

JAERI-M

8 5 2 6

保健物理—管理と研究—No.21

(1978年度)

1979年12月

東海研究所保健物理部

高崎研究所管理部安全管理課

大洗研究所管理部放射線管理課

放射性廃棄物処理課

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.

JAERI-M 8526

保健物理 - 管理と研究 - No. 21  
(1978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  
(1979年10月4日受理)

本報は、1978年度における日本原子力研究所の保健物理関係業務について、東海、高崎および大洗研究所の業務を、管理、技術開発および研究の3部門に分けて集録したものである。

JAERI-M 8526

Health Physics in JAERI, No.21  
(April 1, 1978 ~ March 31, 1979)

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

(Received October 4, 1979)

In the annual report No.21 (fiscal 1978) are described the activities of health physics including radioactive waste management in Tokai Research Establishment, Takasaki Radiation Chemistry Research Establishment, and Oarai Research Establishment.

Keyword; 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、日本原子力研究所の保健物理の部門における1978年度の業務の総括報告書で、管理、技術開発、研究に分けて概要を記述してある。

1977年度に東海研究所における保安管理室、環境安全研究部の新設、大洗研究所管理部の保安管理課の新設など安全管理および環境安全研究の部門が独立し拡充された。これに伴い、1978年度以降の本報告書の範囲について関係部門の間で検討が行なわれた結果、本報告書に従来含まれていた安全管理の業務および環境廃棄物処理処分に関する研究などの項目は除外されることとなり、表題が変更された。

本書の編集範囲の組織は、次頁に示されている。

放射線管理、廃棄物処理業務全般については、前年度と特に変りはなく、老朽化施設、設備の更新のほか測定、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が行なわれるとともに、環境への放出と被曝の低減に伴う管理とこれらに関連する技術開発、研究に重点がおかれた。

当年度において、基準値を越えるような被曝、汚染などはなかった。

(伊藤)

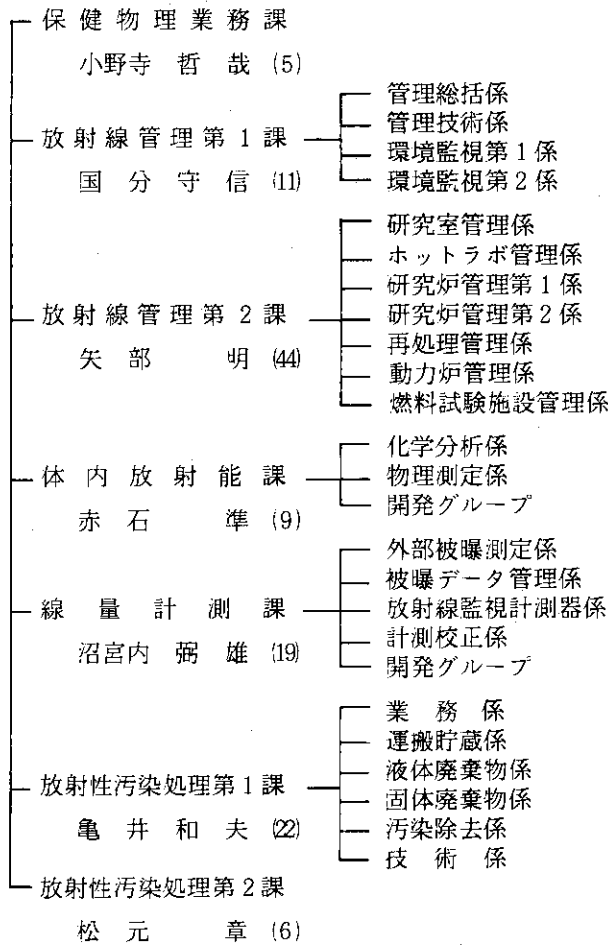
1979年3月31日現在

( )内職員数

東海研究所保健物理部

伊藤直次

(次) 吉田芳和



高崎研究所管理部

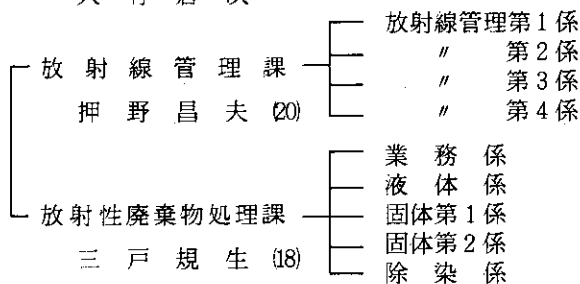
折田良生

安全管理課

大内三平 (4)

大洗研究所管理部

大竹倉次



Division of Health Physics, Tokai Research  
Establishment

- Health Physics Administration Section
- Radiation Control Section I
- Radiation Control Section II
- Bioassay Section
- Radiation Dosimetry Section
- Waste Disposal and Decontamination  
Section I
- Waste Disposal and Decontamination  
Section II

Division of Administrative Services, Takasaki  
Radiation Chemistry Research Establishment

Safety Section

Division of Administrative Services, Oarai  
Research Establishment

- Radiation Control Section
- Waste Management and Decontamination  
Section

## 目 次

1. 管 理 .....	1
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 .....	8
A.1.4 固体廃棄物の保管廃棄量 .....	11
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 .....	12
A.1.6 放射性汚染および被曝 .....	13
A.1.7 RI 保有状況 .....	15
1 A.2 個人被曝線量の管理 .....	17
A.2.1 概 要 .....	17
A.2.2 外部被曝線量の管理 .....	17
A.2.3 内部被曝線量の管理 .....	19
A.2.4 個人被曝線量の登録 .....	22
1 A.3 施設の放射線管理 .....	23
A.3.1 概 要 .....	23
A.3.2 ホットラボにおけるケープ除染作業時の放射線管理 .....	24
A.3.3 FCAにおける核燃料物質在庫調査(PIT)作業時の被曝管理 .....	26
A.3.4 AHCF 解体時の放射線管理 .....	29
A.3.5 JRR-2スタックから排出される放射性塵埃濃度の測定 .....	31
A.3.6 ステップ送り式ダストサンプラの試作 .....	33
A.3.7 実用燃料試験施設の放射線管理モニタ設備 .....	35
1 A.4 環境放射能の管理 .....	37
A.4.1 概 要 .....	37
A.4.2 環境放射線のモニタリング .....	37
A.4.3 環境試料のモニタリング .....	40
A.4.4 第1および第2排水溝の排水モニタの更新 .....	44
A.4.5 CAMAC を利用した核種分析用装置の導入 .....	44
1 A.5 放射線計測器類の管理 .....	47
A.5.1 概 要 .....	47
A.5.2 サーベイメータ校正および試料計測 .....	47
A.5.3 放射線監視計測器の管理 .....	48



A. 5. 4	ガンマスペクトロメータの更新, 整備	51
1 A. 6	放射性廃棄物の管理および汚染除去	53
A. 6. 1	概    要	53
A. 6. 2	放射性廃棄物の管理	53
A. 6. 3	汚染除去	57
A. 6. 4	処理施設などの建設および整備	60
1 B	高崎研究所	63
1 B. 1	放射線管理	63
B. 1. 1	概    要	63
B. 1. 2	個人被曝線量の管理	63
B. 1. 3	施設の放射線管理	63
B. 1. 4	放射線計測器の管理	65
1 C	大洗研究所	66
1 C. 1	総    括	66
C. 1. 1	概    要	66
C. 1. 2	排気および排水の管理データ	67
C. 1. 3	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	70
C. 1. 4	放射性汚染および被曝	70
1 C. 2	個人被曝線量の管理	72
C. 2. 1	概    要	72
C. 2. 2	外部被曝線量の管理	72
C. 2. 3	内部被曝線量の管理	74
1 C. 3	施設の放射線管理	75
C. 3. 1	概    要	75
C. 3. 2	OWL - 1 化学除染時の放射線管理	75
C. 3. 3	燃料研究棟の放射線管理	76
1 C. 4	環境放射能の管理	78
C. 4. 1	概    要	78
C. 4. 2	環境放射線のモニタリング	78
C. 4. 3	環境試料のモニタリング	79
1 C. 5	放射線計測器の管理	82
C. 5. 1	概    要	82
C. 5. 2	サーベイメータ類の点検保守	82
C. 5. 3	放射線監視機器の管理	83
1 C. 6	放射性廃棄物の管理および汚染除去	84
C. 6. 1	概    要	84

C 6.2	放射性廃棄物の管理	85
C 6.3	汚染除去	87
C 6.4	処理施設の建設—固体集積保管場Ⅱの設置	89
2.	技術開発	93
2.1	個人被曝線量の管理	93
2.1.1	概 要	93
2.1.2	試作バッジの光子に対するエネルギー依存性の改良	94
2.1.3	年間全身被曝線量の統計解析	95
2.1.4	個人被曝データ処理コードの開発	97
2.1.5	全身カウンタ検出器支持装置の改造	99
2.1.6	全身カウンタ計測装置 CAMAC の付加ユーティリティ・プログラム	101
2.2	施設の放射線管理	103
2.2.1	概 要	103
2.2.2	$\gamma$ 線スペクトルピークからの核種同定プログラム	104
2.2.3	リニアックの運転に伴ない生成される放射性ガス( $^{15}\text{O}$ , $^{13}\text{N}$ など)の モニタリング	107
2.2.4	添着活性炭の放射性ヨウ素に対する除去性能	108
2.2.5	固体集積保管場Ⅰ周辺のスカイシャイン線量率の測定	113
2.3	環境放射能	116
2.3.1	概 要	116
2.3.2	環境放射線監視システムによる $\gamma$ 線量の評価(Ⅱ)	116
2.3.3	放射性雲からの $\gamma$ 線照射線量評価(計算値と実測値の比較)	118
2.3.4	TLD による環境モニタリング結果の考察	119
2.3.5	TLD の固有バックグラウンド線量および宇宙線感度の評価	121
2.4	放射線計測	123
2.4.1	概 要	123
2.4.2	中性子線量当量率測定器の標準校正	123
2.4.3	中レベル照射装置の線量率分布	125
2.5	放射性廃棄物の処理および汚染除去	126
2.5.1	概 要	126
2.5.2	海洋処分用セメント固化体の製作と品質管理方法の改良	127
2.5.3	実験用有機廃液焼却炉の製作と焼却試験	130

2.5.4	難燃性廃油のセメント固化試験	133
2.5.5	日本ラジオアイソトープ協会から搬入された無機液体廃棄物の性状調査	135
2.5.6	JPDRにおける使用済イオン交換樹脂の長期貯蔵後の物性調査	137
2.5.7	ポリエステル布地の表面加工による除染効果	138
2.5.8	スクリーフィーダを用いた焼却灰の移送試験(コールド試験)	139
2.5.9	焼却灰のピチューメン固化試験(ホット試験)	142
2.5.10	蒸気圧縮強制循環型蒸発装置の試運転結果	145
2.5.11	多重構造固化体浸出試験	149
2.5.12	$\alpha$ ホールの $\beta$ - $\gamma$ 試運転	151
2.5.13	$\alpha$ 焼却装置のコールド試験	154
2.5.14	化学除染装置	157
2.5.15	除染用ドラフト設備	159
2.5.16	高出力超音波除染装置	161
2.5.17	洗濯廃液処理における逆浸透膜の処理性能の経時変化	164
<b>3.</b>	<b>研 究</b>	<b>167</b>
3.1	放射線計測	167
3.1.1	概 要	167
3.1.2	飛跡自動測定装置の開発(Ⅲ)	168
3.1.3	選点直交性を考慮した球面調和展開法	169
3.1.4	$\gamma$ 線スカイライン計算コードシステム BCG の開発	170
3.1.5	重イオン部分電荷移動断面積の計算	172
3.2	身体放射能	174
3.2.1	概 要	174
3.2.2	ラットの傷口に汚染した $^{144}\text{Ce}$ の排泄と組織残留におよぼすDTPA投与 頻度の効果	174
3.2.3	EDTA処理リンパ球の培養(Ⅱ)	175
3.3	空気汚染	177
3.3.1	概 要	177
3.3.2	ヨウ化メチルの光分解の波長依存性	178
3.3.3	エアロゾル粒子の粒度解析装置の開発	179
付 録		181
1	外部投稿	181
2	JAERI-Mレポート	183

3	口頭発表および講演 .....	183
4	受託調査・研究 .....	187
5	講師招へい .....	187
6	所外研修コースへの協力 .....	187
7	所内研修コースへの協力 .....	188
8	外部兼職 .....	189
9	特許申請および登録 .....	192

## Contents

1. Monitoring and Maintenance .....	1
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 .....	8
A.1.4 Retained Storing of Solidified Waste Packages .....	11
A.1.5 Environmental Dose due to Radioactive Noble Gases and Liquid Effluents .....	12
A.1.6 Radiological Incidents .....	13
A.1.7 Inventory of Radioisotopes .....	15
1A.2 Individual Monitoring .....	17
A.2.1 Summary .....	17
A.2.2 Monitoring for External Exposure .....	17
A.2.3 Monitoring for Internal Exposure .....	19
A.2.4 Registration of Personnel Exposure .....	22
1A.3 Radiation Monitoring in Nuclear Facilities .....	23
A.3.1 Summary .....	23
A.3.2 Radiation Monitoring for Decontamination Work in Hot Laboratory .....	24
A.3.3 External Exposure Control for Physical Inventory Tests of Nuclear Fuel Elements at FCA .....	26
A.3.4 Radiation Monitoring for Decommissioning the Closed AHCF ..	29
A.3.5 Measurement of Radioactive Dust in the Air Discharged from JRR-2 Stack .....	31
A.3.6 Performance of a Step-and-Repeat Type Dust Sampler with Self-Bed Filter Paper .....	33
A.3.7 Radiation Monitoring System in Reactor Fuel Examination Facilities .....	35
1A.4 Environmental Monitoring .....	37
A.4.1 Summary .....	37
A.4.2 Monitoring for Environmental Radiation .....	37
A.4.3 Monitoring for Environmental Samples .....	40
A.4.4 Renewal of No.1 and No.2 Drain Monitor .....	44

A.4.5	Introduction of a Nuclide Analysis System with CAMAC	....	44
1A.5	Maintenance of Monitors and Survey Meters	.....	47
A.5.1	Summary	.....	47
A.5.2	Caribration of Survey Meters and Radiation Counting of Samples	.....	47
A.5.3	Maintenance of Monitors	.....	48
A.5.4	Renewal of Gamma-Spectrometer System	.....	51
1A.6	Waste Management and Decontamination	.....	53
A.6.1	Summary	.....	53
A.6.2	Radioactive Waste Management	.....	53
A.6.3	Decontamination	.....	57
A.6.4	Construction of Radioactive Waste Treatment Facilities	..	60
1B	Takasaki Radiation Chemistry Research Establishment	.....	63
1B.1	Radiation Monitoring	.....	63
B.1.1	Summary	.....	63
B.1.2	Individual Monitoring	.....	63
B.1.3	Radiation Monitoring in Facilities	.....	63
B.1.4	Maintenance of Monitors and Survey Meters	.....	65
1C	Oarai Research Establishment	.....	66
1C.1	General	.....	66
C.1.1	Summary	.....	66
C.1.2	Releases of Radioactive Gaseous and Liquid Wastes	.....	67
C.1.3	Environmental Dose due to Radioactive Noble Gases and Liquid Effluents	.....	70
C.1.4	Radiological Incidents	.....	70
1C.2	Individual Monitoring	.....	72
C.2.1	Summary	.....	72
C.2.2	Monitoring for External Exposure	.....	72
C.2.3	Monitoring for Internal Exposure	.....	74
1C.3	Radiation Monitoring in Facilities	.....	75
C.3.1	Summary	.....	75
C.3.2	Radiation Monitoring for Chemical Decontamination of OWL-1.		75
C.3.3	Radiation Monitoring in Plutonium Fuel Research Facility	..	76
1C.4	Environmental Monitoring	.....	78
C.4.1	Summary	.....	78
C.4.2	Monitoring for Environmental Radiation	.....	78

C.4.3	Monitoring for Environmental Samples	79
1C.5	Maintenance of Monitors and Survey Meters	82
C.5.1	Summary	82
C.5.2	Maintenance of Survey Meters	82
C.5.3	Maintenance of Radiation Monitors	83
1C.6	Waste Management and Decontamination	84
C.6.1	Summary	84
C.6.2	Radioactive Waste Management	85
C.6.3	Decontamination	87
C.6.4	Construction of Waste Disposal Facilities	89
2.	Technical Development	93
2.1	Monitoring for Personnel Exposure	93
2.1.1	Summary	93
2.1.2	Improvement of Film Badge for Dependency of Sensitivities on Photon Energy	94
2.1.3	Statistical Analysis of Annual Dose in JAERI	95
2.1.4	Data Processing Code for Personnel Exposure Record	97
2.1.5	Improvement of the Detector Support of Whole-Body Counter	99
2.1.6	Additional Utility Programs for Whole-Body Counter CAMAC System	101
2.2	Radiation Monitoring in Facilities	103
2.2.1	Summary	103
2.2.2	A Computer Program for the Identification of Nuclides	104
2.2.3	An Approach to Technique of Monitoring $^{15}\text{O}$ and $^{13}\text{N}$ in Gaseous Effluents from LINAC	107
2.2.4	Performance of Impregnated Charcoal Cartridge for Collecting Airborne Radioiodine	108
2.2.5	Measurement of Skyshine Dose around the Stack Yard I	113
2.3	Environmental Monitoring	116
2.3.1	Summary	116
2.3.2	Evaluation of Gamma-Exposure by Environmental Monitoring System	116
2.3.3	Evaluation of Gamma-Exposure from the Radioactive Plume: Comparison between the Measured and Calculated Dose	118

2.3.4	Consideration on the Results of Environmental Monitoring by TLD .....	119
2.3.5	Evaluation of Inherent Dose of TLD and Response to Cosmic-Rays .....	121
2.4	Radiation Measurement Instrumentation .....	123
2.4.1	Summary .....	123
2.4.2	Calibration of Instruments for Neutron Dose Equivalent Rate Measurements .....	123
2.4.3	Dose Distribution from Medium Level Irradiation Device ...	125
2.5	Waste Management and Decontamination .....	126
2.5.1	Summary .....	126
2.5.2	Improvement in Making Procedure of Cement Packages for Sea Disposal and Their Quality Control .....	127
2.5.3	Test of Incinerator for Organic Liquid Wastes .....	130
2.5.4	Cement Packaging Test of Hardly Burnable Oil .....	133
2.5.5	Qualities of Liquid Radioactive Waste from Japan Radioisotope Association .....	135
2.5.6	Properties of Spent Ion Exchange Resin after Long Term Storage in JPDR .....	137
2.5.7	Decontamination Effects by Surface Treatments to Polyester Textiles .....	138
2.5.8	Feed Test of Incinerator Ash with Screw-Feeder (Cold Run) .	139
2.5.9	Bituminization of Incinerator Ash (Hot Run) .....	142
2.5.10	Test Operation of the Vapor Compression Forced Circulation Evaporator .....	145
2.5.11	Radioactivity Leaching Test on Solid Waste Concrete Packages .....	149
2.5.12	Operation Test with Beta-Gamma Waste in Alpha-Hall .....	151
2.5.13	Alpha-Incinerator Test Operation with Non-Active Waste ...	154
2.5.14	Chemical Decontamination Equipment .....	157
2.5.15	Draft System for Abrasive Blasting Decontamination .....	159
2.5.16	Ultrasonic Decontamination Equipment .....	161
2.5.17	Secular Change of Membrane Efficiency in Reverse Osmosis Treatment of Laundry Waste .....	164



3. Research .....	167
3.1 Radiation Dosimetry .....	167
3.1.1 Summary .....	167
3.1.2 Automatic NTA Film Reader (III) .....	168
3.1.3 A Spherical Harmonic Expansion Method Using the Orthogonality for Finite Sum .....	169
3.1.4 Development of the Code System BCG for Calculations of Gamma-Ray Skyshine Dose .....	170
3.1.5 Calculation of Partial Charge-Transfer Cross Sections for Impacts of Heavy Ions .....	172
3.2 Body Radioactivity .....	174
3.2.1 Summary .....	174
3.2.2 Effects of Frequency of Administration of DTPA on the Excretion and Tissue Retention of $^{144}\text{Ce}$ from a Contaminated Wound in the Rat .....	174
3.2.3 Method of Culture of EDTA-Treated Lymphocytes (II) .....	175
3.3 Airborne Radioactivity .....	177
3.3.1 Summary .....	177
3.3.2 Dependence of Photo Decomposition of Methyl Iodide on Wavelength of Ultraviolet Rays .....	178
3.3.3 Aerosol Particle Size Analyzer System .....	179
Appendix Lists of Published Papers, JAERI-M Reports, etc. ....	181

# 1 A 東海研究所

Tokai Research Establishment

## 1 A.1 総括

### General

Radiation control and radioactive waste management were carried out routinely as in the previous years. Efforts were made to renew the old equipments and introduce improved systems.

There were no occupational exposures exceeding the maximum permissible doses and nor release of radioactive gaseous and liquid wastes beyond the release limits specified according to regulations. In the environment there were observed no abnormal radioactivities due to facilities.

Radioactive solid wastes were stored in the same way as in the previous years.

Construction was started on a radiation standards facility.

Construction continued on a low-level waste packages storage and a medium-level wastes treatment facility. A new type incineration plant was completed.

### A.1.1 概要

日常業務については前年度と特に変わりはなく、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な管理方式の導入を目的に検討整備を行った。

昨年度の原子炉施設保安規定の改正につづいて、1978年度は核燃料使用施設保安規定、放射線障害予防規定の改正が行われ、関連部門の作成作業を担当した。また、関連して放射線管理手引きを作成した。

管理区域については、建家の新增設などに伴う設定のほかは従来と特に変更はない。本年度改定された放射線障害予防規定には保安規定と同様に管理区域が図示されることとなった。

放射性同位元素の保有量について、建家、課室別の調査、集計処理を電算機で行う方式が導入された。また、被曝線量登録管理制度の発足に伴い、これに必要なデータと各種の統計資料作成のための被曝データ処理システムを完成させた。

各施設から放出される気体および液体廃棄物は、いずれも保安規定などに定められる基準以下であった。また、原子炉施設から放出された放射性希ガスによる全身被曝線量は、最大年間0.65 mrem (JRR-2南西方位周辺監視区域境界)、全施設から一般排水溝に放出された液体廃棄物中の主要核種による全身被曝線量は  $1.1 \times 10^{-3}$  mrem と、それぞれ算出されている。この値は、原子炉保安規定に規定される周辺公衆の線量目標値、5 mrem/年より小さい。

固体廃棄物として廃棄施設に収納された保管体の数量は、低レベル約 515 m<sup>3</sup> (大型異形 58.9 m<sup>3</sup>)、中レベル約 15 m<sup>3</sup>、高レベル約 5 m<sup>3</sup> で昨年と同程度であった。

放射線作業従事者、作業者についても最大許容線量をこえる被曝はなかった。(外部被曝最大 1,420 mrem, 平均 5 mrem, 内部被曝最大 7 mrem)

1978年8月21日に親指の創傷部にPuによる傷口汚染が発生したがその除染措置に身体除染施設のある動燃団東海事業所の診療所の協力を得た。これに関連して身体汚染を伴う傷害時の医療措置を行うための体制の検討整備が行われた。

放射線標準施設棟の建設が着工された。廃棄物処理及び汚染除去施設関係では、保管廃棄物施設(北方地区)、廃棄物保管棟(No.1)と中高レベル廃棄物処理施設の建設は計画どおり進められている。第1廃棄物処理棟(乾式焼却炉)の建設および汚染除去場の増設は完了した。

また、放射線作業従事者の教育訓練は安全上重要な役割をもっており、これに積極的に協力した。すなわち、原子炉研修所やRI研修所において定期的に行なわれる各種研修、新入職員および放射線作業従事者訓練等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に行った。(吉田芳)

#### A.1.2 管理区域

東海研究所原子炉施設保安規定が改正され1978年3月31日から施行された。ひき続いて放射線障害予防規定および核燃料物質使用施設等保安規定が改正され1979年3月31日から施行された。これにより管理区域の設定については、保安規定または予防規定の改正(保安規定別図の管理区域の改正)が必要となる。ただし、従来の一時的な管理区域に相当する場合は、設定条件が制限されているが保安規定等の改正をせずに施設管理統括者が設定できる。

1979年3月31日現在、原子炉施設保安規定第2編第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、第49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。1978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、設定94件、解除95件で約60%は排気フィルター交換などの排気設備の保守作業である。

(大久保)

Table A.1.2-1 第1種管理区域

(東海研究所, 1979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-B号室(RI庫), 2階229, 231, 233, 235号室, 3階全域 地下1階001-A号室(核燃料倉庫)	放射線障害予防規定
第 3 研 究 棟	020号室(RI庫), 2階3階東側半分	放射線障害予防規定
5 MeV. V.D.G.	ターゲット室グローブボックス	放射線障害予防規定
2 MeV. V.D.G.	ターゲット室グローブボックス	放射線障害予防規定
セラミック特研	5, 6, 7, 8, 9, 10, 12, 13, 14, 15, 16, 17, 18, 19, 20, 21号室	
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	
リニアック	化学室	放射線障害予防規定
J R R - 1	炉室(サブパイル室), セミホット試験室, 測定放射線管理室, シャワー室, 更衣室, 更衣室と浴室との間の廊下, 化学実験室, 放射性物質保管室, 地下2階全域	
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, 化学サービスルーム, 化学セミホットセル室, ホット便所, 更衣室(バリアー内), 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, 汚染除去室	使用施設等保安規定
J R R - 2	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	原子炉施設保安規定
炉管理部格納車 開 発 試 験 室	全 域 水均質実験室, 半均質実験室, 半均質燃料貯蔵庫, 半均質燃料装填室	原子炉施設保安規定
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, 308, 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	使用施設等保安規定

建 家	範 囲	適 用 規 定
J R R - 3	下, 渡り廊下, 401, 402, 403, 404, 405, 406, 407号室, 地階タンク室 309号室, 309号地階 502号室, セミホット廊下一部	原子炉施設保安規定
J R R - 4	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
プルトニウム研究1棟	地下FFD室, 冷却機器室, 測定室, リドタンク, ローディングドック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	放射線障害予防規定 使用施設等保安規定
再処理特別研究棟	101, 102, 103(A), 103(B), 104, 105, 106, 107, 108, 109, 110, 111, 112, 113, 114, 115, 116号室, ホット便所, シャワー室, 更衣室, X線室, 廃液貯槽室 特研: 3階ケーブ天井室, 2階セル天井室, IV棟試薬調整室, ホットケーブ, サンプルング室, Pu実験室, 工学実験室, Puセル, Pu製造室, IV棟サービス室, 汚染除去室, Pu分析室, 分析測定室, 分析工作室, 分析サービス室, 分析セル, 分析操作室, ローディング室, ピット水精製室, ウォーターピット, ホットケーブ, 地下ポンプ室, 溶媒回収セルサブケーブ, 地下2階ポンプ室, II棟試薬調整室 廃液操作室: 地階サンプルング室, 地下2階タンク室, ポンプ室 廃液長期貯蔵室: 1階計器室, フィルター室, ダクト, ローディング室, 地階ポンプ, 高レベル廃液貯蔵槽室, トランスミッター室, サンプルング室, AI廃液貯槽室, IAW貯槽室, 5, 7, 8, 9号室, 廊下	使用施設等保安規定
プルトニウム研究2棟 再処理試験室 フッ素実験室	1~2号室, 廊下 11号室, 10号室, 工作室, 5, 7, 8, 9号室 N-2, 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	使用施設等保安規定

建 家	範 囲	適 用 規 定
廃棄物処理場	更衣室, ホット便所, シャワー室, 廊下の一部処理工場, コントロール室, 中レベル蒸発装置室, 操作室, ハッチ室, 有機廃液処理室, 計測室, 1階2階分析室, セルポンプ室(2階), 廃液タンク置場, 中レベル液体廃棄物格納庫, 中レベル廃液タンク室(地階), CP-5 樹脂廃出施設, 屋外フェンスで囲まれる地域, ポンド, 固体廃棄物格納施設(2階)汚染検査室, 低中高レベル廃棄物格納施設(グレーブヤード), 非常排水貯溜ポンド, 固体廃棄物圧搾装置附近, プルトニウム廃液処理室	{ 原子炉施設保安規定 使用施設等保安規定
汚 染 除 去 場	汚染除去準備室, 衣料除染室, 衣料汚染測定室, 検査室, ホット実験室, 第一チェンジング室, 第2 機器除染ホール測定室, 中レベル機器除染室, 低レベル機器除染室, 除染用器材置場, 渡り廊下(乾燥室シャワー室), 西および北側の衣料分別室に至る通路および衣料分別室	放射線障害予防規定
F C A	炉室, 作業室, 燃料貯蔵室, エアーロック室, セミホットラボ, 更衣室	原子炉施設保安規定
T C A	第1 燃料貯蔵室, 第2 燃料貯蔵室, 作業室, 炉室1階および地階, 作業室と炉室の間	原子炉施設保安規定
J P D R	原子炉格納容器, スタック, 地下道, オフガスタング室 タービン建家: 地下室全域, 1階ホット用工作室, 実験室, 防護器材倉庫実験準備室, 計測室, 化学実験室, 機器搬入庫, フィードポンプルーム, 樹脂再生室, 復水脱塩器室, 廃棄物制御室, コンデンサー室, 浄化脱塩器室, 再生熱交換器室, FSSTルーム, M.Gセットエリア, タービンコンデンサー室, オフガスルームとこれらに囲まれた外廊下	原子炉施設保安規定
ウラン濃縮研究棟	分析室, 更衣室, 高温フード, 分析フード, 核燃料貯蔵庫	
新核燃料倉庫 N S R R	全 域 燃料棟: 大実験室, 校正室, 組立検査室, 燃料保管室, 試験検査室 制御棟: 更衣室, サンプリング室, 燃料棟から更衣室までの廊下	原子炉施設保安規定

建 家	範 囲	適 用 規 定
処理処分開発棟	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、 $\text{R}$ コンダクト、セミホットケーブル、セミホットケーブルエリア、強制冷却系エリア、中性子ラジオグラフィ室、ドレンタンクピット、サブパイル室、熱交ピット、原子炉棟から制御棟までの渡り廊下	放射線障害予防規定
モデル格納容器実験棟	大実験室、小実験室、供試体製作室、中実験室、測定室 1階(107号室および下の一部) 2階(202～207号室、209号室および下の一部)	放射線障害予防規定

Table A.1.2-2 第2種管理区域

(東海研究所、1979年3月31日現在)

建 家	範 囲	適 用 規 定
第 1 研 究 棟	地階045, 047, 049, 1階138, 144, 2階216号室, 045, 047, 049のドライエリア, 218, 220, 002, 003, 004, 005, 006, 007, 009, 011, 013, 024, 027, 037, 046, 048, 101, 102, 103, 105, 106, 107, 109, 110, 112, 114, 116, 201, 202, 203, 204, 205, 206, 208, 211, 212, 213, 215, 217, 219, 230, 232, 234, 237, 239号室	放射線障害予防規定
第 2 研 究 棟	地階004, 039, 041, 042, 043, 044, 045, 1階109, 118, 120, 130, 132, 134, 136, 138, 2階232号室, 3階334, 336, 342, 344, 345, 346, 347, 348号室, 047, 102号室	放射線障害予防規定
第 3 研 究 棟	地階003, 005, 009, 047 1階110, 112, 137	放射線障害予防規定
5MeV V. D. G	ターゲット室, ディフレクター室, マグネット室, 3, 5, 7, 9, 11, 13, 15, 17, 21, 23, 25, 27, 28, 30号室 Am-Be中性子源収納室, 密封線源保管庫, マグネット室外側	放射線障害予防規定

建 家	範 囲	適 用 規 定
2MeV V. D. G 照 射 実 験 室	ターゲット室, 加速器室 照射室	放射線障害予防規定 放射線障害予防規定
<sup>60</sup> Co 照 射 室	照射ケーブル, 物理実験室(開放研究室)	放射線障害予防規定
リニアック	コントロール室, モジュレータ室, 加速管室, タ ーゲット室, 中性子測定室(5個所)周辺柵内	放射線障害予防規定
材 料 試 験 室	6号室	放射線障害予防規定
モックアップ	炉修専用間仕切内, ITS-2実験室	放射線障害予防規定
開 発 試 験 室	半均室制御室, 水均質制御室, スラリー沸とう予 備実験室の一部, 9号室	放射線障害予防規定
原 子 炉 特 研	034, 129, 131号室	放射線障害予防規定
J R R - 1	炉室(サブパイル室を除く。)	
J R R - 3	新燃料格納庫	原子炉施設保安規定
J R R - 4	ローディングドックA	原子炉施設保安規定
F C A	PNS室	原子炉施設保安規定
J P D R	建家外黄色柵内, 送風機室	原子炉施設保安規定
職 員 診 療 所	X線撮影室, 暗室, 操作室	放射線障害予防規定
Na 特 研	大実験室(1階および2階)	
工 作 工 場	特殊作業室	
JFT-2 建家	大実験室, 測定室, 建家外東側区域, 洗浄室	放射線障害予防規定
RI 貯 蔵 施 設 (RI 製造棟隣接)	放射性物質貯蔵庫, RI 梱包作業室	放射線障害予防規定
超 高 電 顕 建 家	タンク室および地下全室	放射線障害予防規定
ナトリウム貯蔵室	ナトリウム貯蔵室	放射線障害予防規定
機 械 化 工 特 研	水素透過実験室, ROSA実験室	放射線障害予防規定
核 融 合 特 研	スパッタリング室	放射線障害予防規定
高温ヘリウムガス ループ建家	測定室	放射線障害予防規定
配 管 信 頼 性 実 証 試 験 室	X線室	放射線障害予防規定
高 温 工 学 特 研	中実験室	



### A.1.3 排気および排水の管理データ

#### (1) 排出放射性塵埃およびガス

1978年度に各施設から排出し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 A.1.3-1 に示す。各施設とも、保安規定、障害予防規定に定められている排出基準以下の排出であった。

1977年度と比較して、ほとんどの施設について、平均濃度および排出放射能ともに著しい変化はなかった。

#### (2) 放射性廃液

1978年度に各施設において発生した液体廃棄物について、廃棄物処理場へ搬出または一般排水溝へ排出した放射能と各排水溝における平均濃度および排出放射能を Table A.1.3-2 に示す。

各施設から廃棄物処理場へ搬出した放射能の合計を1977年度と比較すると、 $\alpha$ 核種は約180倍、 $\beta$   $\gamma$ 核種( $^3\text{H}$ ,  $^{14}\text{C}$ を除く)は約2.5倍に達しているが、これは今年度からポリびん等で廃棄物処理場へ引渡した廃液を含めたためである。また排水溝へ排出した放射能については、 $\beta$   $\gamma$ 核種( $^3\text{H}$ ,  $^{14}\text{C}$ を除く)は1/3に減、 $^3\text{H}$ は1/4に減で、 $\alpha$ 核種および $^{14}\text{C}$ はほぼ同じであった。

排水溝については、第2排水溝 $\beta$   $\gamma$ 核種( $^3\text{H}$ ,  $^{14}\text{C}$ を除く)の1日平均濃度の最大が $1.4 \times 10^{-7} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ となっているが、これは核種が $^{60}\text{Co}$ であり、3ヶ月平均濃度の最大値が $3.5 \times 10^{-9} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ であることから、全排水溝とも法令および規定等に定められた基準以下である。

#### (3) 放出管理目標値との比較

原子炉施設から排出した気体廃棄物のうち放出管理目標値の定められている放射性物質の排出量、および全施設からの液体廃棄物の排出量を、それぞれの放出管理目標値と比較して Table A.1.3-3 および Table A.1.3-4 に示す。これらはいずれも放出管理目標値を十分に下回っている。

(大久保)

Table A.1.3-1 排出塵埃・ガスの放射能濃度および排出放射能

(東海研究所, 1978年度)

施設名	項目	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 ( $\mu\text{Ci}$ )	主核種	年間平均濃度 ( $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ )	年間排出放射能 ( $\text{Ci}$ )	主核種
第1研究棟 (東側) (西側)		$2.0 \times 10^{-12}$	$9.5 \times 10^1$	$^{131}\text{I}$ $^{14}\text{C}$	-	-	
		$8.8 \times 10^{-11}$	$2.7 \times 10^4$		-	-	
第3研究棟		$3.9 \times 10^{-13}$	$1.4 \times 10^2$	$^{131}\text{I}, ^{38}\text{Cl}$	-	-	
V.D.G (5 MeV)		-	-		$< 2.0 \times 10^{-6}$	0	$^3\text{H}$
冶金特研		$< 6.5 \times 10^{-14}$	1.6		-	-	
セラミック特研		$< 5.8 \times 10^{-14}$	$1.1 \times 10^{-1}$		-	-	
リニアック		-	-		$1.6 \times 10^{-6}$	$2.2 \times 10^2$	$^{13}\text{N}, ^{15}\text{O}$
JRR-1		$< 3.2 \times 10^{-13}$	0		-	-	
ホットラボ (主排気口) (副排気口)		$\alpha: < 8.0 \times 10^{-15}$	0		$< 1.0 \times 10^{-6}$	0	
		$\beta\gamma: 3.7 \times 10^{-14}$	$1.3 \times 10^1$				
		$< 2.0 \times 10^{-14}$	$2.4 \times 10^{-1}$		-	-	
開発試験室		$< 4.2 \times 10^{-10}$	$4.4 \times 10^2$	$^{86}\text{Rb}, ^{138}\text{Cs}$	-	-	
JRR-2		$< 4.4 \times 10^{-11}$	$1.4 \times 10^4$	$^{138}\text{Cs}, ^{86}\text{Rb}, ^{89}\text{Rb}$	$2.0 \times 10^{-6}$ $1.7 \times 10^{-8}$	$1.1 \times 10^3$ 8.2	$^{41}\text{Ar}$ $^3\text{H}$
JRR-3		$< 4.1 \times 10^{-13}$	0		$3.3 \times 10^{-6}$ $1.5 \times 10^{-8}$	$2.0 \times 10^3$ 9.7	$^{41}\text{Ar}$ $^3\text{H}$
JRR-4		$< 3.0 \times 10^{-13}$	0		$< 1.9 \times 10^{-7}$	$1.5 \times 10^{-3}$	$^{41}\text{Ar}$
RI製造棟 (200番台) (300番台) (400番台)		$< 1.1 \times 10^{-12}$	1.9	$^{131}\text{I}$ $^{35}\text{S}, ^{131}\text{I}, ^{197}\text{Hg}, ^{203}\text{Hg}$	-	-	
		$3.0 \times 10^{-11}$	$8.8 \times 10^3$		$< 3.0 \times 10^{-7}$	$1.1 \times 10^1$	$^{133}\text{Xe}, ^{135}\text{Xe}$
		$< 1.1 \times 10^{-12}$	0		-	-	
プルトニウム研究1棟 (スタックI) (スタックII, III)		$\alpha: < 9.2 \times 10^{-15}$	0		-	-	
		$\beta\gamma: < 8.1 \times 10^{-15}$	$5.2 \times 10^{-3}$				
		$\alpha: < 9.2 \times 10^{-15}$	0		-	-	
		$\beta\gamma: < 8.1 \times 10^{-15}$	$6.7 \times 10^{-3}$		-	-	
プルトニウム研究2棟		$\alpha: < 9.2 \times 10^{-15}$	0		-	-	
再処理特研 (排気口I) (排気口II)		$\alpha: < 6.1 \times 10^{-15}$	$7.4 \times 10^{-2}$		-	-	
		$\beta\gamma: < 5.7 \times 10^{-15}$	$4.3 \times 10^{-1}$		-	-	
		$< 5.7 \times 10^{-15}$	$3.4 \times 10^{-2}$		-	-	
再処理試験室		$< 5.7 \times 10^{-15}$	$1.9 \times 10^{-2}$		-	-	
フッ素特研		$< 8.5 \times 10^{-15}$	$2.5 \times 10^{-1}$		-	-	
処理処分開発棟		$< 1.7 \times 10^{-14}$	$3.6 \times 10^{-2}$		-	-	
ウラン濃縮特研		$< 5.7 \times 10^{-15}$	$3.5 \times 10^{-2}$		-	-	
廃棄物処理場 (低レベル) (中レベル) (焼却炉) (圧縮施設)		$< 2.6 \times 10^{-14}$	$7.9 \times 10^{-2}$	$^{137}\text{Cs}$	-	-	
		$< 2.6 \times 10^{-14}$	$2.4 \times 10^{-2}$		-	-	
		$\alpha: < 2.8 \times 10^{-14}$	$3.9 \times 10^{-4}$		$1.4 \times 10^{-7}$	2.1	$^3\text{H}$
		$\beta\gamma: 1.0 \times 10^{-13}$	1.6		-	-	
		$\alpha: < 2.8 \times 10^{-14}$	0		-	-	
		$\beta\gamma: < 2.6 \times 10^{-14}$	3.4		-	-	
汚染除去場		$< 1.7 \times 10^{-14}$	$1.7 \times 10^{-2}$		-	-	
F C A		$\alpha: < 3.0 \times 10^{-14}$	0		-	-	
		$\beta\gamma: < 9.8 \times 10^{-14}$	0		-	-	
T C A		$< 9.8 \times 10^{-14}$	0		-	-	
J P D R (主排気口) (燃料建家)		$< 1.5 \times 10^{-13}$	$2.5 \times 10^{-1}$		$< 7.9 \times 10^{-7}$	0	
		$< 1.1 \times 10^{-13}$	0		-	-	
N S R R (原子炉棟) (燃料棟)		$< 1.1 \times 10^{-12}$	0		$< 1.0 \times 10^{-7}$	$3.8 \times 10^{-1}$	
		$< 4.0 \times 10^{-14}$	0		-	-	
モデル格納容器建家		$2.6 \times 10^{-12}$	$5.9 \times 10^2$	$^{131}\text{I}$	-	-	

注1  $\alpha$ 記号のないものは $\beta\gamma$ 核種

注2 濃度および排出量は次のように算出した。

年間排出放射能: 検出限界濃度未満の排気は排出量を0として集計した。

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とする。

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 廃棄物処理場および排水溝へ排出した放射能・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, 1978年度)

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	核種	1日平均濃度の最大 (μCi/cm <sup>3</sup> )	3月平均濃度の最大 (μCi/cm <sup>3</sup> )	排出放射能 (mCi)
第1研究棟	2.3 × 10 <sup>1</sup>	7.5 × 10 <sup>1</sup>	-	-	第一排水溝	βγ	8.6 × 10 <sup>-8</sup>	3.1 × 10 <sup>-9</sup>	1.7
第3研究棟	1.6	4.8 × 10 <sup>1</sup>	-	-					
セラミック特研	-	-	2.0 × 10 <sup>-1</sup>	8.8 × 10 <sup>1</sup>					
冶金特研	-	-	7.3 × 10 <sup>-2</sup>	2.5 × 10 <sup>1</sup>					
リニアック	-	-	2.8 × 10 <sup>-3</sup>	2.0					
JRR-1	-	-	1.4 × 10 <sup>-2</sup>	7.8					
NSRR	1.1 × 10 <sup>1</sup>	2.3	1.4	5.7 × 10 <sup>2</sup>					
格納容器建家	-	-	1.8 × 10 <sup>-2</sup>	6.2 × 10 <sup>1</sup>					
所外施設(1)*1	-	-	1.4 × 10 <sup>-3</sup>	2.9 × 10 <sup>1</sup>					
ホットラボ	α: 2.8 βγ: 3.9 × 10 <sup>2</sup>	9.3 × 10 <sup>1</sup>	-	-	第二排水溝	α	5.7 × 10 <sup>-9</sup>	1.2 × 10 <sup>-10</sup>	1.4 × 10 <sup>-1</sup>
開発試験室	6.3 × 10 <sup>2</sup>	3.5	4.4 × 10 <sup>-2</sup>	2.6 × 10 <sup>1</sup>					
JRR-2	βγ: 4.0 × 10 <sup>-4</sup> <sup>3</sup> H: 2.3 × 10 <sup>2</sup>	1.7 × 10 <sup>1</sup>	βγ: 1.4 × 10 <sup>-1</sup> <sup>3</sup> H: 1.6 × 10 <sup>2</sup>	1.8 × 10 <sup>2</sup>					
JRR-3	6.2 × 10 <sup>-1</sup>	5.0 × 10 <sup>-1</sup>	βγ: 9.2 × 10 <sup>-1</sup> <sup>3</sup> H: 6.7 × 10 <sup>1</sup>	4.6 × 10 <sup>2</sup>					
JRR-4	-	-	2.5 × 10 <sup>-1</sup>	2.1 × 10 <sup>2</sup>					
RI製造棟	1.9 × 10 <sup>2</sup>	8.0 × 10 <sup>1</sup>	4.2 × 10 <sup>-1</sup>	1.4 × 10 <sup>2</sup>					
プルトニウム研究棟	α: 1.7 × 10 <sup>2</sup>	3.5 × 10 <sup>-2</sup>	α: 2.3 × 10 <sup>-2</sup> βγ: 8.0 × 10 <sup>-1</sup>	8.0 × 10 <sup>1</sup>					
再処理特研	α: 8.4 × 10 <sup>-4</sup> βγ: 7.5 × 10 <sup>-2</sup>	3.0	α: 4.5 × 10 <sup>-3</sup> βγ: 7.7 × 10 <sup>-2</sup>	1.4 × 10 <sup>1</sup>					
ウラン濃縮特研	-	-	-	-					
フッ素特研	-	-	5.4 × 10 <sup>-3</sup>	5.4					
処理処分開発棟	-	-	1.9 × 10 <sup>-1</sup>	7.4 × 10 <sup>1</sup>					
廃棄物処理場	α: 6.5 × 10 <sup>-2</sup> βγ: 1.1 × 10 <sup>1</sup>	1.6 × 10 <sup>2</sup>	α: 1.1 × 10 <sup>-1</sup> βγ: 3.0 <sup>3</sup> H: 4.2 × 10 <sup>3</sup>	2.4 × 10 <sup>3</sup>					
汚染除去場	<sup>3</sup> H: 5.5 × 10 <sup>3</sup>		α: 1.3 × 10 <sup>-3</sup> βγ: 5.3 × 10 <sup>-2</sup>	1.0 × 10 <sup>2</sup>					
所外施設(2)*2	-	-	<sup>3</sup> H: 6.2 × 10 <sup>3</sup> <sup>14</sup> C: 8.5 × 10 <sup>2</sup>	9.3 × 10 <sup>2</sup>					
FCA	-	-	5.2 × 10 <sup>-2</sup>	3.2 × 10 <sup>1</sup>					
TCA	-	-	1.0 × 10 <sup>-1</sup>	6.5 × 10 <sup>1</sup>					
JPDR	-	-	2.1	1.3 × 10 <sup>3</sup>					
合計	α: 1.7 × 10 <sup>2</sup> βγ: 1.3 × 10 <sup>3</sup> <sup>3</sup> H: 5.7 × 10 <sup>3</sup>	4.8 × 10 <sup>2</sup>	α: 1.4 × 10 <sup>-1</sup> βγ: 9.1 β内 γ内 <sup>24</sup> Na: 9.3 × 10 <sup>-3</sup> <sup>51</sup> Cr: 1.3 × 10 <sup>-1</sup> <sup>58</sup> Co: 1.7 × 10 <sup>-1</sup> <sup>60</sup> Co: 1.7 <sup>137</sup> Cs: 1.5 その他: 5.6 <sup>3</sup> H: 1.1 × 10 <sup>4</sup> <sup>14</sup> C: 8.5 × 10 <sup>2</sup>	6.8 × 10 <sup>3</sup>					
					第三排水溝	βγ	7.8 × 10 <sup>-10</sup>	1.0 × 10 <sup>-10</sup>	2.3

\*1 東大原子炉および核管センターからの排水

\*2 第1化学薬品K・Kの廃液

\*3 核種: <sup>60</sup>Co

注1 核種記号のないものは, <sup>3</sup>H, <sup>14</sup>Cを除くβγ核種

注2 排出放射能: 検出限界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として集計  
平均濃度: 排出放射能を排水溝の流量で除した値

Table A.1.3-3 気体状廃棄物の放出管理目標値との比較

(東海研究所, 1978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	$^{41}\text{Ar}$	$3.5 \times 10^3$	$1.1 \times 10^3$	0.31
	放射性ガス	$^3\text{H}$	$2.6 \times 10^2$	8.2	$3.2 \times 10^{-2}$
JRR-3	放射性希ガス	$^{41}\text{Ar}$	$3.5 \times 10^3$	$2.0 \times 10^3$	0.57
	放射性ガス	$^3\text{H}$	$4.4 \times 10^2$	9.7	$2.2 \times 10^{-2}$
JRR-4	放射性希ガス	$^{41}\text{Ar}$	$2.6 \times 10^1$	$1.5 \times 10^{-3}$	$5.8 \times 10^{-5}$
JPDR	放射性希ガス	主に $^{133}\text{Xe}$ , $^{85\text{m}}\text{Kr}$	$3.2 \times 10^4$	*1	
	放射性ヨウ素	$^{131}\text{I}$	$1.5 \times 10^{-1}$	*1	
NSRR	放射性希ガス	主に $^{133}\text{Xe}$ , $^{41}\text{Ar}$	$1.2 \times 10^3$	$3.8 \times 10^{-1}$ *2	$3.2 \times 10^{-4}$
	放射性ヨウ素	$^{131}\text{I}$	$1.3 \times 10^{-1}$	0	0

\*1 原子炉停止中

\*2 主核種  $^{41}\text{Ar}$ 

Table A.1.3-4 液体廃棄物の放出管理目標値との比較

(東海研究所, 1978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
$^3\text{H}$ , $^{14}\text{C}$	0.5	$9.1 \times 10^{-3}$	$1.8 \times 10^{-2}$
以外の核種	$^{60}\text{Co}$	0.1	$1.7 \times 10^{-3}$
	$^{137}\text{Cs}$	0.1	$1.5 \times 10^{-3}$
$^3\text{H}$	$7 \times 10^2$	$1.1 \times 10^1$	$1.6 \times 10^{-2}$

注 第1, 第2, 第3排水溝の合計

## A.1.4 固体廃棄物の保管廃棄量

1978年度における保管廃棄量を Table A.1.4-1 に示す。1977年度に比較して低レベルドラム缶は 297 本増加したが、中、高レベル保管体および大型異形保管体については昨年とほぼ同程度であった。(亀井)

Table A.1.4-1 固体廃棄物の保管廃棄量

(東海研究所, 1978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>			
β・γ低レベル	616.9	低レベルドラム 保 管 体	2,282本 (B)	減容比(A/ 0.2B)=3.9
β・γ中レベル	127.75			
β・γ高レベル	0.55			
α	0.08			
固体廃棄物				
β・γ低レベル可燃	314.36			
β・γ低レベル不燃	635.66			
直接廃棄分	66.1 *			
合 計	1,761.14(A)			
中 レ ベ ル 固 体	152コ *	中レベル保管体	152 コ	
高 レ ベ ル 固 体	116コ *	高レベル保管体	116 コ	
大 型 特 殊 機 器	58.9m <sup>3</sup> *	大型異形保管体	58.9 m <sup>3</sup>	

\* 処理せず直接に保管廃棄したもの

## 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

JRR-2, JRR-3, JRR-4, JPDR および NSRR の各原子炉施設から1978年度に放出された放射性希ガスによる周辺環境中の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JRR-3南西方位の周辺監視区域境界であり、その値は0.65 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。

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 を含む液体廃棄物に起因する全身被曝線量の算出結果は、 $1.1 \times 10^{-3}$  mremであった。液体廃棄物中の核種ごとの被曝線量をTable A.1.5-2に示す。

放射性希ガスおよび液体廃棄物による被曝線量の合計は0.66 mremで、原子炉施設保安規定に定めている線量目標値(1年間につき5 mrem)の約1/8である。(大久保)

Table A.1.5 - 1 希ガスからの年間全身被曝線量

(東海研究所, 1978年度)

原子炉施設	年間放出量 (Ci)	JRR-3 南西地点の 全身被曝線量(mrem/y)
JRR-2	$1.1 \times 10^3 (^{41}\text{Ar})$	$1.8 \times 10^{-1}$
JRR-3	$2.0 \times 10^3 (^{41}\text{Ar})$	$4.6 \times 10^{-1}$
JRR-4	$1.5 \times 10^{-3} (^{41}\text{Ar})$	$< 1 \times 10^{-3}$
J P D R	0	0
N S R R	$4.9 \times 10^{-1} (^{41}\text{Ar})$	$< 1 \times 10^{-3}$
合 計		$6.5 \times 10^{-1}$

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, 1978年度)

核 種	年間放出量 (Ci)	全身被曝線量 (mrem/y)
$^3\text{H}$	$1.1 \times 10^1$	$2.8 \times 10^{-4}$
$^{60}\text{Co}$	$2.0 \times 10^{-3}$	$4.6 \times 10^{-4}$
$^{137}\text{Cs}$	$1.5 \times 10^{-3}$	$4.0 \times 10^{-4}$
合 計		$1.1 \times 10^{-3}$

**A.1.6 放射性汚染および被曝**

1978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, および対策については, Table A.1.6 - 1 に示す。

(大久保)

Table A.1.6-1 放射性汚染および被曝

(東海研究所, 1978年度)

発見 発見 発見	発見 場所 発見	事故 の 種 類	発 生 状 況	汚 染 ・ 被 曝 な ど の 状 況	原 因	処 置 お よ び 対 策
6/29	JRR-3 炉室地階	重水の漏 洩	DT-5 (溢流重水タンク) の水位 低下が発見され、各所の点検を行っ たが異常は認められず、タンクレベ ルの調整をして様子を見た。その結 果、やはり水位の低下が続き、再度 点検をしたところ、炉室地階分析室 フード内の重水サンプリングライン から漏洩しているのが発見された。 (フード外への汚染は無かった。)	・重水回収作業を行った3名 の内部被曝線量 : < 2 mrem ・スタックから放出したトリ チウム量: 0.7 Ci (推定)	フード内の重水サンプリングダ 用のバルブが不良のため完全 に閉じられていなかったことと 重水漏洩検出器がついてなか ったためである。	・重水サンプリングラインの バルブを操作して重水の漏 洩を止め、漏洩した重水の 回収をした。 ・不良バルブの交換をする。 ・重水漏洩が発生した場合に ただちに検出できるよう改 良する。
8/21	Pu 研究 1棟 103室	創 傷 汚 染	103号室グローブボックス (12-H) でPuの精製作業中にカラム下部の コックが破損し、その破損部で右手 親指を創傷した。	・右手親指創傷部の汚染 : 0.2 nCi (水洗後) ・グローブボックス表面、付 近の床、通路の汚染 : 検出感度以下	コックのすり合わせ部分の抵 抗が大きくなったため、異常 な力加わり、コックのつけ 根が破損したと推定される。	・右手親指のつけ根をしばり 創傷部を水洗した。 ・創傷部の医療措置を受けた。 ・尿検査を依頼した。 ・グローブボックス表面、付 近の床、通路等の汚染測定を 行った。 ・グローブボックス内作業に おいては、作業前に器具の 点検を行うとともに一層慎 重に行うようにする。
9/21	リニア ック 化学実 験室	身体汚染	化学実験室排気口をサンプリングし ているダストモニタの指示が瞬間的 に上昇し、また下降しているのが見 られた。実験者に事情聴取したとこ ろ照射試料を閉封したことがわかり、 実験者及び作業場所の床の汚染検査 を実施したところ汚染が検出された。	・実験者の衣服及び身体汚染 上着: $1.0 \times 10^{-4} \mu\text{Ci/cm}^2$ スボン: $1.4 \times 10^{-4} \mu\text{Ci/cm}^2$ 頭髮: $1.4 \times 10^{-4} \mu\text{Ci/cm}^2$ 鼻孔: $2.7 \times 10^{-3} \mu\text{Ci}$ (スマヤ) ・汚染核種 FP (除染後、検出感度以下)	カプセル閉封の際、粉末状に なっていた、照射ウランが飛 散して空気汚染を生じ、気体 等を汚染させたと推定される。	・実験者の身体除染を行った。 ・内部被曝検査を依頼した。 ・気送管照射装置の改善をす る。 ・照射試料カプセルの閉封は フード内で行う。 ・実験の際は、適切な防護具 を着用する。 ・通常と異なる実験時は、事 前評価を行い、放射線管理 係へ通知する。

### A.1.7 RI 保有状況

東海研究所におけるRIの保有状況の調査に関して、1978年3月から電子計算機によるRIの数量管理方式を導入した。これによって、①半期ごとのRIの保有状況(購入、使用、貯蔵、廃棄等)の把握、②RI使用許可条件の遵守についてのチェック、③課室別、建家別、貯蔵庫別および核種別の集計表の作成、について迅速に処理することが可能となった。

これまでの調査は1978年3月、同年6月および1979年1月の3回行った。報告件数はそれぞれ1963件、267件、および175件であった。また使用、貯蔵等に不適切なRIはそれぞれ33件、9件および4件であった。第1回の調査ではこれまで保有しているRIについて全て報告したため件数が多くなった。第2回の調査では報告漏れ、あるいは使用、貯蔵等に不適切なRIについての処置についての報告を多く含んでいた。第3回の調査では実際の保有状況の変動分が主となっていた。これら報告件数、保有状況の使用、貯蔵等に不適切なRIの件数、およびその内容の変遷から、電子計算機によるRI保有状況調査の方法が軌道にのりつつあることを示している。

これまでの調査結果の1例として、Table A.1.7-1に1979年1月現在における建家別RI保有状況を示す。(加藤正)



Table A.1.7-1 建家別 RI 保有状況 (1979年1月31日現在)

(東海研究所, 1978年度)

建家名	密封線源		非密封線源		合計(Ci)
	RI量(Ci)	主要核種名	RI量(Ci)	主要核種名	
第1研究棟	8.0 × 10	Am-Be, <sup>3</sup> H, <sup>137</sup> Cs	1.2 × 10	<sup>3</sup> H, <sup>137</sup> Cs, <sup>106</sup> Ru	9.2 × 10
第2研究棟	1.2	RaD-Be, <sup>137</sup> Cs, <sup>226</sup> Ra	0		1.2
第3研究棟	4.2 × 10 <sup>-2</sup>	<sup>60</sup> Co, <sup>137</sup> Cs, <sup>226</sup> Ra	3.6	<sup>60</sup> Co, <sup>3</sup> H, <sup>90</sup> Sr	3.6
核物理特研	1.2 × 10	<sup>3</sup> H, Am-Be, <sup>137</sup> Cs	5.3 × 10 <sup>2</sup>	<sup>3</sup> H	5.4 × 10 <sup>2</sup>
照射実験室	7.3	<sup>60</sup> Co, Ra-Be, <sup>226</sup> Ra	0		7.3
JFT-2	1.0 × 10 <sup>-2</sup>	<sup>241</sup> Am, <sup>57</sup> Co	0		1.0 × 10 <sup>-2</sup>
コバルト照射室	1.9 × 10 <sup>4</sup>	<sup>60</sup> Co	0		1.9 × 10 <sup>4</sup>
ライナック	5.0 × 10 <sup>-3</sup>	Ra-Be	1.9 × 10 <sup>-3</sup>	<sup>60</sup> Co, <sup>152</sup> Eu, <sup>110m</sup> Ag	6.9 × 10 <sup>-3</sup>
開発試験室(SHE)	3.6 × 10	<sup>3</sup> H, Am-Be, Ra-Be	0		3.6 × 10
モックアップ建家	1.5	Am-Be	0		1.5
JRR-2	1.1 × 10 <sup>-1</sup>	Am-Bc, Ra-Be	0		1.1 × 10 <sup>-1</sup>
JRR-3	1.0 × 10 <sup>-2</sup>	Am-Be	0		1.0 × 10 <sup>-2</sup>
JRR-4	1.6 × 10	<sup>60</sup> Co, <sup>137</sup> Cs, Am-Be	6.1 × 10 <sup>-5</sup>	<sup>90</sup> Sr, <sup>60</sup> Co, <sup>137</sup> Cs	1.6 × 10
ホットラボ	9.2 × 10	<sup>60</sup> Co, <sup>3</sup> H	6.7 × 10 <sup>-2</sup>	<sup>60</sup> Co, <sup>137</sup> Cs, <sup>147</sup> Pm	9.2 × 10
アイソトープ製造棟	5.4 × 10	<sup>60</sup> Co, <sup>137</sup> Cs, Am-Be	2.1 × 10	<sup>60</sup> Co, FP, <sup>35</sup> S	7.5 × 10
FCA	6.8 × 10	<sup>3</sup> H, Am-Be, Ra-Be	0		6.8 × 10
TCA	1.0 × 10	<sup>3</sup> H, Ra-Be, <sup>241</sup> Am	0		1.0 × 10
モジュール核容器実験棟	5.8 × 10 <sup>-1</sup>	<sup>241</sup> Am, <sup>55</sup> Fe, <sup>63</sup> Ni	2.4 × 10 <sup>-1</sup>	<sup>85</sup> Kr, <sup>131</sup> I	8.2 × 10 <sup>-1</sup>
機械化工特研	5.6 × 10	<sup>137</sup> Cs	0		5.6 × 10
タンデム加速器建家	5.2	<sup>192</sup> Ir	0		5.2
冶金特研	0		4.1 × 10 <sup>-2</sup>	FP, <sup>137</sup> Cs, <sup>90</sup> Sr	4.1 × 10 <sup>-2</sup>
Pu第1研究棟	0		7.0	<sup>241</sup> Am, <sup>244</sup> Cm, <sup>237</sup> Np	7.0
セラミック特研	0		4.8	<sup>3</sup> H	4.8
再処理特研	0		6.9 × 10 <sup>-3</sup>	<sup>137</sup> Cs, <sup>90</sup> Sr, <sup>144</sup> Ce	6.9 × 10 <sup>-3</sup>
フッ素特研	0		6.2 × 10 <sup>-5</sup>	<sup>103</sup> Ru, <sup>106</sup> Ru, <sup>90</sup> Sr	6.2 × 10 <sup>-5</sup>
JRR-1	0		4.1 × 10 <sup>-4</sup>	<sup>60</sup> Co, <sup>110m</sup> Ag, <sup>90</sup> Sr	4.1 × 10 <sup>-4</sup>
廃棄物処理処分開発棟	0		1.1 × 10 <sup>-2</sup>	<sup>60</sup> Co, <sup>137</sup> Cs, <sup>144</sup> Ce	1.1 × 10 <sup>-2</sup>
汚染除去場	0		4.2 × 10 <sup>-1</sup>	<sup>3</sup> H, <sup>14</sup> C, <sup>241</sup> Am	4.2 × 10 <sup>-1</sup>
合計	1.9 × 10 <sup>4</sup>		5.8 × 10 <sup>2</sup>		2.0 × 10 <sup>4</sup>

注 法律で定義している限度量以下のRI(使用許可不要)は除く。

## 1 A.2 個人被曝線量の管理

### Individual Monitoring

There are no personnel exposures exceeding the maximum permissible doses.

For external exposure, the maximum and average doses to the whole body per person were 1420 mrem/y and 15 mrem/y, respectively.

For internal exposure, routine monitoring was carried out by both bioassay and external counting in the same way as in the preceding year. No significant internal contamination was observed. Special monitoring was carried out for 20 workers. Minor internal contamination was observed in some workers; however, internal doses estimated were less than 10 mrem.

#### A.2.1 概要

個人外部被曝管理においては、原研全事業所の従事者、随時立入者（これらを以下従事者等と言う。）年間延人数 10,078 人と一時立入者年間延人数 1,080 人の被曝線量測定と記録の処理報告等を実施した。これらの者の全身被曝、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 15 mrem および 1,420 mrem であった。

被曝線量登録管理制度による登録管理業務を、所内運用手引により 1978 年 4 月 1 日から全事業所同時に実施し、その後、中央登録センターに対する各種登録申請を定常的に実施した。

(沼宮内)

内部被曝管理については、1977 年度とほぼ同様に実施した。年度当初に各課室について、個人ごとに放射性物質取扱い状況の調査を行い、体内汚染の可能性の大小等を判断して、定期検査の被検者数および検査種類を決めた。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 39 人、全  $\beta$  放射能 8 人、トリチウム 59 人、ウラン 34 人、体外計測では全身計測 88 人、胸部計測 33 人である。胸部計測が年 1 回、全  $\alpha$  放射能が年 2 回のほかは、すべて毎四半期ごとに実施した。これらの検査の結果、問題とするような汚染は見出されなかった。

臨時検査は年度中 7 件の依頼を受け、20 人について実施したが、算定された内部被曝線量はいづれも低く、10 mrem/50 年を超えなかった。

(赤石)

#### A.2.2 外部被曝線量の管理

##### (1) 全事業所統計

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 3,403 人（年間延人数 10,078 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ジの貸出数を作業別と四半期別に 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と年間に分け、それぞれの平均被曝線量と最大被曝線量を Table A.2.2-2 に示す。従事者等の年間平均全身被曝線量は 15 mrem であり、年間最大全身被曝線量は FCA 作業における 1,420 mrem であった。また、従

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：1978年度)

測定器 \ 対象者	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	1,649	193	577	56	2,475	第1四半期
	1,632	212	619	85	2,548	第2四半期
	1,623	247	599	44	2,513	第3四半期
	1,622	255	568	97	2,542	第4四半期
リングバッジ	42	9	16	0	67	第1四半期
	82	11	20	1	114	第2四半期
	37	1	13	0	51	第3四半期
	34	11	24	0	69	第4四半期

Table A.2.2-2 従事者等の全身被曝線量(全事業所：1978年度)

管理期間	従事者等 の数(人)	全身被曝線量分布(人)					平均被曝 線量 (mrem)	最大被曝 線量 (mrem)
		検出限界 線量未満	* $D < 100$	$100 \leq D < 300$	$300 \leq D < 1000$	$1000 \leq D$		
第1四半期	2,475	2,277	171	25	2	0	5	830
第2四半期	2,548	2,234	264	46	4	0	8	530
第3四半期	2,513	2,267	226	20	0	0	5	210
第4四半期	2,542	2,319	204	19	0	0	4	240
年間	3,403	2,838	391	151	22	1	15	1,420

\* 全身被曝線量(mrem/四半期または年間)

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227 mrem および6,500 mrem であった。

各事業所別の従事者等の年間全身被曝線量分布、平均および最大被曝線量を Table A.2.2-3 に示す。大阪研究所には検出限界線量以上の被曝者はなかった。

## (2) 東海研究所統計

東海研究所の従事者等の全身被曝線量分布を四半期と年間に分け、それぞれの平均および最大被曝線量を Table A.2.2-4 に示す。従事者等の年間平均被曝線量は17 mremで、年間最大被曝線量はFCA 作業における1,420 mremであった。(西)

Table A.2.2 - 3 従事者等の年間全身被曝線量 (事業所別: 1978年度)

事業所名	従事者等数 (人)	全身被曝線量分布(人)					平均被曝 線量 (mrem)	最大被曝 線量 (mrem)
		検出限界 線量未満	* D < 100	100 ≤ D < 300	300 ≤ D < 1000	1000 ≤ D		
東海研究所	2,556	2,110	308	118	19	1	17	1,420
高崎研究所	157	154	3	0	0	0	1	90
大阪研究所	29	29	0	0	0	0	0	0
RI 研究所	53	52	1	0	0	0	0	20
大洗研究所	608	493	79	33	3	0	16	410
全事業所	3,403	2,838	391	151	22	1	15	1,420

\* 年間全身被曝線量 (mrem/年)

Table A.2.2 - 4 従事者等の全身被曝線量 (東海研究所: 1978年度)

管理期間	従事者等数 (人)	全身被曝線量分布(人)					平均被曝 線量 (mrem)	最大被曝 線量 (mrem)
		検出限界 線量未満	* D < 100	100 ≤ D < 300	300 ≤ D < 1000	1000 ≤ D		
第1 四半期	1,853	1,682	149	20	2	0	5	830
第2 四半期	1,807	1,579	185	40	3	0	8	530
第3 四半期	1,848	1,650	185	13	0	0	5	210
第4 四半期	1,913	1,720	177	16	0	0	5	240
年間	2,556	2,110	308	118	19	1	17	1,420

\* 全身被曝線量 (mrem/四半期または年間)

### A.2.3 内部被曝線量の管理

#### (1) 定期検査

##### (a) 被検者の割当て

定期検査を実施するにあたり、毎年度当初に非密封放射性物質取扱い作業者の実態を調査し、年間の被検者を選定している。1978年度は、1977年度同様に取扱い核種、作業場所、取扱い量、取扱い時間、防護具、防護装置等の項目について調査し、取扱い状況を把握した。調査結果に基づき、核種の危険度、作業環境への漏洩の程度、体内汚染の可能性の大小等から作業場所および作業員群に分類を行った。区分された作業員群について、分析あるいは測定の方法による体内汚染検出の難易や過去の臨時検査による体内汚染発生件数の統計によって重みづけを行い、また、過去の検査実績を勘案し、放射線管理第2課と協議して被検者枠を決定した。この結果に基づいて、各課室長の意向を調査した上で課室別の割当て被検者数を決定し、検査対象となる課室長より定期検査の依頼を受けた。東海研究所、大洗研究所の検査種目ごとの被検者依頼数は、Table A.2.3-1のとおりである。

1978年度の被検者枠の決定については、特に以下の点を考慮した。すなわち、検査種目ごとの過去における汚染発見例数、分析あるいは測定に要するマンパワー、体内残留の長短、汚染

Table A.2.3-1 1978年度定期検査被検者割当数

検査種目		東海研究所	大洗研究所	小計
バイオアッセイ	全 $\alpha$ 尿検査	20	19	39
	全 $\beta$ 尿検査	8	0	8
	トリチウム尿検査	59	0	59
	天然ウラン尿検査	28	6	34
体外計測	全身計測	68	20	88
	胸部計測	25	8	33
小計		208	53	261

検出レベル、得られた検査結果を評価するためのバックグラウンドデータの必要収集数などである。この結果、全 $\alpha$ 尿検査、天然ウラン尿検査は1977年度に比較し、約50%減となった。その他の検査種目については、ほぼ同数である。(服部隆)

## (b) 定期検査の結果

1978年度のバイオアッセイ、体外計測による定期検査の結果をTable A.2.3-2に示す。これらの定期検査の結果、一般作業者のバックグラウンドの範囲を超えた値が得られた者について、再検査を行ったが、有意の体内汚染が認められて臨時検査を行う被検者はなかった。

## (2) 臨時検査

定期検査の結果、体内汚染が疑われて依頼され、あるいは、事故的な体内汚染の発生によって依頼された臨時検査は、1978年度は、大洗研究所を含めて7件、20人であった。バイオアッセイおよび体外計測による検査を合せて実施したものの2件、4人、バイオアッセイによる検査のみを実施したものの2件、9人、体外計測による検査のみを実施したものの3件、7人であった。

Table A.2.3-3に、東海研究所における臨時検査の結果を示す。

1977年度に発生して、1978年度まで継続して検査を実施した $^{241}\text{Am}$ 、 $^{147}\text{Pm}$ 汚染者については、 $^{241}\text{Am}$ の線量としてかなり高い値が得られた。これについてはTable A.2.3-3に示した。なお、 $^{147}\text{Pm}$ についての被曝線量(預託)は、 $^{241}\text{Am}$ に比較して2~3桁小さく、無視できる線量であった。(福田洋)

Table A.2.3-2 定期検査結果

(大洗研究所を含む)

検査方法	検査種目	受検者数	再検査者数	受検率(%)	臨時検査が必要とされた者
バイオアッセイ	全 $\alpha$ 放射能	77	0	100	0
	全 $\beta$ 放射能	32	2	100	0
	トリチウム	211	6	92	0
	天然ウラン	131	0	99	0
体外計測	全身計測	343	3	98	0
	胸部計測	33	0	100	0
計		827	11	97	0

Table A.2.3-3 臨時検査一覧  
(大洗研究所を含む)

No.	発生日	検査核種	被検査者数	検査方法 <sup>*2</sup>	測定数または 試料数	体内汚染 検出者	測定値	被曝線量(決定器官) (mrem/50年)
1	1978.4.18	<sup>192</sup> Ir	1	I	1	0		
2	5.19	<sup>131</sup> I	5	I	5	2	1.3nCi(甲状腺)	< 10 (甲状腺)
3*1	6.14	<sup>56</sup> Mn, <sup>60</sup> Co, <sup>110m</sup> Ag	3	E.I	E: 34, I: 6	0		
4	6.29	<sup>3</sup> H	3	E	9	3		< 10 (体組織)
5	7.10	<sup>3</sup> H	6	E	6	1		< 10 (体組織)
6	8.21	<sup>239</sup> Pu	1	E.I	E: 2, I: 1	0		
7	9.21	F P	1	I	4	0		
77-1	1977.4.1	<sup>241</sup> Am, <sup>147</sup> Pm	1	E.I	E: 37, I: 8	1	<sup>241</sup> Am 0.8 nCi (胸部)	1,700 (骨 Am) 560 (肝臓 Am) 1,200 (肺 Am)

\*1 大洗研究所で発生したもの

\*2 E: バイオアッセイ

I: 体外計測

#### A.2.4 個人被曝線量の登録

被曝線量登録管理制度による登録業務は、前年度から所内運用手引ならびに電子計算機処理コードなどの整備を進め、1978年度から開始した。

今年度は登録制度発足の過渡期であったため、原研の登録業務も放射線従事者中央登録センター(以下中央登録センターという)が定めたスケジュールに沿って進めた。

所内登録は所内運用手引に基づき、4月1日から全事業所において同時に開始した。その後、外来者用の手引を追加作成し、本格実施日(10月1日)から、これを運用した。

中央登録センターに対する登録業務は放射線作業従事者および随時立入者(以下従事者等という)について、過去分、経過分および本格実施の3段階に分けて実施した。Table A.2.4-1に1978年度の各種登録申請データ件数を示す。

過去分登録については原研が保管していた従事者等の過去の記録に基づき、個人識別登録、過去分定期線量登録ならびに過去分指定解除者放射線管理記録の引渡しを行った。経過分登録は本格実施に移行するまでの期間に生じた登録業務であり、この経過期間中(4月1日から9月30日迄)の各種登録申請は本格実施の定常的な登録業務と並行して行い、12月末までにこれを登録した。

原研における登録業務は、1979年1月ごろから軌道にのり年度末に集計する定期線量登録をもって1978年度の登録業務を完了した。(河合)

Table A.2.4-1 1978年度中央登録申請データ件数

登録区分 登録の種類	過去分登録 (1957～1978.3.31)	経過分登録 (1978.4.1～1978.9.30)	本格分登録 (1978.10.1～1979.3.31)
事前登録	—	559	114
指定登録	—	945	801
指定解除登録	14,442	729	923
定期線量登録	45,743	—	3,541
個人識別登録	16,369	—	—

### 1 A.3 施設の放射線管理

#### Radiation Monitoring in Nuclear Facilities

In Tokai Research Establishment, radiation monitoring was made extensively in nuclear facilities. Improvement of the monitoring systems and programs proceeded steadily.

Efforts for renewal of deteriorated monitoring systems were continued in the facilities as in the previous years.

Special monitoring was carried out in connection with decommissioning of the Aqueous Homogeneous Critical Facility (AHCF) and physical inventory tests (PIT) of plutonium fuel in the Fast Critical Assembly (FCA). During AHCF decommissioning, monitoring was made mainly for preventing inhalation exposure of materials containing thorium and its daughters, and external exposures of neutron-irradiated materials. In FCA, during PIT, personnel monitoring was made especially for low energy gamma- or X-ray exposures from sealed plutonium fuel elements.

In all the radiation works performed during the year including the above two, there were no personnel exposures exceeding the maximum permissible level.

#### 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するとともに、その強化と効率化のため、老朽化した放射線管理機器の更新整備を進めた。

放射線管理機器の更新整備は、従来から年次計画として実施しているものであるが、遅滞気味であった状況を1978年度、大分、促進することができた。しかし、計画の延伸が全く解消したわけではない。

1978年度実施した放射線管理のうち、特記すべきものとして、水性均質臨界実験装置(AHCF)残存物の解体撤去作業に伴うものがあつた。これは原子炉本体(集集体)、原子炉格納施設(原子炉格納容器)を残し密閉管理中の上記臨界実験装置を、さらに完全に解体撤去しようとするもので、酸化トリウム・重水スラリーの回収廃棄を含むデコミッションング作業で、放射線管理上も初めての経験であつた。また、FCAにおいて、核燃料の計量管理として、プルトニウム燃料の現物を照合する全数検査(PIT)が実施された。AHCFにおいては、作業環境に開放される $^{232}\text{Th}$ とその娘核種の内部被曝管理、配管など炉心部材からの放射線の外部被曝管理をはじめ、作業場の表面汚染、作業員の出入、解体物および廃棄物の搬出の管理など、放射線管理全般にわたって実施した。いっぽう、FCAにおいては、主として密封プルトニウム燃料による作業員の全身および局部(手)の外部被曝管理、ならびに、それに基づく作業管理が実施された。いずれも、作業側との緊密な連絡、協力により、放射線管理業務を的確、かつ円滑に遂行することができた。

このほか、年度内に行われた放射線管理の対象となる主要な放射線作業は下記の通りであるが、上記2件を含め、これらの作業で最大許容線量を超える被曝は発生していない。(1)建設中の20



MeV タンデム加速器タンクへの<sup>192</sup>Ir 線源の取付作業およびそれによる試験照射、(2)ホットラボにおけるケーブル内高汚染および高線量率下での除染作業、ならびに冶金ケーブルの放射線漏洩試験、(3)JRR-2 および JRR-4 の使用済燃料の海外再処理のための輸送。年度内に実施した東海研究所各施設の平常の放射線管理において、作業および作業環境のモニタリングから、特記するほどの異常は検出されていない。

なお、第1、第2廃棄物処理棟、核融合炉物理実験棟、燃料試験施設の建設に伴い、また、廃棄物安全試験施設の許可申請に伴い、放射線管理方式の検討、ならびに放射線管理設備の仕様の作成が行われた。

また、1978年度、東海研究所の核燃料物質使用施設等保安規定、および放射線障害予防規定の全面改訂(前者：1978年11月制定、後者：1979年3月制定)があったが、この改訂作業に協力するとともに、これらの規定に沿って、現場の業務実施の指針となる放射線管理手引(仮称)の作成作業を進めた。(矢部)

### A.3.2 ホットラボにおけるケーブル除染作業時の放射線管理

1979年1月29日から約1カ月にわたって、ホットラボにおいて、ダーティケーブルの除染がおこなわれた。これは、同ケーブルの扉インターロック装置改修工事にあたって、作業員の被曝低減対策の一環としておこなったものである。放射能汚染レベルの高いケーブル内の除染作業は、昨年度、クリーンケーブルとストレージケーブルにおいて実施されており、今回の除染にあたってはその経験が大いに活用された。

#### (1) 作業の概要

クリーンケーブルおよびストレージケーブルと同様、人による立ち入り除染に先立って、遠隔除染を実施した。遠隔除染としては、今回、新しく振動式と回転式の除染機器が試作され、それらを用いる“はがし”とマニプレータを操作する“ふきとり”の2つの方法がとられた。

遠隔除染の後、作業員が当該ケーブル内に立ち入り、人手によるふきとり除染を実施した。この除染は、中性洗剤をつけたナイロンタワシで表面をこすった後、紙ウエスでふき取る方法によった。また、除染作業員の外部被曝を低減させるため、高線量部や架台面に鉛板や鉄板の遮蔽をほどこした。この措置の結果、ケーブル内の照射線量率30～500 mR/h が10～100 mR/h に減少した。

#### (2) 照射線量率と表面汚染

除染前および各除染作業後におけるケーブル内の照射線量率分布(架台表面から10 cmにおける)を Fig. A.3.2-1 に示す。なお、高汚染物(ミーリングマシン)からの放射線の影響を除くため、その周辺の線量測定値はこのデータからは除外した。除染の全工程終了後では、除染前に比べ、照射線量率は約1桁低下している。

遊離性汚染について、除染前および除染後の表面汚染レベルの一例として、ケーブル内架台面の表面汚染密度分布を Fig. A.3.2-2 に示す。汚染レベルは、遠隔除染によって約1桁、立ち入り除染によって約2桁低下している。両者を合すると、遊離性汚染に対する除去指数として約3が得られる。これはクリーンケーブルおよびストレージケーブルの場合と比べ、ほぼ同程度の値といえる。

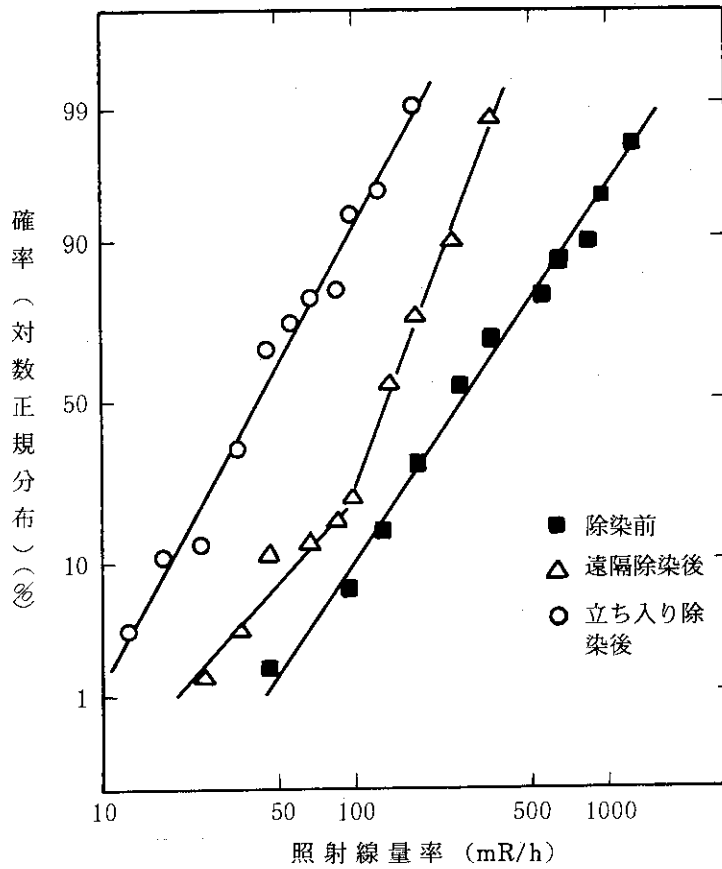


Fig. A. 3.2-1 除染前および除染作業後のケーブル内  
照射線量率分布

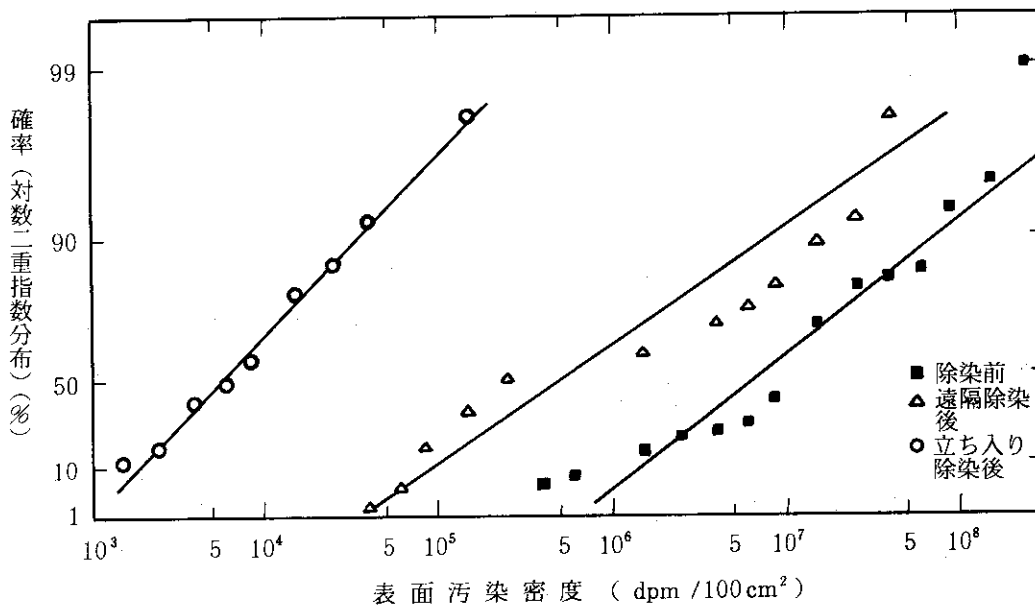


Fig. A. 3.2-2 除染前および除染後のケーブル内架台面の表面汚染密度分布

## (3) 空气中放射性物質濃度

除染作業中、ケーブル内やアイソレーションルーム、さらにサービスエリアについてダストモニタリングを実施した。各場所での空气中放射性物質の濃度( $\beta r$ )は、ケーブル内で $10^{-10} \sim 10^{-9} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ 、アイソレーションルームで $10^{-12} \sim 10^{-10} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ 、サービスエリアで $10^{-14} \sim 10^{-12} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ であった。

また、ケーブル内の空气中放射性物質濃度と表面汚染密度の関係から再浮遊係数を算出すると、 $3 \times 10^{-8} \text{cm}^{-1}$  が得られた。この値はクリーン、ストレージケーブルの場合( $1 \sim 2 \times 10^{-6} \text{cm}^{-1}$ )に比べ低くなっているが、架台面に鉄板やビニールシートを敷いて汚染の飛散防止をはかったための効果によるものと推定される。

## (4) 作業者の被曝線量

本除染作業に係る作業員 17 名についての被曝線量を Table A.3.2-1 に示す。全身の被曝線量については、作業前に設定された計画被曝線量 300 mrem 以下であった。また、総被曝線量 2,025 person・mrem の内約 90 % がケーブル内作業によるものであった。

この他、ケーブル内作業 1 回当たり(約 1 時間)の平均被曝線量は全身( $r$ )で 20 mrem、手( $r + \beta$ )で 40 mrem であった。また、局部被曝( $r + \beta$ )の全身被曝( $r$ )に対する比は約 3 になっており、局部被曝については、 $\beta/r$  は約 1 となっている。今回はクリーン、ストレージケーブルの場合に比べ、鉄板遮蔽の効果によって、 $\beta$  成分が大きく減少している。(井沢)

Table A.3.2-1 除染作業時における作業員の被曝線量

(東海研究所, 1978 年度)

測定部位および線種		総被曝線量 (person・mrem)	最大被曝線量 (mrem)	平均被曝線量 (mrem)
全身 (ポケットドジメータ)	$r$	2,025	206	119
局部(手) (リングバッジ)	$r$	—	230	130
	$\beta$	—	350	150

## A.3.3 FCAにおける核燃料物質在庫調査(PIT)作業時の被曝管理

FCAにおいて、1978年8月7日から9月1日まで核燃料物質の在庫調査作業が実施された。在庫調査は員数勘定(全数検査)と非破壊検査(抜取り検査)である。員数勘定は高速炉物理研究室、炉物理実験技術開発室および核燃料課が、非破壊検査はPITプロジェクトチームが担当した。また原子力局およびIAEAの査察も並行して行われた。

員数勘定は、最初に炉心のドロワの燃料板について、次に貯蔵庫内の燃料板について行った。炉心ドロワの員数勘定は、それを順次プルトニウム取扱いフード内に運び、新しい炉心用のドロワ(1,074本)に組替えながら行った。員数勘定を行った燃料板はプルトニウム(Pu)、濃縮ウラン(EU)、天然ウラン(NU)、劣化ウラン(DU)で合計約 12 万枚である。非破壊検査では、組替えの終了した新炉心用ドロワから燃料板をランダムサンプリングにより取出し、化学天秤による

重量測定(271枚)、Ge(Li)検出器によるPu, EU(93%)のスペクトル測定(153枚)およびSAM-II( $\gamma$ 線スペクトル測定器)によるNUおよびDU燃料の濃縮率測定を行った。

炉心部の線量率は、2分割された炉心の分割面の表面線量率が100~120 mR/h, それらの中間で約30 mR/h, 作業者の位置で40~60 mR/hであり, ドロワの表面線量率は40~60 mR/hである。炉心部での作業は上述のように高放射線レベル下の作業であるため生体遮蔽体の一部を使用したほか, X線用防護エプロン(鉛0.55 mmおよび0.35 mm等価)を着用して作業を行った。プルトニウム貯蔵庫およびウラン貯蔵庫内の作業においても同様の防護方法をとった。ウラン貯蔵庫における員数勘定は燃料枚数が多いため, 20~30枚程度を一度にかぞえるための標準スケールを作り, 作業時間の短縮をはかった。

プルトニウム燃料板の表面線量率は $^{239}\text{Pu}$ の含有率に応じて550 mR/hから4.5 R/hの範囲であり, またウランでは $\gamma$ 線の表面線量率が約10 mR/h,  $\beta$ 線の表面吸収線量率が約200 mrad/hである。プルトニウム取扱いフードでの作業は燃料板を手で取扱う作業であるため, 局部被曝が大きくなると予想された。作業の性質上含鉛手袋の着用が困難であるため, 被曝低減策としてピンセットなどを用いて距離による線量率の低減(約1/10)をはかった。またフード内ではプルトニウム燃料板に遮蔽を施し, かつ, 燃料板の汚染検査時の局部被曝を少なくするための燃料板保持具を配置した。

原子力局およびIAEAによるプルトニウムバードケージの封印作業においては, バードケージ表面で100~150 mR/h, ケージ枠部の端で20~30 mR/hの線量率があり, 外部被曝を低減するためX線防護エプロンを着用させた。

上記作業において, グループ別の被曝線量と作業別内訳をTable A.3.3-1に示す。

この作業では相当量の被曝が予想されたので, 作業にあたっては関係者と作業手順, 作業時間および防護方法などについて事前に十分協議し, 作業別の被曝線量をTable A.3.3-2に示すように作業単位ごとに推定した。被曝管理は以下に示す方法により行い被曝線量の低減につとめた。

- イ) 全身外部被曝はポケット線量計を1日の午前, 午後にかけて使用し, 毎日の被曝管理と作業ごとの被曝線量の管理を行った。
- ロ) 手の局部被曝管理は作業ごとに被曝線量を推定し, リングバッジで被曝線量の測定を行った。
- ハ) 炉心作業およびプルトニウム取扱い作業では吸入による体内汚染防止のため防護マスク(半面マスク)を着用した。
- ニ) 炉心, プルトニウム取扱いフードおよび燃料庫内の高放射線レベル下の作業ではX線用防護衣を着用した。

今後の作業において, 被曝防護および汚染防止の観点から次の点を考慮する必要があると思われる。

- イ) プルトニウム燃料の高線率化に伴う取扱い方法の改善。
- ロ) 炉心作業時の遮蔽方法の改善。
- ハ) バードケージの封印方法の簡便化。
- ニ) 一部のウラン燃料の塗装剥離による汚染防止のため, 再塗装をする必要がある。(水書)

Table A.3.3-1 PIT 作業時のグループ別被曝線量と作業別内訳

(東海研究所, 1978年度)

作業名 グループ名	炉室 Puの員数勘定 〔person・mrem〕	貯蔵庫 Puの員数勘定 〔person・mrem〕	貯蔵庫 Uの員数勘定 〔person・mrem〕	作業室, 貯蔵庫 Pu, Uの破壊検査 〔person・mrem〕	抜取り試料の 非破壊検査 〔person・mrem〕	全作業の外部 被曝線量合計 (PDの値) 〔person・mrem〕	全作業の局部 被曝線量合計 (リングバッジの値) 〔person・mrem〕
原子力局	14 (48) (140)	36 (40) (600)	45 (72) (250)	23 (40) (220)	—	118 (200) (—)	1,080 (—) (1,210)
核燃料課	29 (50) (150)	19 (26) (160)	53 (50) (200)	10 (22) (100)	2 (8) (60)	113 (156) (—)	310 (—) (670)
PITワーキング グループ	25 (67) (700)	24 (34) (190)	44 (80) (390)	40 (88) (450)	0 (6) (40)	133 (275) (—)	1,060 (—) (1,770)
F C A	プラットホーム 89 (396) (2,960)	バーダケージ運搬 34 (63) (1,200)					
	炉室装填作業 47 (101) (2,300)	フード作業 17 (11) (200)	91 (77) (1,590)	54 (42) (400)	—	438 (1,024) (—)	8,940 (—) (11,670)
	ドロワ装填(フード) 57 (280) (2,450)	Puの員数勘定補助 49 (54) (570)					

注 ( )内は(全身外部被曝)の推定線量  
(局部被曝)

Table A.3.3-2 PIT 作業時の作業位置の推定線量率

(東海研究所, 1978 年度)

作業項目		身体位置における 推定線量率 (mrem/h)	手位置の推定線量率 (mrem/h)
炉室内	プラットフォーム(炉心)上の作業	40	100
	ドロウ出し入れ作業	5	100
	プラットフォーム上での IC	40	100
	炉室内貯蔵庫の IC	5	50
作業室内	プルトニウム取扱いフードでの作業	5	100
	ドロウ出し入れ作業	5	100
	IC*1	2	20
	模擬物質整理作業	2	100
	燃料サンプリング作業	2	100
PITプロジェクトチームによるPuのNDA*2		50	2,000
Pu 燃料のサンプリング(平均値)		30	550
燃料取扱い(担当者)		20	20
Pu 燃料の IC	Pu 92 %	20	550
	Pu 81 %	20	2,000
	Pu 75 %	50	4,500

\*1 Item counting (員数勘定)

\*2 Non-destructive assay (非破壊検査)

#### A.3.4 AHCF 解体時の放射線管理

AHCF は所期の目的を達成し、1968年に炉心タンクの廃棄および燃料・減速材の取出しなどが行われた。その後「水性均質臨界実験装置残存物の管理に関する規則」に基づき放射線管理を実施してきたが1978年12月20日から残存物の解体作業が開始され1979年3月1日に終了した。

解体作業の主なものは、①格納容器内残存物の解体撤去、②ダンプタンクの燃料取出し作業であった。以下にこれらの作業に対する放射線管理について述べる。

##### (1) 格納容器内残存物の解体撤去

作業は、格納容器の側面遮蔽体の一部を撤去し、内部に組み込まれたタンク、機器および配管を解体撤去する作業であった。解体前の格納容器内の放射線量率は、Fig. A.3.4-1に示すようにダンプタンクの底部で最大80 mR/h、タンクから1m離れて7 mR/hであった。この作業に対する計画被曝線量を100 mremにし、ポケット線量計により計画被曝線量を越えないよう管理した。

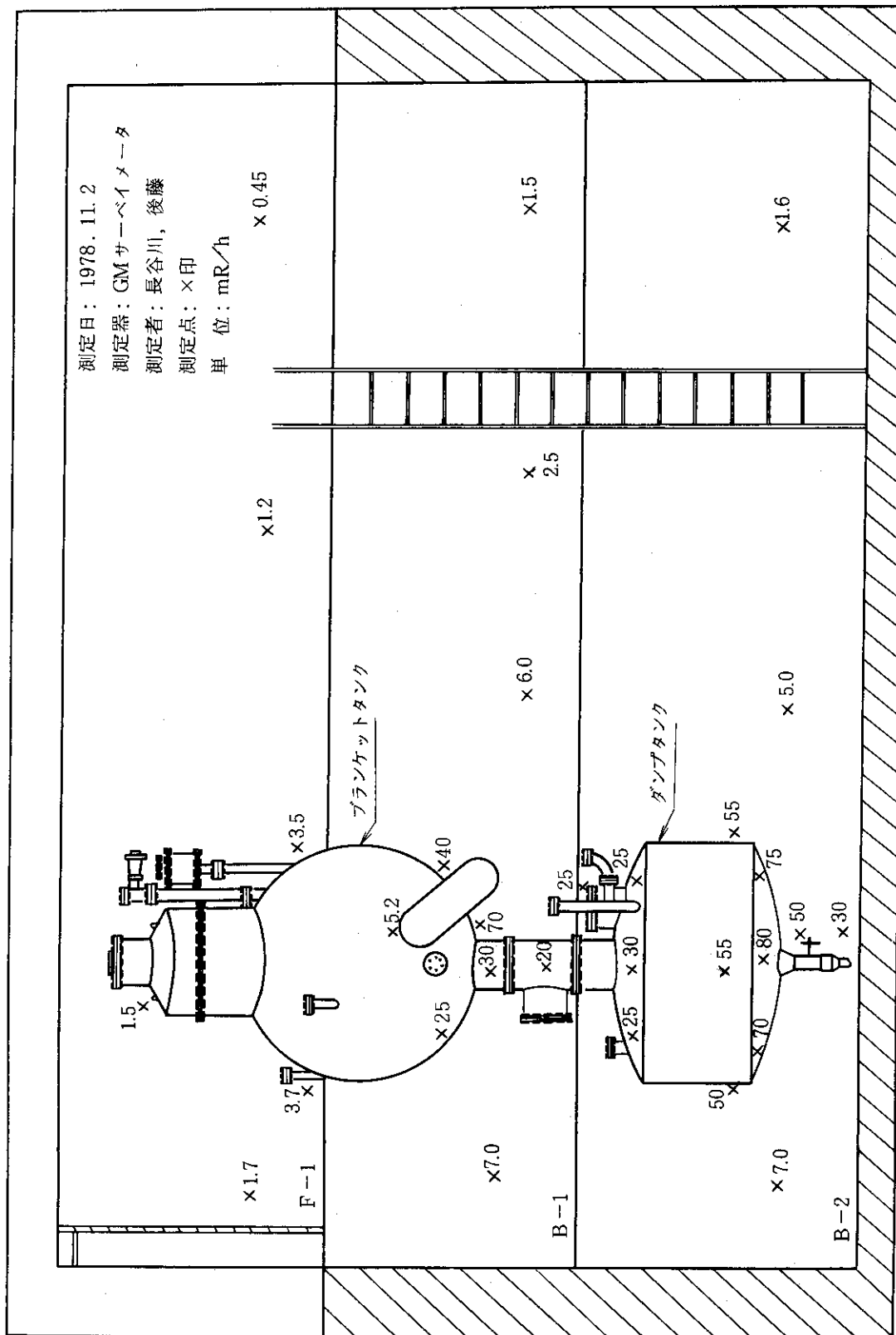


Fig. A. 3. 4 - 1 解体撤去前の水性均質臨界実験装置格納容器内放射線量率測定記録

解体作業に伴う表面汚染および空気汚染の発生を防止するため格納容器内入口にはバリヤを設置し、靴をはきかえさせ、フランジなどの解体には、ビニールシートによる養生および局所排気をさせた。また作業者に対する防護としてワンピース防護衣およびダストマスクを着用させた。作業位置に吸引口を移動させながらGM式ダストモニタによって空気汚染を連続的に監視した。モニタの警報は、ラドンおよびトロン<sup>222</sup>の娘核種による通常の指示値の2倍、濃度換算で $5 \times 10^{-10} \mu\text{Ci} \cdot \text{h} / \text{cm}^3$ に設定した。作業中ダストモニタが警報を発した場合は、一時、作業を中断し $\gamma$ 線スペクトルの測定により $^{232}\text{ThO}_2$ ( $^{228}\text{Ac}$ )によるものかトロン<sup>222</sup>の娘核種によるものかを調べることを計画した。

以上のような方法で管理した結果問題となる身体汚染および床汚染は発生しなかった。この作業による作業者の外部被曝線量は、個人の最大で100 mrem、総被曝線量で880 person・mrem、平均で30 mremであった。またこの作業終了後に作業者各自が専用に着用していたダストマスクのフィルタをGe(Li)波高分析装置で40,000秒測定した結果いずれも検出されず内部被曝線量に換算して1 mrem以下であった。

## (2) ダンプタンクの燃料取出し作業

この作業は、炉室内にビニールハウスを設置し、その中にダンプタンクを入れて、タンク内のトリウムスラリーを、取出し治具を用いて200ℓドラム缶に詰め替える作業であった。作業中作業位置での放射線量率は、3～6 mR/hであり、問題となるようなレベルではなかった。

この作業は汚染の発生が最も予想されたので作業者には、ビニールアノラックおよび送風マスクを着用させた。また取出し作業時には、ダンプタンク内の空気を常時排気させ、作業位置を局所排気しながら燃料を取出した。

作業中の空気汚染測定結果では、トロン<sup>222</sup>の娘核種で $2.4 \times 10^{-10} \mu\text{Ci} / \text{cm}^3$ 、 $^{232}\text{Th}$ で $4.7 \times 10^{-12} \mu\text{Ci} / \text{cm}^3$ (肺に対する(MPC)<sub>a</sub><sup>40</sup>、 $1.0 \times 10^{-11} \mu\text{Ci} / \text{cm}^3$ )の空気汚染が発生したがいずれも(MPC)<sub>a</sub>以下であった。表面汚染としては、ハウス内および作業者のビニールアノラックが汚染した程度であり、身体汚染および床汚染の拡大は認められなかった。この作業による外部被曝線量は、個人の最大で20 mrem、総被曝線量で180 person・mremであった。

以上のように問題となる空気汚染および身体汚染も発生せず、被曝線量も計画被曝線量の範囲で完全解体ができたのは、次のような理由によるものである。

- ①、区域放管が計画段階から参画し、あらかじめ問題点を把握することができた。
- ②、作業中毎朝作業開始前に作業打合せを行ない、安全を確認しながら作業を進めた。
- ③、タンク類に残存していたトリウムは、湿った状態にあり、汚染が発生しにくい状態にあった。

(長谷川)

### A.3.5 JRR-2スタックから排出される放射性塵埃濃度の測定

原子炉運転時のJRR-2スタックからは、 $^{41}\text{Ar}$ や $^3\text{H}$ の他に、 $^{138}\text{Cs}$ 、 $^{89}\text{Rb}$ および $^{131}\text{I}$ などの核分裂生成物と $^{38}\text{Cl}$ 、 $^{82}\text{Br}$ および $^{203}\text{Hg}$ などの放射化生成物が排出される。これら排出放射性物質について、"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"が定められたことを機会に、これまでに得られたデータを参考にして、測定方法を検討した。



## (1) 排気中に存在する放射性核種および濃度

Table A. 3. 5 - 1 は、被照射系から排出される  $\gamma$  線放出核種とその濃度を示したものである。表中の平均濃度は、HE-40T と CP-7 に捕集された放射性核種を Ge (Li) 波高分析装置により測定し、フィルタの捕集効率および減衰を補正して求めたものであり、2 サイクルの運転期間中に 15 回の測定を行い、その結果を平均したものである。スタックにおける濃度は、他系統の排気によって希釈されるため、この値のおよそ 1/500 に低下する。この表からわかるように、スタックから排出される放射性核種の 95% 以上は半減期 40 分以下の短半減期核種であり、これらの短半減期核種を全部合わせてもスタックにおける濃度は  $10^{-10} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$  のオーダーである。一方、 $^{131}\text{I}$  および  $^{203}\text{Hg}$  など半減期の比較的長い放射性核種のスタックにおける濃度は  $10^{-13} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$  程度である。

Table A. 3. 5 - 1 被照射系排気中に存在する放射性核種およびその濃度

(東海研究所, 1978 年度)

核種 <sup>*1</sup>	$^{138}\text{Cs}$	$^{89}\text{Rb}$	$^{88}\text{Rb}$	$^{38}\text{Cl}$	$^{82}\text{Br}$	$^{131}\text{I}$	$^{132}\text{I}$	$^{133}\text{I}$	$^{135}\text{I}$	$^{203}\text{Hg}$
半減期	32.2min	15.4min	17.8min	37.29min	35.34 h	8.05d	2.26 h	20.3h	6.68 h	46.9d
平均濃度 ( $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ )	$2.9 \times 10^{-8}$	$2.7 \times 10^{-8}$	$1.3 \times 10^{-8}$	$9.6 \times 10^{-9}$	$5.9 \times 10^{-10}$	$1.2 \times 10^{-10}$	$9.3 \times 10^{-11}$	$3.2 \times 10^{-10}$	$3.8 \times 10^{-10}$	$1.1 \times 10^{-10}$
存在比 <sup>*2</sup>	0.36	0.34	0.16	0.12	$7.4 \times 10^{-3}$	$1.5 \times 10^{-3}$	$1.2 \times 10^{-3}$	$4.0 \times 10^{-3}$	$4.7 \times 10^{-3}$	$1.4 \times 10^{-3}$

\*1 この他に  $^{89}\text{Br}$ (半減期 17.6 min) も存在するが、測定結果の信頼性が低いので記載していない。

\*2 排気中で検出された核種の合計放射能濃度に対し、それぞれの核種の放射能濃度の占める割合。

## (2) 各種捕集材の捕集効率

排気系に存在する放射性核種に対し、各種捕集材の捕集効率を、それぞれ 3 回以上測定し、次のような結果を得た。

$^{138}\text{Cs}$  は、ミリポアフィルタ 3 枚を重ねて吸引した結果、1 枚目のフィルタに全捕集量の 97% が捕集された。これに対し、HE-40T と CP-7 を重ねてサンプリングした場合には、HE-40T に 66%、CP-7 に 18% の  $^{138}\text{Cs}$  がそれぞれ捕集され、残り 16% はこれらのフィルタに捕集されず通過した。

揮発性核種に対する CP-7 の捕集効率を、活性炭カートリッジ 3 段をバックアップに用いて測定した結果、100  $\ell/\text{min}$  で 24 時間サンプリングした場合には、 $^{131}\text{I}$ : 56%、 $^{38}\text{Cl}$ : 27%、 $^{82}\text{Br}$ : 17%、 $^{203}\text{Hg}$ : 12% という値がそれぞれ得られた。

また、100  $\ell/\text{min}$  で 1 週間連続サンプリングした場合の活性炭カートリッジの捕集効率は、 $^{131}\text{I}$  に対して 94%、 $^{203}\text{Hg}$  に対して 95% であった。

## (3) 日常の排出放射性物質の測定方法

スタックから排出される放射性核種は、 $^{138}\text{Cs}$ 、 $^{88}\text{Rb}$ 、 $^{89}\text{Rb}$  および  $^{38}\text{Cl}$  といった短半減期核種が支配的であると考えられる。排出放射性物質の測定に関する指針が定められ、核種別の濃度測定が実施されることになったが、日常の測定として、核種分析により、これら短半減期核種の核種別濃度を測定することは困難である。

実際には、これら短半減期核種はすべて  $\beta$  線を放出する核種であり、GM 計数装置によって測

定することができる。しかし、排出時の濃度をより正確に求めるためには、それぞれの核種について、サンプリング時間および測定時間における減衰の補正やフィルタの捕集効率の補正などが必要である。このため、Table A.3.5-1 に示すような存在比で各核種が排気中に存在すると考え、100 l/min で24時間サンプリングしたCP-7を5分後に測定するという前提で、濃度換算係数を求めた。短半減期核種の濃度は、この濃度換算係数を用いて計算する。スタックからは、このほかに $^{82}\text{Br}$ 、 $^{131}\text{I}$ 、 $^{133}\text{I}$  および $^{203}\text{Hg}$ が排出される。これら核種については、活性炭カートリッジにより1週間連続サンプリングし、核種分析によってそれぞれの濃度を測定する。

以上のようにして、排出放射性物質の濃度を測定するが、排気中の各核種の存在比が変化すれば、短半減期核種に対する濃度換算係数が変わる。今後は、定期的に核種分析を行ない、各核種の存在比の変化に応じ、濃度換算係数を変更しながら管理する予定である。(渡部)

### A.3.6 ステップ送り式ダストサンプラの試作

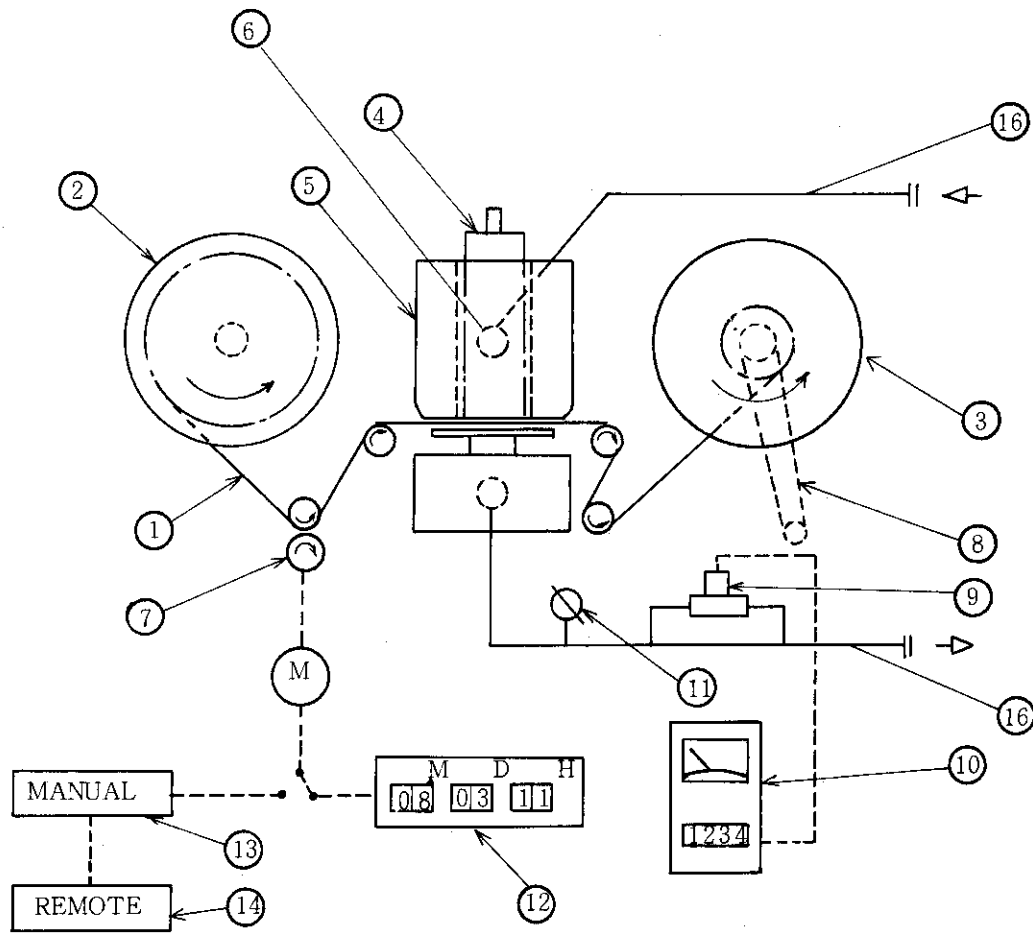
新設された第1廃棄物処理棟の放射線管理モニタのなかで、スタックダストモニタの汙紙交換を自動方式とすることを検討し、ステップ送り式サンプラを試作した。

Fig. A.3.6-1 に系統図を示し、機器の構成機能について以下に述べる。

- (1) 構成： サンプラはおもに、汙紙、集塵部、検出器が収納される上部気密ボックスと、流量計およびコントロール回路が収納される下部筐体から構成される。なお吸引源は建家の吸引設備(ルーツ型ブロワ)を利用するため、サンプラ自体には内蔵されていない。本体の寸法は840幅×500(奥行)×900(高さ)mmである。
- (2) 汙紙： 長尺汙紙(10cm幅×45m(長さ)、汙材はHE-40Tと同じ)を使用し、ステップ状に汙紙を移動する(汙紙を設定時刻ごとにコマ送りする)。
- (3) 集塵： 平面集塵で、集塵と同時に放射能測定を行う。
- (4) 汙紙移動時刻の設定： デジタル時計により、1~24時の任意の時刻について、1日に最大3回汙紙移動の設定が可能である。
- (5) 流量計： 質量流量計を使用し、アナログおよびデジタル表示が得られる。
- (6) コントロール： 汙紙移動は自動のほかに、現地での手動操作や中央監視盤での遠隔操作によっても可能である。汙紙破断等の異常時には警報が発生する。

ステップ送り式サンプラは、施設が散在し汙紙交換作業に時間を費やす区域、また空気汚染の発生頻度が多く頻繁に汙紙の交換を必要とする施設等に有効である。

なお、本サンプラにさらに改良を加え、空気汚染濃度の自動データ処理システムに適用することを検討している。(松下)



- |               |              |
|---------------|--------------|
| ① 汙紙          | ⑨ 流量計検出器     |
| ② 汙紙ホルダ (供給側) | ⑩ 流量指示計      |
| ③ 汙紙ホルダ (巻取側) | ⑪ 真空計        |
| ④ GMプローブ      | ⑫ デジタル時計     |
| ⑤ 遮蔽体         | ⑬ 手動汙紙移動     |
| ⑥ 吸引口         | ⑭ 遠隔汙紙移動     |
| ⑦ ピンチローラ      | ⑮ 吸引用配管      |
| ⑧ 汙紙巻取モータ     | ⑯ 吸引設備への接続配管 |

Fig. A. 3.6-1 ステップ送り式ダストサンプラ系統図

**A.3.7 実用燃料試験施設の放射線管理モニタ設備**

実用燃料試験施設の放射線管理用モニタの整備は、実用燃料の照射試験の運転開始に先立ち1979年5月に完了予定である。このモニタ設備は、スタックモニタ、スポットダストモニタ、 $\gamma$ 線エリアモニタ、ローカルダストサンプリングシステム、警報表示システム、空気吸引装置などにより構成されている。各設備の系統をFig. A.3.7-1に示し、その要点を以下に述べる。

スタックモニタは、多孔式サンプリングヘッドを各排気系統の下流に設置し、吸引された排気を4種類の検出器へ導く。すなわち、粒子状放射性塵埃を対象とした $\alpha$ 線と $\beta$ 線検出器を並列に、さらにそれらと直列に放射性ガスおよび揮発性放射性塵埃を対象とする $\gamma$ 線検出器を設置した。電離箱型ガスモニタを除く各検出部のサンプリングヘッドは、HE-40T、CP-20フィルタおよびCHC-50カートリッジ各1枚を装着できる構造であり、これらのフィルタ類を必要に応じて選択し、組合せて使用することができる。このサンプリングヘッドは、その内面への粒子の付着防止とフィルタ交換の容易さを考慮して試作したものである。発生するFPのうち粒子状放射性塵埃をHE-40Tに捕集し、GM管で全 $\beta$ を測定し、さらにHE-40Tを通過した揮発性放射性塵埃をCP-20、CHC-50に捕集し、NaI(Tl)シンチレータで全 $\gamma$ を測定する分別モニタリングが特徴である。 $\alpha$ 線と $\beta$ 線両検出部のサンプリング流量率は数100  $\ell/\text{min}$ であるが、ガスと $\gamma$ 線検出部のそれは、捕集効率を高めるため、バイパス弁の操作により数10  $\ell/\text{min}$ 程度の低流量率に調整が可能である。

スポットダストモニタは、GM検出器を備え、スタックモニタと同型のサンプリングヘッドを厚さ3 cmの鉛で遮蔽し、環境の放射線量率が約1 mR/hまでは、その影響なしにモニタリングが可能である。検出部は容易に移動でき、検出器の高圧電源、信号およびサンプラのコントローラは、施設内4箇所の中継ボックスに、各ケーブルを接続することにより放射線モニタ監視盤に通じている。必要に応じて携帯用波高分析器(NaI(Tl)検出器付)を使用して、現場において核種の定性、定量が可能である。

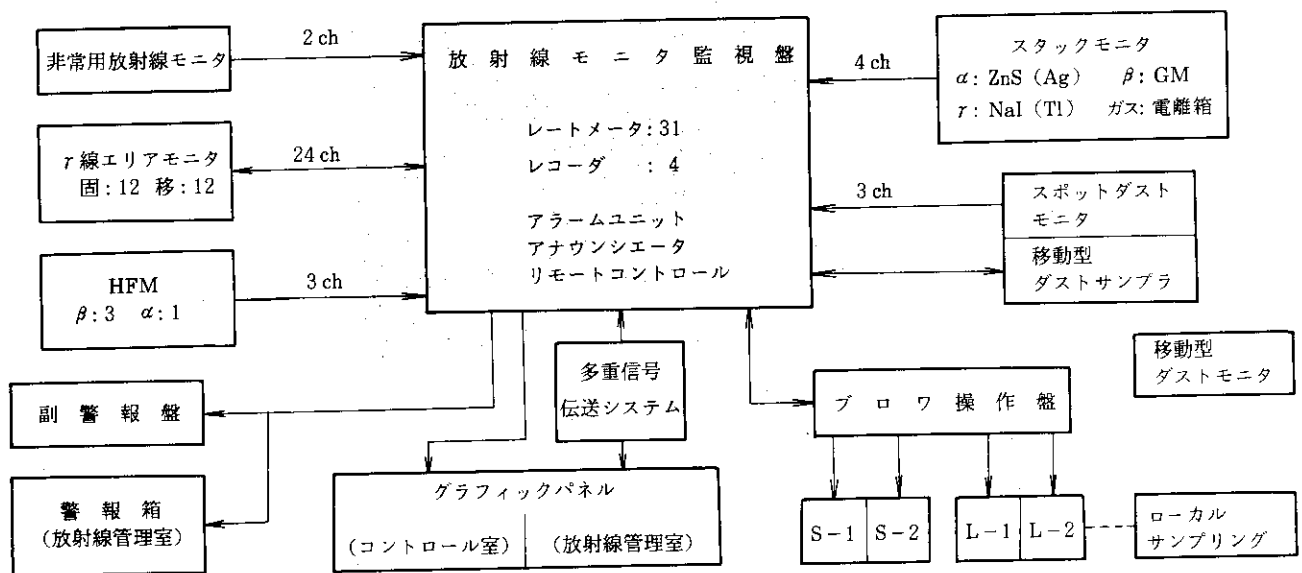


Fig. A. 3.7-1 実用燃料試験施設 放射線管理用モニタ設備の系統

$\gamma$ 線エリアモニタは、原研 MODEL のプリアンプ、検出端警報器を取付けたパネルを、壁面に固定する従来の方式と、あらかじめ通線処理した場所にこのパネルを移動して取付けることができる移動式の2種類とした。数量は、それぞれ12チャンネルである。

ローカルダストサンプリングシステムは、施設内23箇所にサンプリング配管を施工し、そのサンプリング端には、ワンタッチ操作でフィルタ交換可能なホルダが最大50 $\ell$ /minの小型流量計の先端に取付けられている。

スタックおよびローカルなどの空気吸引装置は、試験棟地階のサンプリング室にルーツ型ブロワを各2台設置し、サンプリングシステムの集中化を図った。同室内には、Photo.A.3.7-1に示すように、ブロワの操作盤とスタックモニタ検出部がある。

上記各モニタの指示部とその記録部およびリモートコントローラは、制御室の放射線モニタ監視盤に設置されており、集中監視と記録が可能である。警報表示システムは、モニタの指示異常および機器の異常時に、検出端、副警報盤などで警報が発生し、ランプ表示される。また、それと同時に監視盤と管理棟放射線管理室の両グラフィックパネルにその位置がランプにより明示される。

ダストサンプリング用配管など特に放射性塵埃関係の設備については、施設的设计段階から計画に参加し、積極的にその充足を図ったが、細部については次の機会に詳述する。また、1979年9月までには、放射能測定装置も完備する予定である。 (泉)

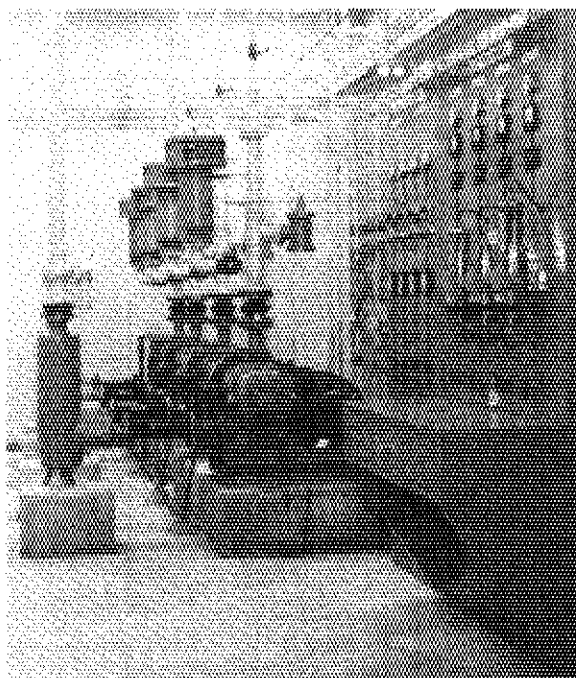


Photo.A.3.7-1 スタックモニタ検出部と空気吸引装置

## 1 A.4 環境放射能の管理

### Environmental Monitoring

Radioactivities in the environmental materials and gamma exposure around the facilities were monitored as in the previous years. No abnormal radioactivities due to effluents from the facilities were observed in the environment.

Influence of the fallout of the 25th Chinese nuclear weapon test on the monitoring items was slightly observed.

According to the long term yearly plan, two monitoring posts around the site were replaced by new ones.

Besides, drain monitors in No.1 and 2 Drainage, meteorological and TLD instruments were renewed.

#### 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、1977年度とほぼ同様に、定地点および走行経路における照射線量の連続および定期測定、環境試料の定期採取、排水試料の連続採取、ならびにそれら試料の放射能測定を実施したほか、気象観測などを行った。その結果、施設からの排出放射性物質に起因する異常は認められなかったが、12月に中国で行った核実験による放射性降下物の影響が、わずかではあったが認められた。

環境放射線中央監視システム更新計画にしたがって、1978年度には構外モニタリングポスト2基の更新を行い、1974年度から5年間にわたって実施してきたモニタリングポストの更新整備を完了した。

そのほか、第1および第2排水溝の排水モニタ、TLDおよび気象測器の更新を行うとともに、必要に応じて環境試料中の $\gamma$ 線核種分析を行うため、データ処理システムなどの整備を進めている。  
(国分)

#### 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

1977年度と同様、東海研究所周辺4箇所、大洗研究所2箇所で連続監視した。その結果施設放出放射能による異常は認められなかった。 $\gamma$ 線照射線量率、大気塵埃中の $\alpha$ 放射能、 $\beta$ 放射能濃度の月平均値をFig.A.4.2-1に示す。図中No.4ステーションの $\gamma$ 線照射線量率が4月～7月にやや高い値を示していたが、これはGM管の特性が変化したため、GM管の交換により正常値になった。

##### (2) モニタリングポストによる監視

Table A.4.2-1に構内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表の「平均」より数 $\mu$ R/h程度高くなる。表中特に高い値は東大炉の運転(MP-11, MP-12)及び格納容器圧力抑制試験装置の建設にともなうX線検査(MP-14)の影響によるものであった。

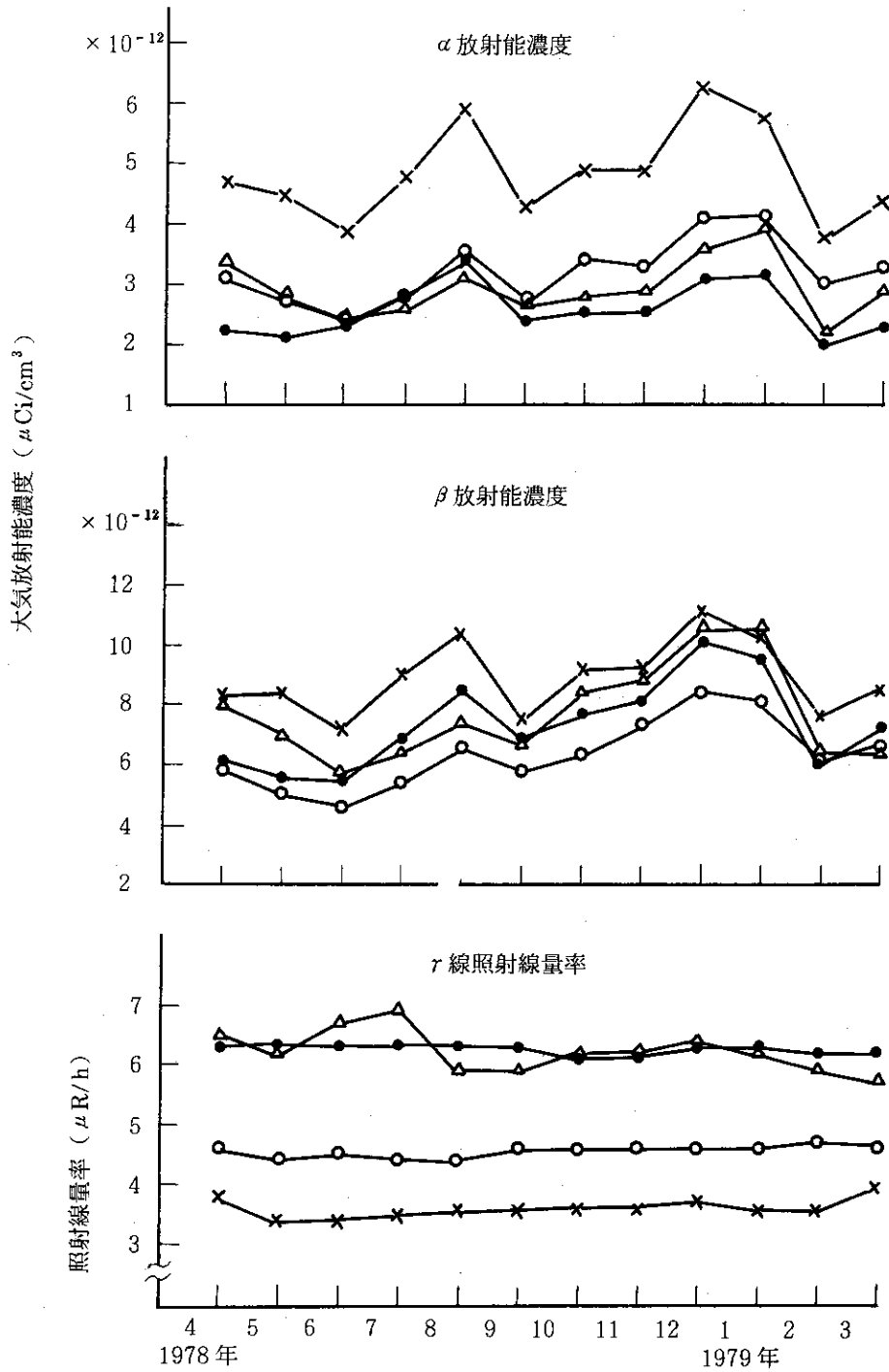


Fig. A. 4.2-1 モニタリングステーションにおけるγ線照射線量および大気塵埃中放射能濃度の月平均値  
 ● No. 1, ○ No. 2, × No. 3, △ No. 4

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

(東海研究所, 1978年度)

年	月	1978年												1979年			平均	標準偏差
		4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3					
構内ポスト	平均	60	55	54	51	50	54	56	57	52	50	50	53	5.4	0.31			
	最大	201*1	79	71	71	179*1	186*1	85	80	83	72	79	218*1	-	-			
MP-11	平均	53	55	54	53	54	56	54	54	58	58	57	55	5.5	0.18			
	最大	124*1	71	75	72	132*1	143*1	71	76	94	80	76	190*1	-	-			
MP-12	平均	57	56	54	53	53	55	54	54	59	59	59	57	5.6	0.23			
	最大	121	73	77	78	67	79	78	74	94	79	79	77	-	-			
MP-13	平均	84	81	81	78	77	79	77	76	77	76	77	78	7.8	0.24			
	最大	110	104	105	108	85	108	109	194*2	113	103	108	96	-	-			
MP-14	平均	51	54	54	55	56	56	56	54	54	54	54	54	5.4	0.14			
	最大	74	72	75	77	64	84	79	76	94	71	79	74	-	-			
MP-15	平均	44	39	39	40	40	43	45	44	44	43	44	41	4.2	0.22			
	最大	67	64	67	66	57	72	74	84	95	64	86	65	-	-			
MP-16	平均	49	45	45	44	42	46	49	49	49	49	49	47	4.7	0.25			
	最大	75	71	79	70	52	73	84	69	79	74	76	76	-	-			
MP-17	平均	48	48	47	46	46	49	47	46	47	47	48	45	4.7	0.11			
	最大	75	72	69	94	64	75	85	65	82	70	77	63	-	-			
MP-18	平均	48	48	47	44	48	52	52	52	53	52	52	50	5.0	0.28			
	最大	68	68	65	64	73	79	70	72	88	72	78	74	-	-			

(単位:  $\mu\text{R}/\text{h}$ )

\*1 東大炉の運転による影響

\*2 格納容器圧力抑制試験装置の建設にともなうX線検査の影響



(3) 定点における $\gamma$ 線照射線量率測定

1977年度と同様測定点19点について4月と10月に実施したが、異常は認められなかった。

## (4) 環境中の積算線量の監視

1977年度と同様、TLD ( $Mg_2SiO_4:Tb$ )により3カ月ごとの積算線量を測定した。施設放射線による異常は検出されなかった。

(5)  $\gamma$ 線照射線量率の走行測定

1977年度と同様、走行サーベイを1978年2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

1977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

(a) 1978年度更新の構外モニタリングポストの設置場所、更新の基数について検討を行い、当初予定の4基中2基の更新を行い、2基を廃止した。またこれに関連して「原子炉施設（放射線管理施設）の変更に係る設計及び工事の方法の変更」および保安規定の認可手続ならびに使用前検査を行った。

(b) 気象測器の更新およびTLDの更新を行った。なおTLDは従来のもとは異なり素子は $CaSO_4:Tm$ であり、低レベル線量域では光子計数を行う方式になっている。またデータの読取りと記録はすべて自動化されている。本装置は1979年度中に特性試験および従来の $Mg_2SiO_4:Tb$ との比較測定を行い、1980年度から日常管理に導入する予定である。

(c) 環境放射線測定に使用しているTLDのヨーロッパ比較計画に参加するため、TLD装置の特性試験を行った。

(d) 「使用済燃料貯蔵施設」についての環境評価（平常時および事故時の線量と濃度）を行った。

(e) JT-60サイトの環境モニタリングに関して検討を行った。

(f) 環境監視データ整理プログラム「GEPP0」に1時間最大値、最小値を計算するためのプログラムを付加した。 (片桐)

#### A.4.3 環境試料のモニタリング

(1) 環境試料の全 $\beta$ 放射能の測定

1978年度に実施した東海研究所敷地内および周辺における環境試料中の全 $\beta$ 放射能の測定項目については、環境試料の種類と頻度ともに1977年度と同様であった。

各試料の測定結果を、Table A.4.3-1に示した。これらの値は、1977年度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) 降下物の全 $\beta$ 放射能の測定

水盤への落下塵および定常採取している雨水中の放射性降下物（フォールアウト）の月間降水量の変動をFig. A.4.3-1に示す。水盤法による測定結果では、4～6月に季節変動による影響（Spring Peak）がみられ、また、12月には25回中国核実験による影響が観測された。雨水については12月に核実験による影響が現われた。

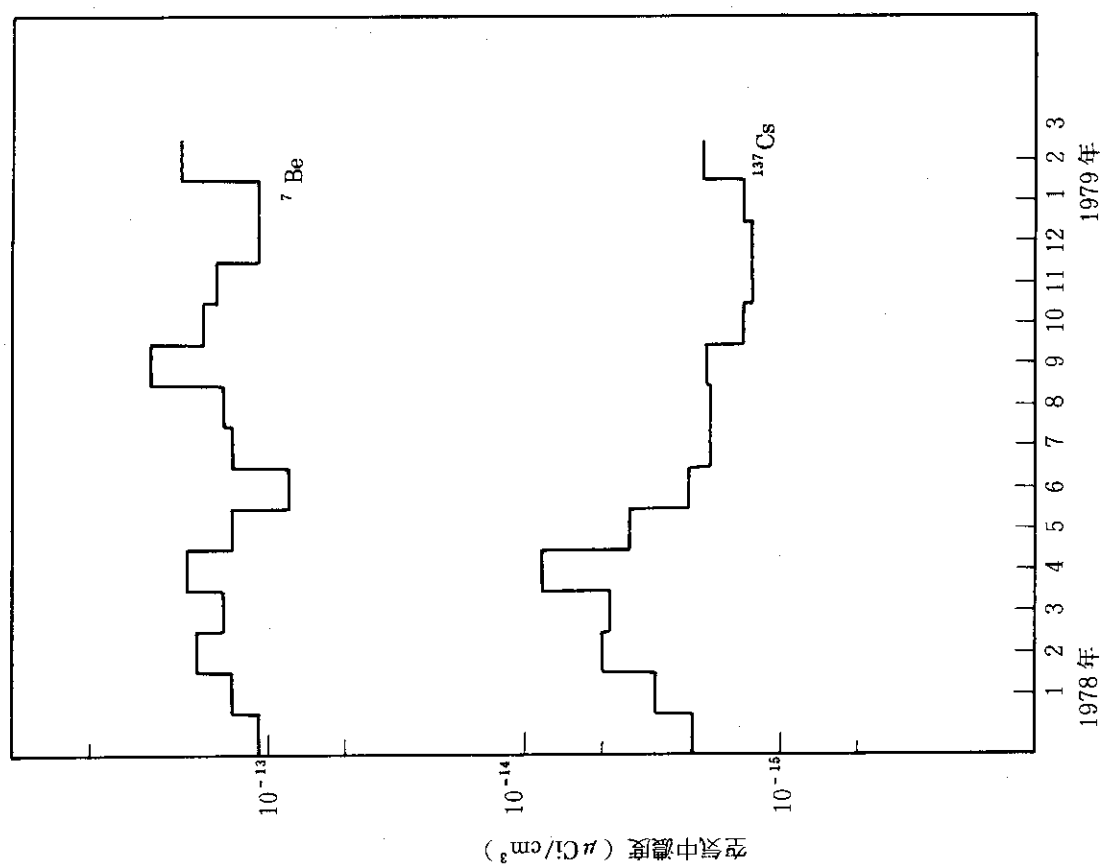


Fig. A. 4.3-2 大気中の放射性核種の月平均濃度

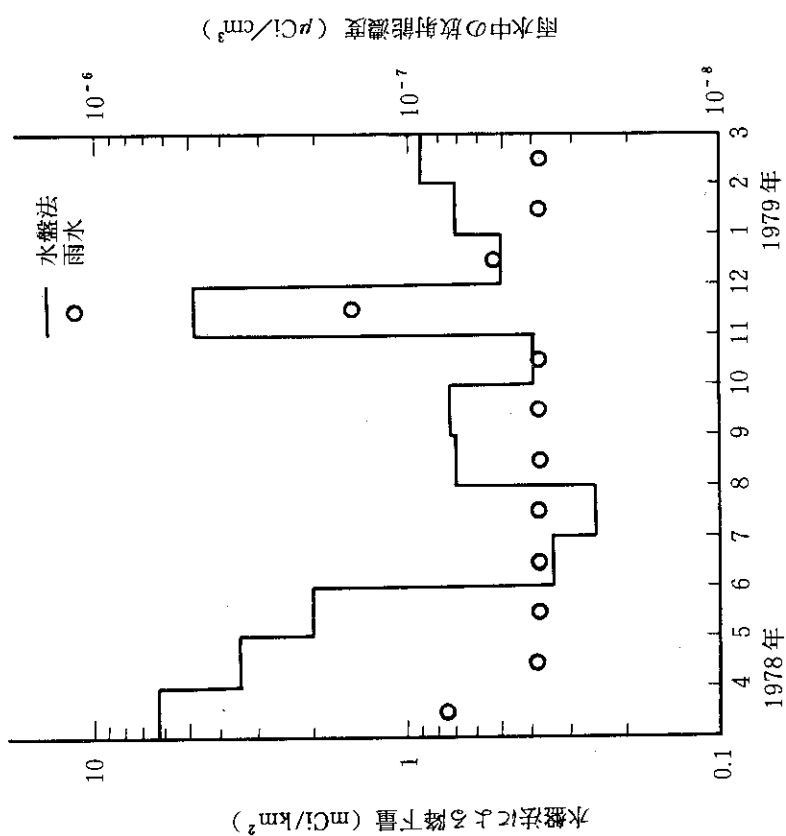


Fig. A. 4.3-1 降水物の全β放射能月間降水量

Table A. 4.3-1 環境試料中の全 $\beta$ 放射能測定結果

(東海研究所, 1978年度)

試料・地点名	前期	後期	試料・地点名	前期	後期
土 壤	pCi / g 乾土		農 産 物	pCi / g 生体	
構内 J P D R	19	17	松葉 <指標物>	4.2	3.2
東海村 須和間	8	10	牛乳 (船場)	0.9	1.0
勝田市 高場	7	9	牧草 ( # )	5.0	5.0
" 宮前	5	5	精米 (須和間)	—	0.7
" 稲田	5	5	甘藷 ( # )	—	3.0
那珂町 横堀	6	7	ほうれん草 (須和間)	—	8.8
東海村 亀下	21	20	水 産 物	pCi / g 生体	
" 石神	12	11	(東海沖産)(可食部)	3.4	1.8
排水溝出口付近砂	pCi / g 乾土		ヒラメ (骨)	*	1.1
第1排水溝	16	16	(全部)	—	2.3
第2  "  "	15	13	シラス (全部)	2.3	3.7
第3  "  "	16	14	(久慈産)		
飲料水	pCi / l		ワカメ	2.5	—
阿漕浦取水口	2.0	*	カジキ	—	1.4
荒谷台浄水場	1.7	*	海 底 土	pCi / g 乾土	
長堀  "	1.4	*	東海沖500m	2.4	2.4
岡  "	1.1	*	"  "	2.4	1.9
照沼  "	2.3	*	"  5 km	1.6	1.6
東海村須和間	1.1	*	"  2 km	1.5	1.1
河川水	pCi / l		海 水	pCi / l	
久慈川原研取水口	1.5	*	東海沖500m	*	*
"  河口(豊岡)	*	*	"  "	*	*
			"  5 km	*	*
			"  2 km	1.1	*

\* 検出限界以下

## (3) 環境試料中の核種分析

1978年度に採取した土壌、海底土、排水溝出口砂中に含まれる放射性核種および濃度をNaI (T $\ell$ ) 検出器による $\gamma$ 線核種分析から求めた。その結果をTable A. 4.3-2に示す。これらの核種はすべて天然に存在するものであり、1977年度と比較して大きな変動は認められなかった。

## (4) 排水溝排水中の放射能濃度

排水溝排水中の放射能濃度の測定結果をTable A. 4.3-3に示す。排水溝排水中の放射能濃度の測定は、第1および第2排水溝では、連続排水サンプラによって採取して週平均濃度を算出し、第3排水溝では、排水溝出口における毎週1回の採水により行っている。表中の値はこれら

Table A. 43-2 環境試料中の自然放射性核種濃度

(東海研究所, 1978年度)

試料核種 ・地点名	前 期			後 期		
	$^{232}\text{Th}$	$^{238}\text{U}$	$^{40}\text{K}$	$^{232}\text{Th}$	$^{238}\text{U}$	$^{40}\text{K}$
	pCi / g 乾土			pCi / g 乾土		
土 壤						
構内 J P D R	0.41	0.19	19.0	0.59	0.20	17.4
東海村須和間	0.27	0.18	4.9	0.29	0.15	4.2
"  亀下	0.85	0.36	14.7	0.94	0.40	15.0
"  石神	0.51	0.16	7.7	0.56	0.18	7.8
勝田市高場	0.33	0.19	3.5	0.39	0.09	4.3
"  稲田	0.34	0.16	3.7	0.30	0.06	3.2
那珂町横堀	1.45	1.14	12.9	0.36	0.18	4.9
排水溝出口付近砂						
第1排水溝	0.32	0.13	21.1	0.43	0.04	20.6
第2  "  "	0.58	0.16	18.6	0.29	0.19	19.5
第3  "  "	0.32	0.17	19.9	0.31	0.20	19.6
海 底 土						
東海沖 500m	3.6	1.3	16.1	4.4	1.7	15.0
"  500m	4.4	1.6	18.2	2.7	1.2	16.6
"  5 km	0.5	0.4	16.5	0.5	0.3	16.1
"  2 km	1.3	0.6	17.0	0.6	0.4	18.0

Table A. 43-3 排水溝における排水中の放射能濃度 (月平均)

(東海研究所, 1978年度)

年 月	地 点	第 1 排 水 溝	第 2 排 水 溝	第 3 排 水 溝
		( $\mu\text{Ci} / \text{cm}^3$ )	( $\mu\text{Ci} / \text{cm}^3$ )	( $\mu\text{Ci} / \text{cm}^3$ )
1978年 4月		$3.9 \times 10^{-9}$	$5.0 \times 10^{-9}$	$1.0 \times 10^{-9}$
5月		$4.9 \times 10^{-9}$	$5.6 \times 10^{-9}$	$< 0.8 \times 10^{-9}$
6月		$4.3 \times 10^{-9}$	$5.3 \times 10^{-9}$	$0.9 \times 10^{-9}$
7月		$< 3.8 \times 10^{-9}$	$4.3 \times 10^{-9}$	$< 0.8 \times 10^{-9}$
8月		$3.9 \times 10^{-9}$	$4.1 \times 10^{-9}$	$< 0.8 \times 10^{-9}$
9月		$< 3.8 \times 10^{-9}$	$4.4 \times 10^{-9}$	$< 0.8 \times 10^{-9}$
10月		$4.3 \times 10^{-9}$	$6.4 \times 10^{-9}$	$0.9 \times 10^{-9}$
11月		$3.9 \times 10^{-9}$	$4.4 \times 10^{-9}$	$< 0.8 \times 10^{-9}$
12月		$4.1 \times 10^{-9}$	$4.8 \times 10^{-9}$	$0.9 \times 10^{-9}$
1979年 1月		$4.6 \times 10^{-9}$	$4.6 \times 10^{-9}$	$0.8 \times 10^{-9}$
2月		$4.4 \times 10^{-9}$	$6.4 \times 10^{-9}$	$1.1 \times 10^{-9}$
3月		$< 3.8 \times 10^{-9}$	$5.2 \times 10^{-9}$	$< 0.9 \times 10^{-9}$

を月平均したものである。いずれの値も未知核種に対する排水中の許容濃度 ( $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{228}\text{Ra}$  を含まない場合:  $1 \times 10^{-7} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ ) 以下であった。なお、第1および第2排水溝には、異常放出を検出する目的で連続水モニタが設置してあるが、1978年度には異常放出は無かった。

(中戸)

#### (5) 大気中の放射性核種濃度

大気中の放射性核種濃度は、構内で連続運転しているモニタリングステーションから1カ月間集塵した汚紙 (HE-40T, 吸引量約  $290 \ell/\text{min}$ ) を灰化し、Ge (Li) 半導体検出器による核種分析から求めた。結果はFig. A. 4.3-2 に示す。

(梁瀬)

#### A. 4.4 第1および第2排水溝の排水モニタの更新

1979年3月に第1, 第2排水溝排水モニタの検出部 (新・旧とも NaI (T $\ell$ ) 2"  $\phi$   $\times$  2") および測定部 (アロカ製品から原研モジュール型へ) の更新を行った。

更新後の検出レベルを決定するためバックグラウンド (B $\cdot$ G) の測定を行った。Fig. A. 4.4-1 に、第2排水溝排水モニタの10分積算値変動とその平均値 ( $\bar{N}_b$ ) および標準偏差値 ( $\sigma$ ) と  $3\sigma$  値を示す。図からわかるようにモニタの値は  $\bar{N}_b + 3\sigma$  の範囲内にある。この値は1カ月経過後においても  $\bar{N}_b + 3\sigma$  を越えなかった。

第1排水モニタについても同様のことがいえる。

異常放出の監視を主目的とした検出レベルは、今後の採水タンクにおける泥などの沈着汚染を考慮して設定し、第1排水溝排水モニタに対しては 20 cps, 第2排水溝排水モニタ (茨城県公害技術センターへも伝送している) に対しては 22 cps と決定した。BG が従来より約 10 cps 下ったことにより  $1 \times 10^{-7} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$  の濃度の排水が確認できるようになった。その結果、排水の異常検出も従来より容易に行えるようになり、また、区域放射線管理係との連絡調整が迅速にできるようになったことなど改善がなされた。

なお、検出レベルは、今後データが蓄積された1年後位にモニタの長期的変動を考慮して見直す予定である。

(梁瀬)

#### A. 4.5 CAMAC を利用した核種分析用装置の導入

環境試料中の  $r$  線核種分析を行うため CAMAC を利用したデータ処理システムを導入した。システムは ORTEC 6240B 型波高分析器 (MCA) に収集されたデータをタイピュータに出力し、フロッピ・ディスク (F $\cdot$ D) に書き込み保存する。また、すでに、オンラインシステムの JAERI ネットワークの一つとして、第3研究棟041号室にガンマ・センターの端末回線ができていたので、この CAMAC システムを同回線に接続することを試み、現在オンライン化のための作業を行っている。全システムの系統図を Fig. A. 4.5-1 に示す。

ORTEC-6240B 端末制御系にはユーティリティ、MCA、F $\cdot$ D などのコントロールプログラムが組込まれており、それらは、タイピュータに制御コマンド等をキーイン操作することによって制御される。測定された4000チャンネルのデータはF $\cdot$ Dに9試料分まで格納・保存できる。

データ処理システムのオンライン化が完成すると既存の  $r$  線センター機構の一端末として稼働するので、BOB コードを使った  $r$  線スペクトル解析ができるようになる。

(梁瀬)

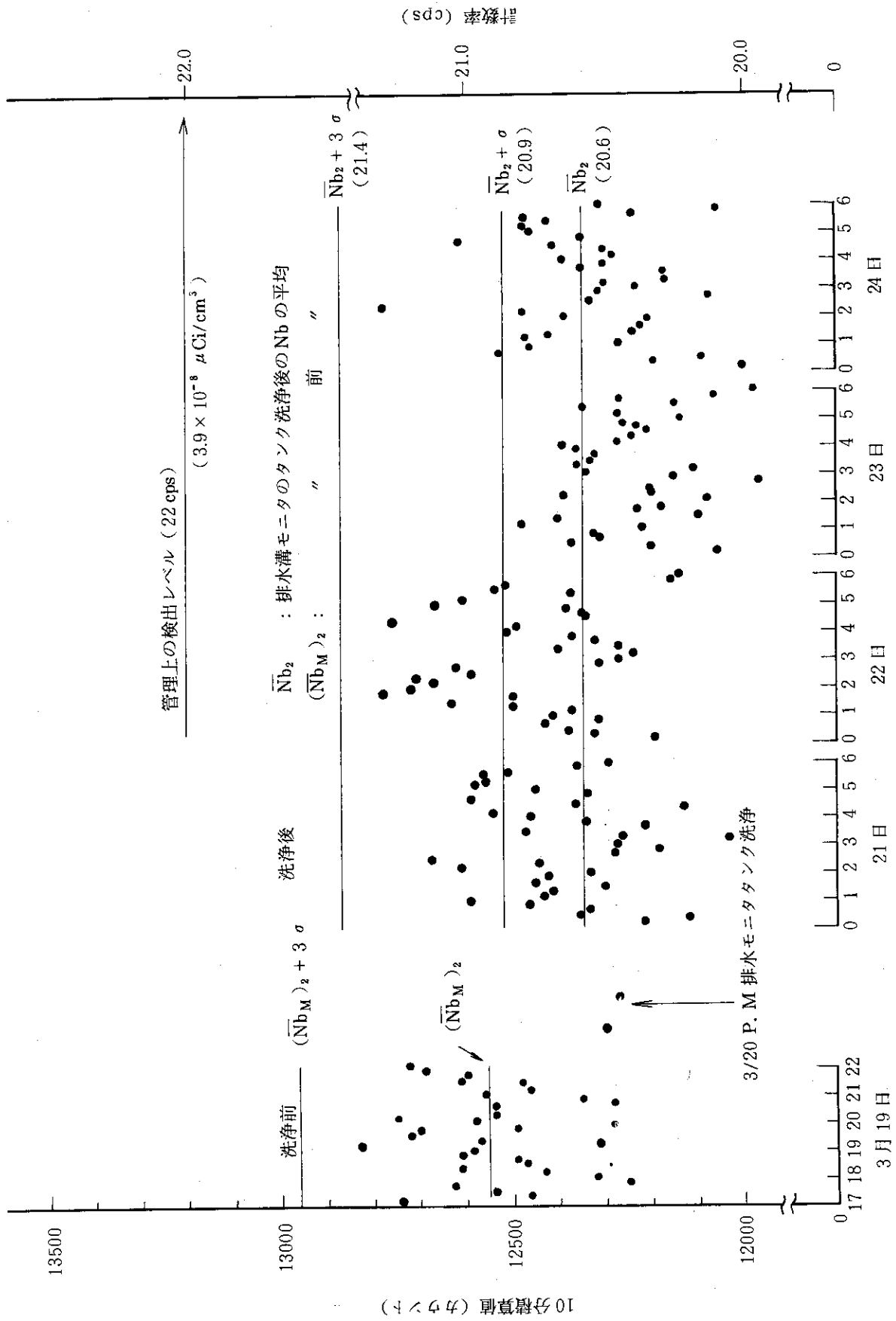


Fig. A. 4.4-1 第2排水溝の排水モニタの10分積算変動値

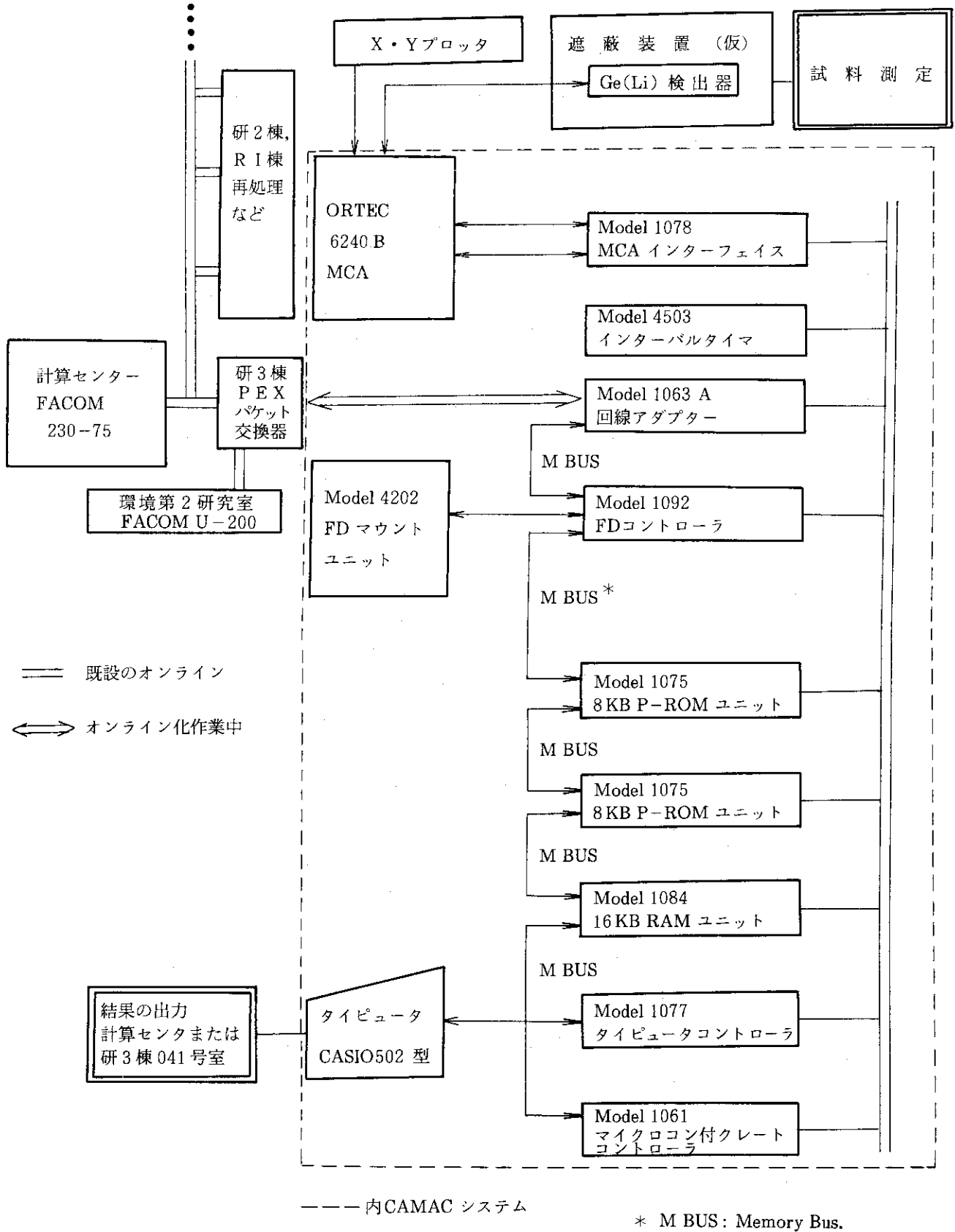


Fig. A. 4.5-1 7線測定センター機構システム

## 1 A.5 放射線計測器類の管理

### Maintenance of Monitors and Survey Meters

Maintenance and calibration of radiation monitors and survey meters were carried out according to the schedule.

Renewal of monitoring instruments was made according to the long-term yearly plans. Two  $\gamma$ -ray monitors and telemeter systems in the environmental radiation monitoring system were replaced by the JAERI-type ones. In JRR-2 and FCA, 17 radiation monitors were renewed, and in the facilities of reactor fuel examination, Tandem type accelerator and fusion neutronics source, 88 radiation monitors were newly installed.

Measurements of activity and analyses of radioactive nuclides were carried out for monitoring samples of 1,143 and 819, respectively.

#### A.5.1 概要

環境放射線監視システム、東海研究所各施設の放射線モニタおよびサーベイメータの年次計画に基づく更新および定期点検校正、修理を行い、稼働率の向上に努めた。

1978年度は環境放射線監視システムの構外モニタリングポスト2基、排水モニタ2系統およびJRR-2放射線モニタ17系統などの更新を実施した。また、タンデム型加速器棟、燃料試験施設棟およびFNS棟などの新設建家の放射線モニタ88系統を設置した。サーベイメータについては17台更新するとともに、新しく設計したシンチレーション型 $\gamma$ 線用サーベイメータについて実用化のための特性試験を行い、次年度に実用化する予定である。

環境放射線監視システム、施設放射線モニタおよびサーベイメータの定期点検校正は年2回実施するとともに故障には遅滞なく対処した。

放射線管理用試料の計測においては、グロス測定1,143個、核種分析定量819個を行った。なお、ガンマスペクトロメータは2年計画で更新する予定であるが、その概要はA.5.4で紹介されている。(沼宮内)

#### A.5.2 サーベイメータ校正および試料計測

##### (1) サーベイメータ校正

東海研究所、高崎研究所、原子炉研修所および大洗研究所で使用している一部のサーベイメータの点検校正を実施した。1978年度の点検校正台数は延514台、故障修理台数は延343台であった。故障内容は主として老朽化による性能劣化と機械的破損であった。老朽化の著しいサーベイメータおよび旧式化したサーベイメータを年次更新計画に基づいて新型サーベイメータに更新した。1978年度に更新したサーベイメータは17台であった。

新しく設計したシンチレーション式サーベイメータの実用試験を実施した。電気的、機械的性能について各種データが得られたので、今後この結果を基に一般用としての改良を行い実用化する予定である。



最近、使用頻度の高い中性子レムカウンタの校正についてルーチン化が可能になった。中レベル照射装置に  $^{60}\text{Co}$   $^{7}\text{Ci}$  を収納し、校正用として使用を開始した。

## (2) 試料計測

各種放射線管理用試料の測定および測定装置の保守点検校正を実施した。1978年度はグロス測定1,143個、核種分析定量測定819個であった。また放射能試料自動測定解析装置を導入し整備を進めている。1979年度に稼働予定である。(上沢)

### 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

前年度に引き続き、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、装置の機能別に1ヶ月、2ヶ月、3ヶ月および6ヶ月の点検サイクルを設けて、定期点検と補修を実施した。

本システムは東海研究所に設置してある、すべての原子炉施設共通の設備で、東海研究所放射線障害防止規定などにより、定期点検校正が義務付けられている。

本監視システムは6ヶ所のモニタリングステーションのモニタ18系統、構内モニタリングポスト9系統、構外モニタリングポスト7系統、排水モニタ2ヶ所8系統、気象観測データ16系統およびデータ伝送処理装置などで構成している。

1978年度中に発生した環境放射線監視用モニタの故障は25件で、昨年の故障40件に比べ大幅に減少した。これは更新により、腐蝕など老朽化の進んだ構外ポストの数が半分になったためである。

#### (2) 施設放射線モニタ装置の維持管理

放射線管理第2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。1978年度中に発生したモニタの故障件数と内訳をTable A. 5.3-1に示す。昨年度よりも

Table A. 5.3-1 1978年度東海研究所放射線管理モニタ  
故障発生件数

(1979年3月31日現在)

モニタ名称	故障件数 (回)	故障率 (回/系統)
エリアモニタ	29	0.21
ダストモニタ	48	0.60
水・ガスモニタ	5	0.16
ダストサンプル	19	0.42
ハンドフットモニタ	14	0.39
モニタリングポスト	17	1.06
モニタリングステーション	8	0.33
その他	9	—

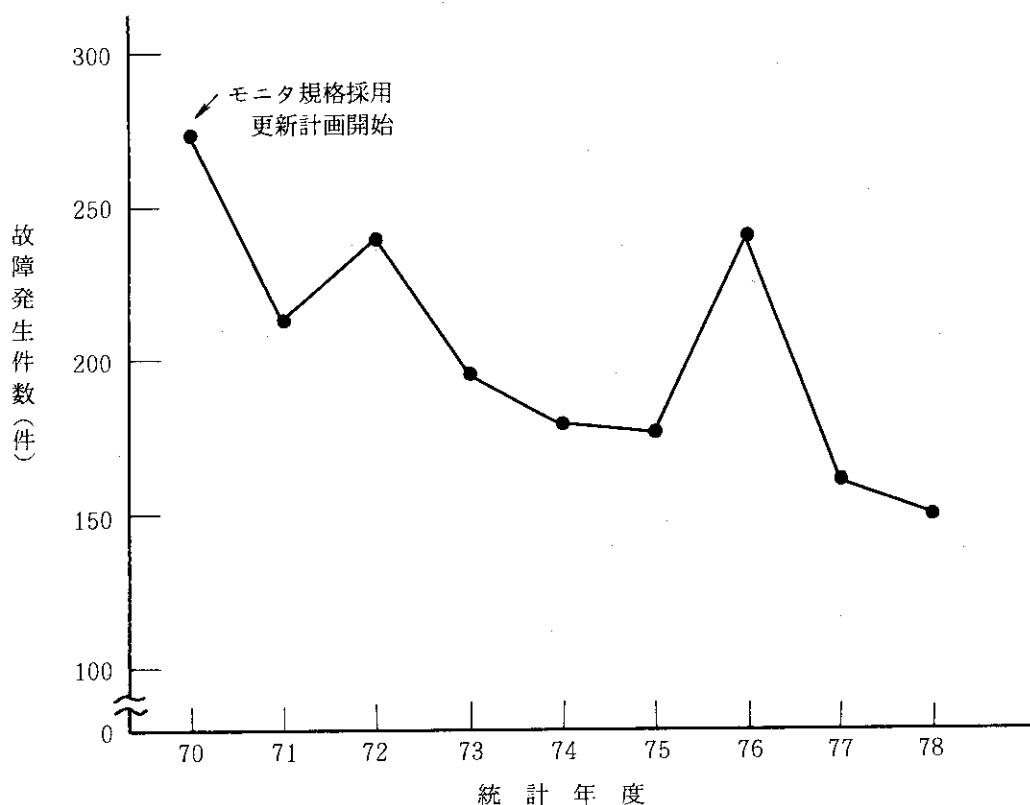


Fig. A. 5.3-1 東海研究所設置放射線管理用モニタにおける故障発生件数の変化

故障件数は減少している。

1970年度に放射線管理用モニタ規格を定めて以来、これに基づいて、モニタ更新作業を続けてきた。これにより、現在東海研究所で稼働中の放射線管理用モニタ約370系統（サーベイメータなどは除く）のうち250系統がモニタ規格のものになっている。Fig. A. 5.3-1にモニタ規格を取り入れた1979年度からの故障発生件数の変化を示す。施設の増加にともない、毎年維持管理せねばならないモニタの総数は増加している。ところが故障発生件数はモニタの規格化により年々減少している。1976年度に故障が急増しているのは、前年度更新したモニタの一部に部品不良があったこと、中性子検出器用プリアンプが高温高湿状態になると雑音が増加することがわかりその対策を行ったこと、オイル式ダストサンプラに焼付事故が多発したこと、などが重なったためである。

### (3) モニタ更新

#### (a) 環境放射線監視システム

環境放射線監視システムの更新作業は、1974年度から続けてきたが、1978年度をもって、当初の計画は一応完了する。1978年度に更新した装置はTable A. 5.3-2に示す。

なお次年度以降はモニタリング装置の改良などを考えている。

#### (b) 施設放射線管理用モニタ

1978年度更新した施設放射線管理用モニタはJRR-2モニタなど17系統である。JRR-2モニタの更新により、東海研究所の全施設の主要放射線管理用モニタで規格化可能なもの

Table A. 5.3-2 1978年度放射線モニタの更新

施設	モニタ名称	数量
環境放射線 監視システム	構外モニタリングポスト	2 基
	排水モニタ (第1, 第2排水溝)	2 系統
	データ処理ソフトウェア改修	1 式
JRR-2	$\gamma$ 線エリアモニタ	4 系統
	中性子エリアモニタ	4 "
	スタックダストモニタ	1 "
	被照射Iガスモニタ	1 "
	水モニタ	1 "
FCA	スタックダストモニタ	2 系統
JPDR	ダンプコンデンサー室ダストモニタ	1 系統
	ルームガスモニタ	1 "
再処理特研	スタックIIダストモニタ	1 系統
Pu-2棟	スタックダストモニタ	1 系統

Table A. 5.3-3 1978年度に新設された施設放射線モニタ

施設	モニタ名称	数量
加速器 棟 型	$\gamma$ 線エリアモニタ	3 (10) 系統
	中性子エリアモニタ	3 (10) "
	ダストモニタ	2 "
	ハンドフットモニタ	1 "
	ダストサンプラ	1 "
実用 燃料 試験 施設 棟	$\gamma$ 線エリアモニタ	24 系統
	ポータブルエリアモニタ	2 "
	ダストモニタ	9 "
	ハンドフットモニタ	4 "
	ガスモニタ	1 "
	非常用モニタ	2 "
	ダストサンプラ	6 "
F N S 棟	$\gamma$ 線エリアモニタ	5 系統
	中性子エリアモニタ	3 "
	トリチウムモニタ	1 "
	ダストモニタ	1 "
	ダストサンプラ	1 "

はすべて統一されたことになる。次の目標は放射線管理のデータ処理の自動化である。

1976年度以降製作のモニタにはすべてロジック信号出力を設けてある。これにより、環境放射線監視システムと同様な方式でデータ処理を実施する場合には、モニタには手を加えることなく、システムの一部として使用することができる。

#### (4) 新設建家放射線管理用モニタ

1978年度は東海研究所に大型施設が相次いで完成した。これらの施設に設置された放射線管理用モニタは合計88系統で、東海研究所内で現在稼働している全放射線管理用モニタの25%にも及ぶ台数である。Table A. 5.3-3 に本年度に新設された施設名とモニタの種類、数量を示す。

タンデム加速器棟のモニタのうちγ線エリアモニタ10系統および中性子エリアモニタ10系統は実験装置の管理のためのプロセスモニタとして運用される。(岩田)

#### A.5.4 ガンマスペクトロメータの更新、整備

長年、部内共同利用測定器として多く利用されてきた大型 NaI (Tl) スペクトロメータが老朽化したので、1978年度から2ヶ年計画で更新、整備を進めている。

新たに導入するガンマスペクトロメータはGe (Li) 同軸型検出器、遮蔽体およびミニコンピュータを中心とした試料測定解析装置から構成される。

1978年度はGe (Li) 検出器と遮蔽体の導入、試料測定解析処理装置のハードウェア、ソフトウェア両面の仕様検討と一部発注を行った。

検出器の選定に当っては各施設からの放射能排出量が低減化されるにつれ、精密な測定が要求されている背景を考慮して、入手され得る範囲で高検出効率、高分解能の機種とした。導入したGe (Li) 検出器と遮蔽体の主な仕様を次に示す。

##### Ge (Li) 同軸型検出器

- 1) クライオスタット : 垂直型
- 2) 検出器有効体積 : 125.5 cm<sup>3</sup>
- 3) 相対効率 : 25.2%
- 4) ピーク対コンプトン比 : 51/1
- 5) 半値幅分解能 : 1.89 keV
- 6) 印加電圧 : +4800 V

##### 遮蔽体

- 1) 試料室遮蔽体の厚さ : むつ鉄50mm, 鉛72mm
- 2) " 内張りの厚さ : 銅およびアクリル板各5mm
- 3) " 内寸法 : 300mm (間口), 300mm (奥行き), 300mm (高さ)
- 4) デュワー部遮蔽体の厚さ : 鉛50mm

上記検出器と遮蔽体による検出限界計数値は $3.0 \times 10^{-4}$  cps (信頼度95%, 1.33 MeV のエネルギーに対して) である。

試料測定解析装置は導入されたGe (Li) 検出器による測定解析のみならず、試料計測業務の中核機器として、また今後の放射線管理システムの拡充に応じ得るように次に示す特徴を持たせた。

- 1) 多種多数の検出器による測定解析を常時容易に行うために、従来の1検出器、1多重波高分析器、1ミニコンピュータシステムの組合せでなく、8台迄の検出器とアナログーデジタルコンバータを1台のミニコンピュータシステムで統括コントロールする装置とした。この方式は出力機器その他の有効利用がはかられ、経済性と操作性に極めて優れている。
- 2) 各検出器によるスペクトルデータの収集は並列に行える。
- 3)  $\gamma$ 線のスペクトル解析だけでなく、 $\alpha$ 、 $\beta$ 、X線試料の解析を行えるよう検出器や解析コードの増設、置換を容易とする。
- 4) 測定と解析結果が出力される迄の時間を最小にする機器とプログラム体系とする。
- 5) 装置の操作は初心者にも容易に行えるシステムとする（大型ディスプレイと専用操作盤による会話型入力形式）。
- 6) 同一大量試料の測定解析を無人で行う自動処理プログラムを付加する。
- 7) プログラムの開発や測定結果の報告を迅速処理するために、計算センターや他の施設の計算機と高速オンライン・ネットワークによる接続が行えるシステムとする。

各種検出器と試料測定解析装置の構成をFig A. 4.5-1 に示す。本装置による測定サービスの開始は1979年末の予定である。(間辺)

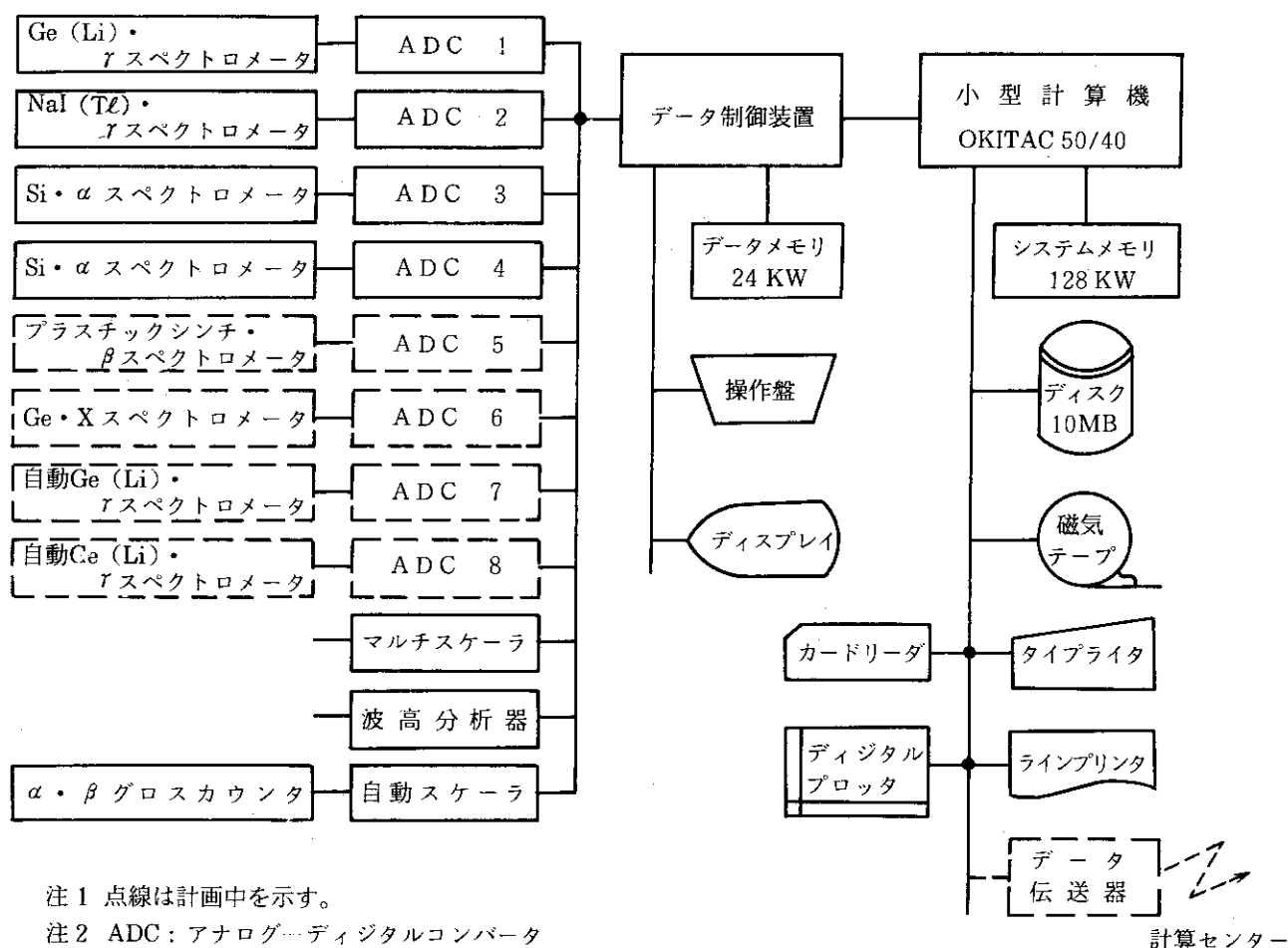


Fig. A. 5.4 - 1 放射能試料測定解析装置の構成図

## 1 A.6 放射性廃棄物の管理および汚染除去

### Waste Management and Decontamination

In the Tokai Research Establishment, the amounts of liquid and solid wastes decreased by 17% and 12% respectively from those in the previous year. The amounts of liquid and solid wastes received from outside organizations decreased by 28% and 4%. These wastes were treated routinely. Solidification and packaging of evaporation concentrates was carried out as in the previous year.

The installation of Incineration Plant No.2 was completed in March 1979. Construction of a low-level Waste Package storage and a medium-level waste treatment facility progressed on schedule.

Decontamination of clothes, equipments and installations was carried out routinely.

#### 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、1977年度に比較して液体廃棄物は約17%、固体廃棄物は12%それぞれ減少した。所外からの搬入は液体廃棄物は約28%、固体廃棄物は約4%それぞれ減少した。

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する蒸発濃縮廃液および凝集沈澱スラッジなどは前年度に引続き、試験的海洋処分用固化体として製作した。

保管廃棄量は、低レベルドラム保管体は約15%増加したが、大型異型保管体および中、高レベル保管体については、ほぼ同程度であった。

廃棄物の発生量が処理前および処理後とも一部のものを除いて前年度に引続き減少傾向にあるのは、発生元および処理部門双方の廃棄物発生抑制努力によることが主な要因である。

汚染除去に関しては、機器除染は除去場増設工事のため、処理数が減少した。衣料除染、施設除染については、ほぼ前年なみの件数を処理した。

処理施設等の建設整備としては、第1廃棄物処理棟焼却処理施設（乾式焼却炉）は1978年度から本格工事に入り年度末に完成した。第2保管廃棄施設（北方地区）の廃棄物保管棟（No.1）は年度後半から躯体工事に入った。NSRR燃料破損カプセル除染のための汚染除去場の増設も予定どおり1978年10月に完成し、12月から使用開始した。（亀井）

また、前年度末に建設準備工事に着手した中高レベル廃棄物処理施設については、1978年6月に旧放射性汚染処理課から分離独立した放射性汚染処理第2課が担当することとなった。本年度は、約2カ年強に亘る建家工事の前半を進めると共に、内装設備第1期分の発注手続きを経て、設備の詳細設計、許認可申請準備作業を行った。（松元）

#### 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

1978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410.58m<sup>3</sup>、中レベル68.73m<sup>3</sup>、高レベル0.5m<sup>3</sup>、 $\alpha$ 0.04m<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213.66m<sup>3</sup>(放医研海水192m<sup>3</sup>を含む)であった。

なお、本年度の搬入実績と昨年度の搬入量を比較した場合、所内については約177m<sup>3</sup>、所外については約83m<sup>3</sup>減少した。

#### (b) 固体廃棄物

1978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495m<sup>3</sup>(大型異形58.9m<sup>3</sup>を含む)、中レベル11.18m<sup>3</sup>、高レベル3.28m<sup>3</sup>、 $\alpha$ 16.44m<sup>3</sup>であった。また、所外の固体廃棄物搬入量は、低レベル580.57m<sup>3</sup>、中レベル3.15m<sup>3</sup>、高レベル0.18m<sup>3</sup>であった。なお本年度の搬入実績と昨年度の搬入量を比較した場合、所内については約75m<sup>3</sup>、所外については約22m<sup>3</sup>減少した。

(鈴木正)

### (2) 廃棄物の処理

#### (a) 液体廃棄物の処理

1978年度の処理量および処理装置の稼働日数をTable A. 6.2-3およびTable A. 6.2-4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残渣スラッジについては、セメント固化した。

本年度に作製したセメント固化体は、蒸発濃縮液を固化したもの206本、凝集沈澱スラッジを固化したもの100本、および貯槽内残渣スラッジを固化したもの80本である。これらは、試験的の海洋処分用セメント固化体として作製したものである。

その他、イオン交換装置の撤去解体時に発生した汚染コンクリートを破碎し、スラッジと一緒にセメント固化したもの、および海洋処分用セメント固化体作製時に採取したモルタル供試体を固化したものを合計164本作製した。

また、 $\alpha$ 廃液を固化したもの4本、高レベル廃液を固化したもの1本を作製した。(服部)

#### (b) 固体廃棄物の処理

1978年度の処理量および処理装置の稼働日数をTable A. 6.2-5およびTable A. 6.2-6に示す。圧縮処理装置によって不燃物、フィルタを635.659m<sup>3</sup>(所内、所外)処理し、焼却処理装置(旧)によって、可燃物(フィルタ木枠含む)314.36m<sup>3</sup>(所内、所外)処理した。これらの処理に伴い発生した処理済廃棄物(200ℓドラム缶詰)は、圧縮体が753本、焼却灰0.64m<sup>3</sup>をセメントで固形化した固化体が42本であった。

なお、1978年度内に搬入された低レベル固体廃棄物は、ほぼ処理することができたが、年度後半に所内分に限りプラスチック(塩化ビニルを除く)、湿れウェス、ゴムを可燃物の分類に編入するなど、分類変更を行ったため、低レベル固体廃棄物の全搬入量に対する可燃物の割合は約30%から約70%へ変動した。このため年度後半から所内可燃物の在庫量は幾分増加の傾向にある。

(平山)

Table A. 6.2-1 所内廃棄物の搬入量  
(東海研究所, 1978年度)

廃棄物区分	固 体						液 体							
	β・γ			α			β・γ			α				
	低レベル	中レベル	高レベル	低レベル	中レベル	高レベル	低レベル	中レベル	高レベル	低レベル	中レベル	高レベル		
可燃物	不燃物			—			—			—				
	圧縮	フィルタ	非圧縮	—			—			—				
数	16950	9392	6484	1118	328	0.03	16.41	0.03	40610	0.612	387	68.73	0.5	0.04

(単位 : m<sup>3</sup>)

Table A. 6.2-2 所外廃棄物の搬入量

(東海研究所, 1978年度)

事業所名	廃棄物区分	固 体						液 体						
		β・γ			α			β・γ			α			
		低レベル	中レベル	高レベル	低レベル	中レベル	高レベル	低レベル	中レベル	高レベル	低レベル	中レベル	高レベル	
R I 協会	可燃物	不燃物			—			—			—			
		圧縮	フィルタ	非圧縮	—			—			—			
三菱重工		29818	9003	350	3.0	0.14								
放医研	1.28	1.94	38	6.0		0.04			1920					
東芝	0.62	0.62	4.1	0.15										
合計	1409	30074	9383	45.1	315	0.18			21366					

(単位 : m<sup>3</sup>)



Table A. 6.2-3 所内液体廃棄物の処理

(東海研究所, 1978年度)

レベル区分	性状区分	処理方法 稼動日数	低レベル蒸発処理	中レベル蒸発処理	セメント固化処理	合計
			5.5	3.5	8	
β	低レベル	一般無機廃液	475.4	—	—	475.4
		スラッジ	—	—	5.0	5.0
γ	中レベル	一般無機廃液	—	98.0	—	98.0
		スラッジ*1	—	—	8.35	8.35
α	高レベル	無機*2	—	—	0.55	0.55
		同上	—	—	0.08	0.08
合計			475.4	98.0	13.98	587.38

\*1 貯槽内沈殿物

\*2 ポリ瓶内固化済のもの。

(単位: m<sup>3</sup>)

Table A. 6.2-4 所外液体廃棄物の処理

(東海研究所, 1978年度)

レベル区分	事業所名	性状区分	処理方法 稼動日数	低レベル蒸発処理	中レベル蒸発処理	凝集沈澱処理	小計	合計
				1	10	17		
β	低レベル	日本アイソトープ協会	無機	6.0	2.5	—	8.5	136.5
		放医研	海水	—	—	128.0	128.0	
γ	中レベル	日本アイソトープ協会	無機	—	11.4	—	11.4	11.4
合計				6.0	13.9	128.0	—	147.9

(単位: m<sup>3</sup>)

Table A. 6.2-5 所内固体廃棄物の処理

(東海研究所, 1978年度)

レベル区分	性状区分	処理方法 稼動日数	焼却処理	圧縮処理
			7.6	3.9
β	低レベル	可燃物	151.03	—
		不燃物	—	171.534
γ	低レベル	フィルタ	22.43	69.555
合計			173.46	241.089

(単位: m<sup>3</sup>)

Table A. 6.2-6 所外固体廃棄物の処理

(東海研究所, 1978年度)

レベル 区分	性状区分	稼働日数	処理方法	
			焼却処理	圧縮処理
			51	82
β ・ γ	低 レ ベ ル	可燃物	140.9	—
		不燃物	—	300.74
		フィルタ	—	93.83
合 計			140.9	394.57

(単位: m<sup>3</sup>)

(3) 保管廃棄

(a) 低, 中および高レベル保管体の保管廃棄作業

1978年度において発生した保管体を延43日で322回の輸送を行い, 所定の保管廃棄施設に収納した。収納した保管体の総数はTable A. 1.4-1に示すとおりである。

(b) 大型異形保管体の保管廃棄作業

研究終了にともなう重水減速均質炉臨界装置(AHCF)の解体撤去によって発生した炉心タンク, ダンプタンク, 同タンク内酸化トリウム固化物, およびその他計測制御系の汚染機器等の廃棄物を引取り, 所定の保管廃棄施設に保管廃棄した。

(c) 保管廃棄施設の維持補修

1978年度は中レベル保管廃棄施設M型ピットの鉄製上蓋の交換, フェンスの設置, 低レベル保管廃棄施設点検孔の鉄製上蓋の交換などを行った。(鈴木正)

A.6.3 汚 染 除 去

(1) 機器除染

1978年度における機器除染の処理状況をTable A. 6.3-1に示す。1977年度と比較して, 処理件数としては若干前年度を下まわったが, 処理数量は除去場増設工事の関係で前年度を大巾に下まわった。

施設別依頼状況は除染件数で見ると原子炉62.1%, ホットラボ13.8%, 放射性汚染処理第1課10.3%, その他13.8%となっている。このほか, 不用備品の除染可否判定は36件であった。その内訳は, 除染可能なもの14件, 除染不可能なもの22件であった。

1978年度の特徴としては老朽化したキャスク・コンテナなどの改修のための除染が多く, その件数が25%を占めたことである。また, NSRRのパルス実験による燃料破損の実験カプセルの除染は件数で17.9%, 処理数量では46.2%と約半数を占めた。(守)

(2) 衣料除染

1978年度は5品目について除染(洗濯)を行った。その合計処理数量は, 109,406点であり, 1977年度より約3%減少した。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にまわしたものは極く少数であり, 除染不完全で一時的保管したものは0.4%であった。この結果返還率は99.6%であった。(内藤)

Table A. 6.3-1 機器除染処理状況

(東海研究所, 1978年度)

処理期間	機 器 名	処 理 件 数	処 理 数 量(コ)	除染不能数(コ)
第1四半期	サンドブラスト, ヘリウムブロウ部品, NSRR 実験カプセル部品, 鋳鉄管, サンプポンプ部品	5	47	0
第2四半期	UO <sub>2</sub> 試料研磨機部品, 湿式研磨台部品, 試料 区分けキャスク, コンテナ, 制御棒駆動機構部 品, ホイストチェン	6	46	0
第3四半期	衝撃試験片受台, フード板, キャスクドア, NSRR 実験カプセル部品, キャスクシャッター RI 試料用キャスク部品	7	70	0
第4四半期	水平プラグハンドラシャッタ, 真空ポンプ部品, 使用済燃料検査装置シールド部品, 鉛コンテナ 部品, イオン交換樹脂筒部品, 8 m <sup>3</sup> タンクロー ーリおよびフロート部品, NSRR 実験カプセル 部品, サービスフロアシート, フィルタホルダ 部品	10	114	0
合 計		28	277	0

## (3) 施設除染

1978年度に実施した施設の除染状況をTable A. 6.3-3 に示す。

施設別依頼件数で見るとホットラボ42.9%、施設第1・2・3課23.8%、放射性汚染処理第1課19.0%、その他14.3%となっている。1977年度と比較して件数、作業人員ともわずかに増加した。

1978年度の特徴は、廃液貯槽およびタンクのライニング点検、補修に係る除染が多く、全体に占める割合が件数で38.1%、面積33.4%、作業人員29.6%、作業日数30.1%となった。

(守)

## (4) 汚染除去場の増設

NSRR における燃料破損実験にともなって発生する高汚染、高線量の燃料破損カプセルを除染するための除染ホールの増設と、その内装設備であるNSRR 燃料破損カプセル除染装置の設置については、前年度における官庁手続を経て、1978年4月から工事に着手し、同年10月に完成した。

増設除染ホール(約110m<sup>2</sup>)は、鉄骨スレート造り、腰高2mまでブロック積み、床エポキシ樹脂流し塗りのもので既存の除染ホールの東側に設置した。内装設備のNSRR 燃料破損カプセル除染装置は、大型フード(6mW×4mL×3mH)と、その中に設置されたカプセル分解除染装置としての超音波除染槽、浸漬槽、流し台から構成されている。またこの増設によって汚染除去施設も原子炉の附属施設として原子炉等の規制法の対象施設となり、これにともない1978年12月から保安規定の認可を得て順調な稼動を開始した。(讃井)

Table A. 6.3-2 衣料除染処理状況

(東海研究所, 1978年度)

処理期間 分類	第 1 四 半 期			第 2 四 半 期			第 3 四 半 期			第 4 四 半 期			年 間											
	処理量	除 染	保管	廃棄	除 染	保管	廃棄	除 染	保管	廃棄	除 染	保管	廃棄	除 染	保管	廃棄								
黄色実驗衣	1,182	1,181	1	0	1,186	1,186	0	0	1,061	1,052	8	1	10,23	1,022	1	0	4,452	4,441	10	1				
旧特殊作業衣(上)	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0			
" (下)	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0		
特殊作業衣	7,005	6,985	20	0	7,085	7,010	75	0	6,687	6,415	271	1	6,044	5,982	62	0	26,821	26,392	428	1				
汚染除去用防護衣(上)	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0		
" (下)	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	
特殊作業用帽子	6,168	6,168	0	0	5,346	5,346	0	0	4,265	4,265	0	0	4,488	4,488	0	0	20,267	20,267	0	0	0	0	0	
靴カバー(長靴型)	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
作業用手袋	230	230	0	0	150	150	0	0	429	429	0	0	179	179	0	0	988	988	0	0	0	0	0	0
汚染除去用靴下	17247	17,247	0	0	14,133	14,133	0	0	13,557	13,557	0	0	11,941	11,941	0	0	56,878	56,878	0	0	0	0	0	0
合 計	31,832	31,811	21	0	27,900	27,825	75	0	25,999	25,718	279	2	23,675	23,612	63	0	109,406	108,966	438	2				

Table A. 6.3-3 施設除染処理状況

(東海研究所, 1978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	汚染除去場除染ホール	1	320	56	9
	JRR-2炉室キャスク	1			
	ホットラボセルおよびケーブル	3			
第2四半期	JRR-2ホットケーブル	1	300	66	9
	JRR-4炉室SFキャスク	1			
	JPR使用済燃料建家	1			
	ホットラボケーブルおよびセル	3			
	廃棄物処理場廃液ピット	1			
第3四半期	ホットラボケーブルおよびセル	6	930	199	26
	JRR-2 15トン室	1			
	JRR-3使用済燃料プールおよび炉室	1			
	開発試験室廃液貯槽	1			
	廃棄物処理場No.3処理済廃液貯槽	1			
第4四半期	ホットラボケーブルおよびセル	6	905	212	29
	RI製造棟312室汎用ケーブル	1			
	セラミック特研廃液貯槽	2			
	冶金特研廃液貯槽	2			
	JRR-3SF室排水ピット	1			
	Pu特研集水ピット	2			
	JRR-2DPタンク室ピット	1			
	廃棄物処理場廃液貯槽	3			
	フッ素特研集水ピット	1			
	汚染除去場廃液ポンド	1			
合計		42	2,455	533	73

## A.6.4 処理施設などの建設および整備

## (1) 第1廃棄物処理棟焼却処理設備\*の建設

本施設の主要機器は1978年度当初から工場製作を開始し、建家工事と調整をとりつつ、1978年度後期から他の付属機器と並行して据付工事を行い1979年3月末に全施設が完成した。

なお規制法に基づく使用前検査等は1979年早々に受検し、運転開始に備える予定である。

(平山)

\* 変更前名称は、乾式焼却処理設備

(2) 廃棄物保管棟 (No.1)\*

本施設は、1977年度末に設置変更許可を受けたのち、1978年7月に設計工事方法の認可を受け、根伐工事に着手し、同年10月からくい打工事を開始し、1979年2月に、くい230本の打設を終了した。

引き続き建家工事に入り、1978年度末には、エレベータ部分の基礎およびくいの根巻コンクリート工事を終了した。(長岡)

(3) 中高レベル施設の建設

中高レベル廃棄物処理施設では、Fig A. 6.4-1に示すような処理を行い、比較的放射能レベルの低いものは、ドラム缶又はコンクリートブロックにパッケージ化し、近い将来実現されるであろう海洋処分または地中処分に備えて当面保管する。線量率の高いものは、耐久性のある金属容器に収納、密封し、放射能の減衰を待つため、または処分の動向を見定めるため保管する。

1977年度に申請していた全体施設についての、核燃料物質使用変更許可および建家(第2廃棄物処理棟)についての原子炉施設の設計および工事の方法の認可を1978年4月に得、ただちに第2廃棄物処理棟の本格的建設に着手した。

1978年6月には、建家についての設工書を提出し、10月および11月には建家に関する施設検査及び使用前検査を各1回受けた。

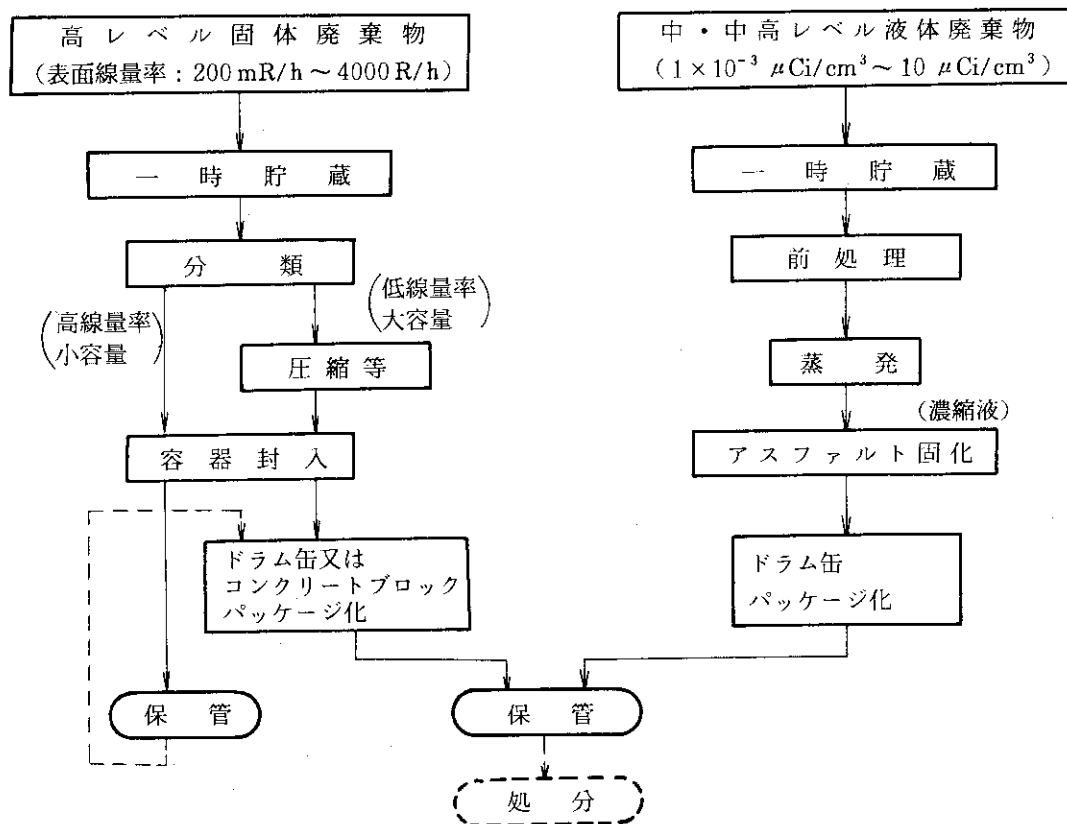


Fig. A. 6.4-1 中高レベル廃棄物処理系統図

\* 変更前名称は、低・中レベル固体廃棄物保管廃棄施設

建家関係工事は、ほぼ計画通り順調に進んでおり、1979年3月末現在、全工程の約半分を終了し、建家の外形が明らかになった。

内装設備については、3期に分けて整備することとし、第1期分として主要3設備（蒸発濃縮、アスファルト固化、固体処理）の仕様を確定し、発注契約した。各部詳細設計の進展に合わせて、原子炉施設工認申請のためのヒアリングを重ねており、1979年4月には設計および工事の方法の認可申請を行う予定である。

本施設の建家は1980年度前期の完成を目標に工事を進めており、内装設備も1980年度中期までに整備し、1980年度後期からの稼動を予定している。

(西村)

# 1 B 高崎研究所

Takasaki Radiation Chemistry Research Establishment

## 1 B.1 放射線管理

### Radiation Monitoring

Radiation monitorings of individual and working environment were carried out in the irradiation facilities as in the previous years. Significant exposures were not observed.

#### B.1.1 概要

1978年度は、前年度と同様に放射線管理上特記するような被曝などはなかった。照射用 $^{60}\text{Co}$ 線源については、減衰補充用として7月に約14万Ciが搬入された。放射線施設・管理区域については、新たに設定、解除されたものはなかった。被曝線量登録管理制度の発足にともない、制度に係る事項の整備を図るとともに、関係業者などの協力を得ることができ順調に移行できた。 $^{85}\text{Kr}$ の屋外排気については、年間を通して放射線障害防止法で定められている値以下で行われ問題はなかった。

10月には科学技術庁放射線検査官による立入検査を受けたが、特記すべき指摘事項はなかった。

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

(大内)

#### B.1.2 個人被曝線量の管理

1978年度のフィルムバッジ(FB)による外部被曝線量の測定は定期的に4回行ったが、勧告値を超えた高被曝はなく問題はなかった。FB着用者のうち全身被曝で検出限界線量を超えた者は3名で、全身被曝線量は90mrem/年であった。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321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。

被曝線量登録管理制度の発足にともない、制度に係る事項の整備を図るとともに、関係業者などの協力を得て円滑に同制度への移行ができた。

(綿貫)

#### B.1.3 施設の放射線管理

放射線管理区域として、新たに設定および解除されたものはなかった。照射用 $^{60}\text{Co}$ 線源については、減衰補充用として密封ペンシル状線源合計20個約14万Ciがコバルト第2棟に搬入されたが放射線管理上の問題はなかった。

可搬型照射装置や実験用小線源の安全確保のために、コバルト第1棟内にRI小線源貯蔵室の



建設整備に着手し1978年度末に完成した。

コバルト照射施設の総合点検は、1978年4月に食品コバルト棟、同年7月にコバルト第1棟のプール排水総合点検が実施された。そのほかのR I施設および電子加速器についても放射線障害予防規定に定める検査が行なわれたが、特に異状は認められなかった。

(1) 放射線量率の測定

放射線管理施設の立ち入る場所について、R I施設については毎月1回、加速器については3カ月に1回、X線発生装置等は6カ月に1回以上放射線量率の測定を行った。その結果は $^{85}\text{Kr}$  取扱施設で最高 $2\text{mR/h}$ 、そのほかの施設では最高 $0.5\text{mR/h}$ でほとんどバックグラウンド・レベルであった。

また、 $^{60}\text{Co}$ 線源搬入時及び照射施設プール排水点検時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。

$^{85}\text{Kr}$  試料の質量分析作業や $^{60}\text{Co}$ 線源搬入時の放射能汚染検査でもとくに問題はなかった。

高崎研では、従来から構内の東、西、南、北の敷地境界の近傍にTLD、フィルムバッジの積算型放射線計測器を配置し3ヶ月ごとの積算線量を求めていた。周辺公衆の個人に容認される線量限度を十分下まわっていることをさらによく確認し、周辺住民の理解と協力を得るために環境放射線の連続測定について検討をおこない1979年度に設置する予定である。(綿貫)

(2) 排出放射性ガスの管理

高崎研では、唯一の非密封R Iとして気体状の $^{85}\text{Kr}$ 線源が大型気密容器内で使用されている。実験終了時の配管ガスパーズなどのため若干が屋外に排出されている。Table B. 1.3 - i に

Table B. 1.3-1  $^{85}\text{Kr}$  ガスの排気口における排気中の放射能濃度  
(高崎研究所, 1978年度)

排出年月	1日(8時間)平均最大濃度 ( $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ )	排出総量 ( $\text{mCi}$ )
1978年 4月	$1.7 \times 10^{-7}$	45.8
5	$1.9 \times 10^{-7}$	47.1
6	$1.8 \times 10^{-7}$	50.3
7	$1.8 \times 10^{-7}$	48.0
8	$1.9 \times 10^{-7}$	108.2
9	$2.1 \times 10^{-7}$	112.7
10	$2.1 \times 10^{-7}$	116.1
11	$1.9 \times 10^{-7}$	72.0
12	$2.1 \times 10^{-7}$	100.6
1979年 1月	$2.0 \times 10^{-7}$	56.1
2	$2.1 \times 10^{-7}$	60.5
3	$2.1 \times 10^{-7}$	102.4
合計	—————	918.8

1978年度に排出された $^{85}\text{Kr}$ の月別排出量を示すが、いずれも $(3 \times 10^{-6} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3 \times 1/10)$ 以下であり問題はなかった。(綿貫)

### (3) 所内監査および官庁申請など

1978年7月に放射線取扱主任者(大島開発試験場次長)による放射線管理状況の監査が行なわれた。

1977年度の総括と法令規則に定められた事項の遵守状況と記録帳票について実施された。結果は、放射線管理の重要事項についてはすべて実行されているが、より一層の安全を期すためにR I小線源の整理とより安全な保管に努めるよう指示があった。

放射線障害防止法の許可使用に係る変更許可申請は、

- ①  $^{210}\text{Po}$ ,  $^3\text{H}$ ,  $^{90}\text{Sr}$ ,  $^{90}\text{Sr} - ^{90}\text{Y}$ ,  $^{241}\text{Am}$ の使用および貯蔵の廃止,
- ② エチレン高重合反応中間規模試験装置の廃止,
- ③ R I貯蔵室の変更
- ④  $^{60}\text{Co}$ 第1棟放射線管理区域の縮小

について一括申請したが、いずれも申請のとおり許可された。

また、1978年10月には人事異動により放射線取扱主任者として新たに武久正昭研究部次長が選任されたので、選任解任届を行った。

### (4) 科技庁放射線検査官による立入り検査

1978年10月に障害防止法に基づく立入り検査が行なわれた。原子力安全局放射線安全課の放射線検査官により、照射実験の実施状況、放射線管理および健康診断等の記録の点検・確認が実施された。検査結果は、とくに放射線安全面からの指摘事項はなく、「現行の管理を手抜かりなく続けられたい」とのことであった。(綿貫)

## B.1.4 放射線計測器の管理

各施設の放射線管理用モニタ類の定期点検、校正および修理は、所管課室において保守管理に努めた結果、稼働率を99%以上に保つことができた。

サーベイメータの校正は、四半期ごとに東海研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 $^{226}\text{Ra}$ 標準線源による素子照射によるリーダ表示の校正をはじめ、再現性チェックなどを行い、精度の維持に努めた。(綿貫)

# 1 C 大洗研究所

Oarai Research Establishment

## 1 C.1 総 括

### General

In Oarai Research Establishment, radiation monitoring in nuclear facilities, individual monitoring, environmental monitoring and maintenance of radiation monitors were carried out by the Radiation Control Section, as in the previous years.

There was a water leakage from the creep test irradiation equipment in JMTR, but no leakage of radioactivities occurred out of the facility.

During the year, there were no personnel exposures exceeding the maximum permissible level, nor release of radioactive effluents beyond the working limits; there were no abnormal radioactivities in the environment due to effluents from the facilities.

Radioactive solid and liquid wastes on the Oarai site (JAERI's Oarai Research Establishment, PNC's Oarai Engineering Center, Tohoku Universities' Hot Laboratory and Japan Nuclear Fuel Development Co.) were treated and stored as 55l concrete-lined drums and concrete blocks. The amounts of wastes were on gradual increase due to start of operations of experimental fast reactor JOYO and its associated facilities.

Decontamination of clothes, equipments, installations, etc. was carried out routinely. The number of individual decontaminations was similar to that in the previous year, but overall volume of works increased because of the high-level and clinging contaminants handled.

Facilities for radioactive wastes treatment and decontamination were newly installed.

#### C.1.1 概 要

1978年6月の組織改正により、旧安全管理課が放射線管理課に改称され、それまで所掌していた一般安全衛生に関する業務は他の組織に移管された。大洗研究所における個人被曝線量の管理、施設の放射線管理、環境放射能の管理および放射線計測器に関する業務は、放射線管理課において1977年度と同様に実施された。

1978年6月、JMTRにおいて内圧クリープ照射試験装置からの漏水があり、炉室の床などの汚染が生じたが、放射線管理上問題となるような被曝はなく、また施設外への放射性物質の漏洩もなかった。

1978年度は、特に問題となるような作業者の被曝はなく、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、年間排出量についても1977年度と比べて著しい変化はなく、放出管理目標値以下であった。また、年間排出量に基づいて算出した周辺環境の被曝線量は線量目標値

を十分下廻っており、環境監視結果についても、施設からの放出に起因する異常は認められなかった。(押野)

放射性廃棄物処理場では、大洗地区(原研大洗研究所、動燃大洗工学センター、東北大材料試験炉利用施設、日本核燃料K.K)から排出される液体および固体廃棄物を化学処理装置、蒸発缶、焼却炉、圧縮器などにより処理して、200ℓドラム缶(D-50型)およびコンクリートブロック合計551個の固化体を作製し、集積保管場に保管した。廃棄物の量は、主に常陽およびその関連施設の稼動に伴い増加の傾向にある。

汚染除去業務は、衣料除染、機器除染、施設除染等について実施した。除染件数は、ほぼ前年通りであったが、延べ作業量はかなり増大し、高汚染で難除染の傾向が強くなっている。

Ⅱ期施設の建設および除染施設内装機器の整備を行い、完成した施設については試験運転などを実施した。また、動燃との協定に基づく大洗地区放射性廃棄物処理運営協議会その他専門部会を開くなどして、Ⅱ期計画の円滑な推進を計った。(三戸)

### 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

1978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ホット実験室で行われたヨウ素の金属表面(原子炉材料表面)への吸着実験に伴って $^{131}\text{I}$ が放出され、ホットラボでは多量に中性子照射された炭化ウラン燃料の金相試験に伴って $^{125}\text{Sb}$ が放出された。また、JMTRの第44サイクルおよび第45サイクル運転に伴って $^{41}\text{Ar}$ が放出されたが、いずれも排気口における平均濃度および放出量は管理目標値または管理基準値と比べてかなり低いものであった。(北野)

#### (2) 排出放射性廃液

1978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した放射能と、排水溝における1日および3ヶ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 $\beta r$ ( $^3\text{H}$ を除く)0.5Ciで、廃液量は $4.0 \times 10^3 \text{ m}^3$ であった。これは、1977年度に比べ、放射能は $\beta r$ ( $^3\text{H}$ を除く)62%減、廃液量は17%減であり、この廃液中に含まれる核種は $^3\text{H}$ ,  $^{24}\text{Na}$ ,  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{144}\text{Ce}$ が支配的で、その他の主なものとしては $^{51}\text{Cr}$ ,  $^{54}\text{Mn}$ ,  $^{58}\text{Co}$ ,  $^{95}\text{Zr}$ — $^{95}\text{Nb}$ ,  $^{106}\text{Ru}$ — $^{106}\text{Rh}$ ,  $^{110\text{m}}\text{Ag}$ ,  $^{134}\text{Cs}$ が検出された。

排水溝へ排出された廃液の放射能は $\alpha$ 44 $\mu\text{Ci}$ ,  $\beta r$ ( $^3\text{H}$ を除く)11mCi,  $^3\text{H}$ 5.3Ciで、廃液量は $4.6 \times 10^3 \text{ m}^3$ であった。すなわち、前年度より、放射能は $\alpha$ 23%減,  $\beta r$ ( $^3\text{H}$ を除く)38%増(主な核種は $^{51}\text{Cr}$ ,  $^{60}\text{Co}$ ),  $^3\text{H}$ 40%減で、廃液量は47%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 $\beta r$ ( $^3\text{H}$ を除く) $3.1 \times 10^{-7} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ で、3ヶ月平均濃度の最大値は $2.2 \times 10^{-8} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ であり、法令および規定等に定められた排水基準値以下であった。また、年間排出放射能の管理目標値に対する割合は、総量18%,  $^{60}\text{Co}$ 73%,  $^{137}\text{Cs}$ 0.7%,  $^3\text{H}$ 5.3%と、いずれも十分に低い値であった。(山田)

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, 1978年度)

項目 施設名	排 出 塵 埃			排 出 ガ ス		
	年間平均濃度 ( $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ )	年間排出放射能 ( $\mu\text{Ci}$ )	主な核種	年間平均濃度 ( $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ )	年間排出放射能 ( $\text{Ci}$ )	主な核種
JMTR (炉 室) (ホット実験室)	$<1.7 \times 10^{-13}$ $<4.5 \times 10^{-13}$	0 $1.5 \times 10$	— $^{131}\text{I}$	$4.7 \times 10^{-7}$	$4.5 \times 10^2$	$^{41}\text{Ar}$
ホットラボ	$\alpha: <2.1 \times 10^{-14}$ $2.1 \times 10^{-13}$	0 $4.9 \times 10$	— $^{125}\text{Sb}$	$<2.0 \times 10^{-7}$	0	—
廃棄物処理場 (低レベル固体処理棟) (焼却処理装置) (高レベル固体処理棟) ( $\alpha$ 固体処理棟) ( $\beta$ 固体処理棟) (廃液処理棟) (管理機械棟) (除染施設)	$<1.0 \times 10^{-13}$ $<1.0 \times 10^{-13}$ $<1.0 \times 10^{-13}$ $\alpha: <9.5 \times 10^{-15}$ $<1.0 \times 10^{-13}$ $<1.0 \times 10^{-13}$ $<1.0 \times 10^{-13}$ $<1.0 \times 10^{-13}$	0 0 0 0 0 0 0 0	— — — — — — — —			
RI利用開発棟 (R I 棟) (F P 棟)	$<6.0 \times 10^{-13}$ $<6.0 \times 10^{-13}$	0 0	— —			
安全管理棟	$<6.0 \times 10^{-13}$	0	—			
燃料研究棟	$\alpha: <4.1 \times 10^{-15}$	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。

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, 1978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	4.7×10 <sup>2</sup>	2.9×10 <sup>3</sup>	0	0			$\alpha$ 3.9×10 <sup>-2</sup>
ホットラボ	(9.3×10 <sup>1</sup> )*1	(2.1×10 <sup>2</sup> )	—	—			$\beta$ 7.1.1×10 <sup>1</sup>
RI 利用開発棟	6.1×10 <sup>-1</sup>	4.5×10 <sup>1</sup>	0	0			<sup>51</sup> Cr 4.8
安全管理棟	3.6	7.7×10 <sup>1</sup>	0	0			<sup>60</sup> Co 4.4
廃棄物処理場	5.0	6.6×10 <sup>2</sup>	0	0			<sup>137</sup> Cs 3.4×10 <sup>-1</sup>
燃料研究棟	1.7×10 <sup>1</sup>	1.2×10 <sup>2</sup>	0	0			未知 1.9
排水監視ポンド	—	—	$\alpha$ 3.9×10 <sup>-2</sup> $\beta$ 7.1.1×10 <sup>1</sup> <sup>3</sup> H 5.3×10 <sup>3</sup>	4.6×10 <sup>3</sup>			<sup>3</sup> H 5.3×10 <sup>3</sup>
動燃大洗	1.3	1.2×10 <sup>2</sup>	$\alpha$ 4.7×10 <sup>-3</sup> $\beta$ 2.4×10 <sup>-3</sup>	4.7×10 <sup>1</sup>			$\alpha$ 4.7×10 <sup>-3</sup> $\beta$ 2.4×10 <sup>-3</sup>
東北大金属材料	1.6	1.9×10 <sup>1</sup>	—	—			
日本核燃料	7.0×10 <sup>-1</sup>	4.4×10 <sup>1</sup>	—	—			
合計	5.0×10 <sup>2</sup>	4.0×10 <sup>3</sup>	$\alpha$ 4.4×10 <sup>-2</sup> $\beta$ 7.1.1×10 <sup>1</sup> <sup>3</sup> H 5.3×10 <sup>3</sup>	4.6×10 <sup>3</sup>			$\alpha$ 4.4×10 <sup>-2</sup> $\beta$ 7.1.1×10 <sup>1</sup> <sup>3</sup> H 5.3×10 <sup>3</sup>

\*1 ホットラボからJ M T R タンクヤードへ排出した廃液 \*2 主要核種は<sup>60</sup>Co, <sup>51</sup>Cr

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

### C.1.3 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

JMTR の原子炉施設から1978年度に放出された放射性希ガスによる周辺監視区域境界の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 北西方位の周辺監視区域境界であり、その値は $4.0 \times 10^{-2}$  mremであった。また、大洗研究所全施設から放出された $^3\text{H}$ 、 $^{60}\text{Co}$ 、 $^{137}\text{Cs}$ を含む液体廃棄物に起因する全身被曝線量の算出結果は $2.5 \times 10^{-2}$  mremであった。両者の合計は、保安規定に定めている線量目標値を十分に下回っている。

放射性希ガスによる被曝線量および液体廃棄物中の核種ごとの被曝線量の算出結果をTable C. 1.3-1 およびTable C. 1.3-2 に示した。 (高橋)

Table C. 1.3-1 希ガスによる年間全身被曝線量  
(大洗研究所, 1978年度)

原子炉施設	年間放出量 (Ci / y)	JMTR北西地点の全身 被曝線量(mrem/y)
JMTR	$4.5 \times 10^2$ ( $^{41}\text{Ar}$ )	$4.0 \times 10^{-2}$

Table C. 1.3-2 液体廃棄物による年間全身被曝線量  
(大洗研究所, 1978年度)

核種	年間放出量 (Ci / y)	全身被曝線量 (mrem/y)
$^3\text{H}$	5.3	$2.8 \times 10^{-3}$
$^{60}\text{Co}$	$4.4 \times 10^{-3}$	$2.0 \times 10^{-2}$
$^{137}\text{Cs}$	$3.4 \times 10^{-4}$	$1.8 \times 10^{-3}$
合計		$2.5 \times 10^{-2}$

### C.1.4 放射性汚染および被曝

1978年度に発生した放射性汚染および被曝は、JMTRの内圧クリープ照射試験装置からの漏水によるもの1件であった。特に問題となるような被曝などはなく、施設外への漏洩もなかった。Table C. 1.4-1に発生状況、原因および処置、対策などを示す。 (岡本)

Table C. 1.4-1 放射性汚染および被曝

(大洗研究所, 1978年度)

発生年月日	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
	建家	室			対象物	程度		
1978年 6月14日	JMTR	炉室1階	汚染	内圧クローブ照射試験装置の炉内管水位調節作業中に精密圧力計のニードルバルブの弁棒が外れ、炉室1階の床上に系内水が噴き出した。炉プールの回りエリアモニタアラーム発生。	人体(3名) 衣服, 床等	頭, 顔, 手など最大 $4 \times 10^{-4} \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$ 床最大 $2 \times 10^{-3} \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$ 床汚染面積約 $3 \text{m}^2$ 主な核種 $^{56}\text{Mn}$ , $^{64}\text{Cu}$ , $^{97}\text{Zr}$ , $^{110\text{m}}\text{Ag}$ 全身計測の結果, 体内汚染なし	精密圧力計に使用しているニードルバルブの弁棒にストッパーが付いていなかったため、全開時に外れて抜けた。	身体汚染をした作業者は、ただちに身体除染をした。ニードルバルブはストッパー付のものとする。 漏水受けを設ける。



## 1 C.2 個人被曝線量の管理

## Individual Monitoring

Maximum and average whole-body external doses of the 288 persons in Oarai Research Establishment were 320 mrem/y and 13 mrem/y respectively, and the maximum dose of hands was 690 mrem/y.

Individual monitoring for internal exposures was carried out as in the previous years. No internal contamination was detected in the persons monitored by bioassay and external counting.

## C.2.1 概 要

個人外部被曝管理については、職員等288人、長期外来者101人および短期外来者219人について実施した。全身被曝および局部被曝のいずれについても、問題となる被曝はなかった。職員等の全身の年間平均被曝線量および年間最大被曝線量は、それぞれ13 mrem および320 mremであり、長期外来者および短期外来者の全身の年間最大被曝線量は、それぞれ280 mrem および410 mremであった。また、全対象者を通しての手先の年間最大被曝線量は690 mremであった。

内部被曝管理については、前年度と同様に、選定された被検者について、定期的に尿検査 ( $\alpha$  および  $\beta$  全放射能の測定、天然ウランの測定)、肺モニタによる不溶性  $\alpha$  放射能の測定および全身カウンタによる測定を行った。その結果、被検者全員が検出限界以下であった。(押野)

## 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。

\*1  
Table C. 2.2-1 職員等の全身被曝線量分布

(大洗研究所, 1978年度)

期 間	人 数	被 曝 線 量 (mrem)					平 均 被曝線量 (mrem)	最 高 被曝線量 (mrem)
		検出されず	*2 $D < 130$	$130 \leq D < 400$	$400 \leq D < 1300$	$1300 \leq D$		
1978年 4~ 6月	277	269	8	0	0	0	1.0	70
7~ 9月	275	242	32	1	0	0	5.3	160
10~12月	276	251	24	1	0	0	5.0	150
1979年 1~ 3月	277	262	15	0	0	0	2.0	50
1978年度	288	235	45	8	0	0	12.9	320

\*1 職員等とは職員、特別研究員および外来研究員をいう。

\*2 全身被曝線量 (mrem/四半期または年度)

本年度の短期外来者の主な作業は、OWL-1配管検査、CRD点検、OWL-1化学除染、廃棄物処理場低レベル廃液貯槽ライニング補修工事などであり、年間の平均被曝線量および最大被曝線量はそれぞれ16mremおよび410mremであった。なお本年度の統計は短期外来者の中に管理区域一時立入者は含まれていない。

長期外来者の主な作業は、廃棄物処理場における $\beta\gamma$ 固体廃棄物処理作業、ホットラボセルの除染作業などであり、年間の平均被曝線量および最大被曝線量はそれぞれ27mremおよび280mremであった。

職員等の被曝を伴う主な作業は、OWL-1キュービクル内における保守点検作業および廃棄物処理場の $\beta\gamma$ 固体廃棄物処理作業などであった。Table C. 2.2-2に職員等の年間被曝線量分布を示す。Table C. 2.2-3は1976年以來の職員等の年間被曝線量の推移を示す。1978年度の被曝状況は前年度に比べて特に変化はなかった。なお外来研究員は前年度まで長期外来者の中に含めていたが、本年度から職員等としてこの中に含めている。

また全対象者を通しての手先の年間被曝線量の最大は690mremであった。

なお $\beta$ 線による被曝は長期外来者に2人(最大被曝線量60mrem)あったが、中性子線による被曝は認められなかった。(上島)

Table C. 2.2-2 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, 1978年度)

測定器	使用期間	*1 職員等	*2 長期外来者	*3 短期外来者	合計
フィルムバッジ	1978年 4月~ 6月	277	98	55	430
	7月~ 9月	275	97	164	536
	10月~12月	276	95	96	467
	1979年 1月~ 3月	277	94	46	417
リングバッジ	1978年 4月~ 6月	0	2	6	8
	7月~ 9月	9	0	9	18
	10月~12月	0	0	0	0
	1979年 1月~ 3月	8	4	0	12

\*1 職員, 特別研究員および外来研究員

\*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

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, 1978年度)

年 度	職員数	被 曝 線 量 (mrem)					平 均 被曝線量 (mrem)	最 高 被曝線量 (mrem)
		検出されず	$D < 130$	$130 < D < 400$	$400 < D < 1300$	$1300 \leq D$		
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

注 1977年度以前は職員のみ。

## 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、全 $\beta$ 放射能および天然ウランの測定、ホールボディカウンタによる $\beta(\gamma)$ 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。

また臨時にホールボディカウンタによる測定を1件(3人)実施した。これらの測定の結果被検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。(上島)

Table C.2.3-1 内部被曝検査実施者数

(大洗研究所, 1978年度)

検査対象期間	尿 検 査			全 身 計 測 $\beta(\gamma)$ (ホールボディカウンタ)	肺 モ ニ タ 不 溶 性 $\alpha$ 核 種
	全 $\alpha$ 放射能	全 $\beta$ 放射能	天然ウラン		
1978年 4月~ 6月	20	0	6	21*	0
7月~ 9月	0	0	5	20	0
10月~12月	19	0	6	20	0
1979年 1月~ 3月	0	0	6	20	13

\* 3名は臨時測定

## 1 C.3 施設の放射線管理

### Radiation Monitoring in Nuclear Facilities

Radiation monitoring in nuclear facilities was carried out in Oarai Research Establishment, as in the previous year.

Special radiation monitoring was made in chemical decontamination of OWL-1, removal of the inpile creep test tube from the JMTR reactor core and transportation of JMTR spent fuel elements.

During the year, there were no personnel exposures exceeding the maximum permissible level, nor release of radioactive effluents from the facilities beyond the working limits.

#### 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, 固体集積保管場Iのスカイシャイン効果の調査および規定類の改正にともなう放射線管理マニュアルの改訂などを実施した。

1978年度において, 放射線管理の対象となった主な放射線作業としては, (1) OWL-1の一次系の化学除染, (2) 内圧クリープ照射装置の照射試料などの取出し, (3) JMTR使用済燃料の輸送などがあった。本年度は, 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)

#### C.3.2 OWL-1 化学除染時の放射線管理

OWL-1 ループキュービクル内の放射線量率は, ループ一次系配管などに付着している放射性クラッドなどにより年々増加している。このため, ループキュービクル内での点検や補修作業による作業員の外部被曝線量は, JMTR全体の被曝線量のかなりの割合を占めており, 放射線量率の低減化が必要となった。

系内の放射性クラッドを除去する方法としては, 除染装置, 廃液処理, 実施時期などを考慮した結果, 米国のDOW社の化学除染方式を採用することになった。除染は次の手順で実施された。(1)薬液注入ポンプを使用して, 除染薬液(NS101)を約 $1\text{ m}^3$ 一次系内に注入した。(2)OWL-1主循環ポンプを起動し, 一次系ヒーターを用いて系内の昇温昇圧を行った。(3)炉内管出口圧力 $20\sim 30\text{ kg/cm}^2\cdot\text{G}$ , 炉内管入口温度 $125^\circ\text{C}$ , 炉内管入口流量 $150\text{ kg/min}$ の一定条件下で除染運転を行った。除染の進行状況を把握するため, 1時間ごとに除染液をサンプリングし,  $^{60}\text{Co}$ 濃度などを測定した。(4)除染液中の $^{60}\text{Co}$ 濃度が所定の値を超えた時点で系の降温降圧を開始した。(5)放射性廃液は系内から計量ドラムに排出されたのち, ポンプによってコンクリート内張りのドラム缶(内容量 $115\text{ l}$ )内に注入され, プラスチック固化剤と混合攪拌後に自然冷却し固化された。

放射線管理項目としては、(1)除染作業従事者の外部被曝線量の低減化と内部被曝の防止、(2)廃液の漏水と表面汚染拡大の防止、(3)プラスチック固化ドラム缶の表面線量率などの管理、(4)除染後のキュビクル内線量率の評価、(5)廃液移送時の経路および固化作業場の線量率上昇にともなう他作業への影響時の管理、などである。上記(1)については、高温高压除染運転中にキュビクル内で $2.2 \times 10^{-3} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ の空気汚染が発生したが、運転中のキュビクル内への作業者の立入りはなかったこと、また、固化作業中には空気汚染の発生はなく、したがって、吸入のおそれはない。外部被曝線量は除染作業員28人で $1447 \text{ person} \cdot \text{mrem}$ 、平均53 mrem、最大135 mremであった。計画被曝線量150 mrem以下で実施できた。(2)の表面汚染は固化作業時に一部漏水により $10^{-4} \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$ 程度の表面汚染が発生したが、小面積であったため、ただちに除染を実施した以外は、特に問題となる表面汚染の発生はなかった。(3)のドラム缶の放射線量率は搬出基準値(表面で $200 \text{ mR}/\text{h}$ 、表面から1 mにおいて $10 \text{ mR}/\text{h}$ )を超えないようにするため、あらかじめ廃液注入量と放射線量率、特に表面から1 mにおける放射線量率の実測値との関係から注入上限量を求め、この注入上限量を計量方式で注入することにした。この方式により注入時の放射線測定による被曝の軽減と作業時間の短縮に効果があった。(4)キュビクル内の除染前の平均放射線量率は $31 \text{ mR}/\text{h}$ 、除染後は $19 \text{ mR}/\text{h}$ であった。測定はTLDおよび電離箱型サーベイメータを使用した。(5)除染作業以外に従事する作業員の被曝防止のため、当除染作業によって放射線量率が上昇するおそれのある区域については、立入制限区域とした。固化作業場においては、仮設の遮蔽物を設け、 $2 \text{ mR}/\text{h}$ 程度の放射線量率に減少させてから作業を実施した。

当初の除染完了時の予想廃液濃度を $0.4 \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ と設定したが、実際は $1.4 \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ の濃度となったため、ドラム缶への廃液注入量を少量にせざるを得なくなったので、固化ドラム缶数は最終的に34本となり、全 $^{60}\text{Co}$ 量は1.3 Ciであった。

今回の除染作業の経験から改良すべき点は次のような事項である。(1)各作業工程別の被曝線量をみると、固化後ドラム缶の運搬に従事した作業員の被曝線量が比較的多かった。今後は、より遮蔽能力の高いドラム缶を使用することによって、被曝の低減化を計る必要がある。(2)固化作業においては、プラスチック固化剤の攪拌作業の合理化を計ることによって、被曝の低減化が可能であろう。(3)固化時において、ドラム缶のコンクリート内張り上部が汚染しないように、より改良した汚染防止策を講ずる必要がある。(4)今回の除染作業は系内のクラッドを完全に除去するまでには至らなかったが、より完全に除染を実施すると、廃液濃度がかなり上昇すると思われるので、次回の除染を計画するときは、被曝対策などに十分考慮する必要がある。(小倉)

### C.3.3 燃料研究棟の放射線管理

#### (1) 概 要

大洗研究所燃料研究棟はプルトニウム混合炭化物燃料の開発研究を行う目的で建設され、1977年5月からプルトニウムによる実験研究が開始された。プルトニウムは $\alpha$ 放射体としてきわめて強い毒性を持ち、また、 $^{235}\text{U}$ と比べて臨界量が小さいなどの特徴を持っている。このため、プルトニウムの安全な取扱いは実験者の高度な知識と注意力が必要であるだけでなく、十分な実験設備と万全な対策を講じた厳しい管理が必要である。従来のプルトニウム燃料研究施設(東海研

研究所プルトニウム研究1棟)ではプルトニウム混合酸化物の取扱いが主であったが、燃料研究棟ではとくに化学的に活性な粉末状の炭化物が取扱われるためより厳重な安全対策を講じた実験設備などが必要であった。実験の開始にあたっては、(a)管理区域内の $\alpha$ (プルトニウム)汚染は「ゼロ」にする。(b)環境へのプルトニウムの放出は「ゼロ」にする。(c)臨界事故は起こさないことなどを目標とし、とくに表面汚染の発生防止を重点に以下のような対策が講じられた。施設側の安全管理のため、(a)グローブボックスのグローブの健全性の定期点検および表面汚染の定期測定、(b)グローブボックスのグローブと給・排気系HEPAフィルタの定期交換、(c)プルトニウムの貯蔵時および取扱い時における臨界事故の防止、などについて過去の経験を参照し使用手引が作成された。また、設備面としては、(a)包蔵性、安全性および操作(作業)性のすぐれたアルゴンガス雰囲気グローブボックス、(b)形状と質量の組合せにより臨界防止策を講じた核燃料物質収納棚を有する貯蔵庫、などが設置された。また、放射線管理面では、ハンドフットクロスモニタ、バックグラウンド補償式半導体型プルトニウムエアモニタ、プルトニウム傷口モニタおよび臨界モニタなどを設置し、(a)作業環境の表面汚染および空気汚染の測定、(b)身体汚染の測定、(c)臨界事故の早期かつ確な検出と警報装置の作動、(d)排出空気の測定、を重点に放射線モニタリング体制が整備された。

## (2) 表面汚染の管理方式

作業者の体内汚染の防止および表面汚染の拡大防止のために表面汚染は早期に発見することが必須要件である。そこで燃料研究棟では、(a)毎朝作業開始前の管理区域内廊下の汚染検査、(b)作業中および作業終了時に随時行う手、足、衣服およびグローブボックスのグローブの汚染検査、(c)各実験室からの退出時に行う、手、足および衣服の汚染検査、(d)月1回行うグローブボックスのグローブの汚染検査などにより表面汚染の測定が実施されている。これらの測定を効率的に実施するために各実験室にはサーベイメータのほかハンドフットクロスモニタあるいはフットモニタが配置してある。この方式は機器の維持管理上の負担もあるが表面汚染の早期発見および他区域への汚染拡大防止に有効である。これらのモニタの検出器はエアプロポーションカウンタでその検出感度は約 $3 \times 10^{-6} \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$ である。また、表面汚染のふきとり検査には油性の化学ぞうきんを使用している。この化学ぞうきんは塵埃などが離脱しにくく、また、複雑な形状の表面でもふきとりが容易に行え重宝である。

## (3) 放射線管理の結果と今後の課題

1979年3月までの定期的な放射線測定および特殊作業時における放射線測定の結果、表面汚染はもちろんのこと空気汚染も検出されたことはなかった。また、フットモニタなどによる退出時の汚染検査でも汚染の検出されたものは皆無であった。しかし、実験装置の老朽化、作業の複雑化などともなって表面汚染の発生する危険性が高くなることは明らかであり、今まで以上の慎重な放射線管理が必要である。今後燃料研究棟で検討しておくべき問題は、(a)高次化プルトニウムの取扱い時の手先の被曝線量の簡便な評価方法の確立—たとえばTLDによる迅速な測定、(b)プルトニウムによる傷汚染発生時の措置—1978年度に設置したプルトニウム傷口モニタの性能試験およびこのモニタの取扱要領書の作成、(c)表面汚染検査計の使用時および放射線管理試料の測定時におけるプルトニウムの簡便な判別方法—ラドン・トロンの影響を除き迅速かつ簡便な測定評価方法の検討、などである。

(藤岡)

## 1 C.4 環境放射能の管理

### Environmental Monitoring

Radioactivities in environmental materials and gamma-radiation around the facilities were monitored, as in the previous years. There were no abnormal radioactivities in the environment due to effluents from the facilities.

A meeting between JAERI and PNC was held every three months to evaluate the results of environmental monitoring.

#### C.4.1 概要

大洗研究所周辺監視区域内外における定常的な環境モニタリングとしては、1977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と放射能測定ならびに排水試料の連続採取と放射能測定などを実施した。その結果、施設からの放射性物質の放出に起因する異常は認められなかった。

原研大洗研究所および動燃大洗工学センターで構成する大洗地区環境評価委員会は、1978年度中に4回開催され、四半期ごとの測定結果について検討評価を行った。(押野)

#### C.4.2 環境放射線のモニタリング

1977年度と同様に、モニタリングステーション2カ所およびモニタリングポスト10カ所により周辺監視区域境界附近の照射線量の連続モニタリングを実施した。その結果、施設に起因する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 $\gamma$ 線照射線量率の月最大値と月平均値をFig.C.4.2-1に示す。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J M T Rを中心に半径2km 地点20カ所に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)

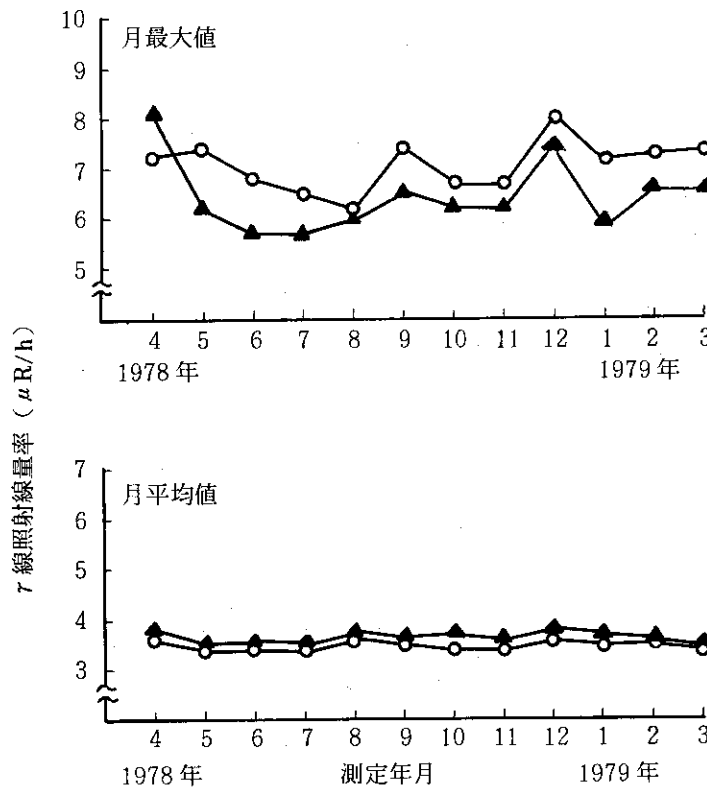


Fig. C. 4.2-1 モニタリングステーションにおけるγ線照射線量率の月最大値と月平均値  
▲ No. 1 (処理場), ○ No. 2 (浄水場)

### C.4.3 環境試料のモニタリング

1978年度における大洗研究所敷地内および周辺環境試料中の全β放射能の測定については、1977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。1978年12月は中国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、濃度およびパターンとも例年と同様であり異常は認められなかった。Table C. 4.3-1は、排水溝出口における廃水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あり、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。これらの値は1977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)



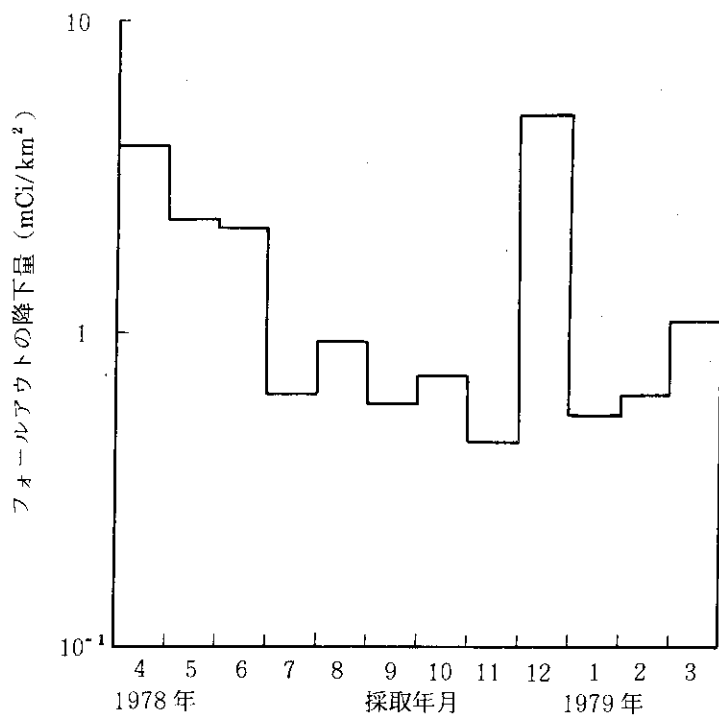


Fig. C. 4.3-1 フォールアウトの全β放射能月間降下量

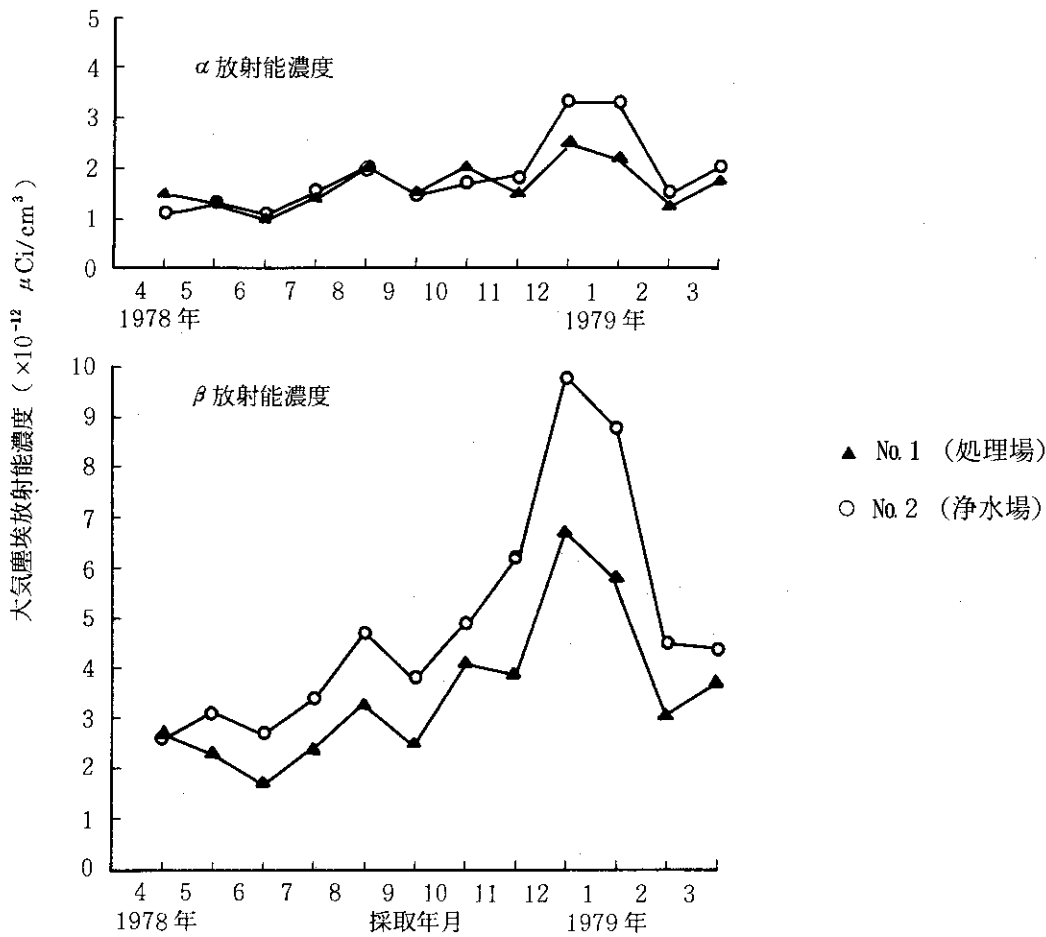


Fig. C. 4.3-2 モニタリングステーションにおける大気塵埃放射能濃度の月平均値

Table C. 43-1 排水溝における廃水の全β放射能濃度週平均値

(大洗研究所, 1978年度)

年 月	第 1 週	第 2 週	第 3 週	第 4 週	第 5 週
1978年 4	5.4	5.1	1.1	4.8	
5	1.4	3.8	3.5	2.4	2.3
6	3.1	2.8	2.9	2.6	
7	4.1	3.1	5.8	7.6	2.1
8	6.4	4.0	3.9	2.1	
9	3.7	2.1	3.7	3.6	
10	3.0	7.2	2.5	2.7	2.6
11	3.3	2.4	4.3	3.4	
12	1.9	9.6	2.3	7.4	
1979年 1	—	4.5	4.5	3.7	3.0
2	3.4	2.8	7.8	2.4	
3	1.2	2.8	2.5	7.9	

(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, 1978年度)

試料名	採取場所	単 位	放 射 能 濃 度	
			前 期	後 期
陸 陸 水	夏 海 湖	$\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$	$2.6 \times 10^{-9}$	$< 2.4 \times 10^{-9}$
	涸 沼 湖		$0.4 \times 10^{-9}$	$0.3 \times 10^{-9}$
	原研水道原水		$3.7 \times 10^{-9}$	$2.5 \times 10^{-9}$
	町営水道原水		$3.4 \times 10^{-9}$	$2.6 \times 10^{-9}$
	北松川井戸水		$1.4 \times 10^{-8}$	$1.5 \times 10^{-8}$
上 土 壤	海岸放出口	pCi/g 乾	12.2	13.8
	処 理 場		13.7	11.4
	日 中 字		12.7	14.0
	下 太 田		16.7	17.2
	飛 沢		12.6	14.0
料 精 米	旭 村 田 崎	pCi/g 生		0.6
			ホウレン草	5.0
白 菜				1.8
海 海 水	Na1 (500m)	$\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$	$3.7 \times 10^{-10}$	$4.4 \times 10^{-10}$
	Na2 (5 km)		$3.5 \times 10^{-10}$	$< 3.3 \times 10^{-10}$
海 底 土	Na1 (500m)	pCi/g 乾	13.5	14.3
	Na2 (5 km)		17.6	16.0
シ ラ ス カレイ(またはヒラメ)	大 洗 沖	pCi/g 生	3.2	3.1
			3.7	3.7

## 1 C.5 放射線計測器の管理

## Maintenance of Monitors and Survey Meters

Radiation monitors installed in JMTR, hot laboratory, waste management and plutonium fuel research buildings operated successfully. Calibration of survey meters was made, as in the previous year.

## C.5.1 概要

年次計画に基づいて、各施設の放射線モニタ類、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98%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カ年計画に基づいて、1978年度はハンドフットクロスモニタ1台、サーベイメータ21台を更新した。（佐藤）

## 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ヶ年計画により、1978年度サーベイメータ類で更新を行った台数は21台で、その内訳はGMサーベイメータ8台、 $\beta(\gamma)$ 表面汚染サーベイメータ10台、電離箱サーベイメータ2台および中性子サーベイメータ1台である。更新対象測定器のうち購入して10年以上経過し故障頻度が多く使用困難なサーベイメータなどは廃棄処分を行った。その内訳は、中性子サーベイメータ1台、ベルアラームメータ13台である。そのほか、1978年度新規購入したものはレムマスター2台で、これ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278台となった。

1978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回の目標に対し90%以上達成でき508件であった。中性子サーベイメータの感度校正は、大洗研究所で実施できないので東海研究所線量計

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、1978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	124	239	63
電離箱 "	74	130	13
$\alpha$ 線 "	32	52	16
中性子 "	8	16	1
シンチレーション "	5	10	0
ベルアラームメータ	35	61	0
合計	278	508	93

測課の中性子線源により校正した。

故障修理の実施件数は93件であった。これは現有総台数に対し3台に1件の故障であった。主な故障内容は、GM計数管の劣化と破損、GMおよび $\beta(\gamma)$ 表面汚染サーベイメータの増幅回路の故障および電離箱サーベイメータのシールドケース内切換スイッチのリークによる故障が目立った。

なお、上記サーベイメータ以外に放射性廃棄物処理課より数件の校正依頼があった。(清水)

### C.5.3 放射線監視機器の管理

1978年度に設置された放射線モニタは、JMTRエネルギー濃度ガスモニタの増設である。本モニタは排出放射性ガスの総エネルギーを任意の時間間隔で積算でき、単位時間あたりの放出量および一日の全放出量が精度よく簡単に求められる。そのほか更新計画によりホットラボのハンドフットクロスモニタ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、1977年度と同様に外部委託により実施し、整備に努めた。Table C.5.3-1に放射線モニタの故障発生修理件数および年間稼働率を各施設ごとに示す。ホットラボの稼働率が98%であるのは、 $\gamma$ 線エリアモニタ5台が劣化の原因で基準性能より低下したため、メーカーで修理を行ったことによる。そのほかの施設は99%以上に維持されているが、旧型電気部品の入手が困難な状況にあり、JMTR施設放射線モニタなど10年以上経過している放射線モニタの更新が望まれる。(佐藤)

Table C.5.3-1 放射線モニタの修理件数および稼働率

(大洗研究所, 1978年度)

項目 年月 建家名等	修 理 件 数				合 計	稼 働 率 (%)
	1 9 7 8			1 9 7 9		
	4 ~ 6	7 ~ 9	10~12	1 ~ 3		
J M T R (53チャンネル)	13	11	14	11	49	99.6
ホ ッ ト ラ ボ (18チャンネル)	4	5	0	5	14	98.1
廃 棄 物 処 理 施 設 (49チャンネル)	2	9	11	12	34	99.3
燃 料 研 究 棟 (13チャンネル)	3	3	1	3	10	99.7
R I 利 用 開 発 棟 (6チャンネル)	0	0	1	3	4	99.3
安 全 管 理 棟 (2チャンネル)	2	0	0	0	2	99.7
野 外 モ ニ タ (10チャンネル)	4	2	0	1	7	99.4

## 1 C.6 放射性廃棄物の管理および汚染除去

### Waste Management and Decontamination

The amounts of radioactive wastes from Oarai Research Establishment in the year were similar to those in the previous year, except for the increase of high-level  $\beta\cdot\gamma$  solid wastes and the decrease of intermediate-level liquid wastes. The amounts of radioactive wastes from other organizations on the Oarai site gradually increased principally due to start of operation of JOYO and its associated facilities.

Wastes were treated and stored as 487 concrete-lined drums and 64 concrete blocks.

Decontamination of clothes, equipments and installations was carried out routinely.

Installed newly in the year were a waste packages storage yard II, a chemical decontamination equipment, a draft system for abrasive blasting decontamination and a focus-irradiation type ultrasonic decontamination equipment.

#### C.6.1 概 要

1978年度に大洗研究所で発生し、放射性廃棄物処理課に搬入された放射性廃棄物の量は、前年度と比較して、液体廃棄物はやや減少したが、固体廃棄物は増加し、全体的には前年度と同程度か、やや増加の傾向にあった。なかでも顕著に増加したものは、高レベル $\beta\cdot\gamma$ 固体廃棄物で、約2倍に増加した。一方、1977年度に多かった中レベル液体廃棄物は1/5に減少し、平年並の排出量であった。

所外からの廃棄物は、特に低レベル液体廃棄物および低レベル $\alpha$ 固体廃棄物が前年度と比較して約2倍に増加した。これは、動燃の常陽およびその関連施設の稼動によるもので、全体的に所外からの廃棄物は、今後も年々増加するものと予想される。

搬入した廃棄物は種類ごとに、化学処理装置、蒸発装置、焼却炉、圧縮装置などにより処理したのち、ドラム缶(D-50型)487本、コンクリートブロック64コの固化体にして、固体集積保管場Iに保管した。

II期計画施設のうち、固体集積保管場IIおよび低レベル $\beta\cdot\gamma$ 固体処理棟IIの建設を進め、前者については、年度末に完成させた。また、高レベル $\alpha$ 固体廃棄物用の輸送容器2基を作製した。一方、前年度までに完成した $\alpha$ 固体処理棟内各処理設備および廃液処理棟の低レベル蒸発装置について試験運転を実施した。

放射性汚染除去業務は、機器除染、施設除染、衣料除染および皮ふ除染について、ほぼ例年通り実施した。廃棄物処理施設からの衣料除染数量は、II期施設の一部稼動にともない大幅に増加した。

機器除染ホールの内装設備の整備を進め、化学除染装置、除染用特殊ドラフト設備などを設置した。

その他、施設建設にともなう官庁手続、新設施設の稼動にともなう保安規定の改訂、II期施設

に関する動燃との協定に係る業務、新輸送規則にともなう輸送容器・輸送方法の検討改善、その他処理業務に直結した各種技術開発を行った。(三戸)

### C. 6.2 放射性廃棄物の管理

#### (1) 廃棄物の搬入

##### (a) 液体廃棄物の搬入

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については約  $3.8 \times 10^3 \text{ m}^3$  (1977年度 : 約  $4.5 \times 10^3 \text{ m}^3$ ) で前年度の84%であったが中レベル液体廃棄物については  $2.8 \text{ m}^3$  (1977年度 : 約  $1.40 \text{ m}^3$ ) と前年度より大きく減少した。有機廃液については、 $150 \ell$  (1977年度 :  $92 \ell$ ) と増加した。

所外から搬入された液体廃棄物は、低レベル液体廃棄物が約  $1.80 \text{ m}^3$  (1977年度 :  $71 \text{ m}^3$ ) と大幅に増加した。中レベル液体廃棄物については日本核燃料株から  $40 \ell$  があつたのみで、有機廃液の搬入はなかつた。

所内及び所外からの廃棄物の搬入実績をTable C. 6.2-1に示す。(勝山)

##### (b) 固体廃棄物の搬入

所内で発生した固体廃棄物の搬入量は、低レベル $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物については約  $2.00 \text{ m}^3$  (1977年度約  $1.70 \text{ m}^3$ ) であり、前年度よりやや増加した程度であるが、高レベル $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物については約  $5.7 \text{ m}^3$  (1977年度約  $2.7 \text{ m}^3$ ) と前年度の約2倍の量であった。高レベル $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物の急増は夏期に実施されたOWL-1の除染によるものが主な理由である。また、低レベル $\alpha$ 固体廃棄物については約  $1.1 \text{ m}^3$  (1977年度約  $0.2 \text{ m}^3$ ) と増加の傾向にあつた。

所外から搬入された固体廃棄物の搬入量は、低レベル $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物については約  $1.20 \text{ m}^3$  (1977年度約  $9.2 \text{ m}^3$ ) と約1.3倍の増加であったが、高レベル $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物については約  $0.5 \text{ m}^3$  (1977年度約  $1.1 \text{ m}^3$ ) と約1/2に減少した。低レベル $\alpha$ 固体廃棄物については約  $1.7 \text{ m}^3$  (1977年度約  $9.2 \text{ m}^3$ ) と、前年度比ではほぼ2倍に増加したが、高レベル $\alpha$ 固体廃棄物については約  $1.5 \text{ m}^3$  (1977年度約  $1.3 \text{ m}^3$ ) で、増加はわずかであった。

所内、所外からの固体廃棄物の搬入実績をTable C. 6.2-1に示す。(岩本、阿部)

#### (2) 廃棄物の処理

##### (a) 液体廃棄物の処理

低レベル液体廃棄物については、約60%にあたる  $2.291 \text{ m}^3$  を化学処理装置で処理し、残り40%は減衰処理した。中レベル液体廃棄物については、1977年度発生分と合わせて中レベル廃液蒸発処理装置により処理した。四半期ごとの処理実績をTable C. 6.2-2に示す。

上記処理で発生したスラッジ  $10.9 \text{ m}^3$  と濃縮液  $0.8 \text{ m}^3$  をピチューメン固化処理したほか、貯槽残滓スラッジ  $1.5 \text{ m}^3$  と濃縮液の一部  $0.3 \text{ m}^3$  をセメント固化した。発生したドラム缶(D-50型)はピチューメン固化体が12本でセメント固化体が27本であった。一方処理済廃液の海洋放流量は  $4.599 \text{ m}^3$  でその放射エネルギーは $\beta(\gamma)$ で  $6.4 \text{ mCi}$  であつた。この他有機廃液については、洗浄および汚過により予備処理を行ったのち焼却炉において  $207 \ell$  を焼却処分し、 $13 \ell$  を蒸発により処分した。(勝山)

Table C. 6.2-1 廃棄物の搬入実績  
(大洗研究所, 1978年度)

搬入物	時期	第1四半期						第2四半期						第3四半期						第4四半期						年度合計					
		所内			所外			所内			所外			所内			所外			所内			所外			所内			所外		
		動	燃	核燃料	動	燃	核燃料	動	燃	核燃料	動	燃	核燃料	動	燃	核燃料	動	燃	核燃料	動	燃	核燃料	動	燃	核燃料	動	燃	核燃料			
固体	β	660	438	0	1922	218	080	038	1758	382	180	0	806	526	052	072	5146	1564	330	110											
	不燃	1388	1004	0	3456	686	146	294	3356	1036	326	0	1158	1202	192	530	9358	3928	798	824											
廃棄物	γ	17480	3565	0	8280	14835	0	1955	20930	6785	0	5175	7935	4600	2645	51865	33120	4600	4600												
	α	0500	0	0	4260	0200	0225	0	0725	0	0	0	0250	0	0100	0	5735	0200	0325	0											
液体廃棄物	低レベル	113	9165	0	0	012	0	0	0	5675	0	0	0	2095	0	113	17055	0	0												
	高レベル	0	0	0	0	0	0	0	0	128	0	0	0	018	0	0	146	0	0												
有機	低レベル	581506	3	45	8	15895	4	45	16	8091	52	0	4	816	62	10	16	3796106	121	19	44										
	中レベル	43	0	0	46	0	0	004	1316	0	0	0	592	0	0	0	2798	0	0	004											
有機	機	0	0	0	0047	0	0	0	0	0	0	0	0103	0	0	0	0150	0	0	0											

(単位: m³)

Table C. 6.2-2 液体廃棄物の処理実績

(大洗研究所, 1978年度)

時期	第1四半期						第2四半期						第3四半期						第4四半期						年度合計					
	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	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						
処理液	351	0	201	738	0	1242	578	0	224	624	0	27	2291	0	1694															
低レベル	0	91.3	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0						
中レベル	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0						
有機	0	0	0	0	0	0	0	0	0.057	0	0.163	0	0.220	0	0.220															
合計	351	91.3	201	738	0	1242	578	4.04	224.057	624	0	27.168	2291	131.7	1694.220															

(単位: m³)

(b) 固体廃棄物の処理

低レベル $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物については、焼却装置と圧縮装置によって可燃性固体、不燃性固体およびフィルタ類の処理を行った。その処理量は約270m<sup>3</sup>であり、搬入量に対する処理量は約90%であった。

高レベル $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物については、前年度までに搬入されたものを加えて処理した。

また、 $\alpha$ 雑処理設備( $\alpha$ ホール)については、低レベル $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物を用いたホット試運転を実施し、約18.5m<sup>3</sup>の低レベル $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物を処理した。

Table C. 6.2-3 に1978年度の処理実績を示す。 (岩本, 阿部)

Table C. 6.2-3 固体廃棄物の処理実績

(大洗研究所, 1978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	
固体 廃 棄 物	$\beta$	低 レ ベ ル	可 燃	0	0	11.42	58.94	70.36
		不 燃	89.96	16.04	30.94	22.24	159.18	
		フィルタ	27.485	7.475	11.960	9.315	56.235	
	$\gamma$	高 レ ベ ル	0.650	1.635	3.450	0.665	6.400	
	$\alpha$	低 レ ベ ル	0	0	0	0	0	
		高 レ ベ ル	0	0	0	0	0	

(単位: m<sup>3</sup>)

(3) 固化体の保管

各処理装置で発生する固化体は、処理施設内にある固体集積保管場Iに保管している。

Table C. 6.2-4 に1978年度に発生した固化体の数を示す。 (岩本)

Table C. 6.2-4 固化体の発生数

(大洗研究所, 1978年度)

形 態	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
200 $\phi$ ドラム		240	73	116	58	487
コンクリートブロック (B-I, B-II)		21	37	1	5	64
合計		261	110	117	63	551

(単位: 個)

C. 6.3 汚染除去

(1) 機器除染

1978年度における機器除染処理状況をTable C. 6.3-1に示す。前年度と比較して処理件数は1.4倍増加したが、処理点数はほとんど変らなかった。

除染した機器は、J M T R および照射設備関係のものが大部分(件数で76%, 点数で82%)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した機器の除染件数は37%であった。



Table C. 6.3-1 機器除染処理状況

(大洗研究所, 1978年度)

	主 要 機 器 名	件 数	点 数
第 1 四 半 期	PC系ノッチワイヤーフィルタ, フランジ 湿式試料研磨機, 水取紙ホルダー等	5	66
第 2 四 半 期	自動逆洗型純水ろ過機, 脱気タンク用トレイ, 脱気タンク配管, カメラ部品, メカニカルシール, CRD ボールネジアッセンブリ, ガイドチューブ押え棒等	7	726
第 3 四 半 期	J M T R 反射体要素収納ラック, 高レベル固体分類セル用機具 エアラインスーツ, 水中サクショククリーナ, キャプセルユニッ ト部品, 制御棒推力軽減リンクハウジング, 燃料集集体架台 SF 輸送容器, 燃料ラック吊具, 廃液吸水移送装置等	13	250
第 4 四 半 期	OGL-1 仕切管 ISI 用ヘッド, SUS キャン, RO 部品 73NF-18J キャプセルベローズ部, 水中TVカメラ PC系ノッチワイヤーフィルタ, バッファータンク等	8	208
年 度 合 計		33	1,250

1978年度の特徴としては, J M T R 一次冷却系自動逆洗型純水ろ過機をフィルタ部の巻き換えのため除染したこと, また, J M T R 使用済燃料輸送容器の除染を実施したことなどがあげられる。

(小林)

## (2) 施設除染

1978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。

本年度も前年度と同様, 貯槽およびタンク類の点検, 補修に係る除染が多く, 全体に占める割合が件数64%, 面積76%, 作業量55%にもおよんでいる。

(三嶋)

Table C. 6.3-2 施設除染処理状況

(大洗研究所, 1978年度)

	除 染 件 名	件 数 (件)	処理面積 ( $m^2$ )	延作業量 (人・日)
第 1 四 半 期	J M T R 貯室1階床	1	60	32
第 2 四 半 期	J M T R 一次冷却水純水ろ過機 J M T R 脱気タンク, 処理水タンク H.L 排水貯槽	6	275	205
第 3 四 半 期	処理場高レベル $\beta \cdot \gamma$ 分類セル	1	100	37
第 4 四 半 期	J M T R カナルNo.1 & No.2 処理場低レベル廃液貯槽No.4 安管棟 DP タンク No.1 & No.2	3	475	76
年 度 合 計		11	910	350

## (3) 衣料除染

1978年度に実施した所内各施設の管理区域内作業用汚染防護衣料の除染処理状況をTable C. 6.3-3に示す。処理数量は全体として前年度並であったが、その中でJ M T R施設関係は約7%減少し、処理施設関係はⅡ期計画施設の順次稼動にともない約80%増加した。中レベル汚染衣料は全作業服の約1.2%であり前年度までの保管分と合わせて除染処理を開始した。また、洗濯廃液約150m<sup>3</sup>を洗濯廃液総合処理システムにより処理した。なお、下着類用小型洗濯機を1台更新し、衣料モニタおよび洗濯廃液処理装置の定期点検整備を実施した。(市川)

Table C. 6.3-3 衣料除染処理状況

(大洗研究所, 1978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	1,421	3,553	1,840	1,165	7,979
特殊作業服防水加工処理	625	2,069	1,058	830	4,582
黄色実験衣除染処理	347	367	343	345	1,402
下着洗浄(特殊作業服重量換算)	66.9	308.1	73.1	34.3	482.4
その他洗浄( " )	366.0	656.6	497.3	343.7	1,863.6
合計( " )	2,825.9	6,953.7	3,811.4	2,718.0	1,6309.0

注 この内東北大学の衣料除染依頼は131.3着であり、施設利用に関する契約(単位:着)により除染を行った。

## (4) 皮ふ除染

各施設の放射線管理区域内の手洗流し場37箇所に配置し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、毎月1回、計12回、延べ444キット分について実施した。

また、人の皮ふの代わりに生豚皮を用いて、実際の放射性汚染による現場応急皮ふ除染実習訓練を、職員および委託業者ならびに原子炉研修所保健物理コース研修生の合計40名に対して、延べ3日間行った。(小林)

## C. 6.4 処理施設の建設—固体集積保管場Ⅱの設置

既設固体集積保管場Ⅰ(保管床面積約2,000m<sup>2</sup>)に加えて、保管床面積約1,800m<sup>2</sup>の固体集積保管場Ⅱ(以下「保管場Ⅱ」と言う)を設置した。

保管場Ⅱは大洗地区の放射性廃棄物を処理し封入した固化体の将来の増加量に対処するために設置したものであり、主に200ℓドラム缶固化体(以下「ドラム固化体」と言う)を対象として約9,000本の保管能力をもつものである。

保管場Ⅰは屋根が無いためコンクリートブロック固化体専用の保管場とし、保管場Ⅱについては保管場全面に屋根を設け、ドラム固化体の腐食などを防ぐよう配慮した。建家は軒高約8.35mの平家の鉄筋コンクリート造りで、建家中央部に屋根支持架構があり、水平方向0.3Gの地震に耐える構造となっている。さらに建家周辺の放射線量率を極力低くおさえるために、壁厚47cm、屋根スラブ厚10cmで遮蔽してある。

建家内部には固化体移動用として、無線操作可能な2トンホイスト天井走行クレーンが独立し

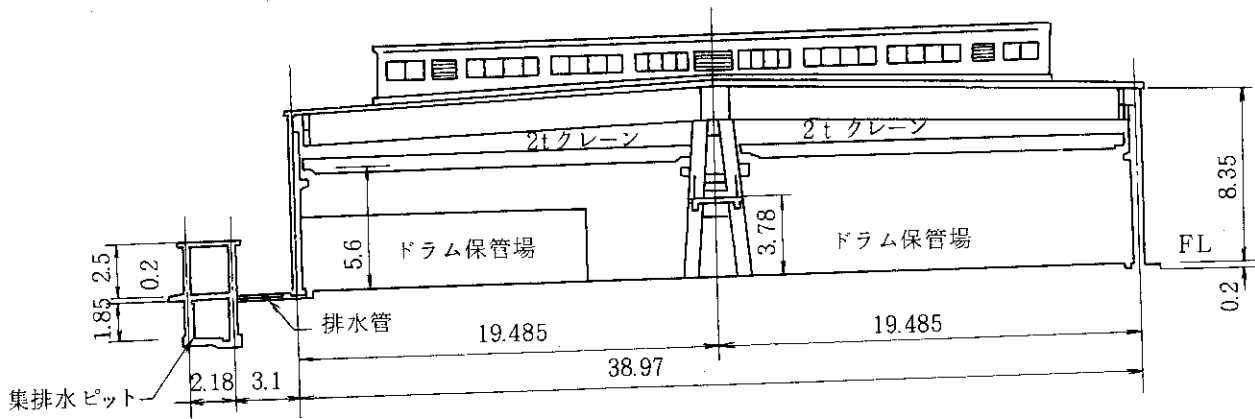
て2基、建家内結露水などの集水用として約 $5\text{ m}^3$ の集排水ピット1基、保管固化体の点検用歩廊などが設けてある。建家平面図および立断面図をFig.C. 6.4-1に示す。

固化体の保管方法は屋根支持架構をはさんで2区画の保管エリアに集積・保管するもので、床面にドラムラック（ドラム支持架台）を配置し、そのラック上にドラム固化体を横置俵積みにして1段目に26本ならべ、縦に6段積みにする。この様なドラムラック体を1区画に32列ならべ、おのおののラック間は点検ができるように間隔をとっている。積み上げるドラム固化体の線量率はバックグラウンドに近いものから $200\text{ mrem/h}$ 程度まで分布しているので、使用にあたっては建家周辺の放射線量率を低くおさえるために、ドラムラック上2段には表面線量率 $1\text{ mR/h}$ 以下のものを、壁近傍には表面線量率 $5\text{ mrem/h}$ 以下のものを配置するよう計画している。

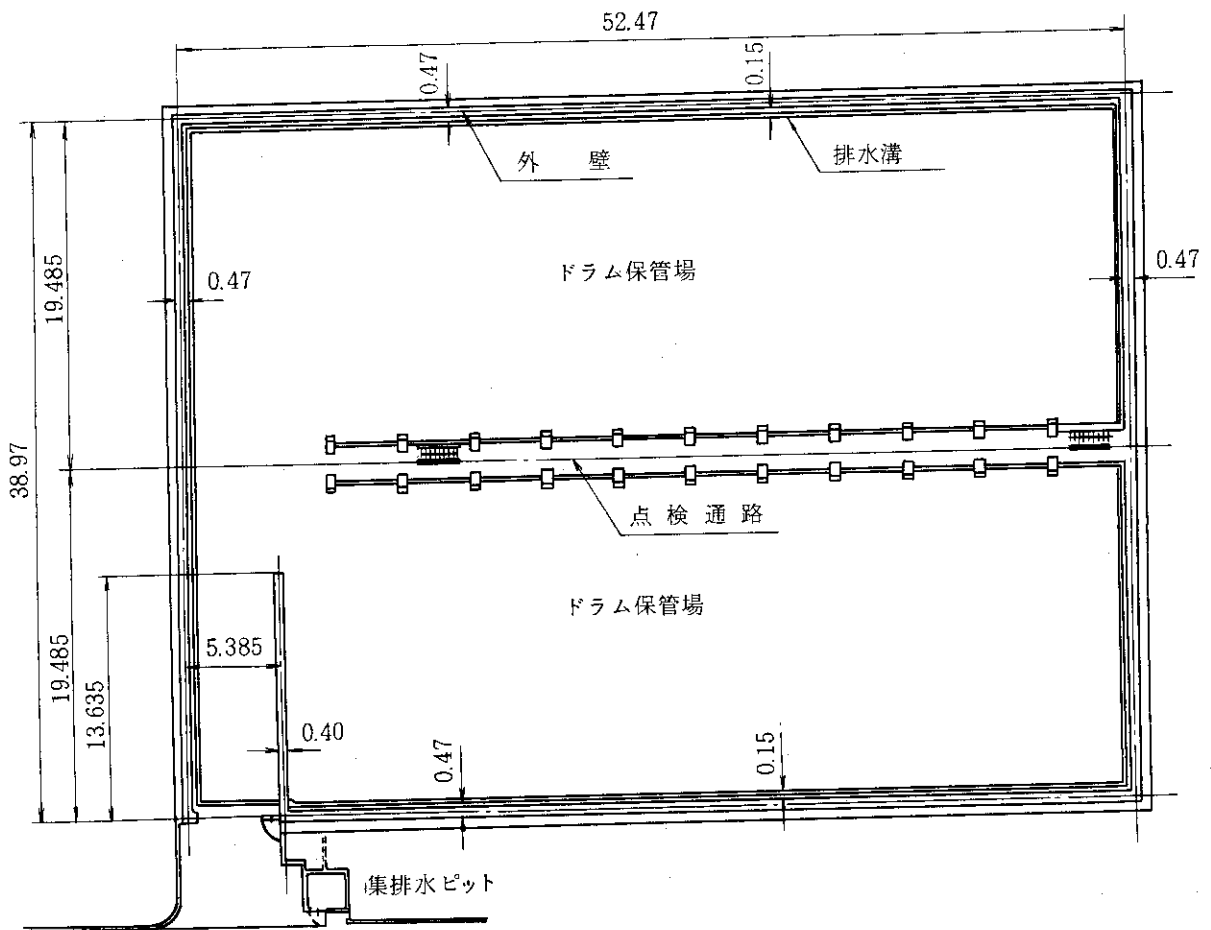
特に、この種の施設では、スカイシャイン効果が問題視されるので、固化体が全数保管された状態での保管場Ⅱからの外部への漏洩放射線の内、スカイシャインによる周辺監視区域境界での年間被曝線量の検討を計算コードを用いて行った。その概略は次の通りである。

計算手順として、まずSPANコードによりドラム固化体の線源強度を求め、さらにANISN-JRコードにより保管場Ⅱの屋根の上面におけるエネルギー分布を求めた。そして、DOT-IIIコードにより保管場Ⅱの床面より1mの高さの位置で、かつ床面と平行な直線上におけるスカイシャインによる放射線量率を求めた。

その結果、保管場Ⅱから最も近い距離にある周辺監視区域境界における年間被曝線量は $3.4\text{ mrem/y}$ で設計目標値 $5\text{ mrem/y}$ を下回ることを確認した。ここで、保管場Ⅱからの直接線による影響は、周囲の地面が高くなっているため遮蔽され、極めて小さくなるので、計算上無視した。本施設は1978年4月に工事を開始し、1979年3月末に完成した。（丸山）



立断面図



平面図 (単位:m)

Fig. C.6.4-1 固体集積保管場Ⅱ

## 2.1 個人被曝線量の管理

### Monitoring for Personnel Exposure

Concerning the external exposure, improvement of film badge case was made for the purposes of improving the photon energy dependency of sensitivity using a filter of 1 mm thick Sn plate and 0.5 mm thick Pb plate, 1 mm $\phi$  penetrating holes, and 3 mm thick acrylic plate. The energy dependency was improved and measurements were simplified compared with the conventional system using four types of filters.

Statistical analyses were made for the annual dose distributions of radiation workers in JAERI. The following conclusions were obtained. The annual dose distribution and the maximum annual dose distribution follow a log-normal and a double exponential distribution, respectively. The distribution of the ratio of annual maximum to average dose follows a log-normal distribution.

A data processing code for personnel exposure records was developed to obtain the data for national registration system of radiation workers and to perform statistical analyses.

In whole-body counting, (1) the detector support was improved. The detector was previously suspended by two 4 mm steel wires in the support. For safety, the wires were replaced by "gear and screwing" system; limit switches were also set in the detector support. Motor and gears were renewed to reduce largely the noise. (2) Utility programs specially for the whole-body CAMAC system were developed for simple editing of the multi-crystal data obtained by whole-body counting.

#### 2.1.1 概要

個人外部被曝に関する技術開発としてはフィルムバッジの改良、被曝線量の統計的解析および被曝データ処理コードの開発などを行った。フィルムバッジの改良においてはエネルギー依存性と方向依存性を改良するため、1 mm厚の錫板と0.5 mm厚の鉛板を重ね、これに1 mmの小穴を貫通させ、さらに3 mmの亚克力板を重ねたフィルタをバッジの全面に取りつけたケースを試作した。これを用いることによりエネルギー依存性を少なくできるとともに、従来の4種類のフィルタを用いそれぞれの黒化度を測定する方法を改善することを可能にした。

被曝線量の統計的解析においては、これまでに得られた職員等の被曝データの統計的解析から、各年度の年間全身被曝線量および年間最大被曝線量の分布は、それぞれ対数正規分布則および二重指数分布則に従い、年間最大被曝線量を年間平均被曝線量で割った値の分布は対数正規分布に従うなどを明らかにした。

個人被曝データ処理コードの開発においては、放射線従事者被曝線量登録管理制度の運用で必要とするデータ処理と出力および各種の統計資料の作成を可能にすることを主眼として、個人被曝歴処理プログラムと被曝線量中央登録処理プログラムとから構成されるコードを開発した。こ

れにより、毎日および四半期ごとのデータ処理、報告書、通知書などの作成はすべて電子計算機処理で実施できるようにした。 (沼宮内)

体外計測については次の2つのことを行った、(1)肺モニタの検出器は検出器支持装置の内軸に固定されているが、この内軸がこれまでワイヤでつり下げられていたため疲労によるワイヤの切断の恐れがあった。そこで今回ワイヤつり下げ方式を改めワイヤを使用しないギヤ・スクリュー方式に改造した。また安全のためにリミットスイッチを取付け、さらに老朽化したモータとギヤを交換し騒音を大幅に減少せしめた。(2)全身カウンタの多重検出器の個々の出力信号を多重波高分析器の異なるメモリーに格納する場合、それらのデータから必要なデータに編集することが必要とされる。全身カウンタに導入したCAMACシステムを使用してこれらの簡単な編集を行うユーティリティ・プログラムを作成した。 (赤石)

### 2.1.2 試作バッジの光子に対するエネルギー依存性の改良

フィルムバッジに挿入したフィルムの光子に対するエネルギー依存性を改善する目的で、錫と鉛の金属板を重ね合わせたフィルタに貫通小穴を等間隔にあけたエネルギー補償型のフィルタを作成した。

フィルタの構成および形状は、1.0 mm厚の錫と0.5 mm厚の鉛を重ね合わせた複合フィルタに、直径1 mmの貫通小穴を2 mm間隔にあけたものである。複合フィルタ100 mm<sup>2</sup>中に貫通小穴の占める面積は12.6 mm<sup>2</sup>である。さらに、この複合フィルタの内側に3 mm厚の亚克力板を接着してエネルギー補償型フィルタとした。試作バッジケースにはこのフィルタをケース前後面および全側面にとりつけた。

使用したフィルムは、富士写真フィルムK.K製の $\gamma$ 線用フィルムG-III型Type Aである。フィルムの照射には、<sup>60</sup>Co、<sup>226</sup>Ra、<sup>137</sup>Csの $\gamma$ 線源とX線発生装置を使用した。濃度測定に使用した濃度計のアーチチュアは2、3および5 mm  $\phi$ である。

測定方法は、(1)複合フィルタの貫通小穴にアーチチュアの中心をおく方法、(2)小穴の中間にアーチチュアの中心をおく方法、(3)4つの小穴の中間にアーチチュアの中心をおく方法、および(4)これらの小穴の位置に関係なくフィルムの任意の点を測定する方法の4種類である。各測定法とも特に感度差はなかった<sup>1)</sup>ので、ここではルーチンで使用する際の測定法となる(4)の結果をFig. 2.1.2-1に示す。アーチチュアの大きさを変えても相対感度の傾向は変わらないが、低エネルギー領域ではアーチチュアの直径が小さいほどバラツキが大きい。測定誤差を考慮すると、アーチチュアの違いによる相対感度の大きな相違はないといえる。

これにより従来の複数個のフィルタを用いエネルギー依存性を平坦化する測定評価法を改善することが可能となった。

また<sup>137</sup>Csの $\gamma$ 線と58 keVのX線を用いて方向依存性の傾向を調べた結果、相対感度の変化が比較的大きいことがわかった。方向依存性の改善は、ケース側面に本フィルタより薄いフィルタを用いること、貫通小穴の直径を大きくすること、あるいは小穴間の間隔を小さくすることなどによって可能であると考えられる。 (伊藤)

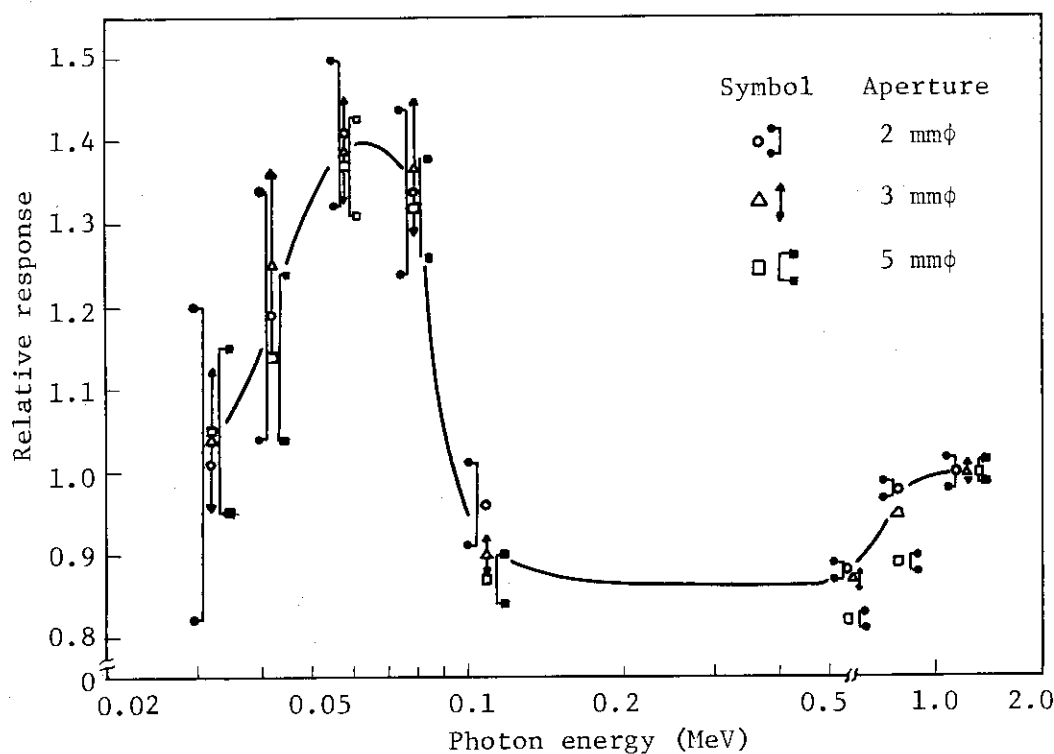


Fig. 2.1.2-1 Photon energy dependence of prototype film badge.

#### 参考文献

- 1) 西, 伊藤, 熊沢, 沼宮内: 日本原子力学会 50 年秋の分科会予稿集II, p. 97 (1975)

#### 2.1.3 年間全身被曝線量の統計解析

職員等の被曝の特徴を明らかにするとともに将来の被曝を予想するため, 年間全身被曝線量分布について各種被曝統計解析をおこなった。

統計解析法は, 各年度ごとに得られた被曝データを確率紙上にプロットすることにより, 年間全身被曝線量の分布型を求め, その傾向と特徴および被曝予想を求める方法でおこなった。

統計解析の結果, 職員等の年間全身被曝線量の特徴などについて下記の結論が得られた。

- (1) 原研全事業所の 1975 年度の全身被曝線量統計分布を Fig. 2.1.3 - 1 に示す。全事業所の各年度の年間全身被曝線量分布は, 作業内容, 放射線発生源 (被曝原因) および作業場所などが多様化しているにもかかわらず, フィルムバッジ全使用者およびフィルムバッジの検出限界以上の被曝者 (以下有意線量被曝者と言う) 集団とも対数正規分布則にしたがう。
- (2) 職員等の年間最大全身被曝線量の分布は, Fig. 2.1.3 - 2 に示すとおり二重指数分布則にしたがう。この結果から, 年間 3 rem および 4 rem を超える年間最大被曝者の出現年度割合は, それぞれ 20 年間に 1 回程度および 100 年間に 1 回程度と推定される。
- (3) 年度別の年間最大全身被曝線量を大きい値から順にならべると, これを大きさの順位の指数関数として表わすことができ, 年間最大全身被曝線量 ( $x_M$ ) の  $l$  番目の値は,  $x_M(l) = 3.23 e^{-l/11}(\text{rem}/\text{年})$  の式で与えられる。

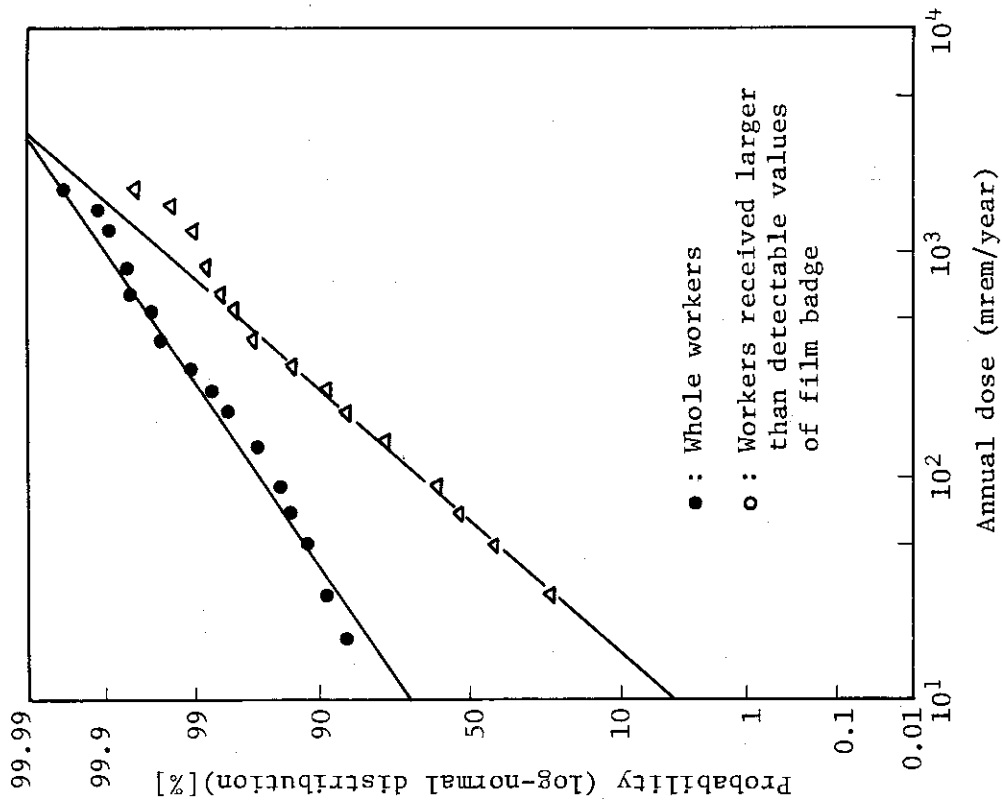


Fig.2.1.1.3-1 Distributions of annual dose in JAERI (1975).

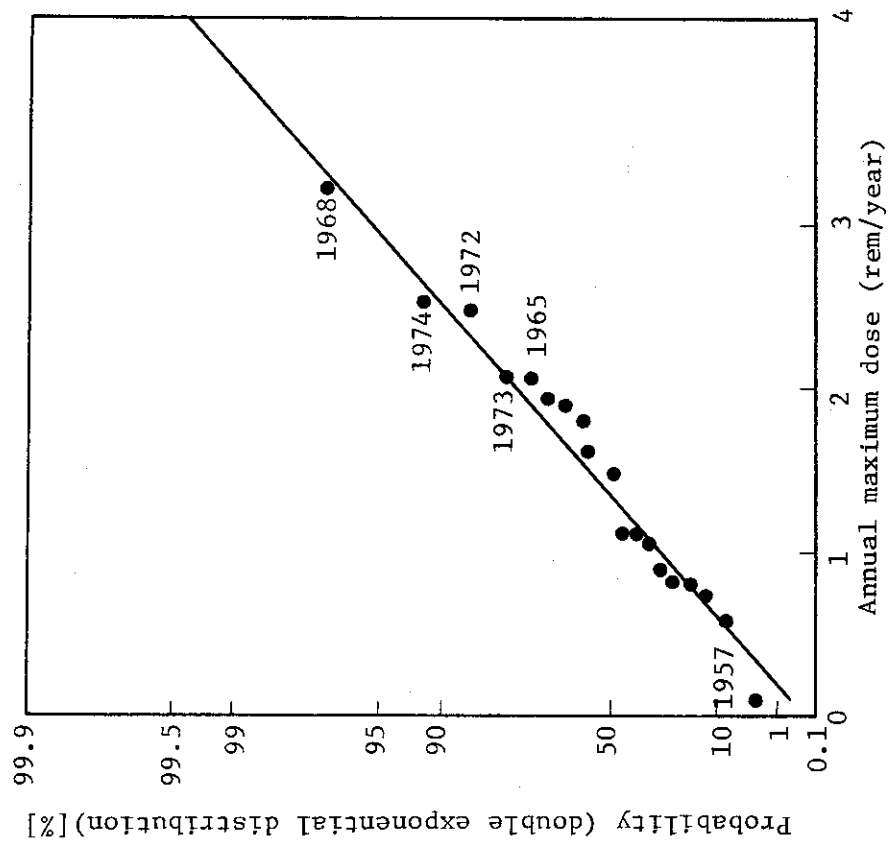


Fig.2.1.1.3-2 Distributions of annual maximum dose in JAERI from 1957 to 1975.



- (4) 年度別に年間最大全身被曝線量を年間平均被曝線量で割った値の分布は、フィルムバッジ全使用者と有意線量被曝者集団とも対数正規分布則に適合する。年間最大全身被曝線量が、その年の平均全身被曝線量の10倍を超えるのは、フィルムバッジ全使用者の場合はほぼ毎年、有意線量被曝者集団の場合は2年半に1回程度となる。(西)

#### 2.1.4 個人被曝データ処理コードの開発

原研における個人被曝データ処理が、電子計算機を用いて行われるようになって以来18年を経過した。その間、処理コードを2回更新し、今回開発したコードは1978年度から運用を開始した。

新コード開発の主な理由は次の4点であり、新コードはこれらを包括したシステムになっている。

- (a) 1978年度から発足した被曝線量登録管理制度に対処すること。
- (b) 被曝管理および法規制の強化から、将来必要性が予想される各種の線量通知書ならびに統計資料の出力を可能にすること。
- (c) 短期間(3ヶ月未満)の放射線作業者の被曝データを電子計算機処理すること。
- (d) 従前、2通りの書式で保存していた被曝歴マスターファイルの書式を統一し一本化すること。

今回開発したコードは、個人被曝歴処理プログラム(Personnel Monitoring System Number - 2 : PMS - 2)と、被曝線量中央登録処理プログラム(National Registration System : NRS)の2つから構成され、いずれも原研の大型電子計算機(FACOM 230 - 75)によって運用する。このコードはFORTRAN言語で書かれており、ソースカード枚数は、PMS - 2が約1万2千枚、NRSが約1万枚である。また、このコードの開発に要した時間は、設計から運用までおよそ50人・月であった。

個人被曝データ処理の概要について、PMS - 2プログラムとNRSプログラムの関連、および各プログラムの入出力を中心にFig. 2.1.4 - 1に示す。

NRSとPMS - 2プログラムが処理するデータは、前者が個人識別に関するデータ(登録番号、氏名、生年月日、性別、身分など)で、後者が個人識別と被曝線量に関するデータ(被曝線量、X数<sup>\*1</sup>、測定法、被曝年月日、従事者区分、作業場所など)である。

両プログラムが扱う個人識別データのデータ構造は同一であり、両プログラム間でのデータの受け渡しは放射線従事者中央登録センター(以下中央登録センターという)が、個人に固有の番号として付番した登録番号をキーとして処理している。また、両プログラムの入力データおよびマスターファイルのデータサイズは、TSS<sup>\*2</sup>端末装置の活用を考慮して、72文字/レコードに定めている。

##### (1) PMS - 2プログラム

PMS - 2プログラムは、被曝歴の保存処理、各種線量通知書および統計資料を出力するためのプログラムである。このプログラムは個人識別データと被曝線量データを入力し、入力データの

\* 1 検出限界線量未満の回数

\* 2 Time Shearing System

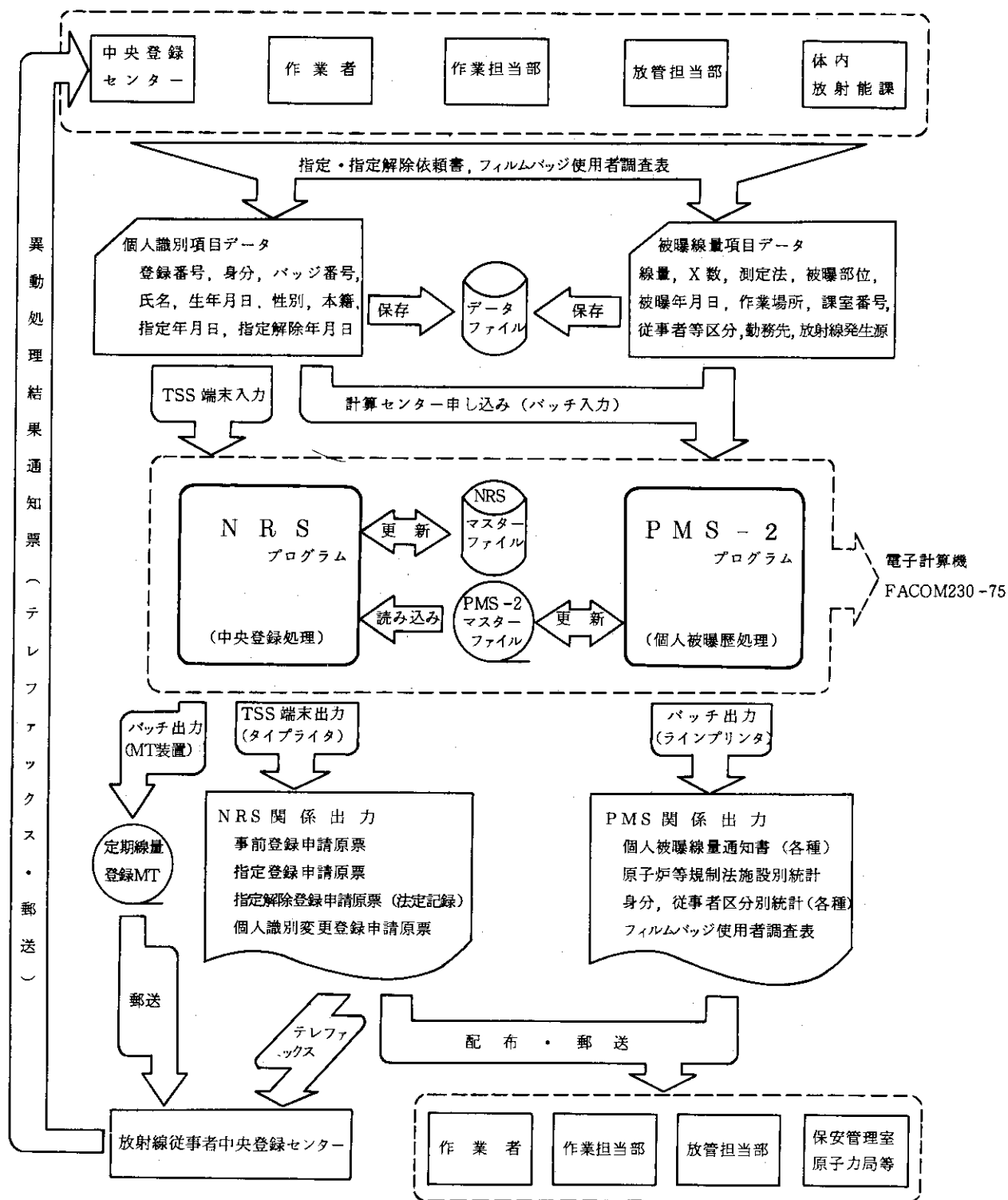


Fig. 2.1.4-1 個人被曝データ処理システムの概要

入力種別に従ってPMS-2マスターファイルの記録を訂正、追加、削除および結合などの更新処理を行う。また、出力はマスターファイルおよび体内放射能課の内部被曝データファイルを参照して、線量通知書ならびに統計資料などを出力する。

PMS-2の電子計算機処理は、主に計算センター申し込みジョブとして行い、その頻度は、マスターファイル更新が月2回、出力処理が四半期毎に1回である。なお、入力データ量は1四半期平均で、約3千枚である。

PMS-2マスターファイルは、原研における過去22年間の放射線作業従事者および随時立入者(以下従事者等という)の被曝記録を収めた磁気テープである。これは原研における被曝歴台帳に相当し、永久保存の対象になっているため、非常時に備えて同一の磁気テープを2本作成し、分散保存している。マスターファイルの記録数は1979年3月末現在で約19万レコードであり、人数は約1万7千人である。

## (2) NRS プログラム

このプログラムは原研における従事者等の指定、指定解除の状況および被曝線量などを中央登録センターに登録申請するための処理を行う。

入力データは個人識別データと指定および指定解除年月日などである。NRSマスターファイルの更新はPMS-2と同様に入力種別によって行う。また、マスターファイル更新の際、その変更内容に応じて、事前、指定、指定解除、個人識別変更などの登録申請原票が出力される。この内、特に指定解除はその者の指定期間中の被曝記録について、外部、内部、全身、局部などの被曝の区分をし、さらに事業所別、年度ごとに3ヶ月線量として出力される。この出力は法定記録として中央登録センターに登録されるとともに、作業者本人および関係する各管理担当部に通知される。

NRS処理は通常TSS端末装置を用いて会話形処理を行い、その頻度は週1回程度である。また年に1回、年度内に指定された者の全身被曝線量を事業所別にまとめた定期線量登録処理を行う。

NRSマスターファイルは大型電子計算機のディスクに保存し、TSS端末装置から常時最新の情報によって更新できるようになっている。なお、このマスターファイルの内容を出力し、日常の被曝管理受付業務に必要なバッジ使用者照会リストとして活用できるようにした。(河合)

### 2.1.5 全身カウンタ検出器支持装置の改造

1961年の全身カウンタ鉄室建設の時に装備した検出器支持装置は1969年に改造が行われた。この時の改造は身体の汚染部位をより精確に測定する目的で行われた。改造の第1点はスリットコリメータ(重量70kg)が装着できる構造にすることであり、第2点は連続走査測定ができる可動機構の導入であった。この改造では、鉄室内スペースが十分に無い反面検出器の上下移動距離を大きくとるため、検出器取付軸は2重構造にしてワイヤつり上げ方式にするなど多少無理な設計になっていた。その後10年間使用してきたが、各部の老朽化が目立ちワイヤ(4mmφ2本)の疲労による切断の恐れがあり不安全なため、ワイヤつり上げ方式を取りやめ、内筒軸の落下防止処置を行い安全確保を図る改造を行った(Fig. 2.1.5-1)。また、その他にも安全上必要と思われる改造を行った。これらの改造の主要項目を次に列挙する。

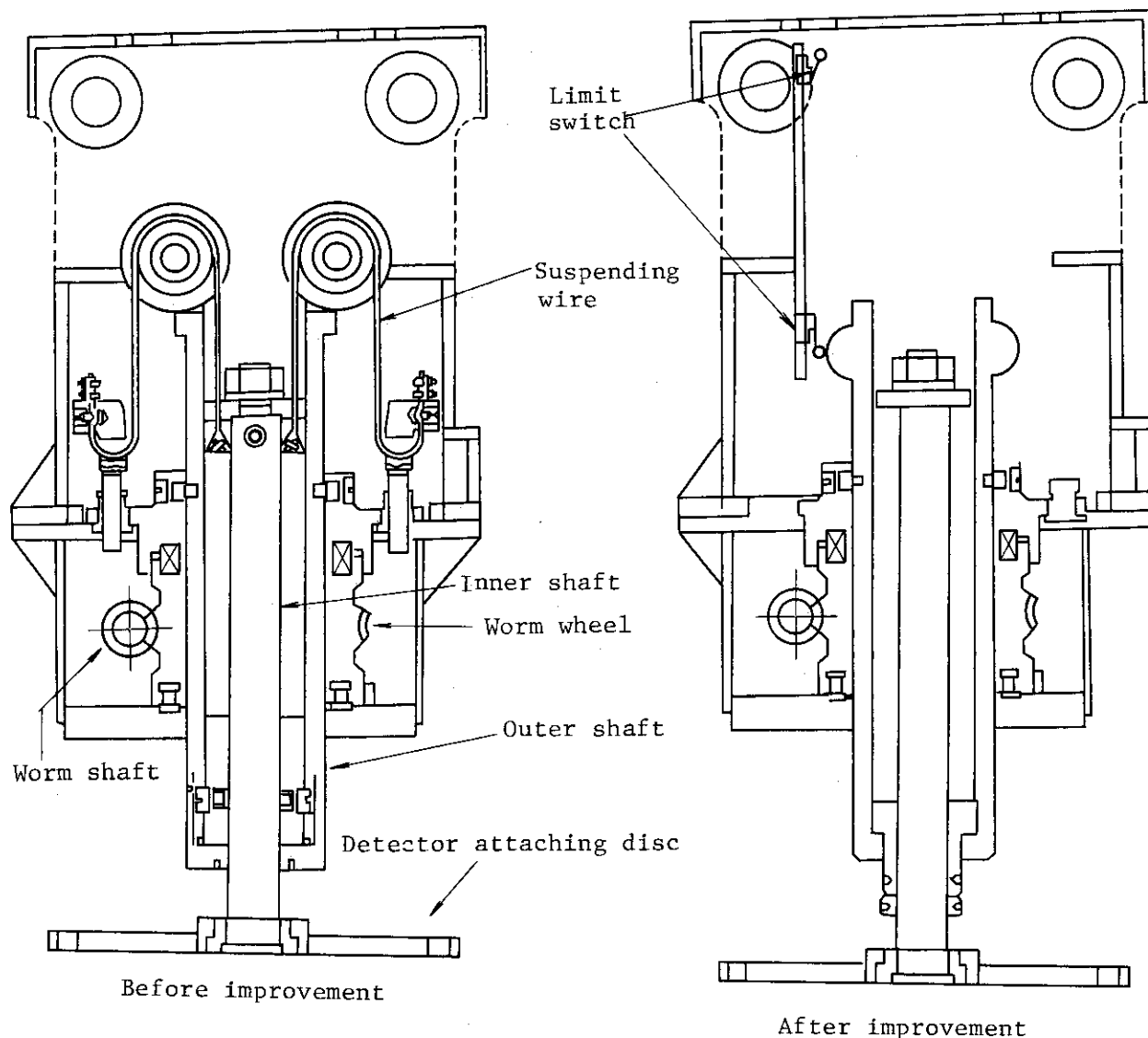


Fig. 2.1.5-1 Cross sections of the detector support.  
 After improvement, the wires were detached and the inner shaft  
 was fixed to the outer shaft.  
 The limit switches were installed for safety.

(1) 検出器上下用主軸部の改造

Fig. 2.1.5-1に示されるようなギヤ・スクリー構造に改造し、検出器を取付けてある内筒軸の落下が起らないようにした。また外筒軸の上下動の上限・下限にリミットスイッチを設置し、駆動モータがこの設定位置で自動停止するようにした。

(2) 検出器上下駆動モータ部の改造

上下駆動モータをブレーキ付のものに交換し、電源切断と同時に上下動を停止できるようにした。またモータ取付位置を駆動部前面から背面に変更し、被験者への心理的圧迫感の軽減をはかった。さらに動力伝達歯車機構を改造し、騒音の減少をはかった。

## (3) 検出器上下駆動モータ操作スイッチの改造

操作スイッチは駆動部に固定されていたが、ペンダント式押ボタンスイッチとした。このことにより、検出器上下操作はより安全にできるようになった。

## (4) 人体接触防止用安全装置の取付け

誤操作などにより必要以上に検出器が下降して人体を圧迫することを防止するため、リミットスイッチを検出器下部に設置した。

## (5) 前後移動装置の変速器の改造

変速ギヤの歯幅を従来の半分にすることにより、従来過度に大きかった変速レバーのストロークを小さくし、操作性の改善を行った。

これらの改造の他に検出器支持装置、鉄室内側壁の検出器移動案内レールなどを含め、全装置について分解点検整備を実施した。この改造により検出器の上下移動速度は従来の  $1/4$  の  $100 \text{ mm/分}$  に減少し、モータによる上下移動距離も約半分の  $280 \text{ mm}$  となったが、騒音を大幅に減少させることができ、またよりいっそうの安全を確保することができた。 (水下)

## 2.1.6 全身カウンタ計測装置 CAMAC の付加ユーティリティ・プログラム

全身カウンタの集中計測装置の CAMAC システムは ORTEC の多重波高分析器と結合し、多重波高分析器のコントロールおよびメモリー内容の転送にかかわるコントロールの機能を有している。しかし、ユーザー特有のコントロール・プログラムはユーザー側で作成する必要がある。

大型全身カウンタは 3 個の  $8" \phi \times 4" \text{ NaI (Tl)}$  による多重検出器システムを採用している。各検出器からの出力信号パルス波高分布は多重信号処理システム (シグナルプロセッサ: ORTEC 4671 型, マルチプレクサ: ORTEC 714 型) の働きにより多重波高分析器の別々のメモリー領域に同時に格納される。4 K チャンネルの多重波高分析器を 16 分割して 256 チャンネルを各領域の単位とした。

多重波高分析器の分割したメモリー領域に格納したそれぞれの検出器のスペクトルデータから、測定時点で必要とされるデータを編集するユーティリティ・プログラムを作成した。これらのプログラムの概要を以下に示す。

## ○測定時間のモニタ

コマンド \* \*

測定時間をモニタし印字出力する。その際、多重波高分析器の状態は維持する。

## ○特定メモリー領域のメモリー内容の消去

コマンド \* MC ; ll,

ll 番目のメモリー領域のメモリー内容の消去、ただし ll が 00 の時は全メモリー領域のメモリー内容の消去。

## ○メモリー領域間データ転送

コマンド \* XF ; ll > mm

ll 番目のメモリー領域の内容を mm 番目のメモリー領域に転送する。

## ○メモリー領域間データ加算

コマンド \* ADD ; ll, mm, ..... > nn

*ll* 番目, *mm* 番目, ……のメモリー領域の内容を加算しその結果を *nn* 番目のメモリー領域に転送する。

- メモリー領域間データ減算

コマンド \* SBB ; *ll* - *mm* > *nn*

*ll* 番目のメモリー領域の内容から *mm* 番目のメモリー領域の内容を差引きその結果を *nn* 番目のメモリー領域に転送する。

- 特定メモリー領域編集出力

コマンド \* RTY ; *ll*

*ll* 番目のメモリー領域の内容を 0 チャンネルからのデータに編集し直して印字出力する。

- 特定メモリー領域積分値出力

コマンド \* INT TYPE *k*

REGION *ll*

TIME \*\*\*\*

*ll* 番目のメモリー領域の内容について, *k* で示される区分に従い積分値を印字出力する。

\*\*\*\*は測定時間を入力する。

*k* : A 定められた領域について積分する。

: B 積分する領域を入力し, その領域について積分する。

: C すでに入力されている定められた領域について積分する。

(水下)

## 2.2 施設の放射線管理

### Radiation Monitoring in Facilities

To improve the monitoring techniques, the following works were made.

- (1) A computer code was developed to identify gamma-emitting nuclides; the object nuclides are identified from the nuclides table of the data-file in Computer Center. Computing time can be reduced by restricting half-life and energy ranges of nuclides.
- (2) In target rooms of LINAC,  $^{15}\text{O}$  and  $^{13}\text{N}$  are produced. Feasibility of their collection by charcoal-impregnated filter paper was studied. Collection efficiencies for both gases are an average of 2%. Concentrations as low as  $10^{-8}$   $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$  in the air can be detected by the method.
- (3) Using radioactive iodine in the exhaust air from the radioisotope production plant, the collection efficiency of an activated charcoal cartridge (CHC-50) impregnated with 5 wt% TEDA was examined. Collection efficiencies over 90% are obtainable under the conditions of sampling velocity 43 cm/sec, sampling time up to 168 hr and relative humidity less than 5%.
- (4) The dose rates due to skyshine gamma-rays from the solid waste storage building was determined with accuracy, by measurement of the gamma spectrum with a  $2''\phi \times 2''$  NaI(Tl) detector and use of the spectrum dose conversion factor. It was also shown that an ordinary scintillation survey meter could be used for measurement of the above skyshine dose by comparing the reading with the above results.

#### 2.2.1 概要

区域放射線管理業務に密接したモニタリング技術、放射線測定技術の開発として次のことを実施した。

- (1) 放射性物質取扱施設内の床汚染、身体汚染等の発生時にその危険性を評価するためには、核種の迅速な同定が必要である。このため、 $\gamma$ 線スペクトルのフォトピークチャンネルをもとに、あらかじめ計算センターのデータファイルに入っている「 $\gamma$ 線放出核種一覧」から核種を同定するプログラムを整備した。この核種の同定は当該 $\gamma$ 線エネルギーを放出する核種を抽出するのみでなく、同時に検出される他の放出 $\gamma$ 線エネルギーすべてをサーベイして該当核種のみを抽出するものである。半減期、サーベイするエネルギー範囲など条件をつけ、抽出範囲をしぼることもできる。
- (2) リニアックの運転により、ターゲット室において $^{15}\text{O}$ 、 $^{13}\text{N}$ が発生し、排出される。この $^{15}\text{O}$ 、 $^{13}\text{N}$ の排気モニタリングを活性炭含浸濾紙を用いて簡便に実施できることを確認した。 $^{15}\text{O}$ 、 $^{13}\text{N}$ に対する活性炭含浸濾紙の捕集効率はそれぞれ平均2%であり、検出感度はGM計数管を用いた場合 $10^{-8}$   $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ である。リニアック運転時にはこの方法により排出濃度を測定し実用化している。

- (3) 排気中の放射性ヨウ素のモニタリングのために TEDA 添着活性炭が用いられる。この活性炭の捕集効率はヨウ素の性状やサンプリング条件、特に相対湿度に依存するため、この影響を RI 製造棟の排気中ヨウ素を利用して調べた。その結果、面速 43 cm/sec、捕集時間 168 時間、相対湿度 5% (加熱温度 80°C) の捕集条件では 90% 以上の有機成分を含む放射性ヨウ素に対して、90% 以上の捕集効率が得られることがわかった。
- (4) 大洗研固体集積保管場 I 周辺のスカイシャイン効果による低エネルギー  $\gamma$  線の低線量率の測定は、シンチレーション・サーベイメータでは測定精度が良くなく困難であったが、今回、2"  $\phi$   $\times$  2" NaI (Tl) 検出器により波高スペクトル分布をとり、「スペクトル-線量変換演算子法」を応用してその測定を行った。同時にシンチレーション・サーベイメータでも測定し、両測定結果を比較した結果、シンチレーション・サーベイメータに対する線量率補正係数が得られ、シンチレーション・サーベイメータもこの測定に使用可能なことがわかった。
- (山本)

## 2.2.2 $\gamma$ 線スペクトルピークからの核種同定プログラム

$\gamma$  線スペクトルのピークチャンネルから放射性核種を見出す計算機プログラムを作成した。これは、あらかじめ計算センターのデータファイルに入っている核種別  $\gamma$  線エネルギー表を参照して識別するものである。

身体汚染、床汚染、空気汚染が発生した場合、その汚染核種を同定し、汚染の危険性を迅速に評価し、適切な処置方法を決定することが放射線管理上要求される。これまで核種の同定は、 $\gamma$  線スペクトルのピークエネルギーを求め、管理上得た記録、 $\gamma$  線スペクトル集、アイソトープテーブルなどを参照して行っていたが、経験しない核種による汚染発生時などにはこの同定に長時間要していた。特に異常発生時には人手を必要とし、かつ、早急にその判定が要求されることから、簡便な核種同定の方法が望まれていた。

本方法は  $\gamma$  線スペクトロメトリにより得られたフォトピークチャンネル値から求めるものであり、計算センターのデータファイルとして常備している「 $\gamma$  線エネルギー順一覧表 (J 1470. ENGYS, J 1470. ENGYL)<sup>1)</sup>」と「核種別  $\gamma$  線エネルギー一覧表 (J 1470. GLISTZ)<sup>1)</sup>」を参照して約 1,500 の核種から選び出すプログラムである。

本プログラムは次の手順からなっている。

- (1) チャンネルとエネルギー値を最小自乗法により対応させる。
- (2) 選別対象核種の半減期の範囲 (最小, 最大), 選別対象  $\gamma$  線放出率 (最小値), 選別対象  $\gamma$  線エネルギー範囲 (最小, 最大) をそれぞれ指定する。
- (3) ピークチャンネルとそのピークの誤差範囲 (2 ~ 10 keV), および必要に応じて計数値を指定する。
- (4) すべてのピークチャンネルに対して、上記の条件に該当する  $\gamma$  線エネルギーをもつ核種を選び出し、その核種名,  $\gamma$  線エネルギー, 半減期を出力する。
- (5) 各ピークチャンネルに該当する核種個々に対して、「核種別  $\gamma$  線エネルギー一覧表」をもとにして他のエネルギーの  $\gamma$  線によるピークが検出されているか調べ、(2) で指定した  $\gamma$  線放出率以上の  $\gamma$  線がすべて検出されていたとき、その核種を該当核種として出力する。



FACOM 230 - 75 計算機を使用し、カードで実行するとき、次のデータを入力する。

ソースプログラム入力；

\$ HFORT SFNAME = J 0668.KAKUSYU

データ入力；( ) はFORMATを示している。

- (1)  $n$  (I 2),  $m$  (I 2) チャンネル/エネルギー対応データ  
 $n$  はデータ数,  $m - 1$  は最小自乗法適用の次数
- (2)  $x_1$  (F 5.0),  $y_1$  (F 5.3)                       $x$  ; チャンネル値  
       :                      :                                       $y$  ; エネルギー値 (KeV)  
 $x_n$                        $y_n$      $n$  個のデータを入力する。
- (3)  $H_{min}$  (F 5.1),  $Y_1$  (A 1)     $H_{max}$  (F 5.1),  $Y_2$  (A 1)     $Det$  (F 4.2),  
 $E_{1min}$  (F 6.1)     $E_{max}$  (F 6.1)  
        $H$  ; 選定半減期の範囲  
        $Y$  ; 時間単位 (S, M, H, D, Y)  
        $Det$  ; 最小選定  $\gamma$  線放出率  
        $E$  ; 選定  $\gamma$  線エネルギー範囲 (KeV)
- (4)  $S_1$  (I 2)     $S_1$  ; サンプル番号
- (5)  $CH$  (I 4),    ,  $N$  (I 6),     $E$  (F 5.1)  
        $CH$  ; 測定されたピークチャンネル値  
        $N$  ; カウント数 (入力しなくともよい)  
        $E$  ; ピーク誤差範囲 (KeV)
- 全ピークについて(5)を入力する。全ピーク数終了のとき「0」を入力する。
- (6)  $S_2$  (I 2)    次のサンプルについて入力し、(5)を繰り返す。全サンプル終了のとき0を入力する。

なお、端末システムによっても本プログラムを実行することができる。その実行例をFig. 2. 2. 2-1に示す。 (山本)

#### 参考文献

- 1) Atomic Data and Nuclear Data Table 13, No 2 ~ 3 (1974)

```

> 3 2
> 500.0.500
>1000.1.000
>2000.2.000
  CHANNEL(X)  ENERGY(Y)
                (MEV)
      500.      0.5000
     1000.      1.0000
     2000.      2.0000
  Y = 4.134D-19X**(0)+ 1.000D-03**(1)+
  ERROR = 0
>1.000Y 100.0Y 0.15 20.0 2000.0
> 1
  SAMPLE... 1  SELECTED HALF LIFE  1.0Y  TO 100.0Y
> 662  2.0
  GAMMA PEAK... 1  ENERGY= 662.00KEV  CHANNEL = 662
                  COUNT= 0  WIDTH=+- 2.0KEV
    661.20  RU106  3.67+ 2D  661.64  CS137  3.01+ 1Y
>1172  4.0
  GAMMA PEAK... 2  ENERGY=1172.00KEV  CHANNEL =1172
                  COUNT= 0  WIDTH=+- 4.0KEV
    1171.00  EU150  5.  Y  1173.21  CO 60  5.26  Y
    1175.50  HG194  1.9  Y
>1332
  GAMMA PEAK... 3  ENERGY= 1332.00KEV  CHANNEL = 1332
                  COUNT = 0  WIDTH=+- 4.0KEV
    1332.48  CO 60  5.26  Y
>0
  GAMMA PEAK... 1  ENERGY =662.00KEV
  NUCLIDE          HALF LIFE  PRODUCT.
    ENERGY      (ABUND.)  ENERGY  (ABUND.)  ENERGY  (ABUND.)
    CS137         3.01+ 1Y  FP
      .0321 X (5.7 -2 )  .0365 X (1.3 -2 )  .66164D (8.51-1 )
  GAMMA PEAK... 2  ENERGY =1772.00KEV
  NUCLIDE          HALF LIFE  PRODUCT
    ENERGY      (ABUND.)  ENERGY  (ABUND.)  ENERGY  (ABUND.)
    CO 60         5.26  Y  NG,NP
      .826        (3.0 -5 )  1.17321  (9.99-1 )  1.33248  (1.00 )
      2.158      (5. -6 )
  GAMMA PEAK... 3  ENERGY =1332.00KEV
  NUCLIDE          HALF LIFE  PRODUCT
    ENERGY      (ABUND.)  ENERGY  (ABUND.)  ENERGY  (ABUND.)
    CO 60         5.26  Y  NG,NP
      .826        (3.0 -5 )  1.17321  (9.99-1 )  1.33248  (1.00 )
      2.158      (5. -6 )
>0

```

Fig. 2.2.2 - 1 端末システムによる実行例  
(>の欄は入力したデータである)

### 2.2.3 リニアックの運転に伴い生成される放射性ガス ( $^{15}\text{O}$ , $^{13}\text{N}$ など) のモニタリング

リニアックの運転に伴って  $^{15}\text{O}$ ,  $^{13}\text{N}$  などの放射性ガスが生成される。これらの空气中濃度の評価には、従来、電離箱による放射能濃度 (1時間の平均値) の測定結果を基に、運転時間ごとの濃度を計算により推定する方法がとられてきた。しかし、通常使用している電離箱などのガスモニタは、検出感度が  $10^{-6} \sim 10^{-7} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$  程度のため、許容濃度 ( $10^{-7} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ ) 以下の濃度の測定はかなり困難である。そこで、モニタリング法改善のため、活性炭含浸濾紙捕集法によるモニタリングを試み、その適用を検討した。

主な検討内容は、①活性炭含浸濾紙 (CP-20) の  $^{15}\text{O}$ ,  $^{13}\text{N}$  などに対する捕集効率 ②本法によるモニタの検出感度 ③日常モニタリングへの適用である。

活性炭含浸濾紙の  $^{15}\text{O}$ ,  $^{13}\text{N}$  に対する捕集効率  $\eta_i$  は、次の関係式から求めた。

$$\eta_i = \frac{q_i}{C_i \cdot F} \cdot \frac{\lambda_i}{(1 - e^{-\lambda_i t})}$$

$q_i$  : 濾紙上に蓄積した核種  $i$  の放射能

$C_i$  : 電離箱で測定した核種  $i$  の濃度

$F$  : 流量率

$\lambda_i$  : 壊変定数

$t$  : 捕集時間

ここで、 $q_i$  および  $C_i$  は、減衰曲線を解析して求めた。また、サンプリング場所はガス濃度の高いターゲット室内である。 $^{15}\text{O}$ ,  $^{13}\text{N}$  と共に生成される  $^{38}\text{Cl}$ ,  $^{39}\text{Cl}$  の濃度は、 $^{15}\text{O}$ ,  $^{13}\text{N}$  に比べ約4桁低いので電離箱での検出は不可能である。このため、 $\text{Cl}$  ( $^{39}\text{Cl}$ ) の捕集効率測定には活性炭含浸濾紙1枚、活性炭カートリッジ (CHC-50) 6段を組合せたパックを用い、各捕集材の捕集効率  $\eta_j$  を、次の式で計算した。

$$\eta_j = 1 - \left( \frac{\sum_{k=j+1}^n q_k}{\sum_{k=j}^n q_k} \right)$$

$q_k$  :  $k$  番目の捕集材の放射能

$n$  : 捕集材の数

活性炭含浸濾紙の  $^{15}\text{O}$ ,  $^{13}\text{N}$ ,  $^{39}\text{Cl}$  に対する捕集効率の測定結果を Fig. 2.2.3-1 に示す。図に示す温湿度条件で、流量率  $100 \text{ l}/\text{min}$  のとき、 $^{15}\text{O}$  に対する捕集効率は  $0.3 \sim 5\%$  で平均  $2\%$ 、 $^{13}\text{N}$  については  $0.6 \sim 7\%$  で平均  $2\%$  であった。また、活性炭カートリッジについても同様の方法により捕集効率を求めた。活性炭カートリッジの  $^{15}\text{O}$ ,  $^{13}\text{N}$  に対する捕集効率は、活性炭含浸濾紙とほぼ同じような値が得られた。 $^{39}\text{Cl}$  については、数例の結果ではあるが、活性炭含浸濾紙で平均  $20\%$ 、活性炭カートリッジで平均  $50\%$  程度であった。また、 $25 \sim 100 \text{ l}/\text{min}$  の流量率範囲内の  $^{15}\text{O}$ ,  $^{13}\text{N}$  に対する捕集効率は、流量率 (面速) に関係なく大体一定であった。

求めた平均捕集効率を用いて  $^{15}\text{O}$ ,  $^{13}\text{N}$  の検出感度を計算すると、GM 検出器で  $10^{-8} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ 、 $1 \frac{1}{2} \phi \times 1 \text{ " NaI (TL)$  検出器で  $10^{-7} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$  の値が両核種に対して得られた。GM 検出器で測定したときの検出感度  $10^{-8} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$  の値は、通常使用しているガスモニタに比べ約1桁感度が良いため、許容濃度の  $1/10$  の濃度が測定でき、日常モニタリングに充分適用できる

ことが明らかになった。

本法を実際のモニタリングに適用した結果、リニアック各運転条件時の排気口における  $^{15}\text{O}$ 、 $^{13}\text{N}$  の濃度は  $10^{-6} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$  程度であり、 $^{15}\text{O}$ 、 $^{13}\text{N}$  の濃度比は、ほぼ 1 であることがわかった。 $^{39}\text{Cl}$  などの放射性塩素の濃度は、 $10^{-10} \sim 10^{-11} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$  程度であった。本法によって測定した  $^{15}\text{O}$ 、 $^{13}\text{N}$  の濃度は、過去に電離箱で測定された結果とほぼ一致することが確認された。現在、活性炭含浸濾紙 1 枚を使用して  $^{15}\text{O}$ 、 $^{13}\text{N}$  を対象に連続モニタリングを実施している。(宮本)

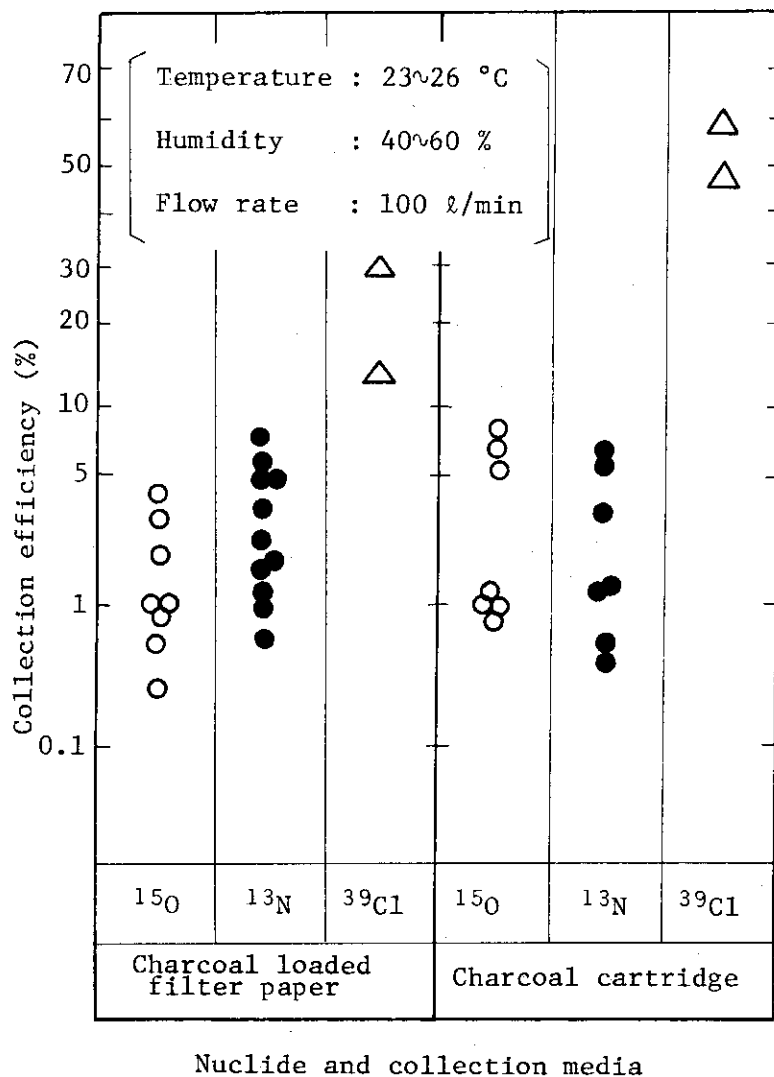


Fig.2.2.3-1 Collection efficiency  $^{15}\text{O}$ ,  $^{13}\text{N}$  and  $^{39}\text{Cl}$  by charcoal loaded filter paper (CP-20) and charcoal cartridge (CHC-50).

2.2.4 添着活性炭の放射性ヨウ素に対する捕集性能

放射性浮遊ヨウ素をモニタリングするための吸着剤である活性炭は、ヨウ素の性状と雰囲気条件、とくに相対湿度にいちじるしく依存し、捕集効率は大きく変化する。今回は、湿度の影響を改善する目的でTEDAを添着したCHC-50の放射性浮遊ヨウ素に対する面速、捕集時間および

相対湿度と捕集効率の関係を調べた。

性能試験は、 $^{99}\text{Mo}$  製造施設から排気系へ漏洩してくる  $^{131}\text{I}$  を利用して行った。この排気系には  $\text{KI}_3$  添着活性炭フィルタ ( $50\text{ mm}^t \times 2$ ) が設置されているため、透過してくる  $^{131}\text{I}$  の性状は、90%以上が有機成分である。(排気系の  $^{131}\text{I}$  の性状分析には、ケラー型性状別サンプリング用吸着剤を使用した。) 捕集効率は、試験フィルタ (CHC-50 TEDA 5 wt%) 中に捕集された放射能と試験フィルタに流入した全放射能との比から求めた。この場合、試験フィルタに流入した全放射能は、試験フィルタとその下流側に置いた5~7個のCHC-50 (2個は常温、3~8個は80℃加熱、いずれもTEDA 5 wt%) バックアップフィルタ中の放射能の和とした。なお、CHC-50は試験およびバックアップ用ともにHE-40 Tでサンドウィッチ状に保持されている。試験の結果を吸引空気面速、捕集時間および相対湿度の効果別に、それぞれ表2.2.4-1、2.2.4-2、および表2.2.4-3に示す。

実験結果から次のことがわかった。

- (1) 吸引空気の面速の影響については、常温捕集の場合の捕集効率は、21 cm/sec をピーク値に、それ以外では低下する。しかし、21 cm/sec 以上では偏差が大きく実際上変化は認めにくい。また、加熱捕集の場合、偏差を考慮に入れると面速の違いによる捕集効率の差は認められない。面速43 cm/sec (50 l/min) における捕集効率は、常温の場合に約60%であり、加熱の場合には約90%である。
- (2) 捕集時間の影響については、常温、加熱捕集ともに面速21~43 cm/secの範囲で、また168時間(1週間)以内では、捕集時間による差はない。
- (3) 相対湿度の影響については、面速の増大に伴い湿度の影響が顕著となり捕集効率は低下する。面速43 cm/sec (50 l/min) のとき、相対湿度80%および5%以下での捕集効率は、それぞれ約20%および約90%である。
- (4) 排気系に活性炭フィルタの設置されている建家においては、放射性浮遊ヨウ素の濃度の低下、ならびに有機成分存在比の上昇を伴う。この場合、捕集効率を上昇させその偏差を小さくするため、吸引空気を加熱して相対湿度を低下させる必要のあることがわかった。表2.2.4-1~3に示した加熱捕集の場合、試験フィルタはCHC-50の直列配置の4番目に位置しているので、捕集対象となるヨウ素は有機成分が多くなっている。したがって、加熱捕集を初段に配置した場合は、捕集効率は表の値よりも上昇する。このことを考慮に入れると、面速43 cm/sec、捕集時間168 h および加熱温度80℃の捕集条件で、捕集効率は90%以上を確保できる。

(原田)

Table 2.2.4-1 Effect of face velocities on collection efficiencies of impregnated activated charcoal filter cartridges (\*<sup>1</sup>CHC-50 TEDA 5 wt%) for collecting airborne \*<sup>2</sup>radioiodine

Collection efficiency (%)	Face velocity * <sup>3</sup> (cm/sec)						153 (180)
	13 * <sup>4</sup> (15)	17 (20)	21 (25)	30 (35)	43 (50)	85 (100)	
Normal temperature	48.7±5.2 * <sup>5</sup>	61.6±2.5	78.8±16.9	63.3±13.7	60.3±20.8	44.6±19.7	42.6±23.5
Heating	98.4±3.4	96.4±0.3	92.1±5.9	97.0±0.7	92.0±5.8	—	—

\*<sup>1</sup> Toyo Roshi size : 50 mmφ × 18 mmt, weight : 13.5±0.5 g, density : 0.38 g/cm<sup>3</sup>, mesh : 50

\*<sup>2</sup> Radioiodine was collected from exhaust air of <sup>99</sup>Mo production plant.

\*<sup>3</sup> Normal temp.: temp. 19~24°C, relative humidity, 30~60%, sampling time, 24~168h

Heating : temp. 80±4 °C, relative humidity, <5%, sampling time, 24~168h

\*<sup>4</sup> ( ) : Flow rate (ℓ/min)

\*<sup>5</sup> Standard deviation (σ)

Table 2.2.4-2 Effect of sampling times on collection efficiencies of impregnated activated charcoal filter cartridges (<sup>1</sup>CHC-50 TEDA 5 wt%) for collecting airborne <sup>2</sup>radioiodine

Collection efficiency (%)		Sampling time (h)					168
		24	48	72	96	168	
*3 21 (25)	Normal temperature	85.6	70.8±24.5 *5	87.9	—	—	
	Heating	83.2	91.3±8.3	87.0±9.7	—	—	
	Normal temperature	—	55.4	57.0±2.1	—	83.8	
	Heating	96.9	93.8±5.5	94.7±3.0	94.9±1.9	96.4±2.7	
	Normal temperature	46.9±7.2	56.0±25.1	20.4	53.3	89.3±2.4	
	Heating	90.0±9.5	91.9±2.0	94.7±3.0	92.2±5.9	92.0±7.8	
*3 30 (35)	Normal temperature	85.6	70.8±24.5 *5	87.9	—	—	
	Heating	83.2	91.3±8.3	87.0±9.7	—	—	
	Normal temperature	—	55.4	57.0±2.1	—	83.8	
	Heating	96.9	93.8±5.5	94.7±3.0	94.9±1.9	96.4±2.7	
	Normal temperature	46.9±7.2	56.0±25.1	20.4	53.3	89.3±2.4	
	Heating	90.0±9.5	91.9±2.0	94.7±3.0	92.2±5.9	92.0±7.8	
*3 43 (50)	Normal temperature	85.6	70.8±24.5 *5	87.9	—	—	
	Heating	83.2	91.3±8.3	87.0±9.7	—	—	
	Normal temperature	—	55.4	57.0±2.1	—	83.8	
	Heating	96.9	93.8±5.5	94.7±3.0	94.9±1.9	96.4±2.7	
	Normal temperature	46.9±7.2	56.0±25.1	20.4	53.3	89.3±2.4	
	Heating	90.0±9.5	91.9±2.0	94.7±3.0	92.2±5.9	92.0±7.8	

\*1 Toyo Roshi Size: 50mmφ × 18mmt, weight: 13.5±0.5 g, density: 0.38 g/cm<sup>3</sup>, mesh: 50  
 \*2 Radioiodine was collected from exhaust air of <sup>99</sup>Mo production plant.  
 \*3 Face velocity (cm/sec), ( ): Flow rate (%/min)  
 \*4 Normal temp.: temp. 19~24°C, relative humidity, 30~60%, sampling time. 24~168 h  
 Heating : temp. 80±4°C, relative humidity, <5%, sampling time. 24~168 h  
 \*5 Standard deviation (σ)

Table 2.2.4-3 Effect of relative humidity on collection efficiencies of impregnated activated charcoal filter cartridges (<sup>\*1</sup>CHC-50 TEDA 5 wt%) for collecting airborne <sup>\*2</sup>radioiodine

Face velocity (cm/sec)	Relative humidity (%)		*3 5 (80±4°C)	10 (50±4°C)	13 (40±4°C)	23 (30±4°C)	30±60 (19±24°C)	75±80 (24±28°C)
	*4 21 (25)	*4 30 (35)						
	*4 21 (25)		86.7±11.8 <sup>*5</sup>	—	79.6±1.9	85.3±2.1	78.8±16.9	—
Collection efficiency (%)	30 (35)		95.0±2.8	91.8	83.4±1.6	84.5±0.1	63.3±13.7	—
	43 (50)		92.0±5.8	—	73.3±0.06	59.3±3.2	60.3±20.3	21.5±3.2

\*1 Toyo Roshi, size: 50mmφ × 18mmt, weight: 13.5±0.5 g, density: 0.38 g/cm<sup>3</sup>, mesh: 50  
 \*2 Radioiodine was collected from exhaust air of <sup>99</sup>Mo production plant.  
 \*3 Temperature  
 \*4 ( ): Flow rate (l/min), sampling time: 21 cm/sec. 24±72 h, 30 and 50 cm/sec. 24±168h  
 \*5 Standard deviation (σ)



## 2.2.5 固体集積保管場 I 周辺のスカイシャイン線量率の測定

### (1) 測定目的

固体集積保管場 I には、1979 年 1 月現在、高レベル固体廃棄物封入済コンクリートブロック (401 個)、コンクリート内張りドラム缶 (2633 本) が貯蔵されている。貯蔵量の増加にともない、廃棄物固化体からの漏洩放射線のスカイシャイン効果により周辺の線量率の上昇が予想されるので、その精度よい測定が必要になってきた。スカイシャイン効果による散乱線のような低エネルギー $\gamma$ 線で、しかも低線量率の線量評価には、従来、シンチレーション・サーベイメータを使用していたが、これでは、低エネルギー $\gamma$ 線に対してエネルギー依存性が大きいので、精度のよい測定が困難であった。そこで、今回は、低エネルギー散乱線に対しても比較的精度がよく、しかも簡便な測定方法で線量評価が行える「スペクトル線量変換演算子法」を応用して、固体集積保管場 I 周辺の放射線量率の測定を行い、これを基準として、シンチレーション・サーベイメータの測定値との比較検討を行った。

### (2) 測定方法

シンチレーション・サーベイメータ (Aloka TCS-121 型) には、カットオフエネルギーが 50 keV および 100 keV のもの 2 台を使用し、スペクトル線量変換演算子法による線量測定には、2"  $\phi$   $\times$  2" NaI (T $\ell$ ) 検出器と PHA (Northern 波高分析器 TN 1705 型, 1024 ch, 50 keV  $\sim$  3 MeV) を組合せて使用した。また、スペクトル線量変換演算子法による線量評価を行う場合に、今回は、50 keV  $\sim$  3 MeV の範囲に 5 keV ごとに与えられている演算子値関数  $G(E)$  を、100 keV ごとに区分し、その間の  $G(E)$  関数の平均値を、それぞれの区分の  $G(E)$  関数として、PHA を用いて得られた波高スペクトル分布から、手計算により求める方法を採用した。測定は、地形条件などの許す範囲内で、各方位に対して、コンクリート壁近傍では 1 m 間隔、離れるに従って 2.5  $\sim$  10 m 間隔の各地点について行った。なお、測定点の地上高は 1 m であり、検出器はすべて上向きで測定を行った。(Fig. 2.2.5-1 参照)

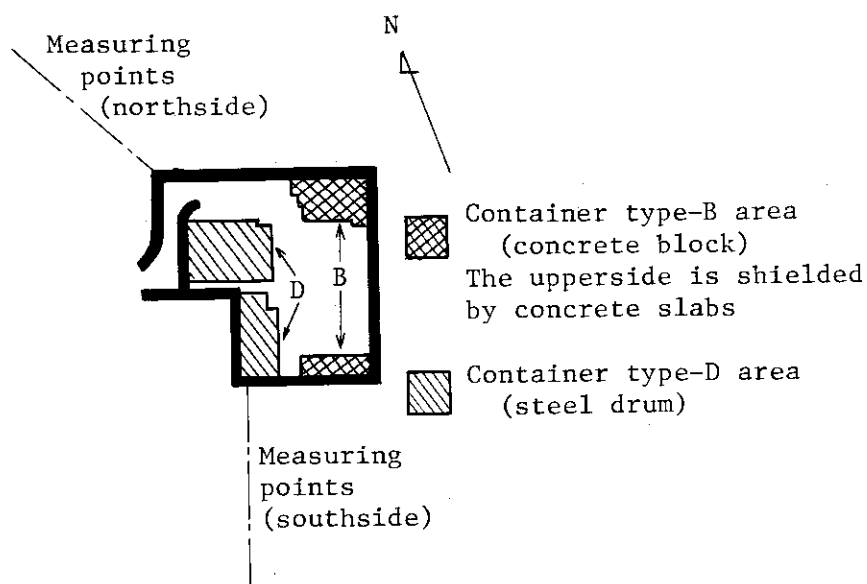


Fig. 2.2.5-1 Arrangement of wasted packages in the Stock Yard I.

## (3) 測定結果

スカイシャイン効果による影響が、最も大きかった南方位の放射線量率分布を、Fig. 2.2.5-2に示す。南方位における放射線量率のピークは、壁から5 m付近に現われ、放射線量率のピーク値は、それぞれ $14 \mu\text{R}/\text{h}$  (PHA),  $17 \mu\text{R}/\text{h}$  (100 keVカットオフ),  $39 \mu\text{R}/\text{h}$  (50 keVカットオフ)であった(いずれもバックグラウンド成分を含んだ値)。

各測定点における波高スペクトル分布の測定結果では、明らかなピークは見られず、散乱線によるスペクトル分布を示している。この波高スペクトル分布から求めた平均エネルギーを $E_a$ とし、スペクトル-線量変換演算子法で得られた放射線量率 $R_p$ と、シンチレーション・サーベイメータで得られた放射線量率 $R_s$ の比を $R_s/R_p$ 値とした場合、Fig. 2.2.5-3の様な関係が得られた。平均エネルギー $E_a$ は、スカイシャイン効果による低エネルギー散乱線の影響が最も大きい壁から5 m付近で最少となり、壁から離れるに従って、スカイシャイン効果による影響が減少し、バックグラウンド成分の割合が相対的に増加するため、平均エネルギー $E_a$ が大きくなる。Fig. 2.2.5-3では、平均エネルギー $E_a$ の増加にともなって、 $R_s/R_p$ 値は減少の傾向を示しているが、平均エネルギー $E_a$ が約160~200 keV(壁から約2~20 m)の範囲では、シンチレーション・サーベイメータ(100 keVカットオフ)の場合、約1.8~2.2倍と、ほぼ一定値を示している。これらの測定結果から、今後、固体集積保管場I周辺のスカイシャイン効果による放射線量率のモニタリングには、シンチレーション・サーベイメータ(100 keVカットオフ)を使用し、その測定値を1/2倍すれば管理上充分であるといえる。今後も、ある一定期間ごとに本報による測定方法を用いて、固体集積保管場I周辺のスカイシャイン効果の影響を確認する予定である。

(足利谷)

## 参考文献

- 1) 森内茂: JAERI 1209 (1971)
- 2) JAERI - M 5370, 保健物理と安全管理・No. 15, 181~185 (1973)
- 3) JAERI - M 5866, 保健物理と安全管理・No. 16, 152~155 (1974)
- 4) JAERI - M 6244, 保健物理と安全管理・No. 17, 162~163 (1975)

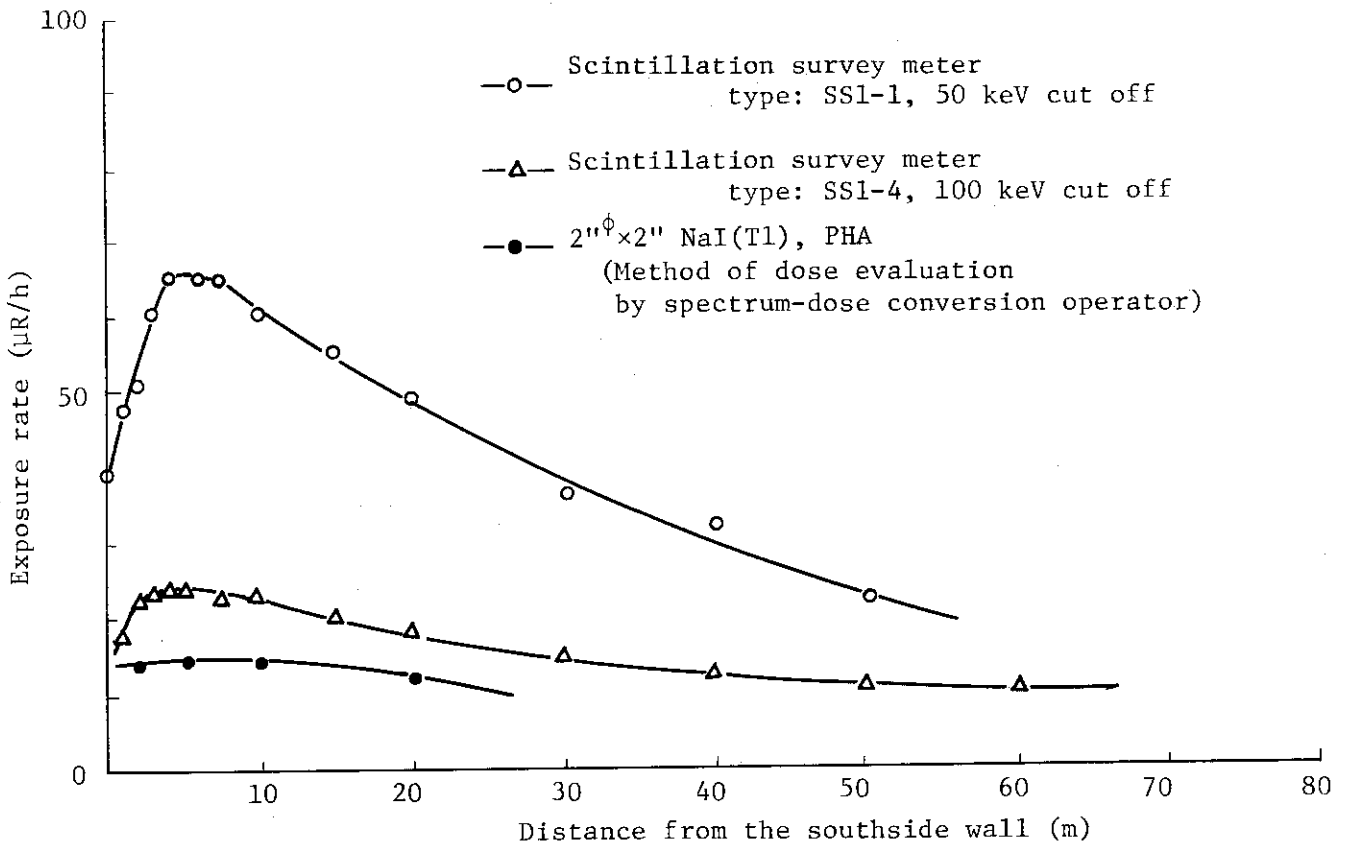


Fig. 2.2.5-2 Exposure rates around the Stock Yard I.

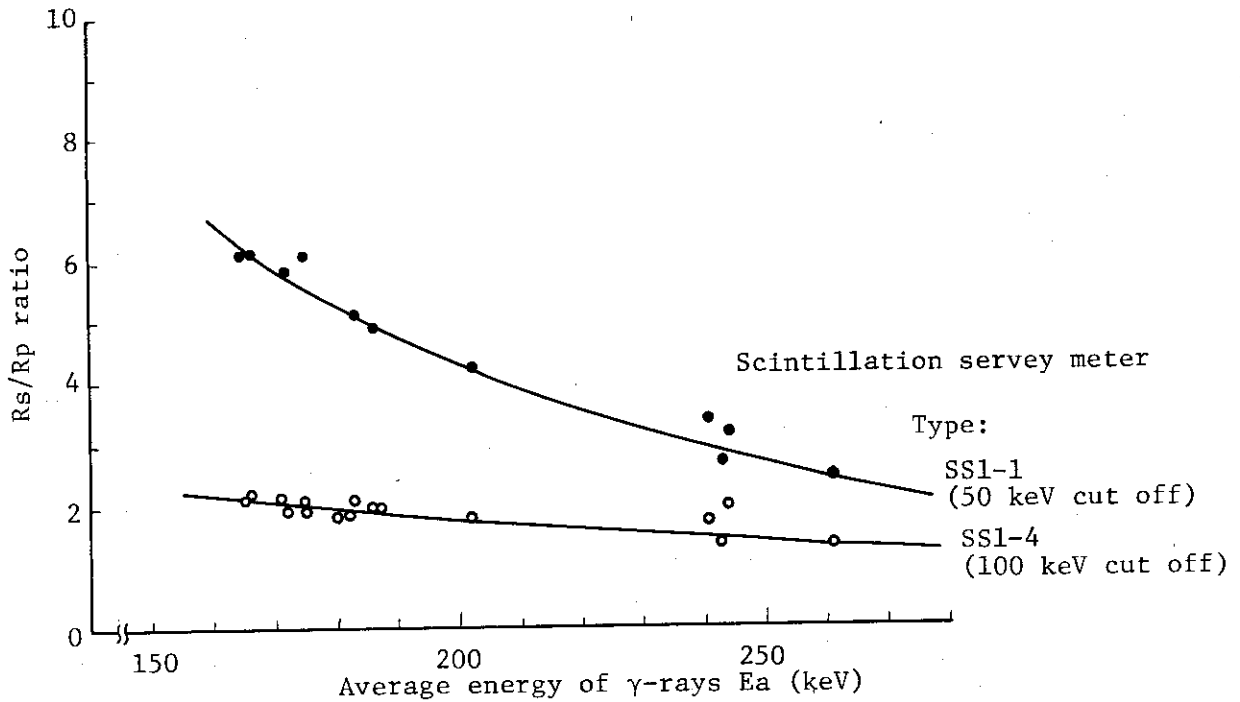


Fig.2.2.5-3 Relation between Rs/Rp ratio and average energy of  $\gamma$ -rays from the Stock Yard I.

## 2.3 環境放射能

### Environmental Monitoring

Monitoring data by the new posts were analyzed, giving the following results. (1) The  $\gamma$  exposure around the site boundary in the past one year (May 1976 ~ Apr. 1977) was evaluated to be 1.1 mR/y at the maximum, using the real-time data of the monitoring posts and the meteorological observations. Problems were also clarified to improve the dose evaluation method. (2) The measured exposures around the site boundary for  $^{41}\text{Ar}$  from JRR-2 and JRR-3 were compared with those calculated according to "A guide for estimating the dose objective in the site boundary of light water reactor." The calculated exposures agreed with the measured ones within a factor of 1.5.

Concerning evaluation of the integrated environmental  $\gamma$  exposure by TLD, the following were shown. (1) From the analysis of monitoring data for the past several years, the detection limit of TLD for environmental  $\gamma$  exposure due to gaseous effluents from the facilities is about 3 mR/3 months. (2) The background radiation dose inherent in TLD is 3.2 mR/3 months. (3) The soft energy component of cosmic rays measured with TLD is 0.77 mR/3 months.

#### 2.3.1 概要

更新後のモニタリングポストによる測定結果を解析し、次の点を明らかにした。(1) モニタリングポストにおける測定値および実気像データを用いて過去1年間(1976年5月~1977年4月)周辺監視区域の $\gamma$ 線照射線量について評価し、最大1.1 mR/yを得るとともに、改良すべき評価上の問題点を明確にした。(2) JRR-2, JRR-3の運転時に放出される $^{41}\text{Ar}$ による周辺監視区域の線量評価について、「軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」に基づく計算値とモニタリングポストによる実測値とを比較し、指針による計算値は実測値と係数1.5以内で一致することを見出した。

TLDによる環境 $\gamma$ 線の積算線量の測定・評価法に関する2, 3の問題を検討し次の結果を得た。

- (1) 過去数年間の測定データの統計的解析から、環境 $\gamma$ 線の施設寄与分に対するTLDの検出限界は約3 mR/3月である。
- (2) TLD固有のバックグラウンド放射線は3.2 mR/3月である。
- (3) 宇宙線の軟エネルギー成分は、0.77 mR/3月である。(松井浩)

#### 2.3.2 環境放射線監視システムによる $\gamma$ 線量の評価 (II)

前報<sup>1)</sup>で、放射性雲からの $\gamma$ 線量を8ヶ月間について評価し報告したが、「気象指針」などによる年間被曝線量計算値との比較を容易にするため、同じ電子計算機処理プログラムで1年間の線量評価を行った。

1977年5月から1978年4月までの年間線量をTable 2.3.2-1に示す。放射性雲からの年間

Table 2.3.2-1 Annual exposure from plume and rainfall evaluated on the basis of data observed by monitoring posts (May, 1977 ~ April, 1978)

Monitoring posts	Annual exposure ( $\mu\text{R}/\text{year}$ )	
	from Plume	from Rainfall
11	$229 \pm 1.7$	$419 \pm 1.5$
12	$224 \pm 1.6$	$367 \pm 1.3$
13	$411 \pm 2.3$	$409 \pm 1.3$
15	$643 \pm 2.4$	$438 \pm 1.2$
16	$856 \pm 2.3$	$434 \pm 1.2$
17	$1081 \pm 2.5$	$333 \pm 1.1$
18	$547 \pm 2.5$	$406 \pm 1.2$
19	$228 \pm 2.0$	$389 \pm 1.3$

線量は、モニタリングポスト MP - 17 (JRR - 2 の南西 500 m) で最大となり、約  $1,100 \mu\text{R}/\text{年}$  となった。降雨による積算寄与線量は、約  $400 \mu\text{R}/\text{年}$  となった。降雨による線量がモニタリングポスト MP - 12, 17 でやや低い値を示しているのは、周囲が松林であるため、木による遮蔽効果が現われたためと推定される。

本計算機処理プログラムによる問題点を以下に述べる。

- (1) 放射性雲と降雨の影響が重なった場合、風上にある他のモニタリングポストの  $\gamma$  線量率観測値を参照し、その平均値を降雨寄与分として差引くことにより、放射性雲寄与分を求めているため、それによる評価誤差が多少含まれている。
- (2) 放射性雲によりモニタリングポストが影響を受ける風向を風下軸中心に 1 方位以内 ( $22.5^\circ$ ) としたが、弱風時にはさらに広範囲の方位においても影響が現われることもあった。しかし、この補正は行っていない。
- (3) 気象データで分離できないもの、例えば非破壊検査時、ファンデグラーフ加速器の運転時などからの  $\gamma$  線照射線量率は、原子力施設からの寄与か、自然放射線からの寄与かを分離評価することができなかった。

なお、(1)の補正については、各モニタリングポスト間の相関を詳細に調べることによって弁別精度が向上するが、放射性雲と降雨の影響が重なる頻度は、年間約 5% と少ないため線量評価にはそれほど影響しないことが判る。

また、(3)の放射性雲以外の原子力施設からの寄与分 (非破壊検査時、ファンデグラーフ加速器の運転時などからの漏洩放射線、あるいは隣接する東大加速器の運転によるスカイシャイン) は、特殊な上昇パターンを示し、運転時間も定まっているため、放射性雲からの  $\gamma$  線と区別することが可能である。これらの線量を概算した結果、モニタリングポスト MP - 11 で  $90 \mu\text{R}/\text{年}$ 、MP - 12 で  $220 \mu\text{R}/\text{年}$ 、MP - 18 で  $65 \mu\text{R}/\text{年}$ 、MP - 19 で  $70 \mu\text{R}/\text{年}$  となり、他のモニタリングポストでは非常に少ないことが判った。

今後、これらの問題について補正を行い、本計算機処理プログラムを改良する予定である。

(小林)

参考文献

- (1) JAERI - M 7979, 保健物理と安全管理・No 20, 147~149 (1979)

2.3.3 放射性雲からのγ線照射線量評価 (計算値と実測値の比較)

放射性雲からのγ線照射線量について、モニタリングポストによる実測評価値と計算値とを比較した。その結果両者は良い相関を示し、計算によるγ線照射線量推定が日常管理に効果的に使用できることがわかった。

計算は現在広く使われている「評価指針」\*1, 「気象指針」\*2 による方法 (指針による方法) および原研環境監視システムに組み込まれている線量計算コード (簡便法) により行った。簡便法の計算は次のように行う。① あらかじめSTDOSEコード\*3により単位放出量あたりの線量を放出源別, 安定度別, 距離別に求め、この値をデータとして電子計算機に入れておく。② 10分ごとに観測される気象条件により安定度および風下モニタリングポスト (計算地点) が決まるので、①のデータを参照し内挿, 外挿により線量の決定を行う。

JRR - 2, JRR - 3の運転により放出される<sup>41</sup>Arについてγ線照射線量の計算を行った。実測値との比較は原電1号炉が停止していた1977年10月, 11月, 1978年10月, 11月の4月間について行った。結果をFig. 2.3.3 - 1に示す。30 μR/月 (正味線量) 以上の実測値について、計算値/実測値の比を求めると指針による方法で1.5 ± 0.36, 簡便法で1.3 ± 0.17となった。ただし簡便法では煙突の吹き上げ効果を考慮していない。1977年5月から1978年4月の1年間の実測値と指針による計算結果をTable 2.3.3 - 1に示す。表の指針の欄の月間統計は、月間気象統計から月ごとに線量を求め積算したものであり、年間統計は、年間気象統計から線量を求めたものである。前述のように、実測値は計算値に対して30~50%程度低い値が期待されるにもかかわらず計算値と同程度の値を示しているのは、原電炉の影響が含まれているためである。最大線量を示したポストはMP - 17 (JRR - 2の南西約500 m) で約1.1 mR/年であった。

(片桐)

Table 2.3.3-1 Comparison of annual exposure

(μR/y)

Methods of estimation	Monitoring posts	11	12	13	15	16	17	18	19	Note
	Measured dose at monitoring posts		230	220	410	640	860	1080	550	
Estimated on the basis of the guide	Monthly statistics	180	160	220	850	730	790	330	240	<sup>41</sup> A released from JRR-2 and JRR-3
	Yearly statistics	230	230	250	830	710	990	350	280	

- \* 1 発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針, 1976
- \* 2 発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針, 1977
- \* 3 今井和彦他, 点検から放出される放射性雲からのγ線照射分布計算図, JAERI 1189 (1970)

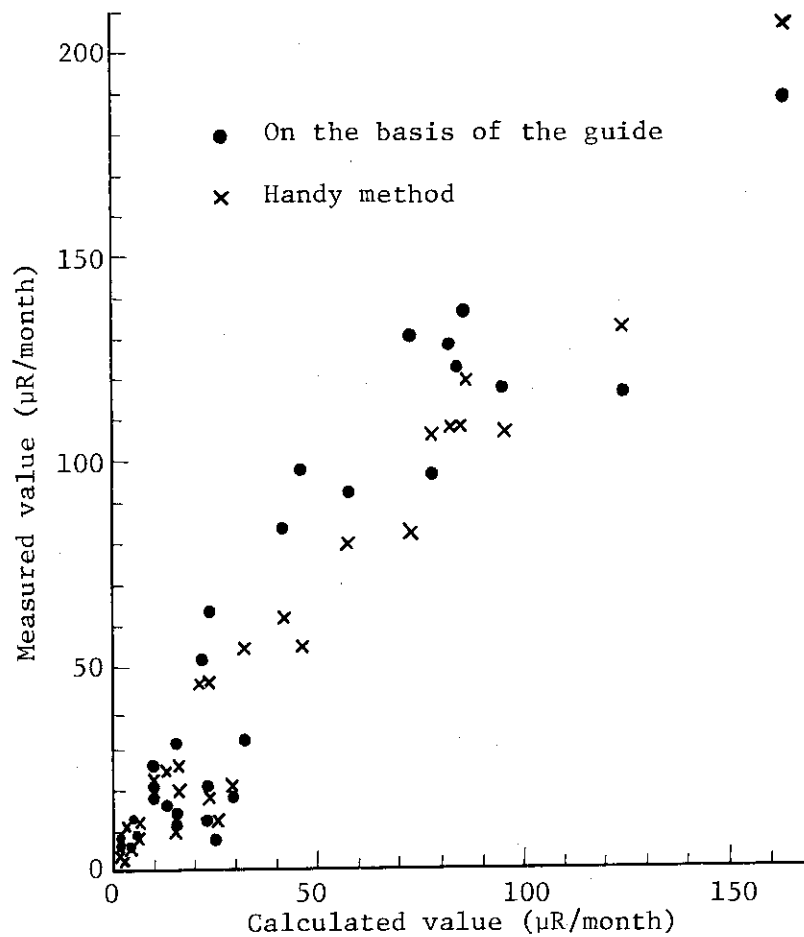


Fig. 2.3.3-1 Correlation between calculated and measured value.

#### 2.3.4 TLDによる環境モニタリング結果の考察

TLDによる環境 $\gamma$ 線測定結果について、その変動範囲、検出限界、他の測定器との比較などの検討を行った。使用したTLDリーダは大日本塗料(株)製TLD-1200、素子は同MSO-L ( $\text{Mg}_2\text{SiO}_4 : \text{Tb}$ )である。検討に使用した測定結果は1973年10月から1978年9月までである。

##### 変動範囲および検出限界

測定結果には異常値が含まれているため、すでに報告した棄却検定法<sup>1)</sup>により棄却検定を行った。この棄却検定により、全配置点の変動率 ( $\sigma/\bar{x} \times 100$ ) の平均は13.7%から8.3% (最大15.1%~最少5.8%) となった。このことは3 $\sigma$ 値を検出限界値とすると、3ヶ月積算線量がおおよそ13 mR程度 (宇宙線および自己汚染を含む) であるので、施設寄与分などを有意差として検出するためには約3 mR/90日 (13 mR  $\times$  3  $\times$  0.083) 以上の線量が必要であることを示している。

##### 次の項目について他の測定器 (方法) とTLDの比較

###### ① 環境 $\gamma$ 線スペクトル

3"  $\phi$   $\times$  3" のNaI (Tl) 検出器により $\gamma$ 線スペクトルを測定し、これから得られた線量とそ

の地点の TLD 測定値との比較を行った。

## ② 土壌 $\gamma$ 線スペクトル

TLD 配置点の土壌を採取し、その  $\gamma$  線核種の含有量から計算により求めた線量と TLD 測定値との比較を行った。

結果はこれら①、②共よい相関が見られた。

## モニタリングステーション (MS) と TLD の比較

MS で得られた GM 管による測定値を TLD と同じ配置期間の積算線量に換算した比較を行った。MS 設置地点の地質差に起因する線量については、両者の相関は明確に得られた。しかし、同一地点における線量の時間変動に対しては、相関は識別できなかつた。これは同一地点の線量の変動が TLD 検出限界以下にあるからである。

## 地質差

Fig. 2.3.4-1 は各配置点の測定値 (90 日積算値) を地質別に分類したものである。図中の数値は全期間の平均値である。砂地と関東ローム層間の線量の違いは図上からも明らかであるが、両者の値の差の検定によりこのことを確かめると危険率 0.5% で有意差があることが判った。沖積層の場合、データ数が少ないため他の地質との検定はできなかつた。

また、TLD 測定値の季節変動については、認められなかつた。

(小畑)

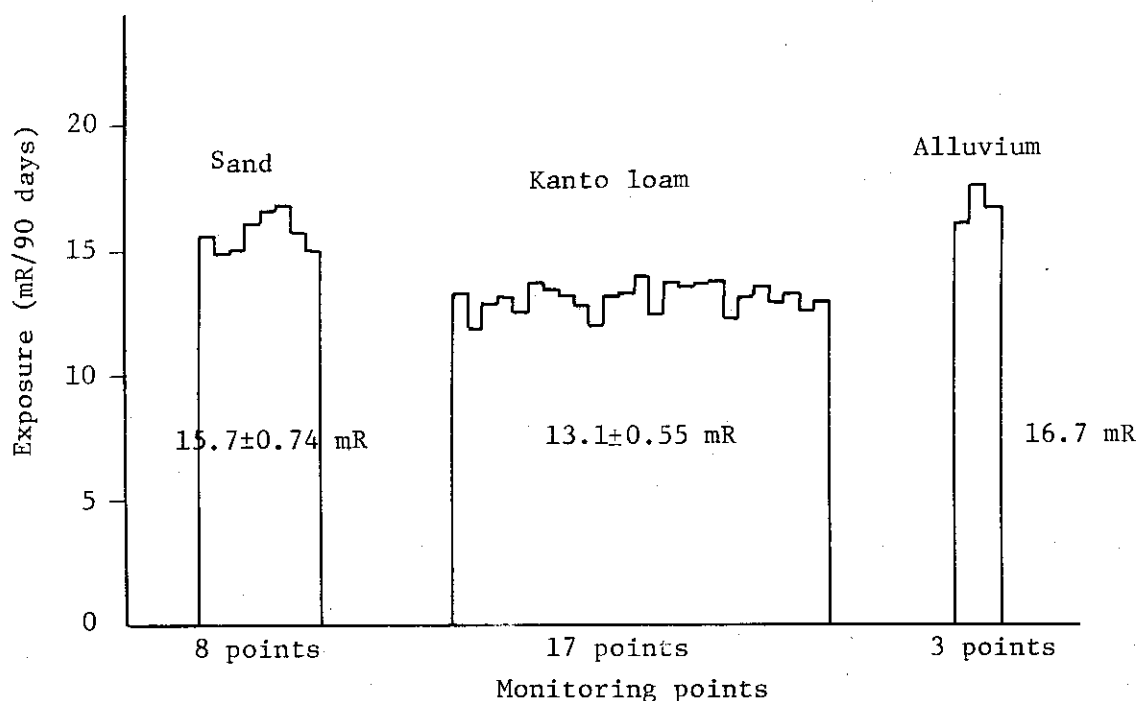


Fig. 2.3.4-1 Dependency of exposure on geology.

## 参考文献

- 1) JAERI - M 7292, 保健物理と安全管理・No. 19, 182 ~ 183 (1977)



### 2.3.5 TLDの固有バックグラウンド線量および宇宙線感度の評価

#### (1) 線量評価におけるTLD固有バックグラウンド線量の差引き方法

環境における積算線量をTLDを用いて評価する場合、TLD固有のバックグラウンド線量の差引きは次の原則に基づいて実施している。

- (a) TLDの自己汚染による固有のバックグラウンド線量は、TLDを厚さ5cmの鉛またはこれと同等の遮蔽体の中に入れて求め、これを差引く。
- (b) 上記により求めるとき、宇宙線の高エネルギー成分による線量が随伴するが、これをTLD固有のバックグラウンド線量に含めて差引く。
- (c) 宇宙線の軟エネルギー成分で遮蔽体により減衰した線量は、測定値に比較して無視できない値であれば測定値より差引く。

以上の関係を式で示すと次のとおりである。

$$(A + B + C) - (B - C') = A + (C - C') \quad \dots\dots\dots (1)$$

A : 大地からの放射線および空気中のラドンとその娘核種による放射線ならびに施設から寄与する放射線等環境の空間線量

B : TLD固有のバックグラウンド線量

C : 宇宙線による線量

C' : 遮蔽体内における宇宙線による線量

(1)式で(C - C')は遮蔽体により減衰した宇宙線の軟エネルギー成分線量で、この値を宇宙線補正線量として評価し、(1)式から差引けばAのみの線量が求められる。<sup>1)</sup>

#### (2) TLDの固有バックグラウンド線量<sup>2)</sup>

松下電器製UD - 200 S (CaSO<sub>4</sub> : Tm)型TLDの固有バックグラウンド線量を、宇宙線の垂直強度が120 mwe\*の東大・鋸山微弱放射能測定施設に鉄遮蔽体を設置して測定した。測定結果をTable 2.3.5 - 1に示す。この結果、UD - 200 S型TLDの固有バックグラウンド線量は、線量率で1.5 μR/h、90日換算積算線量で3.2 mRの値を得た。

#### (3) TLDの宇宙線補正線量

(1)式のAが極めて小さい、大きな淡水湖上などで、TLDを遮蔽しない場合と遮蔽した場合について測定を行えば、次式から宇宙線補正線量を求めることができる。

$$(B + C) - (B + C') = (C - C') \quad \dots\dots\dots (2)$$

鉛5cm厚相当の遮蔽体を使用した場合の宇宙線補正線量について、UD - 200 S型TLDを用いて測定した。測定は、南北2km、東西6km、水深2.6mの酒沼の中心に船を係留して行った。測定結果をTable 2.3.5 - 2に示す。この結果、宇宙線補正線量は90日換算積算線量で0.8 mRであり、環境の90日間における積算線量に比較して無視でき得る値であることがわかった。

\* mwe : meter water equivalent, 水等価の深さ (m)

(佐藤)

#### 参考文献

- 1) 東海・大洗地区放射線管理技術委員会：環境の空間線量測定マニュアル（1978）
- 2) JAERI - M 7979, 保健物理と安全管理・No. 20, 238 ~ 239（1979）

Table 2.3.5-1 Inherent doses of UD-200S type TLD

Run No.	Net integral dose (mR)	Exposure rate ( $\mu\text{R/h}$ )	90 day equivalent integral dose (mR)
1st run (2399 h)	3.56	1.48	3.20
2nd run (2471 h)	3.63	1.47	3.18

Table 2.3.5-2 Response of UD-200S type TLD to cosmic-rays on Lake Hinuma

Run No.	TLD	Net integral dose (mR)	Exposure rate ( $\mu\text{R/h}$ )	Exposure rate by radon daughter ( $\mu\text{R/h}$ )	Net exposure rate ( $\mu\text{R/h}$ )	90 day equivalent integral dose (mR)	Correction dose for soft energy cosmic ray (mR)
1st run (2159 h)	Outside of shielding	8.09	3.75	0.16	3.59	7.75	0.77
	Inside of shielding	6.97	3.23	-	3.23	6.98	
2nd run (2399 h)	Outside of shielding	9.65	4.02	0.16	3.86	8.34	0.78
	Inside of shielding	8.39	3.50	-	3.50	7.56	

## 2.4 放射線計測

### Radiation Measurement Instrumentation

Following studies were made on the development of radiation measurement instrumentation.

Calibration of three types of rem counter,  $\text{BF}_3$  proportional counter with cylindrical paraffin moderator, JAERI type rem counter and Studsvik's rem counter, was made using 3 MeV Van de Graaff accelerator in Electro-technical Laboratory. Accuracy of counting rate per dose equivalent rate, obtained using conversion coefficient in ICRP 21, was within  $\pm 30\%$  in energy range from 80 to 5000 keV.

Spatial dose distributions from the medium level irradiation device were measured, and compared with calculated data using G-33 code, both are in good agreement. Dose rate and effective irradiation diameter at 1 m from the device with 7 Ci of  $^{60}\text{Co}$  were 7.5 R/h and 20 cm, respectively.

#### 2.4.1 概要

放射線計測に関する技術開発においては、中性子線量当量率測定器の標準校正と中レベル照射装置の線量率分布の調査を行った。

中性子線量当量率測定器として使用している円筒型パラフィン減速材付  $\text{BF}_3$  比例計算管、原研型レムカウンタおよび Studsvik 製中性子線量当量率計について、電子技術総合研究所の 3 MeV のファン・デ・グラーフを用い、標準校正した。その結果、80 ~ 5,000 keV のエネルギー範囲で、線量当量当りの計算は  $\pm 30\%$  の精度で測定できることを明らかにした。

中レベル照射装置は、3種類の線源を格納し、選択的に照射可能な装置で、収納能力は  $^{60}\text{Co}$  換算で最大 200 Ci、線量率は最大 100 R/h である。照射角度を  $17^\circ$  にしたときの空間線量率分布について、一回散乱計算コード G-33 による計算結果と実測値を比較した結果、両者はほぼ一致した。 $^{60}\text{Co}$  7 Ci を用いたときの 1 m の距離における線量率は 7.5 R/h、照射野の有効直径は 20 cm であった。(沼宮内)

#### 2.4.2 中性子線量当量率測定器の標準校正

1978年8月3日から11日までの間に電子技術総合研究所において、線量計測課で用いている中性子線量当量率測定のための基準測定器の校正を行った。校正した測定器は、各種厚さの円筒形パラフィン減速材付の  $\text{BF}_3$  比例計数管、原研型レムカウンタおよび Studsvik 製中性子線量当量率計であった。標準中性子線場は、3 MeV ファン・デ・グラーフにより発生させた単色速中性子線場であって、その中性子束密度は絶対測定によって決定され国際相互比較が行われたものである。校正は、感度が値付けされた電総研のロングカウンタ（減速材ルサイト）の計数率と上記の測定器の計数率を比較して行った。測定器に入る散乱線の差引は、シャドウ・コーン（ターゲット付近に配置して、測定器検出部に入る立体角内を遮蔽する無水ホウ酸含有パラフィン）を主とす

Table 2.4.2-1 Sensitivity of paraffin moderated BF<sub>3</sub> proportional counter as a function of neutron energy

unit: [counts/(n·cm<sup>2</sup>)]

Moderator thickness Neutron energy (keV)	1 cm	3.5 cm	4.5 cm	6.5 cm	8.5 cm
80	0.023±0.003	0.24±0.02	0.36±0.03	0.29±0.03	0.19±0.02
250	0.015±0.002	0.25±0.02	0.40±0.03	0.36±0.02	0.28±0.02
565	0.0086±0.0009	0.17±0.01	0.33±0.02	0.34±0.02	0.29±0.02
1209	0.0036±0.0004	0.120±0.008	0.24±0.02	0.29±0.02	0.32±0.02
5000	0.0015±0.0003	0.054±0.005	0.124±0.010	0.20±0.02	0.26±0.02

Table 2.4.2-2 Sensitivity of Studsvik 2202D type neutron dose rate meter as a function of neutron energy

Neutron energy (keV)	Incident angle in respect to detector tube axis (°)	Sensitivity [counts/(n·cm <sup>2</sup> )]	Accuracy (%)
80	0	0.0878	±11
250	0	0.193	± 8
565	0	0.246	± 7
1209	0	0.316	± 7
5000	0	0.367	± 8
80	90	0.0891	±11
250	90	0.190	± 8
565	90	0.255	± 7
1209	90	0.351	± 7
5000	90	0.403	± 8

Manufacturer's serial number: 7037

る円錐形器具)によって行った。Table 2.4.2-1に種々のパラフィン減速材厚さの場合の感度測定(校正)結果を示す。この結果は、中性子線を検出器BF<sub>3</sub>計数管の軸に関し直角方向から入射させた場合である。平行方向から入射した場合の感度は、大幅に前者と異なっていることがわかった。

Table 2.4.2-2は、Studsvik製2202D型中性子線量当量率計についての感度測定結果である。ICRP Pub. 21の中性子線量換算係数を用いて計算してみると、80~5,000 keVの中性子エネルギー範囲で、線量当量率当りの計数率は、土約30%の範囲内に収まっている。(須賀)

### 2.4.3 中レベル照射装置の線量率分布

中レベル照射装置は、3個の線源を同時に格納し選択照射が可能な構造である。線源格納能力は<sup>60</sup>Co換算最大200 Ciであり、100 R/h程度までの測定器の校正が可能である。装置を照射実験室に設置し、<sup>60</sup>Co線源7 Ciを実装した。管理区域外への漏洩放射線を防止するため、照射角度を17°に限定した。実働に先だち、装置の漏洩放射線および照射時における線量率分布を測定した。格納容器の遮蔽能力は設計どおりであった。照射時における線量率分布について、G-33コードで計算した値と実測値を比較した。その結果、管理区域境界における線量率分布は計算値と実測値とがほぼ同じ値を示し最大0.2 mR/hであった。管理区域内においては両者の間に多少差を生じたが、これは装置の構造が計算時と異なるためである。利用線すい方向の線量分布は、当初計画したものとほぼ同じ結果を得た。水平、垂直方向ともほぼ同じであり、1 mの距離における線量率は7.5 R/h、有効直径は約20 cmであった。(Fig. 2.4.3-1) (上沢)

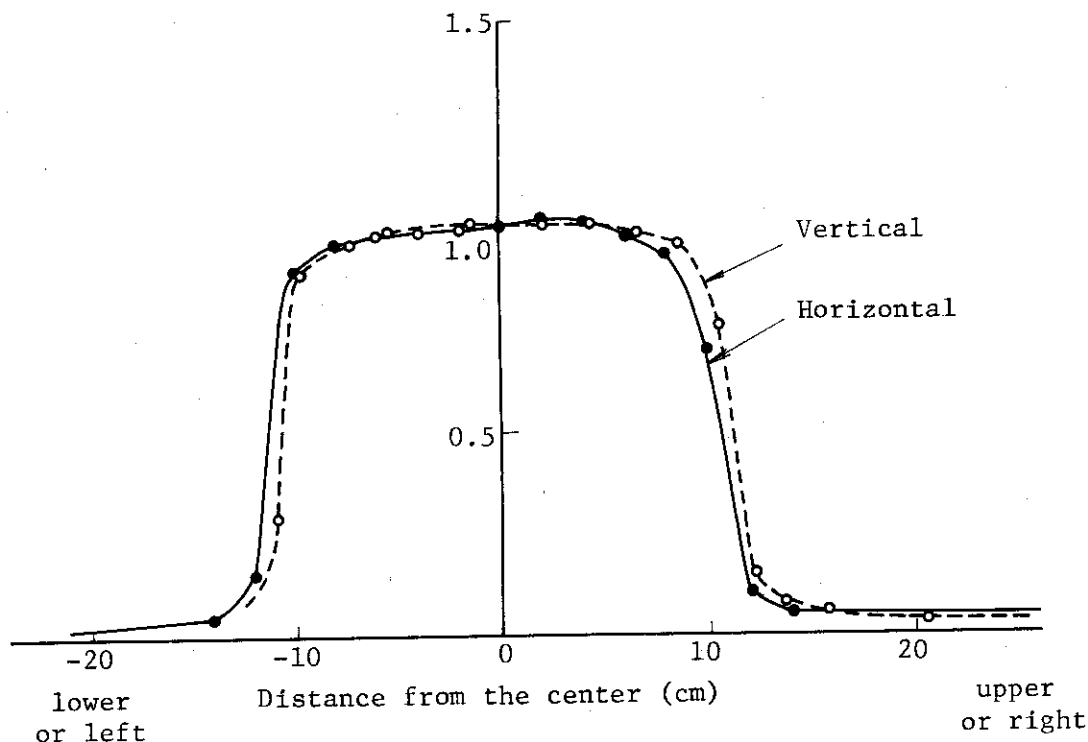


Fig. 2.4.3-1 Relative intensity of  $\gamma$ -ray from irradiation device measured at 1 m from <sup>60</sup>Co source.

## 2.5 放射性廃棄物の処理および汚染除去

### Waste Management and Decontamination

In Tokai Research Establishment:

- (1) Concerning the exploratory sea dumping of monolithic cement packages, the requirements of volume reduction of the packages were studied, and a package quality control measurement system was improved.
- (2) For treatment of organic liquid wastes, test incineration was carried out with an experimental incinerator and the solidification of incombustible waste oils with cement was studied.
- (3) To improve the evaporation of liquid wastes transferred from outside organizations, qualities of such wastes were examined.
- (4) Properties of spent ion-exchange resins long stored were studied to obtain the data for treatment.
- (5) For laundry, decontamination effects of detergents on the different treatments of polyester textiles and on contaminants were studied.

In Oarai Research Establishment, the following works were done:

- (1) Test operation of newly installed facilities: vapor compression forced circulation evaporator,  $\alpha$ -hall,  $\alpha$ -incinerator.
- (2) Facilities completed: chemical decontamination equipment, draft system for abrasive blasting decontamination, focus-irradiation type ultrasonic decontamination equipment, waste packages storage yard II.
- (3) Improvement, test, etc.: bituminization of incinerator ash, radioactivity leaching test of solid waste concrete packages, secular changes of membrane efficiency in reverse osmosis treatment of laundry waste.

#### 2.5.1 概 要

東海研究所では、セメント均一固化体の試験的海洋処分に関して、前年度に引続き固化体の減容条件を調べ、また品質管理測定系の集中効率化を図った。有機廃液の処理技術開発の一環として、その試験焼却炉による処理条件と難燃性廃油のセメント固化条件を調べた。所外から搬入された廃液の蒸発処理法改善のため、その性状調査を行った。また使用済イオン交換樹脂の処理条件の検討資料とするため、長期貯蔵した樹脂の物性調査を行った。衣料の除染に関しては、前年度に引続き衣料表面加工と汚染核種の相違による除染効果を調べた。(亀井)

大洗研究所においては、前年度に引続き第Ⅱ期計画施設の建設および除染施設の内装機器の整備ならびに完成した施設の試験運転を行い、特性の把握など今後の本格稼動に必要なデータを集積した。その主なものは次のとおりである。

- (1) 施設の試験運転：a) 蒸気圧縮強制循環型蒸発装置，b)  $\alpha$ ホール，c)  $\alpha$ 焼却装置

- (2) 施設の建設：a) 化学除染装置，b) 除染用特殊ドラフト設備，c) 高出力超音波除染装置，d) 固体集積保管場Ⅱ
- (3) 固化方法の改善，固化体の健全性テストその他：a) 焼却灰のビチューメン固化，b) 多重構造固化体浸出試験，c) 洗濯廃液処理における逆浸透膜の処理性能の経時変化。

(三戸)

### 2.5.2 海洋処分用セメント固化体の製作と品質管理方法の改良

東海研廃棄物処理場においては，試験的海洋処分用セメント固化体を作製しており，その作製および品質管理の概要については昨年度に報告したとおりである。<sup>1)</sup>

1978年度は，従来の製作および品質管理の方法について，廃棄物の減容および品質管理の能率化の観点から検討し，一部を試験的に実施したので，その内容を述べる。

#### (1) 減容

従来のセメント固化体の配合比は，廃液1に対してセメント2.4，川砂5.1であり，骨材の使用量が比較的多いために，1固化体あたりの固化廃液を少量にしなけりならなかつた。骨材を多量に用いた理由は，ミキサーでの混練りが良好になるので均質な固化体を得られること，および固化体の養生中にひび割れを生じないことである。

そこで，骨材の使用量をできる限り減らし，かつ均質な固化体を得る実験を繰り返した結果，セメントと廃液のミキサーへの投入速度を調節すれば，特に骨材を使用しなくても，混練りが良好に行われることが明らかになった。すなわち，ミキサー内の廃液・セメント比を一定に保ちながら，混練りすることにより，攪拌が十分に行われ，均質なセメントミルクを得ることができた。そこで，固化装置の運転モードをFig.2.5.2-1に示すように変更し，一方ではセメントミルクのドラム缶への充填量を従来より多くなるように設備を改造した結果，減容度を従来の2.4倍に向上させることができた。

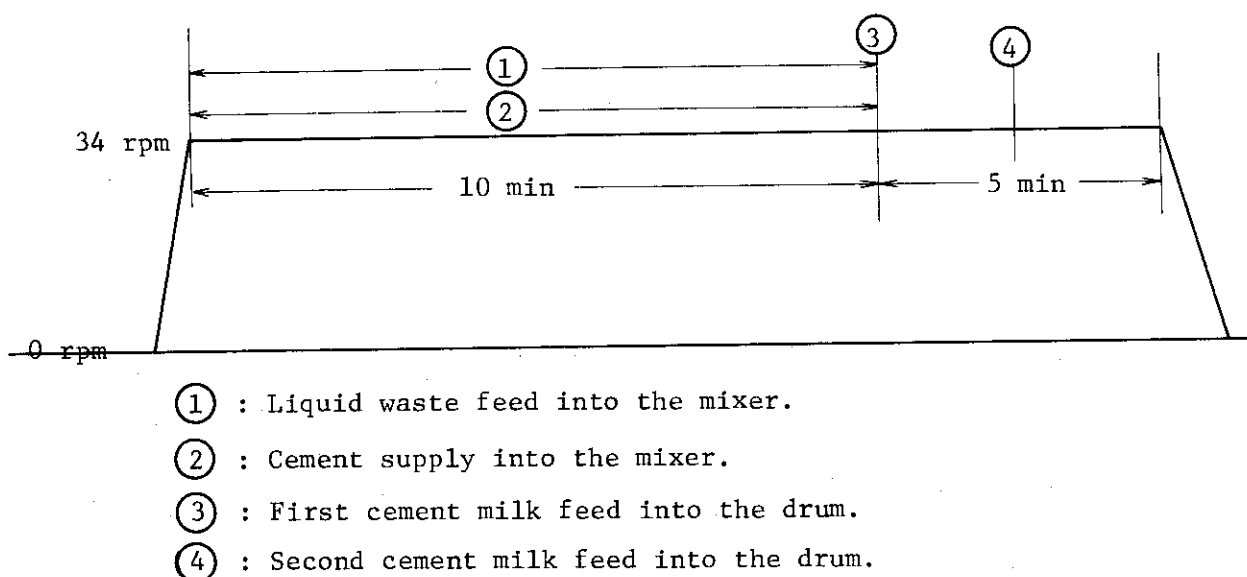


Fig. 2.5.2-1 Operation mode of cement mixer.

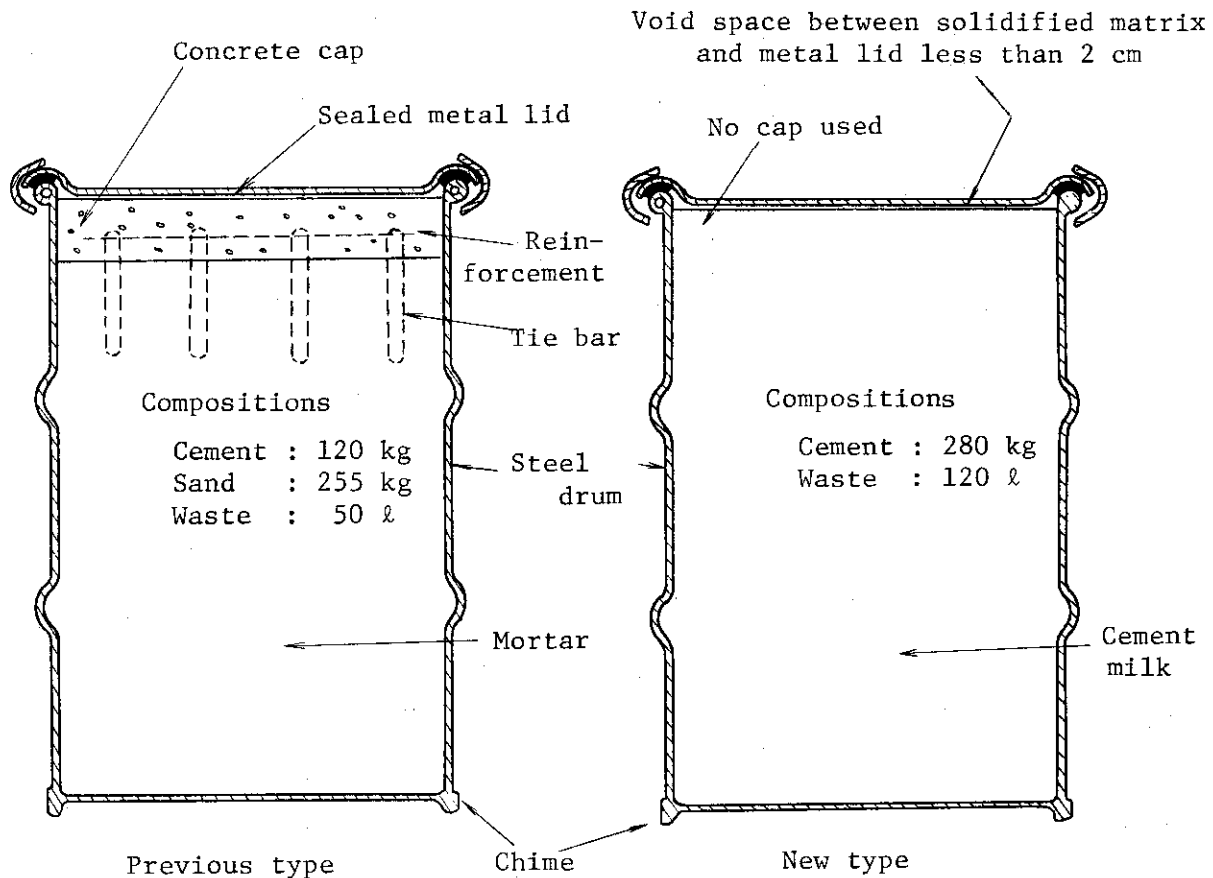


Fig. 2.5.2-2 Difference between previous type of package and new type of package.

次に、養生中に発生するひび割れに対しては、ドラム缶の天ぶたを完全に締め、密封養生を行うことによって、防止できることが明らかになった。すなわち、水和熱によって、ドラム缶から廃液が蒸発することを防止することにより、固化体全体の廃液・セメント比が一定に保たれ、局所的な収縮が抑制されるので、ひび割れが防止できた。これらの条件によって作製したセメント固化体の形態を Fig. 2.5.2-2 に示す。

(2) 品質管理方法の改良

ここでは、固化体の品質管理について述べる。

従来、固化体の重量、放射線量率および表面汚染などの測定は別々の作業日に実施せざるを得なかったため、能率が悪く測定値の精度も作業者によって変ることがあった。そこで、測定値はデジタル表示するとともに、各固化体の測定位置、測定時間を一定になるような測定器を備えた。

また、測定は流れ作業でできるように測定器を配置し、放射線量率と超音波伝播速度は同時に測定できるようにした。この測定系を Fig. 2.5.2-3 に示す。これにより、固化体の重量、放射線量率（固化体の上部、下部、側面および 1m 離れた位置の 4 点）、超音波伝播速度（固化体の上中下について各 2 点）および表面汚染（スミヤ採取のみ）の全項目の測定が固化体 1 本あたり約 3.5 分で可能になった。また、作業者による測定精度の差異はなくなった。



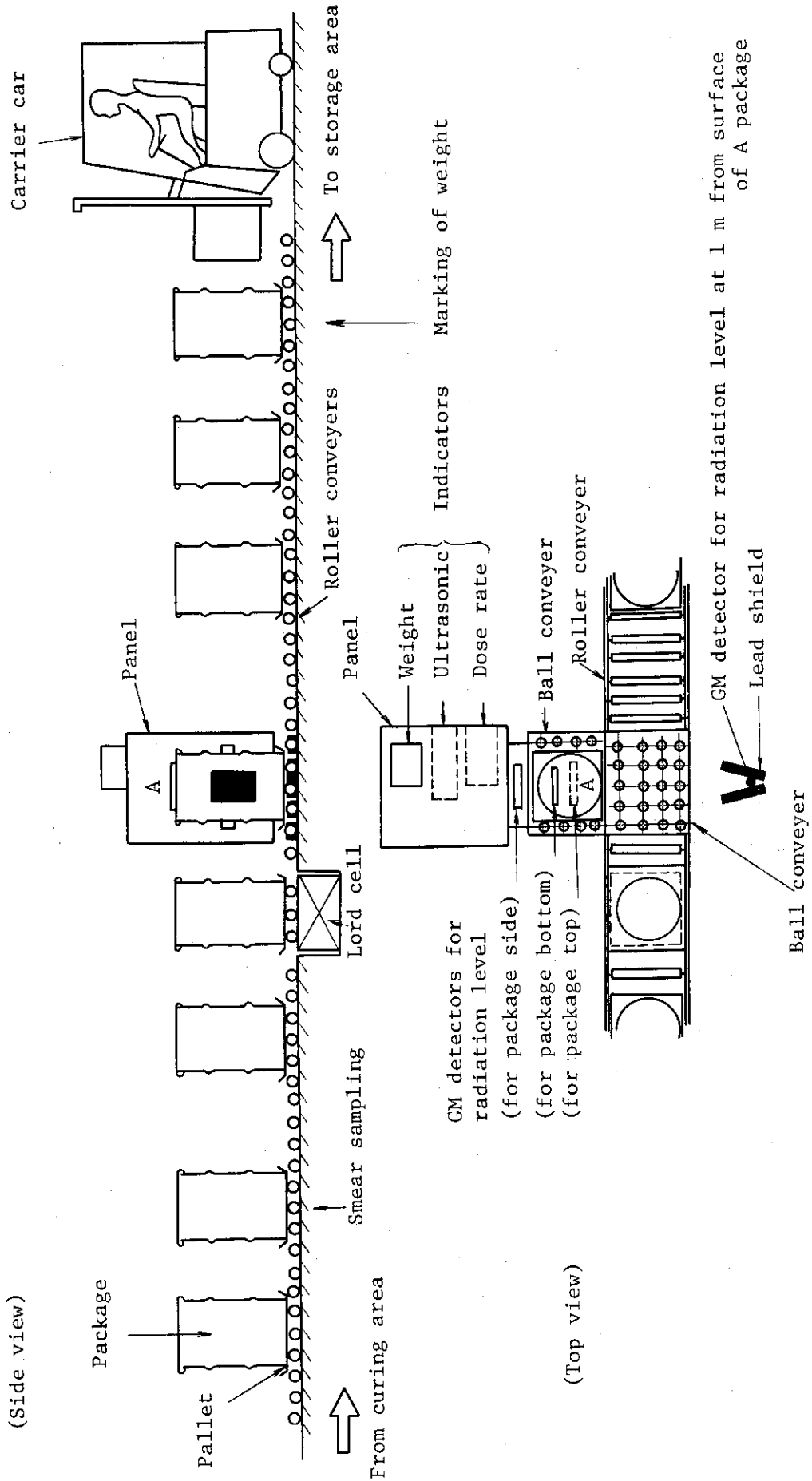


Fig. 2.5.2-3 Arrangement of apparatus for measuring weight, dose rate, ultrasonic transfer velocity, etc.

なお、超音波伝播速度の測定は、固化体の圧縮強度を非破壊検査するために行われているものである。<sup>2)</sup> (服部)

### 参考文献

- 1) JAERI-M 7979, 保健物理と安全管理・No. 20, 176~180 (1979)
- 2) 同上, 182~185 (1979)

### 2.5.3 実験用有機廃液焼却炉の製作と焼却試験

有機廃液については、従来、特別な処理がなされないまま各発生元および廃棄物処理場に保管されている状況にあった。しかし最近、保管量も増大してきたので何らかの減容処理が必要となった。そこで、実験用有機廃液焼却炉を製作し、比較的多量に発生する廃油および液体シンチレータ廃液を選んで焼却処理を試みた。

#### (1) 実験用有機廃液焼却炉の製作

本焼却炉については、試験的なものであるため、できる限り手近な材料を用いて製作した。Fig. 2.5.3-1に全体の構成を示す。設計上、考慮した点は次のとおりである。

- (a) 排気中の放射性物質をできる限り除去すること。
- (b) 排気冷却水ミストの発生をできる限り少なくすること。
- (c) 排気フィルターの水分からの保護を十分に行うこと。

炉本体は、耐火レンガを積み、燃焼を良好に保つため中央部に円筒状金網を有する構造となっている。

なお、バーナは一箇所空気噴出式のものを使用した。材料は、機器類を普通鋼、排気ダクトをワイヤ入りビニールホースとした。排気系は、低レベル廃液処理建家の排気ダクトに接続し、中間に排気ファンと排気フィルター（プレフィルターと高性能フィルター）を入れた。炉の排風量は約 $3\text{ m}^3/\text{min}$ である。また、熱電対式温度計（アルメルークロメル）を炉本体に取り付けた。

#### (2) 焼却試験

##### (a) 廃油の処理能力

廃油については、助燃材としてケロシンを用いた。廃油とケロシンの各混合液に対する燃焼所要時間、処理能力および炉内温度をTable 2.5.3-1に示す。ケロシンの含有率20%のときが最も高い処理能力を示した。炉内温度は、40%のときが最も高かった。廃油のみを焼却したときは途中で消火し、火勢も劣るので、助燃材無しでの廃油焼却は不可能であることが確認できた。

##### (b) 液シン廃液の処理能力

液シン廃液は助燃材として使用できるので、これを助燃材とし、廃油との各混合比に対する燃焼所要時間、処理能力および炉内温度をTable 2.5.3-1に示す。液シン廃液のみ焼却したときが最も処理能力が高く、炉内温度も最高であった。しかし、炎が赤色となり温度調整が困難であった。液シン廃液と廃油との混合物は、液シン廃液含有率60%のときが最も処理能力が高く、燃焼も良好であった。

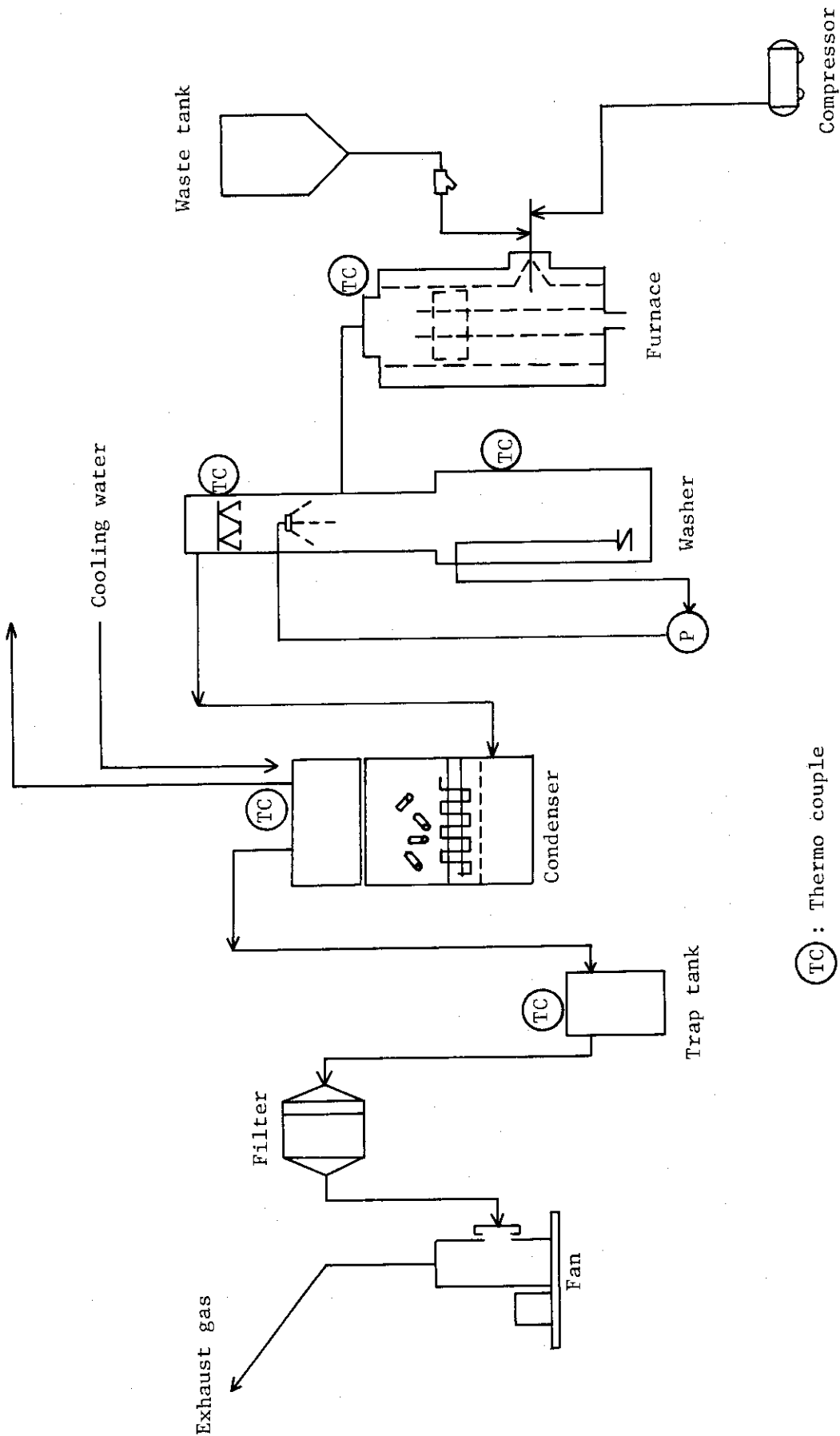


Fig. 2.5.3-1 Flow diagram of test incinerator for organic liquid wastes.

Table 2.5.3-1 Burning capacity of test incinerator for organic liquid wastes

Waste fluid (ml)		Burning time (min)	Burning capacity (l/h)	Temperature in furnace (°C) (max)
Kerosene	Waste oil			
0	1000	*	-	-
200	800	40.7	1.2	650
400	600	37.2	0.97	670
600	400	26.1	0.92	650
800	200	20.6	0.58	590

\* Flame faded away.

Waste (ml)		Burning time (min)	Burning capacity (l/h)		Temperature in furnace (°C) (max)
WLS	Waste oil		WLS	Waste oil+WLS	
800	0	9.5	5.1	5.1	800
640	160	13.5	2.8	3.6	540
480	320	13.3	2.2	3.6	630
320	480	15.1	1.3	3.2	650
160	640	19.7	0.5	2.4	615

WLS: Waste of liquid scintillator.

## (c) 放射性物質の挙動

焼却時における放射性物質は、炉内に付着するもの、冷却水によって除去されるもの、排気フィルターに捕集されるものおよび大気に放出されるものに分けられる。ここでは、放射性物質のそれぞれの箇所に留まる割合を求めることによって、本焼却炉の放射性物質除去効率を測定した結果、次のことが明らかになった。廃油焼却時には、 $^{60}\text{Co}$ は炉壁に付着するものが比較的多い。すなわち、廃油焼却時に $^{60}\text{Co}$ は60%~70%炉体内に、約10%冷却水に留まり、残りの20%~30%が排気フィルターに捕集されるか、一部は大気に放出されるとして評価できる。 $^{137}\text{Cs}$ については、 $^{60}\text{Co}$ に比較して捕集率が小さく、炉壁に付着するもの約10%、冷却水に留まるもの約7%程度として評価できる。したがって、 $^{137}\text{Cs}$ は $^{60}\text{Co}$ に比較してガスに同伴され易い。次に、液シン廃液中の $^3\text{H}$ は40%~50%が冷却水に溶解し、残りは大気に放出されるとして評価できる。 $^{14}\text{C}$ は $^3\text{H}$ に比較して捕集率が小さく、冷却水に留まるのはわずかに1%程度である。

実用化するためには、捕集率を向上させるための排ガス冷却システムを改善する必要がある。このことにより本格的な有機廃液処理が可能になると考えられる。 (小松, 宇佐美)

### 2.5.4 難燃性廃油のセメント固化試験

東海研究所廃棄物処理場に保管されている有機廃液のうち可燃性のものについては、一部試験的に焼却処理が行われている。しかし、弗素オイル (Polytrifluoroethylene) などの難燃性の廃油が約 400 ㍓未処理のまま保管されており、この種の廃油は高温では分解し空気あるいは酸素の存在下で種々の不飽和化合物、フッ酸、塩酸、ホスゲンなどに変るため焼却処理を行う場合には、装置の腐食、有毒ガス対策が必要で、既設の焼却炉での焼却処理は事実上不可能である。

弗素オイルはきわめて優れた熱的、化学的特性を有するため再処理特研、ウラン濃縮特研などで真空ポンプの潤滑油等として不可欠のものとなっており、廃棄物組成は弗素オイルとトリクレソンの混合物になっている。今後もこの種の難燃性廃油の発生が予想される。

以上のことから、廃棄物として搬入された弗素オイルのセメント固化試験を実施した。弗素オイルはセメントと直接混練しても固化しないので、はじめにバーミキュライトに吸着させ、それをセメントと水で固化する方法で試験した。

#### (1) バーミキュライトの吸油性の試験

ガラス瓶に 50 g のバーミキュライト (福島産新生ひるいし) を充填し、これに弗素オイルを注入した。室温で一定時間 (0.5 ~ 24 h) 間隔をおいてバーミキュライトを取出し、秤量した。時間経過に対するバーミキュライト 50 g あたりの吸油量を Fig. 2.5.4-1 に示す。

#### (2) セメント固化試験

弗素オイルの固化にあたっては、各吸着量比のバーミキュライトをセメントミルクと混合攪拌した。この場合のセメント、バーミキュライト比は 10 とし、セメントミルクの水、セメント比 (W/C) は 0.5 とした。これらの条件はあらかじめ試験練りによって定めたものである。この混練り物から 3 本の供試体 (10 cm  $\phi$   $\times$  20 cm) を作製し、28 日間大気中で養生後、圧縮強度試験機を用いて、一軸圧縮強度の測定を行った。Fig. 2.5.4-2 に一軸圧縮強度の測定結果を示す。

#### (3) 考 察

バーミキュライトの吸油性の試験結果によると、バーミキュライトの最大吸油量は、24 hr の浸漬で約 5 (弗素オイル/バーミキュライト重量比) であることが明らかになった。このバーミキュライトをセメントミルクと混合攪拌したものの 28 日間養生後における一軸圧縮強度は最大で約 80 kg/cm<sup>2</sup> (オイル吸着比 2) でありオイルの最大吸着量のときは、約 60 kg/cm<sup>2</sup> であることが明らかになった。

(藤崎)

### 参考文献

- 1) E.A. Merzhad ; Nuclear Technology 32, 53~59 (1977)

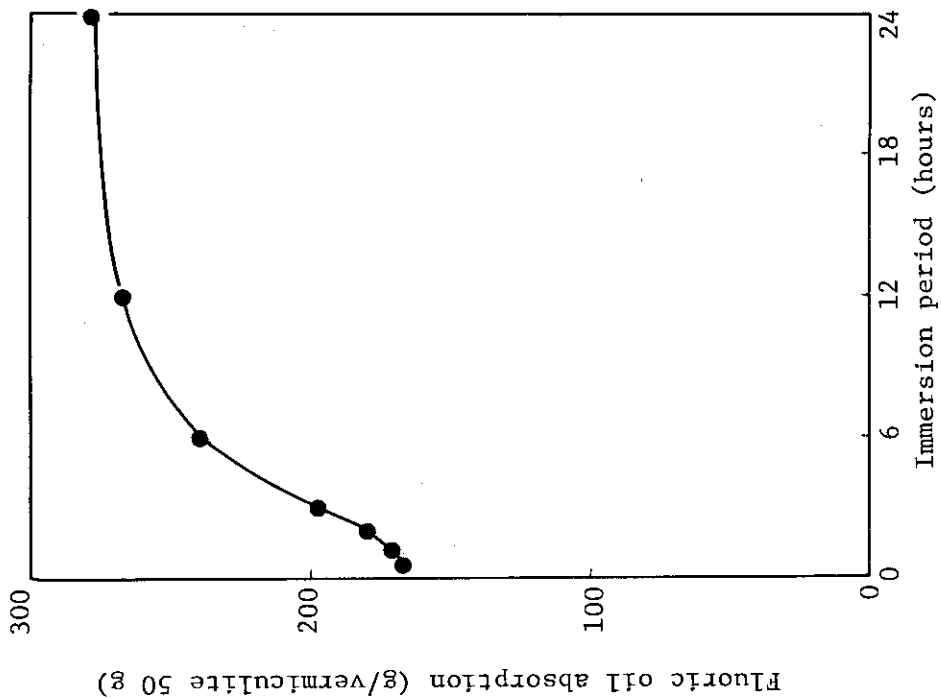


Fig. 2.5.4-1 Fluoric oil absorption of vermiculite.

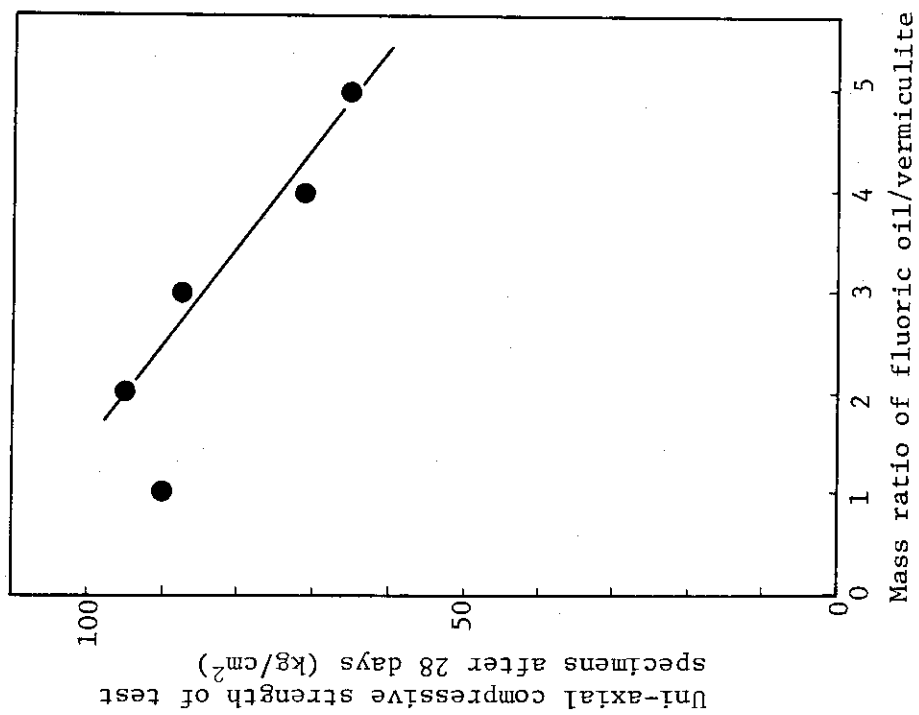


Fig. 2.5.4-2 Uni-axial compressive strength of fluoric oil solidified with cement milk.

### 2.5.5 日本ラジオアイソトープ協会から搬入された無機液体廃棄物の性状調査

日本アイソトープ協会 (JRIA) から搬入される無機液体廃棄物は、中レベル蒸発処理装置によって蒸発処理されている。しかし、蒸発処理に不適当な廃液が搬入されたときには直接セメント固化処理されている。そこで、処理方法を決定するための廃液の性状調査が、搬入バッチごとに実施されている。ここでは、1978年度に搬入された無機液体廃棄物の性状調査の方法および結果について述べる。

#### (1) 調査方法

性状調査の項目およびその方法は次の通りである。なお、この廃液は pH 調整後のものである。

pH : 100 cm<sup>3</sup> を採取し卓上型 pH メータ (HM-6A) で測定。

導電率 : 100 cm<sup>3</sup> を採取し卓上型導電率メータ (CM-6A) で測定。

蒸発残渣 : 10 cm<sup>3</sup> を蒸発皿に採取し、赤外線ランプで蒸発させ前後の重量を化学天秤で測定。

放射能濃度 :  $\beta(\gamma)$  は 10 cm<sup>3</sup> を採取し、赤外線ランプで乾固した後 GM 計数管で測定。

<sup>3</sup>H・<sup>14</sup>C は 0.1 cm<sup>3</sup> を採取し、液体シンチレーション・カウンタで測定。

$\gamma$  線スペクトル : 100 cm<sup>3</sup> を採取し、NaI (TL) スペクトルメータで測定。

ゴム片の硬度差 : ゴム片 (50 × 30 × 5<sup>1</sup> mm) を 10 日間以上廃液中へ浸し、前後の硬度をゴム硬度計で測定。これは中レベル蒸発処理装置の供給タンクの内部がゴムライニングされているため、当該廃液によるゴムの劣化の程度をチェックするためである。

#### (2) 調査結果

調査結果を Table 2.5.5-1 に示す。

全般的に導電率、蒸発残渣が比較的高かった。このことは、高塩濃度のため、蒸発処理における減容が大きくなることを示している。

放射能濃度は <sup>3</sup>H・<sup>14</sup>C が高かった。主要な  $\gamma$  線放出核種は <sup>60</sup>Co・<sup>137</sup>Cs であるが、<sup>65</sup>Zn・<sup>59</sup>Fe・<sup>134</sup>Cs・<sup>152</sup>Eu - <sup>154</sup>Eu 等も含まれていた。

ゴム片の硬度差が 10 (80 g) 以上のものが全搬入量の約 30% をしめた。これらの廃液および <sup>3</sup>H 濃度の比較的高い廃液は、直接セメント固化した。 (二ツ川)

Table 2.5.5 - 1 Qualities of liquid radioactive waste from Japan Radioisotope Association

Batch No	Volume m <sup>3</sup>	treatment	pH	Conductivity $\mu S/cm$	Residue ppm	Rubber Hardness Loss	Radioactivity $\mu Ci/cm^3$			Nuclides (7)
							$\beta$ ( $\tau$ )	<sup>3</sup> H	<sup>14</sup> C	
1-1	0.45	S	6.9	$6.4 \times 10^4$	$7.5 \times 10^4$	3	$8.1 \times 10^{-4}$	2.2	$1.2 \times 10^{-3}$	<sup>60</sup> Co, <sup>137</sup> Cs
1-2	0.4	E	7.6	$8.6 \times 10^4$	$1.2 \times 10^5$	2	$9.8 \times 10^{-5}$	$9.3 \times 10^{-2}$	$6.4 \times 10^{-4}$	<sup>60</sup> Co, <sup>137</sup> Cs
1-3	0.4	S	7.8	$2.1 \times 10^4$	$4.4 \times 10^4$	51	$3.6 \times 10^{-4}$	$8.9 \times 10^{-1}$	$4.3 \times 10^{-3}$	<sup>22</sup> Na, <sup>137</sup> Cs
1-4	0.375	S	7.8	$2.6 \times 10^4$	$6.1 \times 10^4$	19	$2.3 \times 10^{-4}$	$1.1 \times 10^{-1}$	$9.8 \times 10^{-4}$	<sup>22</sup> Na, <sup>60</sup> Co, <sup>137</sup> Cs
1-5	0.4	E	7.6	$1.6 \times 10^4$	$2.9 \times 10^4$	8	$2.0 \times 10^{-4}$	$4.3 \times 10^{-2}$	$2.2 \times 10^{-3}$	-
1-6	0.3	S	7.6	$1.3 \times 10^4$	$3.3 \times 10^4$	15	$1.3 \times 10^{-4}$	$3.5 \times 10^{-2}$	$1.2 \times 10^{-3}$	-
1-7	0.3	S	7.7	$1.0 \times 10^4$	$1.8 \times 10^4$	13	$2.7 \times 10^{-4}$	$3.2 \times 10^{-2}$	$1.3 \times 10^{-3}$	<sup>22</sup> Na
2-1	0.4	E	7.3	$1.3 \times 10^4$	$1.9 \times 10^4$	-	$1.7 \times 10^{-4}$	$1.3 \times 10^{-1}$	$1.5 \times 10^{-3}$	<sup>65</sup> Zn
2-2	0.35	E	8.0	$2.8 \times 10^4$	$3.3 \times 10^4$	-	$1.8 \times 10^{-4}$	$7.1 \times 10^{-1}$	$4.1 \times 10^{-3}$	<sup>65</sup> Zn, <sup>60</sup> Co, <sup>137</sup> Cs
2-3	0.35	E	7.5	$3.0 \times 10^4$	$4.4 \times 10^4$	3	$2.2 \times 10^{-4}$	$4.8 \times 10^{-2}$	$3.5 \times 10^{-3}$	<sup>58</sup> Co, <sup>60</sup> Co, <sup>137</sup> Cs
2-4	0.375	E	7.1	$2.1 \times 10^4$	$1.9 \times 10^4$	1	$8.3 \times 10^{-4}$	$1.6 \times 10^{-1}$	$1.4 \times 10^{-3}$	<sup>57</sup> Co, <sup>60</sup> Co, <sup>137</sup> Cs
2-5	0.325	S	7.7*	$5.2 \times 10^4$	$6.7 \times 10^4$	-	$1.8 \times 10^{-4}$	1.3	$5.4 \times 10^{-3}$	<sup>58</sup> Co, <sup>59</sup> Fe, <sup>60</sup> Co, <sup>137</sup> Cs
2-6	0.4	E	7.2	$1.8 \times 10^4$	$2.3 \times 10^4$	-	$1.0 \times 10^{-4}$	$8.8 \times 10^{-2}$	$1.2 \times 10^{-3}$	<sup>75</sup> Se, <sup>65</sup> Zn, <sup>137</sup> Cs, <sup>152</sup> Eu
2-7	0.375	S	7.7	$1.2 \times 10^4$	$3.3 \times 10^4$	11	$2.0 \times 10^{-4}$	$1.8 \times 10^{-1}$	$2.4 \times 10^{-3}$	<sup>22</sup> Na, <sup>60</sup> Co
3-1	0.4	E	7.7	$7.4 \times 10^3$	$1.1 \times 10^4$	-	$9.6 \times 10^{-5}$	$3.1 \times 10^{-2}$	$8.2 \times 10^{-4}$	<sup>51</sup> Cr, <sup>137</sup> Cs
3-2	0.35	E	7.8	$1.7 \times 10^4$	$2.2 \times 10^4$	-	$4.3 \times 10^{-5}$	$2.6 \times 10^{-2}$	$4.3 \times 10^{-4}$	<sup>51</sup> Cr
3-3	0.375	E	7.4	$1.3 \times 10^4$	$1.8 \times 10^4$	-	$1.8 \times 10^{-4}$	$6.3 \times 10^{-2}$	$1.3 \times 10^{-3}$	<sup>60</sup> Co, <sup>137</sup> Cs
3-4	0.4	E	7.8	$2.0 \times 10^4$	$2.5 \times 10^4$	-	$1.4 \times 10^{-3}$	$2.2 \times 10^{-2}$	$1.6 \times 10^{-3}$	<sup>58</sup> Co, <sup>60</sup> Co, <sup>137</sup> Cs
3-5	0.4	E	7.6	$2.1 \times 10^4$	$2.3 \times 10^4$	2	$2.9 \times 10^{-4}$	$2.6 \times 10^{-2}$	$8.8 \times 10^{-4}$	<sup>60</sup> Co, <sup>125</sup> Sb, <sup>137</sup> Cs, <sup>152</sup> Eu
3-6	0.275	E	7.7	$1.5 \times 10^4$	$2.3 \times 10^4$	-	$6.0 \times 10^{-4}$	$3.3 \times 10^{-2}$	$3.0 \times 10^{-3}$	<sup>60</sup> Co, <sup>137</sup> Cs, <sup>152</sup> Eu, <sup>154</sup> Eu
3-7	0.4	E	8.0	$2.1 \times 10^4$	$3.1 \times 10^4$	3	$3.4 \times 10^{-4}$	$4.7 \times 10^{-2}$	$1.9 \times 10^{-3}$	<sup>60</sup> Co, <sup>75</sup> Se, <sup>137</sup> Cs, <sup>152</sup> Eu
3-8	0.4	S	7.2	$2.0 \times 10^4$	$2.9 \times 10^4$	10	$1.3 \times 10^{-4}$	$1.2 \times 10^{-1}$	$1.9 \times 10^{-3}$	<sup>60</sup> Co, <sup>75</sup> Se, <sup>137</sup> Cs, <sup>152</sup> Eu
3-9	0.425	E	7.5	$1.6 \times 10^4$	$1.5 \times 10^4$	1	$2.9 \times 10^{-3}$	$9.2 \times 10^{-2}$	$2.6 \times 10^{-2}$	<sup>57</sup> Co, <sup>75</sup> Se
3-10	0.3	S	7.4	$1.6 \times 10^4$	$2.0 \times 10^4$	21	$1.2 \times 10^{-3}$	$1.1 \times 10^{-1}$	$1.1 \times 10^{-2}$	<sup>57</sup> Co, <sup>60</sup> Co, <sup>75</sup> Se, <sup>137</sup> Cs
4-1	0.425	E	7.3	$5.1 \times 10^3$	$1.2 \times 10^4$	-	$1.2 \times 10^{-4}$	$1.5 \times 10^{-2}$	$2.0 \times 10^{-3}$	<sup>22</sup> Na, <sup>58</sup> Co, <sup>59</sup> Fe, <sup>75</sup> Se
4-2	0.425	E	7.5	$1.3 \times 10^4$	$1.2 \times 10^4$	-	$1.8 \times 10^{-4}$	$5.4 \times 10^{-2}$	$2.1 \times 10^{-3}$	<sup>59</sup> Fe, <sup>58</sup> Co, <sup>60</sup> Co, <sup>125</sup> Sb, <sup>137</sup> Cs
4-3	0.45	E	7.3	$1.0 \times 10^4$	$1.6 \times 10^4$	-	$3.5 \times 10^{-3}$	$1.3 \times 10^{-1}$	$1.3 \times 10^{-1}$	<sup>58</sup> Co, <sup>60</sup> Co, <sup>65</sup> Zn, <sup>125</sup> Sb, <sup>137</sup> Cs
4-4	0.375	E	7.0	$1.7 \times 10^4$	$1.9 \times 10^4$	-	$1.5 \times 10^{-3}$	$6.9 \times 10^{-2}$	$3.8 \times 10^{-3}$	<sup>22</sup> Na, <sup>59</sup> Fe, <sup>58</sup> Co, <sup>75</sup> Se, <sup>137</sup> Cs
4-5	0.375	S	9.4	$3.8 \times 10^4$	$4.7 \times 10^4$	12	$3.6 \times 10^{-4}$	$5.9 \times 10^{-2}$	$8.5 \times 10^{-3}$	<sup>22</sup> Na, <sup>51</sup> Cr, <sup>58</sup> Co, <sup>59</sup> Fe, <sup>75</sup> Se, <sup>137</sup> Cs
4-6	0.425	E	7.4	$2.3 \times 10^4$	$2.4 \times 10^4$	1	$2.3 \times 10^{-3}$	$1.2 \times 10^{-1}$	$6.5 \times 10^{-2}$	<sup>22</sup> Na, <sup>51</sup> Cr, <sup>137</sup> Cs
4-7	0.325	E	7.0	$2.1 \times 10^4$	$2.4 \times 10^4$	2	$2.2 \times 10^{-3}$	$2.9 \times 10^{-1}$	$1.2 \times 10^{-1}$	<sup>22</sup> Na, <sup>65</sup> Zn, <sup>58</sup> Co, <sup>59</sup> Fe, <sup>137</sup> Cs
4-8	0.375	S	7.3	$5.2 \times 10^4$	$9.1 \times 10^4$	11	$1.5 \times 10^{-4}$	$2.9 \times 10^{-1}$	$3.7 \times 10^{-2}$	<sup>59</sup> Fe, <sup>58</sup> Co, <sup>60</sup> Co, <sup>137</sup> Cs
4-9	0.375	S	9.5	$8.0 \times 10^4$	$2.4 \times 10^5$	12	$1.5 \times 10^{-4}$	$6.2 \times 10^{-2}$	$5.8 \times 10^{-3}$	<sup>60</sup> Co, <sup>75</sup> Se, <sup>134</sup> Cs, <sup>137</sup> Cs
5-1	0.475	E	6.8	$1.2 \times 10^4$	$1.8 \times 10^4$	1	$5.1 \times 10^{-4}$	$4.5 \times 10^{-2}$	$3.6 \times 10^{-3}$	<sup>54</sup> Mn, <sup>57</sup> Co, <sup>59</sup> Fe, <sup>137</sup> Cs
5-2	0.425	S	7.3	$2.1 \times 10^4$	$2.1 \times 10^4$	15	$3.2 \times 10^{-3}$	$6.3 \times 10^{-2}$	$6.9 \times 10^{-3}$	<sup>60</sup> Co, <sup>134</sup> Cs, <sup>137</sup> Cs
5-3	0.425	S	7.0	$2.1 \times 10^4$	$2.5 \times 10^4$	12	$5.0 \times 10^{-4}$	$3.9 \times 10^{-2}$	$5.2 \times 10^{-3}$	<sup>51</sup> Cr, <sup>60</sup> Co, <sup>95</sup> Nb, <sup>137</sup> Cs
5-4	0.4	E	7.3	$1.6 \times 10^4$	$1.7 \times 10^4$	1	$8.3 \times 10^{-4}$	$1.7 \times 10^{-2}$	$1.8 \times 10^{-3}$	<sup>60</sup> Co, <sup>137</sup> Cs
5-5	0.4	E	7.1	$1.5 \times 10^4$	$1.7 \times 10^4$	1	$3.1 \times 10^{-4}$	$3.7 \times 10^{-2}$	$1.3 \times 10^{-3}$	<sup>58</sup> Co, <sup>60</sup> Co, <sup>137</sup> Cs
5-6	0.375	E	7.7	$1.6 \times 10^4$	$2.3 \times 10^4$	2	$6.2 \times 10^{-4}$	$3.2 \times 10^{-2}$	$2.0 \times 10^{-2}$	<sup>60</sup> Co, <sup>137</sup> Cs
5-7	0.325	S	7.6	$1.2 \times 10^4$	$1.8 \times 10^4$	18	$1.3 \times 10^{-4}$	$2.3 \times 10^{-2}$	$3.6 \times 10^{-3}$	<sup>59</sup> Fe, <sup>60</sup> Co, <sup>65</sup> Zn, <sup>137</sup> Cs
5-8	0.35	S	7.4	$6.5 \times 10^4$	$9.2 \times 10^4$	10	$4.4 \times 10^{-4}$	$4.4 \times 10^{-2}$	$2.5 \times 10^{-3}$	<sup>60</sup> Co, <sup>65</sup> Zn, <sup>95</sup> Nb, <sup>137</sup> Cs

treatment E : evaporated  
S : not evaporated (solidified directly)



## 2.5.6 JPDRにおける使用済イオン交換樹脂の長期貯蔵後の物性調査

原子力施設から多量に発生する使用済イオン交換樹脂（以下、使用済樹脂）は、現在処理せずに貯蔵あるいは保管廃棄されている。この樹脂は、いずれは処分のために固化処理などの措置を必要とする。このための基礎資料を得るために、使用済樹脂の長期貯蔵後の物性について調査を行った。

調査対象とした使用済樹脂は、JPDRの脱塩器から発生したもので、1963年から1975年までの間、使用済樹脂タンクに貯蔵され（約11 m<sup>3</sup>）、その後廃棄物容器に詰め替えて保管廃棄されたものである。この樹脂の物性試験項目としては、一般のイオン交換樹脂に行われている粒径分布、破壊強度、顕微鏡観察およびイオン交換容量などをとりあげた。使用済樹脂は、比重分離によりアニオン樹脂とカチオン樹脂に分けて試験に供した。また、使用済樹脂の物性値と比較するために、未使用イオン交換樹脂（以下、新樹脂、アニオン樹脂；ダイヤイオンSA 10 Aおよびカチオン樹脂；ダイヤイオンSK 1 B）についても同様の試験を行った。その結果については、以下に示す。

樹脂の粒径分布については、使用済樹脂では590 μ以上のものがアニオンでは45%およびカチオンでは82%であり、新樹脂と比較してそれぞれの減少割合は49%および5.7%であった。とくに、アニオンは420 μ以下のものが20%もあり、相当細粒化していた。

樹脂の破壊強度については、新樹脂ではアニオンが93～293 gの荷重範囲で破壊し、カチオンが193～693 gとアニオンより高くかつ広い荷重範囲で破壊した。使用済樹脂になると、アニオンが20～50 gのごく小さい荷重範囲で破壊し、著しく強度が低下していたが、一方カチオンでは93～893 gの広い荷重範囲で破壊しており、ほとんど強度の低下がなかった。

樹脂の顕微鏡観察によると、アニオンの使用済樹脂は全部に亀裂が見られたが、カチオンではほとんど亀裂がみられなかった。このことは、アニオンの使用済樹脂の粒径分布における細粒化および破壊強度における強度低下の原因とみることができる。

樹脂のイオン交換容量については、新樹脂ではアニオン1.49 meq./g-Rおよびカチオン2.88 meq./g-Rであり、使用済樹脂になってもかなりの残留イオン交換容量が認められ、アニオンでは58%およびカチオンでは78%の値を示した。

なお、使用済樹脂中の放射性核種については、γ線スペクトル分布によると、<sup>137</sup>Csと<sup>60</sup>Coが検出された。また、その放射能濃度を調べると、アニオンでは<sup>137</sup>Csが非常に低く $1.9 \times 10^{-4}$  μCi/g以下であり、<sup>60</sup>Coでは420 μ以上のものは $(1.2 \sim 1.8) \times 10^{-2}$  μCi/gであるが、420 μ以下のものはこれより1桁高く $1.0 \times 10^{-1}$  μCi/gであった。これは、クラッドが混入しているためと考えられる。一方、カチオンでは、<sup>137</sup>Csは比較的高く420 μ以上のものは $(8.8 \sim 9.8) \times 10^{-3}$  μCi/gであったが、420 μ以下のものはこれより約5倍高かった。<sup>60</sup>Coは粒径による差がなく、 $(1.8 \sim 2.0) \times 10^{-1}$  μCi/gであった。

以上の試験結果をまとめると、次のような結論となる。使用済樹脂は長期間の貯蔵でも化学的安定性が高く、変質は少なく、残留イオン交換能も約50%以上で、とくにカチオン樹脂では80%近くあった。物理的安定性については、カチオン樹脂にはあまり細片化の傾向がなかったが、アニオン樹脂では全部に亀裂があり、約50%が細片化していた。

(加藤清)

2.5.7 ポリエステル布地の表面加工による除染効果

各種布地の汚染除去比較試験の結果<sup>1)</sup>、最も優れた除去効果をもつポリエステル100%の布地を用い、これらに防水、制電、撥水、フラット（防縮、防しわ）およびGP（防汚、吸汗、制電）表面加工を施し、加工方法別による汚染除去効果の比較試験を行った。

汚染試料は、各種表面加工試料に無担体の放射性同位元素（RI）、すなわち、 $^{60}\text{CoCl}_2$ 、 $^{137}\text{CsCl}$  および  $\text{Na}^{51}\text{CrO}_4$  の塩酸酸性（pH 2）水溶液を滴下汚染させ一昼夜室温で自然乾燥させたものである。また本比較試験に用いた汚染除去剤は、イオン交換水および市販中性洗剤（0.5 wt%）の2種である。

各種表面加工汚染試料における  $^{137}\text{Cs}$ 、 $^{60}\text{Co}$  および  $^{51}\text{Cr}$  の3核種による汚染のイオン交換水および中性洗剤による除去効果を Table 2.5.7-1 に示す。

イオン交換水による除去効果は、 $^{137}\text{Cs}$  および  $^{60}\text{Co}$  汚染についてはいずれの表面加工についても  $^{51}\text{Cr}$  汚染に比して高い。このことは  $^{51}\text{Cr}$  汚染の除去の困難性を示している。中性洗剤による除去効果は、イオン交換水による除去効果に比していずれの表面加工方法ともに良い結果を得た。 $^{137}\text{Cs}$  汚染および  $^{60}\text{Co}$  汚染の除去効果については、イオン交換水および中性洗剤ともに各種表面加工試料間の差異は小さく、 $^{51}\text{Cr}$  汚染の除去効果については、各試料間の加工方法による除去効果に有意差が認められる。ポリエステル布地の表面加工方法と除去効果との関係は有意である。すなわち、防水・制電加工したものが除去効果に最も優れており、フラット加工、GP加工したものについては除去効果が低い結果を得た。（讃井）

Table 2.5.7-1 Decontamination effects by surface treatments to polyester textiles

Surface treatment	Nuclide	$^{137}\text{Cs}$				$^{60}\text{Co}$				$^{51}\text{Cr}$			
		Detergent		Synthetic detergent		Water		Synthetic detergent		Water		Synthetic detergent	
		Removal	DF	%	DF	%	DF	%	DF	%	DF	%	DF
Heat set		47.2	97.9	79.5	98.7	27.1	96.3	64.4	98.4	1.83	45.3	2.55	60.9
Temporary antistat		39.0	97.3	93.7	98.9	38.1	97.4	87.1	98.9	1.93	48.2	3.81	73.8
Normal		73.6	98.6	122.5	99.2	30.8	96.8	128.3	99.2	2.08	52.0	3.99	75.0
GP treatment		39.4	97.5	92.8	98.9	65.4	98.5	53.5	98.1	1.60	37.4	2.01	50.2
Water proof		59.6	98.3	118.7	99.2	191.6	99.4	198.4	99.5	2.99	66.6	3.08	67.6
Antistat·water proof		41.0	97.6	134.3	99.3	121.7	99.2	196.2	99.5	4.53	77.2	8.56	88.3
Antistat		54.4	98.2	123.2	99.2	43.0	97.6	94.8	98.9	2.71	63.2	3.50	71.4

参考文献

- 1) JAERI - M 7979, 保健物理と安全管理・No 20, 189 (1979)

2.5.8 スクリューフィーダを用いた焼却灰の移送試験 (コールド試験)

大洗研究所における既設のビチューメン固化装置を用いた模擬焼却灰のビチューメン固化体の物性試験を前回報告<sup>1)</sup>した。

焼却灰をビチューメン固化装置で固化処理する際には、乾燥状態の焼却灰は、混和蒸発器のデミスターへ付着し、同デミスターを閉塞させる。このため、焼却灰を含水させ、既設のビチューメン固化装置のスクリューフィーダを用いて移送試験を行い、混和蒸発器への移送時における含水率と移送量の間係を調べた。

焼却灰をスクリューフィーダへ供給するため、Fig.2.5.8-1に示すようなグローブボックスおよび投入口を試作して取り付けた。

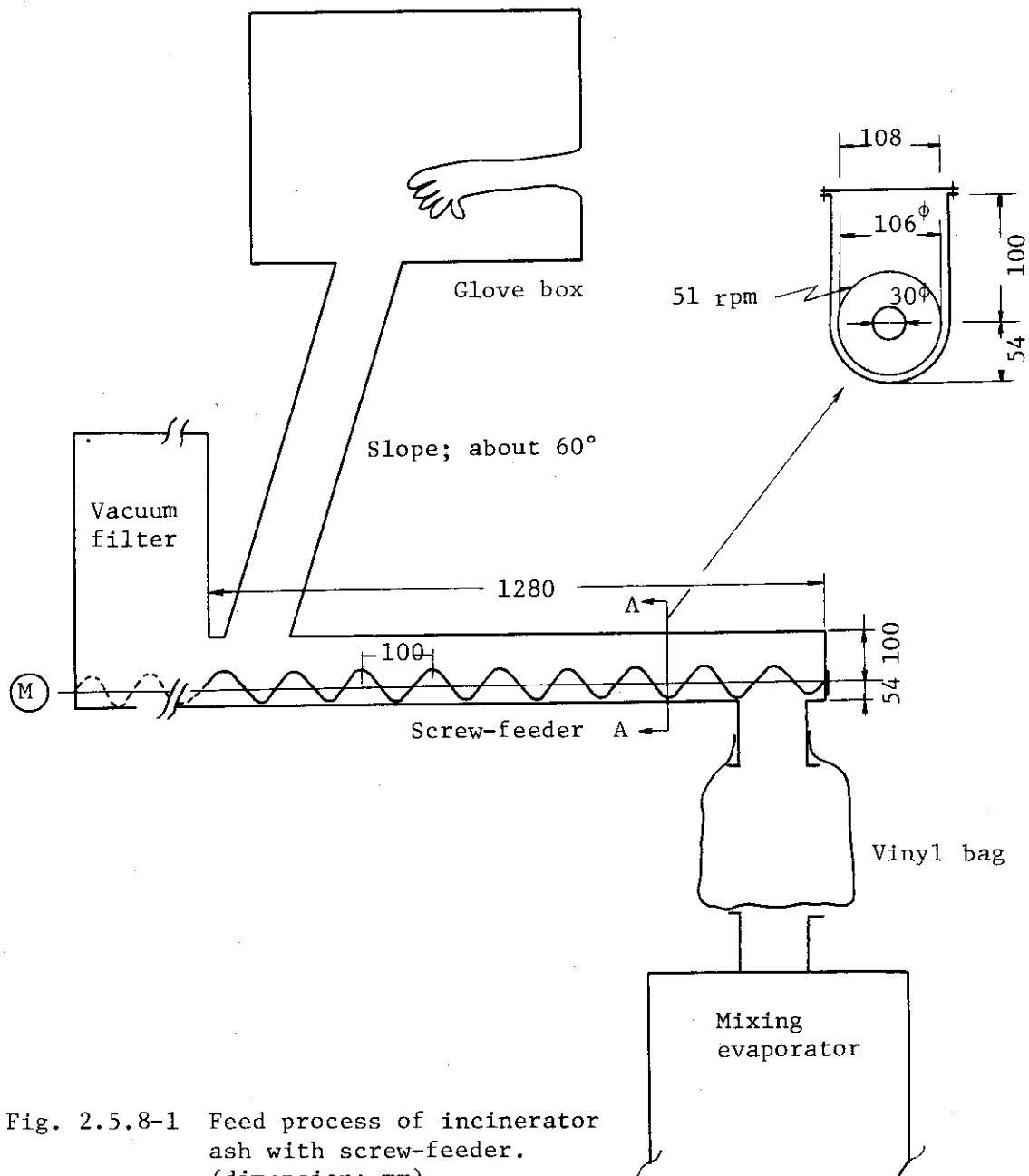


Fig. 2.5.8-1 Feed process of incinerator ash with screw-feeder. (dimension; mm)

Table 2.5.8-1 Results of feed test of incinerator ash with screw-feeder

Sample No.	Water contents (wt%)	Feed rates (kg/h)	Appearance of ash in screw-feeder	Operation efficiency in glove box
1	29.7	10	Not sticky	Good
		20		
		30		
2	34.3	10	Not sticky	Good
		20		
		30		
3	40.2	10	Sticky (Ash became granular after 20 minutes and sticky after 30 minutes.)	Good
		20		
		30		
4	45.2	10	Sticky (Ash became granular immediately. Out-let of screw-feeder was half plugged by ash after 25 minutes.)	Good
		20		
		30		
5	50.0	10	Sticky (Ash became stickier than No.4 sample and flowed down from out-let of screw-feeder.)	No good (Ash clung to glove and was impossible to be broken in granule.)
		20		
		30		

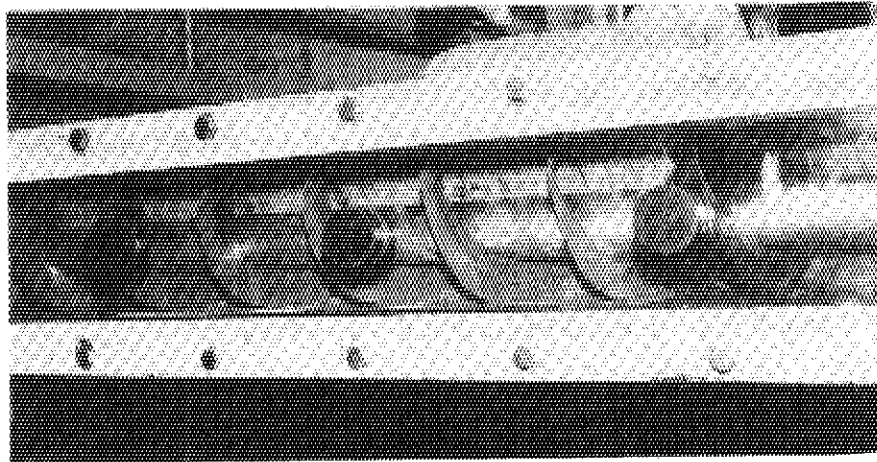


Photo. 2.5.8-1 Appearance of ash in screw-feeder.  
(Sample No.2, Ash didn't become sticky at all.)

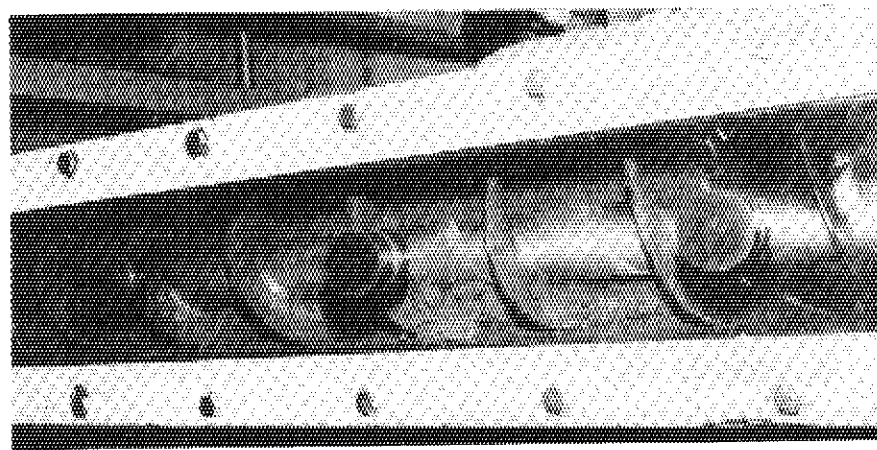


Photo. 2.5.8-2 Appearance of ash in screw-feeder.  
(Sample No.3, Ash became granular and sticky.)

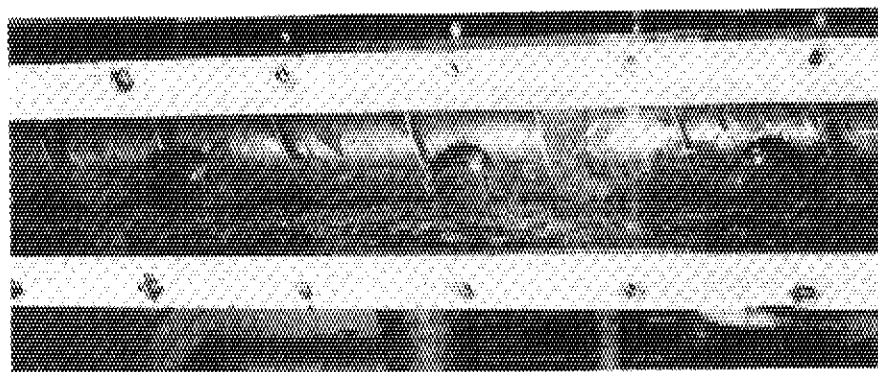


Photo. 2.5.8-3 Appearance of ash in screw-feeder.  
(Sample No.5, Ash became sticky immediately  
and flowed down from out-let of screw-feeder.)

焼却灰は、洋紙を焼却したものを粒度 10 メッシュでふるい分け、約 5 kg ずつをビニール袋に入れ、これに含水率がそれぞれ 30, 35, 40, 45, 50 wt % になるように湿潤させた。

このように調製した焼却灰を、Fig. 2.5.8 - 1 に示した簡易グローブボックスに入れ、それぞれ 10, 20, 30 kg/h の移送量になるようにスクリーフィーダに落とし込み、移送された焼却灰をスクリーフィーダ出口に取り付けたビニール袋に受けた。このときの焼却灰の性状 (①フィーダ内でのベトつきの有無, ②フィーダへの異常付着の有無) およびグローブボックス内における湿潤焼却灰の細碎などの作業性について観察した。

その結果を Table 2.5.8 - 1 および Photo 2.5.8 - 1 ~ 3 に示す。

Table 2.5.8 - 1 および Photo 2.5.8 - 1 ~ 3 より、含水率 35 wt % までの焼却灰は、10 ~ 30 kg/h の範囲で移送量をかえてもスクリーフィーダ内でベトつきおよびフィーダへの異常付着がおこらず移送できることがわかった。また、グローブボックス内での湿潤焼却灰の細碎作業は、含水率 45 wt % まで容易にできた。さらに、焼却灰の含水作業では、焼却灰は含水率 30 wt % 以上で均一に湿潤できた。

今回の試験結果から、実焼却灰のビチューメン固化処理では、焼却灰を 30 ~ 35 wt % 含水させることにより、既設のスクリーフィーダから充分移送できることがわかった。(福田)

#### 参考文献

- 1) JAERI - M 7979, 保健物理と安全管理・No. 20, 194 (1979)

#### 2.5.9 焼却灰のビチューメン固化試験 (ホット試験)

前回までに報告<sup>1)</sup>した模擬焼却灰のビチューメン固化試験をもとに、実  $\beta \cdot \gamma$  焼却灰を使用してビチューメン固化試験を行った。

今回の試験では、焼却灰中の主要な放射性核種の割合、ビチューメン・焼却灰プロダクトの比重、ビチューメンパッケージの放射線量率分布、凝縮液および排気系への放射性物質の移行量、ビチューメン固化した焼却灰の減容化など実処理に必要な項目について試験した。

試験に供した焼却灰は、1976 年 12 月から約 2 年余りにわたって大洗研究所  $\beta \cdot \gamma$  焼却装置から排出されたもので、焼却灰中に釘、針金、ビニール塊などが含まれているため、含水させたのち、網目サイズ 5 mm のふるいでふるい分けた。含水率は、2.5.8 の「スクリーフィーダを用いた焼却灰の移送試験」の項で説明した試験結果を用いて 30 ~ 35 wt % とした。

ビチューメンは、ストレートアスファルト 60 / 80 およびストレートアスファルト 40 / 60 を使用した。

簡易グローブボックスは、前回報告<sup>1)</sup>したコールド試験で使用したものを汚染除去が容易になるように一部改善して使用した。

焼却灰のビチューメン固化方法は、混和蒸発器内にビチューメンを 70 ~ 90 kg 仕込み、熱媒油加熱により 200 ~ 230 °C に溶融し、スクリーフィーダ上部の簡易グローブボックスから上記で調整した焼却灰 (1 run につき約 10 袋) をスクリーフィーダに落とし込み、約 15 kg/h の移送量で連続的に混和蒸発器内に供給し、約 5 時間にわたって混和蒸発させた。乾燥状態の焼却灰として、約 50 ~ 70 kg を混和蒸発させたのち、廃棄容器 (D - 50 型) に排出し、放冷固化した。

全体として7 run (1 run ; 100 ℓ/バッチ)のビチューメン固化を行った。その結果を Table 2.5.9 - 1 に示す。

焼却灰の放射性物質の測定は、runごとにビニール袋からほぼ等量採取し、均一に混合したのち、放射性物質測定用の試料皿に一定量採取し、水分を蒸発させ、GM計数器およびGe(Li)波高分析器を使用して行った。

プロダクトの比重測定は、プロダクトの一部を採取し、放冷固化後に浮力法で行った。

パッケージの表面線量率は、コリメータを使用しないで直接、GMサーベイメータ(放射線量率が10 mR/hを超えた場合は電離箱サーベイメータ)を用いて測定した。

凝縮液の放射性物質濃度は、混和蒸発終了後に1 ℓを採取し、蒸発濃縮乾固法で乾固し、GM計数器およびGe(Li)波高分析器で測定した。

混和蒸発時に排気系に散逸した放射性物質の濃度は、ビチューメン固化装置の排気ダクトに取りつけたダストサンプラを用いて集塵濾紙(HE-40 T)およびチャコールベットの(CP-20)に捕集したものをGM計数器で測定した。

Table 2.5.9 - 1 より、焼却灰の主要核種は $^{60}\text{Co}$ および $^{137}\text{Cs}$ であり、 $^{60}\text{Co}$ が70~90%、 $^{137}\text{Cs}$ が30~10%をしめた。 $^{54}\text{Mn}$ 、 $^{144}\text{Ce}$ は数%であった。

プロダクトの比重は、焼却灰の混入量が今回の試験で最少の35.7 wt%で1.27が得られ、比重1.2は充分確保できた。

パッケージの測面の中部、下部および底面の表面線量率の値に焼却灰の沈降分離が認められるほどの差はなかった。

凝縮液の放射性物質濃度はGross  $\beta(r)$ 値およびGross  $r$ 値とも検出器の検出限界(Gross  $\beta(r)$ 値で $1.7 \times 10^{-8} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ 、Gross  $r$ 値で $4.2 \times 10^{-8} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ )以下または、それをわずかに上回る程度であった。

排気系に散逸した放射性物質の濃度は、検出限界(約 $3 \times 10^{-13} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ )以下であった。

今回ビチューメン固化処理した焼却灰の減容比は、焼却灰の高比重を0.25とした場合に2.1であった。

今回の試験結果から、焼却灰のビチューメン固化法は焼却灰中の異物除去の操作を必要とするが、焼却灰の減容、ビチューメンとの混合性のほか、ビチューメン固化装置での作業性も良く、今後、既設ビチューメン固化装置で処理できることがわかった。

また、今回試験処理したプロダクトについて、その一部を採取し膨潤性およびRIの浸出性について試験を開始した。(福田)

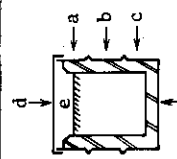
#### 参考文献

- 1) JAERI - M 7979, 保健物理と安全管理・No. 20, 194 (1979)

Table 2.5.9-1 Results of bituminization of incinerator ash

Run No.		1	2	3	4	5	6	7
Incinerator ash	Volume treated (dry kg)	48.2	53.0	61.9	57.0	59.8	66.5	62.8
	Water contents (wt%)	39.5	33.9	37.7	37.2	34.6	33.9	33.9
	Radioactivity ( $\mu\text{Ci/g}$ )	$1.33 \times 10^{-3}$	$2.12 \times 10^{-3}$	$9.72 \times 10^{-4}$	$2.39 \times 10^{-3}$	$4.01 \times 10^{-3}$	$3.48 \times 10^{-3}$	$1.48 \times 10^{-3}$
Used bitumen	Gross $\beta$ *1	$5.26 \times 10^{-3}$	$7.99 \times 10^{-3}$	$4.33 \times 10^{-3}$	$5.96 \times 10^{-3}$	$2.21 \times 10^{-2}$	$7.13 \times 10^{-3}$	$1.21 \times 10^{-2}$
	Gross $\gamma$ *2	71.5	73.9	75.1	67.9	89.0	69.9	82.8
	$^{60}\text{Co}$	26.5	19.1	21.9	24.3	11.0	17.1	10.3
	$^{137}\text{Cs}$	2.0	3.2	3.0	2.5	—	7.8	2.4
Product	$^{144}\text{Ce}$	—	3.8	—	5.3	—	5.2	4.5
	Type	Straight 60/80	Straight 60/80	Straight 60/80	Straight 40/60	Straight 40/60	Straight 60/80	Straight 60/80
Surface dose rates on 200 $\mu$ drum	Weight (kg)	86.8	75.0	87.1	80.0	80.2	82.5	79.2
	Volume (kg)	135	128	149	137	140	149	142
	Specific gravity	1.27	1.32	1.30	1.29	1.32	1.37	1.33
	Incorporation ratio (B:A)*3	64.3:35.7	58.6:41.4	58.5:41.5	58.4:41.6	57.3:42.7	55.4:44.6	55.8:44.2
	Total radioactivity (mCi)	0.064	0.11	0.060	0.14	0.24	0.23	0.093
	Gross $\beta$ *1	0.25	0.42	0.27	0.34	1.32	0.47	0.76
	Gross $\gamma$ *2	0.75*4	0.5 *4	1.0	0.68	0.90	1.3	0.6
	a	2.0	1.8	2.1	2.5	2.8	4.0	2.0
	b	0.92	1.5	2.0	3.4	3.2	6.2	3.9
	c	1.2	1.0	1.8	1.4	1.3	2.8	1.3
Condensate	d	3.3	3.6	4.2	3.8	4.4	7.0	3.5
	e	1.3	1.4	2.5	4.4	3.4	16.0	3.3
	f	2.33 $\times 10^{-7}$	4.27 $\times 10^{-8}$	4.39 $\times 10^{-8}$	<1.70 $\times 10^{-8}$	<1.72 $\times 10^{-8}$	3.29 $\times 10^{-8}$	5.74 $\times 10^{-8}$
Off-gas	Radioactivity ( $\mu\text{Ci/cm}^3$ )	<4.21 $\times 10^{-7}$	3.06 $\times 10^{-8}$	<4.21 $\times 10^{-8}$	<4.15 $\times 10^{-8}$	<4.15 $\times 10^{-8}$	<4.21 $\times 10^{-8}$	<4.21 $\times 10^{-8}$
	Radionuclides concentration ( $\mu\text{Ci/cm}^3$ )	—	1.30 $\times 10^{-8}$	1.53 $\times 10^{-8}$	<6.76 $\times 10^{-9}$	<2.25 $\times 10^{-9}$	6.53 $\times 10^{-9}$	1.15 $\times 10^{-8}$
Off-gas	$^{60}\text{Co}$	2.48 $\times 10^{-7}$	2.72 $\times 10^{-8}$	1.65 $\times 10^{-8}$	6.28 $\times 10^{-9}$	6.41 $\times 10^{-9}$	1.34 $\times 10^{-8}$	8.05 $\times 10^{-9}$
	$^{137}\text{Cs}$	<2.7 $\times 10^{-13}$	8.6 $\times 10^{-13}$	5.0 $\times 10^{-13}$	<3.1 $\times 10^{-13}$	<3.1 $\times 10^{-13}$	<3.5 $\times 10^{-13}$	<3.4 $\times 10^{-13}$

\*1; No correction of self-absorption of  $\beta$ -rays, \*2; As  $^{60}\text{Co}$ , \*3; B:Bitumen, A: Ash, \*4; Filling in half





### 2.5.10 蒸気圧縮強制循環型蒸発装置の試運転結果

本装置は大洗地区で最も大量に発生する低レベル廃液のうち、ホットラボ施設、除染施設及び実験室系から排出される塩濃度の高い、洗剤等定雑物を多く含む廃液を主として処理するために設置した<sup>1)</sup>。そこで本格運転に先だち、実廃液の処理にあたって最適と考えられる前処理および操作条件を見出すためのコールド試運転と実廃液を用いたホット試運転を行った。

#### (1) 装置の概要

本装置の蒸発方式は蒸気圧縮強制循環式であり、蒸発缶内濃縮液の循環には縦型斜流ポンプを、蒸発した蒸気の圧縮にはギア増速の一段ターボブロワを使用している。定格処理量は  $3\text{m}^3/\text{h}$ 、除染係数は  $10^3$  以上である。本装置の機器仕様を Table 2.5.10 - 1 に示す。

フローシートは前報<sup>2)</sup> に示したとおりである。

#### (2) コールド試運転及び結果

コールド試運転では下記項目の試験を主に行った。

- ① 汙過水を用いた水たき試験
- ② 消泡剤の消泡能力試験
- ③ 模擬液を用いた総合性能試験
- ④ 蒸発効率<sup>\*</sup>の測定

ここで模擬液は、これまでの受入実績から塩濃度は  $1\text{kg}/\text{m}^3$ 、洗剤濃度は約 50 ppm と考えられるのでこの液を 50 倍濃縮するものとして調整し、塩には硝酸ナトリウムを、トレーサにはストロンチウムを、また洗剤は大洗研究所で衣料除染に使用しているものを選定した。

汙過水を用いた水たき試験では強制循環ポンプの実流量測定（常温時および  $100^\circ\text{C}$  のとき）、強制循環流量と処理量の関係、蒸発缶内圧と処理量の関係、蒸気圧縮機のガイドベーンによる処理量制御の安定性などを調べた。

その結果、強制循環ポンプの回転数を 200 から  $350\text{rpm}$  に増速することにより処理量が約 2 割増加すること、蒸発缶内圧は処理量に余り影響を及ぼさないこと、また、蒸気圧縮機のガイドベーンによる処理量制御は開度を調節することにより  $2\text{m}^3/\text{h}$  から  $3\text{m}^3/\text{h}$  の範囲で安定して行えることなどがわかった。蒸気圧縮機の負荷特性を Fig. 2.5.10 - 1 に示す。

消泡剤の消泡能力試験は、汙過水に洗剤を約 100 ppm 加えて蒸発処理を行い、消泡剤を添加したときの処理量の増加率で調べた。消泡剤には非イオン性高分子表面活性剤 1 種類とシリコン系表面活性剤 2 種類を選んで行った。その結果、有効成分を考慮しても非イオン性高分子表面活性剤が優れており、洗剤濃度（DBS 換算）の 5 ~ 10 倍添加すればほぼ消泡することがわかった。

模擬液を用いた総合性能試運転は、まず塩濃度のみを変化させて処理量の変化を調べた。その結果、塩濃度が約  $40\text{kg}/\text{m}^3$  のとき沸点上昇は約  $0.5^\circ\text{C}$  であるが、100 ppm の消泡剤を添加することにより汙過水のときの処理量に回復した。このことから、本装置の場合約  $0.5^\circ\text{C}$  の沸点上昇ではあまり処理量に影響がないといえる。また、模擬液として塩と洗剤を前述の割合に混合したものをを用いて濃度を変化させ、さらに消泡剤を添加して処理量の変化を調べた。その結果、処理

\* 蒸発効率 = 処理量 ( $\text{kg}/\text{h}$ ) / 処理に必要な加熱スチーム量 ( $\text{kg}/\text{h}$ )

本装置の場合の加熱スチーム量は、補助加熱器で使用するスチーム量と蒸気圧縮機で使用する電気量をスチーム量に換算したものの和になる。単効用蒸発装置においては、蒸発効率はほぼ 1 になる。

Table 2.5.10-1 Apparatus specification of vapor compression forced-circulation evaporator.

Apparatus	Model	Function	Main material	Note
Pre-heater (LE-1)	27 sets of double tube	Heat transfer: 16.7 m <sup>2</sup> surface area	SUS 304TP	Outer tube 65A Inner tube 40A
Condenser (LE-2)	Shell and tube	Heat transfer: 0.44 m <sup>2</sup> surface area	SUS 304 SUS 304TB	Heat transfer tube 19mmφ × 2.3mmt × 8
Vapor chamber (LE-3)	Vertical cylinder	Upper parts of vapor chamber: 2 sets of demister, central parts: hindrance plate, lower part: cyclone	SUS 316L	Demister: wire-mesh with stainless steel. Lower: 0.25mmφ×144 kg/m <sup>3</sup> , Upper: 0.12mmφ×432 kg/m <sup>3</sup>
Calandria (LE-4)	Shell and tube	Heat transfer: 216 m <sup>2</sup> surface area	SUS 316L SUS 316LTB	Heat transfer tube 25.4mmφ × 2.3mmt × 910
Auxiliary heater (LE-5)	U tube	Heat transfer: 5.5 m <sup>2</sup> surface area	SUS 316L SUS 316LTB	Heat transfer tube 19mmφ × 2.3mmt × 48u
Forced-circulation pump (LA-1)	Oblique flow for vertical	780 m <sup>3</sup> /h × 2.5 mH × 22 kW	SCS 16	Range of variable speed 200 rpm ~ 415 rpm
Vapor compressor (LC-1)	Single-stage turbo-blower with multiplying gear	85 m <sup>3</sup> /min (100°C saturated steam) × 1.033 kg/cm <sup>2</sup> A (suction pressure) × 1.385 kg/cm <sup>2</sup> A (delivery pressure) × 90 kW	G-X6CrNiMo1810 X2CrNiMo N22.5 (correspond to SUS F304)	Speed of revolution: 14000 rpm Shaft seal: labyrinth seal Flow control: guide vane
Auxiliary cooler (LE-6)	Shell and tube	Heat transfer: 0.44 m <sup>2</sup> surface area	SUS 304 SUS 304TB	Heat transfer tube 19mmφ × 2.3mmt × 8
Concentrate receiver (LV-1)	Horizontal cylinder	Capacity : 3 m <sup>3</sup>	SUS 316L	
Concentrate pump (LVP-1)	Vertical centrifugal pump	10 m <sup>3</sup> /h × 10 mH × 2.2 kW	SCS 16	
Condensate surging tank (LV-2)	Vertical cylinder	Capacity : 0.25 m <sup>3</sup>	SUS 304	
Condensate pump (LVP-2)	Canned motor	3.2 m <sup>3</sup> /h × 15 mH × 0.75 kW	SCS 13	Jacket type for cooling
Antifoam vessel (MV-1)	Vertical cylinder	Capacity : 0.1 m <sup>3</sup>	SUS 304	

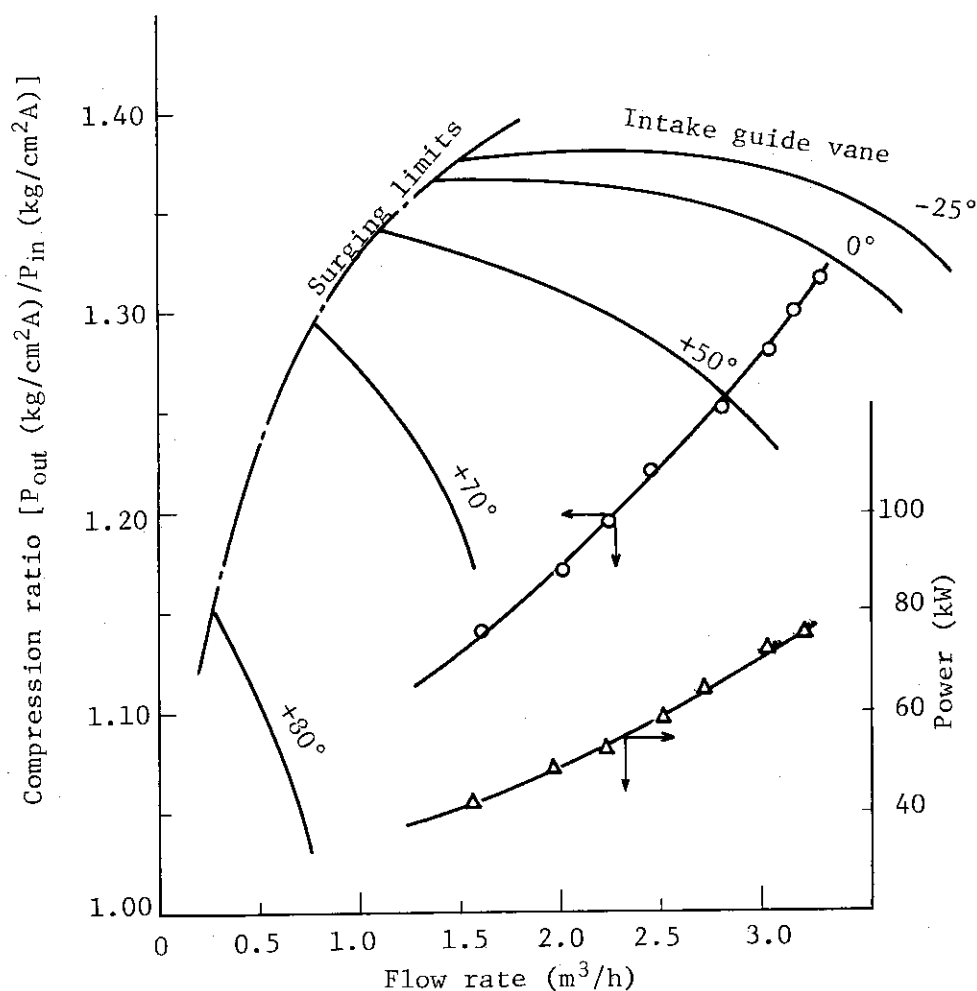


Fig. 2.5.10-1 Load curve of vapor compressor

廃液中に硝酸ナトリウム  $1 \text{ kg/m}^3$ 、洗剤（DBS 12.5%含有）約 50 ppmが入っている場合は、給液中に消泡剤を約 15 ppm 添加しておけば処理量は汙過水の時とほぼ同程度になることがわかった。また、濃縮液と凝縮液中のストロンチウム濃度を分析して装置の除染係数を求めた。その結果、洗剤や塩濃度にはあまり影響されず、除染係数は缶液基準で約  $2 \times 10^5$  が得られた。

蒸発効率は、塩濃度  $50 \text{ kg/m}^3$ 、洗剤濃度 2,600 ppmの模擬液のとき処理量と加熱源の量を測定して求めた結果、最大で 22 が得られた。

### (3) ホット運転結果

ホット運転は、コールド試運転の結果を基に 4 回（約  $170 \text{ m}^3$ /回）の実廃液の合計  $665 \text{ m}^3$  を処理して  $14.05 \text{ m}^3$  の濃縮液に減容した。ホット運転記録を Table 2.5.10 - 2 に示す。装置の除染係数は、平均  $2.9 \times 10^4$  以上が得られた。運転にあたっては濃縮液を  $100^\circ\text{C}$  まで昇温する暖気運転から定格処理量に上昇させ定常運転に入る。通常、1 日の装置の運転時間は 8.5 時間であり、暖気運転に約 30 分、処理量の上昇に 15 分、停止操作に約 15 分必要であることがわかった。また、 $3.04 \text{ m}^3/\text{h}$  の処理能力のとき、蒸気圧縮機の電力量 77 kW、補助加熱器のスチーム使用量  $53.2 \text{ kg/h}$ 、スチーム圧力  $0.43 \text{ kg/cm}^2 \cdot \text{G}$  から蒸発効率は、19.5 が得られた。

Table 2.5.10-2 Operational result of vapor compression evaporator

Run No.	Operation (time)	Total operation time (h)		Feed liquid properties	Condensate properties	Concentration properties
54-1	10	57.8	Volume (m <sup>3</sup> )	170	178	3.38
			$\beta$ ( $\gamma$ ) radioactivity ( $\mu$ Ci/cm <sup>3</sup> )	$1.3 \times 10^{-6}$	$< 8.1 \times 10^{-9}$	$1.1 \times 10^{-5}$
			Main radioactive nuclide	<sup>51</sup> Cr		
			pH	7.0	7.3	8.5
			Detergent*	0.13		3
			Solid content (g/l)	<0.1		2.6
			Conductivity ( $\mu$ S/cm)	$4.1 \times 10^1$	<1	$3.26 \times 10^3$
54-2	7	47.9	Volume (m <sup>3</sup> )	152	149	3.52
			$\beta$ ( $\gamma$ ) radioactivity ( $\mu$ Ci/m <sup>3</sup> )	$7.0 \times 10^{-6}$	$< 8.1 \times 10^{-9}$	$2.2 \times 10^{-4}$
			Main radioactive nuclide	<sup>60</sup> Co, <sup>137</sup> Cs		
			pH	6.2	8.7	6.5
			Detergent *	2.2		$1.53 \times 10^2$
			Solid content (g/l)	0.5		$1.51 \times 10^1$
			Conductivity ( $\mu$ S/cm)	$6.17 \times 10^2$	$1.50 \times 10^1$	$1.63 \times 10^4$
54-3	8	53.5	Volume (m <sup>3</sup> )	170	166	3.45
			$\beta$ ( $\gamma$ ) radioactivity ( $\mu$ Ci/cm <sup>3</sup> )	$1.0 \times 10^{-5}$	$< 8.6 \times 10^{-9}$	$3.3 \times 10^{-4}$
			Main radioactive nuclide	<sup>60</sup> Co, <sup>137</sup> Cs		
			pH	5.9	8.8	6.1
			Detergent *	2.8		$1.69 \times 10^2$
			Solid content (g/l)	0.8		$1.24 \times 10^1$
			Conductivity ( $\mu$ S/cm)	$4.04 \times 10^2$	$1.49 \times 10^1$	$1.49 \times 10^4$
54-4	8	53.7	Volume (m <sup>3</sup> )	166	165	3.70
			$\beta$ ( $\gamma$ ) radioactivity ( $\mu$ Ci/cm <sup>3</sup> )	$1.3 \times 10^{-5}$	$8.7 \times 10^{-9}$	$4.1 \times 10^{-4}$
			Main radioactive nuclide	<sup>60</sup> Co, <sup>137</sup> Cs, <sup>54</sup> Mn		
			pH	6.5	8.5	6.5
			Detergent *	7.7		$1.81 \times 10^2$
			Solid content (g/l)	0.4		8.9
			Conductivity ( $\mu$ S/cm)	$2.6 \times 10^2$	9.03	$9.5 \times 10^3$

\* Analysis: JIS K-3363

$$\text{蒸発効率} = \frac{3,040 (\text{kg/h})}{\frac{77 (\text{kW/h}) \times 860 (\text{kcal/kW})}{642.5 (\text{kcal/kg})} + 53.2 (\text{kg/h})} = 19.5$$

なお、これまでのコールド試運転及びホット運転によってカランドリアにスケールが付着した(約 0.5 mm)が、処理量には大幅な影響は与えていない。今後、定常的に廃液を処理するにあたっては、蒸発効率を高く維持していくために、年 1 回程度のスケール除去を実施していく予定である。(西沢)

#### 参考文献

- 1) JAERI - M 7979, 保健物理と安全管理・No. 20, 124 (1979)
- 2) 同上, 127 (1979)

#### 2.5.11 多重構造固化体浸出試験

前報<sup>1), 2)</sup>で大洗研究所における廃棄物固化容器を用いた固化方法の安全性評価のためのひとつとして、200 ℓドラム缶(D-50型)3体、コンクリートブロック1体の常圧浸漬下における放射性物質の浸出試験を開始したことを報告した。

その後試験開始以来約 1,600 日間経過したのでその結果を報告する。試験条件は前報<sup>1)</sup>に従った。

200 ℓドラム缶供試体3体については、750 日経過した時点の浸出量はそれぞれ、 $1.5 \times 10^{-1}$ ,  $5.5 \times 10^{-2}$ ,  $1.2 \times 10^{-1} \mu\text{Ci}$  ( $\beta(r)$  平均  $1.1 \times 10^{-1} \mu\text{Ci}$ ) で、浸出率(浸出水中の放射エネルギー Ci / 供試体中の放射エネルギー Ci) は平均  $1.4 \times 10^{-6}$  であり、主要核種は  $^{60}\text{Co}$  及び  $^{137}\text{Cs}$  であった。

750 日経過以降の浸出は認められなかった。

コンクリートブロックについては、750 日経過した時点の浸出量は、 $3.5 \times 10^{-1} \mu\text{Ci}$  で、浸出率は  $4.1 \times 10^{-9}$  であった。750 日経過以降の浸出は認められなかった。Fig. 2.5.11-1 に各供試体の浸出状況を示した。

以上の結果から常圧下における浸出率は非常に小さく、少なくとも浸出率に関して、多重構造固化体は海洋投棄体の条件を充分満足しているものと判断される。(山崎)

#### 参考文献

- 1) JAERI - M 5866, 保健物理と安全管理・No. 16, 155 ~ 157 (1974)
- 2) JAERI - M 6224, 保健物理と安全管理・No. 17, 161 ~ 162 (1975)

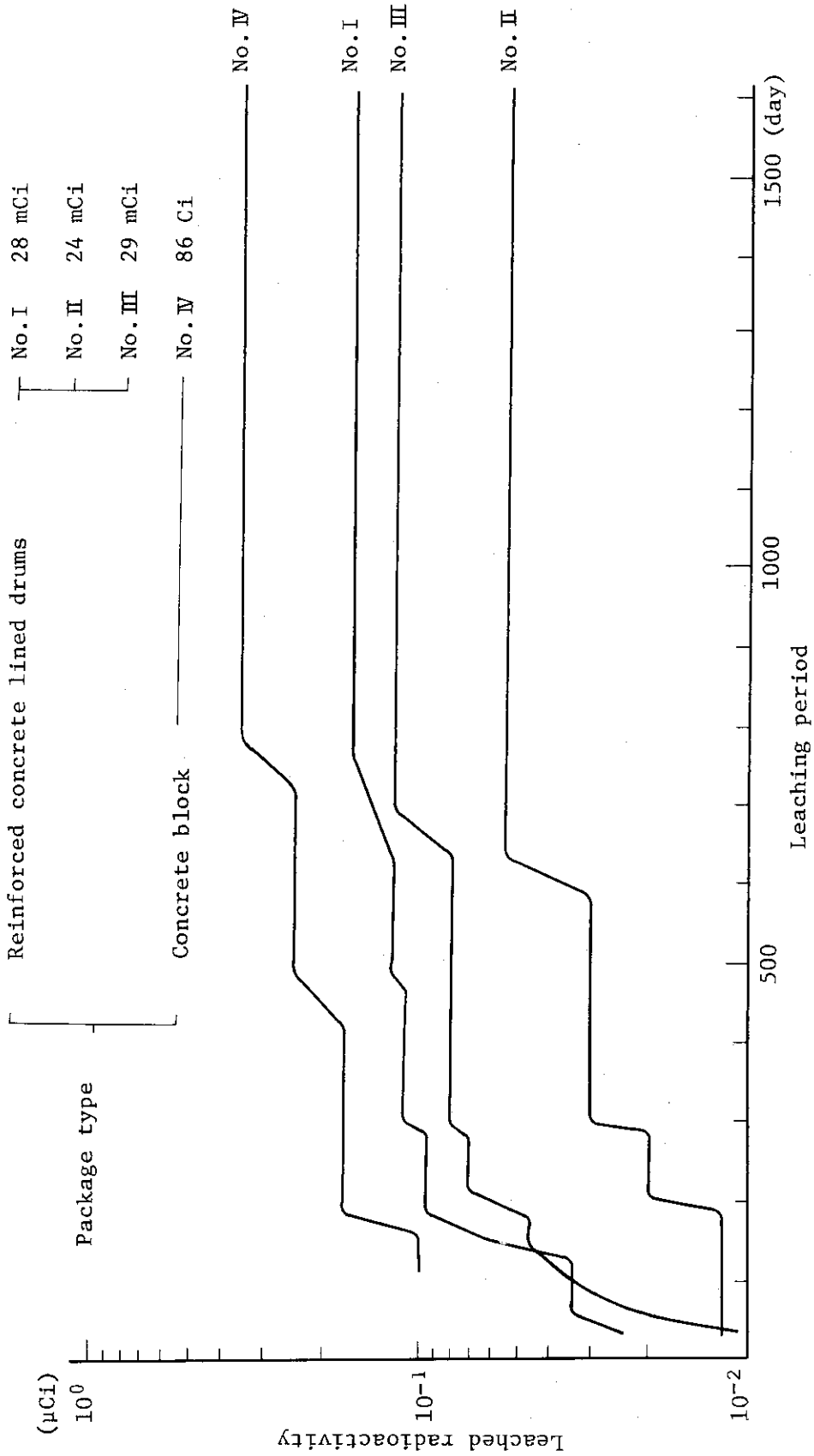


Fig.2.5.11-1 Radioactivity leached from package.

2.5.12  $\alpha$ ホールの $\beta \cdot \gamma$ 試運転

前報<sup>1)</sup>にて紹介した大洗研究所 $\alpha$ 固体処理棟の $\alpha$ 雑処理設備( $\alpha$ ホール)について、本格稼働時の管理データの把握および $\alpha$ ホール内での廃棄物処理作業モードを確立する目的で、低レベル $\alpha$ 固体廃棄物とはほぼ同一性状である低レベル $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物を用いて試運転を行った。

$\alpha$ ホール内作業の運転モードは1シフト、1~1.5時間を目安に3シフト/日で実施し、 $\alpha$ ホール内作業日数16日間(このほかホール内機器の点検とホール内の除染作業に3日費した。)で約18.5 m<sup>3</sup>を処理し、53本の200 lドラム缶固化体を作製した。総合減容比は1.77, 圧縮減容比は3.11であった。詳細をTable 2.5.12-1に示す。

Table 2.5.12-1 Operational results of operation test with  $\beta \cdot \gamma$  waste

ITEM		RESULTS
1.	Number of operation days operation hours	: 19 days : 60 hours
2.	Total volume processed $\beta \cdot \gamma$ solid waste	: 18.5 m <sup>3</sup>
2.1	Category of waste	
	(1) HEPA filters	: 1.2 m <sup>3</sup>
	(2) Carton boxes	: 17.3 m <sup>3</sup>
2.2	Distribution of surface dose rate	
	(1) HEPA filter $\leq 0.35$ mR/h	: 10 pieces
	(2) Carton box	
	<0.1 mR/h	: 579 cartons
	0.1 ~ 1 mR/h	: 89
	1 ~ 5	: 111
	5 ~ 10	: 38
	10 ~ 20	: 26
	20 ~ 30	: 11
	30 ~ 50	: 15
2.3	Main contents material in carton box	: P.V.C. sheets : Rubber : Wet rags
2.	Number of conditioned packages from this operation test	: 53 drums (200l)
	(1) Over all reduction factor	: 1.77
	(2) Compression reduction factor	: 3.11

一方この試運転期間中の $\alpha$ ホール関連機器の運転性能はいずれも満足すべきものであったが、エアラインスーツへの供給空気温湿度調整器については、定格能力一杯で運転してもスーツ内の温度は $25^{\circ}\text{C}$ 付近まで上がり作業環境としてはあまり好ましくないことがわかった。これは温湿度調整器出口での温度、湿度はそれぞれ $12\sim 18^{\circ}\text{C}$ 、 $25\sim 50\%$ の範囲でコントロールされているにもかかわらず、供給配管での損失や作業によるスーツ内空気の温度の上昇により前述のような状態になるものと思われる。この点については将来なんらかの検討を加える予定である。

次に、この期間中の $\alpha$ ホール内空気中の放射性物質濃度をFig. 2.5.12-1に、また作業を1ヶ月間継続したのち(ただし、この間3回の簡易除染実施)の蓄積表面汚染状況をFig. 2.5.12-2に示す。これらは廃棄物の放射能レベル、処理方法によっても変動するが、あらかじめ内容物をカートンに明記し、分類作業を簡略化するという今回のような取扱法により、圧縮機、細断機周辺のみ汚染を制限することができた。また $\alpha$ ホール内の汚染については、1回/週程度簡易除染を実施することにより常に低汚染状態に維持できることがわかった。(大内)

#### 参考文献

- 1) JAERI - M 7979, 保健物理と安全管理・No. 20, 199 ~ 204 (1979)

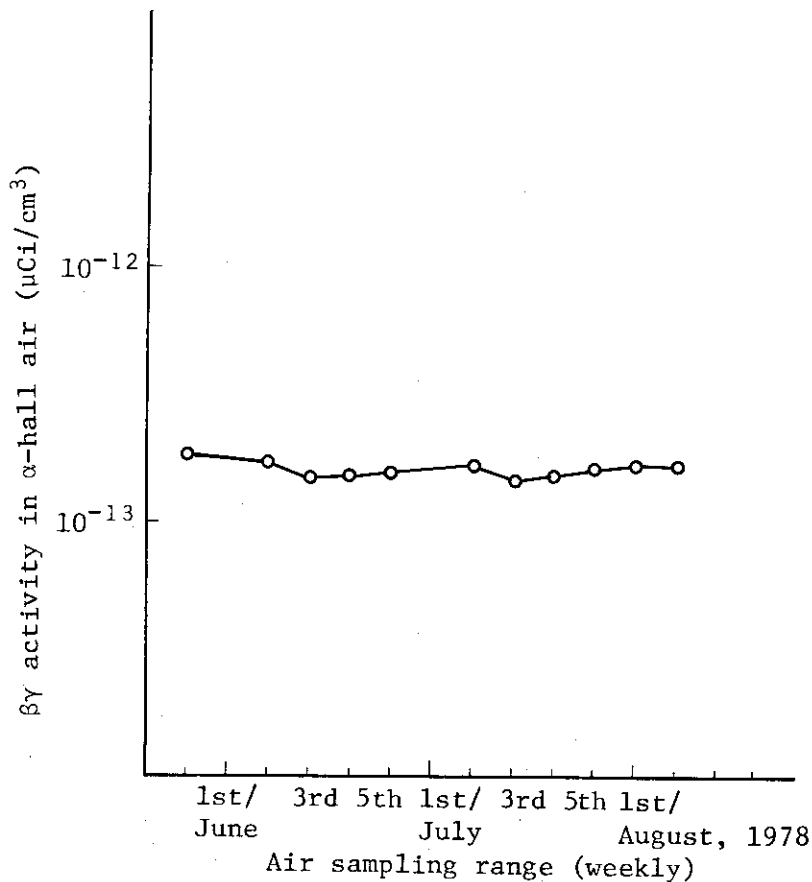
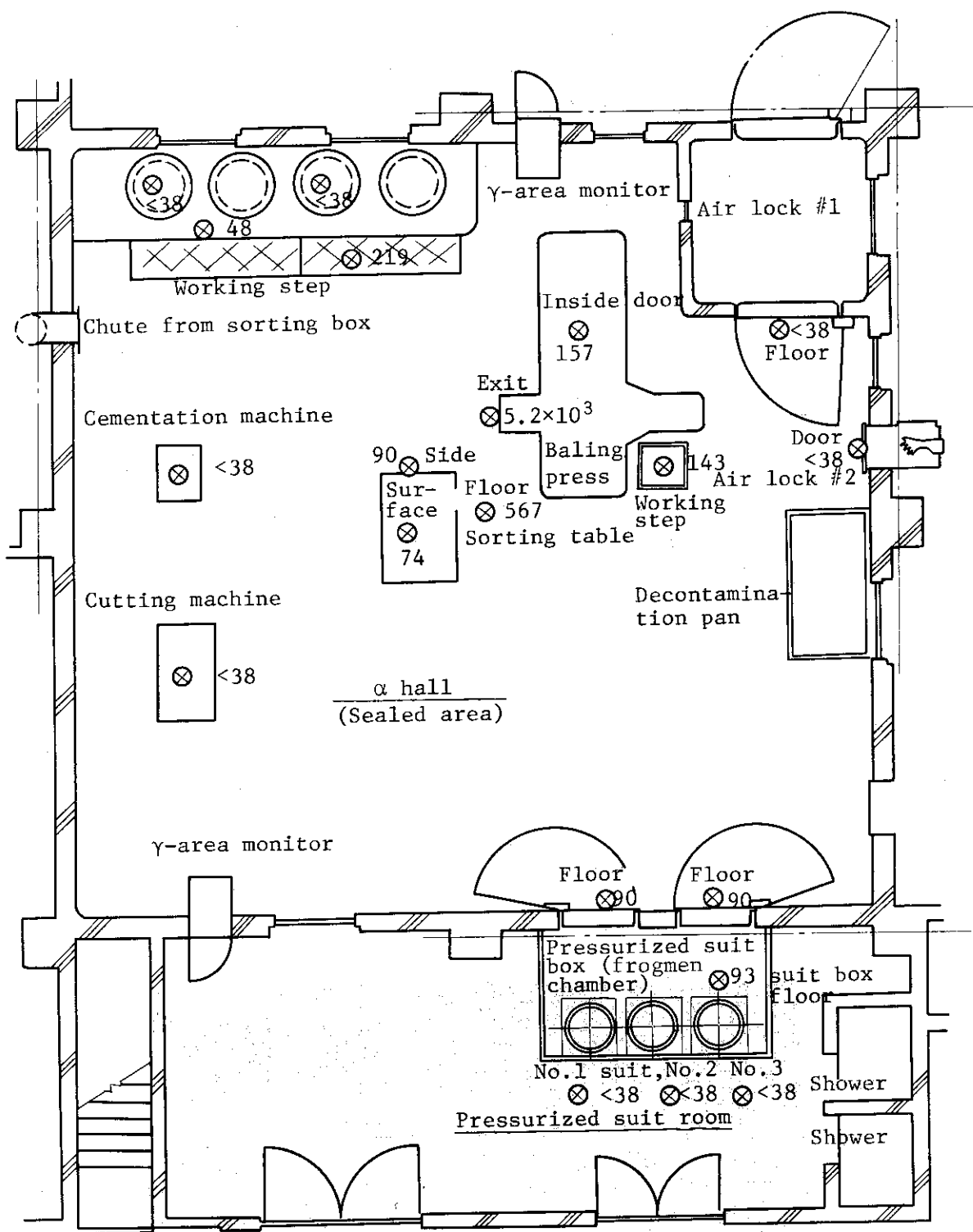


Fig.2.5.12-1 Air contamination level with  $\beta,\gamma$  nuclide in  $\alpha$ -hall.





⊗ : Sampling point for smear test  
 Unit: dpm/100 cm<sup>2</sup>

Fig. 2.5.12-2 Surface contamination level of floor and equipments (Sampling date: June 28, 1978).

### 2.5.13 $\alpha$ 焼却装置のコールド試験

前報<sup>1)</sup>で紹介した大洗研究所の $\alpha$  焼却装置について、運転特性の把握を目的として、模擬廃棄物による試運転を行った。模擬廃棄物には、カートンボックスに新聞紙、ダンボールなどの紙類を充填し1個あたり2 kg から4 kg に調整した物を用いた。運転は投入速度15 kg/h、20 kg/h および高温フィルタ再生後の20 kg/h の3条件について行った。投入方法は、すべて廃棄物1個ごとの間歇投入とした。

全運転期間中、装置の制御状況は良好で、燃焼は順調に進行し、延31日にわたり1,400 kg の模擬廃棄物を焼却した。回収した灰は合計196 ℓ (減容比49)、約54 kg (減量比25)で、外観上、良質なものであった。なお、灰は原則として1週間ごとに取り出した。運転結果から、平均的な1日の運転モードは、予熱1.5時間、焼却2.5時間、後燃焼1時間、系内冷却1.5時間および起動・停止作業に各0.5時間であることがわかった。代表的な運転例をFig. 2.5.13 - 1に示す。

また、この間、焼却炉2次室の充填層(シリコンカーバイド焼成物)および排ガス処理系の高温フィルタ(アスベスト繊維プレコート式キャンドル型;  $36^{\phi} \times 850^L \times 222$ 本)ならびにHEPAフィルタの差圧変動状況を観察した。その結果、HEPAフィルタ差圧の有意な変動は認められなかったが、焼却炉2次室及び高温フィルタ差圧は初期値に対し2.5倍から3倍に上昇した。特に、高温フィルタについては約850 kg 焼却後プレコート材表層の灰を除去したところ、差圧は初期値程度まで復帰したが、その後の運転でも同じ傾向を示した。これは、被焼却物が灰量の多い紙であることおよび燃焼空気が1次室ロストルの直下から入る構造になっていることなどに起因するものと思われる。試運転終了後の2次室充填物への灰の付着状況をPhoto 2.5.13 - 1に、2次室充填層の圧損特性をFig. 2.5.13 - 2に、高温フィルタ圧損特性をFig. 2.5.13 - 3にそれぞれ示す。

(阿部)

### 参考文献

- 1) JAERI - M 7979, 保健物理と安全管理・No. 20, 204 ~ 208 (1979)

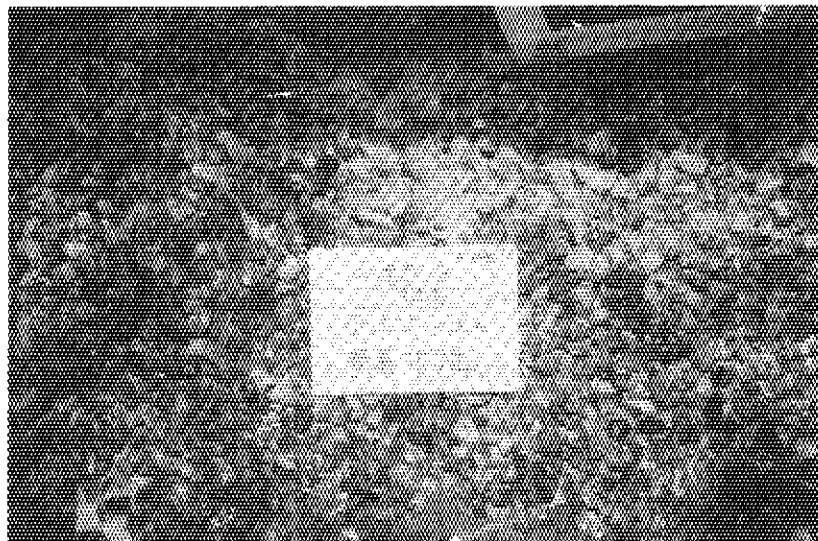


Photo. 2.5.13-1 Ash accumulation in the post combustion chamber after combustion of 1.4 tons paper and carton.

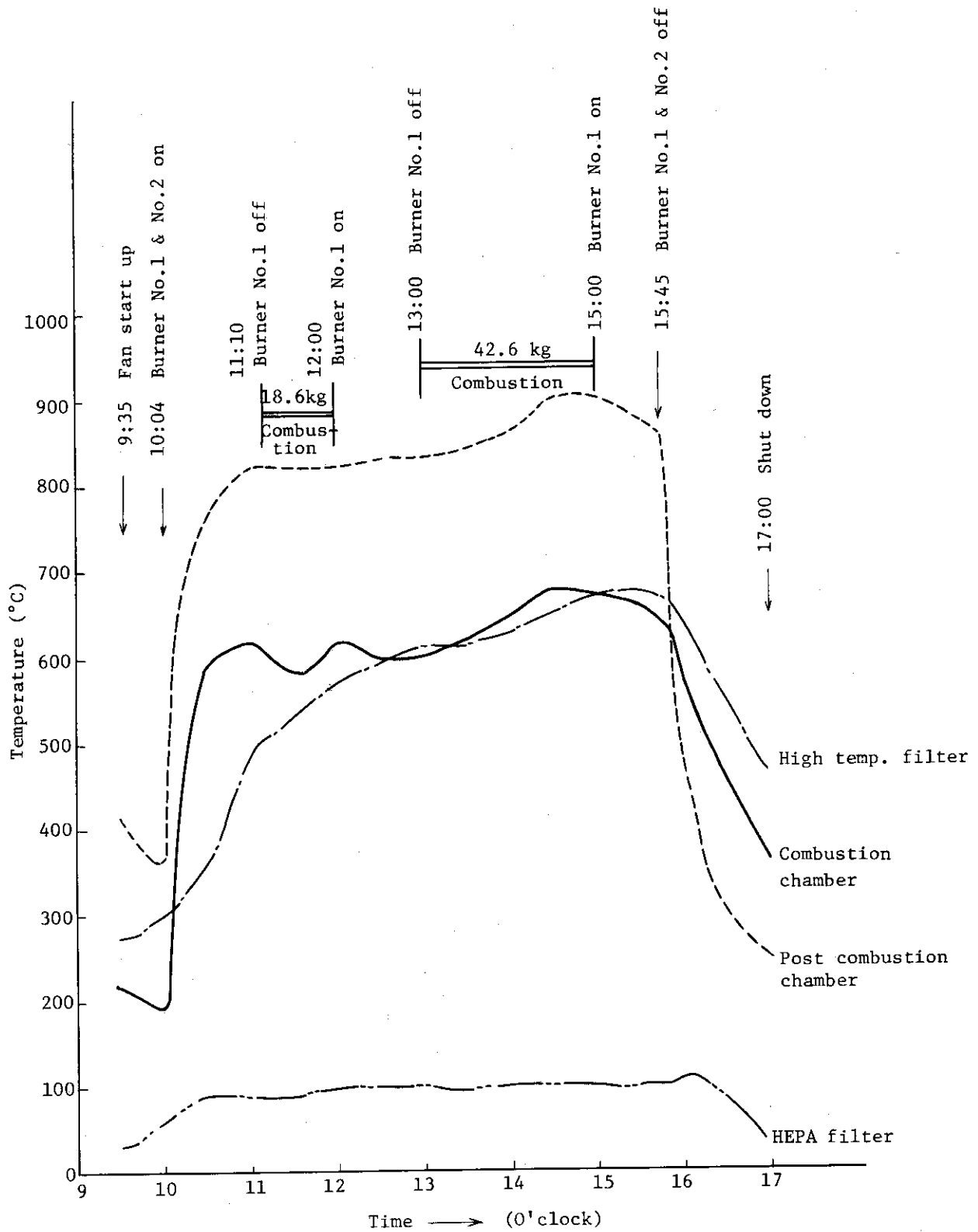


Fig. 2.5.13-1  $\alpha$ -incinerator operation mode (Nov. 2, 1978).

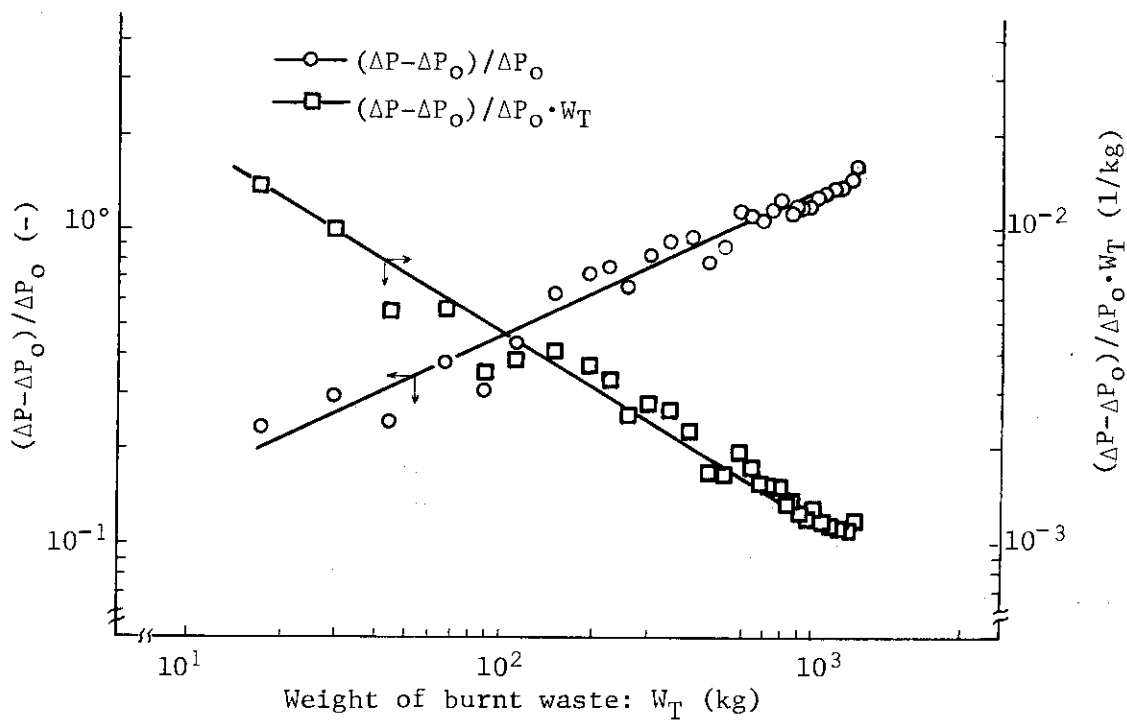


Fig.2.5.13-2 Pressure drop characteristics of post combustion chamber (Flue gas temperature 300°C).

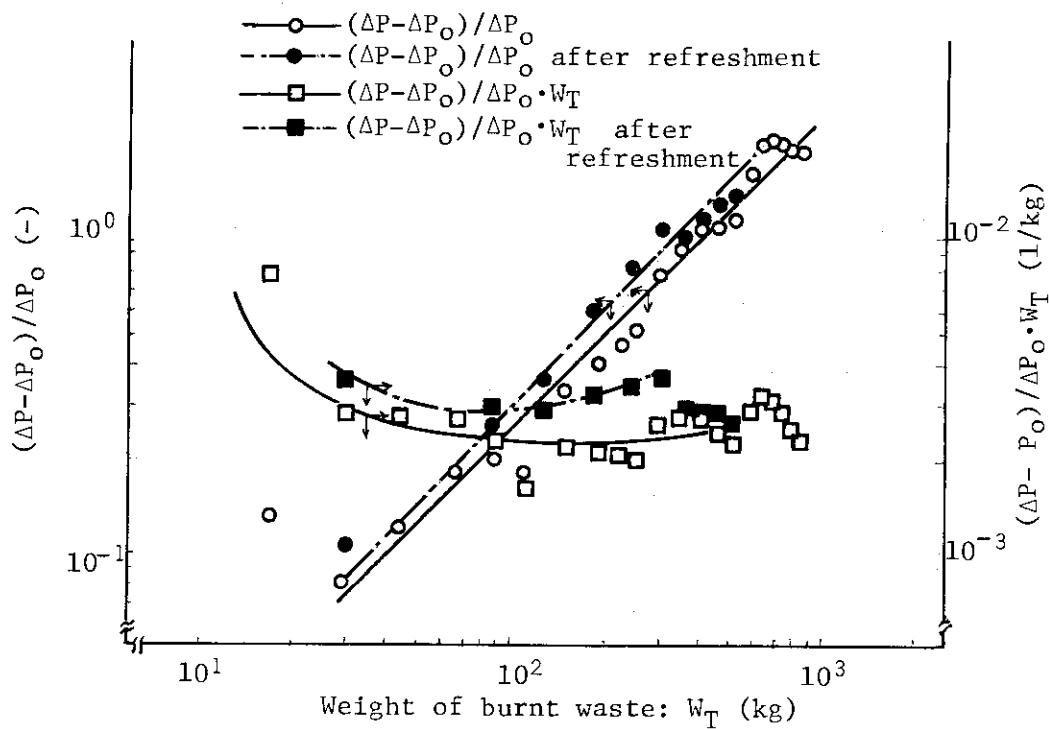


Fig.2.5.13-3 Pressure drop characteristics of high temperature filter (Flue gas temperature 500°C).

### 2.5.14 化学除染装置

本装置は、無機および有機薬品を使用して汚染機器（除染対象形状：約 $1\text{m}\phi \times 1\text{m}$ 、重量：500 kg 以下）の化学除染を行う目的で設計・製作し、除染施設に設置した。主要部は、容量約 $1.1\text{m}^3$ の化学除染槽 2 基、同容量の希釈洗浄槽 1 基、容量 $0.8\text{m}^3$ の薬液調整槽 3 基、吐出能力 $60\text{ l/min}$ の送液ポンプおよび循環ポンプ（各 3 台）、ドレンタンク、トレイ、配管、バルブなどから構成され、接液部材質は、すべて SUS 316 または 304 を使用している。

装置の使用法は、まず除染対象機器の材質、形状、寸法、重量および機構ならびに汚染程度、汚染形態、除染目標などを十分に検討してから、薬品の種類、濃度、容量、処理条件などを決定し、除染液を薬液調整槽において調製する。次に、汚染機器を化学除染槽に収納し、除染液を薬液調整槽から送液ポンプで機器が浸漬するまで移送する。そして循環ポンプを運転し、一定時間循環攪拌して化学反応させ、除染が進行していることを汚染度測定などによって判定する。次いで、洗浄水を貯留してある希釈洗浄槽に機器を移し、ここでも循環攪拌して除染液を十分希釈し、引き揚げて一工程の化学除染が終了する。

化学除染槽は、加熱、冷却が行える二重槽構造であり、最高 $100\text{ }^\circ\text{C}$ までの蒸気加熱と常温までの水冷却ができる。また、化学反応および昇温により発生するガスや湯気は、油圧作動式上蓋に取り付けた排気ダクトで排気設備（排気量 $1500\text{ m}^3/\text{h}$ ）に導き、水分は、デミスタにより回収し、ガスはフィルタを通じて大気中に放出する。循環攪拌では、槽内にジェットノズルを $90^\circ$ 方向に 4 箇所配置し、上下左右任意の方位に向けて噴流が行え、かつ調整バルブにより流量調節ができるよう工夫した。また、循環攪拌によって除染液中に遊離する金属酸化物（マグネタイトなど）を捕集するマグネチックストレーナを考案し、槽下部に取り付けた。除染廃液の排水は、常温まで水による強制冷却または自然冷却したのち、中和などの処理を行いドレンタンクを通じて既設排水系へ排出し、貯槽に一時保留してから処置される。

薬液調整槽は、薬品を能率よく溶解させるため、槽内にヒートコイルと攪拌機を配置し、蒸気加熱、水冷却と攪拌が行えるようにしている。溶液（ $0.8\text{ m}^3$ ）は、約 60 分で $98\text{ }^\circ\text{C}$ まで昇温できる。

種々の薬品を取扱うために、加熱用蒸気はユーテリティから送気されている約 $5\text{ kg/cm}^2$ のものを減圧弁にて $1.9\text{ kg/cm}^2$ 以下に減じて用い、安全面にも考慮している。

Fig. 2.5.14 - 1 に化学除染装置のフローシートを示す。

Fig. 2.5.14 - 2 に化学除染槽と薬液調整槽の加熱、冷却特性を示す。 (三嶋)

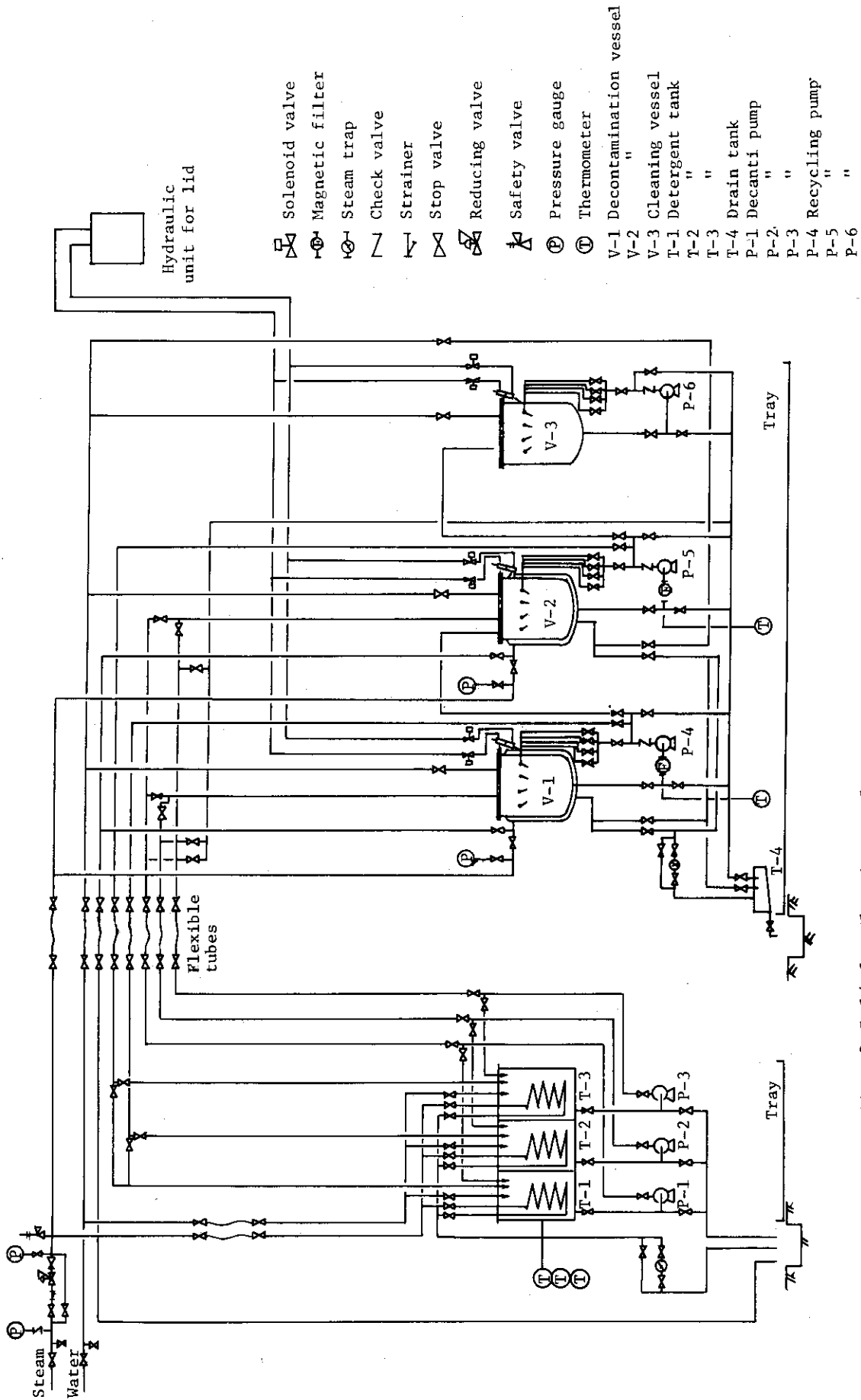


Fig. 2.5.14-1 Flowsheet of chemical decontamination equipment.

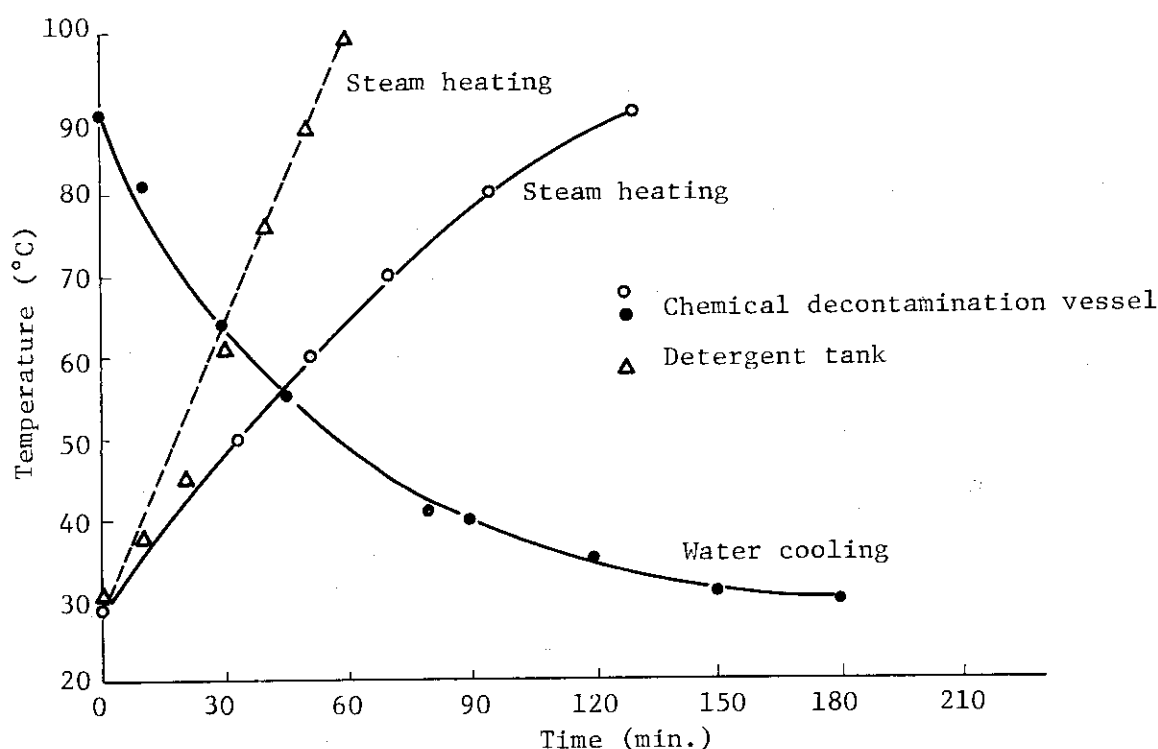


Fig. 2.5.14-2 Performance curve of heating and cooling.

### 2.5.15 除染用ドラフト設備

本設備は、大型汚染機器等を収納してアランダム、カーボンランダム、サンド、ガラスビーズなどを加圧空気または加圧水と混合し汚染面に噴射させることによる研磨除染、あるいはサンダ、グラインダなどによる汚染面の研削除染を行う目的で設計、製作し除染施設に設置した。

本設備における作業は、加圧噴射機や高速回転工具などを使用するところから、汚染を伴った研磨剤、研削剤など微粒子状物質の飛散が大きいので、その防止と効率よい回収のために機器類は、ドラフトチャンバ、バグフィルタ付サイクロン、フィルタ付流し台、給気調節ダンパ、照明、コンセント、給水栓、圧空栓、ブラスト供給口、グローブ付ウィンドおよび防護シャッタから構成されている。ドラフトチャンバは、内容積約  $2\text{ m}^3$  ( $1.8^{\text{W}} \times 1.1^{\text{L}} \times 1.0^{\text{H}}\text{ m}$ ) で内面を SUS 304 溶接仕上げをしており、流し台にグレーチング ( $350^{\text{W}} \times 1,000^{\text{L}} \times 50^{\text{H}}\text{ mm}$ ) 8 枚を敷きつめ重量 200 kg の機器収納が可能である。排気能力約  $50\text{ m}^3/\text{min}$  のサイクロンを 2 台設置し、これまでの経験および実績から乾式除染を行う場合の研磨剤などの飛散によるドラフトチャンバ内の作業視界悪化防止と汚染の拡散防止対策として、チャンバ内の換気回数(最大: 2,400)を大きくとっている。また、空气中に飛散する汚染を伴った研磨剤などは、サイクロンおよびバグフィルタに捕集される。そして排気は、さらに既設の排気浄化設備を通して処理している。一方、排水は、流し台に付属するモルトプレフィルタまたは布フィルタなどで汚染物質や研磨剤などを回収したのち、既設排水系にドレンして廃液貯槽に一時貯留後所定の方法により処置する。

以上のように、排気および排水系の前処理機器を設けたこと、乾式および湿式の両法が行える構造としたことが特徴である。

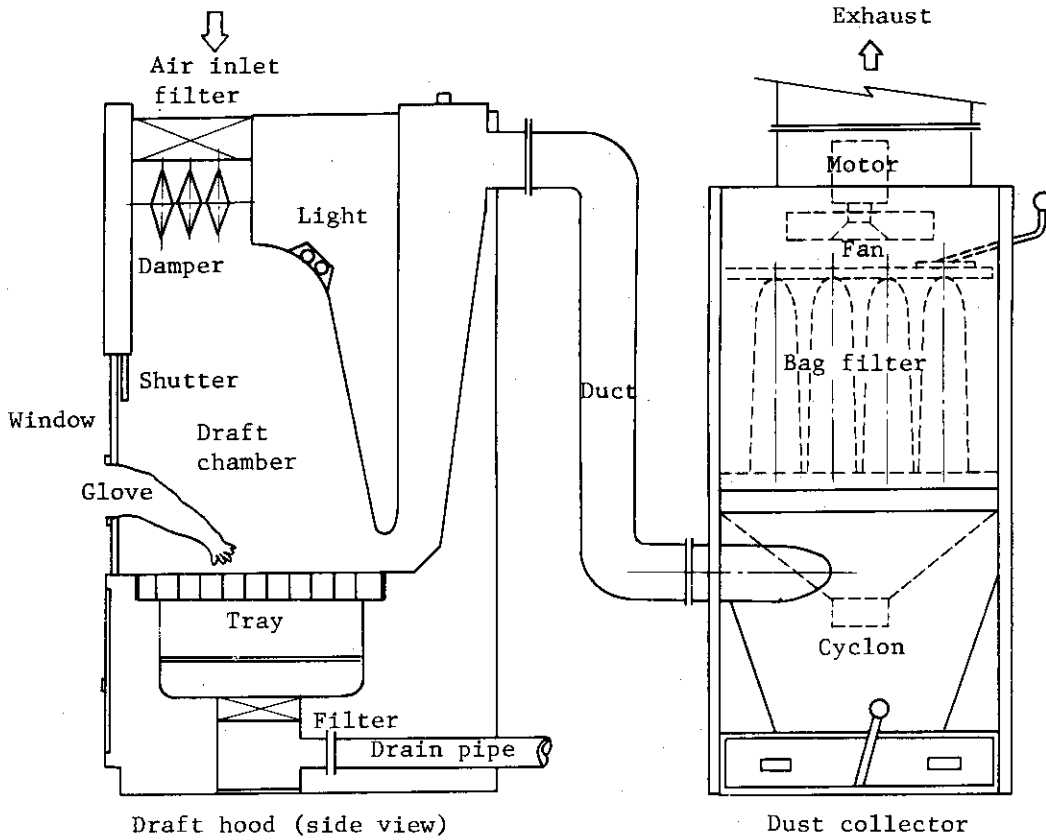
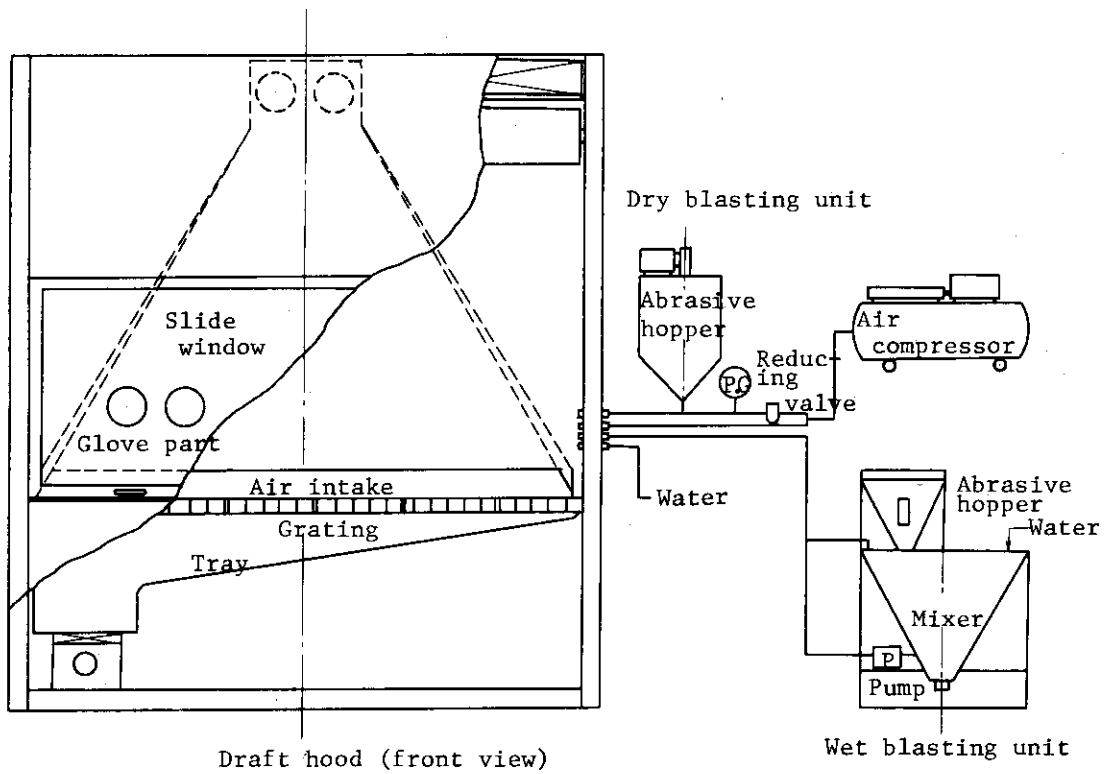


Fig. 2.5.15-1 Schematic diagram of draft system.



除染に際して、汚染機器などは、研磨部にあらかじめマーキングシドラフトチャンバ内に収納する。前述した種々の研磨剤はホッパ（乾式用：容量 50 ℓ，湿式用：容量 80 ℓ）から供給するが、乾式法では、 $0.1 \sim 2 \text{ kg/cm}^2$  の圧空で一定量を圧送しながら噴射銃部において  $24 \sim 14 \text{ kg/cm}^2$  の圧空と混合して汚染面に噴射させ、湿式法では、攪拌混合槽で水と研磨を混合しポンプで送液しながら噴射銃部において乾式法と同様に加圧空気を混合して汚染面に噴射し研磨除染する。研磨能力は、噴射回数あるいは噴射圧力を調節することにより数  $\mu$  から数百  $\mu$  までである。一方、研削除染は、リユータ、サンダ、グラインダなどの電動あるいは、エア工具を使用して行う。動力源は、ドラフトチャンバ側面に設けたコンセントまたは圧空栓から電気あるいは圧空を供給できるようにした。研削範囲は、数 mm までである。以上の除染作業は、すべてドラフトチャンバ前面に設けられた透視のグローブ付ウィンドで区画して行う。

Fig. 2.5.15 - 1 に特殊ドラフト設備の概略図を示す。

(三嶋)

### 2.5.16 高出力超音波除染装置

超音波により発生するキャビテーションは、物の表面をきれいにする洗浄効果が大きいところから放射性汚染除去にも活用されてきている。<sup>1)~4)</sup>

大洗研においても、これまでに CRD ボールネジアッセンブリ（制御棒駆動装置の一部）など精密機器部品などの除染ノッチワイヤーフィルタ（一次冷却水系用）などの目詰り除去などに使用し、多大の成果を上げてきている。機器などの放射性汚染は、均一に分散している状態よりも、スポット的に点在しているケースが多いところから、局部的に強力照射のできる集中照射型高出力超音波発生装置および超音波を 3 次元的（X, Y, Z 軸）方向に自動操作させて照射面を移動できる振動子駆動装置を設計、製作し除染施設に設置した。この設置により、除染効果の増大、大型機器などへの対処、工程の短縮などが期待できる。

以下に仕様概要を示す。

#### (1) 超音波発生機

- a) 外形寸法 :  $702^W \times 705^L \times 1,000^H \text{ mm}$
- b) 回路方式 : 周波数自動追尾方式
- c) 出力 : 2,400 W
- d) 周波数 : 15 KHz
- e) 指示計 : コレクタ電流計
- f) 重量 : 約 140 kg
- g) 電源 :  $3 \phi 200 \text{ V } 50 \text{ Hz}$
- h) 消費電力 : 4 KVA (最大許容負荷時)

#### (2) 超音波振動子

- a) 構造 : Fig. 2.5.16 - 1 参照
- b) 変換素子 : BLT 電歪型 15 KHz
- c) 許容入力 : 2,400 W
- d) 許容液温 : 最大  $60 \text{ }^\circ\text{C}$
- e) 耐圧 :  $2 \text{ kg/cm}^2$  (浸漬型のみ)

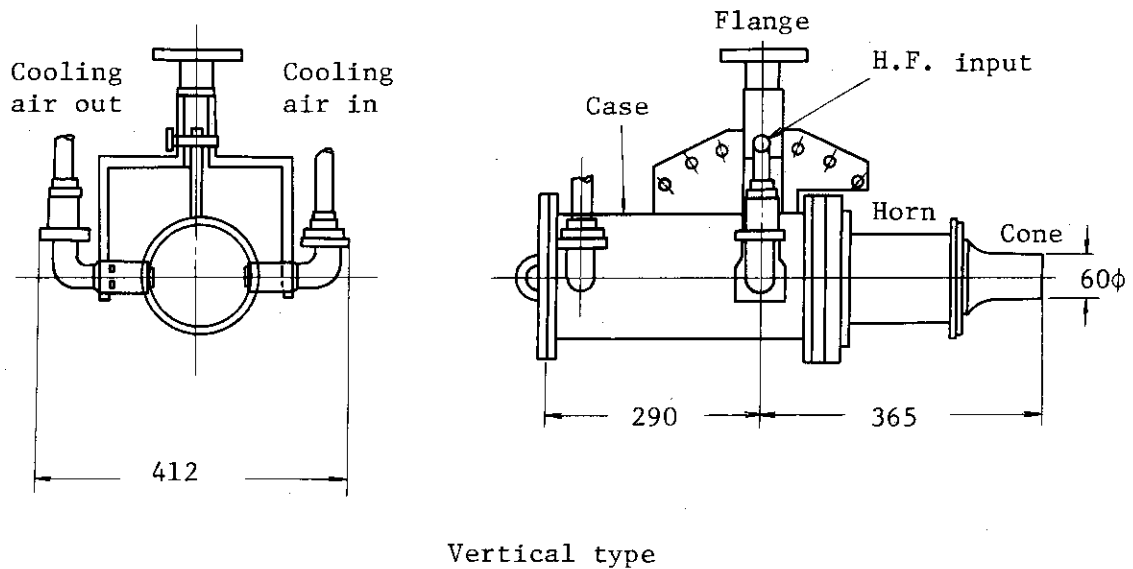
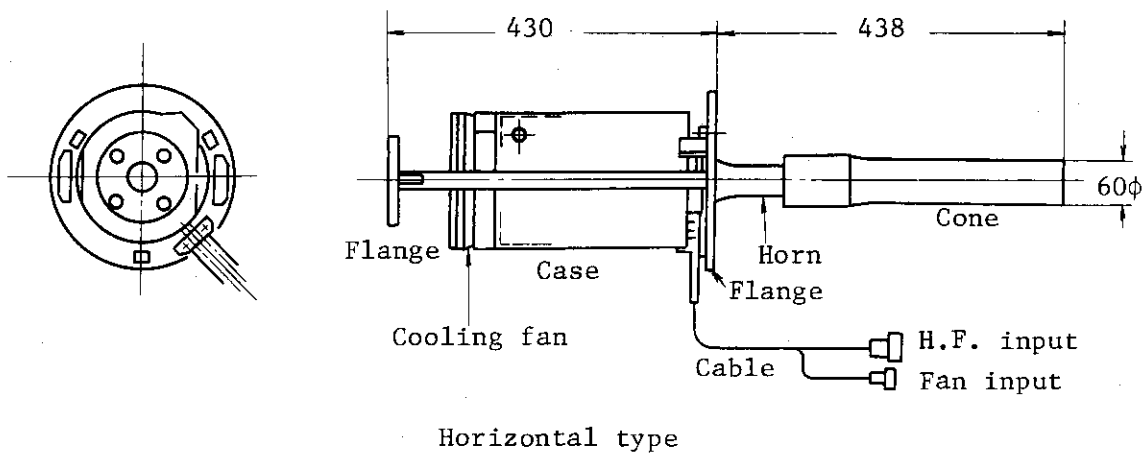


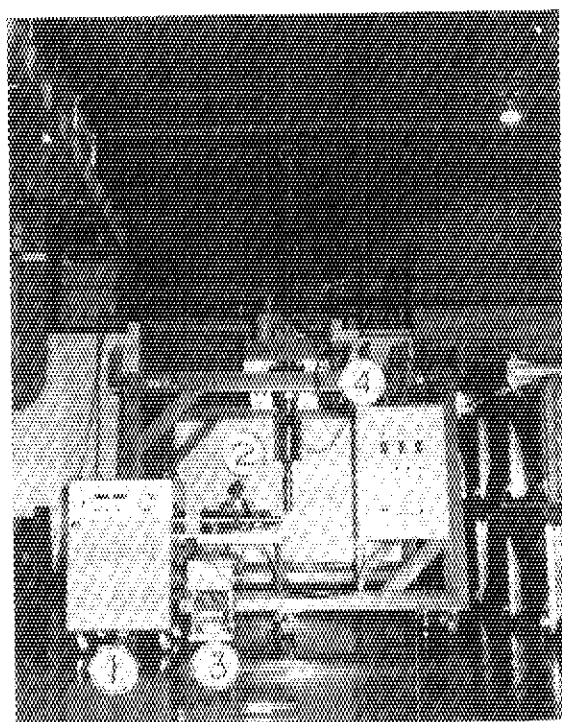
Fig. 2.5.16-1 Schematic diagram of transducer.

- f) ホーン端面 : 60 φ
  - g) ホーン端面振巾 : 約 70 μmP - P (浸漬型)  
約 35 μmP - P (空中型)
  - h) 素子冷却法 : ブロウ (浸漬型) ファン (空中型)
  - i) 主要材質 : コーン SNC - 1  
ホーン チタン合金  
ケース SUS 304  
パッキン ブナN
  - j) 冷却用空気 : 約 0.3 m<sup>3</sup>/min
  - k) 重量 : 浸漬型約 50 kg, 空中型約 30 kg
- (3) 駆動装置
- a) 外形寸法 : 約 2,600<sup>W</sup> × 2,000<sup>L</sup> × 2,000<sup>H</sup> mm

- b) 主要材質 : SS - 41, 接液部 SUS 304
- c) X軸駆動距離 : 最大 1,920 mm
- d) Y軸駆動距離 : 最大 1,500 mm
- e) Z軸駆動距離 : 最大 1,570 mm
- f) R軸駆動範囲 : 最大 162度
- g) 駆動速度 : X軸 554 mm/min Y軸 21 ~ 156 mm/min  
Z軸 11 ~ 118 mm/min
- h) 動力および操作 : モータ ; 押釦スイッチ
- i) 自動運転による各軸の組合せ : Y-X, Y-Z, Z-X
- j) 運転時間 : 最大 7時間

Photo. 2.5.16 - 1 に高出力超音波除染装置と振動子駆動装置を示す。

(三嶋)



- 1 Ultrasonic generator
- 2 Transducer
- 3 Cooling blower
- 4 Motor drive controller

Photo. 2.5.16-1 View of ultrasonic decontamination equipment.

#### 参考文献

- 1) 超音波技術便覧 (改訂版) 昭和 41 年, 日刊工業新聞社
- 2) 強力超音波応用 島川正憲著 昭和 46 年, 日刊工業新聞社
- 3) T.F.D' Muhala: Decontamination of Nuclear Reactors and Equipment, 400 ~ 438 (1970)
- 4) J.A. Ayres: BNWL - B - 90, 23 ~ 31 (1971)

### 2.5.17 洗濯廃液処理における逆浸透膜の処理性能の経時変化

逆浸透法・薄膜蒸発法による洗濯廃液総合処理システム<sup>1)</sup> (1977年6月に完成)を用いて大洗研究所の洗濯廃液処理を継続して行ってきた。そこで、1979年3月までに得られた結果をもとに、主として本システムのチューブ型(内圧式)逆浸透第1段処理装置に関する処理性能の経時変化について考察し、逆浸透膜の寿命・交換時期を検討した。

- (1) 定常処理運転　　すすぎ廃液を据切りした洗濯廃液はチューブ型(内圧式)逆浸透第1段処理装置により操作圧40 kg/cm<sup>2</sup>で、バッチ的に6 m<sup>3</sup>ずつ、合計150 m<sup>3</sup>(25バッチ)循環濃縮処理した。処理運転時間は平均14.1 h/バッチ、合計352.6 h/25バッチであった。逆浸透膜は酢酸セルロース製DRS-95(ダイセル製)224本(膜面積22.4 m<sup>2</sup>)で、膜面は処理運転中にタイマ設定によりスポンジボールで洗浄した。
- (2) 廃液の性状　　年間を通しての断続的なバッチ式処理のため、濃縮初期から完了期に至る洗濯廃液の電導度、pHおよび液温はそれぞれ1~29 m $\sigma$ /cm、5~7、および4~40℃の範囲で各バッチ内、全バッチ間において変動した。
- (3) 処理性能　　洗濯廃液の放射能濃度は極低レベルのため、廃液濃度は電気伝導度測定により評価した。逆浸透法における処理性能は、一般に塩の排除率と透水速度によって表わされる。ここでは

$$\text{排除率 (\%)} = \frac{(\text{供給液の電導度}) - (\text{透過液の電導度})}{(\text{供給液の電導度})} \times 100$$

$$\text{透水速度 (m}^3/\text{m}^2 \cdot \text{d at 25}^\circ\text{C)} = \frac{(\text{透過液流量}) \times (\text{温度補正係数})}{22.4}$$

により算出した。

- (4) 考 察　　各バッチにおいて循環濃縮される供給液の電導度に対する排除率の関係をみると、6~7 m $\sigma$ /cmの付近に排除率が極大となる変曲点がある。そこで各バッチの極大の排除率と平均透水速度を処理運転の積算時間について求め、全バッチを通しての経時変化を調べた。Fig. 2.5.17-1, 2にその結果を示す。逆浸透膜の処理性能に影響を与える因子としては、装置の運転方式・運転時間、廃液の処理量・性状および膜の保存状態などが考えられる。本装置では比較的短い運転時間でバッチ的に初期廃液の数十倍の濃度(最大29 m $\sigma$ /cm)にまで循環濃縮することから、スポンジボールによる膜面洗浄効果や比較的長い運転休止期間に予想される膜状態の回復現象にもかかわらず、バッチ数が増えるにしたがって膜のスポンジを層の圧密化や膜面の微視的な汚れが助長されて透水速度が低下し、逆に排除率は漸増しているものと思われる。膜の寿命は損傷等がなければ処理性能、とくに透水速度の大きさによって決まる。本装置の設計値6 m<sup>3</sup>/15 h・バッチ(0.43 m<sup>3</sup>/m<sup>2</sup>・d)を許容処理性能とすれば、第25バッチではすでにその値に近づいており、今後多少の振幅をみながら限界に達し、膜の交換が必要となろう。(市川)

#### 参考文献

- 1) JAERI - M 7979, 保健物理と安全管理・No.20, 217 (1979)

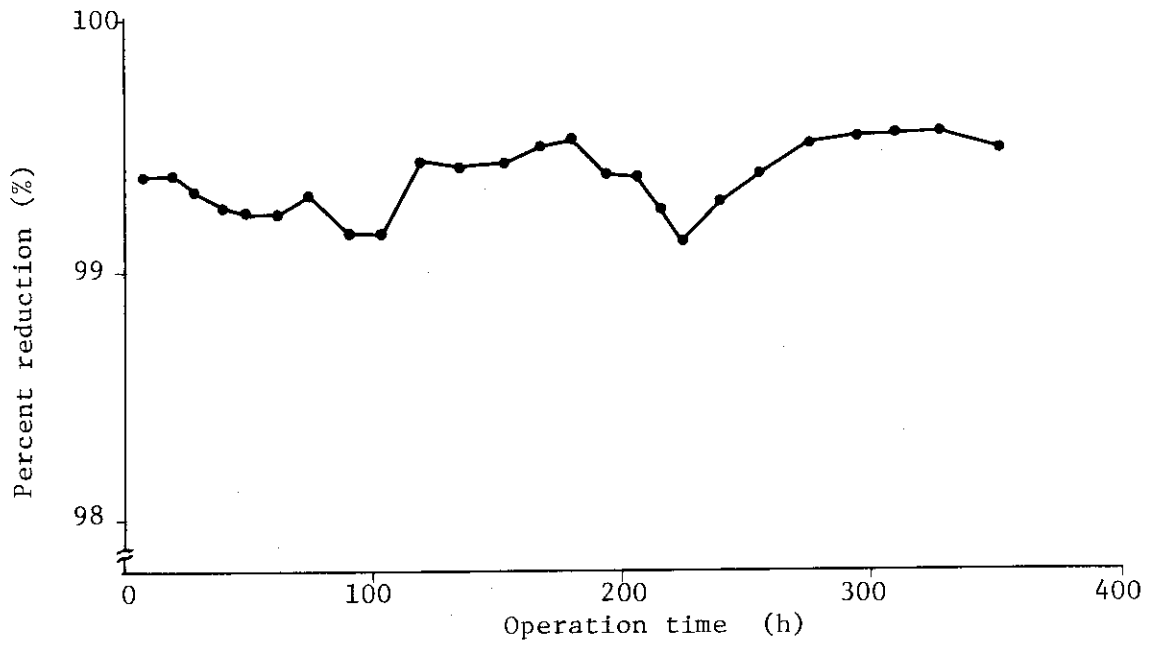


Fig. 2.5.17-1 Percent reduction for operation time and batch number.

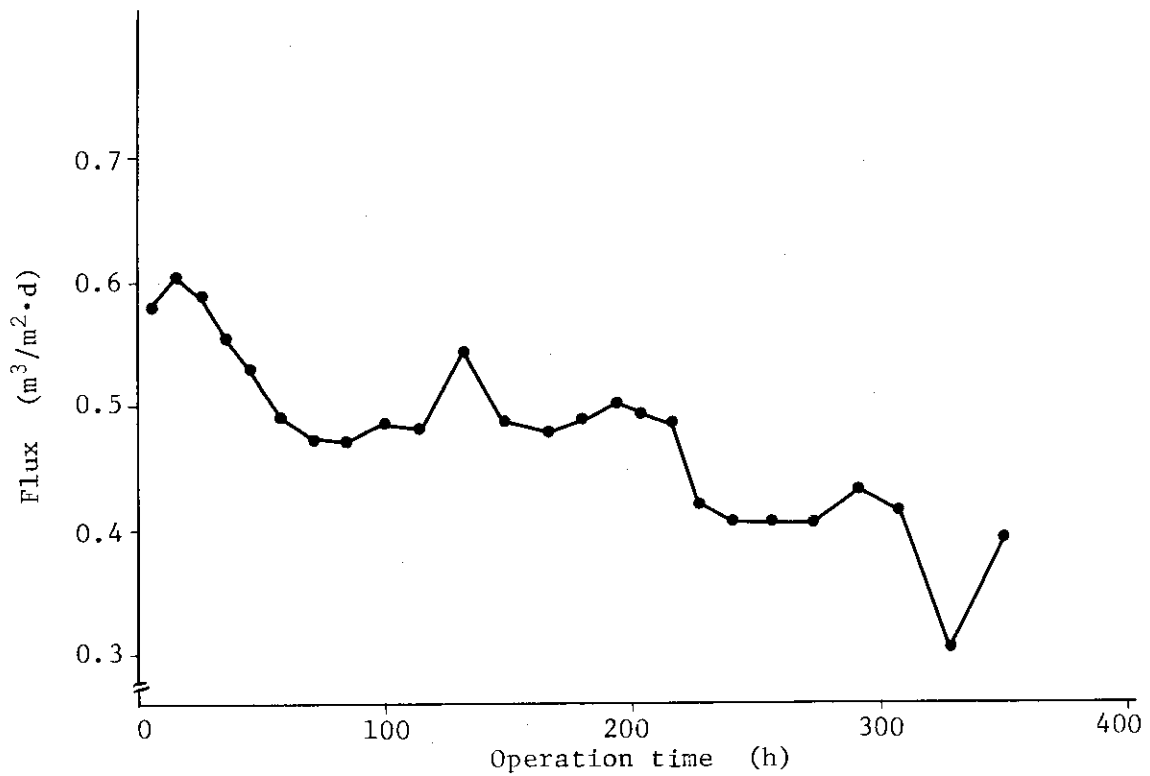


Fig. 2.5.17-2 Flux decline for operation time and batch number.

### 3.1 放射線計測

#### Radiation Dosimetry

The energy response of the exoelectron emission dosimeter to fast neutrons was studied. Ceramic BeO with a recoil proton radiator was exposed to monoenergetic neutrons. To calibrate neutron doses, the method of a liquid scintillation technique was examined.

The data from the NTA film reader developed before were processed using the off-line digital picture processing techniques. Recoil proton tracks were properly detected both in dark and bright backgrounds.

The method was developed for calculating discrete spherical harmonic coefficients using the orthogonality for finite sum. It allowed easier and faster computations of the directional response of organ doses.

A code system BCG was developed for calculating conveniently and efficiently  $\gamma$ -ray skyshine doses using the transport calculation codes ANISN and DOT and the point-kernel calculation codes G-33 and SPAN.

Partial cross sections for electron transfer into individual final states in collisions of completely-stripped heavy ions with atomic hydrogen were calculated to study energy loss processes in biological materials and fusion plasmas.

An instrument for measuring  $\beta$ -ray dose rate for contaminated skin was developed. As the sensitivity depends on the contaminated area, an Al collimator with an incident bore of 10 mm in diameter and 9 mm long was attached on the detector. A relationship between the sensitivity and the energy of  $\beta$ -ray was studied.

#### 3.1.1 概要

エキソ電子線量計の中性子線に対するエネルギー依存性を求める実験を行った。テフロンまたはポリエチレンの反跳陽子ラジエタをもつセラミック BeO 試料に各種単一エネルギーの速中性子線を照射し、それぞれの試料についてエキソ電子放射を測定した。線量校正のため、NE-213 液体シンチレーション・カウンタによるフルエンス決定方法を検討した。

飛跡自動測定装置の開発として、これまでに製作した NTA フィルム読取装置を使って画像データを収集し、オフラインによるデジタル処理を行った。この結果、反跳陽子飛跡を含む背景画像の明るさが多少変化しても飛跡を正しく検出できることが知られた。

臓器線量の方向依存性を求めるときに必要な離散球形面調和展開の展開係数を調和成分の選点直交性を考慮し、より低次の連立一次方程式に分解して計算する方法を開発した。これにより展開係数の計算が簡単になり、方向依存性の計算の精度と速度が改善された。

原子力施設からのスカイシャイン線量を評価するためのコードシステム BCG を開発した。これは輸送計算コード ANISN、DOT や点減衰核計算コード G-33、SPAN などを結合して、 $r$  線スカイシャイン線量や壁透過線量を簡便に効率よく計算できるようにしたものである。

組織線量の計算や核融合プラズマ診断などに適用する目的で、重イオンと水素原子との衝突過程における部分電荷移動断面積の計算を行った。この結果、反応後の電子のエネルギー分布は励起や電離の場合にくらべ衝突エネルギーに大きく依存することがわかった。

皮膚汚染 $\beta$ 線吸収線量率を求めるための測定器開発を行った。プラスチック・シンチレーション検出器の感度は汚染面積に大きく依存する。そのため検出器に開口径10 mm, 長さ9 mmのアルミ製コリメータを付けることが有効であることがわかった。引続き感度のエネルギー依存性などの検討を行い、次年度に完成する予定である。 (大谷)

### 3.1.2 飛跡自動測定装置の開発(Ⅲ)

飛跡顕微鏡画像計算機入力装置<sup>1)</sup>を用いてNTAフィルムのデジタル画像データを収集し、反跳陽子飛跡の検出処理を行った。デジタル処理の流れは画像データの平滑化、統計的細線抽出処理<sup>2)</sup>、飛跡線分要素の合成、飛跡の検出から成る。

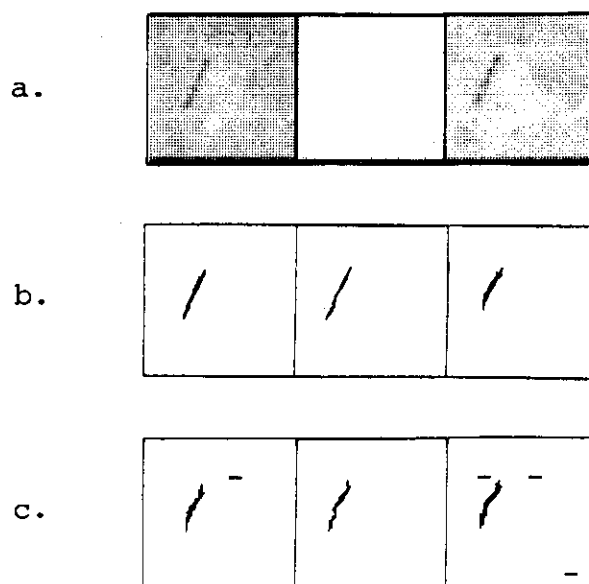


Fig. 3.1.2-1 Digitalized pictures of recoil proton tracks in NTA film and their processed pictures of segment extraction.

- a. Digitalized pictures for dark, bright and intermediate brightness (left to right).
- b. Results of extracted segments from three pictures, where the number of segment directions is 8, the number of smoothing picture elements is  $3 \times 3$  and extracting threshold is 6.
- c. Results of extracted segments from three pictures, where the number of segment directions is 4, the number of smoothing picture elements is  $3 \times 3$  and extracting threshold is 5.

画像データは濃度値を8ビット/画素でデジタル化し、大きさ $50 \times 50$ 画素の画面で収集し処理する。画素間の間隔はNTAフィルム面に直して約 $1 \mu\text{m}$ である。光源の明るさを、暗い場合、明るい場合、その中間の場合と変えて収集したデジタル飛跡画像の例をFig. 3.1.2-1のa.の左側から順に示す。光源の明るい場合は飛跡の一部が欠けたように見える。

これらの画像を統計的細線抽出処理すると同図のb., c.に示すようになる。b.は抽出線分方向を8方向に、c.は4方向にとった場合である。前者の方が方向間隔が狭いので飛跡部分における抽出線分の向き的一致性は後者よりよい。しかし、飛跡線分要素を合成して飛跡を形成する上でこの程度の向きの変動は問題にならない。また、いずれの抽出処理に対しても、飛跡部分以外の抽出線分要素はほとんどない。このように、光源の明るさが多少変化しても飛跡部分だけからの細線要素を主に抽出することができる。これより、真の飛跡の合成ができるので、飛跡の検出も正しく行えることが知られた。(熊沢)

### 参考文献

- 1) 熊沢, 金子, 間辺 : 昭和53日本原子力学会秋の分科会, 予稿集II, E 7, (1978)
- 2) 熊沢 : JAERI - M 8085 (1979)

### 3.1.3 選点直交性を考慮した球面調和展開法

$4\pi$ 方向から不均一に入射する放射線に対する臓器線量を求めるには、あらかじめ臓器線量の方角依存性を知る必要がある。しかし、 $4\pi$ のあらゆる方向でこの値を求めることは一般に容易ではない。したがって、任意の方向における値は、離散的方向で求めた値から何らかの形で内挿することになる。この内挿法の一つに離散形球面調和展開法<sup>1)</sup>がある。これは $N_T$ 個の標本点(離散的方向)における値から、フーリエ展開のように $N_T$ 個の球面調和関数の展開係数を計算することにより内挿を行う。

球座標系の天頂角, 方位角をそれぞれ $N_1, N_2$ 等分するような $N_T = (N_1 - 1)N_2$ 個の標本点データから $N_T$ 個の展開係数を計算するには、 $N_T$ 次の連立1次方程式を解かなければならない。たとえば、 $N_1 = 10, N_2 = 20$ の場合、これは180次の連立1次方程式となり、計算機でも解くのが難しくなる。

そこで離散形球面調和関数の選点直交性(積分の代わりに有限和をとった場合の直交性)を検討した。離散形球面調和関数をフーリエ成分とルジャンドルの陪関数成分に分解すると、球座標系で等間隔に取った標本点に関して、前者の成分には完全な選点直交性が、後者の成分には部分的な選点直交性が求められることが知られた<sup>2)</sup>。この結果、 $(N_1 - 1)N_2$ 次の連立1次方程式は $2N_2$ 個のたかだか $[N_1/2]$ 次の連立1次方程式に分解できることが知られた。ただし、 $[X]$ はガウスの記号で $X$ の整数部分を表わす。たとえば、上の例の場合、40個のたかだか5次の連立1次方程式に分解できる。

このように低次の連立1次方程式に分解すると計算精度や計算時間上有利である。また、上述の分解により天頂角の等分数は $N_1 \leq 300$ まで取れるようになった。(熊沢)



## 参考文献

- 1) 熊沢：信学論A) J61-A, 8, 774 (1978)
- 2) 熊沢：信学論A) J61-A, 10, 1053 (1978)

3.1.4 ガンマ線スカイシャイン計算コードシステム<sup>1)</sup> BCGの開発

スカイシャイン線量を計算コードG-33 (一回散乱法)<sup>2)</sup>, ANISN (一次元輸送計算法)<sup>3)</sup>およびDOT (二次元輸送計算法)<sup>4)</sup>などを用いて計算する方法は、有力な計算法の一つである。しかし、実際の適用に当っては、これらのコードを結合して用いる必要があり、また入力データの作成方法も異なるので、複雑な体系を取り扱うときは、簡単に使用することができない。

スカイシャイン計算コードシステムBCGはこのような問題を解決するために開発されたもので、次のような設定を行っている。

- (1) 形状モデルのパターン化
- (2) 標準的なエネルギー構造の設定
- (3) 物質組成比の設定
- (4) 断面積ライブラリーの設定
- (5) 各定数の設定
- (6) 計算条件の標準化
- (7) 空間メッシュの自動的決定
- (8) 入力形式の単純化および規格化

BCGシステムは上記計算コードのほか、透過計算用としてSPANコード<sup>5)</sup>を含んでおり、スカイシャイン計算のみでなく、壁透過線量も計算することができる。BCGシステムの概略フローをFig. 3.1.4-1に示す。

(龍福)

## 参考文献

- 1) 龍福廣, 沼宮内弼雄, 宮坂駿一, 南多善：JAERI-M 8171 (1979)
- 2) M. L. Couchman and G. H. Anno：NUS-TM-NA-42
- 3) W. W. Engle, Jr：ORNL-TM-4015 (1972)
- 4) F. R. Mynatt：ORNL-TM-4280 (1973)
- 5) P. A. Gillis et al.：WAPD-TM-176 (1959)

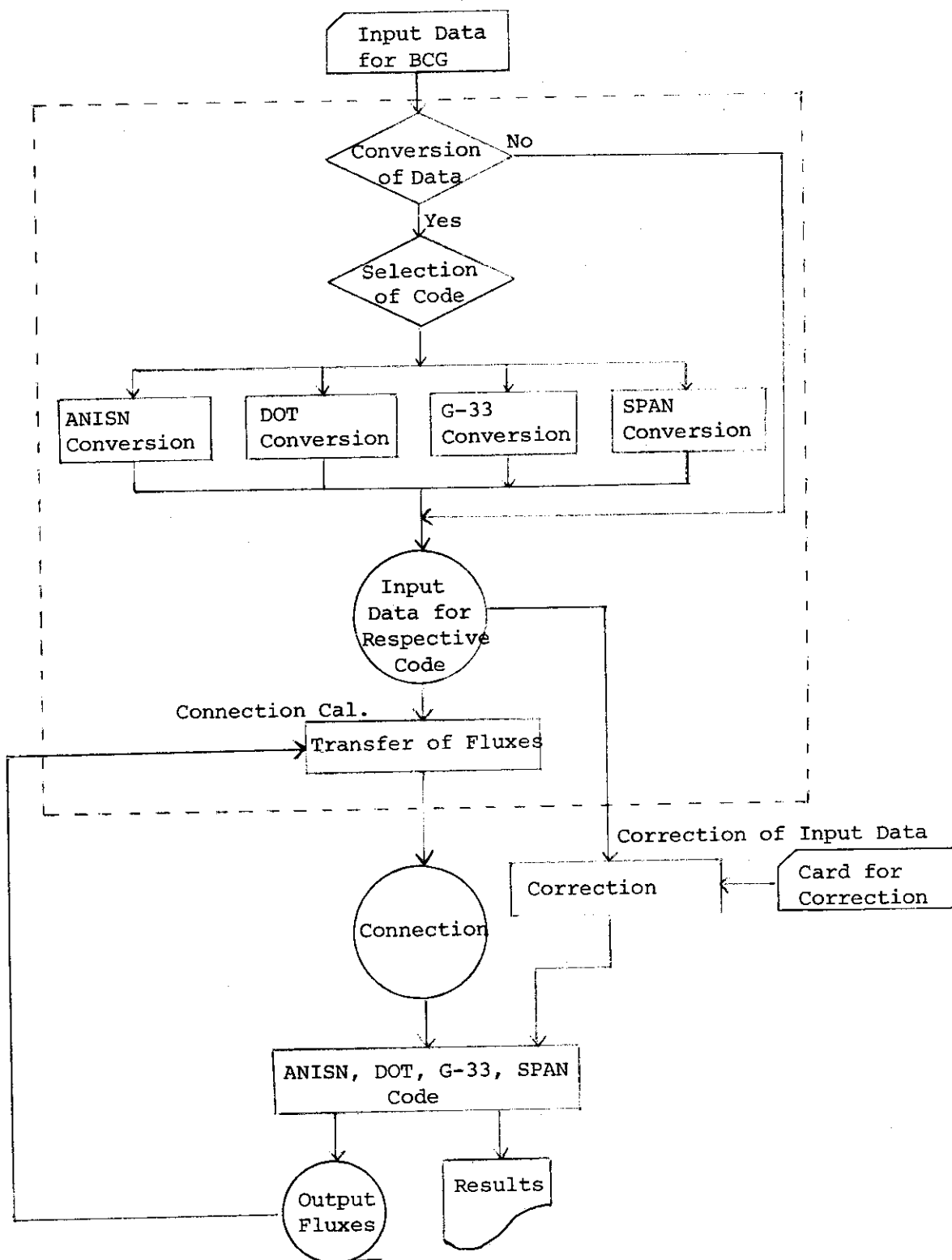


Fig. 3.1.4-1 Flow chart of the BCG code system.

### 3.1.5 重イオン部分電荷移動断面積の計算<sup>1)</sup>

これまでの研究によりUDWA (unitarized distorted wave approximation)法は全電荷移動断面積の計算に極めて有効であることがわかった。<sup>2),3)</sup>しかし、組織線量の計算あるいは核融合プラズマ診断などの目的のためには電荷移動後に電子が占めるエネルギーレベル分布に関する情報、すなわち部分電荷移動断面積が必要である。

Fig. 3.1.5 - 1には、例として、 $\text{Si}^{14+}$  および  $\text{Ne}^{10+}$  イオンが水素原子に衝突した場合の部分電荷移動断面積を示した。図から分かるように、衝突エネルギーが10 keV/amu以下では主量子数 $n$  (エネルギーレベル) が $\text{Si}^{14+}$ の場合は8、 $\text{Ne}^{10+}$ の場合は6以上の分布は極めて小さいが、衝突エネルギーが高くなるに従って高いエネルギーレベル ( $n$ の大きい方)にも分布するようになる。さらに、衝突エネルギーが1000 keV/amuを越えるようになると、高いエネルギーレベルの分布は次第に小さくなり、分布の最大値もエネルギーレベルの低い方へずれて来る。

このように、電荷移動の場合は、励起または電離の場合に比べ、反応後の電子のエネルギー分布が衝突エネルギーに大きく依存することが分かる。

#### 参考文献

- 1) H. Ryufuku and T. Watanabe : submitted to Phys. Rev. A.
- 2) H. Ryufuku and T. Watanabe : Phys. Rev. A18, 2005 (1978)
- 3) H. Ryufuku and T. Watanabe : Phys. Rev. A 19, 1528 (1979)

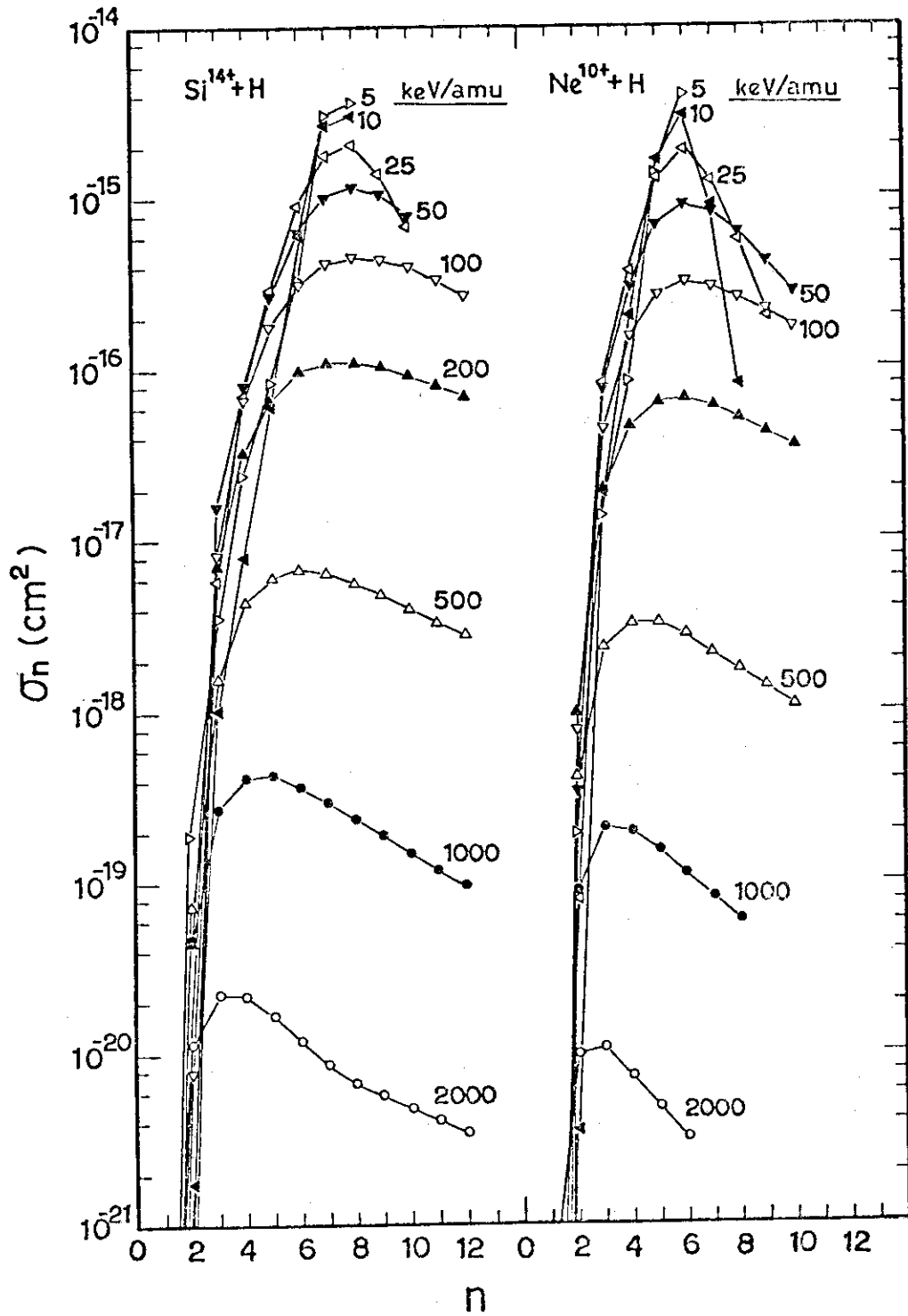


Fig. 3.1.5-1 Partial cross sections against the principal quantum number of final states,  $n$ , for change transfer in collisions of  $\text{Si}^{14+}$  and  $\text{Ne}^{10+}$  with H.

## 3.2. 身体放射能

### Body Radioactivity

In the study of wound decontamination, an animal (rat) experiment using  $^{144}\text{Ce}$  chloride was carried out for most effective schedule of DTPA administration. Effects of the interval and dose of DTPA administration (injection) on the retention in contaminated wound site, deposition in organs such as liver and bone, excretion with urine and feces, were examined. An effective administration schedule of DTPA was suggested.

In the study of chromosome aberration, the method of culture of EDTA-treated blood samples was examined, especially concerning the effect of the concentration of  $\text{Fe}$  ions on the culture of lymphocytes.

In the studies of calibration for a lung monitor, a simple method of estimating Pu-isotopic composition by measurement of  $X/\alpha$  ratio was developed, linear absorption coefficients of various phantom materials were also studied.

#### 3.2.1 概要

放射性物質による傷口汚染，とくに傷口から体内への取り込みが徐々に行われる場合，体内臓器への取り込み量を低減させるためのDTPA投与方法について，検討を行った。ラットを用いて，傷口に汚染させた $^{144}\text{Ce}$ の傷口における残留量，骨，肝臓，その他主要臓器への沈着量および排泄量と，DTPA投与量および投与間隔との関係を調べた。この結果，効果的投与方法について，一つの示唆が得られた。

生物学的線量測定法の研究では，放射線誘発染色体異常を調べるために，血液抗凝固剤EDTA-2Kを含んだ血液試料の培養法について前年度に引きつづき検討している。1978年度は，培養時に添加するZn, Ca, Feの各イオンのうち，Feイオン濃度と一定時間における細胞分裂中期細胞数との関係について調べた。

肺モニタに関する研究では，前年度に続いて $X/\alpha$ 比の測定によるPu同位体簡易推定法の検討を行った。また新たにPu用ファントム開発のために，各種ファントム材の吸収係数の調査および理論的検討を行った。(赤石)

#### 3.2.2 ラットの傷口に汚染した $^{144}\text{Ce}$ の排泄と組織残留におよぼすDTPA投与頻度の効果<sup>1)</sup>

大量の放射性物質による傷口汚染を受けた場合は，放射性物質の体内への移行をなんらかの手段により防止しなければならない。ランタニドRIやアクチニドRIのように，傷口部位からの体内臓器への移行が緩慢な放射性物質の場合，体内臓器への移行を防止するために，除去剤のDTPAをどのような頻度でまた1回あたりどのような量で投与すべきかを定めることは重要である。大量のDTPAを頻繁に投与すればその効果は大きい，DTPAの副作用も増大する。本研究では，DTPAの最適投与スケジュールを求めるために，ラットの下肢に人工的につくった傷口に $^{144}\text{CeCl}_3$ を汚染した後，体重1kgあたり，98, 28, 7mgのDTPA(Ca塩)を1週に1回，2日

に1回および1日に2回の頻度で、これらのラットに1週間注射し、 $^{144}\text{Ce}$ の尿、糞中排泄および組織残留におよぼすその影響をしらべた。ここで、DTPAの投与量は、すべて $1\text{g}/70\text{kg}\cdot\text{日}$ 、すなわち、標準人に対し、1日につき $1\text{g}$ 投与することに相当する量である。最初のDTPA注射は、 $^{144}\text{Ce}$ 汚染1時間後に行った。

DTPA注射により、 $^{144}\text{Ce}$ の尿、糞中排泄が増大し、組織残留の減少することが認められた。骨、腎臓などの臓器中の $^{144}\text{Ce}$ 残留量は、DTPAを1日に2回( $7\text{mg}/\text{回}$ )の頻度で注射した時に最も減少した。しかし、傷口部位および肝臓中の $^{144}\text{Ce}$ 残留量は、DTPAを1日に2回( $7\text{mg}/\text{回}$ )の頻度で注射した時よりも、2日に1回( $28\text{mg}/\text{回}$ )の頻度で注射した時の方がより大きく減少する傾向が認められた。ここで、肝臓は血中に移行した $^{144}\text{Ce}$ が最も多く沈着する臓器である。

DTPAは、1回あたりの投与量が少なくても頻繁に投与すると副作用の増大することが知られている。このことを考慮すると、本実験で得られた結果は、 $^{144}\text{Ce}$ による傷口汚染に対するDTPAの最適投与スケジュールを決めるうえで1つの示唆を与えるものである。(高田)

#### 参考文献

- 1) K. Takada and M. Fujita: Health Phys. 37, 401 (1979)

#### 3.2.3 EDTA 処理リンパ球の培養(II)

血液検査に使用した後に残った血液を放射線量と染色体異常発生率の関係を調べる研究に利用するため1977年度に続き、次の実験を行った。

血液抗凝固剤として $2.7\text{mM}$  EDTA-2Kを含んだ血液 $1\text{ml}$ に $5.4\text{mM}$   $\text{CaCl}_2$ 、 $1.35\text{mM}$   $\text{ZnCl}_2$ および $675\mu\text{M}$   $\text{FeCl}_2$  (または $\text{FeCl}_3$ )の混合溶液 $0.1\text{ml}$ 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。

$\text{CaCl}_2$ 、 $\text{ZnCl}_2$ の濃度を一定(上記濃度)にし、 $\text{FeCl}_2$ または $\text{FeCl}_3$ の濃度を $338\mu\text{M}$ 、 $507\mu\text{M}$ 、 $675\mu\text{M}$ と変え、50時間培養と74時間培養を行った結果、Table 3.2.3-1の結果が得られた。数値はスライドの一定面積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より得られたものである。

50時間培養では、実験した範囲内で、Feイオンの濃度が増加するに従って、有糸分裂前、中期の細胞数は増加している。また同一濃度の場合、 $\text{FeCl}_2$ 溶液における場合の方が $\text{FeCl}_3$ の場合よりも有糸分裂前、中期の細胞数は多い。しかし、反面では濃度が高くなるに従って、抗生物質を使用しない時、培養の成功率が低下する。また $\text{FeCl}_2$ の方が $\text{Cl}_3$ よりも培養の成功率が低い。

74時間培養では、 $507\mu\text{M}$ 溶液の場合に細胞分裂前、中期の細胞が最も多く見られる。これはFeイオンの濃度が高くなるに従って、細胞分裂の速度が早くなり、 $675\mu\text{M}$ の濃度で細胞分裂前、中期の細胞数が最も多くなる時期が74時間以前であることを示している。(井上)

Table 3.2.3-1 Effects of different concentrations of Fe<sup>++</sup> or Fe<sup>+++</sup> with 5.4 mM Ca<sup>++</sup> and 1.35 mM Zn<sup>++</sup> on the mitosis of EDTA-treated human peripheral lymphocytes

Sample No.	50 hours incubations						74 hours incubations					
	FeCl <sub>2</sub>			FeCl <sub>3</sub>			FeCl <sub>2</sub>			FeCl <sub>3</sub>		
	338 μM	507 μM	675 μM	338 μM	507 μM	675 μM	338 μM	507 μM	675 μM	338 μM	507 μM	675 μM
1	14	562	286	53	96	211	868	1544	322	146	8070	452
2	337	74	686	3	334	270	1708	1188	758	524	1032	668
3	14	312	65	105	352	186	414	268	266	1056	5130	452
4	20	478	105	56	166	282	162	1756	482	661	1670	668
5		143	1046	80	62	590					244	670
6		100	85	175	354						1094	558
7		202	226	12								146
8		174		40								1722
Average	96	256	357	66	227	308	788	1189	457	597	2873	703
P. of S.C.*	100%	75%	37%	100%	75%	40%	100%	100%	44%	78%	75%	33%

\* Percentage of successful cultures without antibiotic

### 3.3 空 気 汚 染

#### Airborne Radioactivity

Since 1976, experiments have been made to reveal behavior of radioactive iodine released to the natural environment in research and development of light water reactor safety.

Up to the previous year, experiments had been made on the relation between light intensity and decomposition rate of  $\text{CH}_3\text{I}$  gas, using sunlight and a Xe-lamp.

In the year, experiments were made to study the dependence of  $\text{CH}_3\text{I}$  decomposition on wavelength of ultraviolet rays. The results are as follows: The decomposition rate of  $\text{CH}_3\text{I}$  strongly depends on the wavelength of light. In the rate - wavelength curve, there is a maximum peak at about 260 nm, the second highest peak at about 200 nm, and a minimum around 210 nm. Methyl iodide decomposes even at a long wavelength of 360 nm.

An aerosol particle size analyzer system has been developed to examine the interaction between radioiodine and atmospheric aerosol particles. It consists of an electron microscope and an image analyzer with a mini-computer, and automatically analyzes the size distribution of particles below 1  $\mu\text{m}$ . It takes only less than 100 min to measure sizes of 5000 particles under the 5000-magnification electron microscope, calculate the size distribution, and draw the distribution curves.

#### 3.3.1 概 要

軽水炉の安全性研究の一環として、施設から放出される放射性ヨウ素の環境における性状変化を明らかにするための実験を1976年度より実施している。これまでに、高濃度ヨウ化メチルについて、太陽光による予備実験、Xe ランプ光による光分解実験などを行い、光強度と分解速度との関係を明らかにした。

1978年度は、ヨウ化メチルの光分解の波長依存性に関する実験を行い、次の結果を得た。ヨウ化メチルの光分解は光の波長に強く依存すること、とくに、分解速度は波長260 nm付近に最大のピークを、また200 nm付近に第2のピークをもち、210 nm付近に極小値を持つこと、さらに、長波長側では360 nmまで分解すること、などがわかった。

また、ヨウ素と大気エアロゾルとの相互作用を調べるためのエアロゾル粒子粒度解析装置を開発整備した。装置は、1  $\mu\text{m}$ 以下の粒子の粒度分布を自動的に解析することを主眼として開発したもので、電子顕微鏡と画像解析装置とから構成されている。電子顕微鏡の倍率5000倍の下で、5000個の粒子を計測し、引き続き平均径や粒度分布曲線作成などの一連の処理を行う場合、その作業は100分以内で行うことができるようになり、従来の手作業による場合よりも10数倍能率化されたことになる。

(松井 浩)



### 3.3.2 ヨウ化メチルの光分解の波長依存性<sup>1)</sup>

施設から放出された放射性ヨウ素の性状変化を明らかにする研究の一環として、ヨウ化メチルの光分解の波長依存性を調べた。

内容積が約 300 cm<sup>3</sup> の反応容器内に、所定の量の気体状ヨウ化メチルを注入したのち、相対湿度などを調整した空気を満した。反応容器の端にもうけた入射窓を通して、任意の波長の単色光を照射した。光はキセノンランプ（定格入力 1 kw）からの光をモノクロメータによって単色化したものである。入射窓は光学用石英ガラスで、波長 200 nm の光に対しても約 85 % の透過率を持っている。所定の時刻に、容器内のヨウ化メチル濃度と各ヨウ素種の割合を、それぞれ、ガスクロマトグラフおよびメイバックサンプラを用いて測定し、単色光照射によるヨウ化メチルの分解を調べた。ヨウ化メチルは、ガスクロマトグラフによる測定の場合には市販の非放射性ヨウ化メチルを分留したものを、また、メイバックサンプラによる場合には<sup>131</sup>I でラベルしたものをを用いた。

実験条件は、温度 20 ~ 25℃、相対湿度 20 % 以下、ヨウ化メチル初期濃度 10<sup>-7</sup> ~ 10<sup>-6</sup> g/cm<sup>3</sup> であった。空気は冷却したモレキュラシーブと HEPA フィルタにより濾過したものをを用い、内圧は大気圧とした。単色光の波長は 180 から 360 nm の範囲で設定し、その半値幅は約 8 nm であった。単色光の光強度は、キセノンランプ光の波長スペクトルに依存するため、選択した波長によって 0.2 から 40 μW/cm<sup>2</sup> まで変化した。

ガスクロマトグラフを用いた測定から、光照射によるヨウ化メチルの分解の速度は、波長に大きく依存し、波長が 260 nm 付近で最も分解しやすいことがわかった。また、ヨウ化メチルの濃度は、照射時間に関してほぼ指数関数的に減少した。すなわち、光分解は 1 次反応に近い反応であると考えられる。

ガスクロマトグラフによる測定は、ヨウ化メチルの濃度減少をもとにしているため、微小な濃度変化を検出することができなかった。そこで、分解が非常に少ない波長領域では、メイバックサンプラを用いて、ヨウ化メチルの分解により生成されたヨウ素種の測定を行い、光分解を調べた。この際、ヨウ化メチルの光分解によって、生成されたヨウ素種は、大部分が元素状ヨウ素であるので、これをヨウ化メチルが光分解した分であると考えて、速度定数を求めた。その結果、1 次反応に近似したヨウ化メチルの分解の速度定数は、波長が 260 nm のとき極大値 (0.62 cm<sup>2</sup>/W·s) となり、波長が長くなるにつれて急速に減少し、波長が 360 nm のとき約 10<sup>-4</sup> cm<sup>2</sup>/W·s となった。また、波長が 260 nm から短くなるにつれて速度定数は減少し、210 nm で極小となり、その後、再び上昇し、200 nm で 0.55 cm<sup>2</sup>/W·s となった。光分解の速度定数に関して、メイバックサンプラとガスクロマトグラフの結果はよい一致を示した。

今後、地上に到達している太陽光線スペクトルを考慮して、ヨウ化メチルの太陽光による分解について検討する予定である。

#### 参考文献

- 1) 野口, 松井, 村田, 国分 : 日本原子力学会 54 年年会要旨集第 2 分冊, p. 99 (1979)  
(野口)

### 3.3.3 エアロゾル粒子の粒度解析装置の開発

#### (1) 概 要

エアロゾルを用いる実験において、その粒度分布と形状を知ることはきわめて重要なことであるが、従来の方法によると測定に要する労力は大変大きい。光学顕微鏡で観察できる粒子径範囲であれば、市販の画像解析装置と結合して迅速に粒度解析を行うことができる。しかし、大気エアロゾルのように主としてサブミクロン ( $1 \mu\text{m}$ 以下) の粒子から構成されるエアロゾルは、電子顕微鏡によって初めて観察が可能である。筆者らは、我国で初めての試みとして、電子顕微鏡と画像解析装置を結合したサブミクロンエアロゾルの粒度解析装置を試作した。その構造と性能を以下に述べる。

#### (2) 装置の構造

本装置はFig. 3.3.3-1に示したように、電子顕微鏡、テレビカメラ、画像解析装置、プリンタおよび紙テープせん孔機で構成されている。本装置では、透過型電子顕微鏡の観察用蛍光板の下部に新たにテレビカメラ用の蛍光板が取り付けられており、この蛍光板上の粒子映像をテレビカメラでとらえる仕組みとした。つづいて、粒子像は画像解析装置のブラウン管上に写し出され、画像解析が行われる。電子顕微鏡(日立H-300透過型)は加速電圧75kV、分解能 $4.5 \text{ \AA}$ 、倍率は250倍から100,000倍まで16段階の切換えが可能であり、視野の選択がきわめて容易に行える。テレビカメラには超高感度カメラ(池上通信CTC-9000型)を採用するとともに、電子顕微鏡の倍率切替に伴う輝度の大きな変化に対して自動調節が行えるようにした。画像解析装置(ルーゼックス500, 日本レギュレータ製)は、ブラウン管上に写し出された粒子映像のフェレ径、面積、面積相当径などを測定するとともに、測定粒子径の分級(16段または32段)、積算分布、算術平均径の算出などを行い、プリンタに出力する。(各種の解析能力がオプションで追加できる)。測定された個別粒子の直径は、1個ごとに紙テープ上に記録され、別の計算機によって各種の平均径や標準偏差などが計算される。そのほかの機能として、フィルム上または印画紙上の粒子像(マクロ像)をテレビカメラで撮影して画像解析を行ったり、光学顕微鏡の観察像をテレビカメラでとらえて画像解析を行うこともできる。

#### (3) 性 能

コロジオン膜をはった電子顕微鏡用メッシュ上に塩化ナトリウムエアロゾルを捕集し、クロム蒸着を行った試料を用いて実際の解析を行った。このエアロゾルの幾何平均径は $0.12 \mu\text{m}$ 、幾何標準偏差は2.4であるが、電子顕微鏡倍率20,000倍(さらにテレビカメラで7倍拡大される)まで画像解析に必要な明るさとコントラストが得られた。この条件では $0.01 \mu\text{m}$ の粒子が十分に解析できた。倍率5,000倍のもとで、1視野当り100個前後の粒子像を50視野ほど処理(約5,000個の粒子を計測)した例では、計測およびデータ処理に要した時間は100分以内であり、直後に平均径、32段分級データおよび積算分布データが得られた。5,000個の粒子の直径は計測中に並行して紙テープ上にせん孔された。同様な粒子計測と解析を従来のように、電子顕微鏡写真撮影→現像処理→陽画プリント→粒径計測→計算処理、で行えば数日を要する。

これらの試験の結果、本粒度解析装置によって、サブミクロンエアロゾルの粒度解析がきわめて迅速に、かつ再現性よく行えることがわかった。(村田)

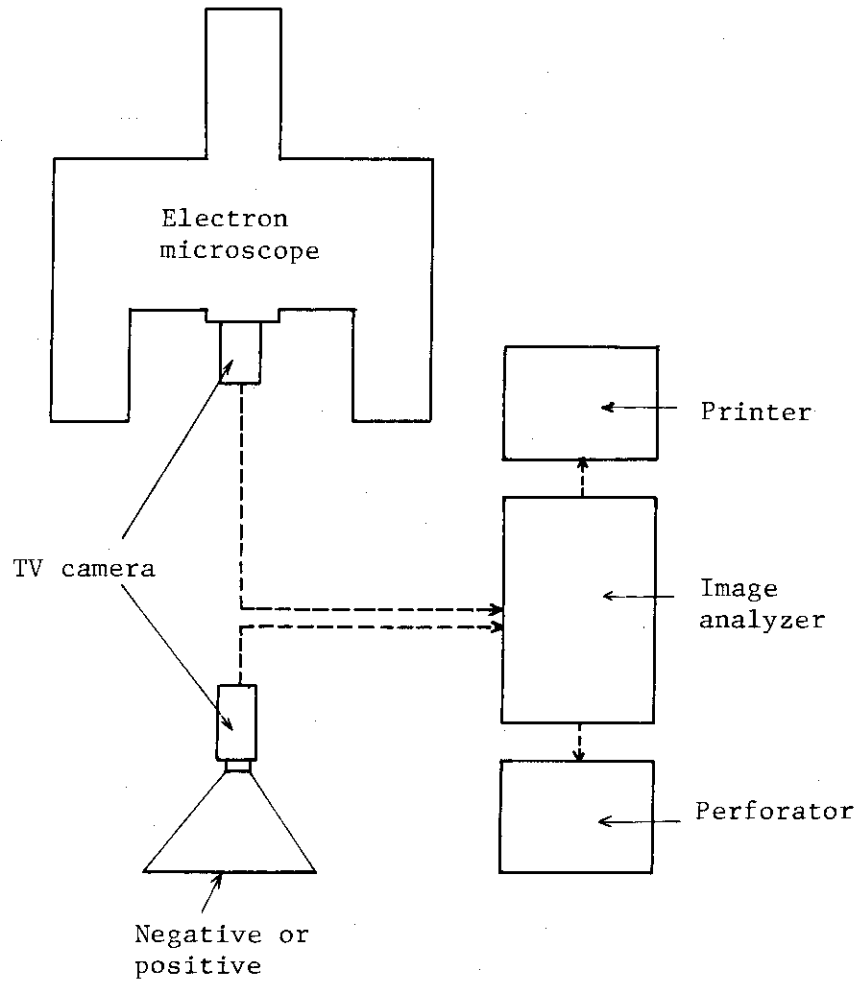


Fig. 3.3.3-1 Particle size analyzer system with electron microscope and image analyzer.

## 1. 外 部 投 稿

氏 名	標 題	誌 名
藤 田 稔 伊 沢 正 実 <sup>*1</sup> 橋 本 達 也 <sup>*2</sup> *1 (放医研) *2 (原 電)	ICRP Publication 26 について	保 健 物 理 13, 27~40 (1978)
神 永 博 史 大久保 勝 一 須 賀 新 一 梶 本 与 一	サーベイメータによる放射化鋼材の放射能濃度の推定	保 健 物 理 13, 103~111 (1978)
備 後 一 義 梶 本 与 一 須 賀 新 一	電離箱型およびGM計数管型サーベイメータの校正(I) —作業環境の $\beta$ 線線量率測定のための試験—	保 健 物 理 13, 279~285 (1978)
泉 幸 男 松 井 智 明 池 沢 芳 夫 田 辺 勇 美 <sup>*</sup> * (NFD)	照射燃料切断時におけるFPの飛散率とサンプリング用捕集材の捕集効率	保 健 物 理 13, 295~299 (1978)
村 田 幹 生 池 沢 芳 夫 吉 田 芳 和	原研型防護マスク着用性能試験装置の構造と特性	保 健 物 理 13, 301~305 (1978)
関 口 晃 <sup>*</sup> 龍 福 廣, 他 * (東京大学)	放射線発生施設におけるスカイシャイン問題	日本原子力学会誌 20, 391 (1978)
宮 坂 駿 一 龍 福 廣 森 内 茂, 他	原子力施設からの $\gamma$ 線スカイシャイン線量の評価	日本原子力学会誌 20, 485 (1978)
藤 田 稔	国際放射線防護委員会 (ICRP)の新勧告 Publication 26	日本原子力学会誌 20, 641~645 (1978)
熊 澤 蕃	球面上の標本点データに対する球面調和展開法	電誌通信学会論文 誌 A J61A, 774~781 (1978)
熊 澤 蕃	送点直交性を考慮した球面調和展開法	電子通信学会論文 誌 A J61A, 1053~1054 (1978)

氏名	標 題	誌 名
吉田 芳和	核融合研究におけるトリチウムの安全取扱いとモニタリング	Radioisotopes
K. Takada	Comparison of the metabolic behavior of $^{144}\text{Ce}$ injected intravenously with that absorbed from the wound site in rats	Health Phys. 35, 537~543 (1978)
T. Shirotani	Scinticamera Type Lung Monitor for Assessment of Low Energy Photon-Emitters	Nucl. Sci. Technol. 15, 438~447 (1978)
H. Ryufuku T. Watanabe	Charge transfer in collisions of atomic hydrogen with $\text{O}^{8+}$ , $\text{He}^{2+}$ and $\text{H}^+$	Phys. Rev. A 18, 2005~2015 (1978)
H. Ryufuku T. Watanabe	Charge Transfer between $\text{H}(1s)$ and $\text{O}^{8+}$	Atomic Collision Research in Japan 4, 36 (1978)
笠井 篤 今井 利夫 天野 光 柳瀬 信之 人見 清一 梁瀬 芳晃	大気中の放射性核種濃度とその変動	第20回環境放射 能調査研究成果論 文抄録集 45~47 (1978)
藤田 稔	ICRP 1978年ステートメント	Isotope news
南 賢太郎	放射線管理における測定の基準化と測定器の管理	放射線安全協会 ニュース (1978)
加藤 清	原子炉施設のコミッショニング, とくに廃棄物について	京大炉, 放射性廃 棄物処理専門研究 会報告書 30~34 (1978)
吉田 芳和	非密封RI取扱いの放射線管理	原子力工業 24, 11~15 (1978)
吉田 芳和	放射性廃棄物の区分境界値の明確化	公害と対策 No. 5 (1979)
赤石 準	日常生活と放射線	放射線と産業 12, 19~23 (1978)
安中 秀雄 桑島 謙臣 <sup>*1</sup> 神山 弘章 <sup>*2</sup>	軽水炉一次冷却系の放射能蓄積抑制対策と除染	ISU(KK) 出版図書 第5章, 第6章 (1978)
*1 (株・エヌ・ティ・エス)		
*2 (電力中研)		

## 2. JAERI - Mレポート

氏名	標 題	レポートNo.
沼宮内 弼 雄 岸 田 昌 美 岩 田 幸 生 千 田 徹 明 三 原 明 也 川 崎 克 也	大型プラスチックシンチレーション検出器の特性試験	JAERI - M 7692 (1978)
放射線管理第1課	東海研気象観測年報 (1972年)	JAERI - M 7767 (1978)
熊 澤 蕃	NTA フィルムの飛跡線分要素の抽出法	JAERI - M 8085 (1979)
須 賀 新 一 備 後 一 義 梶 本 与 一	電離箱型およびGM計数管型サーベイメータの $\beta$ 線特性試験(II) - 皮膚除染の線量率評価 -	JAERI - M 8141 (1979)
大 畑 勉 松 井 浩 成 富 満 夫 吉 田 芳 和	空気中の低濃度ヨウ化メチルに対するTEDA添着活性炭の捕集効率	JAERI - M 8158 (1979)
龍 福 廣 沼宮内 弼 雄 宮 坂 駿 一 南 多 善	ガンマ線スカイシャイン計算コードシステム BCG	JAERI - M 8171 (1979)

## 3. 口頭発表および講演

氏名	標 題	学会名等
野 口 宏 松 井 浩 村 田 幹 生 国 分 守 信	放射性ヨウ素の環境条件下における光による性状変化 (5) ヨウ化メチルの光分解の波長依存性	日本原子力学会 1979年3月(大阪)
熊 澤 蕃	デジタル処理による反跳陽子飛跡の検出	日本原子力学会 1979年3月(大阪)
須 賀 新 一 上 沢 輝 夫 武 藤 貢 龍 福 廣 沼宮内 弼 雄	校正用中レベル放射線照射装置	日本原子力学会 1979年3月(大阪)

氏 名	標 題	学会名等
西 沢 市 王 勝 山 和 夫 進 士 義 正 三 戸 規 生	自己蒸気圧縮強制循環型蒸発装置の概要と試運転結果	日本原子力学会 1979年3月(大阪)
山 崎 保 夫 西 沢 市 王 勝 山 和 夫 進 士 義 正 三 戸 規 生	処理済放射性廃液の放流制御設備	日本原子力学会 1979年3月(大阪)
須 賀 新 一 梶 本 与 一 上 沢 輝 夫 武 藤 貢 義 備 後 一 義 沼宮内 弼 雄	線量率直読式β線サーベイメータの特性試験	日本原子力学会 1978年10月(神戸)
龍 福 廣 鈴 木 猛 夫	スカイシャイン・ベンチマーク計算	日本原子力学会 1978年10月(神戸)
熊 澤 蕃 金 子 記 一 間 辺 巖	飛跡顕微鏡画像入力装置の開発	日本原子力学会 1978年10月(神戸)
南 賢太郎 岡 本 利 夫 佐 藤 信 之 奥 山 登 押 野 昌 夫 松 野 清*	エネルギー濃度ガスモニタ (I) (エネルギー濃度測定法)	日本原子力学会 1978年10月(大阪)
南 賢太郎 竹 内 祥 高* 松 野 清*	エネルギー濃度ガスモニタ (II) (ログプレートメータを利用した指数変換回路)	日本原子力学会 1978年10月(大阪)
松 元 章	放射性廃液の起源と性質 - 研究・開発からの廃液 -	日本原子力学会 東北支部 1979年1月(仙台)
龍 福 廣 渡 部 力*	UDWA法による電荷移動断面積の計算 III $\text{Li}^{3+}$ , $\text{Be}^{4+}$ , $\text{B}^{5+}$ , $\text{C}^{6+}$ とHとの衝突	物 理 学 会 1978年10月(静岡)

氏 名	標 題	学会名等
龍 福 廣 渡 部 力* * (東京大学)	UDWA 法による部分電荷移動断面積	物 理 学 会 1979年3月(大阪)
熊 澤 蕃	飛跡検出の簡単化した処理法	電子通信学会 1979年3月(東京)
A. Yabe M. Kishida Y. Yoshida	Monitoring Experiences of Tritium in JAERI	IAEA/OECD NEA Intern. Symp. on the Behaviour of Tritium in the Environment 1978年10月
吉 田 芳 和	放射性廃棄物の区分境界値の明確化	日本学術会議 主催シンポジウム
吉 田 芳 和	放射性廃棄物の範囲(下限値)の明確化	原子力安全協会 1979年1月
吉 田 芳 和	パネル討論会「ムラサキツユクサの突然変異 をめぐる諸問題」	第11回原子力安 全協会総合発表会 1978年5月
加 藤 正 平	漏出した原子炉1次冷却水中放射性コバルト の土壤中の挙動	第6回放医研 環境セミナー 1978年11月(千葉)
加 藤 清	原子力施設のデコミッションングについて (その2)	日本原子力産業会 議「原子動力研究 会・放射能システ ムグループ」 1979年2月
矢 部 明	IAEA/OECD NEA のトリチウムの環境にお ける挙動会議に出席して	第3回核融合炉 技 術 討 論 会 1978年12月
南 賢太郎	スタックモニタの現状と問題点	放射線モニタリン グ新手法に関する 研究会 1978年7月(京大炉)



氏 名	標 題	学 会 名 等
山 本 峯 澄 吉 田 芳 和	原研における特殊作業時の管理と被曝低減対策	原子力安全研究 専門研究会 1978年8月 (京大炉)
安 中 秀 雄	原子炉一次冷却系の化学除染について	動 燃 事 業 団 ATR除染研究会 1978年12月(敦賀)
加 藤 清	原子力施設のデコミッショニング, とくに廃棄物について	放射線廃棄物 管理専門研究会 1979年1月(京大炉)
赤 石 準	放射線の防護基準	城西大学理学部 講 演 会 1978年11月(埼玉)
矢 部 明	線量評価の実際	日本保健物理学会 勉 強 会 1978年6月(東京)
赤 石 準	バイオアッセイについて	日本保健物理学会 内部被曝勉強会 1978年6月(東京)
水 下 誠 一	ヒューマンカウンタの使用経験	”
和 達 嘉 樹 安 中 秀 雄	皮膚汚染と除染	日本アイソトープ 協会主任者部会放 射線管理勉強会

## 4. 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」の平常運転時および事故時に おける被曝線量の評価	放射線管理第1課 環境調査解析室 環境第1研究室
動力炉・核燃料 開発事業団	高速実験炉「常陽」の中性子線量測定	線量計測課
原子力安全 研究協会	スカイシャイン評価法の開発	線量計測課
(株) エヌ・ティー・エス	レムカウンタの校正に関する調査	線量計測課
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（第2期計画分） に関する業務 (VI)	放射線廃棄物処理課 放射線管理課 建設部

## 5. 講師招へい

講演名	機関名	題 目	講演年月日	招へい課室
Dr. G. Hohlein	西独カールス ルーエ原子力 研究所	カールスルーエ原子力研究 センターにおける廃棄物管理 の実際	1978年10月31日	保健物理業務課
Dr. H. Patterson	カリフォルニア 大学ローレンス ・リヴァモア 研究所	米国における放射線事故対 策	1979年3月12日	"
筒井天尊	京 都 大 学	処理施設に関する技術指導 について	1979年1月30日	放射性汚染 処理第1課

## 6. 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	区域放射線管理 I, II	1
放射線防護課程 (第41回~44回)	放射線防護課程	1
運 輸 省	原子力の基礎知識 (2回)	2
放射性物質安全輸送講習会	放射線の人体への影響 (2回)	2
通商産業研修所 電気工作物検査官研修 (原子力・火力)	放射線管理学	1

## 7. 所内研修コースへの協力

コ ー ス 名		単位数	講師人数
<b>RI・原子炉研修所</b>			
＜原子炉研修部門＞			
一般課程（第35回）	講義	7	5
保健物理専門課程（第10回）	講義	42	26
	実験	28	18
	現場研修	5週	19
原子炉工学専門課程（第3回）	講義	6	5
原子力計測講座（第9, 10回）	講義	6	3
原子力入門講座（第5回）	講義	12	8
	実験	6	2
原子力教養講座（第9回）	講義	5	4
核燃料工学短期講座（第9回）	講義	1	1
＜RI研修部門＞			
基礎課程（第153回～159回）	講義	28	4
専門課程（第112回） 放射線管理コース	講義	9	4
	実験	14	4
専門課程（第114回） RIの生物化学への利用コース	講義	1	1
専門課程（第115回） 液体シンチレーション測定コース	講義	1	1
専門課程 作業環境測定コース	講義	2時間	1
	実験	5時間	2
<b>その他のコース</b>			
＜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	24時間	9
大洗研放射線作業従事者訓練	講義	10.25時間	5
	実習	4時間	7
大洗研放射線安全訓練	講義	5.5時間	6
	実習	4時間	3
放射線安全訓練	講義	27.3時間	12
	実習	10.5時間	7

## 8. 外部兼職

氏名	所属	委嘱元	兼職事項	期間
伊藤直次	保健物理部	原子力委員会	原子力安全専門審査会調査委員	至 53. 11. 30
"	"	"	核燃料安全専門審査会専門委員	自 51. 5. 22 至 53. 5. 21
"	"	科学技術庁	原子力安全技術顧問	自 53. 12. 11 至 55. 12. 10
"	"	"	環境放射能安全専門部会影響分科 会内部被曝実験棟W・G調査委員	自 53. 6. 2 至 54. 3. 31
"	"	原子力安全研究協会	原子力気象調査専門委員会委員	自 52. 7. 1 至 53. 6. 30
"	"	"	原子力気象調査専門委員会解析分 科会主査	自 52. 7. 1 至 53. 6. 30
"	"	日本分析センター	環境放射線データ管理委員会委員 原子力施設周辺環境放射線データ 管理委員会委員	自 53. 6. 2 至 54. 3. 31
"	"	名古屋大学工学部	非常勤講師	自 53. 4. 1 至 53. 10. 15
"	"	原子力安全研究協会	原子力発電所安全評価小委員会委員	自 53. 5. 29 至 54. 3. 31
吉田芳和	"	原子力安全委員会	核燃料安全専門審査会審査委員	自 53. 12. 1 至 55. 11. 30
"	"	"	原子炉安全専門審査会審査委員	自 53. 12. 1 至 55. 11. 30
"	"	"	原子力安全委員会専門委員	自 54. 12. 10 至 56. 2. 9
"	"	科学技術庁	原子炉安全技術専門部会放出放射 性物質測定技術小委員会委員	自 52. 11. 21 至 53. 11. 20
"	"	原子力安全研究協会	環境放射能影響調査委員会委員	自 53. 6. 2 至 53. 3. 31
"	"	日本アイソトープ協会	日本アイソトープ協会関東貯蔵所 放射線取扱主任者	自 52. 12. 1 至 54. 11. 30
"	"	高エネルギー物理学 研究所	放射線安全審議会委員	自 53. 12. 1 至 56. 3. 31
"	"	(社)日本空気清浄協会	原子力施設フィルタ委員会委員	自 53. 10. 24 至 54. 3. 31
"	"	アロカ株式会社	核融合のためのトリチウム測定 技術に関する研究委員会	自 53. 6. 26 至 54. 3. 31
藤田 稔	"	日本保健物理学会	日本保健物理学会副会長	自 53. 1. 18 至 53. 10. 31
"	"	"	日本保健物理学会企画委員	自 53. 2. 8 至 53. 10. 31
"	"	科学技術庁	環境放射能安全研究専門部会影響 分科会内部被曝実験棟W・G調査 委員	自 53. 3. 23 至 53. 10. 31
"	"	東北大学工学部	非常勤講師	自 53. 4. 1 至 53. 10. 31

氏名	所属	委 嘱 元	兼 職 事 項	期 間
小野寺哲哉	保健物理業務課	(財)核物質管理センター	核物質防護効果評価検討委員会委員	自 53. 9. 19 至 54. 6. 30
国分守信	放射線管理第 1 課	日本保健物理学会	企画委員会	自 53. 2. 8 至 54. 3. 31
"	"	日本原子力学会	「原子力安全」調査専門委員会	自 50. 1. 至 54. 3.
松井 浩	"	日本保健物理学会	選挙管理準備委員会	自 53. 4. 18 至 54. 3. 31
"	"	"	選挙管理委員会	自 53. 7. 26 至 54. 3. 31
"	"	日本空気清浄協会	原子力施設フィルタ専門委員会	自 53. 10. 24 至 54. 3. 31
矢部 明	放射線管理第 2 課	科学技術庁	原子力安全技術顧問	自 53. 12. 1 至 55. 11. 30
池沢芳夫	"	日本空気清浄協会	核燃料施設フィルタ専門委員会委員	自 53. 10. 至 56. 3.
赤石 準	体内放射能課	日本保健物理学会	編集委員会委員	自 52. 1. 1 至 54. 3. 31
"	"	"	研究発表会準備委員会委員	自 53. 4. 1 至 54. 3. 31
岩田幸生	線量計測課	日本電気計測器工業会	JIS エリアモニタ原案作成委員会	自 53. 9. 至 54. 4.
"	"	"	JIS ハンドフットモニタ改正原案作成委員会	自 53. 9. 至 54. 4.
備後一義	"	日本原子力学会	企画委員	自 53. 6. 13 至 55. 3. 31
龍福 廣	"	"	編集委員会委員	自 52. 7. 1 至 55. 6. 31
"	"	原子力安全研究協会	原子力施設散乱放射線挙動専門委員会委員	自 54. 4. 1 至 54. 9. 30
"	"	名古屋大学プラズマ研究所核融合企画情報センター	プラズマ原子過程作業委員会委員	自 54. 4. 1 至 55. 3. 31
沼宮内弼雄	"	工業技術院	日本工業標準調査会臨時委員	自 52. 9. 1 至 54. 3. 31
"	"	放射線影響協会	被曝線量登録管理制度推進協議会委員	自 53. 1. 1 至 55. 12. 31
岸田昌美	"	日本保健物理学会	保健物理学会誌編集委員	自 53. 1. 1 至 55. 3. 31
"	"	原子力安全研究協会	環境放射能計測規格化調査専門委員会分科会委員	自 53. 4. 1 至 54. 3. 31
加藤 清	放射性汚染処理第 1 課	"	固体廃棄物処理処分委員会保管分科会委員	自 53. 5. 27 至 55. 3. 31
"	"	京都大学原子炉実験所	放射性廃棄物処理専門研究会委員	自 53. 4. 1 至 54. 3. 31

氏名	所属	委嘱元	兼職事項	期間
服部洋司良	放射性汚染 処理第1課	原子力環境整備 センター	品質管理専門委員会	自 53. 12. 14 至 54. 3. 31
亀井和夫	"	"	地中処分調査研究委員会	自 54. 2. 27 至 55. 3. 31
松本章	放射性汚染 処理第2課	科学技術庁	放射性廃棄物対策技術専門部会 基準分科会	自 53. 3. 20 至 53. 9. 19
"	"	"	INFCE 対策協議会 使用済燃料貯蔵研究会	自 52. 10. 3 至 54. 10. 2
"	"	"	原子力安全技術顧問	自 53. 11. 25 至 55. 11. 25
"	"	通産省資源 エネルギー庁	核燃料研究委員会	自 53. 2. 7 至 55. 2. 6
"	"	原子力環境整備 センター	核燃料パーク委員会	自 53. 10. 16 至 54. 3. 31
"	"	"	地中処分調査研究委員会	自 54. 2. 1 至 56. 3. 31
"	"	原子力安全研究協会	固体廃棄物処理処分委員会	自 53. 7. 1 至 55. 3. 31
小金沢卓	"	日本アイソトープ協会	RI 廃棄物処理施設工事設計書 等審査委員会	自 53. 1. 18 至 54. 3. 31
押野昌夫	大洗研究所 放射線管理課	日本電気計測器 工業会	IEC/TC 45 (原子力測定装置) 国内対策委員会委員	自 52. 4. 28 至 54. 3. 31
"	"	"	IEC/SC45 B (保健物理用測定 装置) 分科委員会	自 52. 4. 28 至 55. 3. 31
"	"	原子力環境整備 センター	試験的海洋処分実施計画専門委 員会委員	自 53. 9. 21 至 55. 3. 31
"	"	電力中央研究所	核燃料物質陸上輸送の安全評価に 関する調査研究委員会	自 54. 3. 1 至 55. 9. 30
南賢太郎	"	科学技術庁原子力安 全局	放出放射性物質測定技術小委員 会委員	自 53. 1. 11. 至 53. 8. 30
"	"	日本アイソトープ協会	放射線取扱主任者部会常任委員	自 53. 5. 1. 至 55. 3. 31
進士義正	大洗研究所 放射性廃棄 物処理課	日本アイソトープ協会	RI 廃棄物処理施設工事設計条件 書等審査委員会委員	自 53. 4. 4 至 54. 3. 31
三戸規生	"	原子力環境整備 センター	品質管理専門委員会委員	自 53. 9. 20 至 54. 3. 30
"	"	京都大学原子炉 実験所	放射性廃棄物処理専門研究会委員	自 53. 4. 1 至 54. 3. 31

## 9. 特許申請および登録

氏 名	標 題	年 月 日 登 録 No.
K. Bingo K. Kawai	Method for direct measurement of beta-ray absorbed dose rate and an instrument therefor	1978. 7. 18 登録 米国特許 No. 4101769
成 富 満 夫 村 田 幹 生 吉 田 芳 和	放射性ナトリウム中の微量放射性ヨウ素の定量法	1979. 2. 20 登録 国内特許 No. 9425935

## 編 集 後 記

1977年度の組織変更に伴い、従来含まれていた安全管理業務および環境廃棄物処理処分に関する研究などの項目が、本報告書の1978年度版から除かれることになった。このため、総括の内容が前号とは異ったものになり、報告書の名称も「保健物理と安全管理」から「保健物理—管理と研究—」に改められた。

また、用語などの統一については、前年度幹事の協力を得て、執筆要綱の改訂を行い、明確化に努めたが、不十分なところが残った。なお、原子力用語、単位および記号は1978年版JISに従うこととした。

そのほか、付録の掲載様式についても若干の変更をした。

最後に、事務局の移動があったにもかかわらず、迅速な事務処理をして頂いた事務局の方々に深謝致します。

(松野記)

## 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	大 谷 暁 (東海研究所保健物理部線量計測課)
幹 事	松 野 見 爾 ( " 放射線管理第2課)
委 員	加 藤 正 平 ( " 放射線管理第1課)
	高 橋 昭 雄 ( " 放射線管理第3課)
	井 上 義 教 ( " 体内放射能課)
	内 藤 和 夫 ( " 放射性汚染処理第1課)
	西 村 允 宏 ( " 放射性汚染処理第2課)
	森 繁 (高崎研究所管理部安全管理課)
	望 月 民 三 (大洗研究所管理部放射線管理課)
	市 川 貞 一 ( " 放射性廃棄物処理課)
事 務 局	佐々木 覚 (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)