密化することにより空気流量を少なくし、かつその排気を減衰ダクトを通過させることにより ^{41}Ar を減衰させる方法をとった。これにより、この系統の放出率は約 $1.0 \times 10^{11} \text{Bq}/\text{h}$ から $1.4 \times 10^{10} \text{Bq}/\text{h}$ に低減することができた。

気送管からの放出低減対策として、2系統ある気送管にメカニカルシャッターをつけて、気送管不使用中の放射化空気の排出を防止するとともに、気送管を使用する前に、この放射化空気を減衰タンクに導き入れ、十分減衰した後放送出する方式とした。これにより、この系統の放出率は約 $1.9 \times 10^{10} \text{Bq}/\text{h}$ から $2.6 \times 10^9 \text{Bq}/\text{h}$ に低減することができた。

これらの対策によって、JRR-2からの放出率は $1.2 \times 10^{11} \text{Bq}/\text{h}$ から $1.6 \times 10^{10} \text{Bq}/\text{h}$ になった。

(2) 最適化の考察

低減の目標は、東海研の原子炉施設全体から放出される廃棄物による周辺監視区域境界における全身被曝線量を、 $5.0 \times 10^{-2} \text{mSv}/\text{y}$ 以下にすることであり、各研究炉等の運転、利用状況を考えて、JRR-2 の ^{41}Ar の放出率を約4分の1 ($1.2 \times 10^{11} \text{Bq}/\text{h} \rightarrow 3.0 \times 10^{10} \text{Bq}/\text{h}$) に低減する方針がとられた。この時の低減対策を最適化手法を用いて考察した。

低減対策の実施前後の ^{41}Ar 放出率、対策費用、費用と低減放出率および低減集団線量との比を Table 2.2.2-1 に示した。また、減衰ダクトを追加設置して低減すると仮定した場合の値も示した。これらの費用は1976年当時のものであり、現在は約2倍かかるものと思われる。

JRR-2 のスタックから ^{41}Ar が $3.7 \times 10^{10} \text{Bq}/\text{y}$ 放出された場合の周辺住民の集団線量は、年間平均気象データを用いて計算すると、 $1.5 \times 10^{-2} \text{man-Sv}$ に相当する。また、原子炉の稼動率を0.37、放出率を $3.7 \times 10^{10} \text{Bq}/\text{h}$ とした場合の集団線量は $4.86 \times 10^{-2} \text{man-Sv}/\text{y}$ に相当する。Table 2.2.2-1 に示す費用と低減集団線量との比は、低減対策装置の稼動年数を10カ年間として算定した。

1 man-Sv 低減するための対策費は、水平実験孔の気密化で140万円、減衰ダクトの設置では2,300万円であり、気送管メカニカルシャッタの設置では3,500万円、減衰タンクの設置は、15,000万円である。水平実験孔系に減衰タンクをさらに追加する場合は、1 man-Sv 低減あたり 43,000

万円に相当する。気送管の減衰タンクの設置目的は、 ^{41}Ar 低減よりも、気送管稼動直前に放射化した空気を放出することにより、スタックモニタの警報が常に発生するのを防止することを考慮したものである。

これらの結果から JRR-2 の ^{41}Ar 低減対策として、man-Sv 当たり約 3,500 万円として最適化をはかったことに相当することがわかった。

(大内 富男)

Table 2.2.2-1 Reduction measures of ^{41}Ar release in JRR-2

Measures	Release rate of ^{41}Ar (Bq/h)		Cost of measures [A] (YEN)	A	
	Before measures	After measures		Differential release rate (YEN/3.7 \times 10 ¹⁰ Bq/h)	Differential collective dose (YEN/man Sv)
^{*1} Horizontal experiment holes	Sealing	1.0×10^{11}	4.1×10^{10}	1.1×10^6	6.9×10^5
	Decay duct	4.1×10^{10}	1.4×10^{10}	8.0×10^6	1.1×10^7
^{*2} Addition of decay duct			7.4×10^9	3.6×10^7	2.1×10^8
	Mechanical shutter	1.9×10^{10}	3.3×10^9	7.0×10^6	4.3×10^8
Pneumatic tubes	Decay tank	3.3×10^9	2.6×10^9	1.5×10^6	7.5×10^7

*1 ^{41}Ar release rate from horizontal experiment holes includes the release rate from vertical experiment holes and a thermal shielding area.

*2 This measures was not taken actually.

2.2.3 活性炭素纖維フィルタの¹²⁵Sbに対する捕集性能

従来の活性炭フィルタ（CP-20）に代るものとして、活性炭素纖維フィルタ（ACF フィルタ）が新たに開発された。¹⁾ ACF フィルタは、CP-20 に比べて外力に強く、取り扱い中の活性炭の飛散がないなどの特徴を有し、通気抵抗やヨウ化メチル捕集効率も優れている。今回、¹²⁵Sb に対する捕集性能を調査した。

(1) 実験方法

ホットラボでは、マグノックス燃料の照射後試験を行うために、燃料を切断する。その際に発生する揮発性の¹²⁵Sb を含んだ排気フィルタ通過後の空気をサンプリングし、捕集部に流した。捕集部はセルローズグラスファイバろ紙（HE-40T）、ACF フィルタ（TEDA 6%）2段、活性炭カートリッジ（CHC-50（TEDA 5%））で構成した。サンプリング流量率は、捕集部の後にマスフローメータを用いて測定し、30 ℥/min から 100 ℥/min（面速26cm/s から85cm/s）の範囲で変化させた。サンプリング時間は、通常、燃料切断に費される1時間とした。燃料を切断するケーブには、管理区域内からフィルタを通して給気されているので、サンプリング空気の相対湿度は室内と同じ約70%である。

捕集効率は、各々のフィルタに捕集した放射能量の総和と初段のACF フィルタ（TEDA 6%）に捕集された放射能量の比で求めた。

(2) 実験結果

Fig. 2.2.3-1 に、おのおのの流量率に対する¹²⁵Sb の捕集効率を示す。サンプリング流量率が 100 ℥/min 以下では、90%以上の捕集効率を有している。また、2段目のACF フィルタ（TEDA 6%）についても、初段と同様の方法で捕集効率を求めたところ、ほぼ同じような曲線を得た。

従来の CP-20 の捕集効率85%～88%に比べて、ACF フィルタ（TEDA 6%）は同等以上の捕集性能を有しており¹²⁵Sb の捕集に、十分に利用可能であることがわかった。

(梶本 与一)

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性ヨウ素モニタリング用フィルタの開発
保健物理 21(1) 9 (1986)

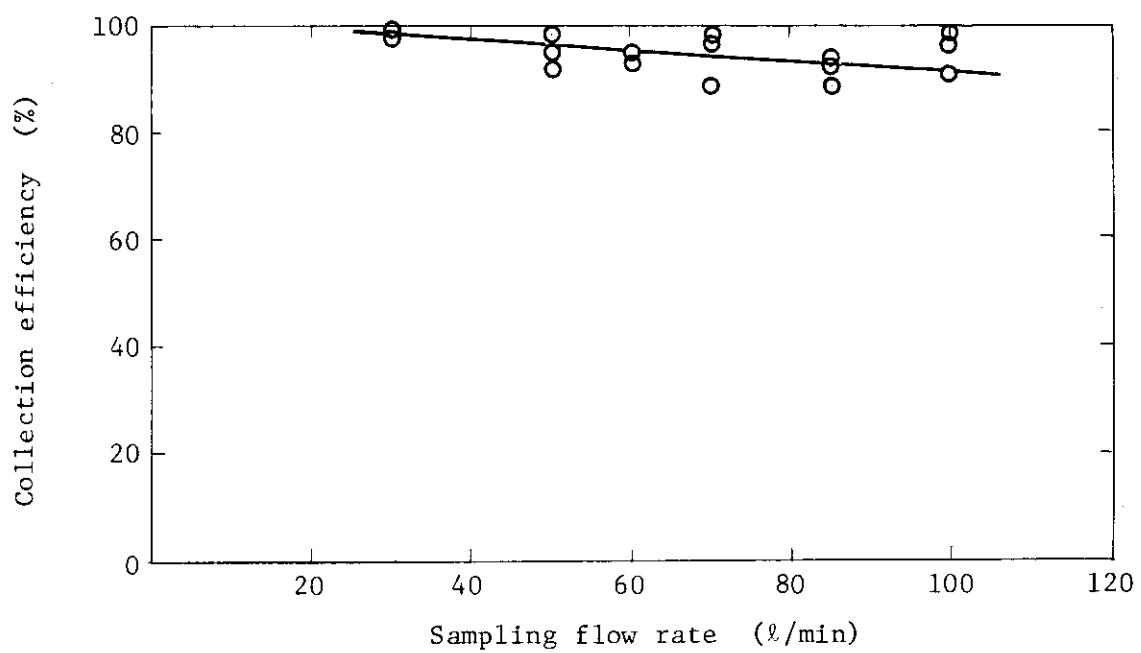


Fig. 2.2.3-1 ^{125}Sb collection efficiency for ACF filter (TEDA 6%).

2.2.4 ホットラボの放射線モニタ監視システムの開発

研究炉地区における放射線管理用モニタ集中監視装置整備の年次計画に基づき 1985 年はホットラボにパーソナルコンピュータ（以下パソコンという）を用いた放射線管理用モニタ監視装置（以下監視装置という）を整備した。

ホットラボは、管理区域が広く、また、分散しており作業内容も多種にわたっている。さらに作業区域の放射線量率、空気中放射能濃度は、作業内容、設備機器の動作状況等と連動して著しく変動する。放射線量率、空気中濃度のモニタリングは、移動型ガンマエリヤモニタ、移動型ダストモニタ等を用い、情報の収集能力を強化した。また、設備機器の動作状況に対してはケーブル内装機器類の情報を収集するとともに帳票等の効率的な作成を可能にすることなどを主眼にして本監視装置を設計した。

放射線管理用モニタは、ホットラボ用の γ 線エリヤモニタ 3 ch、ダストモニタ 4 ch、ガスマニタ 1 ch および JRR-1 用のダストモニタ 2 ch、その他サンプリング流量率計で構成され、一つのラック内に収納されている。このような規模のデータ処理にはミニコンピュータを使用するのが一般的であるが、パソコンの性能の著しい進歩、ソフトウェア処理の工夫、1984 年度の VHTRC の監視装置の使用経験¹⁾をふまえて、本監視装置もデータ集計部と監視部とに 2 台のパソコンを使用することとした。

Fig. 2.2.4-1 に監視装置のハードウェア構成を示す。放射線管理用モニタの 0~1V 出力と機器等の ON-OFF 信号の入出力のインターフェースには、これまでの NIM 型インターフェースモジュールに替えて、コストの安い市販のモジュール型多重伝送装置を用いた。1 台のパソコンはモニタ監視部と位置づけ、モニタラック内に収納した。他方のパソコンはデータ集計部とし放管居室に設置した。ソフトウェア上もそれぞれのパソコンの機能を明確に分離し信頼性と操作性の向上をはかった。

モニタ監視部には、各モニタのデータを 1 分周期で、ハンドフットクロスモニタアラーム信号、ホットラボ設備機器等の ON-OFF 信号を 10 秒周期で収集し、指示値監視、メッセージ出力、データファイルの機能を持たせた。

データ集計部は、モニタ監視部のファイルからデータを処理要求ごとに読み出し、トレンド表示、状態表示を行う。さらに本装置においては、特に排出ダスト、ガス等の月報、放射線管理月報、その他の帳票類の作成を効率的に行うことについて重点を置いた。また、計算センターとオンライン接続し、将来試料集中計測等のデータのオンライン入力により自動的に月報等が作成可能なようにソフトウェアの設計を行った。

保存データは、10 分平均値を用い、これをフロッピィディスク 1 枚／月の型式で保存するとともに、帳票類もフロッピィディスクに保存することとした。また、これらは計算センターのディスク等にファイルし保存することも可能とした。

その他のソフトウェアは既設の監視装置における方式とほぼ同様の構成とし、^{1),2)} 操作方法についてもタブレットを用いた方式として統一化した。

（野村 俊文）

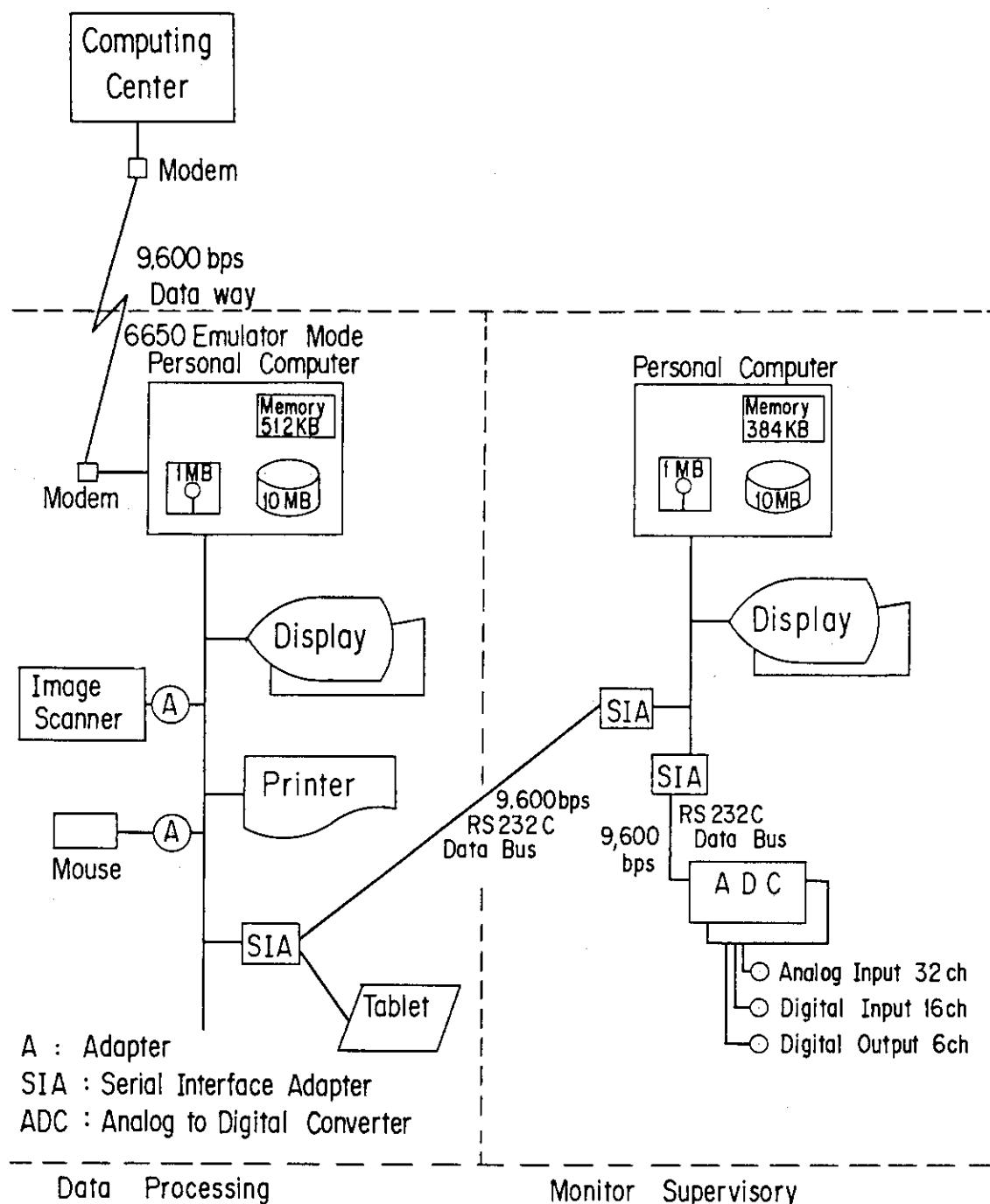


Fig. 2.2.4-1 Radiation monitoring surveillance system
in Hot Laboratory.

参考文献

- 1) 松井智明：保健物理－管理と研究－No.27, JAERI-M-85-134, 157, (1985)
- 2) 渡部考三, 野村俊文：保健物理－管理と研究－No.25, JAERI-M 83-134, 135～139, (1983)

2.2.5 JRR-3 出入管理装置の開発

JRR-3 の改造作業時には、多数の作業者が管理区域へ出入する。このため、作業者の出入管理と外部被曝管理を円滑に、かつ効果的に行うために出入管理装置を設計した。

Fig. 2.2.5-1 に、出入管理装置の主要なハードウェア構成を示す。ミニコンピュータは、データ件数 60,000 件（入退で 1 件）のファイル容量を持つハードディスクとバックアップ用のフロッピーディスクで構成され、処理したデータは、漢字ターミナルから任意に各種の画面出力および帳票出力が行える。

作業者の入域に当たっては、あらかじめ本装置に作業者の氏名、登録番号（任意の 6 桁番号）、所属（会社名）、推定被曝線量等を登録する。この登録によって、登録番号、作業区分を入力した個人識別カード（ID カード）を発行する。作業者は、ID カードと警報付ポケット線量計（APD）を、それぞれカードリーダおよび APD リーダに挿入し、入域情報を読み取らせる（読み取り時間は 5 秒以内）。読み取り後、作業者は APDだけを携帯して入域する。

このリーダには、ミニコンピュータの故障時でも、入退に支障を来さないように、入退域のデータ収録用フロッピーディスクを装備している。

被曝線量計として、APD を選んだ理由は、(1)被曝線量が常時表示されていて、着用者自身も確認できること、(2)警報機能をもたせることにより、推定被曝線量以上の被曝を防げること、(3)読み取りの機械化が可能で、読み取り時間の短縮および読み取り過誤の防止がはかれる等である。

Table 2.2.5-1 に処理データの出力項目を示す。

出入管理としては、現在立入者リスト、出入管理記録、外来者管理区域立入記録等の画面、帳票出力が行える。また、リーダから伝送されたデータは、ミニコンピュータのファイルと照合（入域に当たっては登録されているかどうか、退域に当たっては ID カードと APD ナンバー、推定被曝線量と積算被曝線量など）され、入退の可否の判定を行い、否の場合はランプとブザーで入退者に知らせる。否の場合のデータは、不適格データとして帳票出力（日報）される。これらにより、入域者の確認、入退手続きの簡素化等を図った。

外部被曝管理として、個人別、作業別の当日被曝線量および積算被曝線量と作業別被曝分布などの日報、期間報を出力させることができ、これらのデータをもとに作業計画を見直し、翌日の作業の被曝管理に反映させることができるようとした。

（山根 健路）

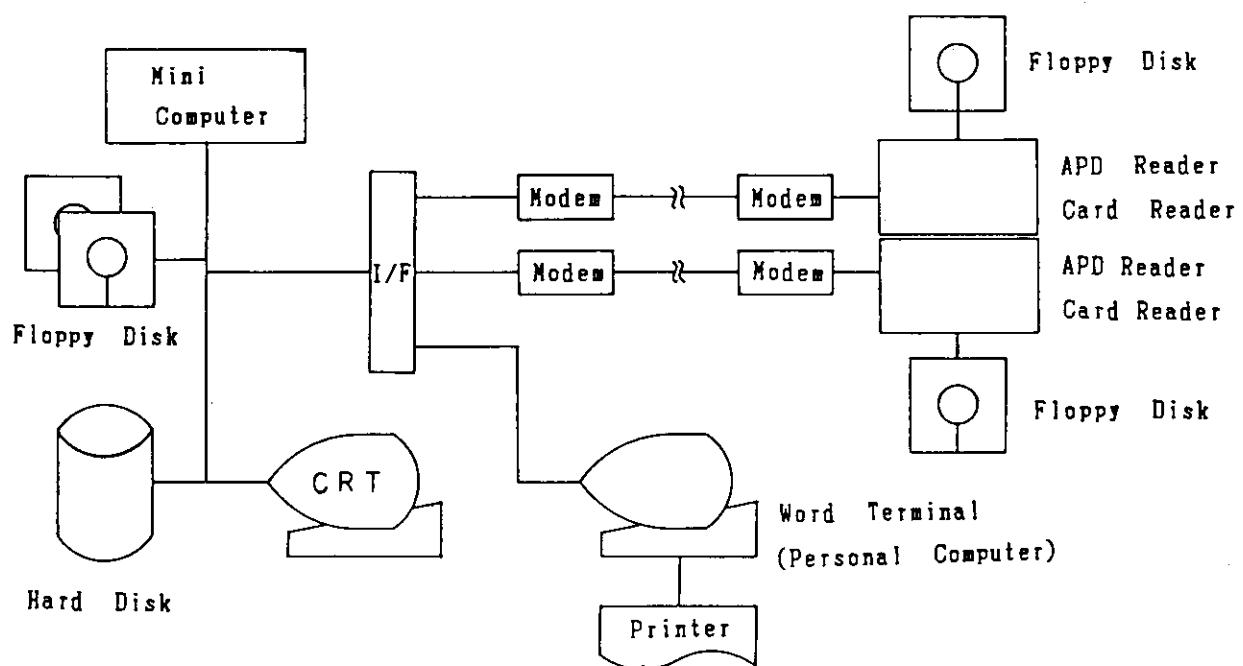


Fig. 2.2.5-1 JRR-3 personnel monitoring system with APD.

Table 2.2.5-1 Output list of JRR-3 personnel monitoring system

-
- (1) List of worker in controlled area
 - (2) Record of ingress and egress of worker
 - (3) Record of exposure of workers (work)
 - (4) Record of exposure of workers (personnel)
 - (5) Distribution of exposure
 - (6) Check list of medical examination
-

2. 2. 6 煙感知器点検用具のラドン娘核種汚染の調査

天然のラドン娘核種の沈着のため放射線測定器に“疑似計数”が生じ、あたかも放射線取扱施設起因の放射性汚染と見紛うことがあり、その事例¹⁾が報告されている。タンデム加速器棟において煙感知器の点検作業時に、検査用発煙器具の塩ビ・ラバー製の蛇腹部にラドン娘核種の付着による“疑似汚染”と思われる事象が発生した。この「汚染」検出が天然のラドン娘核種による“疑似汚染”であることを確認するため再現実験を行った。

(1) 実験方法

“疑似汚染”が発見された日と同様の晴天で湿度の低い日に、タンデム加速器棟の照射室において実験した。照射室は四方をコンクリートの遮蔽壁で囲まれた約 700 m³ 程度の空間である。室内の換気は 9 時から 16 時 30 分まで停止された。

換気停止から 5 時間 20 分後の 14 時 20 分から点検操作を開始した。同室の天井に取り付けてある煙感知器に発煙器具を接触させる操作を連続して 10 回行い、放置の時間において、それを 3 度繰返した。各操作の前後において、GM サーベイメータによって発煙器具の表面汚染度を測定し、器具に“放射能”が付着・蓄積していく度合いを調べた。

また、室内の温度・湿度および放射能濃度を測定した。

(2) 結果と検討

室内の温度と湿度はそれぞれ、21.5 °C, 16~18% RH で、十分に乾燥した状態であった。

室内の空気中の放射性塵埃濃度を測定した結果、10 時 30 分から 1 時間の平均濃度として、 $\beta(r)$ 線測定で 10 Bq/m³, α 線測定で 7 Bq/m³ を得た。これらサンプリングろ紙上の α , β 線放出放射性物質は減衰曲線や γ 線スペクトルの解析から、天然のラドン娘核種であって、施設の放射性物質の漏洩に起因のものではないことが確認された。

Fig. 2. 2. 6 - 1 は発煙器具の蛇腹部分にラドン娘核種放射能が蓄積していく経過を示したものである。上部の矢印と数字は、煙感知器に発煙器を接触させる連続操作の実施番号で、各矢印の時刻に合計 3 度行ったことを示す。また、×印とその数字は表面汚染密度の測定番号を示す。放射能は蛇腹先端部で高くなっていた。この部分は天井のコンクリート表面に接するところである。コンクリート表面部あるいは近辺に滞留しているラドン娘核種をその部分に静電捕集（あるいは物理的付着）したことと考えられる。

以上の再現実験の結果から、コンクリートなどで囲まれた部屋の換気を停止し、天然のラドン娘核種が多く滞留する状況下で煙感知器の点検作業をした場合、発煙器具などに汚染検査計で「汚染あり」と測定される“疑似汚染”が生じうることが確認された。

(井沢 庄治)

参考文献

- 1) 池辺幸正 他：保健物理, 17, 157~164 (1982)

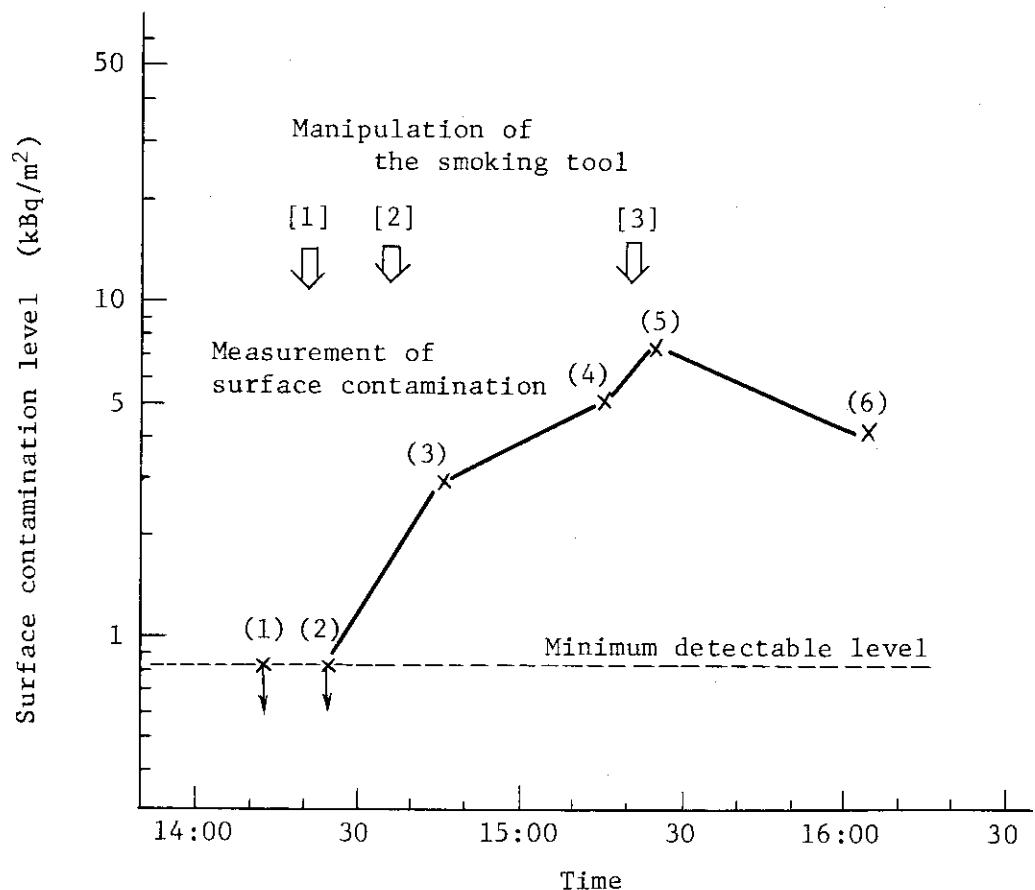


Fig. 2.2.6-1 The accumulation of β -activities on the surface of the smoking tool.

2.2.7 ダスト試料測定データの自動処理

再処理施設管理係担当区域では、毎月約260枚のダスト試料を既設の試料自動交換測定装置で測定し、25種類の塵埃測定記録を作成している。これらのデータ処理には、試料の測定時間を含めないで毎月約20時間費やしている。また、データ数が多いため計算ミスなどもしばしば見受けられた。

ダスト試料測定データ処理の効率化を計るとともにデータの信頼性を向上させるため、試料自動交換測定装置からオンラインで測定データをパーソナルコンピュータに入力し、各種塵埃測定記録を自動で作成するシステムを整備した。

(1) システムの構成

システムの構成をFig.2.2.7-1に示す。

- (a) 試料自動交換測定装置： α 線、 β 線を順次測定
- (b) パーソナルコンピュータ（FACOM-9450 II）
 - (i) 小型計算機：主記憶容量、512 kB
 - (ii) 補助記憶装置：5インチフロッピィディスク、1 MB
 - (iii) キーボード、ディスプレイ、15インチ漢字プリンタ
- (c) 信号の伝送：RS 232-C インタフェース
- (d) アプリケーションプログラム
 - (i) 使用言語：日本語技術計算用倍精度 BASIC
 - (ii) プログラム名：放射線管理データ処理装置用アプリケーションソフトとして以下の2つがある。
 - システムディスク：補助記憶装置“0”にセット
 - BASIC：補助記憶装置“1”にセット

(2) プログラム作成時の基本方針

アプリケーションプログラムは、以下の考え方を基本に作成した。

- (a) 簡単に操作できるよう設計する。
- (b) マニュアルで入力する項目は必要最少限とする。
- (c) 誤入力を防止するため範囲チェック機能を持たせる。
- (d) 建家名、サンプリング流量等通常変更しないものは定数※とし、修正できるようにする。
- (e) ダスト試料は、Rn およびTn の娘核種減衰後ただちに測定し、異常のないことを確認しておく。1カ月分の試料測定が終了した時点で各種塵埃測定記録を単独あるいは一括して出力させる。
- (f) 出力フォーマットは、現在使用している様式に合わせる。

(3) ダスト試料の測定および塵埃測定記録の作成等

ダスト試料は、次の手順で測定する。

- (a) アプリケーションプログラムを補助記憶装置にセットし、ディスプレイの電源をONにす

※ 文字定数：測定者、建家、採取場所、スタック、測定器、測定線種

数值定数：集塵流量、排気風量、自然計数、測定効率等

る。画面上で“測定データの収集”を選択する。

- (b) 対話形式でキーボードから採取期間等のパラメータデータを入力する。
- (c) 所定の順序でダスト試料を試料自動交換測定装置にセットし、測定を開始する。（測定データはシステムディスク入りフロッピディスクに記録される。）

塵埃測定記録は、画面上で“月報作成”を選択し、作成する。また、定数は“定数の設定・変更”を選択し、修正する。

各種塵埃測定記録の出力例を Table 2.2.7-1 に示す。

(4) まとめ

1985年3月から本システムの使用を開始した。本システムの使用に伴い塵埃測定記録作成に要する労力は、従来の1/10以下に低減でき、データの信頼性も向上した。データの信頼性を向上させるという観点から今後、水試料測定データの処理についても検討する予定である。

（長谷川圭佑）

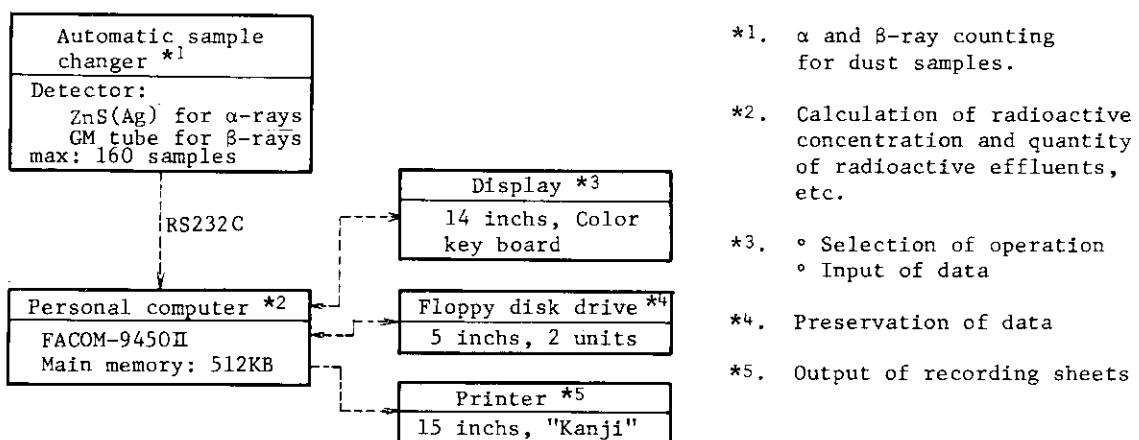


Fig. 2.2.7-1 Flow sheet of data processing system for dust sample measurement.

Table 2.2.7-1 An example of recorded sheet for dust sample counting

排出塵埃測定記録

採取年月		昭和61年3月		建屋名		Pu研1棟		スタック名		スタックI			
測定器		アロカJDC-551		測定線種		全β		排出空気流量		6.0E+9 (cm³/h)			
採取期間 月/日	測定日	試料計数 (c/m)	自然計数 (cpm)	正味 計數率 (c/m)	検出限界計 數率(3σ) (cpm)	計数 効率 (%)	サンプル 量 (l/min)	サンプル 稼動時間 (h)	検出限界 濃度 (μCi/cm³)	平均濃度 (μCi/cm³)	排出 空気量 (cm³)	RI量 (μCi)	測定者
3/3~3/9	3月18日	127/5	25.4	2493/100	24.93	<7.8	7.8	36	200	168	4.9E-15	<4.9E-15	1.0E012 <4.9E-03 沼田
3/10~3/16	3月25日	126/5	25.2	2493/100	24.93	<7.8	7.8	36	200	168	4.9E-15	<4.9E-15	1.0E012 <4.9E-03 沼田
3/17~3/23	3月31日	150/5	30.0	2493/100	24.93	<7.8	7.8	36	200	168	4.9E-15	<4.9E-15	1.0E012 <4.9E-03 沼田
3/24~3/30	4月9日	116/5	23.2	2493/100	24.93	<7.8	7.8	36	200	168	4.9E-15	<4.9E-15	1.0E012 <4.9E-03 沼田
週 平均最大濃度		<4.9E-15 μCi/cm³		月間 平均濃度		<4.9E-15 μCi/cm³		3ヶ月間 平均濃度		<4.9E-15 μCi/cm³			
週 最大排出量		0 μCi		月間 排出総量		検出限界以上		検出限界未満		3ヶ月間 排出総量		検出限界以上	
				0 μCi		2.0E-02 μCi				0 μCi		4.2E-02 μCi	

室内塵埃測定記録

採取年月	昭和61年3月	測定器	アロカJDC-551	建屋名	再処理特研	採取場所	Pu-Lab							
採取点	採取期間 月/日	測定日	試料計数 (c/m)	自然計数 (cpm)	正味 計數率 (c/m)	検出限界計 數率(3σ) (cpm)	計数 効率 (%)	サンプル 量 (l/min)	サンプル 稼動時間 (h)	検出限界 濃度 (μCi/cm³)	平均濃度 (μCi/cm³)	測定線種	測定者	備考 全β (c/m)
①	3/3~3/9	3月18日	1/5	0.2	6/100	0.06	<1.9	1.9	32	50	168	5.2E-15	<5.2E-15	全α 沼田 157/5
①	3/10~3/16	3月25日	2/5	0.4	6/100	0.06	<1.9	1.9	32	50	168	5.2E-15	<5.2E-15	全α 沼田 161/5
①	3/17~3/23	3月31日	0/5	0.0	6/100	0.06	<1.9	1.9	32	50	168	5.2E-15	<5.2E-15	全α 沼田 148/5
①	3/24~3/30	4月9日	0/5	0.0	6/100	0.06	<1.9	1.9	32	50	168	5.2E-15	<5.2E-15	全α 沼田 141/5
②	3/3~3/9	3月18日	4/5	0.8	6/100	0.06	<1.9	1.9	32	50	168	5.2E-15	<5.2E-15	全α 沼田 151/5
②	3/10~3/16	3月25日	2/5	0.4	6/100	0.06	<1.9	1.9	32	50	168	5.2E-15	<5.2E-15	全α 沼田 125/5
②	3/17~3/23	3月31日	3/5	0.6	6/100	0.06	<1.9	1.9	32	50	168	5.2E-15	<5.2E-15	全α 沼田 120/5
②	3/24~3/30	4月9日	3/5	0.6	6/100	0.06	<1.9	1.9	32	50	168	5.2E-15	<5.2E-15	全α 沼田 138/5
③	3/3~3/9	3月18日	0/5	0.0	6/100	0.06	<1.9	1.9	32	50	168	5.2E-15	<5.2E-15	全α 沼田 145/5
③	3/10~3/16	3月25日	0/5	0.0	6/100	0.06	<1.9	1.9	32	50	168	5.2E-15	<5.2E-15	全α 沼田 145/5
③	3/17~3/23	3月31日	1/5	0.2	6/100	0.06	<1.9	1.9	32	50	168	5.2E-15	<5.2E-15	全α 沼田 119/5
③	3/24~3/30	4月9日	2/5	0.4	6/100	0.06	<1.9	1.9	32	50	168	5.2E-15	<5.2E-15	全α 沼田 134/5
④	3/3~3/9	3月18日	2/5	0.4	6/100	0.06	<1.9	1.9	32	50	168	5.2E-15	<5.2E-15	全α 沼田 141/5
④	3/10~3/16	3月25日	2/5	0.4	6/100	0.06	<1.9	1.9	32	50	168	5.2E-15	<5.2E-15	全α 沼田 148/5
④	3/17~3/23	3月31日	2/5	0.4	6/100	0.06	<1.9	1.9	32	50	168	5.2E-15	<5.2E-15	全α 沼田 148/5
④	3/24~3/30	3月9日	1/5	0.2	6/100	0.06	<1.9	1.9	32	50	168	5.2E-15	<5.2E-15	全α 沼田 140/5

作業環境測定記録

採取年月	昭和61年3月	測定器	アロカJDC-551	建屋名	フッソ実験室	採取場所	排気系フィルタ前							
採取日	測定日	試料計数 (c/m)	自然計数 (cpm)	正味 計數率 (c/m)	検出限界計 數率(3σ) (cpm)	計数 効率 (%)	サンプル 量 (l/min)	サンプル 稼動時間 (h)	検出限界 濃度 (μCi/cm³)	平均濃度 (μCi/cm³)	測定線種	測定者	備考	
3月19日	4月9日	0/5	0.0	6/100	0.06	<1.9	1.9	32	100	8	5.5E-14	<5.5E-14	全α 長谷川	

2.2.8 空気サンプリング用ろ紙ホルダの改良

原子力施設においては、管理区域内各所の作業環境の空気汚染モニタリングのために、ろ紙ホルダを設置して、空气中塵埃をろ紙上に捕集し、その放射能を測定している。

従来空気サンプリングに使用していたろ紙ホルダは（Photo 2.2.8-1），ろ紙を押える方法として、たとえばネジ込みによる方法、あるいはスプリングを利用したものなどで、ろ紙交換時の操作性に次のような難点があった。ろ紙ホルダは、①本体および②ろ紙を押える金具で構成されているため、ネジ込み式の場合は、ろ紙の装着脱着のたびに金具を数回も回転させなければならない。スプリング式の場合も、金具に付いているスプリングが本体に引っ掛かるため、ろ紙の交換がスムーズにできない。また、ろ紙ホルダが壁などに固定されていない場合ろ紙の交換は、両手で操作しなければならないなどである。このため、ろ紙交換時のこれら操作性の向上および煩雑さを軽減するため、マグネットリングを利用してろ紙を押えるろ紙ホルダを試作（Photo 2.2.8-2）した。

今回改良したろ紙ホルダは、Fig. 2.2.8-1 に示すように、①マグネットリング、②本体(I)③パッキング、④本体(II)で構成されている。本体は2分割とし、本体(I)は磁性体(SS)，本体(II)は軽量化のためアルミ製とした。また、本体(II)は配管等との接続を考慮し、ネジ型またはホースニップル型とした。ろ紙は本体に装着しマグネットリングで押える構造とし、また、マグネットリングおよびろ紙は、その一部が4カ所いずれかの⑥切り欠き部よりはみ出すため、ろ紙の交換が容易に行えるようにした。

（沢畠 啓）

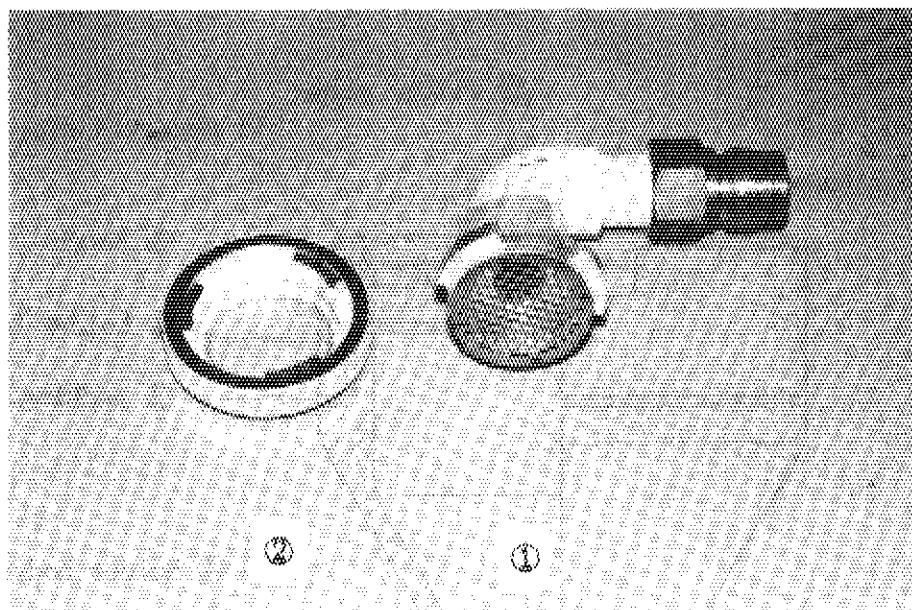
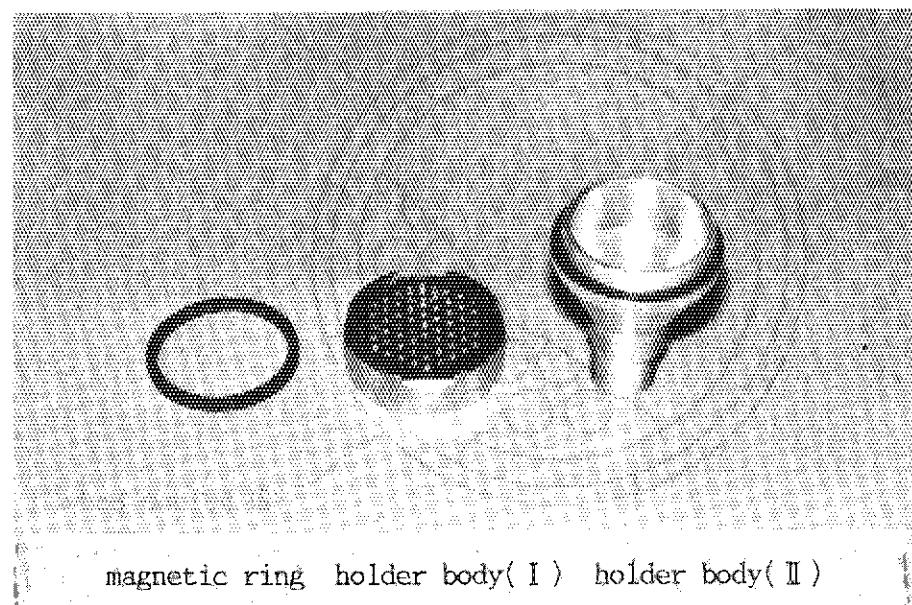


Photo. 2.2.8-1 An example of conventional air sampling holder.



magnetic ring holder body(I) holder body(II)

Photo. 2.2.8-2 Modified air sampling holder.

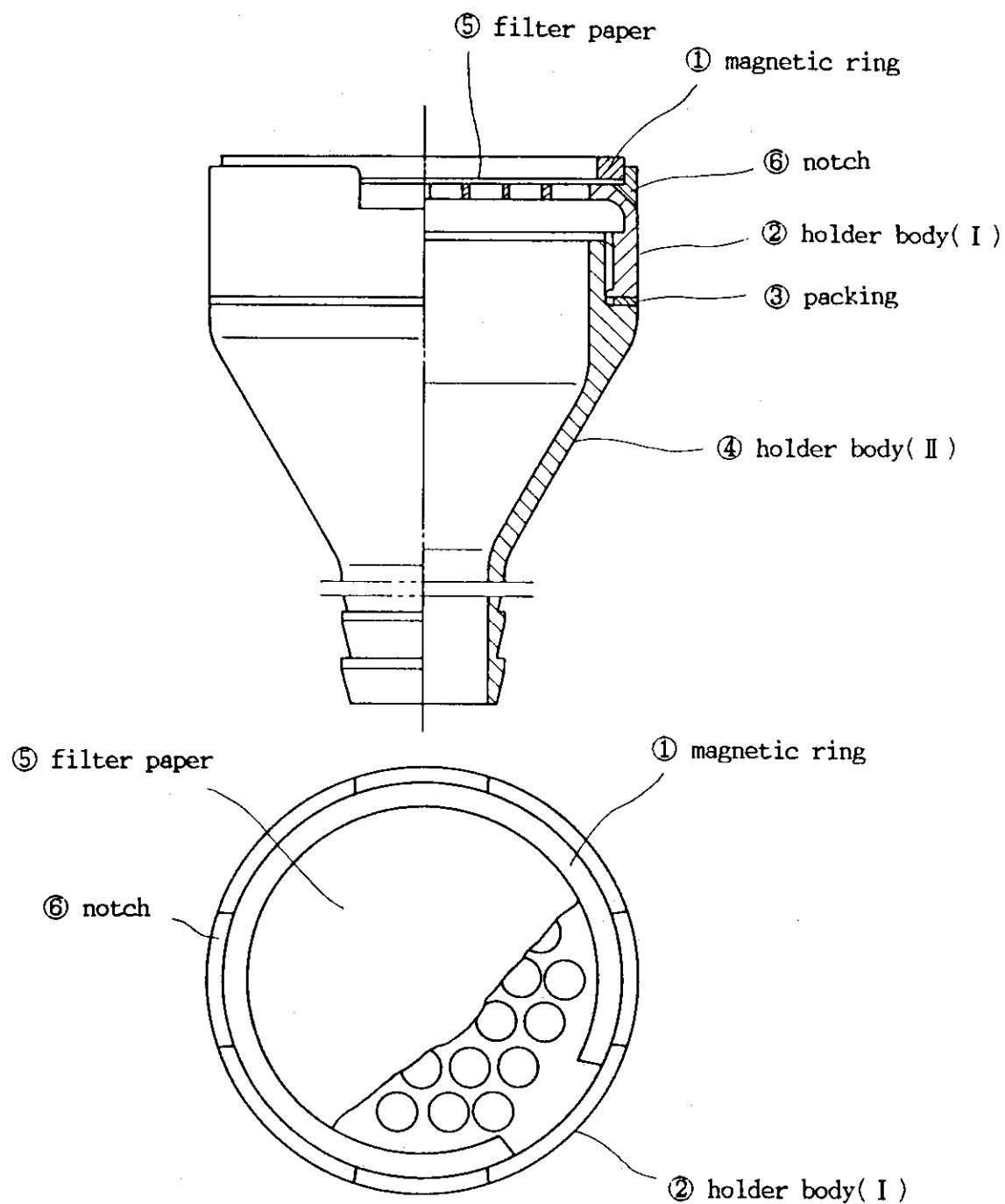


Fig. 2.2.8-1 Modified air sampling holder.

2.2.9 原子炉解体における放射線管理技術の開発（Ⅲ）

原子炉解体作業において作業者の安全を確保し、被曝の低減を図るとともに、放射線管理および廃棄物管理を効率的に行うため、1983年度¹⁾、1984年度²⁾に引き続き、1985年度は、高放射線量率測定装置（空中および水中用）、搬出物品自動汚染検査装置、改良型塵埃モニタ、コンクリート廃材等区分管理用測定装置および定型廃棄物容器表面汚染・線量率自動測定装置の試作開発を進めた。そのうち、評価試験を実施した改良型塵埃モニタについて主要諸元、性能、および問題点などを以下に要約する。

炉内構造物、圧力容器等の高放射化物の切断解体および生体遮蔽体の制御爆破等に伴う高濃度の空気汚染環境下で、吸入性塵埃の空気中放射能濃度を連続監視することを開発の目標とした。このために、空気中の浮遊塵埃を空気力学的に粗粒子と微粒子に分級捕集するとともに、ろ材の目詰りによるサンプリング流量の低下を防止するために、ろ紙の自動交換が可能な構造とした。

装置は、分級型集塵部および計測記録部から構成される。分級型集塵部と計測記録部は、光ファイバケーブルおよび導電ケーブルによって接続される。分級型集塵部は、主としてサイクロン、ろ紙搬送装置および検出器から構成される。作業場所から吸引した空気はマニホールドにより3系統に分流し、そのうち2系統については、サイクロンにより塵埃を2 μm以下および10 μm以下に分級し、残り1系統については分級しない状態でそれぞれろ紙上に捕集する。分級した2系統の塵埃については、GM計数管によりその放射能を測定する。各系統の流量率は、質量流量計により測定監視する。ろ紙搬送装置は、カード式ろ紙を供給部より集塵計測位置へ搬送し、集塵計測終了後、収納部へ自動的に送り出す。ろ紙の目詰りにより流量率が低下し質量流量計のアラーム設定値以下になると、ろ紙は自動的に交換される。

計測記録部は、主としてスケーラ、タイマ、計数率計およびアラームユニットから成る計数装置と、マイクロコンピュータで構成される。GM管出力は、スケーラおよび計数率計へ入力され、スケーラの計数値は、マイクロコンピュータへ転送される。空気中放射能濃度に対するアラーム値の設定は、計数率計で行う。モニタの作動モードには、オート、マニュアル、校正および自然計数の4つのモードがある。オートモードでは、計測記録部からの遠隔操作により空気中放射能濃度を連続測定し、マニュアルモードでは、Rn、Tn娘核種の減衰後の、捕集済ろ紙を再測定する。校正モードおよび自然計数モードでは、おのおのGM計数管の計数効率および自然計数を測定する。各系統のGM計数管の計数率および流量率は、CRTおよびプリンタにグラフ表示されるとともにフロッピーディスクに記録される。さらにCRTには、分級範囲別の平均放射能濃度も表示される。計測記録部からのポンプおよびろ紙搬送装置の制御信号、集塵部からの流量率、GM管出力のデータ転送は光ファイバケーブルを通して行われる。

評価試験では、JIS試験用ダストを用いてサイクロン単体の分級特性および装置の総合的な特性試験を行った。試験の結果、2 μmおよび10 μmサイクロンの分離径は、それぞれ1.5 μmおよび8.5 μmであった。特性試験では、サイクロンを用いて塵埃を分級することによりろ紙の目詰りを低減することができることを確認した。本装置をJPDR解体に適用し実証するためには、今後サンプリング配管および装置配管での沈着量を評価していく必要がある。

（小野寺淳一）

参考文献

- 1) 池沢芳夫：保健物理－管理と研究－No.26, JAERI-M 84-156, 140, (1984)
- 2) 高橋昭雄：保健物理－管理と研究－No.27, JAERI-M 85-134, 167, (1985)

2.3 環境放射能

2.3.1 概要

再処理施設などの原子力施設および放射性物質取扱施設の運転に伴う公衆の被曝線量をより現実的に評価するためには、放出放射性物質の環境中での移行（拡散、沈着、濃縮など）と人への取り込み、直接放射線・スカイシャインからの被曝など各被曝経路に関するモデルとパラメータ値が重要である。このために、これらモデルとパラメータ値について広く文献を収集し、必要な情報を整理したデータベースを作成するとともに、これら情報を容易に検索し統計解析など必要な処理をした上で出力できる「線量評価データ検索システム」の基本部分を作成した。

(片桐 浩)

2.3.2 線量評価データ検索システム(I)

本検索システムは、再処理施設などの原子力施設の運転に伴う公衆の被曝線量評価、および安全審査への円滑な対応などを目的として、環境放射線影響評価に必要なモデル、パラメータ等に関する文献を広く収集してデータベースとし、その中から必要なデータを容易に検索できるシステムを2ヵ年計画で作成するものである。

1985年度は、検索システムに要求される機能を明確にするため、環境放射線影響評価に関する代表的文献をもとにして、文献項目（文献名、著者名、モデル名、図表タイトルなど）、検索のためのキーワード、検索方法等を検討してデータベースの一部、および検索プログラムの基本部分を作成した。

検索システムの概要は以下のとおりである。

(1) 文献収集と分類

文献収集は、INISなどの文献をもとにして行い、その内容を検討して次の様に分類した。

- (a) 規制値、線量目標値
- (b) 再処理施設等の原子力施設の運転（放出量、環境モニタリング、事故例など）
- (c) 大気拡散モデル
- (d) 海洋拡散モデル
- (e) 環境移行モデル
- (f) 降雨沈着
- (g) 沈着、再浮遊
- (h) ウェザリングファクタ
- (i) 移行係数
- (j) 濃縮係数
- (k) 線量評価モデル
- (l) 線量評価の具体例
- (m) 事故時評価法

(n) ICRP-30 の一般公衆への適用

(2) データベースの作成

調査した文献を基に、次のデータベースを作成した。

(a) イメージデータベース

- (i) イメージデータベース（電子ファイル）
- (ii) イメージ検索用データベース（磁気ディスク）

(b) 数値データベース（磁気ディスク）

イメージデータベースは文字列で構成され、電子ファイリング装置を用いて、文献をレーダーディスクに記録したものである。イメージ検索用データベースは、イメージデータベースの中からデータを検索するためのキーワードや文献項目が納められている。また、数値データベースは文献中の数値データを納めたものである。

(3) 検索プログラム

作成したデータベースの中から、目的とするデータを得るためのプログラムであり、次の2種類がある。

(a) イメージデータ検索プログラム

(b) 数値データ検索プログラム

イメージデータ検索プログラムは、適切なキーワードを入力してイメージ検索用データベースを検索し、求める文献、その中の図表タイトルや評価モデル等に関する情報を出力する。数値データ検索プログラムは、同様にキーワードを入力し、数値データベースの中から求める数値データを得るとともに、これらデータの統計処理を行い、図表として出力する。Fig. 2.3.2-1 に検索システムの構成を示す。

(4) 結果

イメージデータベースには、現在、約350文献が収納されており、文献、評価モデル、図表タイトル等の検索が可能である。数値データベースについては、データの入出力様式について十分な検討が必要であり、検索システムの機能を確認できる程度の量の作成にとどめた。

(5) 1986年度の予定

(a) イメージおよび数値データベースの充実化

(b) より適切なキーワードの選択

(c) 数値データ入力支援プログラムの作成

(d) 会話形式による検索のための支援プログラム作成

(e) 数値データの統計処理、図表作成を容易にするためのデータ処理プログラム作成

(f) 図表出力プログラムの充実化

（山口 武憲）

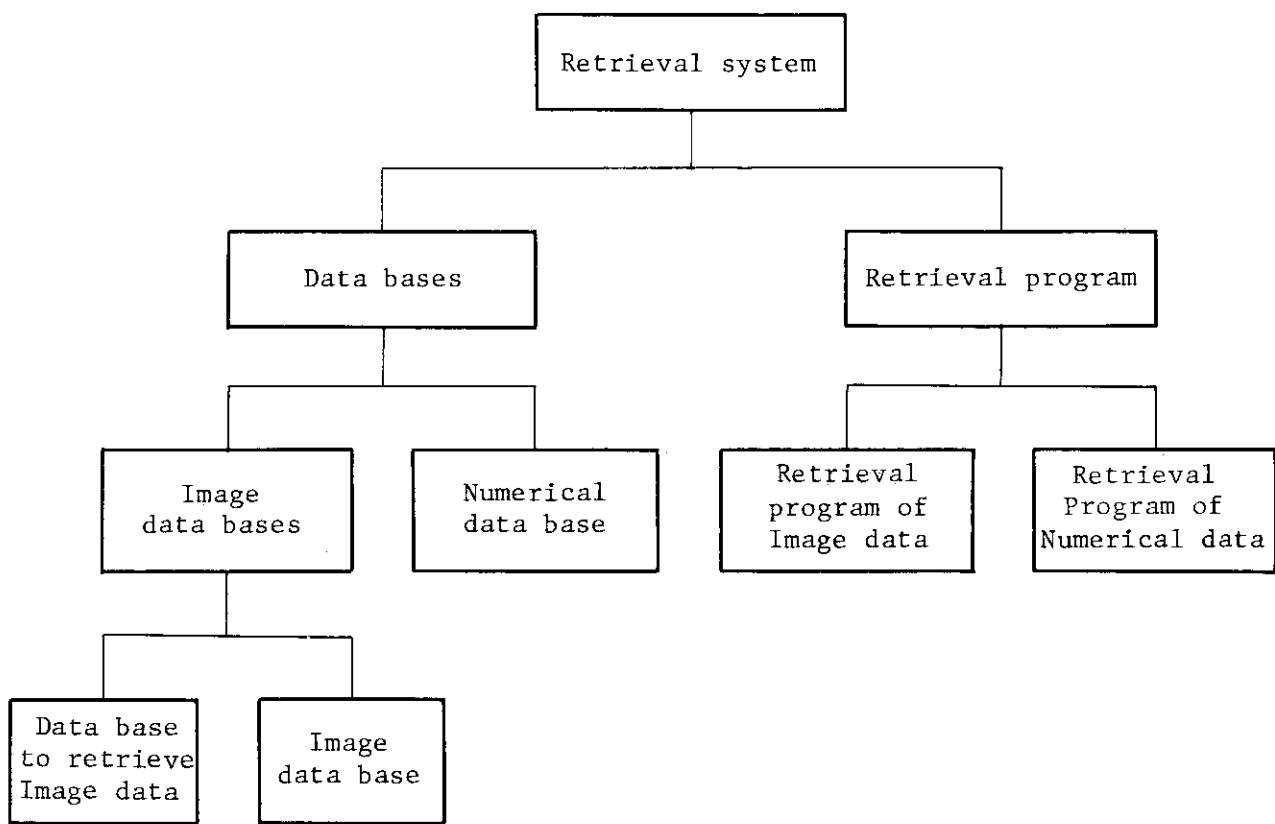


Fig. 2.3.2-1 Constitution of information retrieval system

2.4 放射線計測

2.4.1 概要

Si (Li) 型の半導体検出器を用いた β 線スペクトロメータを導入した。これにより従来よりも高エネルギー範囲まで測定可能となった。

低バックグラウンド型液体シンチレーションカウンタのクエンチング補正曲線を、標準試料を用いて作成した。これにより、さらに測定精度が向上した。

JRR-4において、 ^{16}N の γ 線 (6 MeV) を用いて校正試験ができるよう、場の均一性、照射線量率等の測定を実施した。

中性子により放射化された ^{41}Ar ガスを測定する方式のガスループ型臨界警報装置を開発した。NSRRにおいて特性試験を行った結果、十分実用性を持つことが確認できた。

γ 線基準照射場の基礎データの 1 つである散乱線成分の分布状況を調査した。本調査の結果は高い精度を要求される校正業務や特性試験のデータ解析に寄与するものである。

1984年度に引き続き個人線量計校正用ファントムの応答特性の試験研究を実施した。本年度の調査項目はファントムの厚さ、材質、1 cm 深部線量当量との関係等についてである。

中性子放出率について国家標準とトレーサビリティを持たせるための試験を実施した。線質は $^{241}\text{Am}-\text{Be}$ と ^{252}Cf である。

中性子線量当量の基準となる線量計を整備した。本線量計は電総研において単色エネルギーの中性子線による校正を実施した。

中性子エリアモニタ等の点検校正作業における中性子線被曝線量の低減化と校正精度の改善を図り BF_3 特性試験装置を製作した。

レートメータ時定数自動測定装置を導入した。

β 線測定器の校正精度の向上に資するため、 $^{90}\text{Sr}-^{90}\text{Y}$ を用いたときの基準照射距離とそれぞれの位置における β 線最大エネルギーの値を測定評価した。

(南 賢太郎)

2.4.2 Si (Li) 検出器を用いた β 線スペクトロメータの特性

β 線スペクトロメータとして新たに Si (Li) 型の半導体検出器を実用化した。Si (Li) 型は表面障壁型に比べ、空乏層を厚くすることができ、 β 線の測定エネルギー範囲が広いことや、常温で使用が可能なため管理が容易である、などの特徴を持つ。本試験に用いた Si (Li) 検出器は EG & G ORTEC 社の LL-045-200-5 型で、有効窓径が直径 16 mm、有感層が 5,000 μm の最大級のものである。この有感層は 2.1 MeV の電子線の飛程に相当する。本検出器の推奨印加電圧は 1,500 V、 α 線に対するエネルギー分解能は 31.4 keV である。

検出器と試料を収容する測定箱は、空気層による β 線の吸収、散乱を防ぐ目的で、真空になる構造とした。測定箱の内寸法は幅 95 mm、高さ 170 mm、奥行 77 mm である。バックグラウンド計数率を低減するために、厚さ 50 mm の鉛遮蔽体を用いた。遮蔽体の効果は低エネルギー部で顕

著であり、500 keV 以下の帯域では $1/10 \sim 1/20$ の低減率である。全計数値の比較では $1/8$ の低減率である。鉛遮蔽体を用いた時のバックグラウンドスペクトルを Fig. 2.4.2 - 1 に示す。

本検出器の特性試験として、エネルギー分解能、利得安定性、高圧印加特性、バックグラウンドスペクトル、各種標準 β 線源、計数効率の測定を実施し、検出限界放射能を求めた。測定系の構成は前置増幅器が EG & G ORTEC 社製 142 型、スペクトロスコピーアンプが同社製 572 型、高圧電源が同社製 459 型、多重波高分析器は 4096 チャンネルである。エネルギー スケールは 1.0 keV/ch である。

エネルギー分解能は ^{137}Cs の 624 keV の内部転換電子線を測定した結果、25 keV であった。長時間の利得安定性は室温において、 $\pm 0.3\%$ 以内であり、印加電圧の変化に対する利得安定性は、1,000 V の中心電圧に対し、 $\pm 0.16\% / 100\text{V}$ 以内であった。

検出効率は線源面と検出器面との距離が 12 mm の時、天然ウランの直径 25 mm の面線源では 16.9%，直径 50 mm では 7.1% であった。バックグラウンドスペクトルからエネルギー帯域別に求めた検出限界計数率を Fig. 2.4.2 - 2 に示す。最大飛程が 2.0 MeV の β 線に対する検出限界放射能は、直径 25 mm の試料では $5.9 \times 10^{-2} \text{ Bq}$ 、直径 50 mm の試料では $1.4 \times 10^{-1} \text{ Bq}$ である。

本検出器の整備により、プラスチックシンチレーション検出器に比べて、低バックグラウンドで、また、表面障壁型の Si 検出器に比べては、高エネルギー領域までの測定が可能となった。

(間邊 嶽)

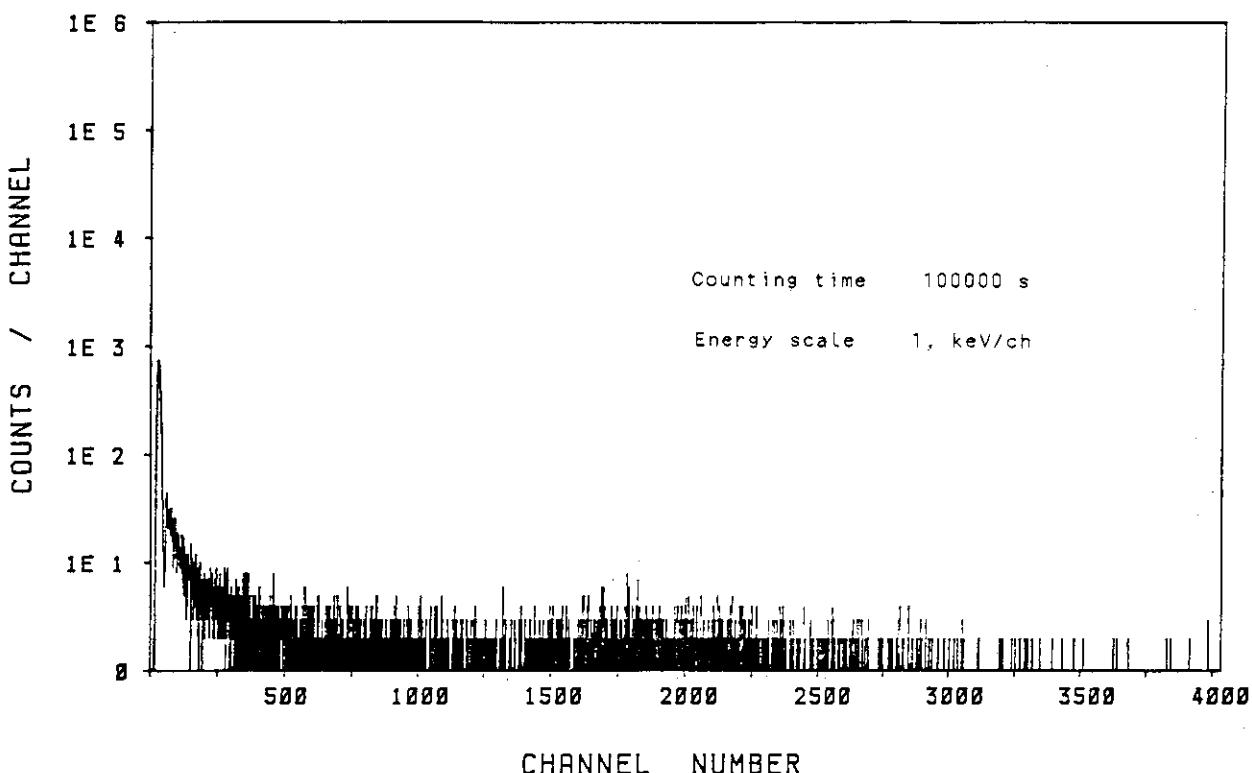


Fig. 2.4.2-1 Background spectrum of Si(Li) β -ray spectrometer.

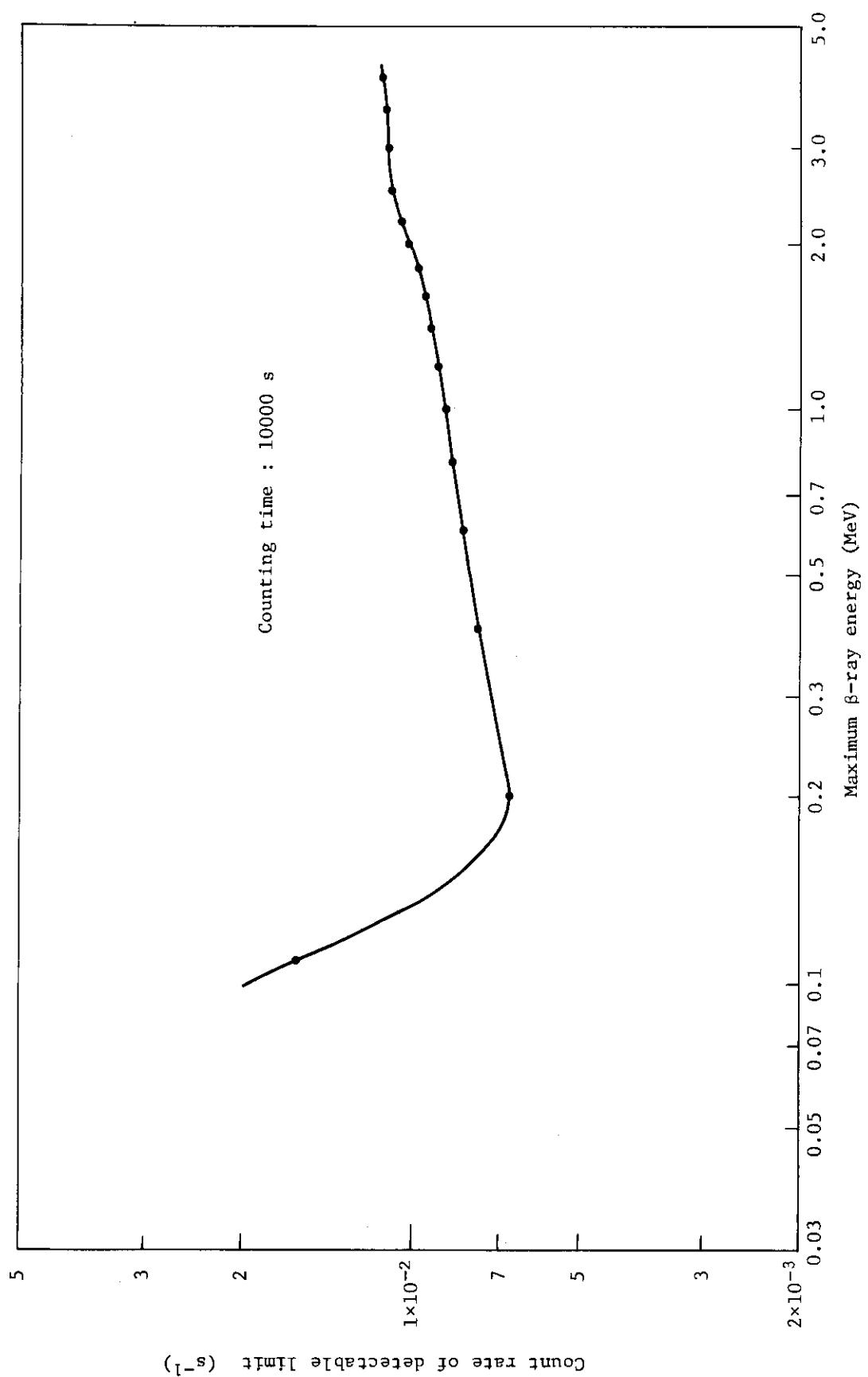


Fig. 2.4.2-2 Count rate of detectable limit for Si(Li) β -ray spectrometer.

2.4.3 低バックグラウンド型液体シンチレーションカウンタのクエンチング補正曲線

低バックグラウンド型液体シンチレーションカウンタ（アロカ製 LSC-LB 1）の ${}^3\text{H}$ 標準クエンチング試料を作製し、クエンチング補正曲線の作成を行った。

クエンチング試料に使用するクエンチャーは、測定試料と同じものが理想的であるが、測定試料と同じ蒸留水を使用すると 2 相領域のために計数効率が低下し、クエンチング補正曲線が不連続になり十分な結果が得られない。そこで、クエンチャーとして 2 相領域を起こさない四塩化炭素を使用し、外部線源比が 3.04 から 17.6 までの範囲で等間隔の ${}^3\text{H}$ 標準クエンチング試料を 15 本作製した。試料の作製条件を次に示す。

- ・シンチレータ…………アクアゾル 2
- ・クエンチャー…………四塩化炭素
- ・バイアル……………テフロン製 100 cm³ 用
- ・ ${}^3\text{H}$ 水標準線源 …… 0.05 cm³
- ・供試量…………… 100 cm³

測定結果を Fig. 2.4.3 - 1 に示す。クエンチング試料による計数効率は、6.30 から 18.6 % の範囲で直線に近い二次曲線のクエンチング補正曲線が得られた。

次に、このクエンチング補正曲線に対する適用性を調べた。測定試料と同じ含水量（40%）で外部線源比が異なる水試料をおのおの 3 本作製し測定を行った。結果を Fig. 2.4.3 - 1 に▲印で示す。外部線源比が 11 の時は 5 % ほどクエンチング補正曲線を下回っているが、これ以外はクエンチング補正曲線の誤差範囲内であった。

以上のことから、四塩化炭素をクエンチャーとしたクエンチング補正曲線は、二相領域の影響がなく、有効であることが確認された。

（川崎 克也）

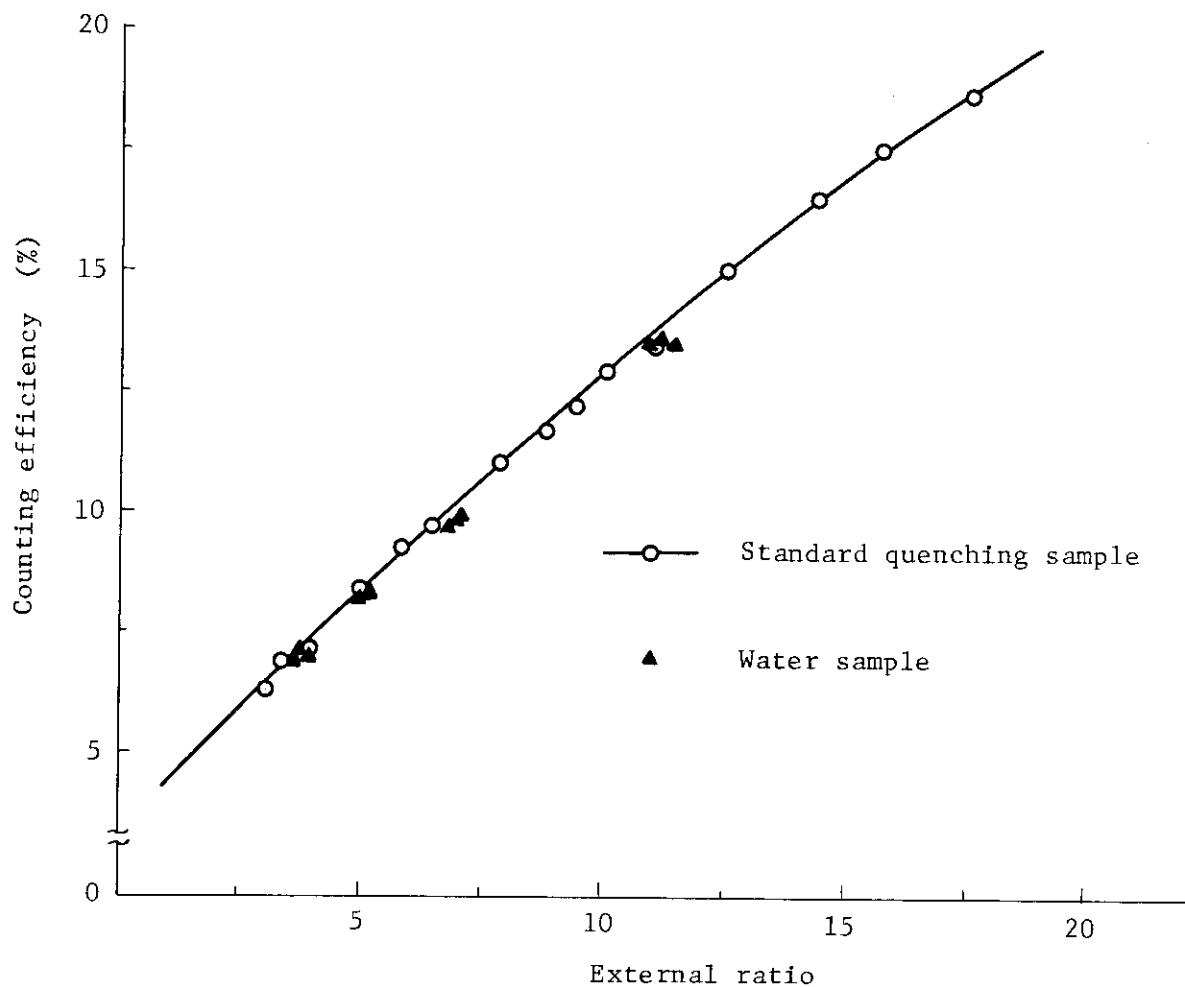


Fig. 2.4.3-1 Quenching correction curve for ^{3}H .

2.4.4 JRR-4における ^{16}N γ 線校正場の検討

(1) 目的

各種放射線管理用機器の高エネルギー γ 線に対する校正用照射場について、1984年度の JMTR に続いて 1985 年度は JRR-4 の調査、検討を行った。調査は ^{16}N を利用した高エネルギー γ 線照射場のエネルギースペクトル、照射線量率の安定性および分布の測定などにより行った。

(2) 実験方法

JRR-4 には、原子炉の一次冷却水中に含まれる ^{16}N の γ 線に関するしゃへいデータを得るために冷却水循環ループが設置されている。今回の実験では半導体検出器 (ORTEC 社製 GMX-08180) によりエネルギースペクトルの測定を行い不純物による影響を調べるとともに、電離箱型線量計 (VICTOREEN 社製 RADCON 500 型、プローブ 550-3 型) により照射線量率の安定性および分布について調査した。

(3) 結果および考察

Fig. 2.4.4-1 に ^{16}N γ 線のエネルギースペクトル測定結果を示す。 ^{16}N γ 線のフォトピーク以外に配管材腐食生成物である ^{60}Co , ^{24}Na などのピークが観測された。計数値および半導体検出器の検出効率を考慮するとこれらの核種による γ 線が照射線量率に与える影響は無視できる。

Fig. 2.4.4-2 は JRR-4 の核出力の変化に対する照射線量率の変化を測定した結果である。この結果より、得られる照射線量率は JRR-4 の核出力および冷却水流量にもよるが、線源部から 1 m の点で最大約 $2.58 \times 10^{-6} \text{ C}/(\text{kg} \cdot \text{h})$ であることがわかる。さらに、原子炉出力が一定であれば照射線量率も一定値を示す。測定は、電離箱に 1.496 mg/cm^2 のビルドアップキャップを付けて行った。

Fig. 2.4.4-3 は ^{16}N 線源部周辺の線量率分布を示したものである。等線量率線は同心円状とはならず入り組んだ形状となった。これは ^{16}N 線源部がパイプを曲げて作られているためと考えられる。さらに広い均一な照射場の必要な場合には線源部の改造が必要である。

以上の結果より、JRR-4 に設置されている冷却水循環ループは放射線管理用機器の高エネルギー γ 線校正場として利用可能であることが明らかとなった。

(神之浦文三)

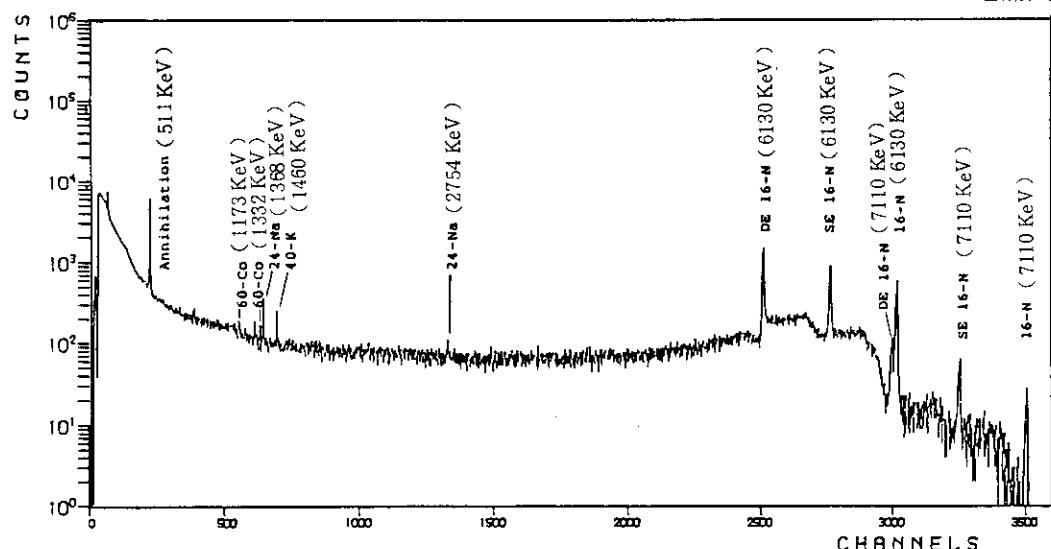


Fig. 2.4.4-1 Spectrum of the γ -ray from cooling water at JRR-4.

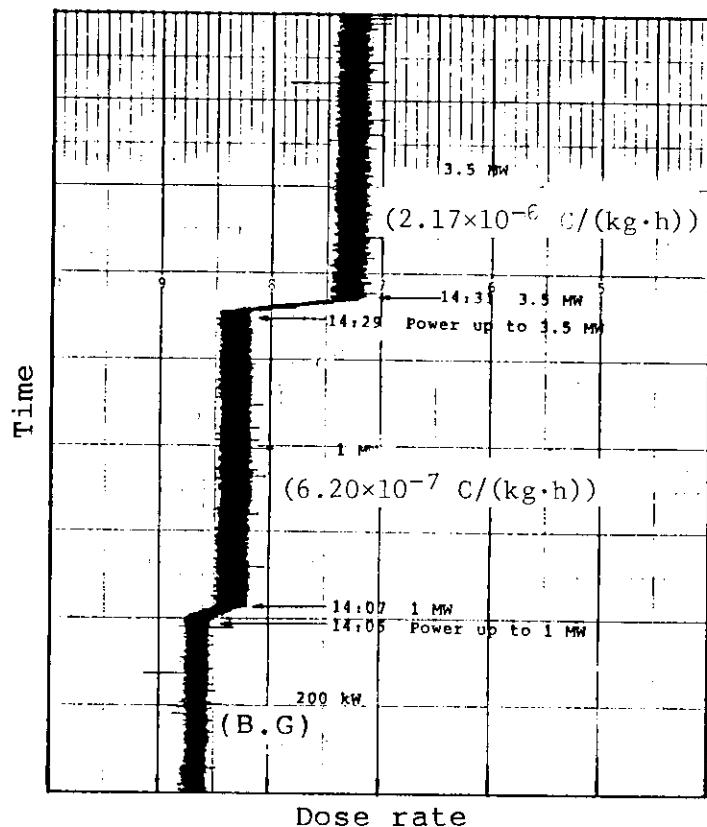


Fig. 2.4.4-2 The irradiation dose rate stability and following the reactor power.

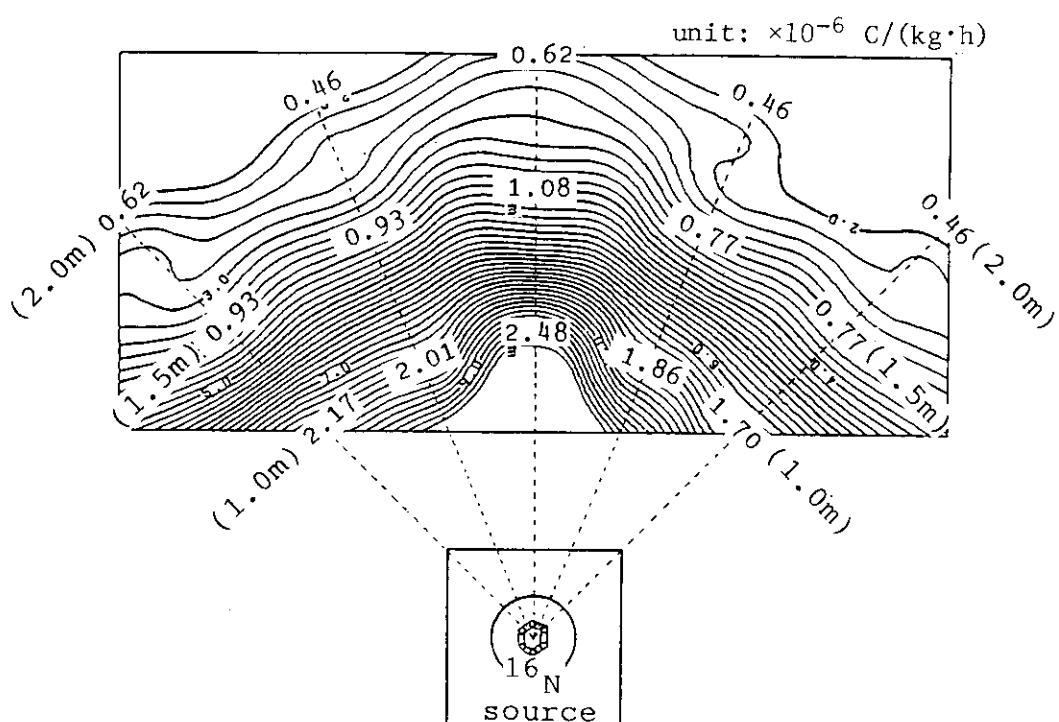


Fig. 2.4.4-3 The distribution of the dose rate around the ^{16}N source.

2.4.5 ガスループ型臨界警報装置の開発

(1) 目的

γ 線照射線量率の高い再処理工程中の燃料溶解槽等で臨界事故が発生した場合、事故に伴って放出される中性子により放射化された Ar ガスをセル外に導き、 ^{41}Ar より放出される γ 線を測定することにより事故の発生を検出するガスループ型臨界警報装置を開発し、その特性を NSRR にて調査した。本方式は装置の主要部をセル外に配置するため、装置の放射線損傷がなく長期間安定した動作が期待される。さらに、保守点検作業の簡素化が可能となる。

(2) 装置の概要

Fig. 2.4.5-1 に装置の構成を示す。セル内の臨界に伴い発生した中性子により、通気型放射化チャンバー内の Ar ガスが放射化される。ポンプにより循環される ^{41}Ar の γ 線 (1.293 MeV) を、通気型ガスタンクに挿入した NaI (Tl) 検出器で検出する。シングルチャネル波高分析器を用いて目的とするエネルギーの γ 線のみを選択的に測定することでバックグラウンドの低減化を図る。得られた信号を臨界警報発生回路で処理し、警報信号を発生する。

(3) 実験および結果

今回の実験は Fig. 2.4.5-1 に示す SCA の代わりに MCA を使用し、セル内での臨界事故を NSRR のパルス運転で模擬することにより行った。NSRR の反応度は 3.06 \$ であり、放射化チャンバー設置位置での中性子フルエンスは約 $5 \times 10^9 \text{ n/cm}^2$ である。Fig. 2.4.5-2 は中性子曝射直後の ^{41}Ar γ 線スペクトルおよび装置設置位置（地下 3 階）におけるバックグラウンドスペクトルを示したものであり、 ^{41}Ar の生成が確認された。 ^{41}Ar γ 線のフォトピーク中心より $\pm 90\text{ch}$ 内の計数率を求めると正味 214 m^{-1} であった。また、この時のバックグラウンド計数率は 213 m^{-1} であった。

(4) 結論

バックグラウンド計数率の 3σ より本装置の検出限界を求めるとき、中性子フルエンスに換算して $2.92 \times 10^9 \text{ n/cm}^2$ となる。ただし、レートメータの時定数は 10 秒とした。臨界事故時の中性子 yield を $1 \times 10^{16} \text{ n}^{(1)}$ とすると、燃料溶解槽中心より 1 m の位置での中性子フルエンスは $7.9 \times 10^{10} \text{ n/cm}^2$ となり、この値は本装置の検出限界より十分大きい値である。また、検出部を鉛等でしゃへいすることによりバックグラウンドの低減化を図ることで本装置の検出限界はさらに向上する。以上の結果より本装置の実用性を確認した。

（神之浦文三）

参考文献

- 1) Report of IAEA Technical Committee on "Criticality Alarm Systems".

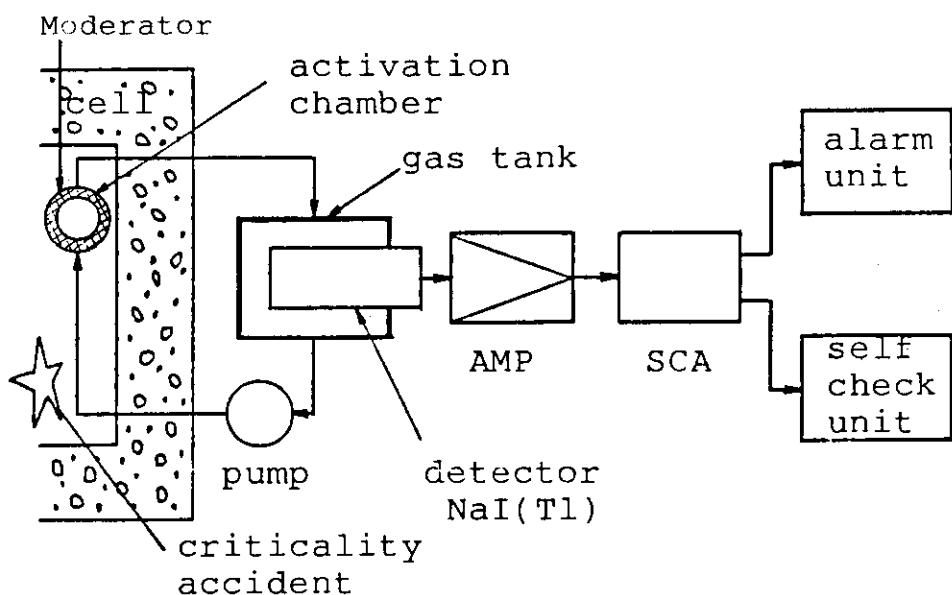


Fig. 2.4.5-1 Schematic diagram of the criticality alarm monitor

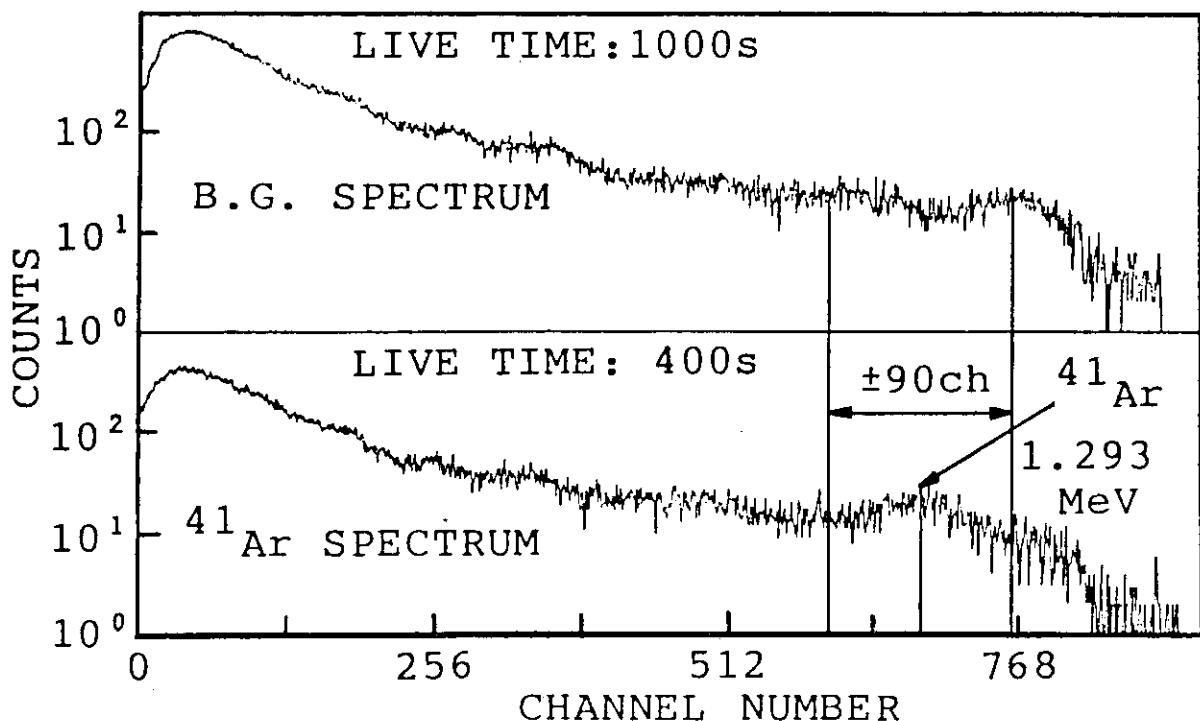


Fig. 2.4.5-2 Spectrum of the ^{41}Ar γ -ray and the B.G. at the NSRR 3rd basement

2.4.6 照射室における散乱 γ 線の測定

放射線測定器の特性試験および校正試験等を行う場合は、測定器の照射位置における線源からの直接放射線と照射室の床、壁、測定器の支持台等によって散乱された低エネルギー放射線との照射線量に寄与する割合を明確にしておく必要がある。

このため、各種試験に多く利用されている放射線標準施設棟第3照射室（ $640 \times 1250 \times 600\text{cm}$ ）において、 ^{60}Co 線源を用い、線源からの距離を変えて、それぞれの位置における散乱放射線による散乱照射線量および直接放射線と散乱放射線による基準照射線量を測定した。

測定は、Fig. 2.4.6-1に示すとおり、 30° 円錐コリメータ型多線源選択方式の γ 線照射装置を用い、装置に装荷されている ^{60}Co $3.7 \times 10^{12}\text{Bq}$ を利用して行った。散乱照射線量は放射線照射野の中心軸にシャドーコン（鉛 15cm 厚）を設置し、その後面近傍にラドコン線量計（550型 330cm^3 ）を置いて、放射線源からラドコン線量計までの照射距離を 1m から 9m まで変化させて測定した。また、シャドーコンを設置しないときの基準照射線量率を同様のラドコン線量計によって測定を行った。

測定結果をFig. 2.4.6-2に示した。縦軸は散乱照射線量率を基準照射線量率の百分率で現わした散乱率であり、横軸は線量計と線源との距離である。線量計と線源との距離が 7m 以内の散乱率はFig. 2.4.6-2に示すとおり 3% 以下である。

Fig. 2.4.6-1の測定方法によって求めた散乱照射線量の主な原因として、(1)シャドーコン自体の散乱、(2)後壁からの散乱とシャドーコンによる二次散乱、(3)床からの前方散乱、が挙げられる。この散乱照射線量はFig. 2.4.6-3に示すように 1m から 5m まで距離の増大とともに減少傾向にあり、 5m を過ぎると序々に増加傾向にある。これは、前者はシャドーコン自体の散乱の寄与が大きく、後者は床からの前方散乱が加わって來ることと後壁からの後方散乱の寄与が増加するからと推定される。また、シャドーコン支持台の形状によってシャドーコン自体による散乱照射線量が線量計と線源との距離が 1m から 5m において大きく寄与することも確認できた。本装置の場合には、実際の試験ではシャドーコンを使用しないため散乱率はFig. 2.4.6-2の特性よりずっと小さくなると考えられる。また、 5m を超える場合の散乱率は顕著な増加傾向にあり照射距離の二乗とその点の基照射線量率とを乗じた値は、散乱成分の少ない 1m 地点でのそれと比較すると、散乱成分の割合はFig. 2.4.6-2の散乱曲線に近似して増加することが確認できた。

(清水 滋)

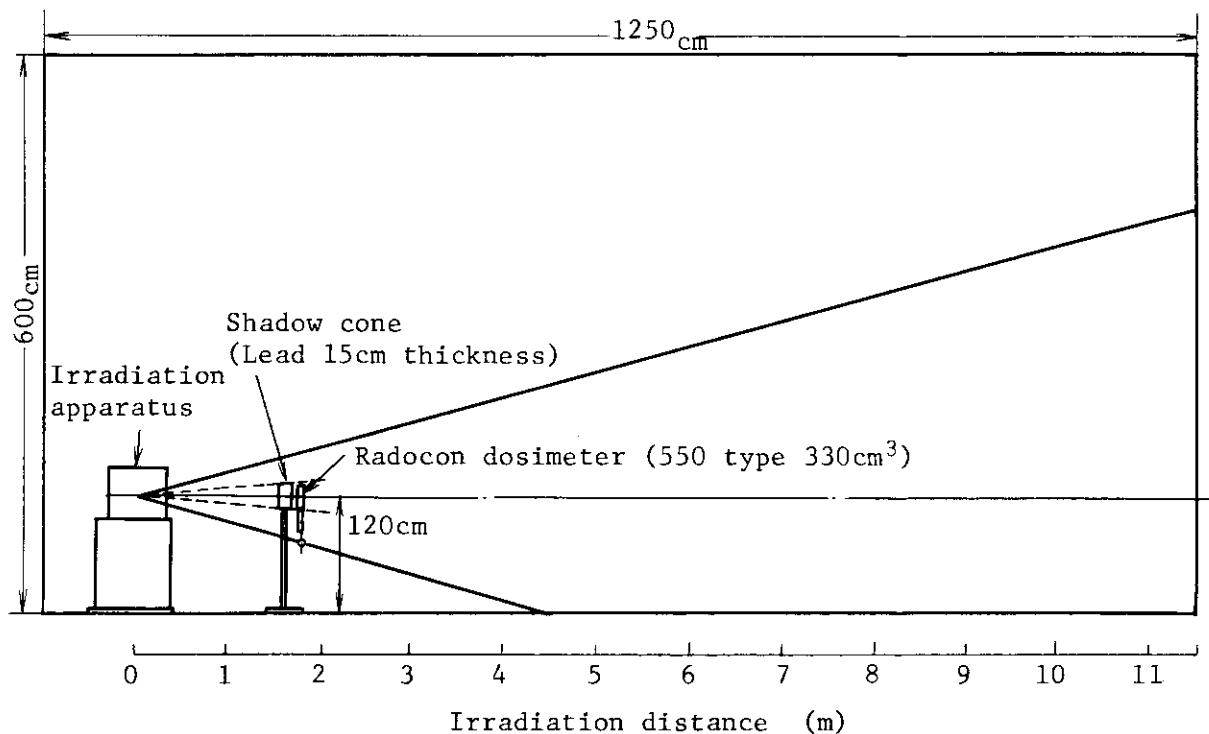


Fig. 2.4.6-1 Sectional plan of irradiation room and measuring method.

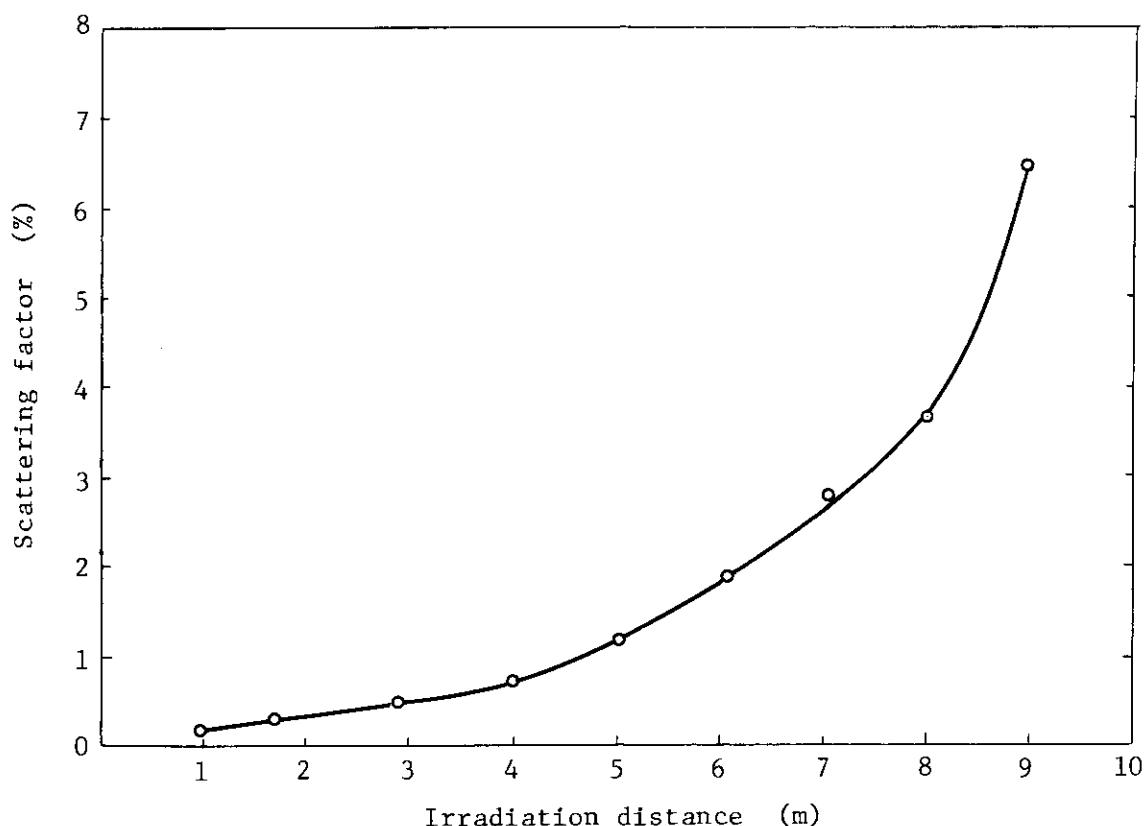


Fig. 2.4.6-2 Scattering factor characteristic of ^{60}Co 3.7×10^{12} Bq irradiating.

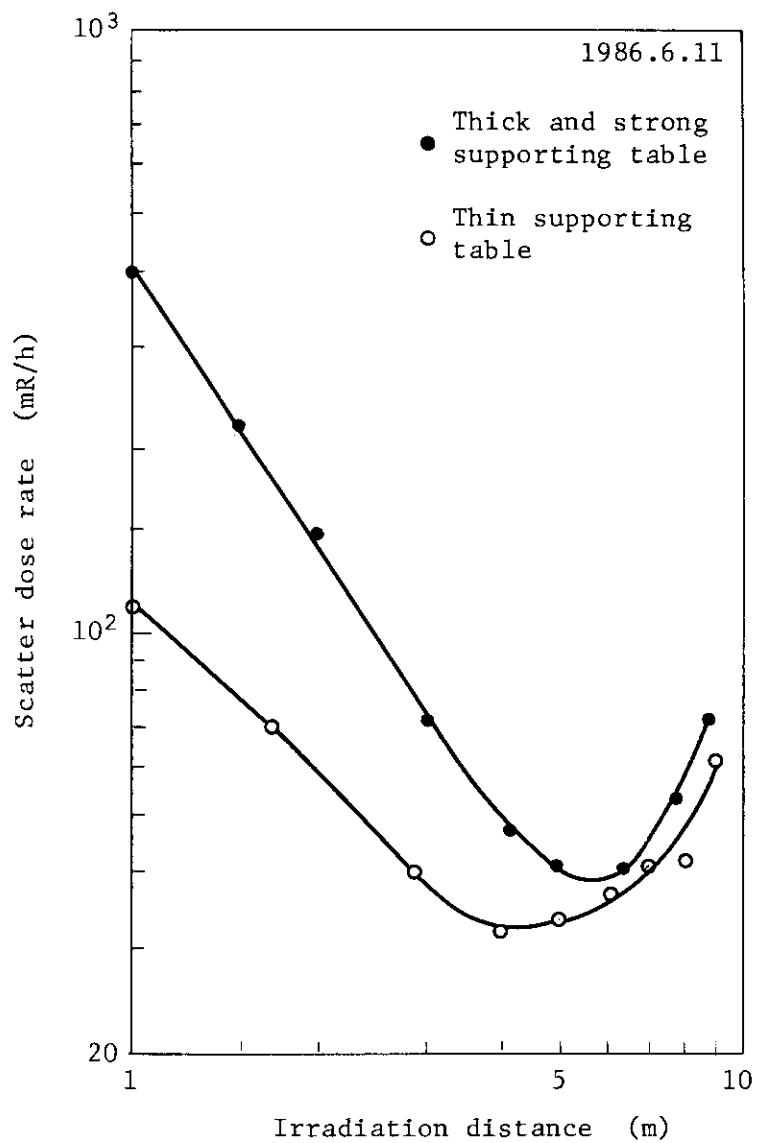


Fig. 2.4.6-3 Scatter dose rate characteristic of ^{60}Co 3.7×10^{12} Bq irradiating.

2.4.7 個人線量計校正用ファントムの応答特性(Ⅱ)

「ICRP Pub. 35 作業者の放射線防護のためのモニタリングの一般原則」¹⁾で 1 cm 深部線量当量の情報を与える個人被曝線量測定器の使用を勧告されて以来、個人線量計をファントムに装着させて照射校正試験を行う必要性が増大している。したがって、今後増すと思われる、ファントムに装着して個人線量計を校正する場合の校正条件を明らかにするため、個人線量計校正用ファントムレスポンスの調査を 1984 年度²⁾に引き続き行った。今回、調査試験したファントムは汎用性、個人線量計の装着の容易さなどの条件を満たす必要上、胸、腹部用 X 線水ファントム (JIS Z 4915), アクリル板状ファントム, MIX D. P 板状ファントムの 3 種類とした。調査した項目は、(1) ファントムの厚さを変化させたときの応答の変化、(2) ファントムの材質による応答の変化、(3) 1 cm 深部線量当量とファントム応答の関係等である。使用した測定器は内容積 33 cm³ の電離箱 (米国ピクトリン社製ラドコン 550-4 型) である。

ファントムの厚さを変えたときのファントム応答を Fig. 2.4.7-1 に示す。使用した放射線線源は実効エネルギー 64.5 keV, 分解能 32.3% の X 線である。ファントムは 40cm × 40cm の MIX D.P 板状ファントムおよびアクリル板状ファントムである。この結果は、ファントムの厚さが少なくとも 15cm 以上であればファントムレスポンスは一定であることを示した。

ファントムの材質を変化させたときの応答の変化を Fig. 2.4.7-2 に示す。この結果は、いずれのファントムにおいても 65 keV 程度のエネルギー領域の X 線に対して最も高いファントム応答を示した。Fig. 2.4.7-3 に直径 30cm の球ファントムの 1 cm 深部線量当量の計算値³⁾と本調査で得られたファントムレスポンスとの関係を示す。この結果は、X(r) 線のエネルギーが約 45 keV 以上の範囲であればファントムからの散乱による影響により、線量計で測定した照射線量にある定数を乗じることによって 1 cm 深部線量当量を表わすことができることを示した。一般に使用されている γ 線用ポケットドジメータについても同様の結果が得られた。

以上のことから、ファントムの厚さは 15cm あれば十分であること、1 cm 深部線量当量を測定する場合、特別に測定器のレスポンスを 1 cm 深部線量当量に合わせなくとも、自由空气中で照射線量に対するエネルギー依存性が一定な線量計であれば 1 cm 深部線量当量を再現できることがわかった。

(浅野 芳裕)

参考文献

- 1) ICRP Publication 35 Pergamon Press (1982).
- 2) 浅野芳裕 JAERI-M 85-134 p.183 (1985).
- 3) ICRU Publication 39 (1985).

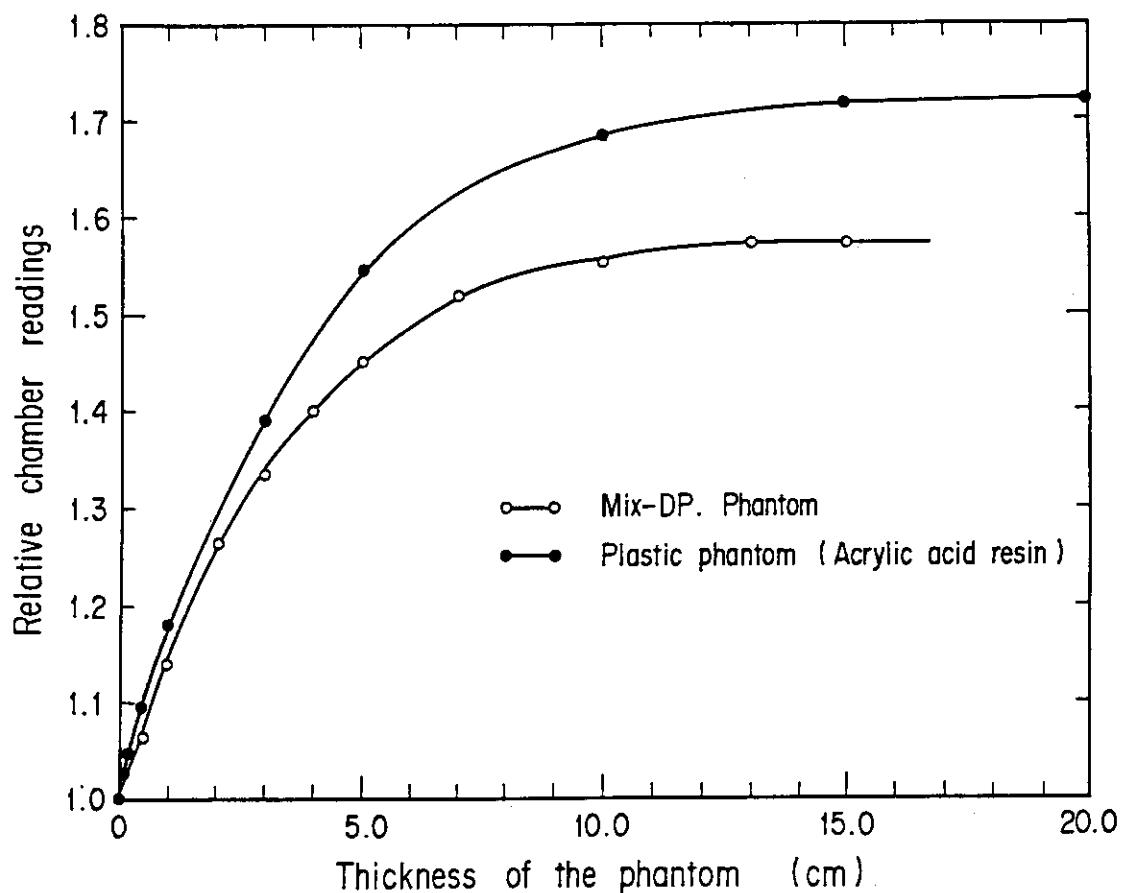


Fig. 2.4.7-1 Phantom response corresponding to the thickness of the phantom.

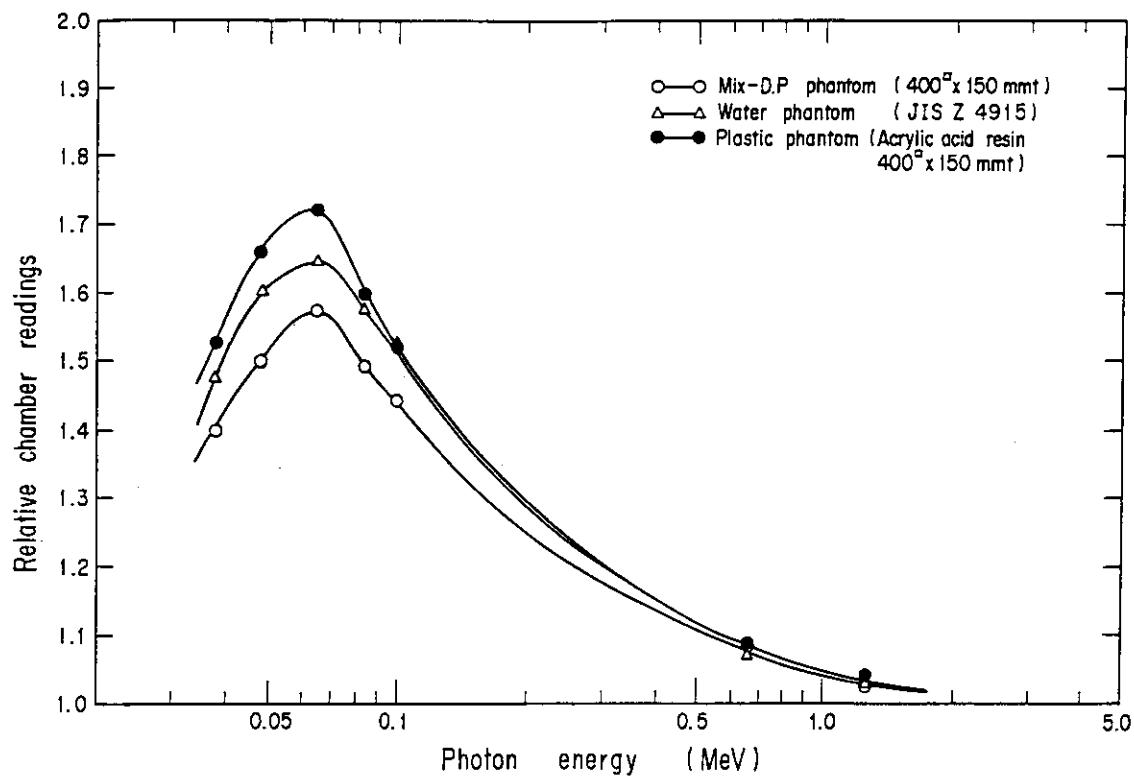


Fig. 2.4.7-2 Phantom response for the various material of the phantom.

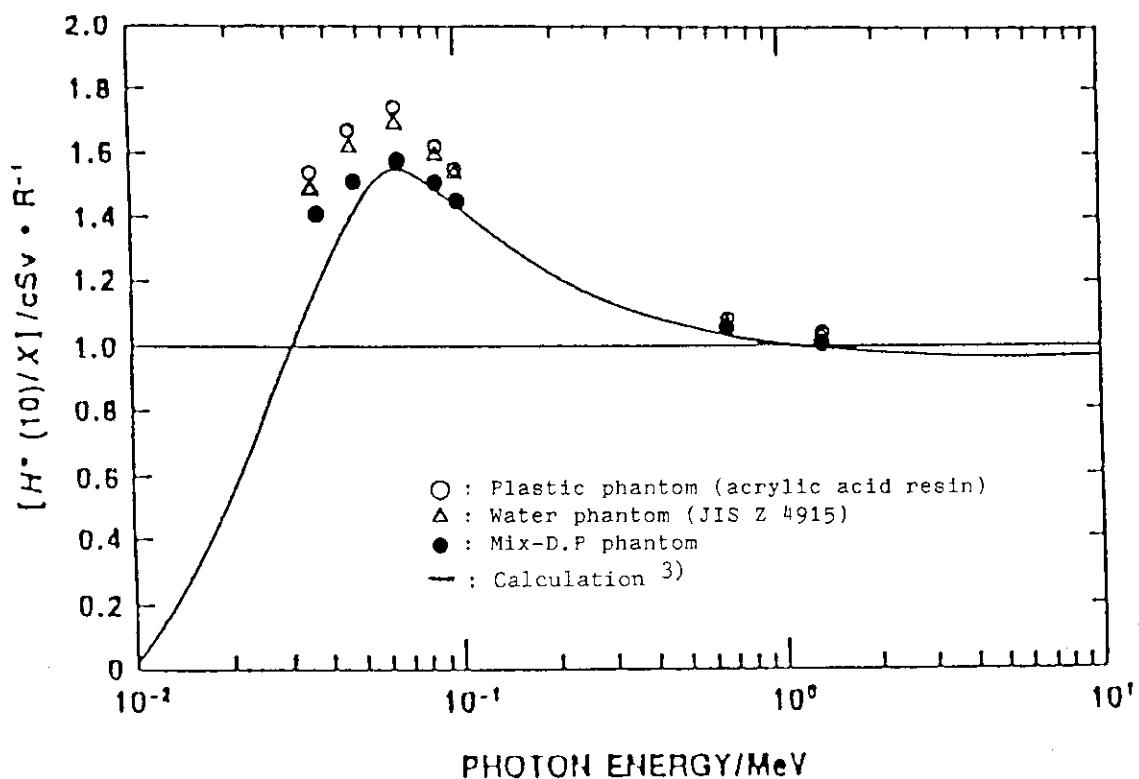


Fig. 2.4.7-3 Relationship between phantom responses and 1 cm depth dose equivalent.

2.4.8 中性子放出率のトレーサビリティの確保

ポケットドジメータ、NTA フィルムなどの速中性子線量計の校正には $^{241}\text{Am}-\text{Be}$, ^{252}Cf 線源が通常よく用いられている。これらの線源を用いて線量当量値による照射校正試験を行う場合一般にその線源の中性子放出率に線量当量換算係数を乗じ、校正位置における線量当量率を求めこれを基準値としている。この場合、精度の高い照射校正試験を行うには線源の中性子放出率に関する国家標準とのトレーサビリティを確保することが重要である。今回、照射校正試験に使用している $^{241}\text{Am}-\text{Be}$ ($3.7 \times 10^{10} \text{ Bq}$), ^{252}Cf ($1.96 \times 10^9 \text{ Bq}$) 線源の中性子放出率についての国家標準とのトレーサビリティを確保し、あわせて各線源に対する中性子放出率の校正技術を確立した。

中性子放出率の国家標準とのトレーサビリティの確保の方法は、輸送が比較的容易な $^{241}\text{Am}-\text{Be}$ $3.7 \times 10^{10} \text{ Bq}$ (以下 1 次基準 $^{241}\text{Am}-\text{Be}$ 線源と呼ぶ) および ^{252}Cf $3.59 \times 10^6 \text{ Bq}$ (以下 1 次基準 ^{252}Cf 線源と呼ぶ) については国家標準を保持している電子技術総合研究所で直接測定することとした。また ^{252}Cf $1.96 \times 10^9 \text{ Bq}$ (以下 2 次基準 ^{252}Cf 線源と呼ぶ) については 1 次基準 ^{252}Cf を用いて 2 次基準 ^{252}Cf 線源の中性子放出率の比較測定を行った。すなわち、黒鉛パイアル内に線源を挿入し所定位置で照射した金箔の誘導放射能の比較を行うことにより 2 次基準 ^{252}Cf 線源の中性子放出率を求めた。金箔の誘導放射能の測定には電子技術総合研究所と比較測定を行った $4\pi\beta-\gamma$ 同時計数装置を使用した。¹⁾

Table 2.4.8-1 に 1 次基準線源の測定結果を示す。また Table 2.4.8-2 に 2 次基準 ^{252}Cf 線源の測定結果を示す。従来使用していた 1 次基準 $^{241}\text{Am}-\text{Be}$ 線源の中性子放出率は 1970 年に世界 11 機関によって行われた中性子放出率の国際比較測定に日本原子力研究所が参加して得られた値である。また ^{252}Cf 線源の中性子放出率は線源購入時に(英)アマーシャム社によって添付されてきた値である。いずれの線源においても従来使用していた中性子放出率に比較して今回測定した中性子放出率の値は約 8%~10% 高い値を示した。この原因は主として測定精度の向上によるものと考えられる。

この結果より、 $^{241}\text{Am}-\text{Be}$, ^{252}Cf 線源の中性子放出率に関する国家標準とのトレーサビリティを確保することができた。あわせて金箔による誘導放射能の絶対測定を通して $^{241}\text{Am}-\text{Be}$, ^{252}Cf 線源の中性子放出率に関する校正技術を確立することができた。

(浅野 芳裕)

参考文献

- 1) 浅野芳裕, 吉田 真, “保健物理” Vol. 19 No. 4 p. 341 (1984)

Table 2.4.8-1 Measurements of neutron emission rate by ETL

Date	Source	Emission rate (s ⁻¹)	Accuracy (%)
1985.8.15	$^{241}\text{Am-Be}$	3.7×10^{10}	2.44×10^6 ± 2
"	^{252}Cf	3.59×10^6	4.09×10^5 ± 2

Table 2.4.8-2 Results of the neutron emission rate of ^{252}Cf 1.96×10^9 Bq used by gold foil activation method

Date	Ratio of saturation induced specific activity caused by ^{252}Cf 1.96×10^9 Bq and 3.59×10^6 Bq	Neutron emission rate (s ⁻¹)	Accuracy (%)
1985.8.15	2.07×10^2	8.47×10^7	3.5

2.4.9 ボナーカウンタの中性子エネルギー応答特性

放射線防護上中性子測定を行う場合、その対象とするエネルギー範囲は熱領域から十数 MeV に及ぶ。この広いエネルギー範囲の中性子を測定するものとしてポリエチレンなどの減速材と中性子検出器を組み合せたボナーカウンタがよく用いられている。これらのカウンタのエネルギー応答特性の多くは中性子輸送計算やモンテカルロ計算によって得られたものであり、加速器などを用いた単色中性子線による実験と計算値との比較がなされたものは少ない。そこで今回、球形の BF_3 カウンタを内蔵したボナーカウンタを製作しそのエネルギー応答特性を評価した。

ボナーカウンタは、減速材にポリエチレンを用い、減速材の厚さがそれぞれ 1 cm, 2 cm, 3 cm, 4 cm, 6 cm, 8 cm, 10 cm, 14 cm の 8 種類を製作した。製作したボナーカウンタの断面図および寸法を Fig. 2.4.9-1 に示す。

ボナーカウンタの感度試験は、熱中性子については日本原子力研究所に設置されているレムカウンタ用熱中性子校正場¹⁾を用いて行い、速中性子については電子技術総合研究所のバンデグラフ型加速器を用いて行った。²⁾また熱外中性子領域の中性子感度を求めるために輸送計算を行った。使用したコードは ANISN-JR³⁾である。エネルギー群は全部で 137 群あり、そのうち熱中性子領域 (0.5 eV 以下) には 35 群を用いた。検出器の感度は球形 BF_3 比例計数管の熱中性子感度によって規格化を行った。

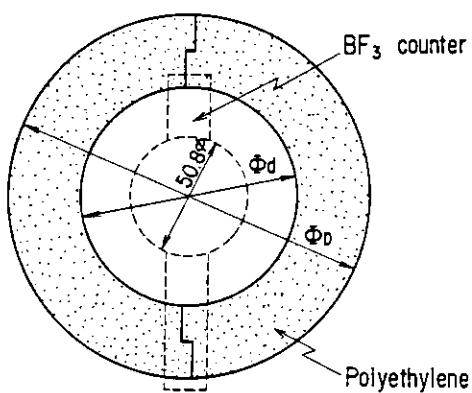
減速材の厚さが 0 cm, 3 cm, 6 cm, 10 cm の場合の実験結果および計算結果を Fig. 2.4.9-2 に示す。この結果が示すように実験値と計算値は良い一致を示した。他の減速材の厚さの検出器も同様に良い一致を示した。なお実験における誤差の評価は中性子フルエンスの絶対値誤差、散乱線の影響、統計的誤差、中性子照射場の不均一性による誤差が含まれている。

これらの結果より、本実験で製作したボナーカウンタのエネルギー応答は熱中性子から 15 MeV の中性子に対して高い精度で評価された。したがって本カウンタは標準検出器として十分使用でき、精度のよい中性子計測が行えるようになった。

(浅野 芳裕)

参考文献

- 1) 浅野芳裕 JAERI - M 85 - 134 p. 181 (1986)
- 2) 道川太一 放射線 Vol. 11 No. 1 (1984)
- 3) Ward W. Engle, Jr., CCC-82, OAK RIDGE NATIONAL LAB. (1967).



Moderator thickness $(\Phi_D - \Phi_d)/2$ [mm]	Φ_D [mm]	Φ_d [mm]
0 (Bare)	—	—
1	110 ϕ	90 ϕ
2	130	90
3	150	90
4	170	90
5	210	90
6	217	57
7	257	57
8	337	57

Fig. 2.4.9-1 Cut away view and dimensions of Bonner type spherical proportional counters.

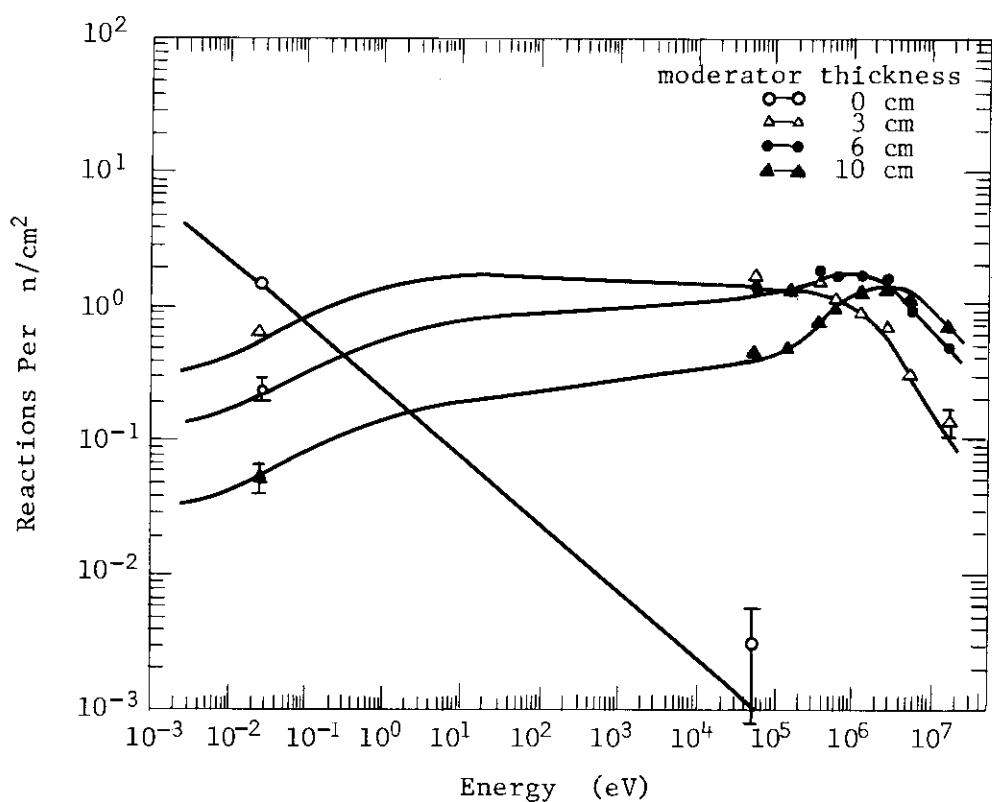


Fig. 2.4.9-2 Energy response of Bonner type multispherical proportional counter. (Moderator thickness are 0, 3, 6, 10 cm respectively)

2. 4. 10 BF₃ 計数管特性試験装置の製作

放射線管理用モニタの点検校正において、中性子エリアモニタに関しては、計数管のプラトー特性および中性子感度（中性子束密度－計数率換算係数）試験を実施している。この特性試験は専用の治具に BF₃ 計数管および中性子線源（RaD-Be）をセットし、測定者が照射室または各建家のモニタ設置箇所において行っている。また、測定データの処理は手計算で行い報告書を作成している。

こうした特性試験における測定者の被曝低減化、測定精度の向上、および点検業務の効率化を図るために、パーソナルコンピュータを用いた BF₃ 計数管特性試験装置を製作した。本装置は BF₃ 計数管の印加電圧－計数率特性の測定、プラトー領域の判定、プラトー傾斜および換算係数の計算など特性試験に必要な一連の作業を自動的に行うことができる。また、必要に応じてデータファイルに収録されたデータの検索や出力が可能である。

装置は、Fig. 2. 4. 10-1 に示すように測定部および制御・演算部から構成される。測定部は、照射室（管理区域）に設置され、設定された時間および印加電圧における各測定データを RS-232C インターフェイスにより制御・演算部に転送する。制御・演算部は作業室（非管理区域）に設置され、測定部の制御および測定部から転送されたデータの処理・出力を行う。したがって測定者は BF₃ 計数管および中性子線源をセットした後、非管理区域において特性試験を実施することができる。演算部では、印加電圧－計数率特性のデータを用いて計算される回帰直線と測定された計数率との比較を行い、この差が決められた値を超えない範囲をプラトー領域と判定する。また、この回帰直線よりプラトー傾斜を計算する。このため、統計的な変動による不確定さを極力抑えることができる。次に使用電圧における計数率と基準中性子束密度から換算係数を計算する。さらに、これらの計算結果を定められた管理基準と比較して良・否の判定がなされ、結果をプリンタに出力する。Table 2. 4. 10-1 および Table 2. 4. 10-2 にプリント出力例を示す。Table 2. 4. 10-1 は良好なデータ例、Table 2. 4. 10-2 はデータ異常が認められた場合のデータ例をそれぞれ示す。後者の場合には、データ解析結果の代りに異常原因を出力する。

(三原 明)

参考文献

- 1) 山口恭弘、三原明、千田徹：BF₃ 計数管特性試験装置の製作 未公開資料

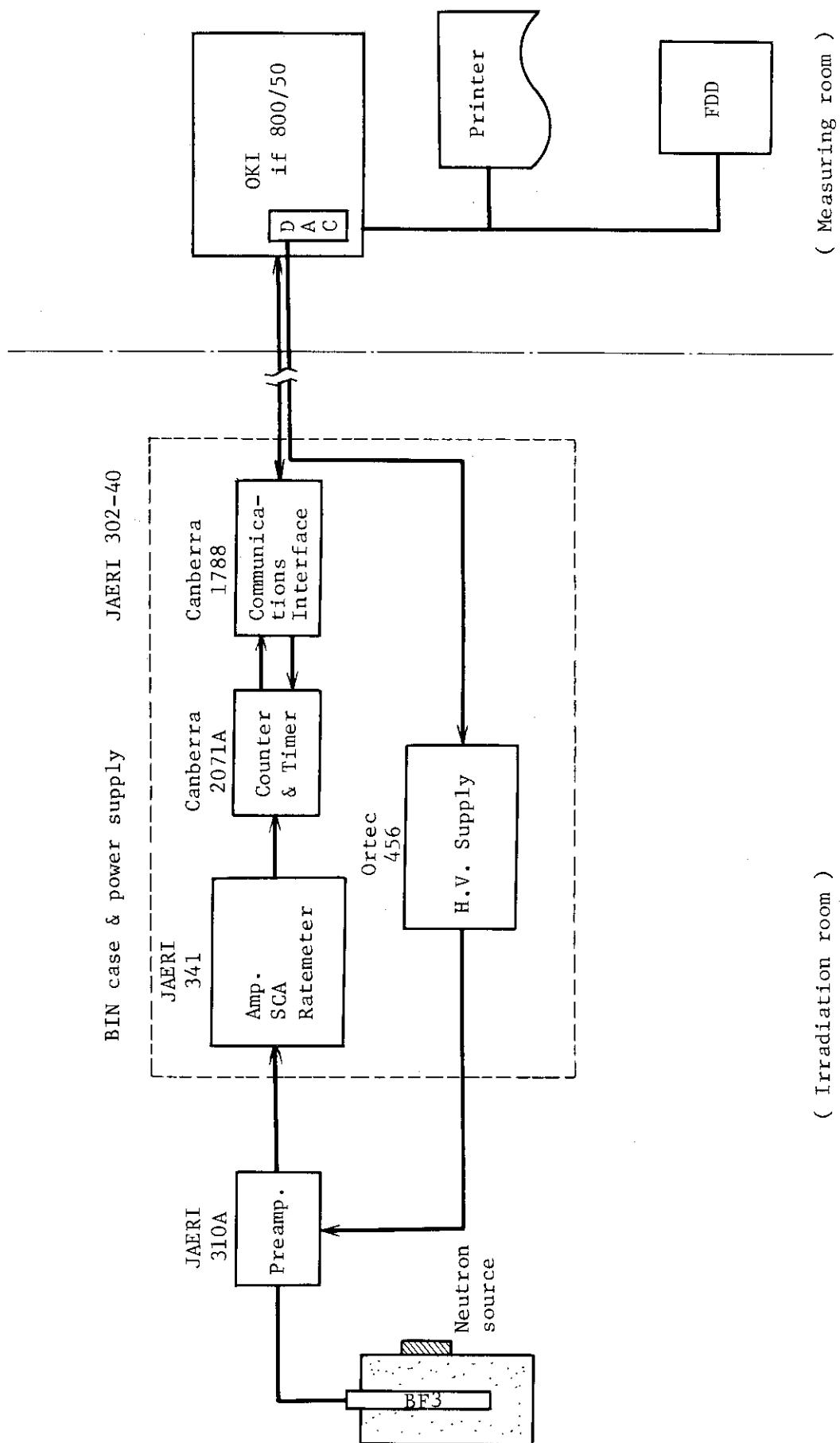


Fig. 2.4.10-1 Block diagram of characteristics testing apparatus for BF_3 counter tube.

(Irradiation room)

(Measuring room)

Table 2.4.10-1 Examples of printer outputs with good data

 *** Characteristics of BF₃ counter tube *** Date 6. 2. 1986

 J R R - 4
 Reactor room No. 2 Model: NDB 52152 No. 8025
 Applied Voltage (v) 1000 1025 1050 1075 1100
 Count rate (cpm) 2203 2612 2890 3117 3192
 Applied Voltage (v) 1125 1150 1175 1200 1225
 Count rate (cpm) 3258 3293 3281 3364 3365
 Applied Voltage (v) 1250 1275 1300 1325 1350
 Count rate (cpm) 3377 3350 3362 3501 3368
 Applied Voltage (v) 1375 1400
 Count rate (cpm) 3314 3427

 Plateau 325 V (1075~1400) Plateau slope 3.1%/100v
 Conversion factor 1.63 n/cm²·sec/cps
 Count rate 56.1 cps Neutron flux density 91.7 n/cm²·sec

Table 2.4.10-2 Examples of printer outputs with substandard data

 *** Characteristics of BF₃ counter tube *** Date 6. 4. 1986

 J R R - 2
 Reactor room No. 1 Model: NDB 52152 No. 5117
 Applied Voltage (v) 1000 1025 1050 1075 1100
 Count rate (cpm) 1620 2478 2976 3399 3808
 Applied Voltage (v) 1125 1150 1175 1200 1225
 Count rate (cpm) 4160 4406 4672 4855 4990
 Applied Voltage (v) 1250 1275 1300 1325 1350
 Count rate (cpm) 5608 5877 6000
 Applied Voltage (v) 1375 1400
 Count rate (cpm)

 *** * Abnormal data ***
 Discharge !!

2.4.11 レートメータ時定数測定の自動化

放射線管理用モニタに使用しているレートメータの性能検査項目のうち、重要なものの一つに時定数の測定試験がある。本試験では、外部入力信号によりレートメータのメータ指針を各レンジ（ログ目盛については各デカード）の最大目盛まで振らせ、入力信号を速やかにしゃ断して指示値が初期値の $1/e$ の値になるまでの時間を測定する。この測定は、レートメータのレコーダ用出力またはリニア DC 電圧出力をペン書き式レコーダに記録し、チャート紙の読み値により算出している。

こうした時定数測定試験の測定精度の向上と効率化を図るために、可搬型の時定数自動測定装置を製作した。本装置の外観の写真を Photo. 2.4.11-1 に示す。装置は、スキャナーユニット、データロガーおよびプリンタから構成される。

測定対象機器として単体のレートメータユニットだけでなくハンドフットモニタ等も考慮しており、最大 5 チャンネルの入力が可能である。AD 変換時間は 20msec と 100 msec の 2 種類あり、前者が最大 200 sec、後者が最大 1000 sec までの時定数の測定ができる。

計測が終了すると、RAM のデータを内蔵コンピュータに転送し、演算後指定チャンネルごとの時定数のデータがプリンタに印字される。さらに必要に応じて、指定の計測時間内の全データを任意の時間間隔でプリント出力することができる。Fig. 2.4.11-1 にプリント出力例を示す。

本装置には、RS-232C インターフェイスが内蔵されており、パーソナルコンピュータとの通信が可能である。

(三原 明)



Photo. 2.4.11-1 Automatic time constant measuring apparatus for rate meter.

86/01/17 15:14:00
LOG CONSTANT TIME
A/D SPEED 20 mSec

0 CH.	7.6 Sec
1 CH.	7.4 Sec
2 CH.	8.0 Sec
3 CH.	7.4 Sec
4 CH.	7.8 Sec

86/01/17 15:14:25	2 CH. (V)
LOG CONSTANT TIME	0.3732
20 mSec	0.3653
ANY DATA ... 15	0.3436
	0.3254
0 CH. (V)	0.2992
0.3683	0.2751
0.3683	0.2642
0.3471	
0.3199	3 CH. (V)
0.3061	0.3688
0.2820	0.3673
0.2583	0.3461
	0.3175
1 CH. (V)	0.3022
0.3707	0.2761
0.3638	0.2559
0.3412	
0.3224	4 CH. (V)
0.2963	0.3712
0.2849	0.3633
0.2613	0.3402
	0.3199
	0.3047
	0.2790
	0.2524

Fig. 2.4.11-1 Examples of printer outputs.

2. 4. 12 β 線線源最大エネルギーの照射距離依存性

放射線測定器の感度（線量当量率当たりの計数率、吸収線量当たりの指示値等）は、一般に入射放射線のエネルギーによって異なる。このため、放射線測定器の感度はエネルギーの異なる数個の線源を用いて校正される。 β 線線源の場合、線源の自己吸収、空気層による吸収散乱のため、核種固有のエネルギースペクトルと放射線測定器入射の際のエネルギースペクトルとは異なることが多い。各種校正用 β 線線源について、測定器校正位置（距離）での吸収線量率の測定¹⁾に引き続き、最大エネルギーを測定評価した。最大エネルギーは、国際標準機構 ISO にしたがい、校正位置での β 線の最大飛程（residual maximum beta range, R_{res} , g/cm² 単位）を測定し、 R_{res} に対応する最大エネルギー（residual maximum energy E_{res} , MeV 単位）を次式より求めた。²⁾

$$E_{res} = \sqrt{\frac{(9.1 R_{res} + 1)^2 - 1}{22.4}}$$

最大飛程の測定には GM 計数装置を使用した。最大飛程の評価値を Table 2.4.12-1 に示した。放射能が 7.4×10^2 MBq と高い $^{90}\text{Sr} - ^{90}\text{Y}$ 線源の場合は、照射距離 50～200 cm の範囲で 5 点の位置で吸収線量率および最大エネルギーを測定評価した。最大エネルギーと照射距離との関係を Fig. 2.4.12-1 に示す。距離が増すにつれ最大エネルギーが減少することが図からわかる。 β 線最大エネルギーの関数として放射線測定器を校正する場合、使用線源ごとに校正位置での最大エネルギーを予め測定評価することが必要であることが認められた。

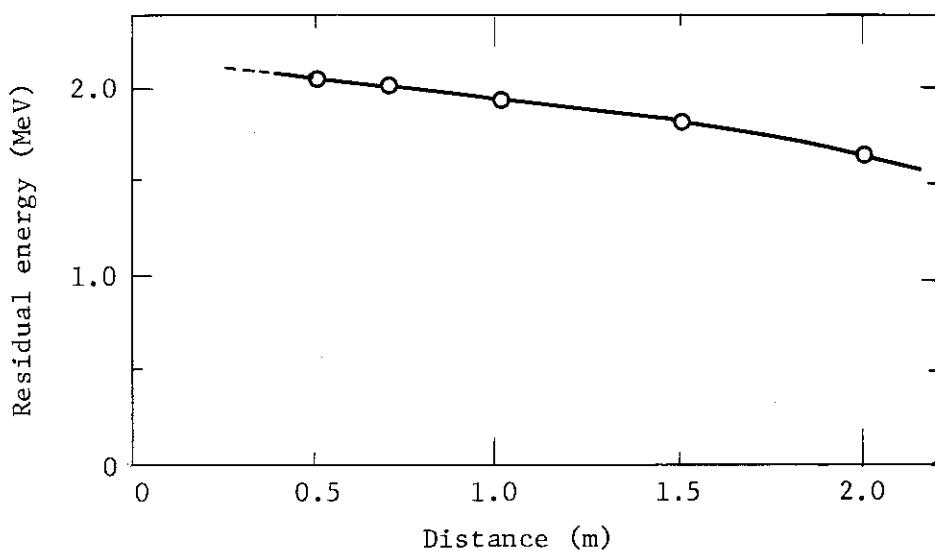
(備後 一義)

参考文献

- 1) 村上博幸：保健物理－管理と研究－No. 27, JAERI - M 84 - 134, 191, (1985)
- 2) ISO-6980 (1984)

Table 2.4.12-1 Residual maximum energy of β -source

Nuclide and Max. Energy [MeV]	Source type	Calibration distance [cm]	Residual maximum energy [MeV]
^{147}Pm 0.225	B	15	0.15
^{204}Tl 0.763	A	20	0.68
	B	30	0.59
$^{90}\text{Sr} - ^{90}\text{Y}$ 2.27	A	20	2.09
	B	50	2.06
$^{106}\text{Ru} - ^{106}\text{Rh}$ 3.54	A	20	2.84
Source type			
A : 10 cm ϕ Plane source (Ion-exchange membrane)			
B : 4.2 cm ϕ Extended area source (made by Amersham)			

Fig. 2.4.12-1 Residual energy of $^{90}\text{Sr}(^{90}\text{Y})$ as a function of distance between source and detector.

2.5 放射性廃棄物の処理および汚染除去

2.5.1 概要

東海研究所では、液体廃棄物の処理についてトリチウム廃液の固化と閉じ込め試験、蒸発濃縮液の乾燥・溶融ガラス固化試験および放射性汚染海水の吸着処理試験等、定常業務の改善のために必要な試験を行い、それぞれ知見を得ることができた。また、解体廃棄物の処理、保管および処分では、1982年度から引き続き高圧縮処理システム、表面汚染固定処理などの技術開発を行いJ P D R の解体実施に備えた。

(進士 義正)

また、大洗研究所においては、廃棄物管理データの集計業務を効率的に行うために、1983年度から進めている放射性廃棄物帳票管理コードの整備計画のうち、1985年度は放射性液体廃棄物処理に関する管理コードの整備を行った。

(阿部 昌義)

2.5.2 トリチウム廃液の固化方法とトリチウムの閉じ込め性能の検討

高濃度トリチウムで汚染した廃棄物のパッケージ化技術開発の一環として、高レベルトリチウム廃液 ($3.7 \times 10^5 \text{ Bq}/\text{cm}^3$ 以上) の固化方法および固化容器のトリチウム閉じ込め性能について検討した。

(1) 目的

パッケージ化の基本的考え方は、主に多重構造容器の気密性に重点をおいたトリチウムの閉じ込めである。

本試験は多重パッケージの構成部分のうち、廃液の固化方法および固化容器（以下「一次容器」と言う。）について、次の事項を中心に行った。

(a) 実験室のフードで減圧注入法 (Fig. 2.5.2-1) を用いて実廃液を固化する方法についてこの方法が発生元で行う高レベルトリチウム廃液の固化方法として、汚染防止の観点ならびに本試験で用いた一次容器の強度および形状の観点から、安全でかつ実用性があることを実証する。

(b) 一次容器から空気中へのトリチウム漏洩量を測定することにより、本試験で用いた一次容器のトリチウム閉じ込め性能を評価する。

(2) 固化材、一次容器の選定

固化材は耐放射線性や実用性等の観点からセメントを、また、一次容器は発生元での実用性等の観点から20リペール缶を選定した。

(3) 固化試験手順

本試験で実施した減圧注入法を以下に示す。

- セメント粉体 22 kg をペール缶に充填。
- インジェクタを挿入。

- (c) カプラを取り付けたペール缶蓋部のゴムパッキングを取外し、溝に金属パテを充填。
- (d) インジェクタとカプラとの接続に注意しながら蓋を本体に取り付けたのち、バンドで締め付ける。
- (e) 3時間以上放置。
- (f) ペール缶を水に漬け、ヘリウムを用いて圧力計で感知しうる範囲の漏洩がないことを確認(7.85 kPa で3時間保持)。
- (g) セメントと水の重量比が1:0.35になるように廃液量を調整(廃液 6.7 ℥ : 放射能濃度 $6.585 \times 10^5 \text{ Bq/cm}^3$, pH 6; 洗浄用蒸留水 1 ℥)
- (h) チューブを接続し、真空ポンプを稼動させ-3.9~-5.9 kPa に減圧した状態で廃液を注入。
- (i) 廃液注入終了後、洗浄用蒸留水を注入。
- (j) チューブを取り外し、カプラに不飽和ポリエスチルを充填。

(4) トリチウム漏洩試験

上記固化手順に基づいて作製したセメント固化体を封入した一次容器および別途作製したセメント供試体($4.4 \text{ cmH} \times 4.5 \text{ cm} \phi$; 含有トリチウム量 $1.75 \times 10^7 \text{ Bq}$; 1日養生)を、おのおのトリチウム漏洩試験装置(Fig. 2.5.2-2)に入れた。次に室温で吸引ポンプを連続稼動(流速 $250 \text{ cm}^3/\text{min}$)させ、空気中に漏洩するトリチウムを下流の水バブラー等で捕集した。捕集したトリチウム量は、隨時液体シンチレーションカウンタで測定した。

(5) 結果と考察

上記手順で行った固化作業において、一次容器の排気側に飛散したトリチウム量は $1.08 \times 10^4 \text{ Bq}$ で、一次容器に注入したトリチウム量の $2.45 \times 10^{-4} \%$ であった。また作業中の汚染はなく、さらに、作業中における一次容器の変形等も生じなかった。これらの結果から、発生元で固化作業を行う際の安全性および実用性の観点からは、本一次容器を用いた減圧注入法は、有効な方法であると考えられる。

セメント固化体を封入した一次容器からのトリチウム漏洩量の測定結果を Fig. 2.5.2-3 に示す。なお、点線は一次容器がないと仮定した場合のセメント固化体からのトリチウム空気漏洩量で、セメント供試体の漏洩速度と、固化体と供試体のトリチウム含有量および表面積とから算出したものである。¹⁾ したがって、Fig. 2.5.2-3 に示された2曲線の漏洩率の比が一次容器のトリチウム閉じ込め性能を意味しており、本試験の範囲では 10^5 であった。パッケージ化に際してはさらにオーバーパックすることから、長期間にわたるトリチウム閉じ込め性能の維持等を考慮して改良すれば、本試験で使用したようなペール缶は一次容器として有効であると考えられる。

(木原 伸二)

参考文献

- 1) 小松賢次、野沢正行、坂本澄彦：石膏固化体等からのトリチウム水の水中および空気中への漏洩速度の比較、保健物理、18 (4), p. 350 (1983)

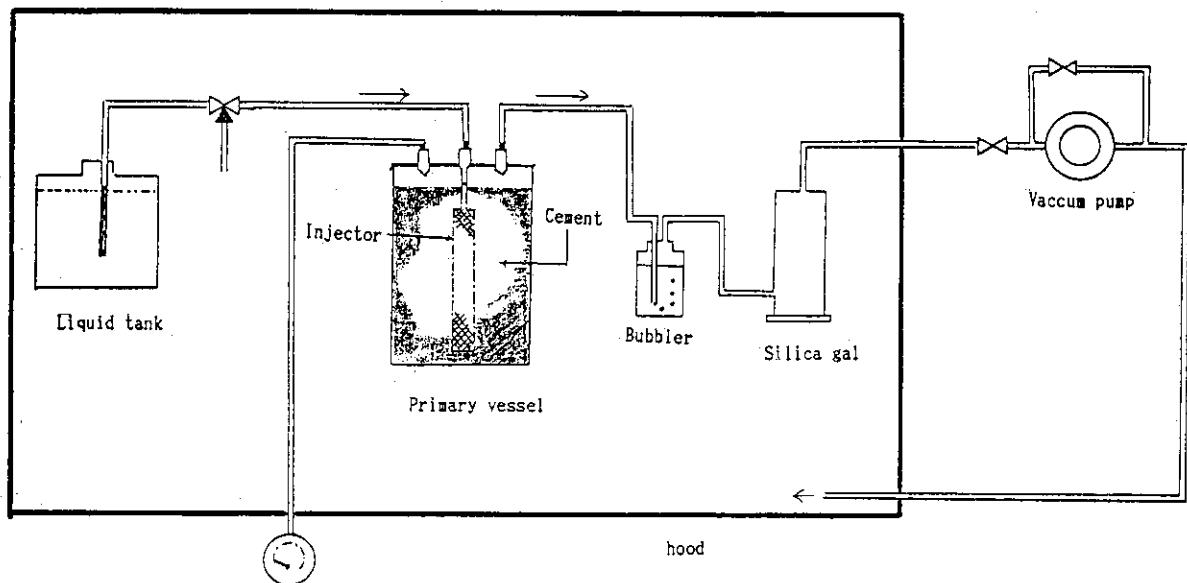


Fig. 2.5.2-1 Schematic illustration of experimental arrangement used for the solidification of high level tritium liquid waste.

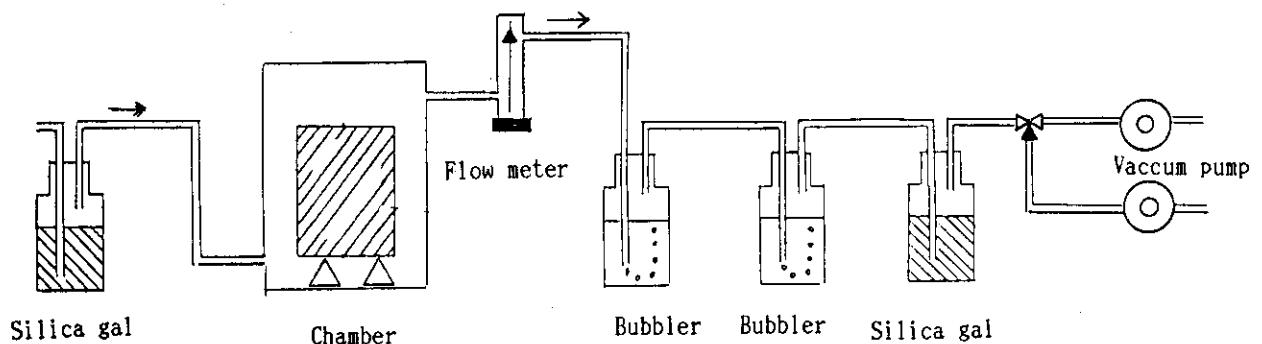


Fig. 2.5.2-2 Schematic illustration of experimental arrangement used for the measurement of tritium leak rate to air from hydrates of cement and primary vessel.

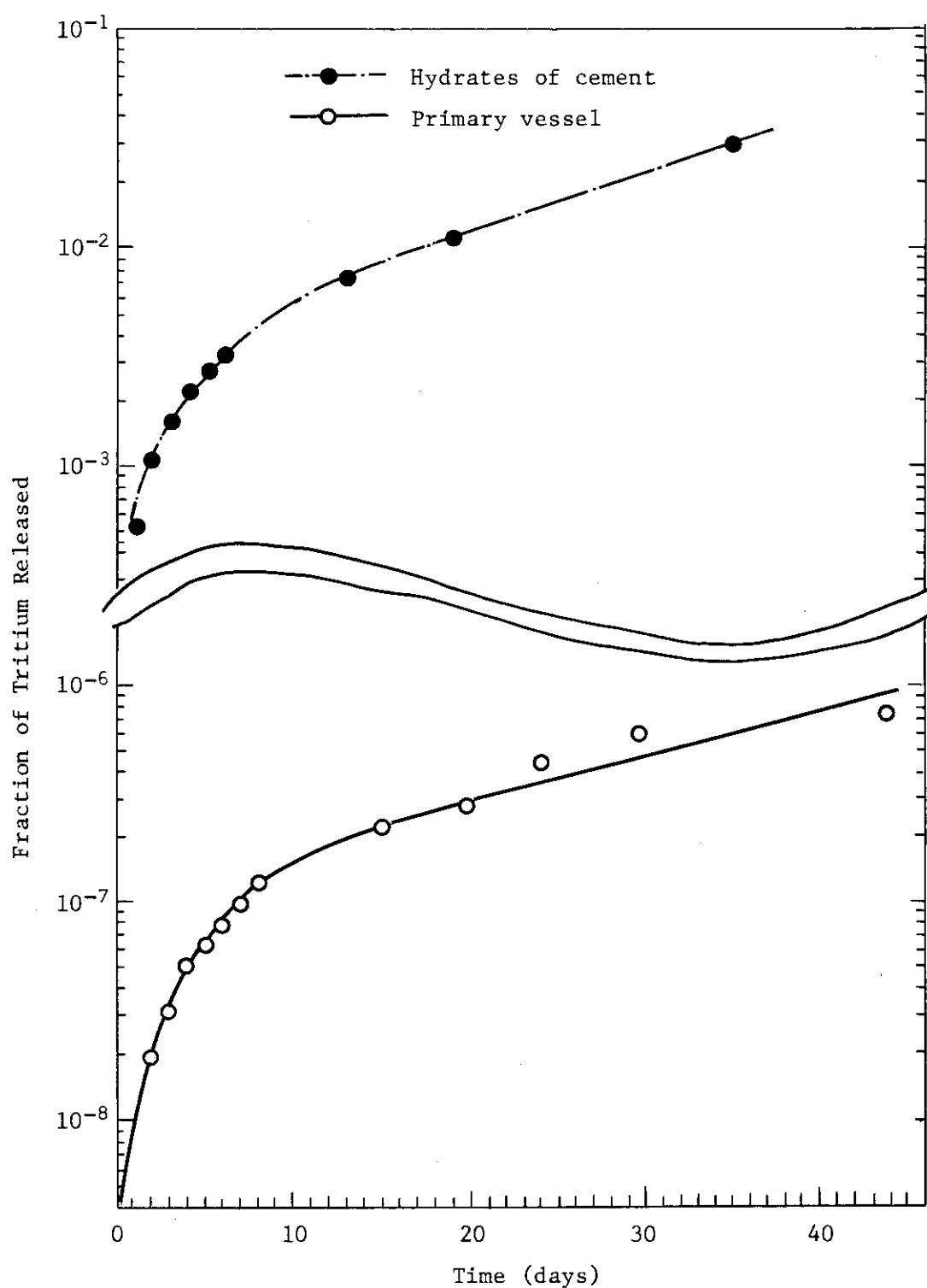


Fig. 2.5.2-3 Tritiated water leak rate to air from hydrates of cement and primary vessel.

2. 5. 3 蒸発濃縮液の乾燥および溶融ガラス固化試験

(1) 目的

蒸発濃縮液の固化処理法として、減容性および固化体安定性に優れた溶融ガラス固化法について各種の性能試験を行った。この処理方法は、前処理として蒸発濃縮液をボール型廃液乾燥装置で乾燥して粉体化させたのち、この乾燥粉体を高周波溶融固化装置により溶融させてガラス固化体とするものである。本試験は、東海研究所の廃棄物処理場で発生した蒸発濃縮液について、乾燥および溶融ガラス固化を行い、この時の放射性核種の挙動と乾燥粉体およびガラス固化体の性状の調査を中心に行った。

(2) 蒸発濃縮液の性状

蒸発濃縮液の基本的な性状を把握するため、pH、全蒸発残留物、陰イオン濃度および含有放射性核種とその放射能濃度を測定した。測定結果を Table 2. 5. 3 - 1 に示す。

(3) 試験方法

(a) 乾燥試験

試験装置のフローを Fig. 2. 5. 3 - 1 に示す。本装置は、ボール型乾燥機、熱風発生器、排ガス処理系および廃液供給系より構成される。ボール型乾燥機は、皿の上に鋼製ボールを充填し、回転羽根でボールを攪拌する構造である。蒸発濃縮液は、乾燥機上部から供給され、ボール充填層を通過する際、乾燥機下部から一定速度で供給される熱風との接触およびボールの蓄熱により乾燥され、粉体となる。乾燥後の熱風排ガスは、2段のセラミックフィルタ等で除塵されたあと、HEPA フィルタ、チャコールフィルタを通して排気される。本試験の運転条件は乾燥機入口熱風温度を 400°C、乾燥機出口熱風温度を 100°C および 150°C とし、熱風流量を 8 ~ 20m³ [Normal]/h とした。

(b) 溶融ガラス固化試験

試験装置のフローを Fig. 2. 5. 3 - 2 に示す。本装置は、高周波溶融炉、高周波発振器(3,000 Hz, 30 kW)、排ガス処理系および冷却系から構成される。高周波溶融炉は高周波コイルの内側に高周波誘導を受けて発熱するメルタ（カーボンセラミック）を設けた構造である。試料は、溶融炉の上部に設けられた試料投入ボックスから、あらかじめ所定温度に昇温されたメルタへ間欠的に投入されて溶融される。溶融された試料はメルタ下部よりキャニスターへ抜き出され固化体となる。溶融炉からの排ガスは、セラミックフィルタおよび1次 HEPA フィルタで除塵されたあと、アルカリスクラバにおいて SO_x 等が吸収され、さらに2次 HEPA フィルタを通して排気される。本試験では、ガラス固化体の組成は、ホウケイ酸(Na₂O, B₂O₃, SiO₂) およびケイ酸(Na₂O, SiO₂) とした。ガラス化剤として、ホウケイ酸の場合はメタケイ酸(H₂SiO₃) およびホウ酸(H₃BO₃) を、ケイ酸の場合はメタケイ酸のみを使用した。また、加熱温度は 1,100°C および 1,200°C とした。

(4) 結果と考察

(a) 乾燥および溶融時における放射性核種とダストの移行率

移行率（供給した放射能と排ガス系に移行した放射能の比）の測定結果を Fig. 2. 5. 3 - 3 に示す。乾燥時の放射性核種およびダストの移行率は乾燥機出口熱風温度が 100°C の場合、熱風流量に依存し、 $2 \times 10^{-2} \sim 3 \times 10^{-1}$ であった。150°C の場合は熱風流量に依存せず $2 \times 10^{-1} \sim$

3×10^{-1} で比較的高い移行率を示した。放射性核種の移行率は、ダストの移行率とほぼ一致しており、放射性核種はダストに同伴されて排ガス系へ移行したものと思われる。

溶融時の移行率は、 ^{60}Co については $3 \times 10^{-3} \sim 2 \times 10^{-2}$ で 98% 以上固化体に閉じ込められることがわかった。 ^{137}Cs は、約 3×10^{-1} であり、揮発による高い移行率を示した。また、ダストは ^{60}Co よりも高い移行率を示した。この原因は、乾燥粉体はアルカリ成分が多いため、溶融時にヒュームが発生し、排ガス系へ移行するためと思われる。

セラミックフィルタの除塵性能については、セラミックフィルタの直後で排ガスをサンプリングし、放射能測定を行った結果、すべての測定で検出限界値以下であった。これより、排ガス系へ移行した放射性核種は、ほとんどすべてセラミックフィルタで捕集でき回収可能であることがわかった。

(b) 乾燥粉体およびガラス固化体性状

乾燥粉体については、水分率は 1% 以下であり十分乾燥していた。陽イオン成分は、ナトリウムが $330 \sim 440$ (mg/g [dry]) で比較的多く、陰イオン成分は塩素が $220 \sim 330$ (mg/g [dry]) で最も多く、他に硫酸、硝酸および亜硝酸が含まれていた。これより、乾燥粉体は塩化ナトリウムが主成分であり、その他、硫酸塩、硝酸塩などが含まれていると考えられる。

また、ガラス固化体については、密度は $2.0 \sim 2.4$ (g/cm³) であった。ガラス固化体の IAEA 法に準じた浸出試験では、 ^{60}Co の浸出率が、 $1.3 \times 10^{-4} \sim 5.3 \times 10^{-4}$ (g/cm²·d) で ^{137}Cs が $2.6 \times 10^{-5} \sim 8.1 \times 10^{-5}$ (g/cm²·d) であった。また 84 日間の水中浸漬中に固化体に外観上の異常は認められなかった。

以上の試験結果から、東海研究所で発生する液体廃棄物の蒸発濃縮液は、溶融ガラス固化が可能であることがわかった。しかし、 ^{137}Cs の排ガス系への移行率が高いのでこれを抑制する方法の検討およびガラス固化体の性状をさらに調査する必要がある。

(井上 秀和)

Table 2.5.3-1 Properties of evaporator concentrate

Sample No.	pH	Residue on evaporation (wt %)	Anion ($\mu\text{g}/\text{cm}^3$)			Radioactivities (Bq/cm^3)		
			Cl^-	SO_4^{2-}	NO_3^-	NO_2^-	^{60}Co	^{65}Zn
1	10.8	7.6	9,300	6,300	23,000	3,900	1.9	ND
2	11.0	6.0	22,000	7,700	ND	7,500	3.4	ND
3	11.0	19	34,000	9,100	ND	8,500	2.2	3.4×10^{-1}
4	11.2	25	49,000	14,000	16,000	ND	1.1×10^1	1.8
5	11.0	15	37,000	12,000	ND	5,200	1.9×10^1	5.9×10^{-1}
							1.4	1.1×10^2

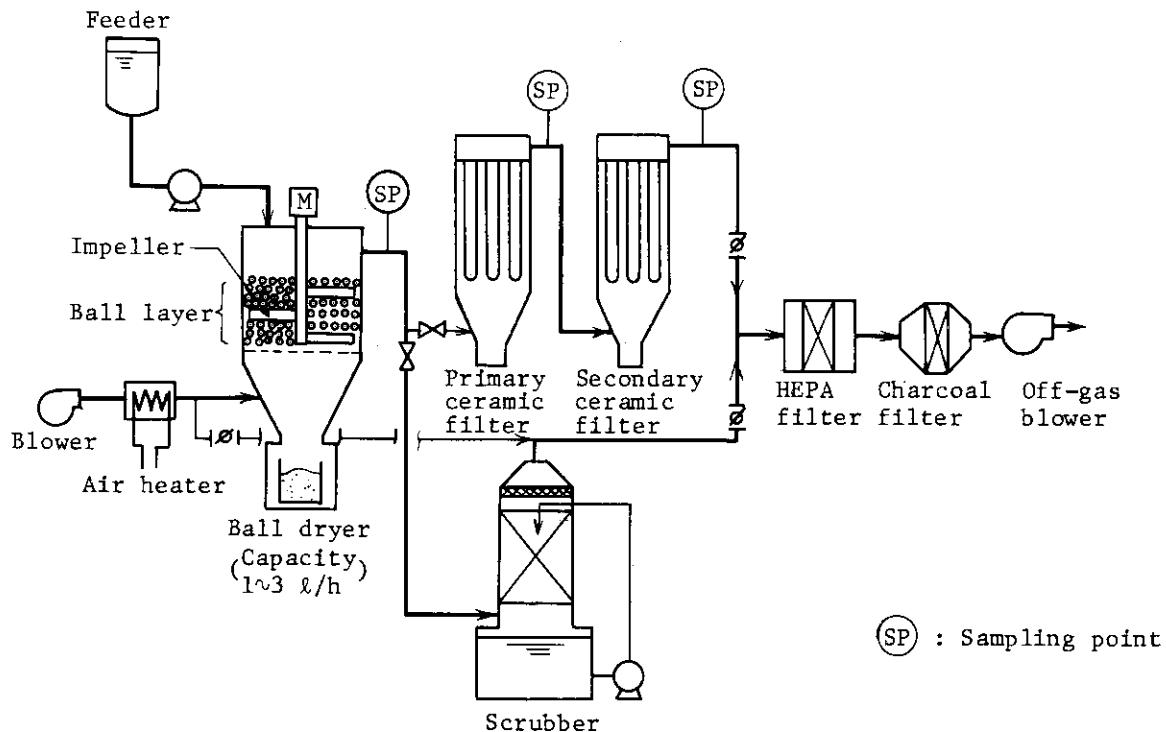


Fig. 2.5.3-1 Ball dryer test system.

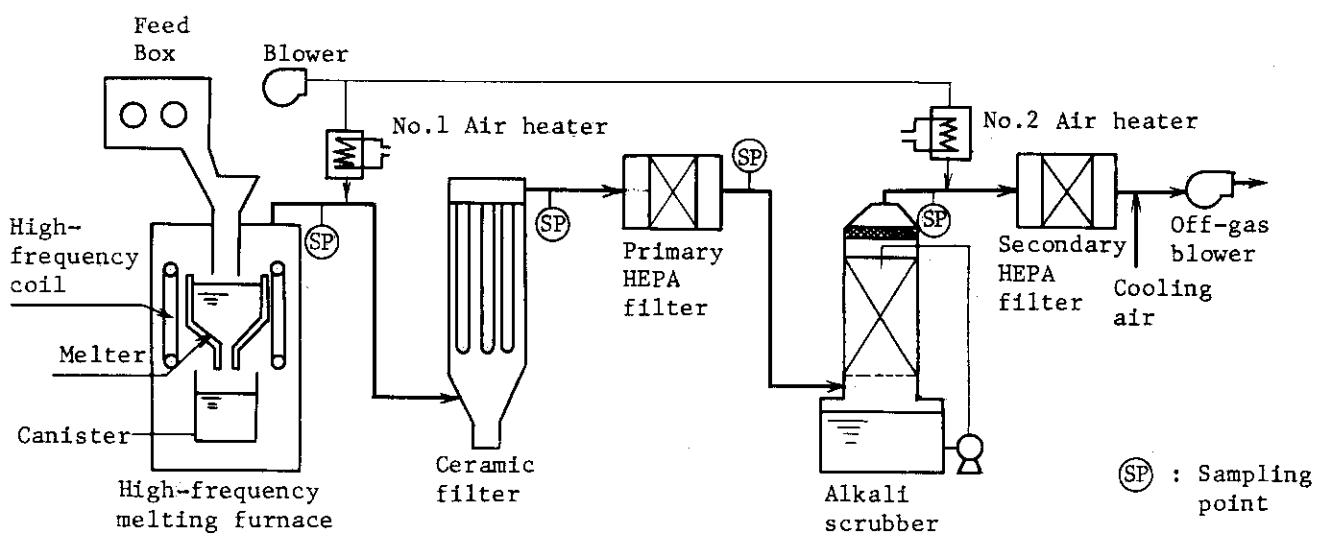


Fig. 2.5.3-2 High-frequency melting solidification test system.

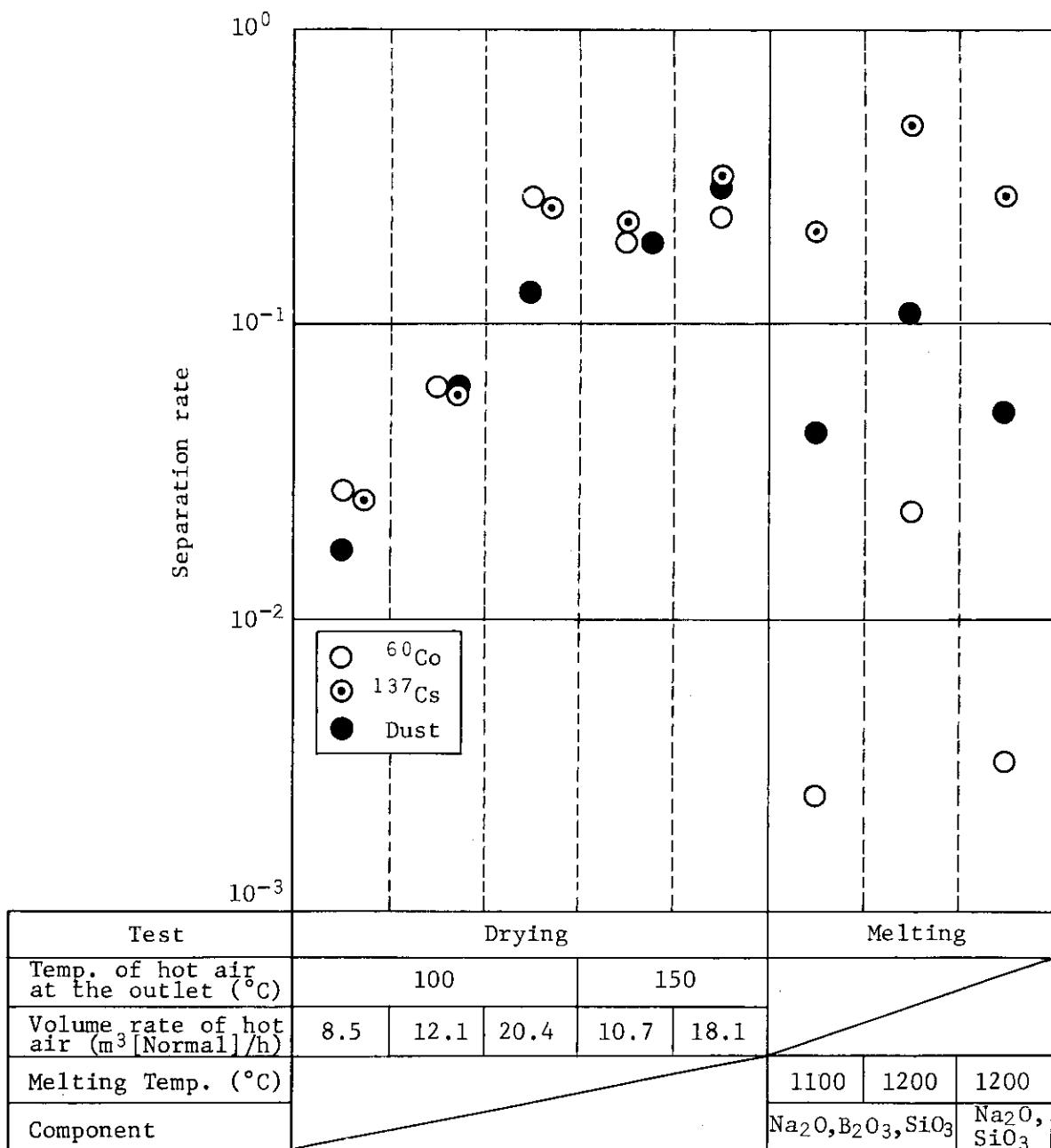


Fig. 2.5.3-3 Separation rate of radionuclides and dust.

2.5.4 解体廃棄物の処理、保管および処分技術の開発（Ⅲ）

原子炉施設の解体に際しては、金属類解体物やコンクリート解体物などの放射性廃棄物が解体期間中に、集中的かつ大量に発生する。これら解体廃棄物の管理システムを提案するとともに、保管・処分用コンテナ・パッケージ技術、金属類解体物の減容処理技術、コンクリート解体物の固化処理技術および大型機器等の表面汚染固定処理技術の開発を1984年度に引き続き行った。^{1),2)}

(1) 解体廃棄物管理システムに関する調査

本調査は、解体廃棄物の発生から処分に至るまでの総合的な放射性廃棄物管理システムを検討、評価することを目的としている。1985年度は、最近の廃棄物処理・処分方策などの動向および区分管理を踏まえて解体廃棄物管理システムの拡充を行うとともに、実用炉（BWR, PWR）のインベントリデータに基づき、1984年度に開発した管理システム評価コードを用いて、除染係数および保管期間などをパラメータとしてケーススタディを行い、経済性に関する物流およびコスト等の事前評価を行った。

(2) 減容処理技術の開発

本開発は、金属類解体物の切断・高圧縮処理法による減容処理に関する試験を行い、各装置の設計条件を明確にすることを目的とし、1982, 1983年度に基礎試験および実物大試験を実施した。1985年度は、これらの試験結果に基づいて、高圧縮処理システムの技術検討を行った。前提条件として、処理対象廃棄物量、処理工程および処理能力などを設定し、切断・高圧縮処理装置の機構、強度および保管容器の耐久性、保管率、コスト、さらに保管施設の構造、建築コストなどの技術検討を行った。この検討結果に基づいて、処理システム、切断・高圧縮装置、付帯設備および処理建家などの試設計を行った。

(3) 表面汚染固定処理技術の開発

本開発は、大型機器やコンクリート解体物などの運搬および貯蔵時の汚染拡大防止を目的とし、1984年度にこれら解体物の塗布材料の選定試験を行った。1985年度は、大型機器などの金属類を対象に二液混合塗布型エアレススプレー装置を作成し、1984年度に選定したウレタン樹脂系塗布材料を用いて吐出圧力、塗布材料の加温温度や塗膜の厚さなどの条件を変えて、吐出量、塗布材料の飛散状態および塗膜のグレ性などの特性試験を行い塗布条件を決定した。さらに、JPDR施設内においてタンク類を用いて、塗布作業性、塗膜の剥離性および汚染物質の塗膜への移行性などの実物大試験を行い、解体時に発生する大型機器などの塗布に適用できることを確認した。

（玉田 政美）

参考文献

- 1) 加藤 清：保健物理－管理と研究－No.26, JAERI-M 84-156, 176 (1984)
- 2) 仲田 進：保健物理－管理と研究－No.27, JAERI-M 85-134, 211 (1985)

2.5.5 放射性汚染海水の吸着処理試験

(1) はじめに

東海研究所では、放射性核種によって汚染した海水（以下「汚染海水」という）を凝集沈殿法を用いて処理している。しかし、本法で得られる除染係数（DF）は、全体で10程度と小さいため比較的放射能濃度の高い（ $3.7 \text{ Bq}/\text{cm}^3$ 程度）汚染海水に対しては、処理済廃液貯槽における許容濃度（ $3.7 \times 10^{-1} \text{ Bq}/\text{cm}^3$ 未満）にできない可能性がある。

本試験では、このような汚染海水を処理するため、キレート樹脂、活性炭、天然モルデナイト（ゼオライトの一種）を用いた吸着処理を適用して、吸着剤の寿命および汚染核種の DF を測定した。

(2) 試料および吸着剤

試験に使用した汚染海水は、放射線医学総合研究所で発生した廃液で、pH 6.4、全蒸発残査 2.4%，放射能濃度は ^{137}Cs が $3.5 (\text{Bq}/\text{cm}^3)$ 、 ^{60}Co が $1.3 (\text{Bq}/\text{cm}^3)$ である（その他、 ^{54}Mn 、 ^{65}Zn 、 ^{85}Sr が $10^{-1} \sim 10^{-2} \text{ Bq}/\text{cm}^3$ 程度含まれる）。

また、吸着剤は、汚染海水中に含まれる主要核種が ^{137}Cs および ^{60}Co であることから ^{137}Cs の吸着能力が高い天然モルデナイトおよび ^{60}Co の吸着能力が高いキレート樹脂を用いた。さらに、 ^{60}Co が汚染海水中で洗剤に含まれる EDTA 等と有機錯体を形成している可能性が考えられたので、吸着剤に活性炭を加えた試験も行った。以下に使用した吸着剤の種類を示す。

〔天然モルデナイト〕 含水アルミノケイ酸塩鉱物（斜方晶系）で陽イオン交換性がある。クニミネ工業株式会社製で福島県産のものを使用した。粒径は 1~2.4 mm (90%) である。

<化学式> $\text{MeO} \cdot \text{Al}_2\text{O}_3 \cdot m\text{SiO}_4 \cdot n\text{H}_2\text{O}$

〔キレート樹脂〕 日揮株式会社製、商標名ユニセレック UR-10 を使用した。

<化学式> $\text{C}_6\text{H}_4(\text{--OH})(\text{--CH}_2\text{--N}(\text{--CH}_2\text{--COONa})_2)$

〔活性炭〕 ツルミコール株式会社製りん片状ヤシ殻炭。

(3) 試験方法

^{60}Co および ^{137}Cs に対する吸着剤の DF ならびに寿命〔吸着処理液の放射能濃度が検出限界値 ($1.3 \times 10^{-2} \text{ Bq}/\text{cm}^3$) を超えるまでの通液倍数（処理済液量 $V \text{ cm}^3$ と処理に使用した吸着材量 $A \text{ cm}^3$ の比 (V/A)）〕を求めるため、カラム方式の吸着処理を行った。試験に使用した装置を Fig. 2.5.5-1 に示す。

活性炭充填カラムを使用した場合と使用しない場合について試験するため、はじめにキレート樹脂充填カラムを 1 段目に用い、さらに 2 段目に天然モルデナイト充填カラムを設け吸着処理を行った。次に活性炭充填カラムをキレート樹脂充填カラムの後に加え、合計 3 段の吸着処理を行った。また、空塔速度を $4.3 (\text{h}^{-1})$ に、処理速度を $330 (\text{cm}^3/\text{h})$ に設定した。

(4) 結果および考察

Fig. 2.5.5-2 に、通液倍数に対する吸着処理液の放射能濃度を示す。

図に示すように活性炭充填カラムを使用しない場合、通液倍数 132 までの範囲では、処理液の ^{60}Co の放射能濃度は原液の放射能濃度の約 $1/4$ (DF 4 前後) にとどまった。しかし、活性炭充填カラムを加えた場合、通液倍数 112 まで処理液の放射能濃度が検出限界値 ($1.3 \times 10^{-2} \text{ Bq}/\text{cm}^3$) 以下となり、 ^{60}Co は汚染海水中で有機錯体を形成している可能性を示した。一方、 ^{137}Cs

は通液倍数 110 まで検出限界値以下であった。

以上の試験結果から、カラム方式の 3 段吸着処理法を用いた場合は、通液倍数にして 110 まで処理可能であり、この範囲内では ^{137}Cs に対する DF が 280 以上、 ^{60}Co に対する DF が 103 以上であることがわかった。

したがって、放射線医学総合研究所から搬入される汚染海水で比較的放射能濃度の高いものは本試験で使用した 3 種類の吸着剤を用いて、カラム方式の 3 段吸着処理法を適用することにより処理できると考えられる。

(吉森 道郎)

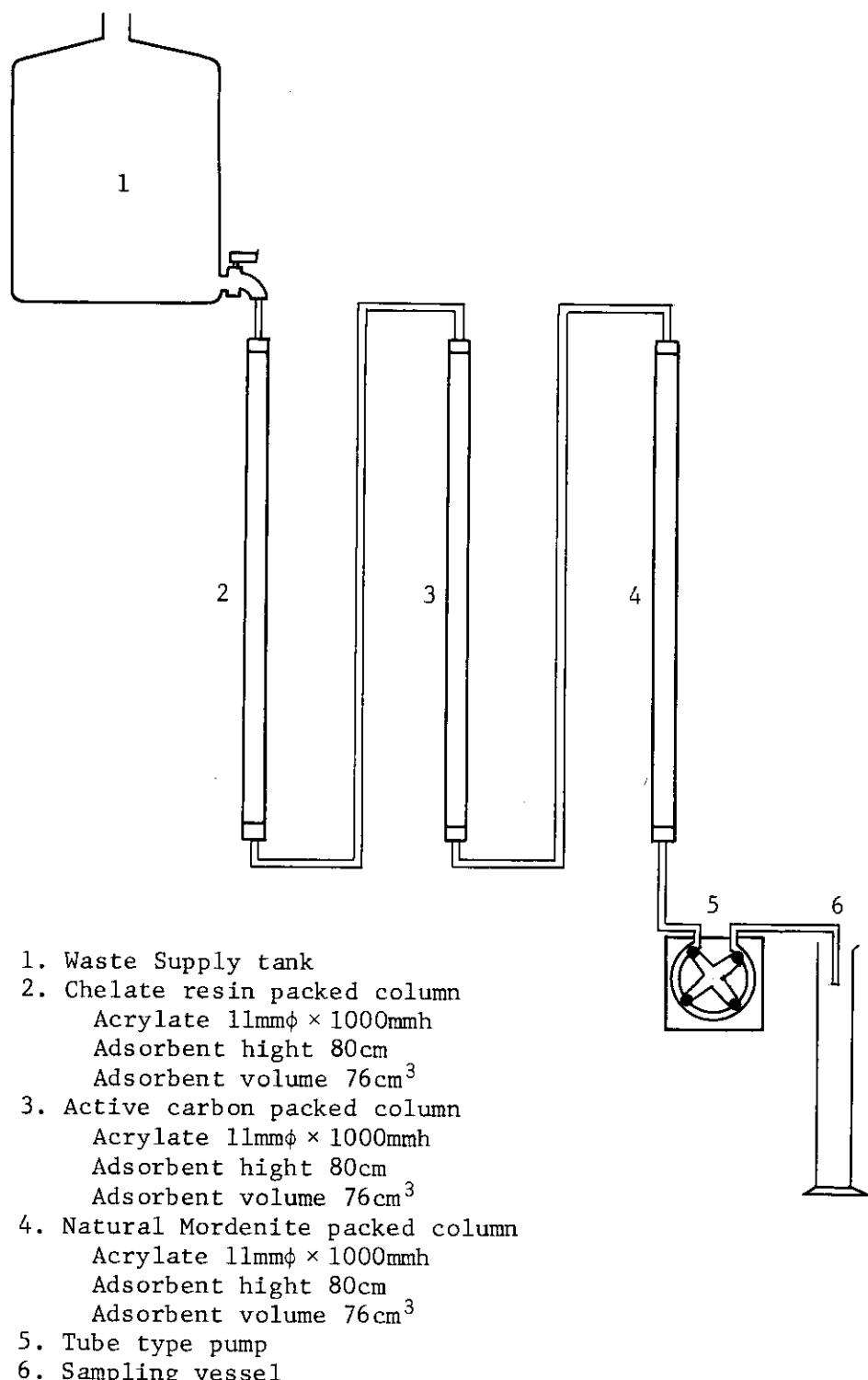


Fig. 2.5.5-1 Apparatus for adsorption test.

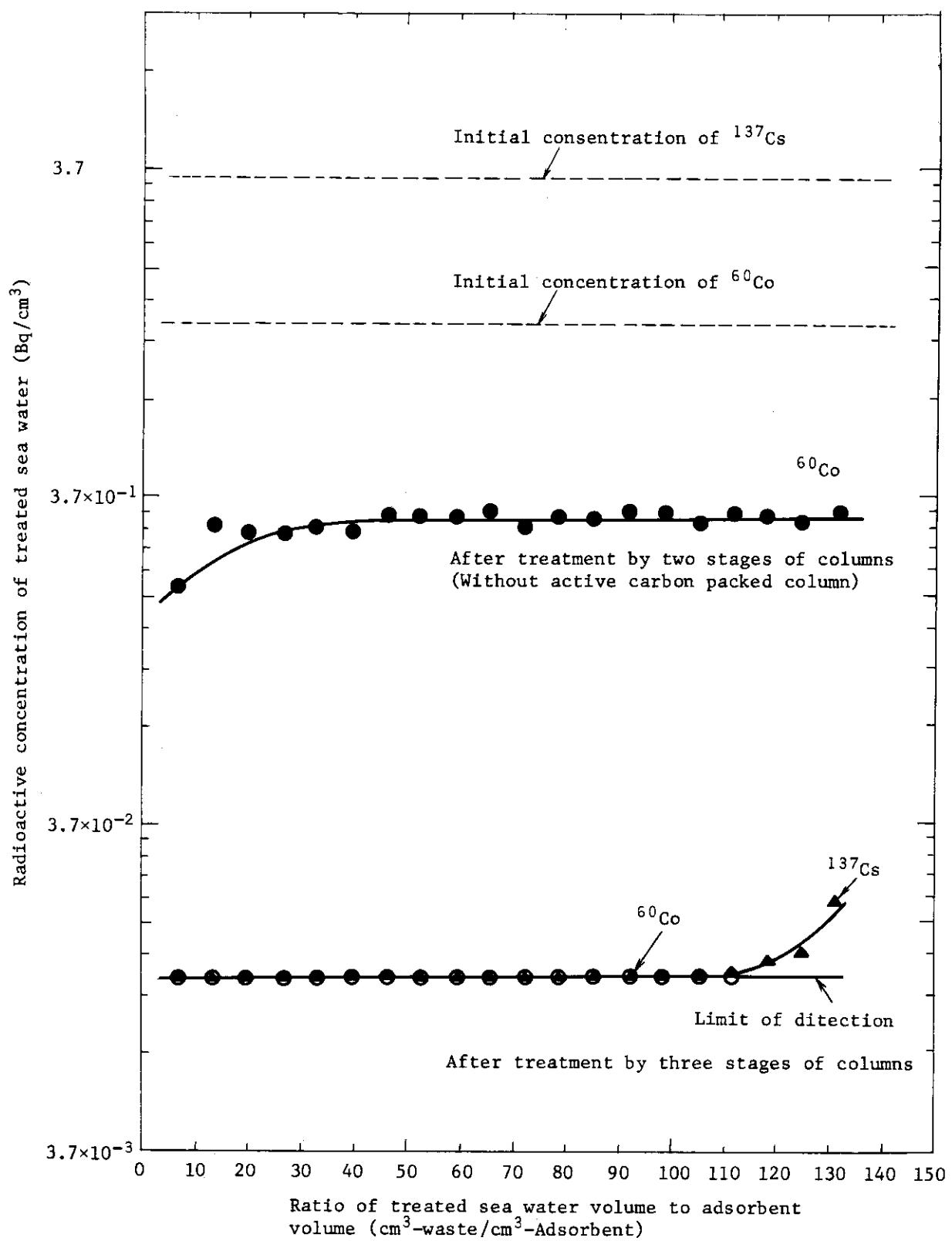


Fig. 2.5.5-2 Radioactive concentration of treated sea water.

2.5.6 放射性廃棄物帳票管理コードの開発(Ⅱ)

(1) 概要

大洗研放射性廃棄物処理課では、放射性廃棄物管理データの保存管理を行うとともに帳票管理コードを利用して、処理実施計画の立案、管理データの集計などを効率的に行うために、1983年度に計算機処理方式を導入することとし、年次計画のもとに順次管理コードの開発整備を行って^{1), 2), 3)}きた。

1985年度は、放射性液体廃棄物処理に関する管理コードの開発を行った。放射性液体廃棄物処理の基本フローをFig. 2.5.6-1に示す。

なお、本コードの開発においては、東海研廃棄物処理場の放射性液体廃棄物処理にも利用できるよう配慮した。

使用言語は、FORTRAN 77とした。

(2) データ入力

放射性液体廃棄物の受入（搬入）、貯蔵、処理、固化、保管、海洋放流処分の各工程時に発生するデータを下記の記録票に記録し、それをを利用して端末より入力する。

入力においては、入力作業が確実かつ容易に行えるよう会話処理プログラミングパッケージ(IPF)を利用した。

(a) 受入・貯蔵に関する記録票

- (i) 放射性液体廃棄物記録票（引取り依頼用）
- (ii) 放射性液体廃棄物流入記録票
- (iii) 放射性液体廃棄物移送記録票
- (iv) 放射性液体廃棄物処理記録票

(b) 処理に関する記録票

- (i) 化学処理記録票
- (ii) 蒸発処理記録票

(c) 固化・保管に関する記録票

- (i) セメント固化記録票
- (ii) ビチューメン固化記録票
- (iii) 廃棄物パッケージ記録票
- (iv) 核種データ記録票

(d) 海洋放流処分に関する記録票

放流記録票

(3) 帳票出力

JOB No., Run No., 廃棄物パッケージNo., 期間等の条件を端末より入力し、下記に示す種類の帳票をプリンタに出力する。

(a) 受入（搬入）に関する帳票

液体廃棄物の種類別、放射能レベル区分別、放射性物質濃度範囲別および発生施設別の搬入量

(b) 貯蔵に関する帳票

液体廃棄物の貯蔵施設別、放射能レベル区分別、種類別の貯蔵状況および貯蔵施設別の貯蔵記録

(c) 処理・固化に関する帳票

液体廃棄物の種類別、放射能レベル区分別の処理量、処理装置別の処理量および処理記録

(d) 廃棄物パッケージの運搬・保管に関する帳票

廃棄物パッケージ運搬記録、廃棄物固化記録、廃棄物パッケージ品質管理記録

(e) 海洋放流処分に関する帳票

処理済液発生量・海洋放流量、海洋放流処分記録

これらの帳票の出力例として、Table 2.5.6 - 1 に液体廃棄物の搬入量・処理量を示す。

(4) 管理コードの運用

本コードは、1985年4月から設計・プログラミングを開始し、11月にはテストデータによる試運転を行った。不具合箇所については、プログラムを修正した。

1986年4月からは、実データによりプログラムの最終確認を行い、1986年度中に本格運転の予定である。

(福田 勝男)

参考文献

- 1) 小林弘也他：保健物理－管理と研究－No. 25, JAERI - M 83 - 134, 164, (1983)
- 2) 小林弘也： 保健物理－管理と研究－No. 26, JAERI - M 84 - 156, 190, (1984)
- 3) 小林弘也： 保健物理－管理と研究－No. 27, JAERI - M 85 - 134, 218, (1985)

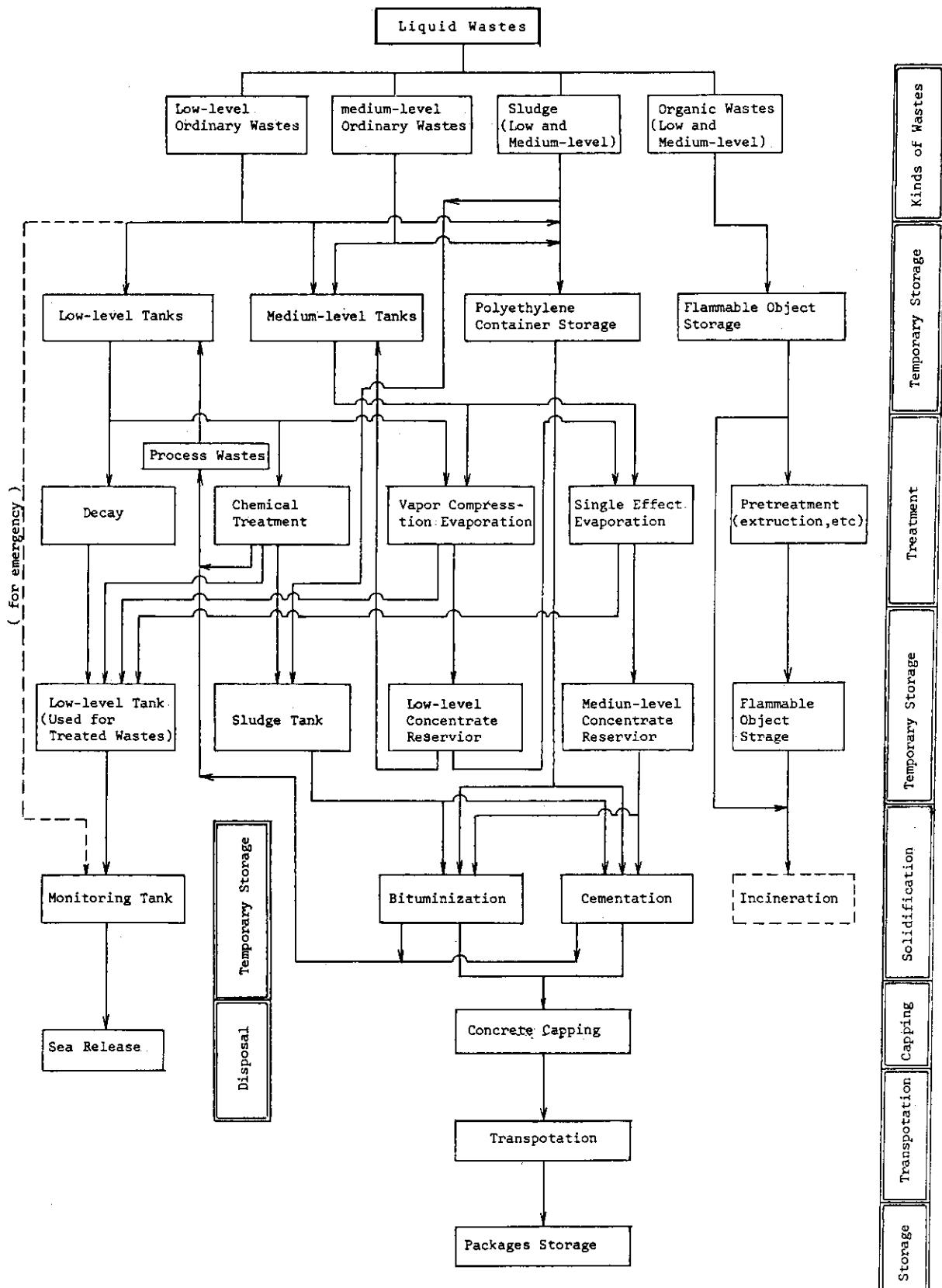


Fig. 2.5.6-1 Flow sheet of radioactive liquid wastes treatment in Oarai site, JAERI.

Table 2.5.6-1 Example of the computer output.

1. 液体廃棄物搬入量・処理量

(単位 : m³)

1985 年度

			1	2	3	4	合 計
無機 廃 液	搬 入 量 低 レ ベ ル	所 外	150.00	17.10	0	0	167.10
		所 内	8.00	0.02	0	0	8.02
		計	158.00	17.12	0	0	175.12
	処理量 (所内 + 所外)	4.38	20.00	0	0	0	24.38
有機 廃 液	搬 入 量 中 レ ベ ル	所 外	0	0	0	0	0
		所 内	0	0.04	0	0	0.04
		計	0	0.04	0	0	0.04
	処理量 (所内 + 所外)	0	0.01	0	0	0	0.01
ス ラ ッ ジ	搬 入 量 低 レ ベ ル	所 外	0.005	0.005	0	0	0.010
		所 内	0	0	0	0	0
		計	0.005	0.005	0	0	0.010
	処理量 (所内 + 所外)	0.025	0	0	0	0	0.025
ス ラ ッ ジ	搬 入 量 中 レ ベ ル	所 外	0	0	0	0	0
		所 内	0	0	0	0	0
		計	0	0	0	0	0
	処理量 (所内 + 所外)	0	0	0	0	0	0

3. 研究

Research

3.1 放射線計測

3.1.1 概要

1個のみの放射性ガス線源を用いて3桁の放射能濃度範囲にわたって放射性ガスマニタを校正することを目的とし、可搬式ガスマニタ校正装置を開発した。本装置を用いることにより、放射性ガスマニタを設置現場において広い放射能濃度範囲にわたって校正することが可能となった。

$^{90}\text{Sr} - ^{90}\text{Y}$ β 線線源について、深部線量分布を横型外挿電離箱を用いて測定した。深さ $300 \text{ mg}/\text{cm}^2$ に位置する水晶体に対する吸収線量率は、皮ふに対する吸収線量率の 40 % に相当した。エネルギーの高い β 線の場合は、人体深部の組織の被曝についても注目する必要のあることがわかった。

JRR-2 の配管補修作業時の被曝線量の解析を行い、少人数作業時においても、混成対数正規分布モデルが適用できることを検証した。

(備後 一義)

3.1.2 可搬式ガスマニタ校正装置の開発

スタッカガスマニタ、ルームガスマニタ等を放射性ガスを用い現場において校正を行うため、これまで、可搬式ガスマニタ校正装置^{1,2)}を試作し、その特性を評価してきた。その結果、使用の簡便性、校正時の安定性、基準電離箱の汚染による校正值への影響および長期間にわたる指示値の信頼性などを考慮して、以下の点について装置の改良を実施した。

- (1) 校正装置は、基準ガスループ、出力データ処理装置および小型真空ポンプで構成され、それぞれが小型で容易に持運び可能である。
- (2) S/N 比を向上させるため、基準電離箱の有効体積を約 $3,000 \text{ cm}^3$ とした。電離箱の材質としては、従来どおり銅製とし、内面には金メッキを施した。
- (3) 基準ガスループに計量管を備え、ループ内に導入した放射性ガスを分割して使用し、多点濃度校正を可能とした。
- (4) 基準電離箱とエレクトロメータの接続部については、分離可能な構造とし、電離箱式定電流源 ($^{90}\text{Sr} - ^{90}\text{Y}$ 線源使用) を用いて、必要に応じエレクトロメータの指示値校正を実施できるようにした。また、湿度の影響を考慮し、Oリングによる密封構造とした。

今後、各種の放射性ガス線源の供給体制を確立するとともに、順次、本装置における基準電離箱の値付けを行い、放射性管理用ガスマニタの信頼性向上のため現場校正を実施していく予定である。

(吉田 真)

参考文献

- 1) 吉田 真 : 保健物理－管理と研究No.25 JAERI-M 83-134, 189, (1983)
- 2) 備後 一義 : 保健物理 管理と研究No.26 JAERI-M 84-156, 199, (1984)

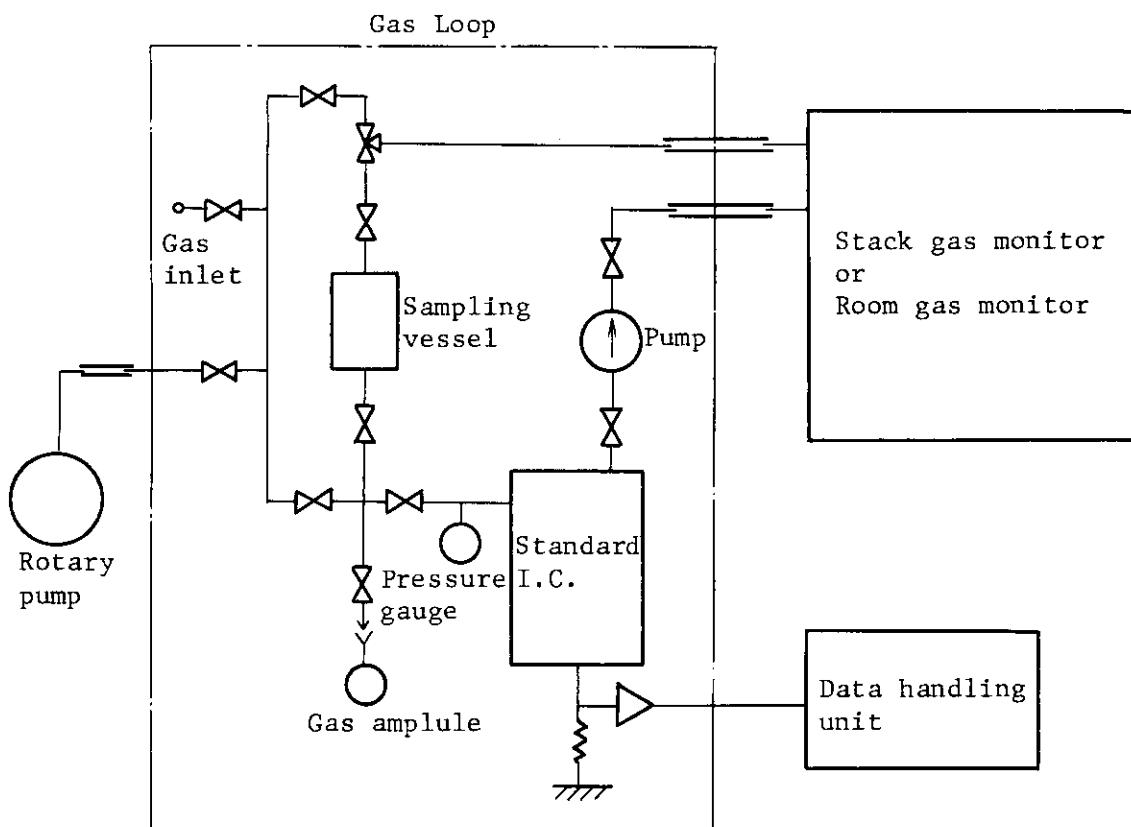


Fig. 3.1.2-1 Set-up and flow diagram of portable calibration apparatus.

3.1.3 β 線深部線量分布の測定

β 線による深部線量の実測例は少ない。その要因として、 β 線は媒質に容易に吸収散乱され生殖腺等に到達する割合が少なく、主な管理対象組織が皮ふ（平均厚 $70 \mu\text{m}^1$ ）であること、精密な測定に使用される外挿電離箱の測定感度が低く測定が困難なことが考えられる。しかし、水晶体の吸収線量評価等、放射線管理のために深部線量分布を求めておく必要がある。このため線源の放射能が $7.4 \times 10^2 \text{ MBq}$ であり、十分な吸収線量率が得られる $^{90}\text{Sr} - ^{90}\text{Y}$ 円板線源について深部線量分布を横型外挿電離箱を用いて測定した。線源は銀製の薄い皿（外径 58 mm）に円状（42 mm ϕ ）につめられ、表面は厚さ 50 mg/cm^2 の銀箔で遮蔽されている。ファントムとしてアクリル板を使用した。深部線量の測定結果を Fig. 3.1.3-1 に示す。銀箔および空気層によって ^{90}Sr の β 線はほとんど吸収されるため、 ^{90}Y β 線による深部線量分布を示している。 $50 \sim 60 \text{ mg/cm}^2$ の深さまでは吸収線量率が低下しないことが図からわかる。これは、深部に入るにしたがい入射 β 線のフルエンス率は減少するが、入射 β 線のエネルギーの低下に伴い LET が大きくなるため、吸収線量率としては若干増加、もしくはほぼ等しい値となるためである。さらに深い位置では、LET の増大よりも β 線の入射数の減少割合が大きいため吸収線量率が減少するようになる。このような深部線量分布曲線は、平行入射の場合の計算結果でも得られた。例えば、 ^{90}Y β 線の場合、深さ 180 mg/cm^2 の吸収線量は皮ふ表面での吸収線量率と比較して 90 % 以上である。Fig. 3.1.3-1 の点線は、 ^{90}Y β 線および銀製皿による後方散乱線（後方散乱が 70 %、エネルギースペクトルは ^{32}P β 線と等しいものと仮定）による筋肉中の深部線量の計算値である。ただし、計算では銀箔 50 mg/cm^2 および空気の厚さ 60 mg/cm^2 も一様な筋肉とし、深さ 110 mg/cm^2 における吸収線量率を 1.0 に規格化して図示した。深さ 300 mg/cm^2 以上では、実験値と計算値は良く一致している。しかし、表面近くでは吸収線量率が増加もしくはほぼ等しくなる深さを過ぎた位置 110 mg/cm^2 で規格化されているため減少のみであり、実験値と異なった曲線となっている。水晶体（深さ 3 mm^1 ）の場合の吸収線量率は、Fig. 3.1.3-1 に示されているように皮ふの場合の 40 % である。エネルギーの高い β 線の場合、人体深部にある組織に対する被曝についても留意すべきである。

（備後 一義）

参 考 文 献

- 1) ICRP, ICRP Publication 26 (1977)

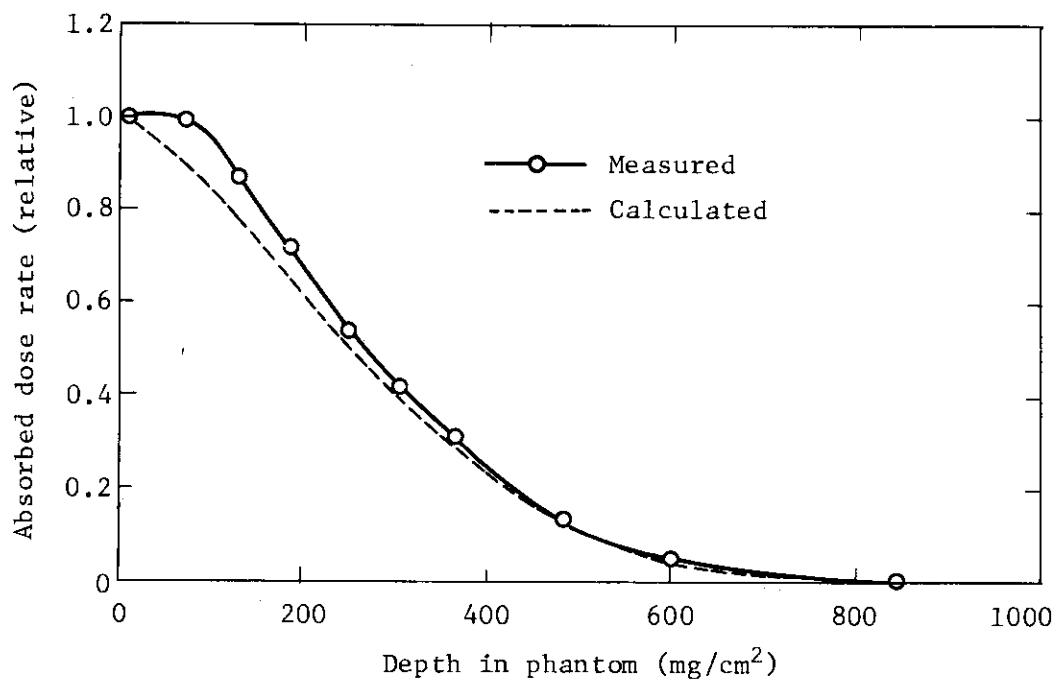


Fig. 3.1.3-1 Depth dose distribution of $^{90}\text{Sr}-^{90}\text{Y}$ γ -ray extended area source (made by Amersham).
The distance from the source to the phantom
is 50 cm.

3.1.4 JRR-2 のある一連の作業を通じた被曝解析

ICRP勧告の適用されている場面では、"被曝が大きい程、被曝低減の効果は一般に強まる"という想定で、一つの線量分布モデルを導びいた。これを混成対数正規分布モデルと呼び、今までに、大きい職業人グループの線量分布データを用いて、本分布モデルの適合度の良さおよび被曝低減効果の評価上の有効さを検討した¹⁾。今回、13名から成る小さい作業員グループの線量分布データを用いて、同様な検証を行った。

対象としたJRR-2における一連の作業は、配管内の重水抜取り、1次配管の切離し、およびバルブ／伸縮継手の交換から成る。期間は5ヶ月、主な線源は配管内沈着の⁶⁰Coなどの γ 線源である。管理目標値は0.5 mSv/dayおよび4mSv/作業期間であり、日線量の管理はポケット線量計および一部警報付き線量計の併用により実施されたものである。検討項目は、作業環境の線量率の日変化分布、作業者間の1日最大線量などの分布、作業者の日線量分布(各人および全員)などの特徴解析、およびそれらの分布形と被曝低減効果の関連性解析の2点である。

作業日による作業環境の線量率は、最大値および最小値とも対数正規分布の傾向を示す(Fig. 3.1.4-1)。この傾向から、高い線量率の作業日数の頻度を特に効果的に下げてはいないと判断される。これに対し、作業日ごとの作業者間の最小、平均および最大線量はいずれも混成対数正規分布の傾向を示し、しかも後者ほど混成対数正規確率紙上で正規領域に寄るような分布形を示す。この傾向から後者ほど被曝低減の効果が線量の高い方で強まっていると判断される。したがって、高い被曝の頻度を下げるという効果的な努力は、作業環境の線量率の低減ではなく、作業時の被曝低減により達成されていると判断される。

0.5 mSv/dayの管理目標値の設定により、各作業者および全作業者のそれぞれの日線量分布は、いずれも混成対数正規分布の傾向を示し、しかも平均値の大きい分布ほど混成対数正規確率紙上で正規領域に寄るような分布形を示す。この傾向から平均日線量の大きい作業者ほど被曝低減の効果が線量の高い方で強まっていると判断される。

以上から、今回検討した小さな作業員グループの一連の作業における被曝解析についても、混成対数正規分布モデルが有効であることが検証された。

(熊澤 蕃)

参考文献

- 1) 熊澤、山本：日本原子力学会昭和60年秋の分科会予稿集“研究炉補修作業における被曝低減現象の解析”，G 52(1985).

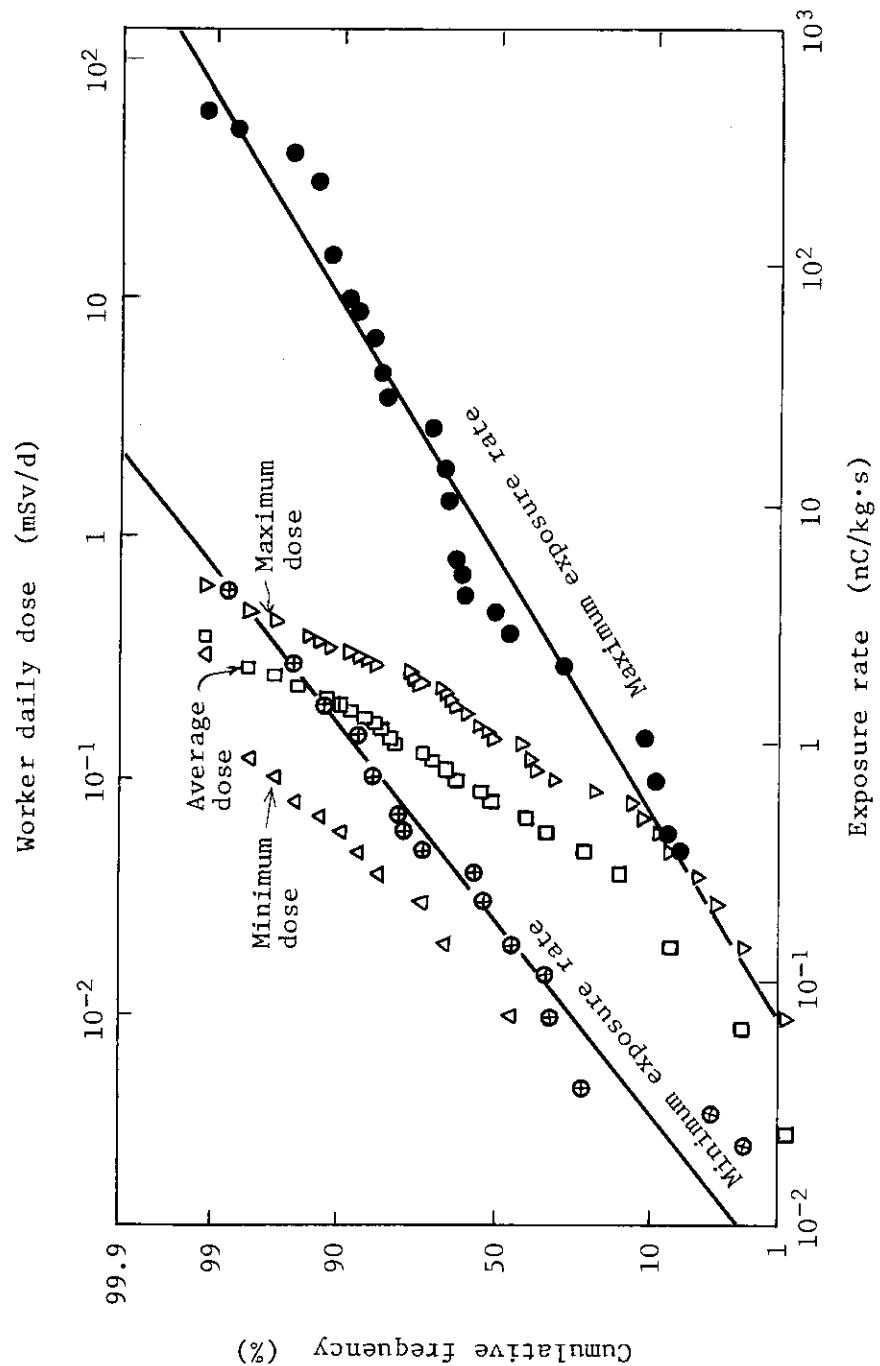


Fig. 3.1.4-1 Log probability plots of exposure rate and daily dose to workers.

3.2 身体放射能

3.2.1 概要

肺モニタに関する研究では、開発した精密ファントムの特性試験の継続とデータの検討および、ファントム材の1 MeVまでの断面積の計算を行い、平行して人工骨開発のため骨材の選定とその断面積計算も行った。さらに、IAEA主催のPu肺モニタのIAEAファントムによる校正の国際比較に参加したことにより、1985年3月から3カ月間IAEAファントムが貸与されたので測定を行い有益なデータが得られた。この比較から、原研ファントムも標準ファントムとして使用できることが示された。

摂取量評価法の研究では、ICRP線量評価法における短寿命放射性核種に関する線量当量の過小あるいは过大評価の程度が、核種の放射性半減期の違い、娘核種の有無、あるいは各器官（または組織）への取り込み割合の違いによってどのように変化するかを詳しく検討した。

生物学的線量評価法では、温水の循環するファントム内の水深5 cmの位置にウサギの血液試料を置き、0.5から1 Gy照射し、リンパ球の染色体中の二動原体染色体の発生率を求める実験を行った。

（城谷 孝）

3.2.2 肺モニタ校正用ファントムの特性

Pu肺モニタの校正に使用する目的で開発した精密ファントム（原研ファントム）の特性を検討した。ここにその構造・特性並びに、IAEAファントムの測定データとの比較の結果を述べる。

(1) 材質

原研ファントムの材質は、前線に述べたようにポリウレタンを基本素材とし、それに最適量のリン酸エステルを添加して作られ、その量を適切に選ぶことによって、いろいろな種類の人体軟組織等価材を作ることができる。Table 3.2.2-1に代表的な軟組織等価材の名称(SZシリーズ)，その密度およびPu LX線エネルギー領域の減弱係数を示す。また、参考までに、対応する人体軟組織の数値を括弧内に記した。材質密度は実測値であり、減弱係数値は材質及び軟組織の元素組成から計算で求めた。計算は8から1000 keVの範囲で行ったが、表にはPuのエネルギー範囲のデータを示す。^{93m}Nbの16.6 keVのX線を用いて測定したこれらの材質の透過率曲線をFig. 3.2.2-1に示す。点線の曲線は計算で求めたものであり、実測値の実験誤差範囲内で良く一致している。肺等価材は、発泡ポリウレタン（密度0.28 g/cm³）を用いている。表および図に示す材質C-121はIAEAファントムの筋肉材であり、実測値では誤差範囲内でSZ-208と良く一致している。

(2) ファントム

原研ファントムは、頭、腕、脚を持たない首から大腿部までのトルソである。その体格寸法は、身長、体重、胸囲それぞれ1.65 m, 55.2 kg, 0.98 mである。線源挿入可能臓器は、気管、

肺, 肝臓, 腎臓であるが, 必要に応じて心臓および胴体部の任意の場所に挿入できる。各部の材質は, 胴体部は SZ-220, 肺は L-1, 他の臓器には SZ-208 が用いられている。胸部軟組織壁の脂肪量調整の胸板材には SZ-2115 ~ 2130 が使われている。胸部等の骨は人骨を使用した。IAEA ファントムは, 身長, 体重, 胸囲がそれぞれ 1.77 m, 75 kg, 1.01 m の体格の腹部までのトルソである。

両ファントムの ^{239}Pu , ^{241}Am に対する計数効率を, 鉄室内でホスイッチ検出器を用いて測定した。Table 3.2.2-2 に標準ジオメトリーの計数効率を示す。両ファントムは, 体格, 臓器寸法, 材質の減弱係数および Pu 線源の同位体組成などが若干異なるため, 計数効率にわずかの差があるが, これらの相違点を補正すると両者はほぼ一致する。この結果は, 原研ファントムを標準ファントムとして使用することに全く問題のないことを示している。

(3) 結言

原研ファントムのために開発した SZ シリーズファントム材は, 人体軟組織等価材として十分役立ち, これを用いたファントムもまた電磁放射線に対して人体等価の特性を示し, 標準ファントムとして使用できることが実証された。

今後の改良点としては, (a) 人工骨を用いた標準体格のファントムを開発すること, (b) β 線, 中性子線に対しても人体等価となる材質を開発すること, が主なものである。

(城谷 孝)

Table 3.2.2-1 Example of Phantom materials used in JAERI-Phantom

μ (P) attenuation coefficient for photoelectric interactions
 μ (C) attenuation coefficient for Compton interactions

Substitute (corresponding human tissue)	Density (g/cm ³)	Linear Attenuation Coefficients (cm ⁻¹)					
		13.6 keV		17.2 keV		20.2 keV	
		μ (P)	μ (C)	μ (P)	μ (C)	μ (P)	μ (C)
SZ-208	1.075	1.823	0.173	0.873	0.182	0.528	0.189
C-121*	1.095	1.733	0.179	0.832	0.188	0.504	0.195
(muscle)	(1.06)	(1.851	0.170)	(0.870	0.178)	(0.519	0.186)
SZ-220	1.069	1.690	0.173	0.808	0.182	0.487	0.188
(mus+10%adi)	(1.05)	(1.744	0.169)	(0.819	0.178)	(0.489	0.184)
SZ-160	1.117	1.954	0.180	0.937	0.189	0.567	0.196
(cartilage)	(1.11)	(1.961	0.179)	(0.921	0.188)	(0.594	0.195)

* C-121 is muscle simulant used in IAEA-Phantom

Table 3.2.2-2 Counting efficiencies of JAERI-Phantom and IAEA-Phantom, obtained from chest counting in standard geometry

Counting efficiencies (Counts per minute/73 Bq)		
	²³⁹ Pu*1	²⁴¹ Am
LX-ray(13-24 keV)		γ -ray(45-68 keV)
JAERI-Phantom	0.195*2 (0.093*3)	44.07*2 (35.52*3)
IAEA-Phantom	0.172*4 (0.105*5)	40.70*4 (35.10*5)

*1 99.12 wt% for JAERI-Phantom and 99.99 wt% for IAEA-Phantom

*2 Chest wall thickness = 1.50 cm

*3 Obtained with 8 mm thick chest plate corresponding to (80%muscle + 20%adipose)

*4 Chest wall thickness = 1.54 cm

*5 Obtained with 6.2 mm thick chest plate A-113

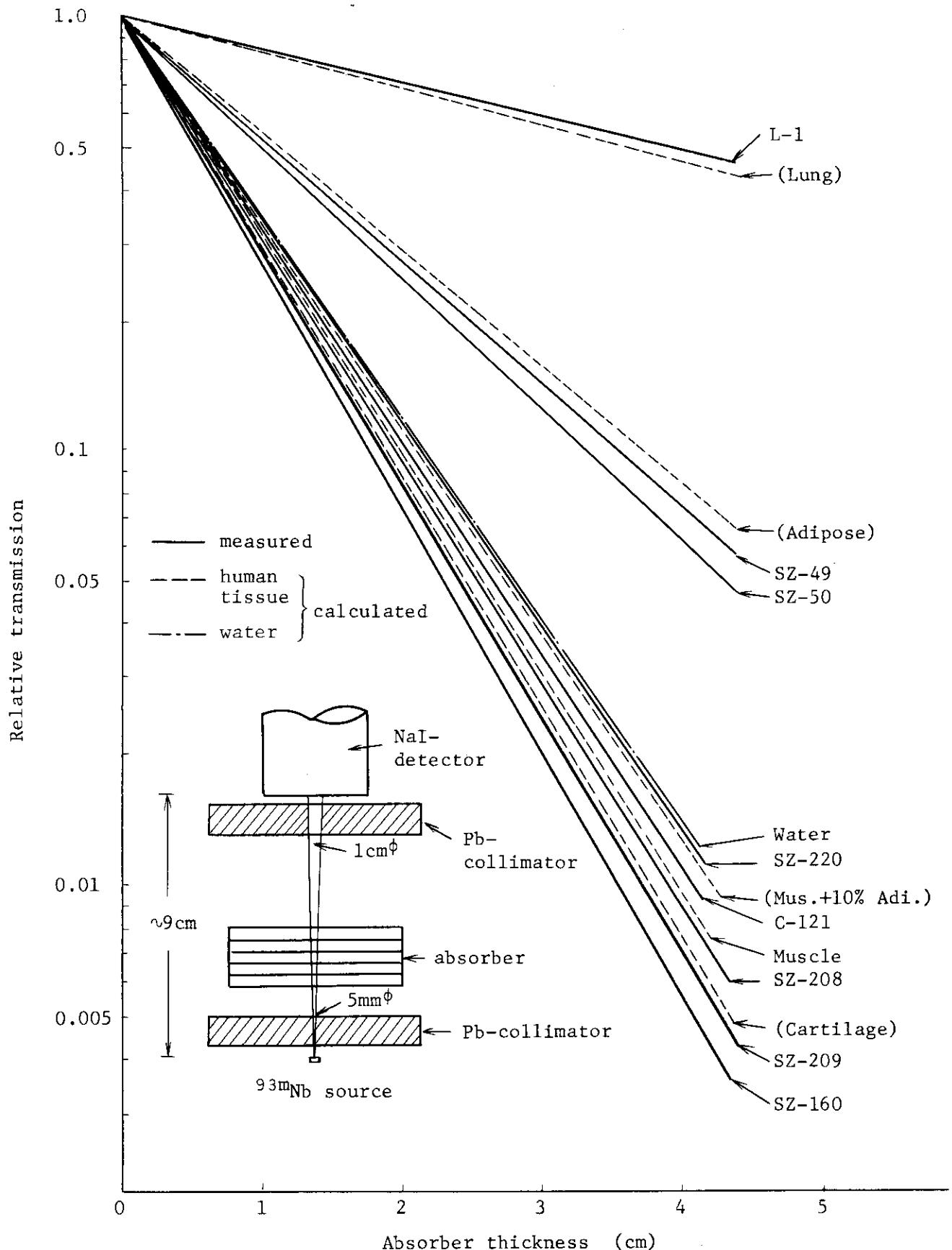


Fig. 3.2.2-1 Relative transmission curves of SZ-series and corresponding human soft tissues (SZ-49 and SZ-50 are base materials, and SZ-209 is a cartilage simulant improved SZ-160.).

3.2.3 体内被曝線量評価法における通過コンパートメントの検討（II）

ICRPの体内被曝線量評価法¹⁾における通過コンパートメント相当部位を同定し、この部位の各器官における実際の分布割合にしたがってこのコンパートメント内で起こる変換数を各器官に分配することにすれば、短寿命放射性核種の線量評価値の精度が向上することを前報²⁾で示した。また、前報では、プルトニウムとキュリウムの場合を例にとり、それらの元素の通過コンパートメント相当部位がそれぞれ血漿および細胞外液であることを実験データを用いて証明した。

本年度は、現行のICRP線量評価法における短寿命放射性核種に関する線量当量の過小あるいは過大評価の程度が、放射性核種の半減期の違い、娘核種の有無あるいは各器官（あるいは組織）への取り込み割合の違いによってどのように変化するかをくわしく検討した。Fig. 3.2.3-1に通過コンパートメント部位が血漿の場合を例にとり、放射性核種の半減期が変わった時に、現行のICRP線量評価法の仮定のもとでは、線源器官における放射性核種の変換数がどの程度に過小あるいは過大評価されるかを示した。半減期が1時間以下の核種の場合、脾臓および肺のような血液含有率の大きい器官では変換数が $\frac{1}{5}$ 以下に過小評価、また、逆に筋肉のような血液含有率の少ない組織では変換数が3倍程度に過大評価されることがわかる。しかし、各器官（あるいは組織）における過小あるいは過大評価の程度は、半減期が長くなるにつれて減少する。

放射性核種が種々の半減期の娘核種を有する時に、上述の過小あるいは過大評価の程度がどのように変化するかを、筋肉および脾臓の場合について、Fig. 3.2.3-2に示した。中程度の半減期の娘核種を持つ核種では、これら過小あるいは過大評価の程度はかなり減少する。これは、この程度の半減期の娘核種を有する場合、全変換数に占める器官へ移行後の娘核種の変換数の寄与が大きくなるためである。しかし、娘核種（孫核種以降を除く）の存在により、過小あるいは過大評価の程度がFig. 3.2.3-2の④で示す値よりも小さくなることはない。

通過コンパートメントからの器官（あるいは組織）への移行割合が増大すると、その器官における変換数の過小あるいは過大評価の程度は減少する。器官への移行割合が増大するほど、全変換数に対する通過コンパートメントの変換数の寄与の割合は減少するからこれは当然である。しかし、この場合は、他の器官（あるいは組織）における変換数の過小あるいは過大評価の程度は逆に増大することになる。

（高田 和夫）

参考文献

- 1) ICRP Publication 30, part 1 (1979).
- 2) 高田和夫：保健物理一管理と研究 No. 27, JAERI - M 85-134, 238-241 (1985).

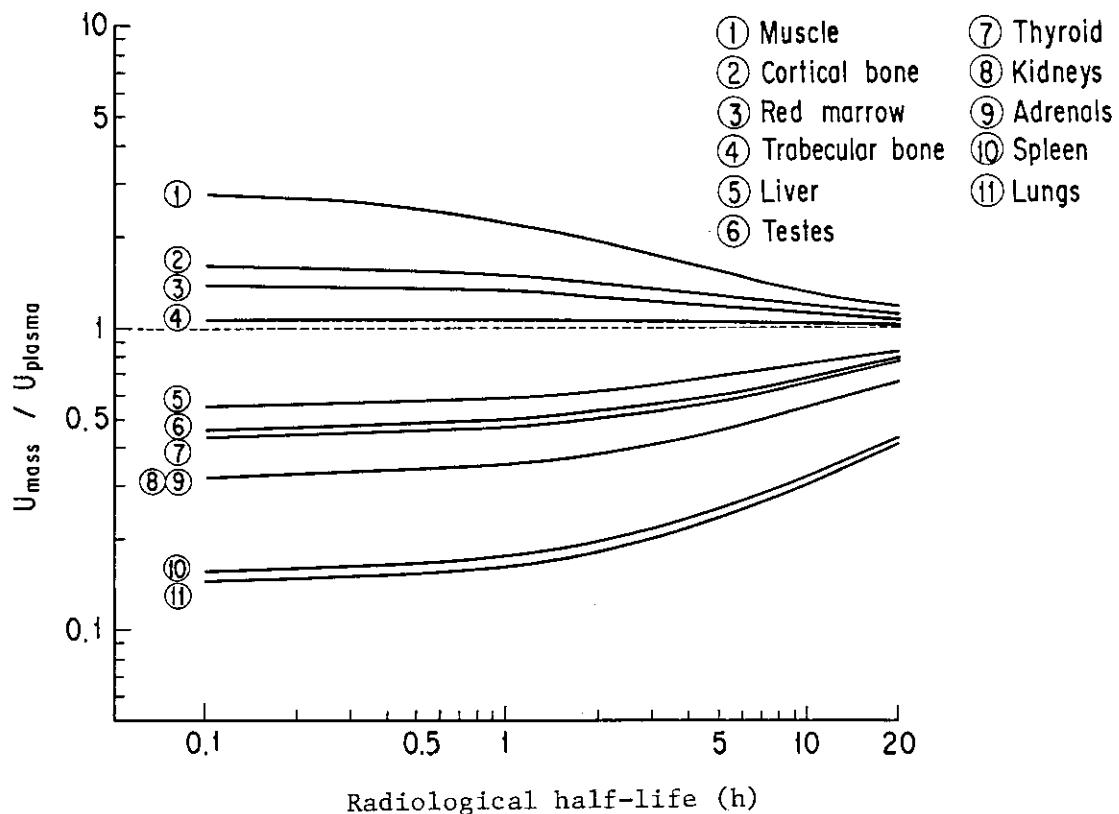


Fig. 3.2.3-1 Under- or over-estimation of the number of transformations in a source organ under the current ICRP assumption (Transfer compartment: Plasma). Radionuclides were assumed to be homogeneously translocated to all the tissues and to remain there permanently. U_{mass} : the number of transformations in a source organ in which the number of transformations in the transfer compartment is apportioned according to the ratio of organ mass to body mass. U_{plasma} : the number of transformations in a source organ in which the number of transformations in the transfer compartment is apportioned according to the ratio of plasma content of the organ to that of the whole body.

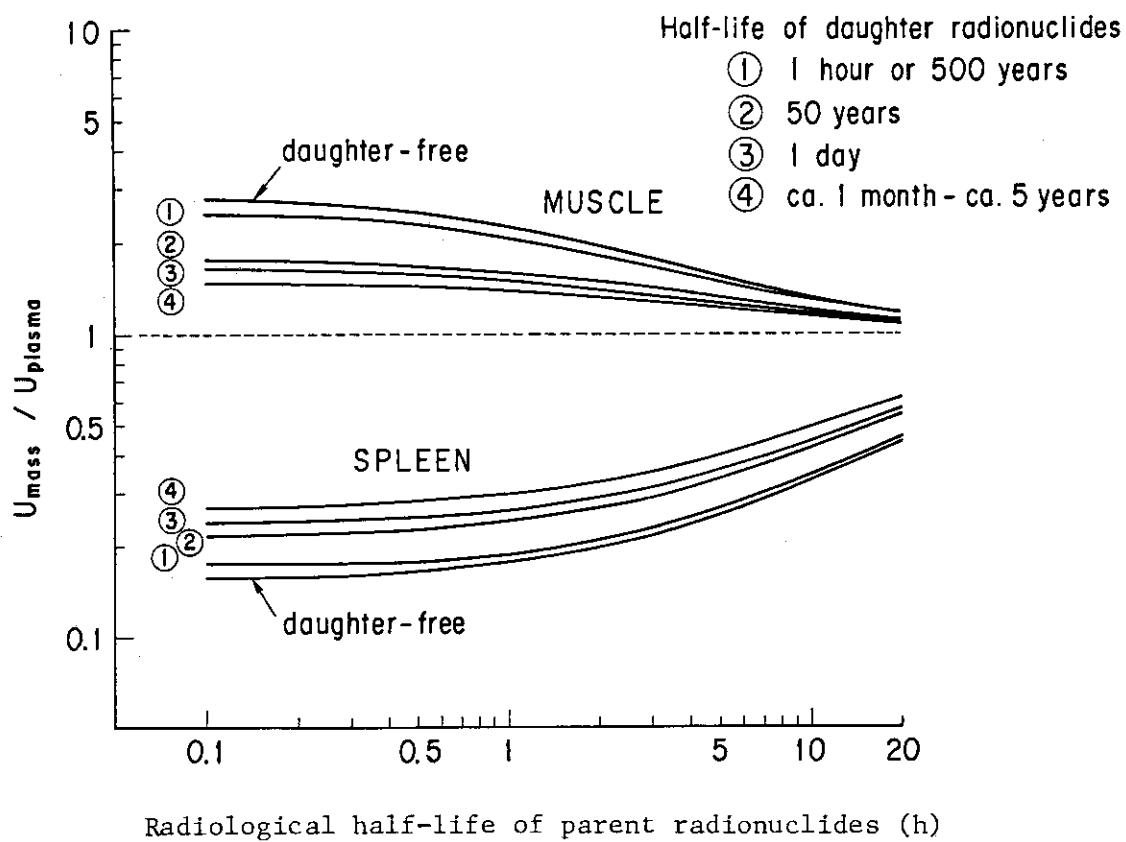


Fig. 3.2.3-2 Influence of the daughter radionuclide on the degree of under- or over-estimation of the number of transformations in a source organ (Transfer compartment: Plasma). Parent and daughter radionuclides were assumed to be homogeneously translocated to all the tissues and to remain there permanently. For U_{mass} and U_{plasma} see the caption of Fig. 3.2.3-1.

3.2.4 ウサギリンパ球の染色体の放射線感受性

生物学的線量評価法の開発のため、38°Cの温水が循環するファントム（30×30×25cm）（Photo. 3.2.4-1）内の水深（ファントム前面より）5cmの点にウサギの血液試料を置き、X線照射装置で0.5および1Gy照射し、リンパ球の染色体（ウサギリンパ球の染色体の写真を、Photo. 3.2.4-2に示す。）中の二動原体染色体（二動原体染色体の一例をPhoto. 3.2.4-3に示す。）の発生率を求めた。

X線の照射条件は管電圧200kVp、管電流12mA、実効電圧100keV、濾過板1.82Cu+1.01Al、焦点一試料間距離53cm、線量率0.1Gy/minであった。

線量測定は2,500/3 IONEX 線量計（0.6cm³ チェンバ）を用いて行った。チェンバはラテックス・シースに入れ、血液試料とともにファントム前面から5cmの水深点に固定した。

培養はウサギの血液を回転数1,300min⁻¹（約3,000m/s²）で5分間遠沈後、得られた上澄液およびリンパ球層をピペットで取り、最終濃度が1μg/cm³になるように5-ブロモデオキシリジン（BudR）を添加した培養液に加え、38°Cの炭酸ガス細胞培養恒温器内で、45～46時間行った。培養終了2.5時間前にコルセミド（最終濃度0.6μg/cm³）を加えた。

染色は姉妹染色分体分別染色法を用い、第一回目の細胞分裂中の細胞のみを観察した。

0.5および1Gy照射後の二動原体染色体発生率はそれぞれ0.02（34二重動原体染色体/1,674観察細胞数）と0.07（88/1,179）であった。

なお、本実験は継続中である。

（井上 義教）

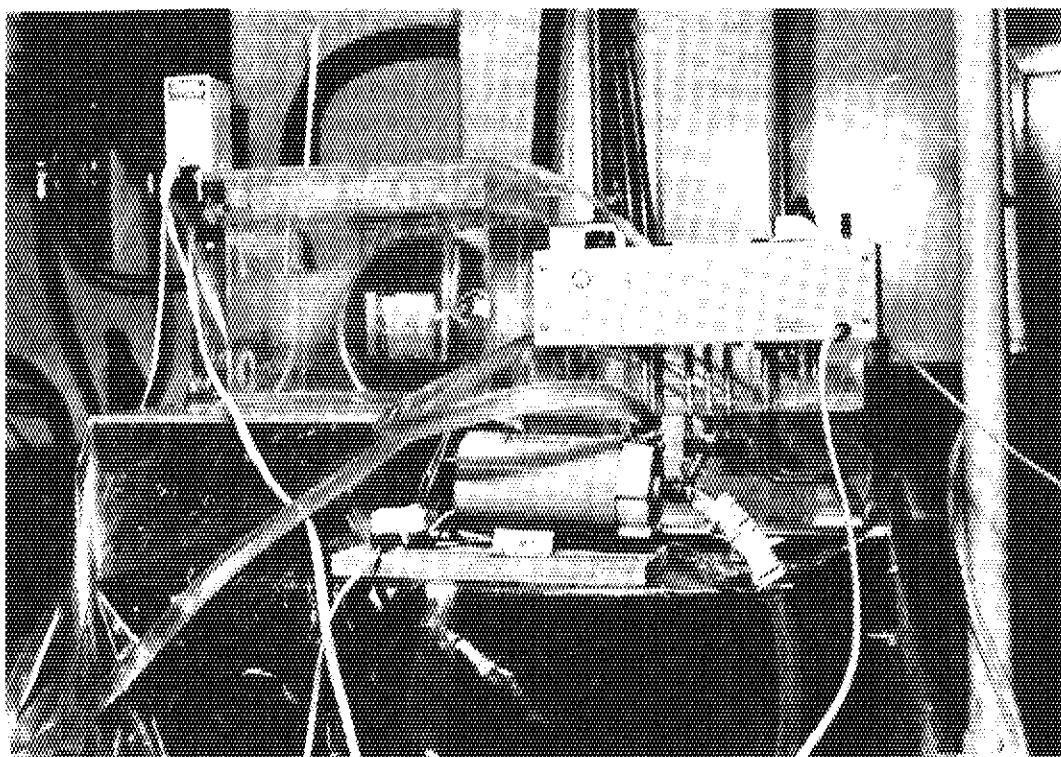


Photo. 3.2.4-1 Water phantom.

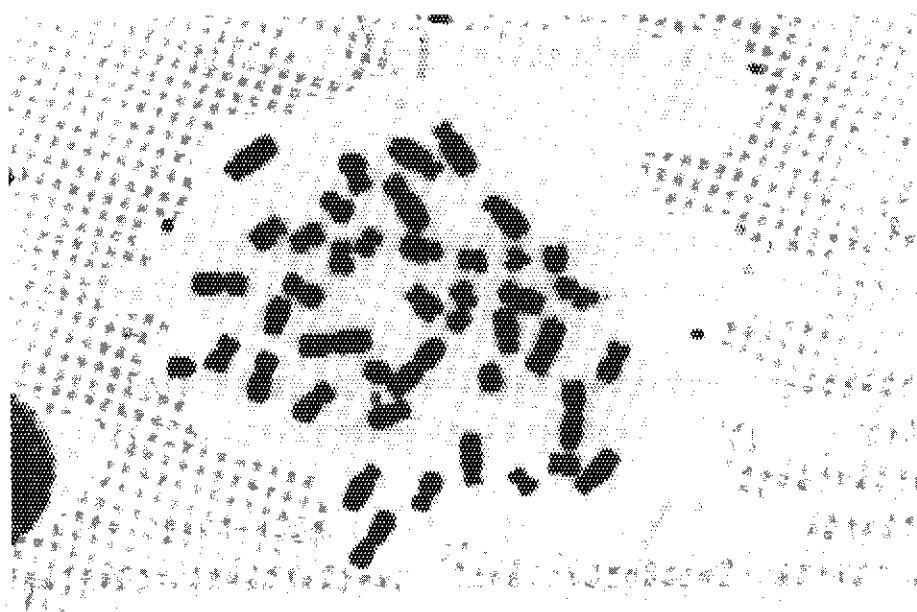


Photo. 3.2.4-2 Metaphase preparation of lymphocyte of a rabbit.

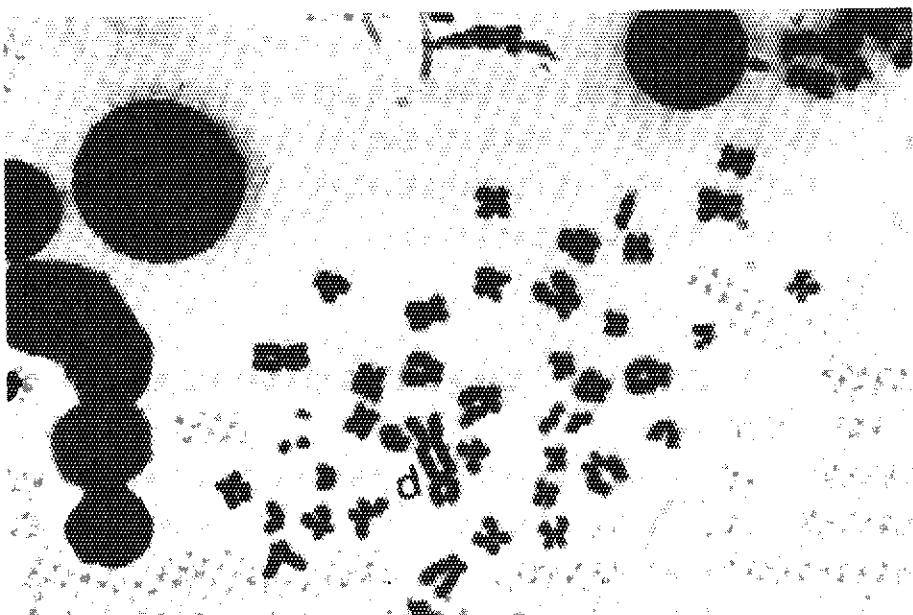


Photo. 3.2.4-3 The radiation-induced dicentric chromosome in the chromosomes of a rabbit.
d = dicentric chromosome.

3.3 環境放射線管理技術の開発

3.3.1 概 要

放射性ヨウ素の環境における性状変化の研究においては、放射性元素状ヨウ素ガス(I_2)の各種エアロゾル(線香、関東ローム、フライアッシュ、大気塵)への吸着実験データの解析を行った。

原子炉事故時のヨウ素分離捕集に関する研究においては、分離捕集用の銀アルミナカートリッジの経年劣化試験を終了した。3カ年間のデシケータ保管および缶詰め保管では、ヨウ化メチルの捕集性能における劣化は認められなかった。

家屋等の放射能防護効果に関しては、鉄筋コンクリート2階建一戸住宅(テラスハウス)の自然換気回数を環境条件とともに測定した。また、家屋の自然換気回数および家屋内退避による防護係数の計算コード“VENTG”を開発した。

トリチウム防護技術の開発に関して、防護具素材膜の酸化トリチウム透過率を測定する装置を開発し、装置の特性を明らかにするとともに、試験法を確立した。また、低濃度トリチウムガスのトリチウム水への転換速度に関して、相対湿度や各種材料(ステンレス鋼、銅、アルミニウム、白金酸化物、塗料)の影響を調べた。

極低レベル固体廃棄物の処分による影響評価を行うために、埋没処分後の放射性核種移行による環境中放射能濃度および被曝線量を計算するコード“DOSWASTE”を開発した。

極低レベル固体廃棄物合理的処分安全性実証試験は1985年度にスタートし、埋没処分試験として、埋没処分試験予定地の地質・地下水の基礎調査および環境放射線(能)のバックグラウンド調査を行った。焼却処分試験として、簡易焼却設備およびこれを収納する既存建屋整備の設計を行った。また、放射能レベル区分・確認装置の整備のため、埋没処分用放射能レベル確認装置および焼却処分用放射能検査区分装置の設計を行った。

(村田 幹生)

3.3.2 家屋等の放射能防護効果(IV) 屋内退避による内部被曝低減係数の計算コード (VENTG) の開発

緊急時に原子力施設から異常放出される浮遊性放射性物質に対する家屋内退避の防護効果を、家屋の自然換気と関連して評価する方法を確立するために、1985年度には家屋の換気率および内部被曝低減係数の計算コード(VENTG)を開発した。さらに、1984年度の2棟(木造2階建、鉄筋コンクリート集合住宅の一戸)に加えて、鉄筋コンクリート2階建一戸住宅(テラスハウス)の換気率の測定を実施した。これらの換気率実測結果と比較して、コードの妥当性を検討した。

コードVENTGは、外気濃度、外界条件(風向、風速、気温)、および家屋条件を入力として、各部屋間の空気流量、建物全体および各部屋について濃度、換気回数および内部被曝低減係数を計算する。内部被曝低減係数は次式で定義したものであり、この値が小さいほど防護効果が大きいことを示している。

内部被曝低減係数＝屋内での被曝線量／屋外での被曝線量

家屋条件は、部屋数、部屋容積、通気路（隙間）数、部屋の床面高さ、通気路の抵抗係数と指数、建物外周の風圧係数、および室温である。通気路の抵抗係数と指数は、1983年度に実物大供試体（窓、戸、換気口など）の種々の隙間について求めた値を、また、建物外周の風圧係数についてはモデル実験で求めた値を入力する。その他の家屋に関するパラメータの値は対象家屋について実地に調査した値を入力する。外気濃度、外界条件および室温は、一定値あるいは時間変化値のどちらでも入力でき、外気濃度の時間変化は関数形でも入力できる。また、風速値は高さ10mで測定される自由風速値を用いる。コードの妥当性を検討するために、多室構造を持った前述の3種類の実家屋の換気率測定結果と、VENTGによるシミュレーション結果とを比較した。その結果、シミュレーションの値は、12例の実測換気率と比べたとき、0.36から1.2倍の範囲にあった。このことから、VENTGは係数3以内で換気率を推定することができ、実用性のあることがわかった。実測値と推定値の差は、現実の気流の複雑さや、検知できなかった隙間の存在、通気路の抵抗係数・指数、風圧係数等のパラメータ値の不確実さに起因するものと考えられる。VENTGを用いた計算例として、風速と換気回数の関係、濃度および内部被曝低減係数の時間変化をFig. 3.3.2-1, Fig. 3.3.2-2およびFig. 3.3.2-3に示す。家屋は鉄筋コンクリート集合住宅の一戸（チャンバ数7）の場合である。外気濃度は一定濃度が1時間持続する場合を想定し、各室温と外気温は換気率実測時の値を用いた。換気回数は風速にほぼ比例して増加し、東風（風向4）のときに最も大きくなる傾向を示している（Fig. 3.3.2-1）。換気率実測時の条件である風速が約4m/s、風向が北東（風向2）のとき、換気回数の計算値は0.9回/時となる（実測換気回数は0.96回/時）。室内濃度（Fig. 3.3.2-2）は、外気濃度が持続する間は上昇し続け、風速2m/sでは1時間後には外気濃度の0.5倍程度に、8m/sでは外気濃度と同程度まで上昇する。放射性ガスの通過後には屋内濃度は減衰を始めるが、減衰には数時間を要することがわかる。被曝低減係数（Fig. 3.3.2-3）は、1時間までは室内濃度変化と類似の傾向を示し上昇する。放射性ガスの通過後にも在室していると室内残留ガスを呼吸し続けるために、防護効果が減少してゆくことがわかる。このことは、放射性ガスの通過後には早い時期に新鮮な空気を取り入れる必要のあることを示している。

（村田 幹生）

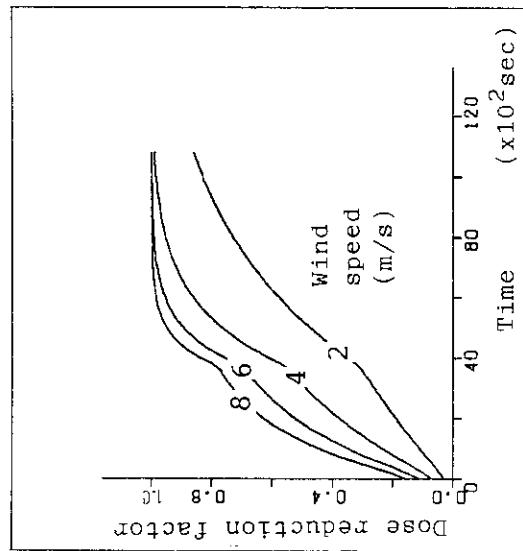


Fig. 3.3.2-3 Dose reduction factor vs. time. Outdoor gas concentration remains constant for an hour (output of VENTG)

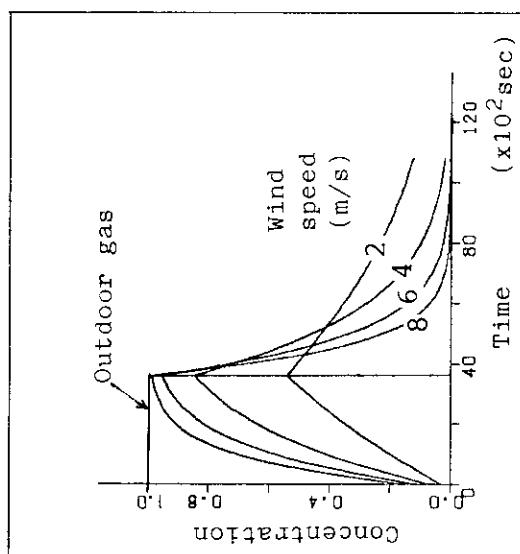


Fig. 3.3.2-2 Indoor gas concentration vs. time. Outdoor gas concentration remains constant for an hour (output of VENTG)

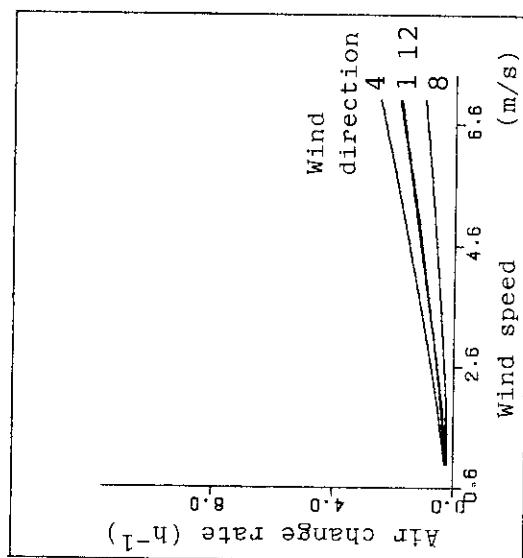


Fig. 3.3.2-1 Air change rate vs. wind speed (output of VENTG)

3.3.3 防護具素材の酸化トリチウム透過率（I）（測定装置と測定法）

トリチウム取扱い施設においては、被曝防護具としてグローブやスーツなどが用いられるが、その防護性能を決定する主要な因子の一つとしてトリチウムの膜素材透過率がある。本研究は現在使用されている防護具あるいは市販の各種膜素材の酸化トリチウム（HTO）の透過率を明らかにし、防護性能の評価および防護具の開発に資することを目的としている。以下に実験のために製作した透過率測定装置および測定結果の一例について述べる。

Fig. 3.3.3-1 に酸化トリチウム透過率測定装置の概略を示す。装置は HTO 蒸気発生器、透過試験部、透過 HTO 捕集部などから構成され、これらは恒温槽内に設置されている。また透過試験部には試験開始前に試験膜が HTO 霧囲気に曝露されるのを防止するためのシャッターが取り付けられており、HTO の曝露開始時刻を正確に設定できるようになっている。相対湿度の調節は蒸気発生器内において HTO を吸着させた吸着剤の温度を変化させて HTO を吸着・脱離させることにより行う。吸着・脱離の性質は吸着剤により異っていることから、適切な吸着剤を選ぶ必要があった。Fig. 3.3.3-2 は HTO を吸着させたシリカゲルとモリキュラーシーブ 4A の温度を 15 °C ~ 90 °C に変化させた時の透過試験部の相対湿度と HTO 初期添加量の関係を示している。この図からシリカゲルは少量の HTO 添加量で広い範囲の湿度制御が可能であることがわかった。シリカゲルを用いることにより相対湿度は 20 ~ 90 % の範囲で ± 1 % の精度で長時間安定に調節が可能であった。

HTO 透過率測定では、まず試験膜を装着し HTO 蒸気を発生させ、所定の相対湿度になったところでシャッタを開き HTO の透過を開始させる。膜を透過してきた HTO はエチレングリコールバブラーで捕集し、液体シンチレーションカウンタで測定した。Fig. 3.3.3-3 に測定例として透過 HTO の流速と時間の関係を示す。試験膜は防護器材に用いられているポリ酢酸ビニルシート、天然ゴムラテックス製ゴム手袋、およびポリエチレン製廃棄物包装用袋である。いずれの膜についても透過開始からしばらくの間は透過流速は時間とともに大きく増加するが、やがて一定となった。この結果から、ポリ酢酸ビニール、天然ゴムラテックス、およびポリエチレンの透過係数はそれぞれ 2.2×10^{-11} 、 4.5×10^{-11} 、 2.1×10^{-12} ($\text{std} \cdot \text{cm}^3 \cdot \text{cm} / \text{cm}^2 \cdot \text{s} \cdot \text{Pa}$)、拡散係数はそれぞれ 5.4×10^{-9} 、 1.2×10^{-8} 、 1.4×10^{-9} (cm^2 / s)、また溶解度はそれぞれ 4.7×10^{-3} 、 3.3×10^{-3} 、 1.7×10^{-3} ($\text{std} \cdot \text{cm}^3 / \text{cm}^3 \cdot \text{Pa}$) であることがわかった。

（加藤 正平）

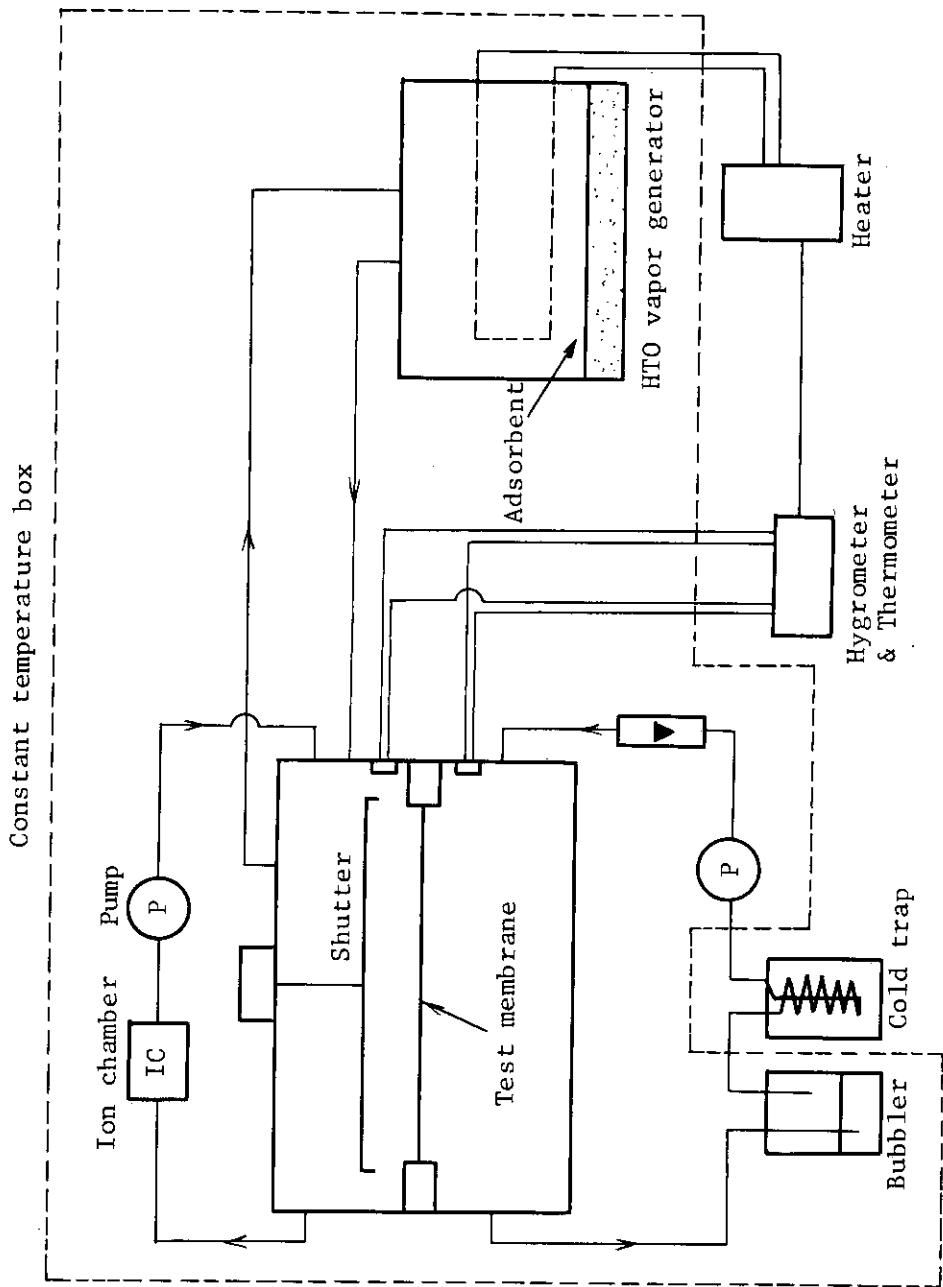


Fig. 3.3.3-1 Schematic diagram of tritium oxide permeation test apparatus.

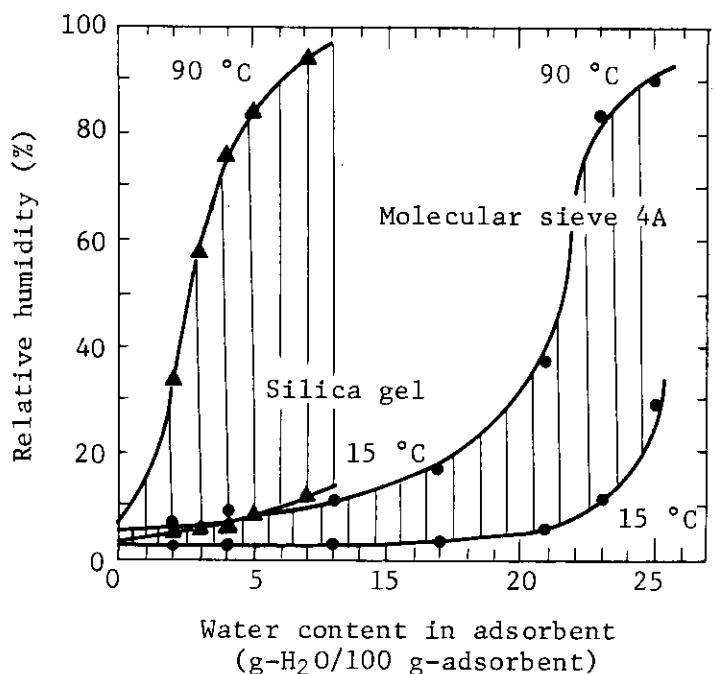


Fig. 3.3.3-2 Relationship between water content in adsorbent and range (Shaded area) in which an arbitrary relative humidity can be established.

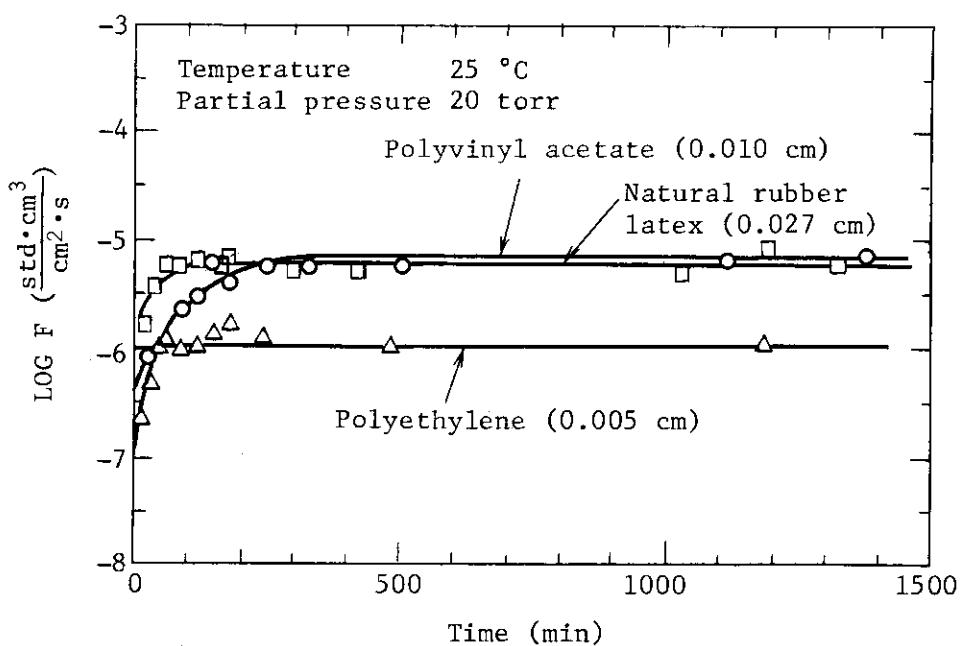


Fig. 3.3.3-3 Plot of flux of tritium oxide vapor vs. time for different sample membranes.

3.3.4 低濃度トリチウムガスのトリチウム水への転換速度*

トリチウムは、トリチウムガス (HT) あるいはトリチウム水 (HTO) または T_2O)などの化学形をとりうるが、その化学形によって挙動や人体に対する影響が異なる。例えば、トリチウム水の人体への取り込みはトリチウムガスに比べて非常に大きいことなどのため、ICRP Publication 30ではトリチウム水の誘導空気中濃度の値をトリチウムガスの1/25,000に定めている。

トリチウムガスは種々の要因によってトリチウム水へ転換することが知られているが、その転換反応の機構および速度に及ぼす種々の要因との関係などに関して十分に解明されていない。トリチウムの安全な取扱い、ならびに作業者および一般公衆に対するトリチウム被曝線量の評価においては、トリチウムガスのトリチウム水への転換反応について解明することは重要である。本研究では、空気中における低濃度 T_2 ($9.6 \times 10^{-3} \sim 5.2 \times 10$ GBq/m³) の転換反応速度およびこの反応速度に及ぼす相対湿度や各種材料(ステンレス鋼、銅、アルミニウム、白金酸化物、塗料)の影響を調べた。

本実験には2種類の反応容器を用いた。気相中の転換反応を調べるための反応容器(内容積約320 cm³)と各種材料を出し入れするためのフランジを備えた反応容器(約360 cm³)である。これらの容器は両方ともパイルエックスガラス製で、給排気用のトップコックと生成されたトリチウム水を冷却捕集するためのトラップ部を備えている。 T_2 と空気を満たした反応容器(材料効果を調べる場合は、あらかじめ材料片を入れて置く)を、1~約90日間保管した後、生成されたトリチウム水を液体窒素で冷却捕集した。次に、未転換の T_2 を反応容器から追い出し、加熱した酸化銅によってトリチウム水へ酸化した後、同様に冷却捕集した。これらの各トリチウム水の放射能を液体シンチレーションカウンタで測定し、初期 T_2 放射能濃度 $[T_2]_0$ と生成トリチウム水放射能濃度 $[HTO]$ を求めた。転換反応の速度定数kは次の関係式で表わされる。

$$[HTO] = [T_2]_0 \{ 1 - \exp(-kt) \}$$

ここで、tは反応容器に T_2 を満たしてから分析するまでの時間である。

本実験で得られた空気中における T_2 転換反応の速度定数といままでに報告してきた実験値^{1,2,3)}を合わせてFig. 3.3.4-1に示す。本実験結果から、初期 T_2 濃度が 9.6×10^{-3} から 5.2×10^1 GBq/m³の範囲における空気中の転換反応速度定数は、いずれもほぼ同じ値であり、初期 T_2 濃度に依存しないことがわかった。さらに、本実験値は Easterly ら¹⁾の実験値と一致しており、両者を合わせて得られた平均速度定数は $(1.8 \pm 0.5) \times 10^{-9} \text{ s}^{-1}$ であった。また、図に示したとおり、初期 T_2 濃度約 3.7×10^2 GBq/m³以上において速度定数は濃度とともに増加している。このことは $3.7 \times 10^1 \sim 3.7 \times 10^2$ GBq/m³付近を境に、転換反応を支配している機構が大きく異なることを示すものと考えられる。

初期 T_2 濃度を約 4.8×10 GBq/m³に設定し、相対湿度をほぼ0, 40, 100%に変化させて、その影響を調べた結果、湿度の影響は見られなかった。このことは、 T_2 濃度が低い場合は T_2 と水蒸気との同位体交換反応がほとんど起らないことを示している。

* 本研究は米国オークリッジ国立研究所において行ったものである。

各種材料を反応容器に入れた場合の速度定数を、Table 3.3.4-1に示す。施設内に存在する可能性のあるステンレス鋼、銅、塗料を入れた場合の速度定数は、空气中における速度定数の平均値とほぼ同じ値であり、これらの材料は触媒効果をほとんど有していないことがわかった。アルミニウムに対する速度定数は平均速度定数よりも約70%大きな値を示したが、実験回数が少ないため、まだ明確でなく、さらに実験を行う必要がある。白金酸化物に対する速度定数は他の場合に比べ約3桁大きく、極めて強く転換反応を促進することがわかった。

(野口 宏)

参考文献

- 1) C.E. Easterly et al. : Nucl. Technol./Fusion, 4, 116 (1983).
- 2) G.J. Casaleotto et al. : USNRDL-TR-565 (1962).
- 3) L.F. Belovodskii et al. : Translation from Atomnaya Energiya, 38, 379, (1975).

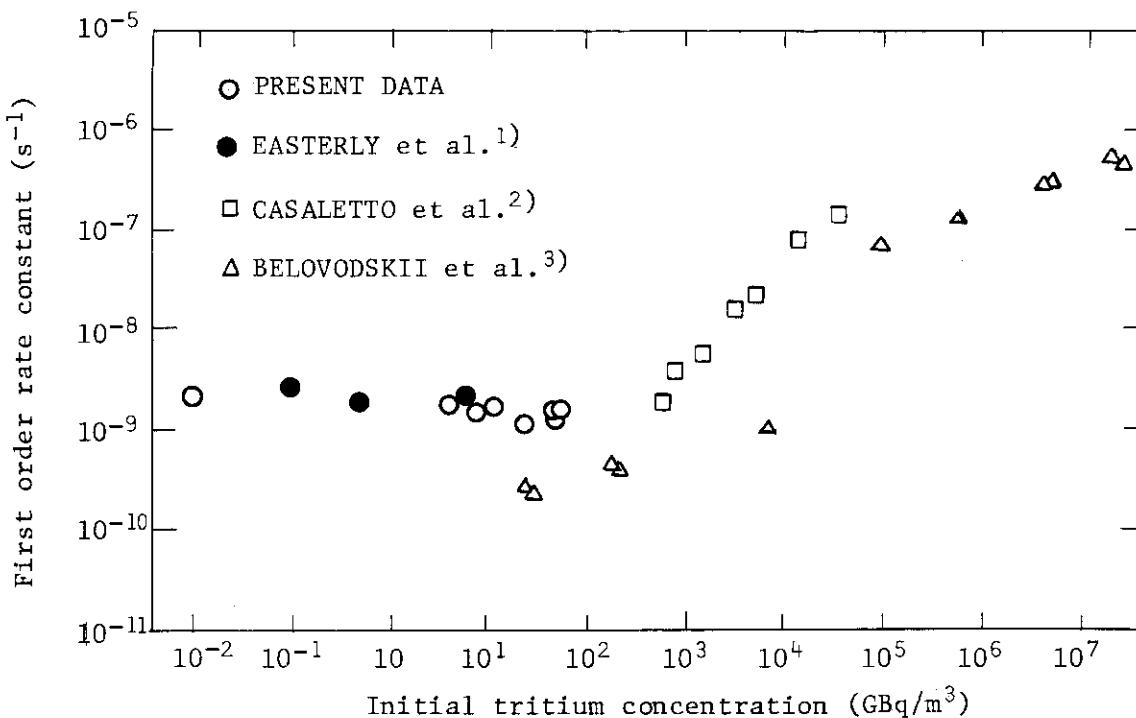


Fig. 3.3.4-1 First order reaction rate constant as a function of initial tritium concentration

Table 3.3.4-1 Effect of materials on the reaction rate constant

material	shape	surface area (cm ²)	weight (g)	initial T ₂ conc. (GBq/m ³)	rate constant (s ⁻¹)
stainless steel (type 309)	foil	200	-	7.4 × 10 ⁰	1.4 × 10 ⁻⁹
Cu	foil	200	-	1.2 × 10 ¹	1.6 × 10 ⁻⁹
Al	foil	200	-	1.2 × 10 ¹	3.1 × 10 ⁻⁹
Pt O ₂	powder	-	7	1.1 × 10 ¹	2.8 × 10 ⁻⁶
enamel painted on stainless steel	foil	200	-	1.1 × 10 ¹	2.2 × 10 ⁻⁹

3.3.5 極低レベル廃棄物処分による被曝線量計算コード DOSWASTE の開発

原子力施設や放射性物質取扱い施設から発生する放射性固体廃棄物は現在貯蔵保管され、その量は年々増大の一途をたどっている。これらの廃棄物のうち、放射能レベルの極めて低い固体廃棄物についての合理的処分法の確立に資するため、処分による環境中濃度および線量の計算コード DOSWASTE を開発した。

本計算コードは、極低レベル固体廃棄物の埋没処分と焼却処分による影響評価を対象としている。したがって、計算においては次のような前提条件を設けた。すなわち、埋没処分においては処分のための特別な処理をせず、また人工バリアを設けない。焼却処分においては環境への放出低減のための高性能フィルタ等の設備を備えないことなどである。

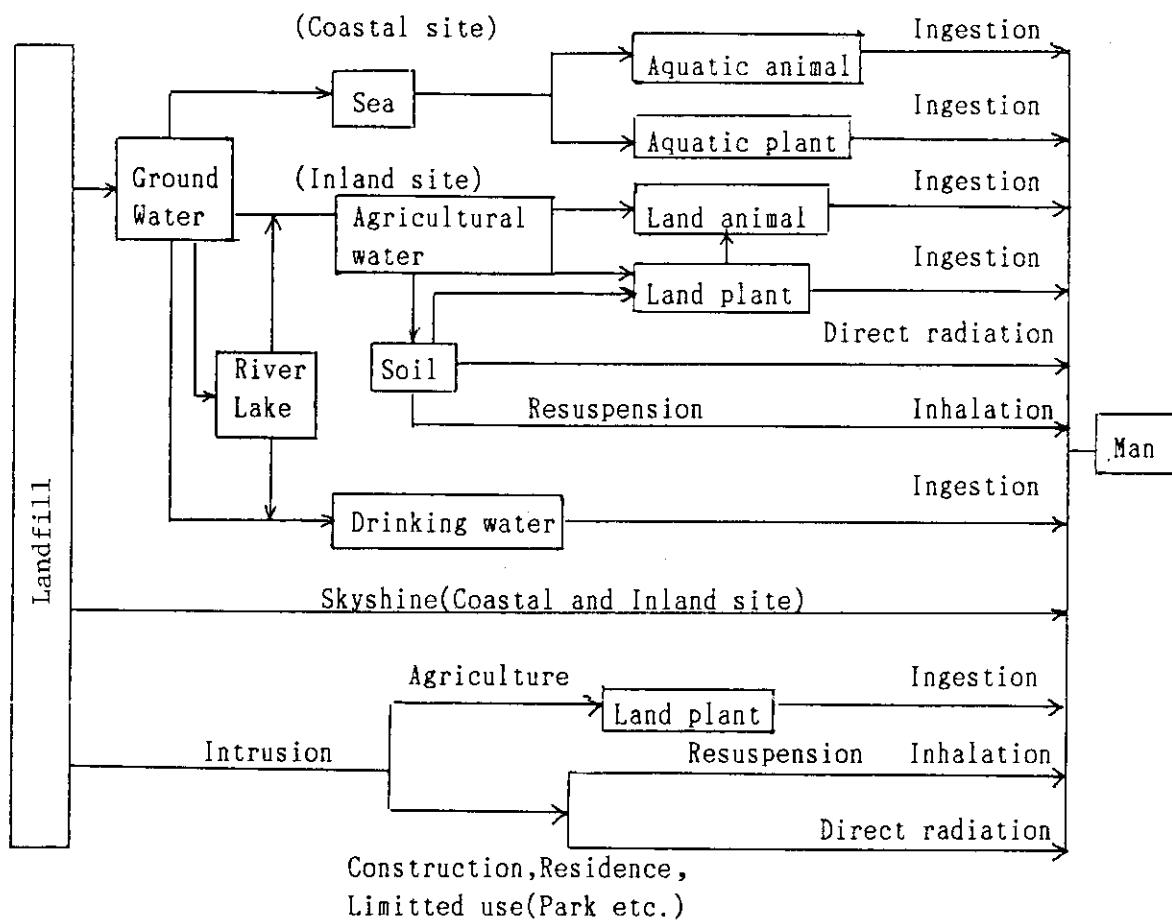
埋没処分および焼却処分について、本計算コードで評価する被曝経路をそれぞれ Fig. 3.3.5-1(a)と(b)に示す。本計算コードによって埋没処分の場合には、処分場からの直接放射線とスカイシャインによる被曝線量、地下水またはそれにより汚染した河川水と湖沼水の利用による被曝線量、汚染した河川、湖沼および海で生産された水産物摂取による被曝線量を計算する。また、将来、処分場が無拘束状態になり土地利用が可能となった場合の、処分場での建設、居住、農耕に伴う内部被曝線量と外部被曝線量についても計算する。

焼却処分の場合には、焼却炉から大気中に放出された放射性プルームからの直接放射線、プルーム吸入による内部被曝線量、汚染土壤からの直接放射線による外部被曝線量、汚染した土壤の吸入、農畜産物摂取による内部被曝線量を計算する。

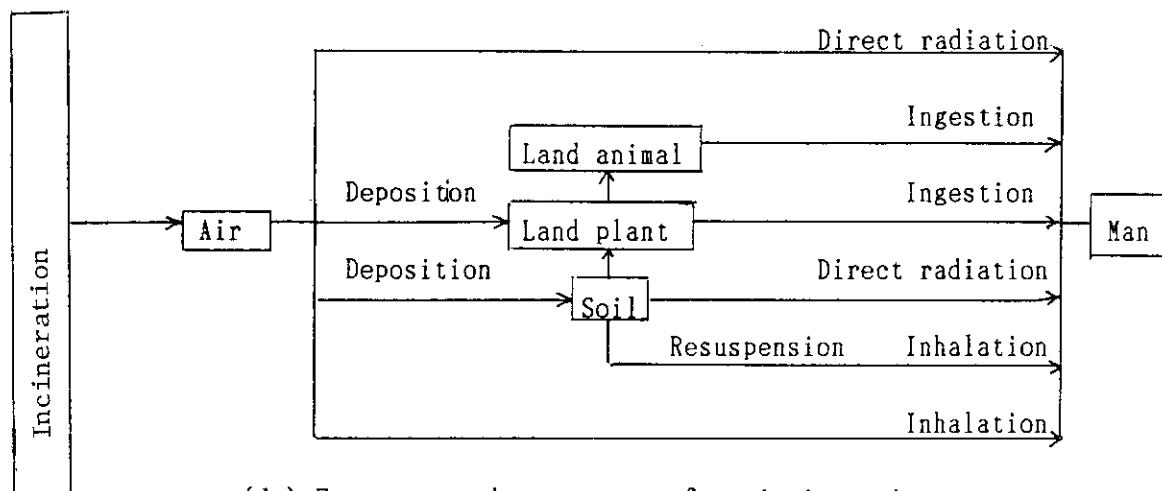
計算に用いるパラメータは、生物濃縮係数や被曝線量換算係数などサイト条件に依存しないものと、地下水流速や通気層の厚さなどの処分場に依存するものがある。サイトに依存しないパラメータについては、我が国またはIAEA 等の指針に与えられた値を取り入れた。サイト固有のパラメータについては、地下水流速などの実測値、あるいは処分施設の設計値を与えるようになっている。

本計算コードにより、極低レベル固体廃棄物の埋没および焼却処分による被曝線量の計算が可能となったが、今後、新たな計算機能の追加と、パラメータの検討を行うことによって改良していく予定である。

(加藤 正平)



(a) Exposure pathways to man from landfill disposal



(b) Exposure pathways to man from incineration

Fig. 3.3.5-1 Main exposure pathways for very low-level radioactive waste disposal in computer code : DOSWASTE.

3.3.6 極低レベル固体廃棄物合理的処分安全性実証試験

本実証試験は、科学技術庁の委託を受け、極低レベル固体廃棄物を試験体として、実現模大の試験処分を実施し、その処分の安全性を確認・実証することを目的として行うものである。

本試験は、1985年度から5カ年計画で埋没処分試験および焼却処分試験を行う。また、これら処分試験に必要な極低レベル放射能測定装置を整備する。

本試験の概要を以下に述べる。

(1) 埋没処分試験

埋没処分安全性実証試験は極低レベル固体廃棄物を試験体として、トレンチに試験的に埋没処分し、予想される被曝経路を考慮に入れて①環境放射線および放射能のモニタリングによって安全性を確認するとともに、②モデル化による評価、③野外コールドトレーサ実験、浸出実験等の模擬実験、およびそれらの基礎的な資料となる地質、地下水などの調査を行い、これらの結果を総合的に評価することによって安全性の検証を行う。

1985年度～1986年度の2カ年間は、主に埋没処分の安全評価に必要な各種データを得るために、埋没処分試験予定地周辺の地勢、地質、地下水基礎調査およびこれらのデータによる安全評価を行う。また、埋没予定地周辺環境における放射線、環境試料の放射能濃度を測定し、現在のバックグラウンド調査を行うとともに埋没処分の準備を行う。

1986年度から廃棄物の埋没処分を実施し、地下水、土壤等のモニタリングを行うとともに、これらのデータに基づき安全評価を実施し、埋没処分の安全性を実証する予定である。

1985年度に行った試験項目は以下の通りである。

(a) 地下水基礎調査（地下水位、流向、流速、水質）

(b) 地質調査（地層構成、土質）

(c) 環境放射線（能）調査

放射線（線量率、積算線量、スペクトル）

放射能（地下水、土壤）

(2) 焼却処分試験

極めて低いレベルの放射性廃棄物は、従来の低レベル放射性廃棄物用焼却処理設備よりも簡易な焼却炉設備を用いて、放射線管理上の安全性を損うことなく、合理的に焼却することが可能である。

本焼却処分試験では、簡易な焼却炉設備で極低レベル可燃性廃棄物だけを焼却して発生する排ガスおよび焼却灰中の放射能濃度を測定することなどにより、焼却処分の安全性を確認する。また、焼却炉設備の経済性についての検討も行う。

1985年度に焼却炉設備を設置する既存建家改造の設計、1986年度に既存建家の整備を行い、1987年度、1988年度に焼却炉設備の製作、設置を行う。1988年度後半から焼却処分を実施し、1989年度に安全評価を完了する予定である。

1985年度は、一般産業用の焼却炉設備の技術を参考にして、簡易焼却炉設備およびこれを収納する既存建家整備の設計を実施した。

(3) 放射能レベル区分・確認装置の整備

極低レベル固体廃棄物を埋没処分するとき、処分対象廃棄物が極低レベル廃棄物であること

を確認しなければならない。また、極低レベル可燃性廃棄物を焼却処分するときも焼却対象廃棄物が極低レベル廃棄物であることを、確認しなければならない。

1985年度に埋没処分用放射能レベル確認装置および焼却処分用放射能検査区分装置の設計を行い、1986年度に埋没処分用放射能レベル確認装置を作製・整備する。1987年度には焼却処分用放射能区分装置を作製・整備する予定である。

1985年度は、これら測定装置の設計を行った。

(村田 幹生)

付 錄

Appendix

1. 外部投稿

1.1 研究・技術論文・ノート

氏名	標題	誌名
泉 幸男 斎藤 鉄夫* * (清水建設)	トリチウムのコンクリート中への浸透	FAPIG <u>110</u> (1985)
C.E.Easterly,* H.Noguchi, M.R.Bennett * * (ORNL)	Low Concentration Conversion of Tritium Gas to Tritiated Water	Fusion Technol. <u>8</u> , 2564 ~ 2568 (1985)
M.Murata, K.Obata, T.Ohhata, H.Katagiri, H.Yamamoto, M.Okubo, Y.Yoshida	Experience of Tritium Monitoring for Work Place and Environment in JAERI	Proceedings of the Second Workshop on Tritium Radiobiology and Health Physics, NIRS-M-52, 333 ~ 345 (1985)
村上 博幸 吉田 真備 後一義	イオン交換膜を利用した平面線源作成法	Radio Isotopes <u>34</u> , 497 ~ 500 (1985)

1.2 総説・調査報告・解説等

氏名	標題	誌名
野口 宏 加藤 正平	環境中におけるトリチウムガスのトリチウム水への転換(文献調査)	保健物理 <u>20</u> , 49 ~ 59 (1985)
吉田 芳和	原子力事故時における公衆の放射線防護のための介入レベルの設定に関するIAEA諮詢委員会会合に出席して	保健物理 <u>20</u> , 84 ~ 86 (1985)
池沢 芳夫	原子炉解体における放射線管理上の課題	保健物理 <u>20</u> , 87 ~ 90 (1985)
野口 宏 松井 浩	原子力施設から大気中へ放出されたヨウ化メチルの光分解速度の評価	保健物理 <u>20</u> , 109 ~ 119 (1985)
藤崎 説男 松鶴 秀夫* * (環境安全研究部)	TMI-2号炉の除染作業と廃棄物の処理処分	保健物理 <u>20</u> , 157 ~ 165 (1985)

氏名	標題	誌名
木下睦 吉田芳和 *(動燃)	OECD/NEAの最近の活動状況について—特に放射線防護公共保健委員会を中心に—	保健物理 <u>20</u> , 195~197 (1985)
山口恭弘 南賢太郎 大谷暁	各種建築材料のγ線減弱係数および線量ビルドアップ係数	保健物理 <u>20</u> , 241~249 (1985)
片桐浩	ICRP Publication 43「集団を放射線から防護するためのモニタリングの諸原則」について	保健物理 <u>20</u> , 291~297 (1985)
熊澤蕃	NCRP 第21回年次総会に出席して	保健物理 <u>20</u> , 320~323 (1985)
松井浩	運転段階における放射線防護に対する基本的安全基準線量制限体系の適用に関する諮問グループ会議に出席して	保健物理 <u>20</u> , 324~327 (1985)
南賢太郎	個人被曝線量計の国際比較のための手順と資料に関するIAEA技術委員会に出席して	保健物理 <u>20</u> , 328~333 (1985)
山口彦之 吉田芳和 田野茂光 備後一義 片桐浩 *(東大)	原子力発電所周辺に栽植したムラサキツユクサの突然変異率の変動	保健物理 <u>20</u> , 349~356 (1985)
加藤正平 箕輪雄資 村田幹生 原田康典 石崎信男 *(東洋紡績(株))	活性炭素繊維を用いた空気中放射性ヨウ素モニタリング用フィルタの開発	保健物理 <u>21</u> , 9~15 (1986)
須賀新一	「放射線防護における集団線量の概念」について	保健物理 <u>21</u> , 42~49 (1986)
吉田芳和	核融合の環境安全研究の現状 (IAEAの技術委員会出席報告)	日本原子力学会 <u>27</u> , 532~533 (1985)
吉田芳和	放射線防護の規制免除レベル設定に関するIAEAの活動	原安協だより (1985)
吉田芳和	放射線防護の規制免除レベル設定に関するIAEAの動向	原子力工業
綿貫孝司 田島好弘	研究所における呼吸器の配備	産業と保健 <u>23</u> , 8~9 (1986)

氏名	標題	誌名
岸田昌美	エリアモニタ、水モニタの特性と使用法	RADIOISOTOPES <u>35</u> , 93~102 (1986)
南 賢太郎	講座 放射線防護用機器(V)	RADIOISOTOPES
岩田幸生	ダストモニタ、ガスマニソの特性と使用法	<u>35</u> , 158~167 (1986)

2. JAERI-Mレポート

氏名	標題	レポートNo.
山口恭弘 南 賢太郎 大谷 晓	各種建築材料のγ線遮蔽効果	JAERI-M 85-119 (1985)
保健物理部、高崎安全管理課、 大洗放射線管理課、放射性廃棄物処理課	保健物理 - 管理と研究 - No.27 (1984)	JAERI-M 85-134 (1985)
小畠一 藪田肇 山口武憲 片桐浩 国分守信	東海研究所気象観測年報 (1983)	JAERI-M 86-050 (1986)

3. 所内資料

氏名	標題	年月
須賀新一 片桐浩 高田和夫 河野稔		
小畠一 山口武憲 藪田肇 水下誠一 山口恭弘 浅野芳裕	原子力施設の事故時放出における公衆に対する保健活動の諸原則 (WHO報告書の翻訳)	1985年4月

氏名	標題	年月
山本 峰 澄 南 賢太郎	原子力施設の事故時放出における公衆に対する保健活動の諸原則（WHO報告書の翻訳）	1985年4月
山本 峰 澄 松井 智 明 伊藤 精 菊池 時 則 村田 幹 生 松浦 賢一	触媒配化捕集によるトリチウムモニタリングに関する調査	1985年4月
放射線管理課	大洗研究所 放射線管理状況報告書 (昭和59年度第4四半期)	1985年4月
安全管理課	安全衛生管理状況報告書 (昭和59年度第4四半期)	1985年4月
保健物理部	東海研究所 放射線管理季報 No.84 (昭和59年度第4四半期)	1985年6月
安全管理課	安全衛生管理状況報告書 (昭和60年度第1四半期)	1985年7月
松井 浩 須賀 新一 北野 匠四郎 水下 誠一 藪田 肇 野村 俊文 関 武雄 小野寺 淳一 松浦 賢一	重大な放射線事故時における公衆の防護：対策立案に関する諸原則 (翻訳) ICRP Publication 40	1985年7月
川崎 克也 吉田 真 間辺 巍	面状線源校正用多心線型 2π 比例計数管の特性	1985年7月
河野 稔	De Minimis 廃棄物の影響解析方法論 (翻訳)	1985年7月
加藤 正平 大久保 勝一 片桐 浩 国分 守信	極低レベル固体廃棄物の処分による公衆に対する被曝線量計算コード DOSWASTE の開発	1985年8月
保健物理部	東海研究所 放射線管理季報 No.85 (昭和60年度第1四半期)	1985年8月

氏名	標題	年月
放射線管理課	大洗研究所 放射線管理状況報告書 (昭和 60 年度第 1 四半期)	1985 年 8 月
"	" № 7 (昭和 59 年度)	1985 年 9 月
山 口 恭 弘 南 賢太郎	原子炉事故時の希ガスサブマージョンによる予測 照射線量率の評価	1985 年 9 月
高 田 和 夫	Identification of the site of transfer compartment for the evaluation of radiation dose from short-lived radionuclides	1985 年 10 月
加 藤 清 上 野 武 彦 森 下 悟 仲 田 進 伊 藤 尚 德	解体廃棄物の処理、保管及び処分技術の開発 (58 年度報告書)	1985 年 10 月
片 桐 浩 藪 田 肇 村 田 幹 夫 加 藤 正 平 大 畑 勉 大 越 実 国 分 守 信	集団を放射線から防護するためのモニタリングの 諸原則 (翻訳) ICRP Publication 43	1985 年 11 月
城 谷 孝 高 田 和 夫 片 桐 浩 村 田 幹 雄	体外放射線源に起因する線量当量の決定 (翻訳) ICRU Report 39	1985 年 11 月
保 健 物 理 部	東海研究所 放射線管理季報 № 86 (昭和 60 年度第 2 四半期)	1985 年 11 月
放 射 線 管 理 課	大洗研究所 放射線管理状況報告書 (昭和 60 年度第 2 四半期)	1985 年 11 月
安 全 管 理 課	安全衛生管理状況報告書 (昭和 60 年度第 2 四半期)	1985 年 12 月
山 口 恭 弘 三 原 明 千 田 徹	BF ₃ 計数管特性試験装置の製作	1985 年 12 月
安 全 管 理 課	安全衛生管理状況報告書 (昭和 60 年度第 3 四半期)	1986 年 1 月

氏名	標題	年月
村上博幸 備後一義	測定器校正用 β 線照射場	1986年2月
守勝治 渋川晴俊*		
藤崎説男 小松茂 小沢政千代 江村悟 * (日本特殊塗料(株))	原子力施設で使用する汚染防護塗料の耐汚染性及び除染性に関する調査	1986年2月
放射線管理課	大洗研究所 放射線管理状況報告書 (昭和60年度第3四半期)	1986年2月
保健物理部	東海研究所 放射線管理季報 No.87 (昭和60年度第3四半期)	1986年3月
野口宏	気相中および物質表面上におけるトリチウムガスのトリチウム水への転換 (外国留学報告)	1986年3月
泉幸男 富居博行 佐藤一弘	セル内除染作業時における呼吸保護具の着用基準の検討	1986年3月
川崎克也 吉田真 間辺巖	面状線源校正用測定装置のデータ処理	1986年3月
南賢太郎 神之浦文三 浅野芳裕 村上博幸 吉田芳和	臨界警報装置用中性子検出器の特性調査(IV)	1986年3月

4. 口頭発表および講演

氏名	標題	学会名等
加藤正平 箕輪雄資 村田幹生 原田康典 石崎信男	活性炭纖維を用いた放射性ヨウ素モニタリング用フィルタの開発	日本保健物理学会第20回研究発表会 1985年5月(京都)

氏名	題	学会名等
泉 幸男 富居博行 佐藤一弘	ホットセル内除染時における呼吸保護具の着用基準の検討	日本保健物理学会第20回研究発表会 1985年5月(京都)
服部隆充 河合勝雄 南賢太郎 須賀新一 赤石準	原研における内部被曝と外部被曝線量の統計 —職種別による比較—	同上
城谷孝	低エネルギー γ 線用ファントムの開発Ⅱ	同上
大井義弘 水下誠一 城谷孝	低エネルギー γ 線用ファントムの開発Ⅲ	同上
高田和夫	ICRP Pub. 30 の体内被曝線量評価法における通過コンパートメント部位の同定	同上
水下誠一	新型簡易全身カウンタの開発(1) —システムデザイン—	同上
田村勝裕 村上博幸	速中性子フィルムのエネルギー特性	同上
村上博幸 備後一義	校正用 β 線源の吸収線量率および指標エネルギー測定	同上
南賢太郎 神之浦文三 宮崎信之	インセル臨界モニタ	同上
山口恭弘 南賢太郎	原子炉事故時における家屋の放射線遮蔽効果	同上
押野昌夫 佐藤信之 岡本利夫 岸田昌美 浅井清 中村康弘 山田孝行	原研大洗研における環境放射線(能)データ処理装置(その1, ハードウェアについて)	同上
押野昌夫 岡本利夫 佐藤信之 高橋豊 大村英昭	原研大洗研における環境放射線(能)データ処理装置(その2, ソフトウェアについて)	同上

氏名	標題	学会名等
望月民三 芝沼行男 岸田昌美	原研大洗研における環境放射線（能）データ処理装置（その2，ソフトウェアについて）	日本保健物理学会第20回研究発表会 1985年5月（京都）
岡本利夫 上島正好 河原井邦雄 藤岡克治 近藤吉男 清水道雄 渡辺政光 * (千代田メンテナンス(株))	ホットセルの表面汚染と再浮遊係数	同上
松井浩	最適化の適用に関するIAEAの動向	日本保健物理学会 勉強会 1985年7月（熊取）
S.Kumazawa, D.R.Nelson*, A.C.B.Richardson* * (USEPA)	Life time doses to workers, and distribution of dose by worker Age and sex in 1980	U.S.HEALTH PHYSICS SOCIETY 1985年5月 (CHICAGO)
高橋昭雄 川勝俊二* 小野寺淳一 池沢芳夫 穴沢豊 松井浩 沼宮内弼雄 * (千代田保安用品)	解体に係る放射線管理技術の開発(II) 高放射線量率測定装置の概要と性能	日本原子力学会 分科会 1985年10月（仙台）
熊澤蕃 山本峯澄	研究炉補修作業における被曝低減現象の解析	同上
浅野芳裕 上沢輝夫 南賢太郎	個人線量計校正用ファントムの応答特性	同上
加藤清 上野武彦 仲田進	解体廃棄物の処理技術の開発(II) 高放射化物用コンテナの設計および評価試験	同上

氏名	標題	学会名等
平山勝嘉 伊藤尚徳	解体廃棄物の処理技術の開発(II) 高放射化物用コンテナの設計および評価試験	日本原子力学会分科会 1985年10月(仙台)
井上秀和 吉森道郎 水本実 服部洋司郎 加藤清 伊藤尚徳 岡本孫次 刈田陽一	濃縮廃液の乾燥および高周波溶融固化試験(I) —乾燥試験—	同上
井上秀和 吉森道郎 鈴木久雄 平山勝嘉 服部洋司郎 加藤清 松元章 加藤明 岩田克一 刈田陽一	濃縮廃液の乾燥および高周波溶融固化試験(II) —溶融固化試—	同上
押野昌夫 福田勝男 藤井雅則* 栗林寿* 中森敏隆* 飯島和明* *(三機工業)	β ・ γ 固体廃棄物の熱分解・溶融固化試験 —マイクロ波加熱法の適用— 処理システム確証試験	同上
加藤正平 野口宏 村田幹生 江田邦臣* *(興研(株))	防護具素材の酸化トリチウム透過率(I) 透過率測定装置の概要と測定	日本原子力学会 1986年3月(京都)
野口宏 C.E.Easterly* M.R.Bennett* *(ORNL)	低濃度トリチウムガスのトリチウム水への転換	同上

氏名	標題	学会名等
小野寺 淳一 川 勝 俊二 高 橋 昭雄 石 田 卓也 池 沢 芳夫 穴 沢 豊 松 井 浩 沼宮内 強雄	解体に係る放射線管理技術の開発(Ⅲ) 改良型塵埃モニタの概要と性能	日本原子力学会 1986年3月(京都)
神之浦 文三 南 賢太郎	ガスループ型臨界警報装置	同上
加 藤 清 森 下 悟 服 部 洋司郎 仲 田 進 伊 藤 尚徳	解体廃棄物の処理技術の開発(第3報)コンクリート解体物のセメント固化試験	同上
熊 澤 蕃 大 橋 靖雄 *(東大病院)	正規・対数正規・混成対数正規分布間の関連性	日本応用統計学会 1985年4月(東京)
池 沢 芳夫 松 井 浩 吉 田 芳和 杉 田 直記 *(空清協)	高性能エアフィルタ規場試験における測定結果の検討について	エアロゾル科学技術研究討論会 1985年8月(東京)
南 賢太郎	On the Evaluation Methods of Effective Dose Equivalent for γ -ray in JAERI	京大原子炉実験所短期研究会 1985年8月(京都)
池 沢 芳夫	JPDR Decommissioning Program Workers Exposure and Environmental Impact	原子炉解体ワークショッピング 1985年11月(東京)
熊 澤 蕃	米国における職業被曝解析の経験	第24回原子力総合シンポジウム 1986年2月(東京)
松 井 浩 古 田 敏城 松 野 見爾 加 藤 正平 穴 沢 豊	Some Experience of Optimization of Operational Radiation Protection in JAERI	IAEA/NEA 放射線防護最適化に関する国際シンポジウム 1986年3月 (ウィーン)

氏名	標題	学会名等
山本 峰澄		IAEA/NEA
泉 幸男	Some Experience of Optimization of Operational Radiation Protection in JAERI	放射線防護最適化に関する国際シンポジウム
沼宮内 強男		1986年3月(ウィーン)
吉田 芳和		

5. 特許申請および登録

氏名	標題	年月日
澤島 啓	ローカルサンプリング端捕集材の拘束方法	1986年2月18日 申請

6. 受託調査・研究

相手方	標題	実施課室
科学技術庁	昭和59年度原子炉解体技術開発	放射性汚染処理第1課 放射線管理第3課, 他
"	昭和60年度原子炉解体技術開発	"
"	昭和60年度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
"	作業者及び公衆に対する誘導空气中濃度及び誘導水中濃度等の計算	体内放射能課, 線量計測課, 放射線管理第1課, 放射線管理第2課, 他
日本原燃サービス株式会社	再処理施設に係る線量評価のための調査	放射線管理第1課
動力炉・核燃料開発事業団	臨界警報装置用中性子検出器の特性調査(Ⅲ)	線量計測課
日立製作所	放射性ガスマニタの特性調査(Ⅱ)	"
日本碍子(株)	放射性濃縮廃液の高減容無機安定固化技術に関する調査	放射性汚染処理第1課
(株)荏原製作所	廃樹脂のマイクロ波による減容処理時の核種の移行に関する調査	"

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
藤田 稔	東北大学 サイクロトロン RIセンター	内部被曝の管理および測定評価	1985年11月 1日	体内放射能 課
一政 祐輔	茨城大学理学部	トリチウム水蒸気およびトリチウムガスの体内挙動	1985年12月 17日	体内放射能 課
鈴木 篤之	東京大学工学部 原子力工学科	廃棄物処理処分に関する動向 と研究課題	1986年3月 12日	放射線管理 第1課
藤田 稔	東北大学 サイクロトロン RIセンター	加速器施設における放射線管理	1986年3月 14日	安全管理課

8. 所外研修コースへの協力

コース名	講師人数(延)
運輸省 放射性物質安全輸送講習会	2
通商産業省通商産業研修所 昭和60年度 電気工作物検査官(原子力)研修	1
放射線計測協会 放射線計測基礎講座	8
身体放射能の基礎知識	1
原子力教養講座	2
放射線安全技術センター 第2種放射線取扱主任者講習会	2
第9回検査員連絡会(検査員の研修)	1
放射線医学総合研究所 環境放射線モニタリング技術課程	1
原子力安全研究協会 環境放射能のサーベイおよびモニタリング方法 に関する環境スタディ・ミーティングの集団研 修コース	1
「原子力防災対策実情調査」打合せ会	1
原子力関連学会(共同主催) 第24回原子力総合シンポジウム(職業被曝)	1

コース名	講師人数(延)
茨城県原子力協議会 原子力講座	1
茨城県環境局原子力安全対策課 県原子力防災訓練	1
宮城県保健環境部 原子力防災研修会	1
静岡県消防防災課 原子力防災対策緊急時 環境モニタリング基礎研修会	1
国際協力事結団筑波インターナショナルセンター 放射線科学基礎研究特設コース	2
日本機械学会 環境工学委員会 P-SC 75 各種の封込技術分 科会 勉強会	1
日本原子力文化振興財団 ◦第 24 回報道関係者のための原子力講座 ◦原子燃料サイクル施設に係る環境の安全性 (青森県民一般) ◦第 31 回原子力研修会 (環境と放射線, 岩手県 府関係職員)	1 1 1
日本原子力産業会議 第 17 回日本アイソトープ放射線総合会議	1
日本保健物理学会 放射線計測シンポジウム	1

9. 所内研修コースへの協力

コース名	講義・実習	単位数又は時間 (1 単位は 80 分)	講師人数(延)
RI・原子炉研修所 〔原子炉研修部門〕			
一般課程 (第 42 回)	講 義	11 単位	6
保健物理専門課程 (第 17 回)	講 義	45 単位	21
	実 験	468 時間	21
	実 習	30 コース	10
原子炉工学専門課程 (第 10 回)	講 義	6 単位	6

コース名	講義・実習	単位数又は時間	講師人数(延)
原子力防災対策講座(第9～10回)	講義	24単位	11
	実験	208.5時間	24
原子力防災講座(基礎技術) (第46～第56回)	講義	73単位	21
	講義	35単位	17
放射線防護専門課程(第4回)	実験	376.5時間	19
	講義	7単位	6
放射性廃棄物処理講座(第7回)	実験	292.5時間	13
	講義	3単位	4
原子力入門講座(第12回)	講義	1単位	1
	講義	18単位	3
核燃料工学短期講座(第16回) 〔PI研修部門〕	講義	7単位	6
	実験	16単位	4
基礎課程(第198～第203回)	講義	1単位	1
専門課程(第154回), 放射線管理コース	講義	18時間	28
	実験	42時間	32
専門課程(第155回), RIの生物科学への利用コース	講義	19.5時間	10
その他のコース			
〔放射線作業従事者訓練〕			
東海研究所協力業者安全協議会 〃 放射線安全訓練	講義・実習	18時間	28
	講義・実習	42時間	32
大洗研究所	講義・実習	18時間	10

編集後記

1984年度から実施されたSI単位への切り替えも2年目となったが、SI単位の整数倍およびSI単位と併用してよい単位等の使用について多少の混乱を生じた。また、ワープロによる原稿がかなり増加してきたが、なかには校正しづらい原稿もあり、印刷様式の統一を図る必要があると感じた。本報の執筆要項は、作成後4年経過しており見直しが必要となってきていると考えられる。各位より御意見を頂ければ幸いです。

(小野寺 記)

編集委員

委員長	沼宮内 弱雄	(東海研究所、保健物理部次長)
委員長代理	山口 武憲	(" , 放射線管理第1課)
幹事	小野寺 淳一	(" , " 第3課)
委員	菊池 時則	(" , " 第2課)
	大井 義弘	(" , 体内放射能課)
	河合 勝雄	(" , 線量計測課)
	吉森 道郎	(" , 放射性汚染処理第1課)
	長岡 幸男	(" , " 第2課)
	綿引 孝司	(高崎研究所、管理部安全管理課)
	河原井 邦雄	(大洗研究所、放射線管理課)
	山崎 保夫	(" , 放射性廃棄物処理課)
事務局	清水 昭朗	(東海研究所、保健物理業務課長)
	青木 チエ	(" , 保健物理業務課)