

JAERI-M

9 6 5 4

保 健 物 理 —管理と研究— No.23

(1980年度)

1981年10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  
" 放射性廃棄物処理課

日 本 原 子 力 研 究 所  
Japan Atomic Energy Research Institute

この報告書は、日本原子力研究所が JAERI-M レポートとして、不定期に刊行している研究報告書です。入手、複製などのお問い合わせは、日本原子力研究所技術情報部（茨城県那珂郡東海村）あて、お申しこしてください。

JAERI-M reports, issued irregularly, describe the results of research works carried out in JAERI. Inquiries about the availability of reports and their reproduction should be addressed to Division of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken, Japan.

保健物理 - 管理と研究 - No. 23  
(1980年度)

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  
“ 放射性廃棄物処理課

(1981年8月13日受理)

本報は、1980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、最大許容線量をこ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。

建設に関しては、東海研究所では放射線標準施設棟および中高レベル廃棄物処理施設が完成した。

Health Physics in JAERI. No.23

(April 1, 1980~ March 31, 1981)

Division of Health Physics, Tokai Research Establishment  
Safety Section, Takasaki Radiation Chemistry Research Establishment  
Radiation Control Section, and Waste Management and Decontamination Section,  
Oarai Research Establishment.

(Received August 13, 1981)

In the annual report No.23 (fiscal 1980) 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 previous years.

There were no occupational exposures exceeding the maximum permissible doses and no releases of radioactive gaseous and liquid wastes beyond the release limits specified according to the regulations. In the environment there were observed no abnormal radioactivities due to facilities.

In Tokai and Oarai Research Establishments radioactive waste management including decontamination works was also carried out and radioactive solid wastes were stored in the same way as in previous years, except that in Tokai Research Establishment, the Packaged Waste Storage Facility started storing packaged wastes and in Oarai Research Establishment, the Radioactive Waste Treatment Facility (the Latter Project) started routine operation.

Construction of the Facility of Radiation Standards and the Medium-Level Waste Treatment Facility was completed in Tokai Research Establishment.

Technology development and research:

Technology developments were made as in previous years for improving the techniques and methods in monitoring of individuals, facilities and environment and also in waste management and decontamination.

The following works were made in the researches of radiation dosimetry, body radioactivity and airborne radioactivity.

For radiation dosimetry, studies were made on energy response of ceramic BeO detectors for fast neutrons, derivation of a scaling rule of the energy-dependence of the total charge-transfer cross section using UDWA method, benchmarked test of the gamma-ray skyshine at JPDR to verify accuracy of the code system BCG, energy response of an NaI(Tl) scintillation detector covered with a protective film for tritium gas monitoring, and theoretical analysis of the occupational exposure involving dose limits with computational program codes.

For body radioactivity, studies were made on enhancement of the excretion of tritium by excessive water intake for persons inhaling tritiated water vapor, materials suitable for a phantom used in the calibration of Pu-lung monitor and culture of EDTA-treated lymphocytes.

For airborne radioactivity, experimental studies were made on the interaction between iodine and botany-burntaerosol particles in the series of studies to reveal behavior of radioiodine released into the environment, and some adsorbents were investigated for selective collection of radioiodine in high concentrations of atmosphere as in the case of reactor accidents.

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、廃棄物処理を含む保健物理部門における1980年度の業務の総括報告書で、次頁に示される組織の業務について、管理、技術開発、研究の三部に分けて概要を記述してある。

放射線管理面では、前年度に引き続き、老朽化施設、設備の更新のほか、放射線計測、データ処理の自動化を含めた業務の効率化について検討整備、放射性排気、排水の環境への放出管理等を重点的に行った。東海研究所では放射線標準施設棟が完成し、校正関係業務が整備された。

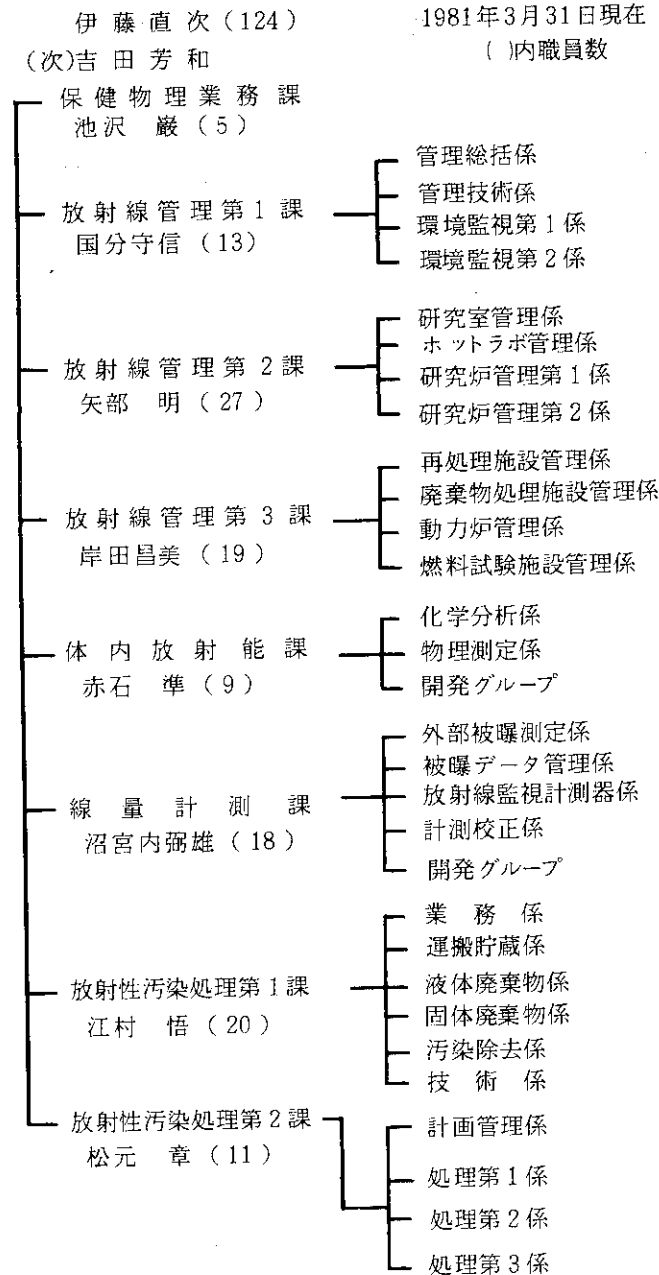
廃棄物管理においては、東海研究所の第2廃棄物処理棟が完成し、中高レベルの廃棄物処理を開始するとともに、前年度完成した大洗研究所の廃棄物処理場第Ⅱ期計画施設が全面的に稼動し、廃棄物処理業務の充実をみた。

技術開発および研究は、管理業務に直接反映する事項のほか、研究所内外の要請に応えるため、緊急時対策、トリチウム安全技術等に関連したテーマについて重点的に進められた。

今期は、基準値を超える被曝、汚染などはなかった。

(伊藤直次)

東海研究所保健物理部



高崎研究所管理部

折田良生

安全管理課

山上章 (4)

大洗研究所管理部

大竹倉次

放射線管理課

押野昌夫 (20)

- 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

三戸規生 (27)

- 業務係
- 液体係
- 固体第1係
- 固体第2係
- 除染係

March 31, 1981

( ) : Number of Personnel

Division of Health Physics, Tokai Research  
Establishment (124)

- Health Physics Administration Section (5)
- Radiation Control Section I (13)
- Radiation Control Section II (27)
- Radiation Control Section III (19)
- Bioassay Section (9)
- Radiation Dosimetry Section (18)
- Waste Disposal and Decontamination  
Section I (20)
- Waste Disposal and Decontamination  
Section II (11)

Division of Administrative Services, Takasaki  
Radiation Chemistry Research Establishment

Safety Section (4)

Division of Administrative Services, Oarai  
Research Establishment

- Radiation Control Section (20)
- Waste Management and Decontamination  
Section (27)



## 目 次

## 1. 管 理

1 A 東海研究所 .....	1
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 .....	16
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 .....	16
A.1.6 放射性汚染および被曝 .....	17
A.1.7 放射性同位元素保有状況 .....	17
1 A.2 個人被曝線量の管理 .....	22
A.2.1 概 要 .....	22
A.2.2 外部被曝線量の管理 .....	22
A.2.3 内部被曝線量の管理 .....	25
A.2.4 個人被曝線量の登録 .....	27
1 A.3 施設の放射線管理 .....	28
A.3.1 概 要 .....	28
A.3.2 JRR-2の一次系大型バルブ等の更新工事における放射線管理 .....	30
A.3.3 SHE 運転時のスカイシャイン中性子線量率 .....	32
A.3.4 乾式焼却炉フィルタエレメント交換時の放射線管理 .....	34
A.3.5 燃料試験施設のセル除染作業時における放射線管理 .....	36
A.3.6 使用済燃料集合体の搬入に伴うNH-25(BM型)キャスク除染時の 放射線管理データ .....	38
A.3.7 第2廃棄物処理棟の放射線管理用モニタリングシステム .....	41
1 A.4 環境放射能の管理 .....	43
A.4.1 概 要 .....	43
A.4.2 環境放射線のモニタリング .....	43
A.4.3 環境試料のモニタリング .....	49
A.4.4 環境試料中のストロンチウム化学分析 .....	56
1 A.5 放射線計測器類の管理 .....	58
A.5.1 概 要 .....	58
A.5.2 サーベイメータ校正 .....	58
A.5.3 放射線監視計測器の管理 .....	59

A. 5. 4	放射線管理試料の計測	60
A. 5. 5	低レベル照射装置の整備	60
A. 5. 6	放射線管理試料の集中計測システムの整備	63
1 A. 6	放射性廃棄物の管理および汚染除去	65
A. 6. 1	概 要	65
A. 6. 2	放射性廃棄物の管理	66
A. 6. 3	汚染除去	70
A. 6. 4	処理施設などの建設および整備	72
A. 6. 5	中高レベル施設の建設	72
1 B	高崎研究所	73
1B. 1	放射線管理	73
B. 1. 1	概 要	73
B. 1. 2	個人被曝線量の管理	73
B. 1. 3	施設の放射線管理	73
B. 1. 4	放射線計測器の管理	74
1 C	大洗研究所	77
1C. 1	総 括	77
C. 1. 1	概 要	77
C. 1. 2	排気および排水の管理データ	77
C. 1. 3	放射性廃棄物の保管廃棄量	81
C. 1. 4	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	82
C. 1. 5	放射性汚染および被曝	82
1C. 2	個人被曝線量の管理	84
C. 2. 1	概 要	84
C. 2. 2	外部被曝線量の管理	84
C. 2. 3	内部被曝線量の管理	86
1C. 3	施設の放射線管理	87
C. 3. 1	概 要	87
C. 3. 2	廃棄物処理場敷地内の放射線量率の評価	87
C. 3. 3	JMTRにおけるOWL-2 ストレーナ交換作業時の放射線管理	89
1C. 4	環境放射能の管理	90
C. 4. 1	概 要	90
C. 4. 2	環境放射線のモニタリング	90
C. 4. 3	環境試料のモニタリング	91
1C. 5	放射線計測器の管理	94
C. 5. 1	概 要	94

C.5.2	サーベイメータ類の点検保守	94
C.5.3	放射線監視機器の管理	95
1C.6	放射性廃棄物の管理および汚染除去	96
C.6.1	概    要	96
C.6.2	放射性廃棄物の管理	96
C.6.3	汚染除去	101
<b>2.</b>	<b>技術開発</b>	
2.1	個人被曝線量の管理	103
2.1.1	概    要	103
2.1.2	ICRP Publ. 30に基づく簡便な内部被曝評価法の検討	103
2.1.3	フォールアウト <sup>137</sup> Csの体内量の変化	105
2.1.4	全身カウンタ検出器の臓器負荷量に対するレスポンス	106
2.1.5	速中性子フィルムを検出限界線量当量	108
2.1.6	TLDによる手先の被曝線量の測定 (II)	109
2.1.7	西独, 英, 米, 各国における内部被曝管理の現状 (調査報告)	111
2.2	施設の放射線管理	112
2.2.1	概    要	112
2.2.2	JRR-2放射線モニタの集中監視装置の試作	112
2.2.3	コンクリート中のトリチウム濃度測定	115
2.2.4	$\beta$ 線最大エネルギーの測定による放射性ガス中核種の同定	117
2.2.5	再処理廃液貯槽ベント系の放射能測定	119
2.2.6	カード式ダストモニタリングシステムの開発	122
2.2.7	鉛の自然放射能の測定	126
2.2.8	放射性廃液管理用計算コード WASTE の開発	127
2.3	環境放射能	129
2.3.1	概    要	129
2.3.2	緊急時 $\gamma$ 線走行サーベイシステムと測定例	129
2.3.3	自動読取り装置用 TLD 素子の特性試験	132
2.4	放射線計測	135
2.4.1	概    要	135
2.4.2	体積線源に対するゲルマニウム検出器の校正	135
2.4.3	環境放射線監視用プラスチックシンチレーション検出器の特性	137
2.5	放射性廃棄物の処理および汚染除去	140
2.5.1	概    要	140
2.5.2	濃縮廃液中に含まれる $\alpha$ 放射性核種の測定	140
2.5.3	蒸発濃縮廃液に含まれる <sup>3</sup> Hおよび <sup>14</sup> Cの測定法の検討	143
2.5.4	タンク内スラッジの灼熱減量の測定	146

2.5.5	超音波法による海洋処分用セメントパッケージの圧縮強度の測定	147
2.5.6	廃樹脂セメント固化体の海水浸漬による健全性試験	150
2.5.7	各種セメントによる水分保持量の検討	152
2.5.8	$\alpha$ 焼却装置の $\beta$ ・ $\gamma$ 廃棄物による試験運転(その1)	154
2.5.9	イオン交換樹脂のビチューメン固化体の長期浸漬試験	156
2.5.10	焼却灰のビチューメン固化体のRI浸出試験	159
2.5.11	汚染度自動選別型衣服モニタリングシステムの性能試験	161

### 3. 研究

3.1	放射線計測	165
3.1.1	概要	165
3.1.2	エキソ電子線量計の速中性子に対するエネルギーレスポンス	166
3.1.3	重イオン電荷移動断面積のスケーリング則	167
3.1.4	$\gamma$ 線スカイシャイン・ベンチマーク実験	168
3.1.5	制動X線検出型トリチウムモニタの開発 (I)	170
3.1.6	職業被曝分布の新しい統計モデル	171
3.1.7	混成対数正規分布の適用法	173
3.2	身体放射能	175
3.2.1	概要	175
3.2.2	EDTA処理リンパ球の培養 (IV)	176
3.2.3	過剰の水分摂取による体内トリチウムの排泄促進試験	178
3.3	空気汚染	179
3.3.1	概要	179
3.3.2	元素状ヨウ素ガスとエアロゾルとの相互作用に関する予備実験	179
3.3.3	原子炉事故時における放射性ヨウ素の分離捕集	181

### 付 録

1.	外部投稿	183
2.	JAERI-M レポート	185
3.	口頭発表および講演	186
4.	特許申請および登録	189
5.	受託調査・研究	190
6.	講師招へい(講演)	190
7.	所外研修コースへの協力	191
8.	所内研修コースへの協力	191

## Contents

1.	Monitoring and Maintenance	
1A	Tokai Research Establishment	1
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	16
A.1.5	Environmental Dose due to Radioactive Noble Gases and Liquid Effluents	16
A.1.6	Radiological Incidents	17
A.1.7	Inventory of Radioisotopes	17
1A.2	Individual Monitoring	22
A.2.1	Summary	22
A.2.2	Monitoring for External Exposure	22
A.2.3	Monitoring for Internal Exposure	25
A.2.4	Registration of Personnel Exposure	27
1A.3	Radiation Monitoring in Nuclear Facilities	28
A.3.1	Summary	28
A.3.2	Radiation Monitoring for Work of Exchanging Main Primary Coolant Valves in JRR-2	30
A.3.3	Skyshine Neutron Dose Equivalent from SHE	32
A.3.4	Radiation Monitoring for Exchange of Ceramic Filter in Incinerator Plant	34
A.3.5	Radiation Monitoring for Decontamination Work in RFEF	36
A.3.6	Radiation Monitoring for Decontamination Work of Spent Fuel Cask	38
A.3.7	Signal Transmission System for Radiation Monitor in Medium-Level Waste Treatment Plant	41
1A.4	Environmental Monitoring	43
A.4.1	Summary	43
A.4.2	Monitoring for Environmental Radiation	43
A.4.3	Monitoring for Environmental Samples	49

A.4.4	Chemical Analysis for Strontium in Environmental Samples	56
1A.5	Maintenance of Monitors and Survey Meters	58
A.5.1	Summary	58
A.5.2	Calibration of Survey Meters	58
A.5.3	Maintenance of Monitors	59
A.5.4	Radiation Counting of Samples	60
A.5.5	Maintenance of Low-Level Irradiation Apparatus	60
A.5.6	Centralized System for Counting of Radiation Samples	63
1A.6	Waste Management and Decontamination	65
A.6.1	Summary	65
A.6.2	Radioactive Waste Management	66
A.6.3	Decontamination	70
A.6.4	Construction of Waste Treatment Facility and Dismantling of Spent Fuel Storage Facility	72
A.6.5	Construction of Medium-Level Wastes Facility	72
1B	Takasaki Radiation Chemistry Research Establishment	73
1B.1	Radiation Monitoring	73
B.1.1	Summary	73
B.1.2	Individual Monitoring	73
B.1.3	Radiation Monitoring in Facilities	73
B.1.4	Maintenance of Monitors and Survey Meters	74
1C	Oarai Research Establishment	77
1C.1	General	77
C.1.1	Summary	77
C.1.2	Releases of Radioactive Gaseous and Liquid Wastes	77
C.1.3	Waste Management and Monitoring	81
C.1.4	Environmental Dose due to Radioactive Noble Gases and Liquid Effluents	82
C.1.5	Radiological Incidents	82
1C.2	Individual Monitoring	84
C.2.1	Summary	84
C.2.2	Monitoring for External Exposure	84
C.2.3	Monitoring for Internal Exposure	86

1C.3	Radiation Monitoring in Facilities .....	87
C.3.1	Summary .....	87
C.3.2	Evaluation of Radiation Level around the Radioactive Waste Treatment Facilities .....	87
C.3.3	Radiation Monitoring for Renewal Work of Water Strainer of OWL-2 in JMTR .....	89
1C.4	Environmental Monitoring .....	90
C.4.1	Summary .....	90
C.4.2	Monitoring for Environmental Radiation .....	90
C.4.3	Monitoring for Environmental Samples .....	91
1C.5	Maintenance of Monitors and Survey Meters .....	94
C.5.1	Summary .....	94
C.5.2	Maintenance of Survey Meters .....	94
C.5.3	Maintenance of Radiation Monitors .....	95
1C.6	Waste Management and Decontamination .....	96
C.6.1	Summary .....	96
C.6.2	Radioactive Waste Management .....	96
C.6.3	Decontamination .....	101
2.	Technology Development	
2.1	Monitoring for Personnel Exposure .....	103
2.1.1	Summary .....	103
2.1.2	Simplified Estimation of Internal Contamination Based on ICRP Publ. 30 .....	103
2.1.3	The level of $^{137}\text{Cs}$ in Man .....	105
2.1.4	Responses of the 5-Detector Whole-Body Counter for Particular Organs .....	106
2.1.5	Minimum Detectable Dose Equivalent of NTA Film .....	108
2.1.6	Monitoring of Finger Dose by TLD (II) .....	109
2.1.7	Present State of Internal Monitoring in West Germany, United Kingdom and United States (A survey report) .....	111
2.2	Radiation Monitoring in Facilities .....	112
2.2.1	Summary .....	112
2.2.2	Radiation Monitoring System with Minicomputer in JRR-2 .....	112
2.2.3	Measurement of Tritium Concentration in Concrete .....	115

2.2.4	Determination of Radionuclides in Gas by Measuring its Maximum Beta Energy .....	117
2.2.5	Measurement of Radioactive Concentration in Vessel Vent of Liquid Waste Storage Tank .....	119
2.2.6	Dust Monitoring System with Filter Card .....	122
2.2.7	Measurements of Natural Radioactivity in Lead .....	126
2.2.8	Computer Code-WASTE for Calculation of Released Radioactive Liquid Waste .....	127
2.3	Environmental Monitoring .....	129
2.3.1	Summary .....	129
2.3.2	Emergency Carborne $\gamma$ -ray Survey System .....	129
2.3.3	Characteristic Tests of TLD Elements for Automatic TLD Reading Apparatus .....	132
2.4	Radiation Measurement Instrumentation .....	135
2.4.1	Summary .....	135
2.4.2	Calibration of Ge(Li) Detector for $\gamma$ -ray Volume Sources .....	135
2.4.3	Characteristics of Plastic Scintillation Detector for Environmental Radiation Monitoring .....	137
2.5	Waste Management and Decontamination .....	140
2.5.1	Summary .....	140
2.5.2	Measurement of Gross Alpha Activity and Its Nuclides in Evaporator Concentrate .....	140
2.5.3	Measurement of $^3\text{H}$ and $^{14}\text{C}$ in Evaporator Concentrate .....	143
2.5.4	Measurement of Ignition Loss of Sludge Products from Waste Tank .....	146
2.5.5	Measurement of Compressive Strength of Cement Packages for Sea Dumping by Ultrasonic Wave Method .....	147
2.5.6	Test of Spent Ion-Exchange Resin with Cement for Immersion in Sea Water .....	150
2.5.7	Amounts of Water Evaporated from Various Cement Specimens .....	152
2.5.8	$\alpha$ -Incinerator Trial Operation with $\beta$ - $\gamma$ Solid Waste (1) .....	154
2.5.9	Long Term Immersion Test of Bitumen Resin Products .....	156
2.5.10	Leachability of Radioactivity from Bitumen Ash Product .....	159
2.5.11	Performance Tests of Automatic Clothes Contamination Monitoring System .....	161



3.	Research	
3.1	Radiation Dosimetry	165
3.1.1	Summary	165
3.1.2	Energy Response of Exoelectron Dosimeter for Fast Neutrons	166
3.1.3	Scaling Rule to Charge Transfer Cross Section of Heavy Charged Ions	167
3.1.4	Bench Mark Experiments for $\gamma$ -ray Sky-Shine	168
3.1.5	Development of Bremsstrahlung Detecting Type Tritium Monitor (1)	170
3.1.6	A New Stochastic Model in Occupational Exposure Distributions	171
3.1.7	Application Method of Hybrid Lognormal Distribution to Exposure Data	173
3.2	Body Radioactivity	175
3.2.1	Summary	175
3.2.2	Culture Method of EDTA-Treated Lymphocytes (IV)	176
3.2.3	A Test to Enhance the Excretion of Tritium in Man by Excessive Water Intake	178
3.3	Airborne Radioactivity	179
3.3.1	Summary	179
3.3.2	Preliminary Experiments on the Interaction between Iodine Gas and Aerosol Particles	179
3.3.3	Selective Sampling of Radioiodine under Accident Condition	181

## Appendix

1.	Journal Papers	183
2.	Papers Published as JAERI-M Report	185
3.	Oral Presentations	186
4.	Patents	189
5.	Entrusted Works	190
6.	Lectures by Outside Persons	190
7.	Training Courses for Outside Organizations	191
8.	Training Courses in JAERI	191

# 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、環境放射線監視と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の業務は、1979年度に引き続き滞りなく実施された。また、老朽化施設、設備の更新のほか機械化自動化を含めた効率的方式の導入について検討整備を行った。とくに、放出放射性物質の測定に関する国の指針の準用および茨城県の環境監視計画の改訂に関連して、排気・排水および環境試料中の放射性核種の分析定量を集中的に実施するための機器類の整備を年次計画に基づいて行うとともに、試料の $\gamma$ 線スペクトル分析および全 $\alpha$ と全 $\beta$ の集中計測を開始した。また、上記の指針等に基づいて試料中の $^{90}\text{Sr}$ と $^{89}\text{Sr}$ の化学分析をも開始した。

放射線作業者の個人被曝線量については、外部全身被曝で最大980 mrem、平均13 mrem、内部被曝線量が最大52 mrem ( $^3\text{H}$ による)であり、管理区域随時立入者などを含めて最大許容線量をこえる被曝はなかった。

なお、放射線作業者の集団線量は、東海研究所職員(1276名)で15.4人・レム、外来業者等(1429名)で21.7人・レム、合計約37人・レムであった。

1980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られ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、放射性ガスによる全身被曝量が年間最大0.37 mrem (JRR-3の南西方位周辺監視区域境界)、液体廃棄物中の主要核種による全身被曝線量が年間 $1.3 \times 10^{-3}$  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、5 mrem/年より小さい。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。

放射性固体廃棄物として廃棄施設に収納された保管廃棄体の数量は、低レベルドラム保管体が1952本、大型異形保管体、中レベル保管体および高レベル保管体が合計105 m<sup>3</sup>であり、低レベルドラム保管体は1979年度より減少したが他は増加した。

放射線標準施設棟の建設は、5月に完了し放射線測定器の校正等の業務に供されるとともに引き続き内装設備の整備が進められた。第2廃棄物処理棟(中高レベル廃棄物処理施設)については、内装設備の整備も完了し、3月には施設の使用前検査、習熟運転を終え実移動体制が整った。また、1979年度に完成した第2保管廃棄施設(北地区)の廃棄物保管棟における保管廃棄物の保管が開始された。

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、原子炉研修所や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の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。

(吉田芳和)

## 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。

1980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52件, 第2種管理区域11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(46件), 第2種管理区域はすべてX線などによる非破壊検査作業であった。

(大久保勝一)

Table A. 1.2-1 第1種管理区域

(東海研究所, 1981年3月31日現在)

建 家	範 囲	適 用 規 定
第1研究棟	地下1階: 001-A号室(核燃料倉庫), 001-B号室(RI庫) 2階: 229, 231, 233, 235号室 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
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	地下1階: 照射室, ホット測定室, 汚染検査室	放射線障害予防規定
建 家	1階: ホット化学実験室, RI貯蔵庫, 核燃料保管庫	
セラミック特研	6, 7, 8, 9, 10, 12, 13, 14, 15, 16, 17, 18, 19, 20号室	放射線障害予防規定
冶金特研	5, 6, 7, 8, 9, 10, 11, 12, 13, 14, 15, 16, 17, 18, 19, 20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
リニアック	化学実験室	放射線障害予防規定
JRR-1	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 JRR-1残存施設等に関する規則
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, ホットストレージ, 化学操作室, 化学汚染除去室, ジュニアケーブ, 化学サービスエリア, セミホットセル	使用施設等保安規定 放射線障害予防規定

建 家	範 囲	適 用 規 定
J R R - 2  炉管理部格納庫 新核燃料倉庫 開発試験室	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, 汚染検査室, モニタリングケープ, 化学ケープ, バッテリー室, 鉛セル, スチールセル, マニプレータ修理室, 暗室, ドライエリア 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 全 域 全 域 SHE 炉室, SHE 燃料作業室, SHE 燃料貯蔵室, 化学実験室	原子炉施設保安規定 使用施設等保安規定  原子炉施設保安規定 放射線障害予防規定
R I 製造棟	201, 202, 203, 204, 205, 206, 207, 208, 209, 210, 211, 212, 213, 214, 215, 216, 302, 303, 304, 305, 307, 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, 地下タンク室 309号室, 309号地階 502号室, セミホット廊下一部	使用施設等保安規定 放射線障害予防規定
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 使用施設等保安規定
J R R - 4	地下FFD室, 冷却機器室, 測定室, リドタンク, ローディングドック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	原子炉施設保安規定 放射線障害予防規定
プルトニウム研究 1棟	101, 102, 103, 104, 105, 106, 107, 108, 109, 110, 111, 112, 113, 114, 115, 116, 3, 6号室, ホット便所, シャワー室, 更衣室, 廃液貯槽室	使用施設等保安規定 放射線障害予防規定

建 家	範 囲	適 用 規 定
再処理特別研究棟	再処理特研：121, 122, 123, 124, 131, 132, 133, 134, 135, 136, 137, 138, 139, 142, 143, 144, 145, 222, 223, 231, 232, 233, 241, 242, 243, 244, 323, 324, ホットケープ, 分析セル, Puセル, 溶媒回収セルサブケープ, 2棟ポンプ室, 廃液操作室：地下1階サンプリング室, 地下2階タンク室, ポンプ室 廃液長期貯蔵室：地階ポンプ室, 高レベル廃液貯蔵室, トランスミッター室, サンプリング室, Aℓ廃液貯蔵室, 1A W貯蔵室	放射線障害予防規定 使用施設等保安規定
プルトニウム研究 2棟	1, 2号室, 廊下	使用施設等保安規定
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 処理処分開発棟	レーザー実験室, 核燃料貯蔵室 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-1, S-2, 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
液体廃棄物処理施設	汚染検査室, 低レベル廃液処理装置室1階及び2階の全域, 中レベル蒸発処理装置室の1階, 2階及び地階の全域, 分析室, 化学実験室, 計測室, 低レベル廃液貯槽室及びタンクヤード, 中レベル廃液貯槽室, 廃液格納庫, 受入検査室, 処理済廃液貯槽と屋外フェンスで囲れた区域内	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
固体廃棄物処理施設	汚染検査室, 焼却処理室1階及び2階の全域, 圧縮処理室, 解体処理室と屋外フェンスで囲れた区域内	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
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	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
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, 処理済廃液収納セル, 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Na 1, Na 2, 容器搬入室, サービス	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 囲	適 用 規 定
汚 染 除 去 場	<p>エリア, 除染室, 準備室</p> <p>2階: クレーンホール, アスファルト溶解室</p> <p>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, 前処理廃液貯槽室, 固化系機器室, 地下ホール, ポンプ室, 中高レベルサンプタンク室</p> <p>チェンジング室, ホット実験室, 測定室, 器材室, 除染室, 除染ホール, 衣料分別室, 衣料除染室, 衣料汚染度測定室, 検査室, 衣料整理室</p>	<p>原子炉施設保安規定</p> <p>放射線障害予防規定</p>
F C A	<p>炉室, 作業室, 燃料貯蔵室, エアロック室, セミホットラボ, 更衣室</p>	<p>原子炉施設保安規定</p>
T C A	<p>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</p>	<p>原子炉施設保安規定</p>
F N S 建 家	<p>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, 模擬物質貯蔵作業室, 汚染検査室, ホットエリア測定室, セミホット室, 中2F, 廃棄物一時貯蔵室</p>	<p>放射線障害予防規定</p>
J P D R	<p>原子炉格納容器, スタック, 地下道, オフガスタンク室</p> <p>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, 浄化脱塩器室, 再生熱交換器室, 汚過物貯蔵タンク室, 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</p> <p>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, 復水ポンプ室, 樹脂再生室, 復水脱塩器室, 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</p>	<p>原子炉施設保安規定</p> <p>使用施設等保安規定</p>
N S R R	<p>燃料棟: 大実験室, 校正室, 組立検査室, 燃料保管室, 試験検査室</p> <p>制御棟: 更衣室, サンプリング室, 燃料棟から更</p>	<p>原子炉施設保安規定</p>

建 家	範 囲	適 用 規 定
<p>モデル格納容器実験棟</p> <p>燃料試験施設試験棟</p>	<p>衣室までの廊下</p> <p>原子炉棟：エアロック，ローディングエリア，実験エリア，燃料貯溜プール，原子炉プール，解体エリア，補機エリア，RI一時貯蔵室，<math>\text{R}</math>コンダクト，セミホットケープ，セミホットケープエリア，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</p> <p>原子炉棟から制御棟までの渡り廊下</p> <p>1階：107，108，109，110，112</p> <p>2階：201，202，203，204，205，206，207，208，209</p> <p>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</p> <p>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，<math>\alpha\gamma</math>セル，<math>\beta\gamma</math>セル，操作室，暗室，マニプレーターメンテナンス室，実験室，測定室，計測器室(A)，(B)，廃液タンクローリー接続所</p> <p>2階：メンテナンスボックス，アイソレーションルーム上面部，<math>\beta\gamma</math>セル上面部</p>	<p>放射線障害予防規定</p> <p>使用施設等保安規定 放射線障害予防規定</p>

Table A.1.2-2 第2種管理区域

(東海研究所, 1981年3月31日現在)

建 家	範 囲	適 用 規 定
第 1 研 究 棟	地階：002, 003, 004, 005, 006, 007, 009, 011, 013, 024, 027, 046, 048 1階：101, 102, 103, 105, 107, 109, 110, 112, 114, 116, 138, 144 2階：201, 202, 203, 204, 205, 206, 208, 211, 212, 213, 215, 216, 217, 218, 219, 220, 230, 234, 237, 239, 240	放射線障害予防規定
第 2 研 究 棟	地階：004, 041, 042, 043, 044, 045, 047 1階：102, 109, 118, 120, 130, 132, 134, 136, 138 2階：232 3階：334, 336, 342, 344, 345, 346, 347, 348	放射線障害予防規定
第 3 研 究 棟	地階：005, 047 1階：110, 112	放射線障害予防規定
放射線標準施設棟	1階：第1照射室, 第2照射室, 第3照射室, 第 4照射室 地階：第2貯蔵室, 第4照射室	放射線障害予防規定
超 高 圧 電 顕 建 家	タンク室, 地下全室	放射線障害予防規定
5.5 MV 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, Am-Be 中 性子源収納室, RI 倉庫	放射線障害予防規定
2 MeV V.D.G.	ターゲット室, 加速室	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：レーザー線源室, 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, パンチャー室, 実験室(1), (2), (3)	放射線障害予防規定
工 作 工 場	特殊作業室	放射線障害予防規定



建 家	範 囲	適 用 規 定
JFT-2 建 家 核 融 合 特 研 60Co 照 射 室 リニアック 材 料 試 験 室 モックアップ 機 械 加 工 特 研 開 発 試 験 室	大実験室, 建家外東側区域 スパッタリング室 照射ケープ, 物理実験室 (開放研究室) コントロール室, モジュール室, 加速管室, ターゲット室, 中性子測定室 (5箇所) 周辺柵内 6号室 軽水天然ウラン未臨界炉室, ITS-2 実験室, ROSA 実験室 SHE 制御室, SHE 前室, 建家北側の屋外フェンスで囲まれた区域 9号室, スラリー沸とう予備実験室の1部	放射線障害予防規定 放射線障害予防規定 放射線障害予防規定 放射線障害予防規定 放射線障害予防規定 放射線障害予防規定 放射線障害予防規定 放射線障害予防規定 放射線障害予防規定 放射線障害予防規定
原 子 炉 特 研 J R R - 1	034, 121, 123, 125, 127 号室 炉室 (サブパイル室を除く)	放射線障害予防規定 J R R - 1 残存施設 等に関する規則
J R R - 3 R I 貯 蔵 施 設 (RI 製造棟隣接)	新燃料格納庫 放射性物質貯蔵庫, RI 梱包作業室	原子炉施設保安規定 放射線障害予防規定
J R R - 4 高 温 工 学 特 研 第 2 廃 棄 物 処 理 棟	ローディングドック A 中実験室 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 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 第2保管廃棄施設: 低・中レベル保管廃棄施設と屋外フェンスで囲まれた区域内	原子炉施設保安規定 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
F C A ナトリウム貯蔵室 高温ヘリウムガス ループ建家 配管信頼性 実証試験室 大型再冠水実験棟	PNS 室 ナトリウム貯蔵室 測定室 X線室 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 X線撮影室	原子炉施設保安規定 放射線障害予防規定 放射線障害予防規定 放射線障害予防規定 放射線障害予防規定 放射線障害予防規定
職 員 診 療 所	X線撮影室	放射線障害予防規定

### 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

1980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，1979年度に比較して増加したのは第1研究棟の $^{131}\text{I}$ ， $^{14}\text{C}$ ，JRR-3の $^{203}\text{Hg}$ であり，減少したのは第3研究棟の $^{131}\text{I}$ ，ホットラボの $\beta\gamma$ 核種，開発試験室およびJRR-2の短半減期核種（ $^{138}\text{Cs}$ ， $^{88}\text{Rb}$ など），RI製造棟300番台スタックからの種々の核種（ $^{35}\text{S}$ ， $^{197}\text{Hg}$ ， $^{203}\text{Hg}$ など）である。その他の施設については大きな変化はなかった。

排出放射性ガスの排出放射能は全施設の合計が約1800Ciであり，前年度にくらべて約25%少なかった。これは主にJRR-2の $^{41}\text{Ar}$ 排出量が少なくなったことによる。

#### (2) 放射性廃液

1980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日平均および3カ月平均濃度の最大値，年間排出放射能を Table A.1.3-2 に示す。

排水溝へ排水された廃液は，1979年度に比較して $^3\text{H}$ が約30%増加し， $\beta\gamma$ 核種が約40%減少した。各排水溝の1日平均最大濃度はいずれも $1 \times 10^{-7} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ を超えているが，第1排水溝は $^{54}\text{Mn}$ ， $^{60}\text{Co}$ ，第2排水溝は $^{137}\text{Cs}$ ， $^{134}\text{Cs}$ を排出したことによるものであり，第3排水溝は天然ウランを検出限界濃度未満で排出したためである。各排水溝の3カ月平均最大濃度は $1.7 \sim 2.3 \times 10^{-9} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ であり，法令および規定等に定められている基準値以下であった。

#### (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放射性物質の排出放射能と管理目標値の比較を Table A.1.3-3 に示す。すべての施設から排水溝へ排出された液体廃棄物の核種別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まわっていた。 (神永博史)

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

(東海研究所, 1980年度)

施設名	項目	放 射 性 塵 埃			放 射 性 ガ ス		
		年間平均濃度 ( $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ )	年間排放射能 ( $\mu\text{Ci}$ )	核 種	年間平均濃度 ( $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ )	年間排放射能 ( $\text{Ci}$ )	核 種
第1研究棟 (東側) (西側)		$2.4 \times 10^{-13}$	$7.4 \times 10^1$	$^{131}\text{I}$	—	—	
		$1.0 \times 10^{-11}$	$3.2 \times 10^3$	$^{14}\text{C}$	—	—	
		$< 4.4 \times 10^{-14}$	$2.2 \times 10^{-1}$	$^{131}\text{I}$			
第3研究棟		$2.4 \times 10^{-13}$	$7.7 \times 10^1$	$^{131}\text{I}$	—	—	
セラミック特研		$< 4.9 \times 10^{-14}$	$2.0 \times 10^{-3}$		—	—	
冶金特研		$< 4.9 \times 10^{-14}$	$7.1 \times 10^{-1}$		—	—	
5.5 MeV V.D.G		—	—		$< 2.0 \times 10^{-8}$	0	$^3\text{H}$
タンデム加速器		$< 4.8 \times 10^{-14}$	0		—	—	
F R S		$< 4.9 \times 10^{-14}$	0		—	—	
ホットラゴ (主排気口) (副排気口)		$< 8.0 \times 10^{-15}$	0	$\alpha$	$< 1.0 \times 10^{-6}$	0	$^{85}\text{Kr}$
		$< 3.4 \times 10^{-14}$	6.9		—	—	
		$< 3.6 \times 10^{-14}$	$7.8 \times 10^{-1}$		—	—	
JRR-1		$< 9.8 \times 10^{-14}$	$8.8 \times 10^{-2}$		—	—	
リニアック		$< 9.8 \times 10^{-14}$	2.1		$< 1.0 \times 10^{-6}$ $< 1.0 \times 10^{-6}$	$1.6 \times 10^1$ $1.6 \times 10^1$	$^{13}\text{N}$ $^{15}\text{O}$
JRR-2		$< 1.8 \times 10^{-13}$	0	$^{60}\text{Co}$	$8.0 \times 10^{-7}$	$4.1 \times 10^2$	$^{41}\text{Ar}$
		$< 2.4 \times 10^{-12}$	$1.6 \times 10^1$	$^{82}\text{Br}$	$8.5 \times 10^{-8}$	$4.4 \times 10^1$	$^3\text{H}$
		$< 1.5 \times 10^{-12}$	$1.4 \times 10^1$	$^{131}\text{I}$			
		$< 2.1 \times 10^{-12}$	$1.4 \times 10^1$	$^{133}\text{I}$			
		$< 1.6 \times 10^{-13}$	13	$^{203}\text{Hg}$			
		$3.5 \times 10^{-11}$	$1.8 \times 10^4$	$^{138}\text{Cs}, ^{88,89}\text{Rb}, ^{38}\text{Cl}$			
R1製造棟 (200番台) (300番台) (400番台)		$< 4.1 \times 10^{-13}$	0		$< 2.0 \times 10^{-6}$	$8.2 \times 10^{-3}$	$^3\text{H}$
		$< 1.1 \times 10^{-11}$	$2.3 \times 10^3$	$^{35}\text{S}$	$< 3.0 \times 10^{-7}$	$1.0 \times 10^{-1}$	$^{14}\text{C}$
		$< 1.0 \times 10^{-12}$	$2.1 \times 10^1$	$^{51}\text{Cr}$			
		$< 2.5 \times 10^{-12}$	$1.2 \times 10^1$	$^{99m}\text{Tc}$			
		$3.8 \times 10^{-12}$	$1.1 \times 10^3$	$^{197}\text{Hg}$			
		$2.5 \times 10^{-12}$	$7.1 \times 10^2$	$^{203}\text{Hg}$			
開発試験室 (SHE) (化学実験室)		$< 2.8 \times 10^{-13}$	0		—	—	
		$< 6.9 \times 10^{-11}$	$7.0 \times 10^1$	$^{138}\text{Cs}, ^{88}\text{Rb}$			
		$< 5.5 \times 10^{-13}$	0				
JRR-3		$< 5.5 \times 10^{-13}$	0	$^{60}\text{Co}$	$2.1 \times 10^{-6}$	$1.3 \times 10^3$	$^{41}\text{Ar}$
		$< 1.6 \times 10^{-13}$	0	$^{131}\text{I}$	$1.2 \times 10^{-8}$	7.4	$^3\text{H}$
		$< 3.6 \times 10^{-12}$	$1.3 \times 10^1$	$^{203}\text{Hg}$			
JRR-4		$< 2.0 \times 10^{-13}$	0	$^{60}\text{Co}$	$< 1.8 \times 10^{-7}$	$8.7 \times 10^{-3}$	$^{41}\text{Ar}$
		$< 5.2 \times 10^{-13}$	0	$^{131}\text{I}$			
プルトニウム研究1棟 (スタック I) (スタック II・III)		$< 9.2 \times 10^{-15}$	0	$\alpha$	—	—	
		$< 8.1 \times 10^{-15}$	0		—	—	
		$< 9.2 \times 10^{-15}$	0	$\alpha$	—	—	
		$< 8.1 \times 10^{-15}$	0		—	—	
プルトニウム研究2棟		$< 9.2 \times 10^{-15}$	0	$\alpha$	—	—	
再処理特研 (スタック I) (スタック II)		$< 9.2 \times 10^{-15}$	0	$\alpha$	—	—	
		$< 8.1 \times 10^{-15}$	$4.6 \times 10^{-2}$		—	—	
		$< 8.1 \times 10^{-15}$	$1.3 \times 10^{-1}$		—	—	
再処理試験室		$< 5.4 \times 10^{-15}$	$3.5 \times 10^{-2}$		—	—	
フッ素特研		$< 8.1 \times 10^{-15}$	$1.0 \times 10^{-1}$		—	—	
ウラン濃縮特研		$< 5.4 \times 10^{-15}$	$3.1 \times 10^{-2}$		—	—	
処理処分開発棟		$< 1.6 \times 10^{-15}$	$4.9 \times 10^{-3}$		—	—	
廃棄物処理場 (低レベル) (中レベル) (圧縮施設)		$< 2.4 \times 10^{-14}$	0		—	—	
		$< 2.4 \times 10^{-14}$	0		—	—	
		$< 2.8 \times 10^{-14}$	0	$\alpha$	—	—	
		$< 2.4 \times 10^{-14}$	$1.1 \times 10^{-1}$		—	—	

Table A. 1.3 - 1 の続き

項目 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 ( $\mu\text{Ci}$ )	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廃棄物処理機)	$< 2.8 \times 10^{-14}$	0	$\alpha$	$5.7 \times 10^{-9}$	1.7	$^3\text{H}$
	$< 2.4 \times 10^{-14}$	0				
汚染除去場	$< 2.4 \times 10^{-14}$	0		—	—	
F C A	$< 1.6 \times 10^{-15}$	0	$\alpha$	—	—	
	$< 4.2 \times 10^{-13}$	$1.8 \times 10^1$	$^{131}\text{I}$			
	$< 2.5 \times 10^{-14}$	0				
T C A	$< 1.3 \times 10^{-13}$	0	$^{131}\text{I}$	—	—	
	$< 9.5 \times 10^{-14}$	$1.2 \times 10^{-2}$				
J P D R (主排気口)	$< 1.3 \times 10^{-13}$	0	$^{60}\text{Co}$	$< 2.2 \times 10^{-7}$	0	$^{85\text{m}}\text{Kr}, ^{133}\text{Xe}$
	$< 6.4 \times 10^{-14}$	0	$^{131}\text{I}$			
	(燃料建家) $< 4.4 \times 10^{-12}$	0	$^{60}\text{Co}$			
F N S	$< 6.6 \times 10^{-14}$	0		$< 3.2 \times 10^{-7}$	$4.5 \times 10^{-1}$	$^3\text{H}$
モデル格納容器建家	$< 8.3 \times 10^{-13}$	$1.4 \times 10^1$	$^{131}\text{I}$	—	—	
N S R R (原子炉機)	$< 8.8 \times 10^{-13}$	0	$^{60}\text{Co}$	$< 1.0 \times 10^{-7}$	$1.5 \times 10^{-1}$	$^{41}\text{Ar}$
	$< 2.0 \times 10^{-13}$	0	$^{131}\text{I}$			
	(燃料機) $< 8.8 \times 10^{-13}$	0	$^{60}\text{Co}$			
燃料試験施設	$< 5.1 \times 10^{-15}$	0	$\alpha$	$< 1.2 \times 10^{-8}$	3.6	$^{85}\text{Kr}$
	$< 7.5 \times 10^{-13}$	0	$^{131}\text{I}$			
	$< 9.2 \times 10^{-15}$	0				

注1 核種名がない場合は $\beta, \gamma$ 核種。

注2 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排出放射能の和。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気量で除した値。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

(東海研究所, 1980年度)

施設名	項目	廃棄物処理場へ搬出		排水溝へ排水		排水溝の濃度および排出放射能				
		放射能 (mCi)	廃液量 (m <sup>3</sup> )	放射能 (mCi)	廃液量 (m <sup>3</sup> )	排水溝名	1日平均最大濃度 (μCi/cm <sup>3</sup> )	3ヵ月平均最大濃度 (μCi/cm <sup>3</sup> )	排出放射能 (mCi)	
第1研究棟		βγ: 2.7 3H: 1.5×10 <sup>2</sup>	4.9×10 <sup>1</sup>	3H: 12 137Cs: 1.5×10 <sup>-3</sup>	3.5	第1排水溝	α: (1.1×10 <sup>-9</sup> )	(1.7×10 <sup>-11</sup> )	0 (7.5×10 <sup>-3</sup> )	
第3研究棟		βγ: 2.1	5.9×10 <sup>1</sup>	59Fe: 4.2×10 <sup>-2</sup> 60Co: 3.6×10 <sup>-2</sup> 137Cs: 1.4×10 <sup>-2</sup>	5.5		βγ: 1.7×10 <sup>-7</sup>	1.7×10 <sup>-9</sup>	7.9×10 <sup>-1</sup> (3.2×10 <sup>-1</sup> )	
セラミック特研		—	—	Unat: (1.1×10 <sup>-1</sup> )	1.5×10 <sup>2</sup>				54Mn: 2.0×10 <sup>-1</sup> (4.7×10 <sup>-4</sup> )	
冶金特研		βγ: 1.9×10 <sup>-2</sup>	6.1×10 <sup>-2</sup>	Unat: 1.4×10 <sup>-2</sup> (6.9×10 <sup>-3</sup> )	2.9×10 <sup>1</sup>				59Fe: 4.2×10 <sup>-2</sup> 58Co: 5.6×10 <sup>-5</sup> (1.6×10 <sup>-4</sup> )	
燃料試験施設		α: 1.1 βγ: 2.4×10 <sup>2</sup>	2.0×10 <sup>2</sup>	54Mn: 2.0×10 <sup>-1</sup> (4.7×10 <sup>-4</sup> ) 60Co: 3.2×10 <sup>-1</sup> (7.3×10 <sup>-4</sup> ) α: (7.5×10 <sup>-3</sup> )	2.9×10 <sup>1</sup>				60Co: 3.8×10 <sup>-1</sup> (1.2×10 <sup>-1</sup> ) 95Zr: 9.4×10 <sup>-3</sup> 95Nb: 1.4×10 <sup>-2</sup> 131I: 1.1×10 <sup>-1</sup> (7.1×10 <sup>-2</sup> )	
リニアック		—	—	60Co: (7.3×10 <sup>-4</sup> )	4.1				137Cs: 1.5×10 <sup>-2</sup> 141Ce: 5.8×10 <sup>-3</sup> 144Ce: 8.8×10 <sup>-3</sup> Unat: 1.6×10 <sup>-2</sup> (1.2×10 <sup>-1</sup> )	
JRR-1		—	—	60Co: (2.0×10 <sup>-3</sup> )	6.2					
NSRR		βγ: 2.0	1.5×10 <sup>1</sup>	60Co: 1.9×10 <sup>-2</sup> (1.2×10 <sup>-1</sup> ) 95Zr: 9.4×10 <sup>-3</sup> 95Nb: 1.4×10 <sup>-2</sup> 141Ce: 5.8×10 <sup>-3</sup> 144Ce: 8.8×10 <sup>-3</sup> Unat: 1.0×10 <sup>-3</sup>	5.5×10 <sup>2</sup>					
モデル格納容器継家		—	—	131I: 1.1×10 <sup>-1</sup> (7.1×10 <sup>-2</sup> )	4.6×10 <sup>2</sup>			3H: 8.0×10 <sup>-7</sup>	9.5×10 <sup>-9</sup>	1.2 (1.7×10 <sup>-1</sup> )
所外施設(東大)		—	—	3H: (1.7×10 <sup>-1</sup> ) 58Co: 5.6×10 <sup>-5</sup> (1.6×10 <sup>-4</sup> )	7.5×10 <sup>1</sup>					
所外施設(核管センタ)		—	—	Unat: 4.8×10 <sup>-4</sup> (1.0×10 <sup>-2</sup> )	1.0×10 <sup>2</sup>					
FRS		—	—	0	0					
ホットラボ		α: 4.9 βγ: 1.0×10 <sup>2</sup>	8.5×10 <sup>1</sup>	0	0	第2排水溝	α: 4.2×10 <sup>-10</sup>	(1.7×10 <sup>-11</sup> )	0 (1.7×10 <sup>-2</sup> )	
開発試験室		βγ: 4.5×10 <sup>-1</sup>	1.8	232Th: (1.3×10 <sup>-2</sup> )	1.2×10 <sup>1</sup>		βγ: 2.2×10 <sup>-7</sup>	2.3×10 <sup>-9</sup>	3.4 (5.1×10 <sup>-1</sup> )	
JRR-2		βγ: 1.6×10 <sup>2</sup> 3H: 1.0×10 <sup>3</sup>	3.5×10 <sup>-2</sup>	3H: 3.4×10 <sup>2</sup> (5.9×10 <sup>-2</sup> ) 51Cr: 1.1×10 <sup>-1</sup> 60Co: 5.2×10 <sup>-2</sup> (3.1×10 <sup>-2</sup> ) 134Cs: 1.6×10 <sup>-2</sup>	1.8×10 <sup>2</sup>				51Cr: 4.7×10 <sup>-1</sup> (2.6×10 <sup>-1</sup> ) 54Mn: 3.0×10 <sup>-3</sup> 57Co: 1.7×10 <sup>-2</sup> 60Co: 1.4 (3.2×10 <sup>-2</sup> )	
JRR-3		βγ: 2.0×10 <sup>2</sup> 3H: 7.0×10 <sup>2</sup>	2.0×10 <sup>-1</sup>	3H: 2.8×10 <sup>2</sup> (1.0×10 <sup>-1</sup> ) 137Cs: 4.4×10 <sup>-2</sup> (1.0×10 <sup>-1</sup> )	4.2×10 <sup>2</sup>				75Se: 5.2×10 <sup>-2</sup> 125I: 1.0×10 <sup>-1</sup> 131I: 4.6×10 <sup>-3</sup> 134Cs: 2.0×10 <sup>-1</sup> 137Cs: 1.2	
JRR-4		—	—	51Cr: (2.6×10 <sup>-1</sup> )	4.6×10 <sup>2</sup>				(1.8×10 <sup>-1</sup> ) 232Th: (1.3×10 <sup>-2</sup> ) Unat: 2.6×10 <sup>-3</sup> (2.3×10 <sup>-2</sup> )	
RI製造棟		α: 2.8×10 <sup>-2</sup> βγ: 1.3×10 <sup>3</sup>	1.8×10 <sup>2</sup>	0	0					
プルトニウム研究1棟		—	—	Unat: 2.6×10 <sup>-3</sup> (2.0×10 <sup>-2</sup> ) α: (1.7×10 <sup>-2</sup> )	9.0×10 <sup>1</sup>					
再処理特研		α: 6.7×10 <sup>-4</sup> βγ: 7.9×10 <sup>-1</sup>	2.1×10 <sup>1</sup>	137Cs: 7.9×10 <sup>-2</sup>	2.8×10 <sup>1</sup>			3H: 8.4×10 <sup>-4</sup>	4.2×10 <sup>-5</sup>	2.1×10 <sup>4</sup> (1.7×10 <sup>-1</sup> )
ウラン濃縮特研		—	—	Unat: (5.7×10 <sup>-4</sup> )	2.5					
処理処分開発棟		βγ: 9.9×10 <sup>-2</sup>	4.7	60Co: 2.1×10 <sup>-2</sup> (1.6×10 <sup>-3</sup> ) 137Cs: 8.1×10 <sup>-2</sup> (1.1×10 <sup>-2</sup> )	1.7×10 <sup>2</sup>			14C: 4.0×10 <sup>-5</sup>	2.0×10 <sup>-5</sup>	8.0×10 <sup>2</sup>

Table A.1.3 - 2 の続き

施設名	項目	廃棄物処理場へ搬出		排水溝へ排水		排水溝の濃度および排出放射能							
		放射能 (mCi)	廃液量 (m <sup>3</sup> )	放射能 (mCi)	廃液量 (m <sup>3</sup> )	排水溝名	1日平均最大濃度 (μCi/cm <sup>2</sup> )	3カ月平均最大濃度 (μCi/cm <sup>3</sup> )	排出放射能 (mCi)				
フッ素特研		$\beta\gamma$ : $1.7 \times 10^{-2}$	$4.7 \times 10^{-2}$	Unat: ( $2.5 \times 10^{-3}$ )	$1.1 \times 10^1$	第2排水溝							
汚染除去場		$\alpha$ : $1.9 \times 10^{-2}$ $\beta\gamma$ : 38 $^3\text{H}$ : $1.5 \times 10^1$	$8.3 \times 10^1$	$^3\text{H}$ : $5.4 \times 10^2$ $^{51}\text{Cr}$ : $3.6 \times 10^{-1}$ $^{60}\text{Co}$ : $8.3 \times 10^{-2}$ $^{137}\text{Cs}$ : $1.1 \times 10^{-1}$ ( $1.5 \times 10^{-2}$ )	$8.7 \times 10^2$								
所外施設(第1化学)		—	—	$^3\text{H}$ : $1.6 \times 10^4$ $^{14}\text{C}$ : $7.9 \times 10^2$	$1.5 \times 10^3$								
廃棄物処理場	液体工場	$\alpha$ : $5.1 \times 10^{-2}$ $\beta\gamma$ : 87 $^3\text{H}$ : $6.1 \times 10^2$	$8.5 \times 10^1$	$^3\text{H}$ : $1.0 \times 10^3$ $^{60}\text{Co}$ : 1.2 $^{134}\text{Cs}$ : $1.8 \times 10^{-1}$ $^{137}\text{Cs}$ : $8.2 \times 10^{-1}$ ( $1.3 \times 10^{-2}$ )	$1.5 \times 10^3$								
	圧縮処理施設	$\alpha$ : $3.0 \times 10^{-3}$ $\beta\gamma$ : $2.0 \times 10^{-1}$ $^3\text{H}$ : $1.3 \times 10^1$	$1.3 \times 10^1$	$^3\text{H}$ : 5.3 $^{54}\text{Mn}$ : $3.0 \times 10^{-3}$ $^{57}\text{Co}$ : $1.7 \times 10^{-2}$ $^{60}\text{Co}$ : $3.0 \times 10^{-2}$ $^{75}\text{Se}$ : $1.7 \times 10^{-2}$ $^{131}\text{I}$ : $3.2 \times 10^{-4}$ $^{134}\text{Cs}$ : $3.8 \times 10^{-4}$ $^{137}\text{Cs}$ : $6.0 \times 10^{-2}$ ( $5.4 \times 10^{-4}$ )	$4.8 \times 10^1$								
	第1廃棄物処理棟	—	—	$^3\text{H}$ : $2.4 \times 10^3$ ( $1.4 \times 10^{-2}$ ) $^{14}\text{C}$ : $1.2 \times 10^1$ $^{75}\text{Se}$ : $3.5 \times 10^{-2}$ $^{125}\text{I}$ : $1.0 \times 10^{-1}$ $^{131}\text{I}$ : $4.3 \times 10^{-3}$ $^{137}\text{Cs}$ : $8.7 \times 10^{-2}$ ( $2.6 \times 10^{-2}$ )	$1.6 \times 10^2$								
	焼却炉	$\alpha$ : $2.6 \times 10^{-3}$ $\beta\gamma$ : $9.3 \times 10^{-1}$ $^3\text{H}$ : $5.5 \times 10^1$	$1.0 \times 10^1$	$^3\text{H}$ : $7.5 \times 10^{-1}$ $^{137}\text{Cs}$ : $6.1 \times 10^{-3}$ ( $1.3 \times 10^{-2}$ )	$4.2 \times 10^1$								
FCA		—	—	Unat: ( $3.2 \times 10^{-2}$ )	$2.5 \times 10^1$					第3排水溝	$\beta\gamma$ : ( $1.3 \times 10^{-6}$ )	$2.2 \times 10^{-9}$	$1.5 \times 10^{-1}$ ( $1.6 \times 10^{-1}$ ) $^{60}\text{Co}$ : $1.5 \times 10^{-1}$ ( $1.3 \times 10^{-1}$ ) Unat: ( $3.2 \times 10^{-2}$ ) 1.3 ( $1.4 \times 10^{-2}$ )
TCA		—	—	$^{60}\text{Co}$ : ( $2.6 \times 10^{-3}$ )	$4.4 \times 10^1$								
JPDR		$\beta\gamma$ : $6.4 \times 10^1$	2.3	$^{60}\text{Co}$ : $1.5 \times 10^{-1}$ ( $1.2 \times 10^{-1}$ )	$4.6 \times 10^2$								
FNS		$^3\text{H}$ : $1.3 \times 10^2$	$1.0 \times 10^{-3}$	$^3\text{H}$ : 1.3 ( $1.4 \times 10^{-2}$ )	$2.8 \times 10^1$								
合計		$\alpha$ : 61 $\beta\gamma$ : $1.9 \times 10^3$ $^3\text{H}$ : $2.7 \times 10^3$	$8.1 \times 10^2$	$\alpha$ : 0 ( $2.5 \times 10^{-2}$ ) $\beta\gamma$ : 4.3 ( $9.9 \times 10^{-1}$ ) $^{51}\text{Cr}$ : $4.7 \times 10^{-1}$ ( $2.6 \times 10^{-1}$ ) $^{54}\text{Mn}$ : $2.0 \times 10^{-1}$ ( $4.7 \times 10^{-4}$ ) $^{59}\text{Fe}$ : $4.2 \times 10^{-2}$ $^{57}\text{Co}$ : $1.7 \times 10^{-2}$ $^{58}\text{Co}$ : $5.6 \times 10^{-5}$ ( $1.6 \times 10^{-4}$ ) $^{60}\text{Co}$ : 1.9 ( $2.8 \times 10^{-1}$ ) $^{75}\text{Se}$ : $5.2 \times 10^{-2}$ $^{95}\text{Zr}$ : $9.4 \times 10^{-3}$ $^{95}\text{Nb}$ : $1.4 \times 10^{-2}$ $^{125}\text{I}$ : $1.0 \times 10^{-1}$ $^{131}\text{I}$ : $1.1 \times 10^{-1}$ ( $7.1 \times 10^{-2}$ ) $^{134}\text{Cs}$ : $2.0 \times 10^{-1}$ $^{137}\text{Cs}$ : 1.2 ( $2.5 \times 10^{-1}$ )	$7.5 \times 10^3$				$\alpha$ : 0 ( $2.5 \times 10^{-2}$ ) $\beta\gamma$ : 4.3 ( $9.9 \times 10^{-1}$ ) $^{51}\text{Cr}$ : $4.7 \times 10^{-1}$ ( $2.6 \times 10^{-1}$ ) $^{54}\text{Mn}$ : $2.0 \times 10^{-1}$ ( $4.7 \times 10^{-4}$ ) $^{59}\text{Fe}$ : $4.2 \times 10^{-2}$ $^{57}\text{Co}$ : $1.7 \times 10^{-2}$ $^{58}\text{Co}$ : $5.6 \times 10^{-5}$ ( $1.6 \times 10^{-4}$ ) $^{60}\text{Co}$ : 1.9 ( $2.8 \times 10^{-1}$ ) $^{75}\text{Se}$ : $5.2 \times 10^{-2}$ $^{95}\text{Zr}$ : $9.4 \times 10^{-3}$ $^{95}\text{Nb}$ : $1.4 \times 10^{-2}$ $^{125}\text{I}$ : $1.0 \times 10^{-1}$ $^{131}\text{I}$ : $1.1 \times 10^{-1}$ ( $7.1 \times 10^{-2}$ ) $^{134}\text{Cs}$ : $2.0 \times 10^{-1}$ $^{137}\text{Cs}$ : 1.2 ( $2.5 \times 10^{-1}$ )				

Table A.1.3 - 2の続き

施設名	廃棄物処理場へ搬出		排水溝へ排水		排水溝の濃度および排出放射能			
	放射能 (mCi)	廃液量 (m <sup>3</sup> )	放射能 (mCi)	廃液量 (m <sup>3</sup> )	排水 溝名	1日平均最大濃度 ( $\mu$ Ci/cm <sup>3</sup> )	3カ月平均最大 濃度( $\mu$ Ci/cm <sup>3</sup> )	排出放射能 (mCi)
			<sup>141</sup> Ce; $5.8 \times 10^{-3}$ <sup>144</sup> Ce; $8.8 \times 10^{-3}$ <sup>232</sup> Th; $(1.3 \times 10^{-2})$ Unat; $1.9 \times 10^{-2}$ ( $1.8 \times 10^{-1}$ ) <sup>3</sup> H; $2.1 \times 10^4$ ( $3.5 \times 10^{-1}$ ) <sup>14</sup> C; $8.0 \times 10^{-2}$					<sup>141</sup> Ce; $5.8 \times 10^{-3}$ <sup>144</sup> Ce; $8.8 \times 10^{-3}$ <sup>232</sup> Th; $(1.3 \times 10^{-2})$ Unat; $1.9 \times 10^{-2}$ ( $1.8 \times 10^{-1}$ ) <sup>3</sup> H; $2.1 \times 10^4$ ( $3.5 \times 10^{-1}$ ) <sup>14</sup> C; $8.0 \times 10^{-2}$

- 注1) 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累計してある。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。
- 注2) 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 気体廃棄物の放出管理目標値との比較

(東海研究所, 1980年度)

原子炉施設	種類	核種	放出管理目標値 (Ci/年)	排出量 (Ci/年)	排出量
					放出管理目標値
JRR-2	放射性希ガス	$^{41}\text{Ar}$	$3.5 \times 10^3$	$4.1 \times 10^2$	$1.2 \times 10^{-1}$
	放射性ガス	$^3\text{H}$	$2.6 \times 10^2$	$4.4 \times 10^1$	$1.7 \times 10^{-1}$
JRR-3	放射性希ガス	$^{41}\text{Ar}$	$3.5 \times 10^3$	$1.3 \times 10^3$	$3.7 \times 10^{-1}$
	放射性ガス	$^3\text{H}$	$4.4 \times 10^2$	7.4	$1.7 \times 10^{-2}$
JRR-4	放射性希ガス	$^{41}\text{Ar}$	$2.6 \times 10^1$	$8.7 \times 10^{-3}$	$3.3 \times 10^{-4}$
JPDR	放射性希ガス	主に $^{133}\text{Xe}$ , $^{85\text{m}}\text{Kr}$	$3.2 \times 10^4$	0 *1	0
	放射性ヨウ素	$^{131}\text{I}$	$1.5 \times 10^{-1}$	0 *1	0
NSRR	放射性希ガス	主に $^{133}\text{Xe}$ , $^{41}\text{Ar}$	$1.2 \times 10^3$	$1.5 \times 10^{-1}$ *2	$1.3 \times 10^{-4}$
	放射性ヨウ素	$^{131}\text{I}$	$1.3 \times 10^{-1}$	0	0

\*1 原子炉停止中

\*2 主要核種  $^{41}\text{Ar}$

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, 1980年度)

核種		放出管理目標値 (Ci/年)	排出量 (Ci/年)	排出量 放出管理目標値
$^3\text{H}$ , $^{14}\text{C}$ 以外の核種	総量	0.5	$5.4 \times 10^{-3}$	$1.1 \times 10^{-2}$
	$^{60}\text{Co}$	0.1	$2.2 \times 10^{-3}$	$2.2 \times 10^{-2}$
	$^{137}\text{Cs}$	0.1	$1.4 \times 10^{-3}$	$1.4 \times 10^{-2}$
$^3\text{H}$		$7 \times 10^2$	$2.1 \times 10^1$	$3.0 \times 10^{-2}$

\*1 第1, 第2, 第3排水溝の合計

検出限界濃度以上と未満の排出放射能の合計値。検出限界濃度未満での排出は検出限界値で排出されたものとして排出放射能を集計してある。



## A.1.4 放射性廃棄物の保管廃棄量

1980年度における保管廃棄量を Table A.1.4-1 に示す。1979年度に比較して低レベルドラム保管体は約500本減少し、中高レベル保管体および大型異形保管体については1979年度をやや上まわった。  
(江村 悟)

Table A.1.4-1 放射性廃棄物の保管廃棄量

(東海研究所, 1980年度)

処 理 量		保 管 廃 棄 量		備 考
区 分	量	区 分	量	
液体廃棄物	m <sup>3</sup>	低レベルドラム保管体	1952本(B)	減容比(A/0.2B) = 5.68
β・γ低レベル	961.9			
β・γ中レベル	163.9			
高レベル( <sup>3</sup> H)	0.22			
固体廃棄物				
β・γ低レベル可燃	465.26			
β・γ低レベル不燃	560.1			
直接廃棄分	66.55	中レベル保管体	118コ(19.564m <sup>3</sup> )	
合 計	2217.93(A)	高レベル保管体	133コ(4.924m <sup>3</sup> )	
		大型異形保管体	46コ(80.608m <sup>3</sup> )	

## 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、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, JPDR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った地点はJRR-3の南西方向の周辺監視区域境界であり、その値は $3.7 \times 10^{-1}$  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放出された<sup>3</sup>H, <sup>60</sup>Co, <sup>137</sup>Csについて算出した。その結果は $1.3 \times 10^{-3}$  mremである。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 $3.7 \times 10^{-1}$  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の約7.3%である。(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, 1980年度)

原子炉施設	年間放出量 <sup>*</sup> (Ci)	JRR-3南西の周辺監視区域境界 の全身被曝線量 (mrem)
JRR-2	$4.1 \times 10^2$	$6.0 \times 10^{-2}$
JRR-3	$1.3 \times 10^3$	$3.1 \times 10^{-1}$
JRR-4	$8.7 \times 10^{-3}$	$< 1 \times 10^{-3}$
JPDR	0	0
NSRR	$1.5 \times 10^{-1}$	$< 1 \times 10^{-3}$
合 計		$3.7 \times 10^{-1}$

\* 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, 1980年度)

核 種	年間放出量 <sup>*</sup> (Ci)	全身被曝線量 (mrem)
$^3\text{H}$	$2.1 \times 10^1$	$5.3 \times 10^{-4}$
$^{60}\text{Co}$	$1.9 \times 10^{-3}$	$4.4 \times 10^{-4}$
$^{137}\text{Cs}$	$1.2 \times 10^{-3}$	$3.1 \times 10^{-4}$
合 計		$1.3 \times 10^{-3}$

\* 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**

1980年度における放射性汚染および被曝の発生状況, 原因, 処置, 対策について Table A. 1.6-1 に示す。 (大久保勝一)

**A.1.7 放射性同位元素保有状況**

放射性同位元素の保有状況調査は, 1980年7月および12月の2回実施した。報告件数はそれぞれ180件および210件であった。Table A.1.7-1に1980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。 (大久保勝一)

Table A. 1.6-1 放射性汚染および被曝 (東海研究所, 1980年度)

発生日	発生場所	種類	発生状況	汚染・被曝などの状況	原因	処置および対策	備考
5/8	廃棄物処理場 廃棄物処理場 廃棄物処理場	流しの汚染	管理区域内に設置されている一般排水用流しの汚染が放管の調査で見られた。 核種：主として <sup>137</sup> Cs	① 流しの口金部 最大; $2.7 \times 10^{-3} \mu\text{Ci}/20\text{cm}^2$ 汚染量; $3 \times 10^{-3} \mu\text{Ci}$ ② 流し泥ため内スラッジ 濃度 汚染量 $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ $\mu\text{Ci}$ ( <sup>137</sup> Cs) $1.3 \times 10^{-6}$ $6.5 \times 10^{-4}$ ( <sup>60</sup> Co) $6.1 \times 10^{-8}$ $3.0 \times 10^{-5}$ ③ 流し収納箱内床面 最大; $4.5 \times 10^{-3} \mu\text{Ci}/20\text{cm}^2$ 汚染量; $1.5 \times 10^{-1} \mu\text{Ci}$	過去にホット排水用に使用され汚染していた流しを一般排水用に再使用した。	流しの使用禁止。 放管への早期連絡の徹底。 中古流しを一般排水用流しに再使用する場合は使用経歴の確認の徹底。	流し口金部の残溜汚染量が過去の測定結果と同程度であることから流出量は殆んどないと推定される。
6/9	第1廃棄物処理棟	焼却排ガスの室内への逆流	管理区域内排気グリルから煙がふき出しているのを放管員が発見した。 施設側では建屋排気系の排風量の減少、HEPAフィルタ差圧の増大に気がつき、調査中であった。	① 室内空気汚染 ( <sup>75</sup> Se) $7.0 \times 10^{-12} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ ② 表面汚染 ( $\beta\gamma$ ) $< 1.0 \times 10^{-4} \mu\text{Ci}/100\text{cm}^2$ ③ 作業者の体内汚染検査。 検出限界(1 nCi)以下	建屋排気系HEPAフィルタの目づまりにより、焼却排気系排ガスの一部が排気グリルから室内に逆流した。	HEPAフィルタ圧力損失の点検強化。 焼却炉系各種フィルタの性能点検。 焼却対象廃棄物の性状の調査検討。 焼却炉系排気フィルタを建屋排気系と分離して排気する方法についての検討。	

Table A. 1.6 - 1 の続き

発生月日 発生	発生場所 発生	種類	発生状況	汚染・被曝などの状況	原因	処置および対策	備考
7/23	第1研究棟2階廊下	廃液の漏洩	非管理区域の天井から漏水を発見した。 汚染範囲；2階廊下の天井 約1 m <sup>2</sup> 2階廊下床面 約1 m <sup>2</sup>	① 汚染水濃度 ( <sup>137</sup> Cs) 約 1.2 × 10 <sup>-4</sup> μCi/cm <sup>3</sup> ② 汚染量 約 0.2 μCi	管理区域である311号室からDPタンクへ接続するホット排水管の接合部が腐食し漏洩した。	<ul style="list-style-type: none"> <li>2階廊下床面の除染，天井板汚染部撤去</li> <li>漏洩箇所の仮補修</li> <li>実験室ホット流し使用停止</li> <li>ホット排水管の早期補修</li> <li>ホット排水放射能濃度の低減化および高 pH 液の中和</li> </ul>	
11/18	第1研究棟317号室	空気汚染による内部被曝	第1研究棟東側スタックダストモニタの指示値が異常に上昇した。調査の結果，317号室フード内で実験者Aが <sup>131</sup> I発生装置の配管切離し時に <sup>131</sup> Iがフード内に漏洩したことがわかった。この作業時に <sup>131</sup> Iを吸入し内部被曝を生じた。	実験者の身体汚染 頭髮；約 2 × 10 <sup>-3</sup> μCi/cm <sup>2</sup> 洗髪後 < 10 × 10 <sup>-4</sup> μCi/cm <sup>2</sup> 鼻腔，実験衣等の汚染なし 実験室内床面および空気中の汚染は検出されず。スタックからの <sup>131</sup> I総排出放射能；約 7 μCi	頭部をフード内に入れたまま作業を行ったため。	<ul style="list-style-type: none"> <li>頭髮除染により &lt; 1.0 × 10<sup>-4</sup> μCi/20 cm<sup>2</sup> (直接サーベイ法で測定) とした。</li> <li>ヒューマンカウンタにより内部被曝線量を評価した。甲状腺被曝線量；50 mrem (50 年線量)</li> </ul>	フード内での揮発性物質取扱実験における安全操作方法の徹底をはかる。

Table A. 1.7 - 1 建家別放射性同位元素保有状況 (1980年12月31日現在)

(東海研究所, 1980年度)

建家名	密 封 線 源			使 用 中 の 非 密 封 線 源			貯 蔵 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1研究棟	$6.5 \times 10^{-1}$	$^3\text{H}$ , $^{57}\text{Co}$ , $^{152}\text{Eu}$	4	$1.7 \times 10^1$	$^3\text{H}$ , $^{14}\text{C}$ , $^{152}\text{Eu}$	20	$8.1 \times 10^{-1}$	$^{60}\text{Co}$ , $^{137}\text{Cs}$ , $^{152}\text{Eu}$	28	$1.8 \times 10^1$
第2研究棟	3.7	RaD-Be, Am-Be, $^{137}\text{Cs}$	9	0			0			3.7
第3研究棟	$1.2 \times 10^1$	$^{63}\text{Ni}$ , $^{60}\text{Co}$ , $^{137}\text{Cs}$	7	$1.6 \times 10^{-2}$	$^{60}\text{Co}$ , $^{90}\text{Sr}$ , $^{137}\text{Cs}$	15	3.3	$^3\text{H}$ , $^{60}\text{Co}$ , $^{63}\text{Ni}$	32	$1.5 \times 10^1$
核物理特研	4.9	Am-Be, $^{137}\text{Cs}$ , Ra-Be	5	0			0			4.9
ホットラボ	$7.2 \times 10^1$	$^{60}\text{Co}$ , $^3\text{H}$	2	0			$4.3 \times 10^{-2}$	$^{137}\text{Cs}$ , $^{147}\text{Pm}$ , $^{90}\text{Sr}$	4	$7.2 \times 10^1$
F C A	$6.4 \times 10^1$	$^3\text{H}$ , Am-Be, Ra-Be	5	0			$6.6 \times 10^{-6}$	$^{243}\text{Am}$	1	$6.4 \times 10^1$
T C A	4.7	$^3\text{H}$ , Ra-Be, $^{252}\text{Cf}$	3	0			0			4.7
冶金特研	0			$6.0 \times 10^{-4}$	FP	1	$4.1 \times 10^{-2}$	FP, $^{137}\text{Cs}$ , $^{90}\text{Sr}$	8	$4.1 \times 10^{-2}$
セラミック特研	0			$9.8 \times 10^{-2}$	$^3\text{H}$	1	4.6	$^3\text{H}$	1	4.7
J F T - 2	$9.9 \times 10^{-3}$	$^{241}\text{Am}$ , $^{57}\text{Co}$	2	0			0			$9.9 \times 10^{-3}$
コバルト照射室	$1.9 \times 10^4$	$^{60}\text{Co}$	1	0			0			$1.9 \times 10^4$
リニアック	$5.0 \times 10^{-3}$	Ra-Be	1	0			$1.4 \times 10^{-3}$	$^{60}\text{Co}$ , $^{137}\text{Cs}$ , $^{110m}\text{Ag}$	6	$6.4 \times 10^{-3}$
高温ガスループ	$1.2 \times 10^{-1}$	$^3\text{H}$	1	0			0			$1.2 \times 10^{-1}$
化 T 特研	$7.3 \times 10^1$	$^{137}\text{Cs}$	1	0			0			$7.3 \times 10^1$
S H E	$1.6 \times 10^1$	$^3\text{H}$ , Am-Be, Ra-Be	3	0			$3.9 \times 10^{-2}$	$^{137}\text{Cs}$ , $^{60}\text{Co}$	2	$1.6 \times 10^1$
モックアップ建家	1.5	Am-Be	1	0			0			1.5
J R R - 2	$1.1 \times 10^{-1}$	Ra-Be, Am-Be	2	0			0			$1.1 \times 10^{-1}$
J R R - 3	$9.9 \times 10^{-3}$	Am-Be	1	0			0			$9.9 \times 10^{-3}$
J R R - 4	8.5	$^{137}\text{Cs}$ , $^{60}\text{Co}$ , Am-Be	3	0			0			8.5
J P D R	$8.1 \times 10^{-1}$	Sb-Be, $^{63}\text{Ni}$	2	0			0			$8.1 \times 10^{-1}$
Pu研究1棟	$1.4 \times 10^{-2}$	$^{241}\text{Am}$ , $^{57}\text{Co}$ , $^{210}\text{Po}$	3	$3.7 \times 10^{-1}$	$^{241}\text{Am}$ , $^{244}\text{Cm}$ , $^{237}\text{Np}$	8	6.7	$^{241}\text{Am}$ , $^{231}\text{Pa}$ , $^{210}\text{Pb}$	6	7.1

Table A.1.7 - 1 の続き

建 家 名	密 封 線 源			使 用 中 の 非 密 封 線 源			貯 蔵 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	
R I 製 造 棟	$7.8 \times 10^1$	$^{60}\text{Co}$ , $^{137}\text{Cs}$ , $^{170}\text{Tm}$	4	$4.4 \times 10^1$	$^3\text{H}$ , $^{152}\text{Eu}$ , $^{147}\text{Pm}$	8	$1.6 \times 10^2$	$^3\text{H}$ , $^{32}\text{P}$ , $^{147}\text{Pm}$	23	$2.8 \times 10^2$
再 処 理 特 研	0			$4.0 \times 10^{-3}$	$^{241}\text{Am}$ , $^{137}\text{Cs}$ , $^{244}\text{Cm}$	7	$4.3 \times 10^{-1}$	$^{244}\text{Cm}$ , FP, $^3\text{H}$	9	$4.4 \times 10^{-1}$
フ ッ 素 特 研	0			0			$3.4 \times 10^{-5}$	$^{90}\text{Sr}$ , $^{106}\text{Ru}$	2	$3.4 \times 10^{-5}$
廃 棄 物 処 理 処 分 開 発 棟	0			$4.0 \times 10^{-3}$	$^{134}\text{Cs}$	1	$6.0 \times 10^{-2}$	$^{137}\text{Cs}$ , $^{60}\text{Co}$ , $^{144}\text{Ce}$	3	$6.5 \times 10^{-2}$
廃 棄 物 処 理 場	0			0			$4.9 \times 10^{-1}$	$^3\text{H}$ , $^{60}\text{Co}$ , FP	7	$4.9 \times 10^{-1}$
汚 染 除 去 場	0			0			$1.0 \times 10^{-3}$	$^{241}\text{Am}$	1	$1.0 \times 10^{-3}$
モ 子 ル 格 納 容 器	$5.5 \times 10^{-1}$	$^{63}\text{Ni}$ , $^{241}\text{Am}$ , $^{55}\text{Fe}$	3	$3.0 \times 10^{-3}$	$^{131}\text{I}$	1	$2.1 \times 10^{-1}$	$^{85}\text{Kr}$ , $^{131}\text{I}$	2	$7.6 \times 10^{-1}$
タ ン デ ム 加 速 器 棟	$7.4 \times 10^{-3}$	$^{192}\text{Ir}$ ,	1	$4.7 \times 10^{-5}$	$^{252}\text{Cf}$	1	0			$7.5 \times 10^{-3}$
大 型 再 冠 水 実 験 棟	$9.8 \times 10^{-1}$	$^{109}\text{Cd}$ , $^{241}\text{Am}$ , $^{153}\text{Gd}$	3	0			0			$9.8 \times 10^{-1}$
J R R - I	0			0			$3.5 \times 10^{-2}$	$^{185}\text{W}$	1	$3.5 \times 10^{-2}$
N S R R	3.0	Am-Be	1	0			0			3.0
燃 料 試 験 施 設	$1.0 \times 10^3$	$^{60}\text{Co}$	1	0			0			$1.0 \times 10^3$
放 射 線 標 準 施 設 棟	$2.0 \times 10^1$	$^{60}\text{Co}$ , $^{137}\text{Cs}$ , Am-Be	8	0			0			$2.0 \times 10^1$
F N S	0			0			$9.9 \times 10^2$			$9.9 \times 10^2$
合 計	$2.1 \times 10^4$		25	$6.1 \times 10^1$		36	$1.2 \times 10^3$		46	$2.2 \times 10^4$

(注) 法律で定義している限度量以下の放射性同位元素 (使用許可不要) は除く。

## 1 A.2 個人被曝線量の管理

### A.2.1 概要

個人外部被曝管理については、原研全事業所の従事者、随時立入者（これらを以下では従事者等という。）について年間延べ10,861人、一時立入者について年間延べ1,094人の被曝線量測定と記録の処理および報告などを実施した。これらのうち全身被曝および局部被曝とも問題となる被曝はなかった。従事者等の年間平均および年間最大全身被曝線量は、それぞれ13mremおよび980mremであった。また従事者等の集団線量は、47.9人・レムであった。

被曝線量登録管理制度による中央登録センターに対する各種登録申請を行った。また、放射線管理手帳制度の所内運用について検討した。  
(沼宮内弼雄)

内部被曝管理については1979年度とほぼ同様に実施した。年度当初、全課室について個人ごとに非密封放射性物質の取扱い状況の調査を行い、体内汚染の危険性の大小等を考慮して定期検査被検者および検査種類を決定した。選定された定期検査被検者数は、バイオアッセイでは全 $\alpha$ 放射能は42名、全 $\beta$ 放射能は9名、トリチウムは54名、天然ウランは18名、体外計測では全身計測は111名、胸部計測は29名である。全身カウンタによる定期検査被検者のうち大洗研究所における作業員39名に対しては、大洗研究所の放射線管理課が検査を実施した。年間の検査回数は、胸部計測が1回、全 $\alpha$ 放射能尿分析が2回のほかはすべて毎四半期に1回であった。定期検査の結果、臨時検査を必要とするレベルの体内汚染はなかった。

定期検査の測定値について有意な汚染を判定するために必要なバックグラウンド検査を開始した。

臨時検査は年度中に11件33名について実施した。この結果、体内汚染のあったものは9名（ $^{14}\text{C}$  2名、 $^{60}\text{Co}$  3名、 $^{60}\text{Co}$ と $^{54}\text{Mn}$  2名、 $^3\text{H}$ 、 $^{131}\text{I}$  各1名）であったが、いずれも警戒線量以下であり、最大の線量（50年線量）を受けたものは $^3\text{H}$ によるもの52mrem（1名）であった。

このほか、5MV VDGにおける設備撤去作業にともなう放射線管理支援のため、1981年2月に、トリチウムの内部被曝モニタリングを延べ127試料について実施した。この件では50年線量で10mremを超える結果はなかった。  
(赤石 準)

### A.2.2 外部被曝線量の管理

#### (1) 全事業所の統計

全事業所における全身被曝線量の管理対象者は、従事者等について3,644人（年間延べ人数10,861人）であった。従事者等に対するフィルムバッジおよびリングバッチの四半期ごとの貸出数を、作業員の区別にTable A.2.2-1に示す。従事者等の全身被曝線量分布を四半期毎と年間に分け、それぞれの平均と最大被曝線量および集団線量をTable A.2.2-2に示す。従事者等の年間平均全身被曝線量は、13mrem（1979年度10mrem）で、年間最大全身被曝

線量はFCA 作業における980 mrem (1979 年度JRR-3 作業の780 mrem)であった。

各事業所別従事者等の年間全身被曝線量分布, 年間平均および年間最大全身被曝線量をTable A. 2.2-3 に示す。

また, 従事者等の手先被曝については, 年間平均および年間最大被曝線量は, それぞれ423 mremおよび9,220 mremであった。

(2) 東海研究所の統計

東海研究所の従事者等の全身被曝線量分布を四半期毎と年間に分け, それぞれの平均と最大被曝線量および集団線量をTable A. 2.2-4 に示す。従事者等の年間平均全身被曝線量は14 mrem (1979 年度11 mrem) で, 年間最大全身被曝線量はFCA 作業における980 mrem (1979 年度 JRR-3 作業で780 mrem)であった。従事者等の集団線量は, 47.9人・レムであった。職員等, 外来研究員等, 請負業者および研修生についての集団線量は, それぞれ19.0, 44, 24.5 および0.02人・レムであった。(西 健雄)

Table A.2.2-1 従事者等のフィルムバッジおよびリングバッジの貸出数

(全事業所, 1980年度)

対象者 測定器	職員等 (人)	外来研究員等 (人)	請負業者 (人)	研修生 (人)	合計 (人)	管理期間
フィルムバッジ	1,666	249	711	63	2,689	第1四半期
	1,646	258	775	75	2,754	第2四半期
	1,629	284	584	43	2,540	第3四半期
	1,625	294	876	83	2,878	第4四半期
リングバッジ	19	1	9	0	29	第1四半期
	43	10	14	0	67	第2四半期
	7	0	1	0	8	第3四半期
	24	0	13	0	37	第4四半期

Table A.2.2-2 従事者等の四半期別年間全身被曝線量分布

(全事業所, 1980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 (mrem)	最大被曝線量 (mrem)	集団被曝線量 (人・mrem)
		*1 検出限界 線量未満	*2 20 ≤ D < 100	100 ≤ D < 300	300 ≤ D < 1000	1000 ≤ D			
第1四半期	2,689	2,477	192	17	3	0	4	650	11,507
第2四半期	2,754	2,502	198	47	7	0	7	530	19,210
第3四半期	2,540	2,378	147	14	1	0	3	390	7,860
第4四半期	2,878	2,691	163	24	0	0	3	270	9,290
年間	3,644	3,123	361	139	21	0	13	980	47,867

\*1 検出限界線量: 20 mrem

\*2 全身被曝線量 (mrem/人・四半期または年間)



Table A.2.2-3 従事者等の事業所別年間全身被曝線量分布

(全事業所, 1980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 (mrem)	最大被曝線量 (mrem)	集団被曝線量 (人・mrem)
		*1 検出限界線量未満	20 ≤ D *2 < 100	100 ≤ D < 300	300 ≤ D < 1000			
東海研究所	2,705	2,327	259	98	21	0	980	37,118
高崎研究所	162	161	1	0	0	0	30	30
大阪研究所	23	23	0	0	0	0	-	0
RI 研修所	87	87	0	0	0	0	-	0
大洗研究所	667	525	101	41	0	0	260	10,719
全事業所	3,644	3,123	361	139	21	0	980	47,867

\*1 検出限界線量 : 20 mrem

\*2 年間全身被曝線量 (mrem/人・年)  
平均被曝線量欄のカッコ内の数値は1979年度の値である。

Table A.2.2-4 従事者等の四半期別年間全身被曝線量分布

(東海研究所, 1980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 (mrem)	最大被曝線量 (mrem)	*3 集団被曝線量 (人・mrem)
		*1 検出限界線量未満	20 ≤ D *2 < 100	100 ≤ D < 300	300 ≤ D < 1000			
第1四半期	2,008	1,852	139	14	3	0	650	9,008
第2四半期	1,968	1,823	106	32	7	0	530	13,110
第3四半期	1,875	1,746	115	13	1	0	390	6,380
第4四半期	2,168	2,014	130	24	0	0	270	8,290
年間	2,705	2,327	259	98	21	0	980	37,118

\*1 検出限界線量 : 20 mrem

\*2 全身被曝線量 (mrem/人・四半期または年間)

\*3 各四半期の合計線量と年間線量の値は四半期にまたがって各事業所を異動する者がいるために一致しない場合がある。

## A. 2.3 内部被曝線量の管理

## (1) 定期検査

## (a) 被検者の選定

1980年度の定期検査被検者を選定するため、年度当初に非密封放射性物質の取扱状況について調査を行った。調査項目は1979年度と同様に $\alpha$ 、 $\beta$ 、 $\gamma$ の各放射性核種およびウランに大別し、取扱核種、取扱量、作業方法、使用する設備・防護具、作業建屋などである。

調査結果に基づき各課室ごとに分類を行い、分類した作業グループについて取扱作業状況、作業場汚染の状況、過去における体内汚染発生状況などを放射線管理第2課、第3課と検討・協議を行い、また体内放射能課の検査能力を勘案して各課室の被検者数割当原案を作成した。この割当原案を各課室に提示し、協議したのち各課室における被検者は各課室長により決定された。

1979年度までは内部被曝検査のすべてを体内放射能課が担当してきた。しかし、大洗研究所放射線管理課において1979年度にシャドウシールド型全身カウンタを導入したことにより、1980年度以降は大洗研究所職員等の定期全身計測を、大洗研究所放射線管理課において実施することになった。したがって、1980年度の大洗研究所における全身計測被検者の選定は、大洗研究所放射線管理課で行った。

この結果、全身計測を除く各検査種目に対する被検者数は1979年度とほぼ同数であるが、大洗研究所放射線管理課における全身計測の実施にともない、全身計測の被検者数は全体として約20名増加した。東海研究所、大洗研究所における検査種目ごとの被検者数をTable A. 2.3-1に示す。 (服部隆充)

Table A. 2.3-1 1980年度定期検査被検者選定数

検査種目		東海研究所	大洗研究所	計
バイオアッセイ	全 $\alpha$ 放射能尿検査	18	24	42
	全 $\beta$ 放射能尿検査	9	0	9
	トリチウム尿検査	54	0	54
	天然ウラン尿検査	15	3	18
体外計測	全身計測	72	39	111
	胸部計測	9	20	29
計		177	86	263

## (b) バックグラウンド調査

定期検査の測定値について、有意な汚染の有無を判定するために必要なバックグラウンドデータの調査を1980年度から実施した。対象者は、非密封の放射性物質を取扱ったことの無い職員、あるいは過去数年間に取扱っていない職員から選定した。1980年度は、25名について延べ405例（全 $\alpha$ 放射能43，全 $\beta$ 放射能89，トリチウム89，天然ウラン89，全身計測70，胸部計測25）の測定値が得られた。 (服部隆充)

## (c) 定期検査の結果

1980年度の定期検査は、バイオアッセイと体外計測により実施した。胸部計測は年1回、全 $\alpha$ 放射能尿検査は年2回、その他は年4回実施した。大洗研究所の定期検査のうち、体外計測については1980年度から、大洗研究所で実施することになった。検査結果をTable A. 2.3-2に示す。各検査の受検状況は良好で、受検率は97%であった。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9名について再検査を行ったが、 $^3\text{H}$  1名を除き有意な汚染は見出されなかった。 $^3\text{H}$  汚染者については汚染レベルも低く、かつその原因が判明したため、臨界検査を行わなかった。(福田 洋)

## (2) 臨時検査

臨時検査は、11件33名について実施した。Table A. 2.3-3に結果を示す。これらの臨時検査で検出された核種は、トリチウムが4件、 $^{60}\text{Co}$  が3件、その他が4件であった。最大被曝線量はトリチウムによるもので、52 mrem (50年線量)であった。(福田 洋)

Table A. 2.3-2 定期検査結果

(全事業所, 1980年度)

検査方法	検査種目	受検者数	受験率(%)	再検者数	臨時検査が必要とされた者
バイオアッセイ (尿検査)	全 $\alpha$ 放射能	81	95	1	0
	全 $\beta$ 放射能	34	100	0	0
	トリチウム	207	96	1	0
	天然ウラン	69	96	0	0
体外計測	全身計測	427*	99	5	0
	胸部計測	28	100	2	0
		846	98	9	0

\* 大洗研で実施したもの150を含む。

Table A. 2.3-3 臨時検査一覧

(全事業所, 1980年度)

No	発生日	汚染核種	被検者数	検査*1 方法	測定数または 試料数	体内汚染 検出者	最大被曝線量 (mrem/50年)
1	1980. 5. 26	$^3\text{H}$	1	E	132	1	52(体組織)
2	6. 6	$^{75}\text{Se}$	1	I	1	0	
3*2	7. 14	$^{60}\text{Co}$	17	I	34	0	
4	7. 29	$^{14}\text{C}$	2	E	6	2	<10(全身)
5	8. 26	$^3\text{H}$	1	E	1	0	
6	9. 2	$^{54}\text{Mn}, ^{60}\text{Co}$	2	I	2	2	15(肺)
7	9. 9	$^3\text{H}$	1	E	1	0	
8	9. 10	$^{60}\text{Co}$	5	I	5	3	10(肺)
9	11. 18	$^{131}\text{I}$	1	I	2	1	50(甲状腺)
10	1981. 2. 3	$^3\text{H}$	1	E	1	0	
11	2. 14	$^{60}\text{Co}$	1	I	1	0	
計			33		186	9	

\*1 E:バイオアッセイ, I:体外計測

\*2 外部業者等の入退域に係る全身計測で大洗研究所が実施した。

## A.2.4 個人被曝線量の登録

個人被曝線量の登録業務は、放射線従事者中央登録センターに対する中央登録業務と、所内被曝管理のための所内登録業務について実施した。

中央登録業務については、原研全事業所の管理区域に立ち入った従事者等の指定、指定解除データならびに法定記録（指定解除者放射線管理記録）などを、放射線従事者中央登録センターに登録申請した。Table A.2.4-1 に主な登録申請データ件数を示す。

所内登録業務は、全事業所の従事者等の全身および局部被曝データについて年間延件数 11,008 件と、一時立入者の全身被曝データについて年間延件数 1,094 件を電子計算機処理し、記録を保管するとともに通知した。  
(河合勝雄)

Table A.2.4-1 中央登録申請データ件数

(全事業所, 1980年度)

管理期間	第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期	年間
事前登録	56	32	33	21	(142)
指定登録	523	443	319	606	(1,891)
指定解除登録	442	465	375	357	(1,639)
定期線量登録	—	—	—	—	3,779
個人識別変更登録	0	1	4	4	(9)

( ) 内の数値は各四半期の合計である。

## 1 A . 3 施設の放射線管理

### A . 3 . 1 概 要

原子炉施設、RI 取扱施設などの各種施設について放射線管理を実施した。平常の業務として行う放射線管理については、老朽化した放射線管理機器の更新および整備を進める一方、業務の一層の効率化を図るため放射線管理モニタの集中監視システム、核種定量を目的とした放射線管理試料の集中計測の導入についてそれぞれ検討した。

1980 年度に行われた、作業に伴う放射線管理のうち主要なものは次の作業に関するものであった。

- (1) JRR-2, JRR-3 の 1 次冷却系大型バルブの更新工事および各種バルブ等の点検, 改修工事
- (2) RI 製造棟におけるトリチウム取扱実験および (n, f) Mo 製造廃液の処理作業, ならびに開発試験室における高放射性廃棄物のためのプラスチック固化実験
- (3) 開発試験室におけるプラスチック固化装置, JRR-4 における遮蔽実験供試体の解体および撤去作業
- (4) 実用燃料試験施設における  $\beta\gamma$  コンクリートセル内壁, 内装機器等の除染作業, および再処理特研長期貯蔵施設高レベルピットの除染作業
- (5) 第 1 廃棄物処理棟におけるセラミックフィルタ支持プレート等の交換作業, および NSRR における照射済カプセル解体作業
- (6) FNS におけるトリチウムターゲットの健全性試験, および FCA におけるアクチノイド核種搬入, 装荷作業

これらの作業で許容線量を超える作業者の被曝は生じていない。また、年度内に実施した各施設の平常の放射線管理において、作業環境モニタリングから特記すべき異常は検出されていない。

1980 年度に行った放射線管理に関する調査、検討では、東海研の原子炉、臨界実験装置および粒子加速器の各施設による周辺監視区域境界における中性子スカイシャイン線量の評価検討が主要なものとして特記される。特に、リニアック、SHE、JRR-3 については、建屋周辺および炉室内 (JRR-3) の中性子線量分布を実測し、スカイシャイン線量を推定した。これらの評価作業の結果、周辺監視区域境界の線量はいずれも  $0.1 \text{ mrem/y}$  以下のレベルであることを確認した。

このほか、JRR-3 使用済燃料貯蔵施設、トリチウムプロセス研究棟、JT-60 実験棟 (那珂町)、JPDR 燃料貯蔵棟、および廃棄物安全性試験施設の建設あるいは建設立案に当っては、放射線管理方式の検討、放射線管理設備の仕様検討を行い、また竣工稼動前の第 4 研究棟、第 2 廃棄物処理棟では、監督官庁の使用前検査の受検、施設側の許可申請あるいは研究室配置計画への協力等、稼動準備作業を行った。

また、JRR-3 改造炉計画への参画、原子力施設のデコミッションングに関する委員会、再処

理廃液対策プロジェクト等に参加し積極的活動を行った。

なお、1980年度には、放射線管理マニュアルの改定、放射性同位元素等の使用許可申請書マニュアルの作成（保安管理室との協力）を行った。

（矢部 明，岸田昌美）

### A 3.2 JRR-2の一次系大型バルブ等の更新工事における放射線管理

JRR-2の一次系に設置されていたバルブおよび伸縮管継手は、1960年10月初臨界以来使用されてきたものであり、老朽化したので1980年5月19日から10月13日にかけて更新工事が行われた。

工事は、炉内燃料の取出しと一次冷却水（重水）の抜取りを行ったのち、一次系配管の分解、バルブおよび伸縮管継手の交換の順序で実施された。

工事前における放射線量率は、一次系配管などに沈着した放射性汚染物（ $^{60}\text{Co}$ ）の影響により、作業位置における平均が10 mR/h、配管表面における最大が350 mR/hであった。一方、この時点での重水中の $^3\text{H}$ 濃度は1.1 mCi/cm<sup>3</sup>であったため、一次系配管の分解などに伴って、高濃度の $^3\text{H}$ による空気汚染の発生や、また配管に沈着した $^{60}\text{Co}$ による空気汚染の発生が予想された。このため、作業手順、作業者の被曝線量の見積り、モニタリング体制などを検討し、外部被曝の防護および $^3\text{H}$ や $^{60}\text{Co}$ による内部被曝の防護に重点を置いて放射線管理を行った。

#### (1) 外部被曝の管理

計画被曝線量は、作業前における放射線量率の測定結果と作業時間を考慮して400 mremに設定した。また、作業が長時間におよぶため、1日の被曝線量に対しても管理レベルを50 mremに定めた。作業にあたっては、作業者にフィルムバッジおよびポケット線量計を着用させ、ポケット線量計の測定結果をチェックすることにより、計画被曝線量を超えないように努めた。高線量率下の作業では、アラームメータも着用させ、1日の被曝線量が50 mremを超えないようにした。このほかに、被曝低減対策として局所的に高線量率となっている配管などへ鉛板および鉛マットによる遮蔽を行った。しかし、配管が入り組んでいて、線源も分散されている状態のなかで、十分な遮蔽が困難であったことなどにより、作業場の線量率は、ほとんど低減することができなかった。

重水の抜取り後は、炉心からの放射線により重水入口管などの垂直管直下で2～4 R/hの線量率になった。このビーム状の放射線は、計画段階における評価より、はるかに高いものであった。このため、作業員全員の被曝線量を作業前の計画被曝線量におさえることが困難となり、特定の作業員に対する計画被曝線量を550 mremに変更した。

Table A 3.2-1に、工事期間中における外部被曝線量の測定結果（フィルムバッジの値）を示す。全作業期間における総被曝線量は、7,500 person・mremであり、個人の最大は730 mremであった。

このようにフィルムバッジによる測定結果では、1名の作業員が計画被曝線量を超える被曝をした。この作業員を含め、合計3名の作業員が着用していたフィルムバッジの測定結果が、ポケット線量計の測定結果より約30%高い値を示した。この原因は、3名の作業員は垂直方向からの被曝が多かったことから、両測定器の方向依存性の差異に起因するものと考えられる。

#### (2) 内部被曝の管理

一次系配管などを分解する場合は、局所排気および系内排気などにより空気汚染の拡大を防止し、作業員は送風マスクおよびビニールアノラックを着用して作業を行った。作業場の監視は、 $^3\text{H}$ モニタおよびダストモニタで連続的に行った。特に、 $^3\text{H}$ に対しては、高濃度の空気汚染が発生したとき、および一連の作業の区切りごとに呼気中の $^3\text{H}$ 濃度を測定して、体内摂取の有無

をチェックした。モニタによる作業期間中の空気汚染の測定結果は、 $^3\text{H}$ の最大が $2.1 \times 10^{-4} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ 、 $^{60}\text{Co}$ の最大が $2.7 \times 10^{-10} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ （8時間平均）であった。Table A・3.2-1に内部被曝の測定結果を示す。 $^3\text{H}$ については、呼気測定による結果を示したもので、全作業期間に延べ80回・人の検査を行ったが、10 mrem/lifeを超える被曝は検出されなかった。このことから、 $^3\text{H}$ に対する防護対策は十分に行われたといえる。（梶本 与一）

Table A 3.2-1 モニタリング結果

(東海研究所, 1980年度)

対 象	作業種別	工事業者 (13人)	JRR-2 課員 (13人)	放射線管理課員 (7人)
	外部被曝線量	個人平均 (mrem)	382	137
個人最大 (mrem)		730	270	140
総被曝線量 (人・mrem)		4,970	1,780	680
内部被曝線量	トリチウム	< 10 mrem		
	$^{60}\text{Co}$	10 mrem (1名)		



### A 3.3 SHE 運転時のスカイシャイン中性子線量率

SHE (半均質臨界実験装置) は、酸化ウランと黒鉛の混合ペレット燃料を用いた黒鉛減速型の臨界実験装置で、最大出力 10 W で運転され、各種の炉物理実験に使用されている。運転時には、炉心からの放射線が主として炉室天井部分から漏洩するため、スカイシャインによる被曝線量が注目された。また、この臨界実験装置の炉心を、被覆粒子燃料の炉心に変更する計画があり、これに伴う被曝評価上の資料を得る必要もあり、1980年9月に、炉室屋上と炉心から周辺監視区域境界までの放射線量率の測定を実施した。ここでは、測定放射線のうち中性子線に着目し、その線量当量率の測定結果を報告するとともに、スカイシャイン計算による推定値との比較および周辺監視区域境界における被曝評価の結果について述べる。

SHE の炉心は、開発特研建家の東端に設置されており、炉心から周辺監視区域境界までの最短距離は、およそ 220 m である。測定点は、この最短距離となる直線に沿って高低差はあるが、直線状に並ぶよう選定した。したがって、炉心直上から 54 m までの範囲の点は、開発特研建家の屋上にある。中性子線量当量率は、アンダーソン型レム・カウンタにスケーラを接続して測定した。これは Am-Be 標準線源で校正して使用した。測定点の高度は、屋上床面または地面からの散乱線の影響をできるだけ減らすため、床上または地上 50 cm とした。測定時の SHE の運転出力は 10 W で、周辺の施設では JRR-3 が稼動していた。

炉心から周辺監視区域境界までの各測定点に対する中性子線量当量率の測定結果を、Fig. A. 3.3-1 に示す。測定値には、誤差表示として  $2\sigma$  の範囲を付した。

同図中の点線は、スカイシャイン計算の結果を示す。この計算は、JT-60 のスカイシャイン線量の評価結果を用い、次式により行った。

$$\dot{H}_S(x) = \frac{S \cdot \dot{H}_S}{K} \cdot \dot{H}_J(x)$$

ここで、 $\dot{H}_S(x)$  : SHE 炉心からの距離  $x$ (m) における線量当量率 (mrem/h)

$\dot{H}_J(x)$  : 二次元輸送計算コード (DOT-III) により求められた JT-60 装置の中心からの距離  $x$ (m) における線量当量率 (mrem/shot)

K : JT-60 建家屋上における線量当量率 (mrem/shot) に建家屋上の面積を乗じた値  
 $3.3 \times 10^5$  (cm<sup>2</sup> · mrem/shot)

S : SHE 炉室屋上の面積  $9.6 \times 10^5$  (cm<sup>2</sup>)

$\frac{S}{\dot{H}_S}$  : SHE 炉室屋上における平均線量当量率 (mrem/h)

これらの結果を要約すると、次のようである。

- ① SHE 炉室屋上の中性子線量当量率の平均値は、12 mrem/h であった。
- ② 炉心から 100 m 以上離れた測定点では、中性子線量当量率の計算値と実測値は、ほぼ一致している。
- ③ 実測値を外挿して求めた周辺監視区域境界における中性子線量当量率は、0.0017 mrem/h であった。

なお、JRR-3 の稼動による測定値への影響は、中性子線に対しては、無視できると考える。

SHEの運転は、年間2000 W・hに規制されている。これと、中性子線量当量率の測定結果から、周辺監視区域境界における年間の線量当量を求めると、0.34 mremとなる。また、3"φ×3"のNaI(Tl)検出器を用いて、地上の各測定点のγ線量率を測定した結果は、各点とも中性子線量当量率の約1/2であった。過去10年間のSHEの平均稼働率は7.3%であり、これを考慮して周辺監視区域境界の被曝線量を推定すると、中性子線とγ線とを合計して年間0.04 mremとなる。

以上のことから、周辺監視区域境界における被曝線量は十分低い値にあると言えるが、炉心燃料の変更計画を機会に、建家からの漏洩放射線をより低減させるための技術的検討が進められている。  
(松井 智明)

参考文献

- 1) 龍 福 廣：私信
- 2) W. A. Rhoades, F. R. Mynatt : The DOT-III Two-Dimensional Discrete Ordinates Transport Code, ORNL-TM-4280 (1973)

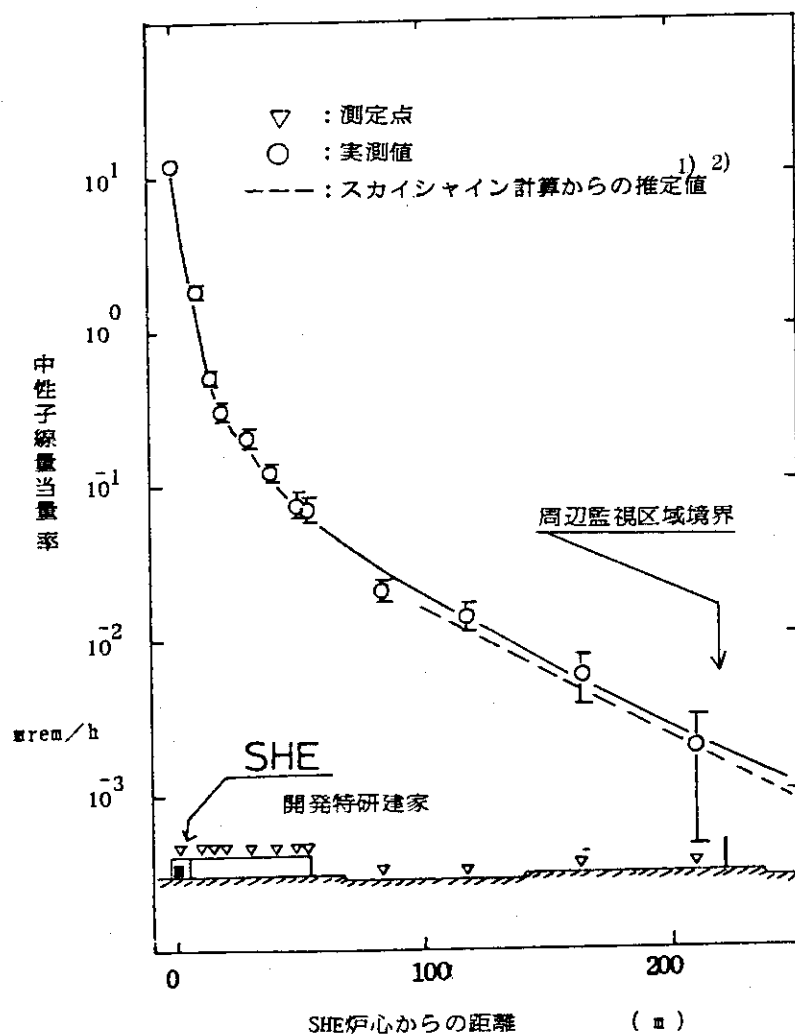


Fig. A. 3.3-1 SHE 炉心から周辺監視区域境界までの距離に対するスカイシャイン中性子線量当量率

### A 3.4 乾式焼却炉フィルタエレメント交換時の放射線管理

第1廃棄物処理棟において、1980年10月2日から2日間にわたり、乾式焼却炉の排ガス浄化系に設けられているセラミックフィルタエレメントの交換作業が実施された。

セラミックフィルタチャンバ内壁が耐火レンガで構築されているため、この一連の作業は、ひび割れを防止するため乾式で行わなければならなかった。このため、フィルタエレメントに付着している灰（表面線量率：2 mR/h，汚染レベル約 $1 \times 10^5$  dpm/20 cm<sup>2</sup>）が作業によって舞い上がるので、空気汚染と表面汚染に重点をおき、とくに内部被曝の防止に留意して管理した。

フィルタエレメントの交換は、セラミックフィルタチャンバ上部に設けられている交換ボックス内で行われ92本のフィルタエレメントを新しいものと交換した。空気汚染の防止対策としてはFig. A 3.4 - 1に示すように空気の流れが、室内→交換ボックス→フィルタチャンバ→炉の排ガス浄化系、となるように排気設備を調整し、空気汚染の拡大を防止した。また、フィルタエレメントから灰を遊離させないように次の処置をとった。

- 1) フィルタエレメントを支持板から取出す前に逆洗（フィルタに圧力空気を送りこみフィルタ灰取出装置へ灰を落とす）する。
- 2) フィルタエレメントを支持板から少しずつ引抜きながら真空掃除機により付着している灰を除去したのち、ビニール袋に封入する。

一方、作業には汚染防護のためにビニールアノラックおよび全面マスクを着用させ、作業補助者にはビニールエプロンと全面マスクを着用させた。

作業中の空气中放射性物質の濃度は、塵埃モニタにより連続的に測定監視するとともに、作業者の呼吸域における空気をローカルサンプラにより採取し測定した。

作業中の空気汚染は、主にフィルタエレメント表面に付着している灰を掃除機で吸い取っているときに発生した。このときの作業者の位置における空气中放射能濃度は、最大、 $9 \times 10^{-10}$   $\mu$ Ci/cm<sup>3</sup>（主な核種：<sup>137</sup>Cs, <sup>60</sup>Co）で（MPC）aの10分の1程度であった。なお、この一連の作業における作業者の推定預託線量は1 mrem以下であった。表面汚染の管理については、交換ボックス出入口にバリヤを設け靴の履きかえを行うことにより汚染の拡大を防止した。ボックス内の表面汚染は、フィルタエレメント支持板周囲と、作業者のアノラックが汚れた程度であり、身体汚染および床汚染の拡大は認められなかった。外部被曝線量については、フィルタエレメントの表面線量率が2 mR/h程度であるため問題はなかった。

今回の作業においては、これまで述べた措置により、空気汚染の拡大を防ぎ、汚染を予定された範囲に限定することができた。今後、定期的に行われるフィルタエレメント交換作業においてもこの経験を生かし管理すべきであると考え。

（坂本文男）

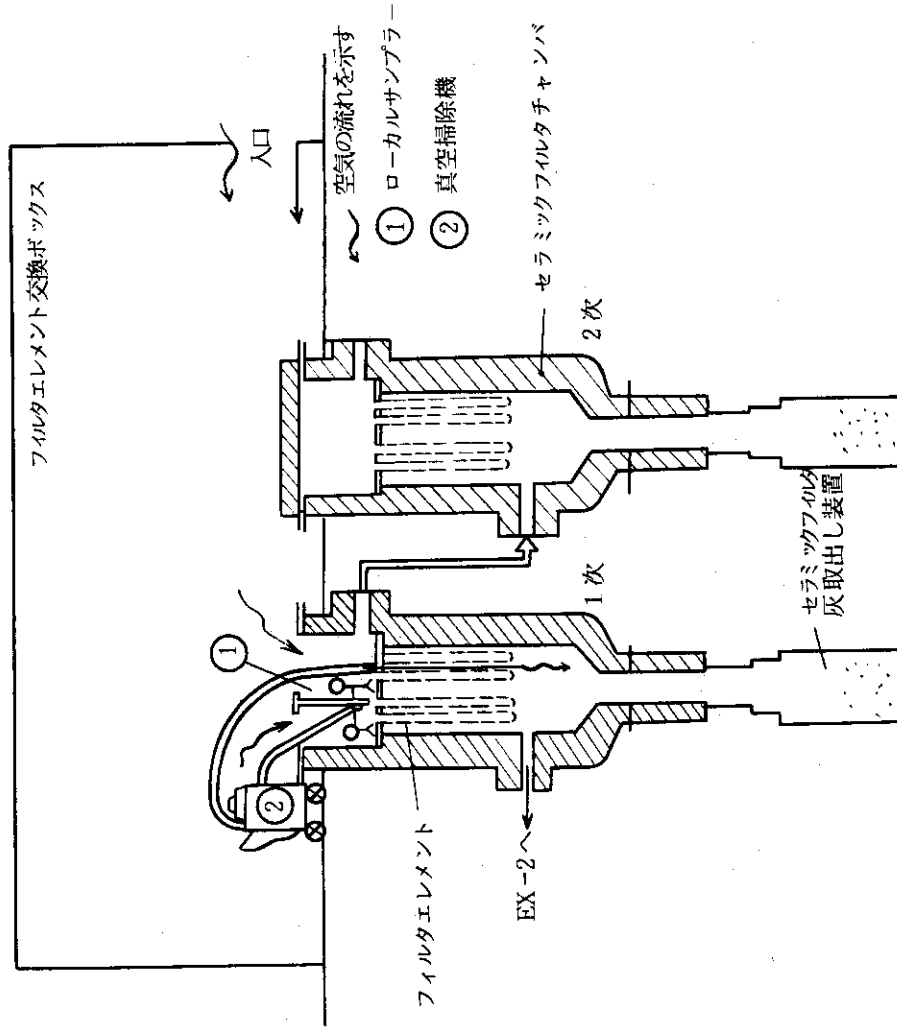


Fig. A. 3.4 -1 乾式焼却炉フィルタエレメント交換

### A 3.5 燃料試験施設のセル除染作業時における放射線管理

燃料試験施設においては、1979年12月にBWR使用済燃料集合体2体、1980年7月にPWR使用済燃料集合体1体が搬入され、集合体および燃料に関する各種の照射後試験が進められている。また各セル内では内装機器の自主点検、補修などの作業において、これらに従事する作業者の被曝を低減するためおよび防護具を軽装にして作業能率を良くするためにセル内の除染が必要であり、1980年度は3回のセル内除染作業が実施された。これらの除染作業に伴う放射線管理の概要を述べる。

#### (1) 作業概要

1980年度実施された3回の除染作業においては、いずれも作業前に、まずマニプレートによる遠隔除染（ふきとり除染）を実施した。その後、作業者が直接セル内へ立ち入り、紙ウエス、化学雑きん、除染剤を含ませたウエスで床、壁、内装機器表面をふきとる乾式除染方法によって行った。セル内の汚染のサービスイリアへの拡大を防止するため、セル背面（セル出入口）に直結しているアイソレーションルームまたはグリーンハウス内に3段階のバリヤを設け、作業員およびバリヤ床面の汚染監視を強化した。作業者の呼吸保護具は、最初エアラインスーツを着用し、セル内の汚染レベルが低くなるに従って自給式加圧服、全面マスクまたは半面マスクの順に換えた。

Table A 3.5 - 1 に各セル除染作業の放射線管理データを示す。

#### (2) 照射線量率および表面汚染

照射線量率については、第3回の $\beta\gamma$ コンクリートNo.1セルが高い値を示しているが、これは同セル内にあるクラッド洗浄槽からの影響によるものである。この洗浄槽の内部の除染を実施した結果、表面で200 mR/hとなった。その他のセルについては特に問題はなかった。

表面汚染は、作業前（遠隔除染後）平均 $10^6$  dpm/100 cm<sup>2</sup>程度であったが、除染後には内装機器のすき間などに入った汚染を除きほとんど除去された。

#### (3) 空气中放射能濃度

除染作業中にはセル内、アイソレーションルーム内などのダストモニタリングを実施した。最も高い値を示したのは、第3回作業の $\beta\gamma$ コンクリートNo.1セル1階の除染作業中で、セル内では $4 \times 10^{-9}$   $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ （この濃度は<sup>60</sup>Coの(MPC)<sub>a</sub><sup>68</sup>の値とほぼ等しい。）グリーンハウス内では $4 \times 10^{-11}$   $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ であった。

#### (4) 作業者の被曝線量

各除染作業における被曝線量は、Table A.3.5 - 1 に示すとおり、いずれも計画被曝線量以下であった。第3回の作業では、 $\beta\gamma$ コンクリートNo.1セル内にあるクラッド洗浄槽の汚染による線量率の影響および作業期間が長いため、比較的高い被曝線量となった。

1980年度に実施されたセル除染作業において検出された核種は、クラッドによる<sup>60</sup>Co、<sup>54</sup>Mnであった。これは燃料棒の切断、研磨に使用したセルが今年度の除染作業の対象に含まれていないためであり、今後の除染作業ではFP核種が汚染核種となり、汚染レベルも今年度より相当高くなることが予想される。

今年度実施した経験から、セル内除染に伴う放射線管理上今後参考となる事項として

- ① セル出入口のバリヤを3段階以上設置することは、外部への汚染拡大防止に有効である。

② セル内の汚染レベルによって呼吸用保護具着用の基準を定めかつ完全に遂行することは、内部被曝防止に有効である。

③ セル内の高レベル廃棄物、高レベル機器（今回の場合はクラッド洗浄槽）は、作業前に完全撤去しておくことが外部被曝低減上重要である。

などがあげられる。

（中村清宣）

Table A.3.5-1 セル除染時における放射線管理データ  
(東海研究所, 1980年度)

	第 1 回	第 2 回	第 3 回		
	βγコンクリート No.2セル	βγコンクリート No.3セル	βγコンクリートNo.1セル		βγコンクリート No.2セル
			1 階	地 階	
作業期間 (作業日数)	1980.8.5~8.6 (2日)	1980.9.1~9.4 (4日)	1981.2.13~2.27 (12日)		
作業人数	外来 9人 原研 2人	外来 12人 原研 5人	外来 13人 原研 7人		
照射線量率					
作業前(最大)	1.5mR/h	18mR/h	130mR/h	1.6R/h	10mR/h
除染後( )	0.1 "	<0.1 "	50 "	20 mR/h	<0.1 "
表面汚染密度					
作業前(最大)	$5 \times 10^5$ dpm/100cm <sup>2</sup>	$1 \times 10^7$ dpm/100cm <sup>2</sup>	$5 \times 10^6$ dpm/100cm <sup>2</sup>	$2 \times 10^7$ dpm/100cm <sup>2</sup>	$2 \times 10^7$ dpm/100cm <sup>2</sup>
" (平均)	$2 \times 10^4$ "	$2 \times 10^6$ "	$2 \times 10^6$ "	$3 \times 10^6$ "	$5 \times 10^6$ "
除染後(最大)	$8 \times 10^2$ "	<200 "	$5 \times 10^2$ "	$6 \times 10^2$ "	<200 "
空气中放射能濃度					
*1セル(最大)	$7 \times 10^{-11}$ μCi/cm <sup>3</sup>	$7 \times 10^{-10}$ μCi/cm <sup>3</sup>	$4 \times 10^{-9}$ μCi/cm <sup>3</sup>	$5 \times 10^{-10}$ μCi/cm <sup>3</sup>	$5 \times 10^{-10}$ μCi/cm <sup>3</sup>
アイソレーション ルーム(最大)	$< 2 \times 10^{-13}$ "	$2 \times 10^{-12}$ "	*2 $4 \times 10^{-11}$ "	$3 \times 10^{-11}$ "	$2 \times 10^{-11}$ "
計画被曝線量	10 mrem	60 mrem	150 mrem		
被曝線量					
(最大)	<10 mrem	33 mrem	142 mrem		
(平均)	<10 "	15 "	78 "		
汚染核種	<sup>60</sup> Co, <sup>54</sup> Mn	<sup>60</sup> Co, <sup>54</sup> Mn	<sup>60</sup> Co, <sup>54</sup> Mn	<sup>60</sup> Co, <sup>54</sup> Mn	<sup>60</sup> Co, <sup>54</sup> Mn
使用呼吸保護具	エアラインスーツ 半面マスク	エアラインスー ツ 半面マスク	エアラインスーツ 自給式加圧服 全面マスク 半面マスク		
備考	*1 セル内の空气中放射能濃度はサンプリング端の位置、配管沈着などを考慮して評価した値 *2 グリーンハウス内の濃度				

### A 3.6 使用済燃料集合体の搬入に伴うNH-25(BM型)キャスク除染時の放射線管理データ

燃料試験施設においては、1980年7月上旬に関電(株)美浜発電所から使用済燃料集合体(以下「PWR用燃料集合体」という)1体が搬入され、その燃料集合体の取出しおよびキャスク除染作業が実施された。

1979年12月上旬に原電(株)敦賀発電所から使用済燃料集合体(以下「BWR用燃料集合体」という)2体が搬入されており、これに関する作業時の放射線管理の概要は「保健物理-管理と研究-No.22」に報告した。

今回の作業工程は前回とほとんど同様であったが、燃料集合体の形態(PWR用、BWR用)および燃焼度が異なるため、放射線管理データについて両者の比較を行った。

搬入されたキャスクは前回と同じNH-25(BM型)であるが、キャスク内筒に入れる燃料集合体容器は前回はBWR用(2体入)であったが、今回はPWR用(1体入)であった(Fig. A 3.6-1)。Table A 3.6-1にキャスク除染作業時の放射線管理データの比較を示す。

#### (1) 照射線量率

今回の燃料集合体搬入時のキャスク表面の線量率は前回に比べて約1/10であった。これは主として燃料集合体の本数および燃焼度の差によるものである。

燃料集合体取出し後のPWR用燃料集合体容器底部の表面線量率は、BWR用燃料集合体容器に比べて約1/5であった。この容器底部の線量率は燃料集合体容器内部の底に残存している汚染によるものである。

#### (2) 表面汚染密度

キャスク各部の表面汚染密度は、前回と比較してほとんど有意な差はなく、最大は $10^4$  dpm/100 cm<sup>2</sup>程度であった。

#### (3) 空气中放射能濃度

キャスク除染中における空气中放射能濃度の評価結果をTable A.3.6-1に示す。プール側面においた局所排気装置吸入口前面においては前回、今回いずれも他の場所に比べて高い濃度を示した。これは、プール内で燃料集合体容器の蓋を開いた時、容器内の汚染空気が小気泡としてプール水上面へ発散したことによる。

前回のBWR用燃料集合体搬入に伴う一連の作業では空气中塵埃の核種は<sup>60</sup>Co, <sup>54</sup>Mnが検出されたが、今回のPWR用燃料集合体の場合は<sup>60</sup>Co, <sup>54</sup>Mn, <sup>58</sup>Coが検出された。

サービスエリア内のローカルサンプリング端の空气中放射能濃度は前回、今回とも $10^{-13}$  μCi/cm<sup>3</sup>程度で有意な差はなかった。

#### (4) 水の放射能濃度

キャスク内筒と集合体容器の中の水はろ過水により置換されたが、置換後の水中の放射能濃度はいずれも前回と比較して有意な差はなかった。これらの水を核種分析した結果、前回のBWR用キャスク内筒中の置換水および同集合体容器中の置換水には<sup>60</sup>Co, <sup>54</sup>Mnのほか<sup>137</sup>Cs, <sup>134</sup>CsなどのFP核種が含まれていたのに対し、今回のPWR用キャスクに関する置換水中の核種は<sup>60</sup>Co, <sup>54</sup>Mn, <sup>58</sup>Coであった。

(秋山 勇)

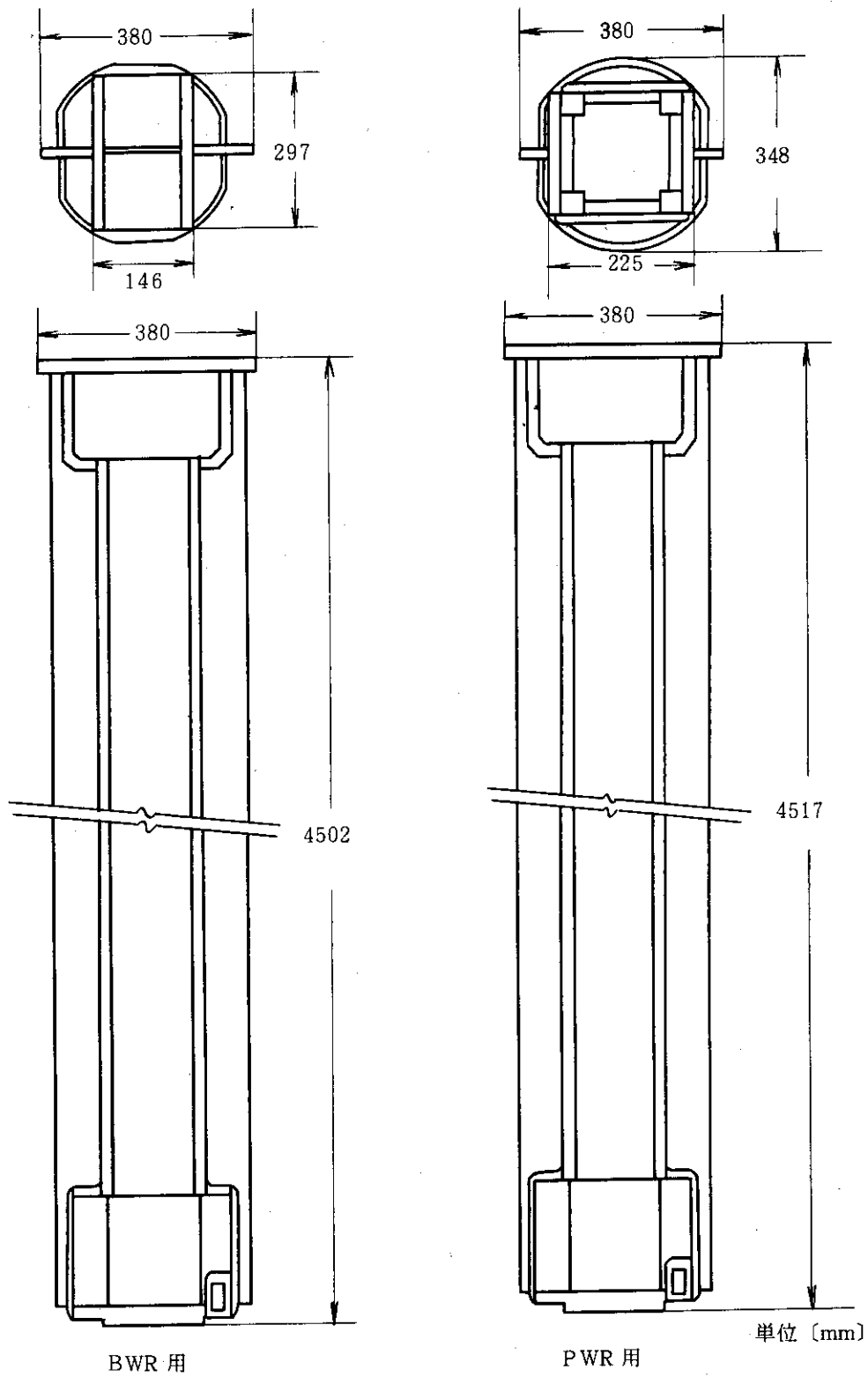


Fig. A. 3.6 - 1 NH - 25 キャスク用燃料集合体容器



Table A. 3.6 - 1 キャスク除染作業時の放射線管理データ

(東海研究所 1980年度)

	項 目	単 位	前回の作業	今回の作業	備 考
燃 料 要 素	燃 料 型 式		(BWR用)	(PWR用)	
	濃 縮 度	wt%	2.5	3.3	
	燃 焼 度	MWD/T	21600	8429	
	冷 却 期 間	日	574	660	
	照 射 期 間	"	1321	270	
	燃 料 名 称		J AB-73 J AB-74	D 07	
	本 数	体	2	1	
照 射 線 量 率	キ ャ ス ク 表 面	mR/h	40	3	
	集 合 体 容 器 の 蓋	mR/h	2	0.6	
	集 合 体 容 器 の 表 面	mR/h	40*	8*	*内部汚染の影響
表 面 汚 染 密 度	キ ャ ス ク の 蓋	dpm/100cm <sup>2</sup>	3.2 × 10 <sup>4</sup>	2.9 × 10 <sup>3</sup>	除染前の値
	集 合 体 容 器 の 蓋	dpm/100cm <sup>2</sup>	8.0 × 10 <sup>3</sup>	1.0 × 10 <sup>4</sup>	"
	集 合 体 容 器 の 表 面	dpm/100cm <sup>2</sup>	2.4 × 10 <sup>3</sup>	8.0 × 10 <sup>3</sup>	"
	集 合 体 容 器 の 内 面	dpm/100cm <sup>2</sup>	2.0 × 10 <sup>3</sup>	1.5 × 10 <sup>3</sup>	"
空 気 中 放 射 能 濃 度	プ ー ル 側 の 局 所 排 気 装 置 前	μCi/cm <sup>3</sup>	1.7 × 10 <sup>-11</sup> (1h平均)	5.9 × 10 <sup>-12</sup> (8h平均)	
	サ ー ビ ス エ リ ア ロ ー カ ル 端	μCi/cm <sup>3</sup>	1.0 × 10 <sup>-13</sup>	3.0 × 10 <sup>-13</sup>	
	キ ャ ス ク 足 場 上 部	μCi/cm <sup>3</sup>	1.0 × 10 <sup>-12</sup>	8.0 × 10 <sup>-12</sup>	
	核 種		<sup>60</sup> Co, <sup>54</sup> Mn	<sup>60</sup> Co, <sup>54</sup> Mn, <sup>58</sup> Co	
水 中 放 射 能 濃 度	キ ャ ス ク 内 筒 中 の 水	μCi/cm <sup>3</sup>	3.3 × 10 <sup>-6</sup>	8.8 × 10 <sup>-6</sup>	ろ過水と水置換後の値
	核 種		<sup>60</sup> Co, <sup>54</sup> Mn, <sup>137</sup> Cs, <sup>134</sup> Cs	<sup>60</sup> Co, <sup>54</sup> Mn, <sup>58</sup> Co	
	集 合 体 容 器 中 の 水	μCi/cm <sup>3</sup>	-	5.0 × 10 <sup>-3</sup>	"
核 種			<sup>60</sup> Co, <sup>54</sup> Mn, <sup>58</sup> Co		
集 合 体 容 器 中 の 水	μCi/cm <sup>3</sup>	5.0 × 10 <sup>-4</sup>	3.0 × 10 <sup>-4</sup>	フィルタ通過後の値	
核 種		<sup>60</sup> Co, <sup>54</sup> Mn	<sup>60</sup> Co, <sup>54</sup> Mn		

### A.3.7 第2廃棄物処理棟の放射線管理用モニタリングシステム

原子力施設における放射線管理を効果的かつ合理的に行うには、施設設計時に施設の種類、作業内容に応じたモニタの選択、配置などを考慮しなければならない。しかし、これらの条件を満足させるには、モニタの種類、数量が多くなり、設置費および維持管理費が増大する。また当初予定していた作業場所や作業内容が変更した場合、目的としたモニタリングができないことがある。

ここでは、新設された第2廃棄物処理棟に、必要最小限のモニタリング機器で効果的なモニタリングができるモニタリングシステムを設置した。以下にその概要について述べる。

モニタリングシステムは、検出器設置場所の移動を容易にし、かつ各種モニタを中央監視盤で監視するため、モニターミナルボックス（以下MTボックスという。）を設置した。MTボックスは、施設内主要箇所を設置し、中央監視盤とケーブルで接続する。ボックスには各種モニタ接続用コネクタ、警報ランプおよびブザーなどが組込まれている。各系統別のMTボックス接続系統の例をFig. A.3.7-1に示す。

原研型モジュールを使用する場合は、予想される作業場所近くの壁面にあらかじめ取付パネルを設置しておき、パネルに検出器およびプリアンプを固定する。プリアンプとMTボックス間はコネクタ付ケーブルで接続し、中央監視盤で監視を行う。原研型モジュールを使用する場合、中央監視盤内の中継ボックスとビン電源間のケーブル接続替作業を要するため、おもに定位置型モニタとして使用する。

一方、市販されている可搬型エリアモニタ、ダストモニタは機器単体で監視機能を有し、外部信号出力端子として、記録計および警報用などがあるのが一般的である。これらの信号を中央監視盤へ伝送し、その監視を行うため、MTボックスに専用のコネクタを設け、中央監視盤内のレコーダ出力選択装置と接続できるようにした。この選択装置には、各MTボックスにモニタが接続されたことを示すランプがあり、そのモニタの指示を記録する必要がある場合には、ボタン操作で簡単に行うことができる。

放射線管理用モニタシステムに、MTボックスを導入することにより、以下に述べるような効果がある。

- ① 検出端の移動が容易なため、作業場所の変化にたいして適切な対応が可能である。
- ② 少ないモニタリング機器で効率的なモニタリングができる。
- ③ 作業内容に応じて、モニタリング機器（例えば、ダストモニタ、 $\gamma$ 線エリアモニタ）の選択および配置が容易にできる。

（松 下 紘 三）

中央監視盤

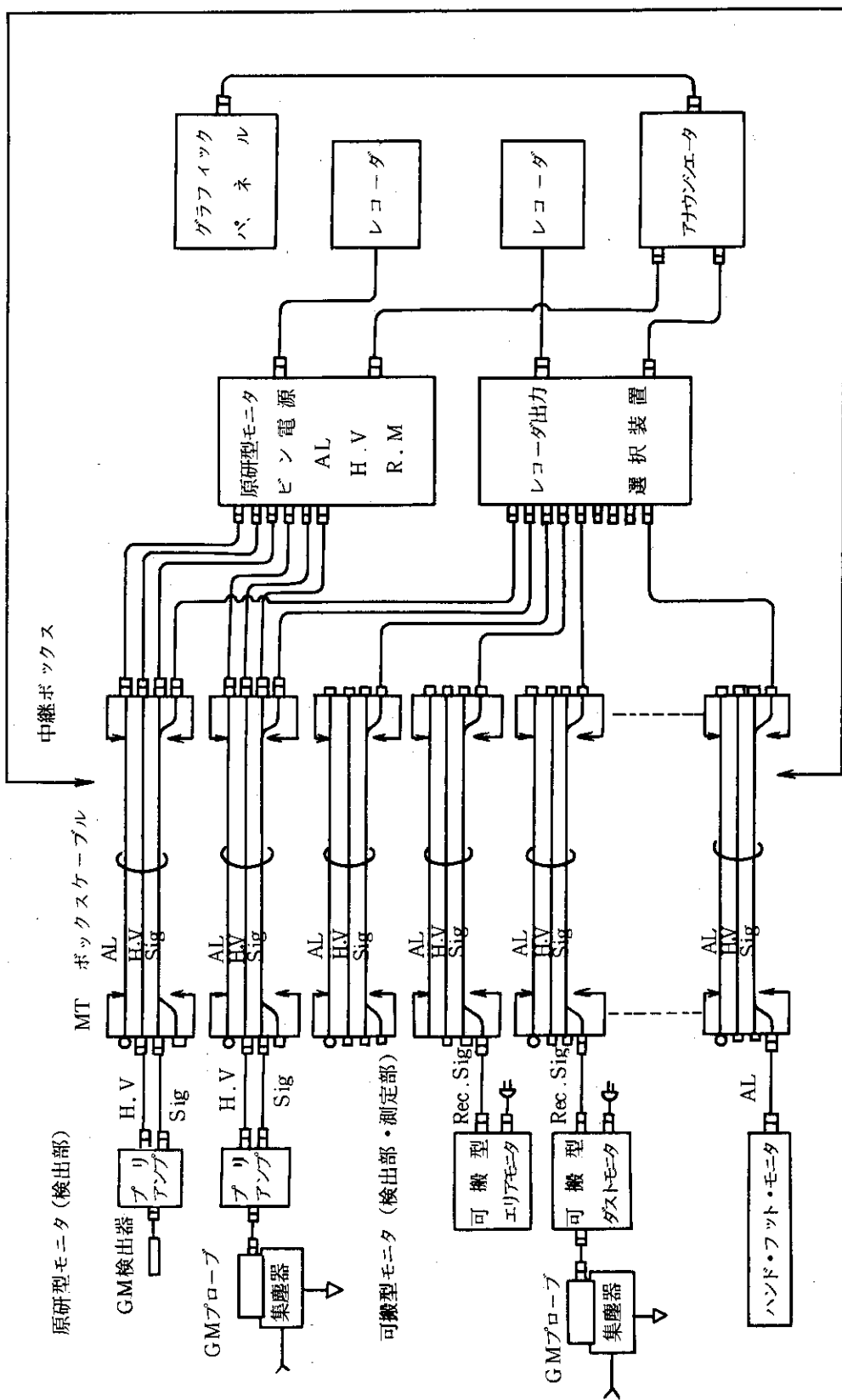


Fig. A. 3.7 - 1 モニター-ミニナルボックスの接続系統例

## 1 A . 4 環境放射能の管理

### A. 4. 1 概要

東海研究所周辺監視区域内外の定常的な環境モニタリングとして、1979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、1980年10月に行われた中国核実験の影響が降下物等に認められたが、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。

1980年度から「茨城県環境放射線監視計画」が大幅に改定・強化され、周辺公衆の被曝線量の推定・評価が監視計画の主目的として追加されたため、原子力施設から排出される主要な放射性核種については核種分析を行い、環境試料中の核種ごとの濃度を算定することになった。これに対応して1980年度から機器分析を実施し、ストロンチウム、セリウム、ルテニウムなどの化学分析を試験的に開始した。

東海研究所のモニタリングステーションに設置してあるダストモニタ（4基）を、連続移動ろ紙式から固定ろ紙式に改造し、検出限界値の向上をはかった。

JT-60の建設に伴い那珂地区のバックグラウンド調査を実施した。そのほか、東海研究所の原子力施設安全審査資料の作成などを行った。（国分 守信）

### 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

東海研究所4地点のダストモニタを1980年10月に連続移動ろ紙式から固定ろ紙式に変更した（変更の内容については1979年度版「保健物理-管理と研究-No.22」,A.4.2およびA.5.3を参照）。固定ろ紙式ダストモニタにより大気中の放射性塵埃を固定ろ紙上に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、 $\alpha$ 放射能および $\beta$ 放射能を測定することにより、それぞれの長半減期核種の月平均濃度を求めた。Fig.A.4.2-1には、それらの大気塵埃中の月平均放射能濃度（8月までは従来の連続移動ろ紙式ダストモニタにより集塵後4時間および8時間減衰させて $\beta$ 放射能および $\alpha$ 放射能を測定した値、10月以降については固定ろ紙式ダストモニタによる長半減期核種の値）を、 $\gamma$ 線照射線量率の月平均値とともに示した。1981年3月に $\beta$ 放射能濃度が高いのは、フォールアウトのスプリングピーク現象によるものである。

#### (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 $\mu\text{R}/\text{h}$ 程度高くなった。1981年3月の最大値は、全ポストとも4~5 $\mu\text{R}/\text{h}$ 程度高いが、これは3月15日に降った雨の影響である（MP-18およびMP-24はこの時間停電）。表中特に高い値

は、廃棄物処理場からの廃棄物パッケージの輸送、JPDR スカイシャイン実験、東大炉の運転などの影響によるものである。

(3) 定点における $\gamma$ 線照射線量率測定

1979年度と同様、測定点19点について $\gamma$ 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

1979年度と同様、TLD ( $Mg_2SiO_4 : Tb$ ) により3カ月間ごと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)  $\gamma$ 線照射線量率の走行測定

1979年度と同様、走行サーベイを1981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

1979年度と同様、各気象要素について連続観測を行った。

(7) その他の管理業務

(a) 那珂地区 (JT-60 サイト) の第2回目のバックグラウンド調査を1980年12月に実施した。調査項目は、 $\gamma$ 線照射線量率、空間 $\gamma$ 線スペクトル分布である。なお積算線量測定は、1979年12月の第1回目のバックグラウンド調査時から3カ月間ごとに継続して行っている。

(b) 日本原子力船研究開発事業団からの委託により、原子力船「むつ」の想定事故時における放出放射性物質による国内各港湾周辺公衆の被曝線量評価を行った。

(c) JRR-2 の燃料燃焼度の変更 (30% → 40%) および JRR-2 円筒B型燃料の炉心装荷本数の変更 (4体 → 最大10体)、SHE の炉心燃料変更、トリチウムプロセス研究棟の建設に伴い、これら施設からの放出放射能による環境での被曝線量の評価を行った。

(d) 放射性汚染処理第1課からの依頼により、中レベル廃棄物からの線量率分布測定を行った。

(e) JPDR スカイシャインベンチマーク実験による影響を調べるため環境サーベイを行った。JPDR 保全区域境界で  $55 \mu R/h$  (正味) であり、300 m 程度の距離ではほとんど影響はなかった。

(f) SHE からの中性子線および $\gamma$ 線のスカイシャイン測定を放射線管理第2課に協力して行った。

(片 桐 浩)

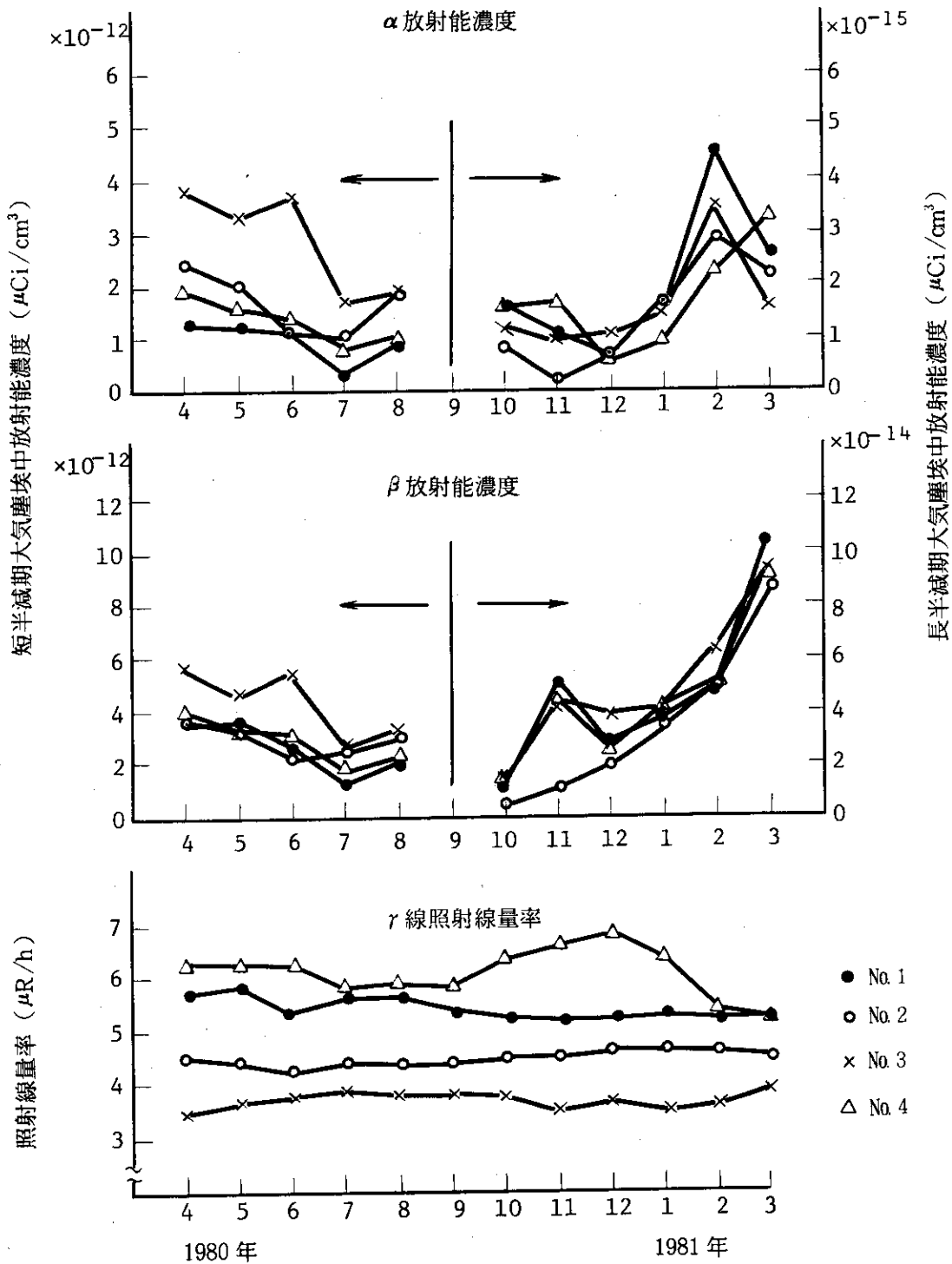


Fig. A. 4. 2-1 モニタリングステーションにおける  $\gamma$  線照射線量率および大気塵埃中放射能濃度の月平均値  
 (大気塵埃中放射能濃度は1980年10月から長半減期核種測定に変更) した。変更後は右軸の値を使用

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

(単位:  $\mu\text{R}/\text{h}$ ) (東海研究所, 1980年度)

ポストNo.	年 月	1980年												1981年			平均	標準 偏差
														1	2	3		
		4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3					
構 内 ポ ス ト	MP-11	平均 4.4	4.4	4.4	4.3	5.2	5.6	5.9	6.0	5.8	5.7	5.8	5.5	5.7	5.3	0.68		
		最大 6.9	6.1	5.9	6.9	6.9	10.5*2	8.9	7.6	9.1	7.2	8.4	10.2	8.4	-	-		
	MP-12	平均 5.0	5.0	4.9	4.9	5.1	5.4	5.5	5.6	5.3	5.3	5.4	5.4	5.2	0.24			
		最大 7.0	6.4	6.4	7.9	6.8	7.3	8.6	7.0	7.9	6.4	8.0	10.4	-	-			
	MP-13	平均 5.0	5.4	5.6	5.4	5.6	5.7	5.8	6.0	5.8	5.8	5.6	5.3	5.6	0.27			
		最大 10.8	7.5	9.0	9.2	7.1	8.3	9.3	10.1*3	9.3	7.7	8.4	10.5	-	-			
	MP-14	平均 7.2	7.3*1	7.2	7.2	7.3	7.6	7.9	7.8	7.7	7.7	7.6	7.5	7.5	0.25			
		最大 9.7	18.0	9.2	10.8	9.3	10.3	11.5	9.9	11.4	9.9	10.8	12.8	-	-			
	MP-15	平均 4.9	5.0	5.1	5.1	5.2	5.5	5.5	5.4	5.2	5.1	5.2	5.2	5.2	0.19			
		最大 7.9	7.8	7.4	8.8	6.6	8.1	8.8	7.4	8.7	6.9	7.9	10.5	-	-			
MP-16	平均 3.9	3.8	3.7	3.7	3.9	4.3	4.4	4.5	4.4	4.3	4.4	4.3	4.1	0.31				
	最大 6.8	6.5	5.8	6.5	5.4	6.6	7.7	6.5	7.7	8.1	7.5	9.3	-	-				
MP-17	平均 4.4	4.2	4.3	4.2	4.6	5.2	5.7	4.9	4.9	4.8	4.9	4.7	4.7	0.44				
	最大 7.5	7.3	6.8	6.7	6.1	7.1	9.3	6.3	8.1	6.6	7.1	9.6	-	-				
MP-18	平均 4.2	4.2	4.2	4.3	4.3	4.3	4.4	4.1	4.2	4.3	4.4	4.2	4.3	0.09				
	最大 6.3	6.2	5.8	7.0	5.9	6.0	7.3	8.2	7.4	7.1	6.8	6.5	-	-				
MP-19	平均 4.8	4.7	4.7	4.6	4.7	5.0	5.2	5.2	5.1	5.0	5.1	5.1	4.9	0.22				
	最大 7.0	6.5	6.3	7.2	6.0	6.8	7.7	6.5	9.0	8.0	7.5	9.1	-	-				
MP-21	平均 4.7	4.7	4.9	4.9	4.8	5.0	5.0	5.0	4.8	4.6	4.7	4.8	4.8	0.14				
	最大 7.0	6.8	7.4	8.6	6.2	7.0	7.7	6.8	8.5	5.6	7.7	10.2	-	-				
MP-22	平均 4.8	5.0	5.2	5.2	5.1	5.0	4.9	4.7	4.5	4.3	4.5	4.6	4.8	0.30				
	最大 7.2	6.8	7.0	8.5	6.5	6.7	7.4	6.2	7.6	5.6	7.1	9.0	-	-				
MP-23	平均 4.4	4.5	4.6	4.6	4.6	4.7	4.7	4.6	4.5	4.4	4.5	4.6	4.6	0.10				
	最大 6.4	6.5	6.1	7.8	5.8	7.0	7.0	5.8	7.1	5.7	6.6	8.6	-	-				
MP-24	平均 4.8	5.1	5.4	5.4	5.3	5.0	4.9	4.6	4.4	4.2	4.4	4.5	4.8	0.42				
	最大 6.4	6.6	6.8	8.2	6.9	6.1	6.9	5.7	6.6	5.5	6.2	5.7	-	-				
MP-25	平均 4.7	4.8	5.0	4.9	4.9	5.0	5.1	5.1	5.0	4.9	4.9	4.9	4.9	0.12				
	最大 7.0	6.6	6.5	7.9	6.3	6.6	7.9	6.2	7.7	6.1	7.8	8.8	-	-				

\* 1 処理場からの廃棄物パッケージ輸送による影響

\* 2 東大炉の運転による影響

\* 3 JPDRスカイライン実験の影響

Table A. 4.2-2 定点における $\gamma$ 線照射線量率測定結果

(東海研究所, 1980年度)

地点番号	地点名	測定期間	
		1980年3月11日 ~3月14日	1980年10月24日 ~10月30日
測定結果		照射線量率 ( $\mu\text{R}/\text{h}$ )	照射線量率 ( $\mu\text{R}/\text{h}$ )
1	構内 (ST-1)	5.3	5.0
2	舟石川 (原電住宅)	2.9	3.1
3	照沼 (如意輪寺)	4.0	3.8
4	宮前 (酒列神社)	2.7	2.7
5	須和間 (ST-3)	3.4	3.7
6	" (住吉社)	3.6	3.8
7	那珂湊 (三峰神社)	2.5	2.8
8	勝田 (吉田神社)	4.1	4.2
9	" (日製病院前)	3.4	3.0
10	" (香取宮)	2.6	2.6
11	那珂町 (上宮寺)	5.3	3.7
12	内宿 (大山台)	2.7	2.9
13	磯部 (都々逸坊)	4.8	4.8
14	横堀 (発汗地蔵)	3.1	3.3
15	菅谷 (鹿島神社)	3.3	3.0
16	稲田 (今鹿島神社)	2.8	2.7
17	亀下 (ST-4)	5.9	5.6
18	高野 (鹿島神社)	2.7	2.8
19	石神 (住吉神社)	3.3	3.2



TableA. 4.2-3 積算線量測定結果

5 cm厚の鉛箱内の値を差し引いてある

(東海研究所, 1980年度)

地点番号	測定期間 地名	第1四半期		第2四半期		第3四半期		第4四半期	
		1980年3月18日 ～6月18日		1980年6月18日 ～10月8日		1980年10月8日 ～12月18日		1980年12月18日 ～1981年3月17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)	91日積算* 線量(mR)
M-1	構内(ST-1)	10.3	10.2	13.7	11.1	8.1	10.1	10.4	10.6
M-2	周辺監視区域境界 (MP-1)	9.4	9.3	13.3	10.8	8.5	10.7	9.8	10.0
M-8	周辺監視区域境界 (プル研裏)	8.6	8.5	11.2	9.1	6.9	8.6	9.6	9.8
M-10	周辺監視区域境界 (MP-7)	8.5	8.4	11.8	9.6	6.8	8.6	8.7	8.9
M-11	周辺監視区域境界 (MP-8)	9.9	9.8	13.0	10.5	7.9	10.0	10.6	10.8
M-13	構内(ST-2)	10.7	10.6	13.0	10.7	8.4	10.6	10.2	10.4
M-17	新川下流	8.9	8.8	10.9	8.9	7.0	8.9	9.2	9.4
M-18	宿	6.9	6.8	9.3	7.6	6.0	7.6	7.9	8.1
M-19	阿漕ヶ浦南西方	7.6	7.5	9.8	8.0	5.8	7.3	7.6	7.8
M-20	阿漕ヶ浦西方	8.4	8.3	10.9	8.9	7.8	9.8	9.0	9.2
M-21	白方	7.7	7.6	10.2	8.3	6.8	8.5	8.5	8.7
M-22	原電グラウンド北西	7.2	7.1	8.9	7.3	6.1	7.7	7.6	7.8
M-26	川根	8.5	8.4	10.3	8.4	6.6	8.3	8.6	8.8
M-29	須和間(ST-3)	7.8	7.7	9.7	7.9	6.4	8.0	8.5	8.7
M-30	亀下(ST-4)	11.3	11.2	14.7	11.9	9.7	12.2	12.0	12.3
M-53	東海中	6.5	6.5	8.7	7.1	5.3	6.6	7.1	7.3
M-44	豊岡1	-	-	-	-	-	-	9.5	9.7
M-56	豊岡2	-	-	-	-	-	-	10.9	11.1
M-57	豊岡3	-	-	-	-	-	-	8.6	8.8

豊岡1～3は北方周辺監視区域の拡大により第4四半期から追加した。

\* 積算線量計の配置期間は約3カ月で一定ではないので、データの比較を容易にするために91日積算線量に換算した値である。

**A.4.3 環境試料のモニタリング**

(1) 環境試料中の全β放射能の測定

1980年度に実施した環境試料中の全β放射能の測定については、試料の種類および頻度ともに1979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較して大きな差はなく、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放射能の測定

水盤法によって採取した降下物中の全β放射能の月間降下量および雨水中の放射能濃度の月間平均の変動を Fig. A. 4.3 - 1 に示す。

水盤法による降下物中の放射能は1979年度と比較すると、前半期は1/2以下であったが、後半期は10月に行われた中国核実験の影響が現われ、約5倍に増加した。雨水濃度にも若干核実験の影響がみられた。

(3) 排水溝排水中の放射能濃度

第1および第2排水溝については、1週間連続採取した試料により週平均濃度を求め、第3排水溝については、毎週1回の採水試料から濃度を求めた。これらの値はいずれも $1/10 \cdot (\text{MPC})_w$ 以下で問題はなかった。Table A. 4.3 - 2 に月間平均濃度を示す。

第1および第2排水溝における連続排水モニタによる監視結果にも異常はなかった。

(中 戸 喜 寄)

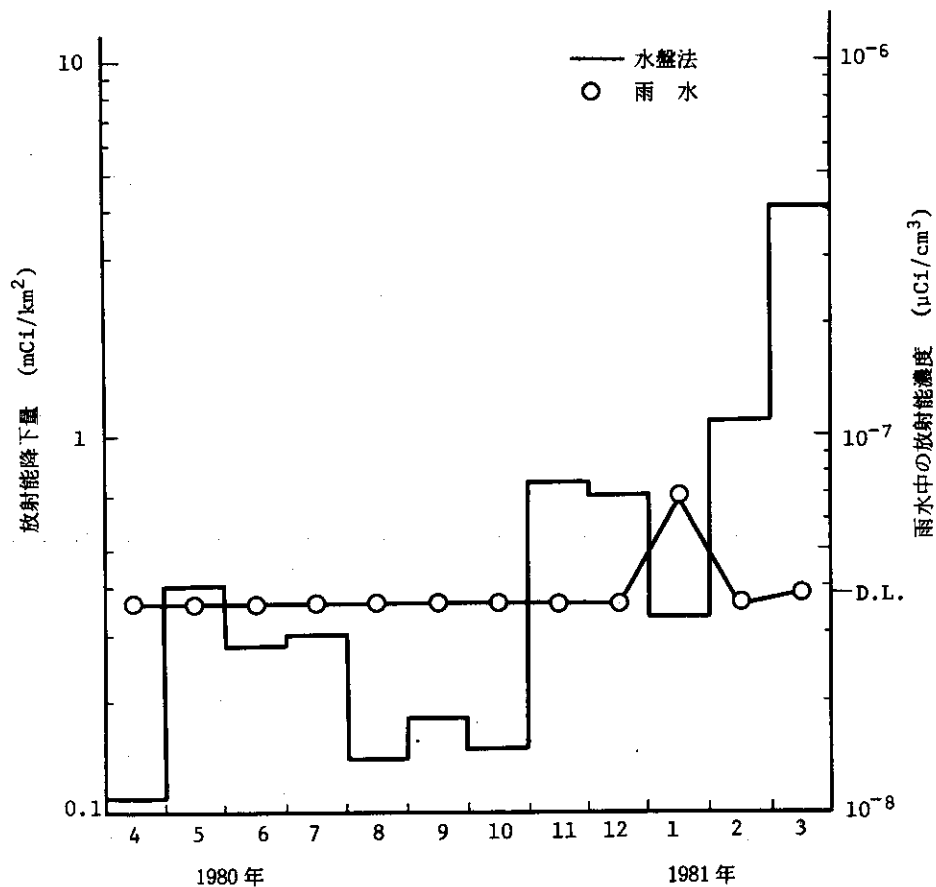


Fig. A.4.3-1 降下物中の全β放射能

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, 1980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	
構内JPDR	12	16	松 葉<指標物>	2.8	-
東海村須和間	6.8	15	牛 乳(船場)	1.0	1.0
"  亀下	18	15	牧 草(  "  )	4.1	5.3
"  石神	8.3	13	精 米(須和間)	-	0.7
勝田市高場	5.3	10	はくさい(  "  )	1.7	-
"  宮前	3.4	9.0	甘 藷(  "  )	-	2.9
"  稲田	7.1	7.9	ほうれん草(  "  )	-	7.3
那珂町横堀	6.4	7.5	水産物	pCi/g 生	
排水溝出口付近砂	pCi/g 乾		(東海沖産)		
第1排水溝	17	15	{ (可食部)	2.7	2.3
第2排水溝	12	14	{ (骨)	2.3	2.0
第3排水溝	18	15	ヒラメ { (内臓)	3.5	1.3
飲 料 水	pCi/l		{ (頭)	1.7	2.0
阿漕浦取水口	* * 1	*	シラス (全部)	1.8	3.2
荒谷台浄水場	*	*	(日立市久慈浜産)		
長堀  "	*	*	カジメ	3.4	-
岡  "	-	*	ヒジキ	-	16
照沼	*	*	海 底 土	pCi/g 乾	
須和間	*	*	東海沖 C 海域 *2	19	12
河 川 水	pCi/l		東海沖 D 海域 *3	14	13
久慈川原研取水口	*	*	海 水	pCi/l	
久慈川河口(豊岡)	-	*	東海沖 C 海域	1.1	*
			"  "	*	*
			東海沖 D 海域	1.0	*
			"  "	*	*

- \* 1 \* 検出限界以下
- \* 2 東海沖 約 500 m
- \* 3 東海沖 約 2,000 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, 1980年度)

年月	地点	第1排水溝	第2排水溝		第3排水溝
		全 $\beta$ ( $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ )	全 $\beta$ ( $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ )	$^3\text{H}$ ( $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ )	全 $\beta$ ( $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ )
1980年	4月	$<4.4 \times 10^{-9}$	$4.4 \times 10^{-9}$	$2.4 \times 10^{-6}$	$<1.2 \times 10^{-9}$
	5月	$<3.6 \times 10^{-9}$	$4.0 \times 10^{-9}$	$3.6 \times 10^{-6}$	$<1.0 \times 10^{-9}$
	6月	$3.7 \times 10^{-9}$	$4.8 \times 10^{-9}$	$1.5 \times 10^{-5}$	$1.0 \times 10^{-9}$
	7月	$<3.6 \times 10^{-9}$	$<3.6 \times 10^{-9}$	$5.7 \times 10^{-6}$	$<1.0 \times 10^{-9}$
	8月	$<3.6 \times 10^{-9}$	$3.7 \times 10^{-9}$	$2.3 \times 10^{-6}$	$1.0 \times 10^{-9}$
	9月	$<3.6 \times 10^{-9}$	$3.9 \times 10^{-9}$	$6.7 \times 10^{-6}$	$<1.0 \times 10^{-9}$
	10月	$<3.6 \times 10^{-9}$	$<3.6 \times 10^{-9}$	$9.3 \times 10^{-6}$	$1.1 \times 10^{-9}$
	11月	$3.7 \times 10^{-9}$	$6.2 \times 10^{-9}$	$1.1 \times 10^{-5}$	$<1.0 \times 10^{-9}$
	12月	$<3.6 \times 10^{-9}$	$3.8 \times 10^{-9}$	$2.3 \times 10^{-6}$	$<1.0 \times 10^{-9}$
1981年	1月	$<3.6 \times 10^{-9}$	$6.1 \times 10^{-9}$	$4.0 \times 10^{-6}$	$<1.0 \times 10^{-9}$
	2月	$<3.6 \times 10^{-9}$	$6.8 \times 10^{-9}$	$6.0 \times 10^{-5}$	$<1.0 \times 10^{-9}$
	3月	$3.7 \times 10^{-9}$	$7.4 \times 10^{-9}$	$7.6 \times 10^{-6}$	$1.7 \times 10^{-9}$

## (4) 環境試料中の放射性核種濃度

1980年度に採取した陸上の飲料水, 農産物, 土壌 および沿岸海域の海水, 海産生物, 海底土, 排水溝出口近辺土砂中に含まれる放射性核種濃度を測定した。その結果を Table A. 4.3 - 3 (a) および Table A. 4.3 - 3 (b) に示す (検出された核種は, 核実験による降下物の  $^{137}\text{Cs}$  のみであった)。

## (5) 大気塵埃および降下物中の放射能

1980年度と同様モニタリングステーションで集塵したろ紙から大気中の放射性核種濃度を測定した。その結果を ST. No. 3 (須和間) について Table A. 4.3 - 4 に示す。また, 水盤法によって採取した降下物中の放射性核種およびその濃度を測定した。結果を Fig. A. 4.3 - 2 に示す。11月以降  $^{95}\text{Zr}$  -  $^{95}\text{Nb}$ ,  $^{144}\text{Ce}$  などの核種が検出されているが, これは10月に行われた第26回中国核実験のフォールアウトの影響である。なお試料に対する検出限界を Table A. 4.3 - 5 に示す。

(梁 瀬 芳 晃)

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，1980年度）

種類，部位	採取年月	採取地点	<sup>3</sup> H	<sup>54</sup> Mn	<sup>60</sup> Co	<sup>95</sup> Zr	<sup>95</sup> Nb	<sup>131</sup> I	<sup>137</sup> Cs	単位
飲料水	1980年4月	東海村須和間	*	-	-	-	-	-	-	pCi/cm <sup>3</sup>
	" 10月	"	*	-	-	-	-	-	-	
牛乳	1980年5月	東海村船場	-	-	-	-	-	*	*	pCi/g生
	" 12月	"	-	-	-	-	-	*	*	
白菜	1980年5月	東海村須和間	-	-	-	-	-	*	*	pCi/g生
精米	1980年10月	"	-	-	-	-	-	-	8.9	×10 <sup>-3</sup> pCi/g生
ほうれん草	1980年10月	"	-	-	-	-	-	*	*	
カレイ(可食部)	1980年6月	日立市久慈浜	-	*	*	*	*	-	5.5	×10 <sup>3</sup> pCi/g生
カジメ	1980年5月	"	-	*	*	*	*	-	*	
ヒラメ(可食部)	1980年12月	"	-	*	*	*	*	-	5.5	
(骨)	"	"	-	*	*	*	*	-	*	
シラス	1980年12月	"	-	*	*	*	*	-	5.9	
ヒジキ	1980年12月	"	-	*	*	*	*	-	*	

\* : 検出限界以下

- : 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, 1980年度)

項目	採取年月	採取地点	<sup>54</sup> Mn	<sup>60</sup> Co	<sup>95</sup> Zr	<sup>95</sup> Nb	<sup>106</sup> Ru	<sup>137</sup> Cs	<sup>144</sup> Ce	<sup>3</sup> H	単位	
海水	1980年 7月	原研東海沖C海域	*	*	*	*	/	1.7	/	*	$\times 10^{-4}$ pCi/cm <sup>3</sup>	
	" 10月		*	*	*	*	1.3	/	*			
	" 7月		*	*	*	*	1.7	/	*			
海底土	" 10月	原研東海沖D海域	*	*	*	*	*	*	/	*	pCi / g 乾	
	1980年 7月		*	*	*	*	0.017	*	*			
	1981年 1月		*	*	*	*	0.018	*	*			
排水口 近辺土砂	1980年 7月	第1排水溝出口	*	*	*	*	*	0.050	*	*	pCi / g 乾	
	1981年 1月		*	*	*	*	0.027	*	*			
	1980年 7月		*	*	*	*	*	*	*			
	1981年 1月		*	*	*	*	*	*	*			
	1980年 7月		*	*	*	*	*	*	*			
	1981年 1月		*	*	*	*	*	*	*			
	1980年 7月		*	*	*	*	*	*	*			
陸土	1981年 1月	第2 "	*	*	*	*	*	*	*	*	pCi / g 乾	
	1980年 7月		*	*	*	*	*	*	*			
	1981年 1月		*	*	*	*	*	*	*			
	1980年 7月		*	*	*	*	*	*	*			
	1981年 1月		*	*	*	*	*	*	*			
	1980年 7月		*	*	*	*	*	*	*			
	1981年 1月		*	*	*	*	*	*	*			
	1980年 5月		第3 "	*	*	*	*	*	*	*		*
	1980年 11月			*	*	*	*	0.021	*	*		
	" 5月			*	*	*	*	0.037	*	*		
	" 11月		構内	*	*	*	*	*	1.4	*		*
	" 5月			*	*	*	*	4.3	*	*		
	" 11月			*	*	*	*	1.2	*	*		
	" 5月		東海村石神	*	*	*	*	*	0.53	*		*
	" 11月			*	*	*	*	0.84	*	*		
" 5月	*	*		*	*	0.082	*	*				
" 11月	" 須和間	*	*	*	*	*	0.93	*	*			
" 5月		*	*	*	*	0.50	*	*				
" 11月		*	*	*	*	0.13	*	*				
" 5月	勝田市稲田	*	*	*	*	*	0.62	*	*			
" 11月		*	*	*	*	0.38	*	*				
" 5月		*	*	*	*	0.80	*	*				
" 11月	" 高場	*	*	*	*	*	0.83	*	*			
" 5月		*	*	*	*	0.32	*	*				
" 11月		*	*	*	*	*	*	*				
" 5月	" 宮前	*	*	*	*	*	*	*	*			
" 11月		*	*	*	*	*	*	*				
" 5月		*	*	*	*	*	*	*				
陸土	1980年 12月	那珂町横堀	*	*	*	*	*	*	*	*	pCi / g 湿	
	" "		No. 1	*	*	*	*	*	*			
	" "		No. 2	*	*	*	*	0.62	*	*		
	" "		No. 3	*	*	*	*	0.20	*	*		
	" "		No. 4	*	*	*	*	0.065	*	*		
	" "		No. 5	*	*	*	*	0.13	*	*		
	" "		No. 6	*	*	*	*	0.050	*	*		
" "	No. 7	*	*	*	*	0.069	*	*				

\* : 検出限界以下  
/ : 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, 1980年度)

採取年月	<sup>54</sup> Mn	<sup>60</sup> Co	<sup>95</sup> Zr	<sup>95</sup> Nb	<sup>106</sup> Ru	<sup>137</sup> Cs	<sup>144</sup> Ce	<sup>141</sup> Ce	<sup>103</sup> Ru	
1980年 4月	*	*	*	*	*	0.71	*	*	*	
5月	*	*	*	*	*	0.73	*	*	*	
6月	*	*	*	*	*	0.74	*	*	*	
7月	*	*	*	*	*	0.29	*	*	*	
8月	*	*	*	*	*	*	*	*	*	
9月	*	*	*	*	*	*	*	*	*	
10月	*	*	*	*	*	*	*	*	*	
11月	*	*	3.1	*	*	*	*	5.5	6.1	
12月	*	*	7.6	8.8	*	*	2.8	2.8	2.6	
1981年 1月	*	*	4.9	5.7	*	*	2.7	2.7	3.8	
2月	*	*	16	19	3.1	0.65	7.5	5.8	8.9	
3月	*	*	23	27	6.7	1.1	17	7.9	13	
採取年月日										
1981年3月	4~6日	*	*	26	30	*	*	17	11	17
	6~11日	*	*	16	19	*	*	15	9.9	12
	11~18日	*	*	20	23	*	*	15	10	13
	18~25日	*	*	49	57	17	1.7	30	17	26
	25~4月1日	*	*	22	26	*	1.1	16	6.4	11
* : 検出限界以下 (単位: $\times 10^{-15}$ $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ )										
備考 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 環境試料に対する検出限界値

項目	核種												単位
	<sup>3</sup> H	<sup>54</sup> Mn	<sup>60</sup> Co	<sup>95</sup> Zr	<sup>95</sup> Nb	<sup>106</sup> Ru	<sup>131</sup> I	<sup>137</sup> Cs	<sup>144</sup> Ce	<sup>141</sup> Ce	<sup>103</sup> Ru		
塵埃	-	2.4	2.7	5.8	3.1	29	-	2.7	15	3.7	4.9	$\times 10^{-16} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$	
降下塵	-	1.8	2.1	4.2	2.0	18	-	2.3	13	3.2	4.2	$\times 10^{-8} \text{mCi}/\text{km}^2$	
牛乳	-	-	-	-	-	-	6.0	6.2	-	-	-	$\times 10^{-3} \text{pCi}/\text{cm}^3$ 生	
野菜	-	-	-	-	-	-	6.2	6.5	-	-	-	"	
陸土	-	1.4	1.7	-	-	14	-	1.8	9.4	-	-	$\times 10^{-2} \text{pCi}/\text{g}$ 乾	
飲料水	0.31	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	$\text{pCi}/\text{cm}^3$	
海水	0.31 $\text{pCi}/\text{cm}^3$	0.7	0.8	1.6	0.75	-	-	0.9	-	-	-	$\times 10^{-4} \text{pCi}/\text{cm}^3$	
海底土	-	1.1	1.2	2.2	1.2	9.2	-	1.6	7.4	-	-	$\times 10^{-2} \text{pCi}/\text{g}$ 乾	
海産物	-	2.2	2.6	5.1	2.3	-	-	2.7	-	-	-	$\times 10^{-3} \text{pCi}/\text{g}$ 生	
排水口 近辺土砂	-	1.1	1.2	2.2	1.2	9.2	-	1.6	7.4	-	-	$\times 10^{-2} \text{pCi}/\text{g}$ 乾	
精米	-	-	-	-	-	-	-	2.7	-	-	-	$\times 10^{-3} \text{pCi}/\text{g}$ 生	

- : 測定対象外

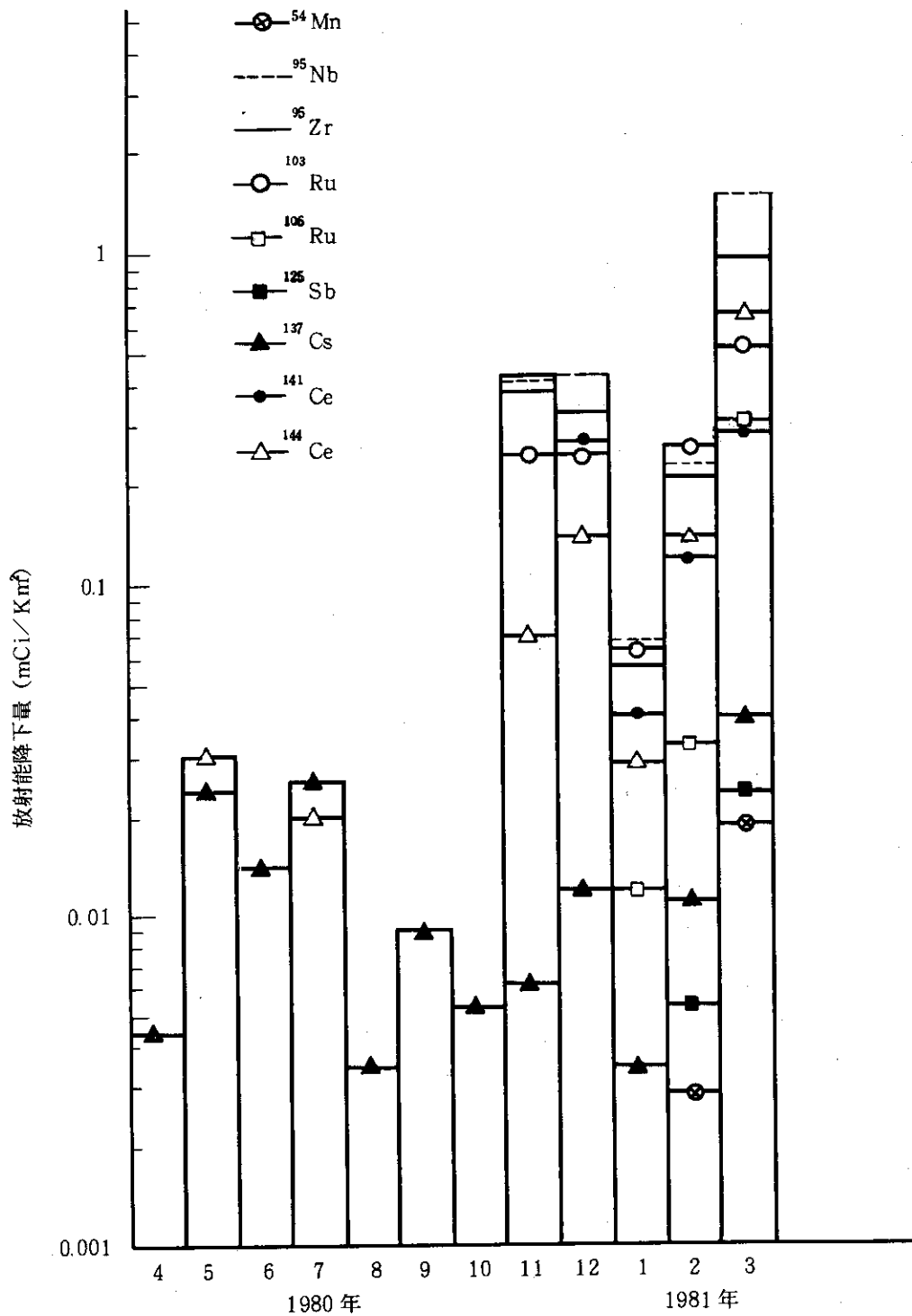


Fig. A. 4.3-2 降下物中の放射性核種降下量



## A. 4.4 環境試料中のストロンチウム化学分析

1980年度より茨城県環境放射線監視計画（茨城県環境放射線監視委員会）の改定に伴い、1年間の準備期間を経て1981年度から海水、海底土、海産生物（シラス、ヒラメ）中に含まれている放射性核種の $^{90}\text{Sr}$ 濃度を化学分析により測定し、定期的に報告することになった。

これに基づき、分析マニュアルの整備検討ならびに技術を習熟するため、1980年度は原研沖の指定点で採取した海洋試料について、試験的な化学分析を行った。海洋試料の分析結果をTable A. 4.4-1に示す。これらの分析結果は、他機関による東海沖周辺の海洋試料の結果と比較して大きな差はなかった。

また、「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」が制定されたことに伴い、これを準用して原子炉施設等から環境に排出される気体廃棄物および液体廃棄物中に含まれる $^{89}\text{Sr}$ 、 $^{90}\text{Sr}$ の化学分析を開始した。

気体廃棄物に対する分析試料は、四半期内に集塵したろ紙（HE-40T）の全枚数のコンポジット試料について行った。液体廃棄物については、四半期内に一般排水溝に排水された廃液から、廃液量に比例したコンポジット試料をサンプリングして分析した。その結果をTable A. 4.4-2に示す。 $^{90}\text{Sr}$ は割合多くの施設からの廃液中に検出されたが、 $^{89}\text{Sr}$ は、気体廃棄物、液体廃棄物中ともに検出されなかった。

（岩本克己）

Table A. 4.4-1 環境試料中の $^{90}\text{Sr}$ 分析値

（東海研究所，1980年度）

試料の種類		採取地点	採取年月日	測定年月日	$^{90}\text{Sr}$
海水		原研沖C 海域*1	1980. 7. 15	1980. 9. 17	$0.13 \pm 0.03 \text{ pCi} / \ell$
		原研沖D 海域*2	"	"	$0.15 \pm 0.03$ "
		原研沖C 海域	1980. 11. 29	1981. 3. 17	$0.11 \pm 0.02$ "
		原研沖D 海域	"	"	$0.14 \pm 0.02$ "
		原研沖C 海域	1981. 1. 22	1981. 5. 14	$0.11 \pm 0.03$ "
		原研沖D 海域	"	"	$0.14 \pm 0.03$ "
海底土		原研沖C 海域	1980. 7. 15	1980. 9. 17	$4.8 \pm 1.7 \text{ pCi} / \text{kg 乾}$
		原研沖D 海域	"	"	$4.7 \pm 1.7$ "
		原研沖C 海域	1981. 1. 22	1981. 5. 14	$4.5 \pm 1.8$ "
		原研沖D 海域	"	"	$4.3 \pm 1.9$ "
海産生物	シラス	原 研 沖	1980. 8. 7	1980. 10. 15	$1.3 \pm 0.2 \text{ pCi} / \text{kg 生}$
	"	"	1980. 12. 12	1981. 3. 25	$0.7 \pm 0.2$ "
	ヒラメ	"	1980. 9. 26	1981. 1. 22	$0.6 \pm 0.2$ "
	"	"	1980. 12. 12	1981. 3. 25	$0.6 \pm 0.2$ "

\* 1 東海沖約 500 m

\* 2 東海沖約 2,000 m

Table A.4.4-2 排気、排水中のストロンチウム排出濃度

単位:  $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$  (東海研究所, 1980年度)

試料の種類	第1四半期		第2四半期		第3四半期		第4四半期	
	$^{90}\text{Sr}$	$^{89}\text{Sr}$	$^{90}\text{Sr}$	$^{89}\text{Sr}$	$^{90}\text{Sr}$	$^{89}\text{Sr}$	$^{90}\text{Sr}$	$^{89}\text{Sr}$
JRR-1	$1.6 \times 10^9$	$<6.2 \times 10^9$	$<1.1 \times 10^9$	$<5.7 \times 10^9$	$<4.5 \times 10^9$	$<2.2 \times 10^8$	$<1.8 \times 10^9$	$<6.4 \times 10^9$
NSRR	$<1.2 \times 10^9$	$<6.1 \times 10^9$	$<2.9 \times 10^9$	$<1.5 \times 10^8$	$<5.0 \times 10^9$	$<2.5 \times 10^8$	$<1.8 \times 10^9$	$<6.2 \times 10^9$
燃料試験施設	$<1.3 \times 10^9$	$<6.4 \times 10^9$	$<2.4 \times 10^9$	$<1.2 \times 10^8$	$<4.6 \times 10^9$	$<2.3 \times 10^8$		
開発試験室	$<2.4 \times 10^9$	$<1.1 \times 10^8$	$<2.3 \times 10^9$	$<1.2 \times 10^8$	$<5.2 \times 10^9$	$<2.6 \times 10^8$	$<1.9 \times 10^9$	$<6.8 \times 10^9$
JRR-2	$2.1 \times 10^9$	$<7.1 \times 10^9$	$3.5 \times 10^9$	$<9.7 \times 10^9$	$<5.2 \times 10^9$	$<2.6 \times 10^8$	$<1.9 \times 10^9$	$<6.6 \times 10^9$
JRR-3	$6.5 \times 10^9$	$<7.1 \times 10^9$	$4.9 \times 10^9$	$<1.4 \times 10^8$	$6.0 \times 10^9$	$<2.3 \times 10^8$	$5.8 \times 10^9$	$<9.8 \times 10^9$
JRR-4	$<1.3 \times 10^9$	$<7.1 \times 10^9$	$<2.2 \times 10^9$	$<1.1 \times 10^8$	$<4.9 \times 10^9$	$<2.4 \times 10^8$	$<1.9 \times 10^9$	$<6.5 \times 10^9$
再処理特研	$4.5 \times 10^6$	$<6.3 \times 10^9$	$2.0 \times 10^6$	$<1.2 \times 10^8$	$1.6 \times 10^6$	$<2.2 \times 10^8$		
汚染除去場	$3.1 \times 10^8$	$<6.5 \times 10^9$	$7.9 \times 10^8$	$<1.2 \times 10^8$	$3.8 \times 10^8$	$<2.3 \times 10^8$	$1.8 \times 10^8$	$<2.0 \times 10^8$
液体工場	$1.3 \times 10^8$	$<7.3 \times 10^9$	$6.3 \times 10^9$	$<1.1 \times 10^8$	$5.4 \times 10^8$	$<2.6 \times 10^8$	$2.0 \times 10^8$	$<1.7 \times 10^8$
圧縮処理	$8.7 \times 10^7$	$<1.4 \times 10^8$	$1.1 \times 10^7$	$<1.2 \times 10^8$	$1.0 \times 10^7$	$<2.6 \times 10^8$	$8.8 \times 10^8$	$<3.2 \times 10^8$
焼却炉	$1.1 \times 10^7$	$<3.6 \times 10^8$			$1.4 \times 10^7$	$<2.4 \times 10^8$	$3.9 \times 10^9$	$<9.3 \times 10^9$
第1廃棄物処理棟	$<1.5 \times 10^9$	$<7.6 \times 10^9$	$<2.4 \times 10^9$	$<1.2 \times 10^8$	$<4.9 \times 10^9$	$<2.4 \times 10^8$	$2.2 \times 10^9$	$<6.4 \times 10^9$
FCA	$<1.2 \times 10^9$	$<6.8 \times 10^9$						
JPDR	$1.4 \times 10^9$	$<6.9 \times 10^9$	$<2.8 \times 10^9$	$<1.4 \times 10^8$	$<4.7 \times 10^9$	$<2.3 \times 10^8$	$5.5 \times 10^9$	$<9.6 \times 10^9$
冶金特研					$2.3 \times 10^8$	$<2.4 \times 10^8$	$4.0 \times 10^9$	$<2.1 \times 10^8$
第1研究棟							$3.2 \times 10^7$	$<6.1 \times 10^8$
第3研究棟							$4.0 \times 10^8$	$<2.2 \times 10^8$
JRR-2	$<2.2 \times 10^{16}$	$<1.1 \times 10^{15}$	$<3.0 \times 10^{16}$	$<1.5 \times 10^{15}$	$<2.2 \times 10^{16}$	$<1.2 \times 10^{15}$	$1.7 \times 10^{16}$	$<2.8 \times 10^{16}$
JRR-3	$<1.6 \times 10^{16}$	$<8.0 \times 10^{16}$	$<2.7 \times 10^{16}$	$<1.3 \times 10^{15}$	$<1.4 \times 10^{16}$	$<8.1 \times 10^{16}$	$<7.6 \times 10^{17}$	$<2.7 \times 10^{16}$
JRR-4	$<4.8 \times 10^{16}$	$<2.4 \times 10^{15}$	$<3.8 \times 10^{16}$	$<1.9 \times 10^{15}$	$<4.0 \times 10^{16}$	$<2.3 \times 10^{15}$	$<1.5 \times 10^{16}$	$<5.2 \times 10^{16}$
JPDR	$1.4 \times 10^{16}$	$<5.3 \times 10^{15}$	$<9.1 \times 10^{17}$	$<4.5 \times 10^{16}$	$<3.6 \times 10^{16}$	$<2.0 \times 10^{15}$	$3.8 \times 10^{16}$	$<7.2 \times 10^{16}$
NSRR	$<5.1 \times 10^{16}$	$<2.8 \times 10^{15}$	$4.6 \times 10^{16}$	$<1.8 \times 10^{15}$	$<2.6 \times 10^{16}$	$<1.5 \times 10^{15}$	$<1.2 \times 10^{16}$	$<4.0 \times 10^{16}$
燃料試験施設					$<1.7 \times 10^{16}$	$<1.2 \times 10^{15}$	$5.0 \times 10^{17}$	$<9.0 \times 10^{17}$

## 1 A . 5 放射線計測器類の管理

### A. 5. 1 概 要

サーベイメータ、各施設の放射線モニタおよび環境放射線監視システムを年次計画に基づいて更新するとともに、定期点検校正、修理を行い、稼働率の向上につとめた。

サーベイメータについては、老朽化、旧式化したものを中心に27台を更新し、年2回の校正と故障の修理を行った。

施設の放射線モニタについては、JRR-3のモニタの更新発注のほか、第4研究棟、廃棄物安全試験施設の新設発注を行うとともに、年2回の定期点検、校正を行った。また、原子炉施設モニタについては監督官庁の定期検査を受けた。

環境放射線監視システムについては、海岸に近いモニタリングポストに塩害防止のため空調機を設置するとともに、放射線検出部については年2回、データの伝送処理システムについては年間計画にしたがって保守点検を実施した。

放射線管理用試料の計測においては、従来方式を変えて集中計測方式とし、試料交換器を付加したGe(Li)検出器などの整備および核種別放射能評価プログラムなどの整備を行うとともに、試料の受渡し、測定評価の内容、出力の内容などについても検討を加え、1,510件のグロス測定を3,666件のスペクトル測定を行った。

放射線標準施設棟は1980年5月に完成し、装置の移設、照射装置の整備などを行い、各種業務が円滑に行えるようになった。

(沼宮内 弼 雄)

### A. 5. 2 サーベイメータ校正

東海研究所、高崎研究所および原子炉研修所で使用しているサーベイメータの点検校正を実施した。1980年度の点検校正台数は516台、修理台数は260台であった。故障原因は主に老朽化と機械的破損によるものであった。現有サーベイメータのうち老朽化、旧式化したものを年次計画に基づいて新型のものに更新した(27台)。放射線標準施設棟の完成に伴ない、各種校正設備の整備を実施中である。

(上 沢 輝 夫)

### 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。放射線モニタ装置については年2回、データ伝送、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。

No.3～No.5のモニタリングポストハウスに小型の空調機を設置し、装置の塩害防止対策を行った。

1979年度更新を実施したモニタリングステーションのダストサンプリング装置は、設置当初若干の故障が発生したが、所定の性能を維持した。1980年度の故障発生は14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、第3課所管のモニタ装置について各施設とも、年2回の定期点検校正を実施した。

原子炉施設等については、年1回の原子力局による定期検査を受けた。

第2廃棄物処理棟の新設に伴い放射線管理用モニタの定期点検校正を1回実施した。

1981年度新設予定の第4研究棟、廃棄物安全試験施設の放射線管理用モニタ設備を発注した。Table A. 5.3 - 1に1980年度に発生したモニタの種類別の故障統計を示す。

(千田 徹)

Table A. 5.3 - 1 放射線管理用モニタの故障発生件数

(東海研究所, 1980年度)

モニタ種類	故障件数 (回)	故障率 (回/系統)
エリアモニタ	33	0.18
ダストモニタ	38	0.36
水・ガスモニタ	8	0.23
ハンドフットモニタ	18	0.37
モニタリングポスト	4	0.29
モニタリングステーション	10	0.56
その他	12	-
合計	123	0.33

#### (3) モニタ更新

1980年度はJRR-3放射線管理用モニタを更新するため発注した。その構成はγ線エリアモニタ14,ダストモニタ3,水・ガスモニタ8の計25系統である。今回は、特にスタック・ルーム系のダスト・ガス(トリチウム)のサンプリング系および検出部を集中化し、同一の操作盤で集中監視ができるようにした。完成は1981年7月の予定である。

## (4) 新設建家放射線管理用モニタ

1979年度に発注した第2廃棄物処理棟放射線管理用モニタ(26系統)が1980年10月完成した。今回は、ダストモニタ用にカード式ダストモニタリングシステムを開発し、設置した。本システムのフィルタカードはろ紙および磁気テープで構成されており、後者に集塵条件(集塵時間、場所、集塵空気量など)を記憶させる機能をもっている。計測演算器(検出計測部および演算部で構成される)によりフィルタカードを測定し、空気中の放射能濃度、スタック放出量などを算出するとともにろ紙ごとのデータと月報の資料を作成できるようにした。フィルタカードの交換は設定時刻毎に自動的に行なえる。

(三原 明)

## A.5.4 放射線管理試料の計測

各種放射線管理試料の測定と評価および測定装置の保守点検を実施した。試料の測定は従来のセルフサービスによる測定体制を集中計測システムに変更した。

集中計測システム用の機器類の整備は年次計画で進めており、1980年度は、Ge(Li) $\gamma$ 線スペクトロメータを2台購入した。1台は中レベル放射能試料の測定にあて、省力化をはかるため60試料をあつかえる自動試料交換器を付加した。この結果、昼夜連続の測定およびデータ解析が可能となり測定能率が著しく向上した。他の1台は環境試料の測定を主目的とし、その遮蔽体は鉛10cmと鉄\*5cmである。自動試料測定解析装置の整備では、各施設の放出放射能を評価するために必要なデータをファイルするための磁気ディスク装置の増設、マークカード方式による自動連続測定解析プログラムの作成、試料の核種別放射能を評価するプログラムの作成などを行った。

集中計測システムの整備は、区域放射線管理担当者などとの検討をもとに準備を進め、一部の業務を1981年2月より業務委託により開始した。3月の測定件数は300件で円滑に処理された。

1980年度の試料測定条件はスペクトル測定が3,666件でほとんどは $\gamma$ 線スペクトル解析であった。グロス測定は1,510件であった。

検出器の精密校正はGe(Li) $\gamma$ 線スペクトロメータ2台を11月に、グロス測定器を1月に実施した。

(間 辺 巖)

## A.5.5 低レベル照射装置の整備

据置型 $\gamma$ 線エリアモニタの検出器校正前後の線源運搬中および作業中などにおける被曝を少なくし、作業の能率を向上させることを目的として、低レベル照射装置を整備した。低レベル照射装置の外観とブロックダイアグラムをそれぞれPhoto A.5.5-1, Fig.A.5.5-1に示す。またその機能の概要を以下に述べる。

## (1) 線源収納照射装置

(a) 収納線源： $^{60}\text{Co}$  (10 mCi)， $^{137}\text{Cs}$  (30 mCi)， $^{226}\text{Ra}$  (10 mCi)

(b) 収納線源の選択：遠隔および直接操作

\*：戦艦“陸奥”の引上げ鋼材

- (c) 線源照射：遠隔および直接操作
  - (d) 停電対策：線源の自重落下による照射停止
  - (e) 駆動装置：トルクリミッタを付け、線源の破損防止を図る。
- (2) 遠隔操作盤
- (a) 収納線源の選択ができ、その状態を表示する。
  - (b) 線源照射の開始および終了の指令を送り、その状態を表示する。
  - (c) 電源をONにすると以下に示す①～④が作動する。
    - ① 放射線モニタ盤のグラフィックパネル内の第2照射室ランプが点灯する。
    - ② 放射線モニタ盤のブザーが吹鳴する。
    - ③ 第2照射室内の回転灯が点灯する。
    - ④ 第2照射室入口の蛍光灯が点灯する。
- (3) 直接操作盤
- (a) 収納線源の選択ができ、その状態を表示する。
  - (b) 線源照射の開始および終了の指令を送り、その状態を表示する。
  - (c) 遠隔と現地操作の切換えができる。
- (4) 測定台車
- (a) 照射物との高さや距離が調整できる。
  - (b) 移動および固定ができる。
- (5) I T V モニタカメラ
- (a) 上下、左右の移動およびピント調節、ズーム倍率変更の動作が行える。
  - (b) 設置場所の移動ができる（車輪付き）。

(川崎 克也)

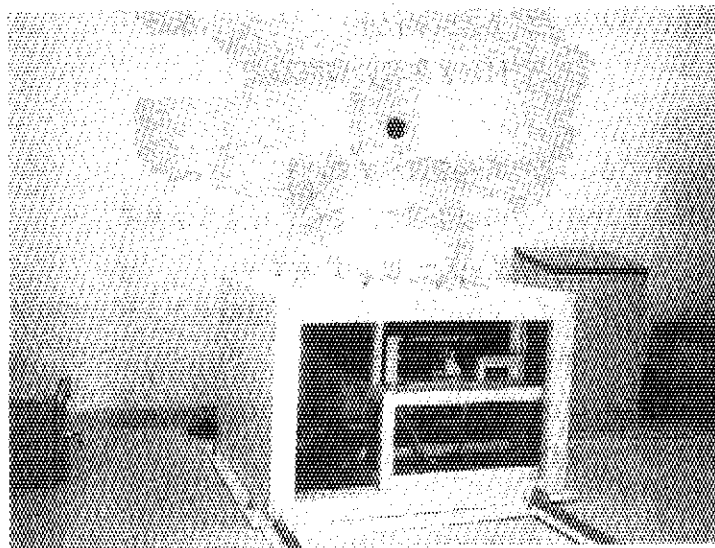


photo A.5.5 - 1  
低レベル照射装置外観

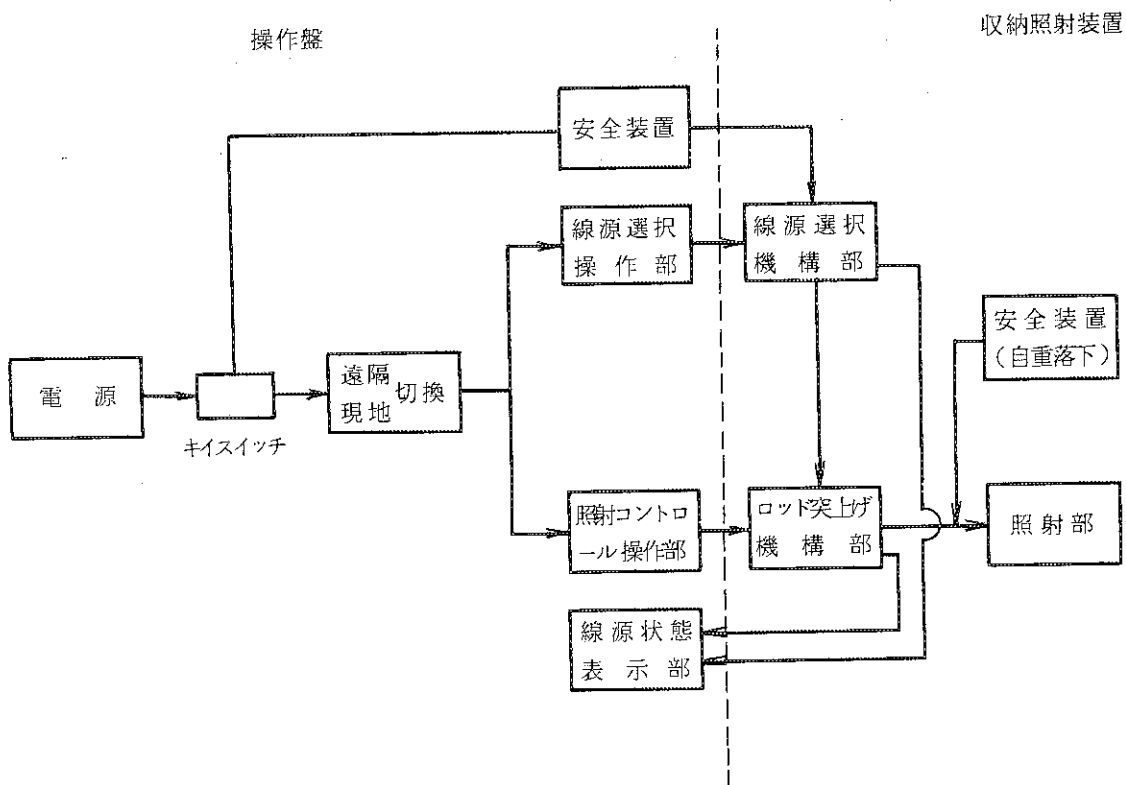


Fig. A. 5.5 - 1 低レベル照射装置ブロックダイヤグラム

### A. 5.6 放射線管理試料の集中計測システムの整備

「放出放射性物質の測定に関する指針」および「環境放射線モニタリングに関する指針」に基づく放射線管理試料の測定を効率的に遂行するために集中計測システムの整備をはかった。このシステムにより各種試料の測定の質の均一性を保つことが可能となった。放射線管理や環境モニタリングで採取される各種試料は、年間3万個におよび、これらを測定処理するのに放射能試料自動測定解析装置<sup>1)</sup>を導入した。

このシステムを使用するために整備した事項は下記のとおりである。

- (1) 測定試料の定型化：測定業務と測定器管理が煩雑になるのを避けるために、測定試料の種類を管理目的別に定めた。定型試料はフィルタ、カートリッジ、水、体積試料<sup>\*</sup>の4種である。
- (2) 放射線管理対象核種の登録：施設や環境で管理の対象となる $\alpha$ 、 $\beta$ 、 $\gamma$ 線放出核種を調査し、これをもとに核種検索用の専用テーブルを作成した。管理対象とした核種の数<sup>\*</sup>は135で、それらの核種の $\gamma$ 線のエネルギー数は約900である。
- (3) 建家指定核種の登録：管理対象となる施設や環境の採取点ごとに主要な核種を定め、指定核種として定めた。指定核種は測定解析時に放射能の検出の有無にかかわらず放出放射能の評価を行う。
- (4) 各種名称、解析データの登録：報告データに必要な各種名称をコード番号化した。名称は測定依頼者、建家、採取点、試料種類である。試料の測定結果より放射能濃度と放出量を算定するために、サンプリング流量率と排気流量率を建家の採取点別に登録した。
- (5) 測定する試料の情報<sup>\*</sup>の入力：測定にあたって、試料ごとの採取条件や測定条件を自動測定解析装置へ入力するのに専用のマークカードを用いる。マークカードをFig. A. 5.6-1に示す。このほか記入項目を省略した水サンプル、ダストサンプル専用カードがある。測定依頼者はカードに定められた必要事項（コード番号や数量）を記入する。

集中計測業務は、試料の回収、整理、測定およびデータ解析、報告の順に処理される。この処理の流れをFig. A. 5.6-2に示す。報告するデータは、測定解析結果の他に、核種別の放射能濃度、半減期を補正した放射能濃度、検出限界放射能濃度である。試料の収集と返還は週2回所内を巡回して行っている。試料の集中計測業務は業務委託により実施している。

今後、さらに測定試料の増加が予想されるので、業務の効率化と省力化をはかるため機器と体制の整備を進める計画である。

(間 辺 巖)

#### 参考文献

- 1) 間辺 巖, 吉田 真: "放射能試料の自動測定解析装置" 日本原子力学会年会 (第II分冊), 78 (1980)

\* タッパ容器に規定のレベルまで試料を入れたもの。



測定試料カード

職員番号	依頼者	建屋区分	採取点	試料種類	試料番号	試料通番	形状直径	試料高さ	測定種別	測定秒	捕集効率	補正係数	半減期補正	チャンネル	採取日		採取時間	採取量 [g, cm <sup>3</sup> ]	排水量 [m <sup>3</sup> ]	排水日		指定核種	出力	備考
															始	終				月	日			
000	000	000	000	000	000	000	000	000	000	000	000	000	000	000	000	000	000	000	000	000	000	000	000	000
111	111	111	111	111	111	111	111	111	111	111	111	111	111	111	111	111	111	111	111	111	111	111	111	111
222	222	222	222	222	222	222	222	222	222	222	222	222	222	222	222	222	222	222	222	222	222	222	222	222
333	333	333	333	333	333	333	333	333	333	333	333	333	333	333	333	333	333	333	333	333	333	333	333	333
444	444	444	444	444	444	444	444	444	444	444	444	444	444	444	444	444	444	444	444	444	444	444	444	444
555	555	555	555	555	555	555	555	555	555	555	555	555	555	555	555	555	555	555	555	555	555	555	555	555
666	666	666	666	666	666	666	666	666	666	666	666	666	666	666	666	666	666	666	666	666	666	666	666	666
777	777	777	777	777	777	777	777	777	777	777	777	777	777	777	777	777	777	777	777	777	777	777	777	777
888	888	888	888	888	888	888	888	888	888	888	888	888	888	888	888	888	888	888	888	888	888	888	888	888
999	999	999	999	999	999	999	999	999	999	999	999	999	999	999	999	999	999	999	999	999	999	999	999	999

受付月日  
 .  
 受付者  
 依頼者

線量計測課  
 31560

Fig. A. 5. 6-1 測定試料カード

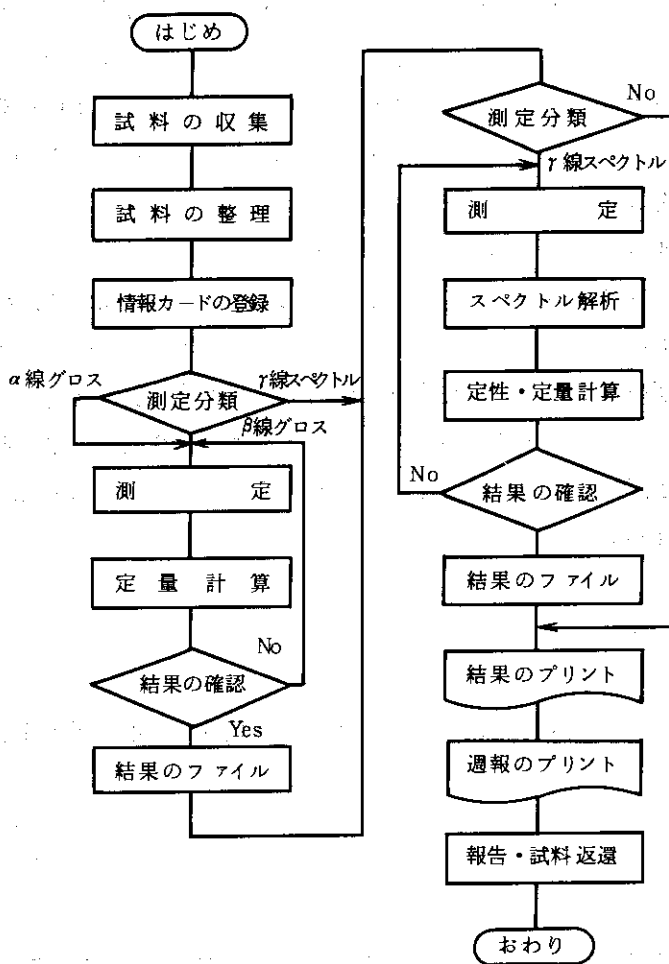


Fig. A. 5. 6-2 集中計測システムの業務の流れ

## 1 A . 6 放射性廃棄物の管理および汚染除去

### A . 6 . 1 概 要

東海研究所における放射性廃棄物の発生量は、1979年度に比較して液体廃棄物は約15%増加し、固体廃棄物は約5%減少した。所外からの搬入量は液体廃棄物は約20%減少し、固体廃棄物はほぼ同量であった。

処理については所定の処理を計画どおり行った。液体廃棄物の処理によって発生した蒸発濃縮廃液、および凝集沈澱スラッジなどの試験的海洋処分用固化体を1979年度に引続き製作した。なお、新設の焼却処理装置（乾式焼却炉）が定常運転に入ったので旧焼却炉（湿式焼却炉）は、1980年度から運転を閉止した。

保管廃棄量は、低レベルドラム保管体については減少したが、大型異形保管体は大巾に増大し、また、中レベル、高レベル保管体についても増大している。これらの増大は遮蔽体、汚染機器およびホットケーブルの改修にともなって発生した解体撤去物などが廃棄されたためである。

汚染除去に関しては、機器除染、衣料除染の処理数量は、とも増加した。施設除染はホットケーブルの除染のほか、廃液貯槽の点検にともなう除染が主であった。

処理設備などの建設整備としては、上期には1980年1月に完成した第2保管廃棄施設（北地区）の廃棄物保管棟について官庁の使用前検査の合格を得て使用を開始し、非常用排水貯溜 Pond および処理済廃液貯槽のライニングの補修を行った。また、下期には第1保管廃棄施設のH型保管廃棄施設1基の増設を完成させ、さらに老朽化した使用済燃料貯蔵施設の解体撤去を実施した。

(川 野 幸 夫)

中高レベル施設（第2廃棄物処理棟）については、前年度に引続き、内装設備の整備を進めた。1980年度後半以降、各設備の完成にしたがって順次使用前検査の中間検査を受け、第4四半期には、最終的作動試験・遮蔽性能試験を受け1981年3月に合格書の交付を受けた。

各検査に並行して、施設の習熟運転および保安規定類の整備を行い、1981年3月に規定類の認可も受けて全施設の実稼動体制を整えた。

(松 元 章)

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

1980 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。

所内の液体廃棄物搬入量は、低レベル液体廃棄物 682.68 m<sup>3</sup>，有機廃液，スラッジなど 2.92 m<sup>3</sup>，中レベル液体廃棄物 126.29 m<sup>3</sup>，有機廃液，スラッジ，など 1.26 m<sup>3</sup>，高レベル液体廃棄物 0.026 m<sup>3</sup> であった。また所外の液体廃棄物搬入量は、低レベル液体廃棄物 192.0 m<sup>3</sup>，

(全て放医研の海水廃液)，中レベル液体廃棄物 17.45 m<sup>3</sup> (全て R I 協会の廃液) であった。1980 年度の搬入実績を 1979 年度と比較した場合，所内については約 117 m<sup>3</sup> の増加，所外については約 61 m<sup>3</sup> の減少であった。所内の液体廃棄物が増加したのは，実用燃料試験施設が本格運転に入ったためである。また所外について液体廃棄物が減少したのは R I 協会の低レベル無機廃液が搬入されなかったためである。

(b) 固体廃棄物

1980 年度における所内および所外からの固体廃棄物の搬入状況をそれぞれ Table A. 6.2 - 1 および Table A. 6.2 - 2 に示す。

所内の固体廃棄物搬入量は、低レベル固体廃棄物 606.69 m<sup>3</sup>，中レベル固体廃棄物 14.35 m<sup>3</sup>，高レベル固体廃棄物 4.92 m<sup>3</sup>，その他アルファ廃棄物 0.63 m<sup>3</sup> を搬入した。また，所外の固体廃棄物搬入量は、低レベル固体廃棄物 571.73 m<sup>3</sup>，中レベル固体廃棄物 5.0 m<sup>3</sup>，高レベル固体廃棄物 0.06 m<sup>3</sup>，その他アルファ廃棄物 1.0 m<sup>3</sup> が搬入された。1980 年度の搬入実績と 1979 年度とを比較した場合，所内については約 30 m<sup>3</sup> の減少，所外についてはほぼ同じであった。

(鈴木正樹)

Table A. 6.2 - 1 所内廃棄物の搬入量

(東海研究所, 1980 年度)

廃棄物区分	固 体								液 体					
	$\beta \cdot \gamma$				$\alpha$				$\beta \cdot \gamma$				$\alpha$	
	低レベル				中レベル	高レベル	低レベル	高レベル	低レベル			中レベル		高レベル
	可燃物	不燃物			—	—	—	—	一般無機	有機	スラッジ	*1	トリチウム	—
圧縮		フィルタ	非圧縮											
数量 (m <sup>3</sup> )	280.83	109.04	106.14	110.68	14.35	4.92	0.63	—	682.68	0.18	2.74	127.55	0.026	—

\* 1 中レベル液体廃棄物中に有機，スラッジが含まれている。

Table A. 6.2 - 2 所外廃棄物の搬入量

(東海研究所, 1980年度)

廃棄物区分 事業所名	固 体						液 体					
	$\beta \cdot \gamma$				$\alpha$		$\beta \cdot \gamma$			$\alpha$		
	低レベル			中レ ベル	高レ ベル	低レ ベル	高レ ベル	低レベル			中レ ベル	高レ ベル
	可燃物	不 燃 物							一般 無機	有機	スラ ッジ	
圧縮		フィルタ	非圧縮									
RI協会	146.0	280.0	90.0	35.0	5.0	0.06					17.45	
放医研	1.0	2.0	2.15	0.8					192.0			
核管 センター	3.84	2.18	0.36				1.0					
三菱重工	0.8	1.0	2.93									
東大	2.0	0.6	1.02	0.05								
数量(m <sup>3</sup> )	153.64	285.78	96.46	35.85	5.0	0.06	1.0		192.0			17.45

(2) 廃棄物の処理

(a) 液体廃棄物

1980年度の処理量および処理装置の稼動日数をTable A 6.2 - 3に示す。処理によって発生した蒸発濃縮液、凝集沈澱スラッジおよび貯槽内スラッジについてはセメント固化した。

1980年度に製作したセメント固化体は、蒸発濃縮液を固化したものの100本、凝集沈澱スラッジを固化したものの32本、貯槽内スラッジを固化したものの136本および日本アイソトープ協会の無機廃液を固化したものの16本である。これらは、海用処分用セメントパッケージとして製作したものである。

その他、トリチウム廃液、有機物を多量に含んだスラッジを固化したものの120本を製作した。  
(服部 洋司良)

Table A. 6.2 - 3 液体廃棄物の処理実績

(東海研究所, 1980年度)

レベル区分	性状区分	処理方法	低レベル 蒸発処理	中レベル 蒸発処理	凝 集 沈澱処理	セメント 固化処理	備 考
		稼動日数					
			89	58 (8)	(22)	-	
所 内 ( $\beta\gamma$ )	低レベル	一般無機	758.8	-	-	-	-
		スラッジ	-	-	-	10.3	-
		有機	-	-	-	0.8	-
	中レベル	一般無機	-	144.2	-	-	-
		スラッジ	-	-	-	3.4	-
	高レベル	無機 ( <sup>3</sup> H)	-	-	-	0.22	-
小 計			758.8	144.2	-	14.7	-
所 外 ( $\beta\gamma$ )	低レベル	海水	-	-	192.0	-	放医研
		無機	-	13.8	-	-	日本アイソトープ協会
	中レベル	スラッジ	-	-	-	1.9	"
		"	-	-	-	0.6	三菱重工
	小 計			-	13.8	192.0	2.5
合 計			758.8	158.0	192.0	17.2	-

( )内は所外分の稼動日数(内数) (単位: m<sup>3</sup>)

(b) 固体廃棄物

1980年度の固体廃棄物の処理量および処理装置の稼働日数をTable A.6.2-4に示す。圧縮処理装置によって不燃物、フィルタを560.1 m<sup>3</sup> (所内, 所外), 焼却処理装置によって可燃物, 排気フィルタの木枠を464.66 m<sup>3</sup>, 有機廃液を0.6 m<sup>3</sup> 処理した。これらの処理にともない発生した処理済廃棄物は, 圧縮体(200ℓドラム缶)が687本, 焼却灰(100ℓドラム缶)は29本であった。なお焼却灰の状態での累積貯蔵量は45本(約4.5 m<sup>3</sup>)となった。

本焼却処理装置では, セラミックフィルタエレメント支持板パッキンの破損などによるトラブルが2回生じた。このため現在パッキンの選定, 使用方法について検討している段階にある。

旧焼却処理装置は老朽化も著しく, したがって今年度より運転を閉止した。

圧縮処理装置では, 油圧ポンプ・シリンダー・バルブなどについて全面的にオーバーホールを行った。(平山勝嘉)

Table A.6.2-4 固体廃棄物の処理実績

(東海研究所, 1980年度)

レベル区分		処理方法		稼働日数	焼却処理	圧縮処理
		稼働日数				
レベル区分		稼働日数			88 (45.3)	38 (78)
所内 (β・γ)	低レベル	可燃物		278.12 *1	-	-
		不燃物		-	134.81	-
		フィルタ		26.66	50.49	-
	小計		304.18	185.3	-	
所外 (β・γ)	低レベル	可燃物		153.64 *2	-	-
		不燃物		-	291.98	-
		フィルタ		7.44	82.82	-
	小計		161.08	374.8	-	
合計		合計		465.26	560.1	-

\*1 有機廃液 0.6 m<sup>3</sup> を含む

\*2 動物 5 m<sup>3</sup> を含む

( )内は所外分の稼働日数 (単位: m<sup>3</sup>)

## (3) 保管廃棄

## (a) 低、中および高レベル保管廃棄作業

1980年度に発生した保管体の総数はTable A. 6.2 - 5に示すとおりである。1980年度の保管廃棄数量を1979年度のものと比較した場合、低レベル保管体（処理済ドラム缶など）で約500本減少したのに対し、異形の保管体が約51 m<sup>3</sup>増加した。異形の保管体が増加した要因として、JRR-4の供試体（コンクリート遮蔽体）および核物理第一研究室の<sup>3</sup>Hによって汚染された機器類、その他、ホットラボのダーティ・ケープ内の解体撤去物が廃棄されたためである。

## (b) 保管廃棄施設の維持補修

1980年度は低レベル保管廃棄施設M型ピットの鉄製上蓋の交換および塗装、中高レベル保管廃棄施設M型ピットの鉄製上蓋の交換および塗装工事を行った。

(鈴木正樹)

Table A.6.2 - 5 保管廃棄数量

(東海研究所, 1980年度)

区分	保管体名	保管廃棄数量	放射能 (mCi)
$\beta \cdot \gamma$	低レベル保管体	1952本 (280.75 m <sup>3</sup> )	$1.86 \times 10^4$
	異形保管体	46ヶ (80.608 m <sup>3</sup> )	$6.6 \times 10^3$
	中レベル保管体	118ヶ (19.564 m <sup>3</sup> )	$2.3 \times 10^4$
	高レベル保管体	133ヶ (4.924 m <sup>3</sup> )	$2.74 \times 10^6$
$\alpha$	低レベル保管体	3ヶ (0.06 m <sup>3</sup> )	3.5

## A. 6.3 汚染除去

## (1) 機器除染

1980年度における機器除染の処理状況を Table A. 6.3 - 1 に示す。1979年度と比較して、処理件数は若干減少したが、処理数量では33%の増加である。

施設別依頼状況は、処理件数で見ると原子炉31%、ホットラボ18%、放射性汚染処理第1課37%、その他14%となっている。このほか、不用機材で除染可否判定の対象となったものは、77件であり、その内訳は、除染可能なもの6件、除染不可能なもの71件であった。

1980年度は、キャスク、コンテナ、原子炉一次冷却系配管などの大型機器の除染が多く、処理件数で14.3%を占めた。このうち、高汚染機器が大半を占め、完全に除染することは困難であったが、目標値まで除染できた。また、乾式焼却炉のセラミックフィルタエレメントの除染は、処理数量で14.8%を占めた。

(鈴木久雄)

Table A. 6.3 - 1 機器除染処理状況

(東海研究所, 1980年度)

処理期間	機 器 名	処理件数	処理数量(コ)
第1四半期	油水分離器部品, コンテナ, 投入ヒータ・温度計, 鉛コンテナ, セラミックフィルタエレメント, ゲートバルブ部品, JRR-3 NRG キャスク部品, NSRR 実験カプセル部品, ゴム長靴JRR-2一次系配管および付属品	12	328
第2四半期	JRR-2一次系配管および付属品, NSRR 実験カプセル部品, ゴム長靴, ホットラボキャスク部品, セラミックフィルタエレメント, イオン交換樹脂筒部品, 双眼鏡部品	11	307
第3四半期	セラミックフィルタエレメント, セラミックフィルタエレメント支持板, NSRR 実験カプセル部品, 地中拡散モデル装置置台, トランスファキャスク部品, スチール机, 液体窒素容器, ポンプ部品, 被覆粒子破壊試験機部品, プール照明器具部品, 電動弁部品	15	274
第4四半期	スチールキャビネット部品, セラミックフィルタエレメント, NSRR 実験カプセル部品, トング, 吸引ポンプ部品, 研磨機部品, タンクローリ(8 m <sup>3</sup> ), 試料片格納容器部品	11	345
合 計		49	1,254

## (2) 衣料除染

1980年度は、5品目について除染(洗濯)を行った。その合計数量は110,203点であり、1978年度よりやや増加した。四半期ごとの処理状況を Table A. 6.3 - 2 に示す。除染した衣料のうち除染不能で廃棄したものは21着と少く、除染不完全で一時保管したものは165着であった。この結果、返還率は約98.5%であった。

このほかNo.1洗濯機が胴部シール部分に摩耗を生じたので交換した。(小松 茂)

Table A 6.3 - 2 衣料除染処理状況

(東海研究所, 1980年度)

除染期間 分類	第1四半期		第2四半期		第3四半期		第4四半期		年間	
	除染	廃棄	除染	廃棄	除染	廃棄	除染	廃棄	除染	廃棄
黄色実験衣	1,458	0	1,756	0	1,619	0	1,611	2	6,444	2
特殊作業衣	5,708	0	6,500	8	5,325	7	6,086	4	23,618	19
特殊作業用帽子	4,971	0	5,604	0	4,709	0	7,451	0	22,735	0
作業用手袋	148	0	14	0	33	0	46	0	241	0
汚染除去用靴下	13,288	0	15,855	0	13,867	0	14,134	0	57,144	0
合計	25,572	0	29,729	8	25,553	7	29,328	6	110,182	21

## (3) 施設除染

1980年度に実施した施設の除染状況を Table A. 6.3 - 3 に示す。施設別の除染面積比率はホットラボ41%, 原子炉5%, 廃棄物処理施設45%, その他9%となっている。

1979年度と比較してホットラボケーブおよびセルの除染依頼件数は48%減少したが, 廃棄物処理施設貯槽の点検のための除染依頼が増加し, 1980年度の依頼件数の28%を占めた。

(守 勝治)

Table A 6.3 - 3 施設除染処理状況

(東海研究所, 1980年度)

処理期間	作業場所	件数	除染面積 (m <sup>2</sup> )	作業人員(人)	作業日数(日)
第1四半期	ホットラボケーブおよびセル	4	285	75	10
	研究3棟実験室	2			
第2四半期	ホットラボケーブおよびセル	3	232	52	8
	JRR-2ホットケーブ	1			
	研究3棟実験室	1			
	冶金特研 15号室	1			
第3四半期	ホットラボケーブおよびセル	3	540	124	17
	廃棄物処理場廃液貯槽	4			
	JRR-3冷却室	1			
	冶金特研 18号室	1			
第4四半期	ホットラボケーブおよびセル	4	420	79	12
	廃棄物処理場廃液貯槽	4			
合計		29	1,477	330	47



#### A . 6.4 処理施設などの建設および整備

##### (1) 高レベル保管廃棄施設 (H型) の増設

高レベル保管廃棄施設 (H型) の増設工事は、核燃料物質使用の許可、および原子炉施設の設計および工事の方法の認可を1980年4月に受け、4月末より工事に着手し、8月末に完成した。

原子力安全局の施設検査、および使用前検査を9月に受検し、1980年11月に合格証の交付を受けた。

今回の増設は、従来からの廃棄孔と同じ廃棄孔500 mm  $\phi$  のもの50孔 (1基) を、第1保管廃棄施設に建設した。 (長岡 幸男)

##### (2) 使用済燃料貯蔵施設の解体撤去

使用済燃料貯蔵施設は、主としてJRR-3の天然ウラン使用済燃料を乾式貯蔵する目的で、1965年度に設置されたが、施設の老朽化に伴い、東海研究所の北地区に新貯蔵施設が建設されたため、老朽化した本施設の撤去工事を行った。 (鈴木 正樹)

#### A . 6.5 中高レベル施設の建設

第2廃棄物処理棟については、1979年度に引続き、建家関連工事および内装設備の据付工事を進めた。特に、1980年4月には内装設備の中高レベル固体廃棄物処理設備、6月には放射線管理設備の据付が開始された。建家関連工事は、1980年4月に終了した。

前年末に、現場工事に着手していた廃液処理設備および固化装置を含む全現場工事の進展にあわせて、中間検査 (官庁検査4回、その他多くの自主検査) を行い、1980年8月に工事および関連の中間検査がほぼ終了した。1980年12月には廃液処理設備、固化装置および建家設備について、1981年1月には固体処理設備および放射線管理設備について、それぞれ性能検査を受け合格した。1981年2月にセルの遮蔽性能について官庁検査に合格し、中高レベル施設の全検査を終了した。

1980年9月から、中高レベル廃棄物処理作業の業務を原子力代行に委託し、処理設備の運転訓練をさせた。

処理設備の習熟運転は、1980年10月末の内装設備の検収後、1980年度末までコールドの模擬廃棄物を用いて行った。また、その間に装置の主要部の保修手順の確認と保修訓練も行った。

施設のホット運転に備えて1980年11月に保安規定の変更について原子力安全局と打合わせを開始し、1981年2月に認可申請を行った。

1981年3月には、施設を稼働させるために必要な官庁および所内手続を終了し、同年3月末に燃料試験施設から固体廃棄物を搬入し実廃棄物によるホット運転に入った。 (小金沢 卓)

# 1 B 高崎研究所

## 1 B.1 放射線管理

### B.1.1 概要

1980年度は、個人被曝管理ではフィルムバッジ使用者で検出限界値を超えたものはいなかった。放射線施設については更新1号加速器が竣工し、試運転時に漏洩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問題はなかった。

照射用<sup>60</sup>Co線源については、減衰補充用として1981年1月に179,400 Ciが搬入された。

1980年7月および10月に、放射線取扱主任者によるRI自主点検を行ったが特に問題となる事項はなかった。

構内敷地境界の南位置に新たに環境放射線モニタ(モニタリングポスト)の設置準備を開始した。また、排水中の放射能濃度を連続的に監視するため、排水モニタの設置準備を開始した。

以上のほか、測定器の保守管理、官庁許可申請などを行ったが、とくに問題はなかった。

大阪研究所においても、放射線管理上とくに問題となる事項はなかった。

(山上 章)

### B.1.2 個人被曝線量の管理

1980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的に4回行ったが、FB使用者で検出限界値を超えた者はなかった。

なおTable A.2.2-3で年間全身被曝線量30 mrem 1名とあるのは東海研究所からの転属者被曝であった。

共同利用者、工事業者など所外からの管理区域一時立入者は463名/年間であり、そのつどTLDを着用させ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

1979年度において所内安全審査を終了した更新1号加速器(2 MeV, 30 mA, 60 KW コッククロフト・ワルトン型デュアルビーム方式電子加速器)については、1980年5月に障害防止法に基づく設置が許可された。

1980年11月に更新1号加速器棟を放射線管理区域に指定し、その後、試験運転が開始された。照射用<sup>60</sup>Co線源は減衰補充用として密封ペンシル状線源26個計179,400 Ciが搬入された。輸送および受入作業等において放射線管理上問題となる事項はなかった。

Table B.1.3-1に1981年3月末現在の高崎研究所の放射性同位元素および放射線発生装置の種類、性能、数量を示す。

<sup>85</sup>Krを使用する一連の研究終了によって生じた装置解体部品等の<sup>85</sup>Kr汚染物については、

ドラム缶に入れてコンクリート固化を行った後に東海研究所廃棄物処理場へ5月に搬出した。

#### (1) 照射線量率の測定

新たに管理区域に指定した更新1号加速器棟については、定格出力運転時に放射線漏洩試験を実施したが、人の立ち入る場所では最高0.1 mR/hであった。放射線施設の人の立ち入る場所については定期的に放射線量率の測定を行った。その結果はほとんどバックグラウンドレベルであった。 $^{60}\text{Co}$ 線源搬入および構内移動時ならびに照射施設の総合点検時等における放射線量率も放射線管理上問題となるものではなかった。大阪研究所における管理区域内および敷地境界の放射線量率を定期的に測定したがほとんどバックグラウンドレベルであった。

構内の敷地境界北位置に設置されているモニタリングポストによる環境放射線量率は6.0~9.5  $\mu\text{R/h}$ であり、当所施設の寄与は認められなかった。Table B.1.3-2に月平均値と月間最大値を示す。

敷地境界の東西南北の各位置に設置したTLDによる積算線量モニタリングの結果でも異状は認められなかった。

$^{85}\text{Kr}$ を使用する一連の研究が前年度に終了したため、 $^{85}\text{Kr}$ ガスは専用貯蔵容器に入れRI工学試験棟線源貯蔵庫に保管中であり、1980年度においては施設外への排出はなかった。

(綿貫 孝司)

#### (2) RI自主点検および施設変更許可申請

1980年7月および10月の2回にわたり放射線取扱主任者等によるRI自主点検が行われた。保有するRIの確認をはじめ、施設の管理状況等の放射線管理全般について実施された。RI許可証記載内容と保有するRIの種類、数量共に一致していることが確認された。RI管理については、記録簿の表現法等について若干の改善を進めることになった。

放射線障害防止法の許可使用に係る変更許可申請は、所内安全審査を行った後に申請し、申請書のとおり許可された。1980年度の申請件名と許可番号および許可年月日を以下に示す。

- ① 更新1号加速器の設置「55安(放安)第2211号(昭和55年5月26日付)」
- ② (イ) 密封コバルト線源の数量変更  
(ロ) 変圧器型加速装置(共振変圧器型電子加速器)の廃止  
「55安(放安)第3716号(昭和55年9月8日付)」
- ③ 密封コバルト線源の数量変更  
「55安(放安)第4895号(昭和55年12月10日付)」

(綿貫 孝司)

#### B.1.4 放射線計測器の管理

放射線施設に付帯するモニタ類の定期点検、校正および修理は、所管課において実施され放射線管理上特記するような故障はなかった。

環境放射線モニタは $^{226}\text{Ra}$ を用いて校正した。サーベイメータの校正は、東海研究所線量計測課に依頼して所有する全台数について1回/年実施した。TLDについては $^{226}\text{Ra}$ 標準線源を用いて全システムの校正および素子のバラツキ、再現性のチェックなどを行い精度の維持に努めた。

(綿貫 孝司)

Table B-1.3-1 放射線同位元素および放射線発生装置の種類および数量  
(高崎研究所, 1981年3月31日現在)

施設名	貯蔵能力または 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	$^{60}\text{Co}$ 500,000Ci	499,900Ci $\left\{ \begin{array}{l} 7,000 \text{ Ci} \times 12 \text{ 個} \\ 5,680 \text{ " } \times 34 \text{ " } \\ 4,120 \text{ " } \times 18 \text{ " } \\ 2,040 \text{ " } \times 20 \text{ " } \\ 1,850 \text{ " } \times 39 \text{ " } \\ 1,230 \text{ " } \times 29 \text{ " } \end{array} \right.$	
コバルト第2照射棟	$^{60}\text{Co}$ 500,000 Ci	387,590 Ci $\left\{ \begin{array}{l} 6,610 \text{ Ci} \times 26 \text{ 個} \\ 4,820 \text{ " } \times 20 \text{ " } \\ 2,850 \text{ " } \times 20 \text{ " } \\ 2,040 \text{ " } \times 1 \text{ " } \\ 480 \text{ " } \times 120 \text{ " } \\ 150 \text{ " } \times 5 \text{ " } \\ 70 \text{ " } \times 5 \text{ " } \\ 20 \text{ " } \times 12 \text{ " } \\ *1 \left\{ \begin{array}{l} 12-35 \text{ " } \times 38 \text{ " } \end{array} \right. \end{array} \right.$	*1 ; 38 個計 1,350 Ci
食品照射ガンマ線照射棟	$^{60}\text{Co}$ 400,000 Ci	180,000 Ci $\left\{ \begin{array}{l} 2,330 \text{ Ci} \times 44 \text{ 個} \\ 1,650 \text{ " } \times 20 \text{ " } \\ 380 \text{ " } \times 27 \text{ " } \\ 240 \text{ " } \times 70 \text{ " } \\ 220 \text{ " } \times 80 \text{ " } \end{array} \right.$	
RI 工学照射棟コバルト室	$^{60}\text{Co}$ 8,000 Ci	( $^{60}\text{Co}$ 1,180Ci)	固定式照射装置
セシウム室	$^{137}\text{Cs}$ 4,800 Ci	( $^{137}\text{Cs}$ 3,360Ci)	固定式照射装置
コバルト第1照射棟	$^{60}\text{Co}$ 10 Ci	( $^{60}\text{Co}$ 10 Ci)	可搬式照射装置
RI 小線源貯蔵室	$^{60}\text{Co}$ 換算 200Ci	$^{60}\text{Co}$ 70 Ci $^{137}\text{Cs}$ 90 Ci	
	$^{60}\text{Co}$ 換算200Ci	$^{60}\text{Co}$ 4.8 mCi $^{60}\text{Co}$ 1.2 mCi $^{60}\text{Co}$ 1.1 mCi $^{226}\text{Ra}$ 2 mCi	
RI 工学試験棟	$^{85}\text{Kr}$ 1,000Ci	( $^{85}\text{Kr}$ 510 Ci)	保管
線源貯蔵庫	$^{90}\text{Sr}$ 120 Ci	$^{90}\text{Sr}$ 18 Ci	
	$^{60}\text{Co}$ 換算200 Ci	$^{137}\text{Cs}$ 300 $\mu\text{Ci}$	
研究棟(4F) ガスクロマトグラフ室	$^{63}\text{Ni}$ 15 mCi	$^{63}\text{Ni}$ 15 mCi	
研究棟(1F) マススペクトル室	$^{85}\text{Kr}$ 30 mCi	—————	$^{85}\text{Kr}$ 線源組成 分析時に搬入

## 放射線発生装置等の種類と性能

施設名称	種類および性能	台数	備考
1号加速器	コッククロフト・ワルトン型加速器 2 MeV, 30mA	1	
2号加速器	コッククロフト・ワルトン型加速器 3 MeV, 25mA	1	
3号加速器	照射用大出力X線発生装置 200KVP 1,000mA	1	故障法適用外
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 50 KVP 50 mA	1	"
	X線回折装置 50 KVP 50 mA	1	"
	X線回折装置 60 KVP 100 mA	1	"

Table B. 13-2 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

(高崎研究所, 1980年度)

年	月	平均値 ( $\mu\text{R/h}$ )	最大値 ( $\mu\text{R/h}$ )	
1980.	4	6.2	8.4	
	5	6.2	9.0	
	6	6.0	8.3	
	7	6.0	9.0	
	8	6.0	9.0	
	9	6.0	8.0	
	10	6.0	6.8	
	11	6.1	8.2	
	12	6.0	7.5	
	1981.	1	6.1	7.0
		2	6.2	9.4
		3	6.0	9.5

# 1 C 大洗研究所

## 1 C . 1 総 括

### C.1.1 概 要

JMTRをはじめ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監視機器の管理などの日常の業務は、1979年度と同様に滞りなく実施された。

1980年度は、廃棄物処理場周辺の放射線量率の測定を行って処理場内の各施設からの寄与を評価し、これに基づいて周辺環境における被曝線量の低減対策を検討した。また、放出放射性物質の測定に関する国の指針および茨城県の環境監視計画の改正に関連して排気・排水の監視方式の整備および試料の核種分析と定量のための機器の整備を行った。全身カウンタによる作業者の内部被曝検査については、従来から東海研究所に依頼して実施してきたが、全身カウンタによる検査体制が整備されたので1980年度から大洗研究所において定期検査を開始した。

1980年度における放射線作業者の個人被曝線量については、許容線量を超える被曝はなく、外部被曝線量（全身）は最大260mrem、平均16mrem（集団線量10.72人・レム）であり、内部被曝が検出された者はなかった。

施設から放出された気体および液体廃棄物については、放射性物質の濃度および放出量はいずれも保安規定に定められた放出管理の基準値以下であった。また、年間放出量に基づいて算出した周辺環境における被曝線量は、放射性希ガスによる全身被曝線量が0.046mrem、液体廃棄物中の主要核種による全身被曝線量が0.012mremであって線量目標値を十分下まわった。なお、環境放射線監視結果についても特に異常は認められなかった。

1980年度は、廃棄物処理場の低レベル廃液貯槽建家から極低レベル廃液の漏洩があったが、漏洩水はただちに回収され環境への影響はなかった。（押野 昌夫）

### C.1.2 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

1980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と年間排出放射能をTable C.1.2-1に示す。JMTRの第51サイクル～第53サイクルの運転にともなって $^{41}\text{Ar}$ が放出された。JMTRホット実験室で行われたヨウ素の原子炉材料試験片への吸着実験およびRI利用開発棟で行われたJMTRフィルタバンクに使用されているチャコールフィルタのヨウ素を用いた経年変化試験にともなって $^{131}\text{I}$ が放出された。また、ホットラボでは核燃料物質在庫調査時のセル内操作にともなって $^{125}\text{Sb}$ と $^{203}\text{Hg}$ が放出された。しかし、いずれの施設においても排気口における平均濃度および放出量は保安規定に定められている管理目標値または管理基準値に比べて大幅に低いものであった。また、その他施設からの排出放射性塵埃は、すべて検出されなかった。なおJMTRから排出される $^3\text{H}$ の排気口における測定は、1980年5月から開始された。

（藤岡 克治）

Table C.1.2-1 排出塵埃・ガスの放射能濃度および放射能

(大洗研究所, 1980年度)

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 ( $\mu\text{Ci}$ )	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)	$< 1.0 \times 10^{-13}$	0	—	$5.8 \times 10^{-10}$ $5.7 \times 10^{-7}$	$5.1 \times 10^{-1}$ $5.0 \times 10^2$	$^3\text{H}$ $^{41}\text{Ar}$
(ホット実験室)	$< 3.0 \times 10^{-12}$	$4.3 \times 10^{-1}$	$^{131}\text{I}$			
ホットラボ	$\alpha: < 5.8 \times 10^{-15}$ $< 6.1 \times 10^{-14}$	0 $1.1 \times 10^1$	— $^{125}\text{Sb},$ $^{203}\text{Hg}$	$< 2.0 \times 10^{-7}$	0	—
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)	$< 1.0 \times 10^{-13}$	0	—			
(高レベル $\beta\gamma$ 固体処理場)	$< 1.0 \times 10^{-13}$	0	—			
( $\alpha$ 固体処理棟)	$\alpha: < 4.1 \times 10^{-15}$ $< 3.2 \times 10^{-14}$	0 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						
(RI棟)	$< 5.8 \times 10^{-13}$	7.9	$^{131}\text{I}$			
(FP棟)	$< 5.8 \times 10^{-13}$	0	—			
安全管理棟	$< 5.8 \times 10^{-13}$	0	—			
燃料研究棟	$\alpha: < 2.5 \times 10^{-15}$	0	—			

(注1)  $\alpha$ の記号のないものは、 $\beta\gamma$ 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総排気量で除した値。ただし、その値が検出限界濃度より小さい場合は“<(検出限界濃度値)”と記入。

年間排出放射能：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。

## (2) 排出放射性廃液

1980年度に各施設で発生した放射性廃液の廃棄物処理場へ搬出，または排水溝へ排出された放射能と廃液量，排水溝における1日および3カ月間平均濃度の最大値と年間排出放射能をTable C.1.2-2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 $\beta \cdot r$  ( $^3\text{H}$ を除く)で3.1 Ci，廃液量は $2.6 \times 10^3 \text{ m}^3$ であった。これは，1979年度に比べてみると，放射能は $\beta \cdot r$  ( $^3\text{H}$ を除く)で1.6倍に，廃液量は60%減となっている。この廃液中に含まれる核種としては $^3\text{H}$ ， $^{24}\text{Na}$ ， $^{60}\text{Co}$ ， $^{137}\text{Cs}$ が支配的であり，その他の主なものとして $^{22}\text{Na}$ ， $^{51}\text{Cr}$ ， $^{54}\text{Mn}$ ， $^{58}\text{Co}$ ， $^{95}\text{Zr}$  -  $^{95}\text{Nb}$ ， $^{134}\text{Cs}$ ， $^{144}\text{Ce}$ が検出された。

排水溝へ排出された廃液の放射能は $\alpha$  45  $\mu\text{Ci}$ ， $\beta \cdot r$  ( $^3\text{H}$ を除く) 4.1 mCi (主な核種は $^{60}\text{Co}$ )， $^3\text{H}$  7.1 Ciで，廃液量は $4.6 \times 10^3 \text{ m}^3$ であった。すなわち，1979年度よりも，放射能については $\alpha$  20%減， $\beta \cdot r$  ( $^3\text{H}$ を除く) 35%減， $^3\text{H}$  20%減で，廃液量は25%減となっている。

排水溝における1日平均濃度の最大値は $\beta \cdot r$  ( $^3\text{H}$ を除く)で $8.0 \times 10^{-8} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ ，3ヶ月間平均濃度の最大値は $5.4 \times 10^{-9} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ となっており，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.1.2-3に示すとおり，いずれも十分に低い値であった。

(山田 典一)



Table C.1.2-2 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, 1980年度)

項目 施設名	廃棄物処理場へ搬出		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 <sup>3</sup> )	放射能 (mCi)	廃液量 (m <sup>3</sup> )	1日平均濃度の 最大値 ( $\mu$ Ci/cm <sup>3</sup> )	3カ月間平均濃度の 最大値 ( $\mu$ Ci/cm <sup>3</sup> )	年間排出放射能 (mCi)
J M T R	2.7×10 <sup>3</sup>	5.7×10 <sup>2</sup>	0	0			$\alpha$ 3.6×10 <sup>-2</sup>
ホットラボ	(3.3×10 <sup>1</sup> )*1	(2.9×10 <sup>2</sup> )	-	-			$\beta \cdot \gamma$ 4.1
RI利用開発棟	8.4×10 <sup>-2</sup>	1.6×10 <sup>1</sup>	0	0			<sup>22</sup> Na 9.0×10 <sup>-2</sup>
安全管理棟	1.3×10 <sup>-1</sup>	4.8×10 <sup>1</sup>	0	0	$\alpha$ 7.2×10 <sup>-10</sup>	$\alpha$ 3.7×10 <sup>-11</sup>	<sup>51</sup> Cr 2.9×10 <sup>-1</sup>
廃棄物処理場	1.8	1.1×10 <sup>3</sup>	0	0	$\beta \cdot \gamma$ 8.0×10 <sup>-8</sup>	$\beta \cdot \gamma$ 5.4×10 <sup>-9</sup>	<sup>58</sup> Co 3.7×10 <sup>-1</sup>
燃料研究棟	3.8×10 <sup>-1</sup>	1.9×10 <sup>2</sup>	0	0	<sup>3</sup> H 2.4×10 <sup>-4</sup>	<sup>3</sup> H 1.3×10 <sup>-5</sup>	<sup>60</sup> Co 1.8
排水監視ポンド	-	-	$\alpha$ 3.6×10 <sup>-2</sup> $\beta \cdot \gamma$ 4.1 <sup>3</sup> H 7.1×10 <sup>3</sup>	4.5×10 <sup>3</sup>			<sup>137</sup> Cs 3.0×10 <sup>-2</sup> 未知 1.6 <sup>3</sup> H 7.1×10 <sup>3</sup>
動燃	3.7×10 <sup>2</sup>	6.0×10 <sup>2</sup>	$\alpha$ 8.6×10 <sup>-3</sup> $\beta \cdot \gamma$ 4.3×10 <sup>-3</sup>	8.6×10 <sup>1</sup>	$\alpha$ 4.4×10 <sup>-10</sup>	$\alpha$ 2.2×10 <sup>-11</sup>	$\alpha$ 8.6×10 <sup>-3</sup>
東北大金材研	6.8×10 <sup>-3</sup>	1.7×10 <sup>1</sup>	7.8×10 <sup>-3</sup>	1.6×10 <sup>1</sup>	$\beta \cdot \gamma$ 2.2×10 <sup>-10</sup>	$\beta \cdot \gamma$ 1.1×10 <sup>-11</sup>	$\beta \cdot \gamma$ 4.3×10 <sup>-3</sup>
日本核燃料	2.5	5.1×10 <sup>1</sup>	-	-			
合計	3.1×10 <sup>3</sup>	2.6×10 <sup>3</sup>	$\alpha$ 4.5×10 <sup>-2</sup> $\beta \cdot \gamma$ 4.1 <sup>3</sup> H 7.1×10 <sup>3</sup>	4.6×10 <sup>3</sup>			$\alpha$ 4.5×10 <sup>-2</sup> $\beta \cdot \gamma$ 4.1 <sup>3</sup> H 7.1×10 <sup>3</sup>

\*1 ホットラボからJMTRタンクヤードへ排出した廃液。

注1  $\alpha$ の核種記号のないものは<sup>3</sup>Hを除く $\beta \cdot \gamma$ 核種。

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量で除して得た値とした。

Table C.1.2-3 液体廃棄物の放出管理目標値との比較  
(大洗研究所, 1980年度)

核種		放出管理目標値 (Ci/年)	排出量 (Ci/年)	排出量
				放出管理目標値
<sup>3</sup> H 以外の核種	総量	$6.0 \times 10^{-2}$	$4.1 \times 10^{-3}$	$6.8 \times 10^{-2}$
	<sup>60</sup> Co	$6.0 \times 10^{-3}$	$1.8 \times 10^{-3}$	$3.0 \times 10^{-1}$
	<sup>137</sup> Cs	$4.8 \times 10^{-2}$	$3.0 \times 10^{-5}$	$6.3 \times 10^{-4}$
<sup>3</sup> H		$1.0 \times 10^2$	7.1	$7.1 \times 10^{-2}$

C.1.3 放射性廃棄物の保管廃棄量

1980年度における廃棄物パッケージ等の保管廃棄量を Table C.1.3-1 に示す。1979年度と比較して200ℓドラム缶型パッケージが約300本減少したが、これは低レベルβ・γ固体廃棄物のうち含水ウェス、プラスチック等の焼却処理を推進したことが、主な理由である。

(岩本 貞雄)

Table C.1.3-1 放射性廃棄物の保管廃棄量  
(大洗研究所, 1980年度)

処 理 量		保 管 廃 棄 量	
区 分	量	区 分	量
液体廃棄物	m <sup>3</sup>		
β・γ低レベル	4918.0		
β・γ中レベル	6.5		
β・γ有機	0.312		
スラッジ(低・中レベル)	8.33		
固体廃棄物		200ℓドラム缶型パッケージ	289本
β・γ低レベル可燃	108.14		
β・γ低レベル不燃	220.435		
α低レベル可燃	0		
α低レベル不燃	9.56		
高レベルβ・γ固体	2.610m <sup>3</sup>	200ℓドラム缶型パッケージ	21本
		コンクリートブロック型パッケージ	46コ
高レベルα固体	79個 <sup>*</sup>	高レベルα保管体	79コ

\*密封措置の上保管

#### C.1.4 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

1980年度にJMTR原子炉施設から放出された放射性希ガスによる周辺監視区域外における全身被曝線量を算出した。その結果、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 $4.6 \times 10^{-2}$  mremであった。希ガスによる被曝線量をTable C.1.4-1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 $^3\text{H}$ 、 $^{60}\text{Co}$ 、 $^{137}\text{Cs}$ について算出した。その値は $1.2 \times 10^{-2}$  mremであった。液体廃棄物による被曝線量をTable C.1.4-2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 $5.8 \times 10^{-2}$  mremで、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を十分に下まわっている。

(佐藤 信之)

Table C.1.4-1 希ガスによる年間全身被曝線量

(大洗研究所, 1980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	$5.0 \times 10^2$ ( $^{41}\text{Ar}$ )	$4.6 \times 10^{-2}$

Table C.1.4-2 液体廃棄物による年間全身被曝線量

(大洗研究所, 1980年度)

核種	年間放出量 (Ci)	全身被曝線量 (mrem)
$^3\text{H}$	7.1	$3.8 \times 10^{-3}$
$^{60}\text{Co}$	$1.8 \times 10^{-3}$	$8.3 \times 10^{-3}$
$^{137}\text{Cs}$	$3.0 \times 10^{-5}$	$1.6 \times 10^{-4}$
合計		$1.2 \times 10^{-2}$

#### C.1.5 放射性汚染および被曝

1980年度は、放射性廃棄物処理場における極低レベル廃液の漏洩が1件あったほかは、特に問題となるような放射性汚染や被曝はなかった。Table C.1.5-1 に発生状況、原因および処置、対策などを示す。

(北野匡四郎)

Table C-1.5-1 放射性汚染および被曝

(大洗研究所, 1980年度)

発生日	発生場所	異常の種類	発生状況	汚染および被曝の状況		原因	処置と対策
				対象物	程度		
1980年 9月29日	廃棄物処理場 低レベル廃液貯槽建家	汚染	極低レベルの放射性廃液(約35 m <sup>3</sup> )を低レベル廃液貯槽No.1から同No.5へ2本継ぎの耐圧フレキシブルホースで移送中、ホースの接続部がはずれて、約100ℓの廃液が同建家内に漏洩し、その一部が建家外に漏れ出した。	床, 雨水溝等	漏洩水中の放射性核種および濃度  <sup>3</sup> H 1.0×10 <sup>-3</sup> <sup>60</sup> Co 6.4×10 <sup>-6</sup> <sup>137</sup> Cs 5.5×10 <sup>-7</sup> <sup>58</sup> Co 8.2×10 <sup>-7</sup> <sup>54</sup> Mn 5.5×10 <sup>-7</sup> μCi/cm <sup>3</sup>	ホースの継ぎ方が不十分であったため、ポンプ送水時の水圧により継ぎ目がはずれたもの。	ただちに漏洩水の回収と同区域の除染を実施した。 原則としてホース相互の接続を行わないこととし、やむを得ず接続する場合は専用の接続器具を用い、使用のつど水圧テストを行う。 建家外への流出対策として、流出防止用の区画を設ける。

## 1 C . 2 個人被曝線量の管理

### C.2.1 概 要

個人被曝管理については、職員等および外来業者従業員の従事者等（従事者および随時立入者）667名と一時立入者延べ509名について実施した。その結果、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の基準値を超える者はなかった。

1980年度における従事者等の外部被曝線量（全身）は最大260mrem、平均16mrem（集団線量10.72人・レム）であった。

内部被曝管理については、前年度と同様に各作業グループから選定した被検者について、尿検査（全 $\alpha$ 測定、天然ウラン測定）、肺モニタおよび全身カウンタによる検査を定期的に行ったほか、12名の作業員について全身カウンタによる臨時検査を実施した。その結果、いずれも検出限界以下であった。

なお、全身カウンタによる検査については、前年度まで東海研究所に依頼してきたが、全身カウンタによる検査体制が整備されたので1980年度から大洗研究所において実施している。

（押野 昌夫）

### C.2.2 外部被曝線量の管理

フィルムバッジとリングバッジの使用状況をTable C.2.2-1に示す。また1980年度の大洗研究所の従事者等の各四半期と年間の被曝線量分布をTable C.2.2-2に示す。同表に示す通り従事者等の平均被曝線量および最大被曝線量はそれぞれ16 mremおよび260mremであった。また集団線量は10.72人・レムであった。

職員等の主な放射線作業は燃料研究棟におけるプルトニウム試料の取扱い、処理場における $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物処理作業などで年間の集団線量、平均被曝線量および最大被曝線量はそれぞれ4.29人・レム、15mremおよび230 mremであった。

長期外来者の主な作業は処理場における $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物処理作業で、年間の集団線量、平均被曝線量および最大被曝線量はそれぞれ2.82人・レム、23mremおよび230 mremであった。

短期外来者の主な作業は、JMTRにおけるOWL-1配管非破壊検査、OGL-1仕切管取替え、OWL-2ストレーナ交換などで、年間の集団線量、平均被曝線量および最大被曝線量はそれぞれ3.61人・レム、14mremおよび260 mremであった。

Table C.2.2-3に1967年度以降の職員等の年間被曝線量の推移を示す。

全対象者を通しての手先の最大被曝線量は、燃料研究棟においてプルトニウム試料の取扱いに従事した作業員（職員）の9.220mremであった。

1980年度は $\beta$ 線による被曝は認められなかったが、 $^{252}\text{Cf}$ を取扱っている作業員1名（職員）に速中性子線による被曝（被曝線量30mrem）があった。

（上島 正好）

Table C-2.2-1 フィルムバッジおよびリングバッジ使用者数  
(大洗研究所, 1980年度)

測定器	管理期間	職員等 *1	長期外来者 *2	短期外来者 *3	合計
フィルムバッジ	第1四半期	280	117	84	481
	第2四半期	277	117	179	573
	第3四半期	276	119	67	462
	第4四半期	276	116	97	489
リングバッジ *4	第1四半期	11	0	0	11
	第2四半期	10	1	4	15
	第3四半期	7	1	0	8
	第4四半期	4	1	0	5

- \*1 職員, 外来研究員などをいう。
- \*2 年間契約に基づき構内に常駐する請負業者で指定登録を行った者。
- \*3 \*2 以外の請負業者で指定登録を行った者。
- \*4 TLDを含む。

Table C-2.2-2 従事者等 \*1 の全身被曝線量分布  
(大洗研究所, 1980年度)

管理期間	従事者等の人数	全身被曝線量分布 (人)				集団被曝線量 (人・レム)	平均被曝線量 (mrem)	最大被曝線量 (mrem)
		検出限界線量未満	20 ≤ D *2 < 100	100 ≤ D < 300	300 ≤ D < 1,000			
第1四半期	480	425	52	3	0	2.47	5	110
第2四半期	573	466	92	15	0	6.10	11	260
第3四半期	462	429	32	1	0	1.48	3	110
第4四半期	489	456	33	0	0	1.00	2	60
年間	667	525	101	41	0	10.72	16	260

- \*1 従事者等とは従事者および随時立入者をいう。
- \*2 全身被曝線量 (mrem / 四半期または年間)

Table C.2.2-3 職員等の全身被曝線量分布の推移

(大洗研究所, 1980年度)

年度	職員等の人数	全身被曝線量分布 (人)					平均被曝線量 (mrem)	最大被曝線量 (mrem)
		検出されず	* D < 130	130 ≤ D < 400	400 ≤ D < 1300	1300 ≤ D		
1967	140	126	11	2	1	0	12	590
1968	192	175	8	6	3	0	16	580
1969	224	197	23	3	1	0	11	590
1970	244	185	52	5	1	1	27	1640
1971	247	152	82	13	0	0	29	290
1972	255	180	59	14	2	0	26	470
1973	258	215	34	8	1	0	14	490
1974	256	223	28	5	0	0	10	290
1975	268	210	49	9	0	0	17	280
1976	266	210	48	7	1	0	15	470
1977	260	225	27	7	1	0	11	400
1978	288	235	45	8	0	0	13	320
1979	284	241	38	5	0	0	10	370
1980	281	216	57	8	0	0	15	230

\* 全身被曝線量 (mrem / 年度)

## 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 $\alpha$ 放射能および天然ウランの測定, 全身カウンタによる $\beta \cdot \gamma$ 放射能の測定ならびに肺モニタによる不溶性 $\alpha$ 放射能の測定を実施した。また第2四半期にホット・ラボのセル除染作業に従事した作業員12名につき, 作業管理の目的で, 作業前と作業後臨時に全身カウンタによる測定を行った。これらの測定の結果, 被検査者全員が検出限界以下であった。Table C.2.3-1 に検査実施者数を示す。

なお1980年度から全身カウンタによる測定は大洗研究所で実施している。(上島 正好)

Table C.2.3-1 内部被曝検査実施者数

(大洗研究所, 1980年度)

管理期間	尿 検 査			全身計測 ( $\beta \cdot \gamma$ 核種)	胸部計測 (不溶性 $\alpha$ 核種)
	全 $\alpha$ 放射能	全 $\beta$ 放射能	天然ウラン		
第1四半期	24	0	3	37	0
第2四半期	0	0	3	50*	0
第3四半期	24	0	3	38	20
第4四半期	0	0	3	37	0

\* 12名は臨時計測

## 1 C.3 施設の放射線管理

### C.3.1 概要

JMTR, ホットラボ, 燃料研究棟, RI 利用開発棟および放射性廃棄物処理場などにおける日常の放射線管理を実施するとともに, 管理の効率化と一層の充実をはかるために, ハンドフットクロスモニタなどの更新整備, 高次化プルトニウム取扱い時のTLDによる手先の被曝管理体制の整備ならびにJMTR排気および一般排水中放射能の $\gamma$ 線核種分析,  $^{90}\text{Sr}$ の化学分析による核種毎の測定評価体制の整備を進めた。また, 放射性廃棄物処理課と共同して廃棄物処理場内およびその周辺の散乱放射線量を測定し, 総合的, かつ, 長期的な放射線量の低減対策を検討した。

1980年度において, 放射線管理の対象となった主な作業は, (1)JMTRにおけるOWL-1一次系配管溶接部の非破壊検査作業, OWL-2ストレーナの交換作業およびOGL-1内筒管の取換え作業, (2)ホットラボにおける各セルの除染作業, (3)燃料研究棟における高次化プルトニウムの精製作業およびグローブボックスのグローブ交換作業, (4)放射性廃棄物処理場におけるドラム固化体の固体集積保管場Ⅱへの移管作業および表面線量率が $50\text{mrem/h}$ を超える低レベル $\beta\cdot\gamma$ 固体廃棄物の焼却, 圧縮処理作業などであった。

1980年度も1979年度と同様, 特に問題となるような被曝はなく, また, 施設からの排気, 排水ともに排出濃度は基準値以下であり, 年間排出総量も管理目標値以下であった。

(岡本 利夫)

### C.3.2 廃棄物処理場敷地内の放射線量率の評価

放射性廃棄物処理場(以下処理場という)では, 1980年4月から7月にかけて, 固体集積保管場Ⅰに長期保管されていた廃棄物パッケージ(ドラム缶型)の固体集積保管場Ⅱへの移管作業が行われた。

これを契機に, 処理場での種々の作業状況下におけるスカイシャイン等による影響を確認するため, 1980年6月から11月にかけて処理場周辺の放射線量率の測定を実施した。

従来の測定では, NaI(Tl)検出器で測定した波高スペクトル分布を $100\text{KeV}$ ごとに区分して, 「スペクトル線量変換演算子法」を用い $100\text{KeV}$ ごとの区分に対応した演算値子関数 $G(E)$ の平均値を乗じて各測定点における放射線量率を求めている。この場合, 各測定点における放射線量率は, 各地点でバックグラウンド線量率が同一であるものと仮定し, 基準地点のバックグラウンド線量率を差し引いて求めている。この方法では, 各測定点におけるバックグラウンド線量率の変化を無視しているためスカイシャイン等による低い放射線量率の測定精度を上げることが困難であった。

そこで, 今回はその測定精度を上げるため波高スペクトル分布を $100\text{KeV}$ 区分から $30\text{KeV}$ 区分に変更し, またバックグラウンド線量率の差し引き方法に若干改良を加えた次の方法を用いて測定した。

#### (1) 測定方法

鉛遮蔽体部にNaI(Tl) $3\phi\times 3\phi$ 検出器を上向きに設置し, CANBERRA-30型1024ch波高



分析器 ( 3 MeV / 1000ch )を用いて各測定点について $10^3$  秒測定を行った。

(2) 評価方法および測定結果

波高分析器で得られた波高スペクトル分布を 30KeV ごとに区分し積算して、「スペクトル線量変換演算子法」により、各区分ごとの平均エネルギーに対応した演算値子関数 $G(E)$ を乗じて各測定点の放射線量率を求めた。この場合、各測定点におけるバックグラウンド線量率は次の方法によって除去した。バックグラウンド波高スペクトル分布は各測定点において相似形であると仮定した。基準地点のバックグラウンド波高スペクトル分布をあらかじめ測定した。測定地点において得られた波高スペクトル分布の高エネルギー側には、スカイシャイン成分がないとして相似則を適用し、低エネルギー側のバックグラウンド成分を差し引いた。この方法により、各測定点における正味のスペクトルから放射線量率を算出した。バックグラウンドを差し引く方法として、処理場施設からの漏洩放射線の寄与が大きい(主に $^{60}\text{Co}$ の影響がある)場合と、スカイシャインの寄与が大きい場合があり、それぞれについて相似則を適用する高エネルギー側の領域幅を変化させた。これらの測定結果のうち代表的な測定点についてその結果をFig.C.3.2-1に示す。この時の処理場内の作業状況は、固体集積保管場I内では、保管されている廃棄物パッケージ(コンクリートブロック型)の上部はコンクリートスラブ(20cm厚)、側面は未使用のコンクリートブロックで遮蔽されており、その他の施設では、通常の処理作業が行われていた。処理場敷地内の放射線量率で少し高い箇所が見られるのは、処理作業中の廃棄物からの影響である。

廃棄物量の増加が将来予想されるので、今後も、処理場周辺の放射線量率の測定を定期的に実施していく予定である。

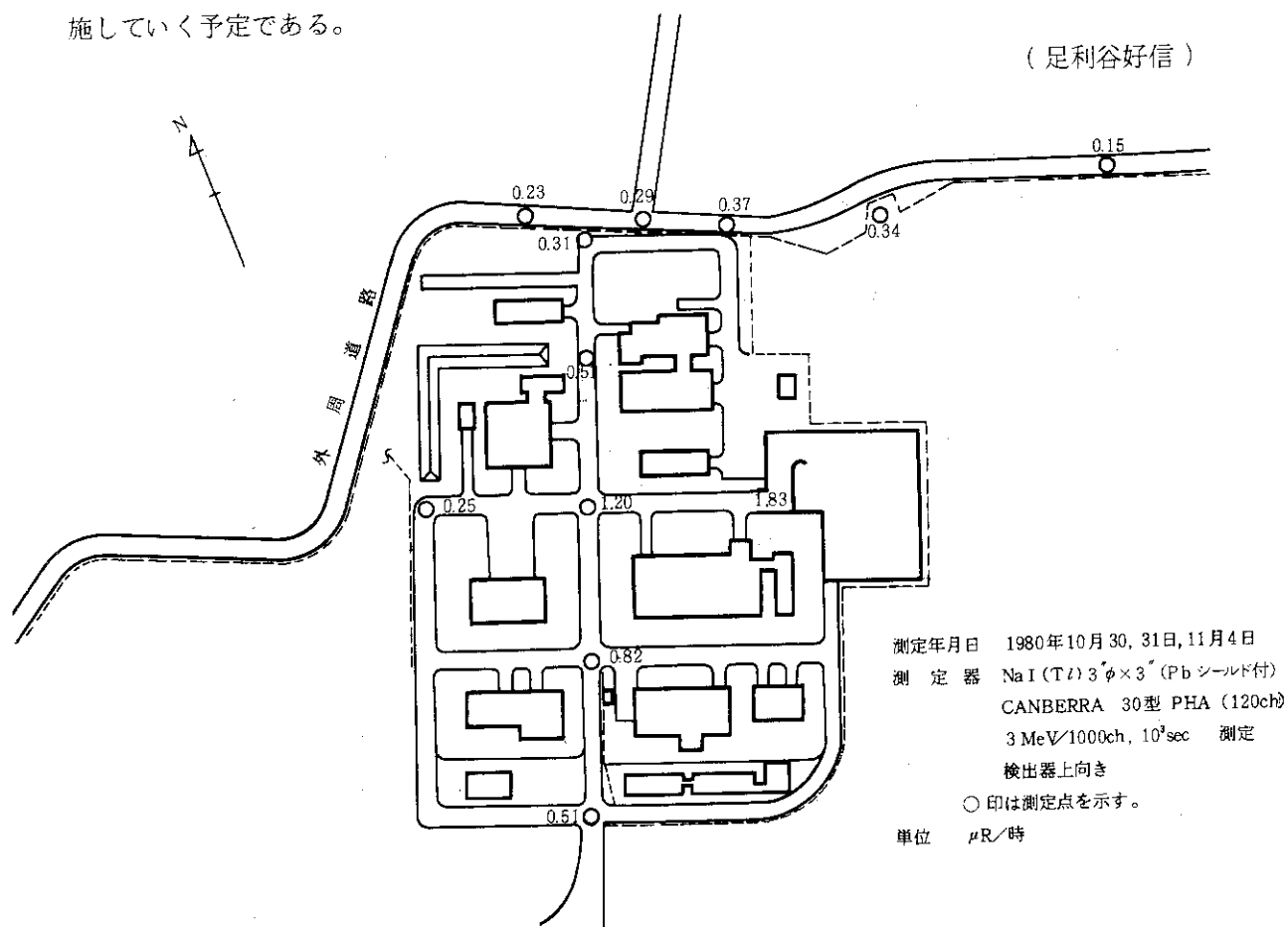


Fig.C. 3. 2 - 1 放射性廃棄物処理場における放射線量率測定結果

### C.3.3 JMTRにおけるOWL-2 ストレーナ交換作業時の放射線管理

ストレーナはOWL-2の一次冷却水中の異物除去を目的としてキュービクル内の1階と2階に設置されている。

設置されていたストレーナは、一次系配管相当として製作されており、SUSの鋳造品である。これまでに数回、ろ過部の交換および点検を経験したが、表面線量率が高く保守作業にかなりの時間を要した。新ストレーナはSUS鍛造品とし、小型に設計して作業空間を広くし、保守作業性を改善することにより被曝の低減化をはかった。1980年7月から約40日間にわたってストレーナの撤去および据付作業が実施された。

#### (1) 作業の概要

ストレーナ切断前に周辺の保温材および架台などの撤去が行われた。また汚染の拡大を防止するため、作業区域にはビニールシートで1.5 m四方程度のハウスを設けた。既設ストレーナ部を切断撤去し、一次系配管の開先加工を行い、新ストレーナを据付けた。既設一次系配管に新ストレーナを接続した後、溶接部などの液体浸透探傷検査および放射線透過試験が実施された。

#### (2) 空气中放射能濃度

切断作業にはバンドソー、サンダーなどを使用するため、特に空気汚染および床汚染の拡大防止に留意し、ハウス内の局所排気を行うとともに、ハウス内への出入り時には靴を履き替えさせた。切断作業時の呼吸用保護具は全面ダストマスクを着用した。

配管内面の主要汚染核種は $^{60}\text{Co}$ であり、作業期間中のハウス内の最大空气中放射能濃度は $3.2 \times 10^{-11} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ であった。

#### (3) 被曝線量

今回の作業において、比較的線量率寄与の多いストレーナの遮蔽を検討した。しかし、遮蔽しにくい場所であること、作業場所の照射線量率は20 mR/h程度であること、ストレーナ交換に伴う作業は架台の撤去および配管切断のみであることにより、遮蔽による被曝線量の低減はあまり期待できないと判断し、作業時間の短縮に重点を置いて管理した。

本作業による外来業者の外部被曝線量をTable C.3.3-1に示す。いずれも作業前に設定された計画被曝線量以下であった。 ( 沢 島 啓 )

Table C.3.3-1 OWL-2 ストレーナ交換作業時の被曝線量  
(大洗研究所, 1980年)

総被曝線量 (人・mrem)	最大被曝線量 (mrem)	平均被曝線量 (mrem)	計画被曝線量 (mrem)
1420	160	68	250

## 1 C.4 環境放射能の管理

### C.4.1 概要

大洗研究所周辺監視区域内外における定期的な環境モニタリングとして、1979年度と同様に、モニタリングステーションおよびモニタリングポストによる環境放射線の連続測定監視、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試料の放射能測定などを実施した。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評価委員会は、1980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、測定分担の見直し等を行った。

そのほか、茨城県環境放射線監視計画に基づく核種分析の実施に対応をはかるためGe(Li)核種分析装置の整備を行った。(佐藤 信之)

### C.4.2 環境放射線のモニタリング

1979年度と同様に、モニタリングステーション2箇所およびポスト10箇所により周辺監視区域境界の空間 $\gamma$ 線の連続モニタリングを実施した。その結果、9月に放射性廃棄物の輸送による影響でステーションNo.1およびポストNo.6が一時的に通常値より少し高い値となった以外には、異常は認められなかった。

モニタリングステーションにおける $\gamma$ 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る。照射線量率はGM管固有のバックグラウンドおよび宇宙線成分を除いたものである。

3カ月間の積算線量測定は、周辺監視区域境界およびJMTRを中心に半径2Km地点20箇所TLD( $\text{CaSO}_4:\text{Tm}$ )を配置して行った。その結果、いずれの地点においても異常は検出されなかった。(高橋 豊)

Table C.4.2-1 モニタリングステーションにおける $\gamma$ 線照射線量率の月平均値と月間最大値

(大洗研究所, 1980年度)

ステーションNo.		No.1 (処理場)		No.2 (浄水場)		
		平均値	最大値	平均値	最大値	
1980年	4	3.3	6.4	3.3	7.2	
	5	3.3	5.2	3.4	5.7	
	6	3.3	4.7	3.4	5.5	
	7	3.2	5.6	2.4	4.7	
	8	3.2	5.6	3.0	5.5	
	9	3.2	10.4 <sup>*1</sup>	3.4	5.3	
	10	3.3	5.3	3.9	6.1	
	11	3.2	5.6	4.1	6.3	
	12	3.4	5.2	3.8	6.2	
	1981年	1	3.4	5.1	3.7	4.5
		2	3.4	6.9	3.5	6.2
		3	3.3	7.4	3.3	7.0

(単位:  $\mu\text{R}/\text{h}$ )

\*1 日本核燃料開発(株)の廃棄物輸送に伴う一時的な線量率上昇である。

### C.4.3 環境試料のモニタリング

1980年度に行った大洗研究所敷地内および周辺環境試料中の全 $\beta$ 放射能の測定については、1979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に示す。月別降下量は例年の変動パターンと同じであるが、1980年10月以後は、中国の核実験の影響で通常値よりも高くなった。モニタリングステーションにおける大気塵埃放射能濃度の測定結果は、Fig.C.4.3-2に示すように変動パターンは例年と同様であるが、1980年10月以後は降下塵と同様に中国の核実験の影響により通常値よりも高い値を示した。Table C.4.3-1は排水溝出口における廃液の連続比例サンプリングによる1週間平均濃度の測定結果で、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。また環境試料の測定結果をTable C.4.3-2に示す。海底土のL海域は、茨城県の監視計画の改訂に伴ない排水溝出口から2 Km以内の海域における3地点の混合試料である。またM海域は、排水溝出口から南側の海域に採取地点がないことから、独自に追加して採取している海域(2地点の混合)である。これらの値は1979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。(高橋 豊)

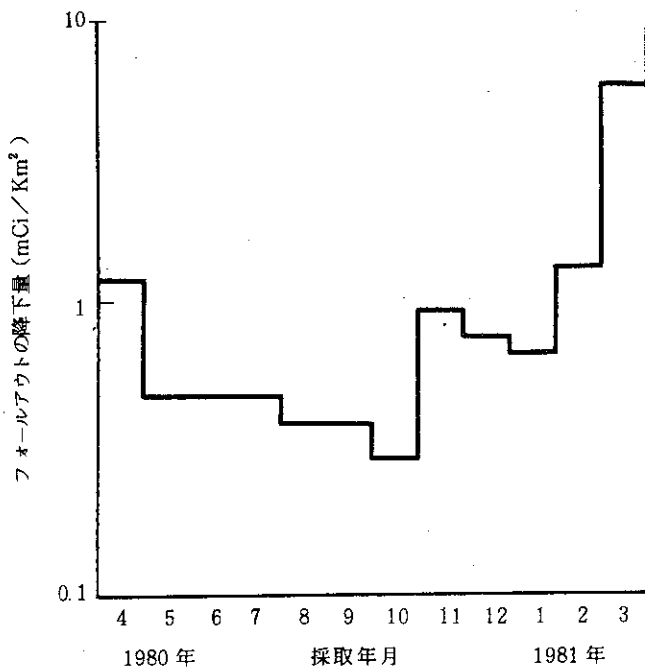


Fig. C. 4.3-1 フォールアウトの全β放射能月間降下量

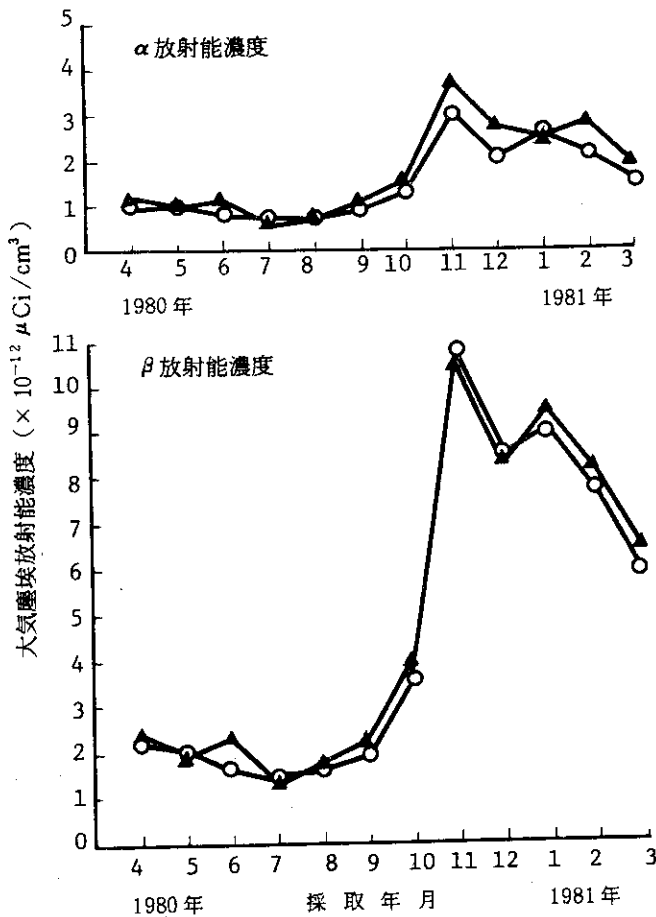


Fig. C. 4.3-2 モニタリングステーションにおける大気塵埃放射能濃度の月平均値

▲ No. 1 (処理場), ○ No. 2 (浄水場)

Table C. 43-1 排水溝における廃液の全β放射能濃度週平均値

(大洗研究所, 1980年度)

年月	第1週	第2週	第3週	第4週	第5週
1980年 4	2.4	2.1	2.1	2.2	
5	3.0	2.8	6.7	2.9	
6	2.5	2.2	3.3	2.1	5.6
7	7.6	3.6	4.6	3.4	
8	4.9	4.1	3.3	4.6	
9	3.5	3.2	7.7	7.3	2.2
10	2.7	14	3.1	8.4	
11	3.5	5.3	6.6	2.9	
12	4.0	3.8	2.9	3.2	3.7
1981年 1		11	3.0	3.3	
2	7.8	4.2	2.8	4.7	
3	4.6	4.7	4.4	5.8	5.6

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

Table C. 43-2 環境試料中の全β放射能測定結果

(大洗研究所, 1980年度)

	採取場所	単位	放射能濃度		
			前期	後期	
陸 上 試 料	水	$\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$	夏海湖	$1.7 \times 10^{-9}$	$1.7 \times 10^{-9}$
			酒沼	$8.7 \times 10^{-10} *1$	$3.2 \times 10^{-10} *1$
			原研水道原水	$2.3 \times 10^{-9}$	$2.2 \times 10^{-9}$
			町営水道原水	$3.5 \times 10^{-9}$	$4.3 \times 10^{-9}$
			北松川水道水	$4.0 \times 10^{-9}$	$5.6 \times 10^{-9}$
			北松川井戸水	$1.2 \times 10^{-6}$	$1.6 \times 10^{-8}$
	土	排水溝出口付近 処理場 日中内 下太田 飛沢	pCi/g・乾	12.5	11.3
				9.5	10.9
				10.7	13.0
				15.1	12.8
精米 ホウレン草 白菜	旭村田崎	pCi/g・生	3.6	0.8	
				1.2	
海 洋 試 料	海水	$\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$	No 1 (500m)	$< 3.1 \times 10^{-10} *1$	$3.2 \times 10^{-10} *1$
			No 2 (5Km)	$3.7 \times 10^{-10} *1$	$3.4 \times 10^{-10} *1$
	海底土	No 1 (500m) No 2 (5Km) L海城 M海城	pCi/g・乾	12.4	13.0
				14.6	15.9
				13.8	16.0
				14.7	12.5
シラス カレイ また はヒラメ	大洗沖	pCi/g・生	3.0	3.3	
			3.6	38	

\*1 鉄・バリウム共沈法による。

## 1 C.5 放射線計測器の管理

### C.5.1 概要

年次計画に基づいて、各施設の放射線モニタ、環境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、修理を実施して保守管理に努めた。その結果、放射線モニタの稼働率を99%以上に維持することができた。また、サーベイメータの年間利用率（貸出台数/全台数×100）は79%であった。

更新5カ年計画（第4年次）に基づいて、1980年度はハンドフットクロスモニタ2台、サーベイメータ23台を更新した。そのほかJMTR施設放射線モニタのうち、特に老朽化の著しい吸引装置および記録計の更新をはかることとした。（佐藤 信之）

### C.5.2 サーベイメータ類の点検保守

1977年度から実施している更新5カ年計画により、1980年度にサーベイメータ類で更新を行った台数は23台で、その内訳はGMサーベイメータ4台、電離箱サーベイメータ10台、 $\beta(r)$ 表面汚染サーベイメータ6台および中性子サーベイメータ3台である。更新対象となっている測定器のうち購入して10年以上経過し老朽化が著しいサーベイメータは廃棄処分を行った。その内訳は、GMサーベイメータ5台、電離箱サーベイメータ10台、 $\beta(r)$ 表面汚染サーベイメータ5台および中性子サーベイメータ5台である。これらによって大洗研究所の現有サーベイメータ類の総台数は、処理場Ⅱ期施設関係を含めて290台である。

1980年度における現有台数、校正台数および故障台数をサーベイメータの機種別にTable C.5.2-1に示す。点検校正の実施件数は、年2回の校正目標に対し90%以上達成でき524件であった。また、故障修理の実施件数は64件で前年度に比べて減少した。中性子サーベイメータの感度校正は、東海研究所線量計測課の中性子線源により実施した。

GMスケアラ、液体シンチレーションカウンタおよび波高分析器などの放射線計測機器の故障修理件数は、年間21件であった。（清水 滋）

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  
(大洗研究所, 1980年度)

サーベイメータの種類	現有台数	校正台数	故障台数
GMサーベイメータ	131	262	49
電離箱	83	148	2
$\alpha$ 線	29	54	6
中性子	7	15	2
シンチレーション	5	10	0
ベルアラームメータ	35	35	5
合計	290	524	64

### C.5.3 放射線監視機器の管理

JMTR 施設放射線モニタは、1967年に設置後連続的に稼動しているため全般的に老朽化が目立ち、そのうちでも特に回転機部のあるダストサンプラ吸引装置および記録計の故障頻度が多くなってきた。このため、吸引装置6台および6打点記録計12台を更新する。現場への設置は1981年6月～8月ごろの予定である。そのほか、更新計画によりハンドフットクロスモニタ2台（JMTR、処理場各1台）を更新した。

既設の放射線モニタ、吸引装置および記録計の定期点検校正は、1979年度と同様に外部委託により実施し、整備に努めた。また、ハンドフットクロスモニタ6台の増幅器の増幅度および計数率計の零レベル調節部の改造を行い性能の向上に努めた。放射線モニタの故障修理件数および年間稼動率を各施設ごとにTable C.5.3-1に示す。稼動率は、すべての施設について99%以上に維持することができた。年間の修理件数は90件であり、その主な修理内容は、吸引装置のカーボンブレード破損や電磁開閉器の損焼などダストサンプラ系統の故障が目立った。また、処理場放射線モニタのうち、AEC-NIMモジュールを使用した $\gamma$ 線エリアモニタ（10系統）の指示変動が頻繁に発生した。この故障原因は高圧電源モジュールの可変抵抗器の劣化であり、これらをすべて交換した。

（清水 滋）

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，1980年度）

項目 年月 建家名等	修 理 件 数				合計	稼動率 (%)
	1980			1981		
	4～6	7～9	10～12	1～3		
J M T R (56系統)	5	8	6	17	36	99.5
ホットラボ (20系統)	2	2	3	3	10	99.7
廃棄物処理施設 (53系統)	7	5	7	6	25	99.6
燃料研究棟 (15系統)	2	1	3	3	9	99.5
RI利用開発課 (6系統)	2	1	2	0	5	98.9
安全管理棟 (2系統)	0	0	0	0	0	100.0
野外モニタ (10系統)	3	0	1	1	5	99.5



## 1 C.6 放射性廃棄物の管理および汚染除去

### C.6.1 概 要

大洗研究所で発生し、放射性廃棄物処理場に搬入された放射性廃棄物は、低レベル液体廃棄物が約 4000m<sup>3</sup> で、1979 年度と比較して約 30% 減少したほか、種類ごとの増減はあったものの、全体的にやや減少した。

所外からのものは、低レベル $\alpha$  固体廃棄物がかなり減少したが、低レベル $\beta$ ,  $\gamma$  固体廃棄物が約 220 m<sup>3</sup> となり、1979 年度と比較して 55% の増加となった。これは、主に動燃(大洗)の常陽の改造工事によるもので、動燃からの低レベル $\beta$ ,  $\gamma$  固体廃棄物量は、はじめて原研からのそれを超えた。

搬入された廃棄物は種類ごとに、それぞれの処理装置により処理し、200 ℓドラム缶型パッケージ(D-50型) 310 本、コンクリートブロック型パッケージ(B-I型, B-II型) 46 個、高レベル $\alpha$  保管体 79 個を保管廃棄した。低レベル $\beta$ ,  $\gamma$  固体廃棄物搬入量が増加したにもかかわらず、ドラム缶型パッケージの発生量が減少したのは、主に含水ウエス、排気用フィルタ等を積極的に焼却処理したことによる。

放射性汚染除去業務は、機器、施設、衣料および皮ふの除染について、例年通り実施した。

固体集積保管場Ⅱの完成(1979年度)にともない、固体集積保管場Ⅰに保管されていたドラム缶型廃棄物パッケージ 3,305 本を、同施設に移管した。移管作業は、準備期間を含めて約半年、延べ約 710 人を要して、無事完了した。また、この廃棄物パッケージの移動にともなう放射線量率の変化、およびその他各施設内外の放射線量率の測定ならびに作業状況等の調査を行い、将来の廃棄物の増加を考慮した長期的な線量低減対策を検討し、その推進を計った。

Ⅱ期施設は、本年度より全面的に稼動した。動燃団より、新たに高レベル $\alpha$  貯蔵施設の増設にかかる業務を受託し、設計、官庁申請準備作業等を開始した。

このほか、施設の老朽化にともなう補修、各種教育訓練の実施または協力、委員会活動への参加、除染に関する受託調査などを実施した。  
(三戸 規生)

### C.6.2 放射性廃棄物の管理

#### (1) 廃棄物の搬入

大洗地区で発生し、搬入された放射性廃棄物の搬入実績をTable C.6.2-1に示す。

##### (a) 液体廃棄物

所内で発生した液体廃棄物の搬入量は、低レベル液体廃棄物が約 4,000m<sup>3</sup> であり、1979 年度と比較して約 30% 減少した。これはJMTRの運転が3サイクル(1979年度:5サイクル)と少なかったためである。中レベル液体廃棄物の搬入はなかった(1979年度は約 25m<sup>3</sup> 搬入)。この他、スラッジ約 8 m<sup>3</sup>, 有機廃液 0.13m<sup>3</sup> が搬入された。

所外からの搬入量は、低レベル液体廃棄物が約 670m<sup>3</sup> (1979年度約 420m<sup>3</sup>)、中レベル液体廃棄物が約 3m<sup>3</sup> (1979年度 0.1m<sup>3</sup>)と各々大幅に増加した。これらは主として動燃(大洗)の常陽の本格運転による。  
(勝山 和夫)

Table C.6.2-1 廃棄物の搬入実績

(大洗研究所, 1980年度)

搬入物	時期	第1四半期			第2四半期			第3四半期					
		所内		所外		所内		所外		所内		所外	
		動燃	東北大	日本核燃料	動燃	東北大	日本核燃料	動燃	東北大	日本核燃料	動燃	東北大	日本核燃料
固体廃棄物	α	10.48	3.66	2.00	1.94	22.82	5.42	0.60	3.10	13.56	30.14	0	2.22
	β	17.60	7.86	4.06	6.06	35.98	13.50	1.56	12.02	21.12	38.88	0	5.46
	γ	22.080	5.635	3.565	0	4.600	3.910	0.230	2.415	13.570	8.855	0	0
液体廃棄物	高レベル	0.150	0	0.100	0	1.200	0	0	0	0.910	0	0	0
	中レベル	3.265	0.58	0	0	0.26	2.26	0	0	0.56	1.22	0	0
	低レベル	0	0.45	0	0	0	0.96	0	0	0	2.30	0	0
	α	909.0	116.0	0	8.0	1343.6	127.9	16.5	16.0	736.0	173.0	0	15.0
	β	0	0	0	0	0	0	0	0.19	0	3.06	0	0
有機	6.5	0	0	0	1.75	0	0	0	0.04	0	0	0	
		0	0	0	0	0.09	0	0	0	0.02	0	0	0

(単位: m<sup>3</sup>)

(大洗研究所, 1980年度)

搬入物	時期	第4四半期			年度合計				
		所内		所外		所内		所外	
		動燃	東北大	日本核燃料	動燃	東北大	日本核燃料	動燃	東北大
固体廃棄物	α	10.64	23.24	1.02	2.32	57.50	62.46	3.62	9.58
	β	10.68	21.16	1.58	4.96	85.38	81.40	7.20	28.50
	γ	1.380	1.610	0	0.115	41.630	20.010	3.795	2.530
	高レベル	0.075	0	0.150	0	2.335	0	0.250	0
	中レベル	0.455	0.68	0	0	4.54	4.74	0	0
液体廃棄物	α	0	0.90	0	0	0	4.61	0	0
	β	1004.0	181.0	0	12.0	3992.6	597.9	16.5	51.0
	γ	0	0	0	0	0	3.06	0	0.19
有機	0.07	0	0	0	8.36	0	0	0	
	0.02	0	0	0	0.13	0	0	0	

(単位: m<sup>3</sup>)

(b)  $\beta$ ,  $\gamma$  固体廃棄物

所内で発生した  $\beta$ ,  $\gamma$  固体廃棄物の搬入量は、低レベル  $\beta$ ,  $\gamma$  固体廃棄物については約 185  $m^3$ 、高レベル  $\beta$ ,  $\gamma$  固体廃棄物については約 2.3  $m^3$  であり、1979 年度と比較していずれも約 8% 減少した。

所外で発生した  $\beta$ ,  $\gamma$  固体廃棄物の搬入量は、低レベル  $\beta$ ,  $\gamma$  固体廃棄物については約 220  $m^3$  であり 1979 年度 (約 140  $m^3$ ) より約 55% と大幅に増加した。これは、動燃 (大洗) の常陽の改造工事および日本核燃料開発株式会社の施設の本格的稼動開始等によるものである。高レベル  $\beta$ ,  $\gamma$  固体廃棄物の搬入量は約 0.2  $m^3$  であった。(岩本 貞雄)

(c)  $\alpha$  固体廃棄物の搬入

所内で発生した  $\alpha$  固体廃棄物の搬入量は、低レベル  $\alpha$  固体廃棄物については約 4.5  $m^3$  であり、1979 年度と同程度であった。また、高レベル  $\alpha$  固体廃棄物については搬入がなかった。

所外から搬入された  $\alpha$  固体廃棄物の量は、低レベル  $\alpha$  固体廃棄物については約 4.7  $m^3$  であり、1979 年度比で約 60% に減少した。これは動燃 (大洗) の主要施設の一つである AGF からの廃棄物発生量が減少したためである。また高レベル  $\alpha$  固体廃棄物については約 4.6  $m^3$  であり、1979 年度比で約 1.6 倍に増加した。これは動燃 (大洗) の F MF からの廃棄物量が増加したためである。(阿部 昌義)

## (2) 廃棄物の処理

1980 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 -3 に示す。

## (a) 液体廃棄物

低レベル液体廃棄物については、JMTR の一次冷却水を主とする廃液を化学処理装置により処理し、ホットラボ、動燃 (大洗) の常陽等から排出された夾雑物、FP 等を含む廃液は低レベル廃液蒸発装置により各々約  $1.6 \times 10^3 m^3$  を処理した。その他、低濃度の廃液約  $1.6 \times 10^3 m^3$  は減衰希釈などの処理をして排出した。

中レベル液体廃棄物については、1979 年度からの繰越分を低レベル廃液濃縮液 23  $m^3$  と合わせて中レベル廃液蒸発装置により処理した。

上記処理で発生した蒸発缶濃縮液 1.2  $m^3$ 、化学処理スラッジ 16  $m^3$  ならびに搬入したスラッジ 8  $m^3$  は、ピチューメン固化処理した。固化体の健全性試験に伴い試験を行った古いセメント固化体 14 本を再固化した。

発生した固化体は、ピチューメン固化体が 23 本、セメント固化体が 28 本である。

有機廃液については、1979 年度までに搬入されたものを含めて、すべて  $\beta$ ,  $\gamma$  焼却装置により焼却処理した。(勝山 和夫)

(b)  $\beta$ ,  $\gamma$  固体廃棄物

低レベル  $\beta$ ,  $\gamma$  固体廃棄物については、可燃性固体は焼却装置、不燃性固体およびフィルタ類は  $\beta$ ,  $\gamma$  圧縮装置 I および  $\beta$ ,  $\gamma$  圧縮装置 II によって処理した。全処理量は約 310  $m^3$  であった。廃棄物パッケージの健全性の向上および発生量の低減を目的として 1979 年度に実施した含水布および含水紙ならびに排気フィルタの木枠の試験的焼却処理を 1980 年度は定常的に行い、含水布および含水紙については約 1500 カートン (約 30  $m^3$ )、排気フィルタの木枠については約 250 個分 (約 10  $m^3$ ) を焼却処理した。

高レベル $\beta$ ,  $\gamma$ 固体廃棄物については、高レベル $\beta$ ,  $\gamma$ 処理装置により、約 $2.6\text{m}^3$ を処理した。  
(岩本 貞雄)

(c)  $\alpha$ 固体廃棄物

低レベル $\alpha$ 固体廃棄物については、 $\alpha$ 雑処理設備( $\alpha$ ホール)により、不燃性固体の処理を行った。その処理量は約 $10\text{m}^3$ であり、1979年度までに搬入されたものも加えられている。

高レベル $\alpha$ 固体廃棄物については、搬入量約 $4.6\text{m}^3$ のうち約 $3.4\text{m}^3$ を高レベル $\alpha$ 封入装置によって密封処置した。また、発生元で密封処置したものは約 $1.2\text{m}^3$ であり、これらは貯蔵施設に貯蔵した。

Table C.6.2-3 に1980年度の処理実績を示す。  
(阿部 昌義)

(3) 廃棄物パッケージの保管

各処理装置で発生した廃棄物パッケージの内、コンクリートブロック型廃棄物パッケージについては固体集積保管場Ⅰに、200 $\ell$ ドラム缶型廃棄物パッケージについては1980年度に完成した固体集積保管場Ⅱにそれぞれ形態別に分類保管した。

Table C.6.2-4 に1980年度に発生した廃棄物パッケージの数を示す。  
(岩本 貞雄)

(4) 廃棄物パッケージ(ドラム缶型)の移管作業

固体集積保管場Ⅱの建設とこれに関連する諸規程等の整備が1979年度で終了した。これとともないこれまで固体集積保管場Ⅰに保管されていたコンクリートブロック型とドラム缶型の廃棄物パッケージのうち、ドラム缶型の廃棄物パッケージ3,305本を約1 Km離れている固体集積保管場Ⅱに移管した。

移管に関する主な作業の流れは廃棄物パッケージの運搬、腐食した蓋の交換(約900本)、表面線量率の測定(一部)、積載(横置6段俵積状)および記録等であった。なお、従来混載していた廃棄物パッケージを、処理・固化法別に整理するとともに、保管場所周囲の放射線量率を極力低くするため、外側に表面放射線量率の低いものを配置した。作業実施に当っては、マニュアルを作成するとともに試験的移管(3日間)を実施するなど作業の安全をはかった。本格的な移管は4月14日から7月4日まで約3カ月間、3グループにより2週間交替で実施した。当初の計画では第1期および第2期にわけて実施する予定であったが、作業の途中から作業能率の向上をはかったこともあり第1期作業予定期間内(4月中旬から7月上旬)で全作業を終了した。移管に要した日数は延べ45日、人員は延べ659人であったが、1月より作業準備のため実施した廃棄物パッケージの性状調査、資材・機材類の準備等を含めると要した人員は延べ約710人であった。

一方、作業期間中、従事者(55名)の計画被曝線量を定常の廃棄物処理作業を含め全作業期間当たり1人300mremと定めた。被曝管理は20mrem/日、100mrem/週以内で行った。このため、従事者には、フィルムバッジのほかにポケットドзимータとTLDを着用させて1日当たりと週当たりの被曝線量を確認し、特定個人に被曝がかたよらないよう担当作業の交替などを行った。一連の作業期間中の被曝線量はTable C.6.2-5に示す通りである。最大被曝線量は計画被曝線量に対し、移管作業のみの場合約5分の1、定常処理作業を含めた場合約3分の1であった。

移管の対象となった廃棄物パッケージの種類別最大表面放射線量率区分をTable C.6.2-6に示す。  
(岩本 貞雄)

Table C.6.2-2 液体廃棄物の処理実績

(大洗研究所, 1980年度)

時期 処理液	第1四半期			第2四半期			第3四半期			第4四半期			年度合計		
	化学 処理	蒸発 処理	その他 処理	化学 処理	蒸発 処理	その他 処理	化学 処理	蒸発 処理	その他 処理	化学 処理	蒸発 処理	その他 処理	化学 処理	蒸発 処理	その他 処理
低レベル	355	0	0	462	146	928	258	484	104	568	522	119	1643	1652	1623
中レベル	0	0	0	0	0	0	0	6.5	0	0	0	0	0	6.5	0
スラッジ	0	0	6.5	0	0	0.38	0	0	1.45	0	0	0	0	0	8.33
有機	0	0	0	0	0	0.018	0	0	0.134	0	0	0.160	0	0	0.312
合計	355	500	478.5	462	146	928.398	258	490.5	105.584	568	522	119.160	1643	1658.5	1631.642

(単位: m<sup>3</sup>)

Table C.6.2-3 固体廃棄物の処理実績

(大洗研究所, 1980年度)

固体廃棄物	第1四半期				第2四半期				第3四半期				第4四半期				年度合計			
	α	β	γ	低レベル	α	β	γ	低レベル	α	β	γ	低レベル	α	β	γ	低レベル	α	β	γ	低レベル
可燃	6.06				22.10				33.88				46.10							108.14
不燃	7.22				28.02				19.04				58.96							113.24
ファイター	0				53.245				27.715				6.325							87.285
高レベル	0.425				1.200				0.540				0.425							2.610
低レベル	8.36				1.00				0				0.20							9.56
高レベル	0.45				0.96				2.30				0.90							4.61

(単位: m<sup>3</sup>)

Table C.6.2-4 固化体の発生成数

(大洗研究所, 1980年度)

四半期	第1四半期				第2四半期				第3四半期				第4四半期				年度合計			
	200Lドラム	コンクリートブロック (B-I, B-II)	合計	その他	200Lドラム	コンクリートブロック (B-I, B-II)	合計	その他	200Lドラム	コンクリートブロック (B-I, B-II)	合計	その他	200Lドラム	コンクリートブロック (B-I, B-II)	合計	その他				
第1四半期	34	8	42	105	34	8	42	105	87	11	98	126	84	6	90	310				
第2四半期	105	21	126	87	11	98	126	84	6	90	310	84	6	90	310	310				
第3四半期	87	11	98	126	84	6	90	310	84	6	90	310	84	6	90	310				
第4四半期	84	6	90	310	84	6	90	310	84	6	90	310	84	6	90	310				
年度合計	310	46	356	356	356	46	402	402	356	46	402	402	356	46	402	402				

(単位: 個)

Table C.6.2-5 廃棄物パッケージ移管作業期間中の従事者の被曝線量

(大洗研究所, 1980年度)

区分	測定器	累積被曝線量 (人・ミリレム)	平均被曝線量 (mrem)	最大被曝線量 (mrem)	備考
移管作業	TLD	1099	20	64	従事者数 55名
	P.D.	1505	27	85	
移管および 定常作業	P.D.	2595	47	113	

Table C.6.2-6 廃棄物パッケージ種類別最大表面放射線量率区分 (単位:本)

(大洗研究所, 1980年度)

パッケージ内注 封入物 最大表面 放射線量率 (mR/h)	高レベル $\beta$ , $\gamma$ 固体 (H)	低レベル $\beta$ , $\gamma$ 固体		低レベル $\alpha$ 固体 圧縮物 (AP)	処理済廃液 (E, B)	計
		圧縮物 (P, AT)	焼却灰 (S, BS)			
$\leq 0.5$	1	1386	5	101	45	1538
$0.5 < \sim \leq 50$	181	1169	32	5	163	1550
$50 < \sim \leq 100$	64	21	0	14	2	101
$100 <$	110	6	0	0	0	116
計	356	2582	37	120	210	3305

(注) ( )内文字: アイテムを示す。

### C.6.3 汚染除去

#### (1) 機器除染

1980年度の機器除染処理状況をTable C.6.3-1に示す。1980年度は、1979年度と比較して処理件数、処理点数ともやや減少した。

除染した機器は、JMTR および照射設備関係のものが大部分(件数比50%, 点数比40%)を占めた。また、補修あるいは改造の目的で外部工場などに搬出するために除染した件数は、全体の33%であった。

1980年度においてはJMTRで使用されたジョイント式ハンドリングツール、ツール先端部およびプラグ移送容器の除染が特記すべき事項であった。(小林 弘也)

#### (2) 施設除染

1980年度の施設、設備などの現場除染処理状況をTable C.6.3-2に示す。

1980年度も1979年度と同様、貯槽およびタンク類の点検、補修に係る除染が多く、全体の75%(貯槽4件、タンク2件)を占めた。(三嶋 一幸)

#### (3) 衣料除染

1980年度に実施した防護衣等の衣料除染処理状況をTable C.6.3-3に示す。処理数量はほぼ1979年度と同じ程度であった。これは所内各施設、特に処理場のⅡ期関係施設の建設が一段落し、1979年度から作業が定常化してきたためと思われる。中レベル汚染衣料の発生率は全作業服の

約 0.7% であったが、これらの他に長年の使用により老朽化し、また除染後の残存汚染レベルが高くなったものが 195 着あり、これらは廃棄処分した。洗濯廃液の処理量は約 160m<sup>3</sup>であった。逆浸透第 2 段処理装置のスパイラル・wind型逆浸透膜は経年劣化したため、ブリーツ型逆浸透膜（膜面積 24m<sup>2</sup>）のものに交換した。また、衣服モニタシステムの改造整備を行い、処理能力を 3 倍に高め、除染後モニタとしての使用も開始した。（市川 貞一）

#### (4) 皮ふ除染

各施設の放射線管理区域内の手洗流し場 41 箇所を設置されている応急皮ふ除染キットの内容品目の点検・補充・整備をほぼ月 1 回ごとに行い、延べ 451 キット分について点検補充した。

また、人の皮ふの代わりに豚生皮を用いて、放射性汚染による応急皮ふ除染実習の訓練を、職員および委託業者合計 15 名を対象として行った。（小林 弘也）

Table C. 6.3-1 機器除染処理状況

（大洗研究所，1980 年度）

	主 要 機 品 名	件 数 (件)	処理点数 (点)
第 1 四半期	廃液輸送管，煙道配管，フィルタユニット	3	446
第 2 四半期	ダストサンプラおよびホース，SF 切断機	4	23
第 3 四半期	ハンドリングツール，トップクロージャ，圧縮装置部品	6	82
第 4 四半期	SF 輸送容器および受台，PC 系ノッチワイヤフィルタ	5	264
年度合計		18	815

Table C. 6.3-2 施設除染処理状況

（大洗研究所，1980 年度）

	除 染 件 名	件数 (件)	処理面積 (m <sup>2</sup> )	延作業量 (人・日)
第 1 四半期	—	—	—	—
第 2 四半期	低レベル廃液貯槽 SF プール用廃液槽・他	4	635	84
第 3 四半期	分類セル，貯蔵セル	2	180	36
第 4 四半期	RI 棟 DP タンク 中レベル廃液貯槽	2	251	41
年度合計		8	1066	161

Table C. 6.3-3 衣 料 除 染 処 理 状 況

（単位：着） （大洗研究所，1980 年度）

	第 1 四半期	第 2 四半期	第 3 四半期	第 4 四半期	年度合計
特殊作業服除染処理	2110	3346	1404	1654	8514
特殊作業服防水加工処理	1044	1903	612	715	4274
黄色実験衣除染処理	392	512	408	463	1775
下着洗浄（特殊作業服重量換算）	287.9	390.3	124	87	889.2
その他 洗浄（ " ）	555.2	717.4	520.4	511	2304
合 計（ " ）	4389.1	6868.7	3068.4	3430	17756.2

（備考） この内東北大学からの衣料除染依頼は、275.6 着あり、施設利用に関する契約により除染を行なった。

## 2.1 個人被曝線量の管理

### 2.1.1 概要

個人内部被曝に関する技術開発としては1979年度に引続き、集中計測装置のソフトウェアの改善を行った。また、実際の内部被曝モニタリングの結果から摂取量を推定して、ICRP 30で与えられている年摂取限度と比較する方法のうち、極めて簡単な方法について検討した。現有の全身カウンタには5個のNaI(Tl)検出器を配置してあるが、内部被曝線量評価上注目すべき部位、すなわち全身、肺、甲状腺、肝臓(腎臓)、小腸の汚染に対する5個の検出器のレスポンスを人体模型を用いて調べた。その結果、5個の検出器のレスポンスパターンから、これら主要な器官のいずれが汚染しているかを知ることができた。全身カウンタを使用し、フォールアウトによる体内の $^{137}\text{Cs}$ の量を毎年度測定しているが、現在までの測定結果を図示した。このほか、西独、英、米における内部被曝管理の状況を調査した。(赤石 準)

速中性子の被曝線量測定に使用しているNTAフィルムの検出限界線量当量と計測視野数との関係を求めた。線量当量の評価においては、フィルム感度のエネルギー依存性と潜像退行を考慮した。この結果、たとえば、フィルム感度が最低の場合および潜像退行が30%の場合に、20 mremを検出するためには照射フィルムを78視野、対称フィルムのバックグラウンドを170視野計測する必要のあることがわかった。(沼宮内弼雄)

高次化プルトニウム取扱時の手先の被曝線量を従来の評価法よりも高い精度で評価するために、使用するシート状TLDの低エネルギー $\gamma$ 線に対する感度について、実際に使用するプルトニウム線源を用いて標準測定器Rメータとの比較試験を行い、TLDの読み値に対する補正係数として0.2を得た。(押野昌夫)

### 2.1.2 ICRP Publ. 30に基づく簡便な内部被曝線量評価法の検討

体内被曝に関する限度を定めたICRP Publ. 2(1959年)を改訂したICRP Publ. 30が1980年に刊行された。ICRP Publ. 30では、新らしく骨線量算定モデル、より正確な呼吸器系線量算定モデルおよび胃腸管線量算定モデルを採用している。器官の吸収エネルギーの計算では、線源器官と標的器官とをそれぞれ区別し、数学的に表現されたファントムを用いて計算する、いわゆるMIRD法の考え方を導入している。

実際の内部被曝モニタリング(体外計測およびバイオアッセイ)の結果から摂取量を推定し、ICRP Publ. 30に示されている年摂取限度(ALI)と比較することにより、内部被曝線量を評価する簡便な評価法について検討した。内部被曝モニタリングで測定される量は、体外計測では全身または肺の負荷量、バイオアッセイでは尿中排泄量または全排泄量とした。推定された摂取量を年摂取限度で割った値に5rem(50mSv)を乗じて実効預託線量当量とする。

体外計測およびバイオアッセイの結果から摂取量を求める方法を以下に記す。



## (1) 体外計測による場合

## (a) 吸入摂取

肺から除去される短期の成分がなくなってから（汚染から2日目以降）肺中量あるいは全身量を測定し、ICRP Publ. 30 のデータ（クラス区分、肺残留、全身残留）から、長期残留成分の摂取時（時刻  $t = 0$ ）の量  $q(0)$  を求める。吸入した放射性核種の化合物（以下単に化合物と言う）のクラス区分（D, W, Y）に対する摂取量  $I$  を次式から求める。

$$\text{クラス D} \quad I = q_{\text{全身}}(0) / k_D$$

$$\text{クラス W} \quad I = q_{\text{全身}}(0) / (0.15 + k_W)$$

$$\text{クラス Y} \quad I = q_{\text{肺}}(0) / 0.15$$

ここで  $k_D, k_W$  はクラス D, クラス W の化合物の吸入摂取の後に細胞外液に取り込まれる割合のうち長期の取り込みの成分を無視したものである。これらの式では吸入したエアロゾル粒子の空気力学的放射能中央径として  $1 \mu\text{m}$  を仮定している（0.15 は細胞に沈着する割合 0.25 に肺胞における長期残留成分の割合 0.6 を乗じた値である）。

## (b) 経口摂取

経口摂取後、全身から除去される短期の成分がなくなってから（2日目以降）全身カウンタを用いて全身量を測定し、全身残留式を用いて時刻  $t = 0$  の全身の負荷量  $q_{\text{全身}}(0)$  を求める。胃腸管から細胞外液への取り込みの割合  $f_1$  を用いて摂取量  $I$  は次式により求める。

$$I = q_{\text{全身}}(0) / f_1$$

## (2) バイオアッセイによる場合

## (a) 吸入摂取

排泄の短期の成分（吸収されないもの）がなくなってからの全排泄量  $E$ 、または  $F_u$ （全排泄に対する尿中排泄の割合）が判明している場合には尿中排泄量を測定する。排泄率式を用いて2日目の排泄量  $E(2)$  を求め、これを  $t = 2$  の排泄率で割り細胞外液に取り込まれた量を求める。さらに細胞外液に取り込まれる割合（ $k_D, k_W, k_Y$ ）を用いて摂取量  $I$  を求める。

$$I = \frac{E(2)}{k_D (\text{または } k_W, k_Y) \cdot Y_S(2)}$$

ここで  $k_D, k_W, k_Y$  は、クラス D, クラス W, クラス Y の化合物の吸入摂取の後、細胞外液に取り込まれる割合のうち長期の取り込みの成分を無視したものである。また  $Y_S(2)$  は2日目の排泄率の値である。

## (b) 経口摂取

(2)-(a)と同様に考え、胃腸管から細胞外液への取り込みの割合  $f_1$  を用いて摂取量  $I$  を求める。

$$I = \frac{E(2)}{f_1 \cdot Y_S(2)}$$

これらの摂取量を求める式は、体内汚染の測定が汚染からあまり遠く離れていない期間（汚染直後を除く）に行われていることを前提とした簡便式である。この期間は汚染核種およびその化学形にもよるが、クラス W 化合物では約1ヶ月以内、クラス Y 化合物では約1年以内と考えてい

る。クラスD化合物については特に期間の制限はない。しかしいずれのクラス区分においても、体内の残留を考慮し体内汚染からできるだけ早い時期に体内汚染の測定がなされるべきである。

$k_D$ ,  $k_W$ ,  $k_Y$ は次式で与えられる。

$$k_D = 0.48 + 0.15 f_1$$

$$k_W = 0.07 + 0.41 f_1$$

$$k_Y = 0.004 + 0.48 f_1$$

(水下誠一)

### 2.1.3 フォールアウト $^{137}\text{Cs}$ の体内量の変化

内部被曝管理の目的のために、体外計測によって人体の放射能測定を行う場合、人体中のカリウムの量およびフォールアウトに起因する  $^{137}\text{Cs}$  の体内汚染レベルを把握する必要がある。このため、大型全身カウンタを用いて測定する場合には、必ずこれらの量を各被検者について求めている。

$^{137}\text{Cs}$  の体内量の経年変化を調べるために、各年度に測定した被検者（おもに定期検査対象者 30～90人）の測定結果から、放射線作業による放射性物質の取り込みがないと判定した者について、 $^{137}\text{Cs}$  とカリウムの体内量を求めた。さらに、これらの値から得られる  $^{137}\text{Cs}$  とカリウム量の比  $^{137}\text{Cs}$  (pCi)/K(g) およびカリウム量と体重の比 K(g)/Weight(g) も算出した。1976年度～1980年度についてのこれらを算術平均した値を Table 2.1.3-1 に示す（1975年度以前の値については、各年度の保健物理と安全管理に掲載してある）。カリウム量については 130 g 前後であり、カリウム量/体重は約 0.002 とほぼ一定している。フォールアウトによる  $^{137}\text{Cs}$  の体内量の変化を Fig. 2.1.3-1 に示す。 $^{137}\text{Cs}$  の体内量は、核爆発実験の最も多かった 1961年～1962年より 3～4年後の 1965年に最大になっている。それ以後次第に減少し、ここ数年の測定においては、検出限界（約 0.5 nCi）以下の被検者の数が増加している。したがって、これらの期間については検出限界を超えたものについて算術平均した。（大井義弘）

Table 2.1.3-1 Average values of  $^{137}\text{Cs}$  and potassium body burden for the past 5 years.

Year	$^{137}\text{Cs}$ (nCi)	K (g)	$^{137}\text{Cs}/\text{K}$ (pCi)	K/weight (%)
Jan. '77	1.0 ± 0.5	135 ± 9	7.1 ± 3.4	0.22 ± 0.02
Feb. '78	0.7 ± 0.2	127 ± 11	5.2 ± 1.1	0.21 ± 0.03
Mar. '79	0.8 ± 0.3	128 ± 9	6.5 ± 2.0	0.21 ± 0.02
Mar. '80	0.8 ± 0.2	137 ± 14	5.9 ± 1.9	0.22 ± 0.07
Feb. '81	0.8 ± 0.3	135 ± 13	6.3 ± 2.5	0.21 ± 0.02

These values were obtained for about 50 subjects who were not contaminated occupationally.

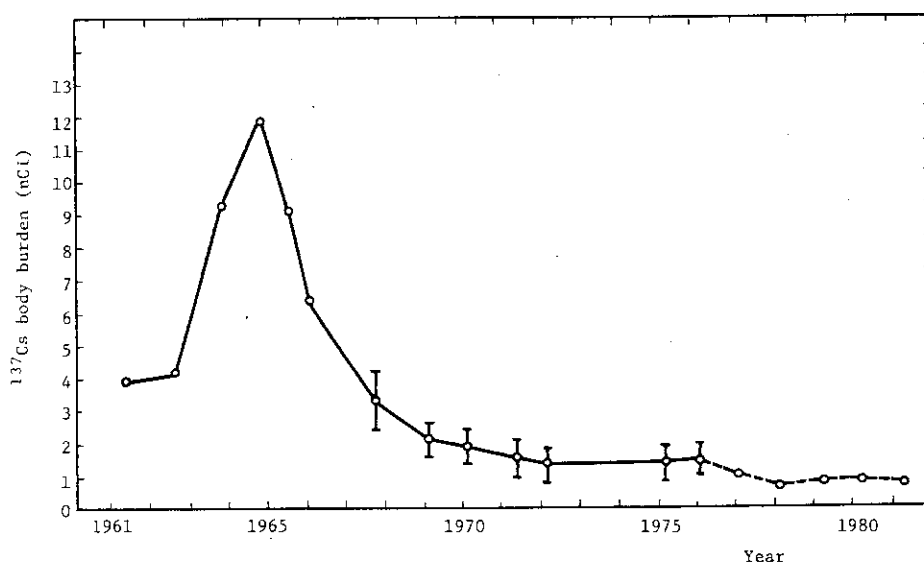


Fig. 2.1.3-1 Average  $^{137}\text{Cs}$  body burden for about 50 subjects.  
After 1976, the number of subject under detection limit (0.5 nCi) has increased, so the average is taken for the subjects above the detection limit and indicated with dashed line.

#### 2.1.4 全身カウンタ検出器の臓器負荷量に対するレスポンス

内部被曝管理において、体内汚染を体外計測により測定する場合、通常は全身の負荷量に着目しているが特定の器官の負荷量を問題とすることもある。内部被曝管理上、全身の負荷量とは区別して測定することが望ましい器官(部位)は、通常は次に示す3つに分けることができる。

- (1) 不溶性放射性物質の摂取の場合の肺および胃腸管
- (2) 可溶性放射性物質の摂取の場合の肝臓および腎臓
- (3) ヨウ素の摂取の場合の甲状腺

これらの部位について、その汚染量をそれぞれ区別して測定するためには、複数の検出器による全身カウンタあるいは走査型全身計測装置が使われている。

現在日本原子力研究所では5つ検出器(8"φ×4" NaI(Tl))を用いた全身計測法を採用しているが、この方法でも汚染の部位をある程度判別することができる。その場合にはあらかじめ5つの検出器のレスポンス(線源位置に対する各検出器の相対計数効率)を求めておく必要がある。そこで、全身均一分布および肺、肝臓(腎臓)、小腸、甲状腺に線源を均等に分布させた場合について、5つのそれぞれの検出器のレスポンスを水ファントムおよびランドファントムを用いて調べた。その結果をFig. 2.1.4-1に示す。図に示されているレスポンスの値は、5つの検出器を加算した全計数を100に規格化して表現したものである。この検出器系では、肝臓に線源がある場合と腎臓に線源がある場合とでは識別がつかないので、この2つを合わせて1つの部位としてレスポンスを求めた。

図に示すように、それぞれの部位に対する5つの検出器のレスポンスパターンは明白に異っており、これらの器官が汚染した場合については汚染部位を判定することができる。数nCiの $^{60}\text{Co}$ による体内汚染の実際の例では検出器のレスポンスのパターンが肺部残留のレスポンスのパターンを示し、不溶性コバルトの吸入汚染であると判定された。この場合には、決定器官を肺として不溶性 $^{60}\text{Co}$ の肺残留について線量評価を行うことができた。(水下誠一)

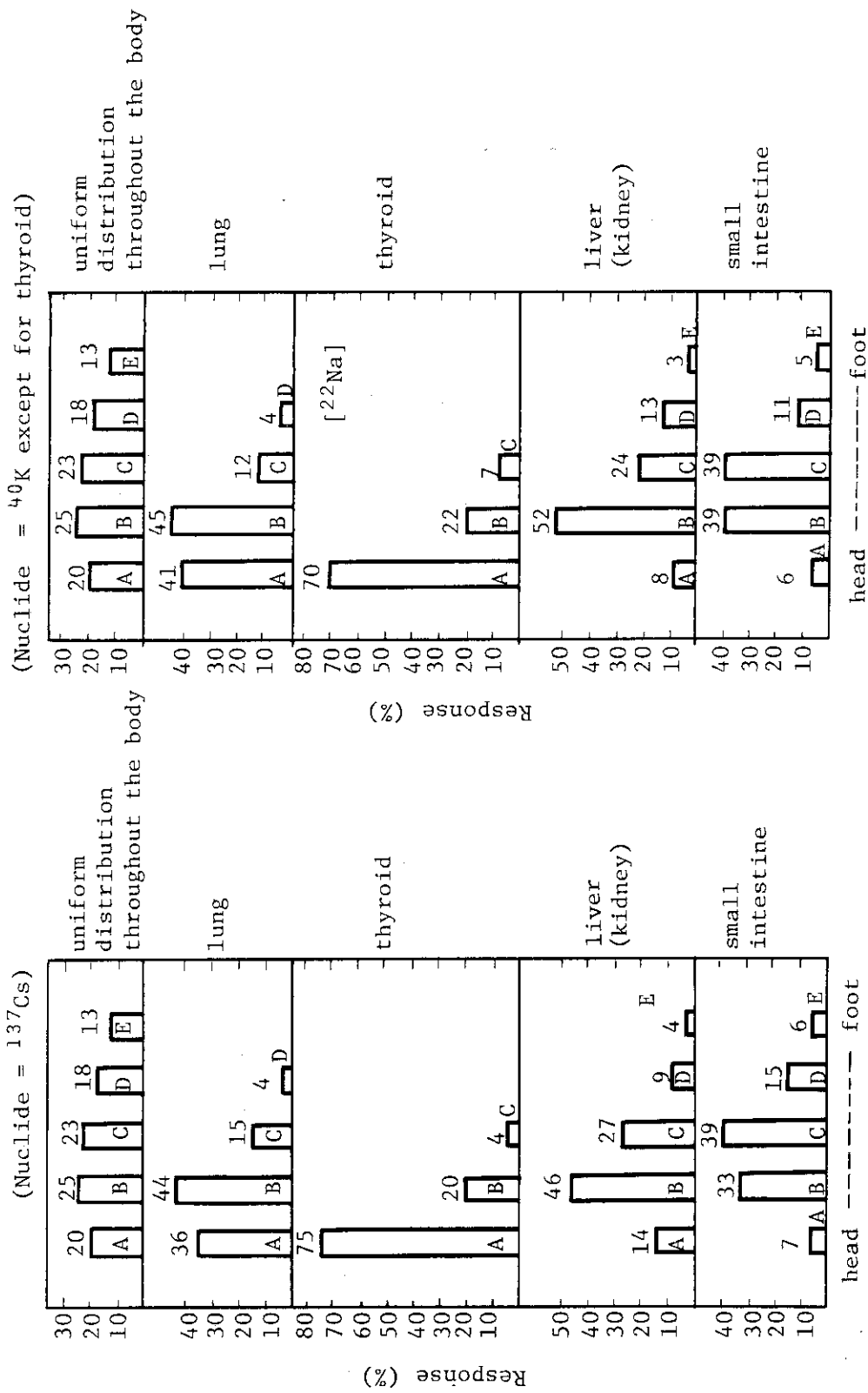


Fig. 2.1.4-1 Response (relative counting efficiency) of five detectors for a contamination of the particular organs. The detectors are represented by the notation A, B, C, D, E. Response values are normalized by the total counts of five detectors.

2.1.5 速中性子フィルムの検出限界線量当量

速中性子線の外部被曝線量の測定に用いている、Kodak製 Personal Neutron Monitoring Film, Type A (以下NTAフィルムと略記)の視野当りの検出限界飛跡数と計測視野数との関係を求めた。方法は、NTAフィルムの全観測飛跡数の統計変動が正規分布で近似できない場合にも適用できる、最短平均信頼区間法 (Shortest Average Confidence Intervals Method<sup>1)</sup>)を用いた。検出限界線量当量への換算においては、検出限界に影響をおよぼすエネルギー依存性と潜像退行だけを考慮して求めた。NTAフィルムの現象処理は、ルーチン管理に用いている標準現象法でおこない、飛跡計測は顕微鏡倍率420倍でおこなった。

視野当りの検出限界飛跡数は、原研における過去7年間のNTAフィルムのバックグラウンド飛跡数  $8.47 \times 10^{-3}$  (tracks/field)を用い、信頼度を95%とした場合について求めた。また、バックグラウンドフィルムの計測視野数は、19.5視野から1170視野までの範囲、中性子を照射したフィルムの計測視野数は、19.5視野から390視野までの範囲とした。

結果の一例として、NTAフィルムの感度が最低<sup>2)</sup>の場合および飛跡の潜像退行が30%(45日後の潜像退行率に相当<sup>2)</sup>)の場合の検出限界線量当量をFig. 2.1.5-1に示した。縦軸は検出限界線量当量、横軸はバックグラウンドフィルムの計測視野数で、パラメータは照射フィルムの計測視野数である。

この図から、例えば検出限界線量当量を20mremとし、計測視野数を78視野(2cm走査に相当)とした場合、被曝後45日経過したフィルムは、バックグラウンドフィルムを170視野計測することにより、前記の検出限界線量当量を適用できる。(伊藤 精)

参考文献

- 1) 北川敏男 ; ポアソン分布表, 共立出版, 東京(1968)
- 2) 西 健雄, 伊藤 精, 龍福 廣他 ; <sup>252</sup>Cf線源を用いた各減速場における中性子フィルムの感度と飛跡退行の防止, 日本原子力学会(第II分冊), p.98(1975)

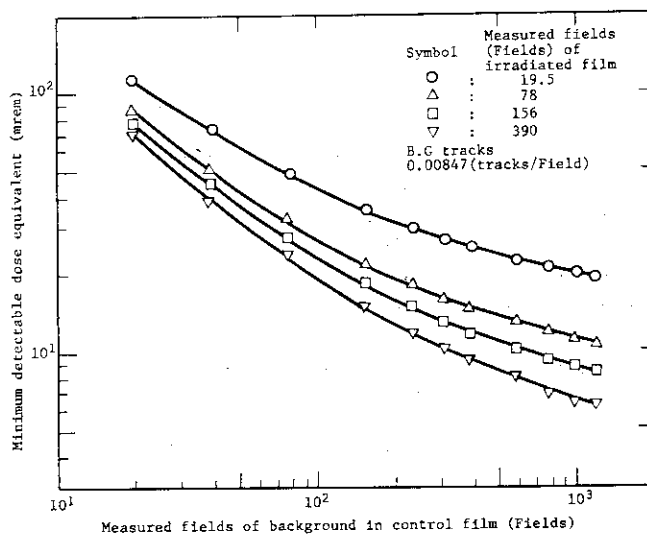


Fig. 2.1.5-1 Minimum detectable dose equivalent of NTA film

### 2.1.6 TLDによる手先の被曝線量の測定〔II〕

1979年度に報告<sup>1)</sup>したように、大洗研究所燃料研究棟では、 $^{241}\text{Am}$ を含む高次化プルトニウムの取扱いにともない手先の被曝管理が必要となった。そのため松下電器産業K.K製のシート状TLD(0.8mm $\phi$ ×0.15mm UD100M—8素子)を用いて、過小評価とならないように、原研IV型フィルムバッジを標準としたときの補正係数の最大値0.7を測定値に乗じて被曝線量を算定する簡便な評価方法を用いてきた。今回は、より精度の高い評価をするため、X線発生装置で校正したRメータを標準測定器として用い、TLDの読み値に対する補正係数を求めた。

校正方法としては、まず、低、中エネルギー範囲のRメータ2本とTLDをX線発生装置により、実効X線エネルギー範囲が30keVから120keVの条件で照射してエネルギー特性を求めた。次に、燃料研究棟で取扱われている手先の被曝源である精製プルトニウム線源(秤量ガラス瓶に納められ、ネオプレングローブで遮蔽されたもの)、アメリカシウム線源および原料プルトニウム線源の各線源を用いて、照射線量が同一になるようにRメータとTLDを設置し照射を行った。なお、精製プルトニウム線源は、1959年9月から11月および1980年5月から7月に精製した二酸化プルトニウムを用いた。

20keVから120keVのエネルギー領域におけるRメータおよびTLDのエネルギー特性をFig. 2.1.6-1に示す。また、各種線源によるRメータとTLDの照射結果から得られるTLDの補正係数(正しい線量を得るために読み値に乗すべき係数)をTable 2.1.6-1に示す。この表から精製プルトニウム線源による補正係数が最も大きく、0.18であった。

実作業において精製プルトニウムを取扱う場合は、今回の照射実験のように線源が秤量ガラス瓶に納められておらず、線源をグローブで直接取扱う場合が多い。したがって、この場合は、今回の照射実験時の $\gamma$ (X)線エネルギー成分にくらべて、低エネルギー成分が増大する。ちなみに、精製プルトニウム線源からの $\gamma$ (X)線において、秤量ガラス瓶とネオプレングローブの遮蔽による吸収効果は、17keVのエネルギーに対して95%、60keVのエネルギーに対して30%であった。

Fig. 2.1.6-1から判るようにTLDの相対感度は、低エネルギー領域へいくほど大きくなるので、精製プルトニウム線源をグローブで直接取扱う場合のTLDの補正係数は、0.18より小さくなると推定される。

これらの結果から、燃料研究棟におけるTLDによる手先の被曝線量を評価するための補正係数として0.2を採用することとした。(水書利雄)

#### 参考文献

- 1) 藤岡 克治 ; 保健物理—管理と研究—No.22 JAERI-M9066.99, (1979)

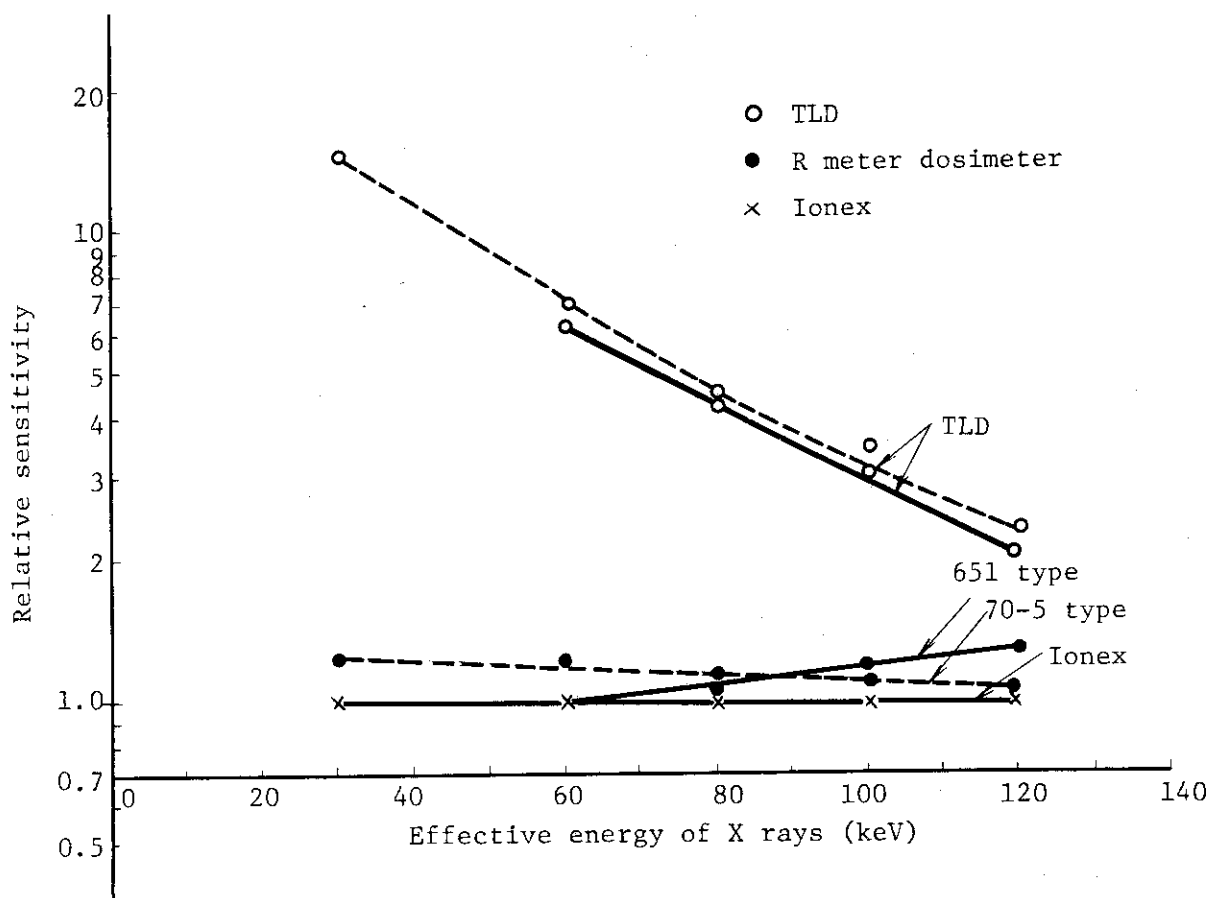


Fig. 2.1.6-1 Energy characteristics of the various dosimeters

Table 2.1.6-1 Correction factor for the various Sources

Dosimeter \ Sources	Refined Plutonium	Americium	Raw material Plutonium
Indication of the R meter dosimeter (A)	8.6 <sup>R</sup>	21.2 <sup>R</sup>	40 <sup>R</sup>
Indication of the TLD (B)	46.8 <sup>R</sup>	177 <sup>R</sup>	312 <sup>R</sup>
Correction factor (A) / (B)	0.18	0.12	0.13

### 2.1.7 西独，英，米各国における内部被曝管理の現状（調査報告）

1980年に標記各国の総括的機関（西独：原子炉安全協会，英国：NRPB，米国：NRC，AIF）および代表的施設（西独：Biblis 発電所，英国：Harwell 研究所，米国：ORNL）を訪問し，内部被曝管理の現状等を調査した。

西独では1977年に法律改正が行われただけに，法規制は最も整っているが，一般論としては内部被曝管理についてはあまり厳密な法規制はない。いずれの国もICRP 1965年勧告が基礎となっており，こまかい基準等は明確に定められていないように見受けられた。訪問した大きな施設では，その施設の立場に応じてそれぞれ一応の管理基準などを有している。しかしこれらの基準，方針などは新しいICRP 勧告（Publ.12（改定中），26，30）などによって今後あらためられるであろう。いかなる場合に内部被曝検査を行うかという点に関しては，各国とも防護責任者の判断によっているが，西独ではこのほかにRI取扱量，取扱方法などについて一つの関係式を作り，これによって検査の必要性を判定する方法も定めており，注目に値する。

内部被曝モニタリングは，西独，英国では必ずしもその施設では行っていない。例えば，Biblis 発電所は全くモニタリング能力を有せず，必要時には他の機関に依頼している。英国でも同様で，バイオアッセイはHarwell が全てをカバーしている。米国では，大きな施設ではほとんどの施設でモニタリングを行っているが，大学，民間のほとんどの施設はこのモニタリングを放射線管理サービス会社に依頼している。依頼の内容はモニタリングに必要な設備の借用から，モニタリング方針の設定を含めて全てを依頼することに及んでいる。

バイオアッセイと体外計測の使い分けについては原研とほぼ同様であって，できるだけ全身計測で行うことが行われているようであるが，Harwell 研究所，ORNLではバイオアッセイで問題が見出された場合に全身計測が行われていた。

管理上の細部については，所有する設備，マンパワー等によって左右されることがあるため，施設ごとに異っているが，主要項目については文献<sup>1)</sup>を参照されたい。（赤石 準）

#### 参考文献

- 1) 赤石 準 : 保健物理, 16 (No.2), 178~184 (1981)



## 2.2 施設の放射線管理

### 2.2.1 概要

施設の放射線管理業務を実施する上で直接有用なモニタリング技術の開発を進めており、1980年度は主に次のことを行った。

(1) モニタの異常値の検出、排出ガスなどの月間記録等の作成およびこれらのデータのCRT表示が可能な放射線モニタ集中監視システムの小規模装置をJRR-2で試作した。

(2) 重水炉の $^3\text{H}$ 汚染コンクリート中の $^3\text{H}$ 濃度を試料コンクリート片の常温浸漬水中の $^3\text{H}$ 濃度から、約 $3 \times 10^{-5} \mu\text{Ci/g}$ の濃度まで推定できることを示した。

(3) 気泡中の $^{85}\text{Kr}$ の同定に、アルミ吸収板を使用しないフェルミプロット法などの $\beta$ 線最大エネルギー決定法が有用なことをSi半導体検出器を用いる測定により示した。

(4) 高濃度放射性廃液貯留タンクのベント系における放射性核種の粒度分布、移行率などのデータを集積するため、再処理廃液貯槽においてそれらの測定を行った。

(5) 空気汚染モニタリングの作業過程である、サンプリング、濾紙交換、計測およびデータ処理を自動化するカード式濾紙を用いたダストモニタリングシステムを開発した。

(6) 低バックグラウンド遮蔽用鉛材中の自然放射能レベルを、 $^{210}\text{Pb}$ の $\alpha$ 放射能の測定結果から検討し、 $^{210}\text{Pb}$ が、 $8 \times 10^{-1} \sim 4 \times 10^2 \text{ pCi/g}$ の濃度で含まれていることがわかった。この濃度は試料の鉛の精錬所により異っていた。

(7) 従来からの放射性廃液管理用コードを改造したWASTEコードをつくり、同一排水溝に接続する最大数20の施設(全所で60施設)について、排水溝へ排出され、または廃棄物処理場へ引渡される廃液の核種別排出放射能(最大50核種)、平均放射能濃度、全廃液量を迅速に算出できるようになった。  
(矢部 明, 岸田昌美)

### 2.2.2 JRR-2放射線モニタの集中監視装置の試作

放射線管理用モニタ等からのデータを自動的に収集・処理し、各種の記録や情報を得ることにより、管理業務の効率化および省力化をはかる目的で、JRR-2およびJRR-3などを対象として、電算機を用いた放射線モニタ集中監視装置の導入が計画されている。

JRR-2放射線モニタの集中監視装置は、これに先だって試作したものであり、JRR-2に設置されている放射線管理用モニタの主なものなどからデータを収集し、その処理を行えるようにしたものである。

#### (1) 装置の構成

Fig. 2.2.2-1に、装置の構成図を示す。この装置は、OKITAC 50/10 (64KB)を用いたFOS (Floppy disk Oriented System) システムであり、入出力装置として、20インチのカラーディスプレイおよびタイプライタを備えている。

JRR-2には全部で17チャンネルの放射線管理用モニタが設置されているが、現在はスタック

ガスモニタなど8チャンネルを接続している。この他に、施設の情報として、原子炉出力、排気風量および実験装置や気送管の動作信号を入力している。これらのモニタ等はGP-IB規格で接続され、計算機のインタフェースはCAMAC規格で接続されている。なお、モニタの信号はGP-IBインタフェース内蔵のデジタルレートメータを通して入力しているが、これは、デジタルレートメータの試験とインタフェースを兼ねたためである。

## (2) 装置の機能

この装置は、モニタ等の信号を2分毎に収集し、異常の検出、記録の作成およびCRTへの表示を行う。

### (a) 異常の検出機能

施設の異常によるモニタ指示値の上昇および検出器の故障によるモニタ指示値の低下を検出する。2分毎の収集データはそれぞれの異常検出レベルと比較され、異常が検出された場合には、異常メッセージをタイプライタに出力する。これらの異常検出レベルは、原子炉出力に追隨して変化するようにしている。したがって、原子炉運転中や停止中および出力上昇時など、異った状態に即応したレベルで、異常を検出することができる。

### (b) 記録の作成機能

2分毎の収集データを処理し、モニタ指示記録、日報および月報を作成し、タイプライタに出力する。また、スタックガスモニタおよび排気風量計から収集したデータを基にして、1日の平均濃度および放出量、月間の平均濃度および放出量などを計算し、排出ガス測定記録を作成する。オフライン処理としては、スタックから放出される短半減期核種のGMスケアラによる計測値をタイプライタから入力することによって、排出ガス測定記録と同じ様な月報を作成することができる。

### (c) CRTへの表示機能

この装置では、グラフィック表示、トレンド表示および棒グラフ表示の3種類の画面を作成することができる。これらから任意の1画面を選択してCRTへ表示することができる。

グラフィック表示は、建屋図面上の検出器位置に、それぞれの2分毎データを示すものである。2分毎データは、濃度や放出率などの単位に変換して表示され、異常が検出されたものは赤色で表示される。

トレンド表示は、2分毎データの変化傾向を把握するために作成したものであり、過去2時間分の収集データに追加して、全体で4時間分の2分毎データをプロットできる。この画面には、4チャンネルまでのモニタを任意に指定し、同時に表示することができる。

棒グラフ表示は、各モニタの平均指示値を基準(100%)にして、2分毎に収集した全チャンネルのデータを棒状で示すものである。平均指示値が炉出力によって変化するものに対しては、炉出力に応じた平均指示値を求め、それを基準にして相対的な値(%)で表わすようにしている。

以上がJRR-2に設置した監視装置の概要である。今後、この装置の使用経験を経て、ハードおよびソフトウェアに関する問題点や改良すべき事項を把握し、次年度以後に導入される予定の集中監視装置に反映させる。

(渡部孝三)

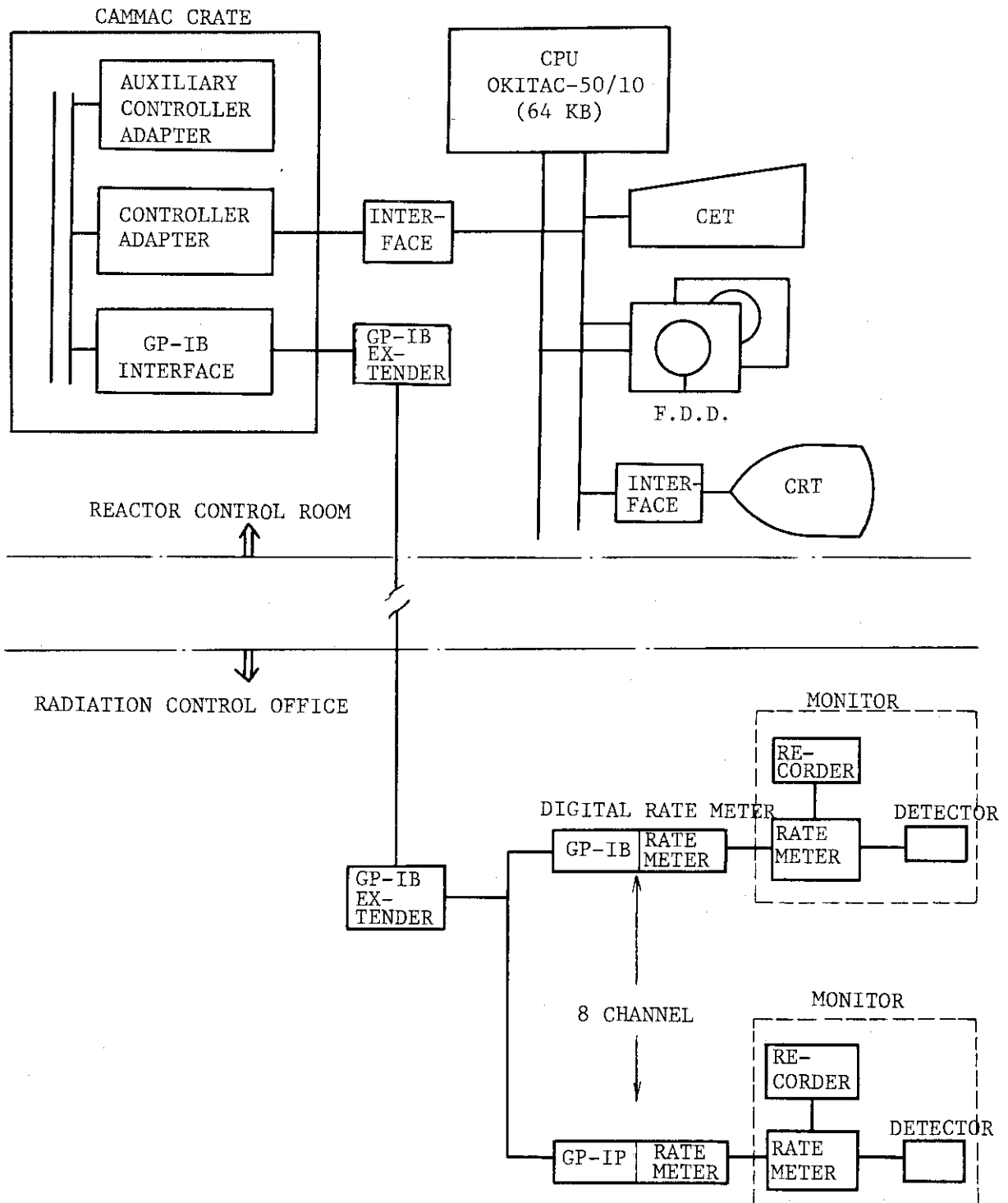


Fig. 2.2.2-1 Schematic diagram of radiation monitoring system using a minicomputer

### 2.2.3 コンクリート中のトリチウム濃度測定

#### (1) 目的

JRR-3では炉心改造工事を行う計画がある。これにともないトリチウム（酸化物）によって汚染された多量のコンクリート廃棄物が出ると予想される。その際、これらの測定を実施するにあたり、前もってコンクリート中のトリチウム濃度を簡単に、かつ、正確に評価できる測定法を確立する必要性があった。

#### (2) 測定方法

試料とするコンクリート破片あるいは粉末50g程度を一定量の常温水（20℃，200cm<sup>3</sup>）に浸し放置すると、時間の経過にともないトリチウムは浸出する。浸漬水への移行割合はFig. 2.2.3-1のように変化する。これはコンクリート含有水のうち化学的に結合されていない水に含まれるトリチウムが拡散運動により浸した水に移行するためである。破片試料では約10日間、粉末試料では5日間程放置すると浸漬水のトリチウム濃度は飽和値に達する。飽和値に達した事を確認してから液体シンチレーションカウンターで濃度測定を行い、その測定値からコンクリート中トリチウム濃度を(1)式により算出する。

$$C(V+v) \times \frac{1}{W} - (1)$$
ここで、C：飽和値のトリチウム濃度（ $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ ）V：浸漬水量（ $\text{cm}^3$ ），v：コンクリート含有水分量（ $\text{cm}^3$ ）通常は無視する。W：試料コンクリート量（g）である。なお、測定を実施するにあたり次のような点に注意しなければならない。(a)試料を水に浸し1～2週間放置するが、この期間中の水の蒸発、空气中トリチウムの混入を防ぐよう処置する。(b)浸した水を液体シンチレータに投入するとコンクリートからの溶解物質によるものと思われる影響で液体シンチレータは一時的なエキサイトを生じ高い計数値を得るが、計測時期を試料水を投入60分以降に選択することにより回避できる。(c)検出限界濃度と含有水分量無視(1)式、 $v=0$ による誤差を調整するためコンクリート試料と浸す水の相対量を充分に考慮しその試料量を決定する。

#### (3) 測定結果と考察

本方法で評価した5個のコンクリート試料中のトリチウム濃度と残留トリチウム濃度および残留率をTable 2.2.3-1に示す。浸漬水の量を200cm<sup>3</sup>，コンクリート試料量を50g，含有水分量率を5～13wt%としたとき含有水分量は無視することによる誤差は1.2～2.9%の範囲であり、検出限界濃度は $2.8\sim 4.4 \times 10^{-5} \mu\text{Ci}/\text{g}$ 程度である。

水の拡散運動を利用したこの測定法の特徴として(a)測定用コンクリート試料の作成にかかる労力が少なくすむ。(b)一度に多数の測定試料の処理が可能である。(c)コンクリート中には物理的に固定された水と化学的に固定された水を含有するが、化学的に固定された水にトリチウムは検出されないので補正を要しない。(d)測定対象コンクリートに含有される水分量は無視しても1.2～2.9%の誤差内で濃度評価できる等があげられる。

この測定法はトリチウム酸化物によって汚染されたものであれば、コンクリートに限らずタイルあるいは形の複雑な金属面の表面汚染密度の測定も、スミヤ法による採取効率等の不確定要因が関与せず正確な評価ができると思われるので放射線管理上有効な方法と考える。

(春山満夫)

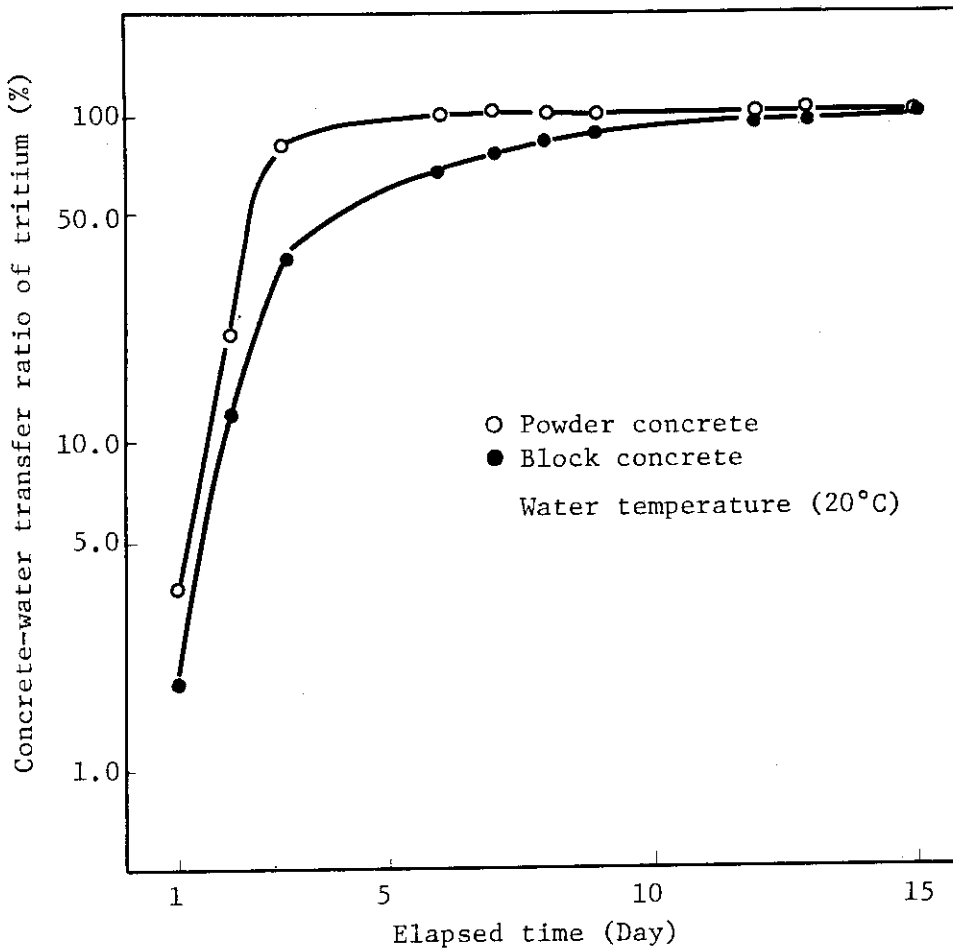


Fig. 2.2.3-1 Change of concrete-water transfer ratio of tritium with elapsed time

Table 2.2.3-1 Concentration of Tritium in concrete before and after immersed in water and ratio of tritium remained in concrete.

Sample No.	1	2	3	4	5
Concentration of $^3\text{H}$ in concrete (A) ( $\mu\text{Ci/g}$ )	$3.3 \times 10^{-4}$	$5.8 \times 10^{-4}$	$2.6 \times 10^{-4}$	$4.3 \times 10^{-4}$	$2.6 \times 10^{-4}$
Concentration of $^3\text{H}$ remained in concrete (B) ( $\mu\text{Ci/g}$ )	$< 2.8 \times 10^{-5}$	$< 1.8 \times 10^{-5}$	$< 2.1 \times 10^{-5}$	$< 2.4 \times 10^{-5}$	$< 4.4 \times 10^{-5}$
Ratio of remained tritium (B/A) (%)	$< 8.5$	$< 3.1$	$< 8.1$	$< 5.6$	$< 17$

## 2.2.4 $\beta$ 線最大エネルギーの測定による放射性ガス中核種の同定

### (1) 目的

JRR-3の使用済燃料プール（以下SFプールという）内クーリングラックから放射性核種を含む気泡が発生した。この気泡を採取して、Ge(Li)半導体検出器を用いて放射性核種の $\gamma$ 線スペクトル分析を行ったが、 $\gamma$ 線量が少なく放射性核種の同定はできなかった。このため、放射性核種の $\beta$ 線スペクトルから $\beta$ 線最大エネルギーを求めて、放射性核種を同定した。

### (2) 方法

SFプール水面で採取した気泡を測定用チェンバに導入し、チェンバ内の上部に固定したSi半導体検出器を用いて $\beta$ 線スペクトルを測定した。得られた $\beta$ 線スペクトルから $\sqrt{N(E)}$ プロット法により $\beta$ 線最大エネルギーを求めて放射性核種を同定した。次に、Fermiプロット法<sup>1)</sup>により放射性核種の確認を行った。なお、 $\beta$ 線のエネルギー校正曲線は $^{207}\text{Bi}$ 、 $^{133}\text{Ba}$ の内部転換電子エネルギーを用いて求めた。

#### (a) $\sqrt{N(E)}$ プロット法

$\beta$ 線の最大エネルギー付近のスペクトルの形状は2次曲線状で表わされる。 $\beta$ 線のエネルギーに対応するカウント数を $N(E)$ として、 $\beta$ 線エネルギー $E$ (keV)に対し $\sqrt{N(E)}$ をプロットすれば、 $\beta$ 線最大エネルギー付近は直線状に表わされる。このスペクトルを最小自乗法により1次回帰直線で表わし、バックグラウンドとの交点を求めると $\beta$ 線最大エネルギーが得られる。

#### (b) Fermiプロット法

Fermiの $\beta$ 壊変の理論から、核から放出される運動量 $P$ を持つ電子の確率密度 $N(P)$ は次式で表わされる。

$$N(P) = \frac{G^2}{2\pi^3} |M_x|^2 \cdot P \cdot W \cdot (W_0 - W)^2 \cdot \phi_0 \cdot S(W) \quad \dots\dots\dots ①$$

$G$  : 相互作用の強さを表わす定数

$|M_x|$  : 遷移確率を意味する行列要素

$W$  : 核の全エネルギー

$W_0$  : 核の最大全エネルギー

$\phi_0$  : Fermi関数<sup>2)</sup>

$S(W)$  : スペクトル形状因子

$$\text{①式は、} (N(P)/\phi_0 \cdot P \cdot W)^{1/2} = K \cdot (W_0 - W) \cdot \sqrt{S(W)} \quad \dots\dots\dots ②$$

$K$  : 定数

となる。

許容転移では、 $S(W)=1$ であるので、②式の左辺を $W$ 値に対してプロットすれば直線が得られこの直線が $W$ 軸と交わった点が最大エネルギー $W_0$ となる。

### (3) 結果および検討

エネルギー校正曲線は、 $E$ (keV) =  $1.23 \times N$ (ch.) - 63.67であった。 $\sqrt{N(E)}$ プロット法により得られたスペクトルをFig. 2.24-1に示す。これから $\beta$ 線最大エネルギーは676keVであった。 $\gamma$ 線スペクトル測定の結果、および放射能減衰の状況を考慮して、気泡中に含まれる主

要放射性核種は  $^{85}\text{Kr}$  と同定した。 $^{85}\text{Kr}$  は第1禁止転移に属するが、弱い禁止転移なので  $S(W) = 1$  として Fermi プロット法を行った結果、Fig. 2.2.4-2 を得た。 $\beta$  線最大エネルギーは 676 keV であり、この放射性核種は  $^{85}\text{Kr}$  であると確認した。

(山口武憲)

参考文献

- 1) Siegbahn. K: "  $\alpha$ - $\beta$ - $\gamma$ -RAY SPECTROSCOPY ", NORTH-HOLLAND PUBLISHING CO., AMSTERDAM, p 488~, (1965)
- 2) Dismuke N. et. al.: FERMI FUNCTIONS FOR ALLOWED BETA TRANSITIONS. ORNL-1222, (1952)

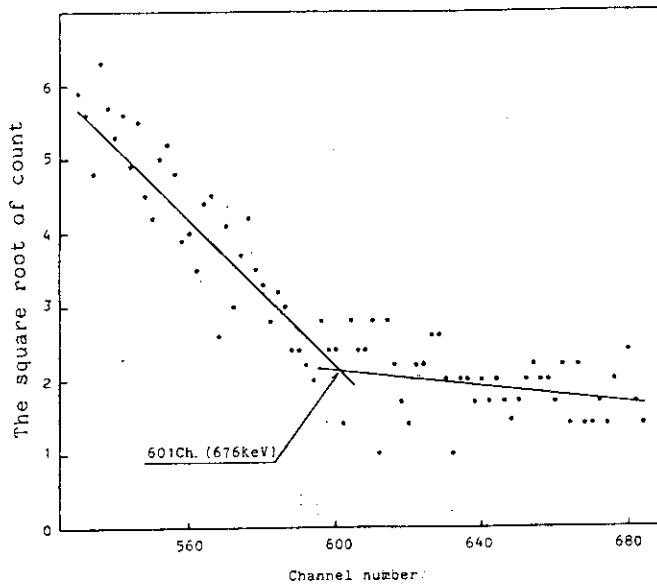


Fig. 2.2.4-1  $\sqrt{N(E)}$  plots of the  $\beta$ -spectrum of sampling gas.

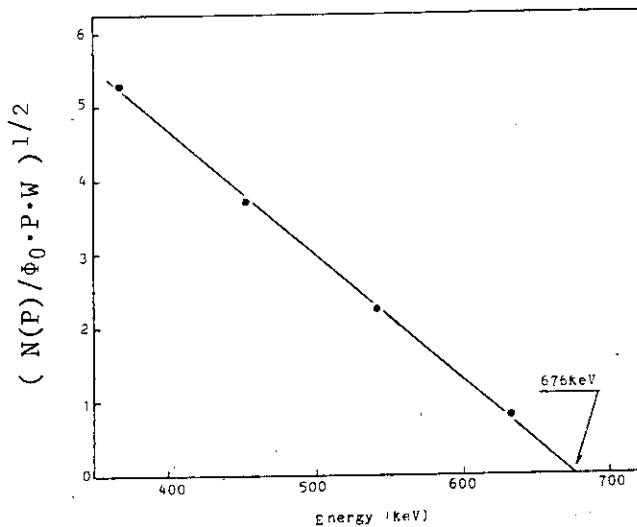


Fig. 2.2.4-2 Fermi plots of the  $\beta$ -spectrum of sampling gas.

## 2.2.5 再処理廃液貯槽ベント系の放射能測定

### (1) 目的

再処理試験施設の運転に伴い、種々の放射性廃液が発生したが、これらの廃液は現在処理処分先だってタンクに貯留されている。一般に高濃度の放射性廃液を貯留するタンクにはベント系が設置されている。ベント系の放射性核種の粒度分布、移行率はフィルタ装置等を設置する上で重要な要素の一つである。またPu廃液に対する事故時の移行率に関するデータの報告例も少ない。

ここでは、これらのデータを集積する目的で湿式再処理時のプロセス廃液が貯留されているタンクを用い、事故時に模擬してバブリング流量を変化させたときのベント系におけるエアロゾルの粒度分布、および放射能濃度を測定した結果を述べる。なお、事故時の解析は普通、原液の10~100mgが空気量1m<sup>3</sup>のベント系に移行すると仮定されている<sup>1)</sup>、<sup>2)</sup>がこれらの値との比較検討も行った。

### (2) 測定方法

ベント系空気サンプリングの概念図をFig. 2.2.5-1に示す。本実験に使用した貯留タンクはLV-4である。LV-4タンク内廃液の性状は酸濃度0.5N、塩濃度7g/l、放射能濃度、β核種(主な核種<sup>137</sup>Cs)、 $3.7 \times 10^{-2}$  mCi/l、α核種(主な核種<sup>239</sup>Pu)  $7.7 \times 10^{-2}$  mCi/lである。ベント系の長さはタンクから空気捕集装置まで約12m(タンクから8.75mの長さまで直径4cm、残部直径10cm)、曲管部は8箇所である。あらかじめ定めた空気量をLV-4に送り、バブリングすることにより粒子を発生させ、ベント系を通して8段のアンダーセンサンプラで空気捕集を行った。粒子の捕集にはアルミ箔を用い、捕集前後の重量差により、粒子の粒度分布(重量)を求めた。放射能測定には低バックグラウンド2π比例計数管を用いた。ベント系の流量はサンプラで調整することにより $0.42 \pm 0.03$  m<sup>3</sup>/minに保った。

### (3) 測定結果

LV-4タンクに送る空気量を6.2m<sup>3</sup>/hに設定したときの粒度分布と放射能分布をFig. 2.2.5-2に示す。LV-4タンクに送る空気量を1.25m<sup>3</sup>/hから6.2m<sup>3</sup>/hに変化させても粒度分布および放射能分布に大きな差異は認められなかった。LV-4タンクに送る空気量を変化させたときのベント系の空气中放射能濃度と重量濃度の関係をFig. 2.2.5-3に示す。バブリング流量の増加に伴うベント系内の空气中放射能濃度と重量濃度は共に増加したが、その増加の割合はバブリング流量を増すに従い減少した。これらの結果から、本測定条件下ではベント系が長い、あるいは曲管箇所が多いことにより、タンク内で発生した粒子は慣性衝突あるいは拡散により粒子が排気ダクトに沈着し、そのために粒子の粒度分布がほぼ一定(空気力学的放射能中央径約2μm)になったものと思われる。バブリング流量6.2m<sup>3</sup>/h、ベント風量0.42m<sup>3</sup>/minのとき原液および捕集材の放射能濃度を用いて評価したベント系への移行率はα核種については原液(ミスト)で16mg/m<sup>3</sup>、β核種については原液(ミスト)で22mg/m<sup>3</sup>であった。この差は核種の性状による差と考えられる。これらと捕集材から求めた重量濃度との差の原因については、粒子がほとんどミスト状態であると推定され、捕集中に水分が蒸発したことによると考えられる。また事故時の移行率は事故の種類他にシステムの構造あるいは廃液の性状によっても大きく変化する可能性があるが普通解析に用いられている10~100mg/m<sup>3</sup>と比較してこの値は妥当な



値と思われる。

(浅野芳裕)

参考文献

- 1) Selby J. M. et al, : " Considerations in the assessment of the Consequences of effluents from mixed oxied fuel fabrication plants " BNWL-1697 UC-41 (1973)
- 2) Staff of the ORNL " Siting of fuel reprocessing plants and waste management facilities " ORNL-4451 (1970)

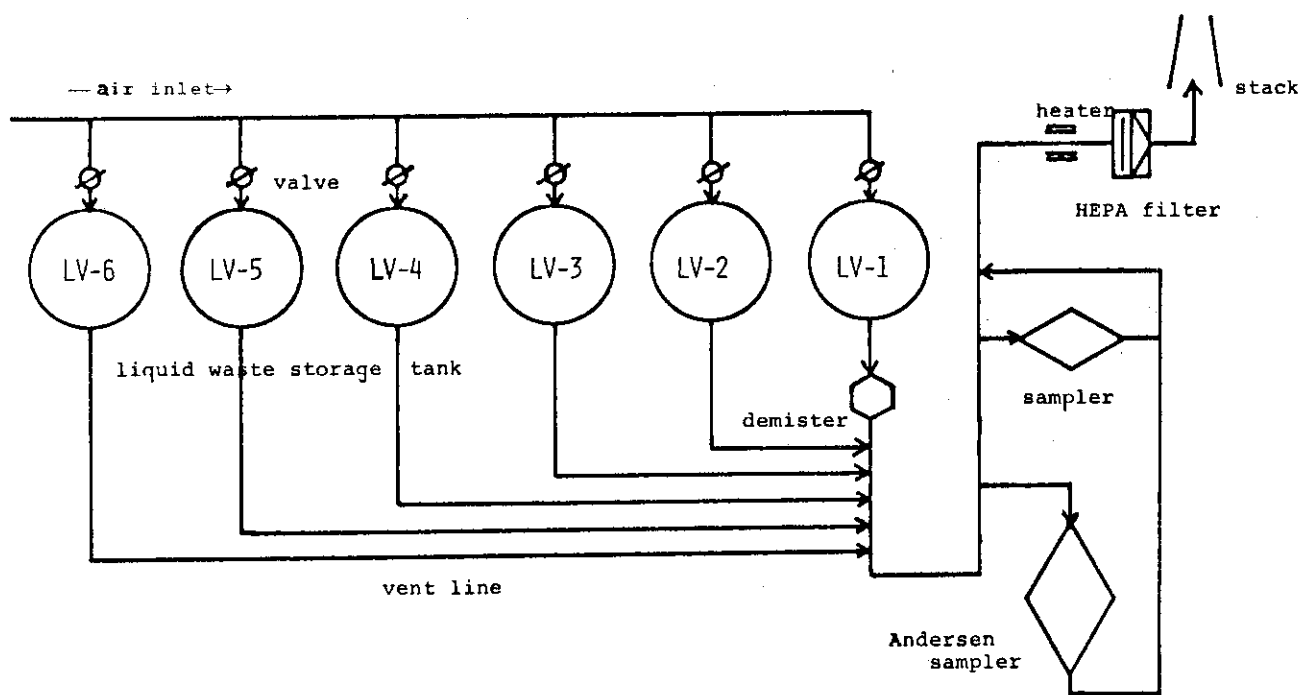


Fig. 2.2.5-1 Basic construction for sampling of air in vessel vent.

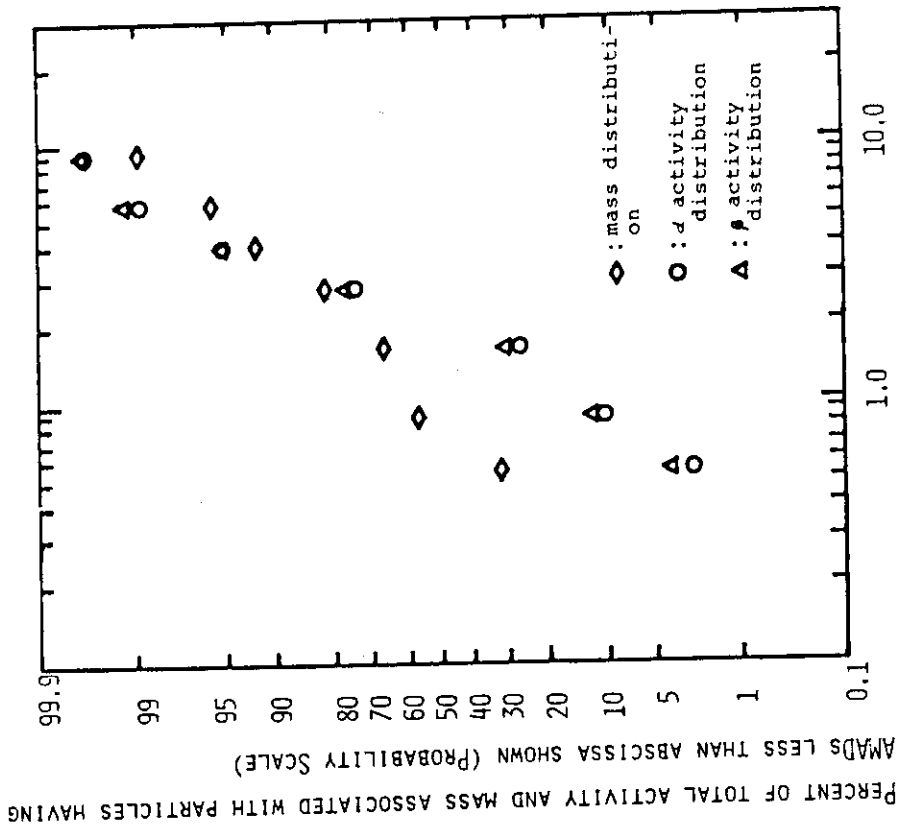


Fig. 2.2.5-2 Particle size distribution in the vessel vent of liquid waste storage tank.

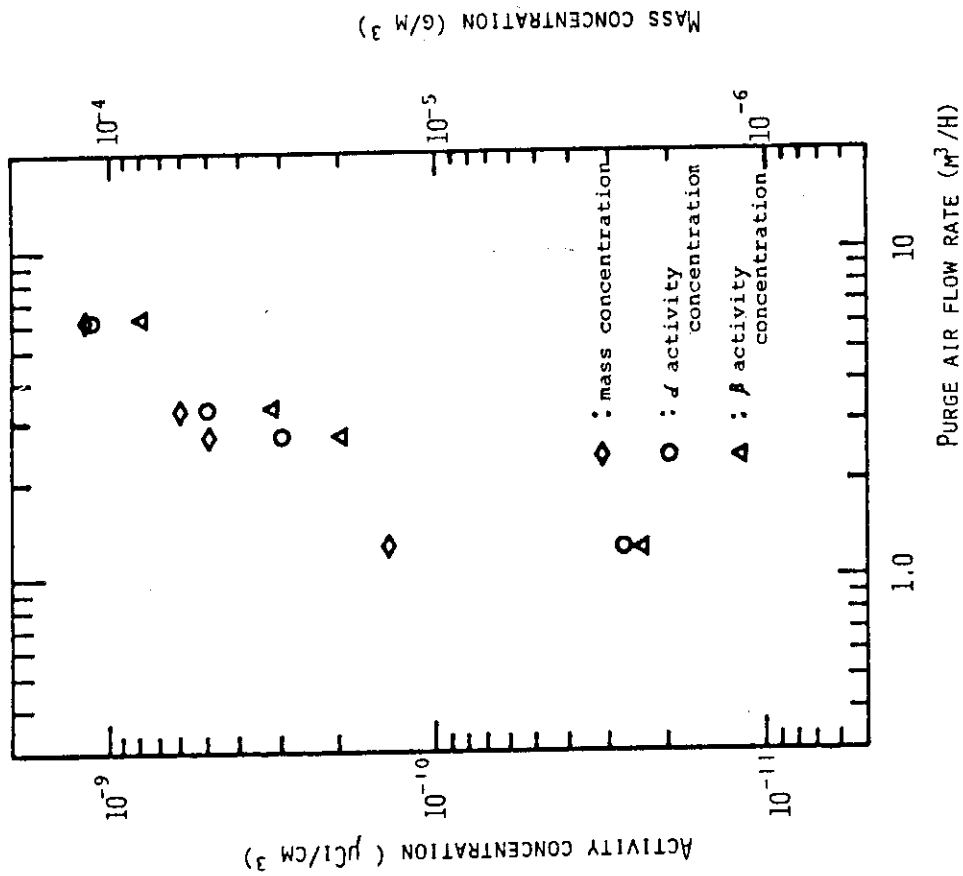


Fig. 2.2.5-3 Activity and mass concentration of aerosol in vessel vent.

## 2.2.6 カード式ダストモニタリングシステムの開発

空気汚染のモニタリングに必要な一連の作業過程であるサンプリング、濾紙交換、計測およびデータ処理の自動化を計ったダストモニタリングシステムを開発し、第2廃棄物処理棟の放射線管理用モニタの一環として設置した。

このシステムは、カード式ダストサンプラおよび計測演算装置などで構成されている。Fig. 2.2.6 - 1 にシステムの全体構成図を示し、以下にカード式ダストサンプラと計測演算装置の構成および機能について述べる。

### (1) カード式ダストサンプラ

カード式ダストサンプラの構成を Fig. 2.2.6 - 2 に示す。本装置には「カード式濾紙」が使用される。カードは計算機用カードとほぼ同形で、側端部に磁気テープを貼り付け、60mmφの切り抜き部にサンプリング濾紙（HE - 40T）を貼り付けてある。

カード式ダストモニタは、カードの自動交換、カード磁気テープ部への集塵条件（試料番号、集塵時刻、集塵時間、吸引空気量など）の磁気記録を行うとともに、集塵中の放射能濃度の監視を、中央監視盤で行い、警報発生時には、カードを自動的に交換する機能を有する。集塵終了後のカードは定期的に回収し、計測演算装置でデータ処理を行う。（松下紘三）

### (2) 計測演算装置

計測演算装置の構成を Fig. 2.2.6 - 3 に示す。この装置の計測部にはマイクロコンピュータが内蔵されており、カード濾紙を1枚ずつ自動交換し、捕集条件データを読み取るとともに、低バックグラウンドのガスフロー検出器を用いて、 $\alpha$ 線、 $\beta$ 線の測定を行い、それらのデータをミニコンピュータに出力する。ミニコンピュータには予め検出器のバックグラウンド計数率、検出効率、検出限界計数率のデータを入力しておき、計測部から送られてくる捕集条件および $\alpha$ 線、 $\beta$ 線の測定データをもとに、正味計数率、放射エネルギー、放射能濃度、放出放射エネルギーなどの演算処理を行う。ミニコンピュータには、フロッピーディスクが装備されており必要に応じて月報、年報の処理を行うことができる。この装置では演算部が故障等で停止した場合に備えて、 $\alpha$ 線および $\beta$ 線の計数値を計測部からインターフェイスを介してプリンタに出力している。

本システムは、放射線管理の省力化および効率化に寄与するモニタリング機器の一つであると考えられる。（千田 徹）

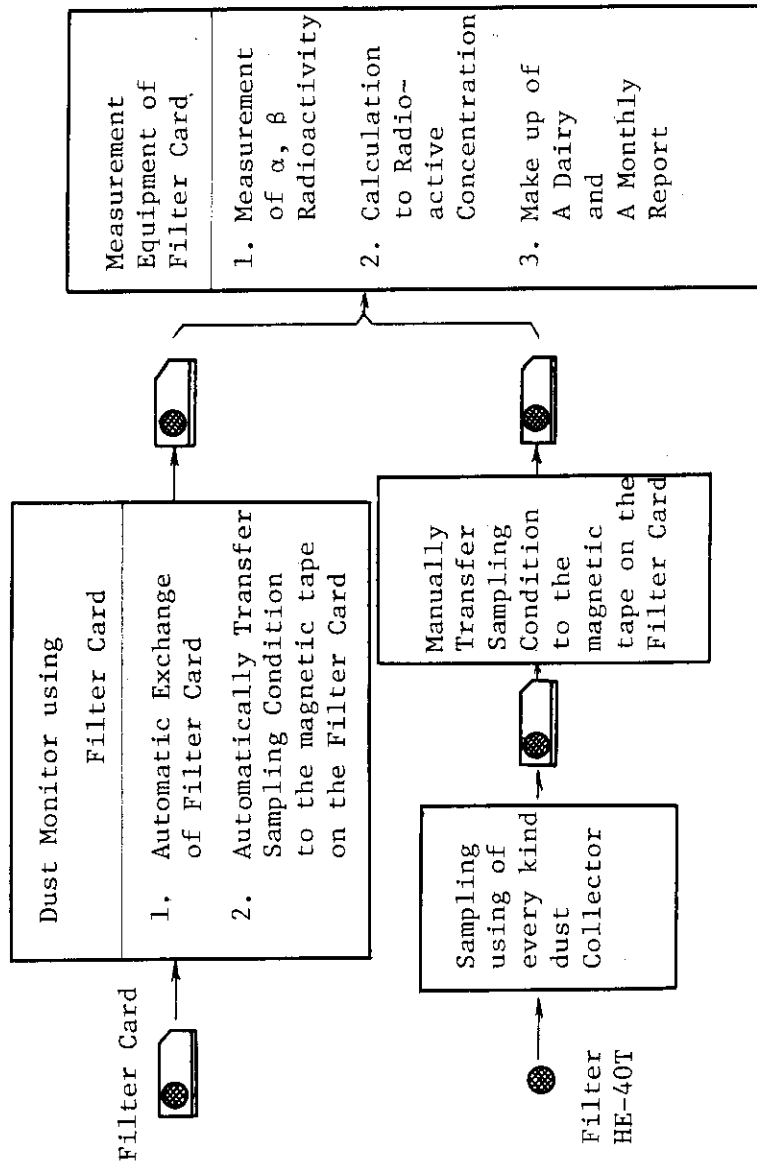


Fig. 2.2.6-1 Block diagram of dust monitoring system using filter card

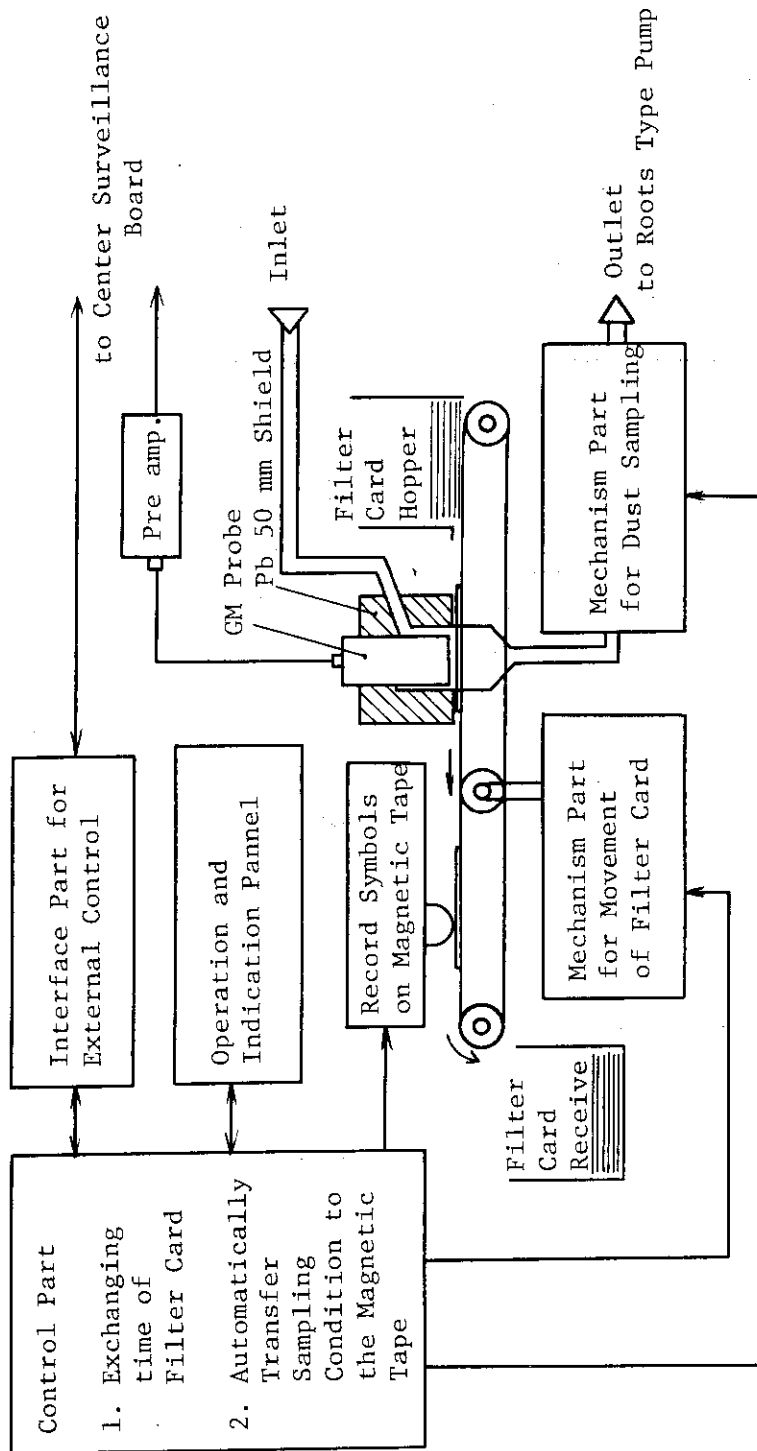


Fig. 2.2.6-2 Block diagram of dust sampler

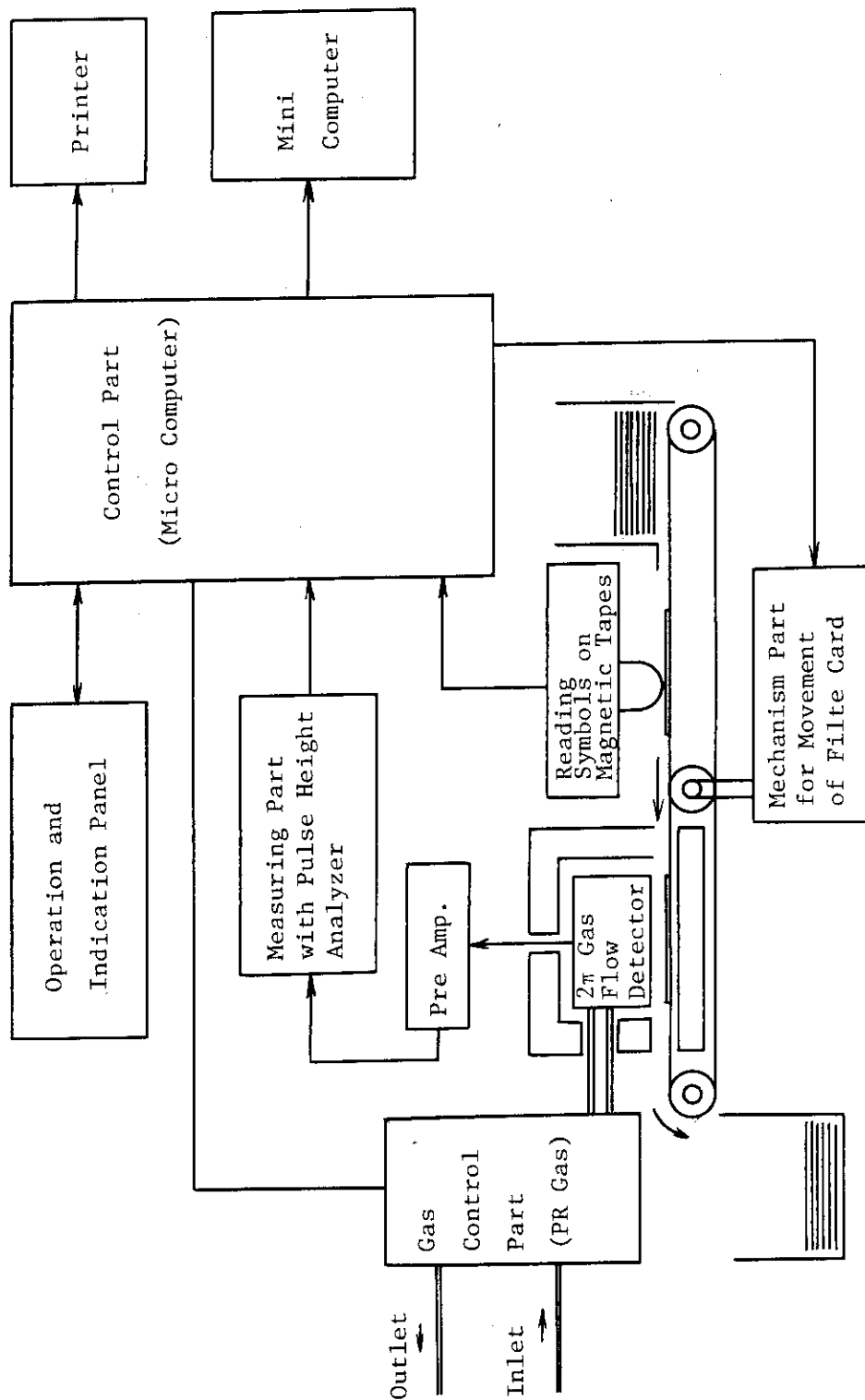


Fig. 2.2.6-3 Block diagram of measurement equipment of filter card

## 2.2.7 鉛の自然放射能の測定

精錬所の異なる数種類の金属鉛について放射能の測定を試み、それらの放射能の面積密度および鉛中の $^{210}\text{Pb}$ の含有量を測定したので、その結果を述べる。また同位体組成比との関係の解析を試みたがこれは別に報告を予定している。

(実験) 試料はそれぞれ直径50mmの円板とし、表面状態は冷間圧延機を用いて均一に滑らかに仕上げた。試料の厚さは、飽和放射能を得る目的で、 $\alpha$ 線測定試料については $^{210}\text{Po}$ の $\alpha$ 線の飛程以上、また $\beta$ 線測定試料については $^{210}\text{Bi}$ の $\beta$ 線の最大飛程以上とした。

$\alpha$ 線検出器としては、内径60mmの $2\pi$ ガスフロー比例計数管および表面積 $600\text{mm}^2$ 、空乏層厚 $100\mu\text{m}$ の表面障壁型Si検出器を、 $\beta$ 線検出器としては、直径50mmのGM管検出器を、また $\gamma$ 線検出器としては、NaI(Tl)をコンプトン遮蔽検出器とするGe(Li)検出器をそれぞれ用いた。

金属鉛に対する $\alpha$ 線スペクトル分析によって鉛中の $\alpha$ 線放出核種は、 $^{210}\text{Po}$ のみであることが判明した。この結果に基づき、無電解電着法によって回収した $^{210}\text{Po}$ の放射能濃度を $\alpha$ 線測定によって定量する方法で、鉛中の $^{210}\text{Pb}$ の含有量を求めることを試みた。

(結果) 金属鉛中の $^{210}\text{Pb}$ の分析結果をTable 2.2.7-1に示す。

- (1) 鉛に含まれる $\alpha$ 核種は $^{210}\text{Po}$ であり、その放射能濃度は、試料によって大幅に異なり試料間の濃度比の最大値は約600であった。また、その濃度分布は対数正規分布に従う結果が得られた。
- (2) 今回の測定では、 $^{210}\text{Po}$ 以外の $\alpha$ 線放出核種ならびに $\gamma$ 線放出核種の存在は認められなかった。
- (3) 精錬日の明らかな電気鉛については、比較的簡単な無電解電着法で $^{210}\text{Pb}$ の定量が可能であることが明らかになった。

(原田康典)

## 参考文献

原田 康典, 東条 隆夫 ; 第18回理工学における同位元素研究発表会予稿集  
 “鉛の自然放射能の測定”, 91 (1981)

Table 2.2.7-1 Radioactive concentration and concentration of  $^{210}\text{Pb}$  in lead

Sample	Radioactive concentration ( $\text{pCi}\cdot\text{g}^{-1}$ )	Concentration (ppt)
Lead No.1	$2.51 \times 10^0$	$3.11 \times 10^{-2}$
Lead No.2	$1.33 \times 10^2$	$1.64 \times 10^0$
Lead No.3	$4.28 \times 10^2$	$5.29 \times 10^0$
Lead No.4	$7.69 \times 10^{-1}$	$9.51 \times 10^{-3}$
Lead No.5	$4.08 \times 10^1$	$5.04 \times 10^{-1}$
Lead No.6	$1.18 \times 10^1$	$1.46 \times 10^{-1}$
Lead No.11	$2.49 \times 10^0$	$3.09 \times 10^{-2}$
Lead No.12	$3.19 \times 10^1$	$3.94 \times 10^{-1}$

(ppt :  $10^{-12}$ )

### 2.2.8 放射性廃液管理用計算コード WASTE の開発

原子炉施設等の放射性物質取扱い施設から一般排水溝へ排出された放射性廃液、および廃棄物処理場へ引渡された放射性廃液の放射能、廃液量、排水溝における放射能濃度の計算は、従来、検出限界濃度未満の場合は検出限界濃度であるとして計算する廃液計算コード LWASTE が使用されていた。1980年度から、茨城県環境放射線監視委員会への報告で検出限界濃度以上での排出と検出限界濃度未満での排出を区分して報告することになった。これに対応した廃液の計算ができるよう、今まで使用してきた LWASTE コードを大幅に改造して、新しく放射性廃液管理用計算コード **WASTE** を作成した。

WASTE コードの主な計算機能は次の通りである：

- (イ) 施設別に検出限界濃度以上の廃液に対する計算
- (ロ) 施設別に検出限界濃度未満の廃液に対する計算
- (ハ) 同一排水溝に接続する施設について、上記イおよびロの計算結果を集計する計算
- (ニ) 排水溝出口における放射能濃度等の計算
- (ホ) 排水データおよび排水溝希釈雑水の 1 日あたりの流量データのファイリング、およびファイリングされたデータを用いた計算

**WASTE** コードを用いた計算では、各施設からの排水ごとに年月日、廃液の核種別放射能濃度、廃液量、処理方法、検出限界濃度以上か未満かの区分、排水溝の希釈雑水の 1 日あたりの流量を入力することにより、次に示す計算出力が得られる：

- i 各施設から排水溝へ排水された廃液
  - (イ) 排出年月日ごとの核種別排出放射能、月間総排出放射能および月間の全廃液量
  - (ロ) 核種群 ( $^3\text{H}$ ,  $^{14}\text{C}$ ,  $\alpha$ 核種, 全 $\beta$ ) 別の月間排出放射能
  - (ハ) 月間または任意期間の検出限界区分<sup>\*1</sup>別、核種別の排出放射能、平均放射能濃度、全廃液量
  - (ニ) 月間または任意期間における最大放射能濃度および出現年月日、 $\frac{1}{10}$  (MPC)<sub>w</sub><sup>\*2</sup> に対する廃液濃度の比の最大値および出現年月日
- ii 各施設から廃棄物処理場へ引渡された廃液
  - (イ) 引渡し年月日ごとの核種別排出放射能、月間総排出放射能および月間の全廃液量
  - (ロ) 月間の核種群別排出放射能
- iii 排水溝出口における排水
  - (イ) 核種別、検出限界区分別および排出年月日ごとの平均放射能濃度、排出放射能
  - (ロ) 核種群別、検出限界区分別および排出年月日ごとの平均放射能濃度、排出放射能
  - (ハ) 月間または任意期間の核種別、検出限界区分別の平均放射能濃度、排出放射能
  - (ニ) 月間または任意期間の核種群別、検出限界区分別の平均放射能濃度、排出放射能
  - (ホ) 月間または任意期間の核種群別の 1 日平均放射能濃度の最大値および出現年月日

\* 1 検出限界区分は次の通り：(1) 検出限界濃度以上のもの、(2) 検出限界濃度未満のもの、(3) 検出限界濃度以上のものと未満のものとの和。

\* 2 (MPC)<sub>w</sub> は最大許容水中濃度。



(へ) 排出年月日ごとの核種別の1日平均放射能濃度の $\frac{1}{10}$  (MPC)<sub>w</sub>に対する比の和および月間の総和

現在, **WASTE** コードで計算できる範囲は排水溝数3, 核種数50, 同一排水溝に接続する施設の最大数20, 全施設数60である。本計算コードによって, 複雑な排水計算が容易, 迅速に処理できるようになった。

(神永博史)

## 2.3 環境放射能

### 2.3.1 概 要

平常時および事故時における環境モニタリング技術の向上をはかり、デジタル自動記録式 $\gamma$ 線走行サーベイシステムの開発、TLD素子の特性試験（継続）、 $\gamma$ 線スペクトル解析用CAMACのオンライン化、等を行った。

$\gamma$ 線走行サーベイシステムについては、従来、サーベイ車の走行中の線量率変化をそのまま連続記録していたため、各地点と線量率との対応づけに多大の労力を要したが、今回、走行速度と時間とを同時記録して解析するようにしたので、走行経路における任意地点の線量率評価が容易にできるようになった。

TLD素子については、 $\gamma$ 線に対する入射方向特性、および評価誤差の原因となるフェーディング現象を詳細に調べた。（松井 浩）

### 2.3.2 緊急時 $\gamma$ 線走行サーベイシステムと測定例

緊急時における $\gamma$ 線照射線量率の広範囲迅速測定には、放射線観測車による走行サーベイが効果的である。このサーベイによる線量率の評価精度を上げるためには、バックグラウンドの評価精度を上げるとともにエネルギー情報、走行位置の情報等から測定結果を総合的に判断する必要がある。このため、デジタル記録システムを用いた下記のような走行サーベイシステムを導入し、試験的測定を行った。

#### (1) カセットレコーダ記録装置を用いた $\gamma$ 線走行サーベイシステム<sup>1)</sup>

本サーベイシステムは、3"  $\phi$   $\times$  3" NaI (Tl) DBM式シンチレーションカウンタとデジタル自動記録装置部からなる。本システムへの入力は、 $\gamma$ 線照射線量率、始点からの走行距離を求めるための走行速度および時間、走行位置をチェックするマーカ信号のほか、人工放射線を弁別するに役立つエネルギー情報 (S.C.A回路) およびデータ収集回数信号など全6チャンネルである。デジタル自動記録装置は、データ記録コントロール部とデジタルカセット磁気テープ装置 (TEAC社, DR-100型) とからなる。データ収集時間は、0.1~10<sup>4</sup>秒まで任意に設定でき、300フィートのカセットテープ1巻には上記6チャンネルの情報を約3万回収集記録できる。消費電力は、記録時に250Wである。

#### (2) 走行サーベイの測定例<sup>2)</sup>

東海研構内の液体廃棄物処理施設に平行した道路上における漏洩放射線場をデータ収集時間1秒で繰返し測定した。測定終了後、カセット磁気テープのデータをオープン磁気テープに変換記録し、大型電算機を用いて解析した。ここで、測定位置は車速から決定し、平均線量率は10m毎に求めた。その結果をFig. 2.3.2-1に示す。図中の黒丸印は、静止測定による値である。車速の違いによって線量率分布のパターンが異なるが、20km/h以下では静止測定値の分布と良く一致していることがわかる。また、走行測定時の最大指示値を与える地点と静止測定時の最大

線量率地点が一致していることもわかる。

この線量率分布において、最大線量率地点を中心に200m間の距離積分線量をとると車速に関係なく静止測定による値と約3%内で一致した。

緊急時サーベイの場合、既に述べた走行位置と線量率の対応とともに最大線量率を評価する事も重要になる。Fig. 2.3.2-1の例に示すように最大値が単一のピークを示すような局地的な汚染を評価する場合には、車速が早いほど、データ収集時間が長いほど（レートメータ方式の場合、時定数に相当）、最大値が低く評価されることになる。Fig. 2.3.2-2は、データ収集時間を1秒として、Fig. 2.3.2-1の線量率分布を測定したときの車速と最大値の減少割合との関係を示したものである。図より、車速が40km/hのとき最大線量率は20%低下するので、局地的な汚染の最大値を評価するためにはデータ収集時間を短くするか低速で走行する必要があることがわかる。このことについては、さらに定量的に検討していく必要がある。今後は、走行径路のバックグラウンド放射線に関するデータの蓄積を行い、人工放射線の弁別、解析方法について、さらに検討を加えていく予定である。

(小林秀雄)

#### 参考文献

- 1) 小林秀雄 : 保健物理, 16, 61~63 (1981)
- 2) 小林秀雄, 片桐 浩, 小畑一一他 : 日本保健物理学会, A 9 (1981)

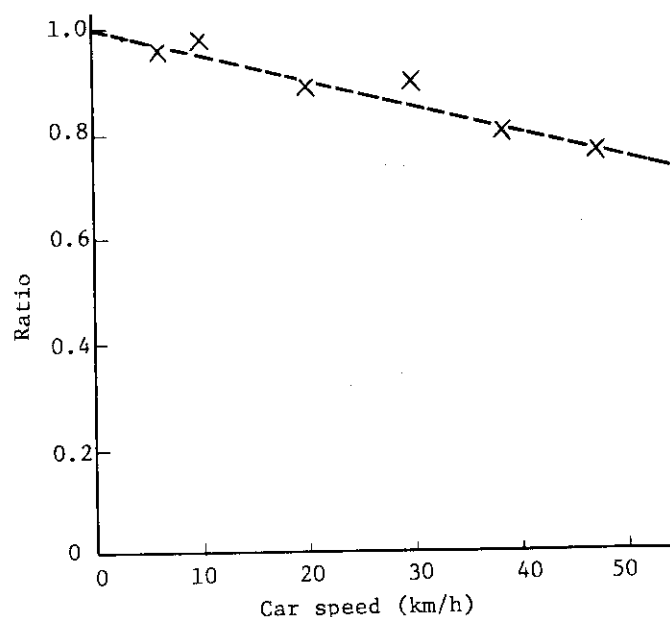


Fig. 2.3.2-2 Decrease in the maximum reading of exposure rates in various car speeds

$$\left( \text{Ratio} = \frac{\text{the maximum reading of exposure rates in various car speeds}}{\text{the maximum exposure rate in stationary measurement}} \right)$$

maximum exposure rate

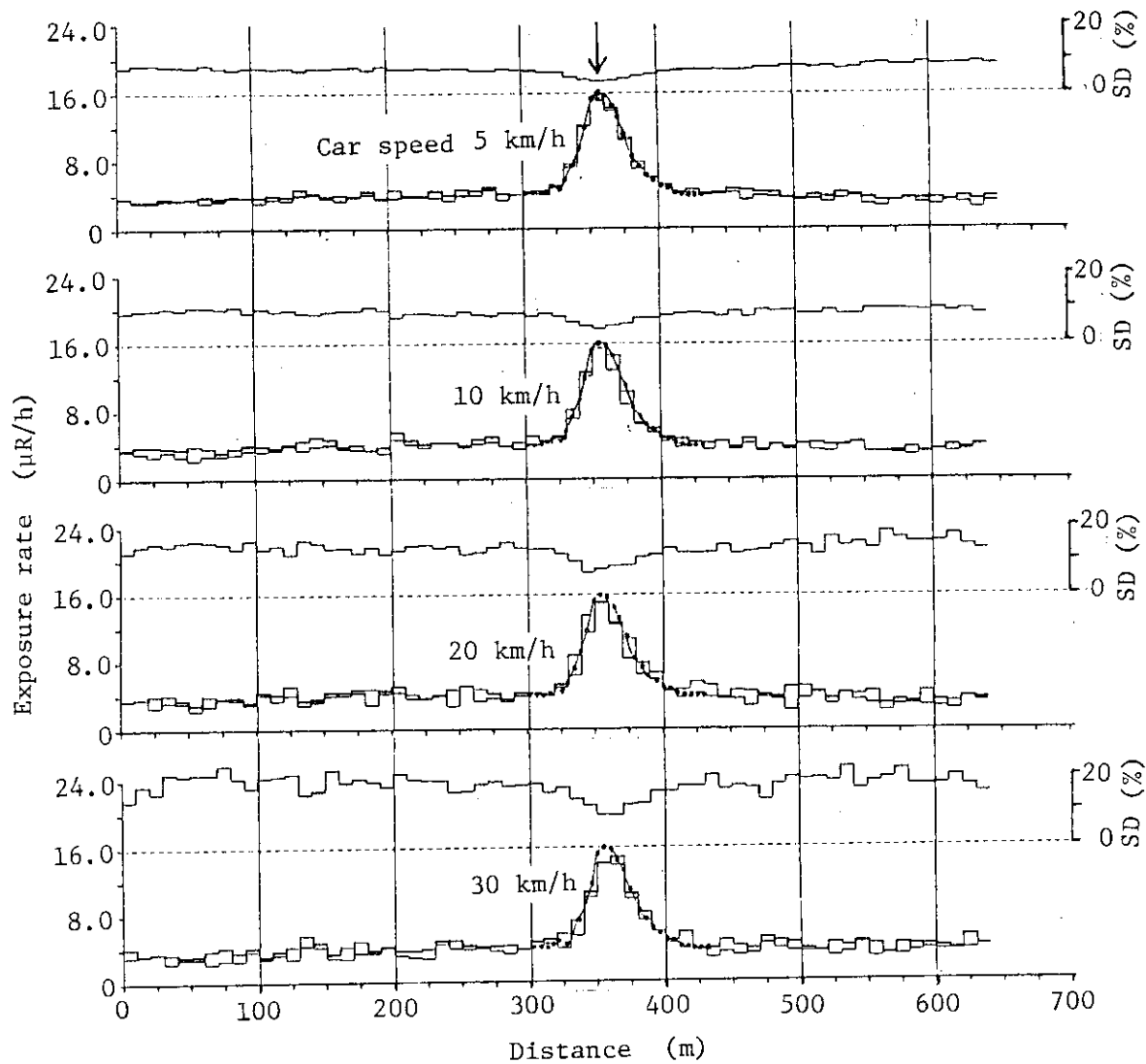


Fig. 2.3.2-1 Comparison between exposure rates in the carborne measurement with various car speeds and in the stationary measurement.

(● denotes a exposure rate in the stationary measurement. SD means standard deviation.)

### 2.3.3 自動読取り装置用TLD素子の特性試験

自動読取り装置用TLD素子（ナショナルUD 804 P : CaSO<sub>4</sub> (Tm)）の<sup>226</sup>Ra- $\gamma$ 線に対する方向特性および初期フェーディングの特性試験を行った。

#### (1) 方向特性改善用シールドケース

TLDホルダには直径7mmの円板状に蛍光体を薄く塗布したTLD素子が収められている<sup>1)</sup>。ホルダの上面および下面にはエネルギー特性改善用フィルタ（0.7mm厚の鉛板）が各3素子をはさむ形で付けられている。このホルダに放射線が斜め方向から入射した場合、フィルタを通過しないため方向特性、エネルギー特性が悪くなる。これを改善するには、素子全体にフィルタを付けることが望ましいが、ホルダの形状からむずかしいため別にホルダを収めるケースを作った。このケースはベークライト製で内面に鉛板をはり付けたものである。ケース内の鉛板は、すでにホルダに付けてある鉛板の部分を除いてほぼ素子全体を包む構造になっている（Photo. 2.3.3-1）。

#### (2) 方向特性

方向特性試験は<sup>226</sup>Ra（19.93mCi）を用い、照射台はアクリル製、照射距離50cm、照射線量率は1.02mR/minとした。試験は、素子を方向特性改善用シールドケースに入れた場合と入れない場合、素子の短軸方向と長軸方向（Fig. 2.3.3-1の①～④参照）の4通りについて行った。試験結果を30素子（10ホルダ）の平均値としてFig. 2.3.3-1に示す。

##### (a) シールドケースに入れない場合

シールドケースに入れない場合の短軸方向の試験結果をFig. 2.3.3-1の①に示す。照射角度0°の感度を1とした時、平均で0.97から1.04の範囲であった。照射角度が70°以上になると相対感度が大きくなっていくのは、ホルダに付けられたシールドのすき間から放射線が入り込むためと思われる。長軸方向の試験結果（Fig. 2.3.3-1の②）は平均で0.84から1.02であった。

##### (b) シールドケースに入れた場合

短軸方向では、照射角度0°を1とした場合平均で0.96から1.03（Fig. 2.3.3-1の③）、長軸方向では同じく0.84から1.00であった。（Fig. 2.3.3-1の④）長軸方向の特性結果で照射角度70°以上になると相対感度が低くなるのはシールドケースの側面にはられた鉛板によるしゃへいが原因と思われる。

#### (3) 初期フェーディング特性

CaSO<sub>4</sub> (Tm) のグロー曲線には80°C、120°C、220°Cにピークが見られる。このうち220°Cのピークは安定しているので測定にはこのピークを利用している。しかし他のピークは常温で約2日以内にフェーディングするといわれている。これらのピークは通常的环境中への3カ月配置後の読取りでは測定結果にはほとんど影響をおよぼさない。しかし照射直後に読取った場合には、低温側の2つのピークの影響により測定結果が大きくなる。自動読取り装置では、80°Cと120°Cのピークを除くため読取り前に予熱を行う方式になっているが完全ではない。このため照射直後から4日目までのフェーディング試験を行った。試験は<sup>226</sup>Ra線源により30mRの照射を行い、室内に一定期間放置した後読取った。この結果をFig. 2.3.3-2に示す。図から明らかなように照射後2日目までは80°C、120°Cのピークの影響が残っており、3日以上経過するとその影響は見られない。校正定数は標準照射後3日目以降に読取った値から算出して

いるため3カ月積算線量を求める場合は特に問題とならないが、短期間の積算線量を緊急に読取る場合は初期フェーディング補正を行う必要がある。この場合の校正定数はFig. 2.3.3-2から0.92となる。なお前回報告<sup>1)</sup>した長期フェーディング試験の結果には初期フェーディングが含まれているので、初期フェーディングを除いた長期フェーディングは4%/100日となる。

(小畑一一)

参考文献

- 1) 小畑一一, JAERI-M9066 保健物理—管理と研究 No 22, 115 (1980)

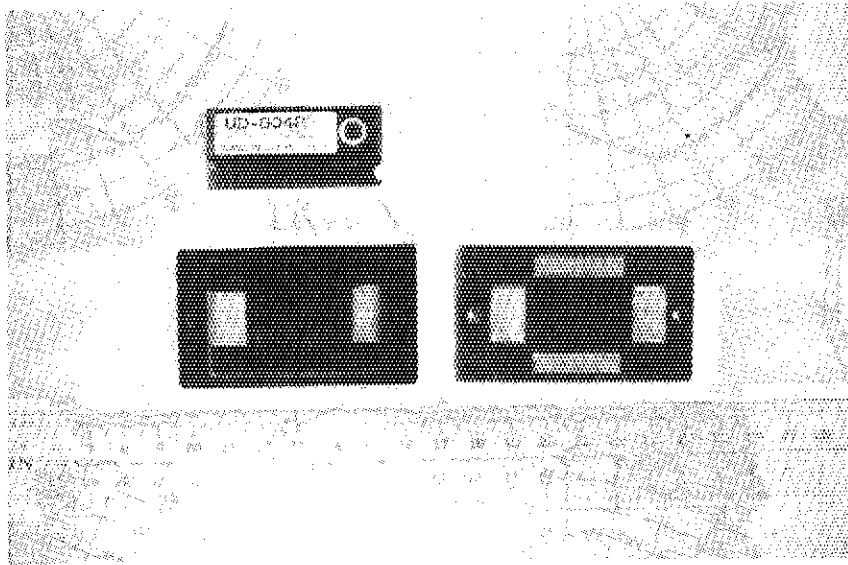


Photo. 2.3.3-1 Shield case for TLD UD804P

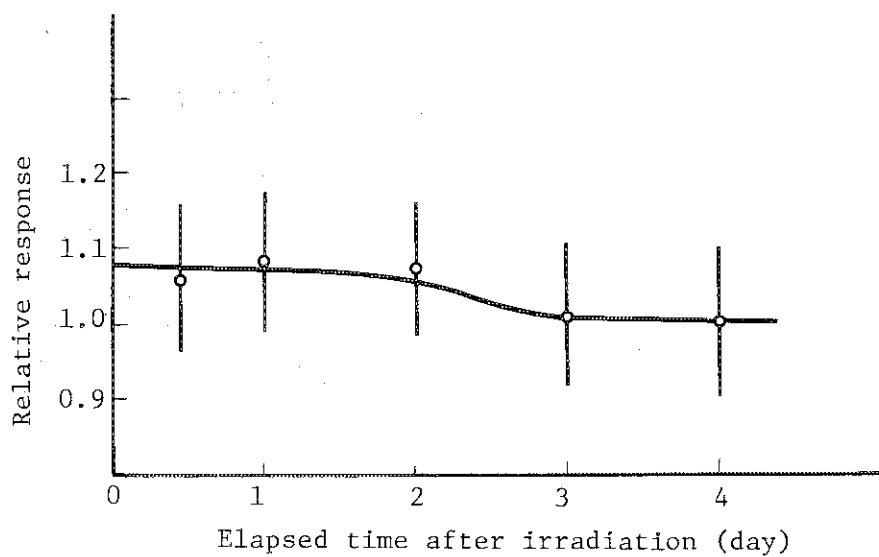


Fig. 2.3.3-2 Fading characteristics of TLD UD804P ( $\text{CaSO}_4:\text{Tm}$ )

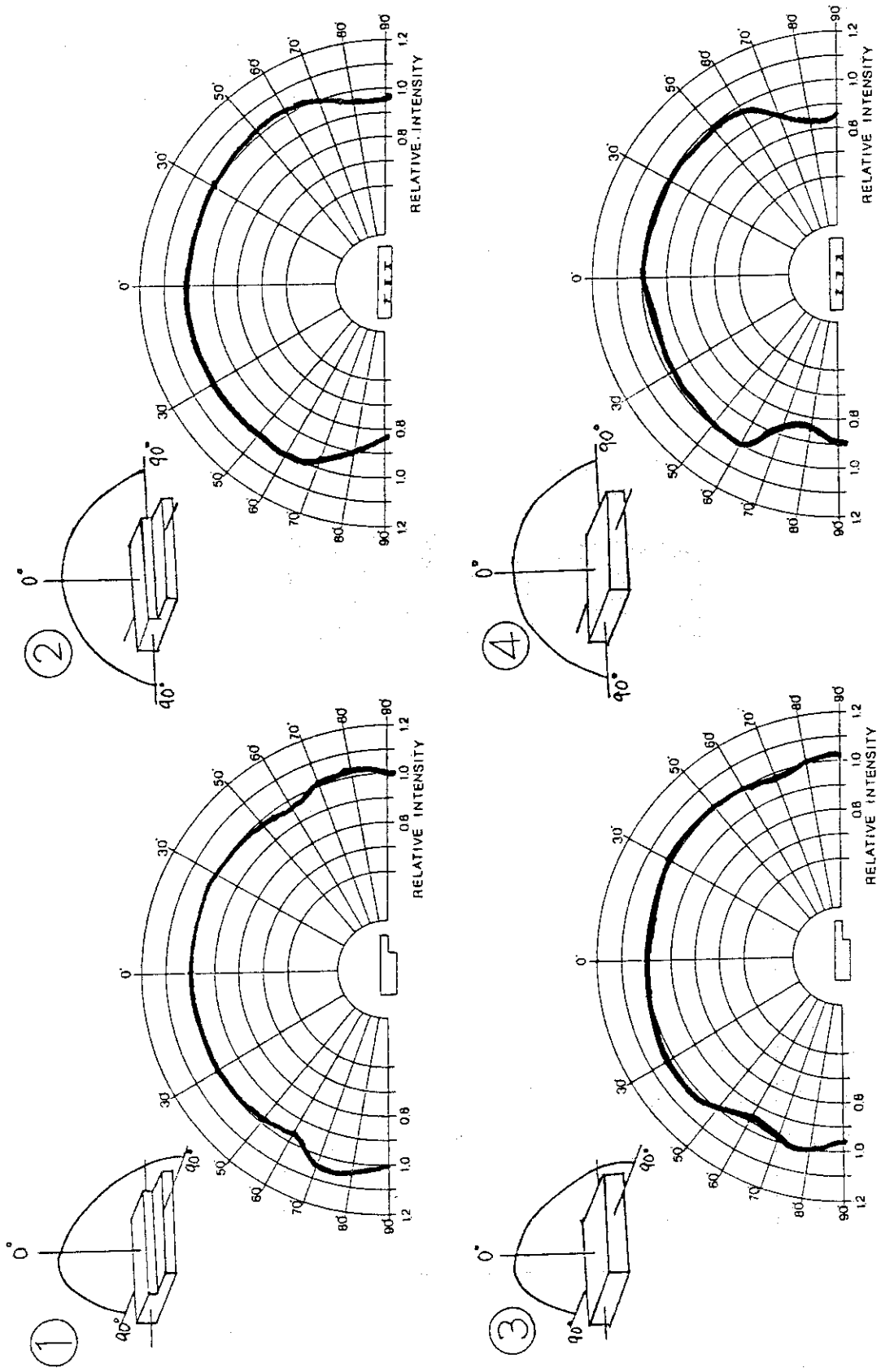


Fig. 2.3.3-1 Angular dependence of TLD UD804P ( $\text{CaSO}_4 : \text{Tm}$ )  
 ( $^{226}\text{Ra}$  is used for this test)

## 2.4 放射線計測

### 2.4.1 概要

Ge (Li) 検出器を用いて放射線管理用試料を計測する場合の検出効率を、100 keV ~ 2MeV の  $\gamma$  線源を用いて求めた。試料の形状は多種類におよぶため、線源はそれぞれと同じ形状のものを作成した。得られた検出効率の5次の最小自乗法で求めた曲線からのずれは、標準偏差で3%以内であった。

原子炉事故時における高濃度混合放射性希ガスおよび混合放射性ヨウ素の測定法を理論的に検討するとともに、希ガスおよびヨウ素の  $\gamma$  線実効エネルギー、平均エネルギーを原子炉停止後の時間の関数として求め、防護対策および被曝解析等に有効な資料を得た。

動力炉・核燃料開発事業団より臨界モニタの動特性調査、環境モニタリングポスト装置に関する調査および中速中性子線量測定に関する調査を受託し実施した。

臨界モニタについては反応度事故模擬による暴走放射線出力が得られるNSRRを利用し、 $\gamma$  線検出型および中性子検出型臨界モニタのバースト状放射線曝射に対する応答特性を調査するとともに臨界モニタの基本的特性を解明し、これを基に現場への配置計画ならびに試験校正法について調査研究を行った。

環境モニタリングポスト装置については原子炉設置者として設けるべきモニタリングポスト装置の担うべき役割、具備すべき性能を設置した原子炉の放射能蓄積量との関連から検討し、モニタリングポスト装置に用いるべき検出方式、測定範囲、データ解析方式等について調査研究を行った。

中速中性子線量測定については中速領域中性子線量測定評価法の改善を目的とし、各種測定器の特性について文献調査を行った。(南 賢太郎)

TMI事故以降、緊急時対策の一環として周辺環境に設置する放射線監視計測器の測定上限を10R/h程度まで高めることが検討されていることから、電流方式のプラスチックシンチレーション検出器を用いた監視計測器を試作し、エネルギー特性、温度特性、V/F変換の最適周波数、線量率-出力の直線性などについて試験を行った。その結果、この方式は緊急時用の監視計測器として十分使用できることがわかった。(押野 昌夫)

### 2.4.2 体積線源に対するゲルマニウム検出器の校正

Ge (Li) 検出器を用いた放射能測定では、試料に対する計数効率をあらかじめ決定しておく必要がある。このため放射線管理用試料の集中計測 (A. 5.6) で使用される Ge (Li) 検出器の計数効率を決定した。集中計測で管理される試料は、放射性廃液をはじめ各種フィルタ (HE 40, CP 20, CHC 50), 環境試料など試料形状が多いため、個々の試料について形状の一致した標準



体積線源を作成し校正する必要がある。

校正したGe(Li)検出器はORTEC 8A11-25200Sおよび8011-25210Sである。校正 $\gamma$ 線のエネルギー範囲は100keVから2MeVとし、 $^{57}\text{Co}$  (122keV, 136keV),  $^{203}\text{Hg}$  (279keV),  $^{85}\text{Sr}$  (514keV),  $^{137}\text{Cs}$  (661keV),  $^{54}\text{Mn}$  (835keV),  $^{88}\text{Y}$  (898keV, 1836keV),  $^{60}\text{Co}$  (1173keV, 1332keV)の7核種で、10本の異なるエネルギーの $\gamma$ 線を用いた。標準体積線源の容器としては、100cm<sup>3</sup>, 500cm<sup>3</sup> ポリエチレンビン, 95mm $\phi$  亀甲容器 (100cm<sup>3</sup>, 200cm<sup>3</sup>, 300cm<sup>3</sup>), 60mm $\phi$  亀甲容器 (10cm<sup>3</sup>, 30cm<sup>3</sup>, 50cm<sup>3</sup>), 50mm $\phi$  ガラス秤量ビン (3.3cm<sup>3</sup>, 17cm<sup>3</sup>, 33cm<sup>3</sup>)を用いた。標準溶液線源は、LMRI製 (確度1~2%)で0.1N塩酸性溶液に分取希釈して、一体積線源あたり約0.1 $\mu\text{Ci}$ に調製した。分取した放射能強度は、ピコノメータを使用した重量測定<sup>1)</sup>で決定した。Ge(Li)検出器で得られた $\gamma$ 線スペクトルは、自動測定解析装置に組み込まれた $\gamma$ 線スペクトル解析コード (BOB73<sup>2)</sup>)を用いて着目する $\gamma$ 線ピーク強度を決定し計数効率を算出した。

8A11-25200Sについて決定した計数効率曲線をFig. 2.4.2-1に示す。5次の最小自乗法で引かれた曲線 (図中実線)からのずれは、標準偏差で3%以内に納まる。今回の校正では、一測定点あたりの作成線源個数が少ないため、個数を増し精度の向上を計るのが今後の課題である。

(吉田 真)

#### 参考文献

- 1) Merritt J.S.; "Present status in quantitative source preparation", Nucl. Instrum. Meth., 112, 325 (1973)
- 2) Baba H. et al.; "A method of the gamma-ray Spectrum analysis: FORTRAN IV Program "BOB73" for Ge(Li) Detectors and "NAISAP" for NaI(Tl) Detectors", JAERI 1227 (1973)

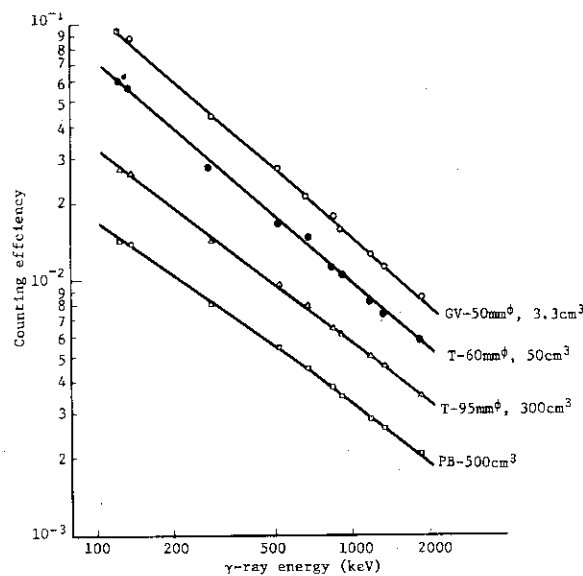


Fig. 2.4.2-1 Counting efficiencies measured with Ge(Li) detector

### 2.4.3 環境放射線監視用プラスチックシンチレーション検出器の特性

NaI (T $\ell$ )検出器を用いたDBM方式のモニタリングポストで有効に測定できる線量率の上限は数mR/h程度であるが、TMI事故以降、測定範囲を10R/h程度まで高める必要があると言われている。

そのため、電流方式のプラスチックシンチレーション検出器を試作して種々の性能試験を行い、モニタリングポストの線量率測定範囲を高めることに適応できるかどうか検討を行った。

#### (1) 電流方式プラスチック検出器の概要と試験項目

本装置は、2"×2"φプラスチックシンチレーション検出器を使用し、光電子増倍管からの微小な電流信号を高入力インピーダンスの演算増幅回路に入力し、その出力をさらに反転増幅してDCレベルの出力信号を取り出している。この信号をDCアンプに入力してプラスのDC出力を取り出し、V/F変換回路に入力してDC電圧を周波数に変換して得たパルス数をレートメータまたは、スケータで読み取る装置である。

本装置の性能試験は以下に述べる5項目について実施した。

- (a) エネルギー特性試験
- (b) 温度特性試験
- (c) V/F変換部の最適周波数の決定試験
- (d) 照射線量率直線性試験
- (e) 方向依存性試験

#### (2) 試験方法

- (a) エネルギー特性試験

X線装置(30~120keV)、<sup>241</sup>Am(60keV)、<sup>137</sup>Cs(662keV)、<sup>226</sup>Ra(約700keV)および<sup>60</sup>Co(1173, 1332keV)の各線源を使用し、照射線量率10mR/hで実施した。

- (b) 温度特性試験

温度範囲を-10°C~+50°Cとし、恒温槽を使用した。試験は<sup>137</sup>Cs線源を用いて約5mR/hの照射線量率で実施した。

- (c) V/F変換部の最適周波数の決定試験

V/F変換回路に3段階の入力ゲイン切換え(0.1V, 1V, 10V)を設け、低線量率(約0.1mR/h)から高線量率(約1000mR/h)が最適周波数(約10~10<sup>5</sup>cps)に変換されるような入力条件を調べた。

- (d) 照射線量率の直線性試験

<sup>137</sup>Cs線源20Ci, 2Ci, 10mCi および1mCiを用いて0.1~1000mR/hの照射線量率で実施した。

- (e) 方向依存性試験

検出器の円筒軸を中心に線源を±90°回転させて行った。使用した線源は<sup>241</sup>Am(60keV)と<sup>137</sup>Cs(662keV)であり照射線量率は5mR/hで実施した。

#### (3) 試験結果

- (a) エネルギー特性試験

低エネルギー領域のエネルギー特性を改善するために、シンチレータの周りにZnS(Ag)粉

末を約  $20 \text{ mg/cm}^2$  の厚さで塗布した検出器のエネルギー特性を Fig. 2.4.3-1 に示す。図中の A 曲線は、このシンチレータを  $0.6 \text{ mm}$  のアルミニウムでキャニングした基本シンチレータのエネルギー特性である。低エネルギー領域が過補償となり感度が高くなりすぎているが、これにステンレス  $0.5 \text{ mm}$ ,  $1 \text{ mm}$ ,  $1.5 \text{ mm}$  厚さのキャップで基本シンチレータをシールドすることにより、B, C, D のエネルギー特性が得られた。

#### (b) 温度特性試験

Fig. 2.4.3-2 に温度補償回路を動作させた場合と動作させなかった場合の温度特性を示す。温度補償回路を動作させた場合は、 $-10^\circ\text{C} \sim +50^\circ\text{C}$  の温度変化で  $20^\circ\text{C}$  を基準とすると  $-3.7\%$  の負の温度依存性を示した。これに対し温度補償回路を動作させなかった場合は、 $-10^\circ\text{C} \sim +50^\circ\text{C}$  の温度変化で  $20^\circ\text{C}$  を基準とすると  $\pm 10\%$  の温度依存性を示した。以上の結果から温度補償回路が有効に動作することがわかった。

#### (c) V/F 変換部の最適周波数の決定試験

変換周波数  $100 \text{ KHz}$  の V/F 変換器を試作し、V/F 変換器の入力電圧が  $0 \sim 1 \text{ V}$  のとき  $0.1 \sim 1000 \text{ mR/h}$  の照射線量率に対し約  $2 \times 10^4 \sim 2 \times 10^5 \text{ cps}$  に V/F 変換されることがわかった。

#### (d) 照射線量率直線性試験

$^{137}\text{Cs}$  線源で  $0.1 \sim 1000 \text{ mR/h}$  の照射線量率に対して、 $\pm 10\%$  以内の直線性が得られた。

#### (e) 方向依存性試験

$^{137}\text{Cs}$  線源では  $0^\circ \sim \pm 90^\circ$  の範囲で感度変化は見られなかったが、 $^{241}\text{Am}$  線源では  $\pm 10\%$  の変化があった。

以上の試験結果から、この方式のプラスチックシンチレーション検出器は、モニタリングポストの測定範囲を高めるのに十分適応できることがわかった。

(清水 滋)

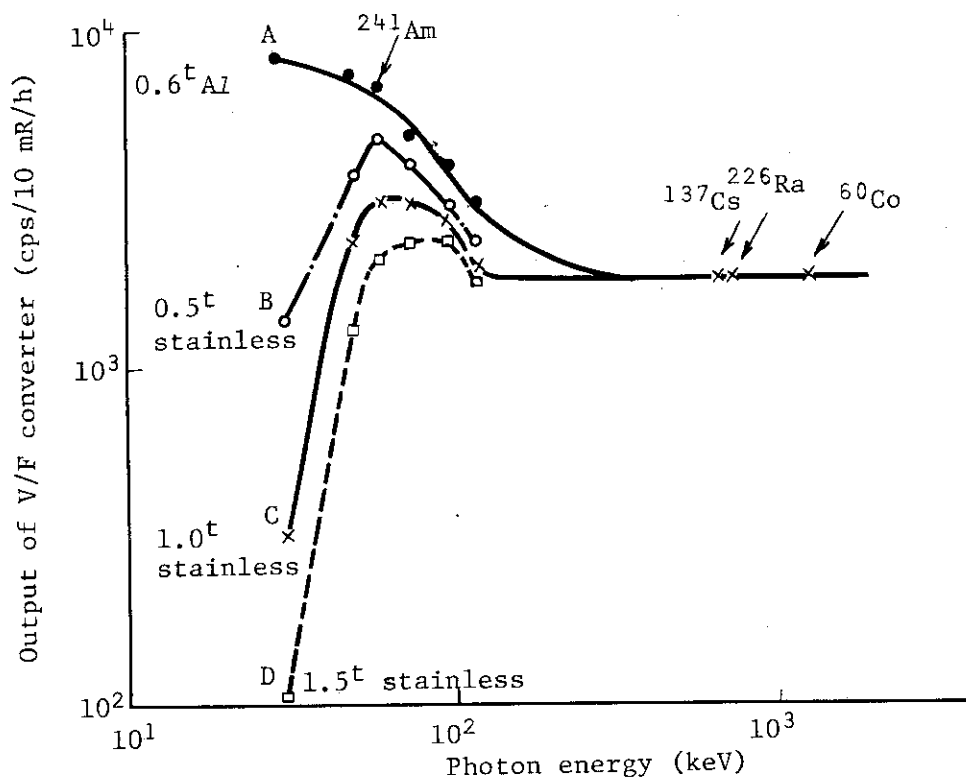


Fig. 2.4.3-1 Response of a plastic scintillator coated with ZnS(Ag)

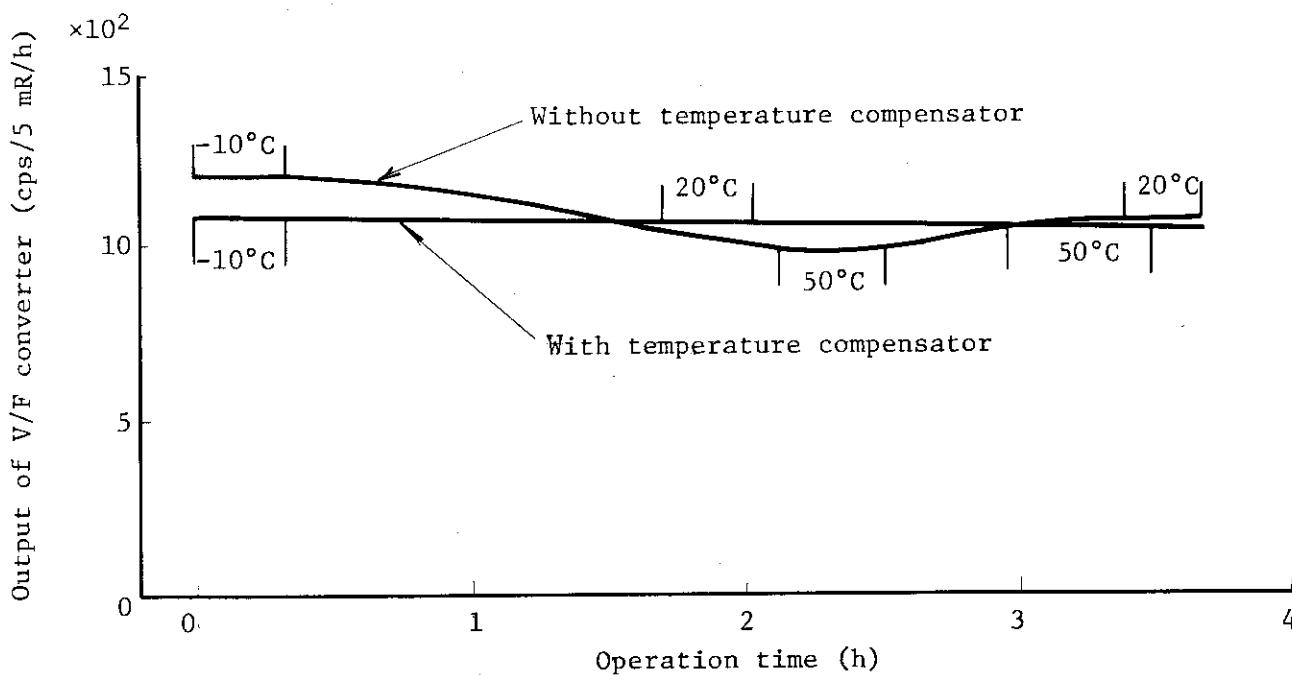


Fig. 2.4.3-2 Stability of a plastic scintillation detector

## 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、海洋処分用セメント固化体について、1979年度に引き続き超音波伝播法による圧縮強度測定法の信頼性を調べ、品質管理上、有用なデータを得た。

また濃縮廃液等、固化対象廃液中の $^3\text{H}$ 、 $^{14}\text{C}$ 、および $\alpha$ 核種の測定法に関する検討を行い、ルーチン化を進めている。その他、セメント固化が困難な組成をもつスラッジについて、その処理方法の検討を実施する一方、核融合研究から発生するトリチウム廃液の固定化のための予備試験、ならびに廃樹脂セメント固化体の海水浸漬による健全性試験等をおこない多くの知見を得た。

(江村 悟)

大洗研究所では、 $\alpha$ 焼却装置の $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物による試験運転、ピチューメン固化体の健全性試験、 $\beta \cdot \gamma$ 焼却装置における処理能力の改善及びプラスチック類の焼却試験、衣料モニタの改造とこれにともなう性能試験、汚染綿布の洗剤等による除染試験を実施し、それぞれ良好な結果を得た。

(三戸規生)

### 2.5.2 濃縮廃液中に含まれる $\alpha$ 放射性核種の測定

廃棄物処理場に搬入される低レベル廃液は、主に蒸発濃縮処理した後、海洋投棄用としてセメント固化している。投棄物の放射能濃度については、総理府令第56号および科学技術庁告示第9号に基づいて、測定する必要がある。

本報では、濃縮廃液中に含まれる全 $\alpha$ 放射能濃度およびその含有核種の存在比を評価するために分析・測定を行った。

#### (1) 測定方法

##### (a) 全 $\alpha$ 放射能

濃縮廃液 $1\text{m}^3$ について1試料、すなわち $2\text{m}\ell$ を白金皿にとり、無水硫酸カリウムで溶融し、その溶融物を希硫酸で煮沸溶解する。ウランおよびネプツニウムを還元するために、17%の三塩化チタン溶液を加えたのち、0.45%の塩化バリウム溶液を徐々に滴下し、硫酸バリウムの沈殿に $\alpha$ 核種を共沈させる。この沈殿物をろ過、乾燥したのち、比例計数管で全 $\alpha$ 放射能を測定する。

##### (b) $\alpha$ 放出核種

上記(a)の全 $\alpha$ 放射能測定に使用した試料を、温アルカリ性DTPA-ピパリジン溶液中で完全に溶解させたのち、10%硫酸アンモニウムおよび氷酢酸を加え、その溶液を沸騰させる。硫酸バリウムを再沈させるためにその溶液を冷却させると $\alpha$ 放射性核種(以下 $\alpha$ 核種という)は溶液中に移行する。つぎに、硫酸バリウムをろ過分離し、そのろ液に硝酸、硫酸および過塩素酸を加え、有機物を完全に分解したあと、蒸発乾固する。この乾固物を希硫酸で加温溶解し、定電圧電

流装置を用いて25mmφステンレス板上に電着を行ったのち、その試料について、半導体検出器による $\alpha$ 線スペクトルメトリーを行った。

また、濃縮廃液中に多種の $\alpha$ 核種が存在すると、スペクトルピークに重複が生じ核種の判定が困難となる。このため、消去法による $\alpha$ 核種の分離定量法を検討した。その化学分離定量法を以下に示す。

(i) ウランを含む $\alpha$ 核種を定量する場合には、上記(a)と同様の操作を行い電着する。電着操作および $\alpha$ 線スペクトルメトリーは、上記(b)のとおりである(以下同様)。

(ii) ウランを除く $\alpha$ 核種を定量する場合には、上記と同様に溶融物を溶解させたのち、過酸化水素水を添加し、ウランを酸化したのち、0.48%の硝酸バリウムを加え硫酸バリウムに $\alpha$ 核種を共沈させる。

(iii) ウランおよびネプツニウムを除く $\alpha$ 核種を定量する場合には、溶融物を溶解したのち、1%重クロム酸カリウムを加えウランおよびネプツニウムを酸化したのち、硝酸バリウムを加え、硫酸バリウムに $\alpha$ 核種を共沈させる。

(iv) ウラン、ネプツニウムおよびプルトニウムを除く $\alpha$ 核種を定量する場合には、溶融物を溶解後、0.5%過マンガン酸カリウムを加え、ウラン、ネプツニウムおよびプルトニウムを酸化したのち、硝酸バリウムを加え硫酸バリウムに $\alpha$ 核種を共沈させる。

## (2) 測定結果

上記(a)の測定方法により、30試料の濃縮廃液について全 $\alpha$ 放射能濃度の分析・測定を行いその結果をFig. 2.5.1-1に示す。この結果から放射能濃度の分布は $10^{-5} \sim 10^{-3} \mu\text{Ci}/\text{ml}$ であり、その平均放射能濃度は $4 \times 10^{-4} \mu\text{Ci}/\text{ml}$ であった。なお、別途に分析・測定を行った $\beta$ 核種および $\gamma$ 核種から求めた放射能濃度とくらべると、 $\alpha/\beta \cdot \gamma$ 比は $1/33 \sim 1/25$ であった。

上記測定法(b)の(i), (ii), (iii)および(iv)で行った $\alpha$ 核種の消去法による測定結果をFig. 2.5.2-2に示す。これらのスペクトルピークから各核種の放射能濃度を求めると、濃縮廃液中の $\alpha$ 放出核種は、 $^{238}\text{U}$ が $6.2 \times 10^{-4} \mu\text{Ci}/\text{ml}$  (27%)、 $^{234}\text{U}$ が $6.3 \times 10^{-4} \mu\text{Ci}/\text{ml}$  (28%)、 $^{237}\text{Np}$ が $1.1 \times 10^{-4} \mu\text{Ci}/\text{ml}$  (5%)、 $^{239}\text{Pu}$ が $6.1 \times 10^{-4} \mu\text{Ci}/\text{ml}$  (26%) および $^{241}\text{Am}$ が $3.1 \times 10^{-4} \mu\text{Ci}/\text{ml}$  (14%)であり、これらの測定結果は、全 $\alpha$ 放射能濃度の測定結果とほぼ一致していた。  
(藤崎説男)

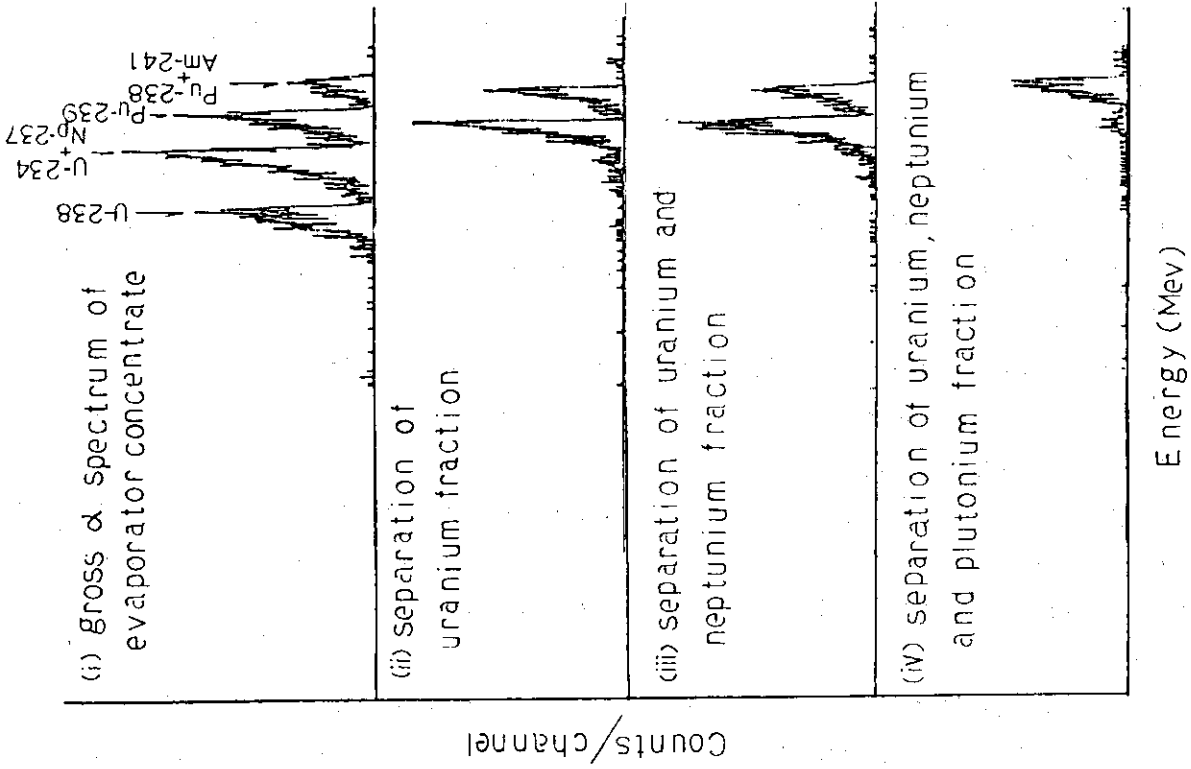


Fig. 2.5.2-2 Sequential separation of uranium, neptunium, plutonium and americium.

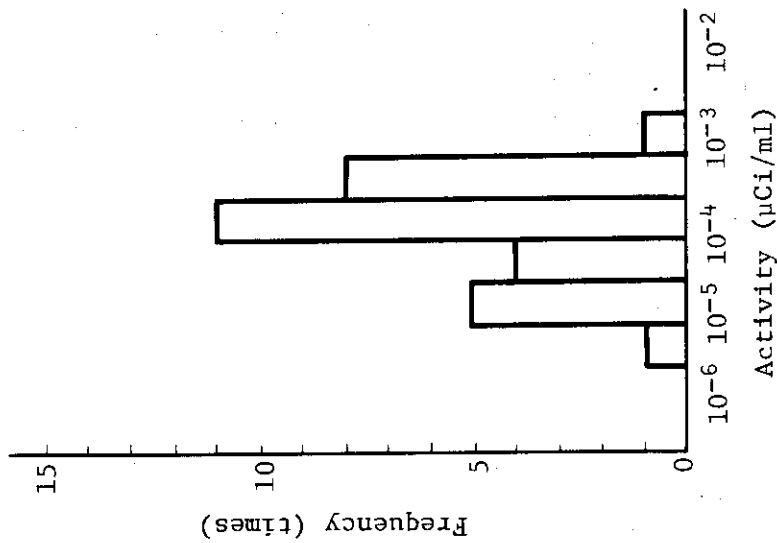


Fig.2.5.2-1 Distribution of gross- $\alpha$  activity of evaporator concentrate

### 2.5.3 蒸発濃縮廃液に含まれる $^3\text{H}$ および $^{14}\text{C}$ の測定法の検討

東海研究所廃棄物処理場では、蒸発濃縮廃液、化学処理スラッジ等をセメント固化して海洋処分用パッケージを作製している。パッケージ中の放射性物質の評価にあたっては、 $^3\text{H}$ を除く $\beta$ 放射線核種、 $\alpha$ 放射線核種および $^3\text{H}$ をそれぞれに分けて定量することが求められている（科学技術庁告示第9号）。東海研究所の場合は、 $\beta$ 放射線核種に $^{14}\text{C}$ が含まれるため、 $^{14}\text{C}$ についても定量する必要がある。ここでは、蒸発濃縮廃液中の $^3\text{H}$ および $^{14}\text{C}$ の放射能濃度の評価法について検討するために、模擬廃液を用いて、液体シンチレーション法で測定を行った結果について述べる。

#### (1) 試料の作成

蒸発濃縮廃液には $^3\text{H}$ 、 $^{14}\text{C}$ 以外の核種組成として、 $^{137}\text{Cs}$ 、 $^{134}\text{Cs}$ 、 $^{60}\text{Co}$ 、 $^{90}\text{Sr}$ 、 $\alpha$ 放射性物質などが含まれる。液体シンチレーション法で蒸発濃縮廃液の $^3\text{H}$ 、 $^{14}\text{C}$ を測定するにあたって、上記共存核種の $^3\text{H}$ 、 $^{14}\text{C}$ の計数におよぼす影響を把握する必要がある。このため代表的な核種として、 $^{137}\text{Cs}$ 、 $^{60}\text{Co}$ 、 $^{90}\text{Sr}$ 、 $^{238}\text{U}$ 、 $^3\text{H}$ 、 $^{14}\text{C}$ を選び、模擬廃液としてこれらの核種を混合した液体シンチレーション試料を作成した。シンチレータにはAquasol-2 (New England Nuclear社)を用いた。各試料の放射能濃度は約 $10^{-2} \mu\text{Ci}/\text{ml}$ とした。

#### (2) パルス波高分布の測定

上記の試料を用いて、各核種についてのパルス波高分布を液体シンチレーションカウンタLSC-670 (アロカ社)を用いて測定した。Fig. 2.5.3-1にその結果を示す。Fig. 2.5.3-1から $^3\text{H}$ 、 $^{14}\text{C}$ の放射能を評価するのに適当なゲインおよびウインド巾を $^3\text{H}$ チャンネル、 $^{14}\text{C}$ チャンネルとしてそれぞれに決定した。また $^3\text{H}$ 、 $^{14}\text{C}$ 以外の核種の影響で $^3\text{H}$ チャンネル、 $^{14}\text{C}$ チャンネルに入る計数割合を推定するため、 $^3\text{H}$ 、 $^{14}\text{C}$ チャンネルより高いエネルギー側に適当なゲインおよびウインド巾（ここではPチャンネルとする）を設定し、Pチャンネルの計数を基準とした $^3\text{H}$ 、 $^{14}\text{C}$ チャンネルの計数の割合を核種別に測定した。その結果をTable 2.5.3-1に示す。

#### (3) 模擬蒸発濃縮廃液の測定

$^{137}\text{Cs}$ 、 $^{60}\text{Co}$ 、 $^{90}\text{Sr}$ を一定の割合で混合して放射能濃度を実蒸発濃縮廃液と同程度の約 $10^{-2} \mu\text{Ci}/\text{ml}$ とした模擬蒸発濃縮廃液を作製し、これに $^3\text{H}$ および $^{14}\text{C}$ を一定量ずつ添加してその計数の変化を調べた。その結果をFig. 2.5.3-2に示す。図中の曲線Aは、 $^3\text{H}$ 、 $^{14}\text{C}$ チャンネルに計数された値がすべて $^3\text{H}$ 、 $^{14}\text{C}$ の核種であるとして評価したものである。また、図中の曲線Bは、 $^3\text{H}$ 、 $^{14}\text{C}$ 以外の核種が $^3\text{H}$ 、 $^{14}\text{C}$ チャンネルに与える寄与分をPチャンネルの計数とTable 2.5.3-1の模擬廃液に対する計数割合とから求めて補正したものである。

#### (4) 結果の考察

Fig. 2.5.3-1から、蒸発濃縮廃液に含まれる各核種の放射能濃度が同等の場合でも $^3\text{H}$ 、 $^{14}\text{C}$ の液体シンチレーションカウンタにおける計数は、 $^3\text{H}$ 、 $^{14}\text{C}$ 以外の核種の計数に比較してかなり低いことがわかった。 $^3\text{H}$ 、 $^{14}\text{C}$ チャンネルに入る $^3\text{H}$ 、 $^{14}\text{C}$ 以外の核種からの計数の割合をPチャンネルの計数から推定する方法を採用する場合には、Table 2.5.3-1からわかるように測定対象廃液の $^3\text{H}$ 、 $^{14}\text{C}$ 以外の核種と放射能濃度とによって、その寄与分が異なるので蒸発濃縮廃液の核種組成を調べて、その補正係数を決定しなければならない。模擬廃液を用いた場合



の $^3\text{H}$ 、 $^{14}\text{C}$ の検出限界については、Fig. 2.5.3 - 2から推定して $^3\text{H}$ 、 $^{14}\text{C}$ 共に $5 \times 10^{-4} \mu\text{Ci}/\text{ml}$ 程度であり、 $^3\text{H}$ 、 $^{14}\text{C}$ の水中最大許容濃度以下のレベルまで測定できることが明らかになった。今後は、実蒸発濃縮廃液について本測定法の適用性を検討する予定である。

(宇佐美 淳)

Table 2.5.3-1 Ratio of  $^3\text{H}$  channel (or  $^{14}\text{C}$  channel) counting rate to P channel counting rate

	$^3\text{H}$ channel GAIN $0.5 \times 100$ L.L15 ~ U.L500	$^{14}\text{C}$ channel GAIN $0.1 \times 100$ L.L100 ~ U.L500	P channel GAIN $0.1 \times 100$ L.L800 ~ U.L1,000	Quenching Level (E×T)
$^{60}\text{Co}$	1.4	4.8	1	7N
$^{137}\text{Cs}$	0.8	2.5	1	"
$^{90}\text{Sr}$	4.8	2.5	1	"
$^{238}\text{U}$	0.65	3.2	1	"
S1	1.2	3.4	1	"
S2	1.4	4.1	1	"

S1 : mixed  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{137}\text{Cs}$  and  $^{90}\text{Sr}$ .

S2 : mixed  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{90}\text{Sr}$  and  $^{14}\text{C}$ .

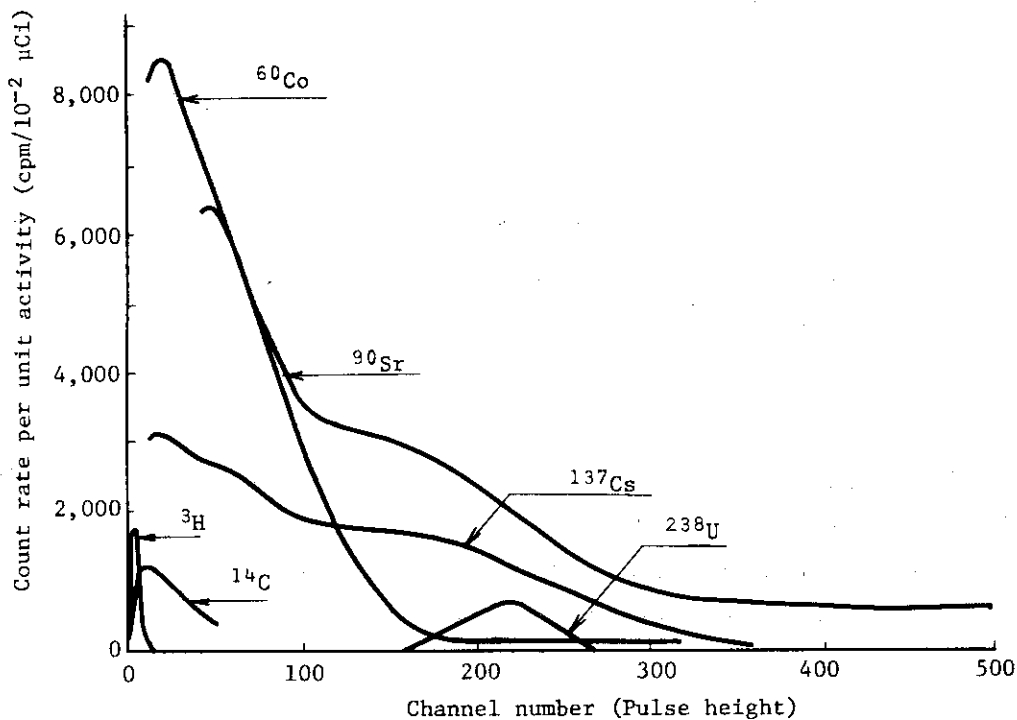


Fig. 2.5.3-1 Pulse height distribution of individual nuclides by liquid scintillation counting method

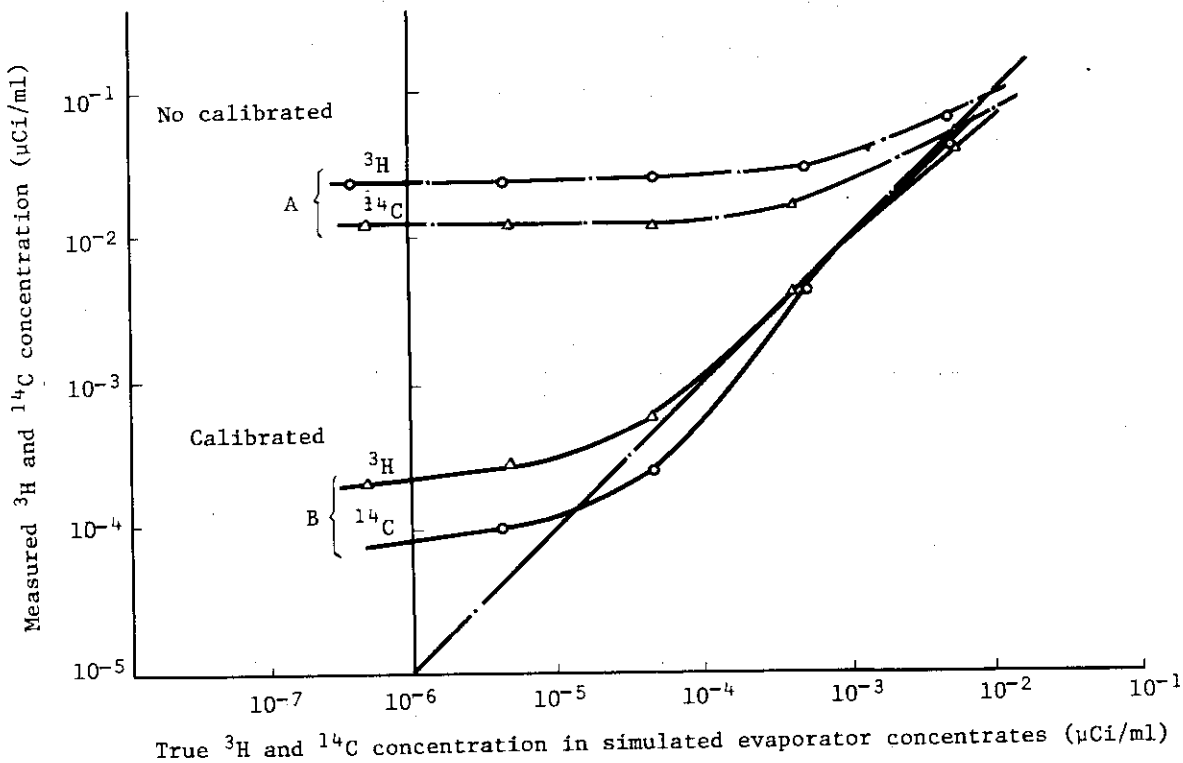


Fig. 2.5.3-2  $^3\text{H}$  and  $^{14}\text{C}$  concentrations in simulated evaporator concentrates by liquid scintillation counting method

#### 2.5.4 タンク内スラッジの灼熱減量の測定

東海研究所廃棄物処理場において発生しているスラッジは、廃液貯蔵タンクおよび廃液貯槽内底部にたい積したものが大部分しめており、1980年度現在の量は約25m<sup>3</sup>で、この他に年10m<sup>3</sup>程度の発生が予想される。処理場では蒸発濃縮液、化学沈殿スラッジ等は国の暫定指針にもとづいてセメント固化を行っているが、タンク内スラッジ等の場合、150kg/cm<sup>2</sup>以上の圧縮強度を得るためには固化処理量が小さく、固化体量が増大する。この理由としては、スラッジ中にオイル等の有機物がかなり混入し、固化を阻害しているためである。したがって、このタンク内スラッジの減容処理法を検討するための予備調査として、スラッジ中のけん濁物質量、水分含量および灼熱減量を測定した。

##### (1) 試験方法

(a) けん濁物質量（遠心分離法）は、JIS K-0102およびM-0201に準拠した。(b) 水分量は、遠心分離後の試料を105~110°Cで2時間乾燥した時の減量から求めた。(c) 灼熱減量は、上記(b)の試料を電気炉内（空気雰囲気）で500°C、650°C、800°Cおよび1,000°Cに加熱灰化（灰化時間は1時間）して求めた。なお、本試験に使用したスラッジは、低レベル（No.6およびNo.7）貯槽のものである。

##### (2) 試験結果

けん濁物質量、水分量および灼熱減量の測定結果を Table 2.5.4-1 に示す。これによると、スラッジ中のけん濁物質量は23~28%であり、水分含量は、ほぼ75%程度であった。灼熱減量は、500~800°Cにおいて約40%の値が得られるが、1,000°Cでは45~49%と幾分増加していた。また、この温度において試料容器上部に淡黄色の針状結晶が観察された。

以上の結果より、スラッジ中の灼熱減量分はほぼ40%程度であることから、タンク内スラッジを脱水し仮焼することにより、かなり減容が期待できると考えられる。なお、針状結晶については、現在調査中である。

（森下 悟）

Table 2.5.4-1 Properties of sludge products from each waste tank.

Low-Level Tank	Suspension matter [g/l]	Water content [%]	Ignition Loss [%]			
			500°C	650°C	800°C	1000°C
No. 6	25 × 10	75	39	40	41	45
	28 × 10	77		40		
	25 × 10	75			42	
	27 × 10	74				49
No. 7	24 × 10	73	39	40	41	45
	25 × 10	76		37		
	23 × 10	74			40	
	23 × 10	73				46

### 2.5.5 超音波法による海洋処分用セメントパッケージの圧縮強度の測定

東海研究所廃棄物処理場では、1977年度から蒸発濃縮廃液、化学処理スラッジ等をセメント固化して海洋処分用セメントパッケージの作製を継続しており、これらのパッケージの品質検査にあたっては、パッケージの圧縮強度の測定を実施してきた。この測定を非破壊試験法によって行うために超音波伝播測定法を採用し、これまでに約1,000本のパッケージについての測定データを蓄積した。このデータの解析等により、超音波伝播測定法によってパッケージの一軸圧縮強度を求めるときの相関式とその信頼性および圧縮強度の比較的低かったパッケージについてその低下原因等を明らかにした。

ここでは相関式とその信頼性、パッケージの一軸圧縮強度分布および圧縮強度の低下原因等について述べる。

#### (1) 相関式とその信頼性

超音波伝播測定法によって得られるパッケージの動弾性係数から一軸圧縮強度を求めるときの相関式を次のように決定した。

蒸発濃縮液を固化したもの。

$$\sigma = 240 E_D - 180 \quad \dots\dots\dots(1)$$

$$\sigma = 165 E_D - 185 \quad \dots\dots\dots(2)$$

化学処理スラッジ又は貯槽内沈殿物を固化したもの。

$$\sigma = 215 E_D - 80 \quad \dots\dots\dots(3)$$

$$\sigma = 215 E_D - 230 \quad \dots\dots\dots(4)$$

ここで、 $\sigma$  はパッケージの一軸圧縮強度 ( $\text{kg}/\text{cm}^2$ )、 $E_D$  はパッケージの動弾性係数 ( $10^5 \text{ kg}/\text{cm}^2$ ) を示す。また、(1)、(3)式は固化物の配合が1パッケージあたりセメント280kg、廃液120ℓ、(2)、(4)式は同様にセメント120kg、骨材(川砂)250kg、廃液50ℓに対するものを示す。

上式は、セメント廃液混練物をドラム缶に充填する時に型枠(10cm $\phi$ ×20cm)に採取して供試体を作製し、約4週間水中養生した後、超音波伝播測定法で測定した供試体の動弾性係数と同供試体を破壊試験法(アムスラー式圧縮強度試験)で測定した一軸圧縮強度との相関図から、平均的な点を通る直線として求めたものである。

上式を実パッケージに適用した場合の信頼性を調べるため、上式を用いて求めたパッケージの一軸圧縮強度と同パッケージからコア供試体(6.5cm $\phi$ ×約14cm)を採取し、アムスラー式圧縮強度試験によって測定したコア供試体の一軸圧縮強度とを比較した。その結果は、Fig. 2.5.5-1に示すとおりで、超音波伝播測定法の方が圧縮強度が安全側に測定されている例が多かった。

#### (2) パッケージの一軸圧縮強度分布

Fig. 2.5.5-2に上式を用いて求めたパッケージの一軸圧縮強度分布を固化廃液および配合の種類別に示す。東海研究所で発生した廃液に対しては、耐硫酸塩ポルトランドセメントを使用する方が普通ポルトランドセメントを使用するよりも高い圧縮強度が得られることが明らかになった。また、基準値の150 $\text{kg}/\text{cm}^2$ を下まわっているパッケージが全体の約10%を占めた。この低圧縮強度の原因は、油などの有機成分を多量に含んだ蒸発濃縮液、貯槽内沈殿物等を固化したためと思われる。また、 $\text{FeCl}_3$ を用いて凝集沈殿したスラッジを固化したものは圧縮強度

が低く、超音波の伝播波形の比較的大きな減衰も見られることが明らかになった。

これらの対策としては、耐薬品性の強い耐硫酸塩ポルトランドセメントを使用するか、他の固化方法（例えばビチューメン固化）に代えるか、あるいは、有機成分を多量に含んだ蒸発濃縮液、貯槽内沈殿物については、一段処理で有機物の熱分解と蒸発、乾燥、仮焼を行った後の仮焼体をセメント等で固化する方法が考えられる。

(服部洋司良)

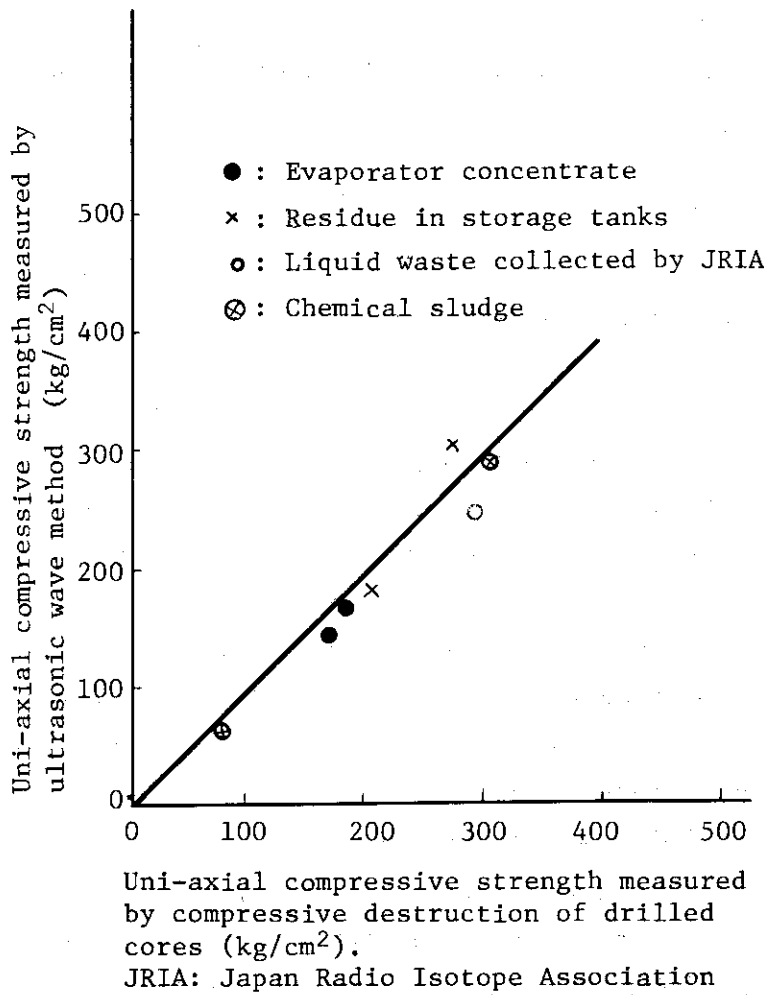


Fig.2.5.5-1 Relation between un-axial compressive strength measured by destruction of drilled cores and that measured by ultrasonic wave method

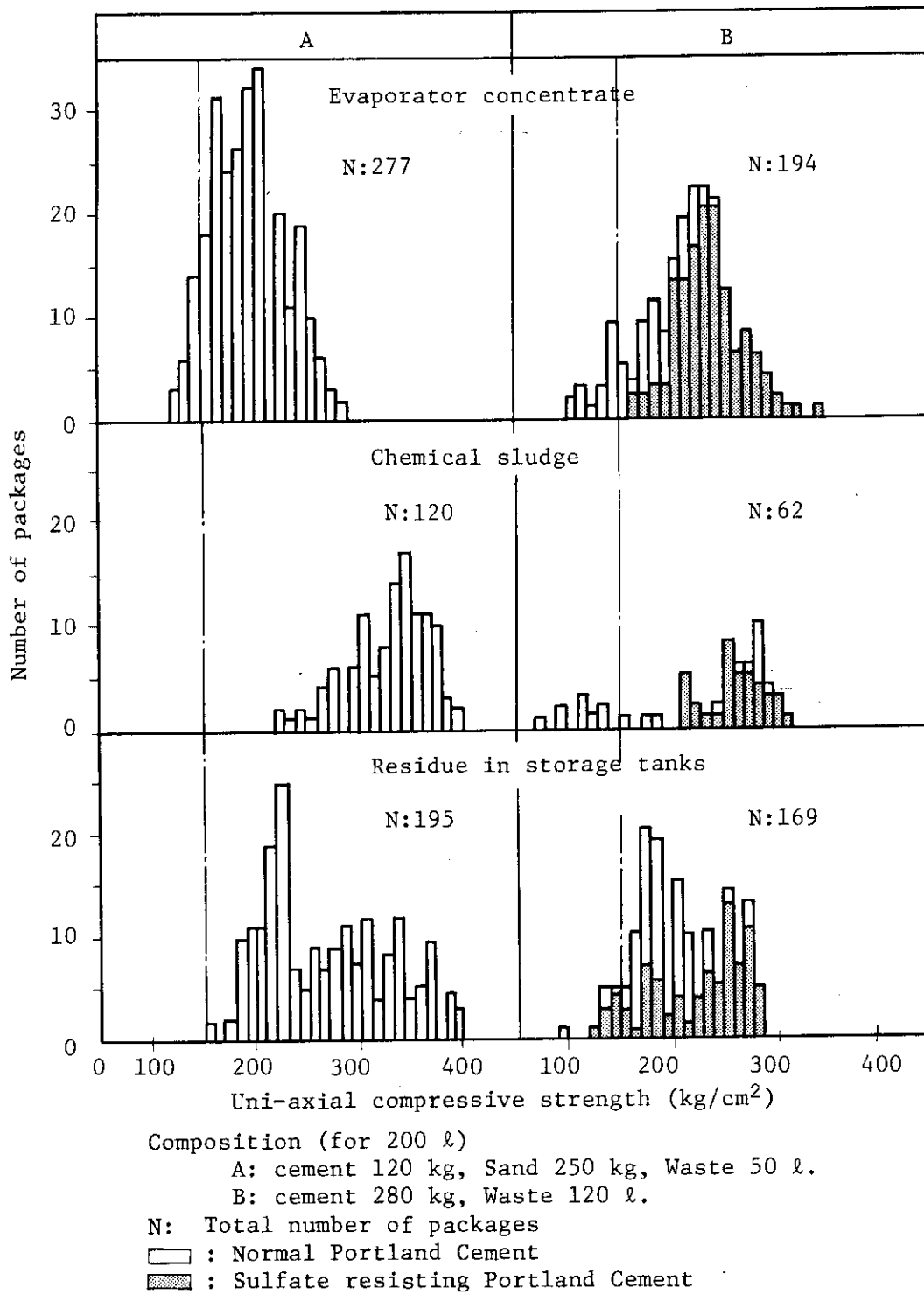


Fig. 2.5.5-2 Distribution of uni-axial compressive strength of cement packages measured by ultrasonic wave method

### 2.5.6 廃樹脂セメント固化体の海水浸漬による健全性試験

廃樹脂のセメントによる固化については、前報<sup>1)</sup>で報告したとおり、濃縮廃液等のセメント固化に使用されている普通ポルトランドセメントを用いて樹脂・セメント比(R/C); 0.30 ~ 0.35 とすれば、ほぼ 200 kg/cm<sup>2</sup> の圧縮強度 (ただし、暫定指針では 150 kg/cm<sup>2</sup> である。) が得られることがわかっている。

本試験では、前報で得られた固化条件 (R/C; 0.30 および 0.35) で作製したセメント固化体を人工海水中に浸漬し、固化体のひび割れの観察や圧縮強度の測定から、海水浸漬時における廃樹脂セメント固化体の健全性について検討した。

#### (1) 試験方法

##### (a) 使用した廃樹脂およびセメント

本試験に用いた廃樹脂は、研究炉 (JRR-3<sup>\*1</sup>) および JRR-4<sup>\*2</sup>) からのものであり、またセメントは、普通ポルトランドセメントである。

##### (b) 供試体の作製

供試体の作製は、ミキサ (HOBART社製) にセメント、廃樹脂および水を一定の割合で順に投入したのち、5分間練り混ぜを行った。このセメントペーストは、金属性型枠 (内径 50mmφ × 100mm) に打設し、ポリ袋内で 28 日間養生した。なお、暫定指針によると廃樹脂セメント固化体の作製において、固化体に膨張破壊が生ずることがあり、これを防止するためには水酸化ナトリウムを添加して陽イオン交換樹脂は Na 型、陰イオン交換樹脂は OH 型にすることが有効であると記されている。したがって、本試験においても同様の処理を行った。

##### (c) 一軸圧縮強度の測定

材令 28 日のセメント供試体を人工海水中にそれぞれ 3 日、7 日、14 日およびほぼ 30 日間浸漬し、これらの期間におけるそれぞれの一軸圧縮強度を求めた。なお、一軸圧縮強度の測定は、JIS A 1108 「コンクリートの圧縮試験方法」に準じて 20t 容量のアムスラー型圧縮強度試験機を用いた。

#### (2) 試験結果

JRR-3 廃樹脂についての結果を Fig. 2.5.6-1 に示す。これによると、海水浸漬初期において幾分圧縮強度の低下がみられるが、固化体に影響をおよぼす程度のもではなく、R/C; 0.30 および 0.35 ともに 28 日養生後の圧縮強度が維持されている。

つぎに、JRR-4 廃樹脂の結果を Fig. 2.5.6-2 に示す。これによると、R/C; 0.30 については、海水浸漬による圧縮強度の低下はみられず、28 日養生後の圧縮強度が維持されている。しかし、R/C; 0.35 および水酸化ナトリウムを添加したものについては、海水浸漬によりひび割れや膨張破壊が生じた。とくに、水酸化ナトリウムを添加したものについては、海水浸漬した固化体 12 本のうち 8 本にひび割れが生じ、28 日養生後の圧縮強度は維持できなかった。

以上の結果から、R/C; 0.35 の固化条件で作製した固化体を海水浸漬した場合、JRR-3 廃樹脂 (ダイヤイオン交換樹脂) については健全性が確保できるが、JRR-4 (アンバーライトイ

\*1 廃樹脂の組成は、Diaion SK1B (Na型) とSA10A (Cl型) を 2:1 に混合したもの

\*2 廃樹脂の組成は、Amberlite XE-77 (H型) とXE-78 (OH型) を 2:1 に混合したもの

オン交換樹脂) のように樹脂の種類によっては、固化体にひび割れが生じる結果が得られた。

(森下 悟)

参考文献

- 1) JAERI - M9066 保健物理—管理と研究 No.22, p 130 (1980)
- 2) 試験的海洋処分低レベル放射性廃棄物のセメント固化体に関する暫定指針 (原子力委員会・環境安全専門部会)

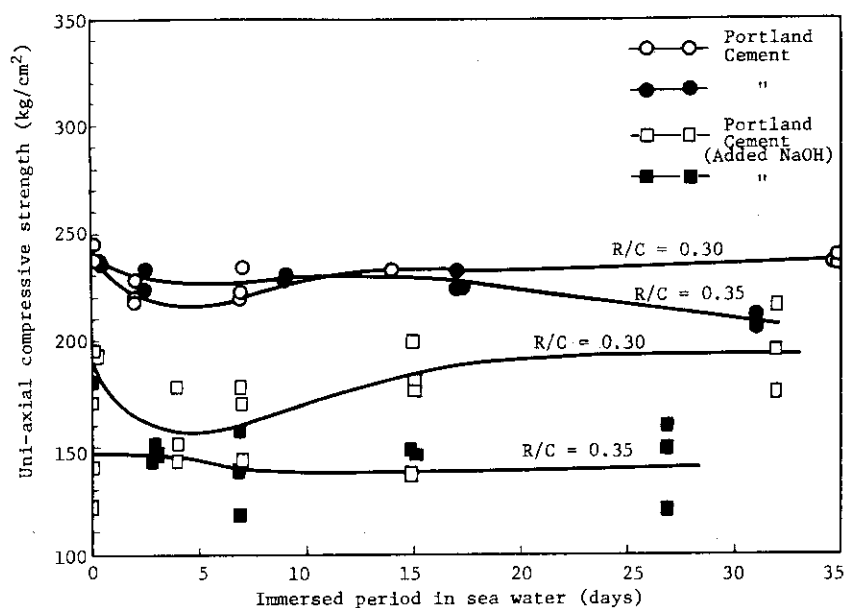


Fig. 2.5.6-1 Compressive strength of spent ion-exchange resin (JRR-3) solidified with cement for immersion in sea water

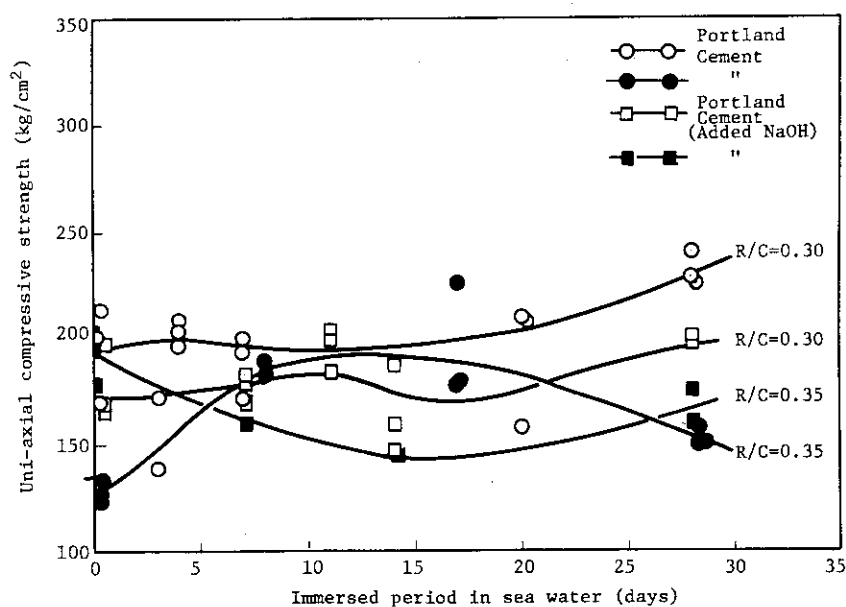


Fig. 2.5.6-2 Compressive strength of spent ion-exchange resin (JRR-4) solidified with cement for immersion in sea water



### 2.5.7 各種セメントによる水分保持量の検討

本試験は、セメントによるトリチウム廃液の固化試験を行うための予備試験として、大気養生中における各種セメント固化体の水分蒸発量を測定し、固化体中に保持される水の量を求めた。

#### (1) 試験方法

##### (a) 使用したセメント

本試験に使用したセメントは、濃縮廃液等のセメント固化に使用されている普通ポルトランドセメントおよび固化体中に水を多量に吸収する性質のあるポルトランドセメント系の一種であるジェットセメント\*（商品名）の2種類を用いた。

##### (b) 供試体の作製

供試体の作製は、ミキサ（HOBART社製）にセメントおよび水を一定の割合で順に投入したのち、5分間練り混ぜを行った。このセメントペーストは、金属性型枠（内径50mmφ×100mm）に打設し、作製した。

##### (c) 供試体からの水分蒸発量の測定

上記の方法で作製したセメント固化体は、打設後20時間で型枠を取りはずし恒温槽（20±3℃）内にて大気養生を行った。養生期間中におけるセメント固化体の水分蒸発量は固化体の重量変化により求めた。なお、重量の測定は、自動上皿天秤（感量：100mg）を用いて行った。

#### (2) 試験結果

普通ポルトランドセメントにおける水分蒸発量の結果をFig. 2.5.7-1に示す。これによると、水分の蒸発は水・セメント比（W/C）；0.3, 0.4および0.5において2週間程度からほぼ飽和状態となる。このときの水分蒸発量は、それぞれ作製時に投入した水の量の30%, 50%および60%であった。通常、ポルトランドセメントの水和反応では、セメントの重量の約25%の水と化学的に結合し、さらに約15%のゲル水と呼ばれるものが存在することから、水和反応に必要な水の量はセメントの重量に対して40%程度である（W/C=0.4）といわれている。しかし、この試験の結果では、W/C；0.3, 0.4および0.5における水の蒸発量は、ゲル水の量よりも多く、また固化体中に保持されている水の量もセメントの重量に対してそれぞれ約20%であった。これは、水和反応の進行途中において結合すべき水分が蒸発したためと考えられる。

つぎに、ジェットセメントにおける水分蒸発量の結果をFig. 2.5.7-2に示す。これによると、水分の蒸発は、W/C；0.7, 0.8および0.9ともに10日程度からほぼ飽和状態となる。このときの水分蒸発量は、それぞれ作製時に投入した水量の45%, 48%および55%であった。これは、固化体中に保持されている水の量としては、セメントの重量に対して39%, 41%および46%となる。

以上の結果から、ジェットセメントはポルトランドセメントに対して固化体中に約2倍量の水を保持することができる。なお、この他にポルトランド系セメントの耐硫酸塩セメントおよびST-3（組成は、ジェットセメントと同様である。）についても行ったが、前者は普通ポルトランドセメント、後者はジェットセメントの試験結果とほぼ同様であった。

（森下 悟）

\* 化学成分は、CaO=59.1%, SiO<sub>2</sub>=13.8%, Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub>=11.4%, SO<sub>3</sub>=10.2%, Fe<sub>2</sub>O<sub>3</sub>=1.5%である。

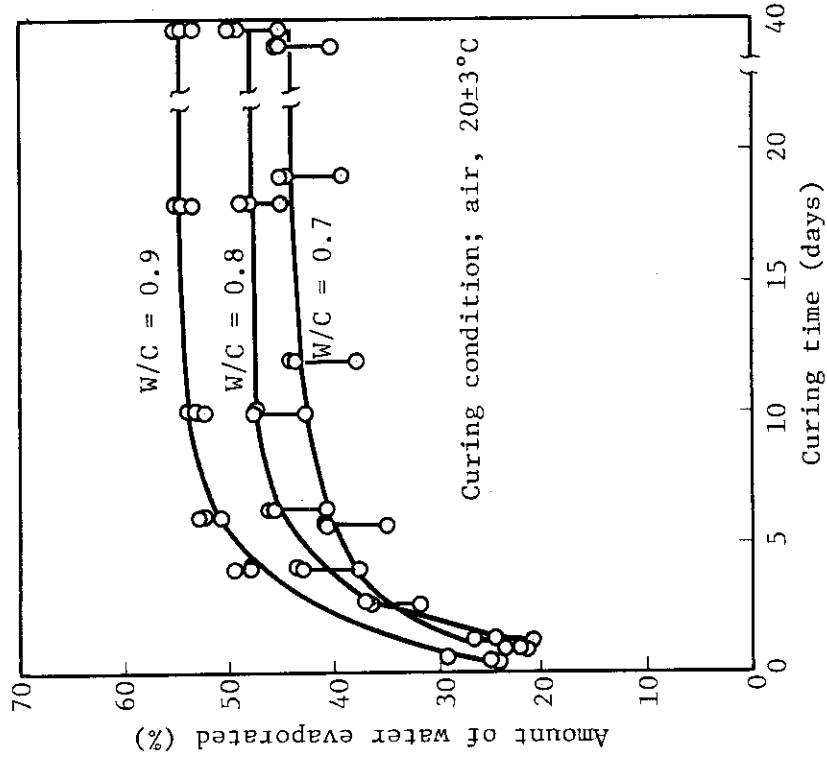


Fig. 2.5.7-2 Amounts of water evaporated from specimens with JET cement

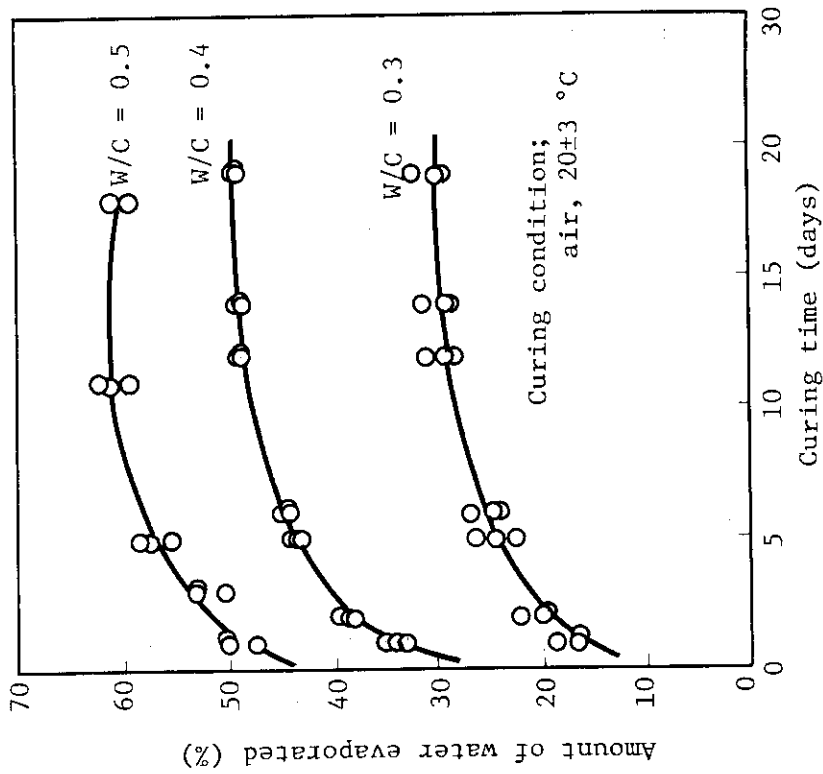


Fig. 2.5.7-1 Amounts of water evaporated from specimens with Portland Cement

### 2.5.8 $\alpha$ 焼却装置の $\beta$ , $\gamma$ 廃棄物による試運転(その1)

大洗研究所に設置した $\alpha$ 焼却装置<sup>1)</sup>について、低レベル $\beta$ ,  $\gamma$ 廃棄物を用いた試運転を行い、排ガス浄化系の主要構成機器の一つである高温フィルタの除染性を調査した。

燃焼については附属のLPGバーナによって焼却炉1次室を約600°Cに、同2次室を約800°Cに、また高温フィルタを500°Cに予め昇温したのち、廃棄物の投入を開始した。投入は約2kg/回のバッチ投入とし、投入速度を15kg/hで、1日当り1.5時間継続して行った。投入した廃棄物は、表面の放射線量率が0.1から1mR/h程度のものを抽出して用いた。投入廃棄物の条件をTable. 2.5.8-1に示す。

高温フィルタ前後の排ガス中のダストサンプリングは煙道配管に取付けられているサンプリングノズルを用い、JIS Z 8808に準じて行った。排ガスの吸引速度は30ℓ/minとし、廃棄物投入中において約1時間ずつサンプリングした。サンプリング用ろ紙は、高温フィルタ上流側についてはダスト濃度が比較的高いことからシリカ繊維製円筒ろ紙を、下流側についてはシリカ繊維製円形ろ紙を用いた。サンプリング後のろ紙は、デシケータ内で放冷後、円筒ろ紙については1NHNO<sub>3</sub>で溶解洗浄したのち溶解液および残渣をそれぞれ蒸発乾固し、円形ろ紙はそのまま測定試料とした。サンプリング系の凝縮水は蒸発乾固したものを試料とした。それぞれの試料はGM型計数装置で測定したのち、高温フィルタ前後の排ガス中の放射性物質濃度を求めた。Table. 2.5.8-2に測定結果を示す。

以上の結果から、高温フィルタの除染係数(上流側濃度/下流側濃度)は7から20程度であることがわかった。これはコールド試運転時の化学トレーサを用いたマスバランステスト結果<sup>2)</sup>とほぼ一致するものといえる。なお焼却灰は、Run-No. 1~4のものを一括して回収しているため、個々の対応はつかないが、核種分析結果では<sup>144</sup>Ce, <sup>134</sup>Cs, <sup>137</sup>Cs, <sup>54</sup>Mn, <sup>60</sup>Coなどの存在が確認された。

(阿部昌義)

#### 参考文献

- 1) 阿部, 古平 : 保健物理と安全管理 No. 20, JAERI - M7979  
204~208 (1979)
- 2) 阿部昌義他 : 放射性廃棄物焼却装置の性能試験 JAERI - M 9457 (1981)

Table 2.5.8-1 Profile of Burnt Waste (Low Active  $\beta$ - $\gamma$  Solid Waste)

Run-No.	Run-1	Run-2	Run-3	Run-4
Number of Carton Box (-)	10	12	12	14
Total Weight of Waste (kg)	21.7	26.3	26.9	26.1
Contents	Tissue Paper Paper Towel Rag	Tissue Paper Paper Towel Rag	Tissue Paper Paper Towel Rag Vinyl Acetate	Tissue Paper Paper Towel Rag
Surface Dose Rate in average (mR/h)	0.08	0.10	1.1	0.96

Table 2.5.8-2 Activity Concentration of Flue-Gas IN/OUT-let of High Temperature Filter

Run-No.	Run-1	Run-2	Run-3	Run-4
Inlet of H.P.F. Sampling Gas Volume (dry) (Nℓ)	1154.5	1527.1	1469.0	1534.4
Radioactivity ( $\mu$ Ci) Dust	$6.34 \times 10^{-5}$	$4.57 \times 10^{-4}$	$8.83 \times 10^{-3}$	$1.34 \times 10^{-3}$
Condensate	$<1 \times 10^{-5}$	$<1 \times 10^{-5}$	$7.24 \times 10^{-5}$	$<1 \times 10^{-5}$
Activity Concentration ( $\mu$ Ci/cm <sup>3</sup> )	$5.5 \times 10^{-11}$	$3.0 \times 10^{-10}$	$6.1 \times 10^{-9}$	$8.7 \times 10^{-10}$
Outlet of H.P.F. Sampling Gas Volume (dry) (Nℓ)	1923.3	1478.9	1540.5	1835.1
Radioactivity ( $\mu$ Ci) Dust	$5.90 \times 10^{-5}$	$5.77 \times 10^{-5}$	$4.43 \times 10^{-4}$	$2.11 \times 10^{-4}$
Condensate	$<1 \times 10^{-5}$	$<1 \times 10^{-5}$	$<1 \times 10^{-5}$	$<1 \times 10^{-5}$
Activity Concentration ( $\mu$ Ci/cm <sup>3</sup> )	$3.1 \times 10^{-11}$	$3.9 \times 10^{-11}$	$2.9 \times 10^{-10}$	$1.2 \times 10^{-10}$
Decontamination Factor	1.8	7.7	21	7.6

### 2.5.9 イオン交換樹脂のビチューメン固化体の長期浸漬試験

イオン交換樹脂のビチューメン固化体の比重、軟化点、耐水性等については既に報告<sup>1)</sup>した。今回は、非放射性のコバルト、ストロンチウム、セシウムをイオン交換させた混合樹脂を用いて次の試験条件で長期間浸漬試験を行った。

試験は、① ビチューメンの種類、混合比、固化体作製温度の異なる固化体、② 増重剤(Fe(OH)<sub>3</sub>粉末)を添加した固化体、③ 新たにビチューメンで被覆した固化体、それぞれについて1,700日間(約4.5年)蒸留水(常温)に浸漬し、各固化体からのイオン交換元素の浸出性を調べた。

使用した混合樹脂、固化体の作製方法は前報告と同様で、その固化体の条件等をTable 2.5.9-1に示す。

浸漬水は一定期間ごとに全量を交換した。浸出した元素を原子吸光分析装置で分析した。

上記①に対する試験では、ブロンアスファルト 20/30 (以下、ブロン 20/30) およびストレートアスファルト 60/80 (以下、ストレート 60/80) に樹脂を 30~50 wt% 混合した固化体の浸出率は、1,700 日間で約  $2 \times 10^{-2}$  % で、各元素ともほぼ同様な傾向を示した。しかしブロン 20/30 の混合比 50 wt% の固化体についてのみは、浸漬後 7 日間で膨潤を起こしたため、他の固化体に比べ、浸出性が極端に高くなった。Fig. 2.5.9-1 に Co の浸出率の経時変化を示す。固化体作製温度の影響では、温度が高いほど浸出性はわずかに大きくなった。

②では、増重剤を 36 wt% 混合した固化体(ストレート 60/80 使用、樹脂 40 wt% 混合)は、28 wt% の固化体に比べ浸出性がかなり高くなった。

③では、①の膨潤をおこしたものと同一固化条件で作製した固化体に、新たにブロン 20/30 で被覆(1.5mm および 3.0mm 厚)した固化体について試験した結果、各元素とも浸出が全く認められなかった。

以上のように、③の場合を除いて、イオン交換樹脂のビチューメン固化体の浸出性は、樹脂が固化体作製時に熱分解し、イオン交換元素が樹脂から遊離した形態で固化体中に存在するため、他の廃棄物(化学処理スラッジ<sup>2)</sup>、次項 2.5.10 の焼却灰)の固化体に比べ高い傾向を示した。

また、浸出性と並行して膨潤性についても調べてきたが、前報告のストレート 60/80 を使用した固化体、増重剤を添加した固化体および被覆した固化体は、1,700 日経過しても特に変化が認められなかった。

(福田勝男)

#### 参考文献

- 1) 福田勝男：保健物理と安全管理-No. 19, JAERI-M 7292, 157 (1977)
- 2) 福田勝男他：化学処理スラッジおよび蒸発缶濃縮液のビチューメン固化  
JAERI-M 7373 (1977)

Table 2.5.9-1 Specimen of bitumen-resin product for leaching test

Sample No.	Bitumen (B)	Size (mm $\phi$ × mmH)	Weight (g)	Incorporation ratio		Ion exchange element and its quantities		Mixing temp. (°C)	Notes
				B:R	B:S	Element	Quantities (g)		
1	B.A 20/30	44 × 46.4	72.8	70:30	—	Co	0.881	170 ± 5	R : Mixed resin (Cation/Anion) = 1/2 S : Fe (OH) <sub>3</sub> (powder) B.A : Blown asphalt S.A : Straight asphalt
2	"	44 × 44.4	70.7	60:40	—	"	1.103	"	
3	"	44 × 44.8	73.6	50:50	—	"	1.423	"	
4	S.A 60/80	44 × 45	71.2	70:30	—	"	0.809	"	
5	"	44.1 × 45.1	75.2	61:39	—	"	1.131	"	
6	"	44 × 44.7	75.6	50:50	—	"	1.436	"	
7	"	44.2 × 44.2	75.3	50:50	—	"	1.443	200 ± 5	
8	B.A 20/30	44 × 45.2	73.0	69:31	—	Sr	1.021	170 ± 5	
9	"	43.9 × 45.2	73.6	59:41	—	"	1.295	"	
10	"	43.9 × 45.5	76.5	49:51	—	"	1.587	"	
11	S.A 60/80	43.8 × 45	74.0	49:51	—	"	2.017	200 ± 5	
12	B.A 20/30	43.8 × 45.7	73.0	68:32	—	Cs	2.622	170 ± 5	
13	"	44 × 45	72.5	58:42	—	"	3.362	"	
14	"	43.9 × 45	76.0	48:52	—	"	4.316	"	
15	S.A 60/80	44 × 44.6	76.5	48:52	—	"	4.813	200 ± 5	
16	"	44.2 × 44.7	79.0	60:40	84:16	Co	1.200	170 ± 5	
17	"	43 × 43.5	73.0	60:40	72:28	"	2.921	"	
18	"	43.9 × 46.2	89.6	60:40	64:36	"	1.039	"	
19	B.A 20/30	47 × 49.5	91.0	49:51	—	"	1.455	"	
20	"	50 × 52.0	105.5	50:50	—	"	1.720	"	

Coating thickness

1.5 mm

3.0 mm

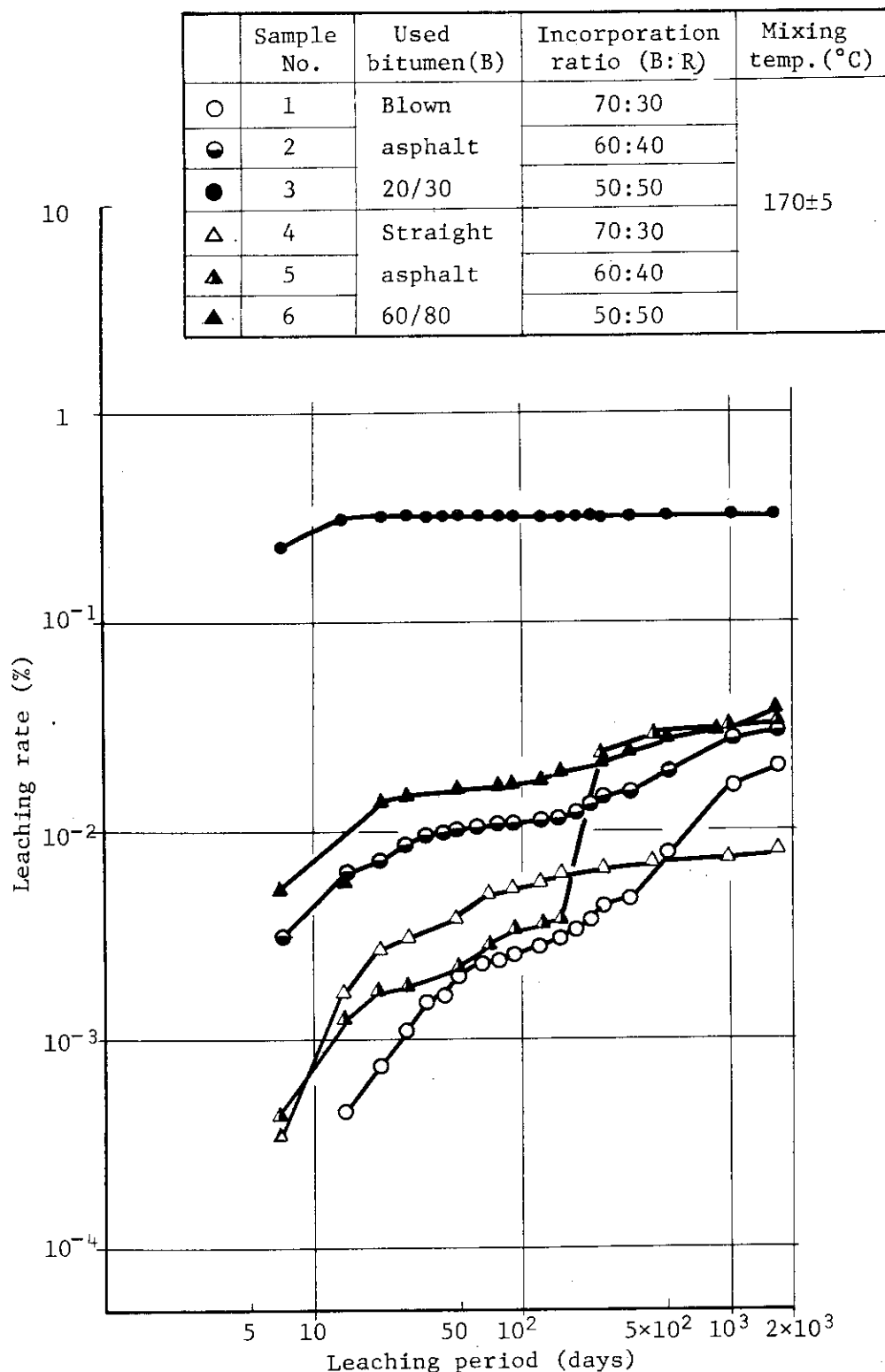


Fig. 2.5.9-1 Leachability of inactive Co from bitumen-resin product  
 (Influence of used bitumen and incorporation of resin Resin; Cation/Anion = 1/2)

### 2.5.10 焼却灰のビチューメン固化体の RI 浸出試験

先に報告した $\beta$ ・ $\gamma$ 放射性焼却灰のビチューメン固化試験(計7 Run)で得られた固化体について、今回は固化体からの放射性物質の浸出性を調べた。

この固化体は、前回報告<sup>2)</sup>した焼却灰のビチューメン固化体の膨潤性試験と同一のものを用いた。

また、上記焼却灰のセメント固化体についても浸出性を調べ、両固化体の浸出性を比較した。

このセメント固化体は、一軸圧縮強度が $150\text{ kg/cm}^2$ 以上得られた配合比<sup>3)</sup>で焼却灰のセメントミルクを作り、IAEAサイズの型枠(ポリエチレン製)内に流し込み、7日間空气中で養生して作製した。

作製した供試体中の放射性物質質量、主要核種の放射エネルギーおよび供試体のサイズ、重量等をTable 2.5.10-1に示す。

供試体は、 $500\text{ ml}$ のビーカーを用いて $2^\circ\text{C}$ の蒸留水 $400\text{ ml}$ 中に浸漬した。浸漬水に浸出した放射性物質については、サンプリングのつど全量交換した浸漬水を蒸発乾固した後、GM計数器およびシンチレーション計数器で計測した。また、計測値が検出限界値以上の場合には、Ge(Li)検出器で浸出核種の同定を行った。

Fig. 2.5.10-1に約700日間試験を行った結果を示す。

この結果、焼却灰のビチューメン固化体は、本試験での固化体中の放射能(約 $0.15\sim 0.9\ \mu\text{Ci}$ )程度では、針入度の異なるビチューメンを使用しても、また、混合比を高くしても放射性物質の浸出が全く認められず、浸出率は検出限界の $5\times 10^{-4}\%$ 以下であった。一方、セメント固化体では、放射性物質の浸出率が500日間で約2.5%にもなり、浸出核種はすべて $^{137}\text{Cs}$ であった。両固化体の浸出率を比較すると、ビチューメン固化体は、セメント固化体に比べ $1/5\times 10^3$ であり、また、化学処理スラッジのビチューメン固化体の浸出率<sup>4)</sup>と比較しても約 $1/10$ であった。

以上の結果から、焼却灰のビチューメン固化体は焼却灰中の放射性核種が化学形態として酸化物の状態ではビチューメンに覆われるため、浸出率が非常に小さくなったものと思われる。

(福田勝男)

#### 参考文献

- 1) 福田勝男 : 保健物理—管理と研究—No. 21, JAERI—M8526, 142 (1979)
- 2) 福田勝男 : 保健物理—管理と研究—No. 22, JAERI—M9066, 154 (1980)
- 3) 阿部昌義, 高橋孝三 : 保健物理と安全管理—No. 17, JAERI—M6224, 151 (1975)
- 4) 福田勝男他 : 化学処理スラッジおよび蒸発缶濃縮液のビチューメン固化, JAERI—M7373 (1977)



Table 2.5.10-1 Specimen for leaching test

Sample No.	Bitumen-ash product							Cement-ash product	
	S-1	S-2	S-3	S-4	S-5	S-6	S-7		
Mixing agent used	Straight asphalt 60/80			Straight asphalt 40/60		Straight asphalt 60/80		Portland cement	
Size (mmφ×mmH)	46×44	46×44	46×43	45×43	45×44	45×44	46×43	46×43	
Weight (g)	87.3	93.9	87.5	87.8	91.0	92.9	91.0	110.0	
Incorporation ratio *	A/B+A	35.7	41.4	41.5	41.6	42.7	44.6	44.2	—
	A/C	—	—	—	—	—	—	—	0.3
	W/A+C	—	—	—	—	—	—	—	0.7
Total activity (μCi)	0.16	0.31	0.16	0.22	0.86	0.29	0.49	0.36	
Main nuclide activity (μCi)	<sup>60</sup> Co	0.12	0.27	0.13	0.17	0.82	0.24	0.46	0.34
	<sup>137</sup> Cs	0.045	0.069	0.038	0.062	0.10	0.058	0.057	0.017
Curing time (days)	—	—	—	—	—	—	—	7	

\* A ; Incinerator ash, B ; Bitumen, C ; Cement, W ; Water.

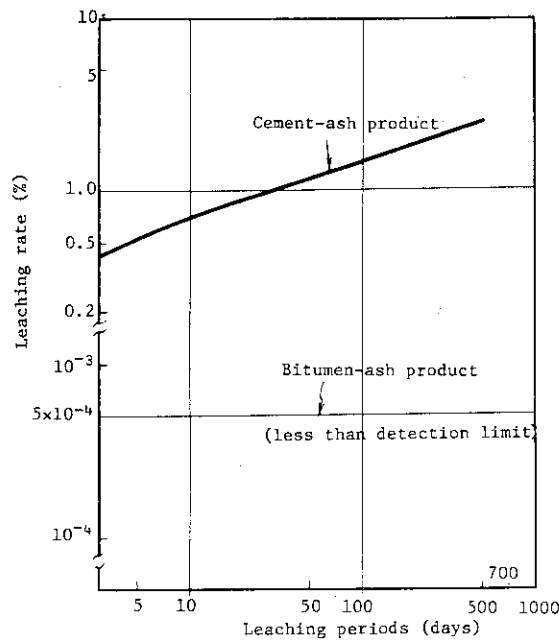


Fig. 2.5.10-1 Comparison of leaching rate of radioactivity from bitumen-ash product and cement-ash product (main nuclides <sup>60</sup>Co, <sup>137</sup>Cs)

### 2.5.11 汚染度自動選別型衣服モニタリングシステムの性能試験

防護衣の汚染度測定に使用している汚染度自動選別型衣服モニタリングシステム<sup>1)</sup> (1977年3月設置, 以下衣服モニタという) について, 所内各施設の定検時などにおける処理数量の増大に対処するため, システム全般の改造を1980年9月に実施した。改造の概要と改造後の性能試験結果を以下に報告する。

#### (1) 改造の概要

垂直コンベア部 (検出器へ衣服を送り込む) のハンガ・フック増設 (1個から3個へ), 水平コンベア部 (マイコン指令で衣服を汚染度別に落下選別する) の単独駆動化 (垂直コンベアと分離), 演算処理部のインタフェースボード (DI/O ボード1枚, DO: 18点, DI: 4点) 増設, LED表示 (4桁) によるタイマ・スケーラ新設およびソフトプログラム (水平コンベアの自動始動・停止機能, プリントフォーマット, パラメータ入力および選別レベル切換) 変更などを行い, 従来の衣服モニタに比べて処理能力を3倍 (60着/時間) に高めた。衣服モニタ機構部の概観図をFig. 2.5.11-1に示す。

#### (2) 性能試験

衣服の移動機構, 検出器の感度分布, テレタイプライタのプリント出力などについて性能試験を行った。

##### (a) 衣服の移動機構

垂直コンベア (全長9m) 速度5cm/sec, 検出器への衣服送り込み1着/分, 計測・演算処理後の衣服を落下選別するための水平コンベア駆動時間40秒/着 (この間, 該当落下位置にきた衣服は光電センサの信号と所定のシーケンスにより1.1秒間停止し, 空気シリンダの作動でハンガが折畳まれ落下) であり, 衣服の移動は円滑に行われた。

##### (b) 検出器の感度分布

10cm角の綿布を<sup>60</sup>Co (0.2 μCi) で一様に面汚染させた線源を垂直コンベアに装着し, コンベア速度5cm/secで連続運転して, 検出器 (プラスチック・シンチレータ: 500mm×200mm) の感度分布を調べた。その結果をFig. 2.5.11-2に示す。バックグラウンドの3σで定義された最小検出量は7.8nCiであった。

##### (c) プリント出力

測定結果の記録は1着ずつ汚染度別 (低・中・高) にdpm/100cm<sup>2</sup> 単位 (<sup>60</sup>Co換算) でテレタイプライタによりプリントされる。測定結果記録および測定終了時記録集計のプリント出力例をFig. 2.5.11-3に示す。

#### (3) 考察

改造前の衣服モニタと比較して, 垂直コンベア部—水平コンベア部を衣服が移動する時に従来見られたハンガの受け渡しミス, ハンガのネジレやブレによる落下ミスおよびハンガ・ガイドの摩耗が解消し, 衣服の流れが円滑になり, 検出感度を低下させることなく処理能力を3倍に高めることができた。また, LED表示のスケーラによりモニタリング状態がチェックできること, dpm/100cm<sup>2</sup> 単位の測定結果により現場での汚染管理がし易くなったことなども長所としてあげられる。

(市川貞一)

参考文献

- 1) 安中秀雄 : 保健物理と安全管理—No. 20, JAERI—M 7979 , 213 (1979)

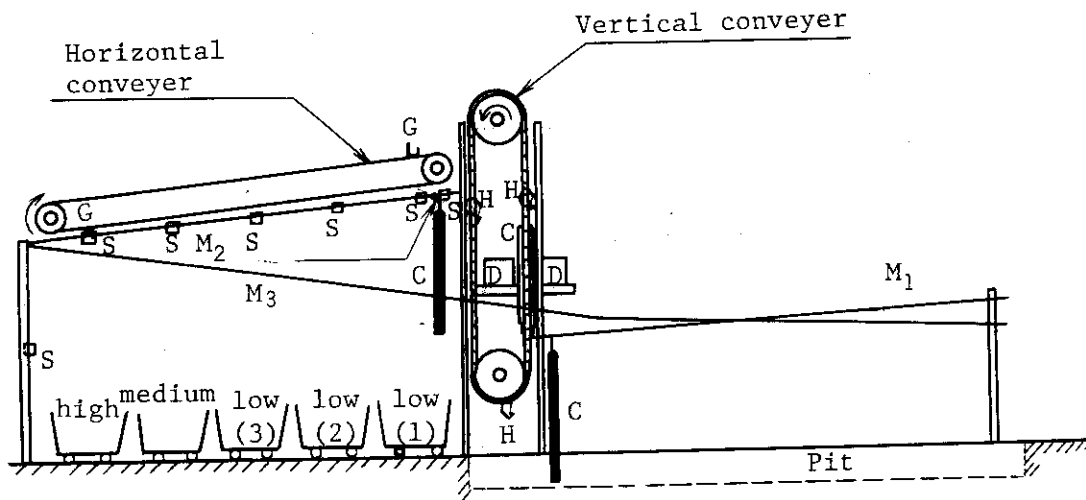


Fig. 2.5.11-1 Sketch of the remodeled laundry clothes monitor mechanism

C: Clothes, D: Detector, G: Hanger guide,  
H: Hanger hook,  $M_{1,2,3}$ : Mono rail, S: Sensor

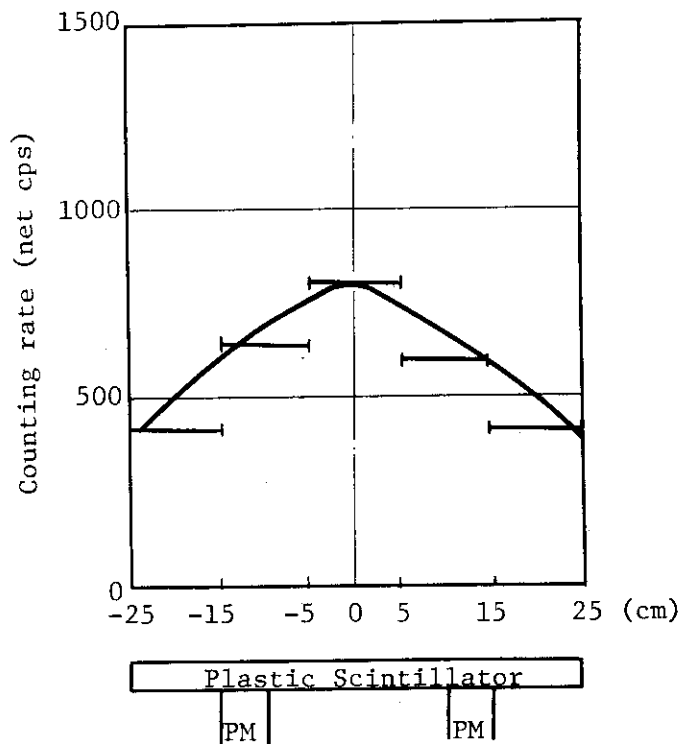


Fig.2.5.11-2 Detector sensitivity obtained by moving a  $^{60}\text{Co}$ (0.2  $\mu\text{Ci}$ ) plane source (10cm $\times$ 10cm) at a velocity of 5 cm/sec

SEG.	LOW DFM/100CM*2	INTER DFM/100CM*2	HIGH DFM/100CM*2	SAMPLE CHAN. (CPM) (DFM)	GAMMA SCINT. (CPM) (DFM)
1980.10.7.14:17					
1	5896				
2	6770				
3	14742				
4	4914				
5	3385				
6	1092				
7	436				
8	10374				
9	2620				
10	3166				
11	6770				
12		21403			
13	327				
14	764				
15	6661				
16	982				
17	8299				
18		21294			
19	218				
20	15834				
21	1638				

Y M D  
 1980 10 07                      START 14:17 ..... 14.47 STOP  
 HIGH LEVEL = 0                    THE HIGHEST            = 21403  
 INTER.LEVEL = 2  
 LOW LEVEL = 19                    TOTAL CLOTHES        = 21

Fig. 2.5.11-3 An example of laundry clothes monitoring data printed out.

## 3.1 放射線計測

### 3.1.1 概要

エキソ電子線量計の開発においては、セラミック状BeO素子の速中性子に対するエネルギーレスポンスを求めた。この結果、1 mrad あたりのエキソ電子放射は0.6 MeV 中性子の場合に $\gamma$ 線の0.1 mR 照射に相当し、この値は中性子エネルギーの増大とともに増加し、2 MeV 以上ではほぼ0.3 mR に相当することが明らかになった。

重イオン電荷移動断面積の研究においては、従来無視していた励起・電離の過程を取り入れて、ユニタリー化歪曲波近似法により電荷移動断面積を計算した。得られた電荷移動断面積のエネルギー依存性を調べた結果、スケールリングができ、断面積評価の際に普遍曲線として用いることが可能となった。

$\gamma$ 線スカイシャイン・ベンチマーク実験においては、これまでに開発した計算法の精度を検討するため、JPDR の誘導放射能を利用し、 $\gamma$ 線スカイシャイン線量をNaI (T $\ell$ ) 検出器と高圧電離箱を用いて求めた。この結果、線源は圧力容器内にリング状に分布していることとスカイシャイン線量に寄与する $\gamma$ 線のエネルギーは100 ~ 500 keV であることがわかった。

トリチウムモニタの開発においては、1  $\mu$ Ci/cm<sup>3</sup> 程度のトリチウムガスを測定するため、制動X線を用いることとし、5 mil 厚のBe膜でカバーした1 mm NaI (T $\ell$ ) 検出器の感度のエネルギー依存性を求めた。この結果、5 mil のBe窓の透過曲線と検出器感度のエネルギー依存性が良く一致することがわかった。また、トリチウムによる汚染を防止するために使用する隔離膜について透過率を調べた結果、透過率が0.5となるアルミニウム膜の厚さは4.1 mg/cm<sup>2</sup>, ポリエチレンのそれは52.2 mg/cm<sup>2</sup>であった。

職業被曝の統計分布解析においては、被曝管理の結果、高被曝者の発生割合が少なくなり、従来適用していた対数正規分布からのずれが大きくなることを考慮して、新たに混成対数正規分布モデルを開発し、その有効性を検討した。その結果、このモデルは、実際の分布と良く一致し、有効性を検証できた。また、このモデルの適用法についても検討を加え、各種の統計計算も比較的容易にできることを明らかにした。

(沼宮内 弼雄)

### 3.1.2 エキソ電子線量計の速中性子に対するエネルギー・レスポンス

反跳陽子検出法によるエキソ電子線量計 (EED) の速中性子に対するエネルギー・レスポンスを求めた。

実験に使用した EED 素子は、Na イオンをドーブした  $12\text{mm}\phi \times 0.5\text{mm}$  のセラミック BeO である。素子は速中性子入射側を厚さ  $2\text{mm}$  のポリエチレン円板で覆ったものと、同じ厚さのテフロン円板で覆ったものを各 5 個使用した。速中性子場で照射した EED からのエキソ電子放射 (EEE) は、それぞれ前者が反跳陽子と  $\gamma$  線、後者が  $\gamma$  線のみ起因するので、両者の EEE の差から速中性子線量が求まる。

速中性子源は、 $5.5\text{MV V.d.G.}$  を種々の加速電圧で使用し、 ${}^7\text{Li}(p, n)$ ,  $\text{T}(p, n)$ ,  $\text{D}(d, n)$ ,  $\text{T}(d, n)$  反応により  $0^\circ$  方向に発生する  $0.6$  から  $17.8\text{MeV}$  の範囲の単一エネルギーをもつものである。

速中性子線量の校正は、ターゲットの  $0^\circ$  方向、 $1\text{m}$  の位置で次のようにして行った。検出器は  $2''\phi \times 2''$  の NE-213 液体シンチレータである。まず速中性子、 $\gamma$  線それぞれに起因する検出器出力のパルス立上りの時間差を利用して  $\gamma$  線成分を除去し波高分布を測定する。次に FERDO<sup>1)</sup> を改良して作成した FERDOJ コードに、Verbinski らが計算と実験により得た NE-213 のレスポンス・マトリックス<sup>2)</sup> を適用して unfolding を行い、速中性子フルエンスのエネルギー分布を求める。最後に、得られたエネルギー分布をもとに、速中性子フルエンスと軟組織 kerma との関係<sup>3)</sup> から線量換算を行い、EED 照射時間と距離の逆自乗法則により EED に照射された速中性子線量を決定する。

ターゲットで発生する速中性子フルエンスの時間的な変動は、ターゲットの  $90^\circ$  方向、約  $3\text{m}$  の位置に固定されたロング・カウンタで常時モニタし補正を施した。また、EED 素子の感度変化による速中性子レスポンスへの影響を除くためには各 EED 素子について、使用の前後に  ${}^{60}\text{Co}\gamma$  線  $10\text{mR}$  を照射したときの EEE を測定し、それぞれの平均値をとり、それぞれの EED 素子の  $\gamma$  線に対するレスポンスの基準値とした。

この結果速中性子線量  $1\text{mrad}$  当りの EEE は、中性子エネルギーが  $0.6\text{MeV}$  で  $\gamma$  線  $0.1\text{mR}$  照射に相当し、この値はエネルギー増大と共に増加し、 $2\text{MeV}$  以上ではほぼ  $0.3\text{mR}$  相当になる。このことから本 EED は低線量の速中性子測定に使用可能であり、その検出限界は低いエネルギー領域でも  $\gamma$  線量が  $10\mu\text{R}$  の場で  $60\mu\text{rad}$ 、 $1\text{mR}$  の場では  $0.4\text{mrad}$  であると推定される。

(大谷 暁)

#### 参考文献

- 1) W. R. Burrus and V. V. Verbinski : ANS-SD-2, 148 (1964).
- 2) V. V. Verbinski et al. : Nucl. Instrum. Methods 65, 8 (1968).
- 3) ICRU Report 26 (1977).

3.1.3 重イオン電荷移動断面積のスケージング則

これまでに報告したように、UDWA法(ユニタリー化歪曲波近似法)による電荷移動断面積の計算は従来の方法に比べ極めて有効である。しかし、実験と比較すると荷電粒子エネルギーが100 keV/amu以上になると2~3倍高い結果を出していた。これは励起・電離過程を無視していたため、今回はこれらの過程をとり入れた計算を行った。計算は水素原子とH<sup>+</sup>, Li<sup>3+</sup>, B<sup>5+</sup>, C<sup>6+</sup> およびSi<sup>14+</sup> の各イオンの衝突について行った。

計算により得られた電荷移動断面積( $\sigma$ )のエネルギー(E)依存性を調べた結果、次の関係式でスケージングできることが分った。

$$\sigma = Z^{1.07} \tilde{\sigma}, \quad E = Z^{0.350} \tilde{E}$$

ただし、Zはイオン電荷、 $\tilde{\sigma}$ および $\tilde{E}$ はスケージング後の断面積およびエネルギーである。このスケージング則を実験値に適用すると、Fig. 3.1.3-1に示すようにSi<sup>14+</sup>イオン曲線上に極めてよくのることがわかった。この結果から明らかなように、Si<sup>14+</sup>曲線は電荷移動断面積を評価する際の「普遍曲線」として用いることができる。(龍福 廣)

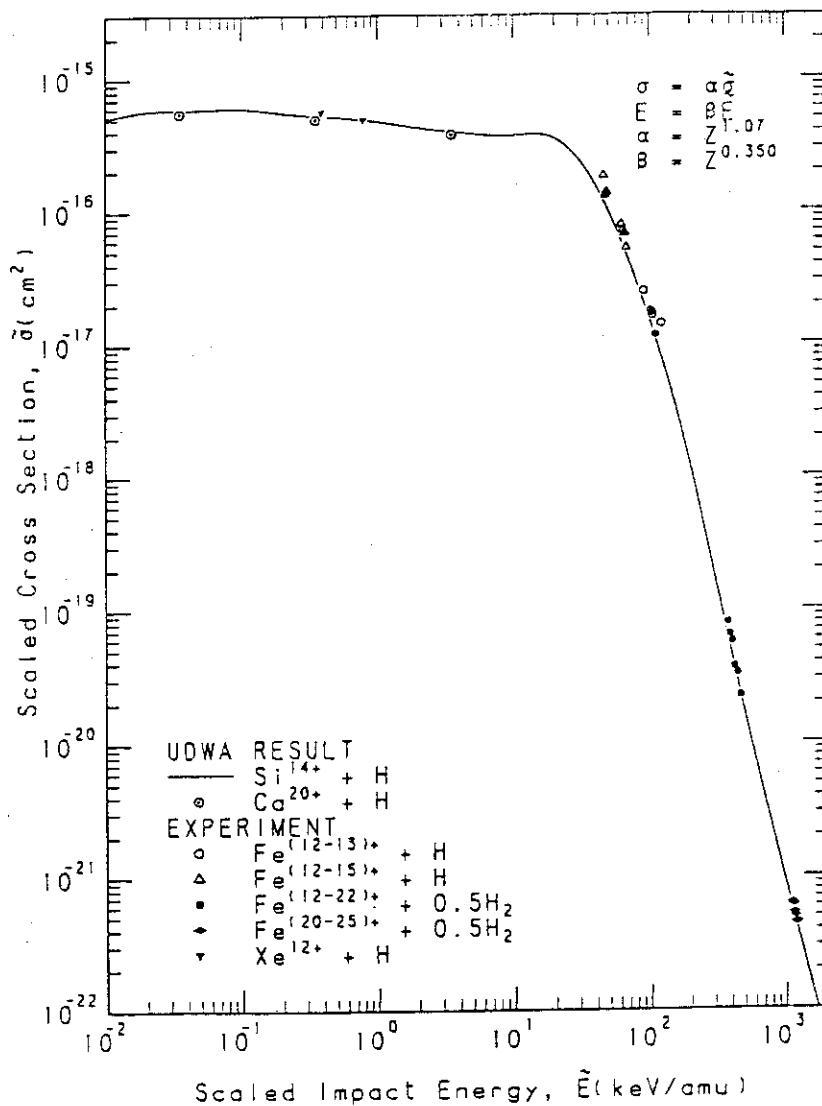


Fig. 3.1.3-1 Scaled cross sections vs. scaled impact energy for charge transfer cross sections.

### 3.1.4 $\gamma$ 線スカイシャイン・ベンチマーク実験

$\gamma$ 線スカイシャイン線量の計算法に対する精度の検討を行うために、ベンチマーク実験をJPDRの誘導放射能を用いて実施した。同じ目的の実験に米国カンサス大学での広立体角放射線源によるものがあるが、本実験では狭立体角照射および実際の施設を用いたことが特徴である。

現在運転を停止しているJPDRは燃料集合体、中性子源、制御棒などが取り除かれ、通常、圧力容器内は水を満した状態にある。本実験ではコンクリート遮蔽プラグをはずし、水位を低下させることにより線源部分を露出し、約 $30^\circ$ の逆円錐形で $\gamma$ 線を上空に放出した。そして、これに起因する周辺の線量率およびエネルギースペクトルを測定した。検出器は高圧電離箱と球形NaI(Tl)を用いた。NaI(Tl)については予め $^{60}\text{Co}$ など8核種の $\gamma$ 線源で応答関数を、電離箱については宇宙線感度を測定した。誘導放射能は $^{60}\text{Co}$ で数100 Ciと推定される。また、線源の強度を推定するために格納容器上部の線量率分布を電離箱を用いて測定した。測定結果をFig. 3.1.4-1に示す。スカイシャイン線量およびエネルギースペクトルの測定点は原子炉格納容器から一直線上に障害物のない5点(炉心から15 m, 50 m, 100 m, 200 m, 300 m)および周辺建屋内外の点である。

これらの結果、Fig. 3.1.4-1の照射線量率の分布から、圧力容器内径および遮蔽プラグ外径を考慮すると、線源が炉心周辺の圧力容器内側にリング状に分布している事がわかった。次に高圧電離箱で得られた線量率をFig. 3.1.4-2に示す。エネルギースペクトルから、検出された $\gamma$ 線のエネルギーは100~500 keVである事が明らかとなった。(山口 恭弘)

#### 参考文献

- 1) 山口, ほか: " $\gamma$ 線スカイシャイン・ベンチマーク実験(1)" 日本原子力学会昭和56年年会要旨集Ⅱ, 61 (1981)



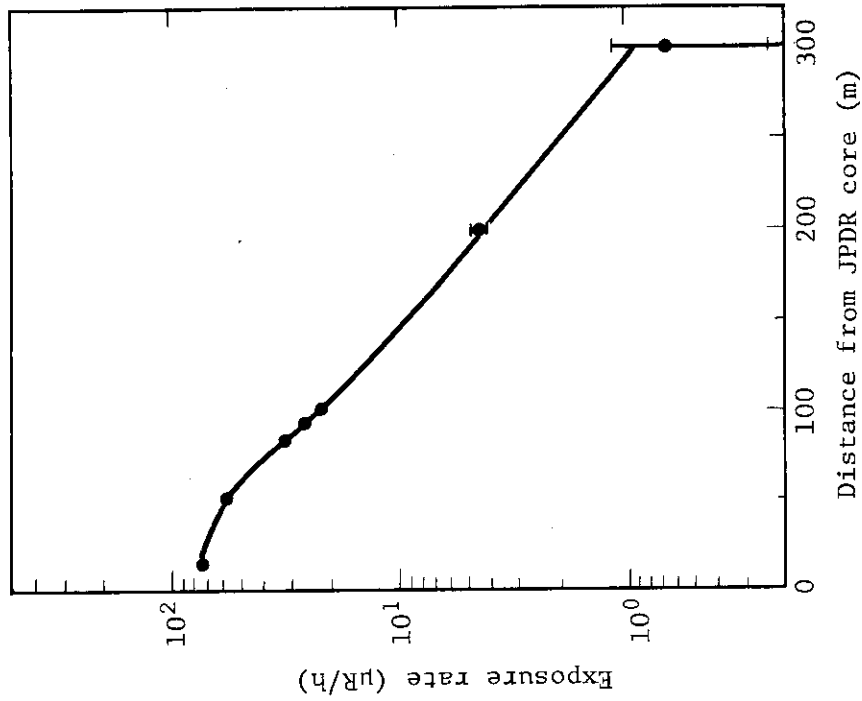


Fig. 3.1.4-2 Skyshine exposure rate measured with ionization chamber.

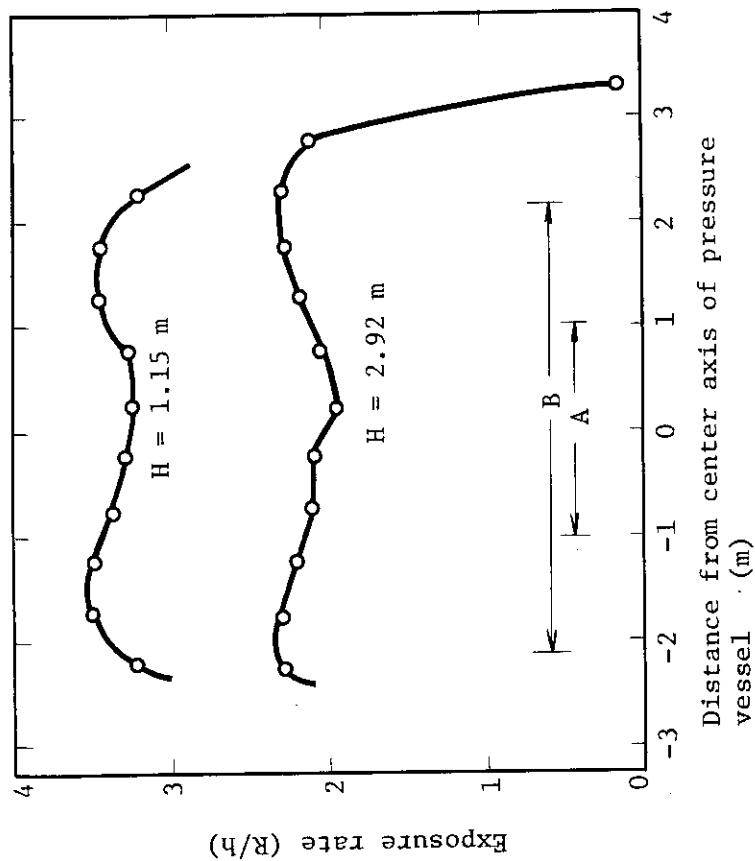


Fig. 3.1.4-1 Distribution of exposure rate above pressure vessel, H denotes height from service floor. A is inside diameter of pressure vessel and B is diameter of shielding plug.

## 3.1.5 制動X線検出型トリチウムモニタの開発(1)

$1 \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$  程度の比較的高い濃度のトリチウムガスをモニタリングする方法として、制動X線を検出し放射能濃度を測定する方法を採用した。 $^3\text{H}$ の $\beta$ 線の最大エネルギーは18.6 keVであるので、制動X線もまた18.6 keV以下の連続スペクトルである。連続スペクトルであり高分解能を要しないので、 $50 \text{ mm}\phi \times 1 \text{ mm}$ のNaI (TL)検出器を使用した。入射窓は厚さ5 milのBeである。 $^{55}\text{Fe}$ ,  $^{57}\text{Co}$ ,  $^{65}\text{Zn}$ などの低エネルギーX,  $\gamma$ 線線源を用いて求めた検出器の感度(入射光子当りの計数)と光子エネルギーとの関係をFig. 3.1.5-1に示す。比較のために示した光子のBe窓透過率曲線と検出器感度の実験値とが良く一致している。エネルギーが2 keV以下になるとBe窓で遮蔽されるため検出器の感度は低くなる。

検出器をトリチウムガス中で長期間使用すると吸着により汚染し、バックグラウンド計数率が上昇する。このため、検出器汚染防止用隔離膜を使用することが必要である。 $10 \times 10 \times 0.9 \text{ mm}^3$ のプラスチック製トリチウム線源14枚を擬似円形にならべ距離15 mmに保つ測定条件で、ポリエチレン膜およびアルミニウム膜に対する制動X線の透過率を測定した。透過率が0.5となる隔離膜の厚さは、ポリエチレン膜およびアルミニウム膜の場合、それぞれ $52.2 \text{ mg}/\text{cm}^2$ ,  $4.1 \text{ mg}/\text{cm}^2$ であった。隔離膜の厚さに依存して制動X線の透過率が異なるので確定できないが、制動X線検出型トリチウムモニタの場合、濃度 $10^{-1} \sim 10^4 \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ の測定は可能と推定される。

(備後 一義)

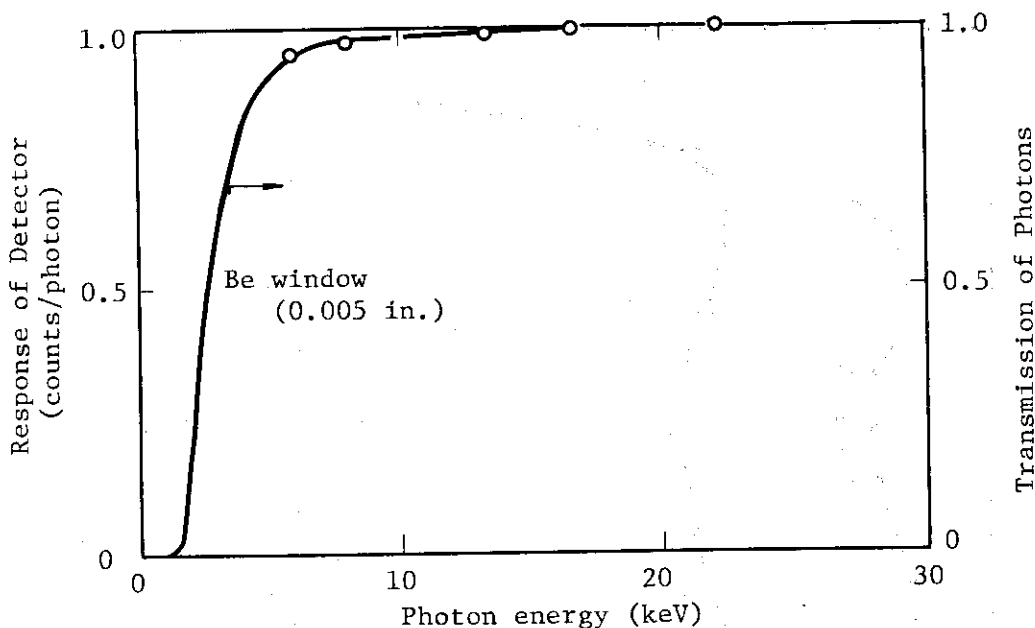


Fig. 3.1.5-1 Response of detector to photons

### 3.1.6 職業被曝分布の新しい統計モデル

放射線作業に伴う職業被曝を相互比較する目的で、個人被曝線量の統計分布が考慮されるようになった。国連科学委員会 1977 年報告および ICRP 1977 年勧告では職業被曝分布に対数正規分布則の適用性を仮定している。この仮定は職業被曝を解析し、評価する上で確かに都合がよいといえる。しかし、他方、現実の被曝データを見ると、被曝管理の結果として高被曝者の発生割合が減少し、対数正規分布に従わなくなる。このような被曝管理の影響を受けた職業被曝分布に対する統計モデルを検討したので概要を述べる。

仕事の役割分担上、高い線量率下で働くことの多い人とそうでない人が一般に現われ、各作業者はそれぞれに対する代表的線量率に応じた被曝を確率的に受けるので、被曝線量は対数正規分布の傾向を示すものと思われる。このうち、高い被曝の予想される作業者はそれだけ頻りに注意深く管理されるので、各被曝段階における被曝の変動幅が小さく抑えられ、高被曝者の出現傾向には正規分布の傾向が見られると思われる。このような高い被曝の発生傾向を考慮して、線量  $x$  の正定数  $\rho$  倍とその対数の和  $\ln \rho x + \rho x$  が平均  $\mu$ 、分散  $\sigma^2$  の正規分布

$$N[\ln \rho x + \rho x \mid \mu, \sigma^2]$$

になるという統計モデルを提案した<sup>1)</sup>。  $\ln \rho x + \rho x$  は  $x$  が小のとき  $\ln \rho x$ 、また  $x$  が大のとき  $\rho x$  と近似できる性質がある。したがって、 $x$  が小のとき対数正規分布、 $x$  が大のとき正規分布の傾向を示す。この分布は  $x$  に関して便宜上、混成対数正規分布と呼ぶことにする。

米国原子力規制委員会報告による 1974 年度の全職種に対する被曝データを用いて混成対数正規分布モデルの有効性を検討する。このデータを正規分布および対数正規分布にあてはめると、Fig. 3.1.6-1 に示す白丸や黒丸のグラフのように直線にならない。これに対し、このデータを混成対数正規確率紙（正規確率紙の変数軸を  $\ln x + x$  としたもの）にプロットすると、Fig. 3.1.6-2 に示すように直線的なグラフとなるので、本統計モデルを適用できることがわかった。

(熊澤 蕃)

#### 参考文献

- 1) Kumazawa, S. and Numakunai, T.; Health Phys. in Press.

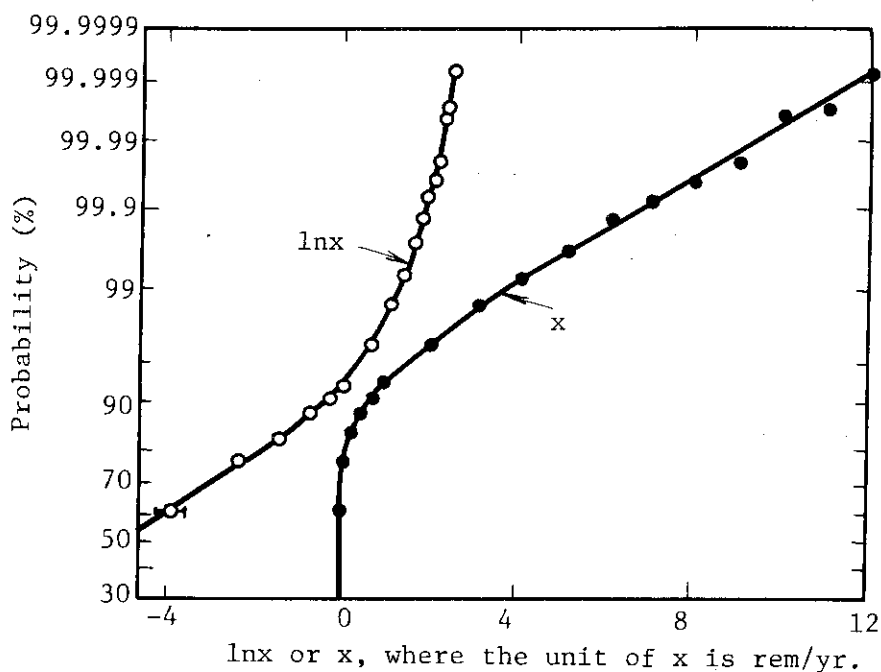


Fig. 3.1.6-1 Normal and lognormal probability plots of occupational exposure (Solid and open circles, respectively)

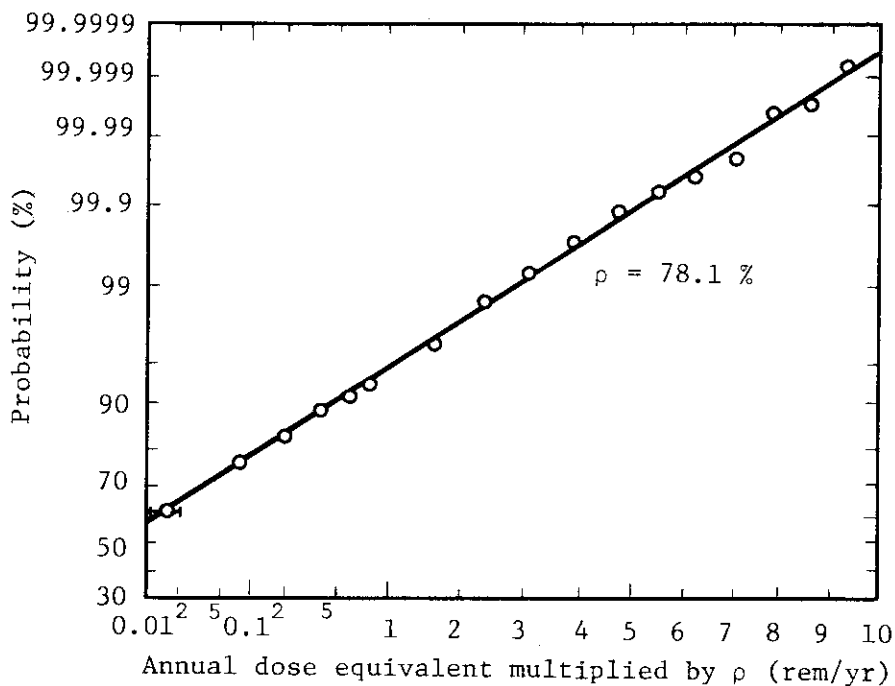


Fig. 3.1.6-2 Hybrid lognormal probability plots of occupational exposure

## 3.1.7 混成対数正規分布の適用法

被曝管理の結果、高被曝者の発生割合が一般に減少することが多い。このような被曝データに適用できる統計分布として、混成対数正規分布を提案した<sup>1)</sup>。これは次の分布関数  $\Omega(x)$  で表わされる。

$$\Omega(x) = \int_0^x \frac{1}{\sqrt{2\pi}\sigma} \left( \frac{1}{x} + \rho \right) \exp \left[ -\frac{(\ln \rho x + \rho x - \mu)^2}{2\sigma^2} \right] dx \quad (1)$$

$$(0 < x < \infty, -\infty < \mu < \infty, \rho, \sigma > 0)$$

この分布を実際のデータに適用するには、混成対数正規確率紙<sup>1)</sup>を利用するか、最小2乗法によってパラメータ  $\rho$ ,  $\mu$ ,  $\sigma^2$  を推定する。これらのパラメータを用いて、 $\rho x$  の平均値  $\phi_1(\mu, \sigma)$  から平均線量  $\bar{x}$  は  $\phi_1(\mu, \sigma) / \rho$ 、幾何平均線量は  $\exp[\mu - \phi_1(\mu, \sigma)] / \rho$  である。ここで、 $\phi_1(\mu, \sigma)$  は数値計算により求められる<sup>2)</sup>。また、 $y = \ln t + t$  の逆関数を  $t = \text{hyb}^{-1}y$  と表わすとき、中央値線量は  $(\text{hyb}^{-1}\mu) / \rho$  である。この逆関数も数値計算により求める<sup>2)</sup>。

集団線量の特徴を解析するため、混成対数正規分布の1次積率分布を次のように定める。

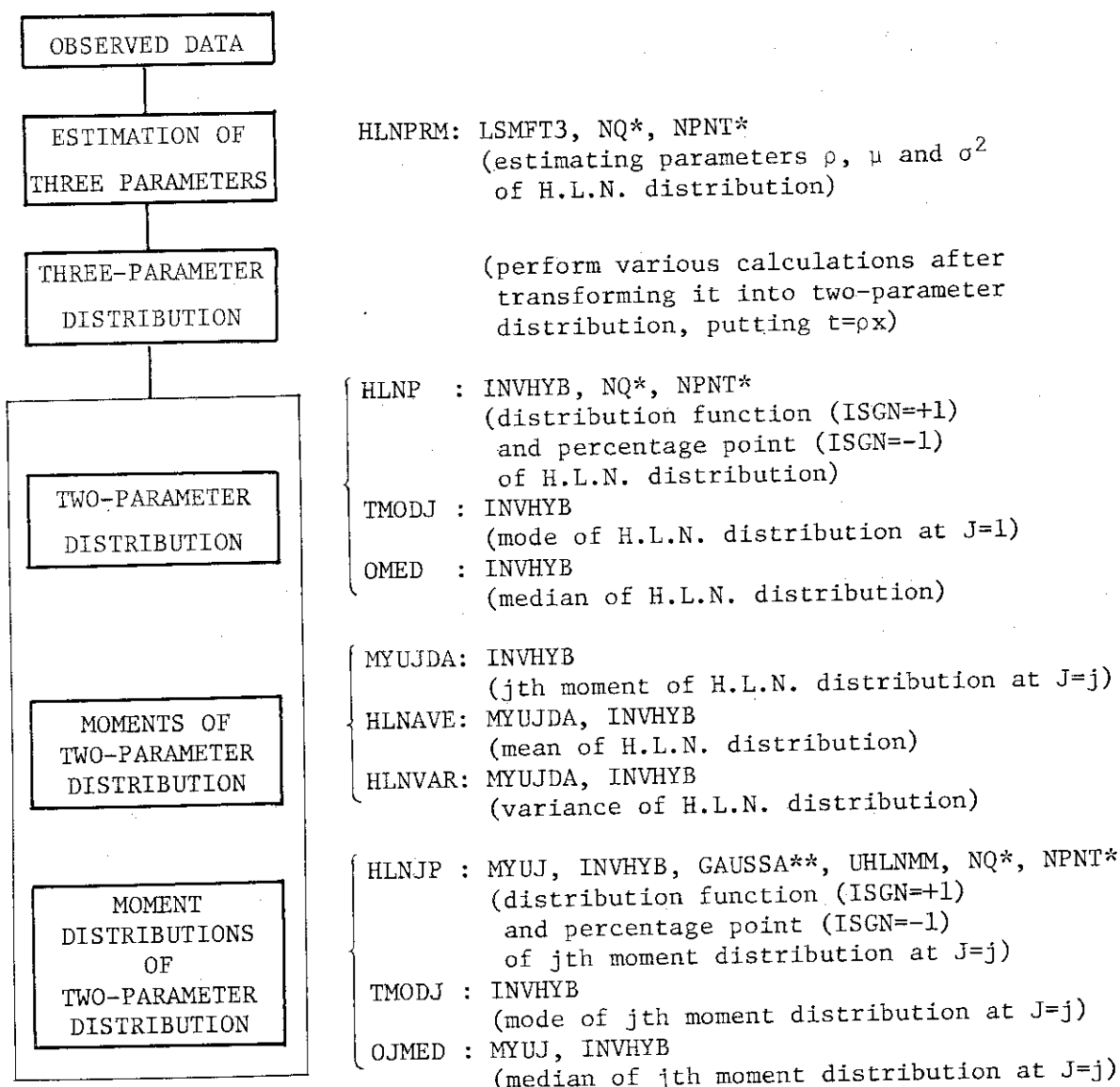
$$\Omega_1(x) = \frac{1}{x} \int_0^x \frac{1}{\sqrt{2\pi}\sigma} (1 + \rho x) \exp \left[ -\frac{(\ln \rho x + \rho x - \mu)^2}{2\sigma^2} \right] dx \quad (2)$$

これにより、 $x_1 \leq x < x_2$  の線量範囲内の被曝者が全被曝者中に占める集団線量の割合は  $\Omega_1(x_2) - \Omega_1(x_1)$  として求めることができる。また、この線量範囲にいる被曝者の平均線量は  $\{\Omega_1(x_2) - \Omega_1(x_1)\} / \{\Omega(x_2) - \Omega(x_1)\}$  として求められる。この  $\Omega_1(x)$  は数値計算で求める<sup>2)</sup>。

以上の計算に必要な数値計算は Table 3.1.7-1 に示すサブルーチンを用いて行う (詳細は文献<sup>2)</sup> 参照)。また、数表を用意することにより、混成対数正規分布をあてはめた場合の各種の統計計算が比較的簡単に行えることが知られた。 (熊澤 蕃)

## 参考文献

- 1) Kumazawa, S. and Numakunai, T.; Health Phys. in press.
- 2) 熊沢, 島崎, 沼宮内; "混成対数正規分布の計算アルゴリズム" 第2回応用統計シンポジウム予稿集, D3-1 (1980)



INVHYB: NONE  
(inversed function of  $\ln t+t$ )

MYUJ : INVHYB  
(maximum point of integrand and integral  
interval for Gauss-Legendre integration)

LSMFT3: NONE  
(least mean square method)

UHLNMM: NONE  
(modified density function  $g(u)$  of  
H.L.N. distribution)

NQ\* : NONE  
(upper probability of normal distribution)

NPNT\* : NQ\*  
(percentage point of normal distribution)

GAUSSA\*\*: NONE  
(Gauss-Legendre integration)

Table 3.1.7-1 Summary of subroutines and functions relating to H.L.N. distribution, where functions are INVHYB and UHLNMM.  
(\* , \*\* : JSSL at JAERI computer center)

## 3.2 身体放射能

### 3.2.1 概要

1980年度に行った「内部被曝測定評価」に関する研究について、その内容の概略を以下に述べる。

#### a) 事故時生物学的線量測定

放射線照射による末梢血リンパ球染色体異常発生率を調べるため、血液検査後に残った血液を用いる方法についての研究を行った。すなわち、EDTA処理リンパ球の培養法を確立するための実験を行い、特に、EDTAによるリンパ球分裂阻止害の回復におよぼす亜鉛イオン濃度の影響を調べた。1979年度までに行った結果と今回の結果から、EDTA処理リンパ球の培養法はほぼ確立された。

#### b) $^3\text{H}$ 内部被曝の評価

ガラス製代謝ケージによるラットの飼育試験を行い、通気型カバーをした場合と密封型カバーをした場合について、 $400\text{ ml/min}$ の流速で空気を流したとき、いずれの場合でも1週間以上の飼育が可能であることを確かめた。また、水分の全摂取量に対する損失量の割合を測定した結果、前者で60～70%、後者で約40%という結果を得た。後者の場合について、損失水分を捕集する方法を検討中である。

$^3\text{H}$ 汚染者1名について、過剰の水分を摂取させ体内の $^3\text{H}$ の排泄を促進させる試験を行った。 $^3\text{H}$ 汚染量が少なかったこと、水分の過剰摂取量が十分でなかったことなどにより、あまり著しい排泄促進はみられなかったが、体内からの減少の半減期は過剰水分摂取期間とそうでない場合にはっきりと差異が認められた。

#### c) Pu 肺負荷量測定

Pu肺モニタ校正に使用するファントムの開発を行っている。1979年度に引続いて、ファントムに使用する各種の人体組織等価材質について、10～25 KeVのX線に対する吸収・散乱特性の基本的検討を行った。次に、各種ファントム材の吸収・散乱特性の実験データを得るため、素材の作製に着手した。軟組織材として、ポリウレタンに少量の $\text{CaCO}_3$ を混入したもの、含水ポリエステルその他数種類を試作し、肺組織材として天然および人工のコルク材、発泡ポリウレタンなどを試作した。これらの素材の実験データは1981年度に得る予定である。(城谷 孝)

### 3.2.2 EDTA 処理リンパ球の培養 (IV)

放射線量と染色体異常発生率の関係を調べる研究に、血液検査後に残った血液を利用するため 1979 年に引き続き、次の実験を行った。

血液抗凝固剤として 2.7 mM EDTA-2 K を用いた血液 1 mL に濃度が 8.1 mM  $\text{CaCl}_2$ , 1.35 mM  $\text{ZnCl}_2$  および 680  $\mu\text{M}$   $\text{FeCl}_2$  (または  $\text{FeCl}_3$ ) になるようにこれらの金属塩化物を加えて通常の培養方法 (Moorhead の改良法) で培養すると、リンパ球は分裂を開始する。

亜鉛イオン濃度の影響を調べるため、血中の  $\text{CaCl}_2$ ,  $\text{FeCl}_2$  (または  $\text{FeCl}_3$ ) の濃度を一定 (上記濃度) にし、 $\text{ZnCl}_2$  の濃度を 0.8 mM, 1.1 mM, 1.35 mM と変え、50 時間培養と 74 時間培養を行い、Table 3.2.2-1, 2 に示す結果が得られた。数値はスライドの一定面積 (6.24  $\text{cm}^2$ ) あたりの有糸分裂前期と中期の細胞の数で、各数値は異なる血液試料から得られたものである。

50 時間培養では、亜鉛イオンの濃度が 1.1 mM のとき、分裂前期と中期のリンパ球数は最大となる。74 時間培養では、数値の変動が大きいのに対して、実験例数が少く、確定的な結果は得られていないが、 $\text{Fe}^{2+}$  を用いた場合には濃度の増加に伴い分裂前期と中期のリンパ球数は減少するが、 $\text{Fe}^{3+}$  を用いた場合には逆に増加する。

以上 4 年間にわたる実験結果から、血液抗凝固剤として 2.7 mM EDTA-2 K を用いた血液 1 mL に濃度が 8.1 mM  $\text{CaCl}_2$ , 1.1 mM  $\text{ZnCl}_2$  および 680  $\mu\text{M}$   $\text{FeCl}_2$  (または  $\text{FeCl}_3$ ) になるようにこれらの金属塩化物を加え、培養するとよい結果が得られることが分った。

(井上 義教)

#### 参考文献

- 1) R. H. Alford . J. Immun. , 104, 698 (1970)



Table 3.2.2-1 Effects of different concentrations of  $Zn^{++}$  with 8.1 mM  $Ca^{++}$  and 680  $\mu M$   $Fe^{++}$  on the mitosis of EDTA-treated human peripheral lymphocytes.

No.	50 h incubations			74 h incubations		
	$ZnCl_2$			$ZnCl_2$		
	0.8 mM	1.1 mM	1.35 mM	0.8 mM	1.1 mM	1.35 mM
1	182	1006	1496	1884	1180	688
2	724	1642	548	1202	564	368
3	1456	684	182	544	1204	460
4	772	2172	390	628	2750	1072
5	346	2264	1994	1596	724	2278
6	316	160	42	2796	1230	1788
7	144	306	324	3520	306	1196
8	548	858	270	824	2350	772
Average	561	1137	656	1624	1289	1078

Figures are numbers of mitotic cells per a given area (6.24 cm<sup>2</sup>) on the slide after 50 h or 74 h incubations. Each figure is from a different individual.

Table 3.2.2-2 Effects of different concentrations of  $Zn^{++}$  with 8.1 mM  $Ca^{++}$  and 680  $\mu M$   $Fe^{+++}$  on the mitosis of EDTA-treated human peripheral lymphocytes.

No.	50 h incubations			74 h incubations		
	$ZnCl_2$			$ZnCl_2$		
	0.8 mM	1.1 mM	1.35 mM	0.8 mM	1.1 mM	1.35 mM
1	662	96	278	2122	621	1178
2	57	429	586	488	1623	5883
3	524	34	488	462	1114	306
4	551	516	468	1416	753	1416
5	58	82	412	272	4115	174
6	621	1921	216	492	3211	2612
7	196	5416	184	350	2092	616
8	142	597	872	604	954	3542
Average	351	1136	438	776	1810	1966

Figures are numbers of mitotic cells per a given area (6.24 cm<sup>2</sup>) on the slide after 50 h or 74 h incubations. Each figure is from a different individual.

### 3.2.3 過剰の水分摂取による体内トリチウムの排泄促進試験

体内に取り込まれたトリチウムの排泄が、過剰の水分摂取により促進されることはよく知られている。この効果を確かめるために、JRR-2においてトリチウム水を吸入した作業者の協力を得て、水分の過剰摂取により、トリチウムの体内残留半減期がどのように変化するかをしらべた。被験者は、トリチウムを摂取してから18日後より26日後まで(第1回試験)、また、35日後より40日後まで(第2回試験)に、1日あたり1ℓの過剰水分を摂取した。通常の水分摂取に対する影響をできるだけ少なくするために、過剰摂取は夜間に行われた。試験期間およびその前後における体内水のトリチウム濃度を、尿、呼気水および唾液中濃度から推定し、トリチウムの体内残留半減期を求めた。水型トリチウムの半減期は、1日あたりの全水分摂取量と反比例関係にあると考えられるので、1日あたりの全水分摂取量が正味1ℓ増加した時のトリチウムの半減期は、その試験を開始する前の半減期が既知であれば、これから計算により求めることができる<sup>1)</sup>(ただし、全体内水量を体重の60%<sup>2)</sup>と仮定する)。今回観察された、水分過剰摂取期間におけるトリチウムの半減期は第1回および第2回いずれの試験においても、以上の計算で求められた値まで減少しなかった。すなわち、第1回および第2回の試験における予想されたトリチウムの半減期は、5.0および5.4日であったが、実際に観察された半減期は、5.6および7.9日であった。この結果は、本試験のように、特別なコントロールなしに水分の過剰摂取を行った場合、その効果が予想よりも低くなる傾向があることを示すものである。この理由は、過剰の水分摂取の影響で、通常の水分摂取が抑制されるためと考えられた。

今回被曝した作業者の予想された預託線量当量約70 mremは、線量限度に照らしてわずかであり、したがって、試験した水分摂取量も比較的少なかった。しかし、大量のトリチウムを摂取した被曝者が、被曝線量を有効に減少させる目的で、水分の過剰摂取を行う際は、1ℓ/日よりも多量の水分を摂取する必要がある。このような場合は、本試験で認められた傾向はさらに増大するであろう。預託線量当量を一定値以下に低減しようとするためには、この点を考慮して、水分の摂取量および摂取期間を決定しなければならない。(高田 和夫)

#### 参考文献

- 1) K. Takada, H. Fukuda, T. Hattori and J. Akaiishi: Health Physics (印刷中).
- 2) ICRP Publ. 23 (1975).

### 3.3 空気汚染

#### 3.3.1 概要

軽水炉の安全性研究の一環として、放射性ヨウ素と環境中エアロゾルの相互作用に関する実験、および、原子炉事故時に予想される高濃度希ガス中の放射性ヨウ素濃度モニタリングをするためのヨウ素分離捕集法に関する実験を行った。

放射性ヨウ素と環境中エアロゾルの相互作用については、植物燃焼エアロゾルの一つである線香エアロゾルを用いて元素状ヨウ素の吸着特性を調べた。ヨウ素濃度が  $10^{-11}$  g/cm<sup>3</sup> 以下では25%のヨウ素がエアロゾル（幾何平均径 0.14 μm）に吸着することがわかった。

原子炉事故時のヨウ素分離捕集については、ヨウ素を効率よく吸着し、かつ、希ガスはできるだけ吸着しないような吸着材を選定するための各種吸着材の特性試験が行われ、その中で銀シリカゲルAと銀アルミナ吸着材が優れていることが明らかになった。（松井 浩）

#### 3.3.2 元素状ヨウ素ガスとエアロゾルとの相互作用に関する予備実験

1979年に試作したエアロゾル-ヨウ素反応実験装置を用いて、植物性燃焼エアロゾルのひとつであり、かつ、発生の容易な線香煙霧体（以下「線香エアロゾル」という）を用いて元素状ヨウ素（I<sub>2</sub>）ガスの吸着を調べた<sup>1)</sup>。

装置は、反応容器、I<sub>2</sub>ガス発生器、線香エアロゾル発生器、エアロゾル測定器類、ヨウ素形態分析用メイバックサンプラから構成されている。反応容器は容積 20 l の硬質ガラス製（球形）で、内部にテフロン製の攪拌用羽根がある。

実験では、I<sub>2</sub>ガスを含む空気とエアロゾルを反応容器上部から連続流入させ、攪拌混合させ、下部より連続流出させる方法によって反応させた。平均反応時間は容器への流入量を変化させて調節した。反応後の混合ガスはメイバックサンプラで捕集し、ヨウ素の形態分析を行った<sup>2)</sup>。I<sub>2</sub>ガスは、<sup>131</sup>I で標識したヨウ素結晶上を空気で掃引することにより発生させた。エアロゾルの個数濃度と粒度分布は反応容器入口部においてそれぞれ凝縮核測定器と静電式エアロゾル粒度測定器、拡散バッテリーを用いて測定した。

線香エアロゾルは、2 l/min の空気に 0.3 l/min の He を加えた混合ガスで燃焼させることにより、約 40 分間連続発生が出来るようにした。エアロゾルの粒度分布は対数正規型であり、その幾何平均径 (dg) は 0.14 μm、標準偏差 (σg) は 1.75 であった。個数濃度は、粒度分布を変化させることなく希釈することによって  $2 \times 10^6 \sim 4 \times 10^3$  個/cm<sup>3</sup> の範囲で変化させた。なお、線香の燃焼に伴って発生するガス状の成分は反応容器に入る前にコールドトラップと活性炭トラップによって除去した。

この実験では、I<sub>2</sub>ガスの線香エアロゾルへの吸着について、反応時間による吸着量の変化、I<sub>2</sub>ガス濃度と吸着割合の関係、エアロゾル個数濃度変化による吸着量変化などを調べた。Fig. 3.3.2-1 は、反応容器内の I<sub>2</sub>ガスの初期濃度を  $10^{-13} \sim 10^{-8}$  g/cm<sup>3</sup> の範囲で変化させたときの線香エアロゾルへの I<sub>2</sub>ガス吸着割合を示している。実験条件は反応時間 1 分、エアロゾル個数

濃度  $2 \times 10^5$  個/cm<sup>3</sup> (表面積密度  $2.3 \times 10^{-4}$  cm<sup>2</sup>/cm<sup>3</sup>), 温度 19 ~ 25 °C, 湿度 20 ~ 37 % である。この結果より, 線香エアロゾルは I<sub>2</sub> ガスを吸着しやすい性質を有していることがわかった。吸着割合は I<sub>2</sub> ガスの初期濃度に依存し,  $10^{-11}$  g/cm<sup>3</sup> より低い濃度範囲では濃度変化にかかわらず約 25 % の一定値をとること,  $10^{-11}$  g/cm<sup>3</sup> より高い濃度では直線的に減少することがわかった。これをエアロゾルの単位面積あたりに吸着したヨウ素量でみると, I<sub>2</sub> ガスの吸着量が単分子層吸着量 (約 0.2 μg/cm<sup>2</sup>) 以下では, 吸着量は I<sub>2</sub> ガス濃度に比例して増加していることがわかる。また, 反応時間を変化させた実験によって, I<sub>2</sub> ガスの線香エアロゾルへの吸着反応は数分以内でほぼ平衡に到達することなどが明らかになった。

#### 参考文献

- 1) 村田, 野口, 加藤他: "環境条件における放射性ヨウ素とエアロゾルの相互作用" 日本原子力学会 56 年年会要旨集第 II 分冊 66, (1981)
- 2) 野口, 村田, 土岡他: "メイパックサンプリャによるヨウ素種の定量的評価法", JAERI-M 9408 (1981)

(村田 幹生)

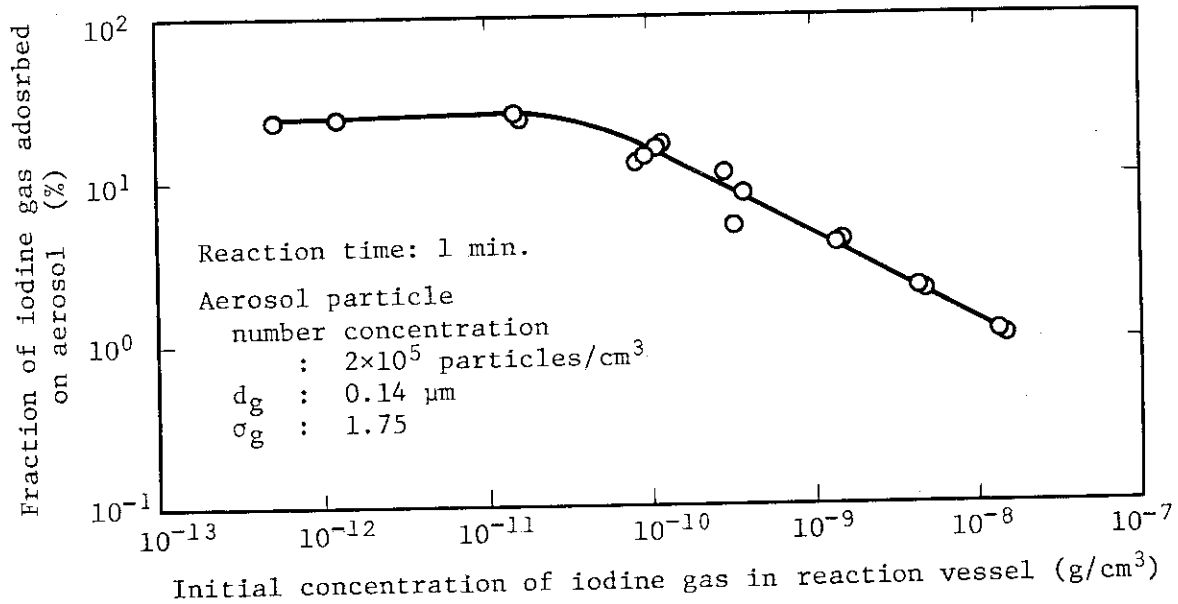


Fig. 3.3.2-1 Fraction of iodine adsorbed on incense stick aerosol vs. initial concentration of iodine gas in reaction vessel

### 3.3.3 原子炉事故時における放射性ヨウ素の分離捕集

原子炉事故時には放射性ヨウ素とともに大量の放射性希ガスが放出される。このような雰囲気においては、従来用いられてきた活性炭によるヨウ素モニタリング法は、ヨウ素と同時に吸着される希ガスの影響により大気中ヨウ素濃度をきわめて過大に評価する恐れがある。したがって緊急時に用いるヨウ素捕集材としては、ヨウ素に対して捕集効率が大きく、かつ希ガスに対してできるだけ小さいものが望ましい。

この研究では、緊急時ヨウ素モニタリング法の確立のため、各種吸着剤のヨウ素に対する捕集性能とヨウ素・希ガス分離捕集性能について調べた。吸着試験剤には、ヨウ素吸着剤として知られている銀シリカゲルA（銀12%、球状、西独製）、銀シリカゲルB（銀4%、球状、試作）、銀シリカゲルC（銀12%、球状、試作）、銀シリカゲルD（銀12%、破碎状、試作）、銀ゼオライトA（銀35%、球状、米国製）、銀ゼオライトB（銀37%、球状、米国製）、銀アルミナ（銀9%、球状、日本製）およびTEDA添着活性炭（TEDA 5%、破碎状、試作）を用いた。希ガスとしては事故時に問題となるゼノンを用い、ヨウ素ガスとしては事故時に放出されるヨウ素種（各種のヨウ素化合物）のうちで特に捕集し難いヨウ化メチルを用いた。これらのガスに対する各種吸着剤の捕集効率を相対湿度20%以下、50%、90%、面速2.4~19 cm/s、捕集時間5~60 min、吸着剤の厚さ1~3 cm、ヨウ化メチル濃度 $10^{-8} \sim 10^{-14}$  g/cm<sup>3</sup>において調べた。

このうち、相対湿度20%以下、および90%で面速19 cm/s、捕集時間5 min~60 min、吸着剤の厚さ2 cmの捕集条件における各種吸着剤のヨウ化メチルの捕集効率と分離捕集比をTable 3.3.3-1に示す。ここで分離捕集比はゼノンの捕集効率に対するヨウ化メチルの捕集効率の比で定義され、分離捕集比が大きいほど分離性能が良いことを意味する。分離捕集比が範囲で示されているのは主として捕集時間によって影響を受けた結果である。相対湿度が20%以下の場合はいずれの吸着剤もヨウ化メチルに対する捕集効率は100%近くであったが、相対湿度が90%の場合は低下した。しかしこの条件においても銀シリカゲルA、銀アルミナ、TEDA添着活性炭は98%以上であった。

分離捕集比は吸着剤の種類によって大きく変化し相対湿度の増加にしたがって増加した。また、TEDA添着活性炭の分離捕集比は $1 \times 10^0 \sim 8 \times 10^3$ と小さく、銀ゼオライトAの分離捕集比は $9 \times 10^0 \sim 7 \times 10^6$ と相対湿度や捕集時間の影響を強く受けることが明らかとなった。いずれの条件においても銀シリカゲルAと銀アルミナは $10^5$ 以上の分離捕集比を示した。緊急時用としてどの程度の分離性能が必要かについては測定法などにも関連するが、TMI事故において希ガスはヨウ素の $10^5$ 倍放出されたことを考慮すると、分離捕集比として $10^5$ 程度またはそれ以上が望ましいと考えられ、この点から銀シリカゲルAと銀アルミナは十分な性能を持っていると言える。

（加藤 正平）

#### 参考文献

- 1) 野口, 加藤, 村田他: "ヨウ素希ガス分離捕集材としての各種吸着材の特性試験", 原子力学会昭和55年秋の分科会(第II分冊), 102および103(1980)
- 2) 加藤, 野口, 村田他: "ヨウ素・希ガス分離捕集材としての各種吸着材の特性試験(3)吸着特性に影響を及ぼす要因とサンプリング法の検討", 原子力学会年会(第2分冊), 67(1981)

Table 3.3.3-1 Methyl iodide retention efficiencies and retention ratios obtained from various adsorbents under the sampling conditions of face velocity 19 cm/s, sampling time 5 to 60 min and adsorbent bed depth 2 cm.

Adsorbent	Specification	Methyl iodide Retention Efficiency (%)		Retention Ratio *	
		<20% Relative Humidity	90% Relative Humidity	<20% Relative Humidity	90% Relative Humidity
TEDA Impregnated Charcoal	TEDA 4% Granule	100	99.9	$1 \times 10^1 \sim 2 \times 10^2$	$5 \times 10^1 \sim 8 \times 10^3$
Silver Loaded Silicagel A	Ag 12% Bead	100	98	$3 \times 10^5 \sim 1 \times 10^6$	$6 \times 10^5 \sim 1 \times 10^7$
Silver Loaded Silicagel B	Ag 4% Bead	97	55 ~ 89		
Silver Loaded Silicagel C	Ag 12% Bead	98	81 ~ 94		
Silver Loaded Silicagel D	Ag 12% Granule	100	92 ~ 99.9	$7 \times 10^3 \sim 2 \times 10^4$	$9 \times 10^3 \sim 8 \times 10^4$
Silver Exchanged Zeolite A	Ag 35% Bead	100	89 ~ 99	$9 \times 10^0 \sim 1 \times 10^2$	$8 \times 10^1 \sim 7 \times 10^6$
Silver Exchanged Zeolite B	Ag 37% Bead	100	82 ~ 94	$2 \times 10^4 \sim 3 \times 10^5$	$6 \times 10^4 \sim 3 \times 10^5$
Silver Loaded Alumina	Ag 9% Bead	100	97 ~ 98	$4 \times 10^5 \sim 7 \times 10^6$	$4 \times 10^6 \sim 3 \times 10^7$

\* Retention ratio is defined as the ratio of the methyl iodide retention efficiency to the xenon retention efficiency.

## 1 外部投稿

氏名	標 題	誌 名
熊澤 蕃 松井 浩	放射線管理データの高い値の出現頻度推定法に関する考察	保健物理 15, 101~109 (1980)
西 健雄 熊澤 蕃 伊藤 精 沼宮内 弼雄	原研における年間全身被曝線量の統計解析	保健物理 15, 111~118 (1980)
西 健雄 伊藤 精 熊澤 蕃 沼宮内 弼雄	フィルムバッチの $\gamma$ 線エネルギー依存性の改善	保健物理 15, 129~133 (1980)
矢部 明	ICRP の新しい体内被曝線量算定法	保健物理 15, 195~222 (1980)
加藤 正平 穴沢 豊 松野 見爾 古田 敏城 秋山 勇 浅野 善江 岩谷 征男 松井 浩	動力試験炉における放射線作業被曝の統計解析	保健物理 15, 255~262 (1980)
山本 峯澄	放射線管理の立場からみた放射線モニタ	保健物理 15, 295~305 (1980)
小林 秀雄	放射線観測車による走行時サーベイのデータ収集自動記録装置の試作	保健物理 16, 61~63 (1980)
城谷 孝	プルトニウム肺負荷量測定法の研究における最近の問題	日本原子力学会誌 23, 24~29 (1981)
K. Bingo S. Suga Y. Kajimoto T. Numakunai	$\beta$ -ray survey meter for measuring absorbed dose rate independently of $\beta$ ray energy	Health Physics 39, 21~28 (1980)
高田 和夫 福田 洋 服部 隆充 赤石 準	A test to enhance the excretion of tritium in man by excessive water intake	Health Physics (印刷中)

高田和夫	NCRP Report No. 60 (Book Review)	Int. J. Appl. Radiat. & Isot. 31, 655 (1980)
H. Ryufuku K. Sasaki T. watanabe* *(東京大学)	Oscillatory behavior of charge transfer cross sections as a function of the charge of projectiles	Phys. Rev. A. 21, 745 (1980)
吉田芳和 木谷進 松井浩 池沢芳夫	New Air Cleaning Technology in Japan	Proc. 16th DOE Nuclear Air Cleaning Conference
加藤清 内藤和夫	放射性固体廃棄物の焼却処理装置におけるトリチウム水の挙動	RADIO ISOTOPES 29, 484~489 (1980)
ニッ川章二* 服部洋司良 *(日本アイトソープ協会)	日本アイトソープ協会により集荷された無機液体廃棄物の性状と処理	RADIO ISOTOPES 29, 513~516 (1980)
矢部明	ICRP Publ. 30 「作業者による放射性核種の摂取の限度」 Part 1 補遺の概要	Isotope news No. 311, 8~9
矢部明	ALI と DAC	Isotope news No. 316, 22
矢部明	ICRP 1977年勧告と EC における対応	原安協だより 60
伊沢正実*1 城谷孝 藤田稔*2 矢部明準 赤石準 高田一夫 高水下誠一 *1 (放医研) *2 (東北大)	作業者による放射性核種の摂取の限度 Part 1 (ICRP Publication 30 Part 1 翻訳)	日本アイトソープ協会 仁科記念財団 (1980年6月)
江頭忠彦 加藤清	廃炉技術とその問題点	原子力工業 26, 22~30 (1980)
矢部明	体内被曝線量算定の過程での誤りや問題点	原子力工業 26, 62~66 (1980)
矢部明	岡村日出夫氏の <sup>60</sup> Coによる肺預託線量の評価法について	原子力工業 26, 68~69 (1980)
吉田芳和	(作業環境測定と衛生管理者) 放射線モニタリングの基本的考え方と留意点	労働衛生 (1980)



## 2 JAERI-Mレポート

氏名	標 題	レポート No.
小畑 一 一 小林 秀 雄 片桐 浩 国分 守信	東海研究所気象観測年報	JAERI-M 8856 (1980)
服部 洋司良 藤崎 説 男 宇佐美 淳 森下 悟 小松 茂 水本 実 二ツ川 章 二* 亀井 和 夫 *(日本アイトソー ブ協会)	原研東海研究所における海洋処分用均一セメント パッケージの製作と品質管理	JAERI-M 8929 (1980)
清水 滋 南 賢太郎 岡本 利 夫 佐藤 信 之	校正用 <sup>137</sup> Cs 照射装置	JAERI-M 8999 (1980)
吉田 真 千田 徹 備後 一 義 川崎 克 也 三原 明 岩田 幸 生	トリチウム・ガスに対する円筒形電離箱の校正	JAERI-M 9089 (1980)
小畑 一 一 小林 秀 雄 片桐 浩 国分 守信	東海研究所気象観測年報 (1976年～1978年)	JAERI-M 9128 (1980)
城谷 孝	Pu 肺モニタ測定データの解釈に必要な $x/\alpha$ 比と 平均実効エネルギーの決定	JAERI-M 9133 (1980)
吉田 芳 和	Present Status of Tritium Monitoring Techniques and Related Research	JAERI-M 9390 (1980)
野口 宏 村田 幹 生 土岡 吉 喜*	メイバックサンブラによるヨウ素種の定量的評価 法	JAERI-M 9408 (1980)

松 井 浩 国 分 信 * (興研)		
--------------------------	--	--

3 口頭発表および講演

氏 名	標 題	学会名簿
松 下 紘 三 大 内 富 男 千 田 徹 池 沢 芳 夫	放射線管理の効率化を目的としたモニタリングシステムの運転と経験	日本保健物理学会 1980年5月(千葉)
渡 部 孝 三 長谷川 圭 佑 森 山 昇 ほか	水均質臨界実験装置 (AHCF) の解体撤去(2) 解体撤去作業時における放射線管理	同 上
水 下 誠 一 田 島 好 弘 須 賀 新 一	5 個の NaI (Tℓ) 検出器による全身カウンタシステム	同 上
南 賢太郎	TLD による照射線量率放射率スタックガスモニタリング	同 上
二ツ川 章 二* 宇佐美 淳 小 松 茂 服 部 洋司良 亀 井 和 夫 *(日本アイソトープ協会)	日本アイソトープ協会によって集荷された液体廃棄物の性状と処理試験	同 上
森 下 悟 加 藤 清 高 野 幸 男* 石 崎 寅次郎* *(秩父セメント)	使用済イオン交換樹脂のセメント固化試験	同 上
服 部 洋司良 小 松 茂 藤 崎 説 男 宇佐美 淳 森 下 悟	原研東海研究所における液体廃棄物セメント・パッケージの製作と品質管理 I パッケージの製作方法 II 品質管理	同 上

水 本 実 二ツ川 章 二* 亀 井 和 夫 *(日本アイソト ープ協会)		
藤 崎 説 男 宇佐美 淳 森 下 悟 服 部 洋 司 郎 亀 井 和 夫	原研東海研究所における液体廃棄物セメント・パ ッケージの製作と品質管理 Ⅱ 固化対象廃液の性状	同 上
浅 野 芳 裕 池 沢 芳 夫 松 下 紘 三 足 立 守	低濃度 $^{85}\text{Kr}$ の分離捕集技術と測定	日本原子力学会 1980年9月(仙台)
熊 澤 蕃 沼宮内 弼 雄	線量限度効果を受けた被曝統計の解析法	同 上
平 山 勝 嘉 亀 井 和 夫 長 岡 幸 男 森 昭 次 吉 野 清 美 川 野 幸 夫	放射性廃棄物焼却処理施設の建設と試運転	同 上
日 高 孝 寅*1 栗 田 昂 明*1 石 浜 純*1 石 本 正 信*1 林 勝*2 加 藤 清 *1(新潟鉄工) *2(東電)	放射性固体廃棄物の高圧縮処理試験 Ⅰ 単一物質の圧縮特性	同 上
加 藤 清 林 勝*1 石 本 正 信*2 石 浜 純*2 栗 田 昂 明*2 日 高 孝 寛*2 *1(東電) *2(新潟鉄工)	放射性固体廃棄物の高圧縮処理試験 Ⅱ 模擬雑固体廃棄物の圧縮特性	同 上

野口 宏 加藤 正平 村田 幹生 松井 浩 国分 守信 大縄 義一*	ヨウ素希ガス分離捕集材としての各種吸着材の特性試験 (1) ヨウ化メチルに対する捕集特性	同上
加藤 正平 野口 宏 村田 幹生 松井 浩 国分 守信	同上 (2) Xe に対する吸着特性	同上
吉田 芳和	線量評価と核データ	日本原子力学会 1981年2月(東京)
加藤 正平 野口 宏 村田 幹生 今井 裕* 松井 浩 国分 守信 *(興研)	ヨウ素希ガス分離捕集材としての各種吸着材の特性試験 (3) 吸着特性に影響を及ぼす要因とサンプリング法の検討	日本原子力学会 1981年3月(東京)
柳井 俊男* 大島 俊則* 湯田 忍* 松下 紘三 千田 徹 *(アロカ(株))	カード式ダストモニタによるモニタリングシステムの開発	同上
熊澤 蕃 沼宮内 弼雄	職業被曝分布の規格分布の検討	同上
村田 幹生 野口 宏 加藤 正平 松井 浩	環境条件における放射性ヨウ素とエアロゾルとの相互作用 (2) 元素状ヨウ素とエアロゾルとの相互作用に関する予備実験	同上
山口 恭弘他	γ線スカイシャイン・ベンチマーク実験	同上
龍 福 廣	多価イオン衝突による水素原子電離断面積	物理学会 1980年10月(福井)
矢部 明	トリチウムの被曝評価に関する諸問題	理研, 原子力学会共催 シンポジウム 1980年11月(和光市)

熊澤 蕃 島崎 潤也 沼宮内 弼雄	混成対数正規分布の計算アルゴリズム	第2回応用統計 シンポジウム 1980年10月(東京)
吉田 芳和	トリチウムの放射線管理と線量評価	<sup>3</sup> Hシンポジウム 1980年12月(三島)
吉田 芳和	トリチウム環境安全工学の研究について(コメント)	核融合シンポジウム (学術会議) 1981年3月(東京)
備後 一義 千田 徹 吉田 真 沼宮内 弼雄 加藤 一真 前川 寛 佐藤 博夫	トリチウム用ルームおよびスタックモニタの特性試験	第17回理工学における同位元素研究発表会 1980年6月(東京)
赤石 準	放射線防護の考え方と線量限度	磁場の生体及び環境に 及ぼす影響についての 研究推進連絡会 1980年9月(東京)
藤崎 説男 小林 義威	放射性廃液中のアクチノイドの定量	放射化学討論会 1980年10月(弘前)
加藤 清	放射性固体廃棄物の高圧縮処理試験	京大炉, 放射性廃棄物 専門研究会 1980年11月(熊取)

## 4 特許申請および登録

氏名	標 題	年 月 日
備後 一義 千田 徹	$\beta$ 線吸収線量率測定法および装置	1980年8月29日登録 特許No. 1012651
南 賢太郎	照射線量率放出率スタックガスモニタリング方式	公開特許公報 昭56-11377(1981)

## 5 受託調査・研究

相手方	標 題	実施課室
日本原子力船開発事業団	原子力船「むつ」の事故時における被曝線量の評価	放射線管理第1課
動力炉・核燃料開発事業団	臨界警報装置の動特性調査	線量計測課
"	空間線量率測定用モニタリングシステムの調査	"
"	中速領域中性子被曝評価法の調査	"
東京電力(株)	個人被曝線量計の性能評価に関する調査	"
日本碍子(株)	焼却及び焼結固化時における放射性核種の挙動に関する調査	放射性廃棄物処理第1課
科技庁	放射性廃棄物の再利用に関する調査	保健物理部
動力炉・核燃料開発事業団	大洗地区放射性廃棄物処理施設(高レベル $\alpha$ 固体貯蔵施設の増設に係る設計等)に関する業務(VII)	放射性廃棄物処理課 放射線管理課 建設部
三菱重工(株)	RI 汚染綿布の洗剤等による除染試験	放射性廃棄物処理課

## 6 講師招へい(講演)

講演者	機関名	題 目	講演年月日	招へい室
藤 田 稔	東北大学	ICRP Publ.30「作業者の放射性核種摂取の限度」の概要	1980年5月21日	体内放射能課
岡 本 知 人	オーストラリア New South wales	原子力と化石燃料燃焼との環境への影響の比較評価と関連する研究の現状	1980年8月18日	保健物理部業務課
高 橋 幹 二	京大, 原子エ ネルギー研究 所	エアロゾル測定に関する最近の話題	1981年3月6日	放射線管理第1課

## 7 所外研修コースへの協力

コース名	題 目	講師人数
放射線医学総合研究所 放射線防護課程 (第 49 ~ 52 回)	個人被曝管理	1
通産省通商研修所 電気工作物検査官研修	放射線管理学	1
運輸省 放射性物質安全輸送講習会	原子力の基礎知識 放射線と人体への影響	2
日本原子力産業会議 原子力発電所作業管理者のための放射 線管理者講習会	放射線計測器の種類と特徴	2
大阪大学核物理研究センター 放射線取扱講習会	原研における放射線作業の管理	1
茨城県衛生部 県職員、放射線技師及びX線技師研修 会	放射線発生装置及び放射性物質の安 全取扱に関する基礎知識	1
日本原子力産業会館 第 20 回事務系職員対象原子力セミナー	放射性廃棄物の処理処分	1

## 8 所内研修コースへの協力

コース名		単位数または時間	講師人数
<b>RI・原子炉研修所</b> 〔原子炉研修部門〕		(1 単位は 80 分)	
一般課程 (第 37 回)	講 義	10 単位	8
保健物理専門課程 (第 12 回)	講 義	44 単位	24
	実 験	236 時間	21
	実 習	14 コース	20
原子炉工学専門課程 (第 5 回)	講 義	6 単位	6
原子力防災対策講座 (第 2 回)	講 義	15 "	6
	実 験	250 時間	17
原子力防災講座(基礎技術) (第 1 ~ 6 回)	講 義	52 単位	5
放射性廃棄物処理講座 (第 2 回)	講 義	12 単位	5
	実 験	128 時間	8
原子力入門講座 (第 7 回)	講 義	16 単位	8
	実 験	80 時間	2

原子力教養講座 (第 11 回)	講 義 実 験	5 単位 22 時間	4 2
〔RI・研修部門〕			
基礎課程 (第 167 回～第 173 回)	講 義	28 単位	4
専門課程 (第 124 回)	講 義	8 "	7
放射線管理コース	実 験	14 "	6
専門課程 (第 126 回)・ RI の生物化学への利用コース	講 義	1 "	1
専門課程 (第 127 回) 液体シンチレーション測定コース	講 義	1 "	1
作業環境測定コース (第 6 回)	講 義 実 習	3 時間 9 時間 10 分	1 2
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	講義・実習	12 時間	24
大洗研究所放射線作業従事者訓練	講 義	13 時間 45 分	11
	実 習	15 時間	10
東海研究所放射線安全訓練	講義・実習	36 時間 45 分	31



## 編集後記

前年度の編集委員の意見を参考にして執筆要綱の改訂を行った。特に引用文献の記載、文字の指定については、要綱中に例を示し、これらの記載について統一をはかるようにした。また前年度編集委員からの引継ぎで「編集要領」が提案され、本報の編集に役立った。今後は、この編集要領に編集活動の引継事項を逐次追加していけば編集活動もスムーズに行えると思われる。

(長谷川 記)

## 編集委員会

委員長	吉田芳和	(東海研究所保健物理部次長)
委員長代理	城谷孝	( 体内放射能課)
幹事	長谷川圭佑	( 放射線管理第3課)
委員	神永博史	( 放射線管理第1課)
	松井智明	( 放射線管理第2課)
	藤崎説男	( 放射性汚染処理第1課)
	高橋彰	( 放射性汚染処理第2課)
	綿貫孝司	(高崎研究所管理部安全管理課)
	足利谷好信	(大洗研究所管理部放射線管理課)
	福田勝男	( 放射性廃棄物処理課)
事務局	池沢巖	(東海研究所保健物理部保健物理業務課長)
	木村俊雄	( 保健物理業務課)
	青木チエ	( 〃 )