

保健物理安全管理部の活動

No. 11

(1968年度)

---

1969年10月

---

日本原子力研究所

Japan Atomic Energy Research Institute

## 保健物理安全管理部の活動 (1968年度)

### ま え が き

保健物理安全管理部の担う役割は、3本の大きな柱から成り立っているものと思われる。まず、第一の柱は、原研内で働く人々を放射線の障害から防護し、同時に敷地内の貴重な施設を放射線障害の観点から保全することである。敷地外の住民やその財産に対しても、放射線の障害が起らないように、放射線の対策を講ずることも大切な任務である。第二の柱は、第一の任務を支障なく、より経済的かつ効果的に実施するため、技術の研究・開発を活発におこなって、第一の管理業務を援護することであろう。第三の柱は、上述の放射線管理の経験や技術開発・研究を背景として、わが国さらには世界の原子力施設や研究所の放射線管理や研究に積極的に寄与することであろう。特に実務と研究が共存する場としての原研保健物理安全管理部の役割は重要である。

さて、1968年度の保健物理安全管理部の活動を概観してみよう。原研の各施設においては、放射線レベルの急激な上昇が見られたが、放射線管理が適切におこなわれた結果、個人の年間平均被曝線量は前年に比べ1.7倍に抑えることができた。しかし、RIの吸入や皮膚汚染など人体汚染の問題については、その複雑性のため、その防護や線量評価が今後の大きな問題として close up されてきた。一方、敷地外へのRIの放出に関しては、特に問題となるような例は見られなかった。

一般安全関係としては、JRR-2において、原子炉制

御台が焼損したことは、世間的に大きな波紋を投げた。禍を転じて福となすべく、多くの対策がとられ、二度と同じ失敗を繰返さないものと思われる。また、特にこの焼損事故に関連して、安全当直の機能についても再検討がおこなわれつつある。

保健物理安全管理部の第二の柱である技術開発・研究では、放射線管理を有効におこなうため、次のような事項が研究対象となった。すなわち、放射線管理方式の強化と効率化（たとえば調査レベルの設置、モニタの規格化）、エアゾルの測定法、非常時の個人外部被曝線量計測、内部被曝線量の評価法、環境汚染の評価法などである。また技術開発を支える基礎的な研究としては、マイクロドジメトリ、内部被曝評価上の基礎データの獲得、気象・海洋など幾多の研究がおこなわれ、多くの成果を得た。

一方、廃棄物処理場、汚染除去場の運営も一般的に支障なくおこなわれたが、プルトニウム廃液、動物屍体の処理に関しては問題が今後に残された。

以上簡単に1968年度の保健物理安全管理部の活動を要約したが、このレポートに収録されたデータが多くの人々の目にふれ、有効に生かされることを祈念してやまない。

保健物理安全管理部長

坂 岸 昇 吉

# Activities

## in the Division of Health Physics and Safety

(April 1, 1968~March 31, 1969)

### Preface

This is the eleventh annual report of the Division of Health Physics and Safety. The Division has three main duties. The first one is to keep the facilities of the Institute as well as the personnel in good condition from the standpoint of radiation damage. In addition, the Division should contribute to the protection of the public people and their properties. In short, the radiation control is one of the main duties of the Division.

The second is to perform developmental and research activities in order to support the radiation monitoring by devising good instruments and by giving necessary information.

On the background of the above two activities, it is possible to make positive contribution to the radiation monitoring techniques or research activities in other atomic energy facilities in this country or in the world. This is the third duty.

The activities of the Division in 1968 may be summarized as follows. The radiation level in the whole Institute increased rapidly as compared with the preceding year, but reflecting the success of radiation control, the annual maximum personnel dose was fairly less than the permissible dose and the mean annual dose was 1.7 times of that of the previous year. However, it was realized that the problem of human body contamination such as inhalation of fission products was complicated and difficult to resolve. On the other hand, no special release of radioisotopes into the environment was found.

As to the general safety other than radiation, the control desk of a reactor (JRR-2) burned up and this caused a great sensation. Many countermeasures were taken immediately. It is believed that the same incident will not take place again. In connection with this fire incident, the system of safety control after duty hours was re-examined.

The following subjects were studied as the second main duty of the Division. They are, the intensification and enhancement of the efficiency of radiation monitoring, measurement of aerosols, personnel dose measurement at emergency, and evaluation of environmental contamination.

In addition, as the basic studies, microdosimetry, internal dosimetry, meteorology and oceanography and others were studied with good results.

On the other hand, the decontamination and waste disposal and treatment were performed without trouble, but the treatment of plutonium solution and the problem of burn up of animal carcasses remained unsolved.

This is a brief summary of the activities of the Division in 1968. We hope this report will be useful for many people.

June 1969

SAKAGISHI S., Chief  
Division of Health Physics and Safety

## 目 次

1. 管 理	$\beta$ 線放射粒子の測定法	71
1.1 管理体制	2.1.4 トリチウムに対する各種吸収缶の除去性能	72
1.1.1 概 要	2.1.5 各種添着活性炭の放射性浮遊ヨウ素に対する除去性能の比較	73
1.1.2 管理組織	2.2 管理計測	75
1.1.3 所内委員会および部内委員会	2.2.1 概 要	75
1.2 安全管理	2.2.2 核暴走事故時の線量評価	75
1.2.1 概 要	2.2.3 GM サーベイメータ SM-150 の特性	76
1.2.2 災害予防対策	2.2.4 ガスフロー型アルファ線ハンドフットモニタの特性	79
1.2.3 災害対策	2.2.5 走査測定時における表面汚染検査計の応答	80
1.2.4 JRR-2 制御台焼損事故	2.2.6 放射線モニタの標準化の一考察	82
1.2.5 事故統計	2.2.7 構内モニタリングポストの改造	83
1.3 施設内の放射線管理	2.2.8 簡易野外ダストサンプラ	84
1.3.1 概 要	2.2.9 臨界事故時の照射率と照射率計の応答	84
1.3.2 管理区域	2.3 体内放射能	87
1.3.3 管理データ	2.3.1 概 要	87
1.3.4 ホットラボ, RI 製造工場および再処理試験施設の放射線管理	2.3.2 $^3\text{H}$ の全身有効半減期の測定	88
1.3.5 原子炉の放射線管理	2.3.3 皮膚の RI 汚染による線量の評価	89
1.4 モニタ類の管理ならびに放射線計測	2.3.4 個人内部被曝管理における全身計測とバイオアッセイの役割	90
1.4.1 概 要	2.3.5 バイオアッセイにおける Pu(IV) の重合体の問題について	92
1.4.2 サーベイメータの校正管理	2.3.6 低バックグラウンド $\beta$ カウンタ	93
1.4.3 放射線管理試料の測定および測定装置の管理	2.4 環境放射能	94
1.4.4 放射線監視用計測装置の管理	2.4.1 概 要	94
1.5 個人被曝線量の管理	2.4.2 大気中自然放射能濃度の変動 (I)	94
1.5.1 概 要	2.4.3 雨水中の $\beta$ 放射能の測定	96
1.5.2 外部被曝線量の管理	2.4.4 モニタリング・ステーション・データの電子計算機による処理	98
1.5.3 内部被曝線量の管理	2.4.5 土壌中の放射性ストロンチウムおよびセシウム-137 の分析法の検討	98
1.6 環境放射能の管理	2.4.6 超音波風速計による風速変動の測定	100
1.6.1 概 要	2.4.7 東海村沖の海況と沿岸流の解析	100
1.6.2 固定モニタリング施設	2.4.8 JFER に関連した環境安全上の問題	101
1.6.3 環境 $\gamma$ 線サーベイ	2.5 放射性汚染処理	102
1.6.4 環境試料中の放射線測定	2.5.1 概 要	102
1.6.5 気象観測	2.5.2 8 m <sup>3</sup> タンクローリーの製作	102
1.6.6 海洋観測と観測船の管理	2.5.3 低レベル蒸発缶体の検査	102
1.7 放射性廃棄物の処理および汚染の除去	2.5.4 放射性粉体で汚染した特殊防護衣の除染試験	103
1.7.1 概 要	3. 研究開発	
1.7.2 廃棄物処理の管理	3.1 放射線計測	105
1.7.3 汚染除去		
2. 管理技術		
2.1 施設内放射線管理		
2.1.1 概 要		
2.1.2 放射線作業場における表面汚染度の分布則		
2.1.3 オートラジオグラフィによる		

3.1.1	概 要	105	濃度の時間的変動	119	
3.1.2	微視的線量の標的理論への応用(II)	105	3.3.4	気体廃棄物の長期間連続放出に伴う 気象統計と年間平均地表濃度分布	120
3.1.3	適応性のある線形分類を用いた 飛跡の検出	107	3.3.5	気体廃棄物の短期間計画放出に伴う 気象統計	121
3.1.4	肺中プルトニウムモニタの今後の問 題点	108	3.3.6	東海村沿岸水の放射能汚染の解析	122
3.1.5	波高弁別器バイアス変調による高感 度シンチレーションドジメータの開 発	109	3.3.7	東海村沖海流の変動の測定	122
3.1.6	各種サイズの NaI シンチレータの G(E) 関数の決定	110	3.3.8	東海村沖海流変動と海洋拡散	124
3.2	内部被曝	111	3.3.9	濃縮係数と海洋汚染評価	126
3.2.1	概 要	111	3.3.10	放射性廃液の海岸放出に伴う外部被曝	127
3.2.2	陰イオン交換法による血液中のプ ルトニウムの定量法	111	3.3.11	原子炉事故時における環境モニタの 役割	128
3.2.3	硝酸アンモニウム溶液におけるプ ルトニウムの電着	112	3.4	放射性汚染処理	130
3.2.4	ラットにおける Ce-144 の残留, 排 泄および体内分布におよぼす担体の 影響	113	3.4.1	概 要	130
3.2.5	ネズミの $^{137}\text{Cs}$ の残留, 排泄および 血中濃度におよぼす飢餓の影響	115	3.4.2	放射性廃棄物処理に関する実験	130
3.2.6	長期にわたるフォールアウト $^{90}\text{Sr}$ の 摂取, 蓄積, 排泄の相関関係	116	3.4.3	固体表面の放射性汚染とその除去	132
3.3	環境放射能	118	3.4.4	プルトニウムによる皮膚汚染とその 除去	133
3.3.1	概 要	118	4.	附 録	
3.3.2	地面の放射性核種濃度のばらつきと $\gamma$ 線照射量との関係	118	4.1	外部投稿論文	135
3.3.3	放射化分析による大気中の Mn と Na		4.2	研究所刊行物	136
			4.3	口頭発表	138
			4.4	協同調査研究	141
			4.5	受託調査研究	141
			4.6	委員会活動	141
			4.7	所外講師招聘	143
			4.8	研究囑託	143
			4.9	教育訓練講師	143
			4.10	外国出張および留学	143

## Contents

### Preface

#### 1. Administration, Monitoring and Maintenance

1.1 Organization.....	1
1.1.1 Abstract.....	1
1.1.2 Organization.....	1
1.1.3 Safety Committees .....	1
1.2 Safety Countermeasures .....	5
1.2.1 Abstract.....	5
1.2.2 Accident Prevention .....	5
1.2.3 Emergency Control.....	8
1.2.4 Fire Incident of Control Desk in JRR-2 .....	8
1.2.5 Statistics of Incidents .....	9
1.3 Radiation Monitoring in Nuclear Facilities .....	18
1.3.1 Abstract .....	18
1.3.2 Controlled Area .....	21
1.3.3 Monitoring Data .....	22
1.3.4 Radiation Monitoring for Laboratories and Chemical Facility .....	26
1.3.5 Radiation Monitoring for Reactor .....	32
1.4 Maintenance of Monitors and Radiation Measurement .....	44
1.4.1 Abstract.....	44
1.4.2 Maintenance and Calibration of Survey meters .....	44
1.4.3 Measurement of Radioactivity in Routine Samples and Maintenance of Counting Instrument .....	45
1.4.4 Maintenance of Radiation Monitors .....	45
1.5 Personnel Monitoring.....	48
1.5.1 Abstract.....	48
1.5.2 Monitoring of External Dose .....	49
1.5.3 Monitoring of Internal Dose.....	52
1.6 Environmental Monitoring.....	58
1.6.1 Abstract.....	58
1.6.2 Network of Radiation Monitors .....	58
1.6.3 Environmental Gamma-Radiation Survey .....	59
1.6.4 Radioactivity in Environmental Materials.....	59
1.6.5 Meteorological Observation .....	61
1.6.6 Oceanographical Observation and Maintenance of Survey Vessel .....	62
1.7 Radioactive Waste Treatment and Decontamination .....	63
1.7.1 Abstract.....	63
1.7.2 Radioactive Waste Treatment .....	63
1.7.3 Decontamination .....	66

#### 2. Radiation and Operational Safety Technique

2.1 Radiation Control in Nuclear Facilities .....	69
2.1.1 Abstract.....	69
2.1.2 An Application of the Lognormal and the Rosin-Rammler Functions to the Data on Surface Contamination at Controlled Areas .....	70
2.1.3 Determination of Size-Distribution of Beta-Radioactive Particles by Means of Microautoradiography .....	71

2.1.4	Performance of Gas Mask Cartridge for Removing Tritium .....	72
2.1.5	Comparison of the Performance of Impregnated Charcoals for Collecting Airborne Radioiodine .....	73
2.2	Instrumentation .....	75
2.2.1	Abstract.....	75
2.2.2	Dose Evaluation at Nuclear Accident.....	75
2.2.3	Characteristics of GM Surveymeter Model SM-150 .....	76
2.2.4	Characteristics of Gas-Flow Type Alpha-Ray Hand Foot Monitor .....	79
2.2.5	Response of a Surface Contamination Monitor for Scanning Use .....	80
2.2.6	On Standardization of Monitors .....	82
2.2.7	Refitment of Monitoring Post .....	83
2.2.8	Simple Dust Sampler for Field Use .....	84
2.2.9	Exposure Rate at Critical Accident and Response of Exposure-Rate Sensitive Detector .....	84
2.3	Internal Exposure .....	87
2.3.1	Abstract.....	87
2.3.2	Measurements of Effective Half Life of Tritiated Water in Humans.....	88
2.3.3	Assessment of Skin Dose from Skin Contamination .....	89
2.3.4	The Roles of Whole Body Counting and Bioassay in Assessment of Internal Contamination .....	90
2.3.5	Some Problems on Plutonium Polymer in Bioassay.....	92
2.3.6	Low Back Ground $\beta$ Counter .....	93
2.4	Environmental Survey .....	94
2.4.1	Abstract.....	94
2.4.2	On the Variation of Airborne Natural Radioactivity near the Ground .....	94
2.4.3	Measurement of $\beta$ Radioactivity in Rain Water .....	96
2.4.4	Monitoring Station Data Analysis Using Computer .....	98
2.4.5	Examination of Radiochemical Determination Method of Radiostrontium and Cesium-137 in Soil .....	98
2.4.6	Measurement of Wind Speed Fluctuation with Sonic Anemometer.....	100
2.4.7	Analysis of Oceanographical Condition and Coastal Current off Tōkai-Mura.....	100
2.4.8	Problem of Environmental Safety on the Japan Fast Experimental Reactor .....	101
2.5	Radioactive Waste Treatment and Decontamination.....	102
2.5.1	Abstract.....	102
2.5.2	Specifications and Framing of a Tank Rolly (Carrying Capacity : 8 t) .....	102
2.5.3	Overhaul of a Evaporator Used for Low Level Radioactive Liquid Wastes .....	102
2.5.4	Decontamination Test of Protective Clothing Contaminated with Radioactive Particulate ...	103
3.	Research and Development .....	
3.1	Radiation Dosimetry .....	105
3.1.1	Abstract.....	105
3.1.2	Application of Microdose Concept to Target Theory (II) .....	105
3.1.3	Track Recognition by Adaptive Linear Classifier.....	107
3.1.4	Some Problems of Lung Counter for the Detection of Plutonium-239 in Vivo .....	108
3.1.5	Development of High Sensitive Wide Range Scintillation Dosimeter Using Discrimination Bias Modulation Method .....	109
3.1.6	Determination of G(E) Function on Spectra-Dose Operator for Some NaI Scintillators .....	110
3.2	Internal Exposure .....	111
3.2.1	Abstract.....	111
3.2.2	Method for Determination of Plutonium in Blood by Anion Exchange .....	111
3.2.3	Electrodeposition of Plutonium in Ammonium Nitrate Solution .....	112
3.2.4	Effects of Carrier on the Retention, Excretion and Distribution of Ce-144 in Rats.....	113

3.2.5	Retention, Excretion and Blood Concentration of $^{137}\text{Cs}$ by Rats as Influenced by Starvation .....	115
3.2.6	Correlation between Ingestion, Accumulation and Excretion of Fallout $^{90}\text{Sr}$ in Man on a Long-term Scale .....	116
3.3	Environmental Radiation and Contamination .....	118
3.3.1	Abstract.....	118
3.3.2	Relation between Gamma Radiation Exposure Rate and Radioactive Concentration on the Ground Surface.....	118
3.3.3	Atmospheric Concentration of Mn and Na Determined by Activation Analysis .....	119
3.3.4	Meteorological Statistics for a Long-Period Continuous Release of Gaseous Waste and Annual Mean Level of the Ground Concentration .....	120
3.3.5	Meteorological Statistics for Short-period Planned Release of Gaseous Waste .....	121
3.3.6	Analysis of Radioactive Contamination of Coastal Water off Tōkai-mura .....	122
3.3.7	The Sea Current Variation off Tōkai-mura .....	122
3.3.8	The Sea Current Variation and Oceanic Diffusion off Tōkai-mura .....	124
3.3.9	A Few Comment on Radioactive Concentration of Sea Water and Concentration Factor of Marine Organisms .....	126
3.3.10	External Exposure due to Coastal Discharge of Radioactive Liquid Wastes .....	127
3.3.11	Role of Environmental Monitors at a Reactor Accident.....	128
3.4	Radioactive Waste Treatment and Decontamination .....	130
3.4.1	Abstract.....	130
3.4.2	Experimental Studies on Radioactive Waste Treatment.....	130
3.4.3	Studies on Radioactive Contamination and Decontamination of Solid Surfaces .....	132
3.4.4	Studies on Plutonium Skin Contamination and Decontamination .....	133
4.	Appendix .....	
4.1	Papers .....	135
4.2	Internal Reports .....	136
4.3	Oral Presentations .....	138
4.4	Coworks .....	141
4.5	Accepted Works .....	141
4.6	Activities of Committees .....	141
4.7	Visiting Lecturer.....	143
4.8	Non-Regular Research Member .....	143
4.9	Education and Training.....	143
4.10	Foreign Parts Trip.....	143



# 1. 管 理

---

Administration, Monitoring and Maintenance

## 1.1 管 理 体 制

### Organization

The activities in the division were carried out under the same organization as in the preceding year.

The organization in the division is as follows;

#### Division of Health Physics and Safety

- Health Physics Administration Section
- Operational Safety Section
- Radiation Control Section
- Environmental Survey Section
- Bioassay Section
- Radiation Dosimetry Section
- Waste Disposal and Decontamination Section
- Shielding Laboratory

#### 1.1.1 概 要

本年度は保健物理安全管理部として、年度末定員 149 名、管理体制としては、安全業務、安全対策、放射線管理、環境放射能、体内放射能、線量計測、放射性汚染処理の各課および遮蔽研究室のもとに、その所掌業務ならびに技術開発を支障なく実施した。また部外に対して

は、大洗研究所を始めとし、動力炉・核燃料開発事業団、および電力会社などに対して、放射線管理の経験者を派遣するとともに、原子力施設の設計、建設に関連し、技術的協力を実施した。(遠藤)

#### 1.1.2 管 理 組 織

保健物理安全管理部の 1969 年 3 月 31 日現在の組織、人員ならびに主な所掌業務、技術開発内容を TABLE 1-1 に示す。(遠藤)

#### 1.1.3 所内委員会および部内委員会

##### (1) 安全委員会

〔委員長〕 坂岸昇吉 (保健物理安全管理部長)  
 〔委員〕 川嶋清司 (管理部次長, 12月から研究炉管理部次長), 黒田正三 (技術部長, 10月まで), 木場規矩雄 (技術部次長, 11月から), 本島健次 (原子炉化学部長), 大森栄一 (研究炉管理部次長, 12月まで), 村主進 (動力試験炉管理部次長), 柴田長夫 (RI 製造部長), 大木友三郎 (工務第 3 課), 田代晋吾 (放射性汚染処理課), 立川円造 (炉化学研究室), 河口広司 (分析センター), 鈴木正年 (JRR-3 管理課), 出雲三四六 (RI 製造課),  
 〔事務局〕 安全対策課

本委員会は年度内に 9 回 (うち臨時 1 回) 開催され、主として次の事項が審議された。

##### (a) 安全体制の再検討について

昭和 43 年 7 月 12 日に発生した JRR-2 制御台焼損事故を契機として、所長通達にもとづく部課室安全会議での指摘事項をもとに、安全委員会で審議すべき事項、安全委員会の役割等の安全体制全般に関し審議がおこなわれ、安全管理担当者の機能の強化、安全会議等の運営の改善を中心としたラインの安全活動の強化策、および勤務時間外の安全管理の強化の一つとしての、安全当直制度の改善策を含めた事故体制の整備について検討を開始した。

また、JRR-2 制御台焼損事故に関しておこなわれた副安全当直者に対する人事上の措置に関して、3月31日付けをもって「勤務時間外の安全管理および安全問題の

TABLE 1-1

保健物理 安全管理部 部長 坂岸昇吉 次長 宮永一郎 部付 藤田 稔 (主任研究員) " 田島雄三 " 丸山吉三 (149名)	安全業務課 課長 遠藤功一 (9名)	●事務係(5名) 係長 佐々木 覚 ※1 ●安全業務係(3名) 係長 丸山誠三郎	部の総括, 庶務的事項。 安全関係規則の整備, 調整, 官庁 許認可業務。
	安全対策課 課長(兼) 宮永一郎 " 代理 新谷英友 (10名)	●安全管理係(2名) 係長(兼) 新谷 英友 ●安全技术係(4名) 係長 角川 正義 ●災害対策係(3名) 係長 川野 幸夫	安全管理体制の整備, 安全訓練, 安全当直, 安全委員会庶務など。 設備, 機器等安全審査, 安全パト ロール, 安全マニュアルの整備, 運 転委員会の庶務など。 非常事故措置, 防護活動訓練, 事故 の調査統計, 防護器材の整備, 改善 など。
	放射線管理課 課長代理 吉田芳和 (45名)	●研究室管理係(10名) 係長 山本峰澄 ●研究炉管理第1係(10名) 係長 藤田久美雄 ●研究炉管理第2係(10名) 係長 大西 武 ●動力炉管理係(9名) 係長 園分 守信 ●再処理管理係(5名) 係長(兼) 大西 武	J P D R, J R R-1, J R R-2, J R R-3, J R R-4, 研究棟, ホ ットラボ, その他放射線取扱施設 の放射線管理およびこれに付随す る管理技術の開発。
	環境放射能課 課長 伊藤直次 " 代理 今井和彦 " 亀田和久 (19名)	●観測係(10名) 係長(兼) 亀田 和久 ●障害解析開発グループ(2名) リーダー 角田 道生 ●環境放射能開発グループ(6名) リーダー(兼) 今井和彦	環境放射能モニタリング, 気象, 海洋観測, 環境試料分析, 障害解 析および環境放射能に関する技術 開発。
	体内放射能課 課長代理 矢部 明 (9名)	●体内被曝測定係(4名) 係長(兼) 矢部 明 ●体内被曝測定開発グループ(4名) リーダー 赤石 準	ヒューマンカウンタによる体内放 射能の測定, 尿糞検査および内部 被曝に関する技術開発。
	線量計測課 課長代理 立田初己 (23名)	●外部被曝測定係(5名) 係長 齊藤 親 ●放射線監視計測器係(5名) 係長 二階堂昭二 ●計測校正係(5名) 係長 押野 昌夫 ●線量測定開発グループ(3名) リーダー 沼宮 弼雄 ●計測器開発グループ(5名) リーダー(兼) 立田 初己	フィルムバッジなどによる外部被 曝線量の測定, 放射線モニタ類の 保守校正, 放射線計測機器の開発, 線量測定技術の開発など。
	放射性汚染処理係 課長 町田忠司 " 代理 榊原茂雄 (25名)	●廃棄物処理係(12名) 係長 古平 登 ●汚染除去係(5名) 係長(兼) 榊原 茂雄 ※2 ●技術係(6名) 係長 和達 嘉樹	放射性物質取扱施設からの廃棄物 処理, 汚染機器および衣料の除染, 皮ふ除染剤の調製配布, 放射性汚 染区域の除染指導, ならびにそれ らに関する技術開発など。
	遮蔽研究室 室長(兼) 宮永一郎 (4名)		原子炉などの遮蔽に関する研究開 発をおこなう。

〔註〕 ※1. 本年度より新たにラジオアイソトープ管理の一元化にともない, 官庁許認可業務を担当することとなった。

※2. 1968. 6. 1. 新たに技術係を設置し, 放射性汚染処理ならびに汚染防護の技術開発などを行なう事となった。

取扱いについて」所長あて意見具申をおこなった。

(b) 工務安全当直の実施について

勤務時間外における安全管理の強化を図るため、安全当直に工務関係職員が参加することについては、JRR-2 制御台焼損事故が発生するなど事情の変更があり、再度検討した結果、①当面の措置として工務安全当直は有効な措置と考えるので、すみやかにこれを実施すべきである。②ただし、工務安全当直が実施されたとしても、十分であると見なしがたいので、直ちに安全当直制度を含む勤務時間外の安全管理の強化について抜本的な検討がおこなわれるべきである旨を、8月20日付けをもって所長に対し意見具申をおこない、9月10日付けをもって工務安全当直が実施された。

(c) JRR-3 燃料破損について

JRR-3 原子炉の燃料破損に関して、研究炉管理部から破損燃料発生の経緯、原因調査の経過および今後の対策について説明を求め、原子炉施設の安全管理の強化の面から問題点の検討を開始した。

またこれに関連して、2月に発生した JRR-3 重水フィルタ交換作業における FP による汚染の状況について保健物理安全管理部から説明があり、放射線管理面からの作業安全をさらに期することとなった。

(d) 5.5 MeV VDG の操作マニュアルについて

核物理第1研究室で作成した標記マニュアルが提出され、了承された。(西戸)

(2) 部・課室安全管理担当者連絡会議

年度内に部安全管理担当者連絡会議は2回、部課室安全管理担当者連絡会議は1回開催され、その内容は次のとおりである。

(a) 第1回部安全管理担当者連絡会議(6月28日)

7月1日から1週間の全国安全週間にちなみ、東海研究所で計画している安全週間行事について、その説明をおこない、実施にあたっての協力を依頼した。

(b) 第1回部課室安全管理担当者連絡会議(7月23

日)

JRR-2 制御台焼損事故の発生にともない「安全管理の強化について」の東海研究所長通達が発せられたが、安全に関してラインの部課室長を補佐する部および課室の安全管理担当者に対し、通達の周知と所属職員に対する積極的な助言、援助、指導を要請した。

安全管理担当者からは、ラインの部課室長の安全に対する認識が必ずしも強くないとの指摘があり、今後部長会議等でさらにラインに対する安全活動の強化を要請するとともに、安全ニュース等により“ライン自らがおこなう日常業務としての安全”をさらに啓蒙してゆくこととなった。

(c) 第2回部安全管理担当者連絡会議(12月5日)

イ. 年末安全パトロールの実施について

ロ. 安全会議指摘事項の改善実施計画について

7月の所長通達にもとづき各部課室の安全会議で指摘された事項に関する改善実施計画の説明をおこなった。

(西戸)

(3) 使用施設等運転委員会

〔委員長〕 坂岸昇吉(保健物理安全管理部長)

〔委員〕 青地哲男(再処理開発試験室長)、石森富太郎(放射化学第1研究室長)、伊勢幸正(工務第2課長)、佐々木吉方(研究炉利用課長)、田島雄三(保物)、林克彦(設備課長)、福田整司(大洗、安全管理課長)、藤村理人(構造強度研究室長)、松本徳太郎(大洗、ホットラボ管理課長)、宮永一郎(保健物理安全管理部次長)、望月勉(アイソトープ事業部製造部次長)、安福晋太郎(建設課長)、(50音順)

〔事務局〕 安全対策課

使用施設等運転委員会は、年度内に5回開催され、関連施設の支分組織の長に対し、13件の答申をおこなった。本委員会が年度内に実施した安全審査事項は TABLE 1-2 に示すとおりである。

TABLE 1-2 使用施設等運転委員会が安全審査を実施した対象施設、1968年4月~1969年3月

支分組織	項 目	審査回数	審査終了等 年 月 日
東 海 研	○プルトニウム研究棟 108号のグローブ・ボックスA~L(分析センター所属)等において取扱う放射性物質の種類の変更に係る安全性について	1	'68, 6. 29
	○プルトニウム研究1棟のグローブボックス No. 10712(プルトニウム燃料研究室所属)の用途等の変更およびカプセル溶接機の新設に係る安全性について	1	'68, 9. 24
	○使用施設等の運転状況(昭和43年度第1四半期分)について	1	'68, 9. 24
	同 上 (昭和43年度第2四半期分)	1	'68, 11. 5
	○東海研究所における放射性廃棄物の廃棄等に関する規程に係る技術基準について	1	'69, 1. 14
	○使用施設等の運転状況(昭和43年度第3四半期分)について	1	'69, 1. 21
	○ベアリング試験用小型 Na ループ(動力炉開発管理室所属)の安全性について	1	'69, 1. 21
大 洗 研	○使用施設等の運転状況(昭和43年度第1四半期分)について	1	'68, 9. 24
	同 上 (昭和43年度第2四半期分)	1	'68, 11. 5
	同 上 (昭和43年度第3四半期分)	1	'69, 1. 21
アイソト プ事業部	○使用施設等の運転状況(昭和43年度第1四半期分)について	1	'68, 9. 24
	同 上 (昭和43年度第2四半期分)	1	'68, 11. 5
	同 上 (昭和43年度第3四半期分)	1	'69, 1. 21

TABLE 1-3 傷汚染の処置基準

体内に摂取された RI 等による内部被曝の値 (全身換算推定値)	とるべき処置 (保健物理的計測等)	現場における指針 左欄に該当する体内摂取量は核種分類(決定臓器に対する有効半減期分類)に応じて次のようになる		
		5日未満	5日～49日	50日以上
10 m rem～1 rem	尿糞検査 全身カウンター	$\frac{1}{10}Q \sim 10Q$	$\frac{1}{100}Q \sim Q$	$\frac{1}{1000}Q \sim \frac{1}{10}Q$
1 rem 以上	緊急検査 (Bioassay と共に医療措置を検討)	10Q以上	Q以上	$\frac{1}{10}Q$ 以上

〔注〕 Q は体内に摂取された RI 等の決定臓器に対する最大許容全身負荷量を意味する。

#### (4) 金属性危険物取扱施設安全審査専門部会

〔専門部会長〕 坂岸昇吉 (保健物理安全管理部長)

〔委員〕 青地哲男 (再処理開発試験室長), 林克彦 (設備課長), 藤村理人 (構造強度研究室長), 宮永一郎 (保健物理安全管理部次長), (50音順)

〔専門委員〕 浅田浅三 (工作課長), 木場規矩雄 (技術部次長), 長崎隆吉 (材料研究室長), 夏目晴夫 (放射化学第2研究室長), (50音順)

〔事務局〕 安全対策課

使用施設等運転委員会の専門部会として前年度に発足した標記専門部会は, 本年度中, 次の議題について3回の審議をおこなったが, 第10回専門部会をもって初期の目的をほぼ終了したので, 3月末日(専門部会員の任命期間の終了日)をもって解散となった。

(a) ベアリング試験用小型 Na ループ (動力炉開発管理室所属) の安全性について。

(b) 不純物挙動試験ループ (ナトリウム研究室所属) の改造に関する安全性について。

(c) Na ループ (ナトリウム研究室所属) の運転要領および応急措置要領の妥当性について。

#### (5) 放射線安全基準委員会

〔委員長〕 宮永一郎 (保健物理安全管理部次長)

〔委員〕 伊藤直次 (環境放射能課長), 菊池栄助 (大洗, 安全管理課長代理), 田島雄三 (部付), 立田初己 (線量計測課長代理), 藤田稔 (主任研究員), 福田整司 (大洗・安全管理課長), 吉田芳和 (放射線管理課長), (50音順)

(本年度より伊藤直次, 吉田芳和の両氏が委員に追加された)

〔事務局〕 安全対策課

本年度は, 第16回委員会において次の件に関する審議をおこなった。

#### (a) 汚染物品の売却に関する取扱基準

放射線管理区域内で使用した不要物品については, 次の条件を満たす器材についてのみ放射性汚染の検査をおこなない, その結果汚染無しと判定したもののみを売却可と

することとなった。

(i) 原研の外部へ売却した場合に十分なる利用価値を生ずる高価な器材。

(ii) 売却物品を受取る側が放射線管理区域を有し, その区域内で使用される器材。

(b) 手指部被曝線量測定管理方式の変更について。

従来, 手指部被曝線量の測定は Film Ring, Wrist Badge により実施されてきたが, 今後は原則として Film Ring のみを貸与する。ただし特殊な作業の実施などにより Wrist Badge をも必要とする場合は従前どおりとする。

(c) 傷汚染に対する保健物理上の処置基準について傷口から侵入したと考えられる放射性汚染物の量に応じて採るべき保健物理的処置(計測に関するもの)の判断基準について検討し, TABLE 1-3 のような成果を得た。

(d) Be の表面汚染について

東海研究所内において Be 金属(およびその化合物)の工作加工をおこなう場合の安全管理上必要となる表面汚染の管理基準に関して審議したが, 引き続き検討中である。

(井上)

#### (6) ミスアラーム防止対策検討会

〔主査〕 二階堂昭二 (放射線監視計測器係長)

〔委員〕 猪俣新次 (エレクトロニクス課), 紺野俊男 (工務第2課), 城谷孝 (線量計測課), 関守 (安全対策課), 高田光 (JRR-3 管理課), 高橋良吉 (工務第一課), 皆川高 (構内課), 山本峰澄 (放射線管理課) (50音順)

〔事務局〕 安全対策課

かねて安全委員会などより早急に検討改善をはかるよう要請されていた各種警報装置のミスアラーム防止対策について, 保健物理安全管理部長の諮問機関として, 関係部課室の協力を得て標記検討会が'68年11月に発足した。この検討会は東海研究所に所在する各種警報装置について技術的な検討をおこない, 具体的な改善等について取りまとめるものであり, 第1回検討会は'68年11月21日に開催され, 年度内に8回の会合がもたれた。(関)

## 1.2 安全管理

### Safety Countermeasures

1. A fire incident occurred in the JRR-2 facility in July of 1968, and as the result of the whole safety inspections done from the stand point of preventing the occurrence of the similar incident again, the improvement plan on the safety control was made in December.
2. As an accident countermeasure, the staff of the Utilities and Maintenance Section was included in the safety night-duty system in September, to strengthen the ability of the safety control after the duty hours.
3. Routine work in the Section of Operational Safety and safety actions in the ordinary organizations were positively carried out as in the previous years, and produced good results.
4. The number of labour accidents decreased as compared with the previous year.

#### 1.2.1 概要

43年度の安全管理は、7月12日に発生したJRR-2制御台焼損事故に伴う諸体制の改善、整備に終始したと言っても過言ではない。この事故は原子炉内における火災であったため社会的反響も大きく、これを契機として同種災害の再発防止の観点から全所的に安全の総点検がおこなわれた。

総点検は各部課室における安全会議の場を用いておこなわれ、そこで指摘された問題点を集約して12月に改善実施計画がまとめられ、これに基づいてその後の安全管理の整備が進められることとなった。

特に事故対策面における体制の改善としては、勤務時間外の安全体制強化の一環として、安全当直制度の一部改正がおこなわれ、9月から新たに工務安全当直が実施された。しかしながら、問題の根本的改善には、なお一層の整備が必要であり、現場側における事故措置体制の整備、警備消防機能の強化およびこれにともなう現行安全体制の再編成等が今後の改善の指針とされた。

ルーチン業務としては、安全教育と啓蒙、施設、機器等の安全審査、防護活動組織の訓練、安全パトロール、安全技術指導等が従来どおり、多角的におこなわれた。

ラインにおける安全活動も、JRR-2制御台焼損事故が発生したこともあって、一段と活発となり、安全会議、安全パトロール等の活動を通じて着実に成果をあげた。

災害統計からこれをみると、一般労働災害は度数率(休業以上の発生件数)、強度率(損失日数)ともに前年度を下回り、災害内容も比較的軽微なものであった。また職員の平均被曝線量および最大被曝線量ともに、ほぼ前年度と同様であり、勧告件数は皆無であった。

以上のほか特記事項として次の事項があげられる。

(1) 前年度末に完成したRI等緊急標識が5月に制度化され、所内約200ヵ所の研究室等に掲示された。

(2) 前年度に作成された防災業務計画をうけて、現行の事故関係規程類の改正作業等が進められた。(新谷)

#### 1.2.2 災害予防対策

##### (1) 安全管理基準

本年度は、放射性同位元素および核燃料物質が所在する研究室などにおいて火災が発生した場合、緊急にとるべき防護措置の基準を示すことを目的として、「RI等緊急標識」を所内180ヵ所に配布し、東海研究所長通達(昭和43年5月20日付、43東保安第40号)により実

施した。また「安全保護具の使用基準」の原案を作成し、保護眼鏡についてはとくに展示検討会を開いて使用品目の選定と普及に遺漏の無いことを期した。

##### (2) 安全審査

原子炉等安全審査規程にもとづく使用施設等運転委員会および金属性危険物取扱施設安全審査専門部会(詳細

は 1.1.3 節 (3), (4) 項参照) のほか, 設備・機器等に関する安全審査をおこなった。審査件数は 116 件で, 内訳は次のとおりである。

- 吊具および構造強度関係.....78件
- 放射線防護関係.....19件
- 高圧ガス, 危険物, 圧力容器関係.....15件
- その他.....4件

このほか, 各課室からの依頼により立会検査や労働環境調査 (ガス漏洩検査, 騒音調査) などをおこなった。  
(清木)

(3) 安全啓蒙

(a) 安全ニュース

安全ニュースは, 年度内に 7 回発行された。発行状況および, 主なる内容は次のとおりである。

- 定期刊行 回数 第 15 号から第 18 号まで, 4 回
- 内容 RI 等緊急標識の解説  
安全週間行事計画の実施について  
安全会議指摘事項の改善実施計画の紹介  
年末安全パトロールの結果について

- 臨時刊行 回数 臨時号 No. 3 から No. 5 まで 3 回
- 内容 JRR-2 制御台焼損事故関係  
工務安全当直の実施

(b) 安全週間行事

7 月 1 日から 7 月 7 日までの全国安全週間にちなみ, 全所的に行事をおこなった。

今年の全国安全週間では, 「安全管理体制と安全点検制度の確立」が重点とされ, 当所でもラインにおける安

全確保の意識を高めるため, 安全ポスターとして「立場・持場で点検して, 設備・環境を整備しよう」を採用, これを各現場に配布し貼布してもらった。

この週間に実施した行事内容は次のとおりである。

- ORI 等緊急標識の掲示
- 部課室安全会議の開催
- 安全診断および安全パトロールの実施
- 総合防護活動訓練 (想定事故現場 JPDR) の実施
- 交通安全の法令講習会と講演会  
道路交法令講習会 (勝田警察署員)  
講演会「交通事故の心理」(阪大教授 鶴田正一氏)

(c) 安全掲示の設置

中央食堂に安全掲示を設け, 安全関係ニュース, 安全に関する資格取得試験の案内, ポスター等を掲示した。  
(西戸)

(4) 安全パトロール

本年度に安全対策課の企画と指導のもとにおこなった安全パトロールの内容は TABLE 1-4 のとおりである。  
(清木)

(5) 教育訓練

1968 年度の教育訓練の実施状況は, TABLE 1-5 (所内で開催された訓練) および TABLE 1-6 (所外で開催された訓練) のとおりである。

ラインでの安全確保のための一つ的手段として安全点検の有効性は認められるところであり, また安全点検の実際についての訓練の希望もあり, 人間工学的見地から安全問題を考察する講演と組みあわせ, 昭和 43 年度の安全管理担当者訓練を実施した。

TABLE 1-4 東海研究所における安全パトロールの実施状況 (1968年度)

実施月日	5月24日	6月27, 28日	7月4, 5日	12月17日~24日
対象	研究1, 2, 3棟	想定事故現場 15ヵ所	東海研究所内各施設 (建家別)	東海研究所内各施設 (組織別)
協力課室等	構内課, 人事課	構内課, 人事課	所長, 副所長, 安全管理主任, 副主任, 各部課室長, 各部課室安全管理担当者, 構内課, 工務1・2・3課, 放射線管理課	所長, 副所長, 安全委員, 構内課工務1・2・3課, 各部長および部課室安全管理担当者
重点目標	危険物, 高圧ガスボンベ, 毒物等の所在調査	危険物等の所在調査および火災警報器, 消火器等の配置に関する調査	整理整頓, 爆発火災の予防	防火・点検整理
成果	研究棟における RI 等と共存する危険物等の所在状態を明確に把握することができた。 また5月20日付で施行された「RI 等緊急標識」の掲示に関する実施状況を確認した。	想定事故現場における RI 等と共存する危険物等の所在状態を把握するとともに火災発生時における初期の防火活動に必要な資料を得ることができた。 これらの資料をもとに各想定事故現場の配置図面を作成することができた。	各部課室における安全上の問題点を把握し措置を完了した。 なお中央労働災害防止協会より安全管理士を2名招いて安全診断を行ない, 所内全般にわたる安全意識の昂揚を図ることができた。	パトロールの結果 延398件にわたる問題点が指摘されたが, このうち85%は直ちに改善され残る事項についても, 逐次改善されている。とくに, 腐蝕性薬品等を取扱う場所における電気火災等を防止するために, 耐蝕・耐熱性電線の必要性が指摘されたが, これは器材課の倉庫品に追加指定された。

TABLE 1-5 所内で開催された安全訓練

題名	講師	受講者	開催期間
安全週間行事 1. 安全診断に関する講演会 「安全診断の意義と実施方法」 2. 道路交通法講習会 3. 講演会「交通事故の心理」	高梨 湛 (中央労働災害防止協会) 勝田警察署員 鶴田正一 (阪大文学部教授)	部課室安全管理担当者 80名 一般職員 450名 一般職員 300名	'68, 7. 5 '68, 7. 2 '68, 7. 2
放射線作業従事者訓練	保物部職員	新入職員	'68, 5. 28~30
第2回 JPDR 短期外来研究員訓練	保物各課	電力会社外来研究員 2名	'68, 4~9
フォークリフト取扱講習会	高橋良雄 (東洋運搬機)	JPDR 職員 20名	'68, 9. 5
安全管理担当者訓練 人間工学と安全 安全点検の実際	坪内和夫 (早大理工学部教授) 石井義夫 (東芝鶴見工場)	安全管理担当者 100名 " 80名	'69, 3. 26 '69, 3. 26
クレーン運転士実技試験準備講習会 玉掛技能クレーン指名講習会	工務第3課職員 技術部職員 大洗研安全管理課職員	クレーン保有施設職員 8名 " 39名	'68, 6. の4日間 '69, 2. 17~3. 12

TABLE 1-6 所外で開催された安全訓練

講習会の名称 (開催地)	受講人員	実施日
全国安全衛生大会 (御殿場市)	3名	'68. 5. 28~30
第40回産業安全管理講習会 (東京)	2名	'68.11. 25~30
高圧ガス作業主任者冷凍3種講習会 (水戸)	8名	'68. 5. 18~19
高圧ガス作業主任者試験 (水戸)	16名	'68. 5. 26
クレーン運転士学科試験準備講習会 (水戸)	7名	'68. 5. 9~10
クレーン運転士学科試験 (水戸)	7名	'68. 5. 24
クレーン運転士実技試験 (日立)	8名	'68. 6. 23
高圧ガス作業主任者講習会 (東京)	9名	'68. 7. 8~12
高圧ガス作業主任者試験一部免除のための技術検定 (東京)	9名	'68. 8. 18
X線作業主任者講習会 (東京)	6名	'68. 8. 8
高圧ガス作業主任者試験 (水戸)	13名	'68.11. 24
アセチレン溶接士講習会 (水戸)	4名	'69. 1. 21~22
アセチレン溶接士試験 (水戸)	4名	'69. 1. 28
危険物取扱主任者講習会 (水戸, 日立)	12名	'68. 6. 14~15
危険物取扱主任者試験 (水戸, 日立)	12名	'68. 7. 14
防火管理者資格取得講習会 (水戸)	2名	'68. 8. 30~31
危険物取扱主任者乙種第4類試験 (水戸)	2名	'68.11. 10
消防設備士試験 (水戸)	1名	'68.11. 17
フォークリフト技能学科講習会 (水戸)	15名	'68.11. 28~29
フォークリフト技能実技講習会 (竜ヶ崎)	15名	'68.12
フォークリフト技能試験	15名	'68.12

資格取得に関する技能講習では、高圧ガス関係およびクレーン関係に重点をおき訓練を実施した。(西戸)

(6) 安全上の技術指導

本年度は、原子力施設のガス爆発事故を防止するために、可燃性ガス(水素、アセチレン等)の漏洩を感知しやすく、かつ原研の実情に適したガス警報装置の市販品について調査した。その結果、適当と思われる製品を購入して、所内の重要施設(13カ所)にその試用を依頼することとした。

試用の依頼先は、火災・爆発時に周辺地域の汚染が問題となる程度に多量の放射性物質を保有する施設(「RI等緊急標識」の赤帯表示数が3に該当するところ、13カ

所)であり、これらはかねてより爆発性ガスに関する対策が急がれていたところである。購入した製品は長寿命、防爆型、連続自動式で、かつ設置容易で原因不明のミスアラームが少ないといわれているが、試用の結果が好ましい場合には、試用品を依頼先に支給(移管)して各職場を通してガス警報器の普及と整備をはかる予定である。(角川)

(7) 安全当直制度の改訂

勤務時間外における安全管理の整備強化については、42年11月以降、安全委員会で審議が進められてきたが、43年2月に安全当直制度を強化するための当面の措置として、工務関係職員を副当直者として参加させるべきである旨の意見具申を所長に対しておこない、その後関係者においてその実施について検討がおこなわれてきた。

しかるに43年7月12日に、JRR-2制御台焼損事故が発生するに及び、これが主として安全当直制度の機能面における問題を生み、再度安全委員会において検討がおこなわれた。その結果、8月20日付をもって「安全管理の強化・促進について」所長に対して意見具申がおこなわれた。(1.1.3 (1) 安全委員会の項を参照)

安全委員会での審議と並行して、東海研究所安全当直規則および安全当直者行動要領を、実際に役立つ規則・要領に作成することに主眼をおき、全面的改正作業を進め、「東海研究所安全当直規則」(43東保安第77号、43年8月29日付)および「安全当直者行動要領」(43東保安第79号、43年8月30日付)ならびに「安全当直者の指名基準について」(43東保安第78号、43年8月29日付)として通達され、9月10日付をもって施行された。主な改正点は次のとおりである。

- (a) 安全当直者の指名(従来は指定)基準を変更し、主当直者は課室長と同代理に限定した。副当直者は技術部と保物安全管理部の事務系職員を除く一般職員であって、2級以上で業務経験2年以上の者とした。



- (b) 安全当直者の総括的な職務が規定され、主当直者の統轄機能と副当直者の主当直者に対する補佐機能を明らかにした。
- (c) 異常時における安全当直者の行動原則を明らかにし、関係者への連絡通報を機械的に処理できる

ようにした。

なお、所長への意見具申にもとづき、安全当直制度を含めた勤務時間外の安全管理の強化についての抜本的検討が、1月以降安全委員会等で進められている。(西戸)

### 1.2.3 災害対策

#### (1) 防護活動の体制

##### (a) 防災業務計画の下部規程の整備

昭和43年3月12日付をもって制定された、日本原子力研究所防災業務計画にもとづき、放射線事故、火災を問わず、非常事故から中小規模の事故に対する対策を明確にし、地域防災の観点からの具体的な計画の整備を図るため、現行の東海研究所非常事故措置規程の全面的な検討を始めた。(西戸)

##### (b) 専用防護活動本部室の開設

防護活動本部建家の整備が前年度に引き続き進められてきたが、4月に完了し、防護活動本部室が事務1棟第1会議室から防護活動本部建家に移設された。防護活動本部室は、防護活動の統括にあたる機関であり、移設によって、中央警備詰所、防護器材倉庫、緊急車庫、安全当直室、消防車庫等事故措置に必要な施設とか機関を集中的、有機的に駆使して、万一の事故に対する措置がおこなわれるようになり、安全体制は一段と強化されることになった。(川野)

#### (2) 防護活動訓練

本年度における防護活動訓練の実施状況は次のとおりである。

##### (a) 防護活動本部員訓練

防護活動本部の役割の中心となる通報と判断の迅速性を考慮し、情報班、広報班、参謀班等に分けて訓練が開始された。訓練経過は次のとおりである。

- |                |    |
|----------------|----|
| (イ) 基本活動訓練     | 4回 |
| (ロ) 想定事故現場合同訓練 | 3回 |

##### (b) 第6期防護隊訓練

第6期防護隊訓練は、1968年3月から1969年3月31日までで、その間、総計42回実施された。

- |                   |     |
|-------------------|-----|
| (イ) 基礎訓練および基本活動訓練 | 37回 |
| (ロ) 想定事故現場合同訓練    | 5回  |

なお、原研の安全体制についてのPRとして、4月25日にJPDR 玄関前広場において管理区域内の火災事

故を想定した訓練の実施状況をNHKテレビを通じて放映した。

##### (c) 現場応急措置訓練

本年度の現場応急措置訓練は、総計4回で次のとおりである。

- |             |                         |
|-------------|-------------------------|
| 1968年4月18日  | JRR-3 無予告夜間出動訓練         |
| 1968年6月6日   | ホットラボ非常事故訓練             |
| 1968年8月5日   | JRR-4 無予告夜間出動訓練         |
| 1968年12月27日 | 冶金特研およびセラミック特研無予告夜間通信訓練 |

なお、本年度から勤務時間外における召集は、有線放送を重点とした通報体制に切りかえた結果、出動時間の迅速化にかなりの成果を収めた。

##### (d) 総合訓練

安全週間行事の一環として、7月3日にJPDRを事故想定として、原研創立以来始めて、全組織をあげて総合訓練を実施した。この結果、事故現場側との連繋のあり方、職員数の集約、誘導の仕方等貴重な資料を得た。

##### (e) その他

勤務時間外における事故措置は安全当直者によって実施されてきたが、警備員の事故措置機能を強化するため警備員に対する放射線管理の基礎訓練を1969年2月16日から6回にわたり実施した。(磯崎)

#### (3) 防護器材等の整備

本年度は、放射線事故自動警報装置を年次計画に従いガンマ線検出器をJRR-2およびJRR-3に、圧力検出器をプルトニウム研究2棟に設置した。

また、停電時における警報網の電源確保をはかるため中央警備詰所、RI棟およびホットラボの各警報盤とガンマ線検出器の非常用電源として蓄電池を設置した。

なお、空気呼吸器、空気呼吸器用アラームおよび防護衣を想定事故現場に重点的に整備するとともに防護器材倉庫および緊急車などの各種防護器材類の点検整備をおこない、緊急事故に対処した。(照沼)

### 1.2.4 JRR-2 制御台焼損事故

#### (1) 事故の概況

昭和43年7月12日未明、東海研究所中央警備詰所にあるJRR-2警報装置(原子炉放射線警報装置、火災警報装置)のうち火災警報装置のアラームが鳴ったので、安全当直者は火災事故に対処するため、消防車に出動準

備をさせ、副安全当直者および工務課員を現場に急行させた。機械室では工務課員が焼損したPTトランスを処置し、制御室の制御台消火には、JRR-2管理課員と警備員が当たった。この事故処理の間、副安全当直者は、念のため機械室および炉室のサーベイをおこない放射線レ

ベルに異常の無いことを確認した。

この事故および事故処理において人的傷害ならびに放射性物質の漏洩が無かったのは不幸中の幸いであるが、たとえ電気機器の焼損のみであったとはいえ、その発生場所が原子炉制御室内であったことは、新聞報道等の対外面に大きな波紋をもたらした。また所内的には、事故原因の調査、ならびに安全関係業務の推進、勤務時間外の安全管理体制の再検討などの面において職員各層の関心を喚起し、全所的な抜本的改善の契機となった。(詳細は安全ニュース臨時号 No. 3~No. 5 参照) (角川)

## (2) 事故原因の調査

前記事故の原因を調査するために、JRR-2 制御台焼損事故調査委員会が東海研究所長の諮問機関として7月12日付で設置された。委員会の構成は次のとおりである。

委員長

佐藤鉄也(東海研究所副所長)

委員 (50音順)

川嶋清司(管理部次長), 菊池務(庶務課長代理), 木村竜治(工務第1課電気補修係長), 金原節郎(エレクトロニクス課設計係長), 庄司務(JRR-3 管理課長), 染谷巖(JPDR 第3課第2係長), 田代晋吾(安全委員)。

事務局……安全対策課

この委員会は延14回にわたり精力的な調査活動をおこなった。原因究明の方法としては、事故現場(JRR-2 制御室, 同地下機械室および同冷却塔関係の電気施設)の焼損状況調査, 焼損PT等の分解調査, 同種PTによる模擬焼損試験, 焼損前後における関係回路の通電状態, 変電所および電力系統の操作状況の時間的分析, 自動火災報知設備の動作状態の確認試験, リレーの絶縁破壊と絶縁破壊による発火実験等を行ない, さらにJRR-2 管理課の行なったリレーの過熱発火実験等の結果を参考として, 推定される出火構成に対する裏付をおこない結論を導いた。8月10日付をもって東海研究所長あてに提出された答申の要旨(抜萃)は次のとおりである。

〔事故発生原因〕

『出火したと思料される制御台は焼損が甚だしく, その部分の状況から確証を得ることは困難であるが, 焼損した機械室の計器用変圧器との電気的關係, 中央変電所の記録等を分析し, さらに計器用変圧器の分解, その他全般にわたる詳細な調査検討の結果, 次のような原因の重畳により出火した可能性が最も大なるものと推定される。

制御台内のリレー部に電氣的異常が発生し, 回路を短

絡し, その電源である非常用受電盤の計器用変圧器を過熱焼損に至らしめた。その結果ヒューズが溶断すると同時に放電短絡を生じ, 高・低電圧の混触を生じ, 高圧がリレー回路に波及し, リレー部で発火し, リレーカバー等が燃焼し, 拡大したものである。

なお, 他の箇所の計器用変圧器は, 制御台リレー部の出火により各種信号のリードワイヤが焼損短絡し, その結果過熱焼損した。』

なお, この原因調査に関して, 東京消防庁にも協力を要請し原因の究明には遺漏の無いことを期した。同庁からは専門調査員2名が派遣され, 数次にわたり委員会との意見の交換が行なわれた。同庁からは10月24日付にて報告書が提出されたが, その内容は東京消防庁の豊富な経験を生かして次のような広汎なる観点から検討がなされている。

- (i) 一般火器および自然発火について
- (ii) たばこ, マッチについて
- (iii) 放火について
- (iv) 電気機器について

東京消防庁の結論としては, これらのうち(i), (ii), (iii)に関する項目は否定され, 次のように述べられている。

「以上の各項を総合するに, 本火災の出火原因は, 制御台内部のリレー板 RP-9 の通電状態におかれていた7個のリレーのうち1個が, 焼き状況および延焼過程より考察して原因判定(iv)項(ソケット接触片とリレー脚との接触部の過熱)で述べた誘因により出火したのではないかと考えられるが, これを立証するに足るじゅうぶんな証拠資料が得られないので判定を下し難い。」

(角川)

## (3) 事故にともなう対策

事故発生後, 前記事故原因の調査と並行して, 同種災害の再発防止の観点から, 安全委員会, 安全担当者連絡会議および安全当直者会議等を開催し, また防護活動組織の再訓練を図ると同時に, 各職場の安全会議を開催させて安全上の問題点の集約を行なう等の多角的事後処置をとり, 所内各部門の協力を得て関連各項(第1.1.3節(1), (2), (6)項 第1.2.2節(7)項, 第1.2.3節(1), (2)項)に記載の対策を精力的に実施した。

また, この事故に関して, 原子力局から再発防止に関する指示(昭和43年7月25日付)が発せられたが, これに対しては安全体制面の改善, 教育訓練の徹底, および安全施設の整備等をおもなる内容とする改善策をとりまとめて理事長名をもって報告(9月2日付)がなされた。

(新谷)

## 1.2.5 事 故 統 計

### (1) 概 況

1968年度労働災害事故は, 前年度と比較して災害総件

数においては35件で約10件減少している。そのうち休業災害件数は7件で約半減し休業延日数も128日で約30

日の減少となっている。したがって、度数率、強度率ともに減少している。これらのおもな休業災害は、機械装置などの取扱による切傷または足の骨折、ナトリウム充填作業中の火傷などで、そのほかは軽微なものである。

放射性汚染では、いずれも軽度なものであったが、特に注目すべきものとして、化学実験室で硫化ウラン合成実験中の小爆発にともなう施設汚染があげられる。ケミカルプラントなどにおける火災爆発は特に留意する必要があるので、この種の災害の再発防止の見地から実験計画の検討、実験装置の点検整備、防護措置の整備には特段の配慮がなされた。

放射線被曝については、とくに問題となるような事故はまったくなかった。

特記すべき事項としては、7月に発生した JRR-2 制御台焼損事故があげられる。さいわい放射線の危険および人身上の傷害をとまなわなかったが、原子炉内のできごとであり、再度類似災害を起さないように電気設備の保守点検の強化、安全設備拡充などを関係部門において検討実施した。(1.2.5「JRR-2 制御台焼損事故」の項参照)

## (2) 災害資料

Fig. 1-1 は過去5年間の労働災害統計、TABLE 1-7 には労働災害事故の月別災害発生件数、災害率、および不休

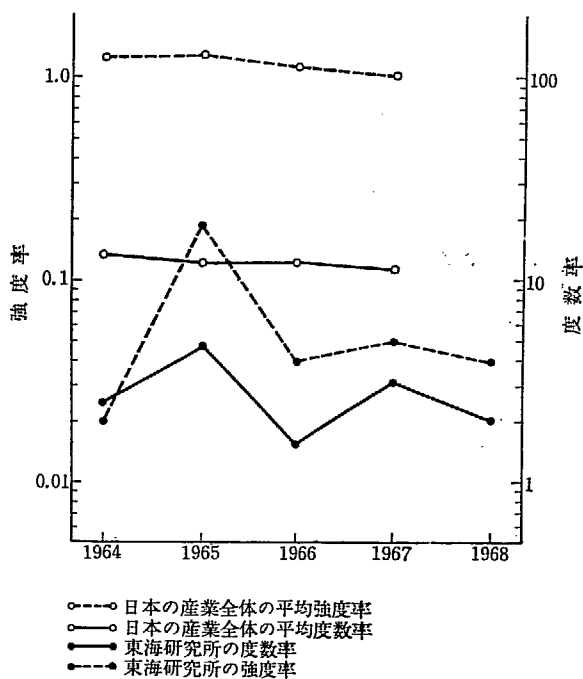


Fig. 1-1 東海研究所の労働災害事故と日本の産業全体の労働災害事故の平均値との比較

労働災害発生件数などを、TABLE 1-8 には、個々の主な労働災害の概況を、TABLE 1-9 には放射性汚染および被曝の概況を示す。(川野)

TABLE 1-7 労働災害月別発生件数および災害率 (1968年4月～1969年3月)

月	従業員数 (平均)	災害総件数	休業以上の 災害件数	休業日数	度数率	強度率	不休災害 件数	不休治療 日数
(1968) 4	1655	1	0	0	0	0	1	1
5	1654	2	1	2	3.12	0.01	1	4
6	1607	2	0	0	0	0	2	8
7	1614	3	0	0	0	0	3	13
8	1608	3	1	3	3.15	0.01	2	45
9	1601	6	1	3	3.48	0.01	5	26
10	1600	3	0	0	0	0	3	9
11	1595	4	2	81	7.29	0.29	2	10
12	1590	4	1	17	3.51	0.06	3	8
(1969) 1	1593	2	1	22	3.66	0.08	1	1
2	1594	3	0	0	0	0	3	10
3	1584	2	0	0	0	0	2	6
計 (平均)	1525	35	7	128	2.02	0.04	28	141

[注] 度数率 =  $\frac{\text{災害発生件数 (休業災害)}}{\text{延労働時間}} \times 10^6$  強度率 =  $\frac{\text{労働損失日数}}{\text{延労働時間数}} \times 10^3$

TABLE 1-8 東海研究所における労働災害事故 (1968年4月～1969年3月)

発生日	発生場所	被災者	部位	受傷程度	発生状況
1968年 5/22	Pu 特研前道路上	T. A	右顔面切傷	休業治療2日	Pu 特研下の上り坂を図書館からの帰途、腰高の自転車を下を向きながら走行中に駐車中の自動車に追突し右顔面ひたい右目の下部を切傷した。
8/21	ナトリウム特研	H. S	左上半身、 左手火傷	休業治療3日	ナトリウム静的腐食試験装置へナトリウムを充填作業完了後、接合フランジをとりはずしメクラ板の取り付け中フランジすき間からナトリウムが吹き出し火傷した。
9/24	JRR-4 炉室	F. H	左目上裂傷	休業治療3日	炉心移動作業に伴い一次冷却配管のフランジ接続作業中、ボルト締付けに使用していたダブルオフセットレンチがボルト頭部からはずれ当り裂傷した。
11/2	JRR-3 玄関前	N. M	左腓骨骨折 左足関節血腫	休業治療78日	直勤務者用の食器を回収に行き、両手に食器をさげて玄関ドアの外に出たときスチールマットにつまずき足を踏み外し受傷した。
11/18	器材課倉庫	K. K	右眼眉部擦傷	休業治療3日	倉庫でカード箱 (重量 50 kg) を運搬中に、コンクリート床に降した際、そこにあった板切れが反動で飛び上り受傷した。
12/4	JRR-2 炉室	K. T	右足立方骨骨折	休業治療17日	炉下段プランク修復作業中、ダストサンプラー用スタンドを移動しようとして、Al製ハシゴを登る途中、身体のバランスを失い飛び降りたとき鉄製ワクに当り受傷した。
1969年 1/13	JRR-3 炉室	I. S	左環指挫創、左 下腿挫創、左第 一中足骨骨折	休業治療22日	使用済重水フィルター輸送容器 (350 kg) を運搬中に台車が間仕切り溝に落ち転倒した。このさい台車のハンドルと床面にはさまれ受傷した。

TABLE 1-9 放射 性 汚 染

番号	発生日	発生場所		事故の種類	発生状況
		建屋	室		
1	1968年 4. 9	JPDR	炉室 3 階	被 曝	燃料棒にチャンネル箱を固定しているボルト (放射化物, 1 m/50 mR/hr) が工具置場におかれていたのに気づかず, その周辺 (5 m 離れた場所) で約 3 時間 7 名が作業した.
2	4. 5	再処理特研	分析操作室	汚 染	B <sub>1</sub> セルで使用済燃料を溶解した試料の分析操作中, 試料ビンを除染を行なったさいに, 除染液供給ラインから液が漏れ床等に飛散し汚染した. (汚染面積 1.5 m <sup>2</sup> )
3	4.17	JRR-3	冷却機室	内部被曝	Expansion joint のドレン配管工事中, DV-9 と DV-10 側の配管工事を終了させ, DV-5 と DV-6 側の未配管部分にゴム栓を施し DE-1, DE-2 側に重水を注入したところ, ゴム栓部から重水約 5 ℓ が床面に流出した. 緊急のため, 課員 4 名が流出箇所を手 (ゴム手袋使用) で押えながら重水をポリ瓶に回収した. そのさい約 30 分作業したため内部被曝を生じた.
4	4.26	JRR-2	実験準備室	汚 染	放管員の定期検査で化学実験エリアの床から汚染が検出された.
5	6. 1	JRR-3	F F D 室	内部被曝	水, ガス計装改造にともなう重水の水圧試験, 流量試験および F. F. D 流量計重水リークテストのため, 重水ポンプ DP-1, DP-2 の運転を始めたところ F. F. D 室で重水が漏出した. その措置に当たった 5 名が (周辺 <sup>3</sup> H 濃度 1×10 <sup>-4</sup> μCi/cm <sup>3</sup> ) <sup>3</sup> H により内部被曝を生じた.
6	6.18	再処理特研	サンプリング室	汚 染	燃料再処理の抽出分離工程中, BV-14 の密度計 (U, Pu) が下がり始め, また溶媒の液が少なくなっているため原因を調査したところ, エリヤモニターが異常に上昇 (約 0.4 mR/hr) していた. そこでサンプリング室をサーベしたところ B プリスターセル No. 17 パルプ下より液が滴下 (約 300 cc) して床等が汚染した. (汚染面積 0.1 m <sup>2</sup> )
7	7. 8	第 1 研究棟	302, 304	汚 染	UO <sub>2</sub> 照射試料取扱い中, 通常状態ではトラップに UO <sub>2</sub> があるが, それ以外のところに UO <sub>2</sub> が発見されたので, 実験装置等の汚染を調べているうちに床の汚染が発見された.
8	7.20	F C A	炉室 セミホット室	汚 染	定期汚染検査したところ, 炉室 2 カ所, セミホット室 3 カ所から α 汚染が発見された.
9	8. 6	再 処 理 長期貯蔵施設	ポンプ室	汚 染	廃液操作室貯槽 WV-5 より廃液 3.5 m <sup>3</sup> を長期貯蔵施設 LS-5 貯槽へ移送中 LS-5 レベルが減少し床ピットのレベルが上昇したのでタンクの漏洩が確認された. 床ライニングはポリエステル系なので高酸性廃液 (6 M, Pu 0.8 mg/ℓ, γ 0.5 mCi/ℓ) を放置してはまずいので, 床ピット排出ポンプで LS-6 タンクへ排出し原因調査のためポンプ室へ入ろうとしたところ褐色ヒューム (N <sub>2</sub> O <sub>4</sub> ) が充満していた.

## および被曝 (1968年度)

汚染および被曝の状況			原因	処置
核種	対象	程度		
$\gamma$ 線	A氏 B氏 その他5名	ポケットチェンバー 5 m rem 15 m rem 検出されず	プール内水中で特殊工具を用いてチャンネル箱のボルトを取り除き、特殊工具は自動的にボルトがはずれるのであるが、何らかの異常で特殊工具についてままになっていたことによる。	放管パトロールで放射線レベルの異常を発見、作業状況を調査し、作業員のフィルムパッチの現像依頼をした。結果、全員検出感度以下。
F.P	床セル	Max. $5.8 \times 10^4$ dpm/100 cm <sup>2</sup>	除染液供給ラインの不備により液が逆流した。	直ちに放管員により作業員の身体および空気汚染検査したが汚染は検出されなかった。B <sub>1</sub> セルおよび床等を除染し、壁、パイプ等の fix 汚染 (Max $3 \times 10^3$ cpm) はペンキで塗装した。また装置の一部を改造し逆流しないよう処置した。
<sup>3</sup> H	A氏 T氏 K氏 S氏	23.1 m rem/13 week 53.2 " 33.3 " 80.0 " (終生に対する線量も これと同じである。)	DV-5 と DV-6 の弁が完全に閉鎖されていなかったために、重水が流出した。	手等の汚染も生じたが直ちに除染し、検出感度以下となった。体内被曝が感じられるので尿検査を行なった。床等の汚染は工事終了後除染した。
<sup>60</sup> Co	床	Max. $8 \times 10^3$ dpm/100 cm <sup>2</sup>	FFD 解体時に再使用品を水道水等で洗浄した際にその液が飛散したと思われる。	直ちにその現場担当者に連絡し、除染を行なった。その結果基準値以下になった。
<sup>3</sup> H	H氏 K氏 K氏 A氏 Y氏	39.3 m rem/13 week 39.2 " 59.7 " 48.5 " 41.2 " (終生に対する線量も これと同じである。)	流量計 No. 58, No. 228 上部フロロナット等のゆるみのためによる。	直ちに、① バルブナット締め直し ② 炉心 P <sub>2</sub> O レベルを 2850 mm まで降下、③ 流量計 No. 228 のバルブダイヤフラムの交換その他の措置で完全に重水漏出が止まった。作業者の身体汚染 (3H 吸入は除く) は認められなかったが、尿検査を行なった。
F.P U Pu	床 バルブ	線量 150 mR/hr	エアリフトバルブの配置が複雑であったこと、その表示が不十分であったために、直引継時の連絡が不徹底のためにバルブの誤操作を生じたため。	床のビニールシートを剥離し廃棄、バルブ下のポットにたまった液を抜きとり、除染した。配管等は、除染できないため鉛板等で遮蔽した。 作業には4名が当り、1名が5 mR (ポケットドシメータ) の被曝を生じ、他の者の被曝はなかった。
<sup>95</sup> Zr- <sup>95</sup> Nb <sup>239</sup> Np	床	室内 Max. $8.7 \times 10^3$ dpm/100 cm <sup>2</sup> 通路 $2.2 \times 10^3$ dpm/100 cm <sup>2</sup>	石英管内に入った試料をとり出すときに飛散した。	室内に敷いてあったビニールシートを全部はりかえた。通路は除染を行なった。その結果管理基準以下になった。実験者の身体汚染はなかった。
<sup>235</sup> U <sup>238</sup> U	床	$2 \times 10^2 \sim$ $6 \times 10^3$ dpm/100 cm <sup>2</sup>	炉室、金属ウラン燃料の酸化粉が炉心組込み作業や照射試料取り出しの際にこぼれ落ちた。セミホット室でウラン金属を硝酸で溶解したとき飛沫がとんだため。	直ちに除染を行なった。その結果管理基準以下になった。
F.P Pu	ポンプ 床	Max. $\beta(\gamma)$ $1.3 \times 10^3$ dpm/100 cm <sup>2</sup> $\alpha$ 35 dpm/100 cm <sup>2</sup> ポンプピット内 0.6 mR/hr	エアースパージ用配管継手部、廃液タンク内のスパージ用管 (この部分の金属は Hastelloy B で耐塩酸性) が硝酸によって腐食し廃液が漏出した。また酸化窒素ガスの発生は、輸送ポンプの一部に使用されていた鉄と廃液中の硝酸とが反応したため。	ポンプ室内に注水、ソーダ灰を注入しフェームの発生をおさえた。その後除染を行ない部品の交換、ポンプ (ステンレス製) の交換等を行なった。この作業には防護具 (酸素呼吸器、フルフェイスマスク等) を着用して行なったが、2名のものが体内汚染のおそれがあったので、内部被曝検査を行なった。その結果2名とも <sup>95</sup> Zr- <sup>95</sup> Nb で全身に対して $6 \times 10^{-2}$ m rem/終生であった。

番号	発生日	発生場所		事故の種類	発生状況
		建屋	室		
10	8. 7	JRR-2	炉室 1 階	汚染	使用済燃料貯留プール側近にて使用済み制御棒をキャスクに格納する作業を行なった。その後床面汚染検査したところ汚染が発見された。約 30 m <sup>2</sup>
11	8.28	V D G	5.5 MeV ターゲット室 地下	内部被曝	100 Ci 入りトリチウム・アンブルからトリチウムをオープンに充填する際、ロータリーポンプの排出口のパッキンを交換する作業時にトリチウムが著しく漏れ(ポンプ排出口付近最高約 1.0 μCi/cm <sup>3</sup> chamber, トリチウムモニター指示値約 1×10 <sup>-2</sup> μCi/cm <sup>3</sup> ) 2名の作業者が内部被曝を生じた。なお作業時間は約 2 分であった。
12	9.19	JPDR	炉室	内部被曝	圧力容器のフランジ面より 1.5 m 下までの炉壁をカラーチェック(亀裂検査の一方法)するため炉壁みがき作業を行なったところ作業開始 10 分後に作業場のダストモニターの値 (3×10 <sup>-8</sup> μCi/cm <sup>3</sup> ) が上昇した。直ちに作業を中止し作業員 4 名の汚染検査を行なった。
13	10.28	ホットラボ	グラファイト 研究室	汚染	硫化ウラン合成実験中、金属ウラン 12.5 g と硫黄の粉末を真空アンブルに入れ、電気炉で 700~800°C で真空加熱していたとき、突然アンブルとカプセルが爆発し室内が汚染した。そのとき室内には 7 名いたが爆発箇所から離れていたことと全員が直ちに退避したため、傷害および汚染はなかった。
14	11. 6	JRR-3	炉室	汚染	破損燃料および重水流量計の交換作業を行なった後、作業員がハンドフットモニターで測定したところ、靴等から汚染が検出された。
15	11.14	第 1 研究棟	341・342 343・344 346・347 348 西側廊下	汚染	ハンドフットモニターで靴の汚染が発見されたため、関係者の靴を汚染検査したところ汚染が検出された。
16	11.14	JRR-3	炉室	汚染	燃料取扱用キャスクを用いて破損燃料の交換を炉頂面において行なっていたとき、キャスクのスカート部と炉上面との間に数 cm の間隙があり、そこから FP ガスが漏洩した。また破損燃料を入れたキャスクの上部にすき間があり、そこからも FP ガスが漏出した。
17	12.10	RI 製造棟	305	汚染	RI 製造中に操作室に突出している空気抜き穴から溶液 2~3 cc が漏出して、床および作業員 1 名が汚染した。
18	12.16	第 1 研究棟	307	汚染	トリウム-アミン化合物を蒸留中、急に蒸留容器中の圧力が上昇して爆発した。実験者 (1 名) は直ちに室外に退避したため、傷害はなかったが装置のガラス片は室内に散在した。

汚 染 お よ び 被 曝 の 状 況			原 因	処 置
核 種	対 象	程 度		
$^{60}\text{Co}$	床	Max. $1.75 \times 10^5 \text{dpm}/100 \text{cm}^2$ 平均 $3.3 \times 10^3 \text{dpm}/100 \text{cm}^2$	使用したキャスクがインコーア資料用キャスクであり、キャスク内面に付着していた汚染物が制御棒の出し入れ時に飛散し、さらに作業員により汚染が拡大した。	直ちに、現場担当者に連絡するとともに、汚染区域を明示して、立入禁止した。翌日除染を行ない、その結果基準値以下になった。
$^3\text{H}$	K 氏 K 氏	15.1 m rem/13 week 11.0 m rem/13 week 終生に対するの線量もこれと同じである	ロータリーポンプの排出口のパッキンのゆるみのため空気汚染が生じ、主として吸入によって体内摂取した。	ポンプ排出口をしめ、全員退避し、濃度が下がるのを待って、排出口等の除染を行ない、ポンプを箱に入れてその中の空気をスタックから排出した。直ちに作業員は、内部被曝検査を行なった。
$^{58}\text{Co}, ^{60}\text{Co}$	T 氏 他 3 名	肺に対して <43 m rem/13 week 全身に対して <4 m rem/1 life 上記以下	炉壁の汚染がみがき作業したため空気汚染を生じ身体汚染した。	直ちに身体除染を行なったのち職員診療所にて鼻腔内の除染をし、GM測定器で検出されない程度に除染できた。その後内部被曝検査を行なった。
$^{232}\text{U}$	床 机 実験台 電気炉 周辺	500~1000 dpm/100 cm <sup>2</sup> 200 dpm/100 cm <sup>2</sup> 100~2500 dpm/100 cm <sup>2</sup> $5 \times 10^3 \sim 10^4 \text{dpm}/100 \text{cm}^2$	アンフルに封入した硫黄が加熱による蒸気圧の変化で爆発したものと推定される。	直ちに室内を閉鎖するとともに、関係者の汚染検査を行なった。衣服、身体からは汚染は検出されなかったが、特に近くにいた3名について内部被曝検査（尿糞）を行なったが問題となる汚染は検出されなかった。また室内の汚染検査および原因調査を行なった後、除染を行ない管理基準値以下となった。
FP	炉上面 制御室床 FFD床 分析室床 RI靴	Max. $2 \times 10^4 \text{dpm}/100 \text{cm}^2$ $2 \times 10^4 \text{dpm}/100 \text{cm}^2$ $1 \times 10^4 \text{dpm}/100 \text{cm}^2$ $1.5 \times 10^4 \text{dpm}/100 \text{cm}^2$ $8 \times 10^4 \text{dpm}/100 \text{cm}^2$	破損燃料交換時に重水が滴下し床汚染が生じた。その汚染を靴等によって拡大した。	直ちに炉室内に立入制限を行ない、炉室全域について汚染検査を行なった。その後除染を行なった結果管理基準値以下になった。この作業で作業員の内部被曝はなかった。
$^{32}\text{P}$ $^{35}\text{S}$	床  RI靴	Max. $1 \times 10^6 \text{dpm}/100 \text{cm}^2$ 平均 $3 \times 10^4 \text{dpm}/100 \text{cm}^2$ Max $10^6 \text{dpm}/100 \text{cm}^2$	照射カプセル表面が汚染していたのを知らずに取り扱い、床を汚染させた。その汚染を靴によって拡大した。	直ちに立入禁止を行ない、3階西側の研究室、廊下全域を汚染検査を行なった。その後除染を行なった結果管理基準値以下となった。
FP ( $^{135}\text{Xe}$ )	空 気	$8.5 \times 10^{-6} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$	破損燃料を通常の燃料交換法と同じ方法で行なった。その際に破損燃料からの FP で重水、He が汚染し空気汚染が生じた。	作業員の内部被曝検査および被曝評価を行なった結果、問題となる被曝はなかった。キャスク上部のすき間は密封した。また破損燃料の交換法については空気汚染が生じないよう十分検討することとした。
$^{64}\text{Cu}$	手 RI靴 実験衣	$1 \times 10^5 \text{dpm}$ $4 \times 10^3 \text{dpm}$ $1 \times 10^6 \text{dpm}$	RI製造 ( $^{64}\text{Cu}$ ) 装置のcockの誤操作により RI 溶液が漏出した。	直ちに装置のcockを閉じて汚染検査を行なった。皮膚汚染については、除染の後に汚染検査を行なった結果、問題となる汚染はなかった。床についても除染を行ない管理基準以下となった。
$^{232}\text{Th}$	実験台  実験器具	Max. 98 dpm/100 cm <sup>2</sup> " 150 dpm/100 cm <sup>2</sup>	不 明	直ちに隣室の実験者がポンプ等を点検した後、室を封じて区域放射線管理係に連絡し、表面汚染および空気汚染検査を行なった。その結果、空気汚染はなかった。実験者は顔、頭等に飛沫がかかったために水洗した後、汚染検査を行なったが汚染は検出されなかった。原因究明ができないのでこの実験は中止した。



番号	発生月日	発生場所		事故の種類	発生状況
		建屋	室		
19	12.27	Pu 研究1棟	108	汚染	K-グローブボックスで使用済グローブを交換中に、ボックスの搬出口に設置してあったビニール袋がはずれ落ちて床が汚染した。
20	1969年 2.6	Pu 特 研	106 室	汚染	高レベル区域の定期検査を行なって還元炉ボックス前の床汚染発見。
21	2.14	JRR-3	冷却機械室	汚染	重水フィルターエレメントを交換する作業でFPによる空気汚染が発生した。
22	3.3	原 電	車の荷台	汚染	廃棄物運搬契約に従い、原研職員2名、日通職員2名が原電より固体廃棄物運搬を行なった。予定したドラム缶15本のほかに依頼を受けた5本を車に積み上げたところ1本から放射性廃液がこぼれて床、衣服などを汚染した。
23	3.14	再処理特研	ポンプ室	汚染	汚染密度が1月以降蓄積の傾向にあり、1月に1回ビニール、シートを交換していた。3月14日の定期スミヤで通常より高くなっていた。
24	3.15	放同協	倉庫内	汚染	放同協倉庫内において放射性廃棄物容器(陶瓶)を処理場に運搬しようとしてキャディから陶瓶が落ちて破損し汚染した。
25	3.20	JRR-3		汚染被曝	FFD 流量計からの重水漏れ検出器のアジームが鳴る。
26	3.20	JRR-3		汚染	廃液を処理工場へ移送中に誤操作により約20ℓの廃液が噴出し汚染
27	3.25	廃棄物処理場	タンク No. 6	汚染	3月23日よりJRR-3重水熱交換器の化学洗浄中に、雑水にて希釈してタンクに送水するも容量をオーバーして溢し汚染
28	3.31	JPDR		汚染	JPDR 出入業者の着衣汚染、作業員の手の汚染がHFMで検出された。原研貸与のワンピース、靴に汚染なく原電の作業中に汚染したものと判明した。

汚染および被曝の状況			原因	処置
核種	対象	程度		
$^{239}\text{Pu}$	床	$3 \times 10^3 \text{dpm}/100 \text{cm}^2$	グローブボックスの搬出口のビニール袋が廃棄物の重量に耐えられなかったため。	床に落ちたビニール袋を別のビニール袋に入れるとともに、搬出口に蓋をした。床汚染箇所にはマスキングテープで応急的にシールし、後で汚染床（アスタイル4枚）を交換した。 作業員（2名）の汚染および室内の空気汚染検査を行なったが、いずれも汚染は検出されなかった。
$^{239}\text{Pu}$	床	$300 \text{dpm}/100 \text{cm}^2$	グローブの亀裂	亀裂部位をマスキングテープでシールし、除染した。その他の汚染部位も同様の除去を行ない、グローブを交換した。
FP ( $^{141}\text{Ce}$ , $^{103}\text{Ru}$ , $^{95}\text{Zr}$ , $^{95}\text{Nb}$ )	身体および床	頭髪 最高 $8 \times 10^4 \text{dpm}/5 \text{cm}^2$ 鼻孔 平均 $6.8 \times 10^{-2} \mu\text{Ci}$ 床 平均 $10^5 \text{dpm}/100 \text{cm}^2$	フィルターエレメントに付着したダストが浮遊飛散したと思われる。	身体表面汚染は直ちに除染して感度以下になった。今後の対策としては、この種の作業をする場合にはダストマスクを使用しエアラインスーツを着用することにした。
$^{137}\text{Cs}$	車荷台および衣服	衣服 Max $10^{-3} \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$ 平均 $10^{-4} \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$	廃棄物運搬中にドラム缶から液体が漏出し汚染した。	原電職員により汚染チェックを受け、廃液管理基準値に近いまま原研に運搬、作業員の手足の汚染は除染剤で除去し、着衣は交換した。またトラックの汚染の除去も行なった。被曝は最高で $10 \text{m rem}$ 程度で軽微なものである。
$^{144}\text{Ce}$ $^{144}\text{Pr}$ $^{103+106}\text{Ru}$ $^{95}\text{Zr}+^{95}\text{Nb}$	床	$4 \times 10^4 \text{dpm}/100 \text{cm}^2$	ポンプセル内のフランジのゆるみ、セル内および廃棄物へ通じるダクト内にFPが漏洩、天井のダスト配管等が汚染。	天井吹き抜けに蓋をして負圧を保ち除染と目張およびビニールを交換した。作業員はダストマスクを付けたので吸入なし。
$^{147}\text{Pm}$	床	RI量は $50 \mu\text{Ci}$ 程度	放射性廃棄物容器をキャディで搬出しようとしてキャディから陶瓶が落ちて破損し汚染した。	作業員の衣服検査した結果、1名の半長靴に汚染があり棄却した。床面の除染を行なう。
$^{88}\text{Rb}$ $^{138}\text{Cs}$	空気	ダスト $1 \times 10^{-7} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ ガス $4.5 \times 10^{-5} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ 外部被曝 max. $16 \text{mR}$ 内部被曝 $^3\text{H}$ として $< 5 \text{m rem}$	流量計のOリングより漏洩	漏洩重水の拭取りを行ない流量計のバルブを閉める。
$^{60}\text{Co}$	床 身体	$2.4 \times 10^{-5} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$	誤操作によりタンク室の溢水	水洗後、除染しタンクの残りは苛性ソーダで中和し排水。
$^{60}\text{Co}$	床	$1 \times 10^{-5} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ $0.4 \text{m}^3$	放管、JRR-3、工務間の連絡不十分でタンク容量以上を送水した。	バキュームカーで廃液を除去し水洗した。
$^{137}\text{Cs}$ $^{60}\text{Co}$ $^{90}\text{Sr}-^{90}\text{Y}$ $^{144}\text{Ce}-^{144}\text{Pr}$	衣服、靴	$1 \times 10^{-4} \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$	原電で調査	着衣等を替えて、手は洗浄し、着衣等はすべて原電に渡して、線量測定等を依頼した。

## 1.3 施設内の放射線管理

### Radiation Monitoring in Nuclear Facilities

As the amount of radioactivity handled and operational time of large facilities increased, it has been one of the most important duties for the area health physicists to make the assessment of safety in the work under the high radiation fields and to make radiation monitoring to control the personnel exposure below planned doses.

The special radiation monitoring in each controlled area, except for the routine work, was as follows.

(1) Based on the hazard analysis on tritium-handling at the 5.5 MeV V. D. G., the monitoring equipments for tritium gas including a stack monitor were established.

(2) At the Hot Laboratory, radiation monitoring associated with both the inspection of failed fuels irradiated in the JRR-3 and the monitoring of the irradiated fuels in the JAPCO was carried out extensively, with the measurement of dispersion factor of fission products.

(3) Radiation monitoring under high radiation fields was carried out extensively for the work such as a) the recovery and maintenance of the lower plugs for the reactor core at the JRR-2, b) the maintenance work for the primary system at the JRR-3, where the fuel rupture occurred during the year, and c) the inspection of the reactor vessel of the JPDR. However, the radiation exposure of the personnel was controlled within the planned doses.

(4) The radiation monitoring associated with the fuel reprocessing experiment at the Test Plant was carried out successfully. The data useful for estimating the release of fission products in the operation of fuel reprocessing were obtained.

#### 1.3.1 概要

各施設における運転稼働時間の増大、RI取扱量の増大、複雑化とともに、放射線作業の内容も複雑になり、かつ高線量率下の作業も増加して、適切かつ効率的な被曝管理がますます重要な問題になってきている。新しい施設の稼働に伴う事前の安全評価、運転・作業に対する放射線モニタリングの結果は、整理解析して、新しい管理技術の導入と効率的な放射線管理方式を検討する上で参考資料とすべく努力してきた。以下代表的な施設の放射線管理の概要を述べる。

##### (1) 研究棟、ホットラボおよび RI 製造棟

1967年度にVDGでターゲット用トリチウムの放射線管理が問題になった。トリチウム充填作業時の漏洩防止とそのモニタリングなど被曝管理について解析を行な

って、トリチウム取扱時のモニタリング方式を定め、VDG 5.5 MeV 建屋にトリチウムガス用の排気モニタを設置した。

第1・第3研究棟のRI貯蔵庫の管理を当課で担当することになり、定期的な管理方式を決定した。また室内の風向と排風量の調査をおこない、問題の点については担当課に改修を依頼し完成した。

ホットラボでは、前年度に引き続き原電東海発電所の燃料モニタリングがおこなわれ、燃料切断時の放射線モニタリングおよびケーブル除染時の放射線管理とその評価をおこなった。またホットラボケーブル排風機の故障などによる排気停止時のケーブル内放射性物質、とくに照射燃料中のヨウ素のケーブル外への漏洩について測定をおこな

った。その結果、通常の場合4時間程度の排風機の停止では、モニタリングケーブルからの放射性物質の漏洩は放射線障害上問題になる程度ではないが、ケーブル内の $^{131}\text{I}$ 、 $^{137}\text{Cs}$ など揮発性核種による空气中濃度が高い場合は、ケーブル壁の間隙から、これらの核種が漏洩するおそれがあり、それらをモニタリングする必要があることが認められた。またJRR-3の破損燃料モニタリングのための燃料切断時のFPの飛散状態を調べたが、今回はダイヤモンドカッターが用いられ原電燃料切断時に用いたミリングマシンよりも、切屑量したがって飛散量が1桁低いことが認められた。

RI製造棟においては $^{131}\text{I}$ の本格的生産がおこなわれたが、管理体制、モニタリング施設の充実により、問題となる被曝、環境への影響はなかった。また $^{35}\text{S}$ 、 $^{129}\text{I}$ をグローブボックスおよびケーブル内で使用するに先立ってその安全評価をおこなった。燐製造セル、ヨウ素製造セルの解体にあたっては、十分な放射線管理のもとに作業がおこなわれたので、被曝上の問題は発生しなかった。

## (2) 研究炉

JRR-1の運転停止に伴って、炉心内燃料をドレンタンクに収納する作業が3月24日から28日の間におこなわれ、その放射線管理を実施した。

JRR-2では、TLW-1水ループの撤去作業が4月22日から約1ヵ月間にわたっておこなわれ、その放射線モニタリングを実施したが、工事期間中の作業者の被曝線量は最大200 m rem、平均20 m remで計画被曝線量を下まわるものであった。同炉で7月に制御台焼損事故が発生し、放射線管理用モニタの一部を損傷したため、その後設けられた復旧対策本部に参加するとともに作業の安全性の検討を実施した。復旧にあたっては、放射線モニタの集中監視方式の確立をはじめとしてスタックのサンプリング方式を改善し、被照射系と炉室実験室からの排気中の塵埃およびガスを煙突でモニタリングできるようにした。引き続きおこなわれた下段プラグの補修作業にあたっては、炉内の放射線レベル、重水中のトリチウム濃度が増大しているにもかかわらず、1965年におこなわれた炉心修復作業の経験を生かして、周到な作業計画に基づいて放射線管理を実施したため特に問題なく作業を終了することができた。1968年8月から1969年1月の作業期間における作業者の被曝線量は最大650 m rem、平均160 m remで計画被曝線量の範囲で、管理することができた。また空気汚染で問題になる核種はトリチウムと $^{60}\text{Co}$ であったが、作業者のトリチウムによる内部被曝線量は最大83 m remで10 m rem以上の被曝者は3名であった。また $^{60}\text{Co}$ による内部被曝は発生しなかった。

JRR-3では1968年4月4日に燃料破損が検出され、重水フィルタ交換などの補修作業時には、重水中のトリチウム水蒸気による内部被曝のほかに、FPの汚染空気

と共に重要な要素になってきた。その後、引き続いて発生した燃料破損のために、重水精製装置などが設置されている冷却機器室などでは、FPの蓄積による放射線レベルの上昇および重水中から漏洩する短半減期FPガスとその崩壊生成物による空気汚染が発生した。しかしこれらの区域は運転中は立入が禁止されまたは制限されている区域であり、特に問題はなかった。しかし、燃料破損に基因する重水中のFPによる放射能レベルの上昇に伴って、1次系の補修作業にあたっては特にFPによる内部被曝の防護に留意し、周到な作業計画を立てる必要が生じてきた。1969年2月に発生した重水フィルタ交換作業時のFPの吸入による作業者の被曝はその線量が肺に対して35 m rem(線量預託)ではあったが、FPによる内部被曝防護に対する示唆を与えるものである。同炉における高放射線下作業の一例として、1968年4月10日から22日までにおこなわれた重水配管工事作業者の外部被曝線量は最大660 m rem、トリチウムによる内部被曝線量は最大80 m remであった。これは計画被曝線量の範囲内ではあったが、今後の被曝線量の増大を防止するために施設面の改善が検討され一部実施されている。

## (3) JPDR と FCA

JPDRでは1966年に、原子炉圧力容器上蓋内張部に亀裂が発見され、その調査がおこなわれた。本年度は5月から10月にかけて炉底部、特に強制循環パイプ出口ノズル部について、ボロスコープ、超音波探傷法など4種の方法により内面の検査がおこなわれ、当課では検査作業における放射線防護計画に積極的に参加して、その放射線管理を実施した。ノズル部の超音波探傷法による検査では、作業場所の放射線レベルが6 R/hにも達したので、特定作業者に対する計画被曝線量1,000 m remを適用した。全作業期間中の個人被曝線量は最大950 m remで平均180 m remであった。いずれも計画被曝線量の範囲で作業を完了できた。本作業では、準備作業と復旧作業による被曝線量は、検査時の作業による被曝線量と比べて大きいことがわかった。このことは、この種の高線量率下の作業計画を立てるにあたって、準備および復旧作業時の被曝管理にも十分留意する必要があることを示すものである。

## (4) 再処理試験施設、Pu特研および廃棄物処理場

再処理試験施設においては、昨年度末から実施された3回のホット試験にあたって、放射線管理を行なうほかに、各工程におけるヨウ素、クリプトンなどの排気中の放射性物質の放出率の測定を行ない、再処理プラントの安全評価ならびに放射線管理上の資料を得るために解析を行なった。3回の測定の結果、環境への影響で最も注目すべきヨウ素の放出率は、燃料中の内蔵量の2%(1.2~5.7%)程度であることが認められた。クリプトン、トリチウム、その他のFPすなわち $^{144}\text{Ce}$ - $^{144}\text{Pr}$ 、 $^{106}\text{Ru}$ - $^{106}\text{Rh}$ 、 $^{95}\text{Zr}$ - $^{95}\text{Nb}$ などの放出も認められたが、いずれも

TABLE 1-10 第1種管理区域

建 屋	範 囲	適 用 規 程
1-(a) 第1研究棟	地1階001号室(RI庫), 3階全域(322号室を除く), 2階229, 231, 233号室 核燃料倉庫	放射線障害予防規程 放射線管理規程
(b) 冶金特研	加工室, 試験室, 溶解室, シャワー室, 更衣室, ウラン貯蔵庫, RI倉庫から玄関までの廊下	放射線管理規程 放射線管理規程
(c) セラミック特研	5, 6, 7, 8, 9, 10, 11, 12, 13, 14, 16, 17, 18, 19, 20, 21号室	放射線管理規程
(d) リニアック	化学室	放射線障害予防規程
(e) JRR-1	炉室, セミホット試験室, 測定室, 放射線管理室, シャワー室, 更衣室, 更衣室と炉室の間の廊下, 化学実験室, 放射性物質保管室, 地2階全域	放射線管理規程
(f) ホットラボ	冶金ケープ(含地下), 冶金ケープ室, 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, ジュニアケープ, 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)	放射線管理規程
(g) 開発試験室	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	放射線管理規程
(h) JRR-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	放射線管理規程
(i) 第3研究棟	2階3階東側半分, 346-348号室	放射線障害予防規程
(j) JRR-3	炉室(地階, 1階, 中2階), ロッカー室, 使用済燃料室および同地階, 付属建屋廊下および測定室	放射線管理規程
(k) 炉管理部格納庫	全 域	放射線管理規程
(l) RI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, 309, 310, 311, 312, 313, セミホット廊下, ホット中央廊下, 渡り廊下, 401, 402, 403, 404, 405, 406, 407, 地階タンク室	放射線障害予防規程
(m) JRR-4	地階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, 炉室とロッカー室の間の廊下, 2階No.1プール, No.2プール, 制御室, 散乱実験室, 炉室, ホット実験室 線源置場	放射線管理規程
(n) プルトニウム研究棟	101, 102, 103(A), 103(B), 104, 105, 106, 107, 108, 109, 110, 111, 112, 113, 114, 115, 116, ホット便所, シャワー室	放射線障害予防規程 放射線管理規程
(o) 再処理試験施設	特研: 3階-ケープ天井室, 2階-セル天井室, IV棟試薬調整室, ホットケープ室, サンプリング室, Pu実験室, 1階-IV棟制御室, 工学実験室, Puセル, Pu精製室, 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, ホットケープ, 撤去資材置場, 地階-ポンプ室, 溶媒回収セル, ウォーターピット, サブケープ, ホットケープ, 地2階-ポンプ室, 廃液操作室: 地階-サンプリング室, 地2階-タンク室, ポンプ室廃液長期貯蔵施設: 1階-計器室, フィルター室, ダクト, ローディング室, 地階-ポンプ室, 高レベル廃液貯槽, トランスミッター室, サンプリング室, Al廃液貯槽室, IAW貯槽室	放射線管理規程
(p) 弗素特研	N-2, N-3, N-4, S-1, S-2, S-3, S-4, S-5, S-6, 暗室, 汚染除去室, 廊下	放射線管理規程
(q) 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区域, ポンド固体廃棄物格納庫(2階), 汚染検査室, 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周辺, プルトニウム廃液処理室	放射線管理規程
(r) 汚染除去場	汚染除去準備室, 衣料除染室, 衣料汚染度測定室, 検査室, ホット実験室, 第1, 第2チェンジング室, 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, 除染用機械置場および渡り廊下, 乾燥室, シャワー室	放射線障害予防規程
(s) TCA	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	放射線管理規程
(t) JPDR	原子炉格納容器, スタック, 地下道, オフガスタンク室, タービン建屋: 地下全域, 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,	放射線管理規程

建 屋	範 囲	適 用 規 程
(u) FCA	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, 廃棄物制御室, コンデンサー室, 浄化脱塩器, 再生熱換気室, FSST Room, 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, これらに囲まれた外廊下, 廃棄物建屋	放射線管理規程 放射線管理規程 放射線障害予防規程
(v) 新設核燃料倉庫	炉室, 作業室, 燃料貯蔵室, エアロック室, セミホトラボ, 更衣室	
(w) 5MV V.D.G	全 域 ターゲット室グローブボックス	

TABLE 1-11 第 2 種 管 理 区 域

建 屋	範 囲	適 用 規 程
2-(a) 第 1 研 究 棟	地階 045, 047, 049, 1階 138, 144, 2階 216号室	放射線障害予防規程
(b) 第 2 研 究 棟	地階 004, 017-019, 041-043-045, 1階 105-107-109, 106, 108, 118-120, 130-132, 134, 136, 3階 322, 342, 344号室	放射線障害予防規程
(c) 第 3 研 究 棟	地階 003-005, 009, 043, 1階 137, 139, 2階 238, 338号室	放射線障害予防規程
(d) 開 放 研 究 棟	物理実験室	放射線障害予防規程
<sup>60</sup> Co 照 射 室	照射ケーブ	放射線障害予防規程
(e) 2 MeV V.D.G	ターゲット室, 加速器室	放射線障害予防規程
(f) 5 MeV 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, 19-21, 23-25, 27, 28-30, Am-Be 中性子源収納室, 密封線源保管庫	放射線障害予防規程
(g) モックアッ プ	炉修専用間仕切り内	放射線障害予防規程
(h) 材 料 試 験 室	非破壊試験室, X線透過室, X線管室	放射線障害予防規程
(i) 照 射 実 験 室	照射実験室	放射線障害予防規程
(j) リ ニ ア ッ ク	制御室, 加速管室, ターゲット室, ブロワー室, 野外柵内	放射線障害予防規程
(k) 開 発 試 験 室	内半均質制御室, 水均質制御室, スラリー沸とう予備実験室一部, 16号室	放射線管理規程
(l) 原 子 炉 特 研	108, 110号室	放射線障害予防規程
(m) JRR-3	新燃料格納庫	放射線管理規程
(n) JPDR	建屋外黄色柵内, 送風機室	放射線管理規程
(o) 職 員 診 療 所	X線撮影室, 暗室, 操作室	放射線障害予防規程
(p) JRR-4	ローディングドックA	放射線管理規程
(q) FCA	PNS 室, 制御室	放射線管理規程
(r) 工 作 工 場	特殊作業室	放射線管理規程

放出制限レベルを十分に下まわるものであった。

Pu 特研においては、雷による電源電圧の降下によるグローブボックスの負圧降下に伴う放射線管理を実施した。解析の結果、短時間の負圧破壊では放射能の放出のないことが認められ、その経験から、Pu 研究棟の緊急時対策の検討を行なった。また 1969 年度に Pu の使用量が臨界量を超えることになるので、臨界管理、特に臨界モニタの仕様と管理方式について検討した。

放射性廃棄物処理場においては、大型焼却炉の本格運転など処理量の増大と施設の老朽化に対処すべく放射線管理体制の整備検討を実施中である。

(5) その他

日米再処理協定に基づき、第 5 回の JRR-2 使用済燃料の対米送還にあたって、放射線管理課員が随行し、放

射線管理上の立場から輸送上の安全対策、諸手続き上の問題を検討した。特に使用済燃料輸送容器の表面汚染について日米間の測定値の差異の原因が究明され、除染対策について検討されたことは有意義であったと考える。

JRR-2 熱交換器破損時の被曝解析、FCA における Pu 燃料使用についての安全評価など、区域放射線管理の業務または所内委員会の業務として放射線管理の立場から障害評価に参加した。

課内に中堅層で構成した直問題検討委員会などの各種委員会を設け、放射線管理の効率化、新しい管理技術の適用などについて検討を行ってきたが、特に時間外の安全管理と放射線管理要員の直勤務についての検討委員会では、将来の放射線管理の要員育成についても検討した。(吉田)

1.3.2 管 理 区 域

第 1 種管理区域, 第 2 種管理区域

1969 年 3 月 31 日現在, 放射線障害予防規程第 10 条 (1~4 項) および放射線管理規程第 12 条 (1~3 項)

にもとづき設定されている第 1 種管理区域, 第 2 種管理区域をそれぞれ TABLE 1-10, TABLE 1-11 に示す。また各建家における第 1 種管理区域, 第 2 種管理区域の位置,

ならびに給水系統および非常用排水系統を Fig. 1-2 に示す。(山田)

### 1.3.3 管理データ

#### (1) 管理区域内の放射線レベル

管理区域内ではエリアモニタやパトロールサーベイによって絶えず放射線レベルのモニタリングが行なわれ、各作業場の放射線レベルが把握されている。これらの結果は異常の早期発見、作業にあっては放射線防護などの重要な検討資料となる。

##### (a) 原子炉建屋の放射線レベル

JRR-3 を除く他の原子炉建屋の放射線レベルは例年に比べ特別な変動はなく炉室内の通路あるいは実験者が常駐する場所ではほとんど 0.5 m rem/hr 以下になっている。原子炉建屋の放射線レベルが特に問題となるところは、冷却機器室（ポンプルーム）であって運転中は立入禁止になっているため問題にならないが、運転が停止される期間のオーバーホールや点検時にはかなりの被曝を受けることがある。

Fig. 1-3 は 1969 年 4 月現在の JRR-3 冷却機器室での放射線レベルを示す。最も高い所はエキスパンションジョイント下部であった。1968 年 4 月に放射化された腐蝕物の堆積を防止するためにバイパス配管を接続した。こ

のため昨年のレベル（最大 9 R/hr）よりやや高いが 15 R/hr 程度におさまった。

また冷却機器室全体としてのレベルは 1968 年 4 月に比べて約 4 倍ほど高くなっている。しかし JRR-3 を除く他の原子炉の冷却機器室については特に変動が認められていない。その理由としては現在までにバルブやポンプの交換がおこなわれているため堆積分からの影響が少なくなったのではないかと考えられる。

##### (b) 研究棟などの放射線レベル

冶金、セラミック特研、リニアック、研究棟および VDG などの放射線レベルは例年に比べて大きな変動はなかった。再処理試験施設では使用済燃料の再処理がおこなわれたが、作業者の常時立入る場所の放射線レベルはほとんど上昇せず問題はなかった。(藤田久)

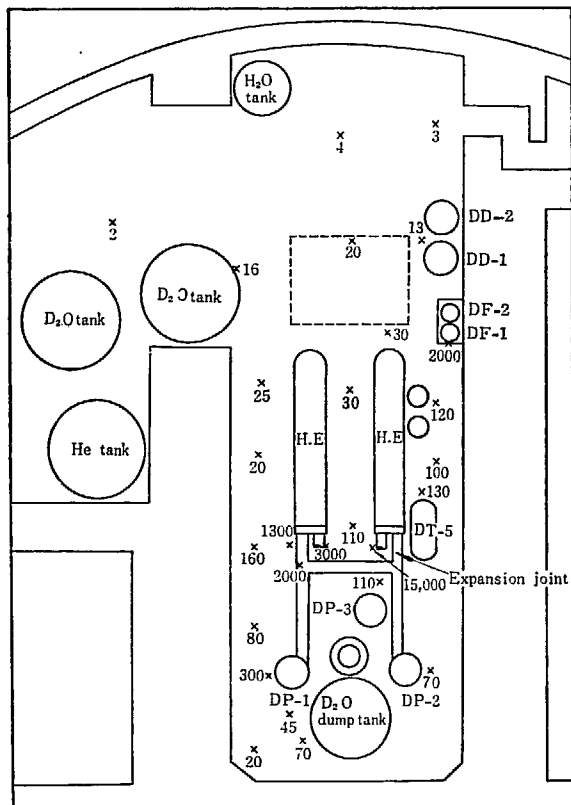
#### (2) 原子炉建屋および実験室内の放射性塵埃、ガスによる空気汚染

1968 年度中に各建屋内で発生した空気汚染の代表例を TABLE 1-12 に示した。なお、この表にない建屋ではほとんど空気汚染は発生していない。

本年度特に問題になった核種はトリチウムおよび FP ガス・ダストとその崩壊生成物による空気汚染が大部分であった。特に放射性塵埃による空気汚染の発生回数が多くなっており、線量自体は問題となるレベルではないが、作業者が内部被曝を伴っていることが注目される。

トリチウムによる空気汚染が、VDG, JRR-2 および JRR-3 の建屋で発生しているが、これらはいずれも機械などの修理作業中であり、管理された状態で作業がおこなわれている。しかし、一連の作業中の被曝線量は昨年に比べて高くなっており(昨年は 10 m rem を越える内部被曝は起らなかった)、JRR-2 での最大内部被曝線量は 67 m rem/13 w, JRR-3 では 80 m rem/13 w であった。この理由は重水中のトリチウム濃度が 43 年 3 月現在、JRR-2 では  $400 \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$  (42 年 3 月現在  $370 \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ )、JRR-3 では  $500 \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$  (42 年 3 月現在  $280 \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ ) であり、濃度が高くなってきていることに関連している。

放射性塵埃による空気汚染が、主としてホットラボ、JRR-2, JRR-3 および JPDR で発生した。ホットラボでの空気汚染の状況は、作業者がセル内に入ったときに、セル内が高汚染のため塵埃が飛散するものであり、除染作業の場合、除染が進むにつれて空气中放射性濃度は減少する。このような作業は鉛セルでは年に数回行なわれているが、作業者は防護衣や防護マスクを着用していたので内部被曝の問題はなかった。JRR-3 では破損



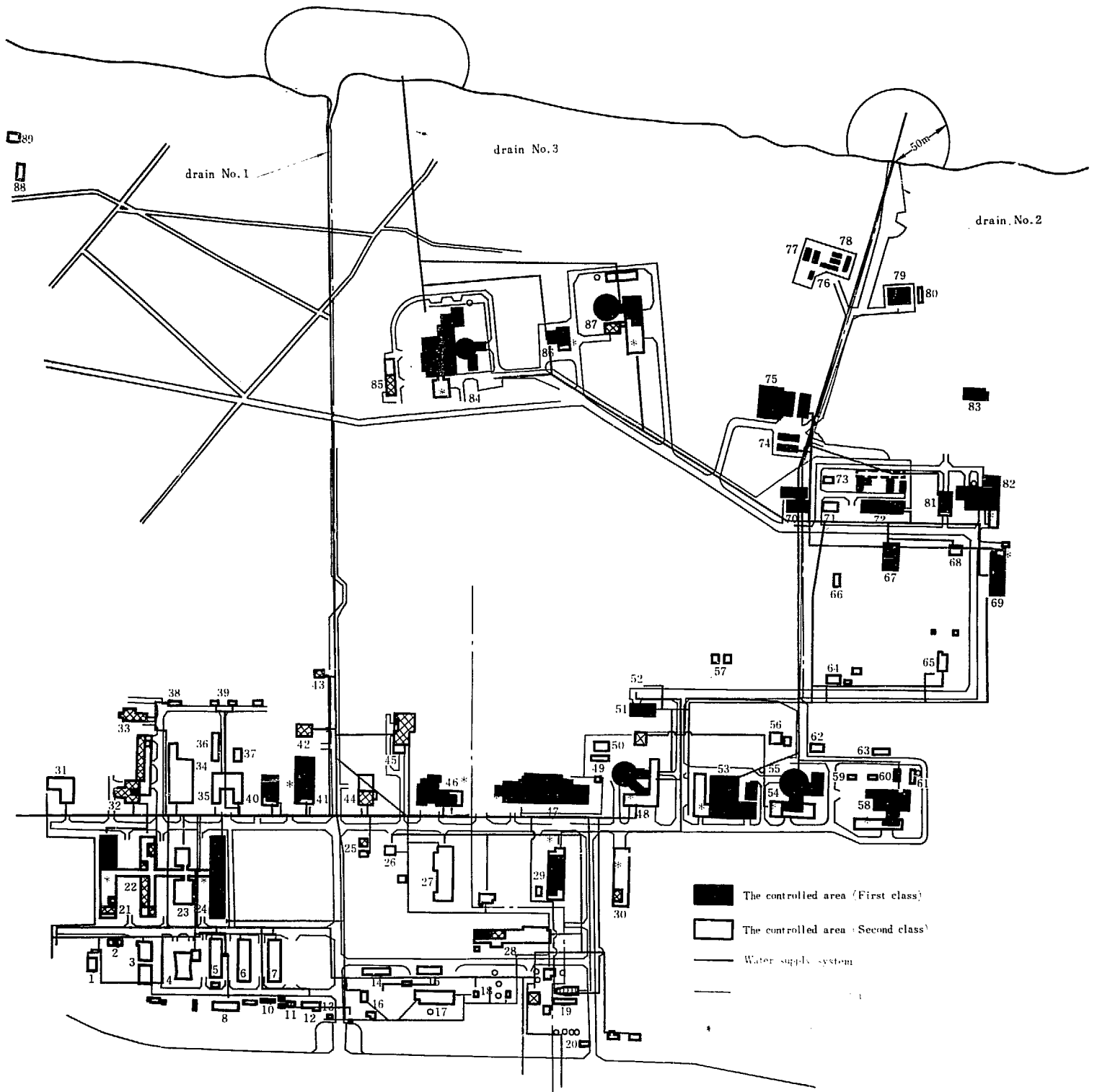
Unit: mR/hr

x: Measuring point; one meter above the floor

Date: April 1, 1969

Cooling time: 12 days

Fig. 1-3 Radiation level in the JRR-3's cooling machine room



- |  |                                     |                                       |                                    |
|--|-------------------------------------|---------------------------------------|------------------------------------|
| 1 Bioassay building                                      | 28 Mock-up test building            | 51 Fuel storage                       | 73 Garage                          |
| 2 Sample treatment building                              | 29 Experimental facilities building | 52 Decontamination machinery storage  | 74, 75 Waste storage               |
| 3 Garage   | 30 Reactor research building        | 53 RI production facility building    | 76, 77, 78, 80 Grave yard          |
| 4 Auditorium   | 31 Computing center                 | 54 JRR-3 building                     | 79 Emergency pond                  |
| 5 Dining hall  | 32 Van de Graaff building(5.5MeV)   | 55, 61 Deflation room                 | 81 Fuel reprocessing test building |
| 6, 7 Administrative buildings                            | 33 Van de Graaff building(2MeV)     | 56, 63 Cooling device tower           | 82 Hot-Cave building cave          |
| 8 Office and of the co-op union                          | 34 Machine shop building            | 57 Combustible warehouse              | 83 JPDR building                   |
| 12 Rest room   | 35, 36, 37 Warehouses               | 58 JRR4 building - 4                  | 84 Warehouse                       |
| 13 Main gate guard - room                                | 38, 39 Chemical storage             | 59 Experimentermetal preparation room | 85 TCA building                    |
| 14, 15 Warehouses  | 40 Ceramics laboratory building     | 60 Disposal tank room                 | 86 FCA building                    |
| 16 Substation  | 41 Metallurgical research building  | 62 Fuel storage                       | 87 JPDR pump room                  |
| 17, 18, 19 Utility facilities                            | 42 Material testing building        | 64 Utility facilities                 | 88 Cooling waterway screen room    |
| 20 South gate guard - room                               | 43 Irradiation research building    | 65 Liquid natrium laboratory building |                                    |
| 21, 22, 24 Laboratory buildings                          | 44 Co-60 irradiation building       | 66 Water tank                         |                                    |
| 23 Technical library                                     | 45 LINAC building                   | 67 Fluorine laboratory building       |                                    |
| 25 Weather observation tower                             | 46 JRR-1 building building          | 69 Plutonium laboratory building      |                                    |
| 26 Meteorological observatory                            | 47 Hot laboratory building          | 70 Decontamination shop building      |                                    |
| 27 Chemical engineering and mechanical research building | 48 JRR-2 building                   | 71 Liquid waste ponds                 |                                    |
|  | 49 50 Utility facilities            | 72 Waste disposal plant               |                                    |

Fig 1-2 Location of building and facilities and system of drain and water supply



TABLE 1-12 Typical air contamination in controlled areas.

建屋名	区域による分類	空気汚染核種	空気中放射能濃度 ( $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ )	空気汚染状況
VDG (5.5 MeV)	ターゲット室地階	$^3\text{H}$	最大 $1 \times 10^{-2}$	1968年8月28日 トリチウムガス充填作業をする際ロータリーポンプの排出口のパッキングがゆるんでいて、そこからトリチウムガスが漏洩した。このため、この修理作業中に空気汚染を生じた。(作業員2名、被曝量最大 15 m rem/13w)
ホットラボ	鉛セル UM 5, 6セル前のサービスルーム	FP ( $^{95}\text{Zr}$ - $^{95}\text{Nb}$ , その他)	平均 $2.4 \times 10^{-11}$ (塵埃)	1968年4月22日 鉛セル5, 6セルの機器据付作業のためセル内の除染作業中に空気汚染を生じた。
ホットラボ	CL ケーブ背面入口	FP ( $^{95}\text{Zr}$ - $^{95}\text{Nb}$ , その他)	平均 $1.1 \times 10^{-11}$ (塵埃)	1968年10月1日 CL 除染作業中にケーブ背面入口(サービスルーム)付近が局部的に空気汚染を生じた。
ホットラボ	冶金Aケーブ背面入口	FP ( $^{95}\text{Zr}$ - $^{95}\text{Nb}$ , その他)	平均 $3 \times 10^{-9}$ (塵埃)	1969年1月8日 冶金Aケーブ除染作業中ケーブ背面入口(サービスルーム)付近が局部的に空気汚染を生じた。
JRR-2	炉室内 (重水ポンプ室)	$^3\text{H}$	最大 $2 \times 10^{-4}$ 平均 $5 \times 10^{-5}$	1968年10月29日 ポンプ室において重水ポンプNo. 3 (DP-3) の分解作業時にポンプ内の重水蒸気が発生して空気汚染を生じた。(作業員3名、被曝線量最大 5 m rem/life)
JRR-2	炉室内(炉体内)	$^3\text{H}$	最大 $4 \times 10^{-4}$ 平均 $1 \sim 5 \times 10^{-5}$	1968年10月16日 JRR-2 下段プラグ修復作業において、下段プラグ取出時に炉心重水からの蒸気により空気汚染が発生した。
JRR-2	炉室内(炉体内)	$^{60}\text{Co}$	最大 $1 \times 10^{-9}$ (塵埃) 平均 $\sim 10^{-10}$ ( " )	1968年10月28日 JRR-2 下段プラグ修復作業中において炉体内および下段プラグ下部の切削時に主に $^{60}\text{Co}$ の空気汚染を生じた。
JRR-3	炉室内 (冷却機器室)	$^3\text{H}$	平均 $6 \times 10^{-5}$	1968年4月17日 JRR-3 エキスパンションジョイントのドレイン配管工事中に約 60% の重水が漏洩し空気汚染を生じた。また、このとき重水の流出を手で押えたため手からも浸透して内部被曝を受けた。(作業員4名、被曝線量 20~80 m rem/13 w)
JRR-3	炉室内(FFD室)	$^3\text{H}$	平均 $6 \times 10^{-5}$	1968年6月1日 FFD室で重水の漏出があったため、この修復作業を行なっている間にトリチウムガスにより被曝した。(作業員5名、内部被曝線量 40~60 m rem/13 w)
JRR-3	炉室内 (冷却機器室) (FFD室)	FP ( $^{88}\text{Rb}$ , $^{136}\text{Cs}$ )	最大 $1 \times 10^{-6}$ (塵埃) 平均 $3 \times 10^{-7}$ ( " )	1968年10月28日~1969年3月20日 原子炉運転中に破損燃料からの FP ガスを含んだ He ガスがリークして空気汚染が生じた。
JRR-3	炉室内(一階)	FP ( $^{135}\text{Xe}$ , $^{88}\text{Rb}$ , $^{88}\text{Kr}$ , $^{85m}\text{Kr}$ )	最大 $2 \times 10^{-5}$ (塵埃) 平均 $8 \times 10^{-6}$ ( " )	1968年11月14日 原子炉運転直後に破損燃料交換作業をしたため FP ガスを含んだ He ガスが炉室一階に広がった。
JRR-3	炉室内 (冷却機器室)	FP ( $^{141}\text{Ce}$ , $^{106}\text{Ru}$ , $^{95}\text{Zr}$ - $^{95}\text{Nb}$ )	平均 $\sim 10^{-7}$ (推定) (塵埃)	1969年2月14日 重水フィルタ交換作業中フィルタについていた FP による空気汚染が発生し、作業員の衣服や頭髪が汚染するとともに放射性塵埃吸入によって内部被曝を生じた。(作業員5名、内部被曝線量最大(肺) < 40 m rem/13 w)
JPDR	圧力容器内	$^{58}\text{Co}$ $^{60}\text{Co}$	最大 $3 \times 10^{-8}$ (塵埃)	1968年9月19日 圧力容器内面のカラーチェック検査(亀裂検査の一方法)のため、炉壁を研磨していたが、室内ダストモニタが上昇したので直ちに作業を停止した。このため作業員4名が放射性塵埃を吸入した。(内部被曝線量最大(肺) 43 m rem/13 w)
RI 製造棟	$^{131}\text{I}$ 製造室サービスエリア	$^{131}\text{I}$	平均 $3.9 \times 10^{-9}$	1969年3月1日 $^{131}\text{I}$ 製造セルおよびダストサンプリング機構などの間隙から $^{131}\text{I}$ がリークして、室内空気汚染を生じた。

燃料があったため FP による放射性塵埃の空気汚染が発生し、内部被曝が問題となった。また、JRR-3 では下段プラグ切削中に、JPDR では炉壁の研磨中にそれぞれ放射性塵埃による空気汚染を生じている。(大内)

### (3) 管理区域内の床汚染

1968 年度を含む最近の 5 年以内に発生した異常な床汚染(報告書で報告された)回数を Fig. 1-4 に示した。1968 年度は 18 件であった。昨年度の 15 件と比べて多いが、これは燃料再処理試験施設がホットランにはいり放射性溶液の漏洩による床汚染があったこと、廃棄物処理場で廃棄物運搬中に汚染が生じたことおよび Pu 研究棟においてグローブが落下または亀裂が生じてそれに付随して汚染が生じたなどの軽微な汚染が 6 件あったことにより多くなっている。これを除けば床汚染の発生件数は昨年度と同程度の発生である。身体汚染、内部被曝を伴った床汚染は今年度は少なく (Fig. 1-4 図中で 1 件の異常のうち、異なる事象はそれぞれ 1 回の発生と数えてある)、大部分が単独におこっている。内部被曝を伴う汚

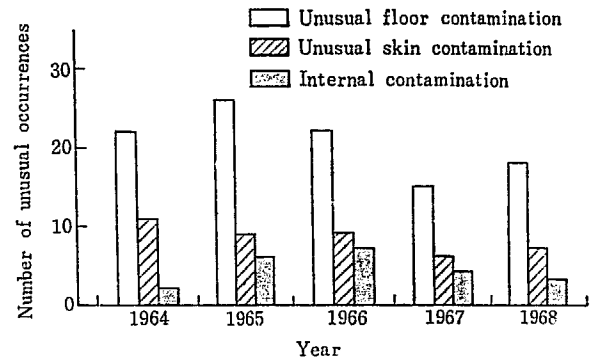


Fig. 1-4 Unusual contamination occurrence during last five years

染例は JRR-3 の重水フィルタ交換時の汚染、ホットラボのウランの加熱による爆発のみであった。

このほかの汚染は例年と同じく、放射性溶液のビンや配管からの漏洩、照射試料や使用燃料取り出し時の汚染、汚染物質運搬中の汚染である。いずれの汚染も  $10^8 \sim 10^5$  dpm/100 cm<sup>2</sup> の表面汚染度で、これがもとになった大きな被曝は生じていない。加熱中の爆発に付随する

TABLE 1-13 Radioactive dusts exhausted from each facility

(from April 1968 to March 1969)

施設名	放出 RI	1 日平均最大濃度 ( $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ )	年間の平均濃度 ( $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ )	放出総量 ( $\mu\text{Ci}$ )	主な核種
研究 I 棟 (東側)		$4.3 \times 10^{-12}$	$2.8 \times 10^{-15}$	3.7	<sup>131</sup> I
研究 I 棟 (西側)		$9.5 \times 10^{-12}$	$4.1 \times 10^{-15}$	$1.2 \times 10$	<sup>82</sup> Br
研究 III 棟 (東側)		$1.8 \times 10^{-11}$	$8.8 \times 10^{-14}$	$2.3 \times 10$	<sup>131</sup> I, <sup>82</sup> Br
研究 III 棟 (西側)		$1.5 \times 10^{-12}$	$1.5 \times 10^{-15}$	$6.0 \times 10^{-2}$	
冶金特研		$< 1.8 \times 10^{-13}$	—	—	
セラミック特研		$1.7 \times 10^{-13}$	$2.1 \times 10^{-17}$	$9.5 \times 10^{-3}$	
JRR-1		$< 2.6 \times 10^{-13}$	—	—	
ホットラボ (主排気口)		$3.8 \times 10^{-11}$	$8.9 \times 10^{-13}$	$4.7 \times 10^2$	<sup>137</sup> Cs, <sup>144</sup> Ce
ホットラボ (副排気口)		$< 7.5 \times 10^{-13}$	—	—	
開発特研		$< 4.3 \times 10^{-13}$	—	—	
JRR-2		$5.1 \times 10^{-9}$	$1.9 \times 10^{-10}$	$6.8 \times 10^4$	<sup>38</sup> Cl, <sup>80</sup> Br
RI 製造棟 (200 番台)		$9.6 \times 10^{-9}$	$3.1 \times 10^{-10}$	$2.7 \times 10^3$	<sup>131</sup> I
RI 製造棟 (300 番台)		$9.3 \times 10^{-9}$	$1.3 \times 10^{-10}$	$3.6 \times 10^4$	<sup>131</sup> I
RI 製造棟 (400 番台)		$5.6 \times 10^{-10}$	$3.2 \times 10^{-11}$	$1.2 \times 10^3$	<sup>131</sup> I, <sup>75</sup> Se
JRR-3		$1.8 \times 10^{-10}$	$6.0 \times 10^{-13}$	$5.8 \times 10^2$	<sup>86</sup> Rb, <sup>138</sup> Cs
JRR-4		$< 2.6 \times 10^{-13}$	—	—	
プルトニウム研究棟 (中レベル $\beta\gamma$ )		$< 3.0 \times 10^{-14}$	—	—	
プルトニウム研究棟 (中レベル $\alpha$ )		$2.1 \times 10^{-14}$	$1.3 \times 10^{-16}$	$1.4 \times 10^{-2}$	
プルトニウム研究棟 (高レベル $\beta\gamma$ )		$< 3.0 \times 10^{-14}$	—	—	
プルトニウム研究棟 (高レベル $\alpha$ )		$9.4 \times 10^{-15}$	$4.6 \times 10^{-17}$	$9.5 \times 10^{-3}$	
再処理特研 (排気口 I $\alpha$ )		$1.1 \times 10^{-11}$	$5.2 \times 10^{-14}$	7.2	
再処理特研 (排気口 I $\beta\gamma$ )		$1.1 \times 10^{-10}$	$3.1 \times 10^{-12}$	$4.2 \times 10^2$	
再処理特研 (排気口 I ヨウ素)		$7.7 \times 10^{-8}$	$5.2 \times 10^{-10}$	$7.2 \times 10^4$	<sup>131</sup> I
再処理特研 (排気口 II $\beta\gamma$ )		$2.4 \times 10^{-11}$	$2.8 \times 10^{-14}$	8.5	
廃棄物処理場 (低レベル)		$1.3 \times 10^{-12}$	$4.7 \times 10^{-15}$	$9.3 \times 10^{-1}$	
廃棄物処理場 (中レベル)		$5.2 \times 10^{-13}$	$2.1 \times 10^{-15}$	$1.1 \times 10^{-1}$	
廃棄物処理場 (焼却炉)		$1.2 \times 10^{-11}$	$8.8 \times 10^{-13}$	$8.8 \times 10^{-1}$	
汚染除去場		$3.2 \times 10^{-13}$	$3.0 \times 10^{-15}$	2.6	
TCA		$< 1.0 \times 10^{-12}$	—	—	
FCA		$< 1.0 \times 10^{-12}$	—	—	
JPDR		$7.0 \times 10^{-14}$	$1.8 \times 10^{-14}$	5.3	

汚染が2件あった。天然トリウム溶液をフラスコに入れてウォータバスで加熱しているとき圧力が増加して爆発したと、天然ウラン粉末と硫黄粉末の混合物を真空状態にして加熱していたとき硫黄の蒸気で圧力がたかまりガラス容器が爆発した件である。これらはこれまでにみられなかった汚染例である。

床汚染の通常レベルは毎年変化なく、廃棄物処理場の焼却炉、JPDR の炉頂部、ホットラボおよび RI 製造工場のサービスルームの床はいずれも月1~2回、 $10^3 \sim 10^4$  dpm/100 cm<sup>2</sup> 程度汚染したことがある。しかしいずれの汚染も発見後ただちに処置され、汚染拡大防止あるいは除染されている。(山本)

参考文献

- 1) 保健物理安全管理部の活動 No.8, 81~82 (1965)

(4) 原子炉建屋などの排放射放射性塵埃およびガス

a) 排出塵埃

TABLE I-13 に1968年4月から1969年3月までの間に各施設から排出された塵埃の1日平均最大濃度、年間平均濃度、放出総量および主な核種(短半減期核種について記入し、長半減期核種については省略した)を示す。

前年度に比して JRR-2 からの放出量が約 1/3 に減少しているのは、制御系、下段プラグの修復作業のため原子炉運転時間が少なかったことによるものであり、JRR-3 からの放出量が約 4 倍増加しているのは、燃料破損に伴い重水中の <sup>88</sup>Rb, <sup>138</sup>Cs が冷却機室に漏洩しスタックから放出されたことによるものである。また、再処理特研からの放出は第1次~第3次ホット試験に伴うものである。再処理試験施設では、 $\beta\gamma$  核種をヨウ素とその他の核種に分けて測定している(捕集材が異なる)ために TABLE I-13 にも分けて記載した。ヨウ素以外の  $\beta\gamma$  核種は主として <sup>95</sup>Zr-<sup>95</sup>Nb である。ヨウ素は3回のホット試験で 72 mCi が放出されたが、もちろんこれは保安規程に定めた量以下である。

b) 排出ガス

TABLE I-14 に1968年4月から1969年3月までにガス状放射性物質を排出した建屋とその1日平均最大濃度、年間平均濃度、年間放出総量を示す。

TABLE I-14 Radioactive gases exhausted from each facility (from April 1968 to March 1969)

施設名	放出 RI	1日平均最大濃度 ( $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ )	年間の平均濃度 ( $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ )	放出総量 (Ci)	主な核種
JRR-2		$7.5 \times 10^{-5}$	$5.8 \times 10^{-6}$	$3.3 \times 10^3$	<sup>41</sup> A
JRR-3		$1.2 \times 10^{-5}$	$3.4 \times 10^{-6}$	$3.3 \times 10^3$	<sup>41</sup> A
再処理特研		$4.9 \times 10^{-5}$	$1.1 \times 10^{-6}$	$1.5 \times 10^2$	<sup>85</sup> Kr

排出ガスモニタは表中の建屋のほか JRR-1, ホットラボ, JRR-4, 廃棄物処理場, JPDR にも設置されているがいずれも検出感度 ( $\sim 5 \times 10^{-6} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ ) 以下であったのでこの表からは除外した。JRR-2 および JRR-3 から放出された核種は被照射空気中の <sup>41</sup>A であり、再

処理特研から放出された核種は JRR-3 使用済燃料の溶解に伴って放出された <sup>85</sup>Kr である。

いずれにしてもこれらの塵埃およびガスの放出量は、保安規定に定められた値以下であり、環境に対する影響は問題とならない程度のものである。(大西)

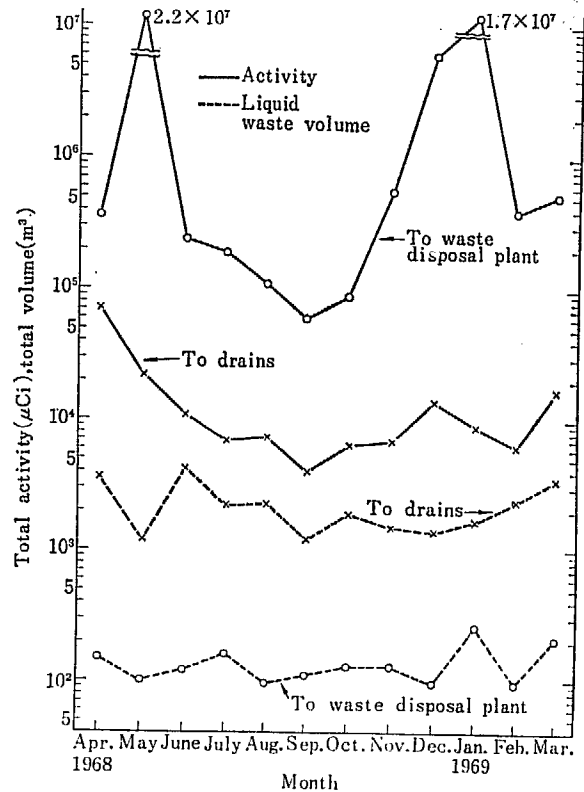


Fig. 1-5 Total activity and total volume discharged from the retention tank installed in each facility

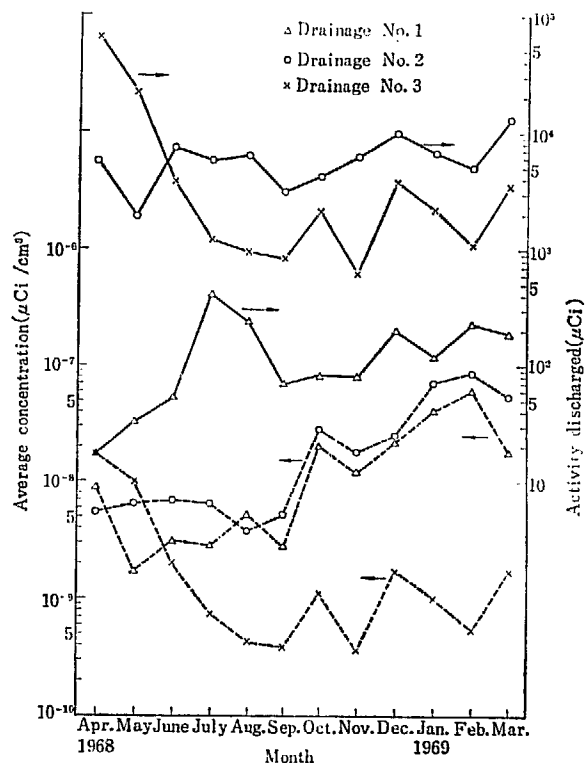


Fig. 1-6 Activity of low level radioactive liquid waste discharged into each drainage

TABLE 1-15 Total amounts, maximum concentration and average concentration of liquid waste discharged from each facility (From April 1968 to March 1969)

項目 建屋	最大濃度 ( $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ )	年間平均濃度 ( $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ )	排出 RI 量 (mCi)		廃液量 ( $\text{m}^3$ )		排出 RI 合計量 (mCi)
			一般排水	処理場搬入	一般排水	処理場搬入	
第 1 研究棟	$1.8 \times 10^{-3}$	$8.5 \times 10^{-5}$	$4.0 \times 10^{-1}$	$1.9 \times 10$	$8.5 \times 10$	$1.4 \times 10^2$	$1.9 \times 10$
第 3 研究棟	$1.5 \times 10^{-4}$	$1.8 \times 10^{-5}$	$4.1 \times 10^{-1}$	2.2	$8.4 \times 10$	$6.1 \times 10$	2.6
冶金特研	$3.0 \times 10^{-6}$	$3.0 \times 10^{-6}$	$2.7 \times 10^{-1}$	0	$9.2 \times 10$	0	$2.7 \times 10^{-1}$
リニアック	$5.8 \times 10^{-3}$	$3.2 \times 10^{-5}$	$1.0 \times 10^{-2}$	$1.2 \times 10^{-1}$	2.0	2.0	$1.3 \times 10^{-1}$
IRR-1	$1.0 \times 10^{-5}$	$6.1 \times 10^{-6}$	$2.7 \times 10^{-1}$	0	$4.4 \times 10$	0	$2.7 \times 10^{-1}$
JRR-2	$2.7$ ( $^3\text{H}$ )*1 $3.4 \times 10^{-4}$	$7.3 \times 10^{-3}$	$3.1 \times 10$	$4.4 \times 10^4$	$5.9 \times 10^3$	$7.3 \times 10$	$4.4 \times 10^4$
JRR-3	$2.2 \times 10^{-4}$	$5.0 \times 10^{-6}$	6.4	5.7	$2.3 \times 10^3$	$7.2 \times 10$	$1.2 \times 10$
JRR-4	$2.9 \times 10^{-5}$ *2	$8.1 \times 10^{-6}$	$2.1 \times 10$	0	$2.6 \times 10^3$	0	$2.1 \times 10$
ホットラボ	$6.7 \times 10^{-2}$	$4.2 \times 10^{-3}$	0	$1.6 \times 10^3$	0	$3.9 \times 10^2$	$1.6 \times 10^3$
開発試験室	$5.6 \times 10^{-6}$	$4.8 \times 10^{-6}$	$5.3 \times 10^{-2}$	0	$1.1 \times 10$	0	$5.3 \times 10^{-2}$
RI 製造棟	$7.0 \times 10^{-2}$	$4.9 \times 10^{-3}$	$3.6 \times 10^{-2}$	$1.8 \times 10^3$	6.6	$3.6 \times 10^2$	$1.8 \times 10^3$
プルトニウム特研	$5.3 \times 10^{-6}$ ( $\alpha$ ) $7.1 \times 10^{-7}$	$1.6 \times 10^{-6}$ ( $\alpha$ ) $1.5 \times 10^{-7}$	$5.3 \times 10^{-1}$ ( $\alpha$ ) $5.2 \times 10^{-2}$	0	$3.4 \times 10^2$	0	$5.3 \times 10^{-1}$ ( $\alpha$ ) $5.2 \times 10^{-2}$
再処理特研	$9.3 \times 10^{-2}$	$1.1 \times 10^{-3}$	$2.0 \times 10^{-1}$	$6.7 \times 10^2$	$2.7 \times 10^{-1}$	$3.5 \times 10^2$	$6.7 \times 10^2$
弗素特研	$1.6 \times 10^{-6}$	$1.2 \times 10^{-6}$	$7.7 \times 10^{-3}$	0	6.5	0	$7.7 \times 10^{-3}$
廃棄物処理場	$1.6 \times 10^{-2}$	$1.6 \times 10^{-5}$	$1.5 \times 10$	$1.6 \times 10^2$	$1.1 \times 10^4$	$1.8 \times 10^2$	$1.8 \times 10^2$
汚染除去場	$4.1 \times 10^{-6}$	$2.2 \times 10^{-6}$	$8.8 \times 10^{-1}$	0	$4.0 \times 10^2$	0	$8.8 \times 10^{-1}$
FCA	$5.0 \times 10^{-6}$	$3.5 \times 10^{-6}$	$7.8 \times 10^{-2}$	0	$2.2 \times 10$	0	$7.8 \times 10^{-2}$
TCA	$3.1 \times 10^{-6}$	$3.1 \times 10^{-6}$	$6.2 \times 10^{-2}$	0	$2.0 \times 10$	0	$6.2 \times 10^{-2}$
JPDR	$5.8 \times 10^{-4}$	$2.7 \times 10^{-5}$	$1.1 \times 10^2$	$7.3 \times 10^{-1}$	$4.1 \times 10^3$	$1.3 \times 10$	$1.1 \times 10^2$
合計			$1.9 \times 10^2$	$4.8 \times 10^4$	$2.7 \times 10^4$	$1.7 \times 10^3$	$4.8 \times 10^4$

\*1 熱遮蔽軽水

\*2  $^{24}\text{Na}$ 

## (5) 原子炉建屋などの排水中の放射性物質

1968年度東海研究所における液体廃棄物の RI 量は、一般排水されたもの 0.2 Ci (前年度 9 Ci)、廃棄物処理場へ搬出されたもの 48 Ci (前年度 49 Ci)、総計 48 Ci で前年度と大きな変化はなかった。この 48 Ci の大部分 (約 44 Ci) は、廃棄物処理場へ搬出された JRR-2 熱遮蔽軽水中の  $^3\text{H}$  であり、これは前年度と同じ傾向を示している。また、一般排水された RI 量が前年度に比して減少しているのは、前年度は JRR-2 の 2 次冷却水中に漏洩した  $^3\text{H}$  を一般排水したことにより特別大きな値を示したためである。

次に建屋別の本年度の傾向を述べれば、ホットラボが

1.6 Ci (前年度 0.58 Ci)、再処理特研 0.67 Ci (前年度 0.05 Ci) と増加しているほかは、全体として同程度あるいは幾分減少の傾向を示している。

なお、Fig. 1-5 に各建屋の廃液貯槽から排出された RI 量と廃液量の月間合計量を、Fig. 1-6 に各排水溝における月間の排出 RI 量と平均濃度をそれぞれ示した。第 1、第 2 排水溝の月間平均濃度は実測値であり、第 3 排水溝の月間平均濃度は、排出 RI 量から算出したものである。TABLE 1-15 に建屋別の年間最大濃度、年間平均濃度および年間排出 RI 量、廃液量を示した。

(国分)

## 1.3.4 ホットラボ、RI 製造工場および再処理試験施設の放射線管理

## (1) ホットラボケーブルの放射性物質漏洩試験

ケーブル・セルは常時負圧に保たれ、ケーブル・セル内の放射性物質がケーブル・セル外に漏洩しないように封じ込められている。負圧は換気によって維持され、排風機が停止したとき負圧が破れる。このときケーブル・セル内の放射性物質がケーブル・セルの間隙からケーブル・セル外に漏洩してくることが考えられる。排風機は電源回路の故障、排風機自身の故障によって停止する場合も考えられるので、排風機を一時的に停止させて、ケーブル・セルから放射性物質がどの程度漏洩してくるものか調べた。試

験は 1968 年 12 月 14 日と 21 日の 2 回にわたってそれぞれ 4 時間、3 時間排風機を停止し、その間ケーブル内、ケーブル操作室、ケーブル天井およびケーブル背面をそれぞれダストサンプリングして漏洩状態をみた。HE-40 濾紙、チャコール含浸濾紙、チャコールカートリッジを組み合わせたサンプリングヘッドを用い、ダストサンプラで 200 l/min の流量率で吸引した。放射能の高い Dirty (Dr) ケーブ、Clean (Cl) ケーブ、Storage (St) ケーブ内をそれぞれ 15 分間ずつ順にサンプリングしてケーブル内の空気中濃度を測定した。サンプリングした各濾紙やカー

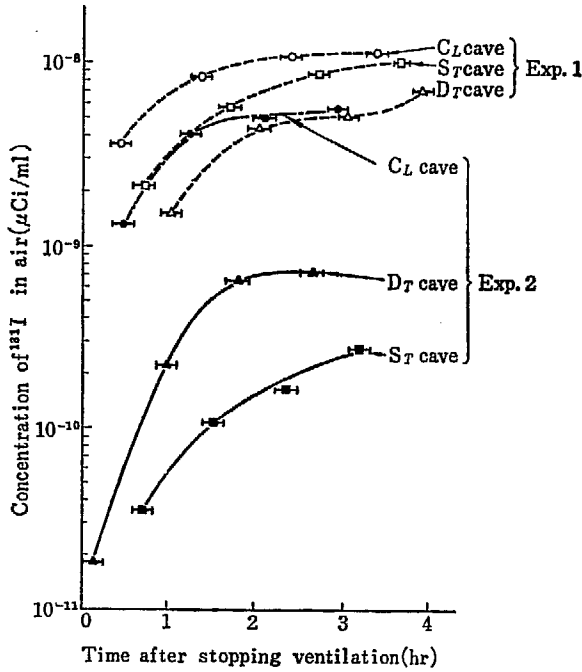


Fig. 1-7 Concentration of  $^{131}\text{I}$  in the cave after stopping ventilation  
Rupture fuels ( $^{131}\text{I}$  50 Ci) was stored in  $\text{C}_L$  cave

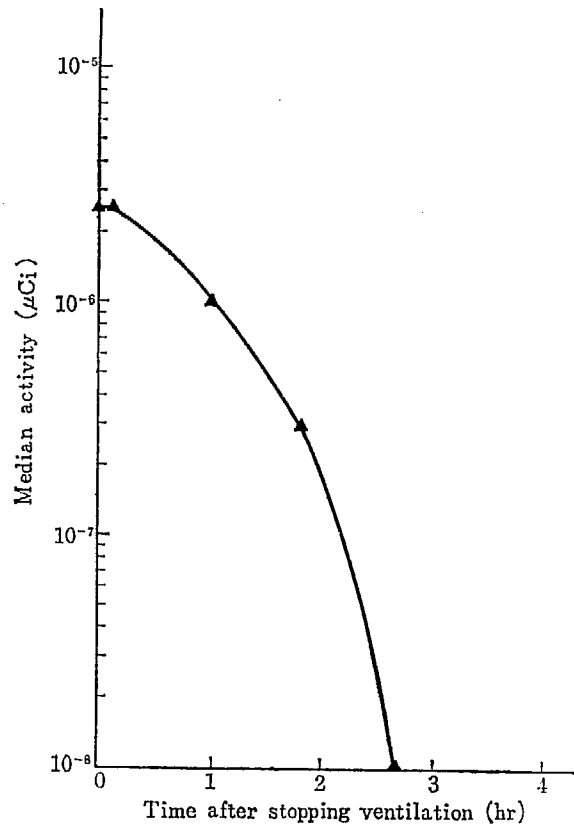


Fig. 1-9 Median activity of particle collected on HE filter as a function of time after stopping ventilation

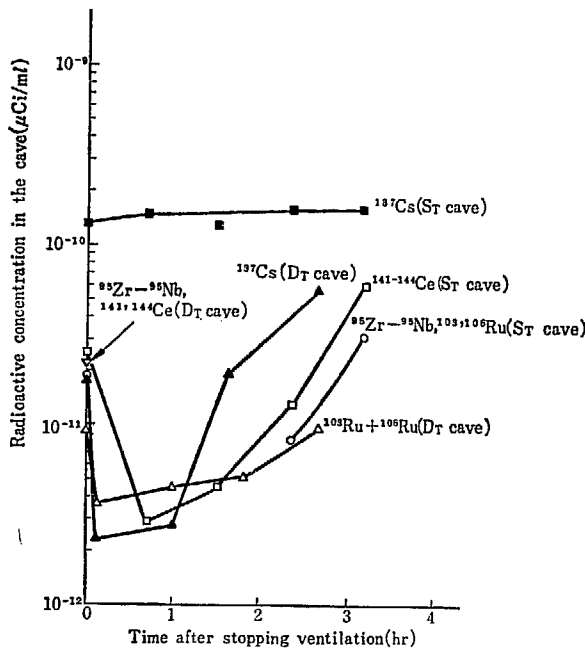


Fig. 1-8 Radioactive concentration in the cave after stopping ventilation

トリッジは  $5^\circ\phi \times 4^\circ$  NaI(Tl) 検出器で  $\gamma$  線スペクトルをとり、核種分析した。DT ケーブ内をサンプリングした HE-40 濾紙については X 線フィルムでオートラジオグラフィをとり、付着している粒子の放射能の分布を求めた。

DT ケーブ、 $\text{C}_L$  ケーブおよび  $\text{S}_T$  ケーブ内の  $^{131}\text{I}$ 、 $^{137}\text{Cs}$  などの核種の空気中濃度の時間変化を Fig. 1-7、Fig. 1-8 に示した。図中の縦軸上の値は排風機運転中の濃度を示している。 $^{131}\text{I}$  は排風機停止とともに濃度が次第に上昇し約 2 時間で飽和する。第 1 回の試験では各ケ

ーブ内の  $^{131}\text{I}$  の濃度は同程度であるが、これは DT- $\text{C}_L$  間、 $\text{C}_L$ - $\text{S}_T$  間の間仕切扉が開放してあったために全ケーブに  $^{131}\text{I}$  が拡ったためである。第 2 回のはときは各間仕切扉が閉じてあったために、JRR-3 破損燃料 ( $^{131}\text{I}$  の量約 50 Ci) が格納してあった  $\text{C}_L$  ケーブのみその空気中濃度が高くなっている。 $^{131}\text{I}$  以外の核種では排風機の停止とともに急激に空気中濃度が下がり、排風機停止後約 1 時間から徐々に濃度は上昇し始めている。排風機停止後徐々に濃度の上昇するのはケーブ内の燃料から少しずつ  $^{131}\text{I}$ 、 $^{137}\text{Cs}$ 、 $^{103}\text{Ru}$ 、 $^{106}\text{Ru}$  などの揮発性の FP が漏洩してきているためと考えられる。

DT ケーブの場合、排風機運転中は  $^{95}\text{Zr}$ - $^{95}\text{Nb}$  などの FP の濃度が高く、停止とともに急激に空気中濃度が下がる。これはケーブが床面のウランの粉末が換気の風速によって舞い上がり、停止とともに床に沈降していくためと考えられる。

ケーブ外への放射性物質の漏洩は第 2 回の実験において  $\text{C}_L$  ケーブマニプレータホール、 $\text{C}_L$  ケーブ天井ハッチの間隙でそれぞれ  $2.0 \times 10^{-11} \mu\text{Ci/ml}$ 、 $7.5 \times 10^{-10} \mu\text{Ci/ml}$  の濃度の  $^{131}\text{I}$  が検出された。その他の場所ではいずれも検出感度 ( $10^{-12} \mu\text{Ci/ml}$ ) 以下の濃度であった。

DT ケーブ内をサンプリングした HE-40 濾紙のオートラジオグラフィ<sup>1)</sup> による放射能分布の結果では、粒子の放射能の中央値は Fig. 1-9 のように時間とともに減少している。これは粒子の大きいウラン粒子が換気停止とともに沈降し、ガス状の  $^{131}\text{I}$ 、 $^{103}\text{Ru}$ 、 $^{106}\text{Ru}$ 、 $^{137}\text{Cs}$  の核

種が時間とともに空気中に浮遊していくことを示している。

これら2回の放射性物質漏洩試験から次のことが結論される。

i) ケーブ内の粒子径の大きい放射性粒子は換気の停止とともに床に沈降する。換気中は風速によって床面から空気中に舞い上がって浮遊している。

ii) ケーブ内の照射燃料中の揮発性のFP ( $^{131}\text{I}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{103}\text{Ru}$ ,  $^{106}\text{Ru}$ ) が燃料から漏洩して空気中に浮遊し、換気停止とともにそれらの空気中濃度が上昇する。換気中は給気によって薄められて濃度は低い。

iii) 換気の停止によるケーブ外への放射性物質の漏洩は揮発性のFP (特に  $^{131}\text{I}$ ) について認められ、マニプレータホール、天井ハッチなど間隙のある場所において検出される。粒子状の放射性物質は換気の停止とともに沈降するためケーブ外へ漏洩しにくい。

iv) 現在の増設コンクリートケーブ内の空気中濃度 ( $10^{-10} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ ) では約4時間の排風機の停止によるケーブ外への放射性物質の漏洩は少なく、放射線障害防止上安全である。ただしケーブ内が  $^{131}\text{I}$ ,  $^{137}\text{Cs}$  など揮発性の核種で空気中濃度が高いときは、マニプレータホール、天井ハッチなどのケーブ壁の間隙からこれらの核種が漏洩することがある。そのときにはそれらの周辺をダストモニタリングする必要がある。(山本)

#### 参考文献

- 1) 保健物理安全管理部の活動 No. 9, 134~135 (1966)

#### (2) JRR-3 燃料切断時のFPの放散

1968年12月からJRR-3破損燃料の燃料モニタリングがホットラボにおいて開始された。JRR-3燃料は原電東海炉燃料と同じく天然ウラン金属であり、燃料切断時にはウラン燃料の切断部分からFPがケーブ内に飛散する。

燃料切断時にはケーブ内、排気フィルタ前、スタックおよび操作室をそれぞれダストモニタリングして切断中のFPの飛散状態を調べた。

原電燃料の切断のときにはミーリングマシンが用いら

れたが、JRR-3燃料の切断にはダイヤモンドカッタが用いられた。ダイヤモンドカッタはミーリングマシンと比べて歯厚が薄く(1.5 mm)、冷却水を切断部に均一にかけ易いことおよび切削屑が飛散しにくいなどの利点がある。

JRR-3燃料は350~600 MWD/Tの燃焼度で冷却期間はそれぞれ46日と250日である。ダイヤモンドカッタで切断されて切屑となるFPの量はそれぞれ0.5 Ciと4 Ciであった。

切断中のケーブ内、排気フィルタ前、スタックの空気中濃度をTABLE 1-16に示した。

JRR-3燃料切断時の各場所の空気中濃度は原電燃料をミーリングマシンで切断したときの空気中濃度より1桁低かった。これは切削屑となる量が少ないこと、切削屑が発火しなかったことによる。しかしダイヤモンドカッタにおいてもときどき冷却水が均一にかからなくて発火することがあった。このときは原電燃料切断時と同程度の空気中濃度になった。切断中は操作室、サービスルームの空気中濃度が  $10^{-12} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$  以下であり、ケーブから操作室、サービスルームへの放射性物質の漏洩は検出されなかった。

JRR-3燃料切断によるケーブ内へのFPの飛散度をTABLE 1-17に示した。JRR-3燃料、原電燃料とも同程度の飛散度であった。 $^{125}\text{Sb}$ は燃料のどの箇所を切断しても同程度の飛散度を示した。 $^{125}\text{Sb}$ はヨウ素と同程度の揮発性を示している。

ダイヤモンドカッタによる照射燃料の切断は、切削屑となる量が少ないので、ミーリングマシンによる切断よりもFPの飛散する量を少なくでき、空気中濃度も1桁以上低くできることがわかった。(山本)

#### 参考文献

- 1) 保健物理安全管理部の活動 No. 10, 95~96 (1967)

#### (3) RI製造棟におけるグローブボックス内で $^{35}\text{S}$ を取扱う場合の安全評価

グローブボックス(G.Bと書く)を用い、 $^{35}\text{S}$  0.1 Ciを取扱うにあたって、最大事故を想定し計算によって安

TABLE 1-16 Concentration of fission products in air during the cutting of irradiated fuel

Fuels	Cutting	Concentration of airborne FP in the location ( $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ )		
		Cave	Before exhaust filter	Stack*
JRR-3's	ordinary with ignition	$10^{-9} \sim 10^{-8}$ $1 \times 10^{-7}$	$10^{-10} \sim 10^{-9}$ $2 \times 10^{-8}$	$10^{-13} \sim 10^{-12}$ $6 \times 10^{-12}$
JAPCO's		$10^{-7} \sim 10^{-6}$	$10^{-8} \sim 10^{-7}$	$2 \times 10^{-11}$

\* Daily average concentration

TABLE 1-17 Dispersion factor of FP during the cutting of irradiated fuel

Fuels	$^{95}\text{Zr}$ - $^{95}\text{Nb}$	$^{103}, ^{106}\text{Ru}$	$^{141}, ^{144}\text{Ce}$	$^{125}\text{Sb}$	$^{137}\text{Cs}$	$^{131}\text{I}$	$^{140}\text{Ba}$ - $^{140}\text{La}$
JRR-3's	$7 \times 10^{-4}$	$2.1 \times 10^{-4}$	$1.2 \times 10^{-5}$	$3.0 \times 10^{-3}$	$1.2 \times 10^{-3}$	—	$4.8 \times 10^{-4}$
JAPCO's	$4.4 \times 10^{-3}$	$7.6 \times 10^{-4}$	$6.0 \times 10^{-5}$	$2.1 \times 10^{-3}$	$1.2 \times 10^{-3}$	$4.4 \times 10^{-3}$	$2.4 \times 10^{-4}$

TABLE 1-18 最大濃度地点および周辺監視区域の境界における被曝線量の危険度

	スタックからの 距離 (m)	濃 度 ( $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ )	1時間吸入の内部被 曝線量 (m rem)	1年間の許容被曝 線量 (m rem)	危 険 度
最大濃度地点	70	$8 \times 10^{-10}$	$8 \times 10^{-3}$	$5 \times 10^3$	$\frac{1}{6.2 \times 10^5}$
周辺監視区域の 境界	300	$3 \times 10^{-10}$	$2.9 \times 10^{-3}$	$5 \times 10^3$	$\frac{1}{1.7 \times 10^5}$

全評価を行った。ここで最大事故としては火災や爆発によって G.B が破損し、 $^{35}\text{S}$  が RI 製造棟のスタックや実験室内に放散される程度のもを仮定している。RI 製造棟の G.B の排気系汚過装置には活性炭フィルタが入っていないため、 $^{35}\text{S}$  は汚過装置で捕集されない。このことを考慮して、(a) 環境におよぼす影響、(b) 空気汚染による実験者の内部被曝線量評価、の二点について事故時の安全評価を行ない、さらに  $^{35}\text{S}$  に対するダストモニタの検出感度を求めた。

事故時に  $^{35}\text{S}$  0.1 Ci の 20%\* が 1 時間に RI 製造棟のスタックから放出したと仮定し、気象条件が安定度 A、平均風速 2 m/sec、風向頻度 100% の場合、地上高 14 m のスタックから最大濃度地点までの距離および周辺監視区域の境界の最短距離とその地点に於ける濃度、その地点で 1 時間吸入した場合の内部被曝線量と 1 年間の許容被曝線量に対する危険度を TABLE 1-18 に示す。ここで危険度は各地点の濃度と最大許容濃度の比で定義した。

事故時に G.B が破損し、その実験室に  $^{35}\text{SO}_2$ 、1 Ci の 20% が飛散したと仮定すると事故後の空気汚染濃度は、0.02 Ci を G.B の容積 (約  $1 \text{ m}^3$ ) で割った値と考えられ、 $2 \times 10^{-2} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$  である。実験者が事故後約 1 分間で実験室から退避したと仮定すれば、空気汚染の吸入による内部被曝線量は 3.2 rem となり、1 年間の職業人の許容被曝線量の約 1.5 分の 1 である。ただし、ここでは爆発に伴う作業員の身体的負傷については考慮していない。

日常使用しているダストモニタの集塵部には、HE-40 汚紙と活性炭含浸汚紙が重ねて取付けられる。 $^{35}\text{S}$  は活性炭含浸汚紙にのみ吸着され、その捕集効率は 100% と考えられる。 $^{35}\text{S}$  は  $\beta$  エミッターで、その最大エネルギー (0.167 MeV) が低いため、計数するとき活性炭含浸汚紙の自己吸収と、HE-40 汚紙の吸収による減衰が大きく、モニタの検出感度が悪くなる。活性炭含浸汚紙の自己吸収係数は計算では 0.06 となる。一方 HE-40 汚紙の吸収による係数は 0.031 となる。ダストモニタの GM 計数管の計数効率を 5%、サンプリングの流量率を 50 l/min とすると、ダストモニタの検出感度は  $1.9 \times 10^{-9} \mu\text{Ci-h}/\text{cm}^3$  となる。

\* この値は実験担当者に推定してもらったもので、じゅうぶん安全側であると考えられる。

\*\* 第 1 ラン (HR-1) 1968.3.26~5.11

第 2 ラン (HR-2) 1968.6.3~8.1

第 3 ラン (HR-3) 1968.12.16~1969.3.5

以上の検討の結果から RI 製造棟の G.B で  $^{35}\text{S}$  0.1 Ci を用いた場合、次のような安全評価を行なうことができる。

- 1) 事故的にスタックから  $^{35}\text{S}$  が放出されたとしても、環境における空気汚染の吸入による内部被曝線量は 1 年間の許容被曝線量よりはるかに低い値である。
- 2) 事故時に G.B から  $^{35}\text{S}$  が飛散したとしても、その実験室からただちに退避すれば、空気汚染による内部被曝線量は 1 年間の許容被曝線量よりも低い値である。
- 3) 日常使用しているダストモニタによって、 $^{35}\text{S}$  の (MPC)<sub>a</sub> 即ち  $9 \times 10^{-8} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$  の濃度を充分検出できる。(山岸)

#### (4) 再処理試験施設ホット試験時の放射線管理

再処理試験施設の概要、管理区域、モニタの配置および放射線管理方式などについてはすでにのべた<sup>1)</sup>ので、ここではホット試験時の放射線管理および管理データについて報告する。

ホット試験は 3 回\*\*計 12 バッチ (約 600 kg) のウランを溶解して、装置の安全性確認、プルトニウム・FP の挙動調査、燃焼度およびプルトニウム回収率の測定等湿式再処理の工学的研究が行なわれた。これらの試験にともなってオフガスおよび放射性塵埃の放出があり、スタックに設置したモニタで連続監視した。また施設内の表面汚染度と空間線量率の測定および作業立合いをおこなって作業員の被曝を管理した。

##### (a) ヨウ素の放出

ヨウ素のモニタリングは自動的に汚紙の交換のできるヨウ素モニタでおこない、サンプルの定量は既知量のヨウ素で校正したスケータまたは  $\gamma$  スペクトロメータによった。

ヨウ素はアルミ被覆溶解時には放出されず、ウラン溶解時に放出される。Fig. 1-10 にヨウ素の放出状況の 1 例を示す。溶解開始から 8 時間後 (ウラン溶解の所要時間は 13~15 時間) までは溶解速度に比例してヨウ素の放出も増加するが、その後溶解終了までの放出率はほぼ一定である。ウラン溶解中の放出割合は全放出量の約 20% であった。溶解液はウラン濃度が約 600 g/l、硝酸濃度が約 6 M で、温度が低下すると硝酸ウラニルが晶出するので、これを防止するためうすい硝酸で稀釈し、空気を吹込んで攪拌する。この稀釈攪拌操作中にヨウ素は全放出量の約 50% が放出される。次の調整槽攪拌で

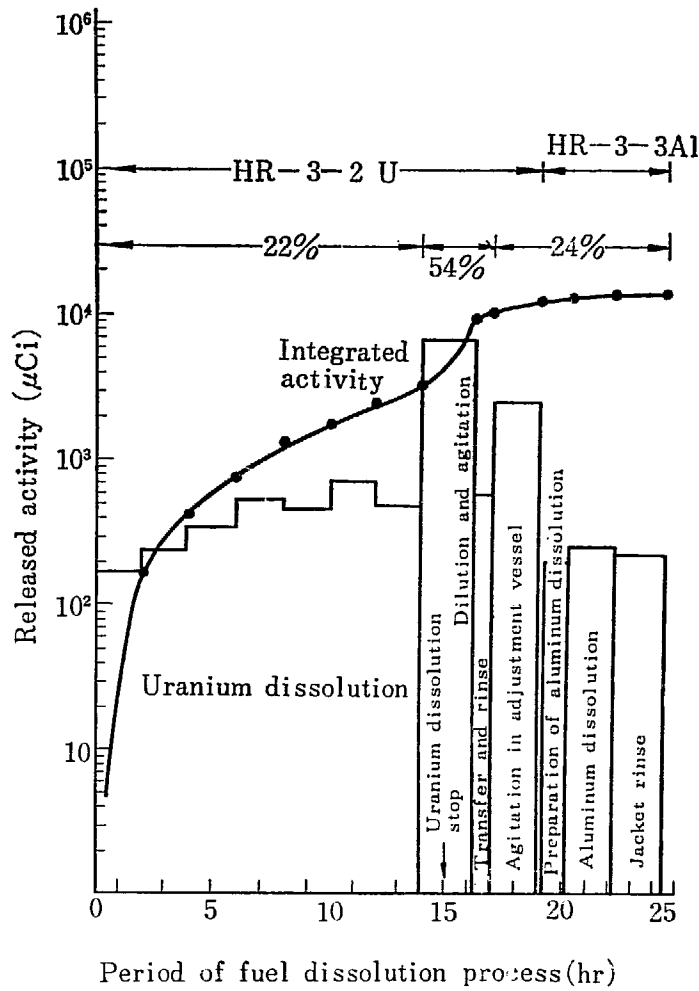


Fig. 1-10 Release of <sup>131</sup>I (HR-3-2)

TABLE 1-19 Release of <sup>131</sup>I

Run No.	Burn up (MWD/T)	Inventory (mCi)	Released activity (mCi)	Released fraction (%)	Daily average concentration ( $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ )	Remarks
HR-2-4	289	18.4	0.67	3.6	$1.7 \times 10^{-9}$	Sparging to vapor phase
HR-2-5	580	37.1	0.67	1.8	$1.7 \times 10^{-9}$	"
HR-2-6	867	43.3	0.52	1.2	$1.4 \times 10^{-9}$	Sparging to liquid phase
HR-3-2	560	790	14	1.8	$3.7 \times 10^{-9}$	Sparging to vapor phase
HR-3-3	600	740	42	5.7	$1.1 \times 10^{-8}$	Sparging to liquid phase
HR-3-4	650	750	43	5.7	$1.1 \times 10^{-8}$	"

1. One batch: 50 kg
2. Collection efficiency of charcoal impregnated filter for <sup>131</sup>I is 70%
3. Daily average concentration is measured at stack-I

も 3M から 2.2M に希釈し、空気を吹込んで攪拌した。この操作で約 20% の放出がある。希釈攪拌の操作により全放出量の 70% 以上が放出されるのは、酸濃度が変化するとヨウ素の化学的平衡がくずれて飛びやすくなることによるものと思われる。

溶解工程に続く抽出分離工程および、プルトニウム精

製工程中のヨウ素の 1日あたりの放出量は、運転操作にほとんど無関係で一定割合で減少した。

各バッチの放出量および放出率を TABLE 1-19 に示した\*。第 1ラン、第 2ランの第 3バッチまでおよび第 3

\* 各数値の詳細については検討中であり、最終段階で若干の変更があり得る。



TABLE 1-20 Release of <sup>85</sup>Kr

Run No.	Burn up (MWD/T)	Inventory (Ci)	Released activity (Ci)		Max. concentration ( $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ )	Daily average concentration ( $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ )
			Aluminum dissolution	Uranium dissolution		
HR-1-1	370	7.2	$1.3 \times 10^{-3}$	8.3	$8.2 \times 10^{-5}$	$2.2 \times 10^{-5}$
2	420	9.5	$2.6 \times 10^{-3}$	10.0	$8.5 \times 10^{-5}$	$2.6 \times 10^{-5}$
HR-2-1	520	11.5	$3.3 \times 10^{-3}$	11.9	$9.6 \times 10^{-5}$	$3.1 \times 10^{-5}$
2	560	12.8	$3.7 \times 10^{-3}$	12.7	$1.1 \times 10^{-4}$	$3.3 \times 10^{-5}$
3	570	12.8	$4.8 \times 10^{-3}$	13.2	$1.2 \times 10^{-4}$	$3.4 \times 10^{-5}$
4	289	38.3	$1.9 \times 10^{-3}$	6.5	$6.3 \times 10^{-5}$	$1.7 \times 10^{-5}$
5	580		$5.3 \times 10^{-3}$	12.7	$1.3 \times 10^{-4}$	$3.3 \times 10^{-5}$
6	867		$7.6 \times 10^{-3}$	18.7	$1.6 \times 10^{-4}$	$4.9 \times 10^{-5}$
HR-3-1	590		12.4	$5.3 \times 10^{-3}$	16.7	$1.3 \times 10^{-4}$
2	560	12.5	$5.3 \times 10^{-3}$	15.2	$1.1 \times 10^{-4}$	$4.0 \times 10^{-5}$
3	600	13.2	$5.7 \times 10^{-3}$	16.7	$1.6 \times 10^{-4}$	$4.4 \times 10^{-5}$
4	650	14.4	$5.3 \times 10^{-3}$	18.0	$1.9 \times 10^{-4}$	$4.7 \times 10^{-5}$

1. One batch: 50 kg
2. Concentration is measured at stack-I

ランの第1バッチの使用済燃料の冷却期間が長かったためヨウ素はほとんど減衰していた。これらの処理中にはヨウ素の放出は観測されなかった。

(b) クリプトンの放出

アルミ被覆溶解中のクリプトンの放出は溶解1時間後から約10分間に、全放出量の0.04%が放出された。またウラン溶解ではクリプトン濃度は溶解開始30~40分後ピークになり、その後はほぼ直線的に減少し、溶解終了時にはほとんどバックグラウンドになった。クリプトンの放出状況および放出量を Fig. 1-11 および TABLE 1-20 に示す。クリプトンは溶解工程で100%放出され、その他の工程では放出されなかった。スタックIにおける1日平均最大濃度は  $4.7 \times 10^{-5} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$  であった。

(c) その他のダスト・ガスの放出

アルミ被覆溶解ではアンチモン (<sup>125</sup>Sb) がチャコール含浸汚紙に捕集されたが、HE-40 汚紙上には放射性塵埃は観測されなかった。アンチモンはアルミ被覆中に含まれている微量のスズが放射化したもので、ガス状で飛びやすい。

ウラン溶解では塵埃状の <sup>144</sup>Ce-<sup>144</sup>Pr, <sup>106</sup>Ru-<sup>106</sup>Rh, <sup>137</sup>Cs, <sup>95</sup>Zr-<sup>95</sup>Nb, <sup>90</sup>Sr-<sup>90</sup>Y, <sup>147</sup>Pm 等の FP が検出された。その他の工程では特に顕著な放出はなく、1日平均最大濃度は  $1.4 \times 10^{-10} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$  ( $\beta, \gamma$ ) であった。

トリチウムの放出はアルミ被覆溶解開始後直線的に上昇し、ウラン溶解終了後アルカリスラバの水を交換することによって減少した。この原因は一旦アルカリスラバの水にトラップされてから水蒸気の状態では放出されるものと考えられる。溶解工程中のトリチウムの放出割合は0.2% (HR-2) であった。また抽出分離工程中の濃度変化は Fig. 1-12 に示すごとく1AF フィード開始から増加し、フィード終了によって減少した。プルトニウム精製工程では抽出分離工程時と比較して約1桁低い値であった。燃料再処理全工程では燃料中のトリチウムの

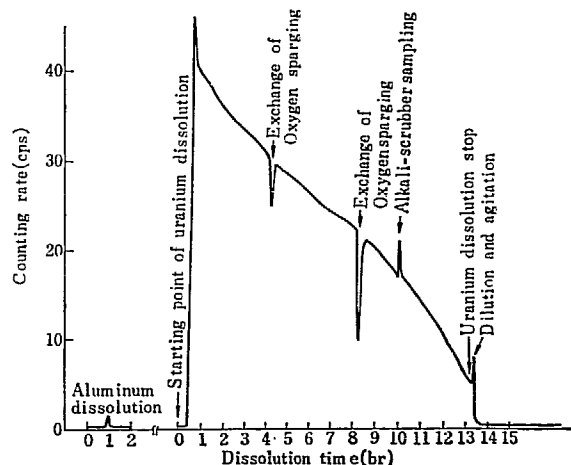


Fig. 1-11 Release of <sup>85</sup>Kr

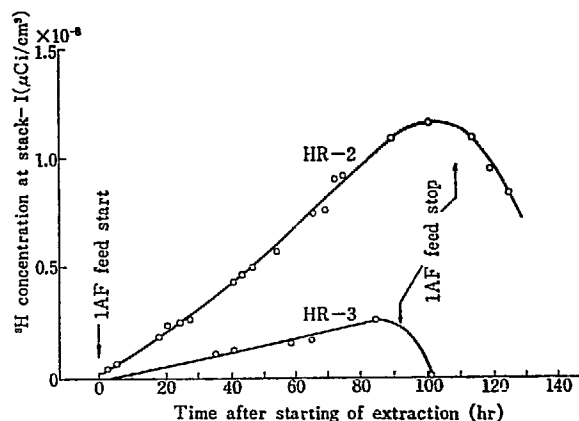


Fig. 1-12 Release of <sup>3</sup>H

約1%が放出された。

(d) 排気中の放射性物質

再処理試験施設の保安規程では排気中の放射性物質の1日平均濃度を (MPC)<sub>a</sub> の200倍以下と規程している。第2ラン、第3ラン中の排気の最高1日平均濃度は第2ラン中が 18(MPC)<sub>a</sub>、第3ラン中が 53(MPC)<sub>a</sub> であ

た。これらは 200(MPC)<sub>a</sub> より十分小さな値であり、保安規程上問題なかった。

(e) 施設内の放射線管理

ホット試験中は毎日 1 回以上施設内をパトロールし、またエリヤモニタにより主要箇所の空間線量率を連続監視した。表面汚染度、空間線量率の測定は週 1 回おこなって異常のすみやかな発見につとめた。そのほか特殊作業およびグローブ交換作業の立会い、持出し物品の汚染検査、排出廃液の濃度測定等をおこなった。放射線異常は 43 年度中 14 件発生したが、おもな異常の概要については 1.2.5「事故統計」にのべてある。放射線異常は第 2 ランに多く起っているが、そのつど改善しマニュアル化を行なったので、第 3 ランではその経験が生かされ異常は発生しなかった。

コントロール室、サンプリング室、分析室等通常作業者の立入る区域の空間線量率は 2 mR/hr 以下であった。エア・エジェクタ関係の配管はミストが飛びやすく、表面で最高 1 R/hr になり立入りを制限した。またプルトニウムを精製するグローブボックスの表面の空間線量率が吸着量および燃焼度に比例して上昇するので、洗浄操作をするまでは立入りを制限して被曝を少なくした。

(f) 被曝管理

再処理開発試験室員の外部被曝線量は、ホット試験前はすべて検出感度以下であったが、43 年度に入ってホット試験を開始してからは増加している。四半期別 1 人あたり平均被曝線量は、4 m rem (43 年/4. 5. 6), 121 m rem (43 年/7. 8. 9), 45 m rem (43 年/10. 11. 12), 39 m rem (44 年/1. 2. 3) で、個人の最高は 570 m rem であった。これらの被曝のうち運転中の被曝は無視し得る程度でありその大部分は補修作業時における被曝であった。装置はケーブ、セル等の中に設置されじゅうぶんな遮蔽がなされているので定常では問題ないが、ひとたび故障等が起ると高線量率下の作業になり、外部被曝とともにプルトニウムの含まれるところでは内部被曝も問題になる。特殊作業の実施にあたってはあらかじめ提出される放射線作業届をもとに、関係者の事前打合せ、モニタリングおよび作業立会いを行なって、作業者の過度の被曝を防止するようじゅうぶん管理した。プルトニウムセル内立入りは数回おこなわれたが、ウランおよびグロス α の尿検査の結果内部被曝は 1 人も検出されていない。

(佐藤(信))

参考文献

- 1) 保健物理安全管理部の活動 No. 10, 43 (1967)

1.3.5 原子炉の放射線管理

(1) JRR-2 下段プラグ補修作業時の放射線管理

JRR-2 では炉心遮蔽下段プラグの角チューブ（燃料孔：アルミニウム製）の変形を修理する作業が 1968 年 8 月から翌年 1 月にかけておこなわれた。この補修作業での放射線管理は 1965 年 JRR-2 炉心修復作業の経験を十分に生かし、作業計画その他の準備に万全の対策を講じておこなわれた。その結果何ら問題なく終了することができた。以下にこのときの放射線管理と結果について報告する。

(a) 外部放射線の防護対策と被曝状況

外部放射線に対する対策は通常よくとられている方法、すなわち遮蔽をする方法、距離をとる方法および作業時間を規制する方法によった。下段プラグガイドアレーの放射能は <sup>60</sup>Co 相当で 65 Ci、炉心タンク支持リング上の内周ボルトおよびガイドボス表面の照射量率はそれぞれ 6 R/hr および 44 R/hr と相当高い値を示したが、作業場の放射線レベルは遮蔽をすることにより Fig. 1-13, Fig. 1-14 に示すとおり、身体部位で約 50 mR/hr、局部的に約 200 mR/hr の値になった。被曝線量の測定管理はフィルムバッジ、リストバッジ、フィルムリングによった。さらに毎日の被曝線量はポケットチェンバ 2 本およびポケットドジメータ 1 本を着用させてはかり、計画被曝線量 (500 m rem/作業期間) との門連を考慮しながら、作業計画と各個人被曝線量との妥当性をチェックし、以後の作業についての検討資料とした。この結果全補修作

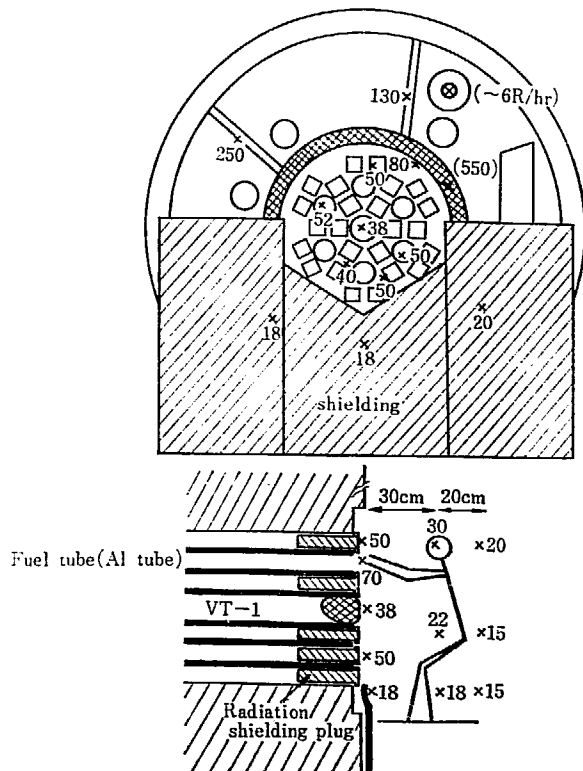


Fig. 1-13 Radiation level while repair of JRR-2 lower plug

Nov. '68

Cooling time: 4 months

unit: mR/hr

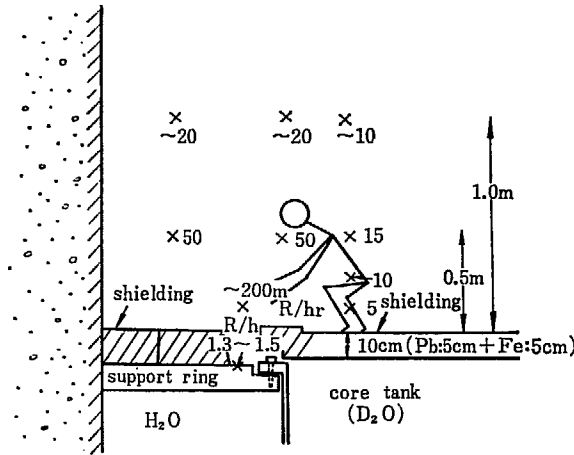


Fig. 1-14 Radiation level above reactor core while repair of JRR-2's lower plug  
Nov. '68  
Cooling time: 4 month  
unit: mR/hr

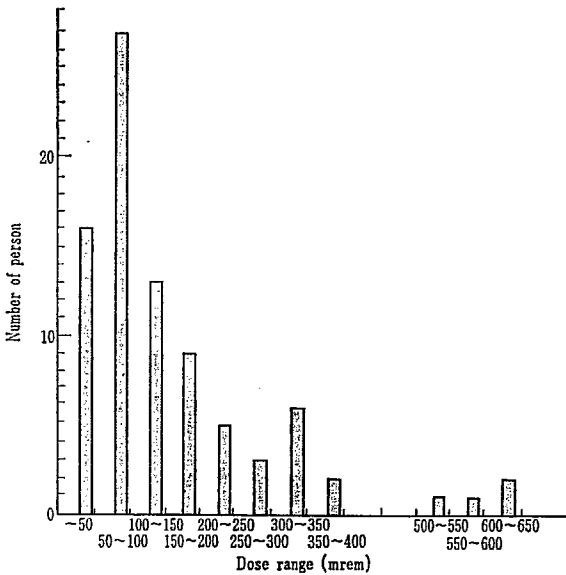


Fig. 1-15 Distribution of dose equivalent measured with film badge during repair work of JRR-2 (Aug. '68 ~ Jan. '69)

業期間での作業者の1日あたりの被曝は最高 88 m rem であり、積算の被曝線量の分布は Fig. 1-15 に示したとおり最大 650 m rem, 平均 156 m rem であった。また手首および指先の被曝はそれぞれ最大 460 m rem および 1,370 m rem, 平均 125 m rem および 220 m rem であった。

1965年 JRR-2 重水漏れ修復作業 (JAERI memo-2234, 保物の活動 No. 8) と同様にこの補修作業に着用したポケットチェンバとドジメータの各指示値を比較検討してみた。その結果、ドジメータ、チェンバともフィルムバッジより指示値は高めにする傾向があり、両者ともショックに弱く自然リークがあるなど性能上はそれほど変わらなかった。しかしドジメータは作業場で直接に被曝線量が読めるという利点がある。このことからドジメータの方が管理上有効である。ドジメータの信頼性がチェ

ンバより劣る理由で両者を併用したが、実際は、この種の作業のように作業場の線量率が把握されているようなときはドジメータのみで十分に目的を果すと考えられる。しかしドジメータ1本のみ使用してオーバスケールした場合は、これが放射線によるものか、ショックによるものか、場合によっては判断し難いため、より確実な管理をするためにはドジメータのみを2本使用するべきであろう。

(b) 空気汚染の対策と被曝状況

トリチウムおよび放射性塵埃による空気汚染の防護として、①汚染発生場の空気の局所的換気、②エアラインスーツあるいは防護マスクの着用、③作業時間の制限、④とくにトリチウムについては重水蒸気発生源の密閉という方法をとった。トリチウム空気汚染の測定には2台のトリチウムモニタを利用し、急激な指示値の上昇が認められたときに空気捕集型電離箱でサンプリング測定して空気汚染を確認した。この作業期間の内部被曝は最大 83 m rem で、10 m rem 以上の被曝者は3名であった。この種の作業において次のことがらわかった。①炉体挿入物などの取り出し時に重水が付着してきた場合一時的に高い空気汚染を生ずるが、重水のふきとりあるいは換気によりただちに1桁低い値にすることができる。②約1メートル離れることにより目安としては1桁低い値になると考えてよい。③炉心重水面が露出しているとき (多量の重水が大気と直接に接触しているとき) は局所的な換気はかえって攪拌することになるので意味がない、むしろ密閉した方が効果的である。このほか作業場の放射性塵埃の空気汚染を測定した結果1日の平均最大濃度は約  $10^{-9} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$  でありその主な核種は  $^{60}\text{Co}$  であった。 $^{60}\text{Co}$  の (MPC)<sub>a</sub>  $8 \times 10^{-8} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$  と比べ、とくに問題はなかった。しかし作業中は防護マスクおよび除染用アノラックを必ず着用した。

(c) 表面汚染の防止

表面汚染の管理対策としては次のことらをおこない他の場所への汚染の拡大防止につとめた。①管理区域出入口から炉室一階に至る全域、炉頂、実験装置などにビニールシートを敷く、②コールド用およびホット用の更衣所を設置しバリアを設け、さらに炉室内4カ所にバリアを設置して、ここで靴のはきかえおよび身体汚染検査をおこなった。以上の結果、炉体内作業場など最大  $3 \times 10^4 \text{ dpm}/\text{cm}^2$  と高い汚染度を示したこともあったが、衣服、身体、床の各汚染の発生は少なく、放射線管理上特に問題は生じなかった。 (中村 力)

(2) JRR-2 放射線モニタの改造

JRR-2 の放射線モニタは、1968年度予算によって改造が認められ、さらに1968年7月のJRR-2制御台焼損に伴う放射線モニタの被害復旧とあいまって、放射線モニタを整理統合した。特に従来分散設置されていたモニタを集中監視方式にした。これらはJRR-2を除く

TABLE 1-21 Comparison of present and past remodeling of the radiation monitors installed in JRR-2

	改造前	改造後
モニタ位置	建屋内に分散配置	制御室に集中監視方式
レートメータ主仕様	真空管式	トランジスタ集積化回路方式
平常時の動作チェック	レートメータ全体を通してのチェックができる	専用の点検テストを用意して各回路毎に簡単に行なえる
交流電源	多挿入方式	全モニタ用電源に主開閉器(ブレーカ)を取付け、また各測定器別にスイッチを取付
	各モニタにヒューズを1線挿入式	各モニタ電源部、測定部毎にヒューズを2線挿入式

他の原子炉において既に実施されているもので、それらと同様に制御室内での集中監視方式とした。また塵埃、ガスモニタのサンプリング配管についても整備した。

#### a) モニタの改造と集中監視方式

JRR-2 放射線モニタの改造は、TABLE 1-21 に示すようにかんがりの新技術を導入して進め、特に次に述べるような利点をもたらすように計画実施した。

- (1) 直運転中夜間のモニタリングを制御室内で監視し直員の労力の軽減をはかる。
- (2) 機器間の互換性を持たせ、初心者でも簡単に故障修理が可能となるようにする。
- (3) 火災原因の低減をできるだけ考慮して安全なものにする。

今回の改造は線量計測課で開発中のトランジスタ集積化回路方式のレートメータおよび電源装置を採用した。従来色々な種類の機器を使用していたために保守の面で弊害をもたらしたので改良するとともに、回路を単純化して初心者でも容易にモニタの動作が正常であるかどうか確認できる点検用テストをつけたなどが特徴としてあげられる。

モニタの整理統合は、放射線管理上必要なものと、運転のために必要なものについて検討し、次に述べるように処置した。

- (1) 放射線管理課所管の2次冷却水モニタを JRR-2 管理課へ移管した。

重水熱交換器の伝熱管に破損が生じた場合、1次冷却水中の放射性物質が2次冷却水中に入り込む。2次冷却水は運転中 0.6 m<sup>3</sup>/hr 程度で一般排水されているので、2次冷却水のモニタリングが必要である。この場合問題となる核種は、<sup>3</sup>H と <sup>24</sup>Na であるが、モニタの検出器が NaI シンチレータであることと重水中での生成量の関係からモニタの指示は <sup>16</sup>N (半減期 7.4 秒で放射線管理上はあまり問題ない) からの放射線が大部分を占め、<sup>3</sup>H は勿論、<sup>24</sup>Na の量も知ることは困難であった。一方、熱交換器破損の検出装置は設けられていないので重水レベル計の低下をみることで検出することになるが、これではかなりの時間を必要とする。しかし実際の事故経験によると、原子炉が運転中であれば、2次冷却水モニタは <sup>16</sup>N 等の  $\gamma$  線放出核種による指示上昇が極めて早く、事故の早期発見に役立つことがわかっている。したがってこのモニタは原子炉運転上の事故検出器として管理する方がより適していると結論された。

#### (2) 放射線管理課所管の重水モニタを撤去した。

JRR-2 の重水モニタは検出器が重水精製系のイオン交換樹脂塔に取付けられてあるため、イオン交換樹脂に蓄積している放射性物質の量を示すことになる。したがってこのモニタの指示値からは重水中の放射性物質の濃度などを知ることはできない。この考えからこのモニタは放射線管理上は勿論のこと、原子炉の運転上にもさほど必要とされるものではないと判断した。燃料の破損が生じた場合には、重水中の放射性物質の量が急増するため、そのモニタリングとしてはかなり効果的であろうと考えられるが、破損燃料検出装置が別に設けられてあるため、必要性がないと考えた。

#### (3) JRR-2 管理課所管の $\gamma$ 線エリアモニタを放射線管理課へ移管した。

$\gamma$  線エリアモニタは、JRR-2 を除く他の施設内においては放射線管理課が所管しており、その必要性も大きいため放射線管理課で管理することにした。

TABLE 1-22 に改造後のモニタの性能を示す。これらは現在稼働中であって、はじめに述べた計画が一応満足されている。しかし、まだ2,3の問題点を残している。

#### b) サンプリング配管の整備

次のサンプリング配管を整備した。

##### イ) 炉室内のサンプリング配管

TABLE 1-22 Characteristics of radiation monitors in JRR-2

Name of monitors	Calibration constant	Minimum detectable concentration
Water monitor A	$2.3 \times 10^{-6} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3/\text{cps}$	$6.9 \times 10^{-6} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$
Water monitor B	$2.3 \times 10^{-6} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3/\text{cps}$	$3.5 \times 10^{-6} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$
Stack gas monitor	$9.6 \times 10^{-7} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3/\text{cps}$	$4.3 \times 10^{-7} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$
Stack dust monitor	6.3%**	$2/t^* \times 10^{-11} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$
Irradiated gas monitor	$9.6 \times 10^{-7} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3/\text{cps}$	$3.0 \times 10^{-6} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$
$\gamma$ -area monitor	0.5~1.4	
Neutron area monitor	1.2~1.7 n/cm <sup>2</sup> ·sec/cps	

\* Sampling time (hr)

\*\* Counting efficiency

ロ) 排気用煙突先端の空気サンプリング用配管

JRR-2 炉室内の空気サンプリングは軟質の塩ビパイプを使用した仮設のものであった。しかしパイプに折れ部分が出て流量率の低下が生じたこと、通行のじゃまになることなどの弊害があったので、鉄パイプを用いて建屋の壁に配管を固定した。かつサンプリング場所の表示をつけるなどして取扱いも容易にした。

1968年3月から JRR-2 の実験準備室の一部が第1種管理区域に設定されたので実験準備室排出空気もモニタリングする必要が生じた。従来炉室系排出空気をサンプリングしていた配管を煙突先端まで延長し、全排出空気をサンプリングできるように変更した(煙突では実験準備室系、炉室系および被照射系の各排気空気が混合し建屋外に放出される)。このサンプリング配管はバルブの操作によって簡単に室内塵埃モニタに接続でき、排気系の塵埃モニタが故障したとき、その代用が可能である。

(中戸)

(3) JRR-2 使用済燃料の輸送と問題点

日米再処理協定にもとづく、JRR-2 の使用済燃料は、41年から対米送還を始め、現在までに120本の燃料がアイダホ州のICPP (Idaho Chemical Processing Plant) へ送り込まれた。

送られた燃料は1本当りの<sup>235</sup>Uの濃縮度が90%、約175gのものを20%燃焼したものであって、燃焼後冷却期間が1年間経過した場合その放射能およびdecay heatはそれぞれ1,400~1,600 Ci および10~15 W になっている。

燃料の輸送は Fig. 1-16 からわかるように年間2回実施され、輸送にあたっては海上の輸送経路を北太平洋航路としているので冷却水の凍結する時期をさけて、4月と8月におこなわれている。その結果 JRR-2 の SF プール内には、使用済燃料が多くても50本以内の保管にとどめられてきた。

輸送は関係業者に委託しておこなわれたが、特に日本の場合には放射線の管理や事故対策についての機構組織が十分にととのっていないために、原研の保健物理安全管理部員や担当技術者が随行し輸送上の安全を期し、さらには事故時の応急措置、それに必要な物品の携行などをじゅうぶんにせざるを得ない状態にあった。また、国内輸送経路が東京都内を通過しなければならなかったことから、交通量の少ない時間を選ぶとか、輸送容器をトレーラに積載し、その前後にパトロールカー、先導車、工作車などの輸送編隊をとり、スピード制限のもとで運んだ。

輸送の安全性のチェックは主としてICPP受け入れ時の点検項目についておこない、問題のないことを確認した。これまでに送ったものは、いずれも基準値の1/10~1/20以下であって問題はなかった。

国外輸送は、海上輸送と米国内陸上輸送にわかれ Fig. 1-17 にそれらのルートを示す。

横浜港出航後はICPPまで1名の管理要員が随行し、輸送中の安全を確認するために、容器表面の線量率、温度、圧力および船の動揺などを点検記録した。これらの結果を、シャートル港陸揚げ前におこなわれる U. S. Coast Guard の立入検査時に提出しなければならない。

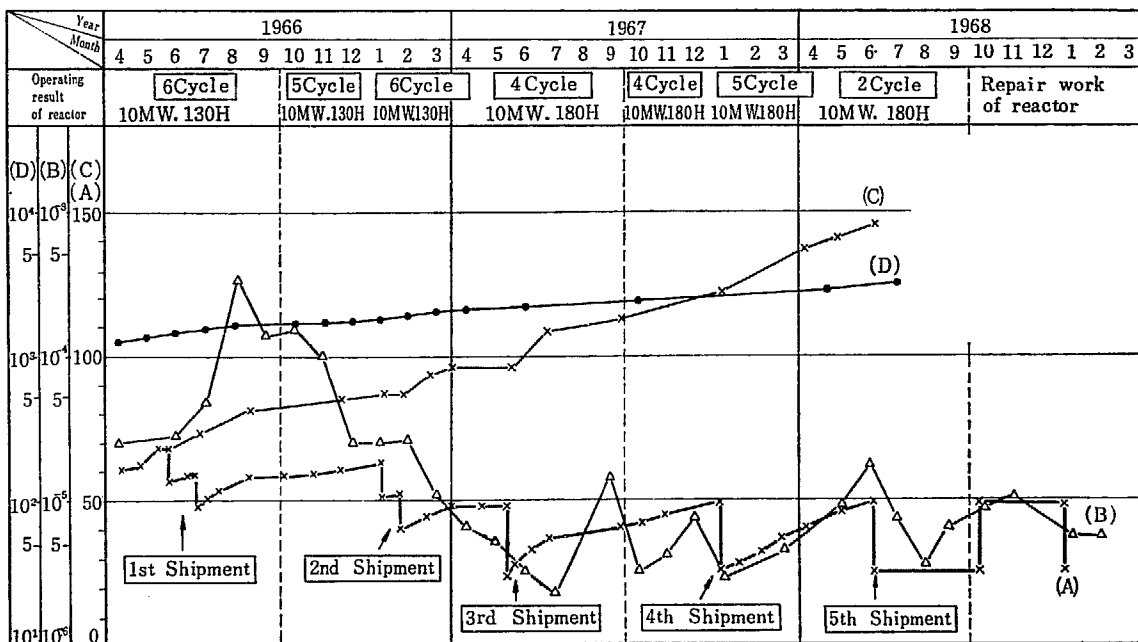


Fig. 1-16 Data for storage of the spent fuels in JRR-2

- (A): Number of spent fuels stored in SF pool.
- (B): Radioactive concentration in SF pool water ( $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ )
- (C): Accumulate number of supplied fuel in reactor
- (D): Integrated reactor power (MWD)

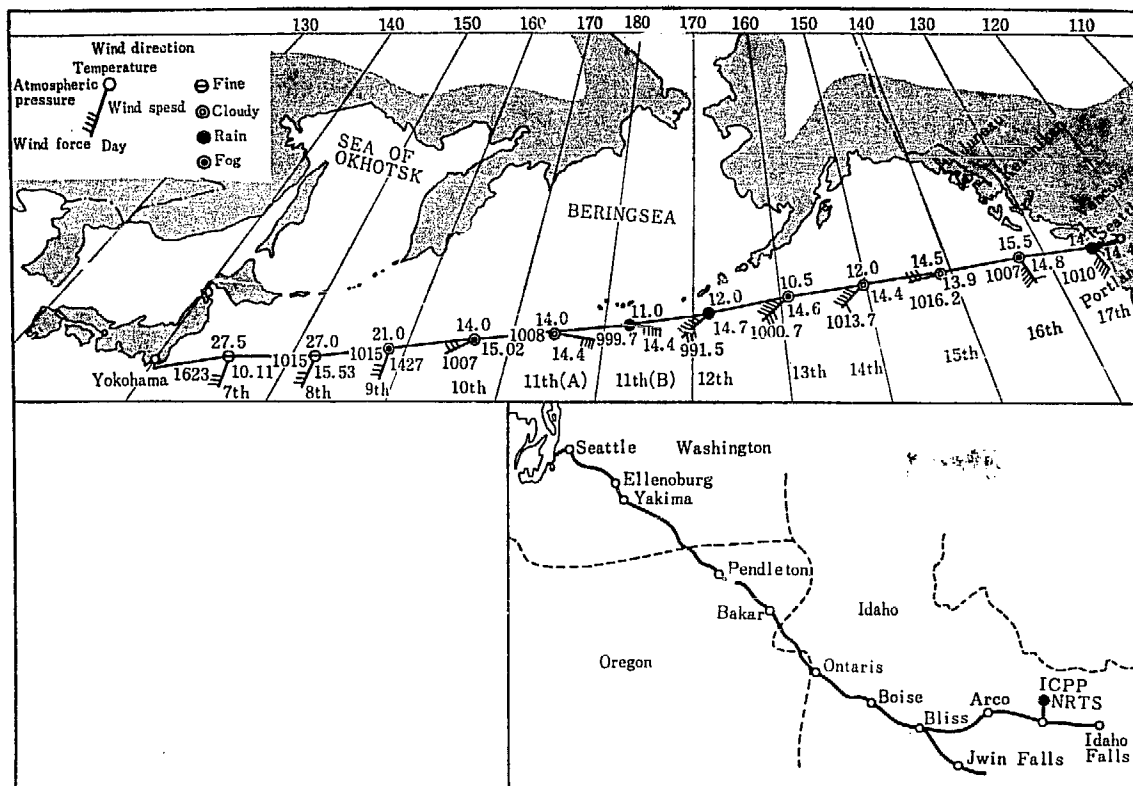


Fig. 1-17 Shipping route of JRR-2 spent fuels

- Sea transportation
  - Name of shipping company ; Showakaiun, Nikeimaru (10,070 ton.)
  - Sea route ; North Pacific Ocean
  - Shipping distance ; about 4,250 mile
  - Shipping time ; about 290 hour
  - Average speed ; about 15k not per hour
- U. S. inland transportation
  - Forwarder ; Garrett Ferightline, trailer (40,000 pound)
  - Shipping distance ; about 780 mile
  - Shipping time ; about 20 hour
  - Average speed ; about 50 mill per hour

米国内陸上輸送は日本と異なり、経験のある輸送業者の手により普通の荷物と同じ要領で簡単に運ばれた。しかし道路事情が日本より良いとはいえ40,000ポンドのトレーラ1台に2基の容器(約20,000ポンド/1基)を積み最高速度60マイル、しかも何らパトロールカーの先導なしで走る点は日本ではとうてい考えられない状況であった。

次に輸送に関しての問題点をひろってみると、あらゆる面での整備が望まれているが、主として手続、労力、経費などの点からみた場合次のようになる。

a) 諸手続きの一元化と簡素化

特に官庁関係の許可手続きなどに現在約15~20の申請、申告を必要とする点。

b) 輸送手段の検討

道路輸送に代る鉄道輸送の検討、船積みを横浜港でなく東海研究所の近くの港を利用するなどの検討が必要となる点。

c) 輸送業者の育成

一般に日本では原子力についての適切な知識の普及が

遅れているため、放射性物質を危険視する傾向が強くなり、それが輸送コストの上昇原因になっている面が多い点。

その他国内法の整備統一、事故時の応急措置および輸送中の管理法などについての問題点があげられる。今後は発電炉の稼動に伴ない再処理問題はますますクローズアップされてくるものと思われるが、これらの問題について日本原子力産業会議の使用済燃料輸送問題等専門委員会ではかなりの検討がなされている。また身近な問題として我々が経験したものの一つとして米国から返却される容器表面の汚染があげられる。TABLE 1-23 にその結果を示すが、2回目までのものについてはICPP搬出時に1,000 dpm/100 cm<sup>2</sup>(核種は<sup>137</sup>Co および<sup>60</sup>Co)であったにもかかわらず原研で測定した結果 Max. 8,700 dpm/100 cm<sup>2</sup>もあった。この原因としては、フォールアウトの影響、海上輸送中容器表面が酸化して固着性の汚染物が落ち易くなったことや日米間の測定法の差異などが考えられ、米国側と種々検討がなされた。その結果第3回目からは従来の除染法よりも一そうじゅうぶんな酸洗い、スチーム洗浄をおこなうことにより以後の汚染は

TABLE 1-23 Surface contamination levels of JRR-2 shipping casks

Smear point	1st Shipment		2nd Shipment		3rd Shipment		4th Shipment		5th Shipment	
	Cask No. 1	Cask No. 2	Cask No. 1	Cask No. 2	Cask No. 1	Cask No. 2	Cask No. 1	Cask No. 2	Cask No. 1	Cask No. 2
1	<200	<200	1,100	2,400	<200	<200	<200	<200	<200	<200
2	<200	<200	—	—	—	—	—	—	"	"
3	—	—	5,300	4,000	<200	<200	<200	<200	"	"
4	5,700	2,400	5,100	2,800	"	"	"	"	"	"
5	1,300	680	6,300	3,000	"	330	"	"	"	"
6	—	—	3,100	5,800	"	<200	"	"	"	"
7	3,800	1,600	2,700	7,200	"	"	"	"	<200	<200
8	1,000	1,100	4,800	4,800	"	"	"	"	"	"
9	—	—	3,400	1,800	"	"	"	"	"	"
10	—	—	2,000	8,700	"	"	"	"	<200	<200
11	—	—	730	2,100	"	"	—	—	<200	<200
12	<200	<200	<200	<200	280	340	—	—	<200	<200
13	—	—	—	—	<200	<200	—	—	—	—
14	—	—	—	—	"	"	<200	410	—	—
Beard of ship	—	—	—	—	"	"	"	<200	<200	<200
Cover of Cask	—	—	—	—	"	"	—	—	—	—

unit : dpm/100 cm<sup>2</sup>

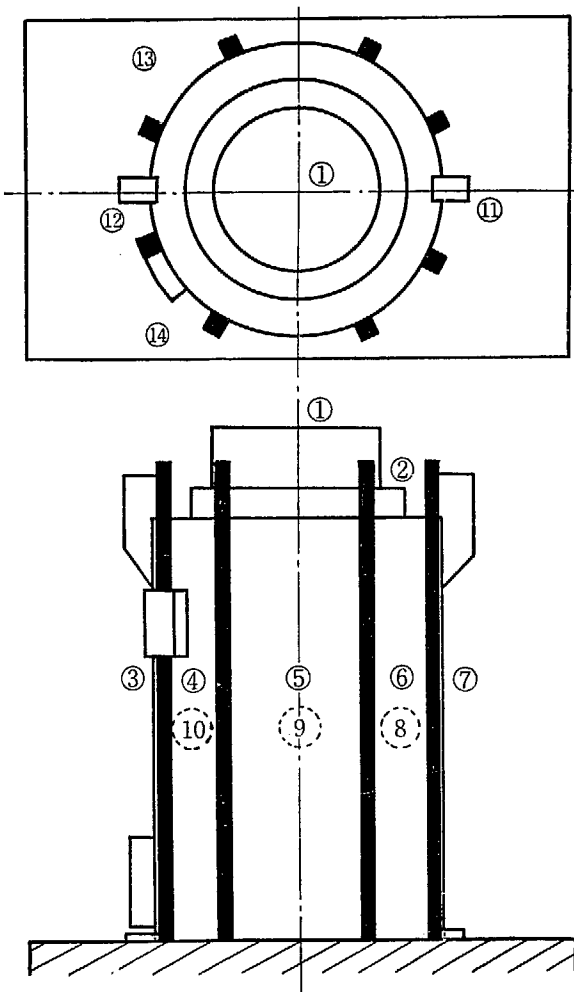


Fig. 1-19 Smear point of cask

まったくなくなった。

今後も継続される JRR-2 使用済燃料送還については大部分がルーチン化され開始当初の困難性はなくなって

いるが、いかに簡単に安全性を保ちつつ送還するかが今後の課題である。  
(藤田 久)

(4) JRR-3 燃料破損に伴う放射線管理

JRR-3 において燃料破損が最初に検出されたのは 1968 年 4 月 4 日 (昭和 42 年度 13 サイクル) であるが、その後 1968 年 10 月に 2 本、同年 11 月に 3 本、そして 1969 年 1 月に 1 本検出されている。各々の破損燃料は、検出された直後に新燃料と交換されている。またその間破損燃料でなかったが約 60 本の燃料が交換された。

燃料破損の結果、ウラン及びその核分裂生成物 (以下 FP と略する) が重水中に混入し、それに含まれた FP の Xe, Kr およびその崩壊生成物が主体となって He ガスを汚染した。重水系および He 系中の FP が地階冷却機器室に設置されている各精製系に蓄積したため局所的に機器表面、その近傍の  $\gamma$  照射率が破損燃料検出前に比べて相対的に高くなった。また燃料交換作業などの場合のように He 系の一端が開放状態となって、ここから He が漏洩したときあるいは一時的に重水が漏洩したときに炉室内空気が汚染する。以下炉室内施設の  $\gamma$  線照射率測定結果と排気および炉室内雰囲気管理測定において得られた結果を報告する。

TABLE 1-24 では燃料破損が検出されなかった時期の放射線モニタの指示値を示し、それと比較するため燃料破損が検出された直後の放射線モニタの指示値を併せ示した。これらの結果から燃料破損の影響が最も顕著に現われたのは冷却機器室の室内塵埃の放射能濃度、および F. F. D. 室廊下、冷却機器室入口などの照射率の上昇である。

冷却機器室および F. F. D. 室内の空气中塵埃濃度が上昇するのは炉運転中のみであり、運転中は冷却機器室へ

TABLE 1-24 Variation of exposure rate and FP concentrations in JRR-3 reactor room related to fuel failure

モニタ名	燃料破損の有無 サンプリング 箇所等	無				有		破損燃料取 り出し済	備考	保安規程 制限値
		1968年3月 29日 10 MW 時	1968年10月 10日 10 MW 時	1968年1月 27日 停止時	1969年1月 28日 10 MW 時	1969年2月 26日 10 MW 時				
スタックガス濃度 ( $\mu\text{Ci}/\text{ml}$ )		$4.5 \times 10^{-6}$	$8 \times 10^{-6}$	$8 \times 10^{-7}$	$9 \times 10^{-6}$	$8 \times 10^{-6}$			$4 \times 10^{-5}$	
スタック塵埃濃度 (1時間平均 $\mu\text{Ci}/\text{ml}$ )	短半減期核種 長半減期核種	$< 1 \times 10^{-10}$ $< 2 \times 10^{-10}$	$1 \times 10^{-9}$ $< 2 \times 10^{-10}$	$4 \times 10^{-10}$ $< 2 \times 10^{-10}$	$5 \times 10^{-9}$ $< 2 \times 10^{-10}$	$2 \times 10^{-9}$ $< 2 \times 10^{-10}$	核種 $^{86}\text{Rb}, ^{138}\text{Cs}$		$2.4 \times 10^{-7}$	
室中塵埃濃度 (1時間平均 $\mu\text{Ci}/\text{ml}$ )	炉室全域 冷却機器室 FFD室	$< 5.0 \times 10^{-10}$ $< 1 \times 10^{-10}$	$< 5.0 \times 10^{-10}$ $5 \times 10^{-8}$ (10月28日)	$< 5.0 \times 10^{-10}$	$< 5.0 \times 10^{-10}$ $3 \times 10^{-7}$	$< 5.0 \times 10^{-10}$ $2 \times 10^{-7}$	核種 $^{86}\text{Rb}, ^{138}\text{Cs}$			
空間線量率 (弱ガンマ線 エリアモニタ) (mR/hr)	冷却機器室入口 炉室(制御室 一階) F.F.D室	$< 0.2$ $< 0.2$ $< 0.2$	10 $< 0.2$ $< 0.2$	50 $< 0.2$ $< 0.2$	100~200※ $< 0.2$ 8	45※ $< 0.2$ $< 0.2$	※He 精製中			
空間線量率 (サーベイ法) (mR/hr)	F.F.D室廊下 測定日 測定点 冷却機器室内重 水フィルタ表面	$< 0.1$ 1968年4月 15日 max 300	0.5 1968年10月 16日 max 600	2 1969年1月 14日 max 1.8R/hr	15	3 1969年2月 12日 max 2 R/hr	炉停止中の 測定			

TABLE 1-25 Personnel exposure dose due to the inspection of JPDR pressure vessel

Unit: m rem

Inspection method & group		Number of workers & personnel dose	Preparatory work	Inspecting work	Recovering work	
Resistance probe & borescope	Personnel	Number of workers	/	26	/	
		Max. dose		200		
		Mean dose		64		
	Visitor A	Number of workers		4		
		Max. dose		230		
		Mean dose		130		
Colour check	Number of workers	5	5			
	Max. dose	50	80			
	Mean dose	36	54			
Ultrasonic Testing	Personnel	Number of workers	9	9	11	
		Max. dose	560	460	290	
		Mean dose	170	210	100	
	Visitor B	Number of workers	13	/	/	12
		Max. dose	480			760
		Mean dose	180			260
	Visitor C	Number of workers	12	/	/	22
		Max. dose	330			190
		Mean dose	110			33
	G.E Inspector	Dose	/	/	710	/
		Number of workers			9	
		Max. dose			500	
Radiation monitoring group	Mean dose	126	/	/	/	
	Number of workers	96				
	Max. dose	950				
Whole Inspection	Mean dose	180	/	/	/	
	Number of workers	96				
	Max. dose	950				



の立入は禁止されているので放射線管理上は特に問題とはならない。塵埃濃度上昇の原因は重水中に含まれるウランのFPが重水あるいはHeの漏洩に伴って室内に放出されることによるものである。これらの核種は<sup>88</sup>Rb, <sup>138</sup>Csなどで半減期が短いと換気による空気の循環のため炉停止後冷却機器室内の空気中の放射能濃度は急速に減衰する。

スタックの塵埃放射能濃度が高いのは冷却機器室に放出された短半減期FPによるものである。しかし放出基準値を十分下まわっている。スタックガスについては特に変化は認められなかった。

炉室内の照射率測定結果についてはF.F.D.室、冷却機器室が局部的に上っているが、炉室1階など人が常時立入る区域においては影響を与えていない。F.F.D.室廊下の照射率上昇は通常Heガス中に含まれている<sup>41</sup>Aに加えてFPガスが混入したものであり、冷却機器室入口の照射率上昇は必要に応じておこなわれるHe精製によるものである。He精製装置は炉運転中は立入り禁止になっている冷却機器室内にあるが、その操作は遠隔でおこなわれるため作業員が被曝するおそれはない。

重水中に含まれているFPが冷却機器室に設置されている重水精製装置（主として重水フィルタ 40 $\mu$  焼結金属 SUS27）に蓄積する結果、その表面照射率が燃料破損が起る前の5~6倍に上昇した。これは<sup>95</sup>Zrなど比較的半減期の長い核種によるもので、これは原子炉の運転を停止してもその表面照射率はなかなか低下しない。

今後の対策として冷却機器室における空気汚染を防止する必要があり、その原因である重水漏洩箇所を明確にして措置しなければならない。また重水精製系の保守・修復作業時には、FPの推積による外部被曝とFPの飛散による内部被曝の影響が考えられるため、その作業手順が十分吟味されて妥当と評価されたうえで実施される必要がある。JRR-3では重水中のウランおよびFPを除去するため新しい精製機器（遠心分離器、1 $\mu$  重水フィルタ）を導入し、重水の精製効果をあげる努力がなされつつあるが、その効果に期待している。（洲崎）

(5) JPDR 原子炉圧力容器検査時の放射線管理

1966年5月のJPDR定期点検において発見された原子炉圧力容器上蓋クラッド部のクラックは、これまでに

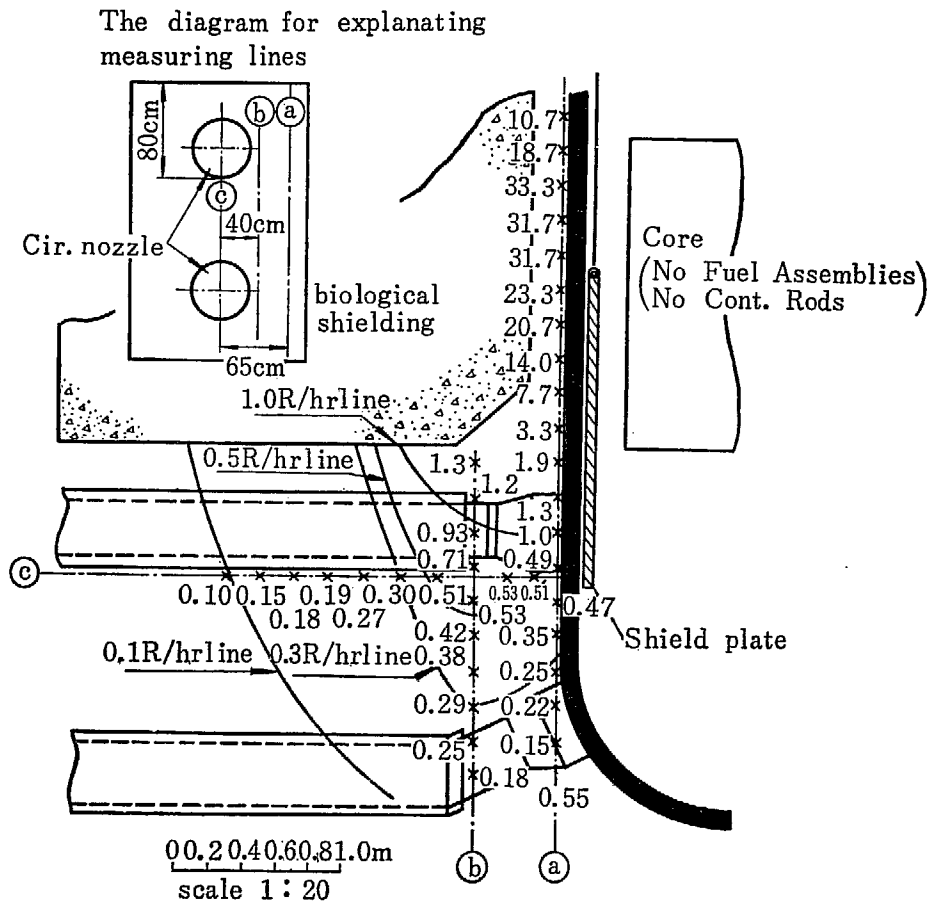


Fig. 1-19 Distribution of radiation level around circulation nozzle

Date: Aug. 14 '68 (74 days after shut down)  
 Measuring instrument: Thermoluminescence dosimeter  
 Measuring point: × Mark  
 Unit: R/hr  
 Reactor water is filled up the flange level

も度々その発生状況に関し調査がおこなわれてきた。しかしながらクラックの存否が懸念されていたノズル部、下鏡部、特に強制循環出口ノズル部のクラックの存否が完全な確認に至らなかったため、1968年5月から同年10月にかけてボロスコープ、スメックゲージ、超音波探傷、液体浸透探傷の4種の方法を用い再度内面検査を実施し、可能な限りクラックの存在の検査・測定をおこなった。

これらの検査作業に伴う作業別の被曝線量を TABLE 1-25 に示す。すべての被曝は計画された線量以下であり、全作業期間中の個人被曝線量は最大 950 m rem, 平均 180 m rem であった。

各種作業場の放射線レベルのうち、特にレベルの高い強制循環ノズル部付近の放射線レベルを Fig. 1-19 に示す。この作業場はノズルつけ根付近を超音波探傷法によって検査するために設けられたもので、実際の検査に必要なとした総被曝線量 (man・rem) より、作業場を作るための準備作業や検査後の復旧作業の方が多くの線量を必要とした。

本作業の放射線管理経験における感想を以下に述べるが詳細については下記文献を参照されたい。

(a) ボロスコープおよびスメック検査において作業場を改善し放射線レベルを下げる事ができたため、長期間に亘る作業にも拘わらず低い被曝レベルにおさえることができた。これは作業内容と検査装置の操作法を一番良く知っている作業員自身が被曝防護を積極的に検討した結果であった。今後、作業内容が専門化し複雑になればなる程作業員自身が被曝防護手段を創意工夫することが重要なポイントになってくるだろう。

(b) 一般に計画被曝線量は放射線レベル、作業員数、作業時間等を考慮してグループに対し一律に決めているが、技術的要素の強い作業の場合には作業員の技術レベルの相違、責任の度合、したがって作業時間の個人

差を考慮し個人別に決めることが必要であろう。

(c) 大きな放射線作業は大抵の場合、①準備作業 (目的とする工事等をおこなうために必要な工事場付近の線源除去、整備、除染、遮蔽作業など)、②実作業、③修復作業 (前の状態に戻す作業) に大別することができる。放射線作業を計画する場合、とすれば②実作業にのみ注意が払われがちであるが、TABLE 1-25 からわかる通り被曝線量からみれば準備作業や修復作業の方がむしろ重要なことが多いので、作業計画をたてる際にはこれらのことに注意を払い、充分な余裕をとっておくことが必要である。

(d) 特に新しい機器を用いる作業の場合は作業員側の事前の打合せによる作業内容把握、特に予定している作業方法で具合良くいかなかった場合の措置を検討し、それらに対する準備もなされるべきである。

(佐々木)

参考文献

- 1) 動力試験炉圧力容器検査部: JPDR 原子炉圧力容器検査報告, JAERI-memo 第3327号 (1968)
- 2) 放射線管理課: JPDR 原子炉圧力容器検査時の放射線管理, JAERI-memo 第3353号 (1968)

(6) JPDR における被曝線量の推移

JRR-2 および JRR-3 における被曝線量の推移については、すでに保物の活動 No. 9, 10 に記載されているが、JPDR においても過去5年間 (1964年4月~1969

TABLE 1-26 担当業務分担

グループ	担 当 業 務	人 員
A	技術, 開発	約 20 人
B	保守, 修理	" 20 人
C	運 転	" 50 人
D	JPDR-II 改造計画 (1968年 第2 四半期より JPDR に所属)	" 15 人

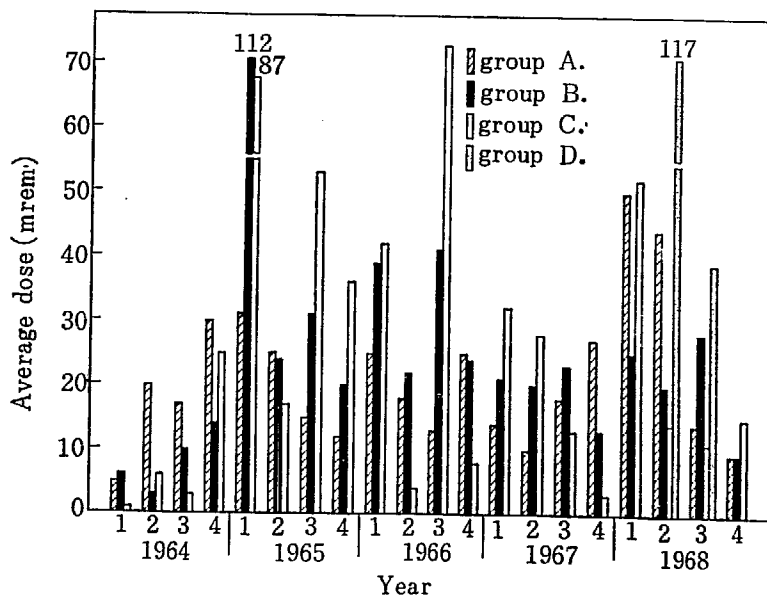


Fig. 1-20 Quarterly dose in each group

TABLE 1-27 JPDR personnel exposure record

Service year and period <sup>1)</sup>	Reactor power (MWD)	No. of personnel	Number of personnel exposed with accumulated dose in each range				Quarterly dose (m rem)			Yearly dose (m rem)			
			Undetectable	(m rem) $30 \leq D < 300$	(m rem) $300 \leq D < 1,000$	(m rem) $1,000 \leq D$	Average dose	Average of accumulated dose <sup>3)</sup>	Maximum exposed dose	Average dose	Average of accumulated dose	Maximum exposed dose	
1964	1	80	72	8	0	0	3.0	30	50	11	63	300	
	2	89	79	10	0	0	8.7	78	250				
	3	107.6	94	82	12	0	0	6.4	50				125
	4	822.1	94	62	32	0	0	24.0	71				190
1965	1	2,645.3	81	22	56	2	1	80	110	1,170	41	81	2,060
	2	313.3	88	52	36	0	0	20	48	130			
	3	1,639.2	90	43	46	1	0	41	78	530			
	4	1,830.1	90	55	35	0	0	28	71	280			
1966	1	1,414.0	85	40	43	2	0	38	71	340	29	83	560
	2	186.8	87	73	13	1	0	11	65	310			
	3	2,104.5	91	48	42	1	0	53	112	460			
	4	506.3	91	70	21	0	0	15	64	140			
1967	1	2,119.6	92	59	33	0	0	26	72	170	19	36	550
	2	1,145.6	89	58	31	0	0	22	64	170			
	3	300.7	91	63	28	0	0	16	53	200			
	4	0	91	78	13	0	0	10	72	260			
1968	1	1,082.6	89	39	49	1	0	46	82	510	28	85	950
	2	0	102	81	16	5	0	37	180	880			
	3	0	101	70	31	0	0	20	64	290			
	4	0	99	73	26	0	0	11	41	140			

- 1) Period: 1. Apr.~Jun. 2. Jul.~Sep. 3. Oct.~Dec. 4. Jan.~Mar.
- 2) Quarterly of personnel dose.
- 3) Average dose of personnel exposed to radiation.

年3月)の被曝線量をまとめた。

JPDRは1963年8月の初臨界, 同年10月の初発電から現在にいたるまで各種特性試験, 連続運転, 定期(および自主)点検などが行なわれてきた。JPDRにおける被曝線量は, 原子炉の運転状態, および担当の業務内容により異なっている。担当業務は各グループによってTABLE 1-26のように分担されている。

TABLE 1-27に年度ごとに四半期別の被曝線量を, Fig. 1-20にグループ別の年間被曝線量を示した。

Fig. 1-20で, Aグループは1968年第1, 第2四半期に比較的高い被曝線量を示しているが, 第1四半期には, インコアモニタやその他, 計測器類の取り出し時に, また第2四半期には数R/hrの高線量率である圧力容器下部の亀裂検査時に受けたものである。

Bグループは, 1965年第1四半期に高度の被曝線量を示しているが, これはJPDR 1,000時間連続運転前に各種計測器の試験および校正時に受けたものである。

Cグループは原子炉の運転時(ほぼ出力に比例)に多く被曝していることがわかる。これは, 原子炉が運転されるとプラント各所に高線量率区域が生じ, その区域へのパトロール時や, バルブからの蒸気もれを確認するときなどに被曝している。

Dグループは1968年第2四半期に, Aグループと同

じく圧力容器下部の亀裂検査時に受けたもので, TABLE 1-27よりわかるとおり, グループ別では最高の被曝を受けている。

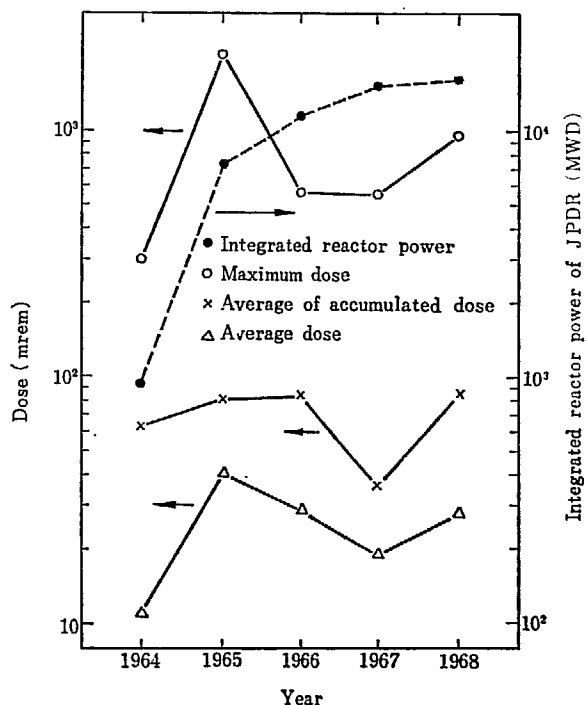


Fig. 1-21 Annual whole body dose of JPDR personnel

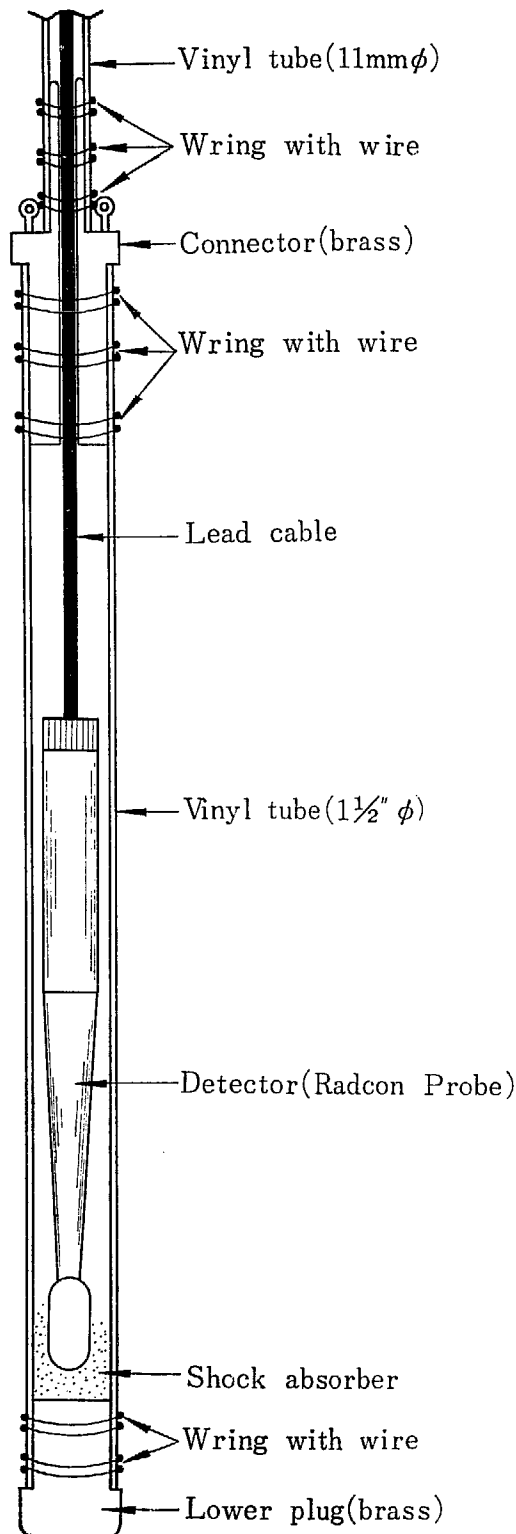


Fig. 1-22 Water-proof of radcon probe

以上グループ別の被曝状況を述べたが、Cグループの被曝は特に被曝回数が多く、Dグループの被曝は高線量率下での数回被曝であるのが特徴である。

なお、Fig. 1-21 に JPDR の積算出力と、職員全体の被曝状況を示した。被曝は、点検や特別な検査を実施する場合に受けることが多く、積算出力と直接には関係していない。(藤岡)

#### (7) 誘導放射能による JPDR 原子炉構成材の放射線レベル

41年5月 JPDR の定期検査で圧力容器の上蓋にヘアクラックが発見された。安全性の見地から JPDR の運転続行の可否、更には JPDR-II 改造工事着手の可否を科学的に決定するため、圧力容器について総合的な欠陥検査が必要となった。検査に当たっては炉心の燃料や制御棒等取り出し可能なものはすべて取り出し、放射線レベルをできる限り低くする方法がとられた。しかしこの場合にも、取り出し困難な炉心構成材(上下格子板、シュラウドなど)は依然として残存する上に、原子炉圧力容器の炉心部分やチムニー下部などは強度に放射化されていることが予想された。そこでこれらの線源の放射線レベルを実測する必要が生じた。

測定は主として Victreen 社製 Radcon を用い、原子炉圧力容器内外について、原子炉水がある場合とない場

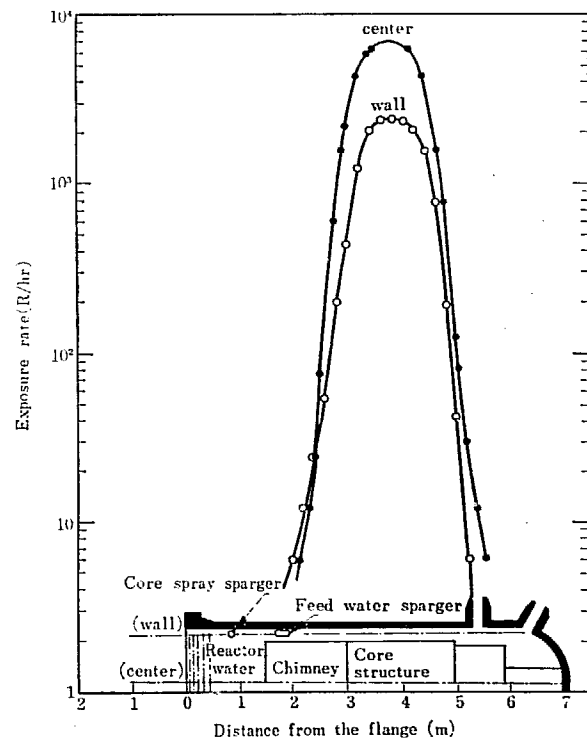


Fig. 1-23 Distribution of radiation levels along the interface and the axis of the reactor pressure vessel of JPDR

Date: June 7, '68 (37 days after shutdown)

Measuring instrument: Radcon & Glass Dosimeter

Conditions: No fuel assemblies

Reactor water is filled up to the flange level

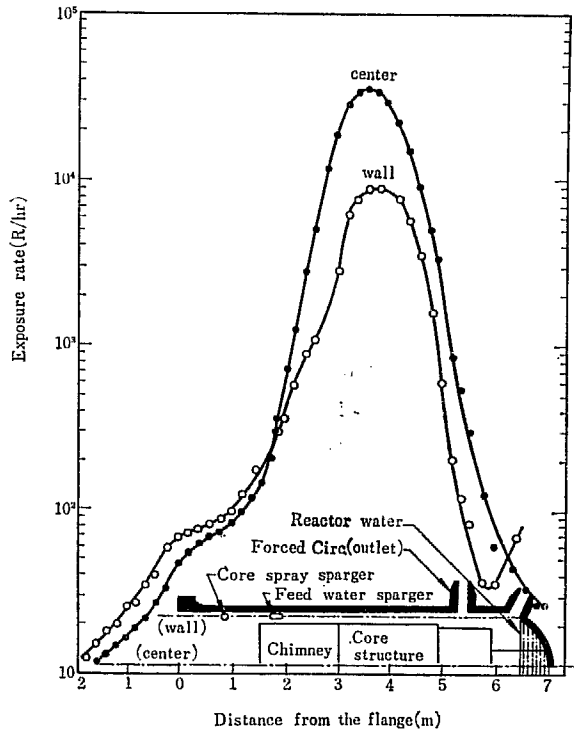


Fig. 1-24 Distribution of radiation levels along the interface or the center of the reactor pressure vessel of JPDR

Date: June 11, '68 (41 days after shutdown)  
 Measuring instrument: Radcon  
 Condition: No fuel assemblies  
 Reactor water is lowered down to the recirculation nozzle

合についておこなった。原子炉水を抜き取る場合の測定は遠隔的な方法でおこなったので、測定にかかわる職員の被曝はほとんど問題なかった。以下に測定結果のうち主なものをあげる。Fig. 1-22 は Radcon 検出部の防水方法を示す。図のように先端に栓をした 1½"φ のビニールチューブとリード線を通す 11 mmφ のビニールチューブをコネクタで接続し、この中に検出部およびケーブルをおさめる方法で防水をはかった。Fig. 1-23 は原子炉水が圧力容器のフランジ面までである場合の、圧力容器軸上および内壁上（厳密には表面から約 10 cm）の放射線

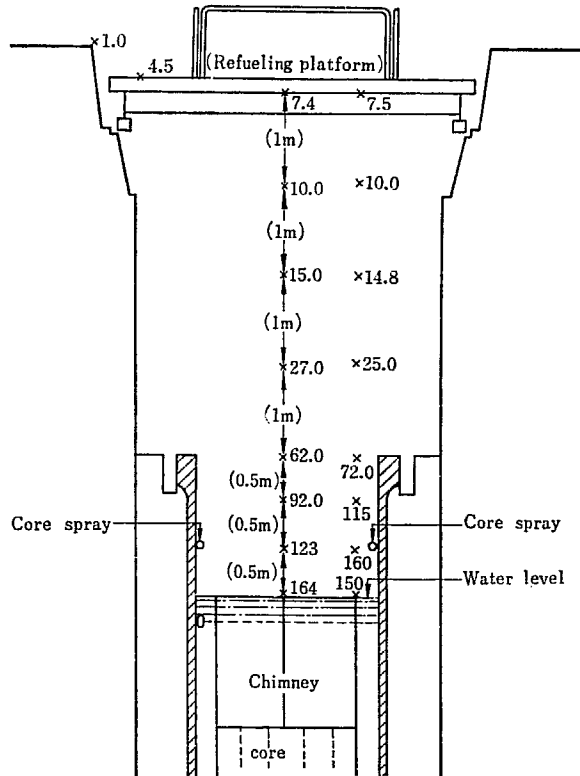


Fig. 1-25 Radiation level in the reactor pool when reactor water was lowered down to the top of the chimney (no fuel assemblies)

Date: June 8, '68 (37 days after shutdown)  
 Measuring instrument: Ionization chamber survey meter  
 Unit: mR/hr

レベルの分布を示す。Fig. 1-24 は原子炉水を抜き取った場合の放射線レベルを示す。

Fig. 1-25 は原子炉水の水位をチムニーの上端迄下げた時の放射線レベルで、圧力容器内部でも最高 160 mR/hr と意外に低く、圧力容器内部に人間が立ち入り作業することは技術的にはさほど問題でないことが判明した。JPDR-II 改造工事の際溶接工事がおこなわれる 4 本の強制循環パイプ先端部の放射線レベルは、原子炉水を抜き取った状態でも 2~3 mR/hr と予想外に低いことがわかった。(三坂)

## 1.4 モニタ類の管理ならびに放射線計測

### Maintenance of Monitors and Counting of Radioactive samples

All monitors and survey meters in JAERI were checked and calibrated every four months, and many troubles due to the superannuation of instruments were repaired promptly, so high operating rates of monitors (average 98%) were attained.

The number of radioactive samples measured in the counting room in 1968 decreased by 20% than that in 1967, because some of the counting jobs were transferred to radiation-monitoring groups.

#### 1.4.1 概要

モニタ類の生命はまず動作が安定で、かつ故障が皆無に近いということである。モニタ類の指示はそのまま施設の安全性確認の重要な入力情報であるため、不安定な動作や稼働停止といった事態は重大な意義をもつ。放射線防護の分野できわめて地味な、そして忘れがちな保守業務の重要性を多くの人々、特に装置を製作する人たちにあらためて強調したい。というのは従来モニタ類に対して人々が考え、そして推進して来た事柄は、検出感度の向上であり、新しい形式の追求であった。これらのことは十年前、零から出発し、外国に追いつくことを念頭に置いた時代には、それなりの意義があったものと思われる。しかし大型施設が隣接して稼働するような現状では、安全性確保の見地からモニタ類は第一に故障しないことが必要であり、感度といったようなものは二の次であろう。しかしこのことは決して感度を無視する立場ではなく、従来払われてきた努力を長期間安定に作動するモニタ類の実現に向けるべきであると強調することにほかならない。

つぎにわれわれが考えなければならないことは、製品の規格化ということである。原研仕様にもとづく原研型モニタ類といったものはきわめて数少ない。したがって

多くのモニタ類については開発は業者にまかされてきた。このことは困難な要求を早急にこなすといった利点がある半面に、年ごとに型式の異なるモニタ類が設置されるという欠点を生じてしまった。これは保守管理するという面から眺めると、非常に多くの種類の回路や部品の面倒をみななければならない羽目となる。少人数で高能率に保守業務をこなさなければならない情勢下ではこのことは決定的な阻害要素である。これらの問題解決のため1968年度よりモニタ類更新計画、予備品整備計画といった手が打たれ、着々と進捗しつつあるが、根本的には統一化された規格と仕様を有するモニタの整備が必要である。1967年当部で開発した試作モニタについては一部実用に供されているが、これらのものを足場にしてよりよい製品を業者と協力して作り上げていきたい。

本節には上述したような意図のもとに、1968年1年間におこなわれたモニタ類の保守管理を主体に、その他放射性試料計数業務の報告が述べられている。今後このような業務は国内的にも大幅な増加が予想される昨今、各機関ごとに同じようなグループを持ち、小さい規模でおこなうことはあまり合理的なことではないのではなからうか。(立田)

#### 1.4.2 サーベイメータの校正管理

前年度に引続いて東海研究所で使用している各種サーベイメータ 358 台およびアラームメータ、ポケットモニタ 139 台の定期点検校正を 3 回実施した。また今年度は大洗研究所のサーベイメータについて定期点検および校正業務を実施することになり、61 台について点検校正をおこなった。

定期点検と臨時におこなった点検を合せて本年度に点検校正をおこなったサーベイメータ等は延べ 1,098 台、故障修理をおこなったものは 337 台であった。機種別の内訳を TABLE 1-28 に示す。故障修理をおこなった台数が年々増加しているが、今年度は特に GM サーベイメータのケーブル劣化による故障と  $\alpha$  線測定用サーベイメータ

TABLE 1-28 Number of survey meters calibrated and repaired in 1968

Instrument	Calibration	Repair
GM survey meter	335	143
Ionization chamber survey meter	232	84
Neutron survey meter	67	10
$\alpha$ -ray survey meter	62	66
GM survey meter ( $\beta$ -ray)	101	31
Scintillation survey meter ( $\gamma$ -ray)	8	1
Alarm meter	87	2
Pocket monitor	206	0

## 1.4.3 放射線管理試料の測定および測定装置の管理

前年度と同じく塵埃試料、スミヤ試料など各種の放射線管理試料の測定と計数室の各種測定装置の点検保守をおこなった。本年度に測定した管理試料の内訳を TABLE 1-29 に示す。本年度は GM 計数管式の自動試料測定装置を放射線管理課へ移し、スミヤ試料の測定が現場でおこなわれるようになったために  $\beta$  線グロス測定は前年度より 30% 減少した。また本年度から体内試料の  $\alpha$  線計数が体内放射能課でおこなわれるようになり  $\alpha$  線グロス測定は若干減少した。

これらの試料の測定に使用した各種測定装置の本年度の稼働状況を TABLE 1-30 に示す。稼働率は 1 日 7.5 時間稼働を 100% として表わしたものであるが、 $\gamma$  線スペクトル測定装置の稼働率が 100% を越しているのは夜間および休日にも使用することが多いからである。

測定装置の点検保守業務の一環として、 $2^{\circ}\phi \times 1^{\circ}\text{NaI}$

TABLE 1-29 Number of samples measured in 1968

Gross counting		Spectral analysis	
$\alpha$ -ray	$\beta$ -ray	$\alpha$ -ray	$\gamma$ -ray
6,932	6,957	68	2,831

## 1.4.4 放射線監視用計測装置の管理

前年度に引続き、所内外の各種放射線モニタ、ハンドフットモニタならびに放射線事故自動警報装置の定期点検整備、校正をおこない保安規定などに定められた報告をおこなうとともに、これら装置に発生した種々の故障に対しては修理をおこない、放射線管理に支障をきたさぬようにした。以下に 1968 年 4 月から 1969 年 3 月まで

の稼働率が高くなったため、遮光膜の破損が目立った。現有サーベイメータの中には 10 年近く稼働しているものもあり老朽化しているため、これらの更新をおこなう必要がある。また、燃料再処理試験をはじめ  $\alpha$  核種を取扱う作業の増加により  $\alpha$  サーベイメータの使用が多くなり、台数不足となっているので早急に所要台数を整える必要がある。

前年度から試作してきた GM サーベイメータ SM-150 が完成したのでその特性試験を実施し、500 mR/h までの感度の直線性、感度の方向依存性、電源の耐久テスト、窒息特性などの試験をおこなった。その結果、良好な窒息特性であって、10 R/hr でも指示値がフルスケール以下に下らないことが確認された。なお、このサーベイメータは試験的に使用を開始した。(押野)

(TI) を用いた低エネルギー X、 $\gamma$  線スペクトル測定装置の整備、 $\beta$ - $\gamma$  同時計数装置の組立と調整および固体液体試料測定電離箱の校正試験を実施した。

さらに、熱中性子束測定に使用する金箔の  $4\pi\beta$  線計数時の自己吸収係数の測定をおこない、0-250 mg/cm<sup>2</sup> の厚さについてのデータを得た。また、自己吸収係数、前方散乱係数などのデータの集積をおこなった。これらを含めて、今までに計数室に蓄積されたデータを整理して試料測定手引とすべく準備を進めている。(押野)

TABLE 1-30 Operating rate of measuring instruments

Instrument	Operating time (hr)	Operating rate (%)
Automatic counting system (GM counter)	881	47.6
Automatic counting system (proportional counter)	679	36.6
Gas flow counter ( $2\pi$ and $4\pi$ )	133	7.2
$\alpha$ -ray spectrometer	147	7.9
$\gamma$ -ray spectrometer	1,993	107.5

の期間につき、これらの定期点検と校正、故障状況、稼働状況の結果を要約した。

本年度は、テレメータおよび Pu 特研・再処理試験室・廃棄物処理場に設置されている監視装置のオーバーホールを実施し、その成果が期待できる。またモニタリングポストの雷雑音対策として、当係にて開発された雑音

防止回路を全回線に取り付け、雷期にはその成果を得た。

開発・改良業務としては、JRR-2 の火災による焼損復旧モニタ装置に、現在推進中の標準化を適用し、これらを完成させた。また大洗研究所モニタリングポストの増設ならびに野外ダストサンプラの開発、臨界警報装置の開発、非常用ダストモニタの開発、施設モニタ装置の改良などをおこなった。また本年度より予備品整備業務に入った。(二階堂)

(1) 定期点検と校正

1968年度に実施した放射線モニタ装置、ハンドフットモニタ装置ならびに放射線事故自動警報装置の定期点検と校正について記す。

放射線管理課所管の放射線モニタ装置の定期点検、校正整備の実績を TABLE 1-31 にしめす。この表にしめした建屋のうち JRR-1 から RI 工場までとハンドフットクロスモニタについての点検、校正は業者委託により年 2 回、および故障状況に応じて当係員により 1、2 回実

施した。その他の建屋についてはすべて当係員がおこなった。

環境放射能課所管の大気汚染モニタリングステーション装置ならびに構内、構外モニタリングポスト装置の定期点検、校正整備の実績を TABLE 1-32 にしめす。これらの装置の定期点検はすべて業者委託により実施した。モニタリングステーション装置の放射線モニタ部は前年度 6 回の点検をおこなったが、無線機およびテレメータ部にくらべて安定しているため、本年度は点検回数を 4 回とし、そのうち 2 回を精密点検とした。テレメータおよびロガー部のリレーのうち、動作頻度の高いものにかなり接点が損耗したものがあり故障の原因となっているため、特にいたみのはげしいリレー約 200 個を交換した。

安全対策課所管の放射線事故自動警報装置の定期点検は前年度 3 回おこなったが故障がなく非常に安定に動作しているため本年度は 1 回実施した。

本年度は定期点検時に真空管を用いた装置では年 1 度全真空管を交換し、また前年度のデータから故障が予想

TABLE 1-31 Periodical inspection of radiation monitors

施設名	年月											
	1968										1969	
	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3
JRR-1			↔			↔			↔			
JRR-2		↔										↔
JRR-3	↔			↔			↔				↔	
JRR-4		↔		↔			↔			↔		
JPDR			↔			↔			↔			↔
TCA		↔				↔						↔
廃棄物処理場				↔						↔		
開発試験室				↔						↔		
ホットラボ			↔				↔		↔			
Pu 特研					↔						↔	
再処理試験施設					↔					↔		
汚染除去場	↔								↔			
<sup>60</sup> Co 照射室	↔								↔			
FCA		↔			↔						↔	
RI 製造工場						↔						↔
冶金特研		↔							↔			
LINAC				↔						↔		
研究 1 棟			↔							↔		
研究 2 棟			↔							↔		
VDG (2 MeV)					↔						↔	

TABLE 1-32 Periodical inspection of monitoring stations and posts

Equipment	Month											
	1968										1969	
	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3
Radio carrier telephone	↔			↔		↔			↔		↔	
Telemeter data-logger	↔		↔		↔		↔			↔		↔
Monitor			↔			↔			↔			↔
On-site monitoring post			↔			↔			↔			↔
Off-site monitoring post	↔			↔			↔			↔		



される部品については事前に交換するなどの処置をとったため、前年度より故障を減少させることができた。

## (2) 故障状況

1968年度の放射線モニタリング装置の故障発生状況を記す。保守管理対象機器は、放射線管理課所管の据付型放射線モニタ、放射線管理用測定装置およびハンドフットクロスモニタ、環境放射能課所管の大気汚染モニタリング装置および構内、構外モニタリングポスト装置、安全対策課所管の放射線事故自動警報装置である。

放射線管理課所管の据付型放射線モニタおよび放射線管理用測定装置の故障発生件数は年間240件余りであり、前年度とほぼ同数である。機種別の故障件数では、ダストモニタが85件で35%、レコーダが36件で15%、 $\gamma$ エリアモニタ29件で12%である。故障件数を機器の台数で割った値、すなわち、1台当りの年間の故障率はダストモニタが2.3件でいちばん高く、つづいて水・ガスモニタ0.87件、レコーダ0.55件であり、 $\gamma$ エリアモニタは1チャンネル当たり0.31件とかなり低い。故障のおもな原因は、電子回路部分ではトランジスタとダイオードの特性変化、高圧回路の抵抗とコンデンサの劣化、部品のハンダ付部分の劣化などである。ダストモニタの故障率が高い原因の一つはポンプの故障が多いことである。現在当研究所で多く使用されている給油式ポンプは、給油機構の故障あるいは油切れなど誤操作による焼損が多い。したがって今後は信頼性の高い無給油式ポンプに取り替えることを検討しなければならない。ダストモニタの故障率2.3件は、前述のダストサンプラ部の故障が多いことを考慮しても、なお同種の電子回路を用いた機種にくらべて高い。サンプラ部の機械的振動が検出部に与える影響など十分に検討を要するところである。

環境放射能課所管の大気汚染モニタリング装置の故障は42件で、前年度の80件にくらべてかなり減少した。これは定期点検の項にのべたように摩耗のはげしいリレー約200個を交換したこと、ダストサンプラ制御用のパワーリレー全数を交換したこと、無線機の定期点検時に特性の劣化した真空管を多数交換していることなどの理由によるものである。42件の故障のうち約3/4がモニタ部のものである。大気 $\beta+\gamma$ 線測定用に現在用いているGM管は輸入品であるが、メーカーの都合により今後入手不能になったため、これにかわるものを検討中である。大洗研究所にある第6ステーションの送受信アンテナは塩害により接触抵抗が大きくなり受信感度が低下しているため来年度早急に交換する必要がある。

構内・構外モニタリングポストの故障は12件であった。前年度ケーブルからの誘導雑音により誤警報を発生することがあった構内モニタリングポスト9チャンネルにプリアンプをつけ誤動作の低減をはかった。結果は良好である。

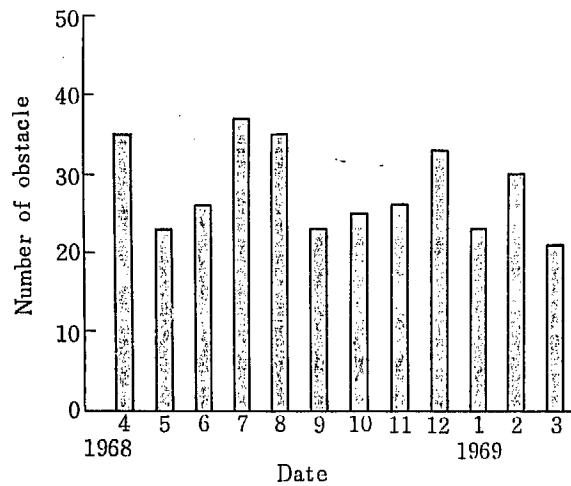


Fig. 1-26 Monthly frequency of obstacles of monitors

ハンドフットクロスモニタの故障件数は37件あり、故障箇所は高圧回路、GM管の不良が多い。1台当りの故障率は1.6件でかなり高い。これは大部分のハンドフットモニタは1台に4組のレートメータ回路、高圧回路が組込まれており、スイッチ、コネクター類も多いと思われる。

安全対策課所管の放射線事故自動警報装置の故障は1件のみで非常に安定である。

ここにのべた故障件数の中にはGM管の寿命による特性劣化、電池の消耗によるものなどが含まれており、これは定期的な交換をおこなうことにより解決される。今後はユニット化された回路を用いることにより、故障を少なくすると同時に保守を容易にすることを考えるべきである。全管理対象機器の月別故障件数を Fig. 1-26 にしめす。

## (3) 稼働状況

本年度は特に問題になるほど稼働率が低下した建屋はなく、すべての建屋で98%以上の稼働率であった。稼働率に影響を与える故障は、修理に時間を要するダストサンプラの故障である。現在のダストポンプの予備品数ではやや不足であるから、信頼性の高いポンプを検討すると同時に予備品数の増加をはかる必要がある。

大気汚染モニタリングステーション装置は、各ステーションとも97~98%の稼働率であった。この装置は24時間運転をしているため、上記の稼働率は定期点検および故障修理に要した時間を不稼働時間として計算した値である。

構内モニタリングポスト装置は、誘導雑音防止のためのプリアンプ回路を用いてから非常に安定に動作しているためほぼ100%の稼働率であった。構外ポスト装置は中継器にハンダ付劣化の故障が発生して、故障箇所発見に時間を要したため97%の稼働率であった。

放射線事故自動警報装置の稼働率は100%であった。

(岸田)

## 1.5 個人被曝線量の管理

### Personnel Monitoring

Personnel monitoring for external radiation was carried out as in the preceding year. No radiation worker received high external radiation dose and exceeded the limited level. The statistics of the annual personnel exposures are given. The average annual external dose increased from 34 to 57 mrem. It is 1.7 times as high as the value of the preceding year. The maximum annual external dose per person increased to 3,230 mrem from 750 mrem of the last year. The number of the workers worn film rings for finger dose measurement was 838 this year, and the annual average partial exposure dose was 53 mrem.

Internal contamination of workers was routinely checked by urinalysis. Compared with the preceding year, the number of the checked persons increased. But, fortunately, no significant contamination was found. By special monitoring following minor incidents, however, it was found that 28 persons were internally contaminated, although the estimated doses of them were low. The maximum was 83 mrem for body tissue resulting from tritium. The whole body counting was performed once a year for 42 selected personnel. No  $\gamma$ -nuclide other than  $^{40}\text{K}$  and fall out  $^{137}\text{Cs}$  was found in the personnel except two who were contaminated with a trace amount of  $^{51}\text{Cr}$  and  $^{137}\text{Cs}$ , respectively. Also, with the counter thyroidal iodine was checked on the request of the employees engaged in  $^{131}\text{I}$  production, but no  $^{131}\text{I}$  was detected in them. Other measurements with counter discovered that 16 persons were contaminated following incidental intakes, but the doses were extremely low.

#### 1.5.1 概要

外部被曝線量測定結果では、全身、局部被曝とも管理基準をこえる高被曝はなく、勧告の対象となった者はない。職員全体としての平均被曝線量は、JRR-2 下段プラグ補修、JRR-3 医療照射および JPDR 圧力容器検査などに際して、比較的高線量率での作業が実施されたため、前年度の 34 mrem に比べて 57 mrem とおよそ 1.7 倍に増加している。また、1 年間の最高被曝者の線量も、前年度の 750 mrem に比べて 3,230 mrem に増加している。1 年間の積算線量が 1,000 mrem をこえた作業員数は 10 名で、すべて原子炉関係の作業員である。

内部被曝においては、従来通り管理をおこなったが、特に問題となる被曝はなかった。定期尿検査では今年度、大洗研の職員も対象に加え、3 ヶ月に 1 度ずつ実施

した。今年度の対象人員は前年度より増加した。増加したものは、 $\alpha$  全放射能、天然ウランの 2 種目の尿検査で前者が東海研での再処理等原子炉燃料物質の取扱作業の進展を反映して約 4 割近く対象者が増加した。しかし、幸い定期尿検査で体内汚染を検出したものは一人もなかった。いっぽう、体内汚染の機会があることに積極的におこなった臨時尿便検査は、21 件あった。被検者は 69 名のうち 28 名に体内汚染を検出した。汚染は最大に検出された者で 83 mrem/life (全身) の線量で、内部被曝線量はいずれも許容値にくらべ微量であった。

全身計測では、定期計測として 10 月に 1 回おこなっている測定で、選ばれた被検者 42 名のうち 2 名に汚染を検出した。汚染はきわめて微量で問題にはならなかった。RI 事業部のヨウ素 131 製造作業員に対する甲状腺汚染

の検査は、要請により今年度も継続し、えらばれた者延22名についておこなったが検出された者はいない。全身計測による臨時汚染計測は16件32名についておこなった。このうち、7件16名に微量の汚染を検出した。被曝線量としても微小で問題となるものはない。しかし、前年度にも指摘したように近年、体内汚染に皮膚汚染をとまうなど被曝者の汚染の状態が複雑で、汚染を解析

して線量を算出評価することが容易でない例が増えてきた。内部被曝例としてとくに詳しく記したF.P.による汚染事例は、その代表的なものと言えるであろう。今年度、被曝者の汚染の状態をより正確に把握するため、全身カウンタの改造を計画し、実行に着手した。

(矢部、斎藤)

### 1.5.2 外部被曝線量の管理

#### (1) フィルムバッジによる管理

1968年度の管理対象者数は、前年度とほとんど変わらない。TABLE 1-33 に、フィルムバッジ、ポケットチェンバーおよびフィルムリングの貸出数を示す。また、TABLE 1-34 に1968年度のフィルムバッジ使用者の年間被曝線量の統計を示す。全身被曝線量としては、概要にのべたように管理基準を越える高被曝を受けた者はなく、放射

線作業が安全に遂行されたことを示している。1968年度中300 mrem以上の被曝を受けた作業者は、原子炉および燃料再処理関係作業者に多く見られ、中性子線による被曝は数名で、主として $\gamma(X)$ 線による被曝である。TABLE 1-35 は課室別の年間被曝線量の統計を示したものである。TABLE 1-36 に1957年度以降の放射線作業員についての年間被曝線量の分布および推移の状況を示し

TABLE 1-33 Number of supplied film badges, pocket chambers and film rings (1968)

Subject Dosimeter	Personnel*	Student	Workers requested	Visitors	Total	Period**
Film badge	1747	196	18	408	2369	1
	1739	159	18	381	2297	2
	1738	162	18	332	2250	3
	1756	166	18	420	2360	4
Pocket chamber***	2333	243	0	747	3323	1
	2241	43	0	799	3083	2
	1767	0	0	437	2204	3
	2233	174	0	352	2759	4
Film ring	153	0	0	37	190	1
	110	0	0	58	168	2
	206	0	0	112	318	3
	141	0	0	62	202	4

\* Including researchers other than JAERI.

\*\* 1: April~June 1968, 2: July~Sep. 1968, 3: Oct.~Dec. 1968, 4: Jan.~Mar. 1969.

\*\*\* Total number of chambers used.

TABLE 1-34 Statistics of annual dose of JAERI personnel.

Year	No. of personnel	Number of personnel with accumulated dose in each range (m rem)					Average annual dose (mrem/year)	Maximum dose (mrem/year)
		Undetectable	$20 \leq D < 100$	$100 \leq D < 300$	$300 \leq D < 1000$	$1000 \leq D$		
1957	74	63	11	0	0	0	8	95
1958	243	195	41	5	2	0	13	600
1959	313	246	49	14	4	0	25	805
1960	488	254	195	31	8	0	30	825
1961	674	241	331	77	24	1	62	1145
1962	775	344	361	54	15	1	44	1820
1963	942	519	360	48	15	0	30	915
1964	1036	657	243	107	25	4	44	1485
1965	1160	671	299	120	63	7	61	2060
1966	1245	944	149	119	32	1	34	1110
1967	1708	1275	235	145	49	0	34	750
1968	1756	1233	246	193	74	10	57	3230

TABLE 1-35 Statistics of external dose. (1968. 4. 1~1969. 3. 31)

所 属	対象人数	(γ+n) 被曝線量分布 (mrem)					合計線量 (mrem)	平均線量 (mrem)
		検出限界 以下	100 未満	100~300 未 満	300~1000 未 満	1000以上		
本部	2	1		1			270	135
安高炉設計班	3	3						
東海研究所	2	2						
管 理 部	2	2						
庶務内課	2	2						
庶務内財課	50	41	7	2		490	10	
管 理 課	11	11						
器 材 課	15	15						
調 達 課	3	3						
核 燃 料 課	8	7	1			30	4	
職員診療所	8	7			1	310	39	
東海駐在課	1			1		160	160	
人業事務課	43	16	20	7		1870	43	
建設設備課	3	3						
技 術 部	2	2						
工務第1課	25	25						
工務第2課	97	92	4	1		340	4	
工務第3課	31	25	5	1		410	13	
エレクトロニクス課	14	14						
工務第3課	15	9	6			760	51	
保健物理安全管理部	6	6						
安 全 策 課	9	9						
安 全 策 課	8	8						
放射線管理課	50	10	15	14	11	9120	182	
環境放射能課	18	17	1			40	2	
体内放射能課	9	9						
線量計測課	27	19	7	1		530	20	
放射性汚染処理課	40	17	9	10	4	3560	89	
遮蔽研究室	13	5	2	4	2	1350	104	
技 術 情 報 部								
情報資料課	1	1						
原子炉工学部	1	1						
核設計研究室	1		1			30	30	
高速炉物理研究室	22	6	5	9	2	3230	147	
炉物理実験研究室	14	10	3	1		220	16	
伝熱流動第2研究室	5	4		1		150	30	
原子炉計測研究室	12	11	1			30	3	
原子炉制御研究室	12	12						
ナトリウム研究室	4	3		1		270	68	
構造強度研究室	9	8	1			30	3	
伝熱流動第1研究室	5	5						
燃 料 工 学 部	5	5						
材料研究室	20	16	4			170	9	
燃料物性研究室	6	5		1		200	33	
燃料設計研究室	5	4	1			30	6	
燃料照射研究室	11	8	3			100	9	
プルトニウム燃料研究室	10	6	3	1		320	32	
再処理開発試験室	48	5	11	20	12	9360	195	
F P 研究室	17	6	9	2		850	50	
物 理 部	3	2	1			40	13	
物 性 研 究 室	5	4		1		110	22	
照射損傷研究室	20	15	4	1		370	19	
核物理第1研究室	20	10	7	3		690	35	
核物理第2研究室	16	13	3			100	6	
中性子回折研究室	8	2	1	5		710	89	
核データ研究室	2	2						
原子炉化学部	4	4						
分析センター	35	25	8	2		610	17	
放射化学第1研究室	12	9	3			130	11	
炉化学研究室	11	7	2	2		640	58	
燃料化学研究室	13	10	3			120	9	

所 属	対象人数	(γ+n) 被曝線量分布 (m rem)					合計線量 (mrem)	平均線量 (mrem)
		検出限界以下	100 未満	100~300 未 満	300~1000 未 満	1000以上		
放射化学第2研究室	6	1	3	2			430	72
弗素化学研究室	12	11		1			260	22
高崎研究部	7	5	2				90	13
研究炉管理部	1	1						
研究炉業務課	12	12						
研究炉技術課	19	5	4	8	2		2150	113
JRR-1 管理課	2	2						
JRR-2 管理課	31	1	2	20	8		7740	250
JRR-3 管理課	35	1		9	15	10	28370	811
JRR-4 管理課	18	16	1		1		340	19
ホットラボ管理室	60	33	20	3	4		3170	53
研究炉利用課	20	8	5	7			1300	65
動力試験炉管理部	4	2		2			340	85
第1課	12	12						
第2課	30	15	5	9	1		2460	82
第3課	27	12	9	6			1610	60
第4課	52	16	21	13	2		4541	87
JPDR-II 開発室	28	16	5	2	5		3780	135
原子炉研究所	12	11	1				50	4
高崎研究所	1	1						
庶務課	25	25						
経理課	6	6						
工務課	15	15						
試験場	1	1						
第1開発室	9	9						
第2開発室	21	21						
第3開発室	18	18						
第4開発室	12	12						
照射施設課	13	13						
管理部	27	25	2				60	2
研究部	26	26						
大阪研究所	31	31						
アイソトープ事業部	7	2		4	1		1100	157
製造部	3	3						
製造課	29	23	4	2			410	14
製造技術課	17	12	5				220	13
検査課	10	9		1			140	14
R I 研究所	20	16	4				190	10
利用開発室	12	4	4	2	2		1540	128
大材料試験炉部	3	2		1			270	90
材料試験炉業務課	7	7						
原子炉第1課	47	40	3	3	1		1260	27
照射第1課	13	13						
照射第2課	12	12						
原子炉第2課	20	20						
ホットラボ課	12	11	1				30	3
照射第3課	8	8						
計画課	13	13						
管理部	18	18						
庶務課	7	7						
経理課	4	4						
安全管理課	15	15						
建設部	3	3						
建設課	9	9						
合 計	1756	1233	246	193	74	10	99601	57

TABLE 1-36 Statistics of accumulated dose of personnel

Service period*	No. of personnel	Number of personnel with accumulated dose in each range (m rem)					Average dose (mrem)	Maximum dose (mrem)
		Undetectable	$20 \leq D < 100$	$100 \leq D < 300$	$300 \leq D < 1000$	$1000 \leq D^{**}$		
1	1747	1451	223	52	20	1	18	1110
2	1739	1561	115	48	15		12	880
3	1738	1448	211	69	10		14	930
4	1756	1463	229	52	11	1	14	1030
Year	1756	1233	246	193	74	10	57	3230

\* 1: April~June 1968, 2: July~Sep. 1968, 3: Oct.~Dec. 1968, 4: Jan.~Mar. 1969,  
Year: April 1968~Mar. 1969.

\*\* D: Accumulated dose.

た。

## (2) ポケットチェンバー等による管理

ポケットチェンバーによる管理は、前年度と同様に実施されたが、最近の傾向として、直読型の線量計の使用が多く、ポケットチェンバーの使用者数の増加は見られない。ポケットチェンバーのスケールオーバーにより、フィルムを臨時現像した回数は1968年度中、6件のみであった。

局部被曝測定器として従来はフィルムリング、リストバッジを組み合わせて使用していたが、1968年度、第4四半期以降フィルムリングのみとし、通常の作業では局部被曝として最高被曝部位である手指の線量を測定するようにした。1968年度中のフィルムリングの延べ使用者数は、838人で、その平均被曝線量は、53 mrem ( $\gamma + \beta$ )で、年間を通じての最高被曝者の線量は、およそ 5,590 mrem であった。(斎藤)

## 1.5.3 内部被曝線量の管理

### (1) 排泄物検査

内部被曝管理のための定期尿検査では、年度はじめ、当年度の尿検査対象を把握するため、非密封放射性物質取扱作業者の調査をおこなった。この調査結果にもとづき当年度の被検査者数を定め、尿検査をおこなったが、本年度の被検査者および測定試料数は TABLE 1-37 に示すとおりであった。この結果を見ると、本年度の被検査者数は昨年度に尿検査をおこなった者の数に比べ増加しているが、東海研では、再処理など原子炉燃料物質の取扱作業の進展を反映して、 $\alpha$  全放射能尿検査、天然ウラン尿検査の被検査者の増加が目立った(前年比、 $\alpha$  全放射能尿検査: 40% 増、天然ウラン尿検査: 10% 増)。東海研におけるこれらの定期尿検査で、作業者の体内汚染が検出された者はいない。大洗研についての尿検査は、年度当初、被検査者を大洗研安全管理課で選定してもらい、東海研同様、年4回実施した。しかし、本年度は、材料試験炉が臨界後の炉の特性試験をおこなっただけで稼動するに至らなかったため、被検査者は昨年と同数の13名にとどまった。なお、尿検査は、この者につき  $\beta(\gamma)$  全放射能尿検査、天然ウラン尿検査の2種類の検査をおこなった。

検査結果は、 $\beta(\gamma)$  全放射能尿検査で異常値が見いだされ、再検査した者が1名あったが、結果的には、体内汚染を生じていると判断された者は1人もない。

本年度各回の尿検査に提出されたサンプル数と、各回の被検査者の示した排泄濃度の分布の上限(3 $\sigma$  上限値)を TABLE 1-38 に示す。

定期尿検査とは別に、随時、体内汚染の有無を検索する目的でおこなう臨時の排泄物検査は、本年度、21件69名のものについておこなった。被検査者は昨年と同数であったが、その内容を見ると、重水炉と核燃料にかかわる作業者でその大部分を占めている。ことに後者については、燃料再処理施設が本年度実際に運転をおこなったため、万全を期して頻りに体内汚染の有無をチェックしたので被検査者数が例年より増加した。もちろん、この燃料再処理施設の運転において体内汚染者は発見されていない。しかし、これら被検査者のなかで外傷を有し、検出はされなかったが、プルトニウム傷口汚染計で検査された者が1名あった。このことは初めての経験であったが、今後のプルトニウム汚染の問題として注目に値する。

一方、重水炉(JRR-2, JRR-3)におけるトリチウム被曝については、本年度、JRR-2の燃料孔補修工事がおこなわれ、炉心を一時開放したため、トリチウムを作業員が吸入する機会があった。このため、事前に作業員60名の尿検査を特におこなうなど、体内汚染の発生を予測して準備した。しかし、結果としては、この種の作業は、1965年におこなわれた重水漏洩修復工事に次ぎ2回目の経験であったので、重水中のトリチウム濃度が前回の約4倍(400  $\mu\text{Ci/ml}$ )に上昇していたにもかかわらず、最高の被曝者(83 mrem/life)で前回の同被曝者(45 mrem)の約2倍程度の被曝であり、内部被曝的には特に問題はなかった。むしろ、トリチウムについては、日常のほぼルーチン化した小規模作業で、不用意に作業を進め被曝する例が見られた。本年度検出した体内

TABLE 1-37 内部被曝検査 (定期) 統計

課室名	検査種目	尿検査*			全身計測**
		$\alpha$ 全放射能	$\beta$ ( $\gamma$ )全放射能	天然ウラン	
アイソトープ事業部					
検査課			9 (3)		2
製造技術課			23 (7)	14 (4)	2
製造課			39 (10)		2
事業課			10 (3)		3
動力試験炉管理部					
第2課			10 (2)		2
第4課					2
研究炉管理部					
研究炉利用課			10 (3)		2
研究炉技術課			2 (1)		1
JRR-2管理課			8 (2)		2
JRR-3管理課			18 (5)		1
JRR-4管理課			8 (2)		1
ホットラボ管理室			16 (6)	165 (59)	3
燃料工学部					
材料研究室			6 (2)	6 (2)	1
燃料照射研究室			1 (1)	20 (8)	1
燃料物性研究室			4 (1)	20 (6)	
プルトニウム燃料研究室		35 (10)		0 (4)	
再処理開発試験室		100 (32)	6 (3)	166 (49)	2
FP研究室			6 (2)	25 (13)	
原子炉工学部					
高速炉物理研究室		4 (2)	6 (2)		
炉物理実験研究室		4 (2)	2 (1)		2
原子炉化学部		4 (1)			
分析センター		15 (4)	20 (6)	78 (30)	2
放射化学第1研究室		16 (5)	7 (2)	31 (9)	
放射化学第2研究室		18 (6)	13 (6)	16 (6)	
燃料化学研究室		11 (4)		12 (6)	
フッ素化学研究室		13 (4)		38 (12)	1
炉化学研究室			1 (1)		1
保健物理安全管理部					
放射性汚染処理課			23 (6)		
放射線管理課		4 (1)	7 (2)		2
原子炉研修所			4 (1)		
高崎研究部東海駐在				8 (4)	1
技術部					
工務第2課		39 (13)	8 (2)	41 (13)	
工務第3課			7 (2)		
大洗研究所			39 (13)	28 (13)	6
計		263 (84)	313 (97)	668 (238)	42

\* 数字は試料数を表わし、( )内数字は検査対象者数を示す。  
但し試料数には検査の結果再測定した試料の数は含まない。

\*\* 数字は全身計測を行なった人数を示す。

汚染のうち、1回被曝で、評価された被曝線量が最も大きかった(80 mrem/life)事例(JRR-3で発生)もこのような例に属する。また、後述するFPによる汚染事例〔別項(3)内部被曝例参照)も同様に、作業に慣れすぎ、安易にことを運んで被曝していることは、注目すべきであろう。

高放射線作業がようやく原研内で日常作業として定着

しつつある現在、今後の被曝の実態を示唆するものとして注意を喚起する必要がある。本年度おこなった臨時排泄物検査の結果をTABLE 1-39に示す。これらの検査の結果、尿便中に放射能が検出されたものは28名で、それぞれ許容量以下の微小な線量が算出された。

なお、このほか外部からの業務委託として日立製作所中央研究所王禅寺支所の職員の尿検査を2回おこなっ

TABLE 1-38 Results of bioassay (routine urinalysis)

		Gross $\alpha$ activity	Gross $\beta(\gamma)$ activity	Natural uranium
Apr.~Jun.	*Number of samples Result	70 (0) <0.30 dpm/750 ml	88 (0) <10.9 dpm/400 ml	180 (0) n. d.
Jul.~Sep.	Number of samples Result	59 (0) <0.26 dpm/750 ml	73 (1) <9.5 dpm/400 ml	171 (0) n. d.
Oct.~Dec.	Number of samples Result	65 (0) <0.24 dpm/750 ml	82 (0) <9.0 dpm/400 ml	160 (0) n. d.
Jan.~Mar.	Number of samples Result	69 (0) <0.27 dpm/750 ml	70 (0) <7.2 dpm/400 ml	157 (0) n. d.

\* Figures in parentheses indicate the number of the samples which were recollected for confirmation of relatively high counts, and this number of samples is not included in statistics.

TABLE 1-39 Results of bioassay (Special examination)

Case No.	Number of personnel	Date of intake	Route of entry	Objective nuclide	Detected activity	Internal dose	Critical organ
1	1	'68 Apr. 2	Inhalation	$^3\text{H}$	1.7 nCi/ml in urine	17.0 mrem/life	Body tissue
2	2	Apr. 4	Inhalation	$^3\text{H}$	max. 0.7 nCi/ml in urine	max. 6.7 mrem/life	Body tissue
3	4	Apr. 17	Inhalation	$^3\text{H}$	max. 14.5 nCi/ml in urine	max. 80.0 mrem/life	Body tissue
4	5	Jun. 1	Inhalation	$^3\text{H}$	max. 8.0 nCi/ml in urine	max. 59.7 mrem/life	Body tissue
5	1	May 22	Inhalation	gross $\alpha$	n. d.		
6	4	Jul. 22	Inhalation	gross $\alpha$	n. d.		
7	8	Aug. 28 ~'69 Jan. 7	Inhalation	$^3\text{H}$	max. 3.3 nCi/ml in urine	max. 62.7 mrem/life	Body tissue
8	2	Aug. 21	Inhalation	gross $\alpha$	n. d.		
9	2	Aug. 28	Inhalation	$^3\text{H}$	max. 2.7 nCi/ml in urine	max. 15.1 mrem/life	Body tissue
10	1	Sep. 13	Inhalation	$^{75}\text{Se}$	n. d.		
11	7	Oct. 3	Inhalation	gross $\alpha$	n. d.		
12	3	Oct. 28	Inhalation	nat. U	max. 0.12 mg in feces	max. 13.6 mrem/life	Lung
13	2	Nov. 27	Inhalation	nat. U	n. d.		
14	2	Nov. 29	Inhalation	gross $\alpha$	n. d.		
15	6	Sep. 3	Inhalation	gross $\alpha$	n. d.		
16	3	Dec. 5	Inhalation	gross $\alpha$	n. d.		
17	1	Dec. 11	Inhalation	gross $\alpha$	n. d.		
18	2	Dec. 27	Inhalation	gross $\alpha$	n. d.		
19	7	'69 Feb. 7	Inhalation	gross $\alpha$	n. d.		
20	5	Feb. 14	Inhalation & Ingestion	FP	*max. $^{106}\text{Ru}$ 57 nCi in feces	max. 30 mrem/life	Lung & L. L. I.
21	1	Mar. 11	Inhalation	nat. U	n. d.		

\* See text.

た。(矢部)

## (2) 全身計測

### (a) 定期計測

非放射能取扱者を対象とする  $^{137}\text{Cs}$ , K 体内量を, 毎月定期に測定しその経時変化を把握するとともに, 前年度と同様, 内部被曝の可能性のある東海, 大洗研究所職員を, 第3四半期に1回計42名測定した。その結果, 2名に  $^{51}\text{Cr}$  と  $^{137}\text{Cs}$  放射能が微量検出された。検出された汚染者は, その後も引続いて測定したが, 両名とも以後の測定で検出されず, 汚染の状態を明確にできなかった。なお,  $^{51}\text{Cr}$  汚染者と同じ作業をしていたほかの2名

についても念のため測定したが, 1名に同様な汚染を検出した。これら3名の汚染者全員の全身被曝線量は検出された汚染が体内汚染と仮定しても, それぞれ 0.1 mrem/life 以下であった。また, これら汚染者など若干名をのぞく36名の測定時における平均体内量は,  $^{137}\text{Cs}$   $2.1 \pm 0.5$  (nCi), K  $124.6 \pm 11.1$  (g),  $^{137}\text{Cs}/\text{K}$   $17.2 \pm 3.8$  (pCi/g), K/body weight  $0.21 \pm 0.02$  (%) であった。これらの値は前年度と比較すると, わずかに減少の傾向を示しているが, ここ数年間は平衡状態に近づいていると思われる。

RI 製造部の  $^{131}\text{I}$  製造作業者の甲状腺測定は18件, 延べ22名おこなった。結果は全員検出限界以下であっ



た。

しかし、 $^{131}\text{I}$  製造作業に関連するものとしては、11月の捕集液変更にもなう試験製造のさい、作業員1名に約  $3\text{ nCi}$  の  $^{131}\text{I}$  甲状腺量が、特におこなった臨時計測の結果、検出測定されたことを付記する。

従来から所外協力としておこなっていた第一化学薬品 K. K. 東海研究所の  $^{131}\text{I}$  作業員の甲状腺量の測定、およびその測定時に発見した、他の RI ( $^{203}\text{Hg}$ ,  $^{75}\text{Se}$ ) による汚染量の計測は、本年度延 79 回おこなった、測定で検出した汚染は微量であったが、いずれも体内汚染測定上有用な経験であった。これらの汚染はすべて定量し、その結果を報告した。なお同研究所職員の  $^{131}\text{I}$  甲状腺量測定は本年度で終了した。

#### (b) 臨時計測

今年度の臨時計測は 16 件 32 名で、そのうち汚染が確認されたのは 7 件 16 名である。汚染検出件数、および被検者数も前年度とほぼ同数であるが、一般に汚染量が少なく、かつ体内汚染と皮膚汚染を区別しにくい事例が大部分を占めたため、体内汚染量の正確な定量、内部被曝線量の算出が困難なものが多かった。検出核種は  $^{75}\text{Se}$ ,  $^{58}\text{Co}$ ,  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{51}\text{Cr}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{131}\text{I}$ ,  $^{64}\text{Cu}$ , FP で、被曝線量が問題となった例はない。このように原研では最近 2~3 年、皮膚汚染をとまなう体内汚染が検出されるようになり、実際の放射線作業による身体汚染の実態が明らかになった。このため、正確に被曝線量を評価するには、体外汚染（皮膚汚染）と体内汚染を区別できるような測定法が要求される。本年度この測定法を導入するため、全身カウンタの改造を計画した。これは、現在遮蔽鉄室内にある検出器の駆動装置を改造し、鉄室外からコリメータ付きの検出器を自動 scanning できるようにするもので、汚染の分布状態をより正確に、かつ短時間に把握することを第 1 目的として考えた。装置の改造は 44 年 5 月完成の予定である。主な改造の仕様は次の通りである。すなわち、① scanning 速度を 3 段変速可能にし、操作はすべて鉄室外でおこなえるようにする、② 相当な重量があるコリメータの取付、運搬を容易にする、③ 検出器の移動距離が、鉄室外に表示され、各部の計数値は自動記録できるようにする、④ 検出器の上下駆動部は、安全を考慮して 2 重構造とする、などである。（泉）

#### (3) 内部被曝例

排泄物検査、全身計測をおこなって体内汚染を検索し、被検者に汚染を検出した事例は、前項に述べたように本年度も相当数あった。このうち代表的な 2 例を次に紹介する。いずれも皮膚汚染など汚染の解析、線量の評価が困難な事例である。

##### (a) $^{75}\text{Se}$

発生日時：1968 年 9 月 13 日 13 時 30~50 分の間、RI 棟 400 番台スタックダストモニタの指示が急上昇し、その指示値 (9 cps) は減少せず一定に保たれた。この値が

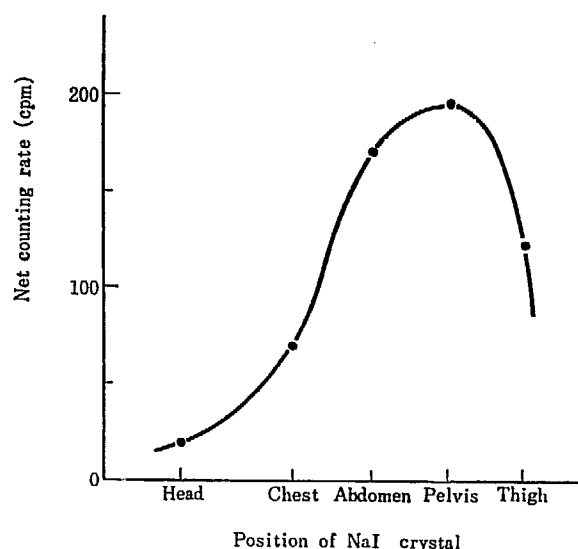


Fig. 1-27 Distribution of radioactivity along body axis

警報設定値 10 cps ( $2.4 \times 10^{-8} \mu\text{Ci/cc}$ ) よりわずかに低く、発見が遅れた。モニタ指示上昇の原因はフード内でおこなっていた、 $^{75}\text{Se}$  1 mCi の濃縮作業によるものであることが調査の結果判明した。作業員はこの作業を素手で操作していた。翌日の 14 日に作業員の内部被曝の有無を確認する意味で全身計測をおこなった。標準椅子法による全身測定により、 $^{75}\text{Se}$  による汚染が明らかに検出されたため、続いて寝台法で全身 scanning を試みた結果、Fig. 1-27 に示すように、汚染が胸部、あるいは腹部より腰部に集中していることが判明した。第 2 回目の測定は、本人の都合により 4 日後の 18 日におこなわれたが、標準椅子法による全身測定では、汚染はわずかに認められる程度に減衰した。一方全身 scanning 結果では、汚染は検出限界以下であった。2 回の全身測定の結果から、得られた有効半減期は 1.7 日で、ICRP の全身の有効半減期 (10.1 日) にくらべてきわめて短かった。このことから汚染は大部分体表面の汚染と推定したが、Fig. 1-27 に示す汚染の分布、および汚染部位からの除去される速さ、さらに汚染時の作業状況を考慮すると、実測できなかったが、汚染は手の皮膚汚染であると判断した。これは全身 scanning の際、寝台の上に仰臥していると、手の部分が腰部に位置することから推察された。また測定期間中、実験時に使用した硝酸により、手掌が変色、剝離したことで、手の汚染は裏付けられる。このように最初の全身計測の時、汚染時の情報が十分に得られず、作業の状況が明らかでなかったため、手の汚染は知らなかった。このため汚染計測の機会をのがし、正確な汚染量は定められないが Fig. 1-27 で計測された腰部の汚染がすべて両手の汚染によるものとする、両手の総汚染量は  $6.7\text{ nCi}$ 、皮膚被曝線量は  $0.2\text{ mrem/week}$  となる。なお、Se の化学形  $\text{H}_2\text{SeO}_4$  は易溶性で一部体内に吸入したと考えられたが、同時におこなった排泄物検査では検出限界以下で、体内摂取は認められなかった。

(b) FP

発生日時 1969年2月14日 10時

JRR-3 冷却機器室で重水フィルタを交換する作業がおこなわれていたが、作業終了後直ちに床面の汚染をスミヤした結果、床にFPダストが飛散し、作業員4人の頭髪衣服も汚染していることが判明した。作業員の鼻孔を拭きとった結果、いずれも汚染が検出され、最大15000 cpm (1名) が記録された。なお、この時 JRR-3 では一連の燃料棒の破損が検出された直後であった。作業をチェックした放射線管理担当者1人を含め5人の全身計測を汚染発生24時間後の15日におこなった。結果はいずれも  $^{95}\text{Zr}$ - $^{95}\text{Nb}$ ,  $^{103}\text{Ru}$ + $^{106}\text{Ru}$  のFPで汚染していることが判明した。汚染の程度は作業の主担当者(以下Aとする)と作業全体の指揮者(以下Bとする)が最も大きく同程度であったが、他の作業員はA,Bの1/2以下の汚染量であった。放射線管理担当者の汚染は最も少なかった。以上は標準椅子法による測定であったが、Aについては別に寝台法により全身scanningをおこなった。その結果、下腹部および大腿部に多量に汚染が存在していることが判明した。A,B2名についてはさらに汚染発生後3日目にも全身計測をおこなったが標準椅子法の測定では、体外汚染を含め全身の汚染が約1日前後の半減期で減少したのが認められた。しかし、全身scanningの結果では、両名とも下腹部より大腿部に向け汚染が残存していた。また全身計測は、汚染発生後6日目にも両名についておこなったが、Bについては、全身の汚染量が前回の測定時にえられた有効半減期で急速に減少し、測定の検出レベルに接近した。Aについては、全身量が前回とほぼ同じ測定値を示し、全身scanningの結果も前回と同じ分布を示した。Aについては、さらに汚染発生後14日目および27日目にも測定したが、汚染は

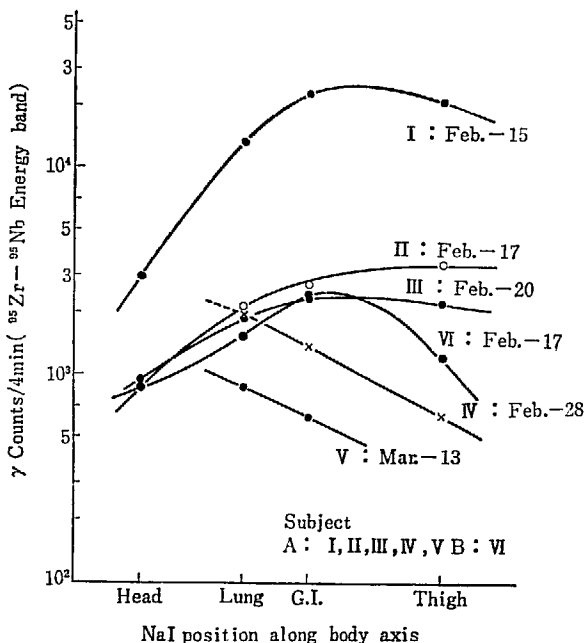


Fig. 1-28 Change with time of distribution of body activity

減少した。しかし、汚染は肺部に集中していることが認められた。A,B2名についての全身scanningの測定結果の推移をFig. 1-28に示す。なお、Aについて胸部以外の影響を除いて全身scanningの測定値から算出した各RIの肺中量はTABLE 1-40のとおりである。一方、排泄物分析では、汚染発生の日より試料を採取(採取者4名)し、いずれもγ線スペクトロメトリーで定量したが、尿については検出されたのはAだけで、他の者には検出されなかった。また便については、提出された試料数が少なかったが、採取者全員に検出され、Aが最も大きい検出量を示した。

Fig. 1-29にAの便のγ線スペクトルを示す。なお、便では全身計測で検出した核種のほか  $^{141}\text{Ce}$  を検出定量した。Aの摂取後2日目の排泄便(1日目の排泄便は採取洩れ)中に検出されたRIの放射能は、 $^{95}\text{Zr}$ ,  $^{95}\text{Nb}$ ,  $^{103}\text{Ru}$ ,  $^{106}\text{Ru}$ ,  $^{141}\text{Ce}$  についてそれぞれ、21, 46, 15, 57,

TABLE 1-40 Lung burden of subject A

Meas. No.	Activity (nCi)			
	$^{95}\text{Zr}$ *	$^{95}\text{Nb}$ *	$^{103}\text{Ru}$ **	$^{106}\text{Ru}$ **
1	15.7	34.4	7.8	29.6
2	2.04	4.48	1.38	5.25
3	1.71	3.76	1.88	7.14
4	2.26	4.96	0.97	3.67
5	0.39	0.86	0.27	1.03

\* Transient equilibrium is assumed between  $^{95}\text{Zr}$  and  $^{95}\text{Nb}$ .

\*\* 100 percent abundance of  $^{103}\text{Ru}$  or  $^{106}\text{Ru}$  is assumed alternatively.

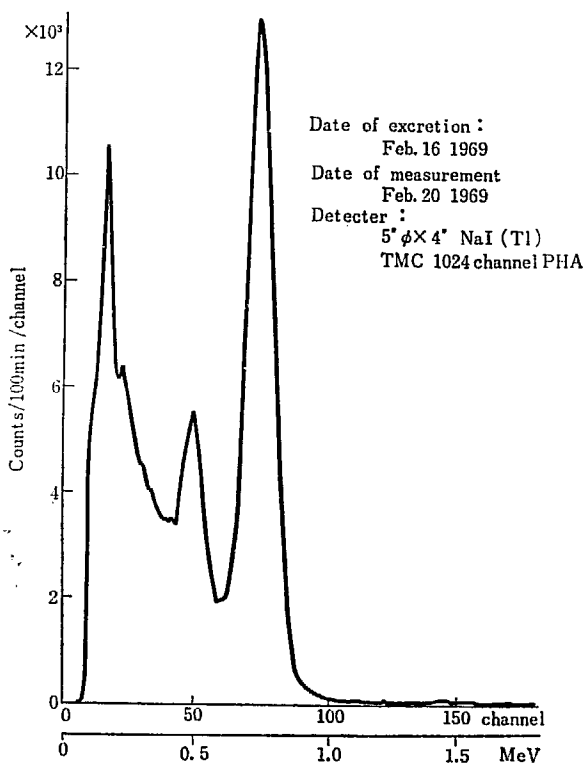


Fig. 1-29 Gamma spectrum of feces (Subject A)

23 nCi で、尿中検出量は摂取後第1日目で上記値の各1/400~1/500であった。(値は $^{95}\text{Zr}$ 、 $^{95}\text{Nb}$ については過渡平衡が成立しているものとし、 $^{103}\text{Ru}$ 、 $^{106}\text{Ru}$ については存在率が明らかでないで、それぞれ $^{103}\text{Ru}$ 、 $^{106}\text{Ru}$ だけ存在すると仮定して算出してある。)このように排泄物分析で汚染が検出されたので、いずれも体内汚染を生じさせていたことは明らかであるが、全身 scanning の結果から大腿部を中心とした皮膚汚染を大量にとまっていることも明らかであった。排泄物の試料の採集が不完全なので、摂取 RI の不溶性、可溶性の別を推定することは困難であったが、便中に大量に汚染が検出されたことは、吸入摂取により二次的にえん下されたものと、皮膚汚染が一部二次的に経口摂取されたことを意味すると思われる。B の全身 scanning (摂取後3日目の測定時)において、下腹部の計数が最大値を示したことは、全身計測時に汚染 RI が大腸下部に存在し、翌日、これが便中に排泄されたことを裏付けている。ただし、A の摂取後2日目の排泄便に検出された RI は、前日の全身計測結果(最初の全身計測時)に含まれているが、この量的関係を明らかにすることは困難であった。A の全身 scanning は5回反復しておこなったが、前にも述べたように全汚染量の減少および体内汚染分布の変化は一様でなかった。これは本人の申出により、最初の汚染発生後7日目まで、汚染作業環境中にしばしば立入っていることが知られたので、反復して内外体汚染を生じさせたものと推察された。以上、全身計測および排泄物分析の結果から、吸入による汚染 RI の呼吸器への沈着と消化管(大腸下部)での滞留が明らかに推定されたので、被

曝線量を算出評価した。線量の算出にあたっては、全身計測、排泄物分析いずれの場合でも最も大きい測定値を示し、かつ詳細に測定がされたAの汚染の分布、汚染の減衰のしかたを他の作業にも同様に仮定した。これはAが作業の主担当者で最も体内汚染の機会が多く、実際には反復した体内摂取の結果生じた汚染を、1回の体内摂取で生じたものと仮定し、単純な単一被曝で代表させたので、他の作業者の汚染を安全側に評価したことになる。線量算出の方法の詳細は省略するが、肺線量については、まず、Aについて TABLE 1-40 に示した肺中量と前記した便中排泄量(これで摂取後第1日目の肺線量を推定した)から肺線量を算出し、次に他の作業者の最初の全身計測の測定値をそれぞれAのその時の値に比較して、各人の肺の被曝線量を評価した。

また、消化管(大腸下部)の線量については、Aの便中量とA以外のものでAと同時に排泄した便中に検出された量の比が、最初の全身計測で得られたそれぞれの全身汚染量の比と同じであったので、各人の汚染度を全身計測の結果を参考にして比較し、Aの便中量から各人の線量を算出した。結果は、肺線量がAおよびBで30 mrem/13 wk、他の者で10 mrem/13 wk 以下であった。また消化管(大腸下部)の線量はAおよびBで20 mrem、他の者で10 mrem 以下の微量であった。これらの値の算出にあたっては、 $^{103}\text{Ru}$  と  $^{106}\text{Ru}$  の存在比が明らかでなかったので $^{106}\text{Ru}$ だけの存在を仮定した。(線量は過度に評価されている)また、 $^{95}\text{Zr}$ 、 $^{95}\text{Nb}$ については過渡平衡を仮定した。(矢部, 泉)

## 1.6 環境放射能の管理

### Environmental Monitoring

The environmental monitoring program was the same as that of preceding year. No abnormality was found both in the environmental radiations and in the radioactivities of environmental materials, except that one of the gamma monitors detected once  $^{41}\text{A}$  cloud purged from the JRR-3 reactor for a very short period.

A meteorological tower of 90m height was established in the Oarai site and meteorological observation began in this year.

#### 1.6.1 概要

モニタリングステーションによる環境放射線監視は装置、方法とも昨年度と同様である。ただ長年使用してきたために一部部品の劣化により、若干の欠測を生じた。しかし稼働率はなお 94% であった。モニタリングポスト装置は非常に良好に作動したが、道路工事のためにケーブル線の架け換えを余儀なくされた個所では、しばらく欠測したところもある。JRR-3 から  $^{41}\text{A}$  ガスをページしたときには、一時的に風下のポストでは、アラームレベルの  $50 \mu\text{R/hr}$  をこえた。しかしこれは一定量の計画放出であり、被曝の点では問題はなかった。周辺地区の  $\gamma$  線移動サーベイは、年度末の観測車の更新のさいに、測定器の搭載法が合理化された。

環境試料の全  $\beta$ ,  $\gamma$  放射能および特定試料についての核種分析は昨年と同様におこなわれ、異常値が発見され

たことはなかった。

この年から放射線、放射能に関する測定資料の一部は他の機関のものといっしょに、東海地区放射線管理協議会の報告書に掲載されることになった。

気象観測は東海研究所の分は、ほぼ昨年同様おこなわれたが、大洗研究所の分は 1969 年 2 月に高さ 90 m の新観測塔が完成し、測定器もすべて仮観測塔から移設された。気象統計においては、夜間の大気安定度分類を輻射計の資料によって決定することを試みた。

この年度内の海洋観測においては、荒天および観測船補修、繋留港しゅんせつ作業等のために、若干の支障があった。また観測船の性能は老朽化によりいくぶん低下した。(伊藤)

#### 1.6.2 固定モニタリング施設

##### (1) モニタリングステーション

先年度と同様東海周辺 4 ヶ所、大洗 2 ヶ所の 6 ヶ所で連続監視をおこなっている。稼働状況はアンテナの腐蝕による通信不能、ダストサンプラーのポンプ焼き付き等があったが、全体的には良好で、平均 94% の稼働率になっている。ロガー、テレメータで特に使用頻度が多く、劣化のはなほだしいリレー約 200 個の交換もおこなった。1969 年度には使用後 10 年以上経た故障の多い真空管式スケータ 8 台 (No. 1, No. 4 ステーションで使用のもの) を交換する予定である。(片桐)

##### (2) モニタリングポスト

1968 年 4 月から 1969 年 3 月までの期間についての放射線監視の状況について記す。はじめに、ポストの年間

の稼働状況について述べる。従来雷雑音などによるミス・アラームの多かった構内ポストの前置増幅器は、7 月にすべて改造されて、利得が大きくなった。その効果があらわれて改造以後はミス・アラームの回数は大幅に減った。停電復旧時のショックによるものを除いては、改造後は電氣的雑音によるミス・アラームは 11 月に 2 回、3 月に 1 回いずれも No. 8 ポストで発生しただけであった。No. 8 ポストの回路的な調整不良がミス・アラームの原因となった可能性が強いと考えられた。

構外ポストの稼働は今期は特に道路工事の支障や、原研専用配電線の撤去にともなうケーブル移設などがあって停止期間をとる必要があったため良好ではなかった。No. 24 ポスト(権現山寮南)は県道路改良工事のため全期間停止を余儀なくされた。

村松宿より川根に入るまでの都市計画道路工事の際は1月30日より2月26日まで No. 21 (晴嵐荘地内), No. 22 (動燃住宅裏), No. 23 (真崎浦) を停止した。原研専用配電線(原研より久慈川取水場)の撤去にともなうポスト用ケーブルの移設は、きわめて計画的に実施されたので、支障となった No. 25 (真崎), No. 26 (白方小校庭), No. 27 (豊受) の停止期間は3月26日より3月31日の6日間だけであった。この移設工事によって従来原研専用配電線に共架されていた部分のポスト用ケーブルは、原研道路沿いの東京電力の電柱に共架されたが、雑音誘導による妨害は生じていない。

次に、監視結果では、警戒レベル  $50 \mu\text{R/hr}$  を越える照射量率が観測されたことは一度だけであった。原因は8月21日18時26分より19時37分におこなわれた JRR-3 の黒鉛反射体系内の炭酸ガス交換にともなう全量約  $8 \text{ Ci}$  の  $^{41}\text{A}$  が高さ  $40 \text{ m}$  の原子炉煙突から計画

的放出されたことによるものであった。放出によって生じた  $^{41}\text{A}$  雲による地上での正味  $\gamma$  線照射量は、煙突の風下  $950 \text{ m}$  の地点(原電 No. 1 モニタリングポスト)で  $15.6 \mu\text{R}$ 、No. 3 ポストでは、(18時38分以後の放出時間内)  $14.0 \mu\text{R}$  と観測された。このときモニタリングポストで観測された瞬間の照射量率は正味で  $62 \mu\text{R/hr}$  であった。観測された照射量率は JRR-3 のスタック・ガスモニタ記録とよく対応づけることができた。風は原電の東海発電所の方向に吹いていたので、原電のモニタリングポスト中の3ヵ所でも  $^{41}\text{A}$  雲の通過に対応する照射量率の上昇が認められた。

なお、英国法による地上での  $^{41}\text{A}$  雲からの照射量率分布図に照合すれば、最大照射地点は JRR-3 の風下となった NNE 方向  $300 \text{ m}$  の地点で、照射量は正味  $25 \mu\text{R}$  程度であると推定された。(須賀)

### 1.6.3 環境 $\gamma$ 線サーベイ

#### (1) $\gamma$ 照射量率の測定

環境  $\gamma$  線サーベイに使用している  $3''\phi \times 3''$  NaI (Tl) エネルギー特性平坦化シンチレーションサーベイメータは種々の特徴、利点を兼ね備えている<sup>1)</sup>。

そこで1967年までのサーベイは、GM管、電離箱を用いておこなってきたが、1968年度からそれは、シンチレーションサーベイメータを用いて、走行サーベイおよび定点サーベイの二つの方法で観測、測定することにした。それにともない1967年までのサーベイの測定地点、頻度および評価方法を変更した。

#### (a) 走行サーベイ

緊急時においては、環境の汚染分布状態を迅速に把握しなければならない。このためには走行サーベイによる方法が有効であろう。

そこで、原研周辺半径約  $10 \text{ km}$  の地域内の縦横の主要道路を20コース選定し、走行サーベイによる平常時の測定をおこない、緊急時の走行サーベイの際にBGとして差し引くための基礎資料とした。

平常時の走行サーベイは、半期ごとに測定し連続測定記録チャート紙をコース別にファイルして蓄積する。この測定は1967年度から実施し、1968年度は2回測定した。

#### (b) 定点サーベイ

エネルギー特性平坦化シンチレーションレトメータ

でサーベイをおこなうことによって測定感度が非常に向上した。この結果測定値は、測定地点周辺の地形的影響を大きく受けることになり、標準測定点としては不適当な地点が生じてきた。このため1968年度から定点サーベイ地点を、走行サーベイ地域内のそれらの影響が比較的小さいと思われる学校の校庭23地点を選び測定するようにした。その効果を見るため、当分の間四半期ごとに定点サーベイをおこなうようにする。

なお、1968年度から放射線観測車の買換にともない、検出器車載用防震装置、測定装置車載用固定柵を改造し、より迅速・簡便にサーベイができるようにする。

#### 参考文献

- 1) 保健物理安全管理部の活動 No. 9, p. 102 (1967)

#### (2) 積算線量

1967年度にそれまで排水口周辺にだけ設定されていた周辺監視区域が敷地境界に拡大された。それまで構内施設周辺に配置していたフィルムバッジは1968年度から周辺監視区域境界を示す境界金網に取付け、その点における年間照射量が  $0.5 \text{ rem}$  以下であることを確認している。

なお環境  $\gamma$  線サーベイ、積算線量のデータは、東海地区放射線管理協議会 季報 No. 2・4 に掲載してある。

(松下)

### 1.6.4 環境試料中の放射能測定

#### (1) 環境試料中の全 $\beta$ 放射能測定

1968年度における環境試料中の全  $\beta$  放射能測定が前年同様おこなわれた。すなわち農作物、土壌、飲料水、水産生物、海水、雨水、そしてガムドペーパー法および

水盤法による降下物のそれぞれについて測定をおこなった。また今年度の試料を検討した結果、東海村の原子力施設からの放射性物質による環境試料への影響はなかった。次にこれら環境試料中のおもなものの全  $\beta$  放射能測

TABLE 1-41 Gross  $\beta$ -radioactivity in environmental materials (1968)

Material	Number of samples	Gross $\beta$ -activity (average)
Soil	42	$0.2 \times 10^{-4} (\mu\text{Ci/g dry})$
Well water	14	$3.3 \times 10^{-9} (\mu\text{Ci/ml})$
Plant (pine-needles)	2	$2.32 \times 10^{-4} (\mu\text{Ci/g ash})$
Agricultural products (aquatic-rice)	1	$0.72 \times 10^{-4} (\mu\text{Ci/g ash})$
Marine products (Yellowtail, muscle)	1	$1.91 \times 10^{-4} (\mu\text{Ci/g ash})$

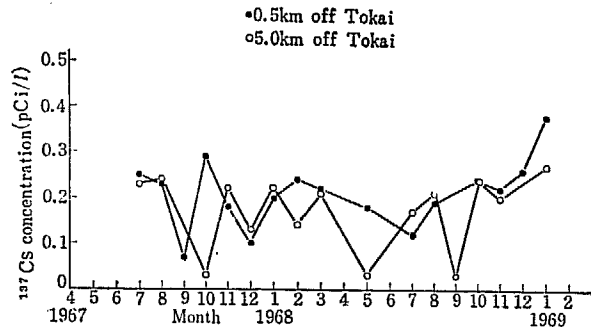


Fig. 1-31  $^{137}\text{Cs}$  in coastal sea water off Tokai

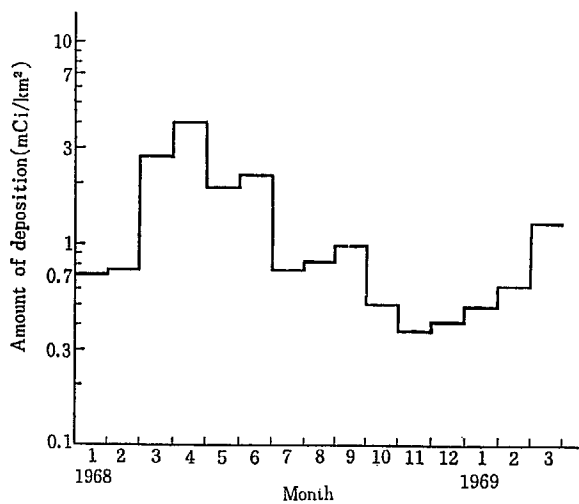


Fig. 1-30 Gross activity of fallout deposited for every month

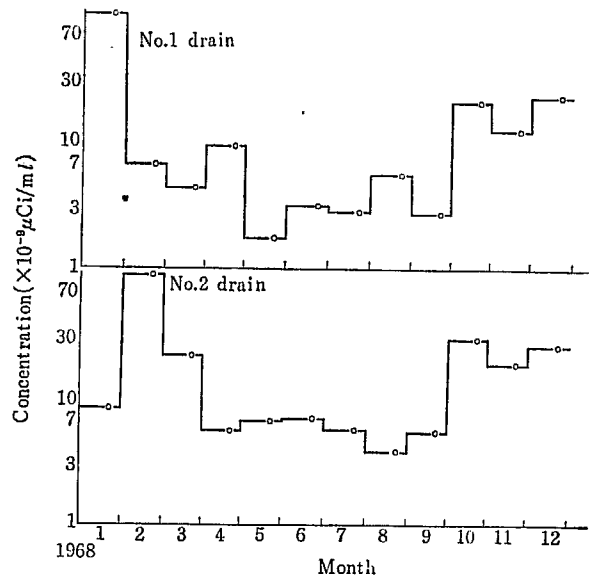


Fig. 1-32 Gross activity in drain water for every month (1968)

定平均値を TABLE 1-41 に示す。

またガムドペーパー法による降下物の全 $\beta$ 放射能の月変化を Fig. 1-30 に示した。

(2) 海水中の  $^{137}\text{Cs}$  測定

海水中の  $^{137}\text{Cs}$  の測定は 1967 年 7 月以降同様に、東海村沿岸 0.5 km と 5.0 km の 2 点の海水について原則として毎月 1 回定期的におこなわれた。この結果 Fig. 1-31 に示すように 1967 年と比べていちじるしい変化は認められない。

(3) 排水溝廃液の全  $\beta$  放射能測定

1968 年度における、第 1、第 2 および第 3 排水溝の排水口廃液の全  $\beta$  放射能測定月平均値を Fig. 1-32 に示した。測定結果はいずれも廃液基準値 ( $10^{-7} \mu\text{Ci/ml}$ ) 以下であり、特に第 3 排水溝の値は検出限界  $2.1 \times 10^{-9} (\mu\text{Ci/ml})$  以下であった。(梁瀬)

(4) 大気中塵埃の  $^{90}\text{Sr}$  と  $^{137}\text{Cs}$  の放射化学分析

1967 年 1 月～1968 年 2 月までの大気中塵埃の  $^{90}\text{Sr}$  と  $^{137}\text{Cs}$  の濃度の放射化学分析をおこなった結果を報告す

る。大気中塵埃の採取はモニタリングステーションに設置してある連続移動濾紙式集塵器を用いた。濾紙は Hollingsworth & Vose # 70 で濾紙の移動速度は 2.5 cm/hr、吸引量は約 280 l/min で 24 時間連続集塵した濾紙を 1 ヶ月分まとめて  $400^\circ\text{C}$  で灰化後全量をまず  $11\text{cm}\phi \times 1\text{cm}$  のプラスチック容器に入れ波高分析装置を用いて  $\gamma$  線スペクトル測定をおこない  $\gamma$  放射体の解析をおこなった。その後この灰分試料を  $^{90}\text{Sr}$  と  $^{137}\text{Cs}$  の分析用とした。

大気中塵埃の  $^{90}\text{Sr}$  と  $^{137}\text{Cs}$  の化学分析については従来塩酸抽出法によっておこなわれていた。しかし塩酸抽出法は抽出率が低いので、アルカリ-酸抽出法の適用について検討をおこない、従来の塩酸抽出法よりよい結果が得られた。すなわち 7 試料についての平均値は塩酸抽出率 61.0%、アルカリ-酸抽出率 86.5% であった。

なお大気塵埃は上記のように灰分試料の  $\gamma$  線スペクトル解析法と  $^{90}\text{Sr}$  と  $^{137}\text{Cs}$  の放射化学分析法を併用しているが、定常業務として簡便迅速なることが必要である。この点から  $\gamma$  線スペクトル解析法は多核種を無処理で迅速測定できるが、いくつかの問題点がある。すなわち  $^{90}\text{Sr}$  のような  $\beta$  線放射体が測定できないので同一試

料から  $^{137}\text{Cs}/^{90}\text{Sr}$  の比を算出する必要がある場合、および  $^{137}\text{Cs}$  の放射能濃度がいちじるしく低い場合などである。われわれが定常業務に用いている波高分析装置では現在  $10^{-15}\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$  (月平均約  $10^{10}\text{cc}$ ) 以下の大気中塵埃の  $^{137}\text{Cs}$  の測定は困難である。よって核実験の影響が少なく、かつ原子力施設よりの放出がほとんどない現在では放射化学分析法による  $^{90}\text{Sr}$  と  $^{137}\text{Cs}$  の測定を併用している。

大気中塵埃の  $^{90}\text{Sr}$  と  $^{137}\text{Cs}$  濃度の放射化学分析の結果は TABLE 1-42 に示すとおりである。(岩本)

(5)  $\gamma$ -スペクトル解析による大気中塵埃の長寿命核種の濃度

TABLE 1-43 は No.1 および No.2 ステーションの集塵器で採取した汚紙試料の  $\gamma$ 線測定結果である。試料は  $400^\circ\text{C}$  で灰化し、直径 11 cm, 高さ 1 cm の円筒状に成

TABLE 1-42 Concentration of  $^{137}\text{Cs}$  and  $^{90}\text{Sr}$  in air dust

Collection time		Concentration in air dust		$^{137}\text{Cs}/^{90}\text{Sr}$	
Date	Day	$^{137}\text{Cs}$ $10^{-15}\mu\text{Ci}/\text{ml}$	$^{90}\text{Sr}$ $10^{-15}\mu\text{Ci}/\text{ml}$		
1967	1.4~1.31	28	1.9	0.30	6.3
	2.1~2.28	28	5.1	2.4	2.1
	3.1~3.31	31	7.9	3.5	2.3
	4.1~4.30	30	6.4	2.9	2.2
	5.1~5.31	31	7.5	3.5	2.1
	6.1~6.30	30	4.1	1.8	2.3
	7.1~7.31	31	1.4	1.2	1.2
	8.1~8.31	31	2.5	0.66	3.8
	9.1~10.31	61	1.5	0.54	2.8
	11.1~11.30	30	1.1	0.53	2.1
	12.1~12.31	31	1.3	0.62	2.1
	1968	1.1~1.31	31	2.1	1.2
2.1~2.29		29	2.3	0.99	2.3

形して測定したものである。(片桐)

TABLE 1-43 Radioactivity in air dust ( $\times 10^{-15}\mu\text{Ci}/\text{ml}$ )

month	sampling site	nuclide	No.1 station			No.2 station				
			$^{95}\text{Zr}-^{95}\text{Nb}$	$^{137}\text{Cs}$	$^{103}\text{Ru}+^{106}\text{Ru}$	$^{95}\text{Zr}-^{95}\text{Nb}$	$^{137}\text{Cs}$	$^{103}\text{Ru}+^{106}\text{Ru}$		
1968	4		57.0	7.5	14.4	73.5	7.0	19.5		
			41.0	4.5	10.7	43.5	5.8	11.8		
			35.0	5.9	11.6	31.0	7.4	17.6		
			9.8	3.2	6.4	11.5	3.0	6.7		
			13.0	3.4	9.1	13.0	2.7	9.9		
			9.2	3.5	9.8	9.2	2.6	11.5		
			11.0	3.6	13.0	8.5	3.3	9.0		
			—	—	—	5.6	2.4	11.7		
			4.5	2.5	10.5	3.6	1.7	9.9		
		1969	1		9.2	2.6	12.0	7.5	1.7	12.0
					14.0	2.5	11.0	18.0	2.3	11.0
					31.0	3.6	17.0	23.0	3.1	16.0

1.6.5 気象観測

1968年度気象の観測は、東海研および大洗研とも順調におこなわれ、その観測データは障害解析あるいは原子力研究所内外の各関係機関に広く利用された。

(1) 観測

東海研：昨年同様風をおもに気温、気温差、日射量および夜間輻射量、雨量そして午前9時の定時地上気象観測が、定常業務として連続的におこなわれた。長期間使用の観測器が大部分なので定期的な測器修理のさい若干の欠測を生じた。また須和間ステーションにおける観測は1968年度はおこなっていない。

大洗研：新しい観測塔(高さ90m)が43年12月完成し、1968年度末に旧仮観測塔より測器を移動し取りつ

けた。観測は東海研と同様風をおもに気温、気温差、日射量・夜間輻射量、雨量の観測を定常業務として1回/週の定期巡回で管理しデータの集積をした。また測器のオーバーホールや故障等により若干の欠測が生じた。

(2) データ整理と月統計

データ整理は従来どおり東海研、大洗研ともに各要素について各時刻前10分間の平均値を読みとりIBM-7044で月ごとに処理し統計計算をおこなった。各要素についての統計項目とその内容や結果は近日中に東海研、大洗研ともに月ごとにまとめ、年報として報告される。

(大和田)

### 1.6.6 海洋観測と観測船の管理

#### (1) 海洋観測

今年度も41年度からひき続いておこなわれてきた海洋5ヵ年計画の一環としての海洋調査を、動力炉・核燃料開発事業団と共同で実施してきた。なお、調査項目は従来と変りない。

##### (a) 東海村沖の海況

調査方法は先年度と同じで、東海村沖16点の観測点について曳航式塩分計で測定した。調査は毎月実施することとしたが、天候などの都合で9、1、2、3月の4ヵ月は欠測した。また、観測を実施した月でも全点の観測ができたのは10月の1ヵ月にとどまった。

##### (b) 海流の調査

調査ではT・S II型流速計を使用する多層観測、多点観測、CM-2R型流速計をもちいる連続観測をおこなった。多層観測は7回実施し7回、5点同時観測は2回実施し2回、1週間連続観測は13回実施し9回それぞれ記録の取得に成功している。とくに、11月から12月にかけて15日間、また、1月に20日間の連続観測に成功した。

以上の結果については「海洋観測報告」(No. 20, 21)に報告してあるので参照されたい。(国谷)

#### (2) 観測船の管理

観測船「まつかぜ」は、1968年4月に20日間の工期

で推進軸の更新検査を受けたが、特に異常は認められなかった。また1968年9月には13日間の工期で上架底洗工と無線機の設計の変更工事をおこなった結果、船体関係で総体的に老朽化が見られる。1968年9月で耐用年数も過ぎたので、今後は特に充実した修理が必要である。なお次回の工事として、船の堪航性を保持するため上架底洗工事を6月に予定している。荒天時および平常においても、必要に応じて船の保守に当り、台風や発達した低気圧などの被害は受けなかった。また航行中における事故はまったくなかった。錨地用ロープの交換および錨の入れ換えは安全度を考慮して1回おこなった。1968年11月より久慈浜港内のしゅんせつが実施されたため、「まつかぜ」は港内にケイ留することが不可能となり、年度末は大洗を基地としたため海洋観測に若干の支障をきたした。

43年度中の「まつかぜ」の総出港日数は64日間であった。海洋観測の項目は次のとおりである。

- 1 海況調査、2 海流調査、3 環境試料採集、
- 4 濁度測定

平常業務としてのおもな作業は、船体、航海計器、主機械、ケイ留索、錨などの保持点検整備であった。本年度中に使用した燃料(軽油)の総使用量は約2300lであった。(黒須)



## 1.7 放射性廃棄物の処理および汚染の除去

### Radioactive Waste Treatment and Decontamination

Radioactive decontamination work in this year, 1968, increased 40~60% more than that of last year. Treatment work of radioactive liquid wastes was the same in quantity as last year.

However, treatment work of radioactive solid wastes showed a great increase as compared with that of last year. This reason depends on the overhaul and inspection of facilities in JRR-2 and in JPDR, and also on the radioactive solid wastes carried from Reprocessing Test Facility.

Radioactive solid wastes from the exteriors of JAERI, particularly from the Japan Radioisotope Association (J.R.A), increased markedly and the amount was more than 10% greater than that of JAERI proper, and its margin exceeded 10 millions yen in 1968.

An rearrangement of the systems of management and maintenance will be necessary next year because of the increase of work. Further, there remains many problems to be solved. They are complete equipments for treating liquid and solid wastes containing Pu which are discharged from Pu facilities, and treatment of RI contaminated carcasses from J.R.A and etc.

These problems should be solved in the near future by active studies.

#### 1.7.1 概 要

放射性汚染処理課における昭和43年度のルーチン業務中、汚染除去はおおむね42年度実績に対して40~60% (の増加) を示し、廃棄物処理は液体の前年なみに比し、固体は大幅に増加を示した。その原因は JRR-2, JPDR などの大型施設における大修理ないしは検査の影響のほか、再処理開発試験室におけるホットランよりの排出が目立つ。

このほか放同協などよりの委託による固体廃棄物を中心とした外部よりの搬入量も急増し、ついに43年度では所内分より10%も多くの廃棄物が処理された。これを反映して、委託を受けた業務の総額は、1,000万円を

こした。

次年度における課題は、再開試より発生するプルトニウムを含む廃液の処理施設が不備な状態であること、プルトニウム施設より出る低レベル固体の処理施設のないことなど、プルトニウム関係施設が弱体な点と動物処理能力が放同協の希望するところまでできないことなどであろう。これらについては検討の上、将来必要な対策をたてる必要があるであろう。

業務量の増加にともない、業務の管理体制の整備が必要となってきた。(町田)

#### 1.7.2 廃 棄 物 処 理

##### (1) 廃棄物の集荷状況

###### (a) 所内分

低レベル固体廃棄物の排出量は昨年実績を上回り、総計2万個を突破した。課室別排出量では、ホットラボが5,600個と増加が目立ち、JRR-2, JRR-3がこれに次いでいる。

また、放射性物質の危険度による分類中、第1類の核

種を含む固体廃棄物(おもにPu)の排出量が昨年度と比べて3倍に増加している。これは、おもに再処理開発試験施設が使用済燃料の再処理試験に入り、プルトニウムを含む廃棄物が一時的に排出されたためである。

低レベル廃液の搬入量は前年度より減少したが、中レベル廃液の搬入量は増加の傾向にある。中レベル廃液は主としてホットラボおよびRI製造工場から排出され、

TABLE 1-44 Statistics of discharged wastes (JAERI)

Year	Low-level liquid wastes		Medium-level liquid wastes			Low-level solid wastes					Number of high-level wastes
	Volume (m <sup>3</sup> )	Activity (mCi)	Volume (m <sup>3</sup> )	Activity (mCi)	Bottled volume (m <sup>3</sup> )	Number of combustible	Number of incombustible	Total	Number of others	Number of Pu solid wastes	
1967	1,333	251.4	369.1	37,495	1.35	3,363	11,208	14,571	1,491	381	319
1968	976	198.4	507.2	4,236	2.63	3,963	15,211	19,184	710	1,238	311

TABLE 1-45 Statistics of discharged wastes (JRIA)

Year	Solid wastes		Liquid wastes			Number of slurry (20 l)	Number of carcass (20 l)	Number of air filter	Total
	Number of combustible (200 l)	Number of incombustible (50 l)	Number of acidic aq. (20 l)	Number of alkaline aq. (20 l)	Number of organic chemicals (20 l)				
1967	606	952	125	41	137	124	355	211	2,551
1968	993	1,315	175	66	107	89	290	752	3,787

TABLE 1-46 Statistics of wastes discharged from other organizations

事業所の名称	低レベル固体廃棄物			中高レベル 固体 (個数)	液体廃棄物		
	可燃性固体 (個数)	不燃性固体 (個数)	その他 (個数)		低レベル廃液		瓶入り廃液 (l)
					(m <sup>3</sup> )	(mCi)	
動燃事業団(東海)	37	55	10				400
原子力発電K.K(東海)		(17.8)		24+(2.2)	279.2	251.3	800
第1化学薬品K.K	18	13			143.4	10.2	25
放射線医学研(東海)	19	2	1		25.6	0.3	
東京工業大学		4					
大阪大学	3		4				
合計	77	74+17.8 m <sup>3</sup>	15	24+2.2 m <sup>3</sup>	448.2	261.8	1,225

搬入実績の約80%をしめている。TABLE 1-44に固体廃棄物の搬入実績および廃液の搬入実績を示す。

#### (b) 所外分

TABLE 1-45, TABLE 1-46に放射性同位元素協会が集荷した実績および受託処理契約にもとづいて直接に集荷した事業所別搬入実績を示した。これら所外廃棄物の集荷で、とくに目立ったものは例年のとおり放同協の委託分が大部分をしめるが、このほかに原子力発電 K.K 東海発電所から洗剤などを含む低レベル廃液が大量に排出され、昨年度の搬入実績を大きく上回ったことである。

### (2) 廃棄物の処理状況

#### (a) 所内廃棄物の処理

焼却炉は、前年度に引き続き年度前半の4月～6月中旬まで炉内ロストルの改修工事などをおこなったため運転は中止した。可燃性固体は、中止期間中を除き焼却処理を施した。不燃性固体および使用済フィルターの汚材についてはプレス処理をおこなったが、フィルターの木枠は焼却処分した。

一方、異形の低レベル廃棄物、フィルター類、プルト

ニウムを含む固体廃棄物が未処理のまま格納庫にストックされている。これらは次年度から重点的に処分する予定である。

本年度における放射性廃液の処理は、低レベル、中レベルとも蒸発濃縮をおこない、TABLE 1-47に示すとおり総処理量1,711 m<sup>3</sup>に対し、濃縮液は5.8 m<sup>3</sup>となった。したがって、約1/300に減容されたことになる。なお、これらの固化に要したドラム缶は53本で、これは昨年度実績と変わらない。本年度における廃液の処理で特記すべきことは、中レベル廃液の処理量が低レベル廃液の処理量よりも上回ったことである。

#### (b) 所外廃棄物の処理

日本放射性同位元素協会関係廃棄物の前年度処理契約分(合計3,091本)は、本年度4月より臨時作業員を動員し、集中的な処理作業を実施してきたが、10月下旬にその処理を完了した。なお、本年度分として44年1月30日付、処理契約が締結され、2月中旬から処理作業を開始した。本年度では、可燃物、不燃物、動物屍体の一部および酸、塩基、有機の一部の処理をおこなったが、処理契約数量の大部分は次年度で引き続き実施すること

TABLE 1-47 Treated wastes (JAERI)

Period	low-level solid wastes				liquid wastes			Number of medium and high-level wastes
	Number of combustible	Number of incombustible	Number of others	Number of drums	low-level wastes (m <sup>3</sup> )	Medium-level wastes (m <sup>3</sup> )	Number of drums for canning	
Apr.~Jun.	37	3,580	154	118	226.1	79.5	18	96
Jul.~Sep.	2,074	3,633	202	177	170.5	182.5	—	48
Oct.~Dec.	1,433	2,595	205	108	214.9	353.7	14	124
Jan.~Mar.	758	4,504	36	124	209.0	274.8	21 (14)	43
Total	4,302	14,312	597	527	820.5	890.5	53(200 l) 14( 50 l)	311

TABLE 1-48 Treated wastes (other organizations)

事業所の名称	固 体 廃 棄 物				液 体 廃 棄 物					
	可燃性 (個数)	不 燃 性 (個 数)	フィルタ-、動物 (個数)	中高レベル固体廃棄物 (個数)	低レベル廃液 (m <sup>3</sup> )	瓶入り酸、塩基 (本数)	瓶入り有機機 (本数)	瓶 入 り スラリ- (本数)	固体処理済ドラム缶(本数)	液体処理済ドラム缶(本数)
放射性同位元素協会	1,370	2,148	260	10	12.1	496	173	79	659	39
動燃事業団(東海)	37	55	10							
原子力発電(株)(東海)		17.8 m <sup>3</sup>		2.2 m <sup>3</sup> +24	279.2				41	
第1化学薬品(株)	18	13			143.4					
放射線医学総合研	19	2	1		25.6					
東京工業大学		4								
大阪大学	3		4							
合計	1,447	2,222+17.8 m <sup>3</sup>	275	2.2 m <sup>3</sup> +34	460.3	496	173	79	700	39

となった。日本放射性同位元素協会関係廃棄物の本年度処理契約数量は次に示すとおりである。

- 可燃性固体 (200 l ドラム缶入) 1,100 本
- 不燃性固体 ( 50 l ドラム缶入) 1,700 本
- フィルター 400 個
- 動物 ( 20 l 陶ビン入) 150 本
- 酸性廃液 ( 20 l ポリビン入) } 340 本
- 塩基性廃液 ( 20 l ポリビン入) }
- 有機性廃液 ( 20 l 陶ビン入) 270 本
- スラリ- ( 20 l 陶ビン入) 250 本

このほか、日本原子力研究所東海研究所周辺の事業所の廃棄物の処理、ならびに大阪大学、東京工業大学の固体廃棄物の処理作業を実施した。(TABLE 1-48 参照)

(3) 廃棄施設の増設および処理装置の改修

(a) 低レベルドラム缶保管廃棄施設

本年度は2基の増設をおこなった。この廃棄施設1基は17m×4m×4m(深さ)の鉄筋コンクリートピットであり、既設のものより1m深くつくり、1基の収納容量を増大させた。この施設には、200 l ドラム缶1,455本、50 l ドラム缶30本、500 l ドラム缶3本の処理済ドラム缶および異形の固体廃棄物346個を2月上旬に収納し、3月31日に完成した。

(b) B型、D型保管廃棄施設

グレーブヤード北側には、中高レベル固体廃棄物を保

管貯蔵するB型保管廃棄孔20本の増設ならびに大型汚染機器などを格納する地上ピット2基の増設をおこなった。これらは、いずれも既設のものと同一型式のもので、3月31日に竣工した。

(c) 固体処理施設の汚染検査室

固体処理施設の一部は野外であるため、放射線管理上問題があり、汚染検査室を圧搾処理施設に隣接して設置した。検査室内はコールド室(作業員控室)、更衣室、シャワー、浴室からなり身体の汚染チェックが完全におこなえるようになった。

(d) 処理施設の改修工事

本年度おこなったおもな改修工事は、焼却炉のロストルの改良、動物屍体を焼却するための搬送装置およびスプレー冷却器のノズル改造工事を実施した。この詳細については、保健物理安全管理部の活動(No.10)2.5.4動物搬入装置の改造の項を参照されたい。なお、焼却炉灰取出口ホッパーの改良、スプレー冷却器およびドレーンタンクの補修、排ガスダクトの改修、布フィルターおよびクーラーの補修工事を実施するにあたり、仕様の検討と設計をおこない、年度内に発注し、工事は次年度に持ち越された。

そのほか、中レベル廃液貯槽(No.3)内面のライニングにき裂が生じたため、硬質塩化ビニールによる張り替え作業をおこなった。また、中レベルタンクと中レベル蒸発装置の接続配管の補修工事を実施した。(古平)

## 1.7.3 汚 染 除 去

## (1) 機器除染

本年度に実施した機器除染の件数および数量を TABLE 1-49 に示した。TABLE 1-50 は除染した機器の品目およびそれぞれの個数を示したものである。件数では、前年度を下まわったが、除染個数の上では、大幅な増加を示した。

本年度は、JRR-2 修復工事にとまなう遮蔽用鉛ブロック、鉄容器、破損燃料検出装置用重水流量計などの除染依頼が圧倒的に多く、件数では全体の 38%、個数では 75% を示している。また、大型重量物の依頼が増加し、3 トンクレーンを使用している作業は、全体の 50% にも達した。そして、最近の傾向として、機器装置などの改造のために工作工場や外注に出すものが増加し、全体の 39% に達し、持出基準値以下までのきびしい除染が要求されている。なお、除染をおこなった機器のうち、除染不能で廃棄となったものは、皆無であった。

特記事項としては、JRR-3 管理課から移送容器に収納されている重水フィルターエレメントの廃棄処分をおこなうための取り出し作業と移送容器の除染について依

TABLE 1-49 機器除染の年間統計

期 間	処理件数	処理数量	除 染	除染不能 廃 棄
第 1 四半期	15	142	142	0
第 2 四半期	16	112	112	0
第 3 四半期	9	53	53	0
第 4 四半期	18	297	297	0
合 計	58	604	604	0

頼を受け、除染ホールの高汚染物取扱用移動型ベンチレーションカバーなどを使用して実施した。(前沢)

## (2) 衣料除染

## (a) 防護被服等の除染(洗濯)

本年度は新たに 2 品目(作業用手袋、汚染除去用靴下)を追加、10 品目について除染(洗濯)をおこなった。その数量は 31,700 点であり、前年度より 60% 増加している。四半期ごとの処理の記録を TABLE 1-51 に示す。除染(洗濯)した衣料のうち除染不能廃棄は 0.2%、除染不完全で一時保管としたものは 3.7% で、回収率は 96.1% (前年度回収率 93%) であった。本年度設置した前モニター装置により除染前の汚染レベルによる分別が容易となり、除染後の回収率がいちじるしく向上している。

## (b) 衣料前モニターの設置

防護衣の汚染は放射性粉体によるものが大部分をしめるようになってきた。この放射性粉体で汚染した防護衣の除染は、除染された浮遊粒子による再汚染が多いことから、再汚染の防止および除去率向上のために、前モニターを設置し、前モニタリングをおこなうこととした。汚染の程度を次のように分別して、各汚染レベル専用の洗濯機で除染(洗濯)をおこなっている。

低レベル汚染 < 2,000 dpm/100 cm<sup>2</sup> (β・γ)

中レベル汚染 2,000~200,000 dpm/100 cm<sup>2</sup> ( " )

高レベル汚染 > 200,000 dpm/100 cm<sup>2</sup> ( " )

各汚染レベルごとの分別作業は、一方開放型フードの

TABLE 1-50 機 器 除 染 記 録

第 1 四半期	個	第 2 四半期	個	第 3 四半期	個	第 4 四半期	個
電離箱サーベイメータ	3	VD マニプレータ	3	FFD 用重水流量計	9	沃素サンプリング装置	10
化学実験台	3	イオンチェンバー	1	炉内照射キャスク	1	L 型鉛容器	6
低温引張テスト装置	1	工 具 類	20	遮蔽ブロック	1	RI 用真空クリーナ	1
クリーナ VC 301	1	ステンレス板	3	照射テスト用カプセル	1	FFD 用重水流量計	25
B 型鉛容器	13	ネ ジ 類	50	ベンチュリースクラバー	1	重水系圧力計	5
L 型鉛容器	2	グローブボックスA	1	TLG-1 部 品	3	テレパーム流量発振器	3
BL 型鉛容器	1	グローブボックスB	1	(主ガスフィルタ)		JRR-2 炉心、鉛遮蔽体	11
鉛ブロック	38	金属切断機	1	(排気用フィルタ)		JRR-2 炉心、鉛遮蔽体付	18
鉛ブロック用コンテナ	1	グローブボックスC	1	(精製用フィルタ)		属ブロック	
ダイヤモンドカッター切削	3	グローブボックスD	1	重水ポンプ	2	ドラム缶	2
油汚過装置		FFD 用重水流量計	25	工 具 類	25	イオン交換樹脂カートリッジ	1
L 型鉛容器	4	BL 型鉛容器	2			鉛ブロック	205
井戸型電離箱	1	ハンドリングキャスクホルダー受台	1			コンテナボックス	2
鉛ブロック、レンガ型	39	同上の摺具	1			大型トラック	1
鉛ブロック、クサビ型	32	炉内照射キャスク	1			マニプレータ爪	4
						TLG ホルダー軸	3

TABLE 1-51 衣料除染記録

分類	期間 処理	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	処理量	除染	保管	廃棄	処理量	除染	保管	廃棄	処理量	除染	保管	廃棄	処理量	除染	保管	廃棄
黄色実験衣		1,302	1,257	41	4	1,112	1,098	11	3	1,496	1,453	43	0	1,233	1,197	36	0	5,143	5,005	131	7
旧特殊作業衣(上)		87	86	1	0	33	33	0	0	33	32	1	0	5	5	0	0	158	156	2	0
”(下)		69	69	0	0	38	38	0	0	118	117	1	0	22	22	0	0	247	246	1	0
特殊作業衣		3,688	3,245	401	42	4,219	4,108	98	13	4,428	4,198	230	0	3,242	2,993	248	0	115,577	114,544	977	56
汚染除去用防護衣(上)		24	24	0	0	20	18	2	0	40	29	11	0	30	30	0	0	114	101	13	0
”(下)		45	45	0	0	25	22	3	0	109	93	16	0	37	37	0	0	216	197	19	0
特殊作業衣帽子		652	650	2	0	530	524	6	0	611	611	0	0	754	754	0	0	2,547	2,539	8	0
靴カバー(長靴型)		275	275	0	0	3	3	0	0	8	8	0	0	18	18	0	0	304	304	0	0
作業用手袋		0	0	0	0	20	20	0	0	230	229	1	0	140	137	3	0	390	386	4	0
汚染除去用靴下		231	231	0	0	1,233	1,230	3	0	3,765	3,759	6	0	1,775	1,774	1	0	7,004	6,994	10	0

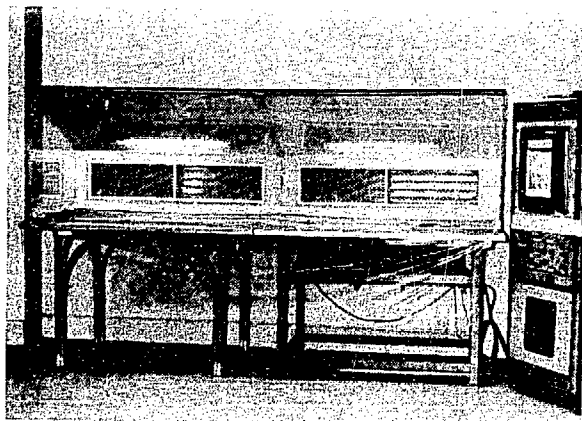


Fig. 1-33 View of cloth-monitor

中でおこなうようにし、作業者の内部被曝、汚染の拡大の防止をはかっている。このフードは風量 8300 CMH で、グラスウールフィルターおよび AEC フィルターをとおして排気される構造となっている。

主要構造部品

検出部；横窓型 GH 管 6 本 2 ユニット

窓厚 30 mg/cm<sup>2</sup> 30 mm 鉛シールド付

レートメータ；リニアレートメータユニット 2 台

電源；500~3000 V 連続可変

記録計；2 ペン記録計

モニター台；2,400×900×750 mm

一方開放型フード；10 mm 厚アクリル板製

(讃井)

(3) 皮膚除染

TABLE 1-52 に本年度調剤配布した皮膚除染剤の量を記した。前年度と同様大洗研究所にも配布した。(讃井)

TABLE 1-52 皮膚除染剤の配布量

薬品名	第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期	年間
酸化チタンペースト	3,700 g	1,880 g	1,900 g	2,000 g	9,480 g
液体洗剤	2,130 g	300 g	650 g	450 g	3,530 g

(4) 施設除染

本年度に実施した施設などの除染作業は、53 件であった。このうち、ホットラボに関するものが 39 件、施設の改装、修理にともなうものが 5 件、原子炉施設が 2 件、その他、実験室などの放射性物質取扱施設が 6 件、管理区域の解除にともなう除染が 1 件、となっている。

ホットラボに関する除染が、全体の 73.5% をしめたが、ついで、前年度と同様に、施設(設備)の考朽化による改装、修理などにともなう除染作業が、相変わらず目立っている。廃棄物処理場の焼却炉建家、および選別フード、冶金特研の真空熔解炉とその周辺、およびホット工作工場の除染などは、その例としてあげられるものである。

53 件の除染作業で、作業人員延 579 名、作業時間 449 時間、面積 3,511 m<sup>2</sup> (前年度 1,925 m<sup>2</sup>) となっており、とくに面積がいちじるしく増加したことは注目してよい。廃棄物としては、廃棄物容器(紙バケツ—固体不燃性) 2,570 個、大型廃棄物容器(ドラム缶—固体不燃性) 31 本であった。

なお、施設除染業務に関連して、JRR-2 修復、再処理・プルトニウム抽出装置の点検、廃棄物処理場・焼却炉の改修などに対し、コンプレッサーおよびエアラインスーツ、特殊真空掃除機、特殊集塵排風装置などの貸出しと運転を実施し、支援した。(穴沢)

## 2. 管理技術

---

Radiation and Operational Safety Technique

## 2.1 施設内放射線管理

### Radiation Control in Nuclear Facilities

In order to develop the monitoring technique for effective radiation monitoring, especially, for air monitoring, the followings were carried out.

(1) To improve the performance characteristics of charcoal cartridge (CHC-50) and filter paper (CP-20) for iodine monitoring and also of charcoal absorbers of protective mask, the charcoal bed and filter paper impregnated with TEDA or  $\text{SnI}_2$  were tested using airborne iodine released from the Radioiodine Production Facility and the Fuel Reprocessing Test Plant. The results showed that impregnated charcoal was superior to the other.

(2) Performance of the cartridges for full face mask was tested for removing tritium vapor, and domestic cartridges were shown to be effective for the work of the short period in the tritium contaminated air.

(3) Particle size distribution, property and dispersion factor of air-borne fission products produced during the cutting of irradiated fuels in the cave of the Hot Laboratory were examined by the improved autoradiography and cascade impactor technique.

(4) Surface contamination density was analysed in the chemical laboratories such as the Hot Laboratory and the Radioisotope Production Plant, and the distribution function was shown to be consistent with the Rosin-Rammler function rather than the log-normal one.

(5) Radiation monitoring system of the  $\alpha$ - $\gamma$  cave and the Critical Assembly of the advanced thermal reactor to be constructed in the Ōarai Site of the Power and Nuclear Fuel Corporation was planned.

#### 2.1.1 概要

現場の放射線管理に必要な技術開発をおこなうとともに、管理データを解析評価することは、放射性物質の取り扱い量の増大、施設の大型化にともなって要求される管理の評価精度の向上ならびに管理の効率化に貢献するものである。空気汚染モニタリング技術の開発ならびに内部被曝防護に関する実験解析および動燃団からの受託業務として実施した施設のモニタリング方式の検討立案について概要を述べる。

##### 1) ヨウ素など揮発性の放射性物質のモニタリングおよび防護技術

ヨウ素のモニタリングおよび防護のため、活性炭濾紙 (CP-20)、活性炭カートリッジ (CHC-50) および防護マスク用吸収缶の性能向上を目的として、TEDA、 $\text{SnI}_2$  等を添着した活性炭濾紙および活性炭ベットの捕集性能を RI 棟および燃料再処理施設から排出されるヨウ素を用いて実施した。後者からの排気には  $\text{NO}_2$

#### 要

などの反応性ガスを多量に含んでいるが、いずれの場合においても添着した活性炭濾紙および活性炭ベットは添着しないものに比して捕集効率、脱離性能の点ですぐれていることがわかった。

##### 2) トリチウム水蒸気に関する管理技術

トリチウム水蒸気に対する市販の防護マスク用吸収缶およびその他の種々の吸収剤について、その除去性能を実験的に調べた。その結果  $100 \text{ (MPC)}_a$  のトリチウム汚染雰囲気において市販の吸収缶では 20~30 分間の作業が可能であることがわかった。

##### 3) 放射性粒子の性状調査

粒子の性状および粒度分布の測定法の調査は、吸入による内部被曝評価に重要なものである。

a) ミクロオートラジオグラフィの技術を用いて、FP 核種に対する黒化径と放射能の関係を調べ、その結果を用いて放射性粒子の放射能分布、粒度分布の測定が

可能になった。

b) 燃料切断中に発生する放射性粒子，研磨中の放射性粒子の粒子径をカスケードインパクト (Caseller 製，UNICO 製) を用いて測定し，核種により粒子径が異なり，粒子径は  $0.01 \sim 10 \mu$  に分布することがわかった。インパクトの各段に付着するウランおよび FP 粒子の粒径分布を正確に求めるために天然ウランで試験する実験準備をおこなった。

4)  $\alpha$ - $\gamma$  ケーブ，高速実験炉 (FBR)，重水臨界実験装置 (DCA) の建設にともなう放射線管理技術

$\alpha$ - $\gamma$  ケーブおよび重水臨界実験装置の建設にともなう放射線管理方式の検討をおこなうとともに，放射線

モニタ ( $\alpha$ - $\gamma$  ケーブは 43 年度分) の仕様書の作成をおこない，動燃団の発注に立合った。また高速実験炉 (FBR) については，放射線管理施設の検討をおこなった。

5) 管理データの解析と基準の立案

a) 表面汚染についてホットラボ，RI 棟など化学系管理区域の管理データを解析し，その分布関数を求めたところ Log-normal 分布よりも Rosin-Rammler 関数によく適合することが認められた。

b) 放射性の傷汚染に対する処置の基準，管理区域内で使用された物品の処分の基準の立案，および管理方式を検討，立案した。(吉田)

### 2.1.2 放射線作業場における表面汚染度の分布則

放射線作業場において定期的に採取された表面汚染度データを解析するにあたって，表面汚染度，およびその広がりを変換する方法を得る目的で，その支配する分布則について考察した。

空気汚染体としての放射性塵埃の粒子サイズ，空気中の放射能濃度，および空間線量率が対数正規分布則に従うことはよく知られた事実であるが，表面汚染度の分布則についての報告は見当たらない。ここでは，表面汚染度

データの分布を表現する分布則として，対数正規分布則と Rosin-Rammler 分布則\*の適合性を調べた。

考察の対象とした表面汚染度データは，ホットラボ，ラジオアイソトープ製造棟および放射化学実験室から得られたものである。汚染体は主として，ホットラボの場合には，FP を含む粉体であり，ラジオアイソトープ製造棟および化学実験室では，放射性のアイソトープを含む溶液の乾固したもの，または粉体であった。

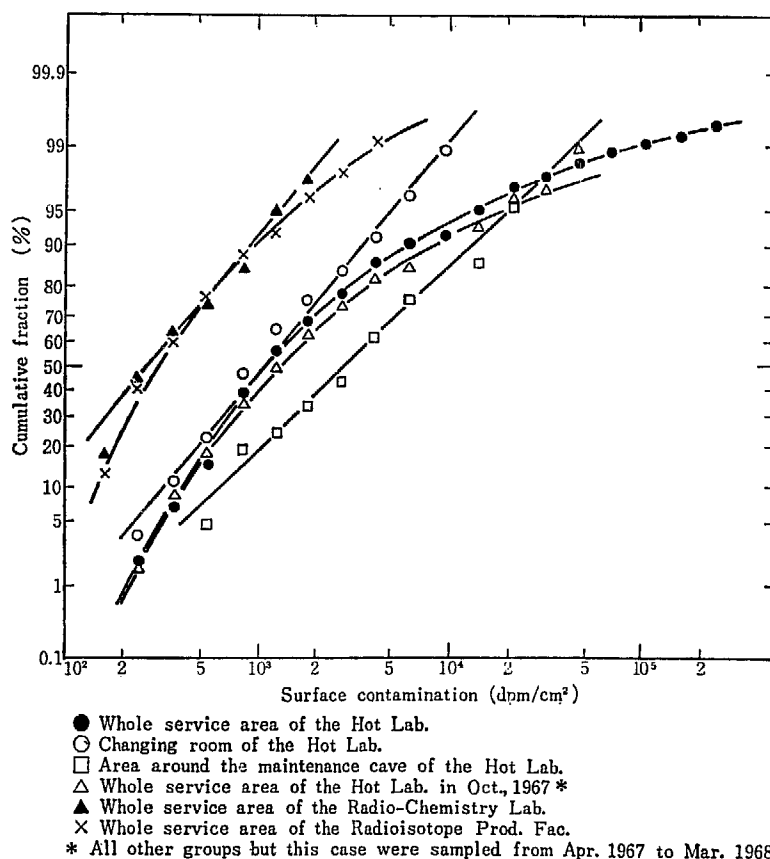


Fig. 2-1 Plots of surface contamination data on logarithmic probability paper

\* Rosin-Rammler 分布則の累積分布式は  $R(\%) = 100 \exp\{- (D/D_e)^n\}$  と表わされる。ここで  $D_e$  は粒度特性数と呼ばれ， $R=36.8\%$  のときの  $D$  の値である。また  $n$  は分布定数と呼ばれるもので，分布の形または広がりをも定める因子である。この分布式を特性づける定数は  $D_e$  および  $n$  である。



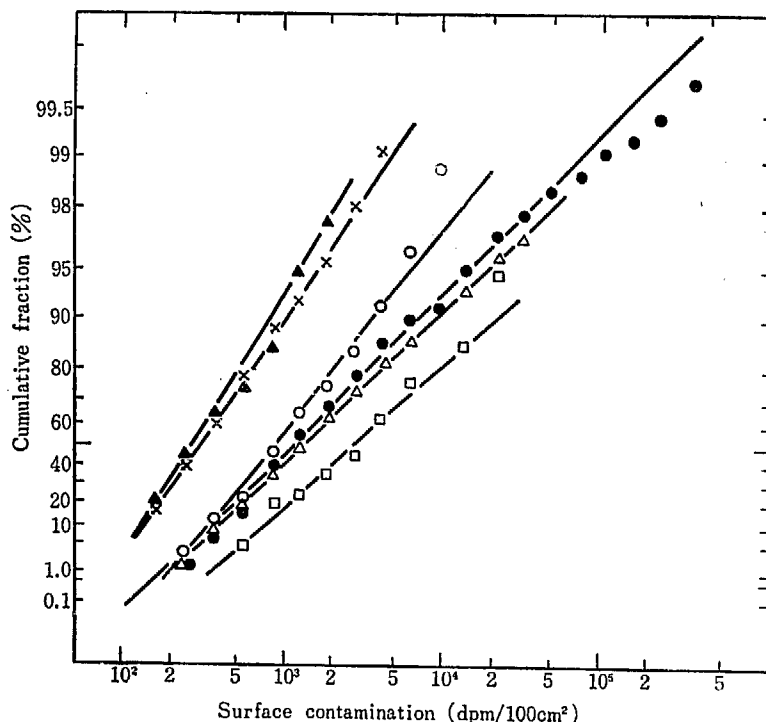


Fig. 2-2 Plots of surface contamination data on Rosin-Rammler chart.  
Notation in this graph is the same as those in Fig. 2-1

これらの施設で得られた表面汚染度データのうち、 $200 \text{ dpm}/100 \text{ cm}^2$  以上のものについて対数確率紙および Rosin-Rammler 確率紙にプロットした。結果を Fig. 2-1 および Fig. 2-2 に示す。グラフの横軸に表面汚染度 ( $\text{dpm}/100 \text{ cm}^2$ ) をとり、縦軸にそれらの累積パーセント (%) をとった。縦軸は、指定された値以下の汚染度の

生じる割合を意味している。分布則への適合性は、それぞれの確率紙においてプロットが直線となる時、データがその分布則に従うことになるが、Fig. 2-1 および Fig. 2-2 の例だけでなく、これ以外の多くの表面汚染度のデータは、大部分が Rosin-Rammler 分布則に従うことを示した。(松井)

### 2.1.3 オートラジオグラフィによる $\beta$ 線放射粒子の測定法

オートラジオグラフィによって、 $\beta$  放射粒子の放射能分布および粒度分布を測定する方法を検討した。乾板として原子核乾板 (Fuji ET-2E) と X 線フィルム (サクラ R) を用いて、それらの  $\beta$  線による黒化特性、現像条件の黒化径に与える影響、および線源と乾板との間の隔離層の黒化径に与える影響を調べ、放射線管理へ適用するための問題点を考察した。

乾板の黒化特性を調べるために、ホットラボの塵埃から拾い出した FP を含む  $25 \sim 170 \mu$  の粒子を用いた。現像は、 $20^\circ\text{C}$ 、3 分間でおこない、黒化径は、光学顕微鏡の約 60 倍で測定した。

(1) 放射能 ( $A$ ) と曝射時間 ( $t$ ) との積  $At$  を変数として黒化径  $D$  との関係を両対数用紙にプロットすると、すべてのプロットは、 $A$  および  $t$  に無関係に 1 本の直線上に乗る。Fig. 2-3 は、原子核乾板および X 線フィルムの  $D-At$  関係を示したものである。これらの関数形は、

$$\log D = \alpha \log (At) + \log K \quad (1)$$

と表わされる。定数  $\alpha$  は、直線の勾配であるが、物理的には単位曝射量に対して生じる黒化径の大きさを表わしている。また、定数  $K$  は、1 回の  $\beta$  崩壊によって生じる

黒化径の大きさを表わしている。

原子核乾板および X 線フィルムに対する定数 ( $\alpha, K$ ) は、それぞれ (0.37, 0.74), (0.48, 0.31) であった。使用する乾板に対して、一度、(1) 式の定数 ( $\alpha, K$ ) を求めておけば、適当な曝射時間によって黒化径の測定から粒子の放射能を算出することができる。

(2) 現像温度の黒化径に与える効果の実験からは、X 線フィルムの場合に温度  $1^\circ\text{C}$  の上昇に対して約 5% の径の増加を生じることがわかり、 $\pm 0.5^\circ\text{C}$  の実験誤差においては、それによって生じる黒化径の誤差は  $\pm 3\%$  と見積られた。

現像時間の黒化径に与える効果は、X 線フィルムの場合に 1 分間の増加に対して黒化径は 15% の増加を生じることが得られたが、0.1 分程度の実験誤差から生じる黒化径の誤差は 2% 以内と見積られた。

(3) 線源と乾板との間に挿入される隔離層は、エネルギーの弱い  $\beta$  線に対しては吸収効果が強く現われるが、FP のもつ比較的強い  $\beta$  線に対しては、隔離層の厚さは数 10 ミクロン (数  $10 \text{ mg}/\text{cm}^2$ ) までほとんど黒化径に対して影響を与えない。したがって実際のオートラジオグ

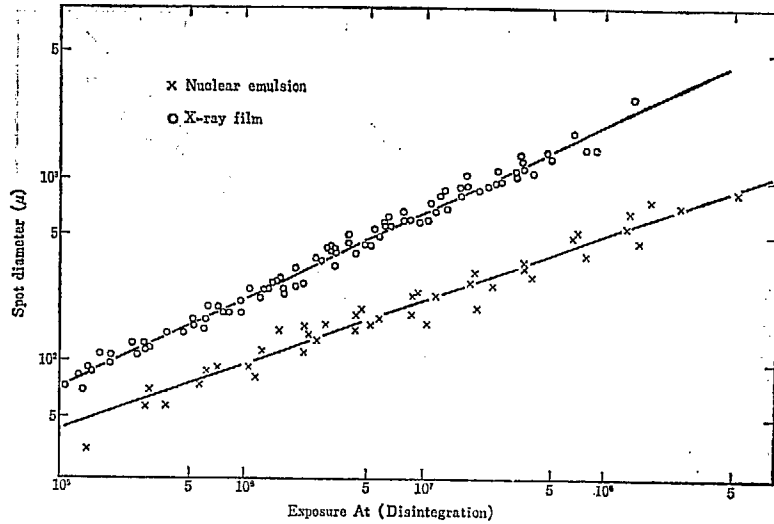


Fig. 2-3 Spot diameter versus exposure

ラフィにあたっては、隔離層に対してもかなりの余裕が 与えられることになる。(松井)

### 2.1.4 トリチウムに対する各種吸収缶の除去性能

トリチウムによって空気汚染を生ずる作業では、作業者の被曝防護手段として、一般的に防護衣、防護具の着用や作業時間の制限などがある。吸入による内部被曝の防護手段としては、全面マスクが用いられる。このマスクに装着する吸収缶にはアルカリ剤、活性炭を主剤とした直結式および隔離式のものがある。

ここでは、これらの吸収缶のトリチウムに対する除去性能試験をおこない、濃度と有効使用時間との関係を考

めて、マスクの着用基準を考察した。

各種の吸収缶に、一定濃度、一定流量のトリチウムを流入させて、吸収缶の流入濃度と透過濃度を電離箱で測定し、トリチウムに対する透過率を求めて、濃度と吸収缶の有効使用時間との関係を調べた。

Fig. 2-4 に各種吸収缶のトリチウムに対する透過率を示す。透過率は主剤容積によって変化する。大型吸収缶 (GM-51) と小型吸収缶 (GM-64) は容積比が 4.4 : 1 である。このために大型吸収缶はトリチウムに対する除去効果大きい。GM-64 吸収缶にシリカゲルを使用した

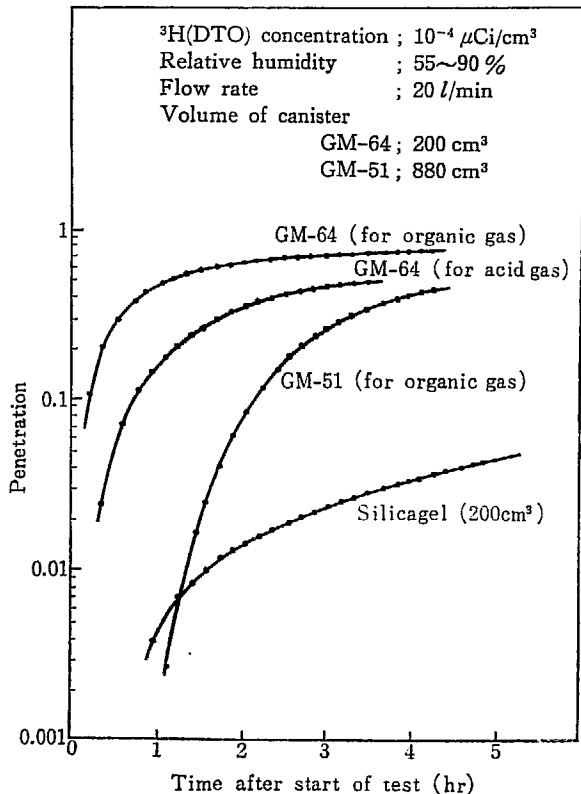


Fig. 2-4 Breakthrough curves of airborne tritium for the cartridge of a full face mask

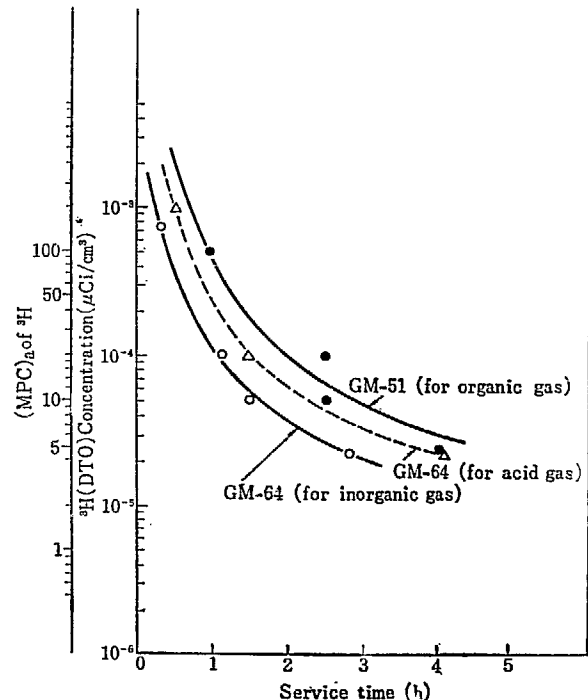


Fig. 2-5 Relation between <sup>3</sup>H(DTO) concentration and service time of the cartridge

場合は他の吸収剤と比較して、非常に透過率が低く、トリチウムに対する除去性能がすぐれているといえる。ただし吸収缶の主剤として使用できるか否かは今後検討を必要とする。

Fig. 2-5 にガスマスク用吸収缶の有効使用時間とトリチウム濃度との関係を示す。試算に当っては、ガスマスクに装着した際の接顔面からの漏洩や呼吸弁からの漏洩などがないものと考え、10 m rem の被曝を受けるまでの使用時間を有効使用時間として求めた。

以上の調査から次の結果を得た。

吸収缶を装着した全面マスクの有効使用時間は、

(1) 小型吸収缶 GM-64 は 10(MPC)<sub>a</sub> のとき 2 時間、

50(MPC)<sub>a</sub> のとき 1 時間、

(2) 大型吸収缶 GM-51 は 10(MPC)<sub>a</sub> のとき 3 時間、50(MPC)<sub>a</sub> のとき 1.5 時間

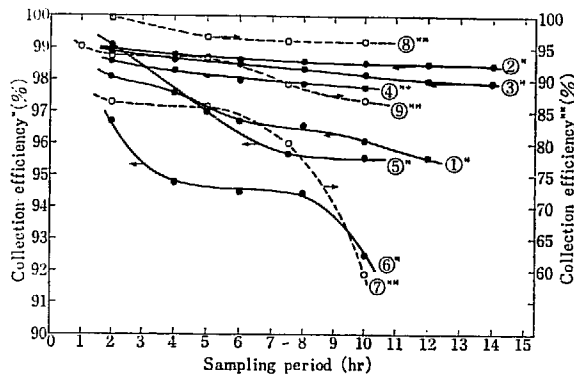
である。両吸収缶とも、トリチウムによる高濃度の空気汚染を生ずる作業、すなわち重水炉の修復作業などのようにあらためて計画された作業ではなく、ポンプルーム内作業のように重水漏洩をとまなう作業で漏洩量が多く応急的処置を施す必要がある作業には簡便な防護具として使用できる。100(MPC)<sub>a</sub> 以上の濃度のときは短時間ならば使用できるが、トリチウム水蒸気が皮膚から吸収されることを考慮すると、できるだけエアラインマスクを使用し全面マスクの使用はさけたほうがよい。(田村)

### 2.1.5 各種添着活性炭の放射性浮遊ヨウ素に対する除去性能の比較

放射性浮遊ヨウ素をモニタリングするための捕集剤としては、活性炭が最も効果的である。しかし、多数の報告で指摘されているように、活性炭の捕集効率は、浮遊ヨウ素の性状と雰囲気条件、特に相対湿度にいちじるしく依存することがわかっている。これらの依存性を改善する方法として、英国、米国および原研研究室では、活性炭に種々の化学物質を添着して吸着と化学反応との捕集機構を持たせた添着活性炭が開発されている。

ここでは、種々の添着活性炭の中から、効果があると報告されている TEDA, KI<sub>3</sub>, SnI<sub>2</sub> および KSCN 添着活性炭を選び、それらの捕集性能を、ヨウ素-131 製造、および燃料再処理運転中に排気系へ排出される放射性浮遊ヨウ素を用いて、調べた。

実験は、実際の雰囲気条件、特に相対湿度 60~85 % (24°C~26°C)、表面流速 8 cm/sec、活性炭カラムの厚さ 2~10 cm でおこない、捕集性能としてはカラムの厚さに対する捕集効率とサンプリング時間の関係を求めた。



\* collected at air exit of liquid waste disposal tank of iodine-131 production plant

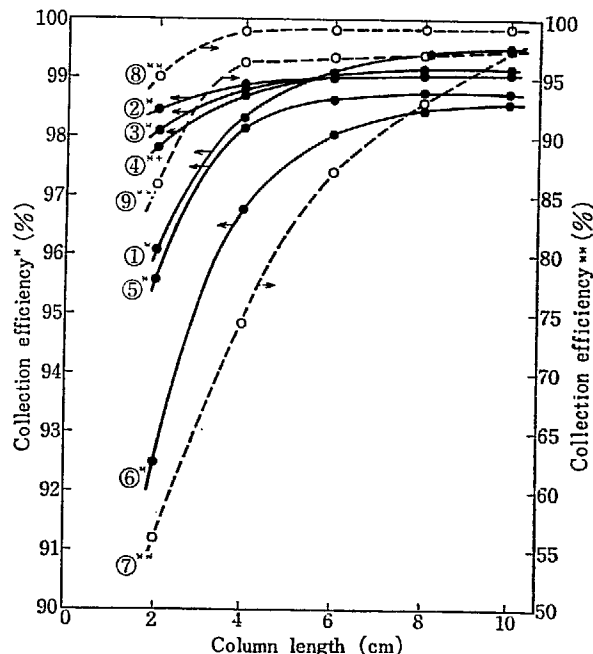
- ① HC-30, ② TEDA (10%) HC-30, ③ SnI<sub>2</sub> (1%) HC-30, ④ HC-30<sup>†</sup>, ⑤ KI (4%) + I<sub>2</sub> (6%) HC-30, ⑥ KSCN (6%) HC-30

† Relative humidity was reduced to the level of about 10% by dehumidifier before the cartridge

\*\* collected at exit of exhaust ventilation system of fuel reprocessing plant

- ⑦ HC-30, ⑧ SnI<sub>2</sub> (1%) HC-30, ⑨ TEDA (10%) HC-30

Fig. 2-6 Effect of sampling period on efficiency of various impregnated charcoals for collecting airborne radioiodine. Size of the cartridge; 50mmφ×20mm, Face velocity: 8 cm/sec, Concentration of iodine-131; (4~7) × 10<sup>-7</sup> μCi/cm<sup>3</sup>, Relative humidity; 60~85 % (24~26°C)



\* Iodine released from air exit liquid waste disposal tank of Iodine-131 Production Plant

- ① HC-30, ② TEDA (10%) HC-30, ③ SnI<sub>2</sub> (1%) HC-30, ④ HC-30<sup>†</sup>, ⑤ KI (%) + I<sub>2</sub> (6%) HC-30, ⑥ KSCN (10%) HC-30

† Relative humidity was reduced to the level of about 10% by dehumidifier before the cartridge

\*\* Iodine released from exit of exhaust ventilation system of Fuel Reprocessing Plant

- ⑦ HC-30, ⑧ SnI<sub>2</sub> (1%) HC-30, ⑨ TEDA (10%) HC-30

Fig. 2-7 Effect of thickness of the column on efficiency of various impregnated activated charcoal for collecting airborne radioiodine

その結果、添着活性炭の捕集性能について、次のような結論を得た。

1) ヨウ素-131 製造施設および燃料再処理施設から排出されるいずれの放射性浮遊ヨウ素に対しても、TEDA (10%)、および SnI<sub>2</sub> (1%) 添着活性炭の捕集性能は、添着活性炭のベースである活性炭 HC-30 に比していちじるしく改善される (Fig. 2-6)。

2) KI<sub>3</sub> 添着活性炭は、数時間のサンプリングであれば、TEDA、SnI<sub>2</sub> 添着活性炭と同様の捕集効率を有するが、長時間サンプリングでは添着効果がなくなる。(Fig. 2-6)。

3) KSCN 添着活性炭の捕集性能は、添着活性炭のベースである活性炭 HC-30 の性能より、むしろ悪い結果が

得られた (Fig. 2-6)。

4) 活性炭層を厚くしても捕集効率は、改善されない。TEDA、および SnI<sub>2</sub> 添着活性炭は、4 cm 厚さでじゅうぶんである (Fig. 2-7)。

5) 燃料再処理中に排出される NO, NO<sub>2</sub>, NH<sub>4</sub>NO<sub>3</sub> 等の反応性ガス、およびミストが試料空气中に多量に含まれ、長時間サンプリングする場合、それら反応性ガスが有機物である TEDA を分解し、TEDA 添着活性炭の添着効果を減少させる原因となる。このように雰囲気中に反応性ガスが存在する場合には、ガス濃度が希釈される位置でモニタリングするなどの考慮が必要となる。一方、SnI<sub>2</sub> は、無機物質であり、このような現象は顕著に現われない。(Fig. 2-6, Fig. 2-7) (成富)

## 2.2 管 理 計 測

### Instrumentation

In order to perform effectively the radiation monitoring in the controlled areas, monitors must operate stably without troubles. The most important point of instruments used in radiation protection is the stable-operation in long use, but, hitherto, many instruments were developed in the first consideration of efficiency or portability etc. At present, such characteristics of instruments have been improved to considerable good level, so we must to put emphasis of studies on long life of instruments. According to this sense, some developments of instruments and of measuring methods were carried out.

#### 2.2.1 概 要

管理技術という範疇は放射線管理遂行上生ずる諸問題のうち比較的短時間に処理できる技術開発をさしている。これらの内容は測定法に関するものや、測定器自体に関するものなど種々雑多なものであるが、共通していることは日常の管理業務をおこなっているかたわら時間をさいておこなわれた結果であるということである。科学技術革新時代といわれる現代は定常的な管理業務といえども日進月歩でなければならぬはずであり、かつその業務に従事する職員はその進歩に追隨してゆくだけの質の高さが要求されるわけである。このようなことは万人が認めている常識的な事柄であるわけだが、放射線施設の安全性確保に対する社会的要求といったものは年々きびしくなりつつあることを考えると、放射線管理要員は柔軟な頭脳と決断力をあわせもつことが最も必要であろう。計測器を開発するにしても、モニタリング方式といったものを考えた上でそれに合致する仕様のものを製作しなければならない。本節には管理業務遂行上解決されなければならないような諸問題で、その業務に従事している職員によっておこなわれた幾多の事柄について述べられている。

測定法に関するものでは、まず非常事故時線量評価方式の開発がある。この方式については各国とも同じような方式を採用しているが、実際同一線源を用いてお互い

に測定結果を比較し合い、自国の方式がどのようなレベルにあるかを確認するということが方式の開発にはぜひとも必要なことである。1968年7月幸いにもオークリッジ研究所のHPRRを利用する国際比較計画に参加することができた。われわれが所有している核分裂物質の種類が少なくないため諸外国のデータとまったく同一に比較し得ることができない場合もあるが、いくつかの創意により要求されてあった諸条件の測定は可能となり責務を果すことができた。後述するようかなりの精度で測定値は一致することが確かめられた。そのほか臨界事故警報装置設計の基礎となる検出応答性の解析や、放射能を検出器走査法によって測定する際に遭遇する計数率計の時定数と応答特性の関係等の解析がおこなわれた。これらのことは単に記述された問題に対してのみ利用できるのではなく、広い応用範囲を有している。

測定器関係では1.4節で述べられている趣旨に沿って試作されたサーベイメータや臨界警報装置その他モニター用部品等について述べられている。今後このような測定器自体の開発を専門におこなうようなグループが所内に必要となつてこよう。この際使用者の立場をじゅうぶん考慮した機器の開発がなされなければならない。

(立田)

#### 2.2.2 核暴走事故時の線量評価

核暴走事故時には、種々のエネルギーの中性子線、 $\gamma$ 線が放出されるのがふつうである。 $\gamma$ 線については、フィルム、ガラス線量計および熱ルミネッセンス線量計などにより、比較的簡単に評価されうるが、中性子線による被曝線量評価に際しては、エネルギースペクトルに関

する情報を必要とし、反応のしきい値エネルギーの異なる種々の物質とプラスチック、ガラスなどの絶縁物質を組み合わせた飛跡検出器や、金箔、硫黄などの放射化物質が利用される。1968年7月米国オークリッジ国立研究所において開催された「第5回、事故時の被曝線量評

価・相互比較研究」に参加し、これらの事故用測定素子を用いて実際の評価法の検討をおこなった。

1)  $\gamma$ 線測定素子としては、フィルム（富士、 $\gamma$ -III型フィルム、0.02~2000 R）、ガラス線量計（東芝、FD-P 8-3、0.03~10<sup>3</sup> R）、熱ルミネッセンス線量計（Harshaw Chemical Company TLD-700-Teflon、0.03~10<sup>4</sup> R）を用い、以下により線量を評価する。

$$\text{フィルム}; D_{\gamma} = \frac{1}{1.15} \left\{ [\text{Sn/Pb}] - 1.2 D_{\text{th}} + \frac{1}{20}([\text{Al}] - [\text{Sn}]) + \frac{1}{4}([\text{PI-III}] - [\text{Al}]) \right\}$$

ここで  $D_{\text{th}}$  はフィルムバッジの Cd/Sn, Sn/Pb フィルターを用いて評価された熱中性子線量 (rad) で  $\frac{1}{4.1}([\text{Cd/Pb}] - [\text{Sn/Pb}])$  である。

$$\text{ガラス線量計}; D_{\gamma} = [\text{Cd/Pb}] - 4.7 D_{\text{th}}$$

ここで  $D_{\text{th}}$  は2個ガラス線量計を Cd, Sn フィルターでおおい、それぞれの感度差より得られる熱中性子線量で  $0.14([\text{Cd}] - [\text{Sn}])$  である。

$$\text{熱ルミネッセンス線量計}; D_{\gamma} = 2.5 \times 10^{-10} A,$$

ここで  $A$  は 2°C/sec の加熱率で Glow Curve の波高値を測定して得られた電流値である。

2) 中性子測定素子としては、従来より防護隊員の IV 型バジケースに挿入されている金箔、硫黄などのほかにウラン箔とガラス線量計を組み合わせた飛跡検出器および <sup>232</sup>Th をガラス中に均質に dope した飛跡検出器を用いて評価する。問題となる中性子線のエネルギースペクトルは、マックスウェル分布の熱中性子、0.5 eV ~ 0.5 MeV の 1/E 領域の中速中性子および <sup>235</sup>U の pure fission の3成分と仮定する。

熱中性子線量は、両面および人体側のみを Cd でおおった金箔 (1 cm<sup>2</sup>, 250 mg) により評価する。この金箔を用いた場合の表面吸収線量  $D_{\text{th}}(\text{s. d})$  および第1次衝突線量  $D_{\text{th}}(\text{f. c. d})$  はそれぞれ次式により評価される。

$$D_{\text{th}}(\text{s. d}) = 3.47 \times 10^{-10} N_{\text{th}}$$

$$D_{\text{th}}(\text{f. c. d}) = 2.2 \times 10^{-11} N_{\text{th}}$$

ここで  $N_{\text{th}}$  は、線量計測課所有の GM 自動試料交換測定装置を用いて金箔を測定することにより得られた減衰を補正した熱中性子束で、 $3.44 \times 10^5 [(cpm)_{\text{sn}} - (cpm)_{\text{ca}}]$  である。

中速中性子線量は、人体による中速中性子の反射率がこのエネルギー範囲でほぼ一定であることおよび単位中性子流量当りの吸収線量もまたほぼ同様であることを利用して、金箔および天然ウラン (U-nat) を用いた飛跡

検出器により評価する。

$$\text{金箔}; D_{\text{in}}(\text{s. d}) = 7.0 \times 10^{-10} N_{\text{in}},$$

$$D_{\text{in}}(\text{f. c. d}) = 1.88 \times 10^{-10} N_{\text{in}},$$

ここで  $N_{\text{in}}$  は高速中性子速による寄与分を補正した中速中性子速で、 $6.9 \times 10^5 [(cpm)_{\text{sn}} - (cpm)_{\text{ca}}] - N_{\text{th}}$  である。

飛跡検出器 (U-nat) を用いた場合の中速中性子束  $N_{\text{in}}$  は  $1.43 \times 10^5 [(Pits/cm^2)_A - (Pits/cm^2)_B] - N_{\text{th}}$  で与えられ、 $(Pits/cm^2)_A$  は、人体側のみが Sn で、その他の部分は Cd でおおわれた飛跡検出器の単位面積当りの飛跡数を表わし、 $(Pits/cm^2)_A - 4.16 \times 10^{-6} N_{\text{f}}(\text{Th})$  により高速中性子線による寄与分を補正した値である。 $N_{\text{f}}(\text{Th})$  は、後述の Th を dope した飛跡検出器によって与えられる高速中性子束で、 $1.63 \times 10^6 (Pits/cm^2)_{\text{th}}$  である。 $(Pits/cm^2)_B$  は全面 Cd でおおわれた場合の単位面積当りの飛跡数である。

飛跡検出器として用いたガラスは、60°C の NaOH 25% 溶液に 60 分エッチングし、250 倍の顕微鏡を用いて飛跡計数をおこなう。

高速中性子線量は、硫黄 (0.5 g 錠剤) およびしきい値エネルギー 1.5 MeV である <sup>232</sup>Th をガラスに dope した飛跡検出器を用いて評価する。

$$\text{硫黄}; D_{E>2.5\text{MeV}}(\text{s. d}) = 4.94 \times 10^{-9} N_{\text{f}}(\text{s})$$

$$D_{E>2.5\text{MeV}}(\text{f. c. d}) = 3.83 \times 10^{-9} N_{\text{f}}(\text{s})$$

ここで  $N_{\text{f}}(\text{s})$  は、硫黄の放射化によって生じた <sup>32</sup>P の放射化量を測定することにより得られた高速中性子数  $n/cm^2$  である。

飛跡検出器 (Th);

$$D_{E<2.5\text{MeV}}(\text{s. d}) = 3.33 \times 10^{-9} \times 1.34 N_{\text{f}}(\text{Th})$$

$$D_{E<2.5\text{MeV}}(\text{f. c. d}) = 2.33 \times 10^{-9} \times 1.34 N_{\text{f}}(\text{Th})$$

ここで  $N_{\text{f}}(\text{Th})$  は <sup>232</sup>Th を dope したガラスの飛跡数を計数することにより得られた高速中性子である。

3) 測定例

従来より、Pu-Be 中性子線源、VDG, JRR-1 Thermal Column などを利用して、個々の測定素子についての線量評価法の検討は実施していたが、オークリッジの保健物理研究炉 (HPRR) を用いて、総合的に評価法の検討を実施するとともに、米、英、仏の9研究機関の評価結果と比較する機会を得たので、1例として TABLE 2-1 に Phantom 上で得られた評価結果を示す。表中 Burst I は、遮蔽体なし、Burst II は 23 cm Lucite 遮蔽、Burst III は 13 cm 鉄板遮蔽を示す。(斎藤)

### 2.2.3 GM サーベイメータ SM-150 の特性

窒息防止型 GM サーベイメータ SM-150 型は現在主力となっている GM-102 型 GM サーベイメータが旧式化したので、これにかわるものとして試作をおこなっ

た。この設計に当たって注意をはらったのは以下のような点である。

a) メータを見やすくした。プローブを本体内に収納し

TABLE 2-1 List of the results of each laboratory

Burst yield Distance and shielding	I		II		III										
	6.35×10 <sup>16</sup>		5.4×10 <sup>16</sup>		7.1×10 <sup>16</sup>										
	4 m	No	5.3 m	Yes	4.9 m	No									
Facing	Forward						Forward-Left								
	Dose (rad)		Activity of <sup>24</sup> Na		Facing	Shielding	Dose (rad)		Activity of <sup>24</sup> Na		Facing	Shielding	Dose (rad)		Activity of <sup>24</sup> Na
Neutron	Gamma	Neutron	Gamma	Neutron			Gamma	Neutron	Gamma	Neutron			Gamma	Neutron	Gamma
LASL	180 240	48	45° & Left Forward	Yes Yes	30*1 (16*2) 39	16	0.87×10 <sup>-4</sup>	1.4×10 <sup>-4</sup>	45° Left or Right	No	34*1 (23*3) 43	27	0.71×10 <sup>-4</sup>	1.1×10 <sup>-4</sup>	
LRL	180 160	122	Forward	Yes	21	18 F 7.8R	0.86×10 <sup>-4</sup>	1.4×10 <sup>-4</sup>	Forward	No	27	23F 13R	0.88×10 <sup>-4</sup>	1.4×10 <sup>-4</sup>	
K-25	181	54	Forward	Yes	22	8 F 6 R	0.81×10 <sup>-4</sup>	1.3×10 <sup>-4</sup>	Forward	Yes ?	28	12F 7R	0.92×10 <sup>-4</sup>	1.4×10 <sup>-4</sup>	
ORNL-1	155 165**	60	Forward & Left		22	14 F 5 R	0.77×10 <sup>-4</sup>	1.22×10 <sup>-4</sup>	Forward		27	20F 10R	0.95×10 <sup>-4</sup>	1.48×10 <sup>-4</sup>	
ORNL-2			Forward	Yes	17	13				Yes	20F 8R	20F 10R			
SRL	145*5 132*6	69	Forward & Left	Yes	35 25**	14	0.98×10 <sup>-4</sup>	1.54×10 <sup>-4</sup>							
Y-12	216	59													
U. K.				No	30				Forward & Right	No ?	15				
JAERI	190	63			18	9					20	16			

\*1 <sup>24</sup>Na と hair (<sup>32</sup>P) から結果をだす。  
 \*2 Shielding が No ならば30→16に訂正する。  
 \*3 訂正理由 不明  
 \*4 <sup>24</sup>Na の結果から  
 \*5 First collision dose  
 \*6 5 cm (深さ) における値

F: Front R: Rear

メータを大型化 (75×100 mm) し、さらにハンドルを後方へ取付けた。

- b) 持ちやすくした。SM-102 型ではハンドルと本体との間隔がせまく、またネジ、スプリングなどの突起物があるため持ちにくかったが SM-150 型ではこれらをなくしハンドルの位置を高くした。ハンドルの取付けは支持点を重心近くに持ってゆきバランスがとれるようにした。
- c) 音声回路を付加した。GM 管の計数ごとにパルス音がスピーカから出るようにした。これによって測定時に目による判断だけでなく耳によって直感的に判断することができるようになった。
- d) 電池の寿命を長くした。UM-1 乾電池を 4 個使用し寿命を連続で 100 時間とした。
- e) リセットボタンを付けた。測定時にふりきれた場合リセットによって早く次のレンジの測定にうつれる。
- f) 500 mR/hr 測定レンジをつけた。パルス型窒息防止増幅器を取付けることによる対数近似の目盛りで 500 mR/hr までの測定ができるようにした。
- g) プローブは SM-102 型と同じものを用い保守、点検の規格統一をはかった。

以上のような点を考慮して設計した結果サーベイメータの全重量は 2.5 kgr となり少々重くなっている (SM-102 型は 1.8 kgr) けれどもハンドルの位置を工夫することによってそれほど重量を感じさせない。また本体およびプローブは防水できるようにパッキングをはさんである。

なおスパイラルコードは BNC コネクタ側での断線が多かったので保護するためにスプリングを取付けてケー

ブル取付位置のむりなたわみをゆるめた。

TABLE 2-2 に SM-150 型 GM サーベイメータの規格、Fig. 2-8 にこの回路図を示す。

TABLE 2-2 SM-150 型 GM サーベイメータ規格

検出器	
a)	GM 管; ハロゲンクエンチング端窓型, 東芝製 M-2319, 窓面積 2.54 cm <sup>2</sup> , 窓厚 3.5 mg/cm <sup>2</sup> .
b)	プローブ; アルミニウム製, 外径 30 mmφ, 厚さ 1.5 mm, 全長約 25 cm. 全重量 400 gr (GM 管つき) 接続 BNC (J) 及びスパイラルコード.
回路方式	
a)	パルス増幅器; トランジスタ 4 石 (原研指定回路). ゲイン調整付, 終段エミッタホロウ出力, 最大ゲイン約 300 倍.
b)	レートメータ; トランジスタ 2 石, 直線目盛でフルスケール 0.1 mR/hr (4×10 <sup>2</sup> cpm), 1 mR/hr (4×10 <sup>3</sup> cpm) 10 mR/hr (4.7×10 <sup>4</sup> cpm), 対数近似目盛でフルスケール 500 mR/hr (4.7×10 <sup>5</sup> cpm) の 4 レンジ, リセットスイッチ付
c)	時定数; 0.1 mR/hr レンジ 12 秒, 1 mR/hr レンジ 6 秒, 10 mR/hr 及び 500 mR/hr レンジで 3 秒
d)	メータ; 50 μA, 2.5 級, 0~1 までの直線目盛, 0~5 まで対数近似目盛, 25 μA の位置に battery check の赤印をつける.
e)	主スイッチモード; OFF, BAT, 500, 10, 1, 0.1
f)	音声回路; トランジスタ 2 石による変形ワンショットマルチバイブレータ, 3.5 cm スピーカ出力.
電源	
a)	低圧電源; UM-1 型乾電池 4 個を直列接続とし 500Ω 巻線型可変抵抗によって 4.5V に調整する.
b)	高圧電源; トランジスタ 1 石発振, 倍圧整流方式, 定電圧放電管 VR-700 SM による安定化高圧.
重量, 校正等	
a)	重量; 全重量 2.5 kg, (本体電池なし 1.75 kg, 乾電池 UM-1, 4 個 350g, プローブ 400 g)
b)	校正; <sup>226</sup> Ra-γ 線, プローブに横方向より γ 線を照射しておこなう.
c)	電池寿命; 連続 100 時間.

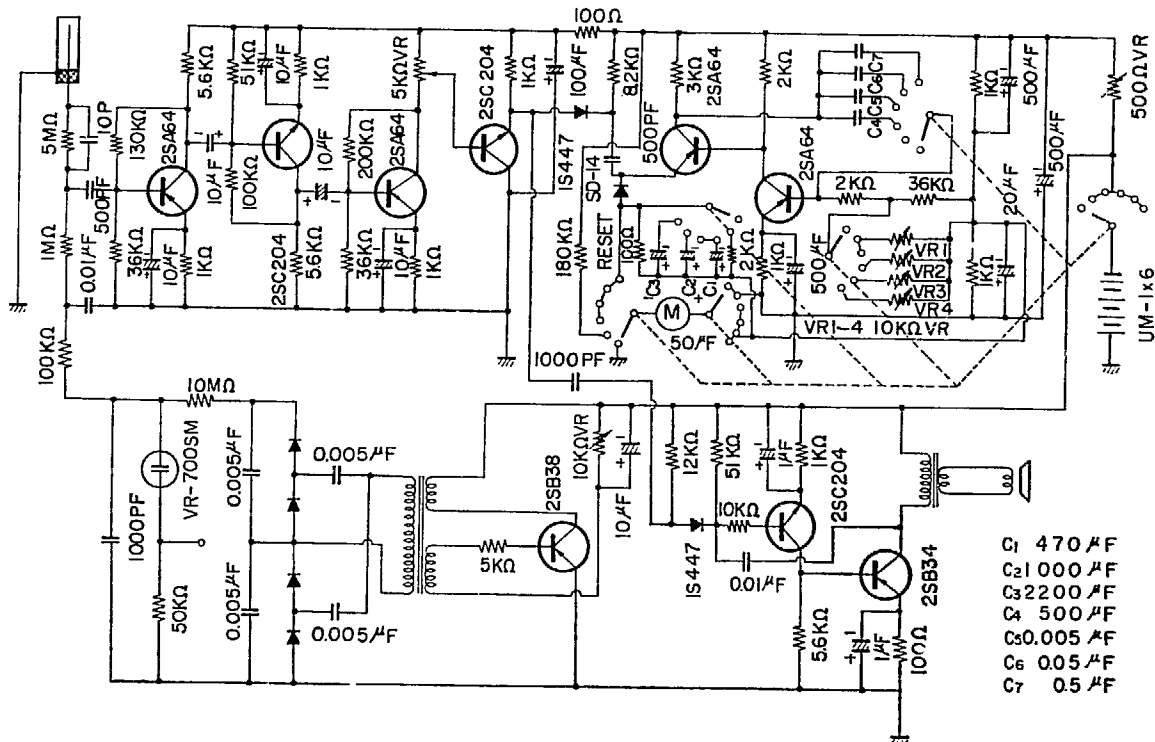


Fig. 2-8 Schematic diagram of SM-150



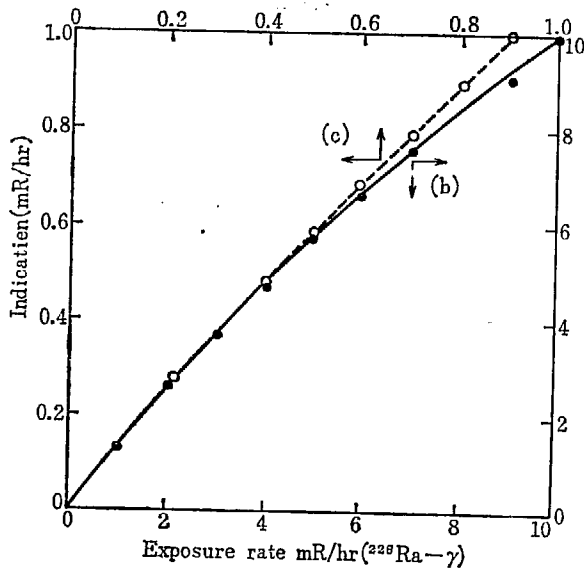
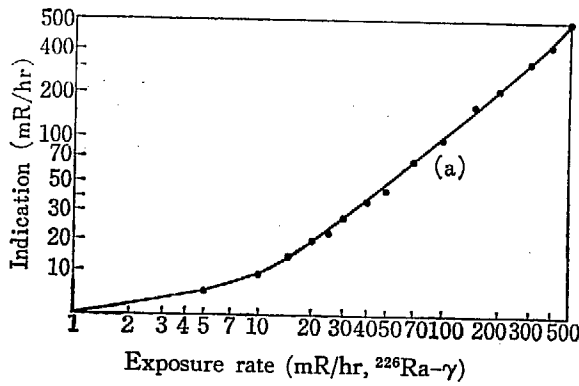


Fig. 2-9  $\gamma$ -Ray calibration of SM-150  
 (a) 500 mR/hr range  
 (b) 10 mR/hr range  
 (c) 1 mR/hr range

このサーベイメータの校正は  $^{226}\text{Ra}$ - $\gamma$  線を基準にとり目盛っている。Fig. 2-9 に各レンジの  $\gamma$  線に対する校正曲線を示す。また温度特性は Fig. 2-10 に示すように非常によい特性を示し  $-20^\circ\text{C} \sim +55^\circ\text{C}$  の範囲内で  $1^\circ\text{C}$  当り 0.25% 以下である。

$^{226}\text{Ra}$ - $\gamma$  線に対する方向依存性はプローブを本体からはずした場合と本体内部に装置した場合について Fig. 2-11 に示す。ここでプローブ中心軸と直角の方向の感度を基準にとっている。プローブを本体内部に装着した場合は

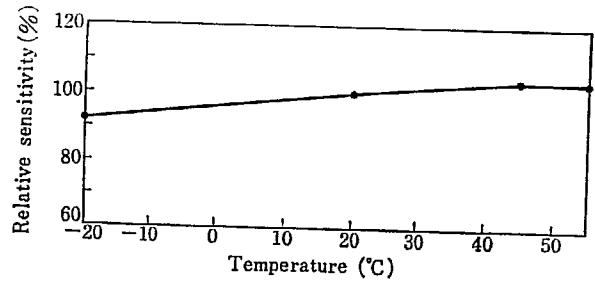


Fig. 2-10 Temperature dependency of relative sensitivity

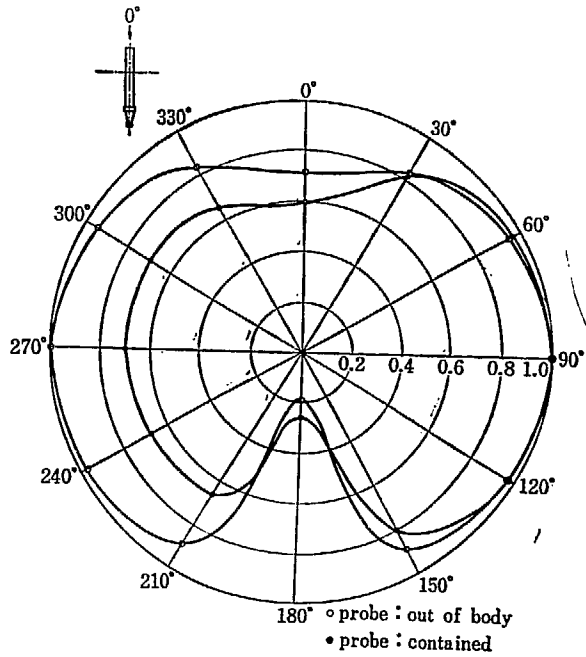


Fig. 2-11 Dependency of relative sensitivity on direction of incident radiation ( $^{226}\text{Ra}$ - $\gamma$  ray)  
 180° ○ probe : out of body  
 ● probe : contained

$270^\circ$  方向の感度が  $90^\circ$  方向の感度に対して約 30% 低下している。これは UM-1 乾電池による遮蔽の効果によるものと思われる。前方  $0^\circ$  方向での感度が約 40% 低下しているのは本体を構成している 1.5 mm のアルミニウム板とプローブを挿入するためのアルミニウムパイプ (2 mm) の先端についている 4 mm のアルミニウム板によるものと思われる。この型のサーベイメータは現在試験的に放射線管理用に用いており、ほぼ実用化できるものと思われる。(神永)

### 2.2.4 ガスフロー型アルファ線ハンドフットモニタの特性

アルファ放射性物質を取扱う施設において手足の汚染を検出するために、ガスフロー型アルファ線ハンドフットモニタを設計製作した。現在のこのモニタはプルトニウム研究棟および再処理開発試験室に設置されている。ここではこのモニタの特性および検出感度について報告する。

#### (1) モニタの構造と特性

モニタの外観は、従来の  $\beta(\gamma)$  線用モニタとはほぼ同様

で、両手足の検出部にガスフロー型のチェンバを使用している。チェンバの有効面積は  $28\text{ cm} \times 12\text{ cm} (=336\text{ cm}^2)$  で金蒸着をした薄膜が張ってある。電極は平行芯線型で 12 本の電極 (1 cm 間隔) からなっている。チェンバの膜を保護するために 3 mm 径の鉄格子 16 本で測定者の体重を支え、さらに取り換え可能なマイラ膜で保護している。Fig. 2-12 に足部チェンバの構造を示す。Fig. 2-13 は 2 mm 径の  $\text{U}_3\text{O}_8$  線源で測定したとき、中心の感度を 1 とした時のチェンバの感度分布を示している。チェ

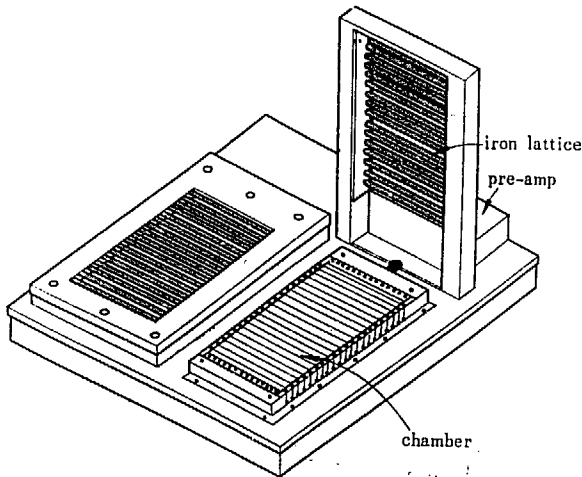


Fig. 2-12 Device of foot chamber.

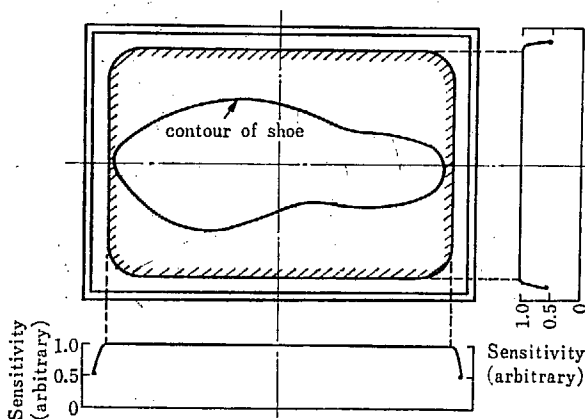


Fig. 2-13 Sensitivity distribution of the chamber measured with 2 mmφ U<sub>3</sub>O<sub>8</sub> α source (normalized 1 at the center)

ンバは均一な感度を有し、実線で示した RI 靴はほぼ感度 1 の範囲 (斜線で囲まれた部分) に含まれている。Fig. 2-14 に PR ガスとメタンガスを使用した場合のプラトー特性を示す。メタンガスでもよい特性が得られ、さらに PR ガスより安価であるので連続使用のガスとしては有利である。しかしメタンガスは可燃性のため換気のできない場所での使用は避けたほうがよい。計数効率は U<sub>3</sub>O<sub>8</sub> の α 線源 (100 cm<sup>2</sup>) で較正した場合 10% である (JIS 規程によってハンドフットモニタの較正には 100 cm<sup>2</sup> のウラン線源を用いるように規定されている)。点線源が格子と重ならない場合の計数効率もほぼ 10% である。

アルファ放射性物質を取扱う施設では汚染の管理基準値が低いので、低レベル汚染を検出できるように表示は両手足をそれぞれデカトロン 2 桁でおこなっている。同

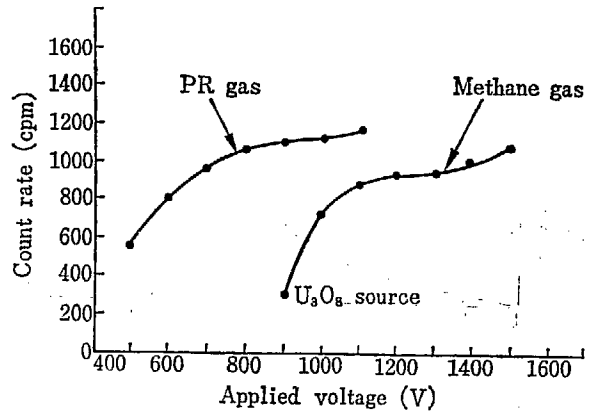


Fig. 2-14 Plateau characteristics of the chamber using PR or methane as counting gas

じ理由からアラーム設定も 1~99 カウントの範囲で任意に設定可能になっている。測定待時間は 15~35 秒まで可変で、本装置では 20 秒に設定している。

(2) モニタの検出感度とアラーム設定値

本モニタのバックグラウンドは 1c/20 sec であるので、検出限界計数率<sup>1)</sup>は 33 cpm となる。これに相当する汚染量は 1.5 × 10<sup>-4</sup> μCi となる (計数効率 10% として)。また検出感度は靴底の有効面積が 150 cm<sup>2</sup> であるとすれば、1.5 × 10<sup>-4</sup> μCi / 150 cm<sup>2</sup> = 1 × 10<sup>-4</sup> μCi / 100 cm<sup>2</sup> となる。アラームレベルを検出限界計数率で設定している。

(3) 使用経験

表面汚染度に対する法律の基準値は 10<sup>-4</sup> μCi/cm<sup>2</sup> (10<sup>-2</sup> μCi/100 cm<sup>2</sup>) であるから本モニタではこの 1/10 の汚染量でもじゅうぶんに検出可能である。

本モニタの使用においては、チェンバの膜の破損を心配したが一度も破損は生じなかった。ピンホールは生じているが測定上さしつかえない程度である。保護膜は破損によって数回取り換えている。ガスは 1 本のボンベ (PR ガス 1400 l) で 3 ヶ月間使用できる。本装置は 2 年間使用されているが、その間ウランやプルトニウムの汚染を有効に検出している。大きなトラブルはなかったが電気ノイズ (特にプリアンプ) でミスアラームが発生することがあるのでノイズ除去が今後の問題となっている。(村田)

参 考 文 献

1) MINAMI K. et al.: JAERI-memo 2703  
放射線管理における計数装置の検出感度について, 1967

2.2.5 走査測定時における表面汚染検査計の応答

サーベイメータや衣料モニタを用いて作業衣その他の表面汚染を検査する場合に、検査する表面に沿って検出器を適当な速度で走査して測定するのが普通である。このような走査測定において、計数率計回路の時定数およ

び走査速度が大きくなると、計数率計の指示値は検出器を汚染面上に静止させて測定したときの指示値と比較して極端に小さくなり、汚染の検出ができなくなる。そのため、計数率計回路の時定数と走査速度が指示値にどの

ように寄与するかについて検討した。

いま、平均レベルが時間的に変動する放射線が検出器に入射して得られる単位時間当りの出力パルス数を時間の関数として  $N(t)$  とし、計数率計の応答を  $R(t)$  とすれば

$$N(t) = R(t) + \tau \frac{dR(t)}{dt} \dots \dots \dots (1)$$

または、

$$R(t) = \frac{1}{\tau} \exp\left(-\frac{t}{\tau}\right) \int_{-\infty}^t N(t') \exp\left(\frac{t'}{\tau}\right) dt' \dots \dots \dots (2)$$

と表わすことができる。ここで  $\tau$  は計数率計回路の時定数である。

つぎに、Fig. 2-15 のように汚染がある表面に平行に検出器を走査する場合を考える。検出器を走査する方向を  $x$  軸とし、検出器を  $x$  軸の負の方向のじゅうぶん遠方から定速  $v$  で走査するものとする。時刻  $t=0$  のときの検出器軸の位置を  $x$  軸の原点とすれば  $t=x/v$  であるから、 $x$  の関数として表わされる応答  $R(x)$  は (2) 式から

$$R(x) = \frac{1}{\tau v} \exp\left(-\frac{x}{\tau v}\right) \int_{-\infty}^x N(x') \exp\left(\frac{x'}{\tau v}\right) dx' \dots \dots \dots (3)$$

となる。ここで  $N(x)$  は  $x$  軸上の各点に検出器を静止したときに得られる計数率である。この式から、時定数  $\tau$  と走査速度  $v$  の積が一定であれば、検出器を走査した場合に計数率計は一定の応答を示すことがわかる。

$N(x)$  の関数形は汚染面の大きさや分布状態によって一般に異なるが、簡単のために点状汚染の場合を考える。Fig. 2-16 は直径 5 mm の  $^{32}\text{P}$  の線源を平面上に固定し、GM サーベイメータ SM-102 A の側窓型 GM 計数管を平面上方の各位置に静止させて得られた計数率の分布の一例である。これからわかるように、点線源の場合には近似的に

$$N(x) = N_0 \cdot e^{-kx} \dots \dots \dots (4)$$

と表わすことができる。ここで  $k$  は  $N(x)$  の  $x$  軸方向への広がりによってきまる定数である。 $N(x)$  を規格化するために  $N_0=1$  とし、さらに  $kx=X$  とおけば (3) 式は

$$R(X) = \frac{X}{\tau vk} \exp\left(\frac{X}{\tau vk}\right) \int_{-\infty}^X \exp\left[X' \left(\frac{1}{\tau vk} - X'\right)\right] dX' \dots (5)$$

となる。 $\tau vk$  をパラメータとして  $R(X)$  を表わしたものが Fig. 2-17 である。Fig. 2-16 の場合は  $k=0.2 \text{ cm}^{-1}$  であるから、時定数を 5 sec とし速度 10 cm/sec で走査すると  $\tau vk=10$  となり、計数率計の最大指示値は点線源の直上に検出器を静止したときの指示値の 15% であり、最大指示値は線源から  $kx=1.2$  すなわち  $x=6 \text{ cm}$  離れたところで現われることになる。 $\tau vk$  の関数として最大指示値の相対値  $R_{\max}/N_{\max}$  および最大指示値の遅れを Fig. 2-18 に示す。

検出器を汚染面に沿って走査しておこなう汚染検査では、回路の時定数と走査速度の積を小さくすれば計数率計の応答は検出器を静止して得られる応答に近づく。検出感度を求めるにはここで計算した計数率計の最大指示

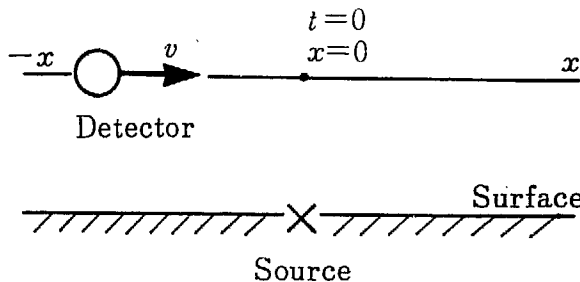


Fig. 2-15 Scanning of detector

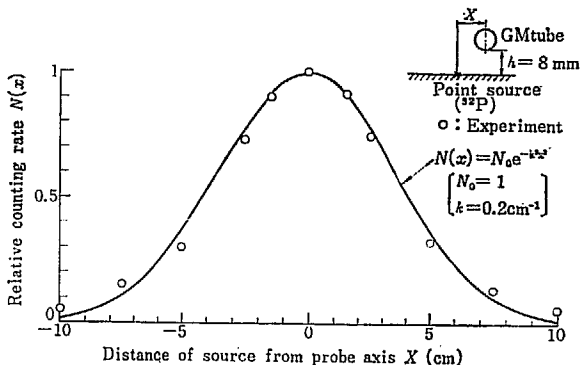


Fig. 2-16 Response of a stationary GM counter to probe axis distance

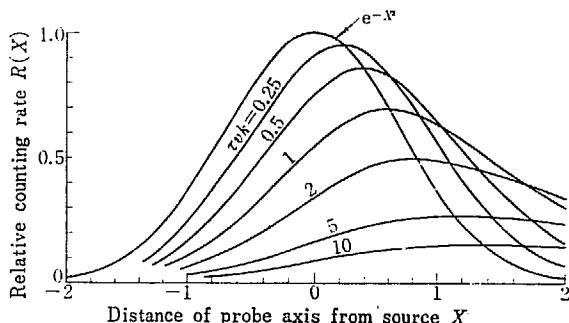


Fig. 2-17 Calculated response of a counter scanning over a point source with constant velocity

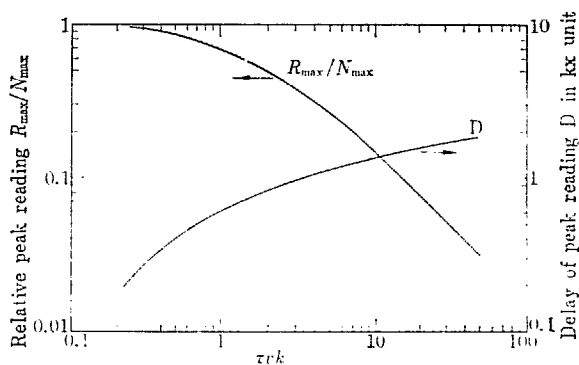


Fig. 2-18 Relative peak reading and delay of peak reading

値のほかに、このような走査測定時における計数率計の指示値の統計誤差についての検討もおこなう必要がある。(押野)

### 2.2.6 放射線モニタの標準化の一考察

放射線モニタは、所内外に分散配置されており、その形式も多種多様で、これらには特に見るべき標準規格はなく、真空管式の形態のままトランジスタ化され、回路がプリント・カード方式に変更されたにすぎず、またこれらは各建屋、各モニタごとに各メーカー単位で設置されてきた。そのためメーカーの特殊性のみが表面化し、機器間の互換性がなく使用上からも不経済であり、保守管理の面からも不便な点が多かった。このような点を解消し保守管理業務の円滑化を計るため、当課ではこれら放射線モニタの標準規格化を推進することになった。

JRR-2 放射線モニタの改装ならびに集中監視方式の計画にもとづき、前号で述べたレートメータ（集積モジュール化）を、さらに高い信頼性と、小形、軽量といった特徴を生かし、これを標準規格化の一考察として採用した。この概要を紹介しておく。

Fig. 2-19 に前面外観を、TABLE 2-3 にその構成を示した。標準規格化を進めるに当たり特に配慮した事項は、次の

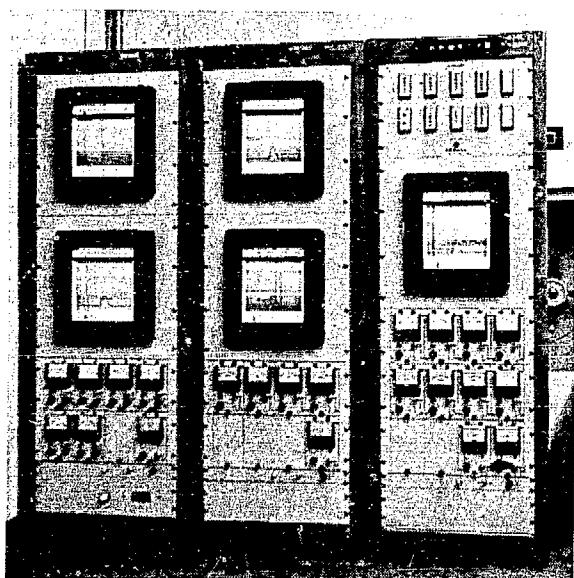


Fig. 2-19 Front view of monitoring panel

TABLE 2-3 JRR-2 放射線モニタの構成

モニタ名	数	量	記	事
被照射空気	1			
SF 水	1			
実験室排水	1			
炉室排水	1			
スタックダスト	1			
ガス	1			
γ エリア	4			
速中性子	4			
熱中性子	4			
重水	1		炉	側
二次冷却	1			"

ことである。

- 1) 機器間に互換性をもたせ、機器の供用を計る。
- 2) 機器ならびに部分的な交換を容易にし、保守の簡易化を計る。
- 3) 高い信頼性と性能の向上を計る。
- 4) 経済性の向上を計る。

Fig. 2-20 にレートメータの外観を示した。

機器間の互換性については、放射線モニタの信号伝送方式を統一することにより、これをみだすことができる。ここでは、外来雑音の影響などを考慮し、電圧伝送方式を採用することとなった。これら方式の決定にともない、機器の接続用コネクタ、ならびにコネクタへの接続端子番号の指定をおこない、これらを規定することにより、機器の互換性をじゅうぶんにみだすことができ、またプラグイン・ユニット方式と集積回路の採用などで、部分的交換も簡単におこなえるようになった。これらの保守点検を容易にするため、とくに機器間ならびに、回路毎点検の専用試験器を開発した。その構造を Fig. 2-21 に示した。

集積回路を採用したことにより、高い信頼性を得ることができた。その理由としてエポキシ樹脂自体がプレナ化されているため信頼度が高いこと、および高密実装であるため、プラグ、コンタクト数が減少するためである。なお集積の固有信頼度は、トランジスタ化システム

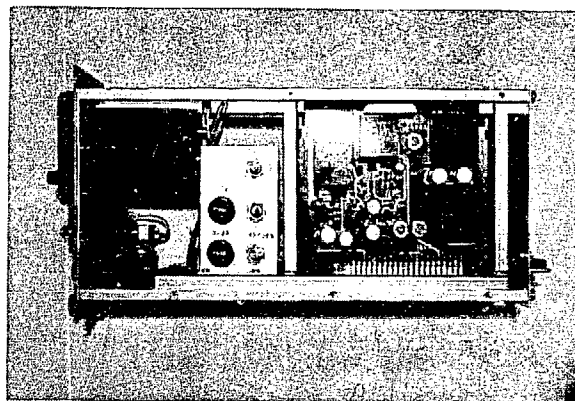


Fig. 2-20 Side view of ratemeter

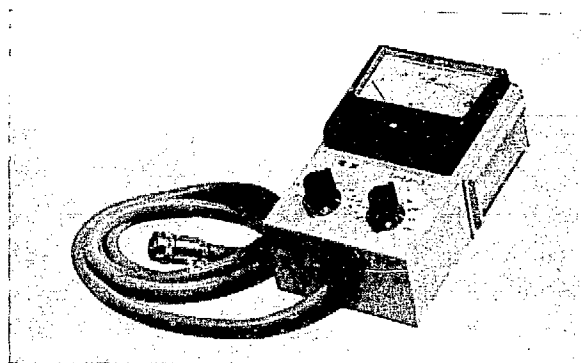


Fig. 2-21 Front view of circuit-tester

に対し一桁ぐらい高いといわれている。

また所内の誤警報の調査によると、所内全域の誤警報の約60%は、人的誤操作によるとされている。したがって、操作網の単純化を計り、これらによる信頼度を高め、回路においても集積化の特徴をじゅうぶん活かし、特性の向上を計り、回路素子の簡素化に努めた。

以上、集積化による保守の簡素化などから、保守費の節減、また集積回路のコストも年々下がる方向にあり、

経済的にも優位である。

これら装置は、約6ヵ月の試験運転を経過し現在特に問題は生じていないが、標準規格化として、初期の目的をじゅうぶんにみたされているかどうかは、今後の長期にわたる連続運転ならびに管理の結果に待たねば完全な結果は判明しないが、標準規格化の目的をじゅうぶん生かすように問題を解決してゆくべきであると考える。

(二階堂)

### 2.2.7 構内モニタリングポストの改造

構内モニタリングポスト装置の擬似信号による誤警報の主要原因は、信号ケーブルの誘導雑音である。この影響を少なくするために信号パルスを大きくするように送信部の改造をおこなったことについては、本誌 No. 9 で報告した。その後1年間三つのポストによる試験運転を経て43年6月に構内9ヵ所のポストをすべて改造した。

送信部に取付けた単安定発振器を用いる前置増幅器の回路を Fig. 2-22 に示す。変更された点は i) 発振器に入る信号パルスの安定化を計ったこと、ii) 回路の高圧による衝撃の影響を少なくしたこと、iii) 送信部の電源を乾電池式から中央監視室の電源より供給させたことなどである。

Fig. 2-23 に改造前41年4月~42年3月までの一年間に誤警報が発せられた回数をポスト別に示す。これら誤警報が発せられる原因は雷空電によるものと人工雑音と

に二分される。雷空電による誘導は激しく、雷雲が近づいた時にはポストは機能的に停止の状態にあった。空電による誘導量は信号ケーブルの布設方式とその距離による。すなわち、架空式のケーブルのほうが埋設式のものより空電による影響をうけやすい。この現象は第2号ポスト(ケーブル長430m)、第3号ポスト(同780m)に認められ、誤警報を発した原因はすべてが雷空電によるものであった。これらのポストは信号線路の全部が架空式であって、しかもケーブル長が780mの3号ポストは、ケーブル長430mの2号ポストに比較して3倍の誤警報発生件数を有していることがわかる。人工雑音によるものは第8号ポスト(同980m)に多く発生した。これはレコーダ記録および気象記録から判断されたが、その詳細は不明である。不明であるのは誘導の現象が非常に短時間であり、誤警報が発生されたのちでは追求が困難なためである。しかし、これらは電動機・溶接機などの動力線からの誘導による衝撃性雑音が主であることが後日の実態調査でわかった。

雑音は信号ケーブルに誘導されるものだが、誘導雑音源は定まったものではなく、時間的に単発であって件数も少ないなどからそのじゅうぶんな解析は非常に困難である。しかし、その大部分はオシロスコープの波形観測などから入力電流にして数百 $\mu A$ 以内であると推測された。

構内全ポストに前置増幅器を取付けSN比の改善をおこなった結果、信号レベルは改造前の数100 $\mu A$ から100mAに増加した。これにより10ヵ月間の使用実績では誤警報は5件となった。内訳は人工雑音と思われるものが第8号ポストに3件、残り2件は装置の不備によるものである。雷空電によるものは皆無であったが波形観測の結果ポスト近傍に落雷するとその誘導電流は信号電流にほぼ等しいものであることが認められた。このときレートメータに計数はされるが警報を発するにいたっていない。

以上の経過から当初の目的は一応得られたものと考えられる。数件の誤警報と直撃雷によるものは誘導量が大きく、これ以上に信号レベルを上げるのは回路的に無理があるので、これらの影響を避けるにはほかの方法(たとえばパルス幅選別)によらねばならない。(間辺)

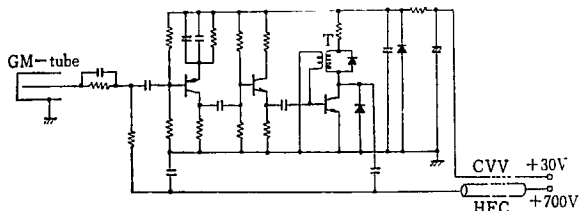


Fig. 2-22 Pulse amp and shaping circuit of pre amplifier for monitoring post

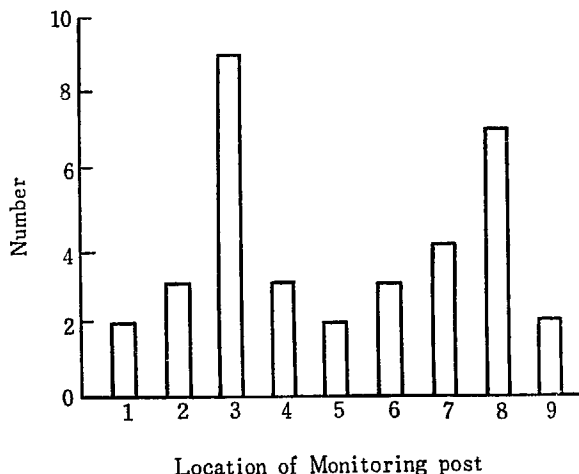


Fig. 2-23 Number of miss alarm at the in-site monitoring posts.

## 2.2.8 簡易野外ダストサンプラ

このダストサンプラは大洗研のモニタリングポストと併設するために製造された。昨年度は試作品を野外に実際に設置し、雨や湿気に対する耐久試験をした。今回は、試作結果にもとづき、さらに機構的に安定な設計がなされた。設計・製作上のおもな注意事項は、次のようであった。

- 1) ポストの付近の地上1 mの高さに据えつける。
- 2) ダストサンプラの収納箱本体は、ポストと同形で内箱・外箱の二重とし、内箱は密閉防湿構造とする。
- 3) 外気にさらされる部分は、塗装・材料などを選択し、塩害等によっても容易に錆びや腐食を生じないようにする。
- 4) 装着された活性炭カートリッジは、水や湿気によって容易に劣化されることのないように配慮する。
- 5) 装着された活性炭カートリッジを交換する際は、カートリッジに無理な力がかかることなく、容易に交換できるようにする。

Fig. 2-24 にサンプリング・ヘッド部分の構造図を示した。空気吸入口の次に取付けてある電磁弁は吸気していないときには閉じているので吸入口側からの外気と活性炭カートリッジ等とは遮断されている。活性炭が水や湿気によって劣化されないための対策となっている。カートリッジを交換するときは、電磁弁の部分はクイック・カップラによって容易にとりはずしできる。

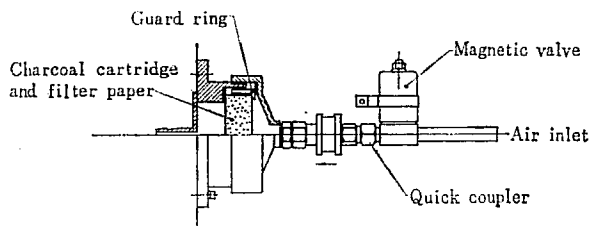


Fig. 2-24 Sampling head

ガード・リングはカートリッジを交換のとき力がかからないように保護する介在物で、交換・取りはずしの際にカートリッジが無理な力を受けて破損することはない。本装置のおもな仕様は次のようである。

- 1) 使用温度範囲  $-15^{\circ}\text{C}\sim 45^{\circ}\text{C}$
- 2) 使用湿度範囲 相対湿度 100%
- 3) 連続流量 10 l/min 以上
- 4) 装着可能フィルタ HE-40 沓紙 1  
活性炭カートリッジ  
(60 φ×20 円筒状) 1
- 5) ポンプ オイルレス型  
形名 0330-V 102 A-151 (米国製)  
流量特性 Fig. 2-25 に示す
- 6) 流量計 浮子形、目盛標示 2~20 l/min
- 7) モーター電源 単相 50 Hz

流量計は外側から読みとれるようになっている。

電源はポストの中央監視盤からポスト用として布設された複合ケーブルの内の2線(各心2 mm<sup>2</sup>)によって供給する。200 V で送電し、受電側(ダストサンプラ側)に変圧器を備えて100 V 程度に降圧して使用する。

本装置は1969年5月には、大洗研究所敷地周辺の5ヵ所に据付される。Fig. 2-26 は、本装置の外観を写真に撮ったものである。(二階堂)

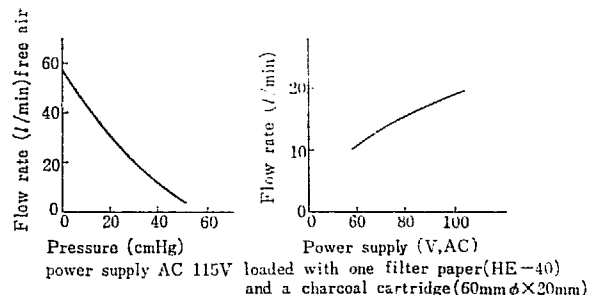


Fig. 2-25 Flow rate of vacuum pump

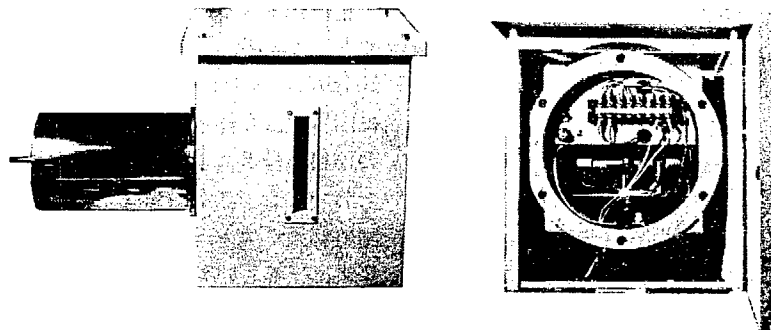


Fig. 2-26 Simple semi-fixed dust sampler for field use. Left: outside view. Right: inner box

## 2.2.9 臨界事故時の照射率と照射率計の応答

燃料再処理プラントのように大量の核燃料物質を取扱う施設において、臨界事故が発生した場合に備えて瞬時

にこれを検出して退避警報を発する臨界警報装置が設置される。このような臨界警報装置の設計の基礎資料とす

るため、臨界事故時の照射率と検出系の応答について計算をおこなった。

臨界状態に達したことは核分裂にともなうγ線によって検出することとし、このγ線による照射率と種々の時定数をもつ exposure-rate sensitive な検出回路の応答を求める。今日までに発生した臨界事故では、臨界持続時間が $10^{-3}$ 秒から数秒程度で、その間に $10^{16} \sim 10^{19}$ 個の核分裂が起っている。そこで、臨界事故検出の閾値を核分裂数で $10^{15}$ 個とし、臨界事故持続時間は $10^{-3} \sim 3$ 秒であってこの間は核分裂が一定の割合で起るものと仮定する。

臨界事故時の照射率は核分裂にともなう prompt γ 線および核分裂生成物からの decay γ 線によるものである。Prompt γ 線による 10 m の地点での照射量は 1 核分裂当りおよそ  $10^{-16}$  R であるから、臨界持続時間  $T(\text{sec})$  にわたって  $10^{15}$  核分裂が起ると、10 m の地点での prompt γ 線による照射率  $D_p(\text{R/sec})$  は

$$D_p = \frac{0.1}{T} \dots \dots \dots (1)$$

となる。 $10^{15}$  個の核分裂が瞬間的に起るとき、10 m の地点での decay γ 線による照射率  $D_d(\text{R/sec})$  は Fig. 2-27 のようになり、臨界後の経過時間を  $t(\text{sec})$  とすれば近似的に

$$D_d(t) = 4.8 \times 10^{-2} \exp(-0.25 t) \text{ for } t < 5 \text{ sec} \dots (2)$$

と表わすことができる。また、核分裂が  $T(\text{sec})$  にわたって持続するときは

$$D_d(t) = \frac{0.19}{T} [1 - \exp(-0.25 t)] \text{ for } t \leq T \dots (3)$$

$$= \frac{0.19}{T} [\exp(0.25 T) - 1] \exp(-0.25 t) \text{ for } t > T \dots (3')$$

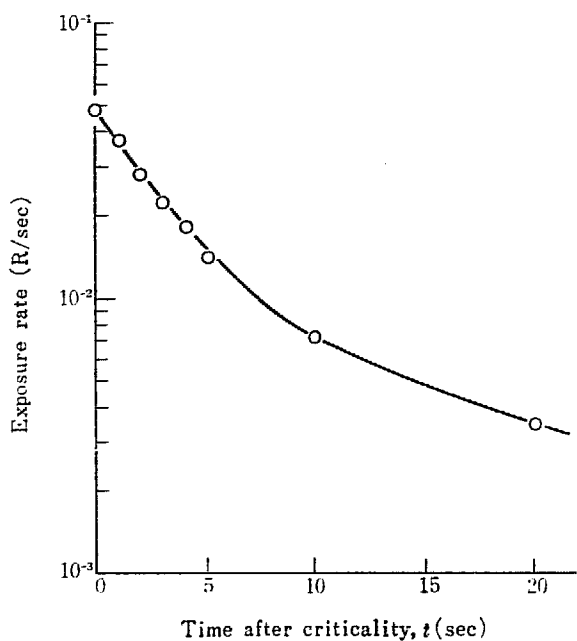


Fig. 2-27 Exposure rate of decay gamma-ray at 10 meters from  $10^{15}$  fissions

となる。Prompt γ 線による照射率  $D_p$  と decay γ 線による照射率  $D_d$  の和を Fig. 2-28 に示す。

このような照射率の放射線場に exposure-rate sensitive な検出器を置けば、時定数による遅れにより実際の照射率より低い照射率を指示する。一般に照射率を  $D(t)$  とし、時定数  $\tau$  をもつ理想的な検出器の応答  $R(t)$  は

$$R(t) = \frac{1}{\tau} \exp\left(-\frac{t}{\tau}\right) \int_0^t D(t') \exp\left(\frac{t'}{\tau}\right) dt' \dots \dots \dots (4)$$

と表わせる。(4)式に(1)式の prompt γ 線による照射率  $D_p$  および(3)式の decay γ 線による照射率  $D_d$  をそれぞれ代入して計算し、得られた応答の和が核分裂にともなうγ線に対する検出器の応答となる。臨界持続時間が $10^{-3}$ 秒および3秒の場合の応答を Fig. 2-29 に示す。

臨界事故の検出は臨界状態に達してから 0.1 sec 程度で検出しなければならない。Fig. 2-29 で  $t=0.1 \text{ sec}$  のときの応答をみると、条件がいちばん悪い臨界持続時間 3

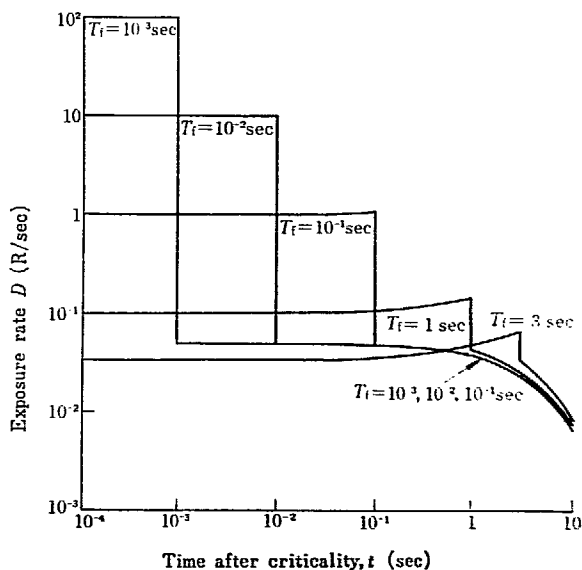


Fig. 2-28 Exposure rate of prompt and decay gamma-rays at 10 meters from  $10^{15}$  fissions

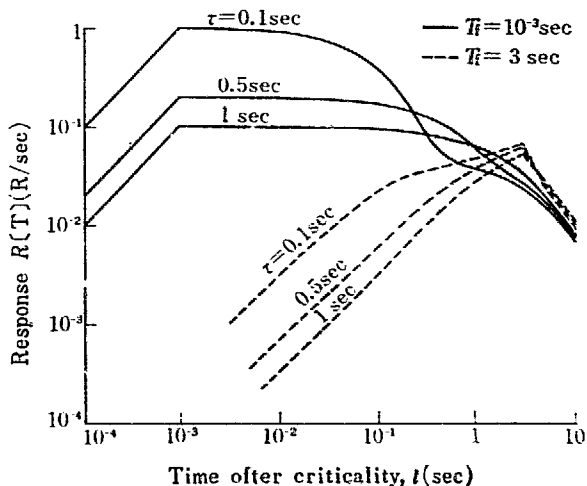


Fig. 2-29 Response of exposure-rate sensitive detector at 10 meters from  $10^{15}$  fissions

秒、時定数1秒のときでも10 m離れた地点で $3 \times 10^{-3}$  R/secすなわち約10 R/hrの応答が得られる。これは遮蔽がないときの値であるが、50 cm厚の普通コンクリートの遮蔽があるときは、 $\gamma$ 線の減弱率が約5/1000となり、

およそ50 mR/hrの応答となる。したがって、このような場合でも警報レベルを、たとえば20 mR/hr程度に設定しておけば、臨界に達してから0.1 sec以内に $10^{15}$ 核分裂程度の臨界事故を検出できることになる。(押野)



## 2.3 体内放射能

### Internal Exposure

Analyses was made of the data on the internal contamination which took place in JAERI.

They are as follows.

- a) The half-lives of water in the body were determined from the turnover rate of tritium which was accidentally incorporated in the body. The half-lives were distributed within a range. Therefore, when the half-life of the tritium for a person is not determined, the dose due to the tritium after a single intake will be estimated with the range.
- b) When both skin and internal contamination occurred at the same time, the skin contamination can be discriminated by the relative shorter half lives of it. The mean value of the half-lives was obtained from the accumulated data on contaminated men.
- c) Body burden of  $\gamma$  radionuclide can be assessed by both whole body counting and bioassay. The effectiveness of the cooperation of both methods was discussed from the viewpoint of monitoring for internal contamination. In addition, a literature survey was carried out with regard to plutonium polymer produced from its tetravalent state in solution.

### 2.3.1 概要

個人の内部被曝管理のため、体内汚染を測定する技術としてバイオアッセイと全身計測とがあるが、これら技術の本質は化学分析と放射能測定であって、それぞれ、このカテゴリーの名のもとで人体あるいは人体物質を対象とする応用技術として開発研究が進展してきている。したがって、これら技術の発展の方向は純技術的に取り上げられ、個々の技術の問題として把握されがちである。

しかし、個人の内部被曝管理という新しい未知の分野では、これらの技術を駆使して実際の目的を満足させるいわゆる計算機というソフトウェア的な面すなわち利用技術の研究が必要であると痛感される。原研における内部被曝の実態は、近年、微量ではあるが体内汚染が検出されるものがあられ、線量が算出されて個人の被曝が評価されるような段階に達してきた。この面での研究の対象になる実際の経験が蓄積されてきたと見るべきであろう。本年度、体内放射能課でこれらの経験を整理し、若干の技術上の問題点を指摘したが、究極的には上記研究の発芽を期待したものであった。

次に体内放射能課でおこなった技術開発業務について紹介する。まずバイオアッセイでは、トリチウムの内部

被曝に関し、原研の汚染者について測定して得られた有効半減期はICRPの示した値と異なっていて、近年、諸外国で公表された値に一致していることが判り、個人差の範囲も把握することができた。半減期を測定しなかった場合、推定した線量は幅のある値となるが、この範囲を明らかにして、個々の被曝者について半減期を測定することの重要性を強調した。バイオアッセイでプルトニウムを分析するとき、問題となるのは、取扱っている分析試料中の微量プルトニウムの化学形である。このうち、4価のプルトニウムがつくる重合体につき文献調査し、溶液中の存在、イオン交換樹脂への吸着、電着などについて検討し、知見を紹介した。全身計測では、真の内部汚染と、皮膚上に残存している表面汚染とを区別する必要がある。表皮が自然はく離する半減期に着目し、それが3日程度の短半減期であることから、皮膚の有効半減期を測定することによって、表面汚染と体内汚染が区別できることを原研の被曝例によって明らかにした。次に、内部被曝管理で、バイオアッセイと全身計測により体内汚染を測定し、汚染を解析しようとする場合、実用面で多くの困難がある。この両者の測定法が併用できるのは、一般に $\gamma$ 線放出核種による体内汚染に限られる

が、このような場合には、両者の測定法の短所が互いに補われて汚染の解析測定上きわめて有利である。原研における過去の被曝測定例を検討し、バイオアッセイと全身計測を併用した場合の体内汚染計測上の利点、有効性

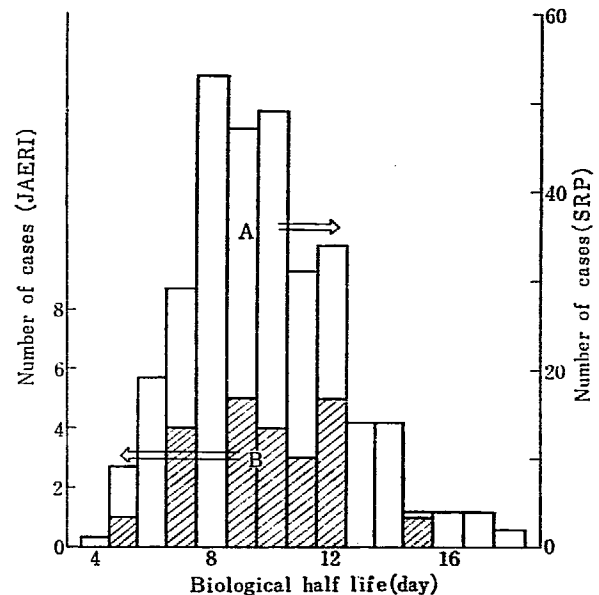
を明らかにした。終りに資料として最近体内放射能課に設置された、バイオアッセイ試料測定用の低放射能測定器 ( $\alpha$ ,  $\beta$ ) について性能を紹介した。(矢部)

### 2.3.2 $^3\text{H}$ の全身有効半減期の測定

原研では本年度までに事後的に放射性物質を摂取して排泄物検査をした人数は約 380 名おり、そのうち約 50% の人がトリチウムの摂取をチェックするために検査されたことが統計的にでている。また近年、線量の算出ができるほどトリチウムの体内汚染量が大きくなっている。これは JRR-2, JRR-3 の重水中のトリチウム濃度が高くなったこととともに、トリチウムに関連した作業がよくおこなわれていることを示している。

トリチウムを水の形で一回摂取すると、その尿中排泄は指数関数でよく表わされるが、その有効半減期は人によって異なっている。現在までに一回摂取であることが認められ、しかも検出感度の 10 倍以上尿中にトリチウムが検出されて多数の測定点から有効半減期が測定できたものは 23 件あった。有効半減期は最小自乗法によって回帰直線を求めて得られたが、その平均値は 9.7 日であった。この値は ICRP の専門委員会 II が示している値 12 日と異なっている。体内水分の半減期の測定は古くから始められているが、参考までに記すと、これらの値は TABLE 2-4 のようであり、最近の値は 9.5 日付近に平均値が集中していることがわかる。このことから、原研における測定は妥当な値を示していると思われる。この表のうち観測された例数が 310 件とあるのはアメリカのサバンナリバープラントでの例数で、1965 年以前約 10 年間位の被曝例のうち、 $20\text{ nCi/ml}$  以上検出されたものについて半減期を測定し分類したものである。一方、原研で測定された有効半減期の分布を米国サバンナリバープラントでの分布と比較すると Fig. 2-30 のようによく似た範囲内にあることがわかる。この平均値および分散を統計的に検定しても、5% の有意水準で両者間に有意の

差は認められない。またトリチウムの有効半減期は年齢や季節によって影響されるといわれる。年齢による変化は年齢の高い人ほど有効半減期が短いと報告されているが、原研の場合についてもサバンナリバープラントと比べて同じ傾向が見られた。季節による変化については、原研の測定値の解析からはわからなかった。このように原研とサバンナリバープラントで測定されたトリチウムの全身の有効半減期の値は同じ分布を示すと思われるから、サバンナリバープラントの観測例を母集団と見な



A: Distribution in Savannah River Plant (U.S.A.)

Estimated mean:  $9.5 \pm 0.3$  days 95% C.L.

B: Distribution in JAERI

Estimated mean:  $9.7 \pm 0.9$  days 95% C.L. (23 cases)

Fig. 2-30 Distribution of  $^3\text{H}$  biological half lives

TABLE 2-4 Data on biological half life of body water

Isotope used	Biological half life (day)	Number of subjects	Year	References
HDO	9—10	1	1943	VON HEVECY & HOFER
HDO	$9.3 \pm 1.5$	21	1953	SCHLOERB <i>et al.</i>
HTO	9—14	8	1951	PINSON & ANDERSON
HTO	5—11	20	1957	FALLOT <i>et al.</i>
HTO	9.3—13	8	1957	PINSON & LANGHAM
HTO	$7.5 \pm 1.9$	10	1960	FOY & SCHNIEDEN
HTO	9.5 (avg)	5	1962	RICHMOND <i>et al.</i>
HTO	8.5 (avg)	6	1963	WYLIE <i>et al.</i>
HTO	9.5 (avg)	310	1965	BUTLER & LEROY
HTO	10.5 (avg)	30	1966	OSBORNE
HTO	9.7 (avg)	23	1969	JAERI

し、その偏差をかりに母集団の偏差とする。

トリチウムを体内に一回摂取することによって摂取後  $t$  日までに体組織が受ける被曝線量 (mrem/t day) は次の式で算出される。

$$D_t = 0.73 \cdot B \cdot T \left(1 - e^{-\frac{0.693t}{T}}\right) \dots\dots\dots (1)$$

ここで  $B$  は摂取直後の尿中トリチウムの濃度 (nCi/ml),  $T$  は有効半減期 (day), したがって被曝線量は摂取からの経過日数  $t$  を  $T$  にくらべじゅうぶん大きくとれば, 上式は  $B$  と  $T$  だけに関する式となる。そしてさらに  $B$  と  $T$  とが幅のある値を取るならば, すなわち  $B$  を  $B \pm b$ ,  $T$  を  $T \pm t$  とすれば上式(1)は次の式で表わされる。

$$D_t = 0.73 \left( B \cdot T \pm B \cdot T \cdot \sqrt{\left(\frac{b}{B}\right)^2 + \left(\frac{t}{T}\right)^2} \right) \dots\dots\dots (2)$$

現在原研でおこなっているトリチウムの尿中濃度は, イオン交換樹脂で妨害イオンを除いた後液体シンチレーションカウンターで測定しているが, 測定法の検出感度を 0.1 nCi/ml とすると, この方法における尿中トリチウム濃度の測定値の相対偏差は標準偏差の 2 倍の値を偏差とした場合 1 nCi 検出されたときで 13%, 同じく 10 nCi 検出されたとき 3% になる。また同一人についての尿中トリチウムの排泄濃度の変動は少数例ではあるが約 5% 以下である。このことからサバンナリパープラントの値  $T = 9.5 \pm 4.9$  (day) を(2)式に代入すると  $D_t$  の値は Fig. 2-31 の斜線の範囲になる。10 nCi/ml の尿中濃度

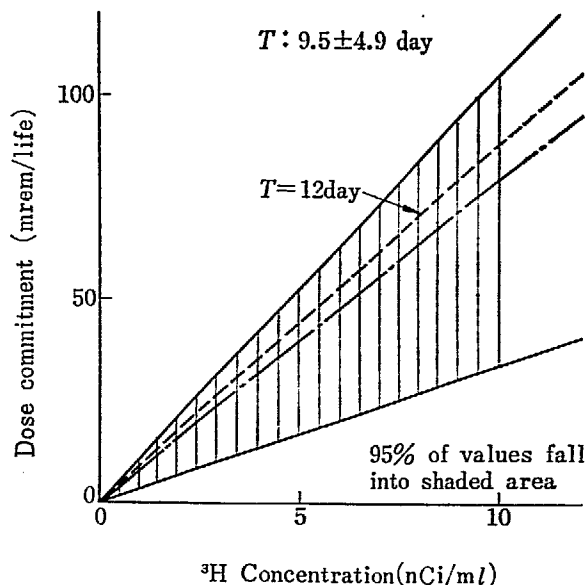


Fig. 2-31 Dose vs. urine concentration

のとき摂取後の時間を無限大にすると, 下限は 35 m rem, 上限は 105 m rem となり約 3 倍の差があることがわかる。このようにトリチウムの体内被曝を尿中濃度から評価しようとする場合, 測定の結果大きな尿中濃度が得られると有効半減期が誤差の原因となるので, 正確に評価するにはそのつど有効半減期を測定することが非常に大せつである。(福田)

2.3.3 皮膚の RI 汚染による線量の評価

全身カウンタを保健物理の目的に使用する場合, 被検者が体内汚染と皮膚汚染を同時にともなっている事例は, しばしば経験するところである。全身カウンタではこれらの汚染を本質的に区別することができないが, 実用的には, 汚染量の時間変化, 汚染部位の精密測定, バイオアッセイデータ, および汚染発生時の放射線管理データの検討により総合判断し, 汚染を区別している。このうち汚染量の時間的変化について注目すると, 皮膚の残在汚染量は, 一般的に短日数で剥離することが経験上認められ, その有効半減期を測定し, その取り得る値をあらかじめ知っておくことは, 体の内外汚染を区別する上に有効であると考えられる。以下にこの問題について考察する。

皮膚汚染の代表的測定例は, 本書各号に内部被曝例として記載してあるが,  $^{137}\text{Cs}$  による両手汚染の結果を別に Fig. 2-32 に示す。この事例では, 皮膚上の残存汚染について求められた有効半減期は 3 日である。皮膚汚染が発生した場合, 汚染後早期に除染することは効果的であるが, 完全な除染は実際上不可能であって少量の汚染が残存することはやむを得ない。残存汚染は, 時間の経過とともに皮膚の屈曲, 角質層の自然離脱, 発汗作用などによりその減衰が認められる。皮膚上の残存汚染が失

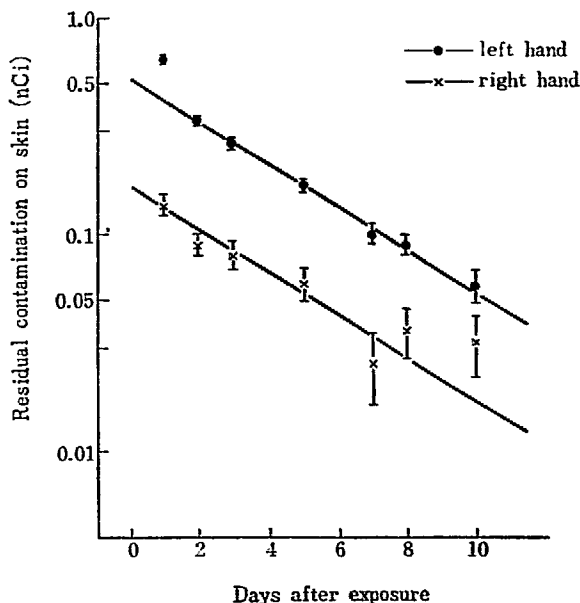


Fig. 2-32 Decay of skin contamination with  $^{137}\text{Cs}$

われてゆく有効半減期は, 詳細にみると, 皮膚の汚染部位, 面積, 皮膚の形態や状態, それに汚染物質の物理的・化学的性質によって異なるものであろう。しかし上記目的のために実用上, 有効な数値を示すことは非常に有益であると考えられる。現在まで経験したいろいろな被曝例につ

TABLE 2-5 Effective and biological half life of skin contamination

Nuclide	$T_r$ (day)	$T_r(S)$ (day)	$T_b$ (day)	$T_r(W)$ (day) ICRP
$^{24}\text{Na}$	0.63	$0.25 \pm 0.04$	$0.43 \pm 0.07$	0.6
$^{82}\text{Br}$	1.5	$0.63 \pm 0.13$	$1.1 \pm 0.22$	1.3
$^{131}\text{I}$	8.0	$2.0 \pm 1.4$	$2.66 \pm 0.53$	7.6
$^{51}\text{Cr}$	27.8	$1.56 \pm 0.42$	$1.65 \pm 0.44$	26.6
$^{58}\text{Co}$	72.0	$0.84 \pm 0.17$	$0.85 \pm 0.17$	8.4
$^{182}\text{Ta}$	112.0	$5.0 \pm 2.24$	$5.22 \pm 2.3$	76
$^{137}\text{Cs}$	$1.1 \times 10^4$	$2.6 \pm 0.57$	$2.6 \pm 0.57$	70

いて測定した結果、求められた皮膚汚染の有効半減期の値〔Te(S)〕、およびそれから得られた皮膚の角質が剝離する生物学的半減期の値、それに ICRP に報告されている体内汚染の場合の全身の有効半減期の値〔Te(W)〕を、それぞれ TABLE 2-5 に示す。汚染発生直後から故意に除染処置をせずに、測定を継続した特殊例を除いて、Fig. 2-32 に示したように残存汚染の時間的減衰は指数関数的であり、離脱量は毎日一定の割合で生じているとしてさしつかえない。測定された有効半減期は  $^{82}\text{Br}$ : 0.39~0.85 日で、観測例 10 件の平均: 0.63日、 $^{51}\text{Cr}$ : 1.3~1.9 日、観測例 6 件の平均 1.56 日、 $^{137}\text{Cs}$ : 1.8~3.0 日、観測例 3 件の平均 2.6 日で、約 10 日以上物理学的半減期〔Tr〕を有する核種については、Tr に無関係に平均して約 2~3 日の Te(S) で減衰することが確認された。Te(S) と Te(W) の差は、特に長物理学的半減期の核種

においては明確であり、汚染を繰返し測定することにより観測された有効半減期の違いから、内、外汚染を区別することがじゅうぶん可能である。次に皮膚汚染が確認されたのち、被曝線量を評価する上の問題点を考察する。

$\beta$ 、 $\gamma$  線を同時に放出する核種で汚染した皮膚の被曝線量は、両線の物質との相互作用の相違で  $\beta$  線の吸収線量が  $\gamma$  線のそれを上回っている。その比は皮膚の不感層直下  $H=0.07\text{mm}$  で  $\gamma$  線エネルギーと  $\beta$  線最大エネルギーが等しいとにおいて比較した場合、25 から 50 に達する。実際に皮膚汚染を測定した事例についてその比を計算してみると  $^{82}\text{Br}$ : 1.3,  $^{58}\text{Co}$ : 3.3,  $^{137}\text{Cs}$ : 15.5 である。これは半径 2mm の面積を有する汚染からの  $\beta$  線吸収線量率が、汚染が無限平面である場合と等価であるときとみなされ、面積より表面汚染密度に依存しているからである。また  $\beta$  線は最大エネルギー 1MeV で、体組織と大体等価な水中でわずか 4mm の飛程を有するにすぎず、その寄与は局所的にしか影響しない。RI 汚染による皮膚の被曝を考慮するときは重要視すべき点である。

以上要約すると、RI 汚染による皮膚の被曝を評価する際、まず汚染量を体内汚染と区別して知るためには、その有効半減期の計測は重要であり、一般には短半減期のため測定間隔を短くにとって頻りに測定しなければならない。次に皮膚の被曝線量を算出するには、汚染面積、汚染密度をできる限り正確に求めることが必要である。

(泉)

### 2.3.4 個人内部被曝管理における全身計測とバイオアッセイの役割

個人内部被曝管理すなわち体内汚染の個人モニタリングで、個人の単一摂取による体内汚染を検出し、個人体内被曝評価のため、バイオアッセイ（排泄物分析）と全身計測をおこなっている場合を取りあげ、それぞれの役割を考察する。

一般に全身計測は身体負荷量または臓器負荷量の物理的測定をおこなう直接測定法であるのに反し、バイオアッセイは化学分析による排泄率の測定で身体負荷量を間接的に測定している。理論上、両者によって測定された身体負荷量〔 $q(t)$ 〕と排泄率〔 $\varepsilon(t)$ 〕との間には、次式の関係がある。

$$q(t) = q_0 e^{-\lambda t} \cdot R(t)$$

$$\varepsilon(t) = q_0 e^{-\lambda t} \cdot E(t)$$

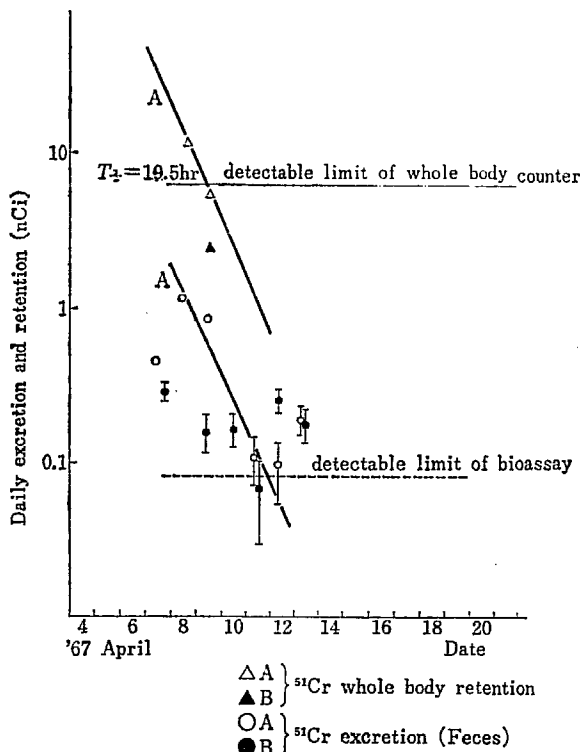
$$E(t) = -\frac{dR(t)}{dt}$$

ここで、 $t$  は摂取後の経過時間、 $q_0$  は時間  $t=0$  のときの身体負荷量、 $\lambda$  は物理学的半減期、 $R(t)$  は問題としている RI が最初( $t=0$ ) 1 の量存在した場合、分数で表わした身体負荷量、 $E(t)$  は同じく分数で表わした排泄率である。

しかし、実際にはこの全身計測とバイオアッセイが同時に測定できるのは、一般に  $\gamma$  線放射性 RI による汚染に限られていることが多く、 $\alpha$  線、純  $\beta$  線放射性 RI による体内汚染については、バイオアッセイによって単独に測定される。この両者の方法を単独に用いた場合の優劣を過去の被曝測定の経験をもとにして比較すると、TABLE 2-6 のようになる。しかし、いずれの測定をおこなっても、身体負荷量を求めることには、実際上多くの困難がある。TABLE 2-6 にも記したように、たとえば、全身計測では、体内汚染と同時に体外汚染も計測する可能性があり、バイオアッセイでは、体内の血液に吸収されないで消化管を通過する外因性の排泄も合わせ測定している場合があるからである。両者の測定を並行しておこなった場合でも多くの困難が存在している。たとえば、汚染の発生時すなわち摂取後の経過時間が不明で、体内摂取の経路すなわち吸入、えん下などの別が明らかでない場合などである。Fig. 2-33 は原研の  $^{51}\text{Cr}$  製造作業者 2 人について生じた体内汚染を計測した結果をグラフに示したものである。上に述べた状況を代表する事例である。この場合、汚染の発生時、汚染の状況が不たし

TABLE 2-6 Comparison between whole body counting and bioassay for assessment of internal contamination

	Bioassay	Whole body counting
Fundamental differences	<i>It is</i> the indirect measurement. the measurements of urinary or fecal excretion rate.	<i>It is</i> the direct measurement. the measurements of body burden or organ burden.
From a viewpoint of application	the chemical analysis of excreta.	the external measurement of body or organ activity.
From a viewpoint of technique	<i>Its feature is that</i> the knowledge of human metabolism of radioelement is necessary. the running cost is low.	<i>Its feature is that</i> the estimation of body contamination is comparatively easy. the cost of equipment is high.
From a viewpoint of assessment	many samples can be handled.  the troublesome problem of sampling exists.  $\alpha, \beta, \gamma$ emitters can be analysed. the discrimination of skin contamination is possible. the deposited organ except lung can't be identified. detection level is in some degree of pCi.  excretion pattern differs in case of "soluble" or "insoluble" RIs. the estimation of body burden is not accurate for the reason of day-to-day fluctuation of excreta. long elapsed time after intake increases the difficulty of estimation.	a limited number of subject can be measured. the subject is not free during his measurement.  $\gamma$ emitters are preferably measured. the discrimination of skin contamination is difficult. the identification of deposited organ is possible. detection limits for many $\gamma$ -emitters are nCi or so. "soluble" and "insoluble" RIs are not discriminated by measurements. internal RIs are precisely measured if the calibration was done.  the detection is attributed to the amount of body burden only.



Urinary excretion of <sup>51</sup>Cr was not detected.  
Fig. 2-33 Retention and excretion of <sup>51</sup>Cr (Subject A and B)

さいし、身体負荷量の推定に非常に有利である。全身計測は汚染 RI の検出同定が迅速であるが、バイオアッセイは試料のサンプリングの問題をとまなうので、体内汚染が発生した場合、時間的に全身計測より分析測定の手が遅れ、初期排泄からする身体負荷量推定の誤差も一般に大きい。また、Fig. 2-33 および、本書前号までに内部被曝例として図示した事例のうち、全身計測とバイオアッセイを実施した例を参照すると明らかのように、全身計測の測定値はバイオアッセイの測定値より値が大きく、個々の測定値の変動が小さいから、有効半減期の測定を精度よく有利におこなえる。一方、バイオアッセイの測定結果から、排泄パターンを解析し、吸入などの摂取経路、体外汚染などを推定、区別することが可能である。このように原研における過去の被曝事例について、全身計測とバイオアッセイが体内被曝評価において果たした役割を総括的に考察し、特にその併用による効果、有用性をあげて見ると、結論として次の5項目に要約できる。その第1は、汚染初期における汚染状況に関する情報の交換である。一般には、全身計測の側から得られた情報をバイオアッセイに役立てる場合が多い。すなわち、全身計測による汚染 RI の同定がおこなわれたのち、その得られたデータをもとにして、バイオアッセイの排泄物サンプリング計画、分析法の選択、準備をおこなう。第2は、RI の人体における代謝の解明、すなわち、この場合身体負荷量と排泄率との関係の解明である。この関係が既知である RI はきわめて少数であるから、

かで、測定値も検出感度の近傍にあって精度が低く、測定値から身体負荷量の変化を解析することはむずかしい。しかし、一般には、全身計測とバイオアッセイが可能ならば、両者の測定を併用することは体内被曝事故に

いったん未知の RI により体内汚染が生じたならば、全身計測による滞留曲線、バイオアッセイによる排泄曲線の決定に両者の方法を駆使し、データを収集することはきわめて有用である。第3は摂取経路の判別である。全身計測による沈着部位の測定、バイオアッセイによる排泄の 패턴の観測と両者の測定値の解析は、RI の摂取経路を明らかにする。第4は、混合 RI の摂取における汚染の解明である。この場合は主として汚染 RI の検

出に、全身計測とバイオアッセイの両者の協力が必要で、ことにバイオアッセイが化学分離によって汚染 RI を分別することが可能であること、試料の長時間の反復測定をおこなえることなどは、有利である。最後に、体内汚染、体外汚染の判別がある。すなわち、全身計測による汚染部位の測定、有効半減期の測定、バイオアッセイによる内因性外因性排泄の検討は、上記の判別を可能とする。(矢部)

### 2.3.5 バイオアッセイにおける Pu(IV) の重合体の問題について

4価のプルトニウムは U(IV) および Th(IV) と同じく重合体を作る性質があり、そしてこの重合体はイオン形と異なる性質を有している。プルトニウムには通常 3, 4, 5 および 6 価の原子価があるが、酸化作用もしくは還元作用のある物質が共存する場合には比較的容易に原子価が変る。このほか、酸性度が低い場合には不均化反応を起して原子価が変ることがあり、また自己の放射能によって還元してより低位の原子価に变ることもある。

したがって、プルトニウムを取扱うときには、それが重合体をつくらない 3, 5, 6 価のものであっても、酸化あるいは還元、不均化、自己還元などの反応により、4 価に变ることに注意することが必要である。プルトニウムの重合体については、詳しくまとめられたものがないので、バイオアッセイの研究を始めるに当り、今までの文献を調査するとともに、二、三の実験をおこなって重合体の諸性質をまとめた。

Pu(IV) イオンは、ある酸性度以下においては加水分解をおこない、生成した水酸化物が重合する。濃度が高

いときには重合体の沈殿をつくるが非常に薄い場合には安定なコロイドを形成する。この重合体は PuO<sub>2</sub> に幾分子かの水が結合したような組成を有し、大きいものは分子量が 10<sup>7</sup> にも達することが知られている。重合体は pH 8 以下ではプラスに荷電しており、ガラスのようにマイナスに荷電する材質に強く吸着される。吸着の程度は第一に溶液の pH 値によりきまるが、溶液中に不純物として存在するコロイド状物質の影響も大きい。また新しいコロイドと長期間保存したコロイドは Fig. 2-34 にしめすように吸着の程度が異なる。

重合体は、イオン交換や溶媒抽出においてもイオン形のものとは異なる挙動をしめす。この一例を Fig. 2-35 にしめす。

電着においては、通常は重合体が生成するような pH 値でおこなわれるため、当然重合体ができることが考え

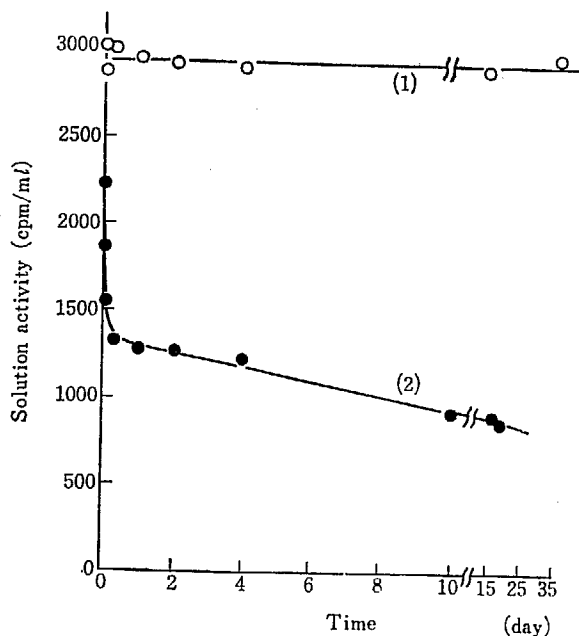


Fig. 2-34 Adsorption of colloidal Pu(IV) on glass at pH 2  
 (1) aged colloidal solution  
 (2) freshly prepared colloidal solution

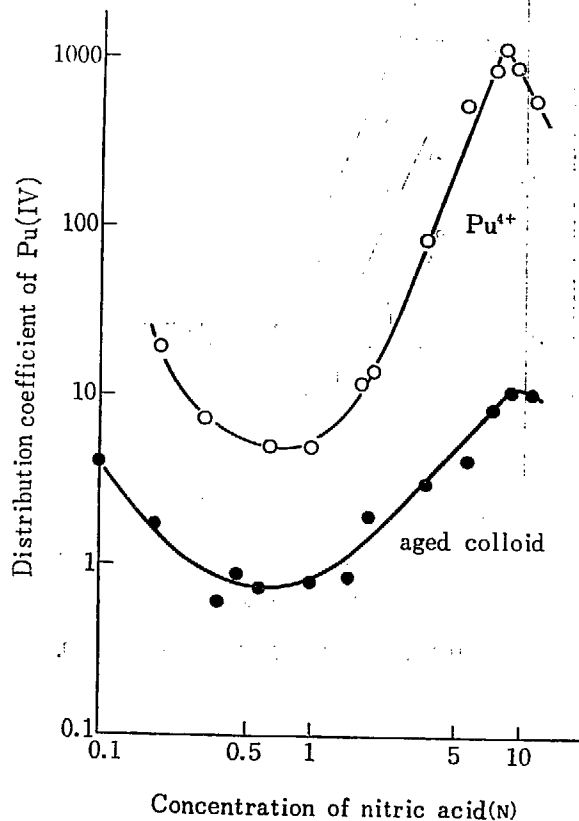


Fig. 2-35 Adsorption of ionic and aged colloidal Pu(IV) onto a Dowex 2-X8 resin at 25°C

られるが、プルトニウム重合体がプラス荷電のためにイオンと同様に電着できる。しかし、Fig. 2-36 にしめたように、長期間保存した重合体の電着は、より長い時間を必要とする。

プルトニウム重合体には、低重合度の重合体がイオン形のものと同様に平衡している状態と、高重合度のものがイオン形のものと同様に平衡なしに存在している状態と二通りあり、問題を複雑にしている。また一旦生成した重合体は、なかなかイオン形に戻らない。したがって、プルトニウムを取扱う場合には、重合体の生成について大きい注意を必要とする。これらの詳細については参考文献を参照されたい。(赤石)

参考文献

赤石 準: 保健物理, 3, 369-385 (1968).

2.3.6 低バックグラウンドβカウンタ

尿分析をおこなって、個人の内部被曝を管理するためには、一般に尿中の微弱な放射能を検出定量することが要求されるが、この目的のために、低バックグラウンドの検出感度の高い計測器が必要となる。本年度あらたに、この使用目的に合致するような計測器が設備されたので、以下に資料としてその大要を紹介する。

(a) 概要・構成

カウンタは米国 Beckman 社製の、Lowbeta II カウンタと称するもので、低バックグラウンドのプロポーションナルカウンタである。本装置は次の特徴を有し、バイオアッセイ試料の測定に相当であると思われたので、他の機種中より選定した。すなわち、10cm 厚さの吟味された鉛ブロックによる遮蔽と、反同時計数の採用によってきわめて低いバックグラウンドが得られること、また計数効率がすぐれていること、それから、100個の試料を連続測定できる自動試料交換装置を付属させていることなどである。当カウンタは1) 試料の放射能を検出する検出器、2) 宇宙線を検出するガード検出器、3) 100サンプルの自動試料交換装置、4) 前置増幅器、5) メイン増幅器、6) 逆同時計数回路、7) ディスクリミネーター、8) スケーラー、9) タイマー、10) プリンターで構成されすべて同一の本体中に収められている。その装置外観を Fig. 2-37 に示す。

(b) 特性測定

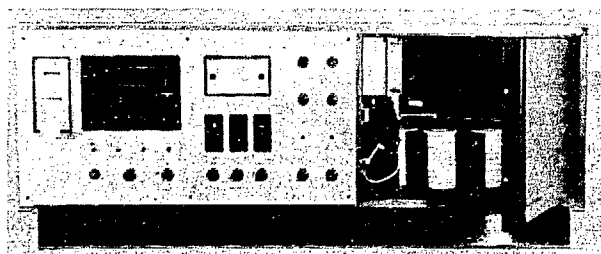


Fig. 2-37 Front view of Lowbeta II counter

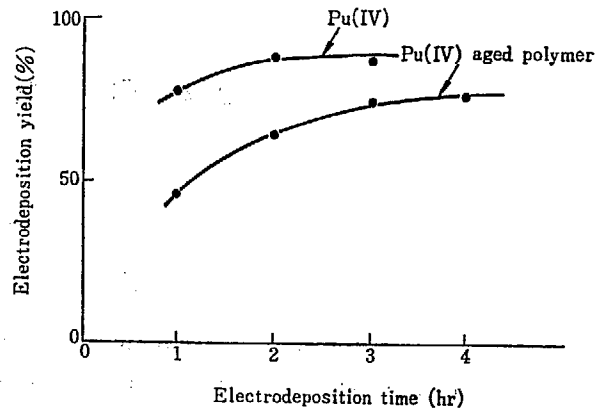


Fig. 2-36 Electrodeposition of Pu(IV) and Pu(IV) aged polymer in ammonium nitrate solution at the current of 300 mA/cm<sup>2</sup>

検出器は、500 μg/cm<sup>2</sup> Mylar window で直径は 1 1/4" であり材料は、本体がエポキシ樹脂で、エポキシ陰極、ステンレススチール陽極からなり、絶縁体はテフロンを使用しているガスフロータイプである。使用電圧が、α計数時(Prop α), 1240 V, β計数時(Prop β), 1800 Vである。測定したプラトー特性を Fig. 2-38 に示す。検出器にかかる高電圧は、プラトーレベルチェックにより、Low, Operate, High とプラトースロープのチェックが可能である。

使用ガスは、PR ガス (アルゴン 90%, メタン 10%) で流量は、0.17~0.18 c. f. h である。ガス圧低下時には、safety switch の作動により高圧電源が切れる。

Prop α, Prop β についてのバックグラウンドおよび計数効率を TABLE 2-7 に示す。(大橋)

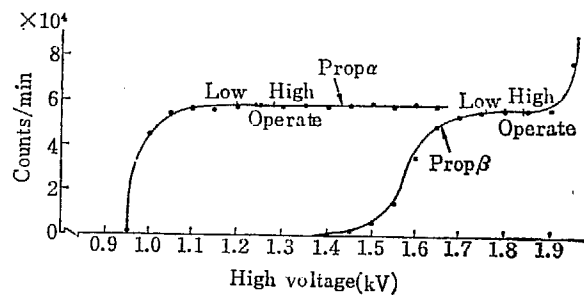


Fig. 2-38 Plateau curve

TABLE 2-7 Characteristics of Lowbeta II counter

Isotope	Counting efficiency (%)	Back ground (cpm)
<sup>210</sup> Po(α)	34.7	0.02 ± 0.01
<sup>239</sup> Pu(α)	36.8	
<sup>14</sup> C(β)	21.0	0.32 ± 0.09
<sup>40</sup> K(β)	38.5	
<sup>90</sup> Sr + <sup>90</sup> Y(β)	48.6	
<sup>137</sup> Cs(β)	32.4	

## 2.4 環境放射能

### Environmental Survey

The natural radioactivities in the dust of air and in the rain water were measured and the data obtained were analysed.

The analytical method of radioactive strontium and cesium in the soil had been examined for a few years, and it was almost completed this year.

In meteorology, fluctuations of wind speed were measured using sonic anemometers.

Although it had been difficult to obtain continuous record of sea currents so far, many data were obtained this year and they were analysed with other oceanic data.

The environmental hazard analysis on the JFER reactor was carried out in co-operation with the Power Reactor Development Division and PNC.

#### 2.4.1 概要

モニタリングステーションは、事故時のモニタリング装置として考えられたものであるが、連続観測によるデータから自然放射能およびフォールアウトに関する多くの情報が得られる。この年度内にも大気塵埃中の自然放射能の変動、雨水中の $\beta$ 放射能測定等がこれに関連して調査された。また土壌中の放射性ストロンチウム、セシウムの分析測定法に関してはこの2~3年検討が繰返されてきたが、その方法はほぼ確立した。

気象に関連して、超音波風速計による風速変動の測定

がおこなわれた。

海洋観測において、海流の連続記録をとることは、これまでかなり困難であったが、この1~2年多くのデータが得られるようになり、本年度も海況データとともに解析をおこなった。

高速実験炉の環境安全に関連して、安全審査申請書の担当分の作成、原研における所内安全審査等で動力炉開発管理室および動燃に協力した。(伊藤)

#### 2.4.2 大気中自然放射能濃度の変動(1)

モニタリングステーションで観測している大気放射能濃度の変動について、気象状況、地面の状態(雨天)等を考慮して解析した。使用データは1967年の1年分である。

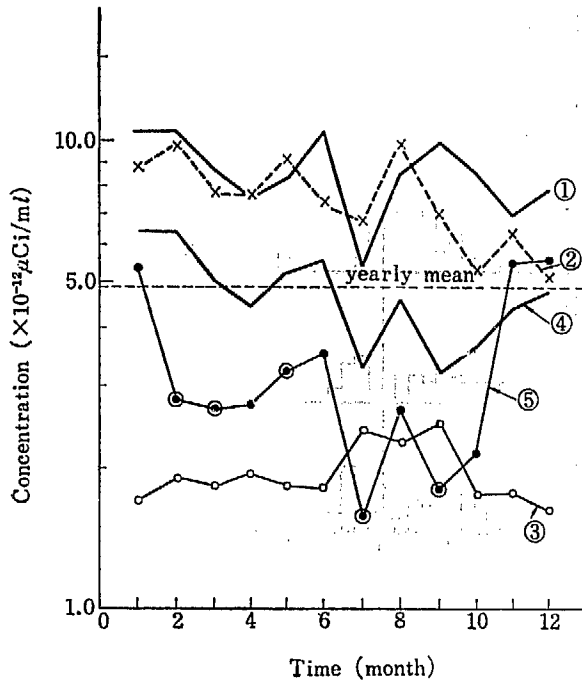
地上1.5mで連続集塵・測定しているダストモニタを使用した。集塵時間は2.5時間で、集塵後4.5時間経て端窓型GM管で測定している。濾紙上の被測定核種は $\text{ThB}+\text{ThC}$ と考えてよい。校正は $\text{U}_3\text{O}_8$ によりおこなった。

地中からのRn, Tnおよびその娘核種の放出についてはPEASON J. E.<sup>1)</sup>, FONTAN J.<sup>2)</sup>等により調べられているが、この報告は地中からの放出率が地表面の水分に影響されることを考慮しておこなった。したがってデータの取扱いは雨(1日1mm以上または前日20mm以上

降った翌日)とそうでない場合を区別した。また通常最高濃度は夜半から日の出頃にかけて出現するので、1日のデータは前日の12時からその日の12時までとした。

Fig. 2-39は、年平均濃度、月平均濃度、日平均の月間の変動幅( $\sigma$ )の4倍、1日の変動幅(最大-最少)の月平均、1日の最大濃度と平均濃度の割合の月平均をしめす。これをみると日変動と月平均の月間の変動幅とはほぼ同程度であり、月平均の年間変動は少ない。月平均濃度は冬期高く、夏期は低い。6月9月は降雨により地面がぬれているためか、特に低い値をしめす。雨とそうでないときの月平均濃度は統計的に処理をおこなうと、2, 3, 5, 7, 9月は5%の危険率で有意差がある。最高濃度と平均値の比は夏高く冬低い。これは1日の濃度の変動幅が夏の方が大きいことをしめしている。Fig. 2-40





- ①  $4\sigma \quad \sigma = \sqrt{\frac{1}{N-1} \sum (n_N - m)^2}$
  - ②  $\frac{1}{N} \sum_{i=1}^N (n_{\max} - n_{\min})_i$
  - ③  $\frac{1}{N} \sum_{i=1}^N \left( \frac{n_{\max}}{n_N} \right)_i$
  - ④ month mean value of dry weather
  - ⑤ month mean value of wet weather
- $n_N$ : day mean =  $\frac{1}{24} \sum_{i=1}^{24} n_i$   
 $n_i$ : 1 hr mean  
 $m$ : month mean =  $\frac{1}{N} \sum_{i=1}^N n_i$   
 $n_{\max}$ : day max. concentration  
 $n_{\min}$ : day min. concentration

Fig. 2-39 Trend of variation of each component

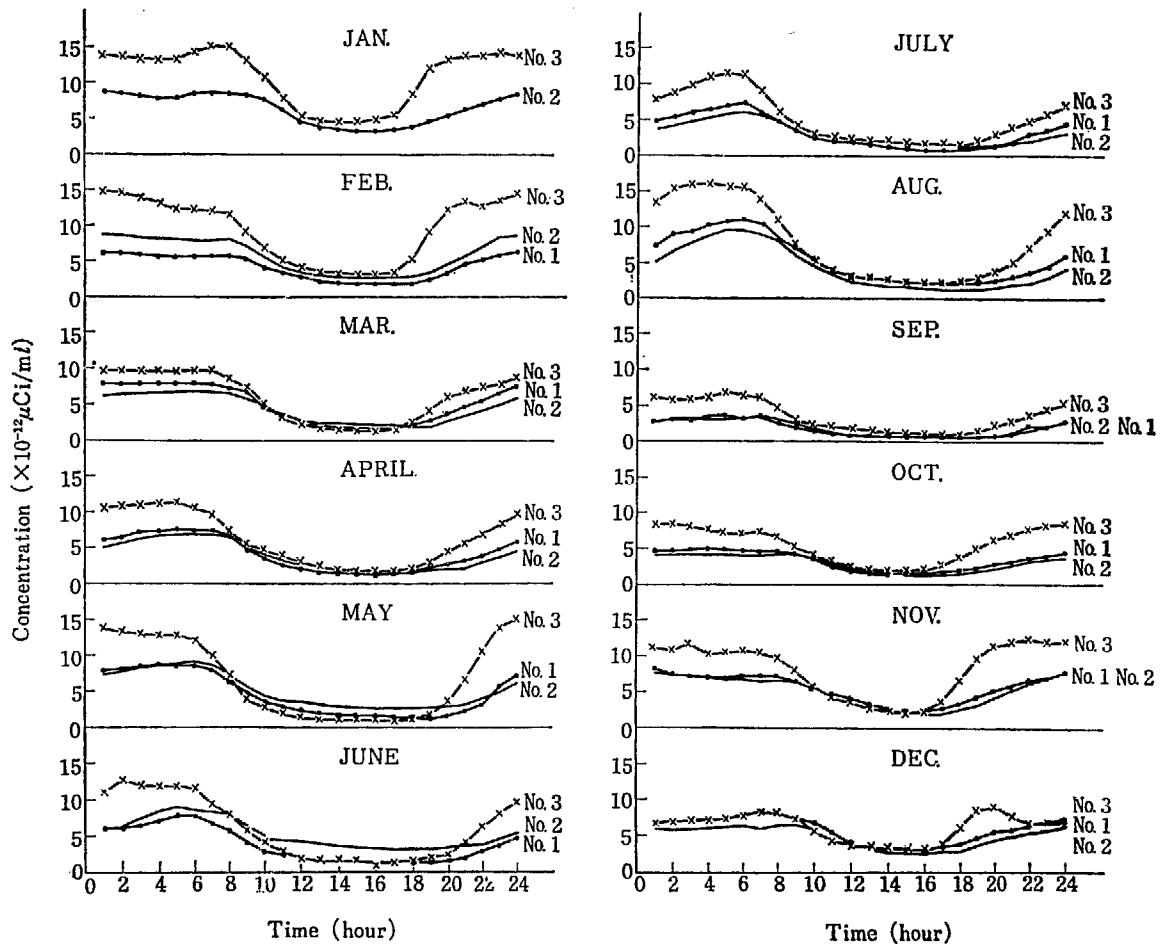


Fig. 2-40 Hourly variation of ThB+ThC in the air (1967)

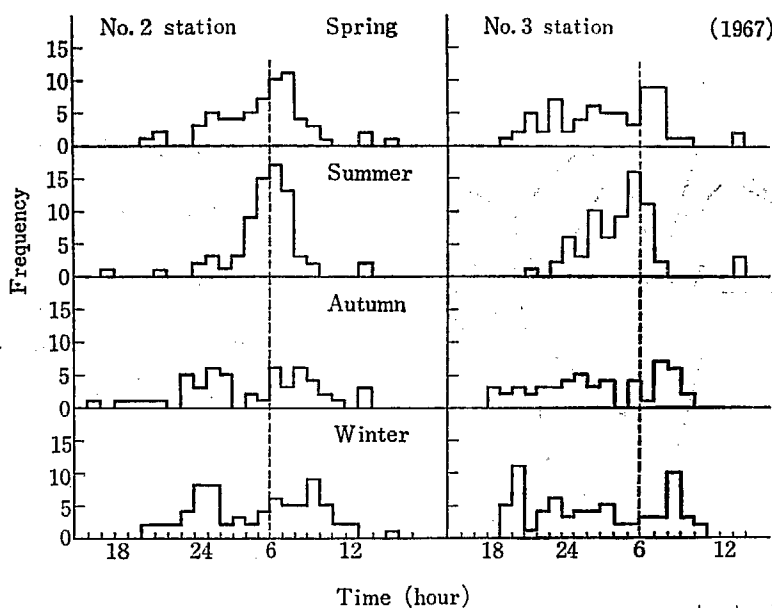


Fig. 2-41 Distribution of the time of maximum concentration

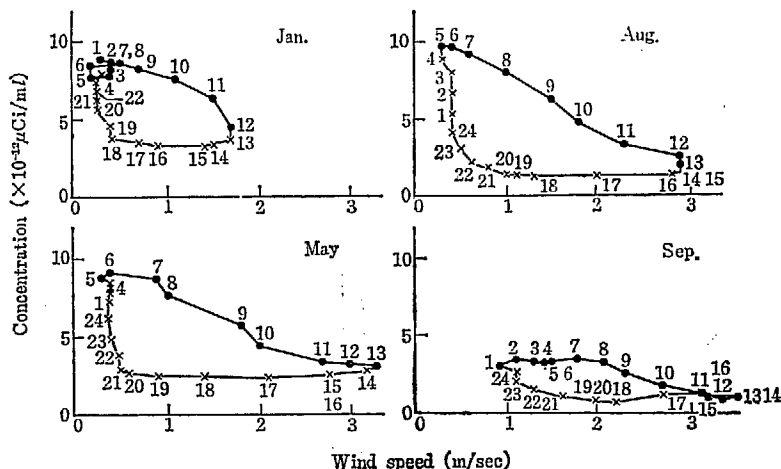


Fig. 2-42 Relation between wind speed and concentration

は月間の時間別平均濃度をしめしている。No. 1, No. 2 は海岸に近く松林にかこまれた砂地であり, No. 3 は関東ローム地で周囲は畑になっている。変動の傾向は3ヵ所とも同様で, 夜間濃度は高く, 昼低いが, No. 3 の場合は No. 1, No. 2 に比べて最高濃度が高い。最高濃度の出現する時間を No. 2 と No. 3 について比較したのが Fig. 2-41 である。最高濃度の出現時間の分布は, 夏は狭く大体5~7時であるが, 冬は広く22~2時と7~10時の2回出現するようである。また最高濃度になる時間は, No. 3 の方が, No. 2 よりも1時間ぐらい早い傾向がある。これらの傾向は局地的な気象状況の差に関係があると思われる。Fig. 2-42 は風速と濃度の関係を示した

ものである。図中の数字は時間をしめしている。夕刻風速が遅くなる頃より濃度の上昇がはじまり, 明け方風が吹きはじまるまで, この上昇が継続する。1月, 5月, 8月, にみられるような直角三角形に近い形になり, 9月のように雨が多いとこの形がくずれる。

本統計は1967年の1年分であるので, さらにデータを追加して塵埃濃度の垂直分布, 気象要素との関連についても調べたい。

(片桐)

参考文献

- 1) PEARSON J. E.: *TELLUS*, 18, 655 (1965)
- 2) FONTAN J.: *TELLUS*, 18, 623 (1965)

2.4.3 雨水中のβ放射能の測定

ステーション建屋屋上に空間β線測定用の壁厚40mg/cm<sup>2</sup>のGM管が屋根に対して垂直に設置してあるが, これは雨水中の放射能により40~100cpmぐらい上昇する。この上昇の仕方は雨量によるより, むしろ雨滴の大

きさ, 雨の成因等気象条件により変る。

実際の雨水中の放射能濃度を調べるため Fig. 2-43(a) にしめすような雨水測定装置(連続β線水モニター)を作成した。1MeVのβ線の水中での飛程は約4mmで

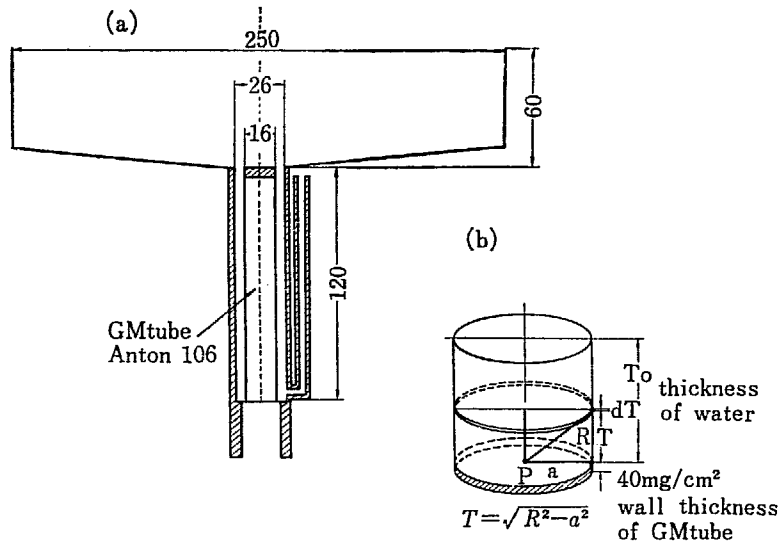


Fig. 2-43 (a) Diagram of rain water measurement apparatus

あるので、本装置は水層の厚さを 5 mm (40 cm<sup>3</sup> の水量) とし、雨量が 0.5 mm/hr の場合で 10 分ごとに新しい水と入れ換えるように雨水の受け口を 25 cmφ とした。インクにより水の交換の様子を調べたが良好であった。

β線の水中での飛程はごく短いので GM 管の有効体積中に入ってくる β 粒子の数は GM 計数管の表面積に比例すると考えると、濃度 C μCi/ml の溶液により囲まれた GM 計数管による計数值 (Ncpm) は近似的に次式で示される (Fig. 2-43(b)参照<sup>1)</sup>)。

$$N = \frac{KCS}{\mu_E \rho} \times 2.22 \times 10^6 e^{-0.04\mu_E} \int_0^{x_0} \int_x^{\infty} \frac{e^{-y}}{y} dy dx \dots\dots\dots (1)$$

$$x_0 = \mu_E \rho T_0$$

N : 計数率 (cpm)

C : 濃度 (μCi/ml)

S : 表面積 (cm<sup>2</sup>)

μ<sub>E</sub> : エネルギー E (MeV) の

β線質量吸収係数 (cm<sup>2</sup>/g)

ρ : 水の密度 (g/cm<sup>3</sup>)

T<sub>0</sub> : 水の厚さ (cm)

K : 比例係数

S : GM 管の有効表面積 (cm<sup>2</sup>)

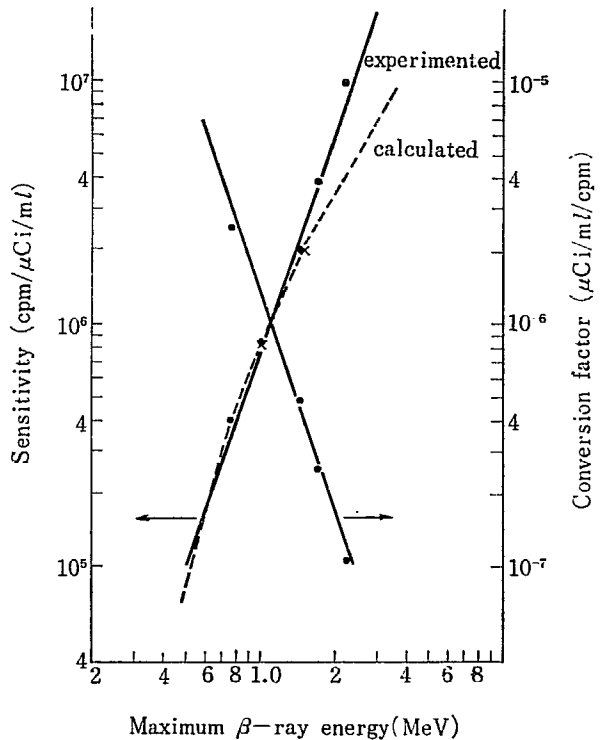


Fig. 2-44 Graph of sensitivity vs β-ray energy

Fig. 2-44 は <sup>204</sup>Tl (0.764 MeV), <sup>89</sup>Sr (1.46 MeV), <sup>32</sup>P (1.7 MeV), <sup>90</sup>Sr-<sup>90</sup>Y (<sup>90</sup>Sr-0.54 MeV, <sup>90</sup>Y-2.26 MeV) が本実験の場合 <sup>90</sup>Sr の寄与分は 2% に満たないため <sup>90</sup>Y のみと考えた) の 4 核種について本装置のエネルギーに対する感度を求めたものである。この実験値より (1) 式の K を 0.54 × 10<sup>-3</sup> とし計算した値を点線で示した。エネルギーの低いところでは一致するが、高くなるとずれてくる。

この測定装置による計数值 (No. 1) と従来からステーションに設置してある GM 計数管による計数值 (No. 2) を比較したものが Fig. 2-45 にしめしてある。図は 1967 年 9 月 20 日、21 日に降ったもので、雨水による β線の

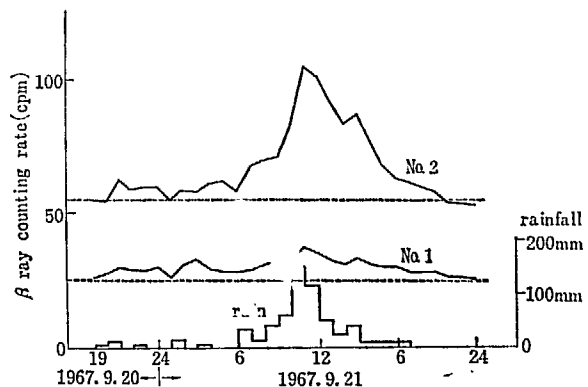


Fig. 2-45 β radioactivity in rain

上昇の一例をしめしている。雨水中のβ放射能は主として RaB (半減期 26.8 分, β線エネルギー 0.65, 0.59 MeV) と RaC (半減期 19.7 分, β線エネルギー 1.65 MeV) であると考えてよい。最大濃度時の計数値は No. 1 では 12 cpm, No. 2 では 50 cpm であるので, No. 1 の値と Fig. 2-44 の校正曲線から雨水中の放射能濃度は 1.65 MeV の RaC のみと考えると  $3.2 \times 10^{-7} \times 12 = 3.8 \times 10^{-6} \mu\text{Ci/ml}$  また 0.6 MeV (平均) の RaC のみと考えると  $7 \times 10^{-5} \mu\text{Ci/ml}$  になる同じ濃度を測定するのに No. 2 の場合は 5 倍ぐらい感度が良い。雨水中の RaB と RaC が平衡になっていると考えれば RaB の寄与は RaC に対して 1/20 になるので RaC の濃度はほぼ  $3.8 \times 10^{-6} \mu\text{Ci/}$

ml になりこれと同量の RaB が存在するということになる。これらが雨滴の状態で測定されるとエネルギーの吸収が少くなり No. 2 の測定値に示されるように非常に感度よく測定されることになる。このように液体を雨滴状にして測定すると、水中のβ放射能濃度を比較的感度良く測定することができる。1 MeV のエネルギーで、No. 2 の場合 BG+10 cpm を検出限界とすると  $2 \times 10^{-6} \mu\text{Ci/ml}$  まで測定できる。(片桐)

参考文献

- 1) 福田整司ら: JAERI 1065 外部被曝によるβ線吸収線量の評価 (1964)

2.4.4 モニタリングステーション・データの電子計算機による処理

モニタリングステーションでは 10 分ごとにデータが送信されてくるが、これらの 10 分値を 1 時間に 1 回平均し、その値を記録紙上に記録すると同時に、紙テープ (通信用幅 2.2cm) にもさん孔している。紙テープ上のさん孔の内容およびそのコードを TABLE 2-10 にしめす。

データ処理装置の故障等により紙テープ上のさん孔に欠陥のある場合の処理の仕方に問題はあったが、変換コードの改良によりほとんど完全に IBM カード上に移されるようになった。

(1) 紙テープから IBM カードへの変換

紙テープ上には各局 4 桁 5 量ずつ 6 ステーション分さん孔されているが、1 枚のカード上へは最大 72 桁であるので、全要素の記録は不可能である。したがって実際にデータ解析上問題になる、大気放射能濃度 (α放射能およびβ放射能) を 4 桁で 6 ステーション分読み込ませた。

(2) データ処理の内容

データは月単位で処理している。計算の内容は次の通りで 12 要素についておこなう。

- (a) 日平均
- (b) 月平均とデータの欠少数
- (c) 1 日の最高濃度とその出現時間
- (d) 1 日の最低濃度とその出現時間
- (e) 月間時間別平均濃度

(片桐)

TABLE 2-10 Code table

テープコード (6C2)	1	2	3	4	5	6	7	8	9	0	X	Y	スペース	ストップ
A	○	○		○			○				○			
B	○		○		○			○				○		
C		○	○			○			○					
D				○	○	○				○			○	
E							○	○	○	○				○
F											○	○	○	○

さん孔内容

年	年	月	日	日	時	時	局	スペース	a	b	c	d	スペース	a	b	c	d	スペース	a	b	c	d	スペース	a	b	c	d	ストップ
2	1	2	2	1	第 4	第 4	第 4	第 4	第 4	第 4	第 4	第 4	第 4	第 4	第 4	第 4	第 4	第 4	第 4	第 4	第 4	第 4	第 4	第 4	第 4	第 4	第 4	第 4
桁					量	量	量	量	量	量	量	量	量	量	量	量	量	量	量	量	量	量	量	量	量	量	量	量

2.4.5 土壌中の放射性ストロンチウムおよびセシウム-137 の分析法の検討

(1) <sup>85</sup>Sr による土壌中の放射性ストロンチウムの化学的収率の検討

土壌中の放射性ストロンチウムおよびセシウム-137 分析法の一連の検討をおこなっている。このうち分離操

作における化学的収率についてトレーサ法により検討をおこなった。セシウム-137 については前報で報告したので、本報では放射性ストロンチウムについて述べる。土壌試料は東海村付近の関東火山灰土 3 試料、沖積土

2 試料, 丘砂 1 試料の計 6 試料とした。これらの土壤にトレーサとして  $^{85}\text{Sr}$  を添加後約 3 ヶ月間野外に放置したのち, これらの土壤を分析試料とした。

化学的収率の測定は Fig. 2-46 に示すように科学技術庁編の「土壤中の放射性ストロンチウムの分析」にしたがった分析法 (I) と Fig. 2-46 中において点線で囲った 2 ヶ所の操作部分を省略した分析法 (II) の 2 方法についておこなった。この分離操作 (A-H) を 7 段階に分けて, 各段階ごとに  $^{85}\text{Sr}$  を  $\gamma$  線測定し定量して各操作間の収率および全操作における収率を求めた。また, 担体

として加えたストロンチウムの重量からも化学的収率を求めた。

これらの検討の結果を TABLE 2-8 に示す。

(a) I および II の分析法の操作過程において, ともに B-C 操作間の収率が他の操作間の収率よりいくぶん落ちることがわかった。これはシュウ酸ストロンチウムの沈殿生成がじゅうぶんにおこなわれていないためである。

(b) トレーサ法より求めた収率と重量法より求めた収率とを比較してみたが両者よく一致していた。このことから重量法の収率の信頼性を確認することができた。

(c) I の分析法をさらに簡便にするために, II の分析法 (B-C 操作間の点線で囲った 2 ヶ所の操作を省略) をおこなった場合, 化学的収率にはほとんど影響がみられなかった。

(2) 土壤中の放射性ストロンチウムおよびセシウム-137 の水酸化ナトリウム-塩酸浸出率

土壤中の  $^{90}\text{Sr}$  を放射化学分析するにあたり, 塩酸浸出法を用いれば平均 92% (87~97%)<sup>1)</sup> の浸出率が得られている。しかし, 全量が浸出されないという問題が残る。この解決策として MEYER らが水酸化ナトリウム-塩酸浸出法<sup>2)</sup> を検討し, その結果, ストロンチウムについて平均 99.2%<sup>3)</sup> の浸出率を得た。そこで, 東海村付近で採取した土壤についてこの浸出法が適用できるかどうかについて検討をおこなった。この結果, TABLE 2-9 に示すように平均 99.3% の浸出率を得た。また, この浸出法は  $^{137}\text{Cs}$  については検討されていないので,  $^{137}\text{Cs}$  の浸出率をも求めた。この結果, 92% の浸出率が得られた。この値は塩酸浸出法の浸出率 [平均 62% (46~82%)]<sup>1)</sup> より高く, また土質差による変動も小さかった。(加藤)

TABLE 2-9 Extractability with 1N NaOH-6N HCl of tracer  $^{85}\text{Sr}$  and  $^{137}\text{Cs}$  in soil kept outdoors under natural condition for twelve months

Sample No.	Nuclide	
	$^{85}\text{Sr}$ (%)	$^{137}\text{Cs}$ (%)
B-1	99.0	91.3
B-2	99.1	86.4
B-4	99.4	84.5
B-5	99.4	96.5
E-1	99.7	96.9
E-2	99.1	96.1
average	99.3	92.0

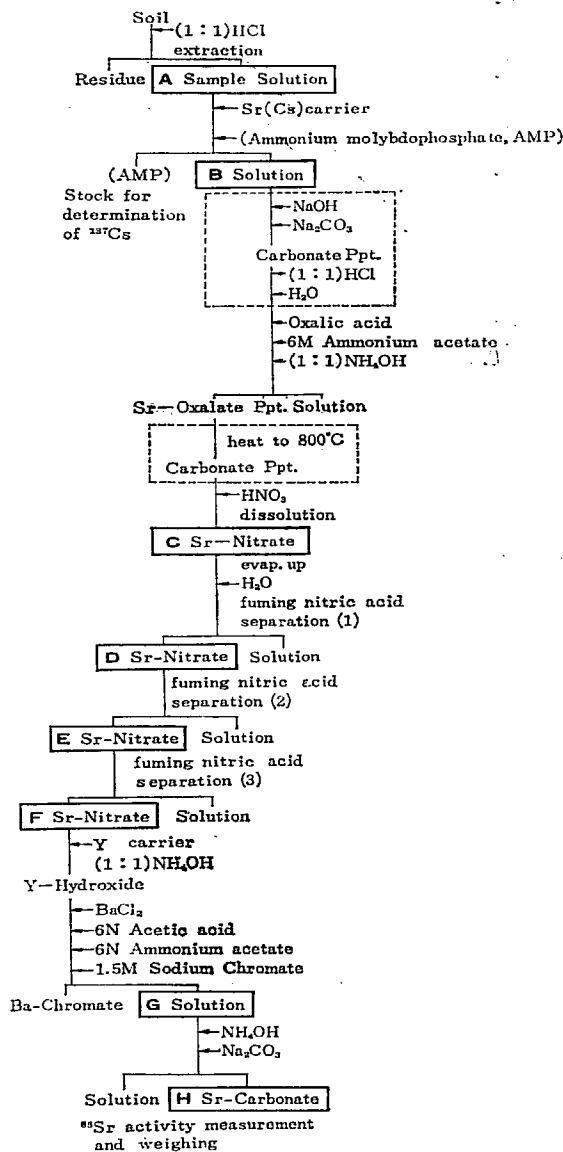


Fig. 2-46 Scheme of procedure of radio-strontium analysis in soil

TABLE 2-8 Chemical yields of strontium in each step of procedure, and comparison of yields obtained by  $\gamma$ -ray counting method and gravimetric method

method	$\gamma$ -ray counting method								Gravimetric method (%)
	B/A×100 (%)	C/B×100 (%)	D/C×100 (%)	E/D×100 (%)	F/E×100 (%)	G/F×100 (%)	H/G×100 (%)	A/H×100 (%)	
I	99.6±2.1	81.4±2.6	96.6±1.4	98.3±1.1	98.7±1.0	98.2±1.5	98.2±1.4	73.5±2.8	77.7±2.9
II	100±1.8	78.3±6.9	97.0±1.5	98.4±1.6	98.2±1.4	98.1±1.4		72.1±6.9	74.3±5.4

参考文献

1) 保健物理安全管理部の活動 No. 10, 132 (1967)

2) NYO-4700, USAEC, E-Sr-0-1 (1967)  
 3) MEYER M. W. et al.: HASL-171, 376 (1966)

2.4.6 超音波風速計による風速変動の測定

原子力施設から放出される気体廃棄物の大気中の拡散希釈を問題にする際、風の弱い場合が重要となるが、従来使われている風はい型やプロペラ型の風速計は風力による回転を利用しているため弱い風に対して追従性が悪く精度も落ちる。また、変動を測定する目的の熱線風速計などは保守の点から長期間使用が困難である。そこで近年、弱い風の場合の風速変動測定用の測器として、開発がいちじるしく進んだ超音波風速計を採用することにした。

これは、超音波パルスを用いて風速の水平、鉛直の3成分を別々に測定するもので、例えば鉛直成分の場合でいえば、一定距離  $l$  をおいて、上下に向い合せた送波器受波器間のパルスの伝達時間と、逆向きにおいた他の1組の送波器受波器の伝達時間との差  $\Delta t$  を測定し、風速を求める。原理的に校正は不要とされ、パルスの回数は毎秒 200 回以上であり精度は高いが、次のような誤差を考えられるので、使用に先だちその程度を検討した。

今風速を  $V$ 、送受波器方向の風速成分  $v$ 、音速を  $C$  とすれば、伝達時間差  $\Delta t$  は次式で表わされる。

$$\Delta t = \frac{2lv}{C^2 - V^2} \approx \frac{2l}{C^2}v$$

上式の分母の風速  $V$  は音速に対して無視するための誤差は風速 30 m/s で約 1% であり、測定範囲の風速では、ほとんど問題にならない。また、音速  $C$  は 20°C の時 343.9 m/s を使っているので気温による補正が必要である。Fig. 2-47 にそれを示す。

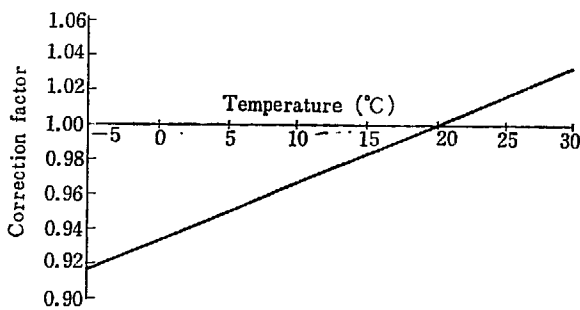


Fig. 2-47 Correction factor for wind speed

2.4.7 東海村沖の海況と沿岸流の解析

昭和 41 年からおこなわれた再処理低レベル廃液の海洋放出に関する海洋調査を継続しておこなった。

(1) 海況

東海村沖 16 点の観測点における海洋観測を毎月実施したが、天候その他の条件で 5, 6, 9, 2 月の 4 ヶ月は

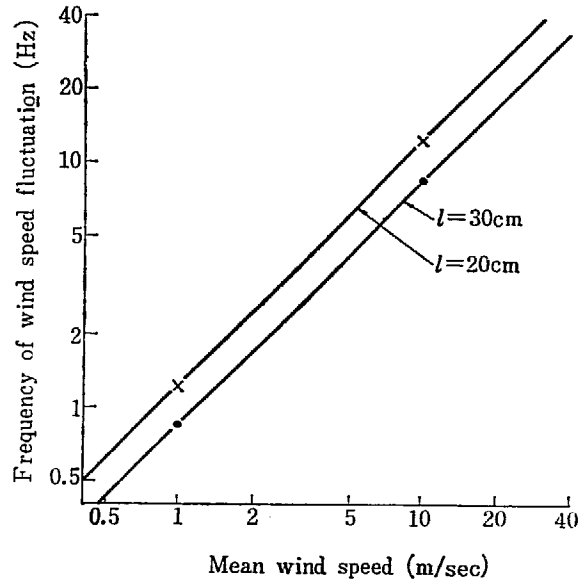


Fig. 2-48 Relation between upper limit frequency and wind speed

測定される風速は、送受波器間の平均風速なので風速変動が多くなると、追従ができなくなるため、送受波器の中心の風速変動に対して 90% 追従可能な上限の周波数を Fig. 2-48 に示した。

また、風速の鉛直成分は値が小さいので、これを測るさいプローブ方向が正確に鉛直になっていないと水平風速による誤差が入る。塔に取付けた状態でわずかな傾きを直接測定することは困難なので、長期間使用する場合は得られたデータに付き異なった風向と鉛直風の小さい気象条件を選んで解析することにより傾きを出し他の場合の補正に使用する。

今年度は東海研気象観測塔の高さ 42m において風速 3 成分の測定をおこない、約 30 例の測定データにつき平均値、標準偏差、成分間の同時相関係数等 2, 4, 8 分間の値を計算し、定常性を検討し良好なデータの解析をおこなっている。なお、ルーチンに使用してデータの蓄積を図るためシグマメータや拡散幅表示装置などを考えている。(林)

欠測した。

Fig. 2-49 に表層における海岸からの距離別の水温、塩素量の年変化を示した。東海村沖の 2km, 11km では 7 月と 10 月の特徴が顕著で、とくに例年に比して 10 月は水温、塩素量が低い。表層における沿岸域の 7 月と 10 月に見られる塩素量の低い値は、陸水の流入による影響

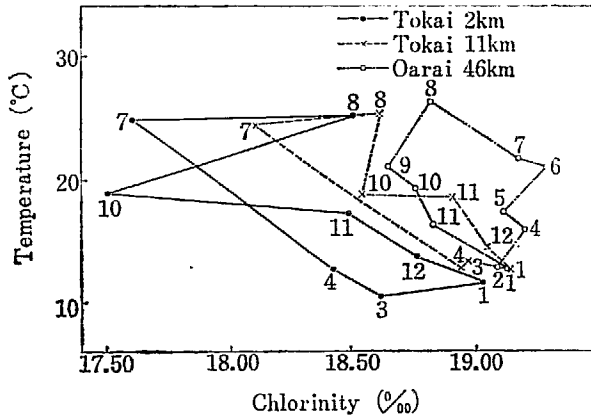


Fig. 2-49 T-Cl diagram for different distance in surface water

が大きいと思われる。

一方大洗沖 46 km にはこれらの特異点はなく、季節による海況の変化は、東海村の沿岸とは異なったものを示している。

(2) 流 れ

本年度から新規に東邦電探製の CM 2R 型流速計を購入し、従来から用いられてきた TSII 型流速計と併用して沿岸流の測定をおこなった。

潮流の潮時別の流線図を Fig. 2-50 に示した。潮流は日週潮流と半日潮流のベクトルを合成して描いた。昭和 42 年 11 月 14 日と 11 月 15 日におこなったデータによれば、原研沖以南の沿岸域では反時計回りの 15cm/sec 以上の流れが見られ、久慈川河口周辺では時計回りの弱い潮流が存在する。

CM 2R 型流速計を St. 1 の深さ 3m に設置して測定した結果を Fig. 2-51 に示す。1 回の測定期間は 6 日間で、データは 1 時間の平均値を用いた。流向は南～西～北方向に分布し、沿岸に直角方向の東側は少ない。流速は 20cm/sec 以下の流れが多く、南流時に速い流れが出現する。

これらの連続記録により東海村沿岸においては、1 日周期の潮流が卓越することがわかった。(谷川)

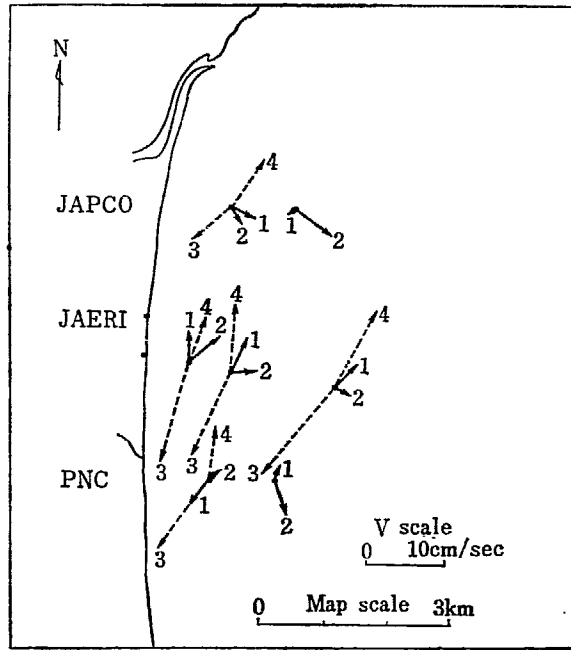


Fig. 2-50 Stream lines

- 1. 2h after L. W. } Nov. 14 1962
- 2. H. W. }
- 3. H. W. } Nov. 15 1962
- 4. 1h after L. W. }

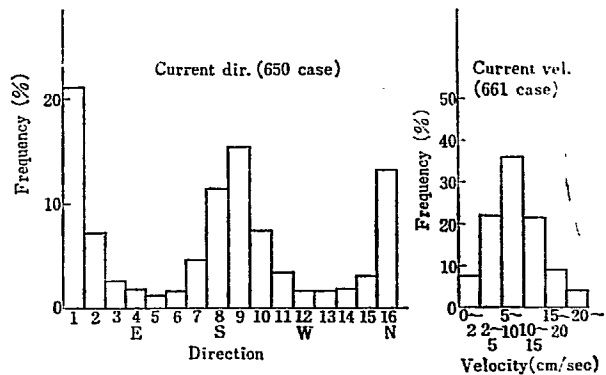


Fig. 2-51 Frequency of current velocity and direction in 3m layer in St. 1.

2.4.8 JFER に関連した環境安全上の問題

高速実験炉の設計は第 2 次概念設計まで原研が担当し、動力炉・核燃料開発事業団に引継がれた。そして第 3 次概念設計は同事業団の手でおこなわれた。環境放射能課では第 2 次概念設計における安全審査申請書添付書類中の環境安全に関する部分の作成をおこない原研動力炉開発管理室に協力した。また第 3 次概念設計における同書類の作成も実質的には原研がおこない、同じく環境放射能課もその一部を担当した。

この中でこれまでの原子炉の場合ととくに異なる点はナトリウム冷却材のカバーガスとして使用されるアルゴ

ンが照射されて生成される <sup>41</sup>A の平常運転時の漏洩による被曝評価と仮想事故として考えられるプルトニウム再臨界の結果として生じる、環境におけるプルトニウム障害評価をおこなったことである。

この書類中の自然環境の記述においては大洗研究所でおこなっている気象観測の最新のものまで加えた統計結果を載せた。また社会環境の記述には 1965 年の人口調査結果を用いて作成した方位別、距離別人口分布を中心に産業調査等も加えた。(伊藤)

## 2.5 放射性汚染処理

### Radioactive Waste Treatment and Decontamination

Developments of operational technique of radioactive waste treatment were made for the following items in 1968;

- (1) Specifications and framing of a tank rolley which transports low level radioactive liquid wastes. (carrying capacity: 8t)
- (2) Overhaul of a evaporator which treats low level radioactive liquid wastes.
- (3) Decontamination test of protective clothing contaminated with radioactive particulates.

#### 2.5.1 概要

廃棄物処理の運転管理に関連しておこなった技術上特記すべき事項は、1) 低レベル廃液運搬用の8トン積タンクローリーの設計、製作、2) 低レベル廃液処理用の

蒸発缶の解体検査、3) 放射性粉体で汚染した防護衣の除染試験である。(町田)

#### 2.5.2 8m<sup>3</sup> タンクローリーの製作

昭和33年以来、低レベル液体廃棄物の輸送に使用されていた4m<sup>3</sup>の旧タンクローリー車は、老朽化にともない廃車し、新たに8m<sup>3</sup>のタンクローリー車の製作をおこなった。

車両の仕様は10トンのキャリアーに最大積載量8,000kgのタンクを搭載した。車両総重量は17,855kg、全長8,790mmである。新タンクローリー車には各種の安全装置を施し、輸送量も2倍の能力が発揮できる。

タンクの仕様は、使用材質はタンク、防波板ともにSS41鋼板を使用し、(1)タンクは10mm、(2)内部防波板は6mm、(3)防波板の板数は3枚、(4)タンク内面に6mmの耐酸性軟質ゴムライニングをする、(5)主要部分はSUS27とした。安全装置は、(1)オーバーフロー防止のフロートバルブが取り付けられ、これと連動する警報ブザーを取り付け、満水前の規定レベルで警報を発するようにセットされている。(2)タンク後面に2個の液面計を取りつけリットル数判読用の目盛が刻印さ

れている。液面計は廃液の種類により透明度が失なわれるので液面計洗浄装置を取りつけた。この洗浄装置は吸排用ポンプの圧力で洗浄液を液面計ガラスに噴出洗浄をする。(河村)



Fig. 2-52 View of tank rolley (8m<sup>3</sup>) for transportation of low level liquid waste

#### 2.5.3 低レベル蒸発缶体の検査

この蒸発装置は、1958年に低レベルの廃液を処理するために設置され、それから今日まで運転を行なってきた。

運転開始以来、年平均運転時間は約650時間であり、処理量は年平均910m<sup>3</sup>処理している。缶体は、毎年劣



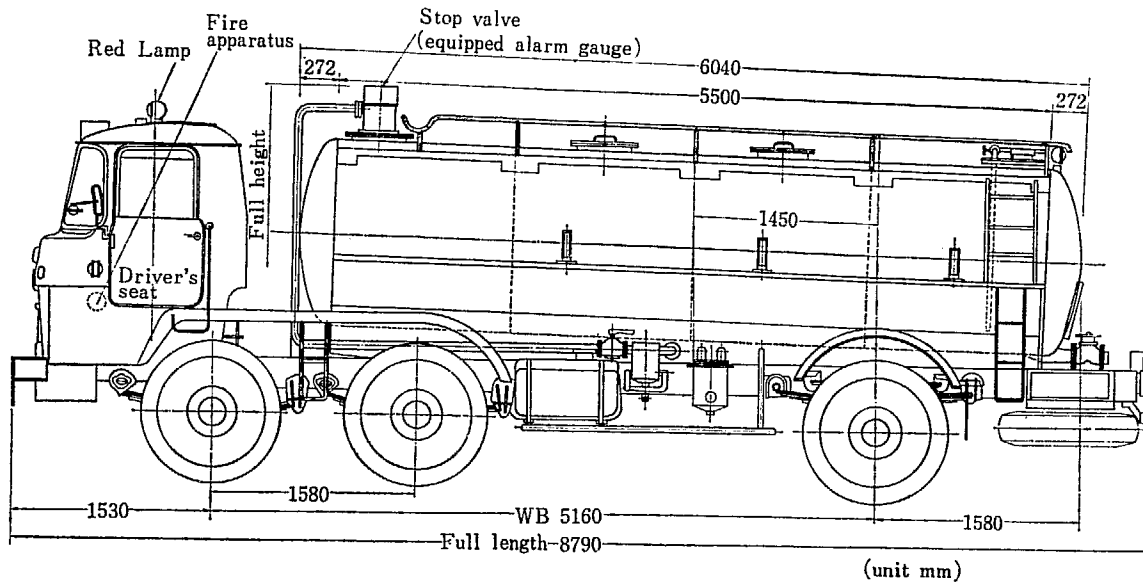


Fig. 2-53 Final drawing of tank-rolley

働基準監督署の缶体検査を受けているが、2年ごとに缶体を分解して細部にわたり検査を行なう。また、腐食を調べる一つの手段として、同材質のテストピースを缶内に挿入して、1年間運転のち取出し、その減量を測定している。蒸発缶の材質は本体およびカランドリヤはSUS 33で製作されている。1966年に行なわれた缶体検査の状況は、溶接部の3ヵ所に孔食による漏洩が認められ、またパイプ表面およびフランジ接触面にも腐食がみられた。本年度末の分解点検時にもこれと同様の腐食が認められた。Fig. 2-54はカランドリヤの腐食状態を示し、TABLE 2-11は各年度ごとの減量率を示す。これらの腐食については、今後十分検討する予定であるが、本装置は全体的に腐食が発生しているの、次年度に蒸発缶体を取替える予定である。(森)

TABLE 2-11 Weight loss of stainless steel test pieces

Specimen size.....5.0×3.0×0.2cm  
Temperature .....100~130°C  
Duration of test.....1964~1968

Test piece No.	A	B	C	D
	Wt loss %	Wt loss %	Wt loss %	Wt loss %
1964	0.713*	0.729*	0.400*	—
1965	0.020	0.023	0.004	0.039
1966	0.060	0.147	0.068	0.276
1967	0.021	0.041	0.018	0.024
1968	0.046	0.066	0.034	0.052

Test sites

- A ; Middle of evaporator (Welded steel)
- B ; Middle of evaporator
- C ; Bottom of evaporator (Welded steel)
- D ; Bottom of evaporator

\* Not adjusted pH of evaporating liquid wastes.

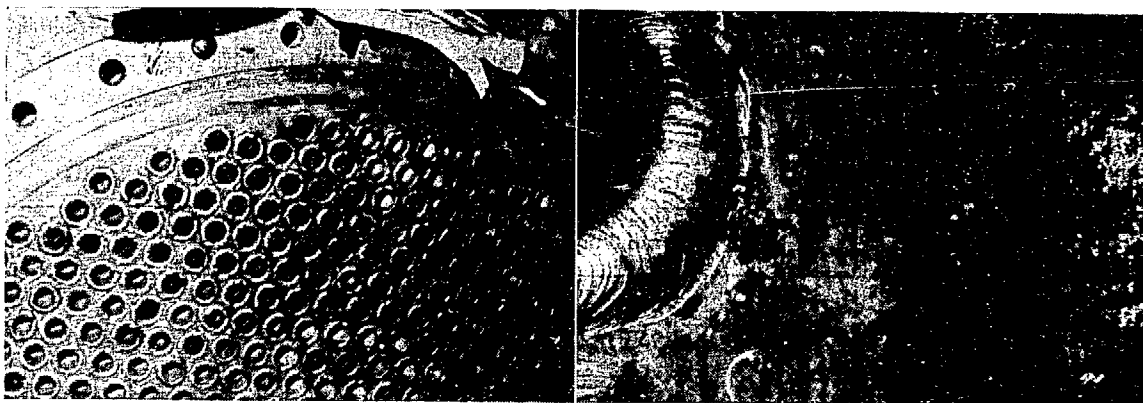


Fig. 2-54 Photo views of corrosion roughness of calandra equipped in low level evaporator

2.5.4 放射性粉体で汚染した特殊防護衣の除染試験

放射性物質による放射性防護衣の汚染レベルとその数量はともに増大している。全放射性防護衣の汚染率は40%にも達し、特にそのうちの70%の汚染防護衣は、

ホットラボラトリーのケーブ内の汚染除去作業、原子炉施設などの定期点検時における汚染であることから、放射性粉体によるものが大部分をしめている。放射性粉体に



### 3. 研究開発

---

Research and Development

### 3.1 放 射 線 計 測

#### Radiation Dosimetry

The study of microdosimetry was continued and expanded this year, and especially, spatial distributions of the amount of energy transferred by primary fast-neutrons were calculated under some assumed conditions.

The pattern-recognition theory was applied to the design of an automatic-scanner of recoil-proton tracks on nuclear emulsions. As the first step, experiments were carried out for etched-pits on a glass in place of proton tracks, and a very low probability of miscount was ascertained by many figures of pits.

#### 3.1.1 概 要

保健物理分野での研究は大きく分類するとつぎの二つになる。(1) 許容量, 基準値といったものを根本的に究明するようなテーマ, (2) 基準値といったものは既知であるとし, いかにこれを応用していくかという立場のテーマである。放射線と障害量との対応を追求するようなものは前者の範疇に属し, 測定器や測定法の研究は後者に属するものと考えられる。この両者は持ちつ持たれつといった関係にあり, 適当にバランスをとって研究を進める必要がある。保健物理という分野は非常に範囲が広く, 基礎的な理学や生物学から工学や医学といった応用的な分野までを包含したものである。そのために研究を進めていく際には充分目標を定めて効率よくこななければ焦点がぼけ易い。逆に広い分野の人材を必要とするテーマを選び, 効率的な運営がおこなわれるならば実にすばらしい成果が得られるはずである。過去10年間当部では細々と保健物理に関する研究がおこなわれて来たが, 多くのテーマに少人数がとり組むという方式であった。そのために進展が遅く, かつ目標も規模の小

さいものがほとんどであった。我々が保健物理の発展のために何等かの寄与を願うならば, このあたりで自己批判をして見る必要があるのではなからうか。

本節で述べられる研究テーマは本誌前号でとり上げたものの継続が多い。まず微視的線量の研究は媒質内のエネルギー付与量の分布状態の計算をおこなったが, 今年度は入射放射線が20 MeVまでの高速中性子線の場合について結果が得られた。つぎに肺中モニタについては試作計数管について実験がおこなわれたが, 肺中核種定量についてのいくつかの問題点が判明し対策が調査された。

最近情報の集中管理ということは各分野で真剣に考えられ, 一部では大規模に実施されている。放射線管理についても本腰を入れてこの事の適用を考えなければならぬ時期に来ているものと思われる。システム解析, パターン認識といった考え方は, 積極的に保健物理にとり入れる必要がある。この観点から陽子飛跡の自動計数装置の開発を開始したが, 分裂片飛跡痕については一応の目安を得ることができた。(立田)

#### 3.1.2 微視的線量の標的理論への応用 (II)

放射線作用における線量 (input)——効果 (output) の関係を適切に表示するという立場から, 従来の巨視的線量概念にかわって, 微視的線量概念が導入され<sup>1), 2)</sup>, 最近の radiation dosimetry の中心課題として広く研究が進められている。前年度は10 MeV/amuのH, He, C, O, Fイオンについておこなった予備的計算の結果の一部を報告したが, 今年度は入射放射線の種類とエネルギーの領域をさらに拡大し, IBM-7044を用いて計算をお

こなった。これにより種々の放射線の媒質への一次的エネルギー付与の微細構造を明らかにし, 微視的線量概念にもとづいたinput量を用いて新しい標的理論へ応用し, input—outputの関係を明らかにするとともに, これら概念の妥当性と, 巨視的線量概念にもとづく結果との比較検討をおこなった。

重荷電粒子に関する計算方法は前誌<sup>3)</sup>に述べてあるので省略するが, 中性子線についてはつぎのような方法で

計算した。まず、媒質を水で近似し、これにエネルギー  $E_n$  の中性子線を照射したとき生ずる反跳陽子線束  $\phi_p(E_p)$  を、重心系で等方散乱するものと仮定して次式により求める。

$$\phi_p(E_p) = \frac{1 - \frac{E_p}{E_n}}{L_i(E_p)} \dots \dots \dots (1)$$

ここに  $L_i(E_p)$  はエネルギー  $E_p$  の反跳陽子の全 LET である。 $L_i(E_p)$  は  $E_p > 0.5$  MeV のとき次式で求められる。

$$L_i(E_p) = \frac{4\pi e^4 Z^2 N_e}{mc^2 \beta^2} \left[ \ln \frac{2mc^2 \beta^2}{(1-\beta^2)I} - \beta^2 \right] \dots \dots \dots (2)$$

$E_p < 0.5$  MeV の場合は実験値<sup>4)</sup>を外挿した値を用いた。また、反跳陽子の局所的に付与されたエネルギー  $L_i(E_p)$  は次式で求められる。

$$L_i(E_p) = \frac{2\pi e^4 Z^2 N_e}{mc^2 \beta^2} \left[ \ln \frac{2mc^2 \beta^2}{(1-\beta^2)I^2} - \beta^2 \right] \text{ for } E_p \geq 0.5 \text{ MeV} \dots \dots \dots (3)$$

$$= L_i(E_p) - \frac{2\pi e^4 Z^2 N_e}{mc^2 \beta^2} \ln \frac{2mc^2 \beta^2}{(1-\beta^2)\eta} \text{ for } E_p < 0.5 \text{ MeV} \dots \dots \dots (4)$$

ここに (4) 式の第 2 項は、 $\delta$  線として持ち去られたエネルギーを表わしている。

これらの反跳陽子によって媒質中に生成されたエネルギー  $E$  以上の 2 次電子の数  $I_{\delta_0}(E)$  は次式で求められる。

$$I_{\delta_0}(E) = \int_{E_p} \int_E^{E_p} \frac{2\pi e^4 Z^2 N_e}{mc^2 \beta^2} \bar{\phi}_p(E_p) \frac{dE}{E^2} \dots \dots \dots (5)$$

これらの 2 次電子が媒質中で減速をうけて生成される全 2 次電子線束は修正連続減速模型の式<sup>5)</sup>で求められる。

このようにして求められた荷電粒子線束について、前誌に述べた方法により計算した。この計算に用いた input parameter とデータの種類はそれぞれまとめて TABLE 3-1, 2 に示してある。TABLE 3-2 に用いられている記号は、それぞれ次のような意義をもっている。

$P(E, j, l/W, \eta)$ : エネルギー  $E$  の荷電粒子が厚み  $l$  の

標的中に  $j$  個の 1 次電離を生ずる確率、

$f_j(E, j, l/W, \eta)$ : エネルギー  $E$  の入射粒子によって生じた荷電粒子が、厚み  $l$  の標的中に  $j$  個の 1 次電離を生ずる確率、

$S_{eff}/S_0(E, j, l/W, \eta)$ : 平均直径  $l$ 、不活性化のために必要な 1 次電離の数  $j$  個の微小標的の、エネルギー  $E$  の入射粒子に対する不活性化有効断面積  $S_{eff}$  と幾何学標的断面積  $S_0$  との比。

$h_J(E, J, l/W, \eta)$ : 不活性化のために必要な 1 次電離の数  $J$  個の標的の、エネルギー  $E$  の入射粒子に対する生存率。

これらの計算方法および結果の詳細については文献 6)~8) を参照されたい。(沼宮内)

参考文献

- 1) たとえば ROSSI H. H., BIAVATI W. and GROSS W.: *Rad. Res.*, **15**, 431 (1961)
- 2) ODA N.: IAEA Technical Reports Series No. 58, 165 (1966)
- 3) JAERI-5017, 147 (1968)
- 4) WHALING W.: *Handbuch der Physik*, **34**, 13 (1958)
- 5) ODA N. and NISHIMURA F.: *Bull. Tokyo Inst. Tech.*, **77**, 41 (1966)
- 6) NUMAKUNAI T., OHTANI S., KAWAI K. and ODA N.: JAERI 1179 (1969)
- 7) 同上 JAERI 1180 (1969)
- 8) 同上 to be published

TABLE 3-1 Input parameters

Kind of incident particle: neutron, $^1_1\text{H}$ , $^2_2\text{He}$ , $^3_3\text{Li}$ , $^6_3\text{B}$ , $^7_3\text{N}$ , $^8_4\text{O}$ , $^9_4\text{F}$ , $^{10}_{10}\text{Ne}$ , $^{18}_{18}\text{Ar}$ .
Incident energy of neutron, $E_n(\text{MeV})$ : 1, 2, 5, 10, 20.
Incident energy of heavy ion, $E_i(\text{MeV}/\text{amu})$ : 4, 6, 8, 10, 12.
Number of primary ionization per track per target, $j$ : 0, 1, 2.
Number of primary ionization per target, $J$ : 0, 1, 2.
Target size parameter, $l/W(100\text{\AA}/\text{eV})$ : 1/1000, 1/300, 1/100, 1/30, 1/10.
Average diameter of target: $l$ .
Average energy required to produce one primary ionization: $W$ .

TABLE 3-2 Output data

Incident heavy ion	Delta-ray produced by heavy ion	Recoil proton	Delta-ray produced by recoil proton
$L_i(E_i, \eta)$	$L_i(E_s, \eta)$	$L_i(E_p, \eta)$	$L_i(E_s, \eta)$
$L_i(E_i, \eta)$	$L_i(E_s, \eta)$	$L_i(E_p)$	$L_i(E_s, \eta)$
—	$\phi_s(E_s, E_i, \eta)$	$\phi_p(E_p, E_n)$	$\phi_s(E_s, E_n, \eta)$
—	$\bar{\phi}_s(E_i, \eta) = a$	$\bar{\phi}_p(E_n)$	$\bar{\phi}_s(E_n, \eta) = a$
$P(E_i, j, l/W, \eta)$	$P(E_s, j, l/W, \eta)$	$P(E_p, j, l/W, \eta)$	$P(E_s, j, l/W, \eta)$
Output data for heavy ion		Output data for neutron	
$f_j(E_i, j, l/W, \eta)$		$f_j(E_n, j, l/W, \eta)$	
$S_{eff}/S_0(E_i, j, l/W, \eta)$		$S_{eff}/S_0(E_n, j, l/W, \eta)$	
$h_J(E_i, J, l/W, \eta)$		$h_J(E_n, J, l/W, \eta)$	

3.1.3 適応性のある線形分類を用いた飛跡の検出

中性子線量計測の一つである反跳陽子飛跡計数法及び核分裂片飛跡（またはエッチピット）計数法は、いずれも倍率数百の顕微鏡により肉眼で計数されている。しかし、これは非常に疲れ易く、更に使用個数の増加する傾向から自動化される勢いにある。今までに、このような問題に対する研究報告が幾つかあるが、まだ問題点も多い。そこで、ここでは、これらをパターン認識<sup>1),2)</sup>の問題として次のように定式化する。

パターン認識とは、与えられたパターンがどの類に属するかを決定することである。ここでは、飛跡としての特徴を有する対象を飛跡パターン、飛跡以外の特徴を有する対象を背景パターンと呼ぶ時、与えられたパターンがそのいずれのパターンであるかを決定することである。識別のために、パターンに含まれるあらゆる特徴を利用する方が有利であるが、現実にはその中のN個の特徴を選び出し、それらを要素とするパターンベクトル  $\mathbf{X}$  を作り、 $\mathbf{X}$  の識別を考えることになる。よって与えられた問題は次のように定式化される。飛跡パターンより作られた  $\mathbf{X}$  の集合を  $\omega_i$ 、背景パターンより作られた  $\mathbf{X}$  の集合を  $\omega_b$  とするとき、ある識別関数  $g(\mathbf{X})$  を導入し、任意の  $\mathbf{X}$  に対し、常に、次式が成立するような  $\mathbf{X}$  と  $g(\mathbf{X})$  を決定する。

$$[A] \begin{cases} g(\mathbf{X}) > 0 & \text{at } \mathbf{X} \in \omega_i \\ g(\mathbf{X}) < 0 & \text{at } \mathbf{X} \in \omega_b \end{cases}$$

飛跡パターンと背景パターンを識別する主な特徴は、その幾何学的形にある故、飛跡パターンより少し大き目の正方形を考え、それを  $\sqrt{N} \times \sqrt{N}$  メッシュに分け、その個々のメッシュの光の強さを特徴として採用する。この正方形を受容器と呼ぶ、このとき、受容器出力はパターンベクトル  $\mathbf{X}$  を与える。次に  $g(\mathbf{X})$  の決定であるが、条件 [A] が完全に成立する  $g(\mathbf{X})$  は、常に存在するとは限らない。そこで条件 [A] を出来るだけ満す近似的  $g(\mathbf{X})$  を導入する。 $g(\mathbf{X})$  として、適応性のある線形分類器を用いる。線形分類器とは、その入力  $\mathbf{X}$  とそれと同次元の調整された荷重ベクトル  $\mathbf{W}$  との内積  $\mathbf{X}'\mathbf{W}$  ( $\mathbf{X}'$  は  $\mathbf{X}$  の転置ベクトル) と、調整された  $w_0$  との和  $s = \mathbf{X}'\mathbf{W} + w_0$  を計算し、 $s > 0$  なら出力  $q = +1$ 、 $s < 0$  なら出力  $q = -1$  を出すものである。類の知られた標本パターンベクトル  $\mathbf{X}$  を用いて  $\mathbf{W}, w_0$  を調整することが出来るので、適応性があると表現される。今、条件 [A] を満すように  $\mathbf{W}, w_0$  を調整することが出来たとすると、 $g(\mathbf{X}) = s$  となる。

以上を幾何学的に見ると、 $\mathbf{X}$  は  $N$  次元ユークリッド空間  $E^N$  の点に対応し、 $s = 0$  はその空間での超平面を表わす。この超平面は、 $\mathbf{W}$  と  $w_0$  とにより完全に決定され、 $\mathbf{W}$  と  $w_0$  とを変えらるという事は超平面の回転と移動とを行なう事にほかならない。よって、超平面で分離可能な

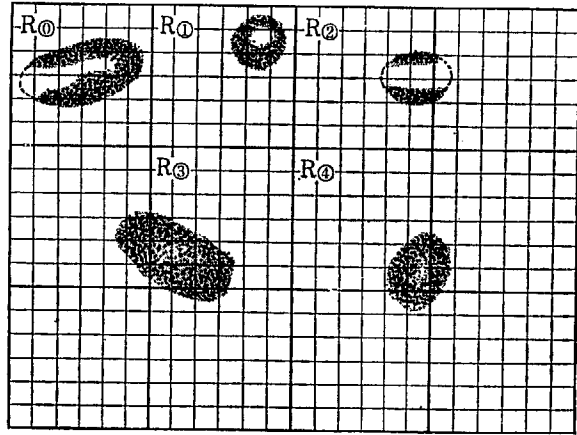


Fig. 3-1 Etch-pit patterns ( $R_0 \sim R_5$ ) and background patterns (the others)

空間  $E^N$  をもたらすような  $\mathbf{X}$  の選定（即ち、特徴抽出）を行ない。次に、標本パターンベクトル  $\mathbf{X}$  を用いて類が混りあわないように超平面を動かし、 $\mathbf{W}, w_0$  を決定する。ここで、希望決定出力を  $d$  とするとき、 $\mathbf{W}, w_0$  の変化量  $\Delta \mathbf{W}, \Delta w_0$  は、

$$[B] \begin{cases} \Delta \mathbf{W}' = -\mu \nabla (d - s)^2, & \Delta w_0 = -\mu \partial (d - s)^2 / \partial w_0 \\ \text{ただし、} \nabla = \partial / \partial \mathbf{W}' = (\partial / \partial w_1, \partial / \partial w_2, \dots) \\ \mu: \text{比例定数} \end{cases}$$

で与えられる。

$\mathbf{X}$  が  $N$  次元多変量ガウス分布に従い、2つの類の共分散が等しい時、 $\mathbf{X}$  を含む空間  $E^N$  は線形分離可能となる。今、2つの類に属する  $\mathbf{X}$  の生起確率が等しく、 $\omega_i, \omega_b$  に属する  $\mathbf{X}$  の平均ベクトルがそれぞれ  $\mathbf{M}_i, \mathbf{M}_b$  であり、共分散行列  $\Phi$  の逆行列が  $\Phi^{-1}$  であるとすれば、ベイズ決定規則\*による  $\mathbf{W}, w_0$  は次式で与えられる。（ただし、 $\mathbf{M} = \mathbf{M}_i - \mathbf{M}_b$ ）

$$[C] \begin{cases} \mathbf{W} = \frac{2}{4 + \mathbf{M}'^{-1} \Phi \mathbf{M}} \Phi^{-1} \mathbf{M} \\ w_0 = -\frac{1}{2} (\mathbf{M}_i + \mathbf{M}_b)' \mathbf{W} \end{cases}$$

このとき、分類器は最適となる。

6x6 メッシュの受容器 (cf. Fig. 3-1) で行なったエッチピットパターンに対する計算機シミュレーションの結果を、i) 位置ずれのない場合、ii) 位置ずれのある場合について記す。両方の場合について、 $\mathbf{X}$  は 36 次元多変量ガウス分布と見なしてさしつかえないことが判ったので、共分散行列にそれぞれの類の共分散行列の代数平均を採用し、両方の類の生起確率を等しいとすると、 $\mathbf{W}, w_0$  は [C] により計算される。 $\mathbf{W}, w_0$  は [B] によっても計算されるが、計算時間がかかるので、以下は [C] による計算結果である。

i) 位置ずれのない場合<sup>3)</sup>、Fig. 3-1 の  $R_0$  のように

\* あらゆる  $\mathbf{X}$  に対して average risk を最小にする決定規則をいう。(例えば文献 1), 2)

パターンの位置を受容器中央に合せた場合である。この場合識別誤り率は1%以下となる。

ii) 位置ずれのある場合 Fig. 3-1 の  $R_{①} \sim R_{④}$  のようにパターンの位置が必ずしも受容器中央に来るとは限らない場合である。ここでは、筆者の4種の位置ずれ法に基づく解析結果では識別誤り率は15%以下となる<sup>4)</sup>。

今後の問題として、各パターンが近接している場合の解析、誤り率の減少(受容器構造を変えることにより可能)、金物の作成等が問題となる。さらに、保健物理の

各方面へのパターン認識の適用が考えられることを付け加えておく。(熊沢)

#### 参考文献

- 1) 坂井利之編：“パターン認識の理論”情報科学講座 E19.1 共立出版(1967)
- 2) ニルソン、渡辺茂訳：“学習機械”コロナ社(1967)
- 3) 立田、熊沢：第29回応物学会予稿集，p.153(1968)
- 4) 熊沢：昭和44年電気四学会連合大会，情報処理 No. 3009

### 3.1.4 肺中プルトニウムモニタの今後の問題点

肺に吸着した  $^{239}\text{Pu}$  は、それが可溶性の化合物であれば比較的短時間で体外に排泄されると考えられるが、不溶性の酸化物である場合は長期間肺に沈着しているものと考えられる。この沈着した不溶性の酸化プルトニウムは、プルトニウムの重金属としての害と共に、放出される  $\alpha$  線の肺に対する被曝が重要な問題となる。 $^{239}\text{Pu}$  の肺負荷量は現在 16 nCi と定められているが、この量を身体外部から正確に定量測定するには解決しなければならない多くの困難な問題がある。これらの問題の幾つかを述べてみる。

被曝者の体格が各人それぞれ異なるため、肺の大きさ、胸囲胸厚、筋肉層の厚み、ロソ骨の肺表面を占める割合などすべて異なってくるので、phantomの校正で得られる較正常数をそのまま適用できるとは考えられない。そこでX線写真などによる体格測定法を確立することが重要である。このために超音波による測定法なども今後十分検討する必要がある。次に肺に吸着した核種がどのように分布し、時間と共にその分布形がどのように変化するか、他の臓器へどのように移行してゆくかを知ること重要である。そのために最近放射線医学で進歩のめざましいシンチカメラのような方法で、その汚染分布を知るとは極めて有効な手段であると考えられるので、 $^{239}\text{Pu}$  からのX線は量もエネルギーも低いので困難な問題はあるが、今後研究開発する価値があるであろう。同時にリンパ液や血液中への  $^{239}\text{Pu}$  粒子の流出の問題を生物物理学の立場から物理的にその流動現象を定量的に把握する必要も出てくるであろう。次に問題となるのは、プルトニウム取扱者が被曝するのは単に  $^{239}\text{Pu}$  のみでなく、その同位体や娘核である  $^{241}\text{Am}$  などの混合物であるということである。したがってそれらの混合物の肺中の存在比を適切に知ることが大切である。そのために薄型 NaI シンチレーション計数管をも併用し、 $^{241}\text{Am}$  の定量を行なう必要がある。 $^{241}\text{Am}$  の量から  $^{239}\text{Pu}$  の量を推定することもまた必要であろう。また人体内には平常時のバックグラウンドとして  $^{40}\text{K}$  や  $^{137}\text{Cs}$  なども含まれているので、これによる計測誤差を少なくするため、プルトニウム取扱者のバックグラウンドはすべて測定し記録しておかなければならないであろう。このた

めに肺モニターの装置といえども、全身カウンターと同様に全身の放射能測定も可能な装置でなければ、最高の機能は発揮できないものである。

次に問題を検出器に限ってみる。この目的に使われる検出器はエネルギー情報が適確に得られるものでなければならぬ。そのために現在ではガス型比例計数管が主として使われている。計数管は肺表面を覆う大きさが必要であり、またバックグラウンドを下げるため主計数管の周囲に逆同時計数管を配置した複合構造となるためかなり大型なものとなる<sup>1)</sup>。逆同時と主計数管の間はアースワイヤーで仕切られた構造で、主計数管の心線は一般に数本張られているものが多い。このような計数管でエネルギー分解能を低下させる原因として主計数管内の電界の不均一、dead spaceの増加、更に逆同時計数管の電界の影響を受けて有効体積の減少、主計数管の側面に近い心線に対する分布容量の増加そして端効果などがある。ここで特に問題となるのは有効体積の減少と分布容量の増加である。コリメートした  $^{239}\text{Pu}$  線源を用いて窓面の中央と管側面に近い部分とで、それぞれスペクトルを描かせてみると両者はエネルギー軸でピーク位置が一致せず、半値幅も異なってくる。窓面に一様に線源を当てた場合のスペクトルはそれらを合成したものとなる。これは上述の効果によるものである。これを改善するためには、逆同時と主計数管の仕切であるアースワイヤーを窓に張ること、すべての心線のアースワイヤーおよび管側面に対する分布容量をすべて等しくし、電界分布も一樣になるような心線数を選ぶことが大切である。このために心線は2本とし、側面に対し左右対称になるように配置すべきである。このようにすることによってそれぞれの心線に対する電界分布も分布容量も等しくすることが可能である。心線方向の端効果による電界補正は、フィールドチューブを取付けることにより行なわれる。これは効果はあるが構造の複雑さ取扱いの不便さなどにより必ずしも付けられるとは限らないが、特に精密測定を望むときには必要である。しかしこれが取付けてあっても、実際に混合核種で汚染されている場合に得られるスペクトルは、筋肉層の吸収などもあり、 $^{239}\text{Pu}$  単独のようなはっきりとしたスペクトルになるとは考えられない

ので、その必要性は十分な実測データを基に考えるべきであろう。

次に検出器に要求されることは検出効率を高めることである。これは計数ガスのX線に対する吸収効率を高めることと途中の損失をできるだけ少なくすることであるが、これらはガスの種類、ガス圧、計数管の幾何学的構造、窓面の材質などによって決まるもので測定すべきX線のエネルギーとの相対関係で決定すればよい。問題はバックグラウンドとの関係である。バックグラウンドは宇宙線によるもの、周囲の物体からのもの、計数管自体の構成材質から放出されるもの、管内面の汚染、計数ガスに含まれる不純物や放射性物質、工作の不手際から生ずる電気雑音などによって発生する。宇宙線以外は十分注

意して精密に製作された計数管ならば実用上問題は無い。たとえば、RAMSDENの計数管<sup>2)</sup>ではPRガス1気圧封入で、鉄室内で逆同時計数管を働かせ1.8c/min(10~25 keV)を得ている。筆者の試作計数管では鉄室外で同じ条件で32c/minであった。鉄室の効果で1/5になったとしても6.4c/minとなり、これは少し高い値である。今後計数管製作の技術を向上させる必要がある。

(城谷)

参考文献

- 1) 立田初己, 城谷孝: JAERI-memo 2426 (1966)
- 2) RAMSDEN D.: *Health Physics*, 16, 145 (1969)

3.1.5 波高弁別器バイアス変調による高感度シンチレーションドシメータの開発

波高弁別器バイアス変調による線量測定器のエネルギー特性の改良法の原理、実施回路などについてすでに報告してきたが、今回、プラスチック・シンチレータに当方法を応用し、従来にない平坦なエネルギー特性、感度、測定範囲の測定器を得ることができた。プラスチック・シンチレータは実効原子番号が空気のそれに近いいため、シンチレータに吸収されるエネルギーを測定することにより照射量を評価することができる。光電子増倍管を用いてシンチレータの光電流を測定し、吸収エネルギー=照射量を評価する方式は広いエネルギー範囲にわたって精度の良い照射量測定ができる方法であるが、感度は光電子増倍管のノイズに相当する暗電流の大きさに制限され、また照射量率の測定上限は光電子増倍管の各ダイノードの分圧抵抗に流す電流、これが十分な場合は光電子増倍管の最大許容電流によっておさえられて、これによって測定できる範囲はせいぜい1mR/hr~数R/hrである。一方、波高弁別器バイアス変調による方式は電流方式における暗電流をパルスの波高弁別でとり除くとともに、電流測定方式では不可能な低照射量率範囲をパルス計数によって計測精度を上げ、実質的に感度を高める方法である。以上の2つの方法を組合せることによって従来にない広い線量範囲を測定する線量測定器を得ることができる。Fig. 3-2にその標準的なブロック・ダイアグラムを示した。この回路方式によって製作した2"φ×1"プラスチック・シンチレータを用いたドシメータに

ついて簡単にのべてみる。

低照射量域を受けもつパルス関係回路で特に重要な点は関数発生器の鋸歯状波の直線性とその零エネルギーレベルの安定性および比較回路の比較レベルの安定性である。ここで用いた関数発生回路は零エネルギーレベルを自動的に検知する自動復帰型ブートストラップ回路であり、パルスと関数波形の比較回路はMicro pair transistor  $\mu$ PA-15を用いて熱安定をはかるとともに安定度の良いダイオード負帰還を有する直列比較方式とした。またプラスチックシンチレータの電流パルスは幅が非常にせまいため比較回路に入る前に波形整形をおこなう必要があるが、これはブロックダイアグラムで示すようにInt. 1, 2, Diff. 1でおこなった。

以上の回路の波高弁別通過特性はFig. 3-3に示す通りである。この図より、対象とする $\gamma$ 線の最大エネルギーを3MeVとすると、シンチレータ内の2次電子によるシンチレーションパルスは最低ほぼ15KeVまでが測定

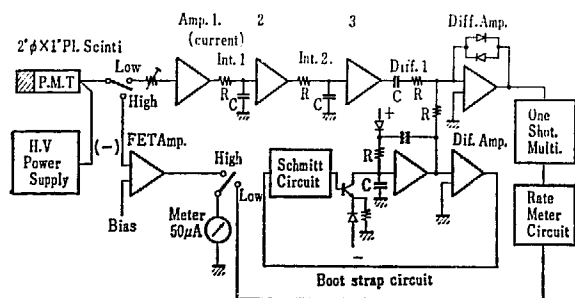


Fig. 3-2 Block diagram

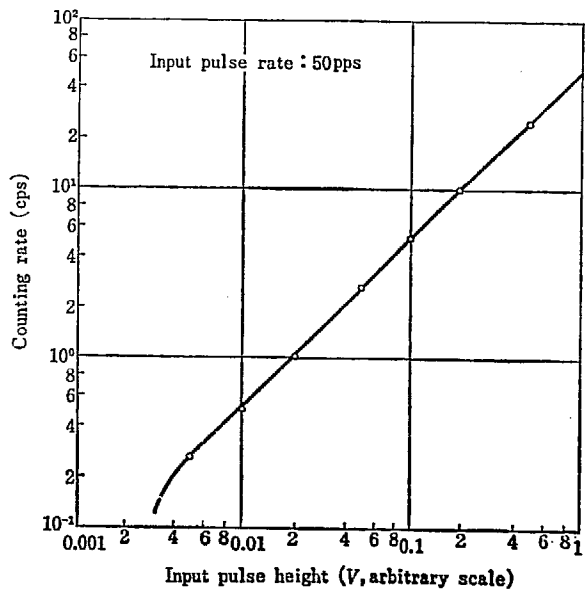


Fig. 3-3 Passing-through rate of input analogue pulse



範囲に入る。

本器の性能は感度  $2 \mu\text{R/hr}$ 、測定上限は  $2 \text{R/hr}$  で、エネルギー特性は  $0.1 \text{MeV} \sim 3 \text{MeV}$  まで平坦である。

以上はプラスチック・シンチレータを使った線量計の一例であり、他の検出器、他の放射線への適用は今後の課題である。(森内)

### 3.1.6 各種サイズの NaI シンチレータの $G(E)$ 関数の決定

スペクトル線量演算子  $G(E)$  関数についてはすでに本誌 No. 7, 8, 9 において原理、演算の自動化、電子計算機による  $G(E)$  関数の決定についてのべてきたが、その後各種サイズの NaI シンチレータについて、 $\gamma$  線標準線源を用いて決定した入射光子に対する NaI の応答関数から  $G(E)$  関数の決定をおこなった。ここでおこなった計算方法は本誌 No. 9 においてのべた少数の応答関数で比較的精度の良い結果を得ることのできる  $G(E)$  値内挿法である。用いる標準  $\gamma$  線源は、精度の見地からエネルギー間隔はなるべく密である方が望ましいが、実際には利用できる核種に制限があり、ここでは次の 7 核種、 $^{203}\text{Hg}$ 、 $^{85}\text{Sr}$ 、 $^{137}\text{Cs}$ 、 $^{22}\text{Na}$ 、 $^{60}\text{Co}$ 、 $^{88}\text{Y}$ 、 $^{24}\text{Na}$  を選び、 $\gamma$  線エネルギー  $100 \text{KeV}$  以下については理論的な応答関数をあてた。実験に供した NaI は  $1^\circ\phi \times 1^\circ$ 、 $1.5^\circ\phi \times 1^\circ$ 、 $1.5^\circ\phi \times 1.5^\circ$ 、 $1.75^\circ\phi \times 1^\circ$ 、 $1.75^\circ\phi \times 2^\circ$ 、 $2^\circ\phi \times 2^\circ$ 、 $3^\circ\phi \times 3^\circ$  の 7 種である。これらの応答関数をもとに計算した  $G(E)$

関数の近似誤差は NaI の大きさの違いによる差があり、その誤差は  $G(E)$  関数がシンチレーションパルスのエネルギー(波高)によって大きく変化する小型のもの程大きい。実験データに不備がみられた  $1^\circ\phi \times 1^\circ$  の NaI をのぞいて、 $50 \text{KeV} \sim 3 \text{MeV}$  範囲の誤差は  $\pm 5\%$  内という実用的には十分な精度が得られた。Fig. 3-4 に  $2^\circ\phi \times 2^\circ$  NaI の  $G(E)$  関数の誤差を一例としてあげ、その  $G(E)$  関数を Fig. 3-5 の(1)に掲げた。すべてのシンチレータについていえることであるが、 $2.5 \text{MeV}$  以上に見られる曲線の下降は近似計算の方法に原因してあらわれる端効果ともいえるもので、この曲線が理論的に推定されるものと比較してその傾向に差があっても、 $G(E)$  関数の性質上  $50 \text{KeV} \sim 3 \text{MeV}$  の範囲については適用誤差は小さい。ただし、より高エネルギーへの外挿はこれからはおこなうことができない。したがって  $3 \text{MeV}$  以上への  $G(E)$  関数の外挿は次のようにおこなった。 $^{24}\text{Na}$  の  $2.75 \text{MeV}$  以上のエネルギーについては、標準  $\gamma$  線源として容易に利用できる核種はないため、MILLER & SNOW によって理論的に計算された NaI 中のエネルギー損失スペクトルをもとに計算した  $G(E)$  関数の、 $2.75 \text{MeV}$  までの実測スペクトルに対する適用誤差を求め、その誤差の傾向を  $8 \text{MeV}$  まで外挿し、その外挿誤差をもとに  $8 \text{MeV}$  までの標準照射量率を補正し、これもちいてあらためて  $G(E)$  関数を計算するという方法をとった。この方法を実施するにあたって、 $2.75 \text{MeV}$  までの実測による NaI の Interaction Ratio  $IR(E_0)$ 、Photo-fraction  $PF(E_0)$  と、MILLER & SNOW の理論計算によるそれらとのエネルギー傾向の比較をおこない、その外挿の妥当性を確認した。計算にあたってはこの方法を繰返しおこなって精度を上げていく逐次近似的手法を用いた。Fig. 3-5 の(2)がこのようにして  $8 \text{MeV}$  まで外挿した  $G(E)$  関数である。(森内)

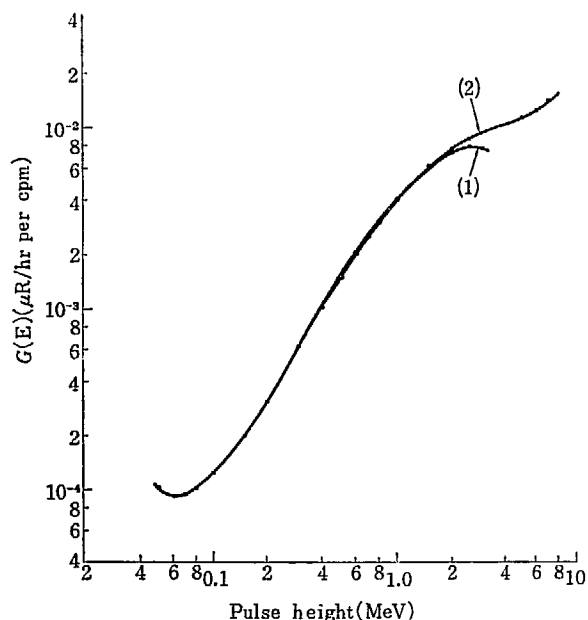


Fig. 3-4 Curves of  $G(E)$  function calculated from experimental data of  $50 \text{KeV}$  to  $2.75 \text{MeV}$  (1), and from theoretical data of  $50 \text{KeV}$  to  $8 \text{MeV}$  (2) for  $2^\circ\phi \times 2^\circ$  NaI scintillator

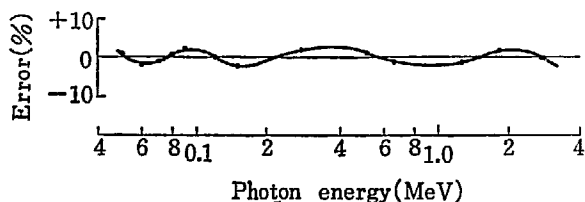


Fig. 3-5 Applied error of  $G(E)$  function to standard spectrum for  $2^\circ\phi \times 2^\circ$  NaI

## 3.2 内部被曝

### Internal Exposure

The following studies were performed in 1968,

- (1) A method for determination of plutonium in blood by anion exchange,
- (2) Electrodeposition of plutonium in ammonium nitrate solution,
- (3) Effects of carrier on the retention, excretion and distribution of cerium-144 in rats,
- (4) Retention, excretion and blood concentration of  $^{137}\text{Cs}$  by rats as influenced by starvation, and
- (5) Correlation between ingestion, accumulation and excretion of fallout strontium-90 in man on a long-term scale.

### 3.2.1 概要

内部被曝に関する技術開発は、2つのサブテーマ 1) 生体物質中の放射性核種の定量法に関する研究と 2) 体内 RI の評価に関する研究からなっている。

サブテーマ 1) では血液に含まれるプルトニウムを化学的に分離定量する分析方法を前年にひきつづき研究した。硝酸灰化した血液中のプルトニウムを陰イオン交換樹脂に吸着した後、硝酸プルトニウム-エタノール混合溶液によって洗浄し、ついで硝酸溶液で溶離し、溶離液に水酸化アンモニウムを加え、ステンレス板に電着をおこなう方法が収率がよく、89%を示すことを報告している (3.2.2 参照)。

また最後の操作である硝酸アンモニウム溶液におけるプルトニウムの電着については、電着条件をいろいろと変えて、最適の電着条件を決定した (3.2.3 参照)。

サブテーマ 2) では体内にとり入れられた  $^{137}\text{Cs}$  の体

内残留および排泄の研究がおこなわれた。 $^{137}\text{Cs}$  の代謝が何らかの原因で変化するかどうかは、 $^{137}\text{Cs}$  の内部線量評価上重要である。この研究では  $^{137}\text{Cs}$  の残留、排泄のパターンが飢餓状態によって著しく変化することを、ネズミを使って証明している (3.2.5 参照)。また別の研究として  $^{144}\text{Ce}$  の体内残留、排泄および体内分布におよぼす担体の影響を研究した。 $^{144}\text{Ce}$  の場合、担体 Ce の有無によって生体内の代謝が著しく異なることは興味深い (3.2.4 参照)。

さらに別の研究として、志願者数人について、フォールアウト  $^{90}\text{Sr}$  の摂取量、体内蓄積量、排泄量の3者の相関関係を1962年から1967年まで追求した結果が報告されている。 $^{90}\text{Sr}$  の一回摂取に関するデータは若干あるが、長期にわたる摂取、蓄積、排泄についてのデータは数少ないので貴重である。(藤田稔)

### 3.2.2 陰イオン交換法による血液中のプルトニウムの定量法

一般に、化学分析時の条件においてはプルトニウムの取り得る原子価は4価もしくは6価と考えてよい。プルトニウムの分離操作においては良好な収率を得るために Pu(IV) に原子価を調節するのが普通である。この場合、Pu(VI) であっても良好に分離できる条件が見いだされれば、試料中のプルトニウムの原子価の問題は考慮しなくてもよくなる。前報 (保物の活動 No. 10, JAERI-5017, p. 151) では、単に硝酸溶液において陰イオン交換で分離するよりも、硝酸-エタノール混合溶液において分離

する方が、Pu(VI) の分離が良好に行なえる可能性があることをしめした。本年度は、硝酸とエタノールの割合、このときの硝酸の濃度、灰化した血液の共存する場合などについて、Pu(IV) および Pu(VI) の分離の効率について実験を行なった。この結果、灰化した血液試料が存在する場合には、硝酸中における Pu(VI) の吸着は、Fig. 3-6 のようにかなり大きく、その吸着係数は Pu(IV) とほぼ同じであることが判明した。しかし、この方法を実際のカラム操作に応用した結果では、硝酸-エタノー

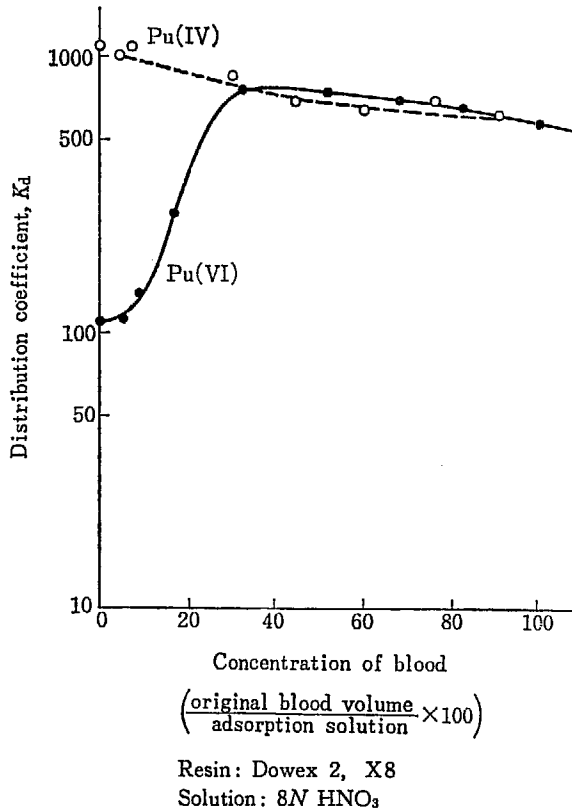


Fig. 3-6 Relation between the distribution coefficient of plutonium and the volume ratio of blood to adsorption solution

ル混合溶液の場合 (Fig. 3-7) よりも樹脂への吸着が強いにもかかわらず、分離の収率は非常に低かった。このことは、イオン交換樹脂表面における Pu(VI) イオンの拡散が小さいことによると考えられる。硝酸-エタノール混合溶液の場合には、Pu(VI) についてもその吸着係数から考えて妥当な分離の収率が得られた。イオン交換操作における吸着、洗浄、および溶離の各段階におけるプルトニウムの損失または収率を TABLE 3-3 にしめす。

以上の実験結果を総合して、血液中のプルトニウムはつぎの方法で定量できることがわかった。

血液 10 ml を硝酸で灰化し、残渣を 8 ml の 8 N 硝酸に加熱して溶解する。エタノール 12 ml を加え、これを Dowex 2, X8 陰イオン交換樹脂のカラム (内径 9 mm, 長さ 30 mm) に通してプルトニウムを吸着させる。40 v/o 8 N 硝酸-60 v/o エタノール混合溶液 20 ml でカラムを洗浄し、ついで二酸化イオウを含む 1 N 硝酸 10 ml でプルトニウムを溶離する。溶離液を電着セルに移し、水酸化アンモニウムで中和し、ステンレス円板を陰極として 300 mA/cm<sup>2</sup> の電流で 3 時間電着し、α

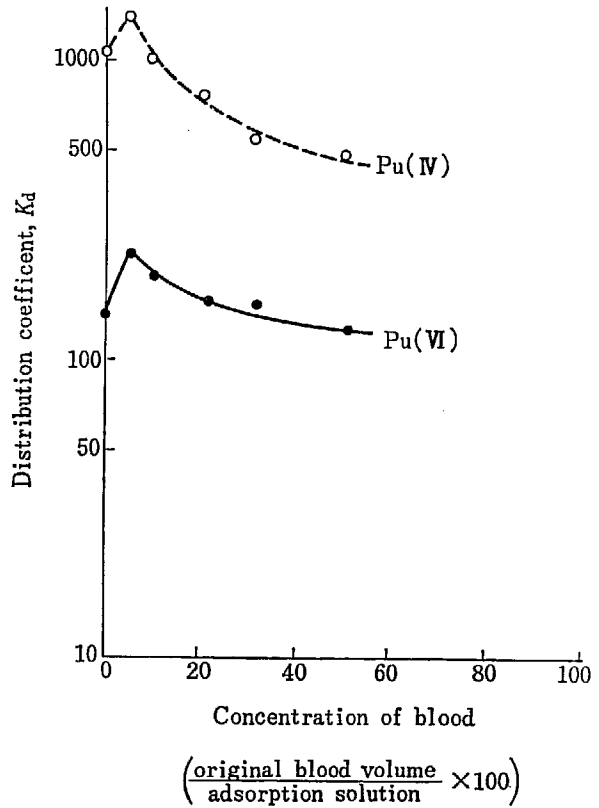


Fig. 3-7 Relation between the distribution coefficient of plutonium and the volume ratio of blood to adsorption solution

TABLE 3-3 Recovery of Pu(VI) by anion exchange in 8N HNO<sub>3</sub> solution and 40 v/o 8N HNO<sub>3</sub>-60 v/o C<sub>2</sub>H<sub>5</sub>OH solution

Fraction	% Pu(VI) recovered	
	8N HNO <sub>3</sub>	40 v/o 8N HNO <sub>3</sub> -60 v/o C <sub>2</sub> H <sub>5</sub> OH
Passing solution, 20 ml	11~17(14)*	2.2~6.7(3.9)
Washing solution, 20 ml	7.0~7.6(7.3)	0.9~3.0(1.7)
Eluate, 10 ml	51~74(58)	85~91(89)

\* ( ) mean value

放射能を測定してプルトニウム量を求める。この方法の検出限界は、使用するα放射能測定器により異なるが、半導体検出器を用いて10時間測定した場合、およそ10<sup>-13</sup>Ciであった。なお詳細は下記文献を参照されたい。(赤石)

参考文献

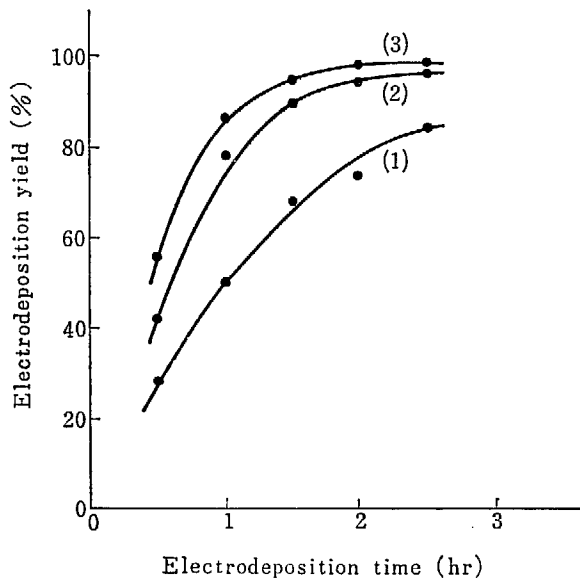
- 1) AKAISHI J.: *J. Nucl. Sci. Technol. (Tokyo)*, 6, 12 (1969).

3.2.3 硝酸アンモニウム溶液におけるプルトニウムの電着

微量プルトニウムの正確な定量、あるいは同位体組成などの測定のためには電着が必要である。電着を行なう際の収率はいろいろな条件により異なる。それで電流密度、電着溶液の pH、電着時間、容積、塩濃度、極間距

離などの影響の実験を行なった。

プルトニウムの電着は普通硝酸アンモニウム、硫酸アンモニウム、塩化アンモニウム、蓚酸アンモニウム、などの溶液にて行なわれているが、まず最初に硝酸アンモ



- (1) 100 mA/cell
- (2) 200 mA/cell
- (3) 300 mA/cell

Fig. 3-8 Relation between electrodeposition yield and electrodeposition time at various current density

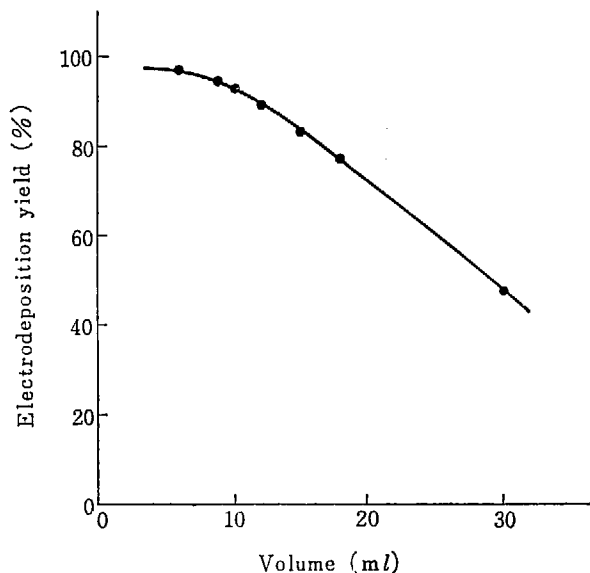


Fig. 3-9 Relation between electrodeposition yield and solution volume at the density of 300 mA/cell

ニウム溶液について実験を行なった。電着には、島津製 KD-S-1 定電流装置と、直径 3 cm、高さ 10 cm のルサイト製の電着セルを用いた。なお陽極は白金線、陰極は直径 2.5 cm 有効直径 1.5 cm のステンレス板を使用した。実験の概要はつぎのとおりである。2 N 硝酸数 ml を電着セルにとり、これにプルトニウム・トレーサー溶液を加える。これにメチルオレンジ指示薬を 1~2 滴加え、(1:1) 水酸化アンモニウムを指示薬が橙色になる

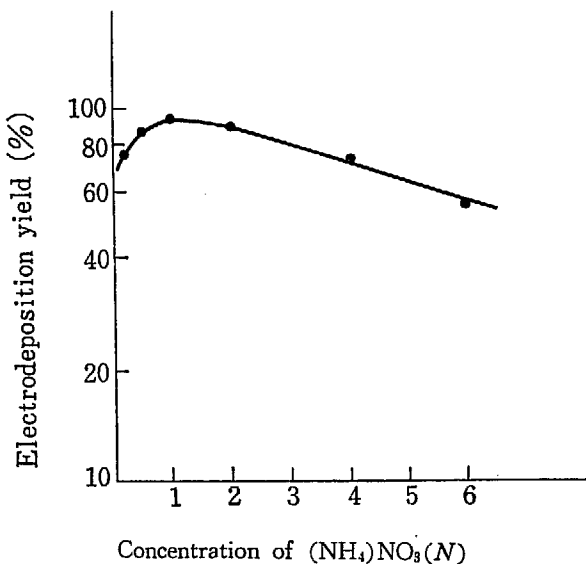


Fig. 3-10 Relation of electrodeposition yield and the concentration of ammonium nitrate

まで加える。さらに 2 N 硝酸を加えて pH を 2.0~2.3 に調整し電着を行なった。使用したプルトニウム・トレーサーは 6 価プルトニウムの 2 N 硝酸溶液である。いろいろな電流密度で電着を行なった結果を Fig. 3-8 にしめす。この場合、セル当り 300 mA の電流密度で行なった場合は比較的短時間で電着が完了した。電着中の溶液の pH の変化は、セル当り 300 mA で電着したときは、約 10 分で 2.0~2.3 から 8.0~8.4 に上昇し、以後ほぼ一定な値を維持した。これに対し 100 mA で行なったときは約 20 分後に 8.0~8.4 に上昇した、

電着溶液の容積と収率の関係について実験した結果の一例を Fig. 3-9 にしめした。電流密度セル当り 300 mA、電着時間 2 時間の場合、溶液量が 10 ml 以上のときには高い収率が得られなかった。しかし容積が 15~20 ml の場合であっても電流密度を高くした場合、あるいは電着時間を長くしたときには良好な収率で電着することができた。

硝酸アンモニウム濃度については Fig. 3-10 にしめしたように 0.5 N~2 N のときに収率が高く、この濃度より低い場合でも、あるいは高い場合でも収率は低下した。

また陽極と陰極の距離は 0.1 cm~2 cm の範囲では電着収率にあまり影響をおよぼさないことがわかった。この硝酸アンモニウム溶液における電着方法ではステンレススチール板上の沈着物質はごく少量であり、その  $\alpha$  スペクトルは自己吸収のないきれいなスペクトルであった。(近藤)

### 3.2.4 ラットにおける Ce-144 の残留、排泄および体内分布におよぼす担体の影響

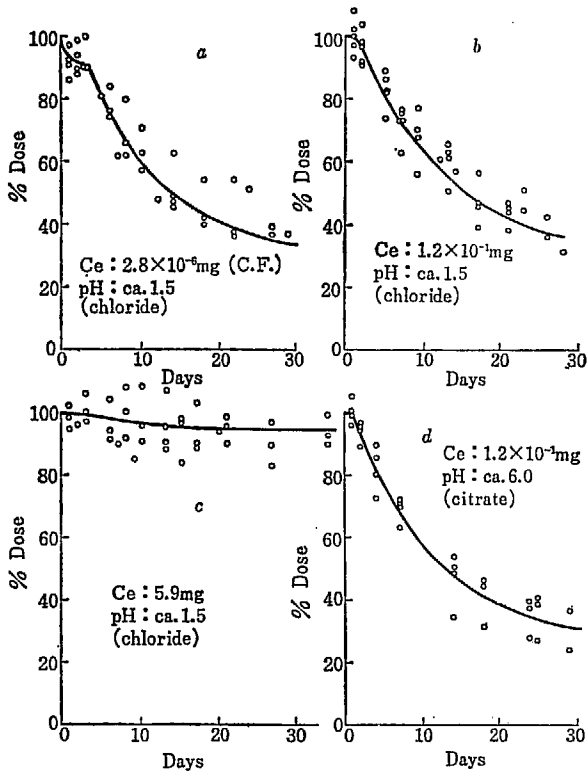
ラットに対する注射液として、無担体および種々の濃度で担体を含む弱酸性の塩化セリウム-144 水溶液を調

製した。さらに担体のセリウムに対し、約 5 倍のモル比でクエン酸ナトリウムを含む中性のクエン酸セリウム

TABLE 3-4 Properties of injected solution and rats

Experiment	Injected solution					rats	
	Conc. of CeCl <sub>3</sub> (%)	Conc. of Radioactivity (μCi/ml)	pH	Volume injected (ml)	Ce dose injected (mg)	Age at injection (days)	Weight (g)
1	$4.9 \times 10^{-6}$ (C.F.)	89	≈1.5	0.10	$2.8 \times 10^{-6}$	170	392±68
2	$2.1 \times 10^{-1}$	76	≈1.5	0.10	$1.2 \times 10^{-1}$	171	349±29
3	10.3	64	≈1.5	0.10	5.9	147	325±27
4	$2.1 \times 10^{-1}$ *	72	≈6.0	0.10	$1.2 \times 10^{-1}$	168	346±49

\* with 1.0% sodium citrate

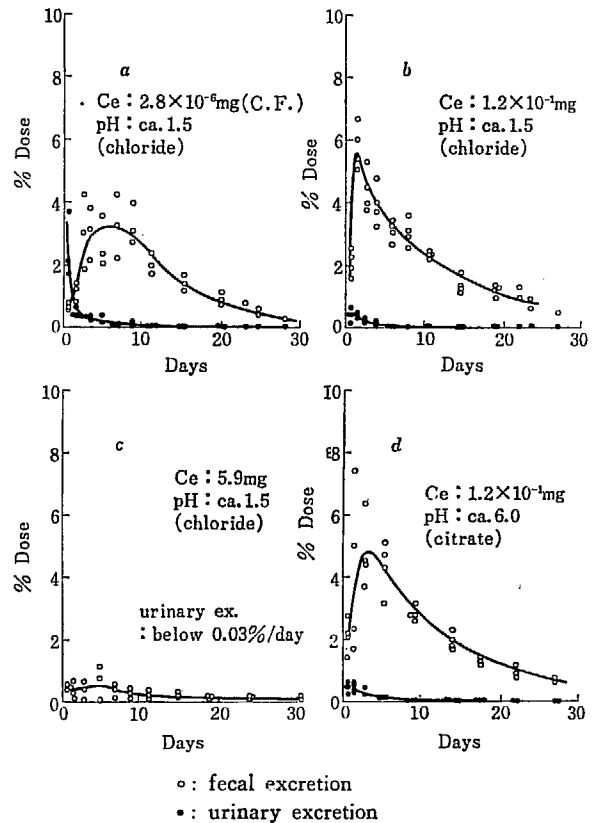
Fig. 3-11 Whole body retention of <sup>144</sup>Ce following a single intravenous injection

Note: Each point shows data from individual animals.

-144 水溶液も調製した (TABLE 3-4 参照)。これらの溶液をウイスター系ラットの大腿部静脈内に 0.10 ml 注射したあと、その全身残留量、日排泄量および体内分布を約一ヵ月間にわたって測定した。

全身残留の経日変化を Fig. 3-11 に示す。担体量が非常に多いと排泄が著しく抑制される傾向があるが (Fig. 3-11c)、他の三者は類似した残留傾向を示した。ただし無担体のセリウムを投与した場合は、全身残留量は注射直後にわずかながら急激に減少した。これはこの投与量の場合にだけ、投与後第一日目に比較的多量の尿中排泄が認められたことに対応する。塩化セリウムとクエン酸セリウムの相違による全身残留の相違はほとんど認められなかった。

Fig. 3-12 に示すように、Ce-144 は主として糞中に排泄された。これは一般に低分子状態で体内に存在する核種が主として尿中に排泄されるのとは対照的に、本核種

Fig. 3-12 Daily fecal and urinary excretion of <sup>144</sup>Ce following a single intravenous injection

が体内で主としてコロイド状 (あるいは蛋白質と結合した状態<sup>1)</sup>) で存在することを示唆する。糞中排泄率の経日変化をみると、いずれの場合もその極大は投与直後ではなく、投与数日後にあらわれる。すなわち、全身残留曲線は逆 S 字型パターンを呈することになる。無担体の場合は尿中排泄も無視できないのでさらに複雑なパターンとなる (Fig. 3-11 参照)。糞中排泄率の極大のあらわれる日を、投与量別にみると無担体では大体 7 日目に、 $1.2 \times 10^{-1}$  mg の担体 (塩化物) を含む場合は 2 日目に、同量でクエン酸塩の場合は 3 日目に認められる。5.9 mg の担体を含む場合は排泄が著しく抑制され、はっきりした極大は認められなかった。

体内分布の経日変化に関する詳細なデータは省略する<sup>2)</sup>が、総じて、網内系器官 (肝臓、脾臓) や骨へ多く沈着し、肺、心臓、筋肉中には少なかった。肝臓へ沈着

したセリウムの消失がすみやかなのに比較し、骨、脾臓へ沈着したセリウムは排泄されにくい傾向を示した。主な臓器の Ce-144 沈着率 (注射 28~29 日後) に対する担体の効果を Fig. 3-13 に示す。担体量の増大により骨および腎臓の沈着率は低下し、肝臓および脾臓の沈着率は増大した。

プルトニウムはセリウムと化学的に類似した元素であるが、その単量体および多量体のマウスにおける生体内代謝をしらべた SCHUBERT J. らによれば<sup>3)</sup>、前者では骨に沈着する割合が多いのに対し、後者は主として肝臓および脾臓に沈着するという。このことを考えると、Ce-144 は担体量が少ないほどイオンの挙動を、多いほどコロイド的挙動を示すといえそうである。(高田)

参考文献

- 1) EKMAN L. *et al.*: *Int. J. App. Rad. & Iso.* 12, 321 (1961).
- 2) 高田, 藤田, 鈴木, : JAERI-memo 3194 (1968).
- 3) SCHUBERT J. *et al.*: *Rad. Res.* 15, 220 (1961).

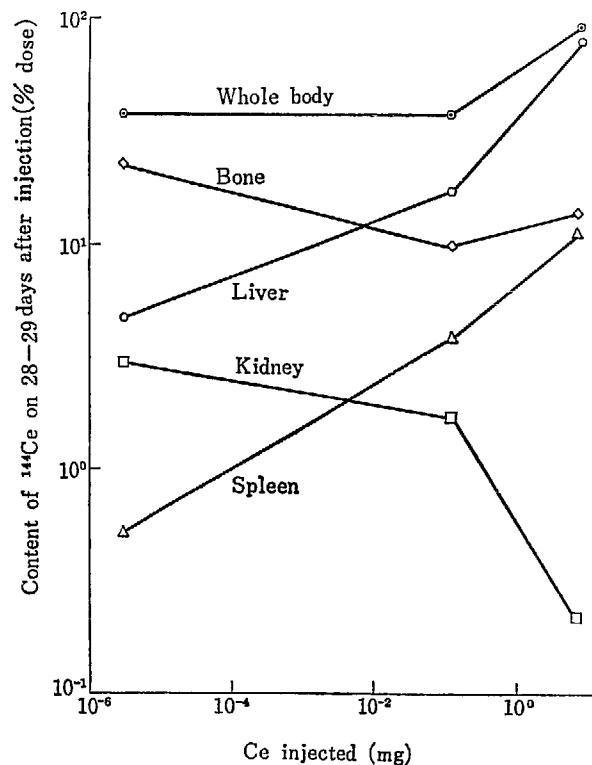


Fig. 3-13 Effect of carrier on the deposition of <sup>144</sup>Ce in different organs

3.2.5 ネズミの <sup>137</sup>Cs の残留, 排泄および血中濃度に及ぼす飢餓の影響

ネズミに <sup>137</sup>Cs を一回腹腔内投与し、その後の全身残留、1 日当りの排泄量および血中 (血球, 血漿) 濃度が飢餓によっていかに変化するかを調べた。飢餓状態では、餌を全く与えなかったが、水は自由に飲めるようにした。

餌を与えないと、全身残留の半減期は著しく増大し、餌を与えると、半減期は対照よりかえって短縮した (Fig. 3-14 参照)。また飢餓状態では、尿中の排泄量は対照に比べ著しく減少し、食餌の有無に対し、尿水排泄は極めて敏感に反応した (Fig. 3-15 参照)。

体内量, 尿中排泄量, 糞中排泄量, 血球濃度, 血漿濃度の関係は Fig. 3-16 (a, b) に示す如くである。この実験では、2 群のネズミについて、飢餓状態と正常状態を

<sup>137</sup>Cs 投与一週間後に交換したが、飢餓状態が代謝に対

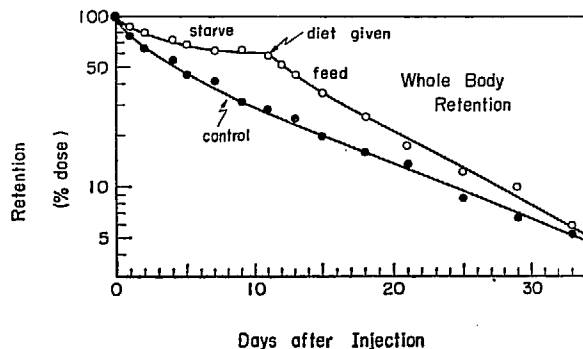


Fig. 3-14 Whole body retention of <sup>137</sup>Cs during starvation and after feeding

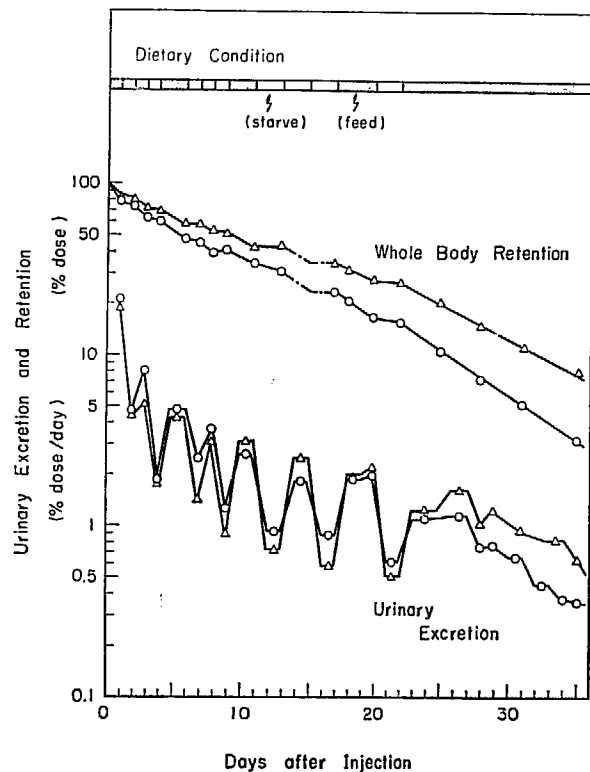


Fig. 3-15 Change of urinary excretion and whole body retention of <sup>137</sup>Cs by repeated starvation (circular: rat No. 12, triangles: rat No. 16).

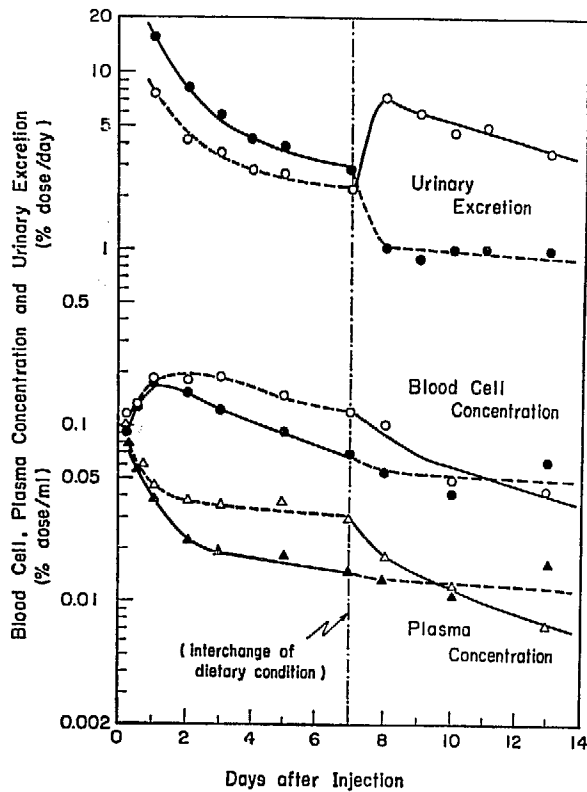


Fig. 3-16 (a). Urinary excretion and blood concentration during feeding and starvation

し、大きな影響を持つことが観察された。食餌中のカリウムの欠乏の時も似たような現象が見られるから、カリウムの不足がこのような長半減期、低排泄の原因かも知れない。現実に  $^{137}\text{Cs}$  の体内汚染が生じた場合、カリウムの不足した食事や栄養の悪い食事は  $^{137}\text{Cs}$  の排泄を妨

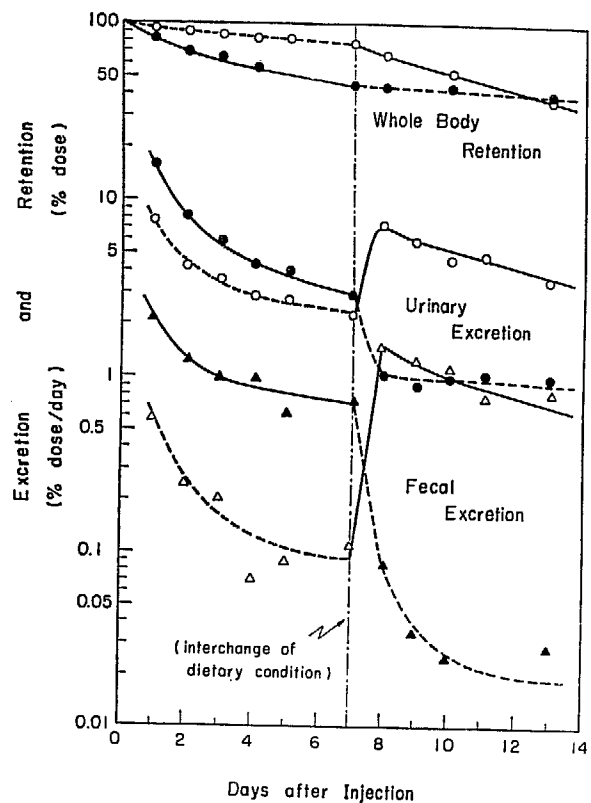


Fig. 3-16 (b). Whole body retention and excretion during feeding and starvation. The solid line indicates feeding and the dotted line shows starvation. On the 7th day, the dietary condition was interchanged between the two groups of rats

げるものと思われる。詳細は *J. Radiation Research* 9, 129 (1968) 参照。(藤田稔)

### 3.2.6 長期にわたるフォールアウト $^{90}\text{Sr}$ の摂取、蓄積、排泄の相関関係

1962年から1967年にかけて、東海研の数人の志願者について、 $^{90}\text{Sr}$  の食事による摂取量、尿中および糞中の排泄量を定量した。 $^{90}\text{Sr}$  の体内量は直接全身計測できな

かったが、食事中的レベルと一回経口摂取後の全身残留式を組合せることによって計算することができた。この計算方式の信頼性を確かめるため、実測値（肋骨の分析

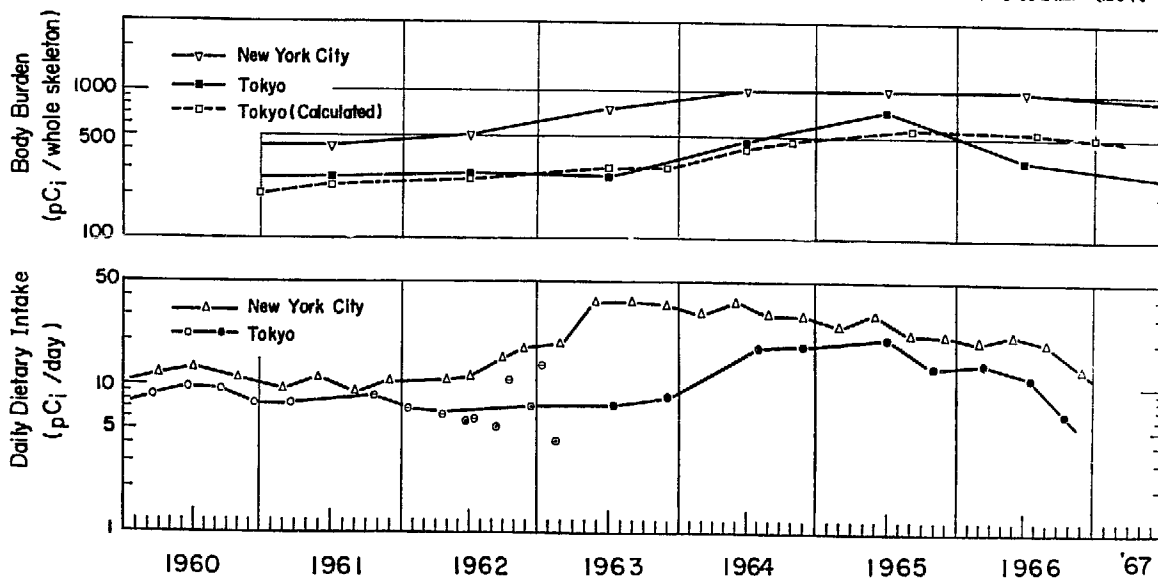


Fig. 3-17 Correlation between dietary intake and body burden of  $^{90}\text{Sr}$  in Tokyo and in New York City

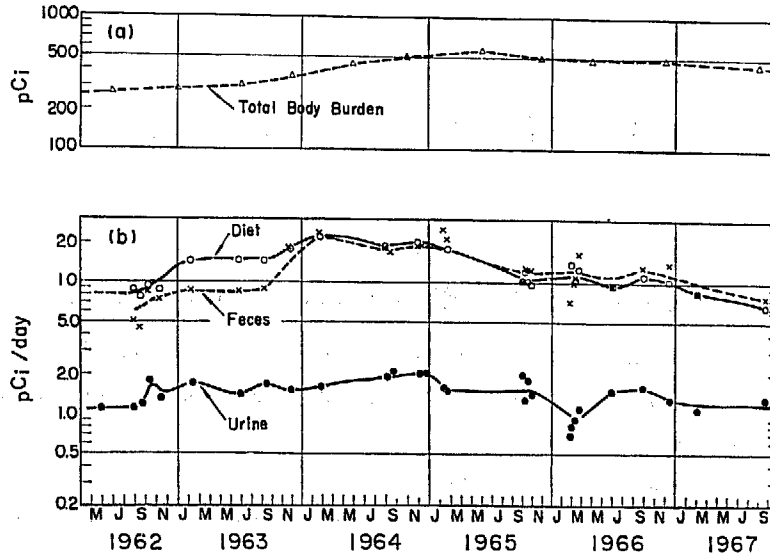


Fig. 3-18 (a). Total body burden of <sup>90</sup>Sr estimated from dietary intake  
 Fig. 3-18 (b). Correlation between <sup>90</sup>Sr in diet, feces and urine

値)のある東京について、東京の食事レベルを基にして、この方式を使って全身量を計算した。一方、肋骨の実測値にある定数を乗ずると全身量が出るから、計算値と実測値を比べることができる。Fig. 3-17はこれらの関係を図示したものである。両者は比較的良好一致を示すから、この計算はかなり精度のよいものであろう。なお図の New York City の値は他の著者の値を参考までに合わせ示したものであって、食事量は実測値、全身量は脊椎骨濃度から推定した全身量である。東京と New York City では若干の違いがあるが、全体としての傾向は類似している。

Fig. 3-18 (a) は東海研の志願者の全身量の計算値を示し、(b) は食事、糞および尿中の実測値を示す。食事量は 5~6 日間の平均値を、また糞および尿は志願者全員のその期間の平均値を示している。<sup>90</sup>Sr の腸管からの吸収率はあまりよくないので、糞中のレベルは食事のレベルにほぼ平行して消長している。しかし、全身量は食事レベルの変化に対し、若干の時間的おくれをもって変化している。これは <sup>90</sup>Sr の体内での半減期の長いこと

TABLE 3-5 Ratio of body burden of <sup>90</sup>Sr to daily urinary excretion

	1963		1964		1965		1966		1967
	June	Dec.	June	Dec.	June	Dec.	June	Dec.	June
Body burden,* Q(pCi)	310	370	460	510	550	510	490	470	450
Urinary excretion,** U(pCi/day)	1.4	1.5	1.9	1.9	1.4	1.2	1.5	1.2	1.2
Q/U(day)	220	250	240	270	390	430	330	390	370

\* Calculated from dietary intakes.  
 \*\* Interpolation of observed values.

を反映している。

体内量と尿中量との比は TABLE 3-5 に示す如く、この研究期間、220~430 の範囲内にあり、この比が食事のパターンと時間の函数であることを示している。この比は、尿中分析値に乗ずれば直ちに <sup>90</sup>Sr の体内量が推定できる重要な係数であるが、一定値をとらないことに注意しなければならない。詳細は *Health Physics* 17, 41 (1969) 参照。(藤田稔)



### 3.3 環境放射能

#### Environmental Radiation and Contamination

A statistical analysis of the meteorological data was carried out for the evaluation of the continuous release of effluent lasting for a long period and the planned release for a short period.

It had been examined to use manganese as a tracer in atmospheric diffusion experiments and this year the background level of this element in the atmosphere was examined. Sodium concentration in air was also checked because sodium is an interference element for manganese in activation analysis.

In the oceanic research, the variation of sea currents and the diffusion in the coastal sea area off Tokai were studied.

Surveys of natural background radioactivities have been made for several years, and a part of the statistical investigation was completed this year.

The evaluation of the role of environmental monitors in a reactor accident was tried assuming probable conditions.

#### 3.3.1 概要

本年度は環境放射能研究・開発関係での学会発表および、外部投稿の件数は非常に多かった。

このうち原子力施設からの放出気体廃棄物に関連して、長期間連続放出、短期間計画放出に対する、周辺への影響評価するための気象統計が行なわれ、これまで行なっていた便宜的方法に比べて一段と進歩した。大気拡散実験を行なう場合のトレーサー物質として Mn を用いることは以前から検討されていたが、大気中の Mn および放射化分析測定上の妨害元素となる Na のバックグラウンドが詳しく調査された。

海洋汚染に関連して、海洋物理的には東海村沿岸海域の海流変動と海洋拡散について研究が行なわれ、海洋汚染の評価という観点からも研究された。

自然放射能のバックグラウンドについては、かなり長期間調査が続けられているが、本年度にはその統計的調査の一部がまとまった。

原研は固定モニタリング施設として空間 $\gamma$ 線検出装置に重点をおいているが、これらの事故時の役割の可能性の評価が試みられた。(伊藤)

#### 3.3.2 地表の放射性核種濃度のばらつきと $\gamma$ 線照射量との関係

地表面からの $\gamma$ 線照射量はその地中および地表面に存在する放射性核種の濃度およびその蓄積量に依存する。それゆえ地上における照射量の評価は、測定器で測定した値からもとめる方法(直接法)のほかに、地中に含まれる放射性核種の濃度と蓄積量をもとめ、その値から照射量を計算することができる(間接法)。この両者の方法を用いてすでに、東海村周辺と大洗研周辺の地表面バックグラウンド放射線レベルの評価をおこない、その結果は、保物の活動 No. 7, 10 (JAERI 5014, 5017) と JAERI-memo 2240 (未公開), 2982 に報告してある。

この直接法と間接法による測定結果は約 50% 以内の差で一致している。しかし両者の間には、地形とか地質分布すなわち放射性核種の分布の不均一性などによる差が当然影響してくる。この中でとくに、同一地質内での放射性核種の均一性について調べ、同一地質内の間接法による照射量率の測定結果の代表性について検討した。

方法は地質調査所発行の地質図に分類されている関東ローム層(笠松工業団地)と丘砂(JPDR 横)の2ヵ所でそれぞれ直径 100 m の円内から一定間隔で 21 点の土壌を採取した。それらの土壌中の Th, U, K の濃度お

よびフォールアウト ( $^{137}\text{Cs}$ ) の蓄積量を  $\gamma$  線スペクトル分析によってもとめ、照射量率を算出した。一方この円の中心点において NaI シンチレーション検出器で測定して照射量をもとめた。

これらの測定結果について簡単な統計的処理をして検討した。まず天然の核種 Th, U, K の 21 点の個々の濃度について標準偏差の 3 倍 ( $3\sigma$ ) をとるとその範囲は平均値の  $\pm 30\%$  以内に入っている。これは関東ローム層についても丘砂についても同じであるが、丘砂の方がこの範囲は小さい。このことは同一地質内での天然の核種の分布はかなり均一であるといえる。

一方フォールアウトの  $^{137}\text{Cs}$  の蓄積量はそのばらつきが非常に大きくその幅は 10 倍をこえる。このことは他の測定結果からもすでに指摘されていることで、フォールアウトの地域差が非常に大きいことをしめしている。それゆえ、とくにその地域の代表的な蓄積量をもとめるときにはこのことを十分考慮しなければならない。

天然の核種濃度と  $^{137}\text{Cs}$  の蓄積量とから照射量率をもとめ、そのばらつきをみると、Fig. 3-19 にしめすように、 $3\sigma$  に入る範囲は平均値の  $\pm 30\%$  以内である。これは照射量に寄与する核種の大部が天然の核種であり、 $^{137}\text{Cs}$  の寄与は 20% 以下であるので、ばらつきの傾向は天然の核種のそれに近いことを示している。また実測値はどちらも  $3\sigma$  内に入っているが、計算値と比較すると、平均値に対して差があるのは、地形の影響、地表面のあらさなど、他の要因によるものと思われる。

このように、同一地質内での間接法による照射量率お

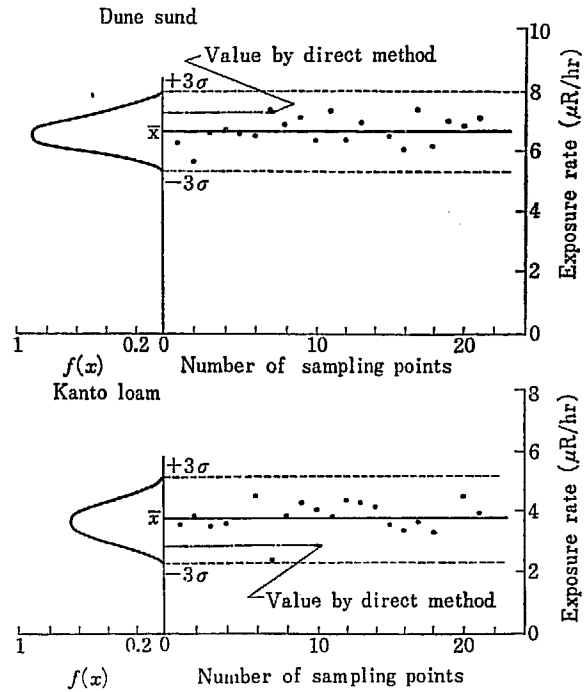


Fig. 3-19 Distribution of exposure rate by indirect method

よび天然核種濃度の分布は平均値の  $\pm 30\%$  以内に 99% の信頼度でおさまっているといえる。またこの平均値の  $\pm 30\%$  以内に入る土壤の採取点の数は 95% 信頼度で丘砂では 2 点、関東ローム層では 4 点が必要である。すなわち同一地質内で 2~4 点の土壤を採取して測定し照射量率および濃度をもとめれば、その地域の代表的な値とみることができる。(笠井)

### 3.3.3 放射化分析による大気中の Mn と Na 濃度の時間的変動

放射性気体廃棄物による被曝評価のための大気拡散実験のトレーサーとして Mn を放出し、それを濾紙で捕集後放射化分析によって Mn の濃度分布をもとめる方法を検討し、2 回にわたって実際に Mn の放出実験をおこなった。その結果の一部は「保物の活動」No. 9, 10 (JAERI 5016, 5017) に報告してある。この種類の実験で問題になるのがバックグラウンドとして大気中に存在する Mn 量である。そこでこの大気中に存在する絶対量とその時間変動、すなわち Mn の日変化あるいは季節変化がどの程度あるのかを検討した。またこの Mn を測定する場合に妨害核種となる Na が同時に定量されるので、Na の濃度とその変化をもとめた。一方大気中の自然放射能濃度の日変化は、その時の気象条件によって非常に顕著に現われるので、モニタリングステーションで観測している大気放射能濃度の変化と、Mn, Na の濃度変化を比較した。

試料の採取は大気塵埃をミリポアフィルタを用いた連続集塵器で 2 時間間隔で 1 週間から 10 日間前後にわたって連続集塵した。集塵は気象観測塔の 10 m の位置で 5 月、6 月および 11 月の 3 期間にわたっておこなった。

Mn と Na の測定は集塵した濾紙をそのままの状態ですべて JRR-2 および JRR-3 で 10 分ないし 20 分間照射し生成した放射性核種の  $\gamma$  線スペクトルより Mn, Na 量を決定した。照射時間がこの程度であると、他の核種の妨害はほとんどなく  $^{55}\text{Mn}(n, \gamma)^{56}\text{Mn}$  の 0.85 MeV と  $^{23}\text{Na}(n, \gamma)^{24}\text{Na}$  の 2.75 MeV のホトピーク計数率よりもとめることができる。

このようにしてもとめた Mn と Na の 2 時間平均濃度の時間変化は大気中自然放射能濃度の時間変化とともに Fig. 3-20 にしめた。大気中自然放射能は集塵後 4 時間経過したものの測定値である。また集塵口の高さは地上約 1 m である。このように Mn と Na の集塵条件、発生機構などが異なるため、その変動を直接対応させることは問題があろう。しかし大気中自然放射能濃度の時間変化はその時の気象条件によって大きく左右されその変動幅は 10 倍以上あり、しかも 24 時間の周期できれいに变化する。このような変動をしめす大気放射能濃度の型を Mn, Na の変動と比較した。

Mn と Na の変動をみると、両者の傾向はよく似ている。この変動をその時刻の風速と風向に対応させてみた

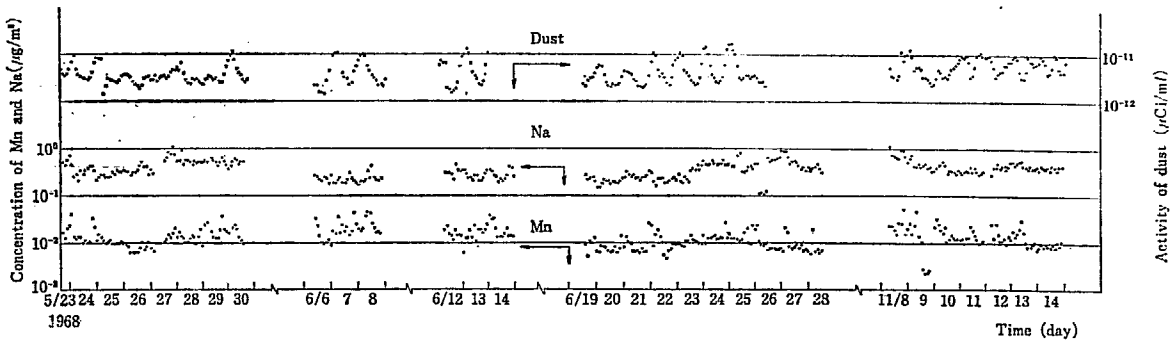


Fig. 3-20 Variation of atmospheric concentration of Mn and Na

が、その関係ははっきりしない。しかし傾向として日中は低く夜間に高くなっているが、その変動幅は大気放射能のそれよりかなり小さく、全期間を通して Mn では最大  $5 \times 10^{-2} \mu\text{g}/\text{m}^3$ 、最小  $6 \times 10^{-3} \mu\text{g}/\text{m}^3$  であり、Na では最大  $1 \mu\text{g}/\text{m}^3$ 、最小  $0.2 \mu\text{g}/\text{m}^3$  でいずれも 10 倍をこえていない。またこの期間中で降雨日もあったが、降雨によると思われる著しい変化はなく、わずかに Na の濃度が高くなっているにすぎない。

### 3.3.4 気体廃棄物の長期間連続放出に伴う気象統計と年間平均地表濃度分布

原子力施設の平常運転時に大気中に放出される放射性廃棄物の周辺環境に及ぼす影響の評価には年間集積被曝量が使われるが、今まで行なわれている事前解析では安全側の簡便法により最大濃度や最大照射量を推定するとどまり、人口分布を考えに入れる場合などに必要な等濃度線や等照射量線をえがくといった試みはなされておらず、簡便法の妥当性とも関連して問題が残されていた。積算濃度を例にとってみればこれらの計算の基礎となる気象統計量が風向別大気安定度別風速逆数和であることが次のように示される。

着目する地点を固定し、短時間濃度を PASQUILL の式で表わせば、風向、風速、大気安定度が気象条件を表わす見かけ上独立の三つのパラメータとなる。風向を 16 方位に、大気安定度を 6 種に分け 1 時間濃度の時刻順積算を風向別安定度別にまとめて積算すれば、放出率を一定として

$$\text{積算濃度} = \text{放出率} \times \left[ \sum_{j=1}^{16} \sum_{k=1}^6 (\text{風速逆数和})_{j,k} \times (1 \text{ 時間濃度})_{j,k} \right]$$

と表わせる。したがって短時間濃度が敷地の地理的位置にはほぼ無関係に計算できるとしてこの風向別大気安定度別風速逆数和とマトリックス（あるいは値をそろえるためこれを積算期間で割ったマトリックス  $M_{j,k}$ ）が、長期間積算濃度分布等に関する敷地の気候的特性を表わす必要十分な情報量となる。

この統計に使う PASQUILL の大気安定度分類には目視観測による夜間の雲量など毎時のデータをとることすら困難な点があったが、42年度に雲量を夜間放射量の測定

一方 5 月、6 月および 11 月の月別の平均濃度と変動幅をみると、あまり大きな差はない。これは少なくともこの期間における季節差はあまりないと思われる。

この Mn および Na の大気中濃度とその変動は、海岸に近い田園地帯である東海村の値であるので、自然状態で存在する Mn と Na の値とみてよい。市街地や工場地帯では当然これらの値は大きく変るであろう。（笠井）

で代えその区分値を決めたので統計を機械的に行なえるようになり、懸案の風向別大気安定度別風速逆数和を求めることができた。用いた資料は大洗研 30 m 塔の 1966、67 年の気象観測資料で、月ごとに計算しさらに 3 ヶ月と 1 年間にまとめた。Fig. 3-21 に風向別の M を大気安定度の安定側から積算したグラフを示す。各折れ線の間隔が図中に示した各安定度の寄与を表わす。対応する風向別安定度出現頻度を同時に Fig. 3-22 に示す。最上部の折れ線が風向頻度を示す。

Fig. 3-21 から逆数和の最大は北西象限であり中立の D とならんで安定の F の寄与が大きいたことがわかる。年間最多風向の NE で逆数和がそれほど大きくないのはこの風向では風速が大きいたことが多いたため、これは Fig. 3-21、Fig. 3-22 の D までのグラフを見比べると理解できる。また南東象限では不安定の A の寄与が D と同程度に

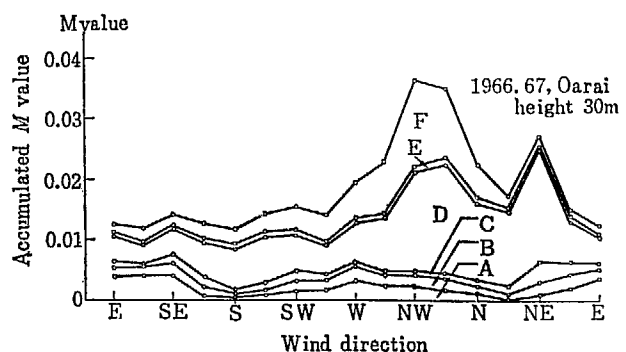


Fig. 3-21 Value of  $M \left( = \frac{1}{T} \sum \frac{1}{u} \right)$  accumulated along atmospheric stability for each wind direction

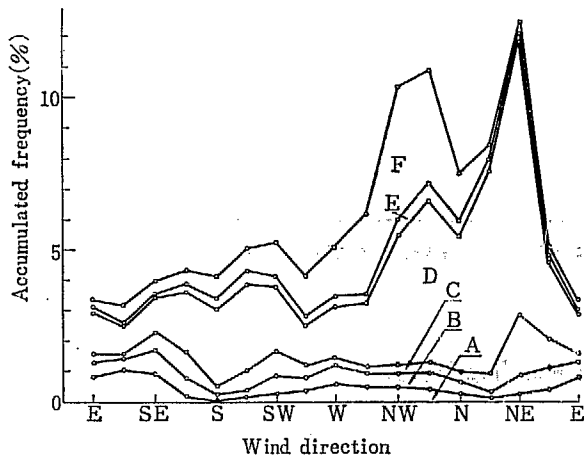


Fig. 3-22 Accumulated frequency of atmospheric stability for each wind direction

大きい。

3.3.5 気体廃棄物の短期間計画放出に伴う気象統計

原子力施設からの気体廃棄物による周辺環境への影響の事前評価には気象条件を表わす各種パラメータの値とその出現頻度が使われるが、実際にはたぶん統計年数不足という理由などから平均値の推定にとどまり、極値としての統計的取扱いはなされていない。しかし数日あるいは数時間といった短い期間の放出に対しては、4、5年ていどの年数の気象資料からでも、極値統計が行なえると考えられる。また気象要素の日変化や季節変化は平均値や年間頻度の推定には結果として考慮する必要がなかったが、例えば炉内の汚染した冷却ガス交換などに伴う放射性廃棄物の大気中への放出のように、その時期や時間がえらびうるかあるいは予測しうる場合にはこれらを考慮した統計が必要である。

どのような気象要素の組合せについて統計をとるかは問題により異なるが、原研再処理開発試験室の第3次試験のための事前解析で行なった例でいえば、放射性ヨウ素の敷地外地表最大積算濃度の推定が問題であり、大気安定度を放出点から敷地境界までの距離によりつねに安全側となるものに固定したので、放出期間中の風向別風速逆数和の極値を推定することであった。

ある量の極値のみをとった場合その従う分布としてよく使われるものに次の二重指数分布がある。

$$F(y)dy = \exp(-e^{-y})dy$$

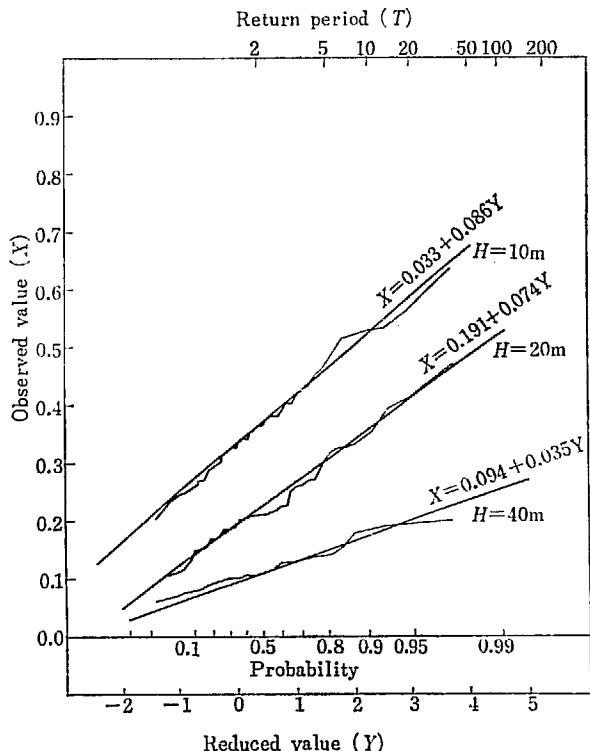
もとの分布が指数型のものの極値の従う漸近分布として導かれたもので、風速逆数和全体がほぼ指数分布に従うのでその極値を扱うには適当であった。

実際の手順をこの例でいえば、試験が予定された時期は12月であり約1ヵ月を気候的に等質とみた。放出時間を特定の6時間とし4日間の風向別風速逆数和を求めその最大値をとり、5年間の総数40個を大きさ順に並べ Fig. 3-23 の極値確率紙にプロットした。プロット位置やパラメータの推定はここではすべて GUMBEL E. J.

これら統計結果の障害解析への応用例として年間平均地表濃度分布図を求めた。評価の安全側という考慮はせずむしろ実際に近いように近似した。たとえば着目地点に向う一方位内の風向による濃度を計算するさい全部軸上濃度を使うことにせず、その1方位内の風向頻度分布を近似的に求めて計算した。したがって濃度の横の拡がり小さいFの場合など風速逆数和への寄与は大きいにもかかわらず積算濃度への寄与は大きくない。また結果からみて年間平均地表濃度の最大値推定に最多風向と安定度Dを用いた簡便法は東海、大洗においては妥当であったと判断される。なおA、Bの寄与が大きいことはこれらが海岸付近の日中陸向けの風に伴うものであり、かつ最高濃度地点が放出点に比較的近く生ずることから注目すべきことである。(今井)

(1958)に従った。図の縦軸に積算した時間  $T_a$  で風速逆数和を割った値  $M$  を目盛り、横軸には分布関数  $F(y)$  を規準化変数  $y$  が直線目盛になるように目盛っている。図中の直線は観測値  $M$  と  $y$  との関係  $M = y/\alpha_n + u_n$  を表わす。また推定の標準誤差を示す管理曲線は図では省略しているが、観測値はすべて管理帯の中に含まれる。

$M$  は頻度/風速であるから物理的意味を簡単に理解す



Tokai-site  
1963-1967 December  
03-08 hr  
 $T_a = 6(\text{hr}) \times 4(\text{day})$   
 $T_r = 4 \text{ days}$

Fig. 3-23 M values plotted on extremal probability paper

るには例えば  $M=0.5$  という値はその風向が全時間の 50% を占め風速が 1 m/s に、あるいは全時間中一定風向で風速 2 m/s に、対応すると考えればよい。放出高が 30 m であったので実際には高さ 20 m の推定直線を使ったが、例えば  $M$  が 0.5 を越えない確率は 98.5% で再現期間は 66、換算すれば 0.5 は約 8 年に 1 回でいど起る値である。

季節の差をみるため 8 月の資料を使い積算する時間

### 3.3.6 東海村沿岸の放射能汚染の解析

東海村沿岸水中の  $^{137}\text{Cs}$  は Fig. 3-24 に示す通り 1963 年 2 月より測定が続けられている。この海水中の  $^{137}\text{Cs}$  の変化を解析するには 1962 年 10 月 15 日の米ソによる核実験停止後から 1964 年 10 月 16 日の中共核実験開始までと、それ以降と 2 つに大別して考えてみる必要がある。

1963 年のフォールアウトは、1963 年 6 月をピークに前後凸状をなし、11 月に最小になり 64 年の 4 月にふたたびピークを示してから減少する。すなわち、多少のずれはあるが春のピークを示して単純に減増している。海水中の  $^{137}\text{Cs}$  は、測定点は少ないが 7 月にピークを示しフォールアウトと同様に減少している。これは 63 年のフォールアウトの降下量が、1961 年から 62 年にかけての米ソの核実験による大量の  $^{137}\text{Cs}$  の寄与があったことによる。

たとえば、 $21.9 \text{ mCi/km}^2$  (1962 年) に対し 63 年は、 $52.3 \text{ mCi/km}^2$  が推算されている (三宅等)。

その変動は主として気象条件に依存する (ただし北太平洋の海洋の循環による平均値  $^{137}\text{Cs}$  は  $0.5 \text{ pCi/l}$ , 62 年 7~8 月  $0.2\sim 0.7 \text{ pCi/l}$ : 照洋丸資料)。この距岸 500 m の沿岸水の  $^{137}\text{Cs}$  の濃度が一般に沖合水より高いの

$T_a$  と最大値をえらぶサンプリング時間  $T_s$  を変えて統計をとった。  $M$  の値は季節、時刻、高さにより差異があるが、 $T_a$ ,  $T_s$  によって系統的に変る。また二重指数分布への適合は  $T_a$  が大きいほど、また高さも高いほどよいようである。このように短期間計画放出に関して解析に使う気象条件は数年間の気象資料があれば極値統計によってえらび得ることが判った。(今井)

は (63 年度) 陸上よりの塵埃などの影響と思われる。

これに対して、64 年 10 月 16 日以降の中共核実験による東海沿岸水への  $^{137}\text{Cs}$  の影響は 1966 年の第 3 回までは顕著に見られるが、第 4 回以降はほとんどその影響が見られない。また 66 年以降に大洗研究所沿岸の距離 500 m から約 14 km までの海水中の  $^{137}\text{Cs}$  濃度を測定した結果、フォールアウトの影響の小さい時の沿岸水中の  $^{137}\text{Cs}$  は外洋水中の  $^{137}\text{Cs}$  濃度より低く、明らかに河川水や陸水等の流入による希釈効果がみられる。

以上のように沿岸水中の放射性核種の濃度は、単に海況のみに支配されるのではなく、気象条件や沿岸陸地からの塵埃の混入等いくつかの影響をうけることが判る。その他  $^{90}\text{Sr}$  と  $^{137}\text{Cs}$  の海水中の挙動についても存在状態が共にイオン状でもかなり異っている。これは大洗沿岸海域の海底土中の  $^{90}\text{Sr}$  と  $^{137}\text{Cs}$  の濃度の比が海水中のそれといちじるしく異なる事等からも推定される。

したがって今後沿岸水中の放射性核種の汚染状態を評価するためには、単に核種の濃度の測定のみでなく、それらの海水での挙動や陸地からの影響、および気象条件などについても十分考慮する必要があるだろう。(亀田)

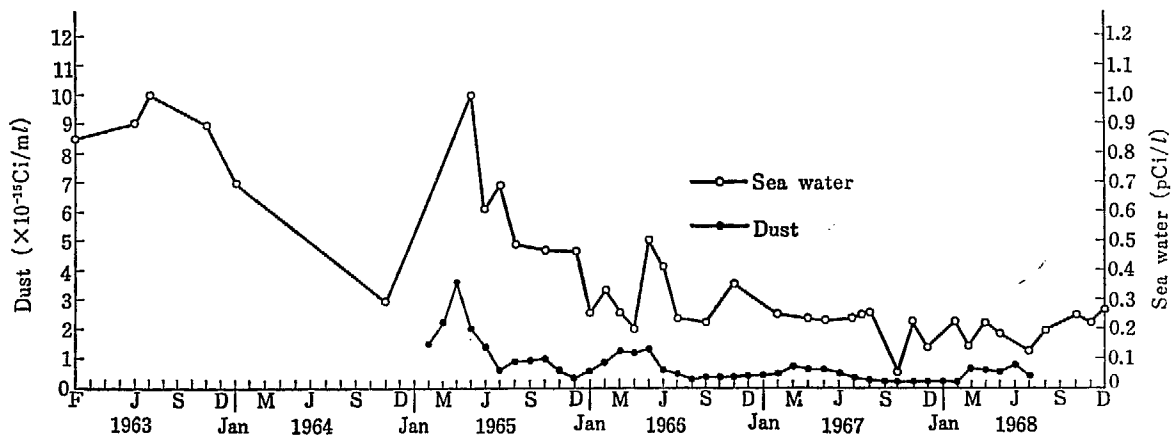


Fig. 3-24  $^{137}\text{Cs}$  concentration of sea water off Tokai (500 m) and of dust in Tokai

### 3.3.7 東海村沖海流の変動の測定

海洋に放射性廃液が放出されると、海洋における移流によって流され、渦拡散で拡散希釈されていく。すなわち、海流には輸送としての移流 (恒流) と、拡散の役と

なる海流の変動とがあり、海水中の放射能濃度を推定するためには、両者とも調査研究する必要がある。

東海村沖の海流の測定は、43 年度以前も原研において

種々おこなわれたが、それらはみな測定期間が短いうえ、きわめて散発的に測られたものが多かった。43年度には流速計の充実、調査員の増員などがあり、長期間のデータや、同時刻に5~7地点での海流のデータがとれた。

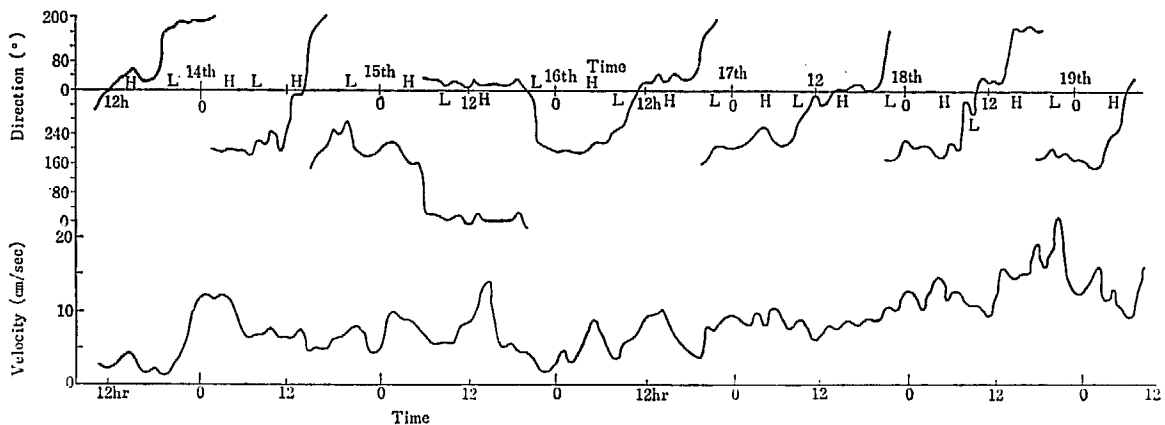
測定に用いた流速計は、TS2型の3日巻と、CM2R型の1週間巻である。TS2型のデータは、20分ごとに記録する流向の瞬間値と、プロペラ15回転ごとに1パルスを記録するので、1時間ごとの平均値を求め、解析した。CM2R型は、1時間に7分間働き、53分間休み、7分間に3~4回の瞬間流向値を記録し、プロペラ8回転ごとに1パルスを記録するので、7分間の平均値を測定時の流向流速として解析した。

Fig. 3-25に6日間の連続流向流速の記録と多点同時測定で得られた南北・東西流速成分の記録を示す。流向は、急激に変化が起り、流速の強い時に一定方向に安定して流れる。流向は比較的周期性を示しているが、流速

にはそのような周期性が見出だせない。

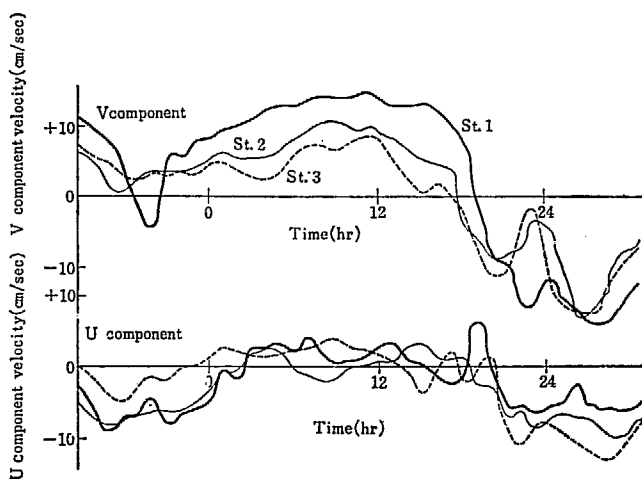
これを調和解析して、恒流、1日潮流、半日潮流に分けて見ると、Fig. 3-26に示すようになる。恒流が日により変わることは、1日以上で周期で変わる海流があることを示しているが、潮流と違うこのようなゆっくり変動する流れがどのような原因で起るのか、もっと広い範囲の測定と、連続的な測定が必要である。潮流として分離された楕円は、潮位と密接な相関を持たなければならないが、その相関がほとんどない。東海村沖の海流は1日潮流が卓越しているが、潮汐の変化によって起ったものかどうか、まだ決められない。

Fig. 3-25に示す海流の南北成分、東西成分を、岸から600m、1,500m、3km離れたSt.1、St.2、St.3の各点で比較すると、急激な流速の変化が沖合のステーションから岸に波及するように見える。その伝播速度は海の内部波の速度と一致するようである。(福田)



(a)

13~19, Dec. 1967  
St. 1, 3 m by CM-2 R



(b)

Fig. 3-25 (a) Record of sea current at 1 km off JAERI

Fig. 3-25 (b) U and V component velocities of sea currents at 600 m (St. 1), 1400 m (St. 2) and 3 km (St. 3) off the coast of JAERI

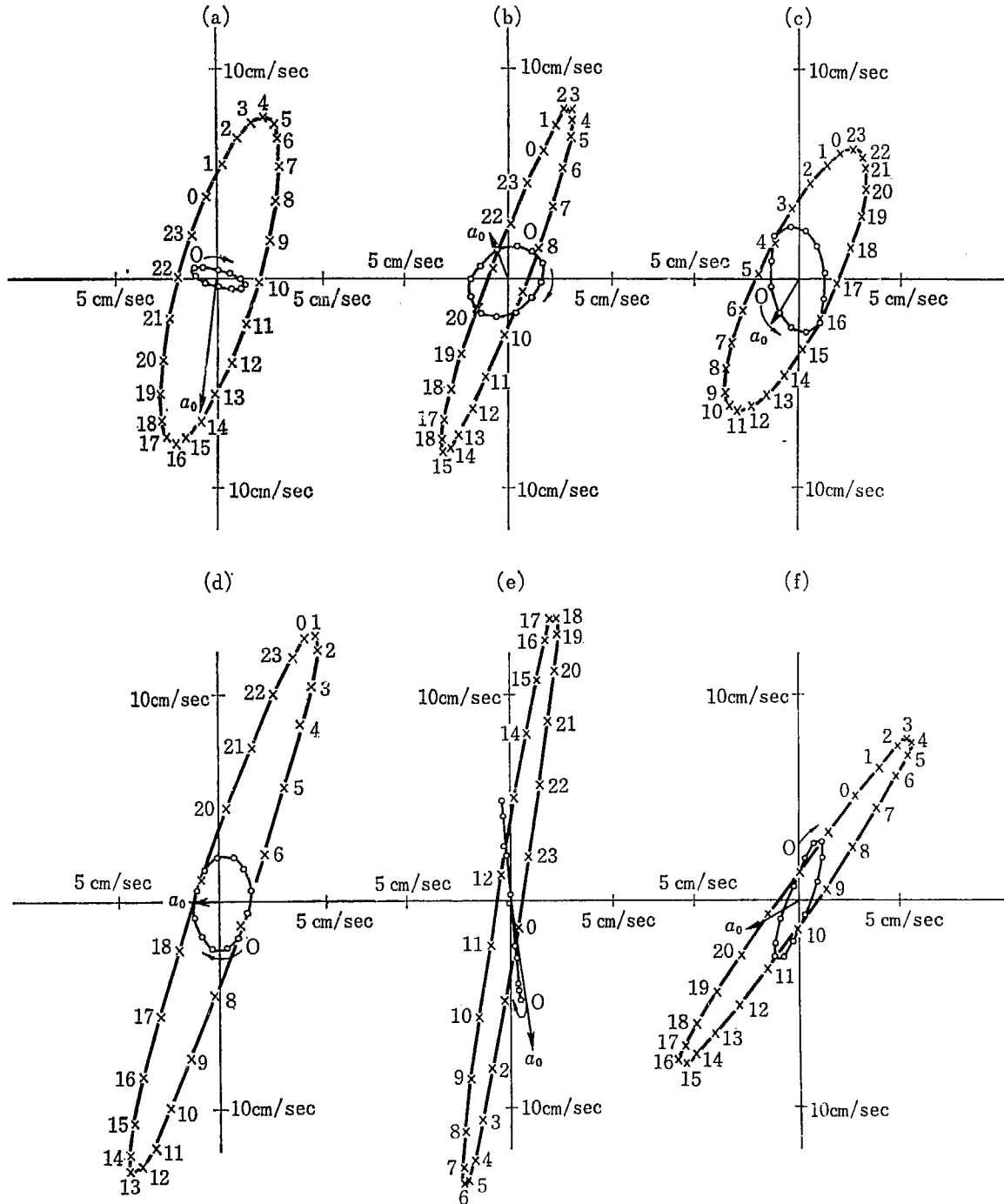


Fig. 3-26 The current ellipse at 600 m off JAERI from 13 th to 18 th Dec. 1968

### 3.3.8 東海村沖海流変動と海洋拡散

海洋拡散には染料等を使って時間と共にその濃度がどのようにすすめられるか、染料の占める面積がどう変るか等を測って推定する方法がある。原研で今までに染料放出実験を何回か行なった。しかし、この方法ではせいぜい数時間までの拡散しか推定できない。海洋に放出するであろう低レベル放射性廃液は定常的には長時間にわたり放出される。再処理工場建設に伴う、海洋放出調査特別委員会の中の一調査実施機関として海洋拡散の調査を受持った原研では、原研内に染料放出装置を作り長期

間(10日間)の放出実験を計画したが、実験は実施できなかった。

43年度から原研・動燃の共同調査による流速計の整備、調査員の拡充が行なわれ、年度後期に至り海流の連続1週間のデータや、同時多点観測等とれるようになった。海流には移流としての恒流と拡散の要因となる変動流とがある。それらのデータを用いて乱流拡散の計算を試みた。

流れを南北成分 (V) と東西成分 (U) に分け、それ

それぞれの成分について

$$V = \bar{V} + V'$$

$$U = \bar{U} + U'$$

で表わせるものとする。ここで  $\bar{V} \cdot \bar{U}$  は時間平均南北・東西成分流速,  $V' \cdot U'$  は各成分流速の変動値である。場所的にも時間的にも均一な乱流の場を仮定すると,

$$\frac{1}{2} \frac{d}{dt} \overline{X^2} = \overline{X V'} = \int_0^t \overline{V' V'} dt = \int_0^t \overline{V' V_{t+\tau}} dt$$

$$= \overline{V'^2} \int_0^t R_c(V') d\tau \quad (1)$$

$$R_c(V') = \frac{\overline{V' V_{t+\tau}}}{\overline{V'^2}}$$

が得られる。ここで,  $R_c$  は自己相関係数 (ラグランジュ相関),  $X$  は南北方向の拡散巾,  $V'$  は南北方向時刻  $t$  の速度変動値,  $\overline{V'^2} = \overline{V'^2} = \overline{V_{t+\tau}^2}$  である。

同様に

$$\frac{1}{2} \frac{d}{dt} \overline{Y^2} = \overline{U'^2} \int_0^t R_c(U') d\tau \quad (2)$$

$$R_c(U') = \frac{\overline{U' U_{t+\tau}}}{\overline{U'^2}}$$

(1), (2) を  $t$  で積分し,

$$\frac{1}{2} \overline{X^2} = \overline{V'^2} \int_0^T \int_0^t R_c(V') d\tau dt \quad (3)$$

$$\frac{1}{2} \overline{Y^2} = \overline{U'^2} \int_0^T \int_0^t R_c(U') d\tau dt \quad (4)$$

が得られる。これにより, 拡散物質の拡散巾を計算することができる。

乱流拡散係数  $K$  は,

$$K_x = \frac{1}{2} \frac{d}{dt} \overline{X^2} \quad (5)$$

$$K_y = \frac{1}{2} \frac{d}{dt} \overline{Y^2} \quad (6)$$

と定義されるので, (1), (2) 式から計算することができる。

流速南北・東西成分は Fig. 3-27 のように変動している。これから, 相関関数  $\overline{V' \cdot V_{t+\tau}}$ ,  $\overline{U' \cdot U_{t+\tau}}$  を計算すれば Fig. 3-28 のようになる。南北成分は東西成分よ

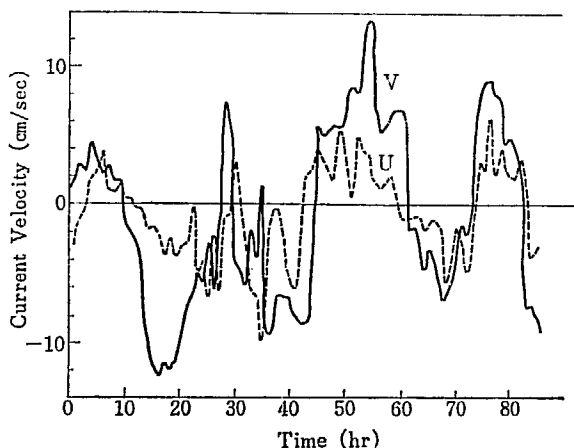


Fig. 3-27 U, V component of sea current (13~19th, Dec. 1967)

り 5~8 倍大きい値を示す。これを時間で積分することにより拡散係数  $K_x, K_y$  が計算される。その値は時間と共に増大し, 染料拡散実験の値より 1 桁以上大きかった。

多点同時測定では, 相関関数の変化が Fig. 3-29 に示すようになる。St. 1 は岸から約 600 m 沖であり, St. 3 は沖合約 3 km の地点である。これを見ると, 岸に近いほど南北方向の拡散は東西方向の拡散に比べ大であり, 沖に行くに従い, 両方の値が同じ値に近づくようである。(福田)

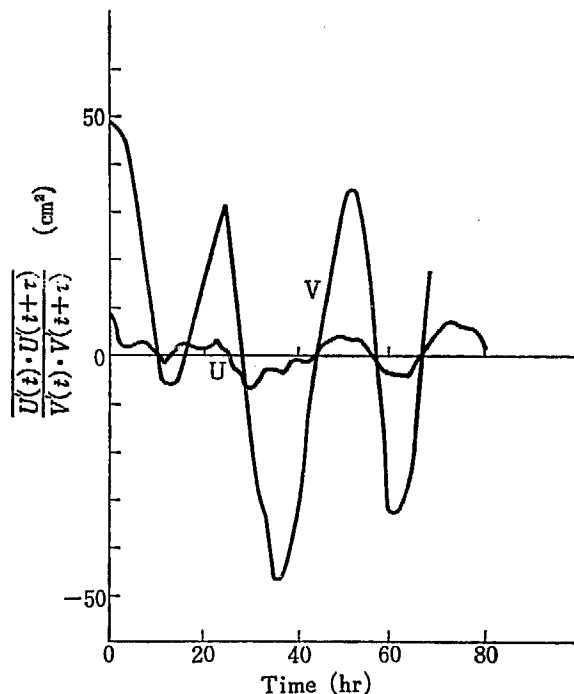


Fig. 3-28 Correlation function of U, V component (13~19th, Dec. 1967)

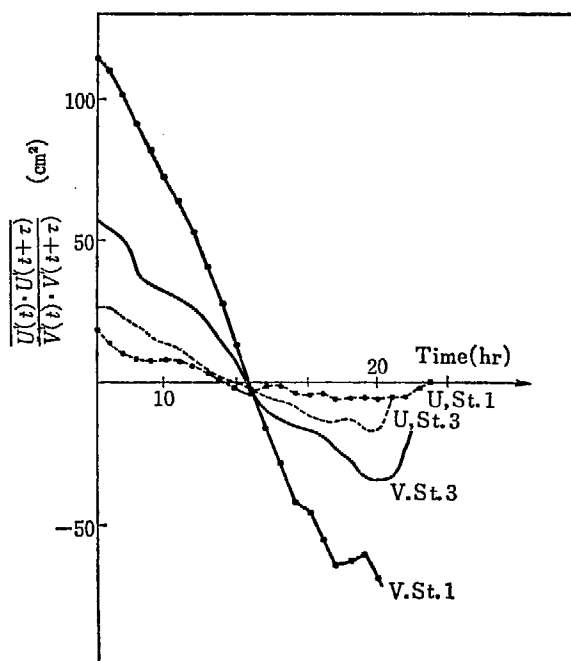


Fig. 3-29 Correlation function of U, V component at different stations 14~16th, Nov. 1967 (3 m)



## 3.3.9 濃縮係数と海洋汚染評価

(1) 1967年10月に海洋放出調査特別委員会試算分科会は「放射性廃棄物の海洋放出による Critical Nuclides と Critical Organisms を見いだす試算報告書」(以下試算報告書という。)を発表した。この報告では人間の放射性核種の摂取量は、

$$A = C_{MF} \times R = C_{SW} \times F \times R \quad (1)$$

で表わしている。ここで

$A$ : 1日あたりの放射性核種の摂取量 (Ci/day)

$R$ : 1日あたりの海産生物の摂取量 (g/day)

$C_{MF}$ : 海産生物の放射性核種の濃度 (Ci/g)

$C_{SW}$ : 海水の放射性核種の濃度 (Ci/ml)

$F$ : 海産生物の濃縮係数

$$F = \frac{C_{MF}}{C_{SW}} = \frac{C_{MF'}}{C_{SW'}} \quad (2)$$

$C_{MF'}$ : 海岸生物中の安定元素の濃度 (g/g)

$C_{SW'}$ : 海水中の安定元素の濃度 (g/ml)

(1)式にみられるように汚染海域の海産生物を通して1日の放射性核種の摂取量は、汚染海域の海水の放射能濃度のほかに海産生物の1日の摂取量と濃縮係数に依存する。

## (2) 海産生物の1日の摂取量

試算報告書では日本人の平均1日の海産生物の摂取量( $R$ )を生物の種類により10 g/day と 100 g/day の2通りにわけている。そして Critical nuclides は  $^{106}\text{Ru}$  と  $^{144}\text{Ce}$  (ただし、核燃料再処理施設よりの放射性廃液の海洋放出の諸条件の下で)、そして Critical Organisms は、 $^{106}\text{Ru}$  については、チョウセンハマグリ、バイ、イガイ、カキ、アワビ、オゴノリ、アサリ、シジミ、そして  $^{144}\text{Ce}$  についてはシラスとオゴノリを選んだ。それらの $R$ は何れも100 g/dayとした。しかし、これらの海産生物の種類は駿河湾から三陸沖に至る近海漁業の海産物の分布や漁獲量を参考にしている。したがって工場よりの放射性廃液の放出条件でも、そのまま東海村沿岸の海洋汚染評価に適用することは出来ない。たとえば、茨城県内の国民栄養調査の結果(昭和37, 38年度)では、都市、農村および海、または湖に接した村での毎日1人当りの水産物の摂取量はそれぞれ33~68 g, 65~86 g, および84~102 gであった。また、水産物の種類も年平均としては、さば、さんま、あじ、魚ソーセイ、いか、かつお、まぐろ、こんぶの順であった。これらのことから試算に用いられた Critical Organisms とその摂取量はかなり現実性の低いものであることがわかる。けれども種類は別として、この海産物の摂取量は100 g/dayの値を用いてもさして $A$ の算出に影響はない。むしろ問題は単一の海産生物をもって1日の海産生物の摂取量の代表とすることにあるだろう。

この問題に対し、山県氏は日本人の常食する海産物の種類について一般人の標準献立の概念をとり入れ、この献立中の海産生物(混合された)中の安定元素を測定することと海水中の同じ安定元素の濃度から標準献立による「海産生物全体としての平均濃縮係数」を算出し、海洋汚染評価に用いる。またその量は100 g/day/personである。この考え方は海洋汚染の影響の対象として国民全体を考え、その平均的食習慣を考慮することを基本としている。しかし、海洋汚染評価はむしろ局地的に考える方が实际的であり、このために汚染源に対する Critical group の決定が必要とされている。よって1日の海産物の摂取量は海洋の汚染源に対する Critical group の主要摂取海産生物をいくつか決定し、その摂取量は Critical group の平均摂取量に安全率(例えば2)を定めて乗じた量にすれば良いだろう。

## (3) 濃縮係数

これまでに報告されている海産生物の濃縮係数は安定元素の測定とトレーサー実験の2つの方法で算出された値が一致している場合はむしろ例外で、実際には安定元素による $F$ の方がトレーサー実験等で算出した放射性核種の濃度比で出した $F$ より一般的に高い。

これの原因についてはトレーサー実験による濃縮係数は実験中に海水からの放射性核種の摂取が平衡に達していない状態での値であること、また、飼育水中の特に化学元素の濃度や存在状態が自然環境と異なること等が挙げられている。

原因は何れにせよ、両法の等しかるべき値が海洋評価に導入する場合同一海産生物について、たとえば Mn ( $1 \sim 10^3$ ) や Zn ( $1 \sim 10^4$ ) について方法により大幅の値の変動があることは(1)式の $A$ の算出に大きな影響を与える。従来は濃縮係数の算出法は問わず、たんに蒐集された値について最高値をもって汚染評価のための濃縮係数としている。この点について検討してみる。

$F$ を海洋汚染評価に用いる際に  $F = C_{MF}/C_{SW} = C_{MF'}/C_{SW'}$  とすることに問題があるように思われる。

すなわち1つは海水と海産生物中の安定元素の測定自体である。海水中での安定元素は元素により存在状態がかなり異なり、測定法によって海水中の元素の濃度も異なる。また、元素により海産生物が摂取する海水中の元素の量は海水中の存在状態によって異なることも近來次第に明らかになってきている。よって厳密に言えば、 $C_{SW'}$ は海産生物にとって摂取される状態のものでなくてはならない。また、海産生物中の安定元素濃度についても、一般の測定法に用いられる灰化試料の分析によって得られた濃度が生体中での元素のturn overに関する金属元素の真の濃度を示しているか否かも確認されてい

ない。他は海水および海産生物中の放射性核種濃度の測定の問題である。特にトレーサー実験による場合、たんに実験期間中に摂取が平衡に達していないということの他に飼料条件が自然状態にないことも指摘されている。ではどの範囲までの環境水の飼育条件の変化が濃縮係数の算出に許されるのか（自然状態に対して）も明らかでない。

こうした多くの不確実な点をそのままにしていちじるしく異なる2つの方法で得た濃縮係数を式の上では等しいとして最大値をAの算出に用いることは海洋汚染という現象を評価するのに妥当ではない。

#### (4) 結 論

以上の点から海洋汚染評価に用いる場合の海産生物に

よる放射性核種の摂取については、むしろ  $F = C_{MF}/C_{SW}$  と  $F' = C_{MF}'/C_{SW}'$  と区別し、実際に放射性廃液が海洋に放出された海況での海産生物の放射性核種の摂取については Activity Ratio ( $A_R$ ) とし、濃縮係数と区別する必要があるだろう。したがって

$$F = A_R = \frac{C_{MF}}{C_{SW}} \quad (3)$$

とすべきで、与えられた条件での汚染海水中の放射性核種を海産生物が摂取する際の単なる量的表示として定める事の方が海洋汚染評価には有効であろう。濃縮係数については、海産生物の生理、生態学上果している安定元素の役割等について更に詳細に検討し  $C_{MF}'/C_{SW}'$  といった単純なものではなく、生物学的内容のともなった terminology にする必要がある。(亀田)

### 3.3.10 放射性廃液の海岸放出に伴う外部被曝

#### (1) 被曝評価方法の検討

沿岸海洋汚染に伴う一般公衆の放射線被曝として、汚染海産生物の摂取後の内部被曝、汚染海域およびその周辺における直接の外部被曝が考えられるが、後者はあまり重視されていない。しかし、わが国では沿岸漁業に従事する人口の大きいこと、また人口密集地域が沿岸に散在しているという特殊事情がある。さらに評価方法がほとんど明示されていない。これらの点を考えて、42年度より外部被曝の評価方法を考察してきた。そして42年度は考えうる被曝のタイプを整理し評価方法の骨格をつくった(本誌 No. 10 p. 157)。43年度はこれをさらに詳しく検討した。

まず被曝率推定の方法について、被曝率を求める基本式を求め、含まれている仮定(特に放射性物質が被曝環境中で一様に分布するという仮定)による誤差の範囲を調べた。この結果、被曝率推定式は被曝環境中の濃度に比例する型として得られた。そして漁網操業時の手の被曝率を示す式が、英国の汚染海域で得られている経験(MAFF Tech. Report FRL-1, U. K. 1967)にほとんど一致することもわかった。つぎに濃度の推定については、被曝環境の放射性物質蓄積効果が重要であることに注目し、蓄積機構を考察した。そして知識がきわめてとぼしい現在では、最大蓄積能力を推定することが妥当と考え、「汚染係数(Contamination Factor; (C. F.))」の概念を導入し、漁網、海浜、沿岸地帯などに対する(C. F.)を求めた。この係数によって、被曝率推定式は海水濃度の関数としてまとめられた。

放射性廃液の沿岸放出は長期連続であるから、公衆の被曝については年間被曝量が問題となる。年間被曝量は被曝率と被曝期間の積で得られるが、長期間では被曝率も変化し、被曝期間も異なるので、簡単に求められない。そこで被曝率が被曝環境の濃度に比例すると考え、年間被曝量を得るために有効な濃度平均化の問題も

扱い、被曝期間との関係を求めた。

以上は、IJIMA T., ICHIKAWA R.\*: Evaluation of External Exposure due to Coastal Discharge of Radioactive Liquid Westes (\*放射線医学総合研究所環境衛生研究部)にまとめられ Health Physics に投稿中である。

#### (2) 漁網の汚染蓄積効果

汚染漁網の扱いによる手の被曝は外部被曝の重要なタイプの1つであるが、上記報告書に示されたように、被曝率推定の精確さは漁網の汚染量推定の精確さにほとんど依存する。そして汚染量は漁網の放射性物質蓄積効果で決まるので、蓄積効果を知ることが重要となる。

最大蓄積効果の表現の一つとして導入された概念である(C. F.) (平衡時における漁網の汚染量と海水濃度の比)を求めるため、最近いくつかの研究室で実験が行われた。しかしいずれも実験室内の小規模実験なので、容器壁面の吸着が無視できず、海水濃度を一定にするなどの定常状態を保つことが困難である。したがって、吸着モデルを使った解析が必要であり、その解析方法を検討した。

脱離実験の様子から、吸着体(漁網、容器壁)それぞれを two-compartment-model で置換え、各 compartment間の核種移行を指数関数的(すなわち移行率が汚染量に比例する)と仮定した。この結果一つの移行方程式群ができる。この式群についてまず平衡時を考えると、(C. F.)は移行係数で構成される常数となる。このことから、移行の過程を指数関数モデルであらわすためには、FREUNDLICH の平衡時等温吸着式  $\chi_n = \alpha \chi^\beta$  ( $\chi_n$ ,  $\chi$  は吸着体および溶液の濃度)で指数  $\beta$  が1の場合、すなわち海水濃度が FREUNDLICH 曲線の直線部分に対応する程度の低レベルであることが必要であることを指摘した。さらに、市川富士夫氏(原研放射化学第2研究室)の実験結果(原安協報告-13, p. 80, 1967年に発表されている)

にこのモデルを適用し  $10^2 \sim 10^3$  の (C.F.) 値を得た。この値は英国 Dounreay 海域で得た野外経験値と等しい。この一致が単なる偶然かどうかは今後検討する必要がある。 (以上は日本放射線影響学会第 11 回大会で発表された。)

脱離実験からは 2 通りの汚染過程の推定が可能であり、一方現在までの吸着実験からはどちらの推定が正しいかを定めることはできない。上記のモデルは一つの可能性に基づいて設定されたが、他の可能性 (はじめから吸着しやすい成分としにくい成分が共存する) については市川、飯島が検討中である。

### 3.3.11 原子炉事故時における環境モニタの役割

原子炉事故における環境の固定モニタの役割は、種々の角度から考察できるが、ここではつぎのような前提に立って評価を試みた。すなわち、

(1) 事故時の周辺住民の被曝過程としては、核分裂生成物中の放射性ヨウ素の呼吸摂取による内部被曝が critical であるとする。

(2) 固定モニタは集中監視方式を取るためにもっとも便利な  $\gamma$  線検出器によるものとする。

(3) この場合最悪の地点における放射性ヨウ素による被曝と、施設から数百メートル付近にある固定モニタへの放射性雲からの照射量との量的比較を試みる。

施設からの核分裂生成物の放出条件としては、Wind-scale 事故時の推定資料および TID 14844 を参考にした。そして放出放射性雲の構成核種として、原子炉内の内蔵量中の希ガス類 100% とヨウ素類 25%、および希ガス類 100% とヨウ素類 10% の二通りについて計算した。

放射性雲の風下濃度分布は放出率と放出高度および気象条件が与えられれば拡散式によって計算できる。ここでは PASQUILL の式による角田、飯島<sup>1)</sup>の濃度分布図を用いた。またその放射性雲からの  $\gamma$  線照射量率は、上記の条件と、放射性雲を形成する核種の  $\gamma$  線エネルギーを与えることにより、今井、飯嶋<sup>2)</sup>が計算を完成した。

放射性ヨウ素の被曝については、放射性雲の風下最大濃度地点におけるものに着目する。また  $\gamma$  線照射量は、風下の比較的近距离においては、距離による差が小さいことがわかっているので、モニタ位置として適当と思われる風下 500 m におけるものだけに着目する。風下最大濃度および最大  $\gamma$  線照射率とも、大気安定度による差異はあまり大きくないので、緊急時対策の判断という目的のためには一定とみなしてもさしつかえないものと思われるので、ここでは安定度 D (中立状態) について計算した。

原子炉立地審査指針によると、事故前の被曝線量の許

### (3) 沿岸地帯の汚染

海岸地帯でしばしば塩害の発生することは、沿岸付近に汚染海域が存在する場合に放射性物質が陸上へ風送されることを示唆している。この点に注目し、沿岸地帯の放射性物質蓄積効果について考察した。この効果を推定するために、理解する必要のある因子は (a) 海面に分布する放射性物質の airborne 化の程度、(b) 陸上における沈着速度、(c) 陸地表面からの逸脱の程度などである。このうち、(a)、(b) については、塩害に関する研究成果に基づいて検討し、あわせて塩害研究の適用限界すなわち今後独自に解明する必要のある課題もまとめた。

(飯嶋)

容限界の判断の目安として、重大事故時に対しては、小児甲状腺線 15 レム、全身 25 レムとされている。ここでは事故のさいに放射性ヨウ素による小児甲状腺被曝がこの 1/10、すなわち 1.5 レム程度になったら、事故はかなり重大なものとして対策を施す必要があるとみなし、

TABLE 3-6 Gamma exposure from radioactive cloud at its maximum point on the ground corresponding to 15 rem to a child thyroid from inhaled radioactive iodine.

Release fraction:  
Rare gases 100% of inventory  
Iodine 25% of inventory

Stack height (m)	Time after shutdown (hr)		
	1/2	1	2
0	1.6 mR	1.3 mR	1.0 mR
20	7.1	5.9	4.5
40	14.0	11.5	8.9
60	20.0	16.6	12.8
80	27.6	22.8	17.6
100	32.8	27.2	21.8

TABLE 3-7 Gamma exposure from a radioactive cloud at its maximum point on the ground corresponding to 15 rem to a child thyroid from inhaled radioactive iodine.

Release fraction:  
Rare gases 100% of inventory  
Iodine 10% of inventory

Stack height (m)	Time after shutdown (hr)		
	1/2	1	2
0	2.7 mR	2.2 mR	1.6 mR
20	11.8	9.6	7.2
40	23.2	18.8	14.1
60	33.1	26.8	20.2
80	45.8	37.1	23.0
100	54.3	44.0	33.1

これに対応する $\gamma$ 線照射量を算出した。(TABLE 3-6, TABLE 3-7).

この計算結果によると、放出高によってかなり異なるが、安全側のみで、判断の基準を1 mR 程度におくのが適当と思われる。事故時の核分裂生成物の放出量および風速は、濃度および $\gamma$ 線照射の両方に対して、同様に寄与するので、この目的のためには、これらの情報は必ずしも必要でない。また放射性雲のなかに、地表面、検出器などの汚染が照射量に寄与することは十分考えられるが、この効果は安全側に作用する。

以上の考察の結果、原研東海研および大洗研のモニタリングポストは、事故対策に結びつく情報を与えるための装置として有用なことが再認識されるだろう。

以上の詳細は日本原子力学会誌に投稿中である。

(伊藤)

#### 参 考 文 献

- 1) 角田道生, 飯嶋敏哲: JAERI 1101 (1966)
- 2) IMAI K. & IJIMA T.: Assessments of gamma exposure rate from a radioactive cloud released from a point source. (To be published in *Health Phys.*)

### 3.4 放射性汚染処理

#### Radioactive Waste Treatment and Decontamination

Research and development on radioactive waste treatment and decontamination were done for the following items in 1968;

1. Experimental studies on radioactive waste treatment.
  - (1) Treatment of radioactive liquid waste by sea sand
  - (2) Treatment of Pu containing liquid waste by flocculation
  - (3) Treatment of radioactive liquid waste by ion-exchange membrane
  - (4) Experiments on water for the storage of highly contaminated equipments
2. Studies on radioactive contamination and decontamination of solid surfaces.
  - (1) Decontamination of RI protective clothing—Laundry decontamination
  - (2) Decontamination of equipments—Ultrasonic decontamination
  - (3) Decontamination of facilities—Selection tests of RI protective paints
3. Studies on radioactive skin contamination and decontamination.
  - (1) Autoradiographic analysis of Pu skin contamination
  - (2) Improvement on skin decontaminating agents

#### 3.4.1 概要

放射性汚染の除去および放射性廃棄物処理に関する研究は、1968年度に次の各項目についておこなわれた。

##### 1. 放射性廃棄物処理に関する実験

- (1) 海砂による RI 廃液処理
- (2) 凝集沈殿法による Pu 廃液処理
- (3) イオン交換膜による RI 廃液処理
- (4) 高汚染物格納用水試験

##### 2. 固体表面の放射性汚染とその除去

- (1) 衣料除染……洗濯除染
- (2) 機器除染……超音波除染
- (3) 施設除染……汚染防護塗料選定試験

##### 3. 放射性物質による皮膚汚染とその除去

- (1) オートラジオグラフィによる Pu 皮膚汚染解析
- (2) 皮膚除染剤の改良 (町田)

#### 3.4.2 放射性廃棄物処理に関する実験

##### (1) 海砂による RI 廃液の処理

砂として東海研究所沿岸の海砂を用い、RI には、 $^{137}\text{CsCl}$ 、 $^{60}\text{CoCl}_2$  および FP (冷却期間 1 年) を用いてバッチ法あるいはカラム法により種々の条件下で放射能除去率を調べた。その結果、RI が陽イオンとして溶存している条件ならば、一般に流下速度によらず、処理段数も一段でじゅうぶんであった。処理容量は、 $10^{-1}\sim 10^{-3}\mu\text{Ci/ml}$  の  $^{137}\text{Cs}$  の場合には少くとも砂の重量の 50 倍の液量を 99.9% の除去率で処理可能であり、陽イオン RI 廃液処理での有用性が示された。(TABLE 3-8 参照) (会川)

TABLE 3-8 Removal of  $^{137}\text{Cs}$  by sea sand  
(Particle size;  $420\mu$ , room temp.)  
(Activity level;  $1.0\times 10^{-1}\mu\text{Ci/ml}$ )

Treated volume (l)	Removal (%)	Treated volume (l)	Removal (%)
0.2	99.5	2.6	99.8
0.4	99.9	3.4	99.9
1.0	99.9	4.2	99.7
1.8	99.7	4.6	99.7

(2) 凝集沈殿法による Pu 廃液の処理

凝集沈殿処理法による Pu 廃液処理として、凝集剤をいろいろ変えて処理試験をおこなった。その結果、塩化第 2 鉄は Pu の処理に際して、硫酸アルミニウムよりすぐれていた。pH の高いところで磷酸塩で処理する方法は硫酸アルミニウム、塩化第 2 鉄、硫酸銅などで処理するより効果的であった (Fig. 3-30 参照)。(長岡)

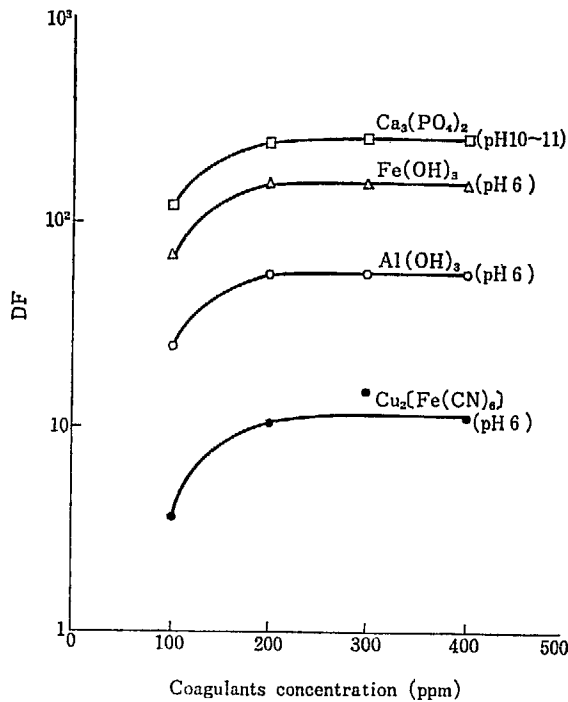


Fig. 3-30 Treatment of Pu by flocculation (room temp.)

(3) イオン交換膜による RI 廃液の処理

イオン交換膜による RI 廃液の処理は、放射能除去効率の点で問題がなければイオン交換樹脂法に比べ種々な点で有利である。Fig. 3-31 は、その実験結果を示したものであるが、これによると陰イオンの <sup>131</sup>I<sup>-</sup> を除き、価数が少くなるほど除去されやすく、特に <sup>137</sup>Cs<sup>+</sup> の場合は 3 時間の処理で DF=50 を示した。(会川)

(4) 高線量廃棄物格納用水試験

高線量廃棄物の格納について、放射線被曝防護もかねる水中格納用水の透明度保持について試験検討した。その結果、硫酸銅を添加した場合でも pH の調節をおこなわないと、無添加の場合同様藻類の発生、繁殖のため用水の透明度が低下した。一方、硫酸銅を添加し弱酸性にした場合は、銅イオンは加水分解を受けず安定に溶存するため、藻類の殺菌に効果があった。したがって、高線量廃棄物の水中格納用水の透明度保持には、硫酸銅を添加し、格納物の腐食も考慮して、pH を弱酸性に保持することが実用的と考えられた。(Fig. 3-32 参照) (桜井)

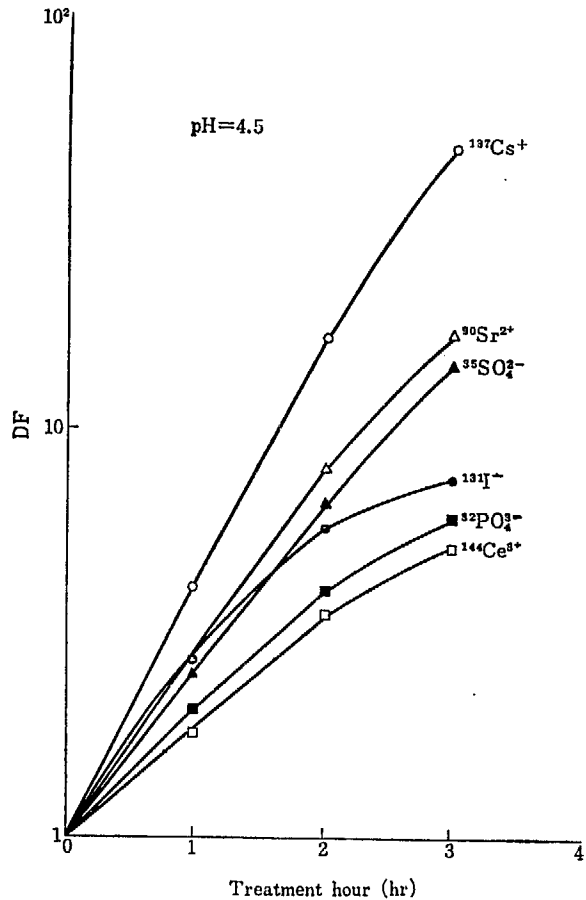


Fig. 3-31 Decontamination factor of RI by ion exchange membrane

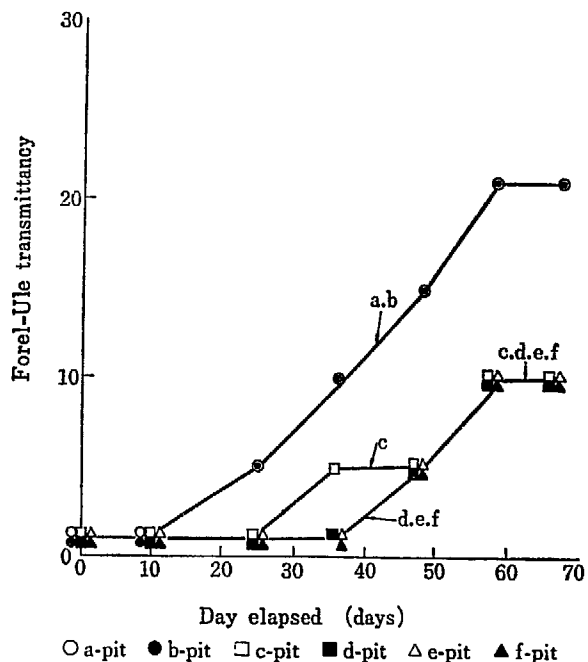


Fig. 3-32 pH effects on transmittancy of each pit

## 3.4.3 固体表面の放射性汚染とその除去

本年度は今までの汚染と除去に関する研究のまとめとして、実験的事実を中心に JAERI レポートに、「固体表面の放射能汚染とその除去に関する界面化学的研究」(JAERI 1165) を発表した。

一方、技術開発としては、以下に示す項目と内容をおこなった。

## (1) 衣料除染

放射性汚染をうけた RI 防護衣の安全かつ能率的な除染法として、自動洗濯機による除染法を大洗研安全管理課と共同で開発した。成果は論文、「密閉型全自動洗濯機による RI 防護衣の除染法」として公開したが、ここにその洗浄プログラムを示す (TABLE 3-9 参照)。

## (2) 機器除染

超音波による機器除染法を、超音波の周波数と除去率の関係を調べることにより検討した。すなわち、Al 板を NaOH アルカリ性の  $^{144}\text{CeCl}_3$  水溶液で汚染させ、0.3 wt% SDS\* を除去剤として、超音波の発振子を変えることにより周波数を変化させて、それが除去率に与える効果を求めた。その結果、Fig. 3-33 のごとく 100 kc/s 以下の周波数条件が、除染に有利であることを認めた。

## (3) 施設除染

原子力および RI 取扱施設における放射性汚染防護上望まれる塗料は、汚染性が小さく、除染性が大きく、かつ耐放射線性を示すものである。以上の観点から、 $^{60}\text{Co}$

TABLE 3-9 Program of washing procedure

Washing hour	20 min.	—
Washing temp.	40~50°C	—
Detergent solution volume	200 l	Washing drum capacity; 866 l Washing chamber capacity; 322 l
Detergent concentration	0.5 wt%	Commercial synthetic detergent
Laundry load	ca. 20 kg	RI protective clothing (cotton)
Rinsing time	3 times	First run 40~50°C warm water
Rinsing hour	3 min. each	

TABLE 3-10 Contaminabilities, decontaminabilities and  $\gamma$  radiation resistibilities of paints.

Samples	Commercial name*	Main component	Radiation dose none		Radiation dose $10^7\text{R}$		Radiation dose $10^8\text{R}$		Radiation dose $10^9\text{R}$	
			Water washing D. I.	Acid washing D. I.	Water washing D. I.	Acid washing D. I.	Water washing D. I.	Acid washing D. I.	Water washing D. I.	Acid washing D. I.
C-1	Eponics # 310	Epoxy resin	0.63	0.79	0.65	0.83	0.51	0.63	0.42	0.52
C-2	" # 350	"	0.73	1.20	0.50	0.58	0.40	0.48	0.18	0.24
C-3	" # 3100	"	0.55	0.87	0.18	0.26	0.09	0.13	0.09	0.14
C-4	" # 3100 L	"	0.69	0.85	0.79	0.88	0.55	0.63	0.20	0.26
C-5	" # 500	"	0.64	0.90	0.57	0.72	0.18	0.26	**	**
C-6	Vinylose	Vinyl chloride resin	0.43	0.52	0.48	0.53	0.44	0.51	**	**
C-7	Vinylose JIS product	"	1.13	1.78	0.81	1.03	0.24	0.62	**	**
C-8	Amercoat # 33 (U. S. A)	"	0.73	1.11	0.77	1.03	0.44	0.70	**	**
C-9	Vinylose # 30	"	0.63	0.80	0.58	0.70	0.41	0.50	0.06	0.22
C-10	Polythane NY	Polyurethane resin	0.23	0.28	0.28	0.33	0.16	0.18	0.30	0.39
C-11	V-top	"	0.82	1.02	0.74	0.95	0.33	0.53	**	**
C-12	Polythane # 1000	"	0.71	0.84	0.57	0.68	0.37	0.48	0.34	0.41
C-13	Polythane # 2000	"	0.63	0.67	0.51	0.56	0.46	0.52	0.24	0.29
C-14	Rubber-tight	Chlorinated rubber	0.93	1.49	0.94	1.34	0.43	0.81	**	**
C-15	Aclose-supper	Nitrocellulose-acryl resin	1.15	1.37	0.94	1.26	0.64	0.83	**	**
C-16	Highcon	Nitrocellulose-alkyd resin	0.64	0.80	0.56	0.68	0.53	0.64	0.23	0.32
C-17	Sante-E	Phenol resin	0.79	0.90	0.58	0.67	0.31	0.44	**	**
C-18	Ship's bottom No. 2 YD	"	0.16	0.69	0.13	0.59	0.09	0.59	0.03	0.41

\* Dai Nippon Toryo Co., Ltd.

\*\* Radiation deterioration

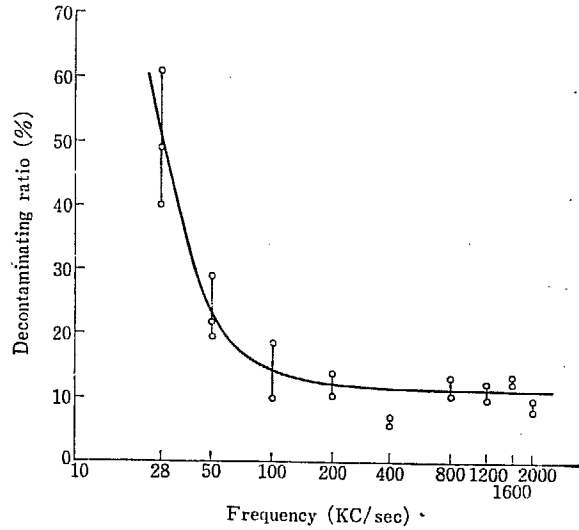
\* ドデシル硫酸ナトリウム

によりγ線照射 (10<sup>7</sup>, 10<sup>8</sup>, 10<sup>9</sup>R) をした各種の塗料について、汚染液に <sup>233</sup>UO<sub>2</sub>(NO<sub>3</sub>)<sub>2</sub> 酸性水溶液を用いて試験した結果を TABLE 3-10 に示す。ただし、表中の除去指数 D. I. は次のごとく表わされるものである。

$$D. I. = \log \left[ \frac{\text{汚染放射能 (cpm/試料)}}{\text{残存汚染放射能 (cpm/試料)}} \right] \quad (\text{和達})$$

Anode current ; 200 mA  
Distance ; 6 cm  
Irradiation hour ; 15 min

Fig. 3-33 Ultrasonic frequencies vs. decontaminating ratios (30±2°C)



### 3.4.4 プルトニウムによる皮膚汚染とその除去

#### (1) オートラジオグラフィによる Pu 皮膚汚染の解析

プルトニウムで汚染した生豚皮をオートラジオグラフィ用の試料に調整するとき、汚染したプルトニウムの流動を防ぎ、可能なかぎり薄い (50μ以下) 切片を作ることがこの実験の精度を高めるために必要である。本年度に採用した真空凍結乾燥法はこの点前報の方法よりすぐれ、ほぼ満足する結果を得ることができた。これは汚染した試料を -40°C に凍結し 1 mmHg 以下の減圧下に

数口置くことで組織を変形することなしに乾燥し、パラフィンで固定して切片を作る方法である。

そこで、汚染時間によってプルトニウム皮膚汚染の状態がどのように変化するか、除染後の残存汚染の状態は除染剤の種類によってどのように違うか、傷のついた皮膚からの侵入は汚染時間によってどのように変わるか、以上の三点を調べた。

Fig. 3-34 は 10 秒間汚染させて 10 分間水洗した皮膚のオートラジオグラフィであるが、短時間汚染のため皮溝



Fig. 3-34 An autoradiograph of Pu contaminated skin furrow (10 sec contamination)



Fig. 3-35 An autoradiograph of Pu contaminated injured skin (60 min contamination)



の深部への汚染は見られない。このように10秒汚染の状態は分散的なものであるが、汚染時間が長くなるとプルトニウムが凝集して集中的汚染となり、その比率は汚染時間が長くなる程増加する。しかも、分散汚染と集中汚染は除染性が異なり、前者は合成洗剤、後者は次亜塩素酸ソーダや EDTA によって除去されやすい。Fig. 3-35 はあらかじめ傷をつけた皮膚に60分汚染させたものであるが、汚染直後にはほとんど見られない傷からの侵入も60分以上汚染させると傷付近の皮下への侵入も多く見られる。

## (2) 皮膚除染剤としての DTPA

キレート形成剤である DTPA (ジエチレントリアミン五酢酸) が皮膚除染剤として使用され始めたのは、プルトニウムの除去に有効なためである。しかし、その使用条件はかならずしも明確でなかったので、使用時の pH, 使用濃度などをプルトニウムで汚染した生豚皮を除染して調べた。Fig. 3-36 は中性領域 (2~3 ナトリウム塩の水溶液に相当) での濃度効果を示したもので1% 以下では水洗後のプルトニウムに対して約40%の除去効果しかないが、10%の濃度では90%の除染率を得た。このことから、DTPA は中性領域で1%以上の濃度にして使用する必要がある。(田代)

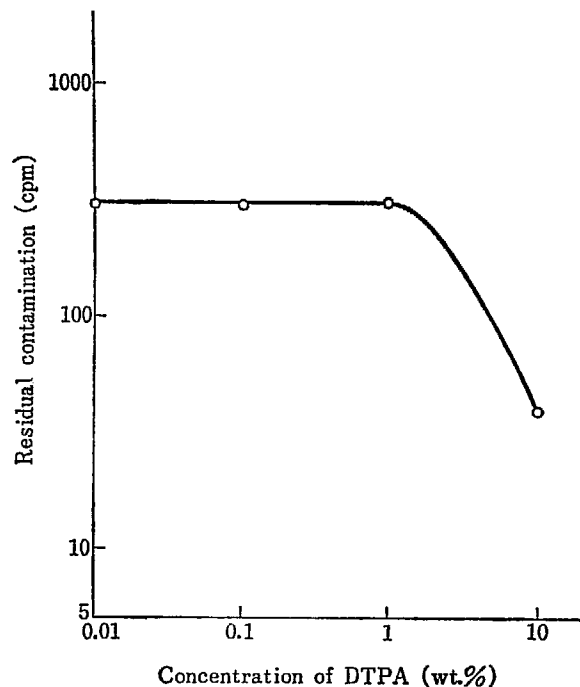


Fig. 3-36 Concentration effect of DTPA on Pu skin decontamination

## 4. 付 録

---

Appendix

## 4.1 外部投稿論文

発表者	題名	投稿誌名
吉田 芳和	○雨水中自然放射能の排水モニタに及ぼす影響 (ノート)	日本原子力学会誌, 10, 684 (1968)
立田 初己	○外部被曝線量測定器 (講座)	" 10, 347 (1968)
藤田 稔	○放射性物質の体内沈着量の評価と内部被曝線量の計算 (講座)	" 10, 349 (1968)
伊藤 直次	○放射性物質の敷地周辺への影響 (講座)	" 10, 409 (1968)
田代 晋吾 和達 嘉樹	○Skin contamination by radioisotopes (V) pig skin contamination by Pu	J. Nucl. Sci. Technol. (Tokyo), 5, 160 (1968)
赤石 準	○A method for determination of plutonium in blood by anion exchange	" 6, 12 (1969)
黒田 捷雄	○セルローズ, アスベスト汚紙に捕集された $\alpha$ 放射性浮遊塵埃の測定	保健物理, 3, 280 (1968)
加藤 仁三 大内 正房	○トリチウム化重水のポリマーフィルム透過率測定と防護具の安全性評価	" 3, 288 (1968)
福田 整司 成富 満夫 井沢 庄治	○放射性浮遊汚素に対する 7FE 活性炭フィルターの除去性能	" 3, 339 (1968)
和達 嘉樹 岩屋 慎吉 安中 秀雄	○密閉型全自動洗濯器による RI 防護衣の除染法	" 3, 348 (1968)
赤石 準	○プルトニウム重合体について——とくに生成, 性質および解重合について	" 3, 399 (1968)
矢部 明	○ $^{60}\text{Co}$ , $^{58}\text{Co}$ による傷口汚染の一事例 (ノート)	" 3, 304 (1968)
佐藤 信之 南賢太郎	○薄窓型 $2\pi$ ガスフロー計数管のプラト特性 (ノート)	" 3, 411 (1968)
泉 幸男	○全身カウンタによる $^{137}\text{Cs}$ および $^{40}\text{K}$ 体内量の定量における計算機の応用 (ノート)	" 3, 412 (1968)
藤田 稔 岩本 順子	○Day-to-day variation of dietary intake and urinary excretion of fallout $^{137}\text{Cs}$ and stable K in man	Health physics, 16, 185 (1969)
藤田 稔 岩本 順子	○Variation of strontium-calcium observed ratio (urine/diet) in man	" 16, 441 (1969)
和達 嘉樹	○原子力および RI 取扱施設の表面材料——塗料について——	Radioisotopes, 17, 573 (1968)
森内 茂 松下 紘三	○NaI-シンチレーション検出器の RI 水溶液中における $\gamma$ 線検出効率の測定とその解析	" 18, 5 (1968)
宮永 一郎	○微弱放射線線量の測定 (解説)	" 17, 258 (1968)
亀田 和久	○On the uptake of $^{65}\text{Zn}$ and the concentration factor of Zn in marine organisms. 1. Uptake of $^{65}\text{Zn}$ in marine organisms	J. Rad. Research, 9, 51 (1968)
藤田 稔 高田 和夫 岩本 順子	○Retention, excretion and blood concentration of $^{137}\text{Cs}$ by rat as influenced by starvation	" 9, 129 (1968)
福田 整司 成富 満夫 井沢 庄治	○Airborne iodine monitoring at the radioisotope test production plant JAERI	Proceedings of the first international congress of radiation protection " p. 1153 (1968)
吉田 芳和 北野 匡四郎	○Comparison of performance characteristics of some filters using thoron daughters as radioactive aerosol	" p. 1561 (1968)

発表者	題名	投稿誌名
村田 幹雄	○原子力施設からの放射性気体の排出	原子力工業, 15, No. 3 14 (1969)
伊藤 直次	○使用済燃料の輸送, キャスク, 貯蔵の問題	日本原子力産業会議 定例研究会報告書
町田 忠司	○放射性廃液の海洋放出に関する総合調査	原子力安全研究協会出版
福田 雅明	(昭和42年度成果報告海洋分科会報告)	
谷川 芳郎		
国谷 安二		
伊藤 直次	○放射性物質の敷地周辺への影響	原子力安全研究協会 “高速炉の安全性に関する調査報告書”
宮永 一郎	○臨界事故の検出と警報システム ○個人被曝測定器による線量測定 ○臨界安全管理組織	原子力安全研究協会資料 “核燃料の臨界安全管理”

## 4.2 研究所刊行物

発表者	題名	レポート番号
竜 福 広	○中性子検出器用一次元拡散コード PMC	JAERI 1163 (1968年8月)
和 達 嘉 樹	○固体表面の放射能汚染とその除去に関する界面化学的研究	JAERI 1165 (1968年9月)
沼宮内 弼雄	○Calculation of primary energy transfer and effective inactivation cross section of biological targets for heavy charged particles based on microdose concept	JAERI 1179 (1969年2月)
大谷 合勝雄		
河合 勝雄		
織田 暢雄		
沼宮内 弼雄	○Calculation of survival rates and effective inactivation cross sections of targets for heavy charged particles based on microdose concept	JAERI 1180 (1969年2月)
大谷 合勝雄		
河合 勝雄		
織田 暢雄		
加藤 仁三	○JPDR における廃棄物および汚染物中の放射性核種	JAERI-memo 3080 (1968年5月)
三 坂 侃		
池 沢 芳 夫	○JRR-1 の燃料取出し試験 (放射線管理データ および解析)	JAERI-memo 3109 (1968年5月)
藤 田 久美雄	○電離箱式トリチウムモニタの試作とその特性	JAERI-memo 3128 (1968年6月)
大内 正房		
州崎 輝雄		
中村 力		
放射性汚染処理課	○東海研究所における放射性廃棄物の処理	JAERI-memo 3183 (1968年8月)
古 平 登 昭	○海砂の RI 吸着に関する実験	JAERI-memo 3218 (1968年9月)
会 川 英 昭		
大和田 忠明	○東海研究気象観測年報	JAERI-memo 3272 (1968年10月)
林 明 隆		
大和田 忠明	○大洗研気象観測年報	JAERI-memo 3273 (1968年10月)
林 明 隆		
JPDR 放 管	○JPDR 運転および特性測定 4 半期報告 (No. 16)	JAERI-memo 3287 (1968年10月)
加藤 仁三	○JPDR 原子炉構成材の誘導放射能放射線レベル	JAERI-memo 3288 (1968年10月)
三 坂 侃		
坂 谷 孝 広	○携帯用中性子レムカウンタ	JAERI-memo 3311
竜 福 孝 広		

斎藤 親	○核暴走事故に際する被曝線量測定	JAERI-memo 3323 (1968年12月)
備後 一 義		
国分 守 信	○JPDR 原子炉圧力容器検査時の放射線管理	JAERI-memo 3353 (1968年12月)
佐々木 幸 男		
藤岡 克 治		
谷川 芳 郎	昭和42年度海洋調査報告	JAERI-memo 3384 (1969年1月)
国谷 安 二		
JPDR 放 管	○JPDR 運転および特性測定4半期報告書 (No. 17)	JAERI-memo 3410 (1969年2月)
中戸 喜 寄	○JRR-2 重水熱交換器破損時の被曝線量評価法	JAERI-memo 3424 (1969年2月)
服部 洋 司 郎	○JRR-4 炉心内照射装置 (ST パイプ) の構造と特性ならびに取扱上の注意事項	JAERI-memo 3459 (1969年1月)
今井 和 彦	○気体廃棄物の長期間連続放出に伴う気象統計と年間平均地表濃度分布	JAERI-memo 3465 (1969年3月)
角田 道 生 ほか		
吉田 芳 和	○塵埃サンプリング用ろ紙の特性に関する文献調査	JAERI 4046 (1968年9月)
池沢 芳 夫		
沼宮内 弼 雄	○マイクロシメトリー	JAERI 4047 (1968年8月)
大河 合 勝 雄		
角田 道 生	○An evaluating method for ground surface contamination during rain	NST-Tr 116 (1968年6月)
宮永 一 郎	○ENERGY ABSORPTION SPECTRUM-RADIATION DOSE OPERATOR, Principle and the automation of operation	NST-Tr 137 (1968年9月)
森内 茂		
宮永 一 郎	○東北大学 LINAC 遮蔽性能に関する調査測定報告書	受託研究報告書 (1968年8月)
立田 初 己		
宮坂 駿 一他		
福田 雅 明	○昭和42年度海洋調査共同研究報告書「再処理低レベル廃液の海洋放出に伴う拡散希釈状況の調査研究」	共同研究報告書 (1968年8月)
福谷 川 芳 郎		
国谷 安 二		

## 4.3 口 頭 発 表

発 表 者	題 名	発 表 学 会 学
藤 田 久 美 雄 大 内 正 房 田 村 勝 裕	○トリチウム化水蒸気に対するガスマスク用各種吸収缶の除去性能	日本原子力学会, 1968年11月(大阪)
成 富 満 夫 福 田 整 司 井 沢 庄 治	○ヨウ素モニタによる浮遊性ヨウ素の濃度評価とその程度について	"
赤 石 準	○プルトニウムのバイオアッセイについて	"
大 西 武 南 賢 太 郎 佐 藤 信 之 三 渡 部 孝 三	○原研再処理試験施設のホット試験に伴う 1) 放射線管理の経験 2) ヨウ素の放出 3) クリプトンの放出 4) トリチウムの放出	"
会 川 英 昭 桜 井 明 男 長 岡 幸 男	○イオン交換膜による放射性廃棄物処理に関する問題点	" 1969年3月(神奈川)
桜 井 明 男 長 岡 幸 男	○高汚染装置の水中格納用水に関する試験	"
角 川 正 義	○原子力施設における火災・爆発事例について	日本保健物理協議会, 1969年2月(東京)
新 谷 英 友 川 野 幸 夫 ほか	○緊急時における出動体制	"
新 谷 英 友 川 野 幸 夫 ほか	○原研の緊急時計画	"
成 富 満 夫 福 田 整 司	○各種添着活性炭浮遊ヨウ素に対する性能の比較	"
松 井 浩 彦 芹 沢 正 彦	○マイクロオートラジオグラフィによるβ線放射粒子の粒子分布測定	"
吉 田 芳 和 宮 永 一 郎	○放射線モニタの設置および仕様についての考え方	"
大 西 武 佐 藤 信 之 ほか	○再処理ホット試験に伴う 1) 放射線管理計画と経験 2) ダスト・ガスの放出 3) 作業と被曝	"
小 倉 照 雄	○平常作業における被曝状況	"
佐々木 幸 男 藤 岡 克 治	○JPDR 原子炉圧力容器検査時の放射線管理	"
今 井 和 彦	○気体廃棄物の短期間計画放出に伴う気象統計	"
今 井 和 彦	○気体廃棄物の長期間連続放出に伴う気象統計	"
角 田 道 生 ほか	○原研における <sup>3</sup> H被曝について	"
福 田 洋 明 矢 部 幸 男 矢 部 明 明	○ <sup>82</sup> Brによる皮膚汚染について	日本保健物理協議会, 1969年2月(東京)
二階堂 昭 二 山 崎 武 一 須 賀 新 一	○直流伝送方式による中央監視式モニタリングポスト	"
讚 井 賢 造 岩 屋 慎 吉 田 代 晋 吾 田 代 晋 吾	○放射性粉体で汚染した特殊防護衣の除染試験	"
田 代 晋 吾	○オートラジオグラフィによるPu皮膚汚染の解析(III)	"

発 表 者	題 名	発 表 学 会 名
和 達 嘉 樹 安 中 秀 雄	○皮膚表面汚染の応急時除去方法	"
藤 田 稔	○セシウムの全身残留, 体内分布, 排泄に関するある数学的解析	日本放射線影響学会, 1968年10月 (福岡)
片 桐 浩 今 井 和 彦	○大気中自然放射能濃度の変動 (I)	"
亀 田 和 久 岩 本 克 己	○野外実験による <sup>85</sup> Srと <sup>137</sup> Csの土壌中での蓄積と移行	"
加 藤 清 岡 本 利 夫	○土壌採取法と <sup>90</sup> Sr, <sup>137</sup> Csの分析法の検討	"
飯 嶋 敏 哲	○放射性汚染漁網からの被曝評価	"
赤 石 準 近 藤 道 夫	○血液中のプルトニウムの陰イオン交換法による定量 (終報)	"
高 田 和 夫 藤 田 稔	○Ce-144の残留, 排泄および体内分布におよぼすキャリアの影響	"
須 賀 新 一 二 階 堂 新 昭 二	○環境放射線の中央監視	"
沼 宮 内 弼 雄 大 谷 田 暁 夫	○マイクロシメトリーに関する一考察	"
沼 宮 内 弼 雄 大 谷 田 暁 夫	○微視的線量の標的理論への応用	"
笠 井 篤 松 下 紘 三	○地表の放射性核種濃度分布の差とγ線照量率の関係	"
伊 藤 直 次	○原子力施設からの放射性気体の排出	"
沼 宮 内 弼 雄 大 谷 田 暁 夫	○重荷電粒子に対する微視的線量分布	日本物理学会, 1968年4月 (大阪)
沼 宮 内 弼 雄 大 谷 田 暁 夫	○中性子線に対する微視的線量分布	" 1969年3月 (東京)
竜 福 広 中 山 隆	○多検出器法による中性子測定	応用物理学会, 1968年10月 (福岡)
立 田 初 己 熊 沢 蕃	○適応性のある線形分類器を用いた飛跡の検出	"
城 谷 孝 竜 福 広 己	○ポータブル・ニュートロン・レムカウンターの誤差の評価	"
今 井 和 彦	○10分間平均風速の長期間頻度分布	日本気象学会, 1968年10月 (愛知)
谷 川 芳 郎 福 田 雅 明 二	○原研沖海流の観測例	日本海洋学会, 1968年4月 (東京)
福 田 雅 明 谷 川 芳 郎	○海流変動と沿岸海洋拡散	日本海洋学会, 1968年11月 (京都)
片 桐 浩	○大気中の放射性核種濃度	第10回放射能調査研究成果発表会 1968年12月 (東京)
加 藤 清 岡 本 利 夫	○農作物および牛乳中の <sup>137</sup> Csの濃度	"
加 藤 清	○土壌中の <sup>90</sup> Sr, <sup>137</sup> Csの濃度	"

発表者	題名	発表学会名
岡本利夫 藤田稔	○ $^{90}\text{Sr}$ 体内量の推定に伴う問題点	京大・人体内放射性物質の測定に関する研究会, 1969年2月(京都)
矢部明	○体内量推定におけるホールボディカウンティングとバイオアッセイの役割	"
矢部明	○原研における内部被曝測定例について	"
泉幸男	○原研ホールボディカウンタの紹介	"
赤石準	○バイオアッセイ試料の採取および処理における2,3の問題	"
竜福山 中隆	○中性子計測における多検出器法の誤差評価	京大中性子計測短期研究会, 1969年2月(大阪)
大西武	○海外における事故例の解説	京大原子炉安全研究専門委員会, 1968年10月(大阪)
藤田久美雄 赤石準	○JRR-2 使用済燃料の対米送還の実例と問題 ○生体試料中のアクチニド元素の分析法に関する研究	" 1969年3月(大阪) 東京都立大学理学部発表会, 1968年11月(東京)
榊原茂雄	○原研における汚染除去の実際	日本原子力産業会議原子動力研究会 1968年9月(東京)
和達嘉樹	○固体表面の放射性汚染とその除去	"
森内茂 松下紘三 伊藤直次	○NaI シンチレータを用いた水中 $\gamma$ 線モニタの特性とその解析	第5回理工学における同位元素研究発表会, 1968年4月(東京)
福田雅明	○原研沖の海流変動と海流拡散	原子力安全研究総合発表会, 1968年4月(東京)
福田雅明	○東海村沖沿岸海流の変動	潮乃合研究会, 1968年10月(宮城)
斎藤親	○保健物理より見た TLD	アイソトープ技術研究会放射線安全部会, 1969年2月(東京)
熊沢蕃	○エッチピットパターンの識別	電気四学会連合大会, 1969年3月(宮城)
赤石準	○固体蛍光法によるウランの定量	核燃料加工工場周辺モニタ連絡会 1969年3月(東京)
大西武	○海外における事故例の解説	"
吉田芳和 石原豊秀	○Monitoring of the working environment	IAEA Regional Seminar 1968年12月(インド)



## 4.4 協同調査研究

相手機関	テーマ	担当課
動力炉・核燃料開発事業団	海洋汚染調査	環境放射能課

## 4.5 受託調査研究

委託機関	テーマ	担当課
動力炉・核燃料開発事業団	○ $\alpha$ - $\gamma$ ケープおよび重水臨界実験装置 (ATRC) の建設に伴う放射線管理	放射線管理課
“	○大洗地区気象観測ならびに解析	環境放射能課
原子力安全研究協会	○気体状核分裂生成物の保健物理的挙動, 形態別検出法ならびに安全処理に関する試験研究 (一部)	放射線管理課
中国電力株式会社	○原子力発電所建設予定地周辺の地表面バックグラウンド放射能調査	環境放射能課
日立製作所中央研究所	○天然ウラン尿分析	体内放射能課
“ 勝田工場	○3 MeV LINAC 周辺モニタリング	線量計測課
大成建設株式会社	○東北大学 300 MeV LINAC 遮蔽性能調査	保健物理安全管理部

## 4.6 委員会活動

委員会名	設置機関	委員名
放射線審議会海域放出特別部会 動力炉安全基準専門部会	原子力委員会	坂岸昇吉 坂岸昇吉 伊藤直次 坂岸昇吉 宮永一郎
再処理施設安全審査専門部会 アイソトープ部会		
東海地区放射線管理協議会	水戸原子力事務所	坂岸昇吉 伊藤直次 亀田和久
緊急時ワーキンググループ		
海洋放出調査特別委員会 海洋放出専門部会 (生物分科会, 試算分科会)	原子力安全研究協会	坂岸昇吉 伊藤直次 亀田和久 福田雅明 福嶋敏哲
外部被曝評価ワーキンググループ		
希ガス処理専門委員会	“	坂岸昇吉
放射性汚染安全専門委員会	“	宮永一郎 成富満夫
呼吸用保護具開発委員会	“	田島雄三
高速炉安全性調査ワーキンググループ	“	伊藤直次
被曝線量評価研究専門委員会	日本原子力学会	宮永一郎 藤田稔
照射計測専門委員会	“	立田初己
核燃料施設臨界安全研究専門委員会	“	宮永一郎
日本保健物理協議会役員会	日本保健物理協議会	坂岸昇吉 宮永一郎 角川正義 吉田芳和 赤石準
放射線安全対策研究委員会 編集専門委員会		

委 員 会 名	設 置 機 関	委 員 名
日本物理学会放射線分科会	日 本 物 理 学 会	沼 宮 内 弼 雄
日本放射線影響学会常任幹事会 学会誌編集委員会	日 本 放 射 線 影 響 学 会 "	藤 田 稔 稔 藤 田 稔 稔
放射線物理研究会	放 射 線 物 理 研 究 会	沼 宮 内 弼 雄
高速中性子源炉設計委員会	東 京 大 学	宮 永 一 郎
原子力気象研究専門委員会	京 都 大 学 原 子 炉 実 験 場	今 井 和 彦
環境放射能研究専門委員会	"	笠 井 篤 篤
放射性廃棄物処分研究専門委員会	"	伊 藤 直 次
原子力安全研究専門委員会	"	大 西 武 武
原子力コード委員会	日 本 原 子 力 産 業 会 議	竜 福 広 司
原子動力研究会	"	町 田 忠 司
原子力気象委員会	日 本 気 象 協 会	坂 岸 昇 吉
原子炉等フィルタ専門委員会小委員会	日 本 空 気 清 浄 協 会	吉 田 芳 和
原子力気象調査委員会	中 部 電 力 株 式 会 社	坂 岸 昇 吉
茨城県防災会議幹事会	茨 城 県	新 谷 英 友
東海村防災会議	東 海 村	伊 藤 直 次 友 伊 藤 直 次 友
FBR 安全性専門委員会	動 力 炉 ・ 核 燃 料 開 発 事 業 団	伊 藤 直 次 友
原研・動燃共同研究委員会 海洋調査専門委員会	原 研 ・ 動 燃	坂 岸 昇 吉 伊 藤 直 次 友 福 田 雅 芳 福 谷 芳 芳
(所 内)		
安全委員会		坂 田 岸 代 昇 吉 吉 吾
原子炉等安全審査委員会		坂 岸 昇 吉 宮 永 一 郎 丸 山 吉 三 伊 藤 直 次 吉 田 芳 和 吉 田 芳 和 吉 田 芳 和 国 分 守 信 大 西 武 武
高速実験炉安全審査専門部会		国 分 守 信
高速実験炉安全対策専門部会		坂 岸 昇 吉 宮 永 一 郎 田 永 島 雄 三
JMTR 専門部会		坂 岸 昇 吉 宮 永 一 郎
ATRC 専門部会		坂 岸 昇 吉 宮 永 一 郎
放射線管理専門部会		坂 岸 昇 吉 宮 永 一 郎
再処理試験施設専門部会		坂 岸 昇 吉 宮 永 一 郎
TCA 専門部会		坂 岸 昇 吉 宮 永 一 郎
原子炉等運転委員会		坂 岸 昇 吉 宮 永 一 郎
使用施設等運転委員会		坂 岸 昇 吉 宮 永 一 郎
金属性危険物取扱施設安全審査専門部会		坂 岸 昇 吉 宮 永 一 郎
ミスアラーム防止対策委員会		二 階 堂 昭 二 城 谷 孝 守 関 守 吾
JRR-2 焼損事故調査委員会		田 代 晋 吾
線量評価委員会		佐 々 木 幸 男 大 熊 輝 夫
建設委員会		坂 岸 昇 吉
所内編集委員会		藤 田 稔 稔

## 4.7 所外講師招聘

氏 名	講 演 テ ー マ	期 間
井上頼輝 (京都大学)	○日本原子力研究所大洗研究所における地下水の放射能汚染調査	1968年4月23日
高梨 湛 (中央労働災害防止協会)	○安全診断の意義と実施方法	1968年7月5日
高橋良雄 (東洋運搬機 K. K.)	○フォークリフト関係法令および取扱い方について	1968年9月5日
清宮 懋 (都立大学)	○ORI トレーサー技術と溶液内の金属表面反応	1969年1月29日
BAIR W. J. (Pacific Northwest Lab U. S. A)	○Toxicology of inhaled plutonium ○In vivo counting of plutonium (etc)	1969年3月3日～4日
DUNSTER H. J. (Radiological protection Division U. K. A. E. A)	○Emergency operations in the environment at the time of the Windscale accident ○Disposal of high-level waste in the United Kingdom (etc)	1969年3月10日～14日
坪内和夫 (早稲田大学)	○人間工学	1969年3月26日
石井義夫 (東京芝浦電気 K. K.)	○安全点検の実際	1969年3月26日

## 4.8 研 究 嘱 託

氏 名	テ ー マ	派 遣 機 関
杉 本 仙 市	廃棄物処理場の運転管理	荏原製作所

## 4.9 教 育 訓 練 講 師

項 目	人 数
原子炉研修所 基礎課程	4名
一般課程	8名
RI研修所 基礎課程	3名
専門課程	2名
高級課程	1名
IAEA課程	2名
放射線作業従事者訓練	15名
防護隊訓練	12名
中途採用および新入職員訓練	19名
放医研短期放射線防護課程	2名
放射線取扱技術講習会	2名

## 4.10 外国出張および留学

氏 名	テ ー マ お よ び 出 張 先	期 間
斎 藤 親 備 後 一 義	○放射線事故時の線量測定法の比較研究, および 飛跡に関するシンポジウム参加 アメリカ ORNL	1968年 7月3日～7月30日
藤 田 久 美 雄	○日米燃料再処理協定による JRR-2 使用済燃料 の第5次対米送還業務 アメリカ ICPP	1968年 8月4日～8月25日

## 編集後記

## 編集後記

「保健物理安全管理部の活動」は本号で第11号となった。10年の経験により編集方針も定着しつつあり、前号と異なる点は中項目の順序を一部入れかえた程度で特記すべきことはない。前号に引き続き用語などの統一に意を用いたが手拔かりがかなりあった。

編集にあたって気付いた点は、編集の過程で各担当課長の査

読が大きな位置を占めていることである。査読が十分行なわれていると思われる課からの原稿は編集上問題が少ない。それゆえ、来期からは各執筆者の原稿提出期限をくりあげ、課室長の査読期間を延長し査読の徹底化を計る必要があろう。

本号も前号までの「保健物理安全管理部の活動」同様所内外で大いに利用されることを期待します。

編集委員会：藤田 稔（委員長）、井上義教、山本峯澄、高田和夫、森内茂、櫻井明、大内克美（事務局）、備後一義（幹事）

JAERI 5021 保健物理安全管理部の活動 (No. 11)

正 誤 表

ページ	行 など	誤	正
目次 2 2	左 上から 3 TABLE 1-1	適応性のある線計分類を用いた…	適応性のある線計分類器を用いた…
	• 印下から 5	リーダー 沼宮弼雄	リーダー 沼宮内弼雄
30	TABLE 1-19 6 列上から 4	$3.7 \times 10^{-9}$	$3.7 \times 10^{-8}$
"	" 5	$1.1 \times 10^{-8}$	$1.1 \times 10^{-7}$
"	" 6	$1.1 \times 10^{-8}$	$1.1 \times 10^{-7}$
31	TABLE 1-20 6 列上から 4	$1.1 \times 10^{-5}$	$1.1 \times 10^{-4}$
36	右 下から 8	$^{137}\text{Co}$	$^{137}\text{Cs}$
63	左 和文上から 3	60% (の増加) を	( ) を削除
67	左 Fig. 1-33 の下 6	GH 管	GM 管
73	左 和文下から 8	原研研究室	原研 FP 研究室
"	Fig. 2-6	④ HC-30 <sup>+</sup>	④ HC-30 <sup>+</sup>
80	右 上から 11		(3) 使用経験を 3 行あとに移す
107	見出し	3.1.3 適応性のある線形分類を 用いた……	3.1.3 適応性のある線形分類器 を用いた……
115	左 Fig. 3-14 の上 5	尿水排泄は…	尿中排泄は…
137	レポート番号	NST-Tr 116 NST-Tr 137	NSJ-Tr 116 NSJ-Tr 137