

JAERI - M
82-112

保健物理 —管理と研究— No.24

(1981年度)

1982年10月

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

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

JAERI-Mレポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。
入手の問い合わせは、日本原子力研究所技術情報部情報資料課（〒319-11茨城県那珂郡東海村）あて、お申しこしてください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-11茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布をおこなっております。

JAERI-M reports are issued irregularly.

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

©Japan Atomic Energy Research Institute, 1982

編集兼発行 日本原子力研究所
印 刷 いばらき印刷機

頁	行	誤	正
13	Table A. 1.3 - 2 上3 ワク	第2 研究棟	第3 研究棟
14	Table A. 1.3 - 2(続き) 下4 ワク	第2 廃棄物 処理棟 $\left \begin{array}{l} \alpha; 6.0 \times 10^{-3} \\ \beta\gamma; 5.0 \times 10^{-4} \end{array} \right 2 \times 10^4$	第2 廃棄物 処理棟 $\left \begin{array}{l} \alpha; 6.0 \times 10^{-3} \\ \beta\gamma; 5.0 \times 10^{-4} \end{array} \right 2 \times 10^{-3}$
17	Table A. 1.4 - 1 下ワク	$\left \begin{array}{c} \text{量} \\ 1,047 \text{ 本} (102.6 \text{ m}^3) \end{array} \right $	$\left \begin{array}{c} \text{量} \\ 1,047 \text{ 本}^* (102.6 \text{ m}^3) \end{array} \right $
23	上11	4 mrem	11 mrem
25	Table A. 2.2 - 4 年間	$\left \begin{array}{c} \text{平均被曝線量 (mrem)} \\ 4 \end{array} \right $	$\left \begin{array}{c} \text{平均被曝線量 (mrem)} \\ 11 \end{array} \right $
37	下16	示すように一般廃棄物と放射性廃棄物に区分した。	示すように一般廃棄物(49.6 m ³)と放射性廃棄物(28.4 m ³)に区分した。
51	上20	放射性雲から	放射性雲からの
61	Table A. 4.3 3(b) 上10 " 11 " 12 " 13	$\left \begin{array}{c} {}^3\text{H} \\ - \\ - \\ - \end{array} \right $	$\left \begin{array}{c} {}^3\text{H} \\ * \\ * \\ * \end{array} \right $
69	上9	注	生
72	上13	パッケージ	パッケージ
76	Table A. 6.2 - 3 合計	$\left \begin{array}{c} \text{低レベル蒸発処理} \\ 684.0 \end{array} \right $	$\left \begin{array}{c} \text{低レベル蒸発処理} \\ 684.5 \end{array} \right $
79	Table A. 6.3 - 1 上2 上4	機器名 ウェイトセラミックフィルタエレメント …、定温乾燥器遮蔽用…	機器名 ウェイト、セラミックフィルタエレメント… …、定温乾燥器、遮蔽用…
113	上13	(小林 弘 昌)	(小林 弘 也)
116	下2	…線クス等を…	…線クス等を…
129	Table 2.1.6 - 1 表題 表中 *(脚注)	…of stomach Stomack … from esophagus…	… of stomach Stomach … from esophagus…
134	上10 ~ 11	…を3分の1にすした。	…を3分の1に <u>す</u> ことができる。
136	Fig. 2.3.2 - 1 (d)のタイトル (e)のタイトル	Ev <u>ject</u> ive energy… … of <u>dens</u> itivity	Eff <u>ect</u> ive energy… … of <u>sens</u> itivity
172	Table 2.5.12 - 3	Removal … Index (DI) ¹	Removal … Index (DI) ²
186	下8	…得られるものである。	…得られたものである。
195	1. 外部投稿 下2 ワク	K. Bingo S. Taxo*	K. Bingo, S. Tano*

保健物理 - 管理と研究 - No. 24
(1981年度)

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

(1982年8月2日受理)

本報は、1981年度の日本原子力研究所の東海、高崎および大洗の各研究所における放射性廃棄物処理を含む保健物理業務について、管理、技術開発および研究の3部門に分けて概要を記述したものである。

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

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

建設に関しては、東海研究所では、研究4棟が完成した。

Health Physics in JAERI. No.24

(April 1, 1981~March 31, 1982).

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

(Received August 2, 1982)

In the annual report No.24 (fiscal 1981) are described the activities of health physics including radioactive waste management in Tokai Research Establishment, Takasaki Radiation Chemistry Research Establishment and Oarai Research Establishment.

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

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

In Tokai and Oarai Research Establishments, radioactive waste management including decontamination was also carried out and radioactive solid wastes were stored in the same way as in the previous years. In Tokai Research Establishment, the Medium-Level Waste Treatment Facility started routine operation.

Technology development and research

Technology developments were made as in the previous years for improving the techniques and methods in monitoring of individuals, facilities and environment, radiation measurement instrumentation and also in waste management and decontamination. The following works were made in the researches of radiation dosimetry, body radioactivity and airborne radioactivity.

For radiation dosimetry: benchmark experiment of the gamma-ray skyshine at JPDR to verify accuracy of the code system BCG, radiation leakage-path analysis code to estimate the skyshine dose from fusion facility, shielding effect of buildings for radiation from radioactive effluents released at reactor accidents, distribution apparatus for gaseous tritium standard sources to calibrate low-level tritium monitors, characteristics of Bremsstrahlung detection type tritium monitor for measuring intermediate tritium concentrations and theoretical analysis of the occupational exposure involving dose limits with computational program codes.

For body radioactivity: identification of the site of transfer compartment of curium in the rat, materials suitable for a phantom used in the calibration of Pu-lung counters, and culture of EDTA-treated lymphocytes.

For airborne radioactivity: quantitative estimation of the photodissociation of radioactive methyl iodide when exposed to sunlight in Tokai village, adsorption of radioactive iodine onto incense stick aerosol at different aerosol and iodine concentrations and reaction times to clarify behavior of radioiodine released to the environment, and the relation between retention characteristics for radioactive methyl iodine and xenon and surface structure of adsorbents used for iodine sampling in reactor accidents.

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

ま え が き

本報告書は放射性廃棄物管理を含む保健物理部門における 1981 年度の業務の総括報告書で、次ページに示される各組織の業務の概要を管理、技術開発および研究の 3 部に分けて記述してある。

放射線管理面では、1980 年度に引き続き老朽化施設・設備の更新、放射性排気・排水の放出管理のほか、施設放射線モニタリングの自動集中化、環境モニタリングポストの高レンジ化準備等が重点的に行われた。

放射性廃棄物管理面では、東海研究所の第 2 廃棄物処理棟における中高レベル廃棄物処理業務の本格的実施、大洗研究所における廃棄物輸送容器の製作、廃棄物処理施設からの直達およびスカイシャインガンマ線の低減対策完了などが挙げられる。

技術開発および研究業務においては、管理業務に直接反映する事項のほか、研究所内外の要請に応えるため、1980 年度に引き続き緊急時対策、トリチウム安全技術等に関連したテーマが重点的に進められた。また、2 年計画で行われた JPDR を利用したスカイシャインベンチマーク実験は 1981 年度完了し有用なデータが得られた。

今期は、基準値を超える被曝、汚染などはなかった。

(伊藤直次)

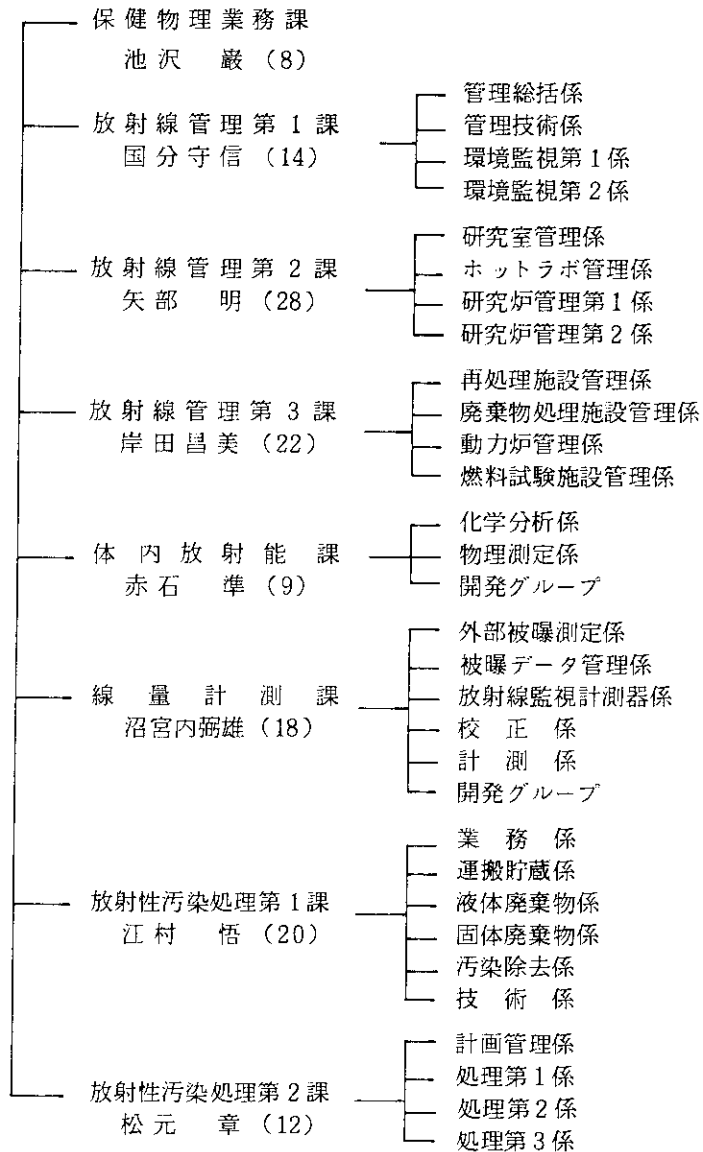
東海研究所保健物理部

伊藤直次 (133)

1982年3月31日現在

(次)吉田芳和

() 内職員数



高崎研究所管理部

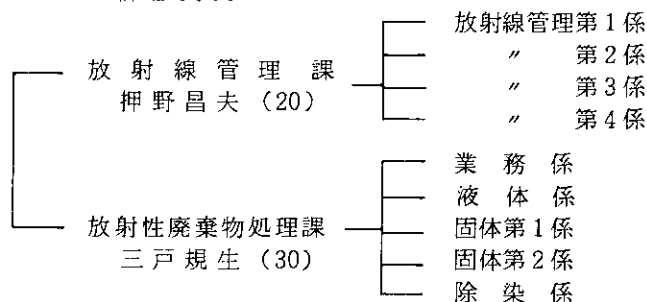
折田良生

安全管理課

山上 章 (4)

大洗研究所管理部

新谷英友



March 31, 1982

(): Number of Personnel

Division of Health Physics, Tokai Research
Establishment (133)

- Health Physics Administration Section (8)
- Radiation Control Section I (14)
- Radiation Control Section II (28)
- Radiation Control Section III (22)
- Bioassay Section (9)
- Radiation Dosimetry Section (18)
- Waste Disposal and Decontamination
Section I (20)
- Waste Disposal and Decontamination
Section II (12)

Division of Administrative Services, Takasaki
Radiation Chemistry Research Establishment

Safety Section (4)

Division of Administrative Services, Oarai
Research Establishment

- Radiation Control Section (20)
- Waste Management and Decontamination
Section (30)

目 次

1. 管 理

1 A 東海研究所	1
1 A.1 総 括	1
A.1.1 概 要	1
A.1.2 管理区域	2
A.1.3 排気および排水の管理データ	9
A.1.4 放射性廃棄物の保管廃棄量	17
A.1.5 環境における放射性希ガスおよび液体廃棄物による被曝線量	17
A.1.6 放射性汚染および被曝（事故等）	18
A.1.7 放射性同位元素保有状況	18
1 A.2 個人被曝線量の管理	22
A.2.1 概 要	22
A.2.2 外部被曝線量の管理	22
A.2.3 内部被曝線量の管理	26
A.2.4 個人被曝線量の登録	28
1 A.3 施設の放射線管理	29
A.3.1 概 要	29
A.3.2 第4研究棟の放射線モニタリングシステム	29
A.3.3 第1研究棟から第4研究棟への移転作業時の放射線管理	32
A.3.4 ホットラボにおけるケーブル・リファービッシング時の放射線管理	33
A.3.5 ホットラボの排気浄化装置更新作業時の放射線管理	35
A.3.6 JRR-3のLTFL撤去時の放射線管理	37
A.3.7 JRR-3の反射体炭酸ガス系ベローズ補修作業時の放射線管理	39
A.3.8 燃料試験施設セル除染作業時の放射線管理	41
A.3.9 燃料試験施設プール水中照明器具点検保守作業時の放射線管理	43
A.3.10 原研東海研における放射線異常（1959～1980年度）の特徴	45
A.3.11 放射性汚染等の概況	46
1 A.4 環境放射線の管理	50
A.4.1 概 要	50
A.4.2 環境放射線のモニタリング	50
A.4.3 環境試料のモニタリング	56
A.4.4 那珂地区におけるバックグラウンド調査	63
A.4.5 環境試料中のストロンチウム化学分析	66

1 A. 5	放射線計測器類の管理	68
A. 5. 1	概 要	68
A. 5. 2	サーベイメータ校正	68
A. 5. 3	放射線監視計測器の管理	68
A. 5. 4	放射線管理試料の計測	71
1 A. 6	放射性廃棄物の管理および汚染除去	72
A. 6. 1	概 要	72
A. 6. 2	放射性廃棄物の管理	72
A. 6. 3	汚染除去	78
1 B	高崎研究所	80
1 B. 1	放射線管理	80
B. 1. 1	概 要	
B. 1. 2	個人被曝線量の管理	80
B. 1. 3	施設の放射線管理	80
B. 1. 4	放射線計測器の管理	81
1 C	大洗研究所	84
1 C. 1	総 括	84
C. 1. 1	概 要	84
C. 1. 2	管理区域	85
C. 1. 3	排気および排水の管理データ	85
C. 1. 4	放射性廃棄物の保管廃棄量	88
C. 1. 5	環境における放射性希ガスおよび液体廃棄物による被曝線量	89
C. 1. 6	放射性汚染および被曝（事故等）	89
C. 1. 7	放射性同位元素保有状況	89
1 C. 2	個人被曝線量の管理	91
C. 2. 1	概 要	91
C. 2. 2	外部被曝線量の管理	91
C. 2. 3	内部被曝線量の管理	93
1 C. 3	施設の放射線管理	94
C. 3. 1	概 要	94
C. 3. 2	JMTR から放出される ^{41}Ar の放出源調査	94
C. 3. 3	水中プラズマ切断作業時の放射線管理	96
C. 3. 4	廃液中のストロンチウム化学分析	98
C. 3. 5	放射性汚染等の概況	98
1 C. 4	環境放射能の管理	99
C. 4. 1	概 要	99

C.4.2	環境放射線のモニタリング	99
C.4.3	環境試料のモニタリング	100
C.4.4	大洗研のモニタリングポストの更新計画	104
1 C.5	放射線計測器の管理	106
C.5.1	概要	106
C.5.2	サーベイメータ等の管理	106
C.5.3	放射線監視計測器の管理	108
1 C.6	放射性廃棄物の管理および汚染除去	109
C.6.1	概要	109
C.6.2	放射性廃棄物の管理	109
C.6.3	汚染除去	112
C.6.4	施設の整備	114
2.	技術開発	
2.1	個人被曝線量の管理	121
2.1.1	概要	121
2.1.2	原研における ³ H内部被曝モニタリングの経験	121
2.1.3	全身タウンタ計測装置のデータ編集プログラムの作成	123
2.1.4	臓器負荷量の校正のための簡便な胴体模型	125
2.1.5	緊急時の体内汚染モニタリングについての検討	127
2.1.6	胃検診における被曝線量の測定と被曝によるリスクの評価	128
2.2	施設の放射線管理	130
2.2.1	概要	130
2.2.2	自給式加圧服の防護性能試験	130
2.2.3	中性子照射によるアルミニウム材不純物からのFPの放出	132
2.3	環境放射能	134
2.3.1	概要	134
2.3.2	自動読取り型TLD素子の特性試験	134
2.4	放射線計測	137
2.4.1	概要	137
2.4.2	面状 α (β)線源の校正	137
2.4.3	GM計数管自動プラントー測定装置	138
2.5	放射性廃棄物の処理および汚染除去	141
2.5.1	概要	141
2.5.2	蒸発濃縮液中の ⁹⁰ Sr(⁸⁹ Sr)の定量	141
2.5.3	加熱による放射性核種の揮発率測定	144
2.5.4	遮蔽計算コードQAD-CGの整備	145
2.5.5	蒸気圧縮型蒸発装置を用いた高塩濃度廃液の処理試験	146

2.5.6	凍結再融解処理-セメント固化法によるスラッジの処理試験	150
2.5.7	多重構造型ビチューメンパッケージの保管時における健全性試験	153
2.5.8	高レベル α 固体廃棄物貯蔵用密封容器の落下試験	158
2.5.9	α 除染廃液の化学処理試験	162
2.5.10	α 焼却装置の $\beta \cdot \gamma$ 廃棄物による試験運転(その2)	164
2.5.11	使用済 HEPA フィルタの圧縮処理試験	167
2.5.12	放射線作業防護衣服用布地の汚染除去試験	169
2.5.13	合成洗剤による綿布の汚染除去試験	173
3. 研究		
3.1	放射線計測	177
3.1.1	概要	177
3.1.2	γ 線スカイシャイン・ベンチマーク実験	177
3.1.3	放射線漏洩径路解析コード	179
3.1.4	家屋等の放射線遮蔽効果(I)	180
3.1.5	トリチウム標準ガス分取装置の作製	181
3.1.6	制動X線検出型トリチウムモニタの開発(II)	183
3.2	身体放射能	185
3.2.1	概要	185
3.2.2	ラットにおける Cm の通過コンパートメント部位の同定	185
3.2.3	EDTA 処理リンパ球の培養(V)	186
3.3	空気汚染	189
3.3.1	概要	189
3.3.2	太陽光によるヨウ化メチル光分解反応に関する計算	189
3.3.3	元素状ヨウ素ガスと線香煙霧体との吸着反応実験および解析	191
3.3.4	希ガス・ヨウ素分離捕集用吸着剤の物性	192
付 録		
1.	外部投稿	195
2.	JAERI-M レポート	197
3.	口頭発表および講演	198
4.	特許	201
5.	受託調査・研究	201
6.	講師招へい(講演)	202
7.	所外研修コースへの協力	202
8.	所内研修コースへの協力	203

Contents

1.	Monitoring and Maintenance	
1A	Tokai Research Establishment	1
1A.1	General	1
A.1.1	Summary	1
A.1.2	Controlled Area	2
A.1.3	Releases of Radioactive Gaseous and Liquid Wastes	9
A.1.4	Waste Management and Monitoring	17
A.1.5	Environmental Dose due to Radioactive Noble Gases and Liquid Effluents	17
A.1.6	Radiological Incidents	18
A.1.7	Inventory of Radioisotopes	18
1A.2	Individual Monitoring	22
A.2.1	Summary	22
A.2.2	Monitoring for External Exposure	22
A.2.3	Monitoring for Internal Exposure	26
A.2.4	Registration of Personnel Exposure	28
1A.3	Radiation Monitoring in Nuclear Facilities	29
A.3.1	Summary	29
A.3.2	Radiation Monitoring System in Laboratory Building 4	29
A.3.3	Radiation Monitoring in Moving Equipments from Laboratory Building 1 to 4	32
A.3.4	Radiation Monitoring in Refurbishing Hot-cell Facilities in Hot Laboratory	33
A.3.5	Radiation Monitoring in Renewal of Air-Cleaning Systems in Hot Laboratory	35
A.3.6	Radiation Monitoring in Removal of LTFL in JRR-3	37
A.3.7	Radiation Monitoring in Repair Work of Bellows with CO ₂ Circulating System in JRR-3	39
A.3.8	Radiation Monitoring in Decontamination Work in RFEF	41
A.3.9	Radiation Monitoring in Maintenance Work of In-water Illumination Apparatus in RFEF	43
A.3.10	Features of Radiological Incidents (1959~1980) in Tokai Research Establishment	45
A.3.11	Unexpected Radiation Exposures and Surface Contaminations.	46

1A.4	Environmental Monitoring	50
A.4.1	Summary	50
A.4.2	Monitoring for Environmental Radiation	50
A.4.3	Monitoring for Environmental Samples	56
A.4.4	Investigation of Back-ground Radiation and Radioactivity in Naka Site	63
A.4.5	Chemical Analysis for Strontium in Environmental Samples	66
1A.5	Maintenance of Monitors and Survey Meters	68
A.5.1	Summary	68
A.5.2	Calibration of Survey Meters	68
A.5.3	Maintenance of Monitors	68
A.5.4	Radiation Counting of Samples	71
1A.6	Waste Management and Decontamination	72
A.6.1	Summary	72
A.6.2	Radioactive Waste Management	72
A.6.3	Decontamination	78
1B	Takasaki Radiation Chemistry Research Establishment	80
1B.1	Radiation Monitoring	80
B.1.1	Summary	80
B.1.2	Individual Monitoring	80
B.1.3	Radiation Monitoring in Facilities	80
B.1.4	Maintenance of Monitors and Survey Meters	81
1C	Oarai Research Establishment	84
1C.1	General	84
C.1.1	Summary	84
C.1.2	Controlled Areas	85
C.1.3	Releases of Radioactive Gaseous and Liquid Wastes	85
C.1.4	Waste Management and Monitoring	88
C.1.5	Environmental Dose due to Radioactive Noble Gases and Liquid Effluents	89
C.1.6	Radiological Incidents	89
C.1.7	Inventory of Radioisotopes	89
1C.2	Individual Monitoring	91
C.2.1	Summary	91

C.2.2	Monitoring for External Exposure	91
C.2.3	Monitoring for Internal Exposure	93
1C.3	Radiation Monitoring in Facilities	94
C.3.1	Summary	94
C.3.2	Releases of ^{41}Ar from exhaust lines in JMTR	94
C.3.3	Radiation Monitoring in Underwater Plasma Arc Cutting of Irradiated Test Materials	96
C.3.4	Chemical Analysis for Strontium in Liquid Wastes	98
C.3.5	Unexpected Radiation Exposures and Surface Contaminations.	98
1C.4	Environmental Monitoring	99
C.4.1	Summary	99
C.4.2	Monitoring for Environmental Radiation	99
C.4.3	Monitoring for Environmental Samples	100
C.4.4	Renewal Program of Monitoring Posts in Oarai Research Establishment	104
1C.5	Maintenance of Monitors and Survey Meters	106
C.5.1	Summary	106
C.5.2	Maintenance of Survey Meters	106
C.5.3	Maintenance of Monitors	108
1C.6	Waste Management and Decontamination	109
C.6.1	Summary	109
C.6.2	Radioactive Waste Management	109
C.6.3	Decontamination	112
C.6.4	Maintenance and Construction of Facilities	114
2.	Technology Development	
2.1	Monitoring for Personnel Exposure	121
2.1.1	Summary	121
2.1.2	Experiences of Internal Exposure Monitoring for Tritium in JAERI	121
2.1.3	Data Processing Program for Whole-Body Counter CAMAC System	123
2.1.4	Simple Body Phantom for Calibration of Organ Burdens used in Whole-Body Counting	125
2.1.5	Preliminary Screening of the Public for Radioactive Contamination in a Nuclear Accident Drill	127

2.1.6	Estimation of Organ Dose and Risk due to X-ray Examination of Stomack	128
2.2	Radiation Monitoring in Facilities	130
2.2.1	Summary	130
2.2.2	Examination of Protection Performance of the Self-Contained Air-Ventilated Blouse	130
2.2.3	FPs Produced by Neutron Irradiation of Impurities in Al Materials	132
2.3	Environmental Monitoring	134
2.3.1	Summary	134
2.3.2	Characteristics Test of TLD Elements for Automatic TLD Reading System	134
2.4	Radiation Measurement Instrumentation	137
2.4.1	Summary	137
2.4.2	Calibration of $\alpha(\beta)$ Sources having Large Area	137
2.4.3	Auto Plateau Measuring Apparatus for GM Tubes	138
2.5	Waste Management and Decontamination	141
2.5.1	Summary	141
2.5.2	Radiochemical Determination of ^{90}Sr (^{89}Sr) in Evaporator Concentrate	141
2.5.3	Measurement of Volatility of Radioactive Nuclides Under Heating in Laborator Scale Experiment	144
2.5.4	Conversion of Point Kernel Code QAD-CG	145
2.5.5	Test Operation of Vapor Compression Evaporator for Strong Salt Solution Waste	146
2.5.6	Cementation of Frezing and Thawing Sludge	150
2.5.7	Safety Test of Multi-stage Bitumen Package in Storage ...	153
2.5.8	Drop Test of Storage Canister for Highly Active α -Solid Waste	158
2.5.9	Chemical Precipitation Test of α -Decontamination Liquid Waste	162
2.5.10	α -Incinerator Trial Operation with β - γ Solid Waste (2) ...	164
2.5.11	Spent HEPA Filter Compression Test	167
2.5.12	Decontamination Test of Cloth Used for Radiation Protective Clothing	169
2.5.13	Decontamination Test of Cotton Cloth with Synthetic Detergent	173

3. Research

3.1	Radiation Dosimetry	177
3.1.1	Summary	177
3.1.2	A Benchmark Experiment for γ -ray Skyshine	177
3.1.3	Radiation Leakage-path Analysis Code	179
3.1.4	Shielding Effect of Buildings for Radiation (I)	180
3.1.5	Distribution Apparatus for Gaseous Tritium Standard Sources	181
3.1.6	Development of Bremsstrahlung Detection Type Tritium Monitor (II)	183
3.2	Body Radioactivity	185
3.2.1	Summary	185
3.2.2	Identification of the Site of Transfer Compartment of Cm in the Rat	185
3.2.3	Culture Method of EDTA-treated Lymphocytes (V)	186
3.3	Airborne Radioactivity	189
3.3.1	Summary	189
3.3.2	Calculation for Photodissociation of Methyl Iodide by Sunlight	189
3.3.3	Experiment and Analysis in the Adsorption of Iodine Gas on Incense Stick Aerosol	191
3.3.4	Surface Properties of Adsorbents used for Selective Iodine Sampler of Noble Gas-Containing Atmosphere	192

Appendix

1.	Journal Papers	195
2.	Papers Published as JAERI-M Report	197
3.	Oral Presentations	198
4.	Patents	201
5.	Entrusted Works	201
6.	Lectures by Outside Persons	202
7.	Training Courses for Outside Organizations	202
8.	Training Courses in JAERI	203

1 A 東海研究所

1 A.1 総括

A.1.1 概要

各施設の区域放射線管理，個人被曝管理，環境放射線監視と放射線管理用機器の管理および放射性廃棄物の処理などの日常業務は，1980年度に引き続き滞りなく実施された。また，老朽化した設備機器の更新のほか機械化自動化を含めた効率的な管理方式の導入につとめた。

放射線管理用モニタ類の年次計画による更新のほか，JRR-2，JRR-3などの研究炉地区における放射線管理用モニタの集中監視システム整備の一環として，1981年度はJRR-2およびJRR-3関連システムの整備に着手した。

1980年5月に建家の建設が完了した放射線標準施設棟は，放射線測定器の校正等の業務に供されるとともに，引き続き内装設備の整備増強が進められた。また，1980年度末に整備を終了した第2廃棄物処理棟（中・高レベル廃棄物処理施設，1980年10月完工）は本年度当初から順調に稼動し，中・高レベル廃棄物処理が所定通り実施された。

また，国の指針および県の環境監視計画に関連して排気・排水および環境試料中の放射性核種の分析所定量を集中的に実施するための機器類の整備を1980年度に引き続き行った。上記監視計画に基づく環境試料中放射性核種の化学分析に関しては， ^{90}Sr のほか ^{106}Ru ， ^{144}Ce についても本年度より開始した。

1981年度に各施設から放出された気体および液体廃棄物中の放射性物質の量および濃度は，いずれも保安規定などに定められる放出管理の基準値以下であった。また，年間放出量に基づいて算出された周辺環境における被曝線量は，放射性希ガスによる全身被曝線量が年間最大0.28 mrem（JRR-2の南西方位周辺監視区域境界），液体廃棄物中の主要核種による全身被曝線量が年間 3×10^{-4} mremであって，原子炉保安規定に規定されている周辺公衆の線量目標値，年間5 mremより小さい。なお，環境放射線監視結果についても異常は認められなかった。

放射線作業者の個人被曝線量については，外部全身被曝で最大530 mrem，平均11 mrem，内部被曝で最大73 mrem（ ^{131}I による甲状腺線量）であり，管理区域随時立入者などを含めて最大許容線量をこえる被曝はなかった。なお，放射線作業者の集団線量は，東海研究所職員（1352名）で13.1人・レム，外来作業者等（1547名）で19.8人・レム，合計約33人・レムであった。

放射性廃棄物は，新しく稼動した第2廃棄物処理棟を含む処理設備で減容・固化・密封され，保管体として収納された。放射性固体廃棄物として廃棄施設に収納された保管廃棄体の数量は，低レベルドラム保管体1967本，大型異形保管体，中レベル保管体および高レベル保管体が合計223 m³であり，低レベルドラム保管体および中レベル保管体は1980年度とほぼ同量であったが他は増加した。

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

（吉田芳和）

A. 1.2 管理区域

原子炉施設保安規定第2編第1条, 第2条, 核燃料物質使用施設等保安規定第2編第1条, 第2条および放射線障害予防規定第48条に基づき設定されている第1種管理区域および第2種管理区域(一時的に設定されたものは除く)をそれぞれ Table A. 1.2-1 および Table A. 1.2-2 に示す。1981年度中に新たに設定された主要な管理区域として第4研究棟があるが, 放射性物質の取扱いは1982年5月10日から開始した。

1981年度中に一時的に設定および解除された管理区域の件数は第1種管理区域61件, 第2種管理区域19件であった。その主な設定理由は, 第1種管理区域は排気フィルタ交換などの排気設備の保守作業(52件), 第2種管理区域はすべてX線, ^{192}Ir などによる非破壊検査作業であった。

(大久保 勝一)

Table A. 1.2-1 第1種管理区域

(東海研究所, 1982年3月31日現在)

建 家	範 囲	適 用 規 定
第 1 研 究 棟	地下1階: 001-A号室(核燃料倉庫), 001-B号室(RI庫) 2階: 229, 231, 233, 235号室 3階: 全域	放射線障害予防規定
第 3 研 究 棟	020号室(RI庫), 2階東側半分, 3階東側半分	放射線障害予防規定
第 4 研 究 棟	地下1階: 廃液タンク室 1階: 放射線管理室, 事務室, 給気フィルター室 およびコールド便所を除く区域 2階: 全域 3階: 全域 4階: 全域	放射線障害予防規定
放射線標準施設棟 タンデム加速器 建家	2階: 202, 204, 206号室, 第1貯蔵室 地下1階: 照射室, ホット測定室, 汚染検査室 1階: ホット化学実験室, RI貯蔵庫, 核燃料保管庫	放射線障害予防規定 放射線障害予防規定
セラミック特研	6, 7, 9, 10, 13, 14, 15, 16, 17, 18, 19, 20号室	放射線障害予防規定
冶 金 特 研	5, 6, 7, 8, 9, 10, 11, 12, 13, 14, 15, 16, 17, 18号室, 核燃料貯蔵庫, 核燃料貯蔵庫から玄関までの廊下	放射線障害予防規定
リニアック	化学実験室	放射線障害予防規定
J R R - 1	セミホット実験室, 測定室, 化学実験室, 放射性 物質貯蔵室, X線発生装置使用室, 汚染検査室	放射線障害予防規定

建 家	範 囲	適 用 規 定
ホ ッ ト ラ ボ	炉室地下（サブパイル室） 冶金ケーブ（含地下），冶金サービスエリア，冶金操作室，冶金汚染除去室，排風機室，ホットストレージ，化学操作室，化学汚染除去室，ジュニアケーブ，化学サービスエリア，セミホットセル室，更衣室，鉛セル操作室，黒鉛材料研究室，黒鉛材料準備室，ホット実験室，汚染検査室，モニタリングケーブ，化学ケーブ，バッテリー室，鉛セル，スチールセル，マニプレータ修理室，暗室，ドライエリア	JRR-1 残存施設等に関する規則 使用施設等保安規定 放射線障害予防規定
J R R - 2	炉室，制御室，エアロック，ロッカー室と炉室の間の廊下，実験準備室南側化学実験エリア，炉室入口より通じる作業衣掛場に隣接する区域およびロッカー室に隣接する区域	原子炉施設保安規定 使用施設等保安規定
炉管理部格納庫	全 域	
新核燃料倉庫	全 域	
開発試験室	SHE 炉室，SHE 燃料作業室，SHE 燃料貯蔵室，化学実験室	原子炉施設保安規定 放射線障害予防規定
R I 製造棟	201, 202, 203, 204, 205, 206, 207, 208, 209, 210, 211, 212, 213, 214, 215, 216, 302, 303, 304, 305, 307, 310, 311, 312, 313 号室，300 番台地下室，セミホット廊下，ホット中央廊下，渡り廊下，401, 402, 403, 404, 405, 406, 407 号室，地階タンク室 309号室，309号地階 502号室（地階）	使用施設等保安規定 放射線障害予防規定
J R R - 3	炉室（地階，1階，中2階），ロッカー室，使用済燃料室および同地階，付属建家廊下および測定室	原子炉施設保安規定 使用施設等保安規定
J R R - 4	地下FFD室，冷却機器室，測定室，リドタンク，ローディングドッグA，B，リフト，燃料倉庫，ロッカー室，炉室とロッカー室との間の廊下，2階No.1プール，No.2プール，測定室，制御室，散乱実験室，炉室，ホット実験室，線源置場	原子炉施設保安規定 放射線障害予防規定

建 家	範 囲	適 用 規 定
プルトニウム研究 1棟	101, 102, 103, 104, 105, 106, 107, 108, 109, 110, 111, 112, 113, 114, 115, 116, 3, 6号室, ホット便所, シャワー室, 更衣室, 廃液貯槽室	使用施設等保安規定 放射線障害予防規定
再処理特別研究棟	再処理特研: 121, 122, 123, 124, 131, 132, 133, 134, 135, 136, 137, 138, 139, 142, 143, 144, 145, 222, 223, 231, 232, 233, 241, 242, 243, 244, 323, 324, ホットケー ブ, 分析セル, Puセル, 溶媒回収セルサブケー ブ, 2棟ポンプ室 廃液操作室: 地下1階サンプリング室, 地下2階 タンク室, ポンプ室 廃液長期貯蔵室: 地階ポンプ室, 高レベル廃液貯 蔵室, トランスミッター室, サンプリング室, A ₂ 廃液貯蔵室, IAW貯蔵室	放射線障害予防規定 使用施設等保安規定
プルトニウム研究 2棟	1, 2号室, 廊下	使用施設等保安規定 放射線障害予防規定
再処理試験室	5, 7, 8, 9, 10, 11, 12, 13, 14, 15号室, 廊下	放射線障害予防規定
ウラン濃縮研究棟	レーザー実験室, 核燃料貯蔵庫	
処理処分開発棟	大実験室, 小実験室, 供試体製作室, 中実験室, 測定室	放射線障害予防規定
フッ素実験室	N-3, N-4, S-1, S-2, S-3, S-4, S-5, S-6, 暗室, 汚染検査室, 廊下	放射線障害予防規定
廃棄物処理場	液体廃棄物処理施設: 汚染検査室, 低レベル蒸発 処理装置室1階及び2階の全域, 中レベル蒸発処 理装置室の1階, 2階及び地階の全域, 分析室, 化学実験室, 計測室, 低レベル廃液貯槽室および タンクヤード, 中レベル廃液貯槽室, 廃液格納庫, 受入検査室, 処理済廃液貯槽と屋外フェンスで囲 れた区域内 固体廃棄物処理施設: 汚染検査室, 焼却処理室1 階及び2階の全域, 圧縮処理室, 解体処理室と屋 外フェンスで囲れた区域内 第1廃棄物処理棟: 汚染検査室, コントロール室, 排風機室, 機器室, 廃棄物一時置場, 灰取出し室	原子炉施設保安規定 使用施設等保安規定 放射線障害予防規定

建 家	範 囲	適 用 規 定
	第2 廃棄物処理棟： 1階：資材室，中央監視室，測定室，実験室，操 作エリア，チェンジングルーム，濃縮セル，固化 セル，処理済廃棄物収納セル，廃棄物処理セル， 処理前廃棄物収納セル，濃縮系機器室，アイソレ ーションルームNo.1，No.2，容器搬入室，サービ スエリア，除染室，準備室，熱媒ボイラー室 2階：クレーンホール，アスファルト溶解室 地階：地階操作室，ホット機械室，濃縮セル，ド ラム詰室，ポンプ室，固化準備室，コンクリート 注入室，凝縮水貯槽室，前処理室，処理前廃液貯 槽室，固化系機器室，地下ホール，ポンプ室，中 高レベルサンプタンク室	
汚 染 除 去 場	チェンジング室，ホット実験室，測定室，器材室， 除染室，除染ホール，衣料分別室，衣料除染室， 衣料汚染度測定室，検査室，衣料整理室	原子炉施設保安規定 放射線障害予防規定
F C A	炉室，作業室，燃料貯蔵室，エアーロック室，セ ミホットラボ，更衣室	原子炉施設保安規定
T C A	第1燃料貯蔵室，第2燃料貯蔵室，燃料貯蔵室， 作業室，炉室1階および地階，作業室と炉室の間， 汚染検査室	原子炉施設保安規定
F N S 建 家	TAP室，ターゲット取扱保管室，第1ターゲッ ト室，第2ターゲット室，加速器室，作業室，汚 染検査室，ホット測定室，セミホット室，中2F， 廃棄物一時貯蔵室	放射線障害予防規定
J P D R	原子炉格納容器，スタック，地下道，オフガスタ ンク室 タービン建家：地下室全域，1階ホット用工作室， 実験室，汚染検査室，実験準備室，計測室，化学 実験室，機器搬入室，給水ポンプ室，樹脂再生室， 復水脱塩器室，廃棄物処理設備制御室，コンデン サー室，浄化脱塩器室，再生熱交換器室，汚過物 貯蔵タンク室，M・Gセット室，タービンコンデ ンサー室，オフガス室，廃水タンク室 ダンプコンデンサ建家：地階全域，1階海水循環 ポンプ室，コンデンサ室，給水ポンプ室，復水ポ	原子炉施設保安規定

建 家	範 囲	適 用 規 定
N S R R	<p>ンプ室, 樹脂再生室, 復水脱塩器室, 2階電気室, 補給水脱塩器室, オフガス室, 3階全域, 緊急用建家, 廃棄物処理建家, 排風機建家, 燃料貯蔵建家1階全域, 屋外フェンスで囲まれた区域内</p> <p>燃料棟: 大実験室, 校正室, 組立検査室, 燃料保管室, 試験検査室</p> <p>制御棟: 更衣室, サンプル室, 燃料棟から更衣室までの廊下</p> <p>原子炉棟: エアロック, ローディングエリア, 実験エリア, 燃料貯溜プール, 原子炉プール, 解体エリア, 補機エリア, RI 一時貯蔵室, ㊟コンダクト, セミホットケーブル, セミホットケーブルエリア, 強制冷却系エリア, 中性子ラジオグラフィ室, ドレンタンクピット, サブパイル室, 熱交ピット</p> <p>原子炉棟から制御棟までの渡り廊下</p> <p>照射物管理棟: 固体廃棄物一時保管室</p>	原子炉施設保安規定
モデル格納容器実験棟	<p>1階: 107, 108, 109, 110, 112</p> <p>2階: 201, 202, 203, 204, 205, 206, 207, 208, 209</p>	放射線障害予防規定
燃料試験施設試験棟	<p>地階: 更衣室, 廃液タンクエリア, ホット機械室, アイソレーションルーム, プール, アルゴン制御室, セル操作室</p> <p>1階: 更衣室, ホット実験室, サービスエリア, プール, 倉庫, アイソレーションルーム, αセル, βセル, 操作室, 暗室, マニプレーターメンテナンス室, 実験室, 測定室, 計測器室 (A), (B), 廃液タンクローリー接続所</p> <p>2階: メインテナンスボックス, アイソレーションルーム上面部, βセル上面部</p>	使用施設等保安規定

Table A.1.2-2 第2種管理区域

(東海研究所, 1982年 3月 31日現在)

建 家	範 囲	適 用 規 定
第 1 研究棟	<p>地階: 002, 003, 004, 005, 006, 007, 009, 011, 013, 024, 027, 046, 048</p> <p>1階: 101, 102, 103, 105, 106, 107, 109,</p>	放射線障害予防規定

建 家	範 囲	適 用 規 定
第 2 研 究 棟	110, 112, 113, 114, 116, 138, 144 2階: 201, 202, 203, 204, 205, 206, 208, 211, 212, 213, 215, 216, 217, 218, 219, 220, 230, 232, 234, 237, 239, 240 地階: 004, 041, 042, 043, 044, 045, 047 1階: 102, 109, 118, 120, 130, 132, 134, 136, 138 2階: 232 3階: 334, 336, 342, 344, 345, 346, 347, 348	放射線障害予防規定
第 3 研 究 棟	地階: 005, 047 1階: 110, 112	放射線障害予防規定
第 4 研 究 棟 放射線標準施設棟	地下1階: 共同溝 (A), (B), (C) 1階: 第1照射室, 第2照射室, 第3照射室, 第4照射室 地階: 第2貯蔵室, 第4照射室	放射線障害予防規定 放射線障害予防規定
超 高 圧 電 顕 建 家 5 MV.V.D.G.	高圧タンク室, 地下全室 ターゲット室, マグネット室, 3, 5, 7, 9, 11, 13, 15, 17, 23, 25, 27号室 中性子源倉庫, RI 倉庫	放射線障害予防規定 放射線障害予防規定
2 MV.V.D.G. タンデム加速器建家	ターゲット室, マグネット室 タワー: 地下2階~8階 地下2階: レーザー光源室, 廃液タンク室, 廃棄 物一時保管場所, 密封線源貯蔵室, 通路 地下1階: ターゲット室, マグネット室 1階: イオン源室, 入射マグネット室, 実験準備 室, 実験室(4) 2階: イオン源室, 軽イオンパンチャー室, 実験 室(1), (2), (3)	放射線障害予防規定 放射線障害予防規定
工 作 工 場	特殊作業室	放射線障害予防規定
J F T - 2 建 家	大実験室, 建家外東側区域	放射線障害予防規定
核 融 合 特 研	スパッタリング実験室	放射線障害予防規定
⁶⁰ Co 照 射 室	照射ケープ室, 物理実験室 (開放研究室)	放射線障害予防規定
リニアック	コントロール室, モジュレータ室, 加速管室, タ ーゲット室, 中性子測定室 (5箇所) 周辺柵内	放射線障害予防規定
材 料 試 験 室	6号室の一部	放射線障害予防規定

建 家	範 囲	適 用 規 定
非破壊測定実験室	照射室，貯蔵庫とフェンスで囲まれた区域内	放射線障害予防規定
モックアップ	軽水天然ウラン未臨界炉室，ITS-2 実験室	放射線障害予防規定
機械化工特研	ROSA 実験室	放射線障害予防規定
開発試験室	SHE 制御室，SHE 前室，建家北側の屋外フェンスで囲れた区域内	原子炉施設保安規定
原子炉特研	9号室，スラリー沸とう予備実験室の一部	放射線障害予防規定
J R R - 1	121, 123, 125, 127 号室 炉室（サブパイル室を除く）	放射線障害予防規定 J R R - 1 残存施設 等に関する規則
J R R - 3	新燃料格納庫	原子炉施設保安規定
RI 貯蔵施設 (RI 製造棟隣設)	放射性物質貯蔵庫，RI 梱包作業室	放射線障害予防規定
高温工学特研	中実験室の一部	放射線障害予防規定
廃棄物処理場	第2 廃棄物処理棟： 1 階：トラックエリア，屋外フェンスで囲れた区域内 地階：共通ダクト，配置トレンチ 第1 保管廃棄施設：低レベル保管廃棄施設と屋外フェンスで囲まれた区域内 中高レベル保管廃棄施設と屋外フェンスで囲まれた区域内 第2 保管廃棄施設：低・中レベル保管棟と屋外フェンスで囲まれた区域内	放射線障害予防規定 原子炉施設保安規定 放射線障害予防規定 放射線障害予防規定
廃棄物安全試験施設	2 階：物理実験室	放射線障害予防規定
F C A	PNS 室	原子炉施設保安規定
高温ヘリウムガス ループ建家	測定室の一部	放射線障害予防規定
配管信頼性実証試験室	X線室	放射線障害予防規定
配管信頼性実証試験室B棟	地下ピット	放射線障害予防規定
大型再冠水実験棟	平板炉心試験装置周辺内，円筒炉心試験装置周辺内，ピット	放射線障害予防規定
職員診療所	X線撮影室	

A. 1.3 排気および排水の管理データ

(1) 排出放射性塵埃およびガス

1981年度に各施設から排出された放射性塵埃およびガスの核種別の年間平均濃度と年間排出放射能を Table A. 1.3 - 1 に示す。各施設とも保安規定、放射線障害予防規定に定められている排出基準値を超える排出はなかった。

1981年度から排出放射性塵埃中の ^{89}Sr 、 ^{90}Sr の化学分析により検出された年間平均濃度と年間排出放射能、全 α 放射能濃度、全 β 放射能濃度を、その測定対象となる施設について示した。

放射性塵埃の年間排出放射能で、1980年度に比較して増加がみられたのは第1研究棟の ^{131}I 、JRR-2の ^{82}Br 、 ^{131}I 、 ^{133}I 、 ^{203}Hg 、RI製造棟の ^{35}S 、燃料試験施設の ^{125}Sb などであり、減少したのはRI製造棟の ^{51}Cr 、 $^{99\text{m}}\text{Tc}$ 、 ^{203}Hg 、モデル格納容器建家の ^{131}I などであった。その他の施設については大きな変化はなかった。

放射性ガスの排出放射能は全施設の合計が約1,400 Ciであり、1980年度にくらべて約22%少なかった。これは主にJRR-3の ^{41}Ar の排出量が減少したことによるものである。 ^{41}Ar の排出放射能はJRR-2が1980年度に比較して約1.5倍になり、JRR-3は約0.5倍になった。 ^3H はJRR-2が約0.36倍、JRR-3が約4.1倍になった。

(2) 放射性廃液

1981年度に各施設から排出された放射性廃液の処理区分別の核種別放射能、廃液量、および各施設からの排出放射能と排水溝の流量から求めた排水溝別の1日平均濃度および3カ月平均濃度の最大値、年間排出放射能を Table A. 1.3 - 2 に示す。1981年度から廃液中に ^{89}Sr 、 ^{90}Sr が排出される可能性のある施設について、それらの化学分析を実施し、それらが検出された施設について新たに追加した。

排水溝へ排出された放射能は1980年度に比較して ^3H が約0.37倍になった以外に β 、 γ 核種の全放射能、全廃液量ともほぼ同程度であった。また、廃棄物処理場へ搬出された廃液の放射能は1980年度に比較して α 核種が約9%、 β 、 γ 核種が約45%、 ^3H が約36%になったが、廃液量は1980年度と同程度であった。

(3) 放出管理目標値との比較

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

全施設から排水溝へ排出された液体廃棄物中の核種の放射能と管理目標値との比較を Table A. 1.3 - 4 に示す。

これらの値はいずれも管理目標値を十分に下回った。

(神永 博史)

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

(東海研究所, 1981年度)

項目 施設名	放 射 性 塵 埃			放 射 性 ガ ス			
	年間平均濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	年間排出放射能 (μCi)	核 種	年間平均濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	年間排出放射能 (Ci)	核 種	
第1研究棟	東側	$< 1.8 \times 10^{-14}$ 9.9×10^{-13} $< 6.3 \times 10^{-15}$ $< 1.8 \times 10^{-14}$	0 2.7×10^2 — —	^{60}Co ^{131}I 全 α 全 β	1.6×10^{-9}	4.4×10^{-1}	^3H
	西側	8.5×10^{-12} $< 6.6 \times 10^{-13}$ $< 2.9 \times 10^{-13}$ $< 6.3 \times 10^{-15}$ $< 1.9 \times 10^{-14}$	2.6×10^3 0 2.8×10^{-1} — —	^{14}C ^{60}Co ^{131}I 全 α 全 β	$< 1.2 \times 10^{-9}$	5.7×10^{-2}	^3H
第3研究棟	$< 1.8 \times 10^{-14}$ $< 9.8 \times 10^{-13}$ $< 6.3 \times 10^{-15}$ $< 1.8 \times 10^{-14}$	0 9.7×10^1 — —	^{60}Co ^{131}I 全 α 全 β	—	—		
セラミック特研	$< 5.3 \times 10^{-14}$ $< 4.8 \times 10^{-14}$ $< 1.1 \times 10^{-14}$ $< 5.3 \times 10^{-14}$	0 1.1×10^{-2} — —	^{60}Co Unat 全 α 全 β	—	—		
冶金特研	$< 5.3 \times 10^{-14}$ $< 4.8 \times 10^{-14}$ $< 1.9 \times 10^{-14}$ $< 5.3 \times 10^{-14}$	0 8.3×10^{-2} — —	^{60}Co Unat 全 α 全 β	—	—		
5.5MV-V.D.G.	—	—		$< 8.2 \times 10^{-9}$	4.3×10^{-3}	^3H	
タンデム加速器	$< 1.8 \times 10^{-14}$ $< 1.8 \times 10^{-14}$	0 —	^{60}Co 全 β	—	—		
FRS	$< 2.0 \times 10^{-13}$ $< 2.0 \times 10^{-13}$	0 —	^{60}Co 全 β	—	—		
ホットラボ	主排気口	$< 6.1 \times 10^{-14}$ $< 4.3 \times 10^{-16}$ $< 2.6 \times 10^{-13}$ $< 8.1 \times 10^{-14}$ $< 3.9 \times 10^{-14}$	6.3×10^{-3} 2.9×10^{-2} 0 1.3×10^{-1} —	全 α ^{90}Sr ^{125}Sb ^{137}Cs 全 β	$< 1.0 \times 10^{-6}$	0	^{133}Xe
	副排気口	$< 4.4 \times 10^{-16}$ $< 5.5 \times 10^{-14}$ $< 5.2 \times 10^{-14}$	1.1×10^{-2} 0 —	^{90}Sr ^{137}Cs 全 β	—	—	
JRR-1	$< 1.8 \times 10^{-13}$ $< 5.9 \times 10^{-14}$	3.0×10^{-3} —	^{60}Co 全 β	—	—		
リニアック	—	—		1.8×10^{-7} 1.8×10^{-7}	2.3×10^1 2.3×10^1	^{13}N ^{15}O	
JRR-2	$< 4.4 \times 10^{-14}$ $< 2.2 \times 10^{-12}$ $< 2.4 \times 10^{-13}$ $< 5.6 \times 10^{-12}$ $< 1.7 \times 10^{-13}$ 4.1×10^{-11} $< 6.4 \times 10^{-15}$ $< 2.1 \times 10^{-14}$	0 4.6×10^1 2.7×10^1 3.5×10^1 6.7 2.2×10^4 — —	^{60}Co ^{82}Br ^{131}I ^{133}I ^{203}Hg $^{138}\text{Cs}, ^{88}\text{Rb}, ^{89}\text{Rb}, ^{86}\text{Cl}$ 全 α 全 β	1.2×10^{-6} 3.0×10^{-8}	6.4×10^2 1.6×10^1	^{41}Ar ^3H	

Table A. 1.3 - 1 (続き)

項目 施設名	放射 性 塵 埃			放 射 性 ガ ス		
	年間平均濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	年間排放射能 (μCi)	核 種	年間平均濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	年間排放射能 (Ci)	核 種
RI 製造棟						
200 番	$< 1.8 \times 10^{-13}$ $< 1.8 \times 10^{-13}$	0 —	^{137}Cs 全 β	$< 1.5 \times 10^{-6}$	7.6×10^{-2}	^3H
300 番	2.0×10^{-11} $< 6.1 \times 10^{-14}$ 2.9×10^{-12} $< 1.0 \times 10^{-12}$ $< 6.1 \times 10^{-14}$	6.5×10^3 0 9.6×10^2 1.2×10^2 —	^{35}S ^{137}Cs ^{197}Hg ^{203}Hg 全 β	—	—	
400 番	$< 1.8 \times 10^{-13}$ $< 1.8 \times 10^{-13}$	0 —	^{137}Cs 全 β	$< 1.5 \times 10^{-6}$	2.3	^3H
開発試験室						
SHE	$< 1.2 \times 10^{-13}$ $< 2.3 \times 10^{-11}$ $< 1.2 \times 10^{-13}$	7.6×10^{-3} 1.0×10^1 —	^{232}Th $^{138}\text{Cs}, ^{88}\text{Rb}$ 全 β	—	—	
化学実験室	$< 2.3 \times 10^{-13}$ $< 2.3 \times 10^{-13}$	0 —	$^{60}\text{Co}, ^{137}\text{Cs}$ 全 β	—	—	
JRR-3	$< 4.4 \times 10^{-14}$ $< 1.2 \times 10^{-16}$ $< 3.3 \times 10^{-13}$ $< 2.0 \times 10^{-13}$ $< 2.7 \times 10^{-14}$ $< 1.1 \times 10^{-14}$ $< 2.3 \times 10^{-14}$	0 9.5×10^{-3} 1.1 0 1.6 — —	^{60}Co ^{90}Sr $^{115\text{m}}\text{Cd}$ ^{131}I ^{203}Hg 全 α 全 β	1.1×10^{-6} 4.9×10^{-8}	6.5×10^2 3.0×10^1	^{41}Ar ^3H
JRR-4	$< 4.0 \times 10^{-14}$ $< 7.6 \times 10^{-14}$ $< 7.9 \times 10^{-15}$ $< 1.4 \times 10^{-14}$	0 0 — —	^{60}Co ^{131}I 全 α 全 β	$< 2.1 \times 10^{-7}$	2.3×10^{-2}	^{41}Ar
プルトニウム研究1棟						
スタック I	$< 9.2 \times 10^{-15}$ 4.7×10^{-16} $< 8.1 \times 10^{-15}$ $< 8.1 \times 10^{-15}$	0 8.7×10^{-2} 0 —	全 α ^{90}Sr ^{137}Cs 全 β	—	—	
スタック II・III	$< 9.2 \times 10^{-15}$ $< 8.1 \times 10^{-15}$ $< 8.1 \times 10^{-15}$	0 0 —	全 α ^{137}Cs 全 β	—	—	
プルトニウム研究2棟	$< 9.2 \times 10^{-15}$	0	全 α	—	—	
再処理特研						
スタック I	$< 9.2 \times 10^{-15}$ $< 3.1 \times 10^{-14}$ $< 8.1 \times 10^{-15}$	0 1.1×10^{-1} —	全 α ^{137}Cs 全 β	$< 1.4 \times 10^{-12}$	4.9×10^{-6}	^{85}Kr
スタック II・III	$< 9.2 \times 10^{-15}$ $< 1.9 \times 10^{-14}$ $< 1.9 \times 10^{-14}$	0 0 —	全 α ^{137}Cs 全 β	—	—	
再処理試験室	$< 9.2 \times 10^{-15}$	0	U nat	—	—	
フッ素特研	$< 9.2 \times 10^{-15}$	0	U nat	—	—	
ウラン濃縮特研	$< 9.2 \times 10^{-15}$	0	U nat	—	—	
廃棄物処理 処分開発棟	$< 2.4 \times 10^{-14}$ $< 2.4 \times 10^{-14}$	0 —	^{137}Cs 全 β	—	—	

Table A. 1.3-1 (続き)

施設名	項目	放射 性 塵 埃			放 射 性 ガ ス		
		年間平均濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	年間排出放射能 (μCi)	核 種	年間平均濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	年間排出放射能 (Ci)	核 種
廃棄物処理場	液体処理施設 (低レベル)	$< 2.8 \times 10^{-14}$	0	^{137}Cs	—	—	
		$< 2.8 \times 10^{-14}$	—	全 β			
	液体処理施設 (中レベル)	$< 1.4 \times 10^{-16}$	5.7×10^{-4}	^{90}Sr	—	—	
		$< 2.8 \times 10^{-14}$	0	^{137}Cs			
	圧縮処理施設	$< 2.8 \times 10^{-14}$	—	全 β			
		$< 3.1 \times 10^{-14}$	0	全 α	—	—	
第1廃棄物 処理棟	$< 8.8 \times 10^{-14}$	0	^{137}Cs				
	$< 2.8 \times 10^{-14}$	0	全 β	4.2×10^{-9}	1.3	^3H	
	$< 2.8 \times 10^{-14}$	—					
第2廃棄物 処理棟	$< 1.0 \times 10^{-14}$	0	全 α	—	—		
	$< 9.0 \times 10^{-15}$	0	^{137}Cs				
	$< 9.0 \times 10^{-15}$	—	全 β				
汚染除去場	$< 2.8 \times 10^{-14}$	0	^{137}Cs	—	—		
	$< 2.8 \times 10^{-14}$	—	全 β				
FCA	$< 1.6 \times 10^{-15}$	6.5×10^{-3}	全 α	—	—		
	$< 3.5 \times 10^{-14}$	0	^{131}I				
	$< 3.6 \times 10^{-14}$	0	Unat				
	$< 3.6 \times 10^{-14}$	—	全 β				
TCA	$< 5.4 \times 10^{-14}$	0	^{60}Co	—	—		
	$< 5.1 \times 10^{-14}$	0	^{131}I				
	$< 3.6 \times 10^{-15}$	—	全 α				
	$< 5.4 \times 10^{-14}$	—	全 β				
JPDR	主排気口	$< 3.9 \times 10^{-14}$	0	^{60}Co	$< 2.2 \times 10^{-7}$	0	$^{85\text{m}}\text{Kr}, ^{133}\text{Xe}$
		$< 1.5 \times 10^{-16}$	2.2×10^{-2}	^{90}Sr			
		$< 4.2 \times 10^{-14}$	0	^{131}I			
		$< 7.3 \times 10^{-15}$	—	全 α			
		$< 4.2 \times 10^{-14}$	—	全 β			
	燃料建家	—	—		—	—	
FNS	$< 5.1 \times 10^{-14}$	0	全 β	$< 3.2 \times 10^{-7}$	2.0×10^{-1}	^3H	
モデル格納容器 建家	$< 2.8 \times 10^{-13}$	5.1×10^1	^{131}I	—	—		
NSRR	原子炉棟	$< 4.4 \times 10^{-14}$	0	^{60}Co	$< 9.6 \times 10^{-8}$	1.2×10^{-1}	^{41}Ar
		$< 1.1 \times 10^{-16}$	1.6×10^{-3}	^{90}Sr			
		$< 1.0 \times 10^{-13}$	0	^{131}I			
		$< 4.7 \times 10^{-15}$	—	全 α			
		$< 1.7 \times 10^{-14}$	—	全 β			
	燃料棟	$< 6.7 \times 10^{-14}$	0	^{60}Co	—	—	
燃料試験施設	$< 3.4 \times 10^{-14}$	—	全 β				
	$< 5.1 \times 10^{-15}$	0	全 α	$< 1.2 \times 10^{-8}$	2.4	^{85}Kr	
	$< 1.4 \times 10^{-13}$	5.6×10^1	^{125}Sb				
	$< 1.3 \times 10^{-13}$	0	^{131}I				
	$< 3.1 \times 10^{-14}$	5.5×10^{-1}	^{141}Ce				
$< 8.9 \times 10^{-15}$	—	全 β					

注1 年間排出放射能および年間平均濃度は次の方法で算出した。

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

年間平均濃度：年間排出放射能を、1年間連続して排気装置を運転した場合の年間総排気量で除した値。ただし、この値が検出限界濃度より低い場合は“<(検出限界値)”と記入した。

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

(東海研究所, 1981年度)

項目 施設名	廃棄物処理場へ搬出		排水溝へ排水		排水溝の濃度および排放射能			
	放射能 (mCi)	廃液量 (m ³)	放射能 (mCi)	廃液量 (m ³)	排水 溝名	1日平均最大濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	3カ月平均最大 濃度($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	排放射能 (mCi)
第1研究棟	α ; 1.3×10^{-1} $\beta\gamma$; 2.1×10^2 ^3H ; 3.7×10^2	9.3×10^1	0	0	第 1 排 水 溝	$\beta\gamma$; 5.5×10^{-8}	1.2×10^{-9} (1.3×10^{-10})	2.9×10^{-1} (6.1×10^{-2}) ^{59}Fe ; 1.1×10^{-2} ^{58}Co ; 1.5×10^{-4} (1.8×10^{-4}) ^{60}Co ; (3.9×10^{-2}) ^{89}Sr ; 6.3×10^{-3} ^{90}Sr ; 1.8×10^{-3} ^{95}Zr ; 6.0×10^{-2} ^{95}Nb ; 1.3×10^{-1} ^{131}I ; 4.2×10^{-2} (6.5×10^{-4}) ^{137}Cs ; 5.7×10^{-3} ^{140}La ; 1.8×10^{-3} ^{141}Ce ; 7.2×10^{-3} ^{144}Ce ; 4.1×10^{-3} ^{235}U ; 2.3×10^{-2} Unat; 2.7×10^{-3} (2.2×10^{-2}) 0 (8.1×10^{-2})
第2研究棟	α ; 3.6×10^{-2} $\beta\gamma$; 8.6	6.6×10^1	0	0				
セラミック特研	—	—	^3H ; (8.1×10^{-2}) ^{60}Co ; (3.0×10^{-3}) Unat; (6.9×10^{-3})	6.3×10^1				
冶金特研	—	—	^{60}Co ; (5.6×10^{-3}) ^{90}Sr ; 1.5×10^{-3} Unat; (1.3×10^{-3})	2.7×10^1				
燃料試験施設	α ; 1.3 $\beta\gamma$; 2.4×10^2	1.5×10^2	0	0				
リニアック	—	—	0	0				
JRR-1	—	—	^{60}Co ; (7.4×10^{-4})	6.3				
NSRR	α ; 2.0×10^{-4} $\beta\gamma$; 1.9×10^{-1}	1.6×10^1	^{59}Fe ; 1.1×10^{-2} ^{60}Co ; (2.7×10^{-2}) ^{89}Sr ; 6.3×10^{-3} ^{90}Sr ; 4.0×10^{-4} ^{95}Zr ; 6.0×10^{-2} ^{95}Nb ; 1.3×10^{-1} ^{137}Cs ; 5.7×10^{-3} ^{140}La ; 1.8×10^{-3} ^{141}Ce ; 7.2×10^{-3} ^{144}Ce ; 4.1×10^{-3} ^{235}U ; 2.3×10^{-2}	4.5×10^2				
モデル格納容器 建家	—	—	^{131}I ; 4.2×10^{-2} (6.5×10^{-4})	2.8×10^1				
所外施設 (東大)	—	—	^{58}Co ; 1.5×10^{-4} (1.8×10^{-4})	3.4×10^1				
所外施設 (核管センタ)	—	—	Unat; 2.7×10^{-3} (1.3×10^{-2})	1.2×10^2				
タンデム加速器	—	—	^{60}Co ; (4.3×10^{-4})	6.5				
FRS	—	—	^{60}Co ; (1.5×10^{-3})	30				
ホットラボ	α ; 1.2×10^1 $\beta\gamma$; 2.1×10^2	1.2×10^2	0	0	第 2 排 水 溝	α ; 5.1×10^{-10} $\beta\gamma$; 4.7×10^{-7}	4.8×10^{-12} (1.9×10^{-11}) 6.2×10^{-9} (3.4×10^{-10})	1.3×10^{-3} (3.8×10^{-2}) 3.9 (4.6×10^{-1}) ^{22}Na ; 5.0×10^{-3} ^{24}Na ; 2.4 ^{51}Cr ; 2.7×10^{-1} (1.7×10^{-1}) ^{54}Mn ; 3.6×10^{-3} ^{57}Co ; 2.8×10^{-3} ^{60}Co ; 1.1×10^{-1} (3.4×10^{-2}) ^{65}Zn ; 6.6×10^{-2} ^{75}Se ; 6.5×10^{-2} ^{90}Sr ; 7.9×10^{-2} ^{125}Sb ; 7.4×10^{-3}
開発試験室 SHE	$\beta\gamma$; 5.4×10^1	1.1	^{232}Th ; (2.7×10^{-1})	8.1				
化学実験室	—	—	0	0				
JRR-2	—	—	^3H ; 6.3×10^2 ^{51}Cr ; 2.7×10^{-1} ^{60}Co ; 2.1×10^{-2} (1.2×10^{-2}) ^{65}Zn ; 6.6×10^{-2} ^{90}Sr ; 7.8×10^{-4}	1.7×10^2				
JRR-3	$\beta\gamma$; 2.8 ^3H ; 2.7×10^1	1.6×10^1	^3H ; 1.2×10^3 (8.4×10^{-2}) ^{90}Sr ; 1.0×10^{-3} ^{137}Cs ; 4.1×10^{-2} (1.7×10^{-2})	3.3×10^2				

Table A. 1.3 - 2 (続き)

項目 施設名	廃棄物処理場へ搬出		排水溝へ排水		排水溝の濃度および排出放射能			
	放射能 (mCi)	廃液量 (m ³)	放射能 (mCi)	廃液量 (m ³)	排水 溝名	1日平均最大濃度 (μ Ci/cm ³)	3ヵ月平均最大 濃度(μ Ci/cm ³)	排出放射能 (mCi)
JRR-4	—	—	²⁴ Na; 2.3 ⁵¹ Cr; (1.7×10 ⁻¹) ⁵⁴ Mn; 3.6×10 ⁻³ ⁶⁰ Co; 5.6×10 ⁻² (8.8×10 ⁻⁴)	7.7×10 ²	第 2 排 水 溝	³ H; 6.6×10 ⁻⁴ ¹⁴ C; 8.1×10 ⁻⁵	9.7×10 ⁻⁶ 2.0×10 ⁻⁶	¹²⁵ I ; 6.2×10 ⁻¹ ¹³¹ I ; 1.3×10 ⁻² ¹³⁴ Cs ; 5.5×10 ⁻⁴ ¹³⁷ Cs ; 2.6×10 ⁻¹ (2.5×10 ⁻¹) ²³² Th; (2.7×10 ⁻³) Unat ; (4.4×10 ⁻³) 7.7×10 ³ (8.4×10 ⁻²) 8.2×10 ²
RI 製造棟	α ; 2.0×10 ³ $\beta\gamma$; 8.3×10 ¹	1.0×10 ²	0	0				
プルトニウム 研究1棟	α ; 5.4×10 ²	1.8×10 ⁻¹	⁶⁰ Co; (9.0×10 ⁻³) ¹³⁷ Cs; (8.1×10 ⁻³) α ; (3.0×10 ⁻²)	1.1×10 ²				
再処理特研	$\beta\gamma$; 6.0×10 ⁻³	1.5×10 ⁻²	⁹⁰ Sr; 4.0×10 ⁻² ¹³⁷ Cs; 5.9×10 ⁻² α ; 1.3×10 ⁻³ (7.9×10 ⁻³)	3.2×10 ¹				
ウラン濃縮特研	—	—	0	0				
廃棄物処理処分 開発棟	—	—	⁶⁰ Co; (1.2×10 ⁻²) ¹³⁷ Cs; 3.7×10 ⁻² (4.9×10 ⁻³)	1.2×10 ²				
フッ素特研	$\beta\gamma$; 6.0×10 ⁻⁶	2.0×10 ⁻²	Unat ; (4.4×10 ⁻³)	1.6×10 ¹				
汚染除去場	α ; 6.0×10 ⁻¹ $\beta\gamma$; 1.6×10 ¹	6.0×10 ¹	⁹⁰ Sr ; 1.9×10 ⁻³ ¹³⁷ Cs ; 3.1×10 ⁻²	5.0×10 ¹				
所外施設 (第1化学)	—	—	³ H ; 1.9×10 ³ ¹⁴ C ; 8.2×10 ²	1.6×10 ³				
液体処理 施設	α ; 1.0×10 ⁻¹ $\beta\gamma$; 2.0×10 ¹ ³ H; 2.5×10 ²	1.0×10 ²	³ H ; 1.6×10 ³ ⁶⁰ Co; 3.3×10 ⁻² ⁹⁰ Sr ; 3.1×10 ⁻² ¹³⁷ Cs ; 8.1×10 ⁻² (1.7×10 ⁻¹)	2.5×10 ³				
廃 棄 物 処 理 場	圧縮処理 施設	α ; 1.6×10 ⁻³ $\beta\gamma$; 1.8×10 ⁻¹ ³ H; 1.6	1.2×10 ¹	³ H ; 2.1 ²² Na; 5.0×10 ⁻³ ⁵⁷ Co; 2.7×10 ⁻³ ⁷⁵ Se; 1.4×10 ⁻³ ⁹⁰ Sr; 2.4×10 ⁻³ ¹³⁴ Cs; 5.5×10 ⁻⁴ ¹³⁷ Cs; 1.2×10 ⁻² (1.7×10 ⁻³)	3.0×10 ¹			
	第1廃棄物 処理棟	$\beta\gamma$; 9.7×10 ⁻¹ ³ H; 3.2×10 ²	2.0×10 ¹	³ H ; 2.3×10 ³ ¹⁴ C ; 2.7 ⁷⁵ Se; 6.3×10 ⁻² ¹²⁵ Sb; 7.4×10 ⁻³ ¹²⁵ I ; 6.2×10 ⁻¹ ¹³¹ I ; 1.3×10 ⁻² ¹³⁷ Cs ; 3.1×10 ⁻³ (8.0×10 ⁻³)	2.2×10 ²			
	第2廃棄物 処理棟	α ; 6.0×10 ⁻³ $\beta\gamma$; 5.0×10 ⁻⁴	2.0×10 ¹	³ H ; 6.6×10 ¹ ¹³⁷ Cs ; (3.8×10 ⁻²)	7.0×10 ²			
	焼却炉	α ; 3.8 $\beta\gamma$; 8.8×10 ⁻² ³ H; 5.0×10 ⁻¹	8.8	⁹⁰ Sr ; 7.5×10 ⁻⁴ ¹³⁷ Cs ; (2.5×10 ⁻³)	4.4×10 ¹			
FCA	—	—	Unat ; 2.0×10 ⁻² (4.0×10 ⁻²)	3.3×10 ¹	第3 溝 排	$\beta\gamma$; 7.8×10 ⁻⁹	3.9×10 ⁻¹⁰ (8.8×10 ⁻¹¹)	4.3×10 ⁻² (7.0×10 ⁻²)
TCA	—	—	⁶⁰ Co ; (2.4×10 ⁻³)	3.8×10 ¹				⁶⁰ Co; 2.0×10 ⁻² (3.1×10 ⁻²)

Table A.1.3 - 2 (続き)

項目 施設名	廃棄物処理場へ搬出		排水溝へ排水		排水溝の濃度および排出放射能			
	放射能 (mCi)	廃液量 (m ³)	放射能 (mCi)	廃液量 (m ³)	排水 溝名	1日平均最大濃度 (μ Ci/cm ³)	3カ月平均最大 濃度(μ Ci/cm ³)	排出放射能 (mCi)
J PDR	βr ; 4.5×10^{-1}	1.0	⁶⁰ Co; 2.1×10^{-2} (2.9×10^{-2}) ¹³⁷ Cs; 2.9×10^{-3}	2.7×10^2	第3排水溝			¹³⁷ Cs 2.9×10^{-3} Unat 2.0×10^{-2} (4.0×10^{-2})
FNS	—	—	³ H; 1.3	1.7×10^1				³ H; 1.1×10^{-7}
合計	α ; 5.6×10^2 βr ; 8.5×10^2 ³ H; 9.7×10^2	7.6×10^2	α ; 1.3×10^{-3} (3.8×10^{-2}) βr ; 4.2 (5.9×10^{-1}) ²² Na; 5.0×10^{-3} ²⁴ Na; 2.4 ⁵¹ Cr; 2.7×10^{-1} (1.7×10^{-1}) ⁵⁴ Mn; 3.6×10^{-3} ⁵⁹ Fe; 1.1×10^{-2} ⁵⁷ Co; 2.8×10^{-3} ⁵⁸ Co; 1.5×10^{-4} (1.8×10^{-4}) ⁶⁰ Co; 1.3×10^{-1} (1.0×10^{-1}) ⁶⁵ Zn; 6.6×10^{-2} ⁷⁵ Se; 6.5×10^{-2} ⁸⁹ Sr; 6.3×10^{-3} ⁹⁰ Sr; 8.1×10^{-2} ⁹⁵ Zr; 6.0×10^{-2} ⁹⁵ Nb; 1.3×10^{-1} ¹²⁵ Sb; 7.4×10^{-3} ¹²⁵ I; 6.2×10^{-1} ¹³¹ I; 5.5×10^{-2} (6.5×10^{-4}) ¹³⁴ Cs; 5.5×10^{-4} ¹³⁷ Cs; 2.7×10^{-1} (2.5×10^{-1}) ¹⁴⁰ La; 1.8×10^{-3} ¹⁴¹ Ce; 7.2×10^{-3} ¹⁴⁴ Ce; 4.1×10^{-3} ²³² Th; (2.7×10^{-3}) ²³⁵ U; 2.3×10^{-2} Unat; 2.3×10^{-2} (6.6×10^{-2}) ³ H; 7.7×10^3 (1.7×10^{-1}) ¹⁴ C; 8.2×10^2	7.8×10^3				α ; 1.3×10^{-3} (3.8×10^{-2}) βr ; 4.2 (5.9×10^{-1}) ²² Na; 5.0×10^{-3} ²⁴ Na; 2.4 ⁵¹ Cr; 2.7×10^{-1} (1.7×10^{-1}) ⁵⁴ Mn; 3.6×10^{-3} ⁵⁹ Fe; 1.1×10^{-2} ⁵⁷ Co; 2.8×10^{-3} ⁵⁸ Co; 1.5×10^{-4} (1.8×10^{-4}) ⁶⁰ Co; 1.3×10^{-1} (1.0×10^{-1}) ⁶⁵ Zn; 6.6×10^{-2} ⁷⁵ Se; 6.5×10^{-2} ⁸⁹ Sr; 6.3×10^{-3} ⁹⁰ Sr; 8.1×10^{-2} ⁹⁵ Zr; 6.0×10^{-2} ⁹⁵ Nb; 1.3×10^{-1} ¹²⁵ Sb; 7.4×10^{-3} ¹²⁵ I; 6.2×10^{-1} ¹³¹ I; 5.5×10^{-2} (6.5×10^{-4}) ¹³⁴ Cs; 5.5×10^{-4} ¹³⁷ Cs; 2.7×10^{-1} (2.5×10^{-1}) ¹⁴⁰ La; 1.8×10^{-3} ¹⁴¹ Ce; 7.2×10^{-3} ¹⁴⁴ Ce; 4.1×10^{-3} ²³² Th; (2.7×10^{-3}) ²³⁵ U; 2.3×10^{-2} Unat; 2.3×10^{-2} (6.6×10^{-2}) ³ H; 7.7×10^3 (1.7×10^{-1}) ¹⁴ C; 8.2×10^2

注1) 排出放射能: 検出限界濃度以上と未滿の排出放射能を区分して集計してある。検出限界濃度未滿の廃液は検出限界濃度であるとして排出放射能を計算し、()内に示した。

注2) 1日平均最大濃度および3カ月平均最大濃度: 検出限界濃度以上での排出放射能を排水溝流量で除した値。検出限界濃度以上の排出がない場合、検出限界未滿での排出について同様に計算し、()内に示した。

注3) 廃棄物処理場に搬入された所外施設およびRI 研究所からの廃液は除外した。

Table A.1.3-3 気体廃棄物^{*1}の放出管理目標との比較

(東海研究所, 1981年度)

原子炉施設	種類	核種	放出管理目標値(Ci/年)	排出量(Ci/年)	排出量 放出管理目標値
JRR-2	放射性希ガス	⁴¹ Ar	3.5×10^3	6.4×10^2	1.8×10^{-1}
	放射性ガス	³ H	2.6×10^2	1.6×10^1	6.2×10^{-2}
JRR-3	放射性希ガス	⁴¹ Ar	3.5×10^3	6.5×10^2	1.9×10^{-1}
	放射性ガス	³ H	4.4×10^2	3.0×10^1	6.8×10^{-2}
JRR-4	放射性希ガス	⁴¹ Ar	2.6×10^1	2.3×10^{-2}	8.8×10^{-4}
JPDR	放射性希ガス	主に ¹³³ Xe, ^{85m} Kr	3.2×10^4	0 ^{*2}	0
	放射性ヨウ素	¹³¹ I	1.5×10^{-1}	0 ^{*2}	0
NSRR	放射性希ガス	主に ¹³³ Xe, ⁴¹ Ar	1.2×10^3	1.2×10^{-1} ^{*3}	1.0×10^{-4}
	放射性ヨウ素	¹³¹ I	1.3×10^{-1}	0	0

*1 検出限界濃度未満は排出量を0として集計してある。

*2 原子炉停止中

*3 主要核種 ⁴¹ArTable A.1.3-4 液体廃棄物^{*1}の放出管理目標値との比較

(東海研究所, 1981年度)

核種		放出管理目標値 (Ci/年)	排出量 (Ci/年)	排出量 放出管理目標値
³ H, ¹⁴ C 以外の核種	総量	0.5	4.8×10^{-3}	9.6×10^{-3}
	⁶⁰ Co	0.1	2.3×10^{-4}	2.3×10^{-3}
	¹³⁷ Cs	0.1	5.2×10^{-4}	5.2×10^{-3}
³ H		7×10^2	7.7	1.1×10^{-2}

*1 第1, 第2, 第3排水溝の合計

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

A. 1. 4 放射性廃棄物の保管廃棄量

1981年度における保管廃棄量を Table A. 1. 4 - 1 に示す。1980年度に比較して低レベルドラム保管体および中レベル保管体はほぼ同量であったが、高レベル保管体はやや上まわり、大型異形保管体については倍増した。なお、1981年度より第2廃棄物処理棟の稼動に伴って、中レベル処理済保管体等の発生が生じた。

(川野幸夫, 西村允宏)

Table A. 1. 4 - 1 放射性廃棄物の保管廃棄量

処 理 量		保 管 廃 棄 量		備 考	
区 分	量	区 分	量		
液体廃棄物	m ³				
β, γ 低レベル	780.5	低レベルドラム保管体	920 本* (185.6 m ³)	コンクリートブロック 2個含む	
β, γ 中レベル	227.9				
固体廃棄物					
β, γ 低・中レベル可燃	578.67	中レベルドラム保管体	19 本 (3.8 m ³)		
β, γ 低レベル不燃	597.16				
β, γ 中・高レベル不燃	5.13				
		直接廃棄分			
		低レベルドラム保管体	1,047 本 (102.6 m ³)		
		中レベル保管体	100個 (15.2 m ³)		
		高レベル保管体	94個 (6.08 m ³)		
		大型異形保管体	61個 (197.5 m ³)		

* 低レベルドラム保管体合計 1967 本

A. 1. 5 環境における放射性希ガスおよび液体廃棄物による被曝線量

原子炉施設保安規定に基づき、東海研究所の周辺監視区域外における放射性希ガスおよび液体廃棄物による全身被曝線量を算出した。

放射性希ガスに起因する全身被曝線量は、放出管理目標値が定められている JRR-2, JRR-3, JRR-4, JPDR および NSRR の各原子炉施設について算出した。その結果、被曝線量が最大となった地点は JRR-2 の南西方向の周辺監視区域境界であり、その値は 2.8×10^{-1} mrem であった。原子炉施設ごとの被曝線量を Table A. 1. 5 - 1 に示す。

液体廃棄物に起因する全身被曝線量は、東海研究所全施設から排出された ³H, ⁶⁰Co, ¹³⁷Cs について算出した。その結果は 3.0×10^{-4} mrem であった。核種別の被曝線量を Table A. 1. 5 - 2 に示す。

放射性希ガスおよび液体廃棄物による被曝線量の合計は 2.8×10^{-1} mrem であり、原子炉施設保安規定に定められている年間の線量目標値 5 mrem の約 5.6% であった。

(大久保 勝一)

Table A. 1.5 - 1 希ガスからの年間全身被曝線量

(東海研究所, 1981年度)

原子炉施設	年間放出量* (Ci)	JRR-2 南西の周辺監視区域境界 の全身被曝線量 (mrem)
JRR-2	6.4×10^2	1.3×10^{-1}
JRR-3	6.5×10^2	1.5×10^{-1}
JRR-4	2.3×10^{-2}	$< 1 \times 10^{-3}$
JPDR	0	0
NSRR	1.2×10^{-1}	$< 1 \times 10^{-3}$
合計		2.8×10^{-1}

* 検出限界濃度未満は放出量を0とした。

Table A. 1.5 - 2 液体廃棄物からの年間全身被曝線量

(東海研究所, 1981年度)

核種	年間放出量* (Ci)	全身被曝線量 (mrem)
^3H	7.7	2.0×10^{-4}
^{60}Co	1.3×10^{-4}	3.0×10^{-5}
^{137}Cs	2.7×10^{-4}	7.2×10^{-5}
合計		3.0×10^{-4}

* 検出限界濃度未満は放出量を0とした。

A. 1.6 放射性汚染および被曝 (事故等)

1981年度は事故等による放射性汚染および被曝はなかった。

(大久保 勝一)

A. 1.7 放射性同位元素保有状況

放射性同位元素の保有状況調査は、使用許可を要するものについては、東海研究所放射線障害予防規定第48条に基づき、1981年6月および12月の2回実施した。Table A.1.7-1に1981年12月末現在における建家別放射性同位元素保有状況を示す。

また、使用許可不要の密封100 μCi 以下のものについても、保健物理部の通達に基づき1982年3月に保有状況の調査を実施した。その結果について、建家別の保有状況をTable A.1.7-2に示す。

(大久保 勝一)

Table A.1.7-1 建家別放射性同位元素保有状況 (1981年12月31日現在)

建家名	密封線源			使用中の非密封線源			貯蔵中の非密封線源			合計(Ci)	
	RI量(Ci)	主要核種名	核種数	RI量(Ci)	主要核種名	核種数	RI量(Ci)	主要核種名	核種数		
	第1研究棟	1.9×10^{-1}	^3H , ^{57}Co , ^{152}Eu , ^{85}Kr	4	1.4	^3H , ^{14}C , ^{137}Cs	22	3.4	^3H , ^{14}C , ^{85}Kr , ^{147}Pm		26
第2研究棟	5.7	Am-Be, Am-Li, ^{137}Cs	9	0			0				5.7
第3研究棟	4.7×10^{-2}	^{241}Am , ^{60}Co , ^{63}Ni	7	1.6×10^{-2}	^3H , ^{60}Co , ^{90}Sr	18	3.1	^3H , ^{60}Co , ^{137}Cs	38		3.2
核物理特研	4.9	Am-Be, Ra-Be, ^{137}Cs	5	0			0				4.9
ホットラボ	6.3×10^1	^{60}Co , ^3H	2	0			3.8×10^{-2}	照射黒鉛, ^{137}Cs , ^{147}Pm	5		6.3×10^1
冶金特研	0			1.3×10^{-3}	^{60}Co , FP	2	2.8×10^{-2}	^{137}Cs , ^{90}Sr , ^{137}Cs	5		2.9×10^{-2}
セラミック特研	0			9.3×10^{-2}	^3H	1	4.7	^3H	1		4.8
J F T - 2	9.9×10^{-3}	^{241}Am , ^{57}Co	2	0			0				9.9×10^{-3}
コバルト照射室	1.9×10^4	^{60}Co	1	0			0				1.9×10^4
リニアック	5.0×10^{-3}	Ra-Be	1	0			1.3×10^{-3}	^{60}Co , ^{152}Eu , ^{137}Cs	6		6.2×10^{-3}
S H E	1.4×10^1	^3H , Am-Be, Ra-Be	3	0			0				1.4×10^1
J R R - 1	0			9.6×10^{-6}	^{137}Cs	1	1.3×10^{-3}	^{185}W	1		1.3×10^{-3}
J R R - 2	1.1×10^{-1}	Ra-Be, Am-Be, ^{252}Cf	3	0			0				1.1×10^{-1}
J R R - 3	9.8×10^{-3}	Am-Be	1	0			0				9.8×10^{-3}
J R R - 4	8.1	^{60}Co , ^{137}Cs , Am-Be	3	0			0				8.1
材料試験室	6.0×10^{-2}	^3H	1	0			0				6.2×10^{-2}
高温ガスループ	1.1×10^{-1}	^3H	1	0			0				1.1×10^{-1}
化工特研	7.1×10^1	^{137}Cs	1	0			0				7.1×10^1
モックアップ建家	1.5	Am-Be	1	0			0				1.5
R I 製造棟	3.9×10^1	^{60}Co , ^{137}Cs , ^{170}Tm , ^{226}Ra	4	8.4×10^1	^3H , FP, ^{152}Eu	12	1.9×10^2	^3H , ^{32}P , ^{51}Cr	22		3.2×10^2
P u 研究1棟	1.2×10^{-2}	^{241}Am , ^{57}Co , ^{210}Po	3	5.1×10^{-1}	^{241}Am , ^{244}Cm , ^{237}Np	8	6.7	^{241}Am , ^{231}Pa , ^{210}Pb	6		7.2

(東海研究所, 1981年度)

Table A. 1.7 - 1 (続き)

建 家 名	密 封 線 源			使 用 中 の 非 密 封 線 源			貯 蔵 中 の 非 密 封 線 源			合 計 (Ci)
	RI量 (Ci)	核 種 数	主 要 核 種 名	RI量 (Ci)	核 種 数	主 要 核 種 名	RI量 (Ci)	核 種 数	主 要 核 種 名	
再 処 理 特 研	0			1.1×10^{-1}	9	FP, ^3H , ^{241}Am	4.6×10^{-1}	9	^{244}Cm , FP, ^3H	5.6×10^{-1}
フ ッ 素 特 研	0			0			2.9×10^{-5}	2	^{90}Sr , ^{106}Ru	2.9×10^{-5}
廃 棄 物 処 理 処 分 開 発 棟	0			0			7.6×10^{-2}	4	^{137}Cs , ^{60}Co , ^{134}Cs , ^{144}Ce	7.6×10^{-2}
廃 棄 物 処 理 場	0			3.6×10^{-5}	1	^{75}Se	4.6×10^{-1}	7	^3H , ^{137}Cs , ^{60}Co	4.6×10^{-1}
汚 染 除 去 場	0			0			1.0×10^{-3}	2	^{241}Am , ^{60}Co	1.0×10^{-3}
タンダム加速器棟	2.0×10^{-2}		Am-Be, ^{192}Ir	5.5×10^{-4}	2	^{252}Cf , $^{166\text{m}}\text{Ho}$	0			2.0×10^{-2}
燃 料 試 験 施 設	8.1×10^{-2}		^{60}Co , Am-Be	0	2		0			8.1×10^{-2}
放 射 線 標 準 施 設 棟	1.4×10^{-2}		^{60}Co , ^{137}Cs , Am-Be	2.7×10^{-5}	8	^{109}Cd , ^{203}Hg	0			1.4×10^{-2}
F N S	1.5×10^{-2}		^{241}Am , ^{252}Cf	0	2		5.4×10^{-3}	1	^3H	5.4×10^{-3}
モ デ ル 格 納 容 器	5.4×10^{-1}		^{241}Am , ^{55}Fe , ^{63}Ni	0	3		2.0×10^{-1}	2	^{85}Kr , ^{131}I	7.4×10^{-1}
J P D R	3.1×10^{-2}		Sb-Be, ^{63}Ni	0	2		0			3.1×10^{-2}
N S R R	3.0		Am-Be	0	1		0			3.0
F C A	5.9×10^1		^3H , Am-Be, Ra-Be	0	5		3.6×10^{-6}	1	^{243}Am	5.9×10^1
T C A	4.9		^3H , Ra-Be, ^{252}Cf	0	3		0			4.9
大 型 再 冠 水 実 験 棟	3.0×10^1		^{241}Am , ^{109}Cd , ^{153}Gd	0	3		0			3.0×10^1
配 管 信 頼 性 実 証 試 験	9.7		^{137}Cs	0	1		0			9.7
高 温 工 学 特 研	6.0×10^{-2}		^3H	0	1		0			6.0×10^{-2}
合 計	2.0×10^4			8.6×10^1	26		5.6×10^3	37		2.6×10^4

Table A. 1.7 - 2 密封 100 μ Ci 以下の放射性同位元素保有状況
(1982年3月31日現在)

(東海研究所, 1981年度)

建 家 名	個数	核 種		R I 量 (Ci)
		核種数	主 要 核 種 名	
第 1 研 究 棟	153	27	^{137}Cs , ^{152}Eu , ^{60}Co , ^{241}Am , ^{22}Na	5.0×10^{-4}
第 2 研 究 棟	717	43	^{137}Cs , ^{241}Am , ^{60}Co , ^{90}Sr , ^{54}Mn	1.2×10^{-3}
第 3 研 究 棟	275	31	^{137}Cs , ^{241}Am , ^{60}Co , ^{22}Na , ^{57}Co	1.2×10^{-3}
第 4 研 究 棟	3	3	Cs-Ba, ^{137}Cs , ^{90}Sr	1.1×10^{-5}
核 物 理 特 研	27	12	^{241}Am , ^{22}Na , ^{60}Co , ^{137}Cs , ^{133}Ba ,	1.1×10^{-4}
ホ ッ ト ラ ボ	50	13	^{137}Cs , ^{60}Co , ^{54}Mn , ^{22}Na , ^{88}Y	1.6×10^{-4}
原 子 炉 特 研	50	12	^{14}C , ^3H , ^{60}Co , ^{241}Am , ^{57}Co	1.1×10^{-4}
冶 金 特 研	8	8	^{241}Am , ^{133}Ba , ^{57}Co , ^{60}Co , ^{137}Cs	6.6×10^{-5}
セラミック特研	1	1	^{60}Co	1.8×10^{-7}
J F T - 2	9	9	^{88}Y , ^{241}Am , ^{133}Ba , ^{57}Co , ^{60}Co	8.9×10^{-5}
コバルト照射室	1	1	^{60}Co	4.9×10^{-7}
リニアック	8	3	^{60}Co , ^{137}Cs , ^{22}Na	2.4×10^{-5}
S H E	10	9	^{137}Cs , ^{88}Y , ^{241}Am , ^{57}Co , ^{60}Co	3.7×10^{-5}
J R R - 1	30	10	^{88}Y , ^{57}Co , ^{60}Co , ^{137}Cs , ^{54}Mn	6.3×10^{-5}
J R R - 2	47	20	^{60}Co , ^{137}Cs , ^{54}Mn , ^{24}Na , ^{88}Y	5.9×10^{-5}
J R R - 3	27	15	^{60}Co , ^{137}Cs , ^{133}Ba , ^{57}Co , ^{54}Mn	4.2×10^{-5}
J R R - 4	25	10	^{60}Co , ^{137}Cs , ^{57}Co , ^{22}Na , ^{14}C	1.6×10^{-4}
R・I 製造棟	28	8	^{137}Cs , ^{241}Am , ^{60}Co , ^{226}Ra , ^{22}Na	4.0×10^{-5}
Pu 研究 1 棟	21	12	^{137}Cs , ^{22}Na , ^{241}Am , ^{133}Ba , ^{57}Co	8.2×10^{-4}
再処理特研	28	12	^{241}Am , ^{57}Co , ^{60}Co , ^{137}Cs , ^{22}Na	1.0×10^{-4}
再処理試験室	1	1	^{210}Pb	4.8×10^{-7}
廃棄物処理処分開発棟	10	10	^{88}Y , ^{241}Am , ^{133}Ba , ^{252}Cf , ^{57}Co	1.0×10^{-5}
廃棄物処理場	8	8	^{88}Y , ^{241}Am , ^{133}Ba , ^{57}Co , ^{60}Co	4.2×10^{-6}
汚染除去場	5	5	^{14}C , ^{133}Ba , ^{210}Bi , ^{60}Co , ^{210}Pb	9.0×10^{-7}
タンデム加速器棟	11	8	^{60}Co , ^{137}Cs , ^{22}Na , ^{88}Y , ^{241}Am	6.6×10^{-5}
燃料試験施設	70	14	^{90}Sr , ^{241}Am , ^{88}Y , ^{57}Co , ^{60}Co	1.8×10^{-3}
放射線標準施設棟	91	23	^{137}Cs , ^3H , ^{226}Ra , ^{90}Sr , ^{60}Co	1.8×10^{-3}
F N S	30	19	^3H , ^{241}Am , ^{137}Cs , ^{57}Co , ^{54}Mn	7.5×10^{-5}
モデル格納容器	9	9	^{88}Y , ^{241}Am , ^{133}Ba , ^{57}Co , ^{60}Co	4.2×10^{-6}
J P D R	27	10	^{54}Mn , ^{137}Cs , ^{22}Na , ^{203}Hg , ^{226}Ra	3.8×10^{-5}
N S R R	10	9	^{137}Cs , ^{88}Y , ^{241}Am , ^{57}Co , ^{60}Co	4.2×10^{-5}
W A S T E F	23	14	^{137}Cs , ^{241}Am , ^{60}Co , ^{90}Sr , ^{133}Ba	2.5×10^{-4}
第 2 廃棄物処理棟	25	12	^{90}Sr , ^{226}Ra , ^{241}Am , ^{88}Y , ^{57}Co	4.7×10^{-5}
体内 R I 分析室	77	13	^{14}C , ^3H , ^{241}Am , ^{90}Sr , ^{88}Y	8.1×10^{-6}
T C A	30	15	^{60}Co , ^{137}Cs , ^{241}Am , ^{57}Co , ^{54}Mn	9.9×10^{-5}
F C A	51	25	^{60}Co , ^{137}Cs , ^{54}Mn , ^{241}Am , ^{57}Co	1.7×10^{-4}
計	1996	56		9.2×10^{-3}

1 A. 2 個人被曝線量の管理

A. 2.1 概要

個人外部被曝管理については、原研全事業所の従事者、随時立入者（これらを以下では「従事者等」という。）について年間延 11,353 人、一時立入者について年間延 1,112 人の被曝線量測定と記録の処理および報告などを実施した。これらの全身被曝（外部被曝と内部被曝の合算）および局部被曝のいずれも管理基準を超える被曝はなかった。原研全事業所の従事者等の集団被曝線量、年間平均被曝線量および年間最大被曝線量は、それぞれ 40.5 人・レム、11 mrem および 530 mrem であった。また、東海研究所の従事者等の同線量は、それぞれ 32.9 人・レム、11 mrem および 530 mrem であった。

被曝線量登録管理制度による放射線従事者中央登録センターに対する各種登録は、原研全事業所の従事者等について年間延 8,068 件の登録申請を行った。また、原研の放射線管理手帳発効に備えて、職員等 1,630 人の写真撮影などを実施した。

（沼宮内 弼雄）

内部被曝管理については 1980 年度とはほぼ同様に実施した。年度当初、全課室について個人ごとに非密封放射性物質の取扱い状況の調査を行い、体内汚染の危険性の大小等を考慮して定期検査被検者および検査種類を決定した。選定された定期検査被検者数は、バイオアッセイでは全 α 放射能は 41 名、全 β 放射能は 12 名、トリチウムは 59 名、天然ウランは 22 名、体外計測では全身計測は 108 名、胸部計測は 23 名である。全身カウンタによる定期検査被検者のうち大洗研究所における作業員 37 名に対しては、大洗研究所の放射線管理課が検査を実施した。年間の検査回数は、胸部計測が 1 回、全 α 放射能尿分析が 2 回のはかにはすべて毎四半期に 1 回であった。定期検査の結果、臨時検査を必要とした例は 1 件 1 名であった。

定期・臨時の両検査の測定値について有意な汚染を判定するために必要なバックグラウンド検査を 1980 年に引き続き行った。

臨時検査は大洗研究所で行われたものを含め 18 件 73 名について実施した。このうち、7 件 52 名は入退域検査として行われたものである。臨時検査の結果、体内汚染のあったものは 6 名（ ^3H 4 名、 ^{131}I 2 名）であった。その中で最大の線量を受けたものは ^{131}I による甲状腺の 73 mrem（50 年線量）であった。

（赤石 準）

A. 2.2 外部被曝線量の管理

(1) 全事業所の統計

全事業所における全身被曝線量の管理対象者数は、従事者等については 3,830 人（年間延人数 11,353 人）で、前年度比約 5% の増であった。従事者等に対するフィルムバッジおよびリングバッジの四半期ごとの貸出数を、対象者別に Table A. 2.2 - 1 に示す。従事者等の四半期ごとおよび年間の全身被曝線量の分布と、それぞれの平均、最大および集団被曝線量を Table A. 2.2

- 2 に示す。集団被曝線量の内訳は、職員等が 15.42 人・レム (1,781 名)、外来業者等が 25.03 人・レム (2,049 名) であった。従事者等の年間平均全身被曝線量は 11 mrem (1980 年度 13 mrem)、年間最大全身被曝線量は FCA 作業における 530 mrem (1980 年度は FCA 作業で 980 mrem) であった。

各事業所別従事者等の年間全身被曝線量分布、年間平均および最大の全身被曝線量を Table A. 2. 2 - 3 に示す。

また、従事者等の手先被曝については、年間平均および年間最大被曝線量は、それぞれ 254 mrem および 3,380 mrem であった。

(2) 東海研究所の統計

東海研究所の従事者等の全身被曝線量を四半期ごとと年間に分け、それぞれの平均と最大被曝線量および集団被曝線量を Table A. 2. 2 - 4 に示す。従事者等の年間平均全身被曝線量は 4 mrem (1980 年度 14 mrem) で、年間最大全身被曝線量は FCA 作業における 530 mrem (1980 年度は FCA 作業で 980 mrem) であった。従事者等の集団被曝線量は、32.9 人・レムであった。職員等、外来研究員等、請負業者および研修生についての集団被曝線量は、それぞれ 13.7 人・レム、3.1 人・レム、16.6 人・レムおよび 0.04 人・レムであった。

(田村 勝裕)

Table A. 2. 2 - 1 従事者等のフィルムバッジおよびリングバッジの貸出数

(全事業所, 1981 年度)

対象者 測定器	職員等 (人)	外来研究員等 (人)	請負業者 (人)	研修生 (人)	合計 (人)	管理期間
フィルムバッジ	1,716	251	772	77	2,816	第1四半期
	1,697	285	897	92	2,971	第2四半期
	1,666	286	682	43	2,677	第3四半期
	1,678	325	801	85	2,889	第4四半期
リングバッジ	15	0	23	0	38	第1四半期
	41	5	4	0	50	第2四半期
	34	4	22	0	60	第3四半期
	51	1	19	0	71	第4四半期

Table A. 2.2 - 2 従事者等の全身被曝線量

(全事業所, 1981年度)

管理期間	従事者等の 人数	全身被曝線量分布 (人数)						平均被曝 線量 (mrem)	最大被曝 線量 (mrem)	集団被曝線量 (person・mrem)
		検出限界* 線量未満		20mrem以上	100mrem以上	300mrem以上	1000 mrem以上			
		2,626	2,813	160	30	0	0			
第1四半期	2,816	2,626	2,813	160	30	0	0	4	280	11,020
第2四半期	2,971	2,447	2,813	145	13	0	0	3	190	7,760
第3四半期	2,677	2,666	2,447	219	11	0	0	4	220	10,450
第4四半期	2,889	3,325	2,666	203	20	0	0	4	250	11,220
年間	3,830	3,325	3,325	366	127	12	0	11	530	40,450

* 検出限界線量: 20 mrem

Table A. 2.2 - 3 従事者等の事業所別年間全身被曝線量

(全事業所, 1981年度)

事業所名	従事者等の 人数	全身被曝線量分布 (人数)						平均被曝 ^{*2} 線量 (mrem)	最大被曝 線量 (mrem)	集団被曝線量 (person・mrem)
		検出限界* ¹ 線量未満		20mrem以上	100mrem以上	300mrem以上	1000 mrem以上			
		2,496	162	290	102	11	0			
東海研究所	2,899	2,496	162	290	102	11	0	11 (14)	530	32,870
高崎研究所	162	162	0	0	0	0	0	0 (0)	-	0
大阪研究所	21	21	0	0	0	0	0	0 (0)	-	0
RI 研修所	84	83	1	0	0	0	0	0 (0)	30	30
大洗研究所	664	563	75	25	1	0	0	11 (16)	380	7,550
全事業所	3,830	3,325	366	127	12	0	0	11 (13)	530	40,450

*1 検出限界線量: 20 mrem

*2 カッコ内の数値は1980年度の値である。

Table A. 2.2 - 4 従事者等の四半期別年間全身被曝線量分布

(東海研究所, 1981年度)

管理期間	従事者等の 人数	全身被曝線量分布 (人数)						平均被曝 線量 (mrem)	最大被曝 線量 (mrem)	集団被曝線量 (person·mrem)
		検出限界* 線量未満	20 mrem以上 100 mrem未満	100 mrem以上 300 mrem未満	300 mrem以上 1000 mrem未満	1000 mrem 以上				
第1四半期	2,062	1,913	120	29	0	0	5	280	9,540	
第2四半期	2,186	2,087	88	11	0	0	2	190	5,190	
第3四半期	1,994	1,794	190	10	0	0	5	220	9,000	
第4四半期	2,231	2,040	175	16	0	0	4	250	9,520	
年間	2,899	2,496	290	102	11	0	4	530	32,870	

* 検出限界線量: 20 mrem

A.2.3 内部被曝線量の管理

(1) 被検者の選定

1981年度の定期検査被検者を選定するため、年度当初に非密封放射性物質の取扱状況について調査を行った。調査項目は1980年度と同様であって、 α 、 β 、 γ の各放射性核種およびウランに大別し、取扱核種、取扱量、作業方法、使用する設備・防護具、作業建屋などである。

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

この結果、各検査種目に対する被検者数は、Table A. 2.3-1 に示すごとく1980年度とほぼ同数であった。

(服部 隆充)

(2) 定期検査

1981年度の定期検査は、バイオアッセイと体外計測により実施した。胸部計測は年1回、全 α 放射能尿検査は年2回、その他は年4回実施した。大洗研究所の定期検査のうち、体外計測については、大洗研究所で実施された。検査結果をTable A. 2.3-2 に示す。各検査の受検状況は良好で、受検率は99%であった。検査の結果、バックグラウンドの変動範囲を超えた被検者が、全身計測で2名、トリチウム検査で1名あった。このうち、全身計測の2名について再検査を行ったが、有意な汚染は見出されなかった。トリチウム検査の1名については、調査の結果、再検査を行わないで臨時検査にまわした。

(福田 洋, 水下 誠一)

(3) 臨時検査

臨時検査は、18件、73名について実施した。このうち、7件52名は、入退域検査として大洗研究所で行われたものである。Table A. 2.3-3 に結果を示す。これらの臨時検査で検出された核種は、トリチウムが3件、 ^{131}I が2件であった。最大被曝線量は ^{131}I によるもので、73 mrem (50年線量)であった。

(福田 洋, 水下 誠一)

(4) バックグラウンド調査

定期、臨時の両検査の測定値について、有意な汚染の有無を判定するために必要なバックグラウンドデータの調査を、1980年に引き続き実施した。対象者は、非密封の放射性物質を取扱ったことのない職員、あるいは、過去数年間に取扱っていない職員から選定した。1981年度は、22名について延べ379例(全 α 放射能42, 全 β 放射能85, トリチウム85, 天然ウラン85, 全身計測62, 胸部計測20)の測定値が得られた。

(福田 洋, 水下 誠一)

Table A. 2.3-1 1981年度定期検査被検者選定数

検査種目		東海研究所	大洗研究所	計
バイオアッセイ	全 α 放射能尿検査	16	25	41
	全 β 放射能尿検査	12	0	12
	トリチウム尿検査	59	0	59
	天然ウラン尿検査	18	4	22
体外計測	全身計測	71	37	108
	胸部計測	7	16	23
計		183	82	265

Table A. 2.3-2 定期検査結果

(全事業所, 1981年度)

検査方法	検査種目	受検者数	受検率(%)	再検査者数	臨時検査が必要とされた者
バイオアッセイ (尿検査)	全 α 放射能	80	99	0	0
	全 β 放射能	47	98	0	0
	トリチウム	228	97	0	1
	天然ウラン	88	100	0	0
体外計測	全身計測	424*	99	2	0
	胸部計測	22	100	0	0
計		889	99	2	1

* 大洗研究所で実施したもの143を含む

Table A. 2.3-3 臨時検査一覧

(全事業所, 1981年度)

No	発生月日	検査核種	被検者数	検査*1 方法	測定数または 試料数	体内汚染 検出者	最大被曝線量 (mrem/50年)
1	1981. 5. 11	^3H	1	E	2	1	10 (体組織)
2	5. 25	^{137}Cs	1	I	1	0	
3	5. 18	^{60}Co	6	I	12	0	*2
4	6. 24	^{60}Co	7	I	14	0	*2
5	9. 4	^{131}I	1	I	1	1	21 (甲状腺)
6	7. 13	^{60}Co	14	I	28	0	*2
7	7. 21	^{60}Co	6	I	12	0	*2
8	8. 19	^{131}I	1	I	1	1	73 (甲状腺)
9	10. 26	^{65}Zn	1	I	1	0	
10	11. 17	^{60}Co	2	I	4	0	
11	8. 27	^3H	2	E	2	1	11 (体組織)
12	11. 25	^{60}Co	1	I	1	0	
13	11. 20	^{60}Co	5	I	5	0	
14	12. 16	^{60}Co	8	I	16	0	*2
15	12. 22	^3H	5	E	24	2	49 (体組織)
16	1982. 2. 10	^{60}Co	3	I	6	0	*2
17	3. 18	^{137}Cs	1	I	1	0	
18	2. 13	^{60}Co	8	I	16	0	*2
計			73		147	6	

*1 E: バイオアッセイ, I: 体外計測

*2 外部業者等の入退域に係る全身計測で大洗研究所が実施した。

A.2.4 個人被曝線量の登録

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

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

所内登録業務は、全事業所の従事者等の全身および局部被曝データについて年間延件数11,572件と、一時立入者の全身被曝データについて年間延件数 1,112 件を電子計算機処理し、記録を保管するとともに通知した。

(河合 勝雄)

Table A.2.4-1 中央登録申請データ件数

(全事業所, 1981年度)

管理期間	第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期	年間
事前登録	93	45	25	34	(197)
指定登録	481	559	370	508	(1,918)
指定解除登録	513	564	367	529	(1,973)
定期線量登録	—	—	—	—	3,969
個人識別変更登録	5	3	3	0	(11)

カッコ内の数値は各四半期の合計である。

1 A.3 施設の放射線管理

A.3.1 概要

原子炉施設，RI 取扱施設など各種施設について放射線管理を実施した。平常の放射線管理業務の強化に関連して，老朽化した放射線管理機器の更新および整備を進めるとともに，年次計画による放射線管理モニタの集中監視システムの導入および放射線管理試料計測の集中化を推進した。

放射線管理モニタの集中監視システムは，1981年度から JRR-2，JRR-3等の研究炉を中心に年次的に整備を進めているものであり，放射線管理用モニタを集中監視するとともに施設運転の情報と有機的に結合して，放射線管理の効率化をはかろうとするものである。1981年度は JRR-2，JRR-3 について仕様を検討し，発注した。

1981年度に行われた作業に伴う放射線管理のうち主要なものは次の作業に関するものである。

- (1) 第1研究棟から第4研究棟への移転作業
- (2) ホットラボにおけるケーブル・リファビッシング作業および排気浄化装置更新作業
- (3) JRR-2における円筒型燃料棒の異常原因の調査作業
- (4) JRR-3における低温化学照射装置撤去作業および反射体炭酸ガス系ベローズ補修作業
- (5) 燃料試験施設セル除染作業およびプール水中照明器具交換作業
- (6) 再処理特研におけるプルトニウムで汚染したフードの除染作業
- (7) 第1廃棄物処理棟におけるセラミックフィルタの交換作業
- (8) FCAにおける炉心解体作業およびFNSにおける加速器運転試験

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

このほか，トリチウムプロセス研究棟，JT-60実験棟（那珂町），環境シミュレーション試験施設の建設あるいは建設立案に当たっては，放射線管理方式の検討，放射線管理設備の仕様検討を行った。廃棄物安全性試験施設およびJRR-3使用済燃料貯蔵施設では放射線管理設備の整備を行い，監督官庁の使用前検査の受検，施設側の許可申請への協力等を行った。

また，JPDR解体に係る放射線管理技術の開発計画，JRR-3改造計画への参画，原子力施設のデコミッショニングに関する委員会等に参加し積極的に活動した。

（岸田 昌美，松井 浩）

A.3.2 第4研究棟の放射線モニタリングシステム

(1) 研究棟の概要

第4研究棟は，第1研究棟が老朽化したためそれにかわるものとして新設されたもので鉄筋コンクリート造り，地上4階建ての建物である。事務室および放射線管理室以外はすべてホットエリアでその延床面積は約3,300 m²である。実験室は，16.8 m（幅）×6.6 m（奥行）の大きさを1ユニットとしているが，実験室としての機能はハーフユニットごとに備えている。ハーフ

ユニットの3分の1を間仕切して実験準備室および測定室として使用できる。排水系はホット、コールドおよび一般排水の3つに区分けされている。ホット系はDPタンクに、コールド系はコールド排水槽に貯留され放射能濃度を測定した後処理される。一般排水系は機器の冷却水専用であり直接一般排水溝に排出される。

各階はおおむね使用目的または使用核種ごとに区分けされている。1階は汚染検査室、RI貯蔵室および核燃貯蔵室などの共通エリアの他に、 α r セル室および β r セル室があり、ここではプルトニウム0.8g、FP10 Ciを取扱う。2階ではトリチウム、ウラン燃料および炉材料等を、3階では原子炉および加速器に関連する核種等を、4階ではトリチウム、炭素-14、ヨウ素などの揮発性の核種を取扱う。

(2) 放射線モニタリング方法

第4研究棟における放射線モニタリングは空気汚染および表面汚染の管理に重点をおいている。Fig. A.3.2-1に放射線管理用モニタの系統図を示す。

作業室内の空气中放射性物質濃度のモニタリングは移動型ダストモニタおよび各実験室に設けられているサンプリング配管により行う。移動型ダストモニタは目的に応じて、 α 線用(検出器; SSD)、ヨウ素用(検出器; GM管およびNaI(Tl))および β (r)線用(検出器; GM管)の3台がある。トリチウムの空气中濃度は r 線補償型の移動型トリチウムモニタによりモニタリングを行う。これらの移動型モニタのレコーダ出力およびアラーム出力はコネクタボックスに接続して中央監視盤でもモニタリングすることができる。コネクタボックスは各実験室ごとに1カ所設けられており、全部で7系統にまとめられている。中央監視盤の押しボタンスイッチを操作することにより任意のチャンネルをレコーダに記録することができる。

作業室内の放射線量率は、大量の放射性物質が取り扱われる α r セル室、 β r セル室、RI貯蔵室および核燃貯蔵室に簡易型の r 線エリアモニタを設置してモニタリングしている。その他の実験室でも必要に応じて設置することができるよう予備のエリアモニタを備えている。

表面汚染の管理は、1階の汚染検査室に設置された β (r)線用のハンドフットモニタ、あるいは α (r)セル用前室の α 線用ハンドフットモニタを用いて行う。また、2階、3階および4階のエレベータ前にはアラーム付汚染検査計を配置している。これらの表面汚染管理用モニタのアラーム出力は、中央監視盤のグラフィックパネルに表示される。さらに異常発生時にすみやかに状況を把握し対応できるように、現場直結の専用インターフォンが設けられている。

排出空気は、粒子状のもの(HE-40T)と揮発性のもの(CP-20)とに分けてモニタリングをする。また、 α 線放出核種、 ^{131}I 、 ^{14}C 等の排出放射性物質濃度を効率よく検出するために、スタックに合流する前の各排気系から直接サンプリングし、モニタリングすることができる。トリチウムについては、30ℓの通気型電離箱で常時モニタリングをする他に、酸化銅カラムを通してHTおよびHTOの分別サンプリングを行うことができる。

ホットおよびコールド廃液は、サンプリング法により濃度の測定を行うが、コールド廃液が貯留されるピットには、2" ϕ \times 2"のNaI(Tl)シンチレーション検出器を浸して異常の有無をモニタリングしている。

中央監視盤には、第4研究棟のモニタだけでなく、第3研究棟および放射線標準施設棟のスタックダストモニタの測定部および記録計が組み込まれており、研究棟地区の集中監視をしている。

(箕輪 雄資)

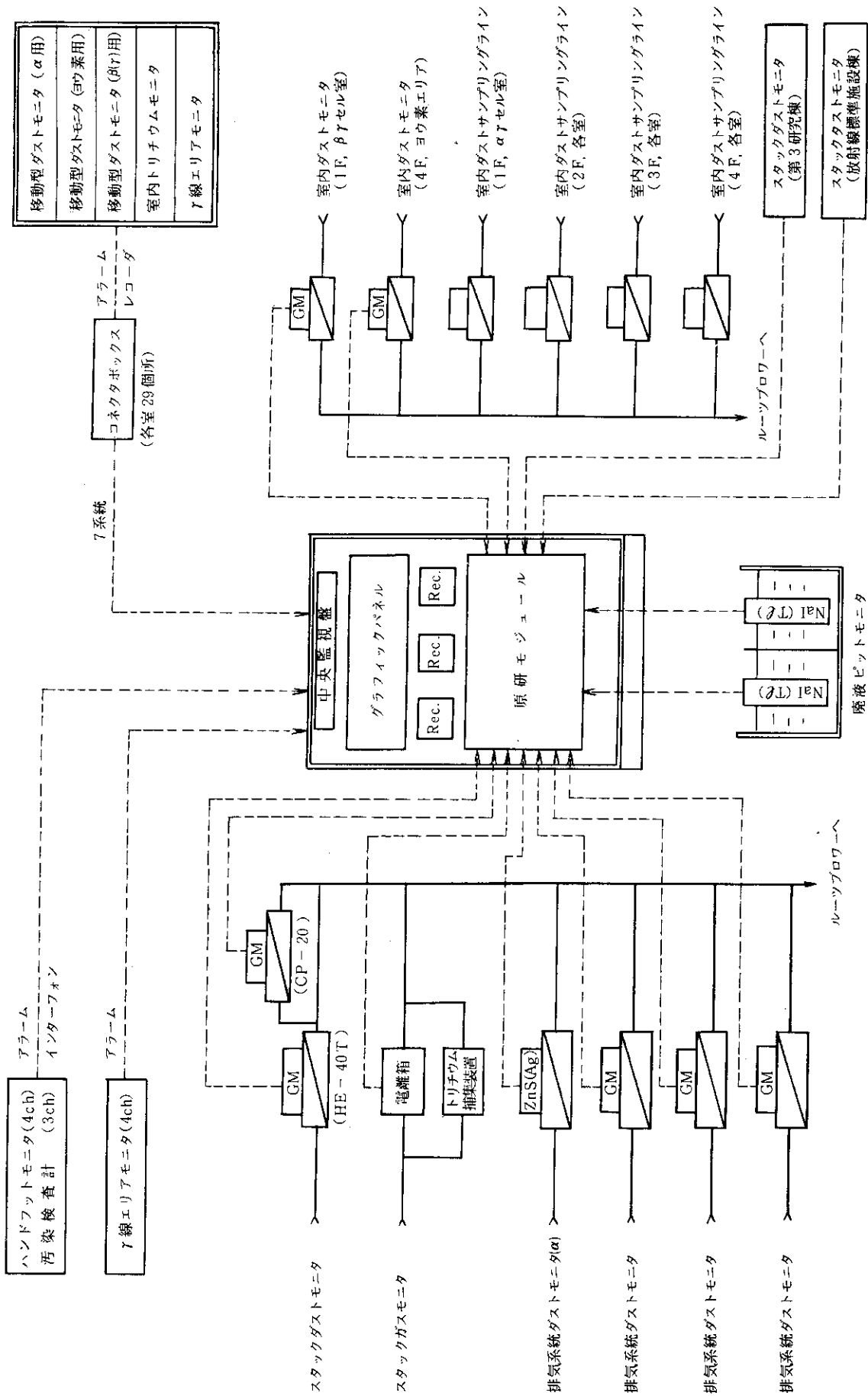


Fig. A.3.2-1 第4研究棟放射線管理用モニタ設備

A. 3.3 第1研究棟から第4研究棟への移転作業時の放射線管理

第1研究棟（以下1棟という）は、全般的な老朽化が進み、放射性物質取扱施設としての機能維持が困難となってきた。このため1棟のホット実験室に代る施設として第4研究棟（以下4棟という）が新設され、1棟内の機器・内装設備のうち使用可能なものは4棟に移転、使用不可能なものは撤去、廃棄し、建物の除染および改修を行った後、コールド実験室や居室等として使用することになった。

実験機器等の移転作業時に行った放射線管理の方法等について以下に述べる。

移転作業は、4棟の各階別に運搬を4回に分け、各階への運搬は、2日間で行うよう計画された。この移転作業は、多課室にまたがり、かつ大量の搬出物品を伴うため、放射線管理においては、汚染検査作業を効率的に行うことに重点をおいた。

搬出物品の管理のために、全ての部品を目的別に区分けし、それぞれの物品には、次の専用のタグを添付することとした。タグは、目的別用として、a) 4棟移転、b) コールド廃棄、c) ホット廃棄の3種類に区別し、その区別を明確にするためタグの色を変えた。そのほかに、汚染検査記録用のタグを作成した。全ての物品には目的別用と汚染検査用の2枚のタグが各機器の管理担当者により添付された。放射線管理担当者による汚染検査の結果は、汚染検査記録用タグに記入するとともにタグを回収し、検査記録として保管している。したがって、汚染検査の終了した物品は、目的区分け用のタグのみになるので、その処理方法を容易に判別することができた。

管理区域から搬出する物品の固着性表面汚染密度の基準は、 $\beta(r)$ 放射性物質に対しては 2×10^3 dpm/100 cm² であるが、本作業時における4棟への移転物品に対しては 2×10^4 dpm/100 cm² とした。これは4棟が、移転時においては非管理区域であるが、移転完了後は管理区域に指定されるため基準を変更したものである。

搬出物品汚染検査のために、4棟移転物品用とコールド搬出物品専用の汚染検査室を準備した。物品の汚染検査は、先ず当該物品の管理者が自主検査を行い、タグをつけて上記の汚染検査室へ搬入し、放射線管理担当者の検査を受けることにした。汚染密度が基準値以下の4棟移転物品は、運送業者により4棟へ移送した。移送物品は約3000個であった。コールド搬出物品も同じような方式で管理した。

これらの作業は1982年1月から3月にかけて実施され、特に問題となる点はなかった。以下に作業時の放射線管理経験で得た知識を要約する。

- ① タグによる物品管理と専用の汚染検査室を設定したことは効果的であった。
- ② コールド搬出物品として相当量の物品が廃棄されたが、このように不用不急品が大量に管理区域内に放置されていたことは、種々の管理上問題である。
- ③ 汚染検査室へは、物品管理担当者による自主検査で汚染のないことを確認した後搬入する体制をとったが、自主検査が不十分なため放射線管理担当者による再検査で、全物品の約10%に汚染が見つかった。
- ④ 今回の汚染検査用サーベイメータとしてはGM型（有効面積20 cm²）とプロポーショナル型（有効面積110 cm²）の2種類を使用した。プロポーショナル型が非常に感度が良く、検査業務を効果的に進めることができた。これは検出器の有効面積が大きいこと、低汚染密度に対する性能が優れていることによるものである。

（松下 紘三）

A. 3.4 ホットラボにおけるケーブル・リファビッシング時の放射線管理

ホットラボのモニタリングケーブル（ダーティ、クリーン、ストレージの3ケーブルに区画されている）では、1965年に運転が開始されて以来、主として原電東海ガス炉用マグノックス核燃料のモニタリングや研究炉用核燃料、鋼材などの照射後試験が行われてきた。今回、JRR-3使用済燃料“乾式保管”のための容器内封入作業を同ケーブルで実施するにあたって、1981年2月から6月まで、ケーブル内を除染し、内装機器類を除染または更新する作業、いわゆるリファビッシングが行われた。

(1) 作業の概要

人の立ち入りによるケーブル内除染に先立って、除染作業者の被曝低減の観点から、遠隔除染が実施され、架台及び床面には鉄板による遮蔽がほどこされた。ケーブル内立ち入り作業は、内装機器及び架台の解体撤去、床および壁などの除染、塗装作業に大別される。除染には洗剤を使ってナイロンタワシで表面をこする方法、振動式あるいは回転式の除染機器を用いる方法および水洗いが併用された。また、これらの方法で除染が困難な場合には表面剥離剤も使用された。

(2) 照射線量率と表面汚染

遠隔除染が終了し解体撤去作業のためケーブル内に立ち入る段階と除染の全工程が終了した段階について、各ケーブル内の照射線量率を比較してみると、ダーティケーブルでは50～500 mR/hが1～50 mR/hに、クリーンケーブルでは5～50 mR/hが0.2～3 mR/hに、ストレージケーブルでは10～80 mR/hが0.1～2 mR/hになり、ほぼ1桁程度低減されている。

遊離性汚染に対する立ち入り除染の効果を示す一例として、ダーティケーブルとクリーンケーブルについての除染前後の表面汚染密度分布をFig. A. 3.4 - 1に載せる。汚染レベルは両ケーブルとも約2桁低下している。

(3) 空气中放射性物質濃度

作業中、ケーブル内やサービスエリアなどについてダストモニタリングを実施した。除染作業時におけるケーブル内の空气中放射性物質濃度（ β , γ ）は、ダーティケーブルで $10^{-10} \sim 10^{-9} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ 、クリーンケーブルで $10^{-12} \sim 10^{-11} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ であった。また、作業者にパーソナルサンプラを装着（防護具の上から）し、作業期間中の平均濃度を測定した。ダーティケーブルでの解体撤去作業時の例では、濃度（ β , γ ）として $1 \times 10^{-9} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ 、 β/α 放射能比として170が得られた。同ケーブルで採取したスミヤ試料の β/α 放射能比もこれとほぼ同程度であった。汚染の主要核種は ^{137}Cs である。

ケーブル内の空气中放射性物質濃度と表面汚染密度の関係から再浮遊係数をダーティおよびクリーンケーブルでの除染作業時を例に算出すると、それぞれ、 $5 \times 10^{-8} \text{cm}^{-1}$ と $1 \times 10^{-6} \text{cm}^{-1}$ が得られた。

(4) 作業者の被曝線量

本作業に係る作業員26名についての被曝線量をTable A. 3.4 - 1に示す。全身に対する被曝線量は、作業前に設定された計画被曝線量の500 mrem（全作業期間）以下であった。集団被曝線量は作業前に作業評価をして見積った推定値とほぼ同程度の値になった。また、局部被曝における β/γ 線量比は手部で0.9、足部で0.6という値が得られている。

(井沢 庄治)

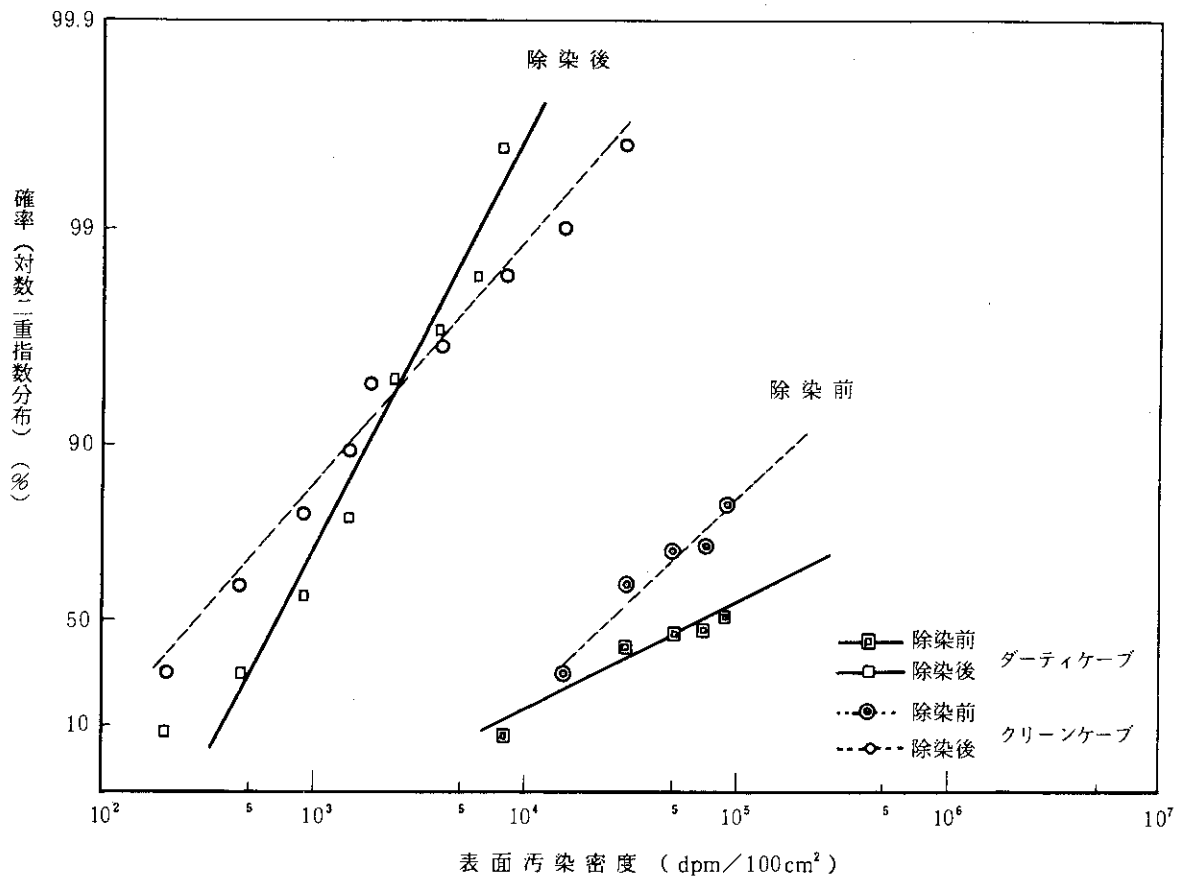


Fig. A. 3.4-1 除染前後のケーブル内の表面汚染密度分布

Table A. 3.4-1 ケーブ・リファビッシング時における作業者の被曝線量
(東海研究所, 1981年度)

測定部位および線種		集団被曝線量 (person · mrem)	最大被曝線量 (mrem)	平均被曝線量 (mrem)
全身 (ポケットドジメータ)	γ	6277	489	241
	β	—	300	186
局部 (リングバッジ)	手	γ	—	370
		β	—	225
	足	γ	—	220
		β	—	138

A. 3.5 ホットラボの排気浄化装置更新作業時の放射線管理

ホットラボ地下排風機室内の排気第1系統フィルタユニットの更新作業が、1981年12月11日から約4カ月間にわたり実施された。この排気第1系統のフィルタユニットは、1964年のホットラボ建家増設にともない、モニタリングケープの排気浄化装置として設置されたものである。以来約16年間の連続運転により老朽化し、今回更新することになった。

排気第1系統のフィルタユニット、およびダクト内部の表面汚染密度は、モニタリングケープ内作業（燃料切断・キャプセル解体など）による高レベル放射性塵埃によって、 1.0×10^5 dpm/100 cm²以上である。主な汚染核種は、¹³⁴Cs、¹³⁷Csなどの核分裂生成物である。

更新作業内容は、①準備作業（装置周辺の養生、ベニヤ板による区画）、②ユニット内のフィルタ取出し、③ダクト、ユニットの解体、撤去および搬出、④作業エリア内の床除染、⑤ユニットベースのコンクリート調整、⑥新ユニット、ダクトなどの機器取付け調整である。

表面汚染の管理として、ユニットおよびダクト内部の表面汚染は遊離しやすく、作業全体において汚染拡大の可能性が大きいと見られ、下記の処置をした。

- ① 作業エリアをベニヤ板で間仕切り（高さ：1800 mm）し、出入にあたって靴の履きかえを行う。
- ② 解体作業時には、仮設ファンを取付け、ユニットおよびダクト内部の負圧を維持する。
- ③ 解体済みのダクトおよびユニットの開口部には、飛散・落下防止用の板を取付ける。
- ④ ダクト・ユニットなどの廃棄物は、表面汚染検査を実施し、汚染のないことを確認した後、専用の鋼板製容器へ収納し廃棄する。

作業者の内部被曝防護としては、作業内容により全面マスクまたは半面マスクとビニールアノラック上下およびポリエチレンスーツの着用を義務づけ、作業終了毎に身体、マスクの汚染検査を実施した。Table A. 3.5-1に作業別の表面汚染密度と使用した内部被曝防護具を示す。

身体汚染は、ユニット解体作業において、作業員2名の首すじに、最大600 dpm/20 cm²の汚染が検出され、ただちに除染を行った。原因は、作業中にアノラックのフードを取ったためである。

作業員の着用した防護マスクには、フィルタ部分に最大で 2.4×10^3 dpm/20 cm²の汚染が検出された。内部汚染は、鼻控汚染の測定により、被曝上問題になる事例はなかった。これらのフィルタの面体は、水洗浄により除染し、フィルタそのものは交換して再使用した。

本作業における外部被曝線量低減の目的で、1981年10月19日から11月30日にかけて、放射線量率の高い放射性廃液輸送配管（ケープから廃液貯槽）の更新を行った。これにより、作業エリアの空間線量率は、 $1/5 \sim 1/25$ に低下した。Fig. A. 3.5-1に配管更新作業の前後におけるユニット周辺の空間線量率を示す。

今回の作業は、汚染の遊離しやすい厳しい条件であったが、内部被曝および身体汚染など、特に問題になるようなことはなく、外部被曝線量も、個人最大67 mrem、集団被曝線量323 person・mrem、平均11 mremであり、作業は無事に終了した。しかし、最大 8.0×10^4 dpm/100 cm²（ 3.6×10^{-4} μ Ci/cm²）の床汚染を生じたことは、今後このような作業を行うにあたり、更に汚染拡大を防止する方法を検討する必要がある。

（山根 健路）

Table A. 3.5-1 作業別の表面汚染密度と使用した内部被曝防護具

(東海研究所, 1981年度)

作業項目	表面汚染密度 (dpm/100cm ²)	防護具
フィルタ撤去	床 : 約 3.0×10^3	白ツナギ, 半面マスク
ダクト解体	ユニット上部 : 約 1.0×10^4 通路 : 約 2.0×10^3	ビニールアノラック上下, 全面マスクまたは半面マスク
ユニット解体	床 : 約 8.0×10^4	ビニールアノラック上下, 全面マスクまたは半面マスク
ユニット搬出	床 : 約 8.0×10^4	同上, 半面マスク
作業エリア除染	床 : 約 600 ユニットベース上: 約 3.0×10^3	同上, 同上
排風機室床塗装	< 200	白ツナギ, ガーゼマスク

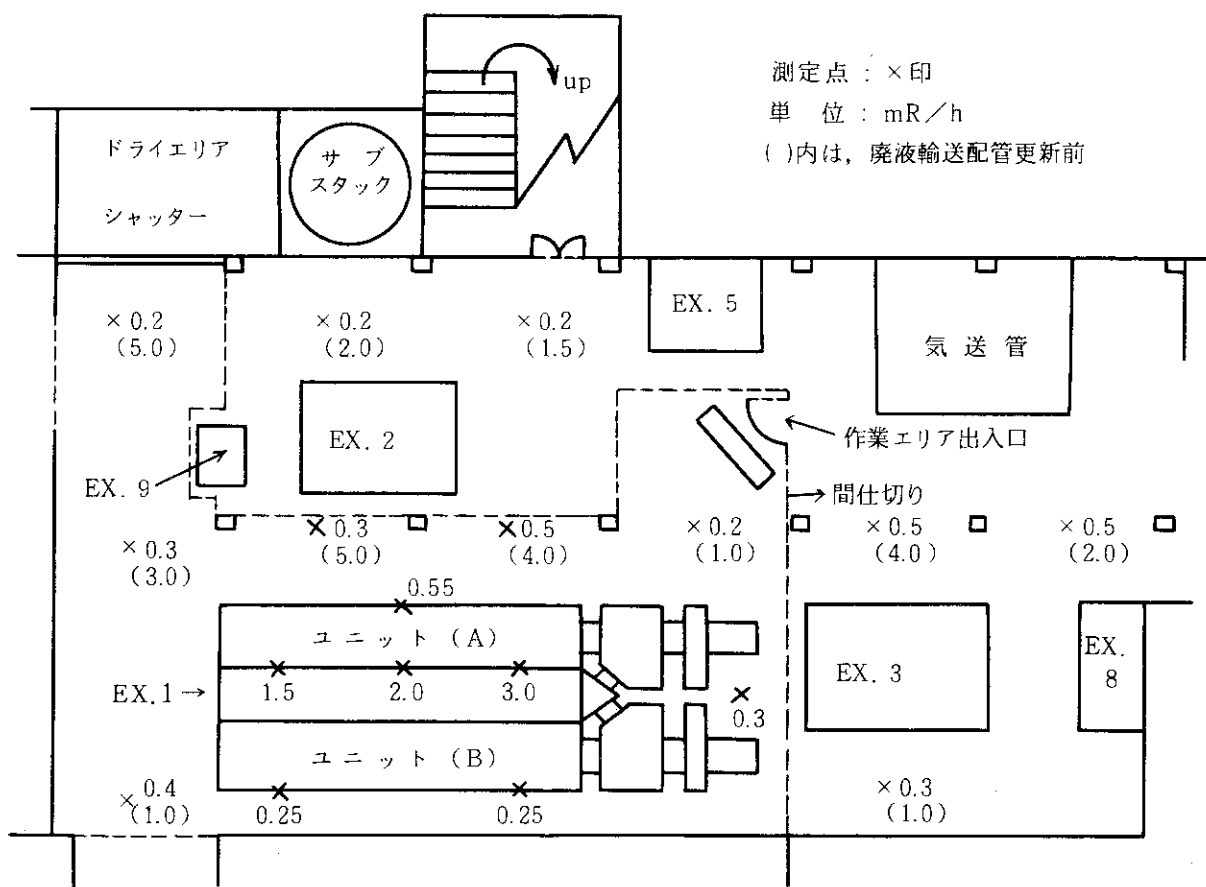


Fig. A. 3.5-1 配管更新作業の前後におけるユニット周辺の線量率分布

A. 3.6 JRR-3のLTFL 撤去時の放射線管理

低温化学照射装置 (LTFL) は、1967年10月にJRR-3炉室1階のH-2水平実験孔に設置された、冷却系を有するキャプセル炉内実験装置である。LTFLは、主として炉内放射線による化学反応の研究、化学用原子炉に関する工学的な研究などのため各種実験に使用されてきた。しかし、長期間の使用で装置が老朽化したことおよび初期の実験目的が達成されたことにより、工事認可を受けたのち1981年4月6日から5月15日にわたり撤去作業が実施された。

この撤去作業は、放射能汚染の残存する一次系 (Heガス) の配管、圧送機防音壁、計測制御盤、補助計器盤、蓋駆動装置、低圧Heガスタンク、遮蔽体などの炉外装置の解体撤去と、水平実験孔照射プラグ本体の炉内装置の撤去に大別される。

この撤去作業における放射線管理上の問題点は、(1) 照射プラグ引抜き時の外部被曝の防護、(2) 汚染の著しい機器、配管類の切断や溶断時の内部被曝の防護、(3) 一般廃棄物と放射性廃棄物の区分時の汚染検査などである。

この作業に対する計画被曝線量は外来者100mrem、職員30mremとし、ポケット線量計により計画被曝線量を超えないよう管理した。

撤去作業時においては、作業に伴う表面汚染および空気汚染の発生を防止するため、汚染した機器の解体はグリーンハウス内で行い、グリーンハウス入口にはバリヤを設置し靴を履きかえ、さらに、作業員に対する防護として特殊作業衣および半面マスクを着用させた。グリーンハウス内およびLTFL作業場所の空気汚染はガストモニタにより連続的に監視した。

炉外部の撤去した機器などの表面汚染検査は、LTFL装置の系統確認を行ったのち、表面汚染検査用GMサーベイメータ (窓面積 20 cm^2) とガスフロー型サーベイメータ (窓面積 110 cm^2) を用いて測定した。この測定結果に従って廃棄物をTable A.3.6-1に示すように一般廃棄物と放射性廃棄物に区分した。

炉内部照射プラグの引抜き作業は、炉内から漏洩するビーム状の γ 線および照射プラグからの放射線による外部被曝の防護に重点をおいた。このため、作業前の打合せを十分に行い、さらに、関係者以外の炉室への立入りを禁止するとともに、作業はクレーンを用いて遠隔操作で行った。照射プラグ引抜き時の照射プラグ表面および廃棄用コフィン周辺の照射線量率をFig. A.3.6-1に示す。照射プラグ先端で最高 1800 R/h 、作業位置で 60 mR/h であった。

これらの一連の作業による外来業者の外部被曝線量は、Table A.3.6-2に示すようにポケット線量計の値で個人の最大59mrem、集団被曝線量は $154\text{ person}\cdot\text{mrem}$ であった。また、問題となるような空気汚染、身体汚染の発生もなく計画どおり撤去作業が終了できた。

今回の撤去作業では、撤去に伴い発生した廃棄物の汚染検査に $156\text{ 人}\cdot\text{時間}$ という多数の労力を費した。また、この作業で発生した放射性廃棄物のうち約20%は、機器、配管などの内部の汚染検査が技術的に困難であり、また、相当の労力を要するために汚染検査を行わずに放射性廃棄物としたものである。今後、本格的な施設、設備の解体時に放射性廃棄物の量の低減化をはかり、また、汚染検査の省力化をはかるためには、配管などの内部汚染検査方法の開発および種々の形状物品の自動汚染検査装置の開発が望まれる。

(内藤 和夫)

Table A. 3.6-1 LTFL 撤去作業に伴う廃棄物の発生量
(東海研究所, 1981年度)

廃棄物区分	廃棄物容器		容積 (m ³)	
一般廃棄物	蔽遮体, 計測制御盤, 主冷却タンクなど		49.6	
放射性廃棄物	(1) 不燃 200ℓドラム缶	26本	5.2	28.4
	(2) カートンボックス	可燃 300個 不燃 100個	8.0	
	(3) 特殊廃棄物容器	4台	5.1	
	(4) 廃棄専用コフィン	1台	1.5	
	(5) その他	10台	8.6	
合計			78.0	

Table A. 3.6-2 LTFL 撤去作業時の被曝線量
(東海研究所, 1981年度)

対象者	集団被曝線量 (person・mrem)	最大被曝線量 (mrem)	平均被曝線量 (mrem)	計画被曝線量 (mrem)
外来業者	154	59	26	100
職員	42	28	21	30

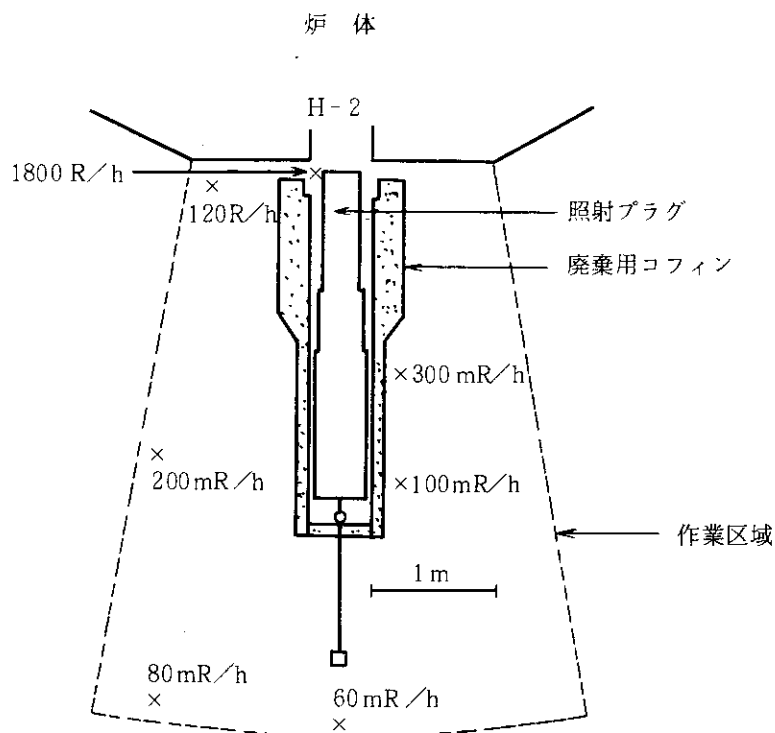


Fig. A. 3.6-1 LTFL 照射プラグ引抜き時の廃棄用コフィン
周辺の照射線量率

A. 3.7 JRR-3の反射体炭酸ガス系ベローズ補修作業時の放射線管理

1981年5月にJRR-3運転準備のため点検、ガス置換などを行ったところ、反射体炭酸ガス系炉心タンク直下のドレン管の炭酸ガスシールとなっているアルミ製ベローズからガスが漏れているのが発見された。このため、1981年6月1日から6月22日にわたって補修作業が実施された。

作業準備として、作業場所が床面から高さ3.5mであるため作業が容易にできるよう足場をつくり、また、床などは汚染拡大防止のためにビニールシートで養生した。補修本作業は旧ベローズの撤去作業と新ベローズの取付け作業に大別され、旧ベローズはアルミ製で金切鋏を用いて切断撤去し、新ベローズは工場にて製作された二分割型ベローズ（ネオプレン製）の接合部を接着する作業であった。取付け後、ルーズフランジを用い、ベローズ上部は固定フランジ部に固定された。さらに、固定バンドを用いて、ベローズ下部は本管に固定され作業は終了した。

冷却機器室の反射体炭酸ガス系ベローズ周辺の照射線量率はTable A. 3.7-1とFig. A. 3.7-1に示すように最大3R/h、作業位置で300mR/hであった。また、旧ベローズ内側は遊離性の高汚染が予想された。このため、旧ベローズの撤去と新ベローズ取付け時の外部被曝の防護と旧ベローズ切断時の内部被曝の防護および汚染の拡大防止に重点をおいて管理した。

旧ベローズの撤去は、作業者に特殊作業衣および全面マスク（送風式）を着用させ、汚染を飛散させないためにベローズ表面を湿めらせ、金切鋏で切断した。作業位置においては局所排気を行うとともに、ダストモニタおよびトリチウムモニタで空気汚染を連続的に監視した。また、熱交換器前にバリヤを設置し、靴を履きかえさせ汚染の拡大を防止した。この結果、トリチウムによる $7 \times 10^{-6} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ の一時的な空気汚染と作業者の特殊作業衣が β (r) で $1 \times 10^3 \text{dpm}/20 \text{cm}^2$ 汚染した程度であり、その他には問題となるような空気汚染、身体汚染および床汚染の発生はなかった。

旧ベローズの内側には高汚染の腐蝕物が蓄積しており、その一部を核種分析した結果、 ^{65}Zn が支配的であることがわかり、その放射能濃度は約 $0.3 \text{mCi}/\text{g}$ であった。

この作業では外部被曝に対する計画被曝線量を外来者300mrem、職員100mremとし、ポケット線量計（アラームメータ併用）により計画被曝線量を超えないよう管理した。これらの一連の作業による外来業者の外部被曝線量はTable A. 3.7-2に示すようにフィルムバッジの値で最大230mrem、集団被曝線量は1530 person・mremであった。

(内藤 和夫)

Table A. 3.7-1 反射体炭酸ガス系ベローズ周辺の照射線量率

(東海研究所, 1981年度)

機器番号 測定点	1	2	3	4	5	6	7
上 段	80	20	150	200	150	300	80
中 段	100	300	700	200	300	3000	100
下 段	100	150	250	80	170	1500	120

(単位: mR/h)

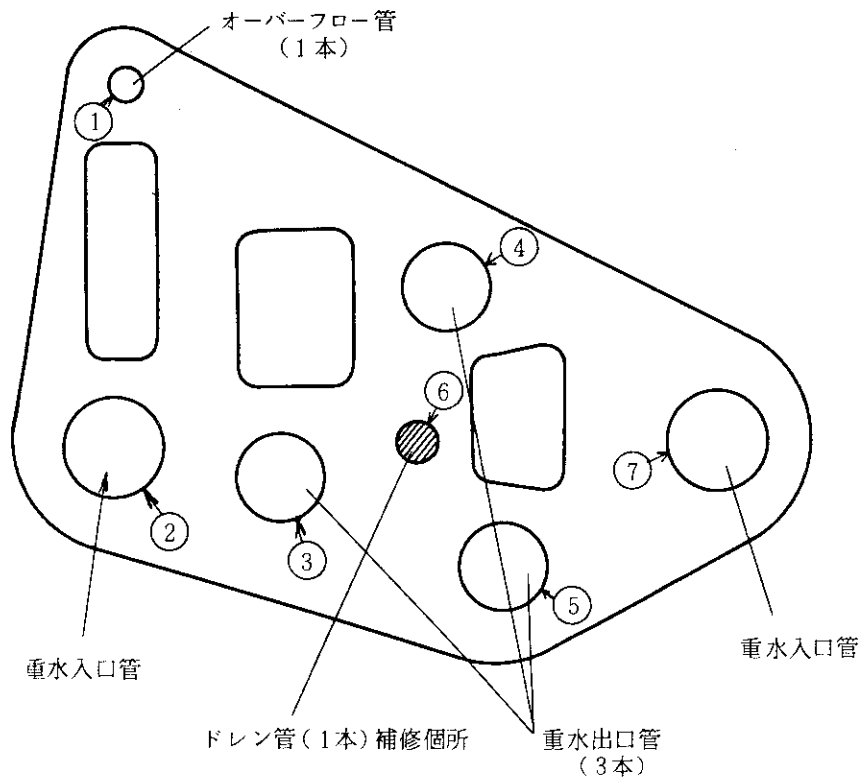


Fig. A. 3. 7 - 1 反射体炭酸ガス系ベローズ周辺の機器配置図

Table A. 3. 7 - 2 反射体炭酸ガス系ベローズ補修作業時の被曝線量

(東海研究所, 1981年度)

対象者	集団被曝線量 (person・mrem)	最大被曝線量 (mrem)	平均被曝線量 (mrem)	計画被曝線量 (mrem)
外来業者	1530	230	109	300
職員	189	68	10	100

A. 3.8 燃料試験施設セル除染作業時の放射線管理

燃料試験施設においては、1980年度に搬入されたBWRおよびPWR使用済燃料集合体、1981年に搬入されたPWR使用済燃料集合体について各種の照射後試験が本格的に実施されている。1981年度は燃料棒切断の工程をはじめ、脱燃料、試料研磨等の作業が行われたため、セル内には汚染核種としてこれまで存在しなかったFP核種が発生し、それらが β γ コンクリートNo.3～No.6セル内の支配核種となった。

1981年度の β γ コンクリートセル内除染作業は6回実施された。作業方法は、昨年度と同様、遠隔除染後作業者がセル内へ立ち入り、除染剤を含ませたウェス等でふきとる乾式除染方法による。作業者の呼吸保護具は、汚染のレベル、作業エリアおよび作業の種類によって、エアラインスーツ、自給式加圧服、全面マスクおよび半面マスクを選択して使用した。

Table A. 3.8-1に各セル除染作業時の放射線管理データを示す。

(1) 照射線量率および表面汚染

照射線量率については、第3回～第5回作業（No.1, 2, 3, 6セル）は除染後においても内装機器のすき間等、除染が困難な箇所に付着している残存汚染の影響で十分低いレベルにはならなかった。また、表面汚染については、第3回作業以降、部分的に $10^4 \sim 10^5$ dpm/100 cm²の汚染（床面）が残った状態で除染作業を終了したが、予定された作業日数から考えてこれ以上低いレベルにするには限界があった。

(2) 空气中放射能濃度

除染作業中には、セル内、アイソレーションルーム内などのダストモニタリングを実施した。最も高い値を示したのはNo.3, No.4セル除染作業中で、セル内 1×10^{-8} μ Ci/cm³、アイソレーションルーム内 $(5 \sim 6) \times 10^{-11}$ μ Ci/cm³であった。また、No.6セルでは、作業期間中アイソレーションルーム内のセル出入口（背面扉）区域にさらに、グリーンハウスを設置したことにより、アイソレーションルーム内の濃度を約1/10に低くおさえることができた。

(3) 作業者の被曝線量

各除染作業における作業者の被曝線量および集団被曝線量はTable A. 3.8-1に示すとおりである。昨年度と比較してセル内の照射線量率が10～100倍高くなっているため、被曝線量は増加したが、No.1セルの除染作業では昨年度の経験によりクラッド（crud）洗浄槽を移動するなど、被曝低減措置を行ったため、集団被曝線量で昨年度同作業の約2/3に低減することができた。

1981年度に実施した経験から、今後の作業に考慮すべきこととして下記の点があげられる。

- ① エアラインスーツは着脱に時間がかかる上に作業効率がきわめて悪く、かつ作業後セル内より退出する時にスーツおよび空気供給ホースの取扱い等で、汚染を外へ拡大しやすく、セル内除染作業には不適な要素が多い。自給式加圧服等、他の活動しやすい防護具を使用する方が被曝低減に有効である。
- ② 作業エリアのバリヤとして、従来使用していたロープの代りに木柵を採用した結果、ロープのたるみが解消され、次のバリヤ区域への汚染の飛散等による移行が以前より1/10に減少した。

（中村 清宣）

Table A.3.8-1 セル除染作業時における放射線管理データ

	(東海研究所, 1981年度)					
	第1回	第2回	第3回	第4回	第5回	第6回
作業期間 (作業日数)	βコンクリート No.2セル 1981.7.7~7.11 (5日)	βコンクリート No.4セル 1981.7.13~7.16 (4日)	βコンクリート No.3セル 1981.8.31~9.11 (10日)	βコンクリート No.6セル 1981.11.24~12.2 (7日)	βコンクリート No.1セル 1981.2.15~2.27 (11日)	βコンクリート No.2セル 1982.3.17~3.19 (3日)
作業人数 ^{*1}	外来 16人 原研 6 "	外来 15人 原研 6 "	外来 15人 原研 6 "	外来 20人 原研 4 "	外来 16人 原研 6 "	外来 16人 原研 5 "
照射線量率	mR/h	mR/h	mR/h	mR/h	mR/h	mR/h
作業前・機器(最大)	100	150	2,000	>2,000	1,200	1,200
"・空間(")	13	20	400	400	350	60
作業後・空間(")	<0.1	<0.1	50	50	100	50
表面汚染密度(床)	dpm/100 cm ²	dpm/100 cm ²	dpm/100 cm ²	dpm/100 cm ²	dpm/100 cm ²	dpm/100 cm ²
作業前 (最大)	1 × 10 ⁶	1 × 10 ⁷	1 × 10 ⁷	8 × 10 ⁷	4 × 10 ⁵	5 × 10 ⁵
" (平均)	2 × 10 ⁵	1 × 10 ⁶	2 × 10 ⁶	2 × 10 ⁷	2 × 10 ⁵	2 × 10 ⁵
作業後 (最大)	500	<200	3 × 10 ⁴	2 × 10 ⁵	2 × 10 ³	3 × 10 ³
空气中放射能濃度	μCi/cm ³	μCi/cm ³	μCi/cm ³	μCi/cm ³	μCi/cm ³	μCi/cm ³
セル (最大)	2 × 10 ⁻⁹	1 × 10 ⁻⁸	1 × 10 ⁻⁸	7 × 10 ⁻⁹	2 × 10 ⁻¹⁰	4 × 10 ⁻⁹
アイソレーション	1 × 10 ⁻¹²	5 × 10 ⁻¹¹	6 × 10 ⁻¹¹	8 × 10 ⁻¹²	2 × 10 ⁻¹²	1 × 10 ⁻¹¹
ルーム (")			(7 × 10 ⁻¹¹)*2			
計画被曝線量	50 mrem	40 mrem	200 mrem	200 mrem	200 mrem	100 mrem
被曝線量 (最大)	外来<10 mrem 原研<10 "	16 mrem <10 "	182 mrem 115 "	101 mrem 135 "	134 mrem 121 "	15 mrem <10 "
被曝線量 (平均)	外来<10 " 原研<10 "	<10 " <10 "	98 " 60 "	50 " 69 "	46 " 47 "	<10 " <10 "
集団被曝線量	61 person・mrem	133 person・mrem	1828 person・mrem	1381 person・mrem	1012 person・mrem	98 person・mrem
汚染核種	⁶⁰ Co, ⁵⁴ Mn	¹³⁷ Cs, ¹³⁴ Cs, ¹⁰⁶ Co, ¹⁰⁸ Ru	¹³⁷ Cs, ¹³⁴ Cs, ¹⁴⁴ Ce, ¹⁰⁶ Ru, ¹²⁵ Sb	¹³⁷ Cs, ¹⁴⁴ Ce, ¹⁰⁶ Ru, ¹³⁴ Cs	⁶⁰ Co, ⁵⁴ Mn, ¹³⁷ Cs, ¹⁰⁶ Ru, ⁵⁴ Mn	⁶⁰ Co, ¹³⁷ Cs, ¹³⁴ Cs
使用呼吸保護具	エアラインスーツ 全面・半面マスク	同 左	同 左	エアラインスーツ 自給式加圧服 全面・半面マスク	同 左	自給式加圧服 全面・半面マスク
備考	*1 外来作業者の作業人数は、作業期間に従事した人数であり、1日の作業人数は平均10名である。 *2 アイソレーションルーム内に設置したグリーンハウスの値					

A.3.9 燃料試験施設プール水中照明器具点検保守作業時の放射線管理

燃料試験施設のプール内には、BWR 用およびPWR 用燃料集合体および集合体を解体した燃料棒等が貯蔵されている。燃料集合体の被覆管表面には、クラッド (crud) が付着しており、このクラッドが水中に拡散してプール水の放射能濃度 ($1.2 \times 10^{-4} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$, 核種 ^{60}Co , ^{54}Mn) および水中に設置されている機器の表面汚染レベルを高くしている原因になっている。

今回、プール水中に据え付けられている照明ランプの故障が多くなったため、1982年3月8日、9日に10基の照明器具の点検保守作業が実施された。

(1) 作業方法および放射線防護

照明器具をプールから引き上げ、ケーブルおよび本体表面をウェスでふきとる軽い除染を行った後、照明器具を分解し、故障しているランプを交換した。そして再組立の後、点灯確認および気密検査を行いプールへ戻した。これらの作業に際しては、高レベルの汚染および空気汚染の発生が予想されたので、表面汚染の拡大防止の対策として作業エリアにバリアを設置し、作業者はタイベック式アノラックおよび半面マスクの保護具を着用して行った。また、作業中は作業エリア付近への作業員以外の立入り禁止措置をした。

(2) 照射線量率および表面汚染密度

プールから引き上げた時の照明器具本体表面の照射線量率は、 $100 \text{ mR}/\text{h}$ (表面汚染密度; $10^8 \text{ dpm}/100 \text{ cm}^2$ のオーダー) であった。これは、プール水中での汚染物質 (核種 ^{60}Co , ^{54}Mn) の付着によるもので、ウェスでの軽除染後は $50 \text{ mR}/\text{h}$ となった。この時の作業員付近の照射線量率は $5 \text{ mR}/\text{h}$ であった。

(3) 空气中放射能濃度

作業エリアおよびその周辺では、予想どおり照明器具表面の汚染物からの空気汚染が広域に発生し、最大空气中放射能濃度は $3.3 \times 10^{-10} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ であった。

Fig. A.3.9-1 にサンプリング場所を、Table A.3.9-1 に空气中放射能濃度を示す。

(4) 作業員の被曝線量

作業員 (4名) の最大外部被曝線量は 30 mrem であった。また、空气中放射能濃度の測定結果から推定した作業員 (半面マスクを着用) の内部被曝による預託線量は 1 mrem 以下であった。

(5) 作業手順の選択

高レベル汚染の機器等を取り扱う場合、次の2通りが考えられる。1) 本格的に除染を行い表面汚染密度を低くした後、呼吸保護具を着用せずに保守点検作業を実施する、2) 保守点検作業に比べて、そのために行う機器除染の方に高い被曝が予想される場合、除染を全く行わないか、あるいは簡単な除染を行った後、呼吸保護具を着用して保守点検作業を実施する。

今回は、除染に要する被曝線量と、照明器具点検作業の方法とを考慮した結果、後者の方法を採用した。

この作業経験から放射線管理上、改善すべき事項として、

- ① 現在使用されているハロゲンランプを長寿命の水銀ランプにかえて、照明器具の保守点検作業の回数を少なくする。
- ② 空気汚染の拡大を防ぐため作業エリアに局所排気装置を設置する。
- ③ プール水の放射能濃度を低減する。

などがあげられる。

(植田 久男)

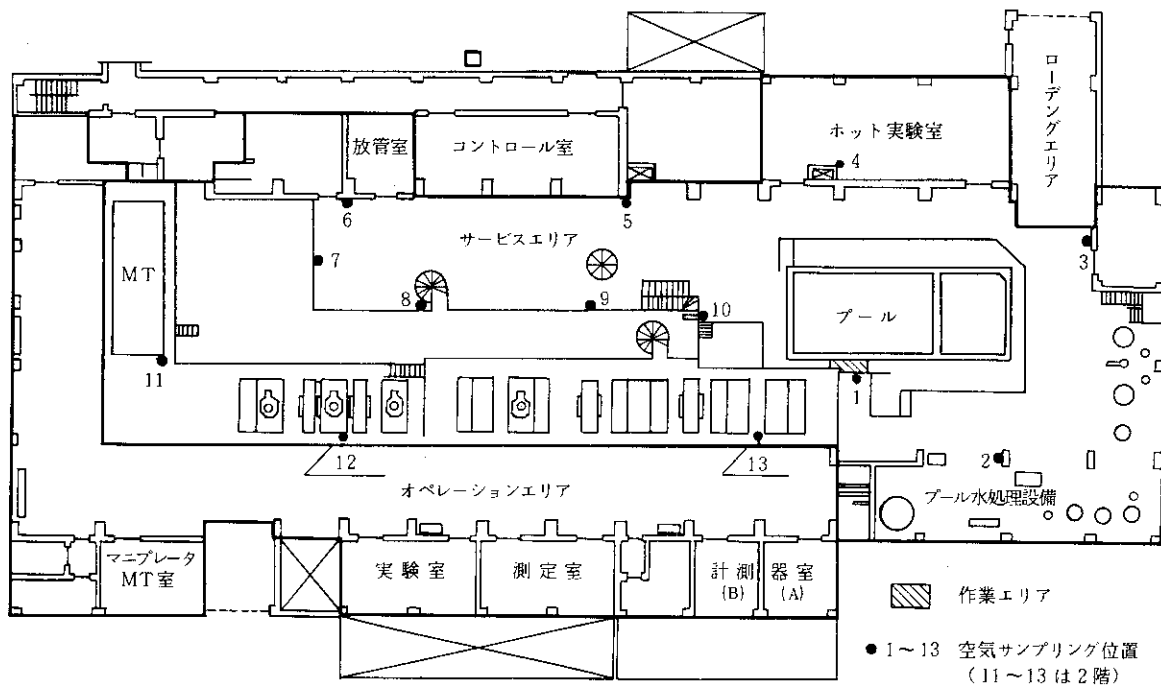


Fig. A. 3.9-1 作業エリアおよびサンプリング位置

Table A. 3.9-1 作業中の空气中放射能濃度

*位置	空气中放射能濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	*位置	空气中放射能濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)
1	3.3×10^{-10}	8	6.4×10^{-12}
2	2.7×10^{-10}	9	8.9×10^{-12}
3	1.2×10^{-12}	10	1.5×10^{-11}
4	$< 1.6 \times 10^{-13}$	11	8.1×10^{-12}
5	1.2×10^{-12}	12	9.6×10^{-12}
6	7.3×10^{-12}	13	1.0×10^{-11}
7	8.7×10^{-12}		

* Fig.A. 3.9-1 に示した番号の位置

A.3.10 原研東海研における放射線異常（1959～1980年度）の特徴

原研では予想されない照射線量率の上昇、床汚染、空気汚染の発生や内部、外部被曝が発生したときは、異常の発見過程および経過処置、さらにその原因と今後の対策を放射線管理報告書に記入し関係各所に通知する。これは、異常発生に対してとられた処置とその後の対策など放射線管理上重要な点を、発生した施設のみならず研究所全体の教訓として放射線管理に生かすことを目的としたものである。この通知基準は、内部資料として放射線管理マニュアルに記載されている。本報告は、保健物理—管理と研究—(No.1～No.23)に記載された放射線汚染および被曝の項目を1959年度から1980年度までを調査解析したものである。

Fig. A. 3.10-1は、1959年度から1980年度までの第1種管理区域を持つ施設数と放射線管理報告書による通知件数を示したものである。施設数の増加は1959年度から1962年度にかけて大きく、その後漸増しているが1980年度にはふたたび増加している。これに対し放射線管理報告書の通知件数は、1959年度から1965年度まで増加し、その後ゆるやかに減少している。異常発生の主な原因は、1960年代前半では放射線作業の未熟さによるものが多く、最近では施設の老朽化によるものが少なくなかった。

Fig. A. 3.10-2は、異常発生を内容ごとに分類し、各年度における施設あたりの発生率（件数/施設・年）の変化を示したものである。21年間全体の集計では、床汚染が最も多く全体の約60%を占め、次いで空気汚染、内部被曝の順となっている。

(1) 床汚染 (Fig. A. 3.10-2-a)

床汚染の発生は、1960年代前半では作業者の不注意だけでなく作業方法設定の不十分さに原因があるものも少なくない。その後、これらの経験をもとに汚染の発生が予想される作業には、汚染拡大防止策として、汚染区域の設定、バリヤの設定、靴のはきかえ、さらに放射線管理の強化等が行われるようになり、その結果床汚染は指数関数的に減少している。

(2) 空気汚染・内部被曝 (Fig. A. 3.10-2-b)

空気汚染・内部被曝の発生率は、床汚染や外部被曝に比べて減少がゆるやかである。これは、空気汚染の封じ込めおよび発生予測の困難さに加え、空気汚染発生後一定の時間を経過しなければ空気汚染、内部被曝を発見することができず処置がおそくなるためであると思われる。

(3) 外部被曝 (Fig. A. 3.10-2-c)

外部被曝は、1960年代前半に多く、その後、指数関数的に減少し、最近ではほとんど発生していない。初期の発生原因の多くは、放射線管理担当者と作業者の連絡が悪く十分な防護措置がとられなかったためである。1970年代では、外部被曝防護という点から作業員、放射線管理担当者が放射線作業に熟練してくるとともに、外部被曝管理が内部被曝等の管理に比べて容易であること等から発生件数は少なくなっている。

(4) その他の異常 (Fig. A. 3.10-2-d)

放射性物質（気体・液体）の異常放出では、1965年度と1975年度にピークがみられるが1960年代の原因は、施設運転の誤操作など作業員の未熟によるものが多く1970年代では施設の老朽化が多い。発生率は、1960年代12.0%、1970年代4.9%であった。

管理区域外の汚染は、その原因として1960年代前半では作業員の不注意によるものが少なくない。発生率は、1960年代6.8%、1970年代0.65%であった。

火災・爆発の発生率は、年度に変化はみられず21年間で2.2%であった。

以上のことから、今後の課題として、空気汚染、内部被曝防止を重点に検討する必要があり、このためには放射線管理の強化だけでなく、作業方法や施設の改善も含めて総合的な検討を行う必要があるものと思われる。

(富居 博行)

A.3.11 放射性汚染等の概況

1981年度における放射性汚染等で今後の放射線管理を遂行する上で参考となる特記事項は3件発生した。それらの発生状況、原因、処置および対策の概要をTable A.3.11-1に示す。

(神永 博史)

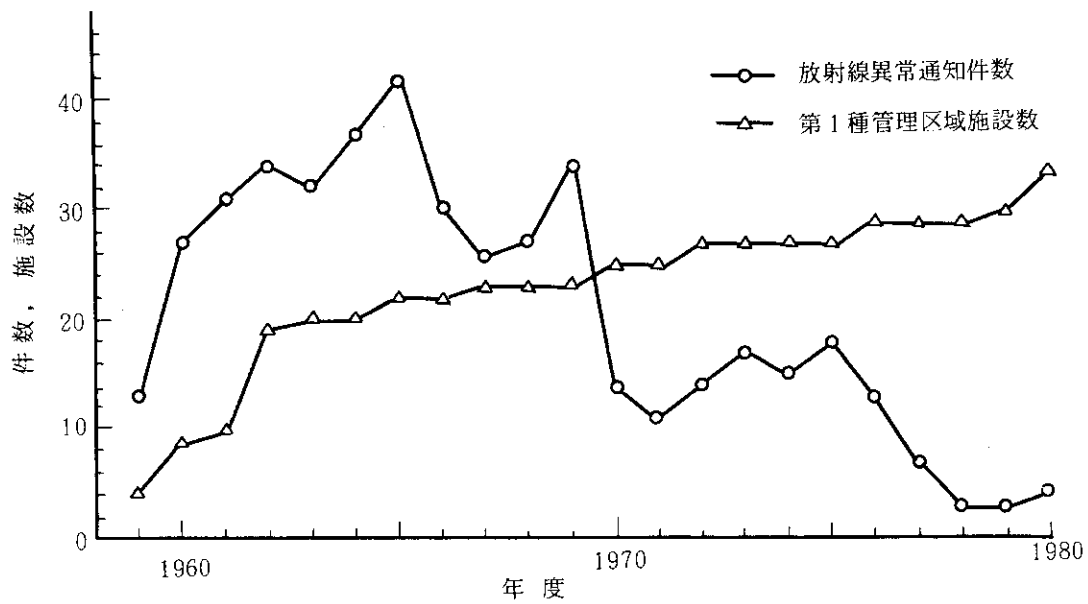


Fig. A.3.10-1 原研東海研究所の放射線異常通知件数と第1種管理区域施設数の変化 (1959 ~1980年度)

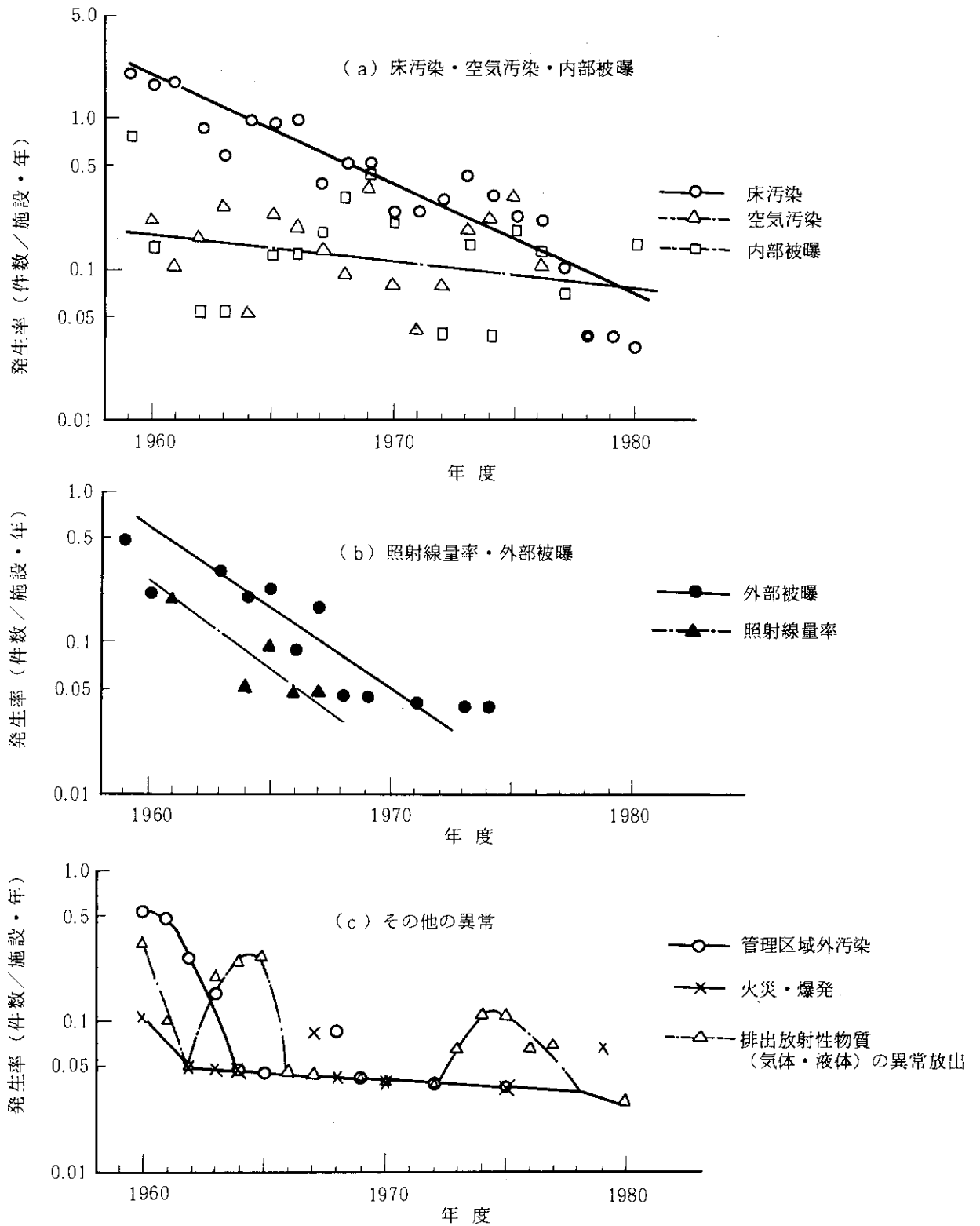


Fig. A.3.10-2 施設あたりの種類別年間異常発生率の推移 (1959 ~ 1980 年度)

Table A. 3.11-1 放射線管理上の参考となる特記事項

発見月日 発生	発生場所	種類	発生状況	汚染・被曝などの状況	原因	処置および対策
9月4日	燃料試験施設サービシアリア	床汚染	管理区域(サービシアリア)からの退出者1名の作業靴底の汚染がハンドフットモニタにより発見された。サービシアリア内の汚染検査を実施した結果、床面の汚染が発見された。	<ul style="list-style-type: none"> サービシアリア床汚染面積; 250 m² 表面汚染密度; 2~5×10⁻⁵ μCi/cm² 汚染核種; ¹³⁷Cs, ¹³⁴Cs, ¹⁰⁶Ru, ¹⁴⁴Ce 	アイソレーションルーム (IR No.4) においてセル内で汚染された機器類の除染作業が実施された。除染機器を IR No.4 から搬出した作業者(2名)が除染作業区域の床汚染(10 ⁻³ μCi/cm ² 程度)に気付かず、除染作業区域に靴のはき替えをせず出入りしたため、汚染が拡大した。	<p>処置</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 汚染区域の除染をした。次の事項を徹底させる。 <ol style="list-style-type: none"> ① アイソレーションルームにおける高レベル汚染物の除染作業の禁止。 ② 汚染拡大防止のため、作業安全手引(燃料試験施設課)に定められている靴のはき替え等の事項を遵守すること。
9月10日 (8月19日発生)	第3研究棟301号室	吸入による内部被曝	開放研究室の実験者の左手の汚染(核種 ⁶⁵ Zn)がハンドフットモニタにより発見された。301号室の汚染検査を実施した結果、ホット流しに ¹³¹ Iによる汚染が発見された。調査の結果、同室の他の実験者1名が ¹³¹ Iを吸入していることがわかった。	<ul style="list-style-type: none"> ホット流しの表面汚染密度; スミヤ法 5×10⁻⁴ μCi/cm² サーベイ法 2.5×10⁻³ μCi/cm²程度 汚染核種; ¹³¹I 内部被曝線量; 甲状腺 73 mrem (50年線量) 甲状腺沈着量 1.8×10³ μCi (8月19日に吸入したとして) 評価した値 	¹³¹ I (約50 μCi, 非密封) をフード外で使用したため、および高濃度廃液を、ホット流しに廃棄したために吸入した。 ⁶⁵ Zn による手の汚染は上記の原因によるものではなく、汚染されていたゴム手袋に素手でふれたことによるものである。	<p>処置</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 身体汚染および実験室の汚染を除去した。 <p>対策</p> 次の事項を徹底させる。 <ol style="list-style-type: none"> ① 「開放研究室実験計画書」に実験内容を正しく記載すること。 ② RI 搬入手続きを再検討すること。 ③ 廃液をホット流しに流す場合の濃度基準を遵守すること。 ④ 実験終了後の汚染検査を実施すること。

Table A.3.11-1 (続き)

発生日 発見	発生場所	種類	発生状況	汚染・被曝などの状況	原因	処置および対策
9月30日 9月29 30日頃 発生	第1研究棟 315号室 133号室	衣服等の 汚染 (実験室 の汚染)	定期表面汚染検査により315号 室床面に汚染が発見された。 315号室の汚染検査、実験者の 衣服および居室(133号室)の 床面、椅子等の汚染検査をした 結果、椅子(ひじかけ部)およ び実験者のズボン右裾に汚染が 発見された。	<ul style="list-style-type: none"> 汚染核種; ^{239}Np, ^{131}I 椅子(ひじかけ部)の汚染; $1.5 \times 10^{-3} \mu\text{Ci}$ (スポット状) 作業者のズボン右裾の汚染; $5 \times 10^{-4} \mu\text{Ci}$ (スポット状) 防護衣(黄色実験衣)の汚染; (前面) $2.0 \times 10^{-3} \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$, 約 100 cm^2; (右裾口) $5 \times$ $10^{-4} \mu\text{Ci}$ (スポット状) 315号室の表面汚染; (床面) $5 \times 10^{-6} \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$, 1 m^2 (廊下) $5 \times 10^{-6} \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$, 1 m^2 (流しの水切部) $1 \times 10^{-4} \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$, 約 300 cm^2 	<p>照射ウラン試料を開封した時に 衣服が汚染した。実験室床面の 汚染は、フード内で使用した実 験器具の除染作業時に発生した。</p>	<p>処置</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 汚染衣類を廃棄処分した。 ② 直ちに居室の椅子および実 験室床面等の除染をした。 <p>対策</p> <p>次の事項を徹底させる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 実験終了後、実験者および 実験室内の汚染検査を実施す ること。 ② ホット実験に使用した器具 の除染方法を検討すること。 ③ 揮発性および飛散し易い粒 子状放射性物質の取扱い実験 にあたって、汚染防止のため の事前評価をすること。

1 A.4 環境放射能の管理

A.4.1 概要

東海研究所周辺監視区域内外の定常的な環境モニタリングとして、1980年度と同様に、定地点および走行経路における照射線量率の連続および定期測定、環境試料中放射能濃度の定期測定ならびに排水試料の連続採取・測定を実施したほか、気象観測等を行った。その結果、1980年10月に行われた中国核実験の影響が大気塵埃、降水物およびその他の環境試料に認められたが、施設からの排出放射性物質に起因する異常は認められなかった。

1980年度に改定された「茨城県環境放射線監視計画」に基づき、1年間の準備期間を経て、1981年度より環境試料中の ^{90}Sr 、 ^{144}Ce 、 ^{106}Ru などの測定結果を報告することとなり、これら試料の化学分析による測定を実施した。また、「発電用軽水型原子炉施設における放出放射性物質の測定に関する指針」に準じて、原子力施設からの気体廃棄物および液体廃棄物中に含まれる ^{89}Sr 、 ^{90}Sr について化学分析による測定を実施した。

1980年度に引き続いて、JT-60の建設に伴う那珂地区のバックグラウンド調査を実施した。モニタリングポスト6基について、高線量率まで測定範囲を拡大するための検討を行い、科学庁へ工事認可の申請を行った。また、茨城県原子力総合防災訓練の計画策定に協力するとともに、総合訓練に参加した。そのほか、東海研究所の原子力施設の各種安全審査資料の作成などを行った。

(国分 守信)

A.4.2 環境放射線のモニタリング

(1) モニタリングステーションによる監視

Fig. A.4.2-1にモニタリングステーションにおける監視結果を示す。 α 放射能濃度および β 放射能濃度は、固定ろ紙式ダストモニタにより大気中の放射性塵埃をろ紙上に1週間連続捕集し、捕集後72時間以上放置して自然放射能を十分減衰させた後測定評価したものである。4月から6月にかけて β 放射能濃度が高いのは、フォールアウトのスプリングピーク現象で、1980年10月17日に行われた中国の核実験の影響も加わり、例年になく顕著である。 γ 線照射線量率が変動しているのはGM計数管の特性の変化によるものである。

(2) モニタリングポストによる監視

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

(3) 定点における γ 線照射線量率測定

1980年と同様、測定点19点について γ 線照射線量率の測定を4月と10月に実施したが、異常は認められなかった。Table A.4.2-2に測定結果を示す。

(4) 環境中の積算線量の監視

1980年度と同様 TLD により3月間の積算線量を測定した。1979年度に導入した自動読取型 TLD システム(素子; $\text{CaSO}_4(\text{Tm})$)の特性試験および従来の $\text{Mg}_2\text{SiO}_4(\text{Tb})$ との野外での比較測定等が完了したので、第4四半期から $\text{CaSO}_4(\text{Tm})$ により日常管理を行うこととした(2.3.2 自動読取型 TLD 素子の特性試験を参照のこと)。施設からの放出放射能による異常は検出されなかった。Table A.4.2-3 に測定結果を示す。

(5) γ 線照射線量率の走行測定

1980年度と同様、走行サーベイを1981年4月に実施し、緊急時サーベイのための基礎データを得た。

(6) 気象観測

1980年度と同様、各気象要素について連続観測を行った。

(7) その他の管理業務

(a) 那珂地区の第3回目のバックグラウンド調査を1981年12月10日に実施した。調査項目は、 γ 線照射線量率、空間 γ 線スペクトル分布である。なお、積算線量についても3月間隔で継続して行った。

(b) SHE の改造、JPDR のデコミッションに伴い、これら施設からの放出放射能による環境での被曝線量の評価を行った。

(c) 異常放出時における環境中での濃度分布および γ 線照射線量率分布を地図上に描くことにより、放出放射性物質による影響範囲を迅速に推定し、緊急時モニタリング計画の立案と実施を円滑に行うための資料「排気筒から放出される放射性雲の等濃度分布図および放射性雲から等 γ 線照射線量率分布図」(JAERI-M 82-021)を作成した。

(d) モニタリングポストの高レンジ化(最大10R/h)の方法について検討し、その結果2"φ×2" NaI(Tl)の1検出器により、低線量率領域ではDBM方式、高線量率領域については電流方式により行うこととなった。また、高レンジ化するモニタリングポストは、MP-11, MP-15, MP-16, MP-17, MP-18, MP-19の6基とすることとした。

以上の結論に基づき工事認可申請を科技厅に行い(1981年12月22日)、1982年1月14日付で認可された。高レンジ化の改造は、1982年9月に完了する予定である。

(e) 環境監視装置で収集した任意のデータを水戸原子力事務所に送信できるように、既存の水戸原子力事務所向送信プログラムの改修を行った。従来送信していたモニタリングステーションのデータ(空間 γ 線量率($\text{MS}\gamma$)および大気中放射能濃度($\text{MS}\beta$))の内東海研分は1982年2月18日からMP-7, MP-8, MP-21, MP-24, $\text{MS}\gamma(1\sim4)$, $\text{MS}\beta(1\sim4)$ に変更した。大洗研分は従来通りである。

(片桐 浩)

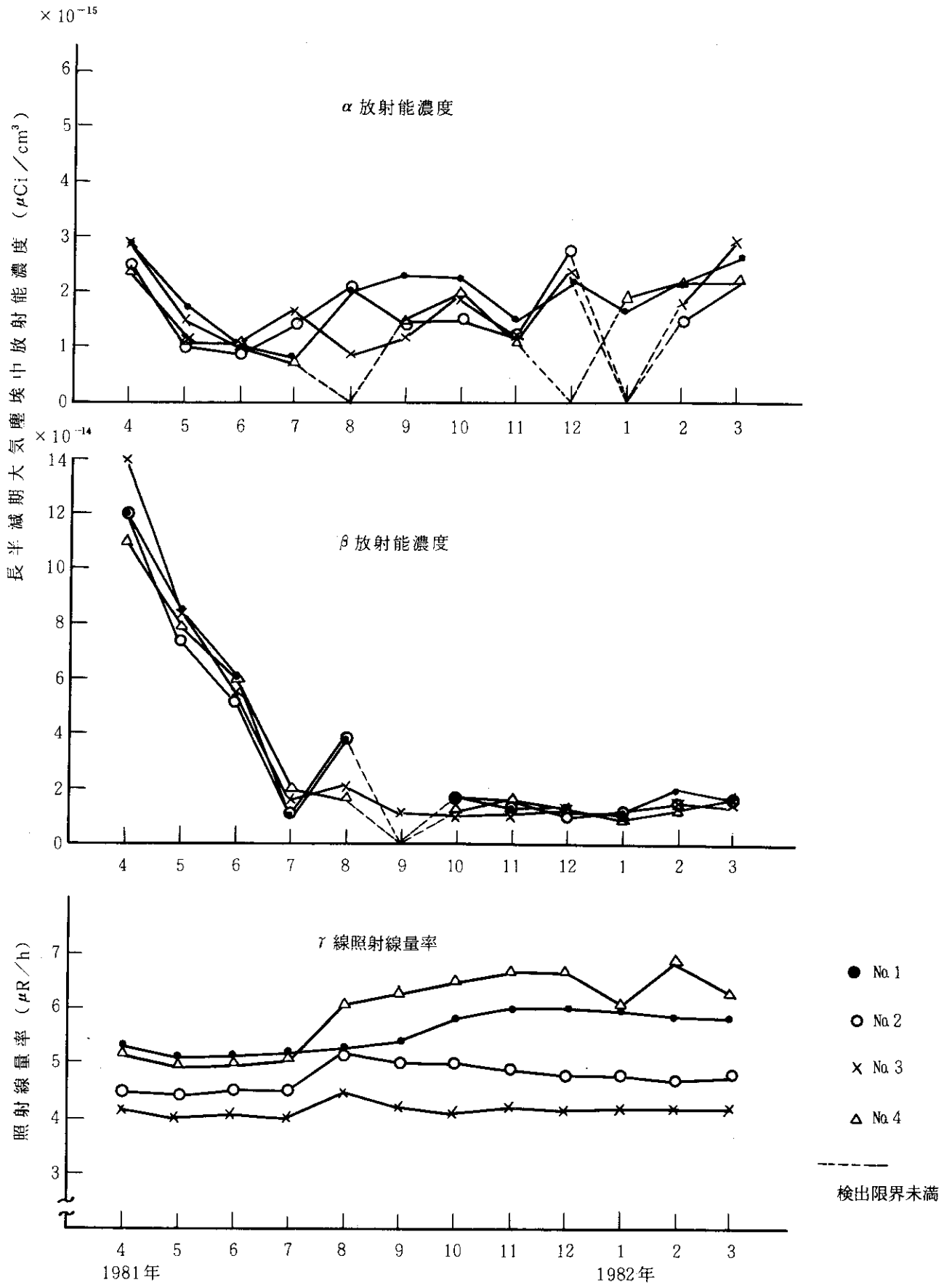


Fig. A. 4.2-1 モニタリングステーションにおけるγ線照射線量率および長半減期大気塵埃中放射能濃度の月平均値

Table A.4.2-1 モニタリングポストにおける照射線量率の月平均値と月間最大値
(東海研究所, 1981年度)
(単位: $\mu\text{R}/\text{h}$)

ポストNo.	年月	1981年												1982年			平均	標準偏差
		4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3					
構内ポスト	MP-11	平均 5.4	5.3	5.3	5.1	5.2	5.7	6.0	5.3	5.1	5.1	5.1	5.2	5.3	0.26			
		最大 7.7	6.8	8.5	7.6	7.5	7.5	7.6	7.9	6.4	6.1	6.8	7.7	—	—			
	MP-12	平均 5.4	5.2	5.2	5.1	5.2	5.6	5.6	5.7	5.7	5.5	5.1	5.2	5.4	0.22			
		最大 8.0	6.6	6.7	6.9	7.8	8.3	7.4	8.0	7.3	7.3	7.1	8.0	—	—			
	MP-13	平均 5.7	5.7	5.7	5.6	5.7	5.9	6.3	5.9	5.9	5.8	5.6	5.4	5.8	0.21			
		最大 8.0	7.4	7.3	7.7	8.8	8.3	9.9 ^{*3}	7.8	8.2	7.0	7.4	8.8	—	—			
	MP-14	平均 7.5	7.4	7.3	7.0	7.1	7.7	7.8	7.8	7.8	7.8	7.8	7.8	7.6	0.29			
		最大 10.8	9.6	9.8	9.4	10.5	10.3	12.6 ^{*4}	10.6	13.4 ^{*4}	9.3	13.6 ^{*4}	11.1	—	—			
	MP-15	平均 5.5	5.5	5.5	5.5	5.6	5.5	5.5	5.3	5.0	5.0	5.0	5.4	5.4	0.22			
		最大 8.2	7.7	7.6	8.1	8.9	8.2	7.6	7.7	7.9	6.5	7.0	8.4	—	—			
MP-16	平均 4.3	4.5	5.1	5.2	4.5	4.5	4.6	4.7	4.6	4.6	4.5	4.6	4.6	0.25				
	最大 6.5	29.6 ^{*1}	43.1 ^{*1}	34.5 ^{*1}	9.5	8.3	6.9	7.6	7.0	9.9	6.2	7.8	—	—				
MP-17	平均 4.6	4.6	4.7	4.5	4.4	5.2	5.3	5.3	5.2	5.2	5.2	5.1	4.9	0.33				
	最大 6.6	5.9	7.4	7.6	6.4	8.7	8.0	7.1	7.1	6.3	6.8	7.7	—	—				
MP-18	平均 4.1	4.1	5.1 ^{*2}	4.8	5.4	4.7	5.0	4.8	4.6	4.6	4.6	4.9	4.7	0.36				
	最大 6.6	6.3	7.2	7.1	8.5	6.1	7.5	7.0	6.1	5.8	6.1	6.9	—	—				
MP-19	平均 5.1	5.1	5.1	4.8	4.8	5.3	5.7	5.6	5.4	5.3	5.3	5.2	5.2	0.26				
	最大 7.3	7.7	7.0	6.8	6.5	7.3	7.1	7.6	7.0	6.6	7.0	7.9	—	—				
MP-21	平均 5.0	5.0	5.1	5.0	5.1	5.6	5.7	5.6	5.4	5.3	5.3	5.1	5.3	0.25				
	最大 7.6	7.3	7.4	7.8	8.8	8.4	7.8	8.1	7.4	6.7	7.4	8.6	—	—				
MP-22	平均 4.8	4.9	5.1	5.2	5.3	4.9	4.8	4.6	4.4	4.3	4.3	4.6	4.8	0.32				
	最大 6.8	6.7	8.7	7.8	8.5	7.3	6.7	6.4	5.8	5.5	5.9	6.9	—	—				
MP-23	平均 4.7	4.8	4.8	4.9	5.0	4.6	4.6	4.4	4.3	4.2	4.3	4.4	4.6	0.25				
	最大 6.7	6.4	6.1	7.1	7.0	6.6	5.6	6.1	5.3	5.3	5.9	6.8	—	—				
MP-24	平均 4.9	5.0	5.1	5.4	5.5	5.0	4.9	4.7	4.5	4.4	4.4	4.7	4.9	0.34				
	最大 6.3	6.5	6.6	7.1	7.6	6.7	6.3	6.1	5.5	5.5	5.6	6.4	—	—				
MP-25	平均 4.9	4.9	5.0	5.1	5.2	5.0	5.1	5.1	4.9	4.8	4.8	4.9	5.0	0.11				
	最大 7.2	6.5	6.8	7.2	8.1	7.6	6.5	6.9	6.3	6.0	6.5	7.6	—	—				

*1 HENDELの非破壊検査の影響

*2 南門整備に伴い, ポストを移設した

*3 JPDR スカイシン実験の影響

*4 廃棄物輸送による影響

Table A. 4. 2 - 2 定点における γ 線照射線量率測定結果

(東海研究所, 1981年度)

地点番号	地名	測定期間	
		測定結果	測定結果
		1981年4月23日 ～4月27日	1981年10月19日 ～10月23日
		照射線量率 ($\mu\text{R}/\text{h}$)	照射線量率 ($\mu\text{R}/\text{h}$)
1	構内 (ST-1)	5.5	5.2
2	舟石川 (原電住宅)	3.3	3.0
3	照沼 (如意輪寺)	3.7	4.0
4	宮前 (酌列神社)	2.3	2.9
5	須和間 (ST-3)	3.6	3.6
6	" (住吉社)	3.2	3.1
7	那珂湊 (三峯神社)	2.8	2.6
8	勝田 (吉田神社)	4.3	4.2
9	" (日製病院前)	3.1	3.4
10	" (香取宮)	2.7	2.6
11	那珂町 (上宮寺)	4.0	6.7
12	内宿 (大山台)	3.0	3.0
13	磯部 (都々逸坊)	5.2	5.0
14	横堀 (発汗地藏)	3.3	3.2
15	菅谷 (鹿島神社)	2.8	4.3
16	稲田 (今鹿島神社)	2.8	2.7
17	亀下 (ST-4)	6.1	6.2
18	高野 (鹿島神社)	2.8	2.8
19	石神 (住吉神社)	3.5	3.4

Table A.4.2-3 積算線量測定結果

(東海研究所, 1981年度)

地点番号	地名	測定期間		第1四半期		第2四半期		第3四半期		第4四半期	
		測定結果		1981年3月18日 ～ 6月17日		1981年6月17日 ～ 9月22日		1981年9月22日 ～ 12月23日		1981年12月23日 ～ 1982年3月24日	
		測定値 (mR)	91日積算 線量(mR)	測定値 (mR)	91日積算 線量(mR)	測定値 (mR)	91日積算 線量(mR)	測定値 (mR)	91日積算 線量(mR)		
M-1	構内 (ST-1)	11.0	10.9	12.0	11.3	11.0	10.9	12.8	12.8		
M-2	周辺監視区域境界 (MP-1)	11.1	11.0	11.3	10.6	10.4	10.3	11.7	11.7		
M-8	周辺監視区域境界 (プル研裏)	9.8	9.7	9.3	8.7	9.6	9.5	10.6	10.6		
M-10	周辺監視区域境界 (MP-7)	9.4	9.3	9.6	9.0	8.5	8.4	9.4	9.4		
M-11	周辺監視区域境界 (MP-8)	10.2	10.1	10.5	9.9	9.6	9.5	10.6	10.6		
M-13	構内 (ST-2)	10.9	10.8	11.3	10.6	10.9	10.8	11.1	11.1		
M-17	新川下流	9.1	9.0	9.2	8.6	9.5	9.4	9.6	9.6		
M-18	宿	7.5	7.4	8.3	7.8	8.0	7.9	8.2	8.2		
M-19	阿漕ヶ浦南西方	8.0	7.9	8.5	8.0	7.3	7.2	8.3	8.3		
M-20	阿漕ヶ浦西方	8.6	8.5	9.4	8.8	8.6	8.5	9.3	9.3		
M-21	白方	8.2	8.1	8.5	8.0	8.0	7.9	8.3	8.3		
M-22	原電グラウンド北西	7.9	7.8	8.0	7.5	7.7	7.6	7.3	7.3		
M-26	川根	9.1	9.0	9.4	8.8	8.9	8.8	9.3	9.3		
M-29	須和間 (ST-3)	8.3	8.2	8.5	8.0	8.1	8.1	7.8	7.8		
M-30	亀下 (ST-4)	12.3	12.2	12.7	11.9	12.5	12.4	12.7	12.7		
M-53	東海中	7.0	6.9	6.9	6.5	6.7	6.6	6.9	6.9		
M-44	豊岡 1	10.4	10.3	10.5	9.9	9.6	9.5	10.4	10.4		
M-56	豊岡 2	10.8	10.7	11.7	11.0	9.9	9.8	11.2	11.2		
M-57	豊岡 3	9.2	9.1	9.6	9.0	10.2	10.1	9.3	9.3		

5 cm 厚の鉛箱内の値を差し引いてある。

A. 4.3 環境試料のモニタリング

(1) 環境試料中の全 β 放射能の測定

1981年度に実施した環境試料中の全 β 放射能の測定については、試料の種類および頻度ともに1980年度とほぼ同様であった。

各試料の測定結果を、Table A. 4.3-1に示す。これらの値は、例年の測定結果と比較して大きな差はなく、施設からの放出による影響は認められなかった。

(2) 降下物および雨水中の全 β 放射能の測定

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

水盤法による降下物中の放射能は、1980年10月に行われた中国核実験の影響がスプリングピークとして大きく現われている。年間の放射能降水量は、1980年度と比較すると約3倍であった。雨水中濃度にも同核実験の影響が現われているが、あまり大きくなかった。

(3) 排水溝排水中の放射能濃度

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

(中戸 喜寄)

(4) 環境試料中の放射性核種濃度

1981年度に採取した陸上の飲料水、河川水、農産物、土壌および沿岸海域の海水、海産生物海底土、排水溝出口近辺土砂中に含まれる放射性核種濃度を測定した。その結果をTable A. 4.3-3(a)およびTable A. 4.3-3(b)に示す。陸土や海水中に ^{95}Zr 、 ^{95}Nb 等が若干検出されたが、これは1980年10月に行われた中国核実験の影響である。

(5) 大気塵埃および降下物中の放射能

1980年度と同様モニタリングステーションで集塵したろ紙から大気中の放射性核種濃度を測定した。その結果をTable A. 4.3-4に示す。また、水盤法によって採取した降下物中の放射性核種により評価した降水量に基づく結果をFig. A. 4.3-2に示す。1980年10月に行われた第26回中国核実験の影響が1980年11月以降から1981年9月頃まで続いて観察され、検出された核種は ^{54}Mn 、 ^{88}Y 、 ^{95}Zr 、 ^{95}Nb 、 ^{103}Ru 、 ^{106}Ru 、 ^{125}Sb 、 ^{137}Cs 、 ^{141}Ce 、 ^{144}Ce で ^{137}Cs の年間降水量は 0.52 mCi/km^2 であった。なお各試料ごとに対する検出限界をTable A. 4.3-5に示す。

(梁瀬 芳晃)

Table A. 4.3 - 1 環境試料中の全β放射能測定結果

(東海研究所, 1981年度)

試料・地点名	前 期	後 期	試料・地点名	前 期	後 期	
陸 土 pCi/g 乾			農 産 物 pCi/g 生			
構 内 JPDR	12	20	松 葉<指標物>	2.6	—	
東海村 須和間	4.8	11	牛 乳 (船 場)	0.9	1.0	
“ 亀 下	16	23	牧 草 (“)	4.4	3.8	
“ 石 神	9.9	12	精 米 (須和間)	—	0.6	
勝田市 高 場	7.1	12	はくさい (“)	3.4	1.9	
“ 宮 前	8.3	7.8	甘 藷 (“)	—	3.1	
“ 稲 田	6.2	6.1	ほうれん草 (“)	—	4.6	
那珂町 横 堀	6.7	10	水 産 物 pCi/g 生			
“ 向 山	—	12	(東海沖産)			
排水口近辺土砂 pCi/g 乾			ヒラメ {	(可食部)	3.2	2.9
第 1 排水溝	16	17		(骨)	1.7	2.6
第 2 排水溝	18	15		(内 蔵)	2.2	1.8
第 3 排水溝	17	14		(頭)	1.3	2.5
飲 料 水 pCi/l			シラス	2.2	3.0	
阿漕浦取水口	* ^{*1}	*	(日立市久慈浜産)			
東海村荒谷台浄水場	5.9	3.8	ワカメ	3.8	—	
“ 長堀 “	5.9	*	ヒジキ	—	10	
“ 岡 “	*	*	海 底 土 pCi/g 乾			
“ 照沼	*	3.7	東海沖 C 海域 ^{*2}	17	19	
“ 須和間	*	*	東海沖 D 海域 ^{*3}	15	16	
那珂町向山	—	*	海 水 pCi/l			
河 川 水 pCi/l			東海沖 C 海域	1.3	*	
久慈川原研取水口	*	*	“ “	*	*	
久慈川河口 (豊岡)	*	*	東海沖 D 海域	1.1	*	
			“ “	*	1.1	

- *1 * 検出限界未満
*2 原研沖約 500m
*3 原研沖約 2,000 m

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

(東海研究所, 1981年度)

地点 年月	第 1 排水溝	第 2 排水溝		第 3 排水溝
	全β (μCi/cm ³)	全β (μCi/cm ³)	³ H (μCi/cm ³)	全β (μCi/cm ³)
1981年 4月	5.2 × 10 ⁻⁹	9.2 × 10 ⁻⁹	3.1 × 10 ⁻⁶	1.2 × 10 ⁻⁹
5月	4.1 × 10 ⁻⁹	6.9 × 10 ⁻⁹	1.1 × 10 ⁻⁵	3.0 × 10 ⁻⁹
6月	3.9 × 10 ⁻⁹	5.2 × 10 ⁻⁹	8.8 × 10 ⁻⁶	1.1 × 10 ⁻⁹
7月	4.0 × 10 ⁻⁹	2.2 × 10 ⁻⁸	6.8 × 10 ⁻⁶	1.1 × 10 ⁻⁹
8月	3.7 × 10 ⁻⁹	< 3.6 × 10 ⁻⁹	7.0 × 10 ⁻⁷	1.3 × 10 ⁻⁹
9月	3.8 × 10 ⁻⁹	4.2 × 10 ⁻⁹	1.9 × 10 ⁻⁶	< 1.0 × 10 ⁻⁹
10月	< 3.6 × 10 ⁻⁹	4.5 × 10 ⁻⁹	4.1 × 10 ⁻⁶	1.2 × 10 ⁻⁹
11月	3.7 × 10 ⁻⁹	4.8 × 10 ⁻⁹	1.4 × 10 ⁻⁵	1.3 × 10 ⁻⁹
12月	3.9 × 10 ⁻⁹	6.6 × 10 ⁻⁹	< 5.0 × 10 ⁻⁷	1.6 × 10 ⁻⁹
1982年 1月	4.0 × 10 ⁻⁹	4.3 × 10 ⁻⁹	9.8 × 10 ⁻⁶	1.6 × 10 ⁻⁹
2月	3.8 × 10 ⁻⁹	4.6 × 10 ⁻⁹	1.6 × 10 ⁻⁵	1.3 × 10 ⁻⁹
3月	< 3.6 × 10 ⁻⁹	4.5 × 10 ⁻⁹	5.9 × 10 ⁻⁶	1.2 × 10 ⁻⁹

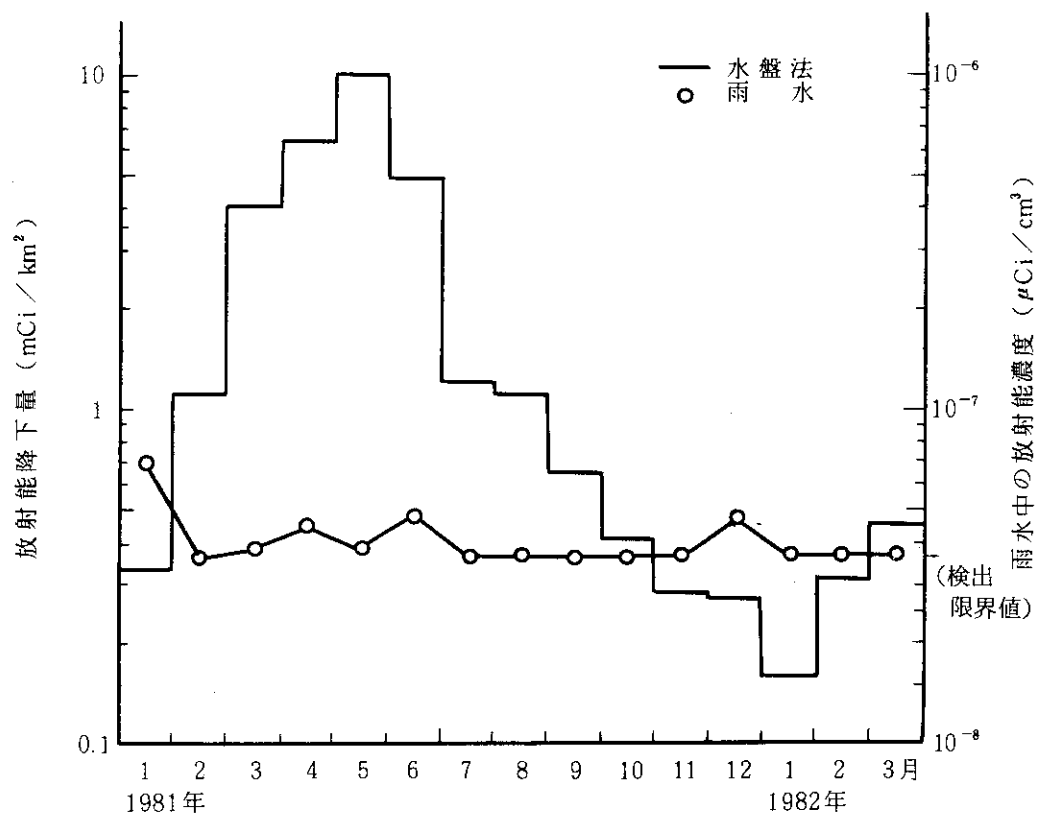


Fig. A. 4.3-1 降下物中の全β放射能

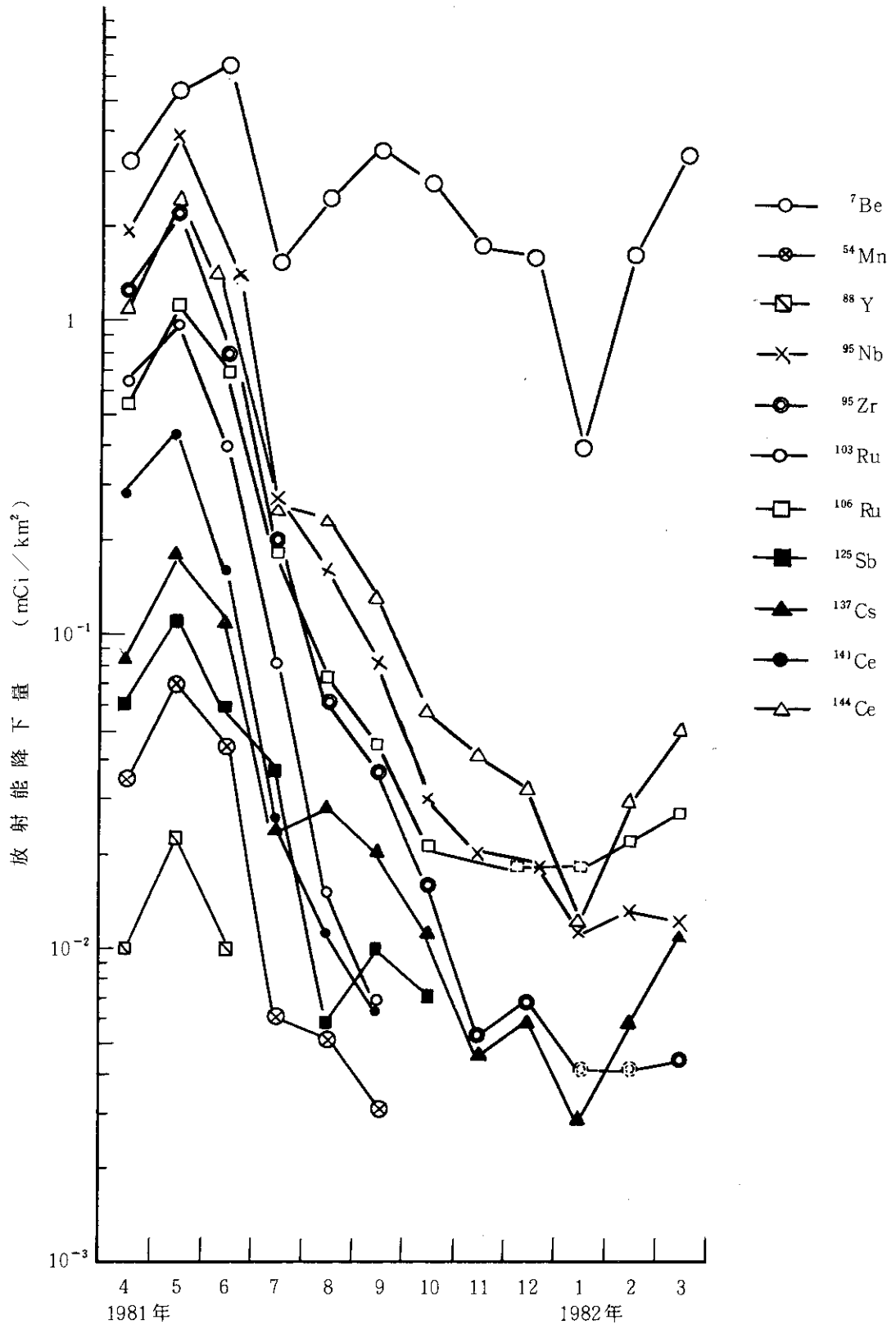


Fig. A.4.3-2 放射性核種降下量

Table A.4.3-3(a) 環境試料(食物)中の放射性核種濃度

(東海研究所, 1981年度)

種類, 部位	採取年月	採取地点	³ H	⁵⁴ Mn	⁶⁰ Co	⁹⁵ Zr	⁹⁵ Nb	¹⁰⁶ Ru	¹³¹ I	¹³⁷ Cs	¹⁴⁴ Ce	単位
飲料水	1981年4月	東海村須和間	*	-	-	-	-	-	-	-	-	pCi/cm ³
	" 10月	"	*	-	-	-	-	-	-	-	-	
	" 10月	那珂町向山	*	-	-	-	-	-	-	-	-	
牛乳	" 8月	東海村舟場	-	-	-	-	-	-	*	2.4	-	pCi/ℓ
	" 10月	"	-	-	-	-	-	-	*	1.9	-	
精米	" 10月	東海村須和間	-	*	*	*	*	*	-	14	*	
	" 10月	"	-	-	-	-	-	-	*	3.9	-	
ほうれん草 (可食部)	" 6月	日立市久慈浜	-	*	*	*	*	(*)	-	7.5	(*)	
	" 12月	"	-	*	*	*	*	(*)	-	7.4	(*)	
シラス	" 8月	"	-	*	*	*	*	(*)	-	3.0	(*)	
	" 12月	"	-	*	*	*	*	(*)	-	6.4	(*)	

(): 化学分析 * : 検出限界未満
 - : 測定対象外

Table A. 4.3 - 3(b) 環境試料中の放射性核種濃度

(東海研究所, 1981年度)

項目	採取年月	採取地点	³ H	⁵⁴ Mn	⁶⁰ Co	⁹⁵ Zr	⁹⁵ Nb	¹⁰⁶ Ru	¹³⁷ Cs	¹⁴⁴ Ce	²³⁹⁺²⁴⁰ Pu	単位	
河川水	1981年5月	東海村	*	—	—	—	—	—	—	—	—	pCi/cm ³	
	11月	阿漕浦取水口	*	—	—	—	—	—	—	—	—		
	5月	那珂町久慈川	*	—	—	—	—	—	—	—	—		
	11月	原研取水口	*	—	—	—	—	—	—	—	—		
	5月	常陸太田市	*	—	—	—	—	—	—	—	—		
	11月	山田川下流	*	—	—	—	—	—	—	—	—		
	5月	里川下流	*	—	—	—	—	—	—	—	—		
	11月		*	—	—	—	—	—	—	—	—		
海水	4月	原研東海沖	—	*	*	*	0.35	(*)	0.14	(*)	—	pCi/ℓ	
	10月	C 海域	—	*	*	*	*	(*)	0.13	(*)	—		
	4月	D 海域	—	*	*	*	0.53	(*)	*	(*)	—		
	10月		—	*	*	*	*	(*)	0.16	(*)	—		
海底土	1981年7月	原研東海沖	—	*	*	*	60	(*)	21	(120)	(8.5)		
	1982年1月	C 海域	—	*	*	*	31	(*)	23	(78)	(9.9)		
	1981年7月	D 海域	—	*	*	*	46	(*)	23	(92)	(19)		
	1982年1月		—	*	*	*	*	(*)	35	(88)	(14)		
排水口 近辺土砂	1981年7月	第1排水溝出口	—	*	*	*	*	*	*	*	*	—	
	1982年1月		—	*	*	*	*	*	*	*	*	—	
	1981年7月	第2 "	—	*	*	*	25	*	*	*	*	—	
	1982年1月		—	*	*	*	*	*	*	*	*	—	
	1981年7月	第3 "	—	*	*	*	32	*	*	*	*	—	
	1982年1月		—	*	*	*	*	*	*	*	*	—	
陸土	1981年5月	東海村	—	*	*	*	51	*	56	*	—	pCi/kg 乾	
	11月	原研構内	—	*	*	*	48	*	51	*	—		
	5月	石 神	—	*	*	*	360	*	1700	*	—		
	11月		—	*	*	*	*	*	1100	*	—		
	5月	亀 下	—	*	*	*	370	*	500	*	—		
	11月		—	*	*	*	*	*	560	*	—		
	5月	須和間	—	*	*	*	56	160	*	230	*		—
	11月		—	*	*	*	42	*	500	160	—		
	5月	勝田市 稲 田	—	*	*	*	63	150	*	1600	*		—
	11月		—	*	*	*	*	*	1200	*	—		
	5月	高 場	—	*	*	*	560	*	220	*	—		
	11月		—	*	*	*	54	*	560	*	—		
	5月	宮 前	—	*	*	*	120	*	810	*	—		
	11月		—	*	*	*	47	*	2500	*	—		
	5月	那珂町 横 堀	—	*	*	*	370	*	*	*	—		
	11月		—	*	*	*	110	*	450	260	—		
	11月	向 山	—	*	*	*	33	*	1100	*	—		

() : 化学分析

* : 検定限界未滿

— : 測定対象外

Table A.4.3-4 大気塵埃中の放射性核種濃度

(東海研究所, 1981年度)

採取年月	⁷ Be	⁵⁴ Mn	⁶⁰ Co	⁹⁵ Zr	⁹⁵ Nb	¹⁰³ Ru	¹⁰⁶ Ru	¹²⁵ Sb	¹³⁷ Cs	¹⁴¹ Ce	¹⁴⁴ Ce
1981年 4月	55	0.51	*	29	46	14	11	1.3	1.3	6.7	21
5月	74	0.92	*	28	51	11	14	1.5	1.9	6.5	21
6月	46	0.47	*	12	22	4.2	6.6	0.97	1.2	2.0	17
7月	29	*	*	1.9	4.4	*	*	*	*	*	4.2
8月	63	*	*	1.9	3.5	*	*	*	0.46	*	5.1
9月	75	*	*	0.73	1.5	*	*	*	*	*	2.2
10月	69	*	*	*	0.83	*	*	*	*	*	*
11月	44	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*
1982年 12月	61	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*
1月	51	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*
2月	85	*	*	*	0.26	*	*	*	*	*	*
3月	88	*	*	*	*	*	*	*	*	*	*

* : 検出限界未満 単位 : $\times 10^{-15} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$

備考 採取地点はモニタリングステーション No.3 (須和間) である。

Table A.4.3-5 環境試料に対する検出限界値

(東海研究所, 1981年度)

項目 核種	³ H	⁵⁴ Mn	⁶⁰ Co	⁹⁵ Zr	⁹⁵ Nb	¹⁰³ Ru	¹⁰⁶ Ru	¹²⁵ Sb	¹³¹ I	¹³⁷ Cs	¹⁴¹ Ce	¹⁴⁴ Ce	²³⁹⁺²⁴⁰ Pu	単位
塵埃	-	2.4	2.7	5.8	3.1	6.3	29	9.1	-	2.7	4.2	15	-	$\times 10^{-16} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$
降下塵	-	1.8	2.1	4.2	2.0	4.2	18	6.4	-	2.3	3.2	13	-	$\times 10^{-3} \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$
牛乳	-	-	-	-	-	-	-	-	5.0	1.4	-	-	-	pCi/l
野菜	-	-	-	-	-	-	-	-	7.3	2.7	-	-	-	pCi/kg 生
精米	-	1.1	1.3	2.6	1.2	-	10	-	-	1.4	-	7.4	-	pCi/kg 生
陸土	-	22	24	44	24	-	190	-	-	32	-	150	-	pCi/kg 乾
飲料水	0.31	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	pCi/cm ³
河川水	0.31	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	pCi/cm ³
海水	0.31 pCi/cm ³	0.14	0.16	0.31	0.15	-	(0.10)	-	-	0.12	-	(0.10)	-	pCi/l
海底土	-	11	12	22	12	-	(20)	-	-	20	-	(20)	(1.0)	pCi/kg 乾
海産物	-	2.2	2.6	5.1	2.3	-	(1.0)	-	-	2.7	-	(1.0)	-	pCi/kg 生
排水口 近辺土砂	-	11	12	22	12	-	92	-	-	20	-	74	-	pCi/kg 乾

() : 化学分析 - : 測定対象外

A. 4.4 那珂地区におけるバックグラウンド調査

(1) 調査の概要

那珂地区（JT-60建設地）周辺のバックグラウンド放射線，放射能の調査を1979年12月と1980年12月の計2回実施した。測定地点は，那珂地区敷地内の外周とし，なるべく平坦で施設建設後も環境条件が大きく変わらず，かつ施設からの影響を適切に把握できる7地点を選んだ。Fig. A. 4.4-1に測定地点を示す。図中のNo.8地点は，TLDによる積算線量測定のための地点である。第1回の調査時点は，施設の建設前で土木工事等がまだ始っておらず自然のままの状態であった。第2回の調査時は，JT-60の実験棟，制御棟等の諸施設の建設基礎工事が進行中であったが，測定地点の環境条件は第1回目とそれほど変わらない状態であった。第1回と第2回の測定地点と測定項目は同じであり，測定項目は次の通りである。

- ① 3" ϕ \times 3" NaI (T ℓ) シンチレーション・カウンタと γ 線波高分析器による地上約1 mにおけるパルス波高スペクトル分布の測定と照射線量率の評価
- ② ①と同一場所で，土壌の γ 線スペクトル分析 (Ge (Li) 半導体) によるU系，Th系， ^{40}K ，その他フォールアウト核種の核種分析と γ 線スペクトル測定
- ③ 熱蛍光線量計 (TLD) による3カ月間ごとの積算線量測定

(2) 測定結果

パルス波高スペクトル分布から「スペクトル線量変換演算子」法を用いて照射線量率を求めた。照射線量率の測定結果を Table A. 4.4-1 に示す。第1回と第2回の測定結果は，ほぼ同じ値を示した。測定地点7点についての1回目と2回目のそれぞれの平均値と標準偏差は， $2.2 \pm 0.4 \mu\text{R/h}$ ， $2.1 \pm 0.3 \mu\text{R/h}$ であった。那珂地区の地質は，関東ローム層であり，この全平均値 $2.1 \mu\text{R/h}$ は他の地域の関東ローム層の測定結果と同様の値である。

土壌試料は，径8 cm，深さ4.5 cmのプラスチック容器を用いて自然状態のまま円柱状に採取し，地表面が検出器側になる状態で γ 線スペクトル測定を行った。 γ 線スペクトル解析による核種分析結果のうち，検出限界値以上の核種およびその濃度を Table A. 4.4-2 に示す。表に示すとおり，フォールアウト核種である ^{137}Cs は地点によりバラツキが見られるが，その他の核種はどの地点でもほぼ同じレベルであった。

TLDによる3カ月積算線量の測定は，1980年3月から1981年12月までの3カ月ごとの測定結果を Table A.4.4-3 に示す。全地点の平均は5 mR/91日程度で，丘砂地である東海研周辺の10 mR/91日の値と比較して低い値を示しており，この値はNaI (T ℓ) シンチレーション・カウンタによる測定結果と同様である。

(小林 秀雄)

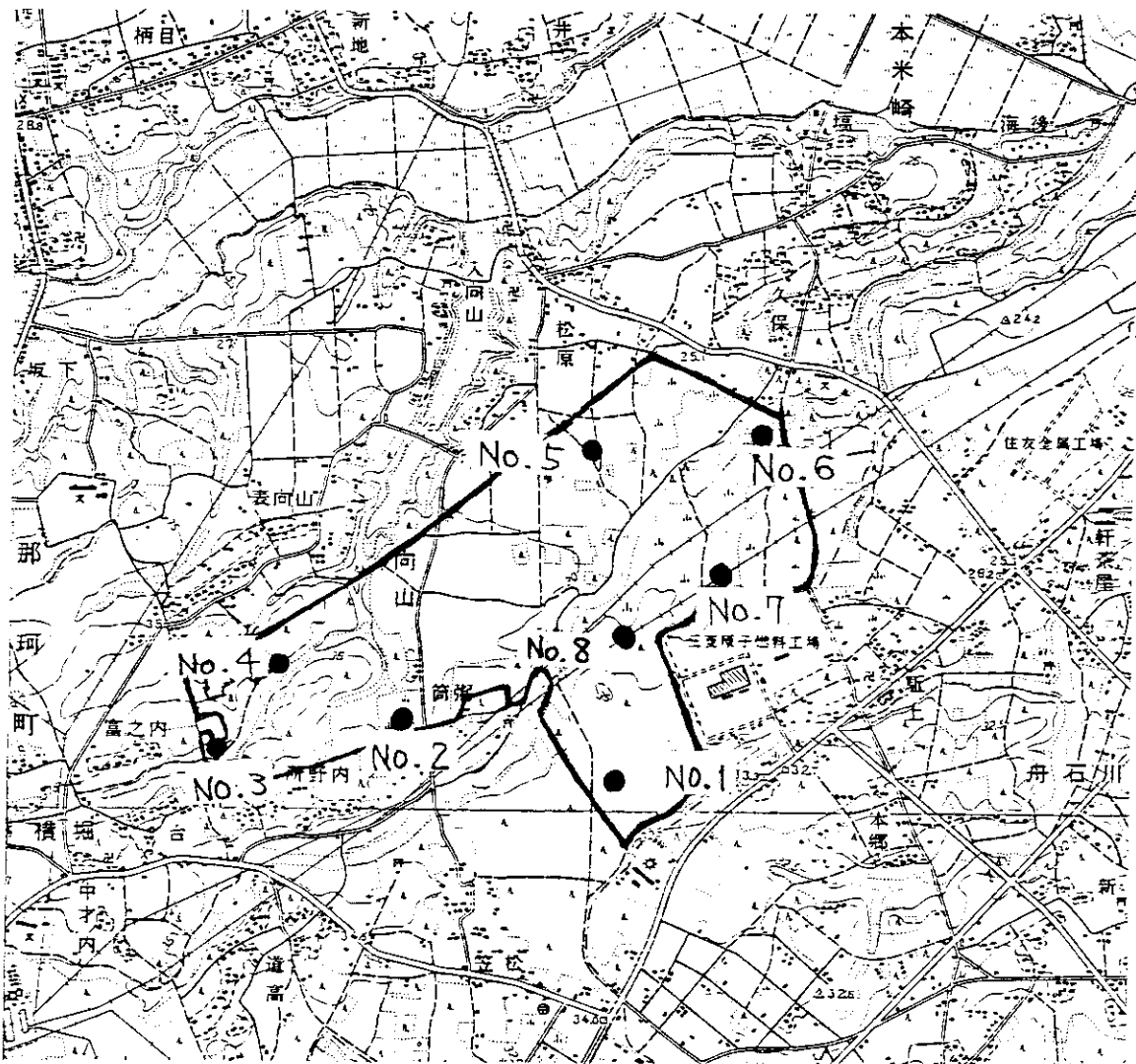


Fig. A. 4. 4 - 1 那珂地区敷地内B.G 調査測定地点

Table A. 4. 4 - 1 那珂地区における照射線量率測定結果

(東海研究所, 1981年度)

地点名	第 1 回		第 2 回	
	測定日	照射線量率	測定日	照射線量率
1	1979年12月11日	2.0 μ R/h	1980年12月23日	2.0 μ R/h
2	"	2.8	"	2.6
3	"	2.0	"	1.9
4	"	1.9	"	1.8
5	"	2.2	"	2.2
6	"	1.7	"	2.0
7	1979年12月12日	2.5	"	2.4

(エネルギー 3 MeV 以上の宇宙線は除いた。
検出器の方向依存性の補正をほどこした。)

Table A.4.4-2 那珂地区における土壤中の核種分析結果

(東海研究所, 1981年度)

(単位: pCi/g 湿)

地点名	第 1 回					第 2 回				
	採取日	²³² Th	²³⁸ U	⁴⁰ K	¹³⁷ Cs	採取日	²³² Th	²³⁸ U	⁴⁰ K	¹³⁷ Cs
1	1979年12月	0.23	0.056	1.7	0.16	1980年12月	0.21	0.066	1.9	0.037
2	"	0.15	0.092	3.3	0.24	"	0.48	0.16	3.7	0.62
3	"	0.20	0.11	2.3	0.17	"	0.20	0.10	2.1	0.20
4	"	0.30	0.096	1.8	0.095	"	0.30	0.11	2.3	0.065
5	"	0.29	0.14	2.7	0.31	"	0.69	0.16	3.3	0.13
6	"	0.37	0.11	2.8	0.027	"	0.41	0.12	2.4	0.050
7	"	0.34	0.073	2.6	0.077	"	0.77	0.19	3.2	0.069

Table A.4.4-3 那珂地区における積算線量測定結果

(東海研究所, 1981年度)

(単位: mR/91日)

測定期間 地点名	第1回	第2回	第3回	第4回	第5回	第6回	第7回	平均
	1980年 3月24日 7月1日	1980年 7月1日 10月21日	1980年 10月21日 12月18日	1980年 12月19日 1981年 3月17日	1981年 3月17日 6月17日	1981年6 6月17日 9月22日	1981年 9月22日 12月23日	
1	3.7	3.1	3.8	3.7	3.4	4.3	4.8	3.8
2	6.8	5.6	5.8	6.4	7.7	6.6	5.4	6.3
3	5.7	5.4	5.2	5.0	4.7	6.4	6.6	5.6
4	5.2	4.5	素子盗難の ため欠測	3.3	3.8	4.4	4.0	4.2
5	5.2	4.5	5.7	5.9	5.3	4.7	4.7	5.1
6	5.1	4.0	5.1	4.1	5.5	6.0	5.9	5.1
7	7.4	5.0	6.7	5.9	5.8	5.9	4.9	5.9
8	5.7	5.0	6.1	5.7	6.3	4.5	4.5	5.4

注: 5cm厚の鉛箱内の値(6.6mR/91日程度)を差し引いてある。

A. 4.5 環境試料中のストロンチウム化学分析

1981年度より、環境試料中に含まれる放射性核種の ^{90}Sr 濃度の測定を、各四半期ごとに採取した試料について化学分析にて行い、その結果を茨城県環境放射線監視委員会に報告することとなった。このため1980年度の試験分析と同様に、原研沖の指定点で採取した海洋試料（海水、海底土、海産生物）の化学分析を行った。その結果をTable A. 4.5-1に示す。これらの分析結果は、1980年度と比較して大きな差はなかった。

また、「発電用軽水型原子炉施設における放出放射性物質の測定に関する指針」を準用して、原子力施設から環境に排出される気体廃棄物および液体廃棄物中に含まれる ^{89}Sr 、 ^{90}Sr 濃度の測定も化学分析により行った。

気体廃棄物に対する分析試料は、四半期内に集塵したろ紙（HE-40T）の全枚数のコンポジット試料について行った。液体廃棄物については、四半期内に一般排水溝に排水された廃液から、廃液量に比例したコンポジット試料をサンプリングして分析した。その結果をTable A. 4.5-2に示す。これらの分析結果は、1980年度と同様 ^{90}Sr は比較的多くの施設の廃液中に検出されたが、 ^{89}Sr は気体廃棄物、液体廃棄物中ともにNSRRの廃液を除き、他の施設からは検出されなかった。

（岩本 克己）

Table A.4.5-1 環境試料中の ^{90}Sr 分析値

（東海研究所，1981年度）

試料の種類	採取地点	採取年月日	測定年月日	^{90}Sr	
海	原研沖C海域*1	1981. 4. 21	1981. 6. 22	1.3×10^{-4} pCi/cm ³	
	原研沖D海域*2	"	"	8.0×10^{-5} "	
水	原研沖C海域	1981. 10. 14	1981. 12. 1	6.0×10^{-5} "	
	原研沖D海域	"	"	$< 4.0 \times 10^{-5}$ "	
海底土	原研沖C海域	1981. 7. 15	1981. 9. 24	4.0×10^{-3} pCi/g 乾	
	原研沖D海域	"	"	$< 3.5 \times 10^{-3}$ "	
	原研沖C海域	1982. 1. 12	1982. 3. 3	$< 3.8 \times 10^{-3}$ "	
	原研沖D海域	"	"	$< 3.9 \times 10^{-3}$ "	
海産生物	シラス	原 研 沖	1981. 8. 6	1981. 9. 25	$< 3.7 \times 10^{-4}$ pCi/g 生
	"	"	1981. 12. 14	1982. 2. 9	$< 3.7 \times 10^{-4}$ "
	ヒラメ	"	1981. 7. 1	1981. 8. 14	6.7×10^{-4} "
	"	"	1981. 12. 16	1982. 2. 9	$< 4.9 \times 10^{-4}$ "

*1 東海沖 約 500m

*2 東海沖 約 2,000m

Table A. 4.5-2 排気, 排水中のストロンチウム排出濃度

(東海研究所, 1981年度)
単位: $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$

試料の種類	建 家 名	第 1 四半期		第 2 四半期		第 3 四半期		第 4 四半期	
		^{90}Sr	^{89}Sr	^{90}Sr	^{89}Sr	^{90}Sr	^{89}Sr	^{90}Sr	^{89}Sr
液	冶金特研	5.4×10^{-8}	$< 7.4 \times 10^{-8}$	1.1×10^{-7}	$< 7.5 \times 10^{-8}$	2.9×10^{-8}	$< 5.7 \times 10^{-8}$	2.3×10^{-8}	$< 1.4 \times 10^{-8}$
	JRR-1	$< 1.6 \times 10^{-9}$	$< 2.1 \times 10^{-8}$	$< 1.5 \times 10^{-9}$	$< 2.1 \times 10^{-8}$	$< 1.7 \times 10^{-9}$	$< 2.1 \times 10^{-8}$	$< 1.5 \times 10^{-9}$	$< 6.5 \times 10^{-9}$
	NSRR	2.3×10^{-9}	3.4×10^{-8}	$< 1.5 \times 10^{-9}$	$< 2.2 \times 10^{-8}$	$< 1.8 \times 10^{-9}$	$< 2.3 \times 10^{-8}$	1.8×10^{-8}	3.3×10^{-8}
	JRR-2	1.2×10^{-8}	$< 4.0 \times 10^{-8}$	3.2×10^{-9}	$< 2.5 \times 10^{-8}$	$< 1.8 \times 10^{-9}$	$< 2.3 \times 10^{-8}$	1.9×10^{-9}	$< 6.9 \times 10^{-9}$
	JRR-3	4.4×10^{-9}	$< 3.1 \times 10^{-8}$	2.4×10^{-9}	$< 2.4 \times 10^{-8}$	4.1×10^{-9}	$< 2.9 \times 10^{-8}$	2.3×10^{-9}	$< 6.9 \times 10^{-9}$
	JRR-4	$< 1.7 \times 10^{-9}$	$< 2.2 \times 10^{-8}$	$< 1.5 \times 10^{-9}$	$< 2.1 \times 10^{-8}$	$< 1.7 \times 10^{-9}$	$< 2.2 \times 10^{-8}$	$< 1.5 \times 10^{-9}$	$< 6.4 \times 10^{-9}$
	再処理特研	2.2×10^{-6}	$< 4.5 \times 10^{-7}$	8.8×10^{-7}	$< 2.7 \times 10^{-7}$	7.5×10^{-7}	$< 2.5 \times 10^{-7}$	9.6×10^{-7}	$< 8.8 \times 10^{-8}$
	汚染除去場					3.8×10^{-8}	$< 6.4 \times 10^{-8}$		
	液体処理施設	1.0×10^{-8}	$< 3.6 \times 10^{-8}$	1.1×10^{-8}	$< 3.8 \times 10^{-8}$	7.6×10^{-9}	$< 3.0 \times 10^{-8}$	2.5×10^{-8}	$< 1.5 \times 10^{-8}$
	圧縮処理施設	1.0×10^{-8}	$< 3.7 \times 10^{-8}$	1.5×10^{-8}	$< 4.3 \times 10^{-8}$	9.9×10^{-8}	$< 9.9 \times 10^{-8}$	1.8×10^{-7}	$< 3.6 \times 10^{-8}$
	焼却炉	2.7×10^{-8}	$< 5.2 \times 10^{-8}$	1.9×10^{-8}	$< 4.7 \times 10^{-8}$			5.6×10^{-9}	$< 8.4 \times 10^{-9}$
	第1廃棄物処理棟	$< 1.6 \times 10^{-9}$	$< 2.1 \times 10^{-8}$	$< 1.5 \times 10^{-9}$	$< 2.3 \times 10^{-8}$	$< 1.7 \times 10^{-9}$	$< 2.2 \times 10^{-8}$	$< 1.5 \times 10^{-9}$	$< 6.3 \times 10^{-9}$
	第2廃棄物処理棟	$< 1.5 \times 10^{-9}$	$< 2.0 \times 10^{-8}$	$< 1.5 \times 10^{-9}$	$< 2.3 \times 10^{-8}$	$< 1.8 \times 10^{-9}$	$< 2.3 \times 10^{-8}$	$< 1.6 \times 10^{-9}$	$< 6.6 \times 10^{-9}$
	JPDR	$< 1.7 \times 10^{-9}$	$< 2.2 \times 10^{-8}$	$< 1.5 \times 10^{-9}$	$< 2.1 \times 10^{-8}$	$< 1.6 \times 10^{-9}$	$< 2.1 \times 10^{-8}$	$< 1.5 \times 10^{-9}$	$< 6.4 \times 10^{-9}$
気	ホットラボ(主排気口)	$< 4.3 \times 10^{-16}$	$< 5.7 \times 10^{-15}$	3.9×10^{-17}	$< 4.9 \times 10^{-16}$	2.2×10^{-16}	$< 8.2 \times 10^{-16}$	1.0×10^{-16}	$< 2.4 \times 10^{-16}$
	“(副排気口)	$< 4.4 \times 10^{-16}$	$< 5.8 \times 10^{-15}$	4.9×10^{-17}	$< 5.4 \times 10^{-16}$	$< 3.0 \times 10^{-17}$	$< 4.1 \times 10^{-16}$	7.7×10^{-16}	$< 2.2 \times 10^{-16}$
	JRR-2	$< 8.1 \times 10^{-17}$	$< 1.1 \times 10^{-15}$	$< 7.4 \times 10^{-17}$	$< 1.0 \times 10^{-15}$	$< 5.1 \times 10^{-17}$	$< 6.5 \times 10^{-16}$	$< 5.3 \times 10^{-17}$	$< 2.4 \times 10^{-16}$
	RI棟(300番)	$< 3.6 \times 10^{-17}$	$< 4.8 \times 10^{-16}$	$< 3.0 \times 10^{-17}$	$< 4.1 \times 10^{-16}$	$< 3.9 \times 10^{-17}$	$< 5.2 \times 10^{-16}$	$< 3.7 \times 10^{-17}$	$< 1.6 \times 10^{-16}$
	JRR-3	$< 1.2 \times 10^{-16}$	$< 1.6 \times 10^{-15}$	1.3×10^{-16}	$< 1.0 \times 10^{-15}$	$< 8.7 \times 10^{-17}$	$< 1.1 \times 10^{-15}$	$< 7.2 \times 10^{-17}$	$< 3.1 \times 10^{-16}$
	JRR-4	$< 1.6 \times 10^{-16}$	$< 2.0 \times 10^{-15}$	$< 1.3 \times 10^{-16}$	$< 1.8 \times 10^{-15}$	$< 1.5 \times 10^{-16}$	$< 1.8 \times 10^{-15}$	$< 1.3 \times 10^{-16}$	$< 5.6 \times 10^{-16}$
	再処理特研(スタックI)	$< 1.9 \times 10^{-17}$	$< 2.5 \times 10^{-16}$	1.0×10^{-16}	$< 3.8 \times 10^{-16}$	1.9×10^{-15}	$< 1.3 \times 10^{-15}$	$< 1.6 \times 10^{-17}$	$< 6.7 \times 10^{-17}$
	“(スタックII)	$< 1.9 \times 10^{-17}$	$< 2.4 \times 10^{-16}$	$< 1.6 \times 10^{-17}$	$< 2.2 \times 10^{-16}$	$< 1.6 \times 10^{-17}$	$< 2.2 \times 10^{-16}$	$< 1.6 \times 10^{-17}$	$< 6.9 \times 10^{-17}$
	液体処理施設(低レベル)	$< 7.3 \times 10^{-17}$	$< 9.6 \times 10^{-16}$	$< 1.1 \times 10^{-16}$	$< 1.5 \times 10^{-15}$	$< 9.9 \times 10^{-17}$	$< 1.2 \times 10^{-15}$	$< 1.1 \times 10^{-16}$	$< 4.9 \times 10^{-16}$
	“(中レベル)	$< 7.1 \times 10^{-17}$	$< 9.4 \times 10^{-16}$	$< 7.3 \times 10^{-17}$	$< 9.9 \times 10^{-16}$	$< 9.4 \times 10^{-17}$	$< 1.2 \times 10^{-15}$	2.1×10^{-16}	$< 6.8 \times 10^{-16}$
	圧縮処理施設	$< 1.5 \times 10^{-16}$	$< 2.0 \times 10^{-15}$	$< 1.5 \times 10^{-16}$	$< 2.0 \times 10^{-15}$	$< 1.3 \times 10^{-16}$	$< 1.6 \times 10^{-15}$	$< 9.7 \times 10^{-17}$	$< 4.7 \times 10^{-16}$
	第1廃棄物処理棟	$< 7.6 \times 10^{-17}$	$< 1.0 \times 10^{-15}$	$< 6.5 \times 10^{-17}$	$< 8.6 \times 10^{-16}$	$< 8.2 \times 10^{-17}$	$< 1.0 \times 10^{-15}$	$< 7.0 \times 10^{-17}$	$< 3.0 \times 10^{-16}$
	第2 “	$< 1.8 \times 10^{-17}$	$< 2.3 \times 10^{-16}$	$< 1.9 \times 10^{-17}$	$< 2.5 \times 10^{-16}$	$< 2.5 \times 10^{-17}$	$< 3.0 \times 10^{-16}$	$< 1.5 \times 10^{-17}$	$< 7.1 \times 10^{-17}$
	汚染除去場	$< 7.7 \times 10^{-17}$	$< 1.0 \times 10^{-15}$	$< 7.6 \times 10^{-17}$	$< 1.0 \times 10^{-15}$	$< 9.9 \times 10^{-17}$	$< 1.2 \times 10^{-15}$	$< 7.0 \times 10^{-17}$	$< 3.2 \times 10^{-16}$
	JPDR(主排気口)	3.7×10^{-16}	$< 2.5 \times 10^{-15}$	$< 1.0 \times 10^{-16}$	$< 1.5 \times 10^{-15}$	$< 1.5 \times 10^{-16}$	$< 1.9 \times 10^{-15}$	$< 1.3 \times 10^{-16}$	$< 6.2 \times 10^{-16}$
	NSRR(原子炉棟)	1.5×10^{-16}	$< 1.8 \times 10^{-15}$	$< 7.0 \times 10^{-17}$	$< 9.6 \times 10^{-16}$	$< 8.5 \times 10^{-17}$	$< 1.2 \times 10^{-15}$	$< 8.6 \times 10^{-17}$	$< 3.9 \times 10^{-16}$
	燃料試験施設	$< 1.7 \times 10^{-17}$	$< 2.3 \times 10^{-16}$	$< 1.4 \times 10^{-17}$	$< 2.0 \times 10^{-16}$	$< 2.0 \times 10^{-17}$	$< 2.5 \times 10^{-16}$	$< 1.5 \times 10^{-17}$	$< 6.6 \times 10^{-17}$

1 A.5 放射線計測器類の管理

A.5.1 概要

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

サーベイメータについては、老朽化、旧式化したものを中心に37台更新し、年2回の校正と故障の修理を行った。

施設の放射線モニタについては、リニアックダストモニタ、JRR-1ダストモニタを更新するとともに、1980年度発注した第4研究棟、廃棄物安全試験施設のモニタを完成させた。既設分については年2回の点検校正を実施した。

環境放射線監視システムについては、モニタリングポスト構内6基の線量率測定レンジを従来の5 mR/hから10 R/hに高レンジ化することとし、発注した。既設分の検出器については年2回の点検校正を実施するとともに、データの伝送システムについては年間計画にしたがって保守点検を実施した。

放射線管理用試料の計測においては、集中計測の機器とデータ処理プログラムの整備を進め、定常的な測定が可能となった。本年度はスペクトル測定的7000個、グロス測定約3200個の計測を実施した。また、Ge検出器4台と α 線 β 線測定器1台の精密校正を行い、測定精度の向上につとめた。

(沼宮内 弼雄)

A.5.2 サーベイメータ校正

東海研究所、大洗研究所、高崎研究所および原子炉研修所で使用しているサーベイメータ等の校正を実施した。1981年度の点検校正延台数は、サーベイメータ1212台、ポケット線量計1944本、故障件数約200件であった。故障の主な原因は、老朽化および人為的破損である。放射線標準施設棟の内装設備の整備(第Ⅱ期)を実施した。1981年度は、サーベイメータ自動校正装置、標準用測定器および各種放射線源を整備した。国家標準とのトレーサビリティを確保するため、X、 γ 線用測定器3機種を国家基準と比較校正した。

(上沢 輝夫)

A.5.3 放射線監視計測器の管理

(1) 環境放射線監視システムの維持管理

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

ポストモニタ装置の子局の低圧電源低下によるデータの欠損が目立った。このため子局12基の+5V電源ユニットの改修を実施した。大洗の第1、第2ステーションのデータ欠損の原因を調

査した。この結果、高圧送電線からの妨害電波が主な原因であることがわかった。既設のブラウンアンテナに指向性の高い八木アンテナを追加し、センタからの送信はブラウンアンテナを使用し、子局からの受信に八木アンテナを使用すれば改善できる。これは1982年度に改修する予定である。1981年度の故障は13件であった。

(2) 施設放射線管理用モニタの維持管理

放射線管理第2課、第3課所管のモニタ装置について年2回の定期点検校正を実施した。1981年度から第2廃棄物処理棟、第4研究棟の新設に伴い、定期点検校正を実施した。

原子炉施設等について年1回の原子力局による定期検査を受けた。Table A. 5.3-1に1981年度に発注したモニタ別の故障統計を示す。

(千田 徹)

(3) モニタ更新

1981年度は環境放射線監視システムのうちモニタリングポスト装置(構内)6基について、高レンジ化をはかるため発注した。モニタリングポストの測定レンジは、現状では最大5mR/hであるが、今回の更新により最大10R/hとなり原子炉施設からの放射性物質の異常放出時における高レベルの γ 線照射線量率の連続監視が可能となる。完成は1982年9月の予定である。

施設放射線管理用モニタは更新対象となっていたJRR-1ダストモニタ2系統、リニアックダストモニタ1系統・ γ 線エリアモニタ1系統が1982年5月に完成した。今回はリニアックのターゲット室ダストモニタに使用するタイマ&スケーラにバックグラウンド減算機能を付加し、正味計数値を直読できるようにした。

(4) 新設建家放射線管理用モニタ

第4研究棟放射線管理用モニタ22系統が1982年4月、廃棄物安全試験施設放射線管理用モニタ34系統が同年5月相次いで完成した。それぞれのモニタ設備の構成をTable A. 5.3-2に示す。なお、廃棄物安全試験施設ダストモニタには、カード式ダストモニタリングシステムが含まれる。

(三原 明)

Table A. 5.3-1 放射線管理用モニタの故障発生件数

(東海研究所, 1981年度)

モニタ名称	故障件数 (件)	故障率 (件/系統)
エリアモニタ	29	0.15
ダストモニタ	26	0.22
水・ガスモニタ	7	0.21
ハンドフットモニタ	17	0.35
モニタリングポスト	7	0.50
モニタリングステーション	6	0.43
その他	13	—
合計	105	0.31

Table A. 5.3-2 新設建家放射線管理用モニタ

(東海研究所, 1981年度)

施設名	モニタ名称	数量
第4 研究 棟	ダストモニタ	8 系統
	移動型ダストモニタ	3 "
	ガスモニタ	2 "
	排水モニタ	2 "
	可搬型 γ エリアモニタ	5 "
	ハンドフットモニタ	2 "
廃棄物 安全 試験 施設	ダストモニタ	4 系統
	移動型ダストモニタ	6 "
	ガスモニタ	1 "
	γ エリアモニタ	9 "
	可搬型 γ エリアモニタ	10 "
	ハンドフットモニタ	4 "

A. 5.4 放射線管理試料の計測

各種放射線管理試料の測定と評価および検出器，自動測定解析装置の保守点検校正を実施した。試料の測定は集中計測システムに変更され，1981年4月より実用体制に入った。1981年度は装置の故障が数件あったが，業務への支障はなく，ほぼ円滑に処理された。同年度の試料の測定件数は9,915件で，測定時間は9,665時間であった。測定件数と測定時間の内訳を Fig. A. 5.4-1 に示す。

集中計測システム用の機器類の整備は年次計画に基づいて進めてあり，1981年度は第2年に当たる。同年度に導入した機器は高純度 Ge 検出器が1式，Ge 検出器用の60試料の自動試料交換装置付遮蔽体が1式，100試料の自動試料交換装置付低バックグラウンド α 線 β 線計数装置

(CANBERRA 2201型) が1式である。これにより迅速な測定サービスが可能になった。自動試料測定解析装置の整備面では，集中計測システムの使用経験に基づくソフトウェアの一部改修と，計算センターのFACOM M-200計算機とのオンライン化の整備を計算センターの協力を得て実施した。オンライン化により放射線管理試料の測定記録月報や四半期報告書などの作成が可能になった。

検出器の精密校正は Ge 検出器4台と， α 線 β 線計数装置1台について実施した。この他放射線モニタやサーベイメータ類の校正に用いられている天然ウランの標準線源について， α 線， β 線の放出率の絶対測定を実施した。

(間辺 巖)

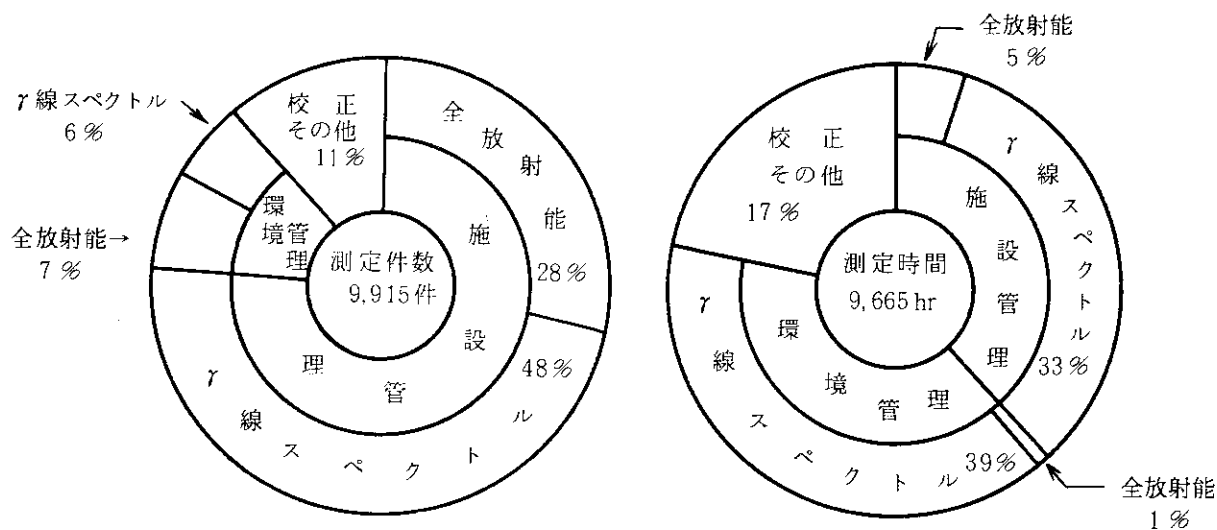


Fig. A. 5.4-1 放射線管理試料の測定内訳

1 A.6 放射性廃棄物の管理および汚染除去

A.6.1 概要

東海研究所における放射性廃棄物の発生量は、1980年度と比較して低レベル液体廃棄物は約10%減少し、中レベル液体廃棄物は約8%増加した。固体廃棄物は、低レベルおよび高レベルとも約48%増加した。所外からの搬入量は液体廃棄物が約30%増加し、固体廃棄物はほぼ同量であった。

処理については、1981年度頭初から稼動した中・高レベル廃棄物処理施設の供用も加えて、所定の処理を計画通り行った。液体廃棄物の処理によって発生した濃縮廃液および凝集沈殿スラッジは、試験的海洋処分用固化体を1980年に引き続き作成するためセメント固化した他、新しく稼動したアスファルト固化装置で固化処理した。

低レベル可燃性廃棄物では、発生量が特に増大したため、処理量も1980年度の466 m³に対し575 m³と増加した。

高レベル固体廃棄物についても、新しく稼動した高レベル固体処理装置で、減容・パッケージ化処理を開始した。1981年度における処理分は主に実用燃料試験施設からのもので、他施設からの発生分は、処理装置への搬入・受入れの可能な一部に限られた。

保管廃棄量は、低レベルドラム保管体および中レベル、高レベル保管体は、1980年度とほぼ同量であったが、大型異型保管体は2倍に増大した。これは、ホットラボ、モニタリングケープの改修に伴って発生した解体撤去物などが廃棄されたためである。

(江村 悟, 松元 章)

汚染除去に関しては、機器除染の処理数量は約20%減少したが、衣料除染、施設除染は、ともに大巾に増加した。これは、実用燃料試験施設の本格運転に伴う除染依頼が増大したためである。

処理設備などの改修整備としては、上期に処理前廃液貯槽(中レベル用No 1, 2, 3)の撤去作業を実施し、この撤去に係る官庁検査を10月に受検し、合格した。

(江村 悟)

A.6.2 放射性廃棄物の管理

(1) 廃棄物の搬入

(a) 液体廃棄物

1981年度における所内および所外からの液体廃棄物の搬入状況をそれぞれ Table A.6.2-1 および Table A.6.2-2 に示す。

所内の液体廃棄物搬入量は、低レベル無機廃液 625.68 m³、有機廃液、スラッジ など 1.99 m³、中レベル無機廃液 136.96 m³、有機廃液、スラッジなど 0.24 m³、高レベル廃液 0.017 m³ とアルファ廃液 0.185 m³ を搬入した。

また、所外の液体廃棄物搬入量は、低レベル無機廃液 133.8 m³ および海水廃液 116.0 m³ (全て放医研の廃液) と中レベル無機廃液 14.95 m³ が搬入された。1981年度の搬入実績を

1980年度と比較した場合、所内については約 48 m^3 の減少であった。これは実用燃料試験施設等において廃液の発生低減化につとめたためである。所外の廃液については約 37 m^3 の増で、これは放医研によるものである。

(鈴木 正樹)

(b) 固体廃棄物

1981年度における所内および所外の固体廃棄物の搬入状況をそれぞれ Table A.6.2-1 および Table A.6.2-2 に示す。

所内の固体廃棄物の搬入量は、低レベル固体廃棄物 895.28 m^3 、中レベル固体廃棄物 14.57 m^3 、高レベル固体廃棄物 13.99 m^3 、アルファ固体廃棄物 1.2 m^3 を搬入した。また、所外の固体廃棄物搬入量は、低レベル固体廃棄物 559.9 m^3 、中レベル固体廃棄物 5.0 m^3 、高レベル固体廃棄物 0.07 m^3 、アルファ固体廃棄物 1.8 m^3 が搬入された。

1981年度の搬入実績と1980年度を比較した場合、所内については約 298 m^3 の増加であった。この増加はホットラボのモニタリングケープ内の改修工事が主である。所外については約 11 m^3 、減少した。

(鈴木 正樹)

(2) 廃棄物の処理

(a) 液体廃棄物

(i) 低・中レベル液体廃棄物

1981年度の低レベル液体廃棄物および中レベル液体廃棄物の処理量と処理装置の稼働日数を Table A.6.2-3 に示す。1980年度の処理量に比し、低レベル液体廃棄物は約 170 m^3 、中レベル液体廃棄物は約 137 m^3 減少した。これは、低レベル液体廃棄物については搬入量が減少したため、中レベル液体廃棄物については第2処理棟の稼働により、処理されたためである。

(服部洋司良)

(ii) 中・高レベル液体廃棄物

1981年度の中・高レベル液体廃棄物の処理量と処理装置の稼働日数を Table A.6.2-3 に示す。中レベル液体廃棄物の発生は、ほとんど実用燃料試験施設およびホットラボ施設であり、全て蒸発処理し生成した濃縮液は、アスファルト固化に委ねた。高レベル廃液処理は、5件、7ℓと全量が非常に少なかったため、直接アスファルト固化に委ねた。

なお、処理依頼を受けたものの他、施設内で発生した約 40 m^3 の低レベル廃液も中レベル廃液と同様に蒸発処理した。

(讃井賢造)

(b) 固体廃棄物

(i) 低・中レベル固体廃棄物

1981年度の固体廃棄物の処理量および処理装置の稼働日数を Table A.6.2-4 に示す。圧縮処理装置によって不燃性廃棄物、排気フィルタを 597.16 m^3 (136トン)、焼却処理装置によって可燃性廃棄物、排気フィルタ(木枠)を 578.67 m^3 (66.2トン) m^3 、有機廃液 0.61 m^3 を処理した。これらの処理にともなって発生した処理済廃棄物は、圧縮体(200ℓドラム缶)

が714本、焼却灰（100ℓドラム缶）は40本であり減容比は、圧縮処理において4.18分の1、焼却処理において173.4分の1であった。

（平山 勝嘉）

(ii) 中・高レベル固体廃棄物

中・高レベル固体廃棄物は、主に実用燃料試験施設から発生したもので、1981年度の処理量を Table A. 6.2-4 に示す。

中・高レベル固体廃棄物にはビニール、紙ウェスおよび布ウェス等の圧縮性廃棄物のものと、研磨板などの非圧縮性のものがあった。前者については分類、圧縮して金属容器に封入後、後者は直接金属容器に封入後、それぞれ遮蔽付のドラム缶又はコンクリートブロックに埋込み、多重構造固化体とした。

（大塚 保）

(c) 固化

(i) セメント固化

1981年度のセメント固化した廃棄物およびパッケージ数を Table A. 6.2-5 に示す。セメント均一固化したものは海洋処分用パッケージとして製作したものである。その他のセメント固化したものは、海洋処分用パッケージとしての現行基準に合致させることの困難な廃棄物をコンクリート内張りドラム缶（D-50型）または200ℓドラム缶に固化したものである。全パッケージの発生数は、前年度に比較して約1/2.5に減少した。これは、海洋処分用パッケージの現行基準に合致しない廃棄物のセメント固化を減少させたためである。

（服部洋司良）

(ii) アスファルト固化

1981年度における固化対象物は、中高レベル蒸発処理装置の濃縮液、凝集沈殿処理装置のスラッジおよび蒸発工程を介さないで固化系へ受け入れた高レベル廃液であった。各処理量およびパッケージ発生量を Table A. 6.2-5 に示す。

アスファルト固化体はすべてコンクリート内張りドラム（D-50型）を用いた多重構造型パッケージとした。

固化・パッケージ化廃棄物の見掛け減容比は、洗浄運転によるものを含めて蒸発濃縮液に対して2/3、沈殿物に対して1/3であった。

（志垣 康展）

(3) 保管廃棄

(a) 低・中および高レベル保管廃棄作業

1981年度に発生した保管体を Table A. 6.2-6 に示す。

1981年度の保管廃棄数量を1980年度と比較した場合、約135m³の増加であった。これはホットラボラトリーのモニタリングケープ内大型汚染機器の解体撤去によるものである。

これら保管体のうち、海洋処分用セメント固化体、および中、高レベル廃棄物の処理済保管体等を、北地区に設置された第2保管廃棄施設（保管棟No.1）に保管した。

（鈴木 正樹）

Table A.6.2-1 所内廃棄物の搬入量

(東海研究所, 1981年度)

廃棄物区分	固 体								液 体					
	$\beta \cdot r$				α				$\beta \cdot r$			α		
	低レベル			中レベル	高レベル	低レベル	高レベル	低レベル		中レベル	高レベル			
	可燃物	不燃物			—	—	—	—	一般無機	有機	スラッジ	*1	—	—
圧縮		フィルタ	非圧縮											
合計 (m ³)	382.34	143.31	124.15	245.48	14.57	13.99	1.2	0	625.68	0.34	1.65	137.20	0.017	0.185

*1 中レベル廃液中には無機, 有機, スラッジが含まれている。

Table A.6.2-2 所外廃棄物の搬入量

(東海研究所, 1981年度)

事業所名	固 体								液 体					
	$\beta \cdot r$				α				$\beta \cdot r$			α		
	低レベル			中レベル	高レベル	低レベル	高レベル	低レベル		中レベル	高レベル			
	可燃物	不燃物			—	—	—	—	一般無機	有機	スラッジ	—	—	—
圧縮		フィルタ	非圧縮											
RI協会	162.0	283.0	60.91	35.0	5.0	0	0	0	0	0	0	14.45	0	0
放医研	1.6	2.8	2.21	0	0	0	0	0	249.8	0	0	0	0	0
核管センター	3.0	1.38	0.75	0	0	0	1.8	0	0	0	0	0.5	0	0
三菱重工	1.4	1.0	0	0.8	0	0.07	0	0	0	0	0	0	0	0
東京大学	1.4	0.6	2.05	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
合計 (m ³)	169.4	288.78	65.92	35.8	5.0	0.07	1.8	0	249.8	0	0	14.95	0	0

*1 放医研低レベル一般無機廃液中には海水廃液が含まれている。

Table A.6.2 - 3 液体廃棄物の処理実績

(東海研究所, 1981年度)

施設 区分	レベル区分	性状区分	処理方法	低レベル	中レベル	中高レベル	凝 集	備 考
			稼働区分	蒸発処理	蒸発処理	蒸 発 処 理	沈 殿 処 理	
				93 (16)	10 (8)	100	(16)	
所 内 (βγ)	低レベル	一般無機		580.0	—	42.6	—	—
		一般無機		—	2.1	164.58	—	—
	小 計			580.0	2.1	207.18	—	—
所 外 (βγ)	低レベル	海 水		—	—	—	96.0	放医研
		一般無機		99.7	—	—	—	“
		無 機		4.8	—	—	—	日本アイソトープ協会
	中レベル	無 機		—	18.6	—	—	“
	小 計			104.5	18.6	—	96.0	—
合 計				684.0	20.7	207.18	96.0	—

()内は所外分の稼働日数 (内数)

(単位 : m³)

Table A.6.2 - 4 固体廃棄物の処理実績

(東海研究所, 1981年度)

(単位 : m³)

施設 区分	レベル区分	性状区分	処理方法	焼却処理*1)	圧 縮 処 理	そ の 他*2)
			稼働日数	143 (36.4)*3)	185.2 (145.7)*3)	11.8 (11.8)*3)
所 内 (β・γ)	低レベル	可 燃 物		378.4	—	—
		不 燃 物		—	151.02	—
		フィルター		26.4	92.79	—
	中レベル	可 燃 物		3.12	—	—
		雑 固 体		—	0.42	—
	高レベル	雑 固 体		—	4.05	0.66
小 計				407.92	248.28	—
所 外 (β・γ)	低レベル	可 燃 物		170.75	—	—
		不 燃 物		—	287.43	—
		フィルター		—	65.92	—
	小 計			170.75	353.35	—
合 計				578.67	601.63	0.66

*1) 表中には有機廃液 0.61 m³ (所内) の焼却処理は含まない。

*2) 直接容器封入

*3) ()内は所内分の稼働日数

Table A.6.2-5 セメントおよびアスファルト固化実績

(東海研究所, 1981年度)

固 化 方 法 稼 動 日 数 量 固 化 対 象 物	セメント均一固化		その他のセメント固化		アスファルト固化	
	15 (1)		—		43	
	固 化 量 (m^3)	パ ッ ケ ー ジ 数 (本)	固 化 量 (m^3)	パ ッ ケ ー ジ 数 (本)	固 化 量 (m^3)	パ ッ ケ ー ジ 数 (本)
蒸 発 濃 縮 液	12.4	104	—	—	3.6	12
沈 澱 物	1.5 (0.5)	16 (8)	2.3	24	3.7	6
有 機 廃 液	—	—	0.03	3	—	—
アルファー廃液の* 固化物	—	—	0.23	5	—	—
高レベル廃液の* 固化物	—	—	0.006	1	—	—
合 計	13.9 (0.5)	120 (8)	2.6	33	7.3	18

() 内は所外(核管理センター)分の固化実績(内数)

*: バーミキュライト・石こう固化物

Table A.6.2-6 保管廃棄数量

(東海研究所, 1981年度)

区 分	保 管 体 名	保 管 廃 棄 数 量 (m^3)	放 射 能 量 (mCi)
$\beta \cdot \gamma$	低レベル保管体*1	1.967本(288.2)	1.54×10^4
	“ 異形保管体	61個(197.5)	1.25×10^3
	中レベル保管体	119個(19.02)	2.6×10^6
	高レベル保管体	94個(6.08)	7.57×10^4
α	低, 高レベル保管体	—	—

*1 コンクリートブロック体2個を含む

(b) 保管廃棄施設の維持補修

1981年度に行った保管廃棄施設の補修工事は、低レベル保管廃棄施設、北側のフェンスの一部更新とL型廃棄設備の防水塗装工事、中・高レベル廃棄施設についてはM型廃棄設備の鋼製上蓋の塗装工事を行った。

(鈴木 正樹)

A. 6. 3 汚染除去

(1) 機器除染

1981年度における機器除染の処理状況を Table A. 6. 3-1 に示す。1980年度と比較して、処理件数、処理数量とも若干減少した。

施設別依頼状況は、処理件数で見ると原子炉 22.0%、ホットラボ 22.0%、汚染処理第1課および第2課 48.0%、その他 8.0%、となっている。このほか不用備品で除染可否判定の対象となったものは61件で、その内訳は除染可10件、除染不可51件であった。

1981年度における NSRR 実験カプセルは処理点数の 40.7%、乾式焼却炉用フィルタエレメントは 23.5% を占めた。また、ホットラボケーブル改修工事に使用した外部被曝低減用に使用した鉄鋼板は 36 枚もあり 5 カ月にわたって除染した。

(守 勝治)

(2) 衣料除染

1981年度は、5品目について除染(洗濯)を行った。その合計数量は136,079点であり、1980年度より23.5%と大きく増加した。年間の処理状況を Table A. 6. 3-2 に示す。除染した衣料のうち除染不能で廃棄したものは10着、また、除染不完全で一時保管したものは155着であった。この結果、返還率は約99.8%であった。

(小松 茂)

(3) 施設除染

1981年度に実施した施設除染処理状況を Table A. 6. 3-3 に示す。施設別の除染依頼比率はホットラボ48.7%、原子炉7.7%、廃棄物処理施設12.8%、実用燃料試験施設25.6%、その他5.2%となっている。

1980年度と比較するとホットラボセルおよび原子炉の処理件数はやや増加した。また、実用燃料試験施設の本格運転に伴いケーブル等の除染依頼は除染面積で42%、作業人員で36%を占めた。

(守 勝治)

Table A. 6.3 - 1 機器除染処理状況

(東海研究所, 1981年度)

機 器 名	処理件数	処理数量
ドリリングマシン, 中レベル蒸発缶ベント管, バランサー ウェイトセラミックフィルタエレメント (240本), 実験 室流し台 (5台), NSRR 実験カプセル (27体), グロ ープボックス, 定温乾燥器遮蔽用鋼板 (36枚), ケーブ天 井プラグ, JRR-3 カッターヘッド, 中レベル廃液貯槽 (3基), イオン交換樹脂筒, ジープ用トレーラ, 小型切 断機, キャスクチャック, ロータメータ, ドラムポータ, SF プール用ゴンドラ, ブロワ用電動弁	49	1,022 個

Table A. 6.3 - 2 衣料除染処理状況

(東海研究所, 1981年度)

品名	黄色実験衣	特殊作業衣	特殊作業衣用帽子	作業用手袋	汚染除去用靴下	合 計
除染	6,982 着	30,551 着	30,190 枚	915 双	67,441 足	136,079 点
廃棄	1 着	9 着	0	0	0	10 着

Table A. 6.3 - 3 施設除染処理状況

(東海研究所, 1981年度)

作 業 場 所	件 数	除染面積	作業人員	作業日数
ホットラボケーブ, セルおよびタンク室	19	895 m ²	235 人	30 日
実用燃料試験施設セルおよびケーブ	10	1,435	629	43
廃棄物処理施設セル, ピットおよび貯槽	5	905	286	36
JRR-2 炉室およびホットケーブ	3	150	25	5
RI 製造棟セル	1	50	45	5
新核燃料庫	1	30	5	1
合 計	39	4,465	1,225	120

1 B 高崎研究所

1 B.1 放射線管理

B.1.1 概要

1981年度は、前年度と同様に放射線管理上特記するような被曝などはなかった。

照射用 ^{60}Co 線源については、減衰補充用として5月に87,000 Ci が搬入された。動燃事業団への貸出しおよび構内照射施設間での線源移動があったが放射線管理上の問題はなかった。放射線施設の漏洩放射線量率の測定を定期的実施したが、ほとんどバックグラウンドレベルで問題はなかった。構内敷地境界における環境放射線モニタリングおよび排水モニタリングにおいても異常は認められなかった。

7月に高崎研究所および大阪支所において放射線施設等の安全点検を実施したが特に大きな問題はなかった。

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

(山上 章)

B.1.2 個人被曝線量の管理

1981年度のフィルムバッジ(FB)による外部被曝線量の測定を定期的に4回行ったが、FB着用者で検出限界値を超えた者はなかった。

共同利用者、工事業者など所外からの管理区域一時立入者は764名/年間であり、そのつど熱ルミネッセンス線量計(TLD)を着用させたが検出限界値を超えて被曝した者はなかった。

(綿貫 孝司)

B.1.3 施設の放射線管理

放射線施設の新増設および管理区域の変更はなかった。

照射用 ^{60}Co 線源は減衰補充用として密封ペンシル状線源12個計87,000 Ci が搬入された。また、動燃事業団への ^{60}Co 線源9,400 Ci の貸出しなどの輸送および受入時においても放射線管理上の問題はなかった。

^{85}Kr 線源については、RI工学試験棟線源貯蔵庫において保管中であり施設外への排出はなかった。なお、当所の所有する ^{85}Kr 線源の全量を譲渡することを前提にしての試験、検査を目的に12月に日本アイソトープ協会に435 Ci を搬出した。

RI使用施設および放射線発生装置の放射線障害予防規程に基づく自主検査を各施設とも実施したが、特に異常は認められなかった。Table B. 1.3-1に1982年3月末現在の高崎研究所の放射性同位元素および放射線発生装置の種類、性能、数量を示す。

(1) 照射線量率の測定

放射線施設の人の立入る場所について定期的に照射線量率の測定を行った。その結果は最高 1 mR/h であり、ほとんどはバックグラウンドレベルであった。

^{60}Co 照射施設のプール水抜き総合点検時における漏洩放射線量率も放射線管理上問題とならなかった。構内の敷地境界南北 2 点に設置されているモニタリングポストにおける環境放射線量率は 6 から 11 $\mu\text{R}/\text{h}$ であった。Table B. 1.3-2 に月平均値と月間最大値を示す。

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

大阪支所においても、施設内外の線量率測定等を定期的実施したが異状は認められなかった。
(2) RI 施設の点検および変更許可申請等

7 月に高崎研ならびに大阪支所において RI 施設等における安全点検を実施した。実施にあたっては、施設における異常監視システムの確認、密封 RI 線源の安全性の見直し等を主体として行った。点検結果で特に大きな問題はなかった。なお、コバルト第 1 照射棟施設については、以前の総合点検によって線源プール底部のライニング鋼板の腐食等が確認されており、これの整備改修を 1982 年度から実施する計画で進められている。

放射線障害防止法に基づく許可使用に係る変更許可申請は、1981 年度は次の 1 件であったが申請書のとおり許可された。

◦ 密封コバルト線源の数量変更

「56 安(放安)第 1721 号(昭和 56 年 4 月 27 日付)」

(3) 放射線検査官による立入検査

放射線障害防止法に基づく放射線検査官による、放射線施設等の立入検査が 5 月 12 日に高崎研究所、9 月 18 日に大阪支所で行われたが、いずれにおいても特段の指摘事項はなかった。

(綿貫 孝司)

B.1.4 放射線計測器の管理

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

サーベイメータの校正は四半期ごとに東海研線量計測課に依頼して所有する全台数について 1 回/年実施した。

TLD 測定装置および環境モニタについても、校正試験を行い精度の維持に努めた。

(綿貫 孝司)

Table B. 1.3 - 1 放射線同位元素および放射線発生装置の種類および数量
(高崎研究所, 1982年3月31日現在)

施設名	貯蔵能力又は 1日最大使用数量	核種および現有数量	備考
コバルト第1照射棟	^{60}Co 500,000 Ci	434,350 Ci (6,300 Ci × 12 個 4,900 " × 34 " 3,560 " × 18 " 1,760 " × 20 " 1,590 " × 39 " 1,060 " × 29 ")	
コバルト第2照射棟	^{60}Co 500,000 Ci	436,330 Ci (7,320 Ci × 14 個 5,700 " × 26 " 4,160 " × 10 " 2,460 " × 20 " 1,760 " × 1 " 410 " × 120 " 130 " × 5 " 60 " × 5 " 15 " × 12 " *1) 10~340 Ci × 38 個)	* 1) 38 個計 1,350 Ci
食品照射ガンマー線照射棟	^{60}Co 400,000 Ci	155,850 Ci (2,010 Ci × 44 個 1,430 " × 20 " 330 " × 27 " 210 " × 70 " 190 " × 80 ")	
RI 工学照射棟コバルト室	^{60}Co 8,000 Ci	(1,580 Ci)	固定式照射装置
" セシウム室	^{137}Cs 4,800 Ci	(3,290 Ci)	固定式照射装置
コバルト第1照射棟	^{60}Co 10 Ci	(10 Ci)	可搬式照射装置
RI 小線源貯蔵室	^{60}Co 換算 200 Ci	^{60}Co 70 Ci ^{137}Cs 90 Ci	
	^{60}Co 換算 200 Ci	^{60}Co 4.8 mCi ^{60}Co 12 mCi ^{60}Co 1.1 mCi ^{226}Ra 2 mCi	
RI 工学試験棟	^{85}Kr 1,000 Ci	510 Ci	保管
線源貯蔵庫	^{90}Sr 120 Ci	18 Ci	
	^{60}Co 換算 200 Ci	^{137}Cs 300 μ Ci	
研究棟 (4 F) ガスクロマトグラフ室	^{63}Ni 15 m Ci	15 mCi	
研究棟 (1 F) マススペクトル室	^{85}Kr 30 m Ci	—————	^{85}Kr 線源組成 分析時に搬入

Table B. 1.3 - 1 (続き) 放射線発生装置等の種類と性能

施設名称	種類および性能	台数	備考
1号加速器	コッククロフト・ワルトン型加速器 2 MeV, 30 mA	1	
2号加速器	コッククロフト・ワルトン型加速器 3 MeV, 25 mA	1	
3号加速器	照射用大出力X線発生装置 200 KVP 1000 mA	1	放障法適用外
研究棟 ESR室	X線発生装置 50 KVP 50 mA	1	"
研究棟 X線回折室	X線回折装置 50 KVP 50 mA	1	"
	X線回折装置 50 KVP 50 mA	1	"
	X線回折装置 60 KVP 100 mA	1	"

Table B. 1.3 - 2 モニタリングポストにおける照射
線量率の月平均値と月間最大値
(高崎研究所, 1981年度)

年 月	平均値 ($\mu\text{R}/\text{h}$)		最大値 ($\mu\text{R}/\text{h}$)			
	南	北	南	北		
1981	4	7.2	6.0	10	8.6	
	5	7.4	6.2	10	7.0	
	6	7.2	6.2	9.5	9.5	
	7	7.2	6.2	10	10	
	8	7.3	6.0	10	10	
	9	7.1	6.2	11	8.9	
	10	7.2	6.2	10	8.6	
	11	6.9	6.3	9.5	9.2	
	12	6.8	6.3	7.5	7.2	
	1982	1	6.9	6.5	7.2	6.6
		2	6.8	6.4	9.5	7.8
		3	6.7	6.5	8.3	9.0

1 C 大洗研究所

1 C.1 総 括

C. 1.1 概 要

JMTRをはじめ各施設の区域放射線管理，個人被曝管理，環境放射線監視および放射線監視計測器の管理などの日常の業務は，1980年度に引き続いて滞りなく実施された。放出放射性物質の測定に関する指針および改訂された茨城県環境放射線監視計画に基づき，環境へ排出する廃液中の ^{90}Sr の化学分析と環境試料の γ 線スペクトル分析および化学分析による測定を開始した。また，1981年11月に行われた茨城県東海地区原子力防災訓練に参加し，緊急モニタリングの訓練を実施した。

1981年度から3カ年計画で老朽化したモニタリングポストの更新を実施するにあたり，検出器方式，信号伝送方式，非常用電源，データ処理装置などについて検討し，基本設計を行った。また，隣接する動燃大洗工学センターのモニタリングポストを含めた監視システムとするため，新ポストの効率的な配置についての検討も行った。

1981年度における放射線作業員の個人被曝線量については，外部全身被曝線量で最大380 mrem，平均11 mrem，内部被曝線量が最大49 mrem (^3H 摂取による50年線量)であり，保安規定などに定められた管理基準値を超える被曝はなかった。なお，放射線作業員(664名)の集団被曝線量は7.55人・レムであった。

1981年度に各施設から放出された気体および液体廃棄物中の放射性物質の量および濃度は，いずれも保安規定などに定められた放出管理の基準値以下であった。また，年間放出量に基づいて算出した周辺環境における被曝線量は，放射性希ガスによる全身被曝線量が年間最大 8.4×10^{-2} mrem (JMTRの南西方位の周辺監視区域境界)，液体廃棄物中の主要核種による全身被曝線量が年間 1.6×10^{-2} mremであって，原子炉施設保安規定に定められた線量目標値5 mrem/yearを十分下まわった。なお，環境放射線監視結果についても，降下塵などに1980年度に行われた中国核実験の影響が認められたほかは，特に異常は認められなかった。

1981年度は，放射線障害防止法の改正にともなう大洗研究所放射線障害予防規定の改訂に参画したほか，放射線作業従事者訓練等に講師として協力するとともに，各作業現場において，外来業者の作業員等に対する保安教育訓練を積極的に行った。

(押野 昌夫)

放射性廃棄物処理場では，大洗地区の液体および固体廃棄物を処理して，200ℓドラム缶型パッケージ549本，コンクリートブロック型パッケージ45個，および高レベル α 保管体93個を保管廃棄した。前年度と比較して廃棄物の搬入量が全体的に増加した。放射性汚染除去業務も1980年度と同様に実施し，JMTR等の活動を支援した。

一方，施設老朽化にともなう更新，補修，処理施設周辺の放射線量率低減化対策，法改正にと

もなう「周辺監視区域内核燃料物質等運搬容器技術基準」に適合する輸送容器の作製等を含む施設の整備を行った。

その他、受託調査等による固体廃棄物の熱分解溶融固化試験、高レベル α 貯蔵施設の増設、動燃大洗との廃棄物処理に係る協定類の改訂作業等を積極的に推進した。

(三戸 規生)

C. 1.2 管理区域

1981年度は、原子炉施設保安規定、核燃料物質使用施設等保安規定および放射線障害予防規定に基づき設定されている管理区域(一時的に設定されたものを除く)の変更等はなかった。

1981年度中に一時的に管理区域として設定された件数は、第1種管理区域は19件、第2種管理区域は22件であった。その主な作業内容による設定状況をTable C. 1.2-1に示す。

(高橋 豊)

Table C. 1.2-1 一時的な管理区域の設定状況

(大洗研究所, 1981年度)

主 な 作 業 内 容	管 理 区 域 の 区 分	件 数
排気設備の保守作業(フィルタ交換)	第1種管理区域	13
排水設備の保守作業(改修工事等)	"	6
JMTR新燃料および照射燃料キャプセルの搬入	第2種管理区域	21
放射線測定器の校正	"	1

C. 1.3 排気および排水の管理データ

(1) 排出放射性塵埃およびガス

1981年度に各施設から排出された放射性塵埃およびガスの年間平均濃度ならびに年間排放射能をTable C. 1.3-1に示す。JMTRの第54サイクルから第58サイクルの運転にともなって ^{41}Ar が放出された。JMTRホット実験室で行われたヨウ素の原子炉材料試験片への吸着実験により ^{131}I が放出された。また、ホットラボではグラファイト照射試料の解体時に ^{203}Hg および ^{125}Sb が放出された。しかし、いずれの施設においても排気口における平均濃度および放出量は保安規定に定められている管理目標値または管理基準値と比べて十分に低いものであった。

(近藤 吉男)

(2) 排出放射性廃液

1981年度に各施設で発生した放射性廃液の廃棄物処理場へ搬出、または排水溝へ排出された放射能と廃液量、排水溝における1日および3カ月平均濃度の最大値と年間排放射能をTable C. 1.3-2に示す。

廃棄物処理場へ処理のために送水された廃液の放射能は β, γ (^3H を除く)で1.7Ci、廃液量は $5.4 \times 10^3 \text{ m}^3$ であった。これは、1980年度に比べてみると、放射能は β, γ (^3H を除く)で1.8倍に、廃液量は15%増となっている。この廃液中に含まれる核種としては、 ^3H , ^{24}Na , ^{60}Co , および ^{137}Cs が支配的であり、その他の主な核種は、 ^{22}Na , ^{51}Cr , ^{54}Mn , ^{58}Co , ^{134}Cs および ^{144}Ce であった。

排水溝へ排出された廃液の放射能は α 54 μCi , β, γ (^3H を除く) 3.0 mCi (主な核種は ^{51}Cr , ^{60}Co , ^{137}Cs), ^3H 17 Ciで、廃液量は $5.7 \times 10^3 \text{ m}^3$ であった。これは、1980年度よりも、放射能については、 α 20%増, β, γ (^3H を除く) 37%減, ^3H 2.4倍で、廃液量は24%増となっている。

排水溝における1日平均濃度の最大値は β, γ (^3H を除く)で $8.2 \times 10^{-8} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$, 3か月間平均濃度の最大値は $6.8 \times 10^{-9} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ となっており、法令および規定等に定められた排水基準値以下であった。また、年間排出放射能の管理目標値に対する割合は、Table C. 1.3-1に示すとおり、いずれも十分に低い値であった。

(足利谷好信)

Table C. 1.3-1 排出塵埃・ガスの放射能濃度および放射能

(大洗研究所, 1981年度)

項目 施設名	排出塵埃			排出ガス		
	年間平均濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	年間排出放射能 (μCi)	主な核種	年間平均濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	年間排出放射能 (Ci)	主な核種
JMTR (炉室)	$<1.0 \times 10^{-13}$	0	—	7.3×10^{-10} 1.0×10^{-6}	6.4×10^1 9.2×10^2	^3H ^{41}Ar
(ホット実験室)	$<1.0 \times 10^{-12}$	6.6×10^{-1}	^{131}I			
ホットラボ	α : $<7.2 \times 10^{-15}$ 1.7×10^{-13}	0 4.2×10^1	— $^{203}\text{Hg}, ^{125}\text{Sb}$	$<2.0 \times 10^{-7}$	0	—
廃棄物処理場						
(低レベル $\beta\gamma$ 固体処理棟Ⅰ)	$<1.0 \times 10^{-13}$	0	—			
(低レベル $\beta\gamma$ 固体処理棟Ⅱ)	$<1.0 \times 10^{-13}$	0	—			
($\beta\gamma$ 焼却装置)	$<1.0 \times 10^{-13}$	3.8×10^{-2}	$^{106}\text{Ru}, ^{134}\text{Cs}$ ^{137}Cs			
(高レベル $\beta\gamma$ 固体処理棟)	$<1.0 \times 10^{-13}$	0	—			
(α 固体処理棟)	α : $<3.3 \times 10^{-15}$ $<3.2 \times 10^{-14}$	0 0	— —			
(廃液処理棟)	$<1.0 \times 10^{-13}$	0	—			
(管理機械棟)	$<1.0 \times 10^{-13}$	0	—			
(除染施設)	$<1.0 \times 10^{-13}$	0	—			
RI利用開発棟						
(RI棟)	$<6.4 \times 10^{-13}$	0	—	$<1.0 \times 10^{-5}$	2.3×10^2	^{85}Kr
(FP棟)	$<6.4 \times 10^{-13}$	0	—			
安全管理棟	$<6.4 \times 10^{-13}$	0	—			
燃料研究棟	α : $<3.1 \times 10^{-15}$	0	—			

(注1) α の記号のないものは、 β, γ 放射能。

(注2) 年間平均濃度および年間排出放射能は次のように算出した。

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

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

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

(大洗研究所, 1981年度)

項目 施設名	廃棄物処理場へ搬出		排水溝へ排出		排水溝の平均濃度および排出放射能		
	放射能 (mCi)	廃液量 (m ³)	放射能 (mCi)	廃液量 (m ³)	1日平均濃度の 最大値 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	3カ月間平均濃度の 最大値 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	年間排出放射能 (mCi)
J M T R	9.2×10^2	3.1×10^3	0	0			α 4.5×10^{-2} γ 2.6
ホットラボ	2.1×10^1	8.0×10^1	—	—			^{51}Cr 1.1
RI利用開発棟	1.8×10^{-2}	1.2×10^1	0	0		α 5.2×10^{-11}	^{54}Mn 7.1×10^{-2}
安全管理棟	2.2×10^{-1}	2.3×10^1	0	0		γ 6.8×10^{-9}	^{58}Co 3.0×10^{-2}
廃棄物処理場	3.6×10^{-1}	1.3×10^3	0	0		^3H 2.6×10^{-5}	^{60}Co 9.7×10^{-1}
燃料研究棟	4.0×10^{-1}	2.0×10^2	0	0			^{134}Cs 7.0×10^{-3} ^{137}Cs 4.4×10^{-1}
排水監視ポンド	—	—	α 4.5×10^{-2} γ 3.0 ^3H 1.7×10^4	5.6×10^3			^{90}Sr 3.9×10^{-1} ^3H 1.7×10^4
動燃大洗	7.7×10^2	6.6×10^2	α 8.7×10^{-3} β 4.3×10^{-3}	8.7×10^1	α 3.0×10^{-10} β 1.5×10^{-10}	α 1.3×10^{-11} β 6.3×10^{-12}	α 8.7×10^{-3} β 4.3×10^{-3}
東北大金材研 日本核燃料	0 2.8	0 4.4×10^1	— —	— —			
合計	1.7×10^3	5.4×10^3	α 5.4×10^{-2} $\beta \cdot \gamma$ 3.0 ^3H 1.7×10^4	5.7×10^3			α 5.4×10^{-2} $\beta \cdot \gamma$ 3.0 ^3H 1.7×10^4

注1 α 等の核種記号のないものは ^3H を除く β または γ 核種の値である。

注2 平均濃度および排出放射能は次のように算出した。

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

平均濃度：排出放射能を排水溝の流量で除して得た値とした。

Table C. 1.3 - 3 液体廃棄物の放出管理目標値との比較

(大洗研究所, 1981年度)

核種		放出管理目標値 (Ci/年)	排出放射能 (Ci/年)	排出放射能 放出管理目標値
³ H 以外の 核種	総量	6.0×10^{-2}	3.0×10^{-3}	5.0×10^{-2}
	⁶⁰ Co	6.0×10^{-3}	9.7×10^{-4}	1.6×10^{-1}
	¹³⁷ Cs	4.8×10^{-2}	4.4×10^{-4}	9.2×10^{-3}
³ H		1.0×10^2	1.7×10^1	1.7×10^{-1}

C.1.4 放射性廃棄物の保管廃棄物

1981年度における廃棄物パッケージ等の保管廃棄量をTable C. 1.4 - 1に示す。1980年度に比較して、低レベルドラム缶保管体は約260本増加した。これは低レベルドラムβ, γ固体廃棄物の増加にともない、焼却処理に加えて圧縮処理も積極的に推進したことが主な理由である。

(岩本 貞雄)

Table C. 1.4 - 1 放射性廃棄物の保管廃棄量

(大洗研究所, 1981年度)

処 理 量			保 管 廃 棄 量			
区 分		量	区 分		量	
液体 廃棄物	β, γ 低レベル	5,300 m ³	200ℓドラム缶型パッケージ	25本	549本	
	β, γ 中レベル	9.8 m ³				
	β, γ 有機	0.112 m ³				
	スラッジ	10.1 m ³				
固体 廃棄物	β, γ 低レベル可燃	124.06 m ³		469本		
	β, γ 低レベル不燃	363.91 m ³		34本		
	α 低レベル可燃	0 m ³				
	α 低レベル不燃	10.92 m ³				
	β, γ 高レベル	2,685 m ³		200ℓドラム缶型パッケージ		21本
				コンクリートブロック型パッケージ		45 個
α 高レベル	93 個*	高レベルα保管体	93 個			

* 密封措置の上保管

C.1.5 環境における放射性希ガスおよび液体廃棄物による被曝線量

1981年度にJMTR原子炉施設から放出された放射性希ガスによる周辺監視区域外における全身被曝線量を算出した。その結果、被曝線量が最大となった位置はJMTR南西方位の周辺監視区域境界であり、その値は 8.4×10^{-2} mremであった。希ガスによる全身被曝線量をTable C.1.5-1に示す。

液体廃棄物による全身被曝線量は、大洗研究所全施設から放出された ^3H 、 ^{60}Co 、 ^{137}Cs について算出した。その結果は合計で 1.6×10^{-2} mremであった。液体廃棄物による核種別の全身被曝線量をTable C.1.5-2に示す。

放射性希ガスおよび液体廃棄物による全身被曝線量の合計は 1.0×10^{-1} mremであり、原子炉施設保安規定に定められている年間の線量目標値5 mremを十分に下まわった。

(佐藤 信之)

Table C.1.5-1 希ガスによる年間全身被曝線量

(大洗研究所, 1981年度)

原子炉施設	年間放出量 (Ci)	JMTR南西の周辺監視区域 境界の全身被曝線量(mrem)
JMTR	$9.2 \times 10^2 (^{41}\text{Ar})$	8.4×10^{-2}

Table C.1.5-2 液体廃棄物による年間全身被曝線量

(大洗研究所, 1981年度)

核種	年間放出量 (Ci)	全身被曝線量 (mrem)
^3H	1.7×10	9.0×10^{-3}
^{60}Co	9.7×10^{-4}	4.5×10^{-3}
^{137}Cs	4.4×10^{-4}	2.3×10^{-3}
合計		1.6×10^{-2}

C.1.6 放射性汚染および被曝(事故等)

1981年度は、放射性汚染および被曝等の事故の発生はなかった。

(北野匡四郎)

C.1.7 放射性同位元素保有状況

放射性同位元素の保有状況調査を、1981年5月に実施した。報告件数は密封線源82件、非密封線源138件であった。

Table C.1.7-1に1981年5月末現在における課室別放射性同位元素保有状況を示す。

(海野 和男)

Table C. 1.7 - 1 課室別放射性同位元素保有状況

(大洗研究所, 1981年度)

建家名	密 封 線 源		非 密 封 線 源		合 計 (Ci)
	RI量(Ci)	核種数	RI量(Ci)	核種数	
放射線管理課	2.0×10	^{137}Cs ^{226}Ra ^{60}Co	7.8×10^{-5}	6	7
放射性廃棄物処理課	0		1.6×10^{-2}		13
利用開発室	8.8	^{90}Sr ^{147}Pm ^{238}Pu ^{241}Am ^{60}Co ^3H ^{252}Cf ^{244}Am	3.0×10	14	11
計 画 課	1.6×10	^3H ^{241}Am - Be	3.6×10^{-3}	2	3
原子炉第1課	1.5×10	^{241}Am - Be	0	2	1.5 $\times 10$
原子炉第2課	1.0×10^{-1}	^{241}Am - Be	0	2	1.0×10^{-1}
照射第1課	1.2×10^{-1}	^3H	2.4×10^{-4}	1	1.2×10^{-1}
照射第2課	1.0×10^{-1}	^3H	0	1	1.0×10^{-1}
照射第3課	6.3×10^{-1}	^3H	0	2	6.3×10^{-1}
ホットラボ課	3.2×10	^{60}Co ^{137}Cs	6.5×10^{-5}	3	3.2×10
合 計	9.3×10		3.0×10	18	1.2×10^2

1 C.2 個人被曝線量の管理

C.2.1 概 要

1981年度は、職員等および外来業者従業員の従事者等（従事者および随時立入者）664名と一時立入者365名について個人被曝線量の管理を実施した。その結果、全身被曝および局部被曝ともに保安規定等に定められた管理基準値を超える者はなかった。

1981年度における従事者等の外部全身被曝線量は最大380mrem、平均11mremであり、集団線量は7.55人・レムであった。

内部被曝管理については、1980年度と同様に各作業グループから選定した被検者について、尿検査（全 α 測定、天然ウラン測定）、肺モニタおよび全身カウンタによる定期検査を実施した。また、臨時検査として全身カウンタによる検査（52名）および尿検査（5名）を実施した。その結果、臨時の尿検査において2名の作業者にトリチウムによる体内汚染が検出されたほかは、全員検出限界以下であった。

1981年度は、放射線管理手帳導入の準備として、従事者等の個人識別項目の調査および手帳用の写真撮影を行った。

（押野 昌夫）

C.2.2 外部被曝線量の管理

1981年度における大洗研究所の従事者等のフィルムバッジとリングバッジの使用状況をTable C.2.2-1に、また、各四半期および年間の全身被曝線量分布をTable C.2.2-2に示す。同表に示すとおり従事者等の年間の集団被曝線量、平均被曝線量および最大被曝線量はそれぞれ7.55人・レム、11mremおよび380mremであった。

職員等の主な放射線作業はJMTRにおけるOWL-1保守点検作業、燃料研究棟におけるプルトニウム試料の取扱いなどであり、年間の集団被曝線量、平均被曝線量および最大被曝線量はそれぞれ2.53人・レム、8mremおよび380mremであった。

長期外来者の主な作業は放射性廃棄物処理場における高レベル β 、 γ 固体廃棄物処理作業で、年間の集団被曝線量、平均被曝線量および最大被曝線量はそれぞれ2.21人・レム、17mremおよび180mremであった。

短期外来者の主な作業はJMTR内圧クリープ炉内管水中プラズマ切断作業、OWL-1およびOWL-2配管検査などであり、年間の集団被曝線量、平均被曝線量および最大被曝線量はそれぞれ2.81人・レム、12mremおよび270mremであった。

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

なお、1981年度は中性子線による被曝は認められなかったが、職員および長期外来者計3名に β 線による皮ふ被曝（最大被曝線量220mrem）があった。また、全対象者を通しての手先の最大被曝線量は、燃料研究棟でプルトニウム試料の取扱いに従事した作業員の1,130mremであった。

（上島 正好）

Table C. 2.2-1 フィルムバッジおよびリングバッジ使用者数
(大洗研究所, 1981年度)

測定器	管理期間	職員等 *1	長期外来者 *2	短期外来者 *3	合計
フィルムバッジ	第1四半期	290	118	145	553
	第2四半期	285	120	161	566
	第3四半期	284	117	70	471
	第4四半期	285	120	53	458
リングバッジ *4	第1四半期	7	3	0	10
	第2四半期	13	1	0	14
	第3四半期	14	4	0	18
	第4四半期	13	1	0	14

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

Table C. 2.2-2 従事者等の全身被曝線量
(大洗研究所, 1981年度)

管理期間	従事者等の人数	全身被曝線量分布 (人)				集団被曝線量 (人・レム)	平均被曝線量 (mrem)	最大被曝線量 (mrem)
		検出限界 *2 線量未満	20mrem以上100mrem未満	100mrem以上300mrem未満	300mrem以上1,000mrem未満			
第1四半期	553	512	40	1	0	1.47	3	110
第2四半期	566	507	57	2	0	2.57	5	120
第3四半期	471	442	28	1	0	1.42	3	100
第4四半期	458	426	28	4	0	1.70	4	230
年間	664	563	75	25	1	7.55	11	380

- *1 従事者等とは従事者および随時立入者をいう。
- *2 検出限界線量: 20 mrem

Table C. 22 - 3 職員等の全身被曝線量の推移

(大洗研究所, 1981年度)

年度	職員等の人数	全身被曝線量分布(人)					平均被曝線量(mrem)	最大被曝線量(mrem)
		検出限界* 線量未満	20mrem以上 130mrem未満	130mrem以上 400mrem未満	400mrem以上 1,300mrem 未満	1,300 mrem 以上		
1967	140	126	11	2	1	0	12	590
1968	192	175	8	6	3	0	16	580
1969	224	197	23	3	1	0	11	590
1970	244	185	52	5	1	1	27	1,640
1971	247	152	82	13	0	0	29	290
1972	255	180	59	14	2	0	26	470
1973	258	215	34	8	1	0	14	490
1974	256	223	28	5	0	0	10	290
1975	268	210	49	9	0	0	17	280
1976	266	210	48	7	1	0	15	470
1977	260	225	27	7	1	0	11	400
1978	288	235	45	8	0	0	13	320
1979	284	241	38	5	0	0	10	370
1980	281	216	57	8	0	0	15	230
1981	300	266	28	6	0	0	8	380

* 検出限界線量 : 20 mrem

C.2.3 内部被曝線量の管理

定期測定として尿検査による全 α 放射能および天然ウランの測定, 全身カウンタによる β , γ 放射能の測定ならびに肺モニタによる不溶性 α 放射能の測定を実施した。定期測定の結果は被検者全員が検出限界以下であった。また, 臨時測定として全身計測およびトリチウム尿検査を行った。全身計測は大洗研究所で実施された数種の放射線作業の作業前後における測定であり, トリチウム尿検査は材料試験炉BOCAトリチウムトラップ補修作業に伴うものである。臨時測定の結果, 全身計測では当該作業での放射性物質の摂取は認められなかった。トリチウム尿検査においては, 2名が有意判断レベルを超え, その被曝線量は48および49 mrem(50年線量)であった。Table C. 23-1に検査実施者数を示す。(上島 正好)

Table C. 23 - 1 内部被曝検査実施者数

(大洗研究所, 1981年度)

管理期間	尿 検 査			全身計測 (β , γ 核種)	胸部計測 (不溶性 α 核種)
	全 α 放射能	トリチウム	天然ウラン		
第1四半期	25	0	4	50 (13)	0
第2四半期	0	0	4	56 (20)	0
第3四半期	24	5 (5)	4	43 (8)	15
第4四半期	0	0	4	46 (11)	0

注) ()内は臨時測定数

1 C.3 施設の放射線管理

C.3.1 概要

JMTRに沸騰水キャプセル(BOCA)照射設備が設置され、性能試験運転に伴う放射線管理を実施したほか、ホットラボ、廃棄物処理場および燃料研究棟その他施設の日常放射線管理を実施した。また、ハンドフットクロスモニタ等の第1次更新整備5カ年計画の最終年度として計画どおりの整備を行った。

被曝低減および管理体制の強化をはかるため、JMTRから放出される ^{41}Ar の主な放出源調査、廃棄物処理場施設のスカイシャイン対策の実施および放射性廃液の一般排水管理マニュアルを整備するとともに、大洗研究所放射線障害予防規定の全面改正を実施した。

1981年度における主な放射線作業は(1)JMTR各種照射設備1次系配管の非破壊検査(2)使用済燃料輸送作業(3)ホットラボのセル除染作業(4)燃料研究棟の高次化プルトニウムの ^{241}Am 分離除去作業などであった。

1981年度は、BOCAのトリチウムトラップヒーターリード線の補修作業時にトリチウムによるわずかな内部被曝が生じた以外は、問題となる被曝、汚染等はなく、施設からの排気、排水ともに排出濃度は基準値以下であり、年間排出量においても管理目標値以下であった。

(北野匡四郎)

C.3.2 JMTRから放出される ^{41}Ar の放出源調査

JMTRの50 MW運転中には、スタックから ^{41}Ar が0.4 Ci/h程度環境に放出されている。 ^{41}Ar の発生源と排出量を正確に把握するため、各排気系統ごとに排気中の ^{41}Ar の濃度測定を実施した。

JMTRの排気系はFig. C.3.2-1に示すように第1排気系、第1-2排気系、第2排気系、第3排気系の4系統から成っている。Fig. C.3.2-1に示す各排気系のサンプリング口から排気ガスを採取し、1.5ℓガス捕集用電離箱を用いて校正したガスモニタにより ^{41}Ar の濃度を測定した。

Table C.3.2-1に各排気系における ^{41}Ar 濃度および ^{41}Ar の排出量を示す。同表に示すように、スタック、E-2、D-24における排出量がほぼ等しい。このことは、 ^{41}Ar は全て排気第2系統から排出されていることを示す。排気第2系統の発生源は、核計装冷却系および脱気系と考えられる。これは、これらの2つの系統以外からは ^{41}Ar の排出が認められなかったからである。核計装冷却系の排出量はスタックから放出される量の約8%であった。したがって、残りの約92%は脱気系から排出されたものと考えられる。なお、脱気系からの ^{41}Ar の排出量は実測では60%であったが、これは高温度、高湿度、負圧など測定条件が悪く今回の測定では正しい評価を行うことが非常に困難であったためである。この点については、今後の検討課題としたい。

(小倉 照雄)

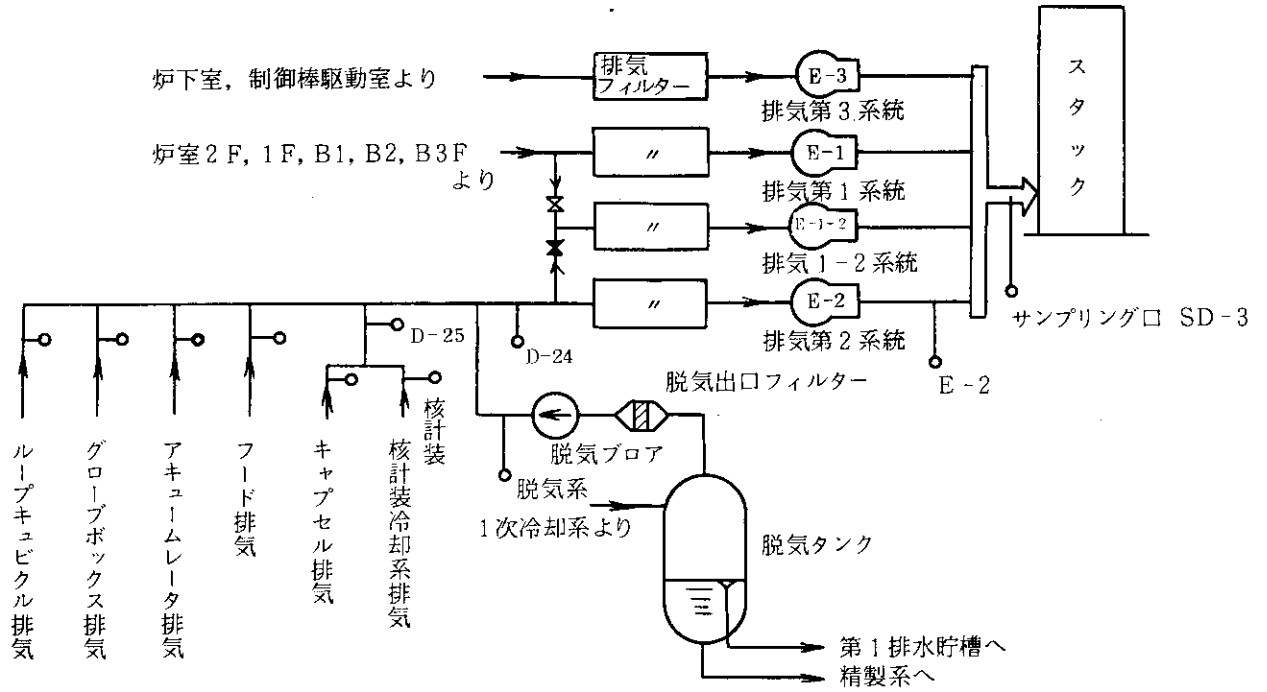


Fig. C. 3.2-1 JMTR 排気系統図

Table C. 3.2-1 各排気系における ^{41}Ar 濃度および排出量
(大洗研究所, 1981年度)
(JMTR 第5サイクル)

排気系	排気量 (cm^3/h)	^{41}Ar 濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	排出量 (Ci/h)	備考
スタック (SD-3)	9.2×10^{10}	4.3×10^{-6}	0.40	
第2排気系 (E-2)	5.6×10^9	7.1×10^{-5}	0.39	
第2排気系 (D-24)	5.6×10^9	6.8×10^{-5}	0.38	
脱気系排気	4.0×10^7	6.0×10^{-3}	0.24	(参考値)
核計装冷却系排気	1.8×10^7	1.7×10^{-3}	0.031	
核計装冷却系排気 (D-25)	$\approx 1.8 \times 10^7$	1.8×10^{-3}	0.032	

C.3.3 水中プラズマ切断作業時の放射線管理

新型転換炉材の照射後試験片の採取とその付属装置の廃棄処分のための切断作業が、JMTRにおいて1982年2月中旬から約2週間にわたって行われた。切断方法として照射後試験片に熱的および機械的損傷を与えない水中プラズマ切断（Under-Water Plasma Arc Cutting）法が採用された。被切断物はTable C. 33-1に示す3種類であり、切断作業は使用済燃料切断プールサイトに特設した装置を用いて行われた。この水中プラズマ切断作業時における放射線管理およびこれらの作業を実施する場合の放射線安全上の問題点を要約すると以下のとおりである。

(1) 内部被曝の管理

切断時に発生する放射性浮遊物（主な核種は ^{60}Co 、 ^{125}Sb ）の1部がプラズマ動作ガス（ヘリウム）とともに空气中に放出されるため、特にこれらの放射性エアロゾルの封じ込めと作業者の吸入防止に留意した。エアロゾルの封じ込めはFig. C. 33-1に示すようにアイソレーションルームと給気および排気系にHEPAフィルタを付けたグリーンハウス（GH）を設置した。作業者の吸入防止策として、切断終了後作業者の立入り前にGH内空気浄化を行った。また、切断中にGHへの立入りの必要が生じた場合等に備え、エアラインマスクとガス吸収缶付全面マスクを用意した。なお、この切断作業の開始前および終了後に実施したホールボディカウンタによる全身計測の結果、作業者の内部被曝は検出されなかった。

(2) 外部被曝の管理

切断装置周辺の放射線量率は可搬型エリアモニタ3台により監視した。GH内の放射線量率は切断準備中で最大 10mR/h 、仕切管の炉心部切断時で最大 55mR/h であった。この一連の作業における作業者の総被曝線量は $640\text{person}\cdot\text{mrem}$ であり最大被曝線量および平均被曝線量はそれぞれ 180mrem および 50mrem であった。

(3) 表面汚染の管理

GH出入口のバリアとGH内の2箇所での汚染防護具の交換を行い、切断後にGH内の床等の表面汚染検査を実施した結果、問題となる表面汚染の発生はなかった。ただし、切断水槽底部の表面等には高比放射能の微粒子が一面に付着し、表面の線量率は最大 3R/h であった。その汚染核種は ^{60}Co であった。

(4) 水中および空気中の放射性物質濃度

切断水槽の水中浮遊物は3種類の水浄化フィルタにより浄化された。水槽中の水中放射性物質濃度は最大 $6.9 \times 10^{-5} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ 、水槽解体時 $2.4 \times 10^{-6} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ であった。また、GH内空气中的放射性物質濃度は切断中最大 $5.0 \times 10^{-8} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ であったがその濃度は空気浄化装置の運転により1時間で約 $1/10$ になった。GH内の放射性エアロゾルの粒径を測定した結果 $0.085 \sim 0.17 \mu\text{m}$ （空気力学的放射能中央径）であり、また、GHのHEPAフィルタ下流側の空气中に予想外の ^{125}Sb が検出された。

(5) 問題点

今後水中プラズマ切断作業を実施する場合に検討しておくべき事項として

- ① 放射性エアロゾルの挙動およびその吸入防止策
- ② 放射性エアロゾルの効果的なモニタリング方法
- ③ 水中の放射性浮遊物および放射性エアロゾルの効率的な回収とその廃棄処分方法

などがあげられる。

（藤岡 克治）

Table C. 3.3 - 1 被切断物一覧

(大洗研究所, 1981年度)

名称	寸法 (mm)			材質	放射能 (Ci)	主な核種	切断目的
	外径	長さ	厚さ				
内筒管	57	3442	2.0	Zr-25%Nb	0.5	^{60}Co	照射後試験片の採取および廃棄
外筒管	69	3817	3.9	Zry-2	2	$^{60}\text{Co}^{125}\text{Sb}$	廃棄
仕切管	46	2740	1.65	SUS-316	2×10^{-4}	^{60}Co	廃棄

注) これらの被切断物はJMTRで7,300時間照射後約1,200日経過したものである。

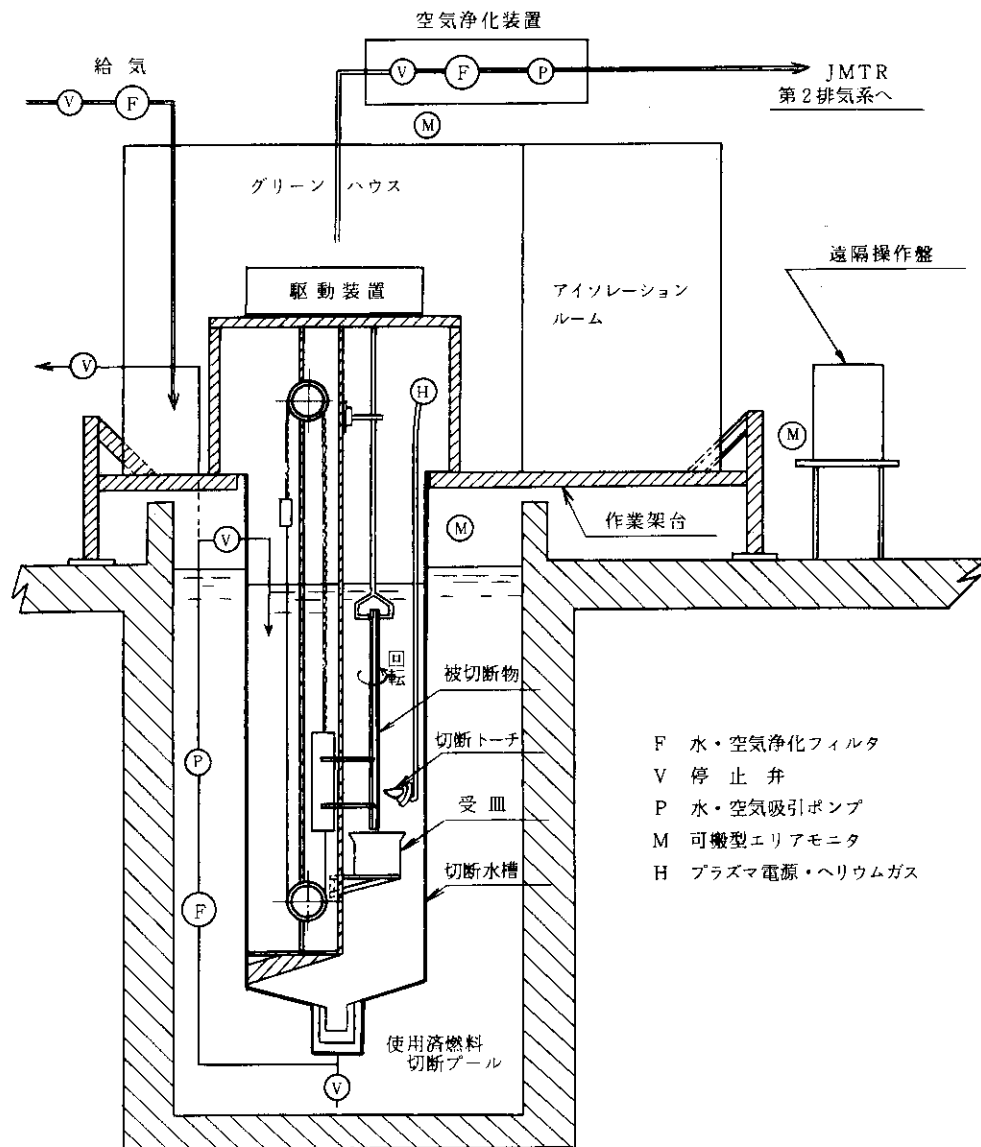


Fig. C.3.3-1 水中プラズマ切断装置概略図

C.3.4 廃液中のストロンチウム化学分析

放出放射性物質の測定に関する国の指針の準用および茨城県の環境放射線監視計画の改訂に関連して、1981年度から環境へ排出する廃液中の ^{90}Sr の化学分析を開始した。

大洗研究所では、1980年度から分析機器等の整備を進めるとともに、 ^{90}Sr の化学分析を試験的に実施し、分析法の検討および分析技術の習得に努めてきた。その結果、分析操作の安全性等を考慮してシュウ酸塩法による分析を選択した。さらに、すでに化学分析（発煙硝酸法が主体）による測定体制を確立している東海研究所とのクロスチェックにおいても良好な結果が得られたのでルーチン化することとし、分析マニュアルの整備を進めた。

廃液中の ^{90}Sr の化学分析は、四半期に一般排水溝に排水された排水監視ポンド水（現在、放射性廃液は全て排水監視ポンドを経て一般排水されている）から、廃液量に比例した量を採取し、コンポジット試料を作成して行っている。Table C. 3.4-1に、1981年度における廃液中の ^{90}Sr の分析結果を示す。

（望月 民三）

Table C. 3.4-1 廃液中の ^{90}Sr 分析結果

（大洗研究所，1981年度）

期 間	測定年月日	^{90}Sr 濃 度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	排出放射能量 (μCi)
第1四半期	1981. 7.30	4.3×10^{-8}	39
第2四半期	1981.10.23	4.3×10^{-8}	70
第3四半期	1982. 1.25	1.8×10^{-8}	26
第4四半期	1982. 4.15	1.6×10^{-7}	257

C.3.5 放射性汚染等の概況

JMTRにおいて、トリチウム吸入による軽微な内部被曝があった他は、放射性汚染等の異常はなかった。

1981年12月22日、JMTRのBOCA装置に取り付けられたトリチウムトラップ用ヒーターのリード線修理のため、リード線保護管を切断して絶縁体を補修した後、保護管切断部の溶接作業を行った。作業者の尿検査で2人にトリチウムによる内部被曝（48および49 mrem 50年線量）が検出された。これは、保護管内が1次系の高濃度トリチウムガスに直接接触するおそれではなく、作業前に測定した保護管内トリチウム濃度も $8 \times 10^{-5} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ と低く、またガス置換を十分行ったことから溶接作業時のトリチウムの飛散に対する考慮が十分なされなかったことによるものである。

（北野匡四郎）

1 C.4 環境放射能の管理

C.4.1 概 要

大洗研究所周辺監視区域内外における定期的な環境モニタリングとして、1980年度と同様に、モニタリングステーションおよびモニタリングポストによる環境放射線の連続測定監視、陸上試料および海洋試料の定期採取、排水試料の連続採取ならびに試料の放射能測定などを実施した。また、風向風速、大気温度、雨量などの気象観測を行った。その結果、施設からの放射性物質の放出に起因する異常は認められなかった。

原研（大洗）、動燃（大洗）および日本核燃料開発（株）で構成される大洗地区環境評価委員会は、1981年度中に4回開催され、四半期ごとの環境測定結果の検討評価を行った。

モニタリングポストを1981年度から3カ年計画で更新することになり、1981年度は、技術調査、ポストの効率的配置の検討、設計仕様の検討作成、所内審査および官庁申請等を行った。

そのほか、茨城県地域防災計画に基づく緊急時環境モニタリングの検討と大洗地区におけるサーベイ経路の実地調査を実施するとともに、1981年11月に行われた茨城県の原子力防災訓練に参加した。

（岡本 利夫）

C.4.2 環境放射線のモニタリング

1981年度は1980年度と同様に、モニタリングステーション2カ所およびモニタリングポスト10カ所により周辺監視区域境界の空間 γ 線の連続モニタリングを実施した。その結果、施設からの影響は認められなかった。

モニタリングステーションにおける γ 線照射線量率の月平均値と月間最大値をFig. C. 4. 2-1に示す。

図中の「最大値」は1時間平均の月間最大値である。照射線量率はGM管固有のバックグラウンドおよび宇宙線成分を除いたものである。

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

（大村 英昭）

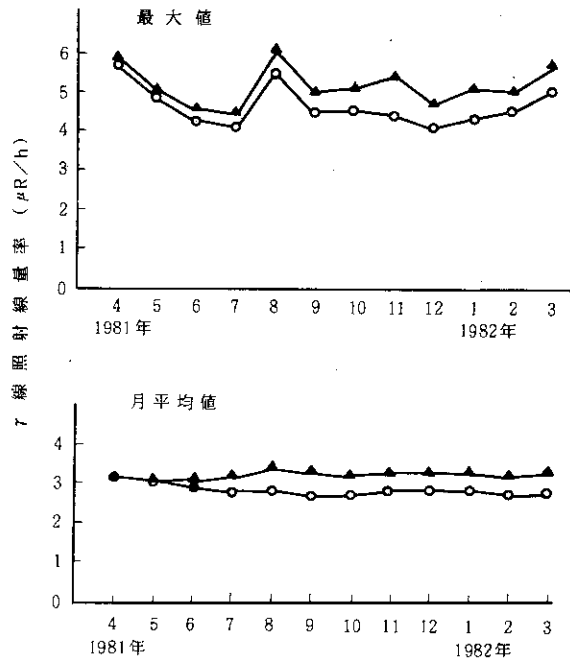


Fig. C. 4.2-1 モニタリングステーションにおける γ 線照射線量率の月平均値と月間最大値

▲ No. 1 (処理場) ○ No. 2 (浄水場)

C.4.3 環境試料のモニタリング

(1) 環境試料中の全 β 放射能濃度

1981年度に行った大洗研究所敷地内および周辺の環境試料中の全 β 放射能の測定については、1980年度と同様に実施した。

大型水盤による放射性降下物の月間降下量の測定結果を Fig. C. 4.3-1 に示す。1981年度前期までは1980年度と同様に、中国の核実験の影響で通常値よりも高い値を示している。モニタリングステーションにおける大気塵埃放射能濃度の測定結果を Fig. C. 4.3-2 に示す。1981年度前期までは降下塵と同様に中国の核実験の影響により通常よりも高い値を示した。Table C. 4.3-1 は排水溝出口における排水の連続比例サンプリングによる1週間平均濃度の測定結果で、いずれも未知核種の規制濃度 ($1 \times 10^{-7} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$) 以下であった。また、環境試料の測定結果を Table C. 4.3-2 に示す。L 海域の海底土は、排水溝出口から2 km以内の海域における3地点の混合試料である。また、M 海域の海底土は、排水口から南へ5 km、海岸から2 km以内の海域における2地点の混合試料である。これらの値は1980年度の測定結果と比較して有意な差は認められなかった。

(2) 環境試料中の放射性核種濃度

1981年度から茨城県の環境放射線監視計画に基づいて、降下塵、大気塵埃、陸土、排水口近辺土砂、葉菜類、海底土および海産生物について核種分析を実施した。その結果を Table C. 4.3-3 に示す。1981年度の前期において、 ^{95}Zr 、 ^{95}Nb 、 ^{106}Ru 、 ^{144}Ce などの核種が検出されているが、これは1980年に行われた中国の核実験の影響である。

(大村 英昭)

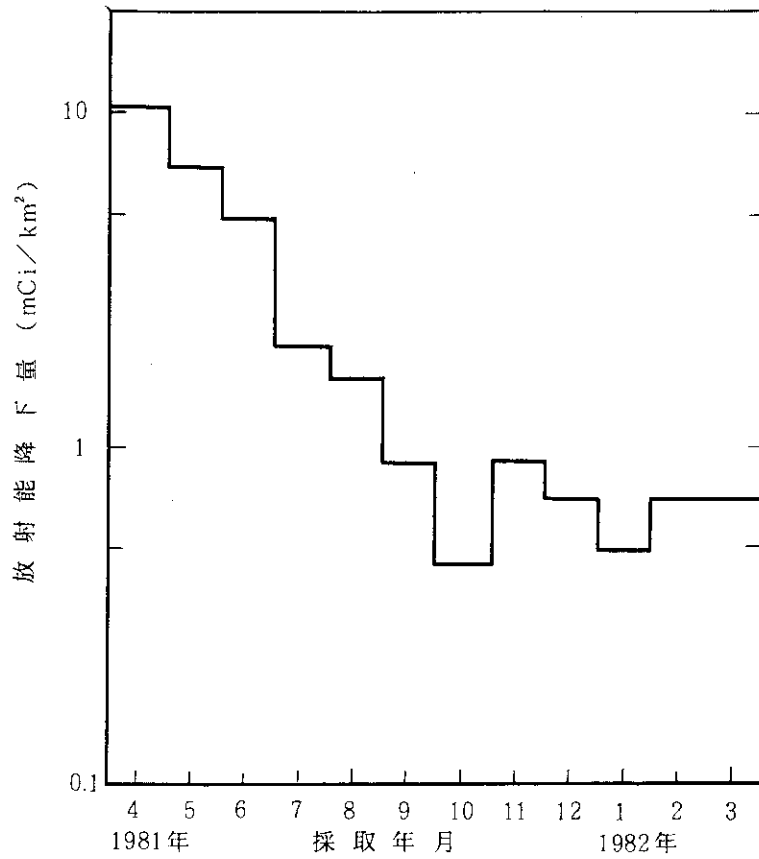


Fig. C. 4.3-1 降下物中の全β放射能

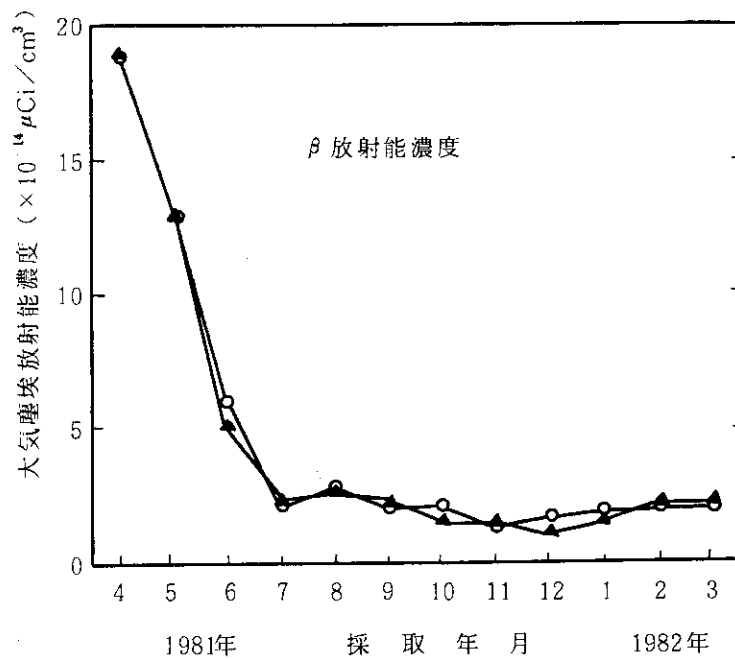


Fig. C. 4.3-2 モニタリングステーションにおける大気塵埃放射能濃度の月平均値

▲ No. 1 (処理場) ○ No. 2 (浄水場)

Table C. 4.3-1 排水溝における排水の全β放射能濃度週平均値

(大洗研究所, 1981年度)

年月	第1週	第2週	第3週	第4週	第5週
1981年 4	4.0	10	4.9	4.5	
5	4.5	6.4	5.5	4.1	
6	3.4	5.0	2.6	3.1	4.0
7	4.3	<1.9	2.8	2.1	
8	6.3	2.7	7.2	3.1	4.0
9	3.8	3.1	3.3	5.8	
10	5.3	2.8	3.3	3.0	
11	2.8	5.1	2.5	2.7	3.0
12	3.0	7.1	3.5	7.4	
1982年 1	—	6.1	4.0	2.7	
2	9.1	8.9	2.7	2.9	
3	3.7	8.8	4.5	5.5	2.3

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

Table C. 4.3-2 環境試料中の全β放射能測定結果

(大洗研究所, 1981年度)

環境試料	採取場所	単位	放射能濃度			
			前期	後期		
陸上試料	水	$\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$	夏海湖沼	2.5×10^{-9}	$<1.9 \times 10^{-9}$	
			原研水道原水	$6.0 \times 10^{-10} * 1$	$<3.4 \times 10^{-10} * 1$	
			町営水道原水	2.9×10^{-9}	4.3×10^{-9}	
			北松川水道水	3.8×10^{-9}	4.6×10^{-9}	
			北松川井戸水	4.5×10^{-9}	4.0×10^{-9}	
			排水溝出口付近	1.4×10^{-8}	1.5×10^{-8}	
	土壌	旭村田崎	pCi/g・乾	処理場	12.6	11.0
				日中内	10.5	10.5
				下太田	11.7	12.7
				飛沢	11.0	13.2
精米 ハウレン草 白菜	旭村田崎	pCi/g・生		11.3	11.3	
				2.9	0.4	
海洋試料	海水	$\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$	No. 1 (500 m)	$7.9 \times 10^{-10} * 1$	$4.4 \times 10^{-10} * 1$	
			No. 2 (5 km)	$7.0 \times 10^{-10} * 1$	$<3.1 \times 10^{-10} * 1$	
	海底土	L海域 M海域	pCi/g・乾	No. 1 (500 m)	14.1	14.8
				No. 2 (5 km)	15.9	15.9
				L海域	13.6	13.3
				M海域	17.0	14.6
シラス カレイ または ヒラメ	大洗沖	pCi/g・生		3.3	3.7	
				3.5	4.1	

* 1 鉄, バリウム共沈法による。

Table C.4.3-3 環境試料中の放射性核種濃度

(大洗研究所, 1981年度)

環境試料	採取年月	採取地点	単位	⁵⁴ Mn	⁶⁰ Co	⁹⁵ Zr	⁹⁵ Nb	¹⁰⁶ Ru	¹³⁷ Cs	¹⁴⁴ Ce	⁹⁰ Sr	¹³¹ I
降下塵	1981年 4月	安管棟屋上	×10 ⁻¹ mCi/km ²	0.37	*	15	31	7.0	1.0	14	/	/
	" 5月			0.30	*	4.9	10	6.2	0.91	11		
	" 6月			0.34	*	6.6	10	6.0	1.0	9.3		
	" 7月			*	*	0.63	1.9	1.0	0.3	2.9		
	" 8月			*	*	0.56	0.97	*	0.17	2.2		
	" 9月			*	*	*	0.24	*	*	*		
	" 10月			*	*	*	0.18	*	0.19	*		
	" 11月			*	*	*	0.17	*	0.10	*		
	" 12月			*	*	*	0.20	*	*	*		
	1982年 1月			*	*	*	*	*	*	*		
	" 2月			*	*	*	*	*	*	*		
	" 3月			*	*	*	*	*	0.13	*		
大気塵埃	1981年 4月~6月	処理場 (No.1)	×10 ⁻¹⁵ μCi/cm ³	1.2	*	35	62	16	2.3	33	/	/
	" 7月~9月			*	*	1.8	*	*	*	*		
	" 10月~12月			*	*	*	*	*	*	*		
	1982年 1月~3月			*	*	*	*	*	*	*		
	1981年 4月~6月			1.1	*	34	64	16	2.5	33		
	" 7月~9月			*	*	2.7	4.8	*	*	*		
陸 土	" 10月~12月	浄水場 (No.2)	×10 ⁻¹⁵ μCi/cm ³	*	*	*	*	*	*	*	/	/
	1982年 1月~3月			*	*	*	*	*	*	*		
	1981年 5月			*	*	*	*	*	*	*		
	" 11月			*	*	*	*	*	*	*		
排水口 近辺土砂	1981年 7月	原研動燃排水口	×10 ⁻² pCi/g・乾	/	/	/	/	/	/	/	/	/
	1982年 1月			/	/	/	/	/	/	/		
海底土	1981年 7月	L 海域	×10 ⁻² pCi/g・乾	*	*	*	7.3	*	*	6.6▲	*	*
	1982年 1月			*	*	*	*	*	*	4.0▲	*	*
シラス	1981年 7月	大洗沖	×10 ⁻³ pCi/g・生	*	*	*	*	*	7.5	*	*	*
	" 10月			*	*	*	*	*	6.2	*	*	*
カレイ	1981年 5月	大洗沖	×10 ⁻³ pCi/g・生	*	*	*	*	*	*	*	*	*
	" 10月			*	*	*	*	*	*	*	*	*
ホウレン草	1981年 4月	旭村田崎	×10 ⁻³ pCi/g・生	/	/	/	/	/	/	/	/	/
白菜	" 10月			/	/	/	/	/	/	/	/	/
精 米	" 10月	旭村田崎		/	/	/	/	/	/	/	/	*

注, 検出限界値は県環境放射線監視委員会の数値

* 検出限界以下
/ 測定対象外
▲ 化学分析

C.4.4 大洗研のモニタリングポストの更新計画

大洗研究所ではJMTRの設置にともない1967年から1968年にかけて、GM管式モニタリングポストを敷地周辺10カ所に設置して、環境放射線量率の連続監視を行ってきた。これらのモニタリングポストが老朽化しているため、1981年から3年計画で更新することになった。1981年度は、新モニタリングポストの設計仕様の検討と環境放射線監視体制の合理化のための配置の見直し等を行った。この検討にあたっては、「環境放射線モニタリングに関する指針」、「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」および原研東海研究所、福井県衛生研究所など既に高感度モニタリングポストについての稼動実績のある施設の調査結果等を参考にし、信頼性と安定性に主眼を置いて行った。新モニタリングポストの系統図をFig.C.4.4-1に示す。

主な改造点は、次のとおりである。

- (1) 計測感度およびエネルギー特性等の向上ならびに放射線量率測定範囲の拡大のため、現行のGM管式モニタリングポストを低線量率用の2"φ×2" NaI(Tl)シンチレーション検出器(エネルギー補償回路付)と高線量率用電離箱検出器の2系統方式とする。
- (2) 測定範囲は、現行の1μR/h～100mR/hから1μR/h～10R/hに拡大する。NaI(Tl)検出器系および電離箱検出器系の指示範囲をそれぞれ1μR/h～10mR/h、1mR/h～10R/hとする。指示計は共通とし、両検出器間の指示切換えは1mR/hから3mR/hの間で行う。
- (3) 各モニタリングポストからのデータの伝送は、現行のアナログ伝送方式からデジタル伝送方式にする。
- (4) 電子計算機によりデータの記録、整理を行う方式とし、電子計算機が故障したときは、打点式記録計によりバックアップする。
- (5) 現行の使用電源系は一般商用系であるが、これを非常用所内電源系に接続変更する。ただし、周辺監視区域外のモニタリングポスト2基については、バックアップ用電源として可搬型発電機の使用を検討している。
- (6) 温度変化による測定データへの影響を最少にするため、局舎内に空調機や温度制御装置を備えて、計測部、データ伝送部および検出部を年間を通じて恒温状態に保持できるようにする。
- (7) 周辺監視区域を共用している動燃大洗工学センターにおいてもモニタリングポストの更新を計画しており、両事業所のモニタリングポストによる効率的監視を行うため、その配置について見直しを行った。その結果、現在の16基のモニタリングポストを14基に減らしても、更新する高感度モニタリングポストの監視能力は現行よりも一段と優れていることが判ったので、2基を廃止にする。
- (8) 現在、モニタリングステーションの放射線量率監視機能はモニタリングポストと重複しているので、ステーションの大気塵埃放射能濃度測定機能を最寄りのモニタリングポストに付加し、現在のモニタリングステーションは廃止する。

以上の改造により、平常時および緊急時における環境放射線監視体制の強化、充実が期待される。

(岡本 利夫)

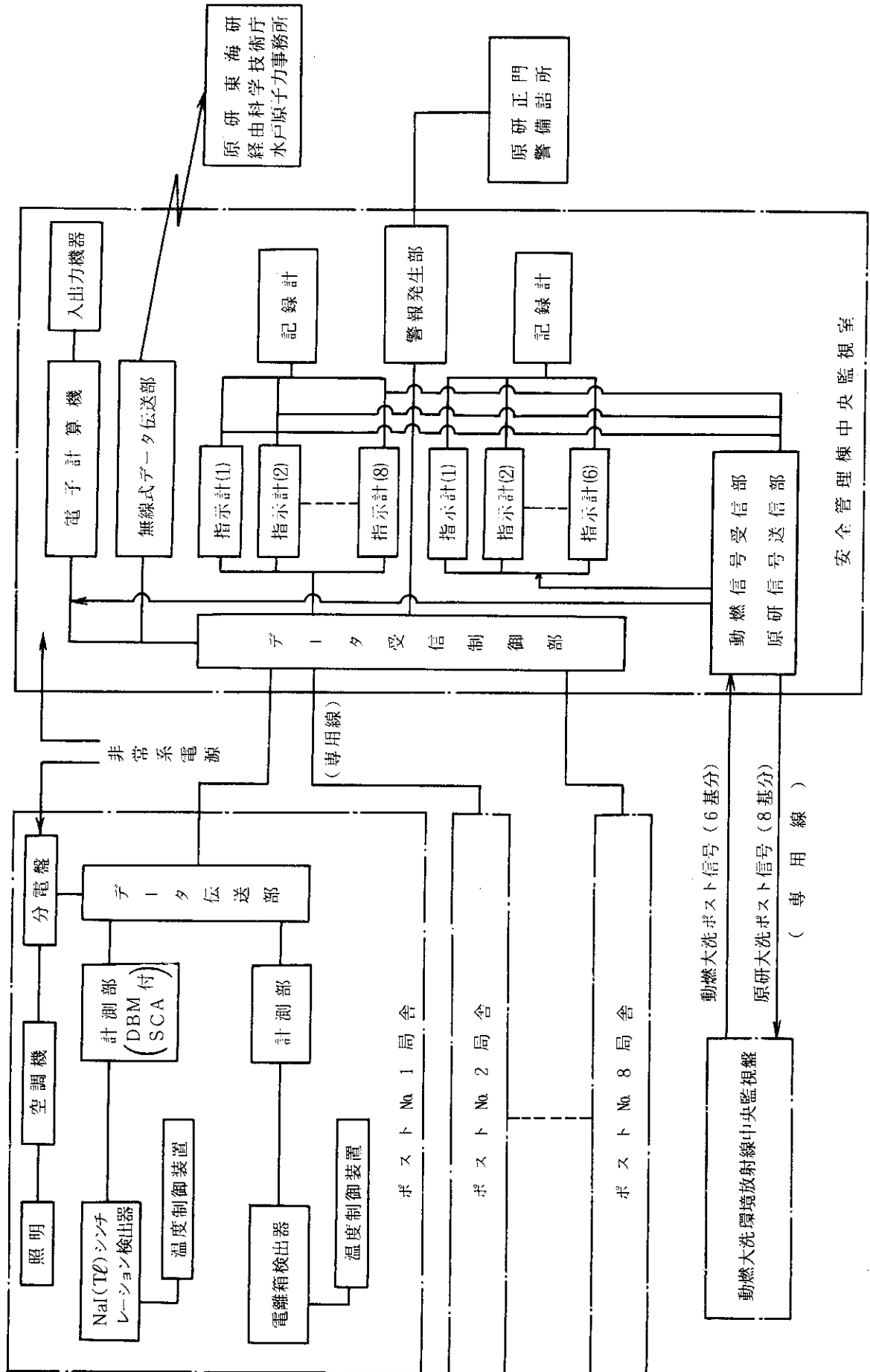


Fig. C. 4.4-1 大洗研モニタリングポスト系統図

1 C.5 放射線計測器類の管理

C.5.1 概 要

各施設の放射線モニタ、環境モニタリングポストおよびサーベイメータの定期点検、校正を年次計画に基づいて行った。点検頻度は、モニタおよびポストについては年1回、サーベイメータについては1981年度後期から年2回行うこととし、予定どおり完了した。故障修理の実施件数は合計182件行い、維持管理に努めた。その結果、放射線モニタの稼働率を99%以上に確保することができた。

ハンドフットクロスモニタ、サーベイメータの更新5カ年計画（第5年次）に基づき、1981年度はハンドフットクロスモニタ2台、サーベイメータ29台の更新を行った。この結果、1977年度から1981年度までの5カ年で更新を行った総台数は、ハンドフットクロスモニタ10台、サーベイメータ95台となった。引き続き、1982年度から第2次5カ年計画を立案し、更新を実施する予定である。

JMTR放射線モニタのうち、老朽化の著しい吸引装置と記録計の更新整備が行われたため、これらに起因する故障は極度に減少し、更新の成果が現われている。

（佐藤 信之）

C.5.2 サーベイメータ等の管理

1977年度から実施しているサーベイメータ更新5カ年計画により、1981年度は各機種合せて29台を更新した。また、1981年度までに更新したサーベイメータは、Table C.5.2-1に示すように更新計画台数100台に対し95台であり、ほぼ計画どおり順調に更新を実施してきた。この間に、更新対象測定器のうち購入後10年以上経過して故障頻度が多く使用困難なサーベイメータは、逐次廃棄処分した。その内訳はGMサーベイメータ16台、電離箱サーベイメータ20台、 $\beta(\gamma)$ 表面汚染サーベイメータ10台、 α 表面汚染サーベイメータ6台および中性子サーベイメータ6台であった。これらの更新によって大洗研究所の現有サーベイメータ等の総台数は、処理場Ⅱ期施設関係を含め277台である。引き続き測定機種等の検討を加えながら、1982年度から第2次5カ年計画を実施する予定である。

1981年における現有台数、校正台数および故障台数をサーベイメータの機種別にTable C.5.2-2に示す。点検校正は、1981年度後期から（財）放射線計測協会に委託して実施した。点検校正の実施件数は、年2回の校正目標に対しほぼ100%達成でき557件であった。また、故障修理の実施件数は、81年で前年度に比して約1.3倍に増加した。

放射線計測機器の故障修理件数は、年間4件であった。

（水書 利雄）

Table C. 5.2-1 サーベイメータ等の更新台数

(大洗研究所, 1977~1981年度)

機 種 \ 年 度	1977	1978	1979	1980	1981	合 計	5年間の 廃棄台数
GM サーベイメータ	0	8	5	4	6	23 (23)	16
電離箱 "	0	2	9	10	15	36 (40)	20
$\beta(\gamma)$ 表面汚染 "	0	10	4	6	5	25 (21)	10
α 表面汚染 "	0	0	3	0	2	5 (8)	6
中性子 "	0	1	1	3	1	6 (8)	6
合 計	0	21	22	23	29	95 (100)	58
ハンドフットモニタ	2	1	3	2	2	10 (9)	10

()内:計画台数

Table C. 5.2-2 サーベイメータの現有台数, 校正台数および故障台数

(大洗研究所, 1981年度)

サーベイメータの種類	現有台数	校正台数	故障台数
GM サーベイメータ	60	124	36
電離箱 "	74	153	9
$\beta(\gamma)$ 表面汚染 "	63	136	19
α 表面汚染 "	31	60	13
中性子 "	8	8	2
シンチレーション "	6	6	2
ベルアラームメータ	35	70	0
合 計	277	557	81

C.5.3 放射線監視計測器の管理

1967年設置後連続的に稼動しているJMTR施設放射線モニタは、特に回転機部のあるダストサンプラ吸引装置および記録計の故障頻度が多くなってきたため、1981年度に吸引装置6台および6打点記録計12台の更新を行った。1981年度は更新5カ年計画により安全管理棟、処理場のハンドフットモニタ各1台を更新した。また、更新5カ年計画により1981年度までに更新したハンドフットモニタは10台であった（Table C. 5. 2 - 1参照）。

各施設に設置した放射線モニタ、吸引装置および記録計の定期点検校正は、1980年度と同様に外部委託により実施し、整備に努めた。放射線モニタの故障修理件数および年間稼動率をTable C. 5. 3 - 1に示す。稼動率は、すべての施設において99%以上に維持することができた。年間の修理件数は101件であり、その主な故障内容は、吸引装置のカーボンブレード破損や電磁開閉器の損傷などダストサンプラシステムの故障などである。また、施設別の故障件数では、ホットラボおよび燃料研究棟の放射線モニタの故障件数が昨年より増加した。

(水書 利雄)

Table C. 5. 3 - 1 放射線モニタ修理件数および稼動率

(大洗研究所, 1981年度)

項目 年月 建家名等	修 理 件 数				合 計	稼動率 (%)
	1981			1982		
	4~6	7~9	10~12	1~3		
JMTR (56系統)	13	4	9	5	31	99.8
ホットラボ (20系統)	4	6	4	4	18	99.6
廃棄物処理施設 (53系統)	5	4	13	5	27	99.7
燃料研究棟 (15系統)	2	5	5	3	15	99.5
RI利用開発棟 (6系統)	0	0	0	2	2	99.8
安全管理棟 (2系統)	0	1	1	0	2	99.7
野外モニタ (10系統)	2	0	3	1	6	99.8

1 C.6 放射性廃棄物の管理および汚染除去

C.6.1 概 要

大洗地区で発生し、放射性廃棄物処理場に搬入された放射性廃棄物は、1980年度と比較して、所内、所外とも全体的に増加しており、例年と比べても増加の傾向にあった。中でも、低レベル β, γ 固体廃棄物、 α 固体廃棄物および中レベル液体廃棄物（特に動燃（大洗）からの発生）の増加が顕著であった。

搬入された廃棄物は、種類ごとに、それぞれの処理装置により処理し、200ℓドラム缶型パッケージ（D-50型）549本、コンクリートブロック型パッケージ（B-I型、B-III型）45個および高レベル α 保管体93個を保管廃棄した。

放射性汚染除去業務は、施設、機器、衣料および皮ふ除染について例年通り実施したほか、JMTRにおける水中プラズマ切断装置の除染に係る技術援助等を行い、試験研究活動を支援した。

一方、施設の老朽化にともなう、衣料除染設備の更新、化学処理装置の給排水管の補修、スラッジ移送配管の設置等を行ったほか、前年度に引き続き、高レベル β, γ 固体廃棄物輸送容器の製作、処理施設周辺の放射線量率低減化対策を推進し完成させた。また、 β, γ 焼却装置の老朽化と廃棄物の増加にともなう処理能力不足に対処するため、新焼却施設の設置に関する調査検討を進めた。

受託調査による、マイクロ波を用いた固体廃棄物の熱分解溶融固化試験を開始した。また、動燃（大洗）からの受託業務として、前年度から実施している高レベル α 貯蔵施設の増設について、所内安全審査を経て、国への変更許可申請を行い、工事認可申請等の準備作業を開始した。

このほか、動燃（大洗）との廃棄物処理に関する協定類の改訂作業を推進し、ほぼ成案を得た。また、各種教育訓練の実施または協力、委員会活動への参加等を積極的に行った。

（三戸 規生）

C.6.2 放射性廃棄物の管理

(1) 廃棄物の搬入

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

(a) 液体廃棄物

所内で発生した液体廃棄物の搬入量は、低レベル液体廃棄物が約4700 m^3 であり、1980年度と比較して約20%増加した。中レベル液体廃棄物については、約5 m^3 の搬入があった。

（1980年度は搬入量なし）

スラッジについては、1980年度と比較して20%増の約10 m^3 の搬入があった。このスラッジは、低レベルおよび中レベル廃液貯槽の底部に堆積したものを槽内から回収したものである。この他、有機廃液0.2 m^3 が搬入された。

所外からの搬入量は、低レベル液体廃棄物については約700 m^3 と1980年度と同程度にとどまった。中レベル液体廃棄物については約7 m^3 （1980年度約3 m^3 ）と増加した。なお、所外からの中レベル液体廃棄物は約 $1 \times 10^{-1} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ と高濃度（主要核種 ^{60}Co 、 ^{137}Cs ）で

あり、主に動燃（大洗）の照射燃料集合体試験室から発生したものであった。

（勝山 和夫）

(b) β , γ 固体廃棄物

低レベル β , γ 固体廃棄物の発生量は、所内については約 205 m^3 であり、1980 年度（約 185 m^3 ）に比較して約 10% の増加、所外については約 240 m^3 であり、1980 年度（約 220 m^3 ）に比較して約 10% の増加となった。

高レベル β , γ 固体廃棄物の発生量は、所内については約 2.3 m^3 であり、1980 年度と同じであった。しかし所外については、動燃からの搬入が多く、合計約 0.75 m^3 となり、1980 年度（約 0.25 m^3 ）に比較して 3 倍の増加となった。

（岩本 貞雄）

(c) α 固体廃棄物

所内で発生した α 固体廃棄物の搬入量は、低レベル α 固体廃棄物については約 5.2 m^3 であり 1980 年度の搬入量と比較して約 14% の増加となった。また、1980 年度に搬入がなかった高レベル α 固体廃棄物については約 1.4 m^3 であった。

所外から搬入された α 固体廃棄物の量は、低レベル α 固体廃棄物については約 9.3 m^3 、高レベル α 固体廃棄物については約 5.3 m^3 であり、1980 年比でそれぞれ約 96%、16% の増加となった。このうち、低レベル α 固体廃棄物搬入量の増加については、主に動燃（大洗）の照射燃料集合体試験施設からの搬入量増加によるものであった。

（阿部 昌義）

(2) 廃棄物の処理

1981 年度における放射性廃棄物の処理実績を、Table C. 6.2-2 および 3 に示す。

(a) 液体廃棄物

低レベル液体廃棄物については、化学的性状に応じて化学処理装置または低レベル廃液蒸発装置により処理を実施した。極低レベルの廃液は、希釈減衰処理を行った。

中レベル液体廃棄物については、低レベル廃液濃縮液 41 m^3 と合わせて、中レベル廃液蒸発装置により処理した。

上記処理で発生した化学処理スラッジ約 5 m^3 、濃縮液約 0.5 m^3 ならびに貯槽底部から回収したスラッジ約 9 m^3 については、ピチューメン固化（一部セメント固化）した。液体廃棄物処理により発生した固化体は、25 本であった。

（勝山 和夫）

(b) β , γ 固体廃棄物

低レベル β , γ 固体廃棄物については、可燃性固体、不燃性固体のうち脱水処理した含水布、紙および脱粋処理したフィルタの木枠は、 β , γ 焼却装置により、これ以外の不燃性固体および金枠フィルタ等は β , γ 圧縮装置 I および β , γ 圧縮装置 II により処理した。滞荷量減少に努めた結果、総処理量は約 490 m^3 となり、これまでの滞荷量を約 45 m^3 減少することができた。

高レベル β , γ 固体廃棄物については、高レベル β , γ 処理装置により、約 2.7 m^3 を処理した。

（岩本 貞雄）

(c) α 固体廃棄物

低レベルα 固体廃棄物については、α 雑処理設備（α ホール）により不燃性固体約 11m³ を処理した。

高レベルα 固体廃棄物については、搬入量約 6.7m³ のうち約 4.9m³ を高レベルα 封入装置によって密封措置し、発生元で密封措置したもの約 1.8m³ とあわせて搬入量全量を高レベルα 固体貯蔵施設に貯蔵した。

（阿部 昌義）

(3) 廃棄物パッケージの保管

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

Table C. 6.2-4 に 1981 年度に発生したパッケージの数を示す。

（岩本 貞雄）

Table C. 6.2-1 廃棄物の搬入実績

（大洗研究所，1981 年度）（単位：m³）

搬入物 施設	固 体 廃 棄 物						液 体 廃 棄 物			
	β, γ			α			β, γ			
	低 レ ベ ル			高レベル	低レベル	高レベル	低レベル	中レベル	スラッジ	有 機
	可燃	不燃	フィルター							
所 内	5678	8434	63480	2335	516	135	4687	48	1003	0.141
所 外										
動 燃	5620	8646	40825	0525	9295	533	6543	642	0	0.08
東 北 大	528	568	3220	0225	0	0	0	0	0	0
日 本 核 燃 料	1084	2282	10120	0	0	0	44	0.2	0	0
計	7232	11496	54165	0750	9295	533	6983	662	0	0.08
合 計	129.10	199.30	117.645	3.085	144.55	6.68	538.53	1.142	10.03	0.221

Table C. 6.2-2 液体廃棄物の処理実績

（大洗研究所，1981 年度）

処理液	処 理 量 内 訳			合 計
	化学処理	蒸発処理	その他処理	
低レベル	1818	1217	2265	5300
中レベル	0	98	0	98
スラッジ	0	0	100	100
有 機	0	0	0.112	0.112
合 計	1818	12268	2275.112	5319.912

（単位：m³）

Table C. 6.2-3 固体廃棄物の処理実績
(大洗研究所, 1981年度)

				処 理 量
固 体 廃 棄 物	β	低 レ ベ ル	可 燃	124.06
			不 燃	266.16
		γ	フ ィ ル タ ー	97.750
	α	高 レ ベ ル		2.685
		低 レ ベ ル		10.92
		高 レ ベ ル		6.68

(単位: m³)

Table C. 6.2-4 固化体の発生数
(大洗研究所, 1981年度)

	固 化 体 数
200 l ドラム	549
コンクリートブロック(B-I, B-II)	45
合 計	594

(単位: m³)

C.6.3 汚染除去

(1) 機器除染

1981年度の機器除染処理状況を Table C. 6.3-1 に示す。1981年度は、1980年度と比較して処理件数、処理点数とも倍増した。

除染した機器は、JMTRおよび照射設備関係のものが大部分(件数比80%, 点数比85%)を占めた。また、補修あるいは改造の目的で外部工場などに搬出するために除染した件数は、全体の15%であった。

1981年度における特記事項は、水中プラズマ切断装置の一部を除染施設に搬入し除染作業を開始したことである。なお、本装置は照射後試料の採取などを行うため、JAERI-PNC-IHIの協同により開発されたもので、設計にあたっては、除染および廃棄物処理の観点から種々検討を加え、その対策等に適宜助言を行い製作に反映させた。

(小林 弘也)

(2) 施設除染

1981年度の施設、設備などの現場除染処理状況を Table C. 6.3-2 に示す。

1981年度も1980年度と同様、貯槽およびタンク類の点検、補修に係る除染が多く、全体の50%(貯槽2件、プール1件)を占めた。

(三嶋 一幸)

(3) 衣料除染

1981年度に実施した防護衣等の衣料除染処理状況を Table C. 6.3-3 に示す。除染数量は

1980年度と比較して、処理課依頼分は6.3%増加したが、JMTR依頼分は15.6%減少し、全体では約10%減となった。除染施設完成以前に発生し保管していた汚染衣服のうち残り480着を除染し、本年度で保管分の処理を完了した。洗濯廃液の処理量は120m³であった。また、洗濯プログラムを変更し廃液量の低減化をはかった。

洗濯廃液前処理装置のうち逆浸透第1段処理装置のチューブ型逆浸透膜の交換整備および衣料モニタシステムのテレタイプライタの移動式化を含む点検整備を実施した。

(尾曾 知重)

(4) 皮ふ除染

各施設の放射線管理区域内の手洗流し場41カ所に設置されている応急皮ふ除染キットの内容品目の点検、補充、整備をほぼ月1回ごとに、延べ489キット分について行った。

また、人の皮ふの代わりに生豚皮を用いて、放射性汚染による応急皮ふ除染実習の訓練を、職員および委託業者合計19名に対し実施した。

(小林 弘昌)

Table C. 6.3-1 機器除染処理状況

(大洗研究所, 1981年度)

	主要機器名	件数 (件)	処理点数 (点)
第1四半期	β, γ 焼却炉天板, 分類セル部品, エアラインスーツ 洗濯機, 乾燥機	5	84
第2四半期	ノッチワイヤーフィルタ, CRDボールネジアッセンブリ ノズルフランジ, 弁棒, SFキャスク受台	5	799
第3四半期	SF切断機, ノッチワイヤーフィルタ, 作業架台 マニピュレータ部品, 回転台, 熱風乾燥機 他	14	677
第4四半期	引張試験用加熱炉, トップクロージャ, 真空ポンプ イオン交換塔, ROチューブ, 水中プラズマ装置水槽 他	8	439
年度合計		32	1,999

Table C. 6.3-2 施設除染処理状況

(大洗研究所, 1981年度)

	除染件名	件数 (件)	処理面積 (m ²)	延作業量 (人・日)
第1四半期	高レベル β, γ 固体処理分類セル	1	100	47
第2四半期	低レベル廃液貯槽, 使用済燃料輸送容器	2	450	74
第3四半期	SFCプール底面, 貯蔵セル	2	100	50
第4四半期	排水監視ポンドA槽	1	510	28
年度合計		6	1,160	199

Table C. 6.3-3 衣料除染処理状況

(大洗研究所, 1981年度)

特殊作業服 除染処理	特殊作業服 防水加工処理	黄色実験衣 除染処理	下着洗浄 (特殊作業服 重量換算)	その他洗浄 (特殊作業服 重量換算)	合計 (特殊作業服 重量換算)
8088	3646	1589	887.3	1761.6	15971.9

(単位:着)

(備考) この内東北大学からの衣料除染依頼は, 1624着あり, 施設利用に関する契約により除染を行った。

C.6.4 施設の整備

(1) 低レベル廃液貯槽スラッジ移送配管の設置

低レベル廃液貯槽(200 m³ × 6基, 400 m³ × 1基)は, 低レベル廃液の受入れ, 一時貯蔵に使用される。貯槽底部には, スラッジが堆積し, このスラッジは, 従来スラッジ移送配管を用いてスラッジ静置タンクに移し, 更にドラム缶に移し替えた後, 化学処理装置排泥槽に搬入してきた。

今回, 老朽化した低レベル廃液貯槽スラッジ移送配管を撤去し, 作業をより安全, かつ容易にするため, Na.1貯槽からNa.7貯槽間に配管(SUS-304, 50A)を設け, これを化学処理装置給液配管および排泥槽に接続し, 化学処理装置から発生するスラッジとともに減容処理できるようにした。また, 本設備を設置したことにより, 常設の排水ポンプ吸込口より下部の廃液の貯槽間移送についても, フレキシブルホースを使用することなく安全に行えるようになり, 貯槽の点検等が容易になった。

なお, 設置工事にあたっては, 核燃料, 原子炉両規制課に設計および工事の方法の申請を行い1982年5月使用前検査に合格した。

(勝山 和夫)

(2) 化学処理装置給排水配管の補修

低レベル液体廃棄物は低レベル廃液貯槽に一担貯留され, 所定の量になった時点で必要な予備処理を行い, 約50m離れた廃液処理棟内の化学処理装置に供給され, 処理される。このための配管が, 給液系(65A), 工程液系(80A)及び処理済液系(100A)(いずれもSGP-内面ゴムライニング管)合せて, 全長約200mにわたりU字溝内に布設されている。配管は11年の経年により配管外表面のほぼ全面が腐食し, U字溝開口部附近は特に激しく, 4.5mmの肉厚に対して2から3mm程度の侵食であった。一方ゴムライニング部の劣化は認められなかった。これまで, 耐圧, 気密試験によって健全性を確認してきたが, 今回老朽化防止対策の一環として, 大がかりな配管外表面の補修作業を実施した。

方法および作業手順は次のとおりである。

- ① 当該エリアを管理区域に設定する。
- ② 配管フロシートを作成し, 配管に記号を核印する。
- ③ フランジを取りはずし, 両端にメクラフランジ(10 kg/cm², 塩化ビニール製)をする。

- ④ 仮設小屋を設けて、下地処理としてサンドブラスト（圧空； $7 \text{ kg/cm}^2 \text{ G}$ ）人工砂； 3 m ϕ ）を用いて表面の錆をほぼ完全に剥がす。
- ⑤ プライマーを塗布する。
- ⑥ タールエポキシ樹脂（溶剤タイプ）をはけ塗り（2回塗り）する。
- ⑦ ブラケットを現地合せにより製作し、塗装済配管を取り付け復元する。
- ⑧ 耐圧・気密試験、通水試験を行い、漏洩のないことを確認する。

作業に要した人員は、延べ331人・日であり、期間は1981年11月から1982年1月末までの延べ35日間であった。

今回の作業は、当該配管の維持の他、通常の塗装工程では不十分と考えられる配管、機器等の補修方法の改善を目的に実施したものであり、期間中、放射線管理および一般安全に係るトラブルもなく遂行できた。

（勝山 和夫）

(3) 高レベル β, γ 固体廃棄物輸送容器の製作

原子炉等規制法の改定（昭和54年）にともなって定められた「周辺監視区域内核燃料物質等運搬容器技術基準」に合致した高レベル β, γ 固体廃棄物輸送容器（以下「容器」という。）3基を製作した。本容器は、大洗研究所の各施設から発生する高レベル β, γ 固体廃棄物（表面放射線量率 200 mR/h 以上）を高レベル β, γ 処理施設まで運搬するためのものである。

容器はいずれも容器本体と緩衝体で構成されており、容器本体は容器下部より廃棄物の収納および取出しができる構造であり、巻取装置、シャッター、液廃棄を収納する内胴、遮蔽材（鉛）および遮蔽材を保護する保護胴などにより構成されている。緩衝体は積層バルサ材をステンレス鋼で被覆したものであり、スペーサーを使用することにより3基の各容器に共用できる構造となっている。いずれの容器とも、容器開口部は全てニトリルゴム製のOリング（2重）付きのフランジ等をボルトで締め付けることにより、密封性（漏洩率： $1 \times 10^{-3} \text{ atm} \cdot \text{cm}^3 / \text{s}$ 以下）を保るとともに、1.6mの落下に対しても十分な強度を有する設計となっている。Table C. 6. 4-1にそれぞれの容器の概要を示す。

（岩本 貞雄）

(4) 廃棄物処理施設周辺の放射線量率低減化対策

廃棄物処理施設周辺の放射線量率については、従来から定期的な測定監視を続けその低減化に努めてきたが、廃棄物処理施設第Ⅱ期計画の完成にともない、廃棄物の取扱い量も年々増加の傾向を示しており、将来を見通した対策の検討が必要となってきた。そのため、1980年度来施設周辺の放射線量率の測定、各施設の線源サーベイ、作業状況調査等を放射線管理課の協力を得て詳細に実施し、検討を加えた結果、Table C. 6. 4-2およびFig. C. 6. 4-1に示すような対策を講ずることとなった。1980年度後期より主要項目から順にその仕様を検討し、逐次整備を進め1981年度にはほぼ全項目を完成させた。

なお、完成後の低減効果の確認は、1982年度に詳細に実施する予定である。

（岩本 貞雄）

(5) 高レベル α 固体貯蔵施設の増設

密封容器に封入した高レベル α 固体廃棄物の暫定貯蔵を目的として設置した高レベル α 固体貯

蔵施設は、1976年後半に使用を開始して以来、逐次廃棄物の受入れ・貯蔵を行ってきた。しかし、今後の廃棄物発生量調査等から1984年から1985年頃にかけて現有貯蔵能力が不足する状態になることが予測され、1980年度に貯蔵能力の拡充を検討し、1981年度に具体的増設計画に着手した。

増設内容は、既設建家を増築し、堅孔方式の貯蔵孔を追加設置して現有貯蔵容量の約2倍の容量にするもので、建設部による設計に基づき、所内安全審査を経て、原子炉施設及び核燃料物質の使用の変更許可申請を終了した。今後の計画は1982年度着工、1983年度竣工の予定であり、この増設が完了すると1990年度までの発生量に対処することが可能となる見通しである。

(阿部 昌義)

(6) 衣料除染設備

1968年に設置して以来衣料除染業務に使用して来た洗濯脱水機および乾燥機各1台を年間計画に基づき更新した。洗濯脱水機は処理能力50kg/回、エア・ライド完全防振装置付、アンローディングタイプ(前傾斜度15°)である。洗濯脱水回転胴がワンポケット式である利点を生かして、ピストン吸排式スプレー装置を取付け、防水剤吹付処理を可能とした。また、廃液処理のための排水系統切換機構も付加されている。これらにより、洗濯・脱水・防水剤吹付・排水系統切換の各工程がプログラムカードを使用して自動的に操作できるようになった。一方、乾燥機は処理能力50kg/回の蒸気熱源式であり、排気口部にはフィルタチェンバ(プレおよび高性能フィルタ装着可能)を接続して線クズ等を除去してから排気を既設ダクトに導くようにしてある。

(市川 貞一)

Table C. 6. 4 - 1 高レベル β , γ 輸送容器の概要

(大洗研究所, 1981年度)

容器名称	容器の諸元						遮蔽能力	主な収納物等
	容器単体		容器と緩衝体の組合せ			重量 (ton)		
	高さ (mm)	胴部外径(mm)	重量 (ton)	高さ (mm)	外径 (mm)			
OW-200	1652	826	7.9	1961	1600	8.7	Pb : 200 mm	ドライ保管廃棄物用 JMTR ホットトラボで発生する燃料, 材料, 研磨廃液固化物等で鋼製キャーン (310 ϕ ×350H) に収納したもの。
OW-150	1671	722	5.0	1979	1600	5.9	Pb : 150 mm	水中保管廃棄物 JMTR カナルで発生する燃料構成材, 放射化物でステンレスバスケット (320 ϕ ×500H) に収納したもの。
OW-100	1426	610	3.2	1754	1600	4.3	Pb : 100 mm	OW-200 と同じ

Table C. 6.4-2 放射線量率低減化対策概要

(大洗研究所, 1981年度)

対策項目名	対策の概要	対象施設	終了年月
① 遮蔽	施設内に鉛厚5 cmの棚(約4.7 m ^L × 3 m ^W)を設置し, 放射線量率の高いものを保管。	β, γ一時格納庫 I	'81. 3.20
② コンクリートスラブ	廃棄物パッケージ上面のコンクリートスラブ厚を20 cmから40 cmに変更し, 側面を空ブロックで遮蔽。	固体集積保管場 I	'81. 6. 5
③ 骨材・資材置場	施設外にコンクリート厚30 cmの壁(約5.78 m ^L × 4 m ^H)を設置し, 処理作業中の放射線量率を低減。	低レベルβ, γ 固体処理棟 I 低レベルβ, γ 固体処理棟 II β, γ 一時格納庫 II	'81. 7.29
④ 養生用遮蔽体	施設内にコンクリート厚30 cmの容器(約6.6 m ^L × 4.6 m ^W 1.8 m ^H)を設置し, 廃棄物パッケージ養生等における放射線量率を低減。	高レベルβ, γ 固体処理棟	'82. 3.29
⑤ 補助壁	施設外にコンクリート厚30 cmの壁(約12.3 m ^L × 4 m ^H)を設置し, 廃棄物パッケージ養生等における放射線量率を低減。	低レベルβ, γ 固体処理棟 I	'82. 3.31
⑥ 遮蔽箱	施設内に鉛厚3 cmの容器を設置し, 廃棄物の一時保管における放射線量率を低減。	低レベルβ, γ 固体処理棟 II	'82. 5 (完成予定)
⑦ 廃棄物搬入道路	廃棄物等の運搬専用道路(幅員4 m)を設置し, 運搬における放射線量率を低減。	—	'82. 6 (完成予定)

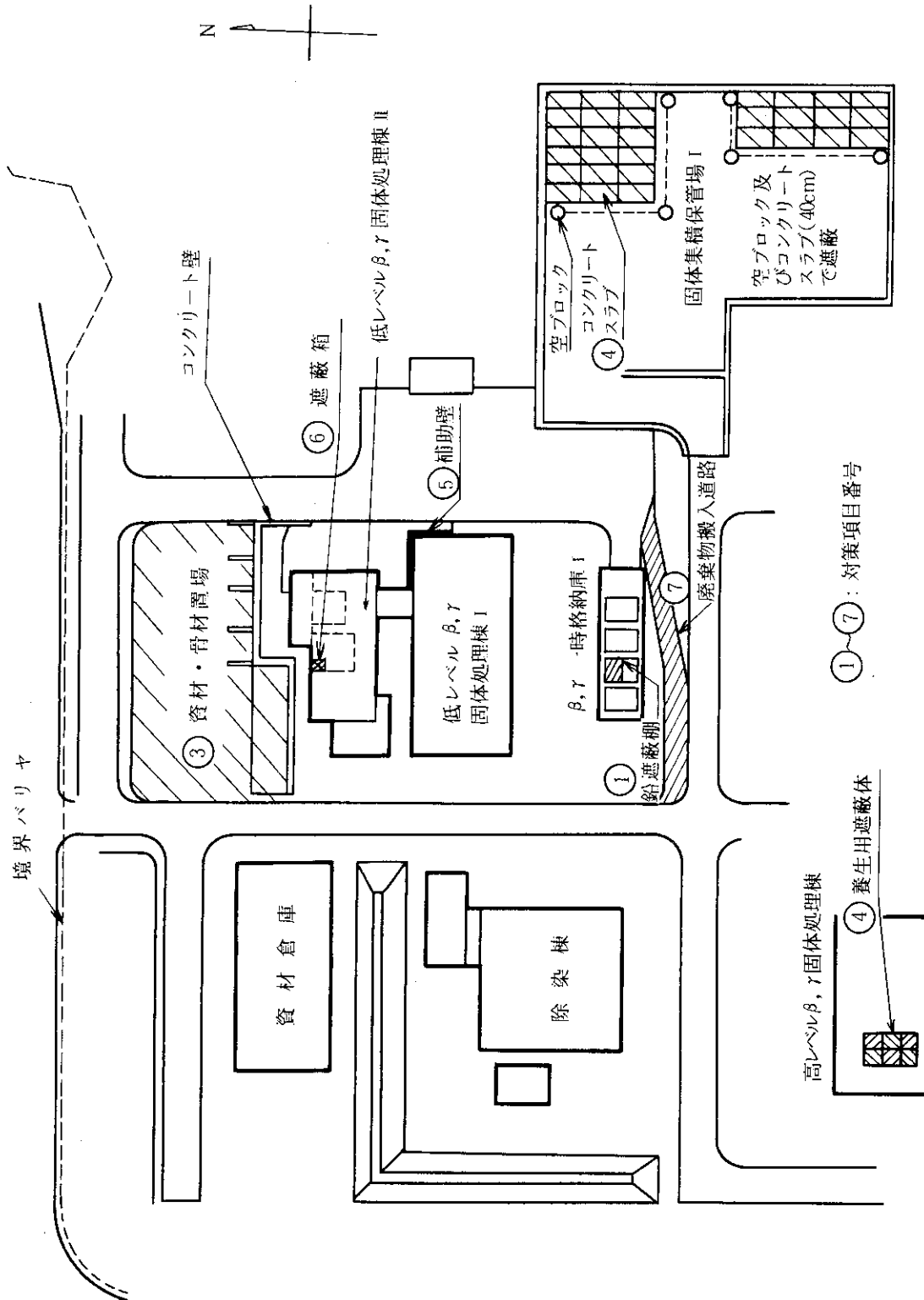


Fig. C.6.4-1 放射線量率低減化対策概要図

2.1 個人被曝線量の管理

2.1.1 概要

バイオアッセイについては、1963年以降現在までに行われた³Hの被曝モニタリング(定期検査、臨時検査)の結果についてまとめた。定期検査、臨時検査の両方について実施状況、検査結果等を整理した。この結果、定期検査で体内汚染が見出される例は極めて少なく、また、臨時検査においては汚染者数、推定された被曝線量はあまり多くなく、体内汚染の防止は良好に行われていることを示した。また、現在までに³Hの体内汚染が追跡実験できた38例について実効半減期を求めた結果、5日～10日、平均9.5日であった。ICRPの標準人の値とほぼ同じであった。

体外計測については、大型全身カウンタの測定データの解析および出力の機能を向上させるため、データのスムージング、実数乗算、グラフ出力などのプログラムの開発を行った。また、全身計測の臓器の簡便な校正に使用できる箱型構造の簡単な胴体模型の設計、試作を行い、肺、肝臓および腎臓の校正に十分使用できることを確かめた。原子力災害時の避難住民についての身体放射能汚染検査(一次スクリーニング)の方法、手順、記録について検討した。住民に対して何らかの対策を必要とするレベルのうち、最も低いレベル(乳幼児等についての屋内退避レベル)のヨウ素の甲状腺汚染はシンチレーション型のサーベイメータで容易に測定できることがわかった。このほか胃(食道を含む)の精密検診におけるX線被曝線量の測定とそのリスク(白血病、ガンおよび遺伝)を男性および女性について、検診年齢ごとに算定を行った。この結果、検診によるリスクは自然放射線によるリスクと比較して大きくないことが判明した。

(赤石 準, 沼宮内弼雄)

2.1.2 原研における³H内部被曝モニタリングの経験

原研における³Hの内部被曝管理は1963年から実施し、19年間の経験を有している。今後、³Hの内部被曝管理を実施してゆく上で、これらの経験が有効に利用できるように過去のデータを整理した。

³Hの内部被曝管理においては、第1に作業現場における体内汚染の防止がある。このためには、空気中の³H濃度等の程度に応じてマスクやエアラインスーツ等を用いて作業が行われている。次に内部被曝モニタリングとして、体内汚染の有無を検査する定期検査と、体内汚染の確認および被曝線量の算出を行う臨時検査がある。

³Hの取扱う施設としては、JRR-2, JRR-3およびV.D.G.等で、臨時検査を実施した例数の約90%の被検者が前記施設における作業者であった。また、定期検査は過去12年間に延べ1618名について行ったが、問題となるレベル10 mrem(50年間預託線量)を超えると判断して、臨時検査を行った被検者は7名であった。このことは、平常時における作業環境の放射線管理が適切に行われていることを表わしている。Fig. 2.1.2-1に定期検査の結果を示す。臨時検査においては、初期のうちには未経験ということもあり、体内汚染が予想される者なら全員について臨時検査が行われたため、被検者が多かった。近年は、作業環境モニタリングの結果、あるいは作業者の呼気検査等の結果で臨時検査が行われるようになったため、被検者数はあまり多

くない。Fig. 2.1.2-2 に臨時検査の件数と受検者の推移を示す。現在までの臨時検査の受検者は延べ356名であるが、その線量分布は、検出感度以下29%、10 mrem未満50%、10~250 mrem 21%、250 mrem以上0.3%であり、最大被曝は、預託線量(50年間)で380 mremであった。

これらの臨時検査のうち、実効半減期を観測できた38試料についてその分布を調べた結果、5日から17日、平均 9.5 ± 2.8 日という値が得られた。この値はICRP等で提案している標準人(10日)にほぼ同じであった。

(福田 洋)

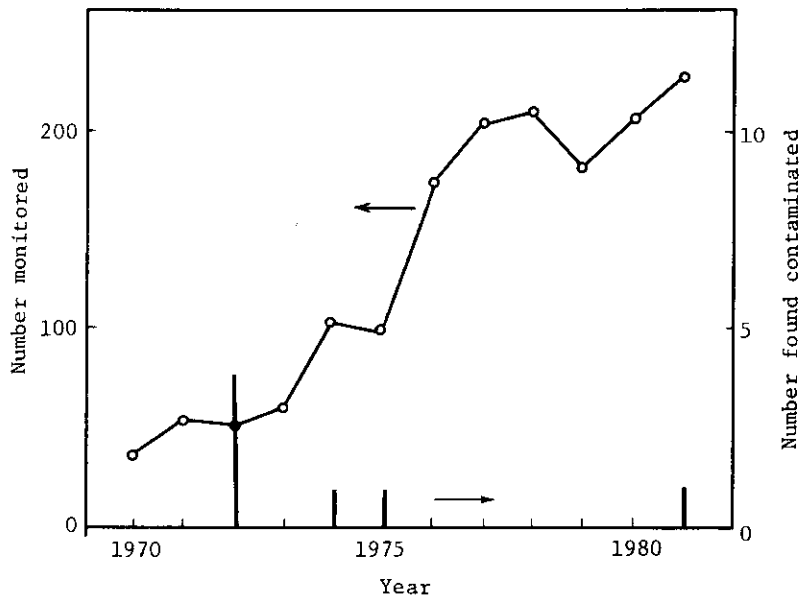


Fig. 2.1.2-1 Results of routine monitoring

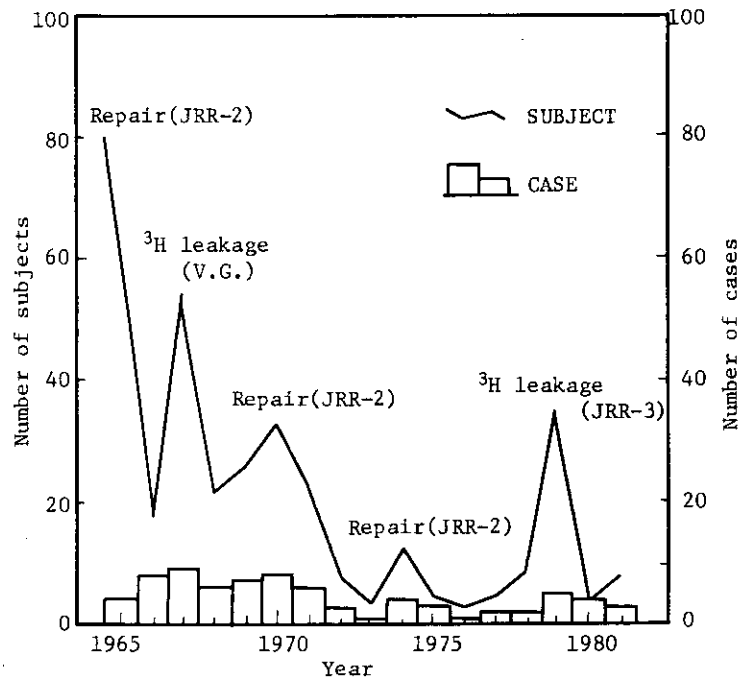


Fig. 2.1.2-2 Number of cases and subjects of special monitoring

2.1.3 全身カウンタ計測装置のデータ編集プログラムの作成

全身カウンタ計測装置のデータ編集のためのプログラムを作成した。それらは、① データ編集出力、② キーボードから波高分析器（以下MCAと記述）へのデータ入力、③ 実数乗算、④ データスムージング、⑤ グラフ出力である。これらのプログラムのほとんどは、マイクロプロセッサ 8080 の機械語で作成した。機械語を使用した理由はその実行速度が速いからである（全身カウンタ計測装置のマイクロCAMACシステムは浮動小数点演算パッケージを持つ Laurence Livermore Lab's 8080 BASIC 通常LLL BASICが使用できる。しかしこれはいわゆるTiny BASICであり命令は極めて限られており実行速度が遅い。プログラムにもよるが機械語の方が実行速度は数10倍速い）。今回作成したプログラムの概要を以下に示すが、これらはフロッピーディスクよりメモリ番地 C000 ~ D49F のRAMにロードして使用する。なお、MCAは1つの領域が256チャンネルからなる16の領域に分割されている。

◦データ編集出力

コマンド *C, *D

*CはMCAの第1番目の領域の数値を出力し、さらにこの領域内の定められた7つの区域について積分値を出力する。*DはMCAの2番目から6番目までのメモリ領域の数値を加算し、それを第1番目の領域に書込み、その後*Cと同じ出力をする。

◦キーボードよりMCAへのデータ入力

コマンド *E

タイピュータのキーボードよりMCAの任意のチャンネルに数値を入力する。

◦実数乗算

コマンド *MU

MCAの指定した領域のデータに実数（最大8桁）のデータを乗じ、別に指定した領域にデータを転送する。

◦データスムージング

コマンド *SM

MCAの指定した領域のデータについて、3次式の最少2乗法によるスムージングを行う。3次式のフィットを行うポイント数は5, 7, 9, 13, 17の中から選択する。

◦グラフ出力

(1) コマンド *G

MCAの第1番目の領域のデータを2チャンネルずつ加算し、その結果をグラフ出力する。

グラフ出力は印字出力の方向に対して横向きに出力される。縦軸のスケールは自動設定あるいは手入力のいずれかを選択する。

(2) BASICによるグラフ出力

MCAの第1番目の領域のデータを3チャンネルずつ加算し、その結果をグラフ出力する。

グラフ出力は印字出力の方向に対して縦向きに出力される。縦軸のスケールは自動設定される（出力例：Fig. 2.1.3-1）。

BASICによるグラフ出力の特徴は次の2点である。

① やや粗いグラフであるが縦の出力図であるため綴じやすい。② プログラムの走る初期において、CAMACのメモリにMCAのデータの取り込みを行うので、その後はMCAはCAMACから開放される。

(水 下 誠 一)

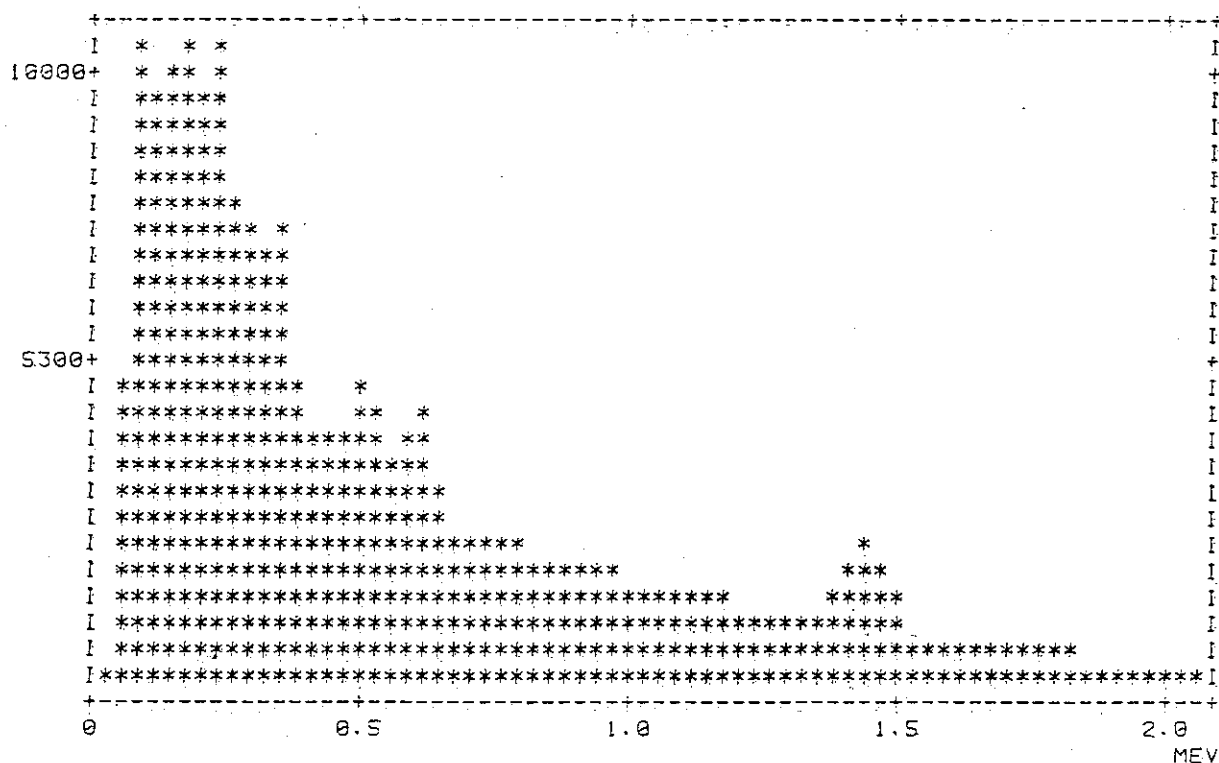
GRAPH OUTPUT

JAERI WBC

DATE

SUBJECT

COUNTING TIME (SEC) :1000



K = 1.3981E 02 GRAM (1.1965E 02 NCI)
 CS = 1.3286E 01 NCI

Fig. 2.1.3-1 An Example of the graph output by the BASIC Program

2.1.4 臓器負荷量の校正のための簡便な胴体模型

全身カウンタを用いた内部被曝モニタリングでは、通常、全身のみを対象として測定を行い、求める全身負荷量から全身に対する被曝線量を評価するのが一般的な方法である。しかし、被曝線量が大きい場合、あるいは、吸入した放射性核種の性状が良くわかっていて沈着する臓器が限定される場合などには、その臓器について測定し、臓器に対する効率を用いて負荷量を評価することが必要である。体外計測で臓器負荷量が測定可能な状況は、通常、1) ヨウ素摂取時の甲状腺の測定 2) 不溶性物質吸入時の肺部の測定 3) 不溶性物質の胃腸管における滞留 4) 可溶性物質で肝臓または腎臓に集中的に集まる核種についての測定の4つが考えられる。1)の甲状腺の校正については、甲状腺用のファントムを使用することにより容易に校正を行うことができる。2), 3), 4)の各臓器についての校正は、人骨を埋め込んだ体組織と等価の物質で作られた精密な人体模型であるランドファントムやレムカルファントムなどを利用することにより行うことができるが、これらは非常に高価であるうえに、必ずしも全身カウンタの校正に適した構造になっていない。たとえば、ランドファントムは体軸に対して垂直にスライスされているため、測定時の調整がめんどろである。レムカルファントムには液体状の線源を使用するため取扱いが煩雑であるほか、装置等を汚染させる可能性がある。このため、①ブロック型の水ファントムと組み合わせて使用できる、②線源の詰替えが容易にできる、③肺、肝臓、腎臓についての校正ができる、④液体線源を必要としない、⑤安価である、などの条件を満たし、簡便に利用できる胴体模型を設計、試作した。この胴体模型(Photo. 2.1.4-1)は、アクリル樹脂製の箱型の胸部と胴部の2体から構成される。胸部、胴部とも体軸に対して平行な4~5枚のアクリル板に線源を装填する構造とした。臓器の大きさを考慮し、胸部は3cm、胴部は25cmの間隔で線源が配列できるようにした。各臓器の大きさ、位置は、人体解剖図をもとに決定した。

大型全身カウンタを使用して、胴体模型とランドファントムについて、肺、肝臓、および腎臓について検出効率の比較を、 ^{137}Cs 、 ^{60}Co の線源を用いて行った。胴体模型、ランドファントムとも臓器の大きさ、位置は、同じであり、線源はどちらの場合も、ほぼ均一に分布させた。ランドファントムの検出効率を1としたときの胴体模型の検出効率の割合をTable 2.1.4-1に示す。胴体模型とランドファントムとの効率の差はほとんどなく、全身カウンタの簡便な臓器校正用の胴体模型として、内部被曝管理に十分使用できるものである。

(大井 義弘)

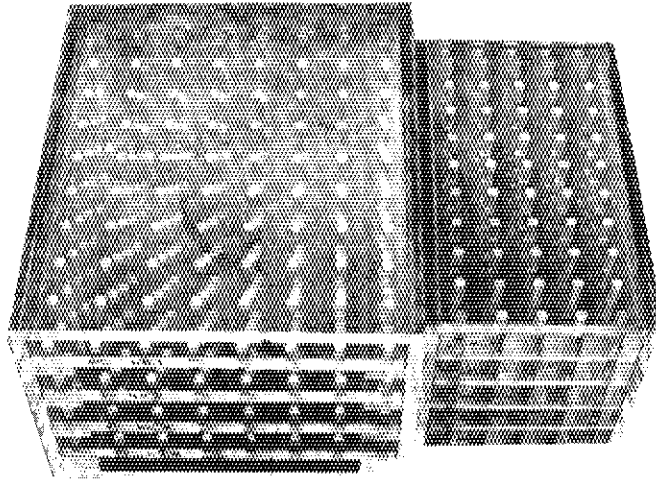


Photo. 2.1.4-1 Body-phantom (Chest at left abdomen at right)

Table 2.1.4-1 Relative counting efficiency of the three organs of the body-phantom for ^{60}Co and ^{137}Cs in comparison with Rando-phantom

Organ	Source	Rando-phantom	Body-phantom
Lung	^{60}Co	1.0	0.94
	^{137}Cs	1.0	0.97
Liver	^{60}Co	1.0	0.96
	^{137}Cs	1.0	0.97
Kidney	^{60}Co	1.0	1.0
	^{137}Cs	1.0	1.0
Liver+ Kidney	^{60}Co	1.0	0.96
	^{137}Cs	1.0	0.99

2.1.5 緊急時の体内汚染モニタリングについての検討

1981年11月5日に行われた茨城県東海地区の原子力防災訓練に医療救護班として参加し、原子力災害時の避難住民の一次スクリーニングについて検討を行った。この一次スクリーニングは避難住民について緊急医療措置および身体放射能汚染検査を行うものであるが、身体除染および詳細な内部被曝検査は含まない。一次スクリーニングの結果、問題となるような身体（体内および表面）汚染のおそれのある場合には、二次的措置にゆだねることになっている。身体汚染の一次スクリーニングについての基準は明確に示されていないが、今回の訓練では、住民に対して何らかの対策を必要とするレベルのうちから最も低いレベル、すなわち乳幼児等についての屋内退避レベル（甲状腺10レム）¹⁾を採用した。皮膚の被曝に関しては甲状腺の限度と同一の値²⁾を採用した。

原子炉施設の事故等に放出されるRIの種類は多いが、住民の身体汚染（表面および内部）に関して問題となるものは通常は放射性ヨウ素である。実際にはいろいろな核種の放射性ヨウ素が放出され、その存在割合は時間とともに変化する。評価を簡単にするため、また、過少評価にならないように、放出される放射性ヨウ素はここでは¹³¹Iのみであるとした（この仮定は甲状腺の被曝に関して3～6倍の過大評価になっている。）

体内汚染サーベイのスクリーニングレベルを、吸入摂取による甲状腺負荷量および体表面汚染密度について下記に示す諸条件のもとに決定した。

甲状腺線量換算係数；乳幼児に対する¹³¹Iについての値39レム/ μ Ciを使用する。

摂取から測定までの時間；2時間

乳幼児の汚染している体表面積；体表面積（約6000cm²）の $\frac{1}{3}$ を考える。

血中に取り込まれた後甲状腺に移行する割合；0.26

経皮吸収割合； $\frac{1}{10}$ とする。

これらの条件より、身体汚染サーベイのスクリーニングレベルを、甲状腺負荷量0.064 μ Ciおよび皮膚表面汚染密度0.005 μ Ci/cm²とした。これらのスクリーニングレベルが測定可能な簡便な測定器としてはシンチレーションサーベイメータが適当であった（40mm ϕ のプラスチックシンチレーションサーベイメータの甲状腺¹³¹Iについての検出限界は約0.05 μ Ciの値であり、皮膚表面汚染についての検出限界は約10⁻⁴ μ Ci/cm²の値であった）。身体汚染サーベイはシンチレーションサーベイメータを使用して甲状腺（頸部）および身体表面（頭、手、腹、着衣）について行うものとした。身体汚染サーベイの結果スクリーニングレベルを超えている場合は二次的措置（身体除染、内部被曝検査など）に廻すことにした。

一次スクリーニングの手順については、避難民の中には、放射能汚染の測定に先だって救急処置を必要とする者、あるいは精神的動揺を静めなければならない者等さまざまな状況の人が含まれていると考えられるため、手順は①医師による心身上の全般的問視診、②放射能汚染測定、③医師による総合判定とした。

記録は必要最少限の事項を要領良く記載できるように検討した。用紙は一葉で、①避難民記入欄、②医師記入欄（全般的問視診）、③汚染検査者記入欄、④医師による総合判定の欄等とした。

（水下 誠一）

脚注1) 原子力安全委員会，原子力発電所等周辺防災対策専門部会（55年6月）

2) ICRP 勧告では、甲状腺および皮膚に同一の職業上の限度を与えている。

2.1.6 胃検診における被曝線量の測定と被曝によるリスクの評価。

胃の集団検診における被曝に関して、人体各部位の被曝線量の測定とその被曝によって生ずるリスクの評価を行った。

(1) 人体各部位の被曝線量の推定

ファントム内の深部線量は、熱ルミネッセンス線量計（KYOKKO製、MSO-S型、以下TLDと示す。）を用いて測定した。TLDは、RAND型ファントムの胃部、乳房部、股間部（男子生殖腺）および頸部の表面と胃部、胸部および卵巣部のそれぞれの深部線量が測定できる位置とにセットした。

照射は、原研の職員診療所における通常の胃部撮影（食道部撮影を含む）および透視撮影と同じ条件で行った。

胃検診時の人体各部位の被曝線量は、表面線量、深部線量分布、照射方向および照射時間等をもとに推定した。その結果をTable 2.1.6-1に示す。胃部撮影時の被曝線量は、通常の胃検診時の撮影フィルムの枚数と大きさを考慮して求めたもので食道部撮影時の被曝線量も含む値である。また、透視時の被曝線量は、前面方向から照射し、照射時間を3分間とした場合の値である。

（西 健雄）

(2) リスクの評価

医療被曝によるリスクの評価については、橋詰らの方法がある^{1), 2)}。この方法の特徴は、放射線被曝による白血病、がんおよび遺伝的障害のリスクを評価する際に有意因子を使用することにある。有意因子とは、白血病およびがんについては潜伏期および発生期間を、また、遺伝的障害については子供期待数を考慮し、性別および年齢別に導かれている係数であって、一般に年齢が高くなる程小さくなるものである。この方法は、性別および年齢別のリスクを平均したリスク係数を用いて、これらに関係なく、一定のリスク推定値を得るICRPなどの方法にくらべ、より現実的な評価法といえる。本評価においては、橋詰らの方法を用いて、白血病、がんおよび遺伝的障害のリスクを、精密検診1回あたりおよびある年齢から開始して56才まで毎年検診を受けた場合の両者について評価した。なお、(1)で測定された骨髄線量は照射部位の線量であるため、照射部位の骨髄量と全身の骨髄量との比をもとに、骨髄平均線量を求めた結果、270 mradと推定された。白血病のリスク評価はこの線量をもとにして行った。また、ガンのリスクは、骨表面、肺などの器官の被曝も考慮して求めた。

ある年齢から開始して56才まで毎年検診を受けた場合の白血病およびガンを合せたリスク（死亡率）は、30才開始の場合で 6.1×10^{-4} （男性）および 7.7×10^{-4} （女性）、また、40才開始の場合で 3.0×10^{-4} （男性）および 4.0×10^{-4} （女性）であった。これらのリスクの大きさは、自然放射線への被曝による白血病の終生のリスク、 $1.2 \sim 1.3 \times 10^{-4}$ の3～6倍程度である。遺伝的障害のリスク評価においては、男性は検出限界線量（1回あたり22 mrad）を被曝するものとしてリスクを求めたが、無視できる程度であった。また、女性については、自然放射線被曝によるリスクと比較して、受診を30才に開始した場合でおよそ $\frac{1}{15}$ 、40才開始では $\frac{1}{1000}$ 程度であった。

（高田 和夫）

参考文献

- 1) 橋詰雅：日本医学放射線学会雑誌，第41巻第5号，445-474（1981）
- 2) 橋詰雅：「医療被曝Q&A」（1981），メディカルインディックス（東京）

Table 2.1.6-1 Organ dose due to X ray examination of stomach

(unit ; mrad)

Organ Condition	Skin	Stomack	Bone marrow	Gonad	
				Female	Male
Medical radiograph	5510 ^{*1}	975	2770	120	< 19
Fluoroscopy	570	75	270	30	< 3
Total	6080	1050	3040	150	< 22

* 1 Include dose from esophagus radiograph.

2.2 施設の放射線管理

2.2.1 概要

施設の放射線管理、あるいは作業者の被曝防護に直接関連する試験およびモニタリング技術の開発を進めており、1981年度は主に次のことを行った。

- (1) 新規に採用を予定している国産の自給式加圧服について、使用時の防護性能を確認するために防護効率および送風量—送風時間特性の試験を行った。その結果、防護効率は試験に使用した6着の平均で99.94%、連続使用時間は風量強(400ℓ/min)で4時間、風量弱(320ℓ/min)で5.5時間であり、実際の作業に使用できることが確認された。
- (2) JRR-2のスタックからは、原子炉運転に伴い核分裂生成物が排出されており、これまでの調査で実験孔等のアルミニウム(Al)材中に微量に存在する天然ウランに対する中性子照射により発生したものと推定されている。これを確認するためにAl試験片を原子炉で照射し試験した。この結果核分裂生成物が検出され、その量はAl材中に含まれる天然ウランの量から計算される値とよく一致していることにより、Al材中に不純物として含まれるウランの核分裂により生成するものであることが確認された。

(岸田 昌美)

2.2.2 自給式加圧服の防護性能試験

国産自給式加圧服の新規購入に伴い、現場における使用時の防護性能を確認する目的で、①防護効率 ②送風量—送風時間特性について試験した。

(1) 試験方法

(a) 防護効率

Fig. 2.2.2-1に試験装置を示す。10ℓ/minのろ過空気により、1wt%のNaCl水溶液をネブライザで噴霧し、100ℓ/minの空気と混合させることによりNaClエアロゾルを発生させチェンバに導入した。チェンバ内は、エアロゾル濃度を一様にするためファンで攪拌した。防護効率 η は、チェンバ内および加圧服内エアロゾルの質量濃度を炎光光度計で測定し、その測定値から次の式で算出した。

$$\eta = \left(1 - \frac{C_i}{C_o} \right) \times 100 (\%)$$

C_o : 上流側(チェンバ内)濃度 ($\mu\text{g}/\text{cm}^3$)

C_i : 下流側(加圧服内)濃度 ($\mu\text{g}/\text{cm}^3$)

試験した加圧服の総数は6着であり、静止、運動の各動作条件で風量を変えて(強、弱)3回ずつ測定した。

(b) 送風量—送風時間特性

本特性の測定は、次の方法で行った。加圧服プロア始動から停止直前までの間(送風時間)、一定時間ごとにフィルタの実圧損を測定し、既に調べてあるフィルタの流量率と圧損の関係曲線からそのときときの送風量を求めた。併せてバッテリーの電圧、負荷電流および加圧服内圧(呼吸位置)の経時変化を連続測定した。連続使用時間は、これらの結果の解析から求めた。

ここで加圧服内圧は、裾等を絞って着用状態に近似させた。

(2) 結果

Table 2.2.2-1 に試験結果を示す。静止および運動状態における防護効率は、風量強で 99.80~99.99% (検出限界) 以上、平均 99.94% 程度であり、弱でもほぼ同じ結果を得た。これらのことから、防護効率は動作条件、風量変化に殆んど関係しないことがわかった。送風量は風量強で 400 l/min, 風量弱で 320 l/min, 連続使用時間は強で 4 時間, 弱で 5.5 時間であった。以上の結果および試験時の着用経験から、本加圧服は実作業に使用できるものであることが明らかになった。今後、現場での使用経験を積み重ねることにより、作業性、快適性、耐久性などについて調査し総合的に評価する必要がある。

(宮本 俊寛)

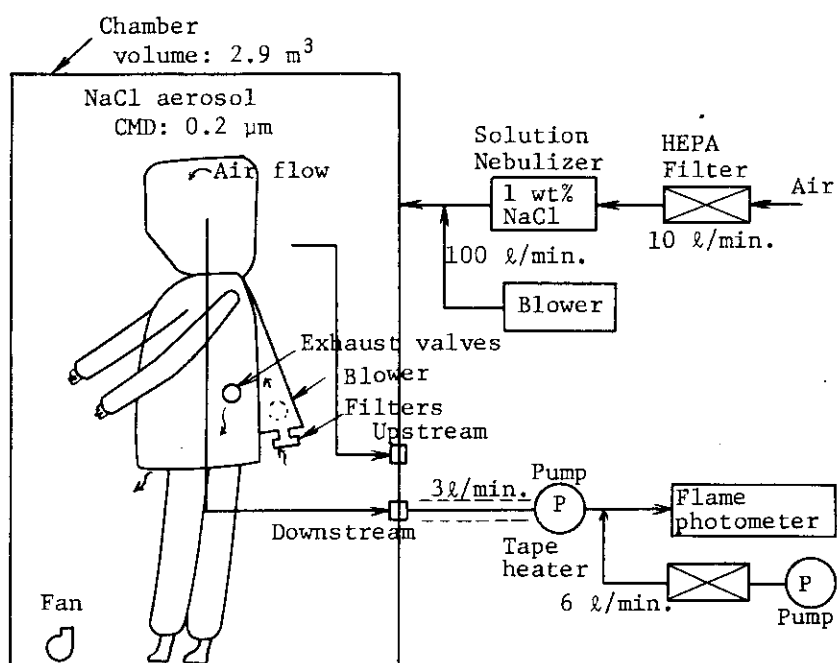


Fig. 2.2.2-1 Flow diagram of the apparatus for protection efficiency testing of the self-contained air-ventilated blouse

Table 2.2.2-1 Experimental results of protection performance

Protection performance		Power switch for changing of flow rate	
		Strong	Weak
Average value of protection efficiency (%)	Standing	99.95	99.93
	Moving	99.94	99.93
Flow rate (l/min)		400	320
Maximum usable time (h)		4	5.5

2.2.3 中性子照射によるアルミニウム材不純物からのFPの放出

JRR-2のスタックからは、原子炉運転に伴い ^{89}Rb , ^{138}Cs , ^{131}I などの核分裂生成物(以下FPという)および ^{82}Br , ^{203}Hg などの放射化生成物が排出されている。これまでの調査で、FPは実験孔等のAl材中に微量に存在する天然ウランが照射され発生するものと推定¹⁾され、これを確認する目的でAl試験片を原子炉内で照射し、FPの発生の有無を調べた。

(1) 実験装置の構成

装置の構成をFig. 2.2.3-1に示す。実験では、実験孔などの材質と同じA6061アルミニウムの試験片(幅10mm, 長さ350mm, 厚さ1mm)12枚をAl製の照射キャプセル内に入れ、JRR-2の垂直実験孔VT-10(平均熱中性子束密度:約 $9 \times 10^{13}\text{n/cm}^2 \cdot \text{s}$)で12日間照射した。照射中、キャプセル内に発生する放射性物質は、純度99.995%以上のHeガスをキャリアガスとして取出した。キャリアガス中の放射性物質は、セルローズ・ガラスろ紙(HE-40T)および活性炭カートリッジ(CHC-50)でサンプリングした。これらの捕集材は、一日ごとに交換しGe(Li)波高分析装置を用いて測定した。ガス状の放射性物質は真空にしたガス容器(100 cm^3)でサンプリングし、同様に測定した。

(2) 実験結果

セルローズ・ガラスろ紙からは ^{89}Rb , ^{91}Sr , ^{138}Cs , ^{139}Ba などガス容器からは ^{88}Kr , ^{135}Xe などが検出された。これらは、いずれもFPであり照射中の発生率はほぼ一定で核種ごとの放射能濃度は $10^{-1} \sim 10^{-2} \mu\text{Ci/cm}^3$ であった。Table 2.2.3-1に主な希ガスの発生率を示す。活性炭カートリッジからは、 ^{131}I などの他に放射化生成物である ^{82}Br , ^{203}Hg などが検出された。これらのうち ^{82}Br と ^{203}Hg の発生率は照射開始後、時間経過とともに低下する傾向を示した。

(3) 検 討

実験結果からFPの発生率は一定であり、Heガス中には実験で観測したレベルのFPが発生するほどのウランの混在はなく、また、実験系内にもウランによる表面汚染がない。これらの理由から、FPの発生原因はAl材中に微量に存在するウランによるものと言える。Al材には、0.06 dpm/gの天然ウランが含まれているという報告があり²⁾、この値を用いてAl材から発生するFPの発生率を計算した。計算では、Al中のFPの反跳飛程を15 μm とし³⁾、表面から反跳飛程内で発生したFPの $1/2$ がキャリアガス中に出ると仮定した。この計算結果と実験値はTable 2.2.3-1に示すように良く一致している。これらの結果から、スタックから排出されるFPは、Al材中に微量に存在するウランの核分裂によるものと言うことができる。

一方、 ^{82}Br および ^{203}Hg の発生原因はいくつかの要因が考えられ、今回の実験では結論が得られなかった。

(野村 俊文)

参考文献

- 1) 渡部孝三:保健物理-管理と研究-No. 22 JAERI-M9066, 28(1979)
- 2) David C. Camp et al., "Low-Background Ge(Li) detector systems for radioenvironmental studies", UCRL-75163, 32(1973).
- 3) A.N. Holden, "Dispersion fuel elements", Gordon and Breach, New York, P12~, (1968).

Table 2.2.3-1 Comparison of experimental data with calculation of FP generation ratio (unit: $\mu\text{Ci/h}$)

Nuclide	Generation ratio		E/C
	Experiment (E)	Calculation (C)	
$^{85\text{m}}\text{Kr}$	1.4×10^{-2}	1.0×10^{-2}	1.4
^{87}Kr	6.8×10^{-2}	6.8×10^{-2}	1.0
^{88}Kr	4.6×10^{-2}	4.3×10^{-2}	1.1
$^{135\text{m}}\text{Xe}$	7.3×10^{-1}	2.5×10^{-1}	2.9
^{135}Xe	3.0×10^{-2}	2.4×10^{-2}	1.3
^{138}Xe	2.1×10^{-1}	7.1×10^{-1}	0.3

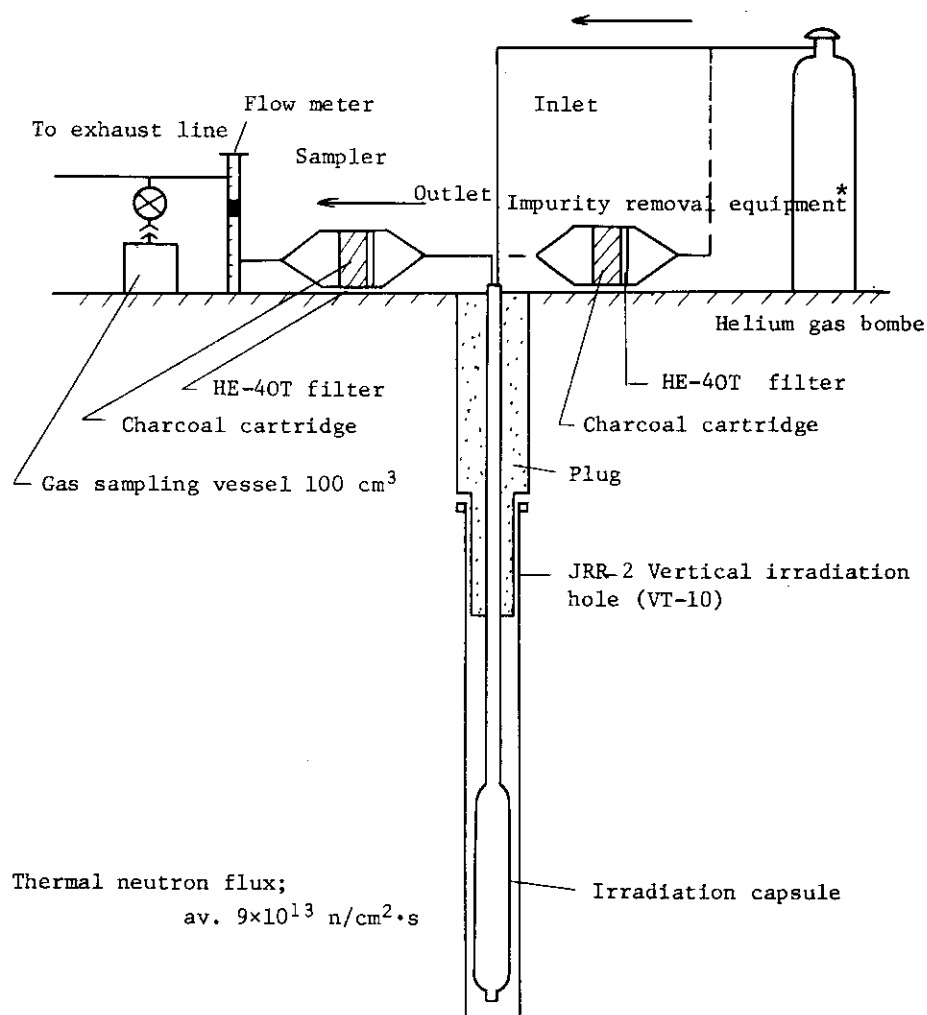


Fig. 2.2.3-1 Sampling system for released radioactivity from aluminium leaves under neutron irradiation

* The helium gas was supplied to irradiation capsule through this equipment on the latter half of experimental period.

2.3 環境放射能

2.3.1 概 要

1980年度に引き続いて、自動読取り型TLD素子の各種特性試験を行い、エネルギー特性については、ほぼ満足できる性能であるが、方向特性については、放射線の入射角度により過大応答を示すこと、フェーディング特性については、18%/100日と大きいこと、および繰り返し使用により素子が劣化することなどがわかった。なお、それらに対する対応処置などについても検討した。

1979年度から実施している那珂地区のバックグラウンド調査に関して、各種測定器による測定データを整理・解析し、各データ間に、良い相関性のあることを確認した。また、環境監視システムで収集記録した磁気テープデータを、計算センターの大型計算機で高密度記録を行うためのプログラムを作成し、再編集している。この方法により、磁気テープの保存数を3分の1にすした。
(国分 守信)

2.3.2 自動読取り型TLD素子の特性試験

1980年度に引き続き自動読取り型TLD素子(CaSO₄:Tm, ナショナルUD 804P)の特性試験を行った。

(1) フェーディング特性

保健物理-管理と研究No. 22およびNo. 23で報告したフェーディング特性の結果は、その後の追加試験によりその値を変更する必要があることがわかった。現在までに行った2回の長期フェーディング試験と1回の初期フェーディング試験の結果から、5日目までの初期フェーディングは8%、その後100日で10%、合計18%/100日のフェーディングが確認された。この結果をFig. 2.3.2-1(a)に示す。なお、Mg₂SiO₄:Tb(大日本塗料, MSO-L)のフェーディングは認められなかった。

(2) 方向特性

保健物理-管理と研究No. 23では、²²⁶Raによる試験結果を報告したが、その後50KeVのX線エネルギーによる方向特性試験を行いFig. 2.3.2-1(b), (c)に示す結果を得た。図から明らかなように、低エネルギーにおける過大応答を改善するには、シールドケース¹⁾が非常に有効であることが確認された。

(3) エネルギー特性

照射を素子の正面から行い、TLD素子をシールドケースに入れない場合のエネルギー特性をFig. 2.3.2-1(d)に示す。

(4) 劣化

現在までに行った各種特性試験と実際の環境測定の結果から、繰り返し使用により素子感度が低下することおよびそのバラツキが大きくなることがわかった。この主な原因は、繰り返し加熱

注1) 保健物理-管理と研究No 23, 2.3.3を参照

により素子の蛍光体支持材が破損，変形するためである。Fig. 2.3.2-1(e)に購入時と約150回使用後における標準照射素子の感度分布を示す。約150回使用後，素子感度は23%低下し，バラツキも5%から11%と大きくなり，素子の性能が低下していることがわかる。

これまでの各種特性試験から次の結果が得られた。

- a) エネルギー特性；ほぼ満足できる性能である。
- b) 方向特性；低エネルギーにおいて放射線の入射角度によっては過大応答を示すため，シールドケースに入れた状態での使用が望ましい。
- c) フェーディング；18%/100日と大きいため，測定期間に応じてその補正を行う必要がある。
- d) くり返し使用により素子性能が低下するため，測定の標準照射により感度補正を行う必要がある。

(小畑 一一)

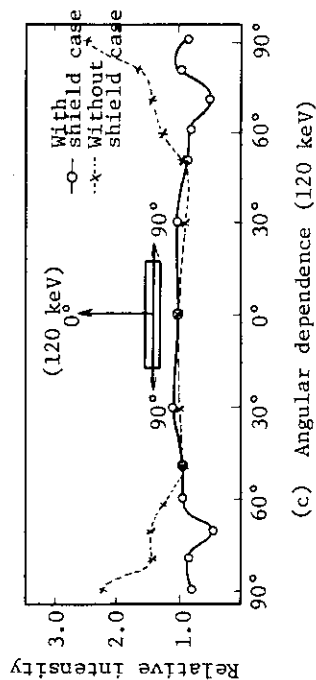
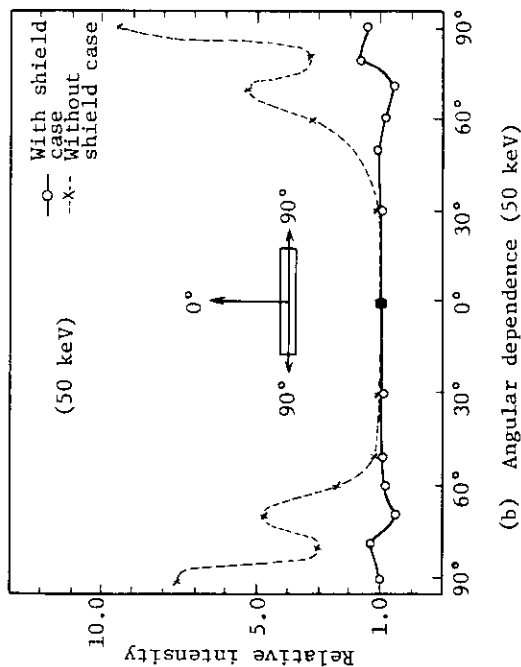
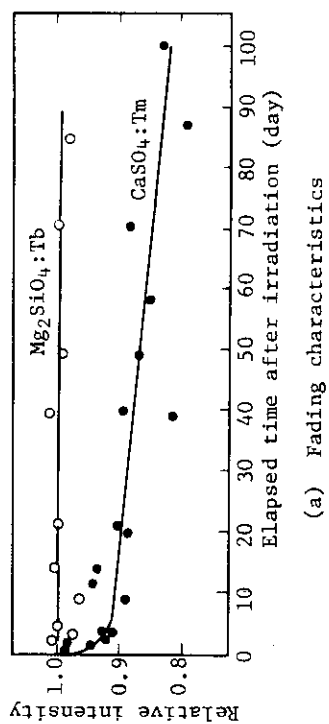
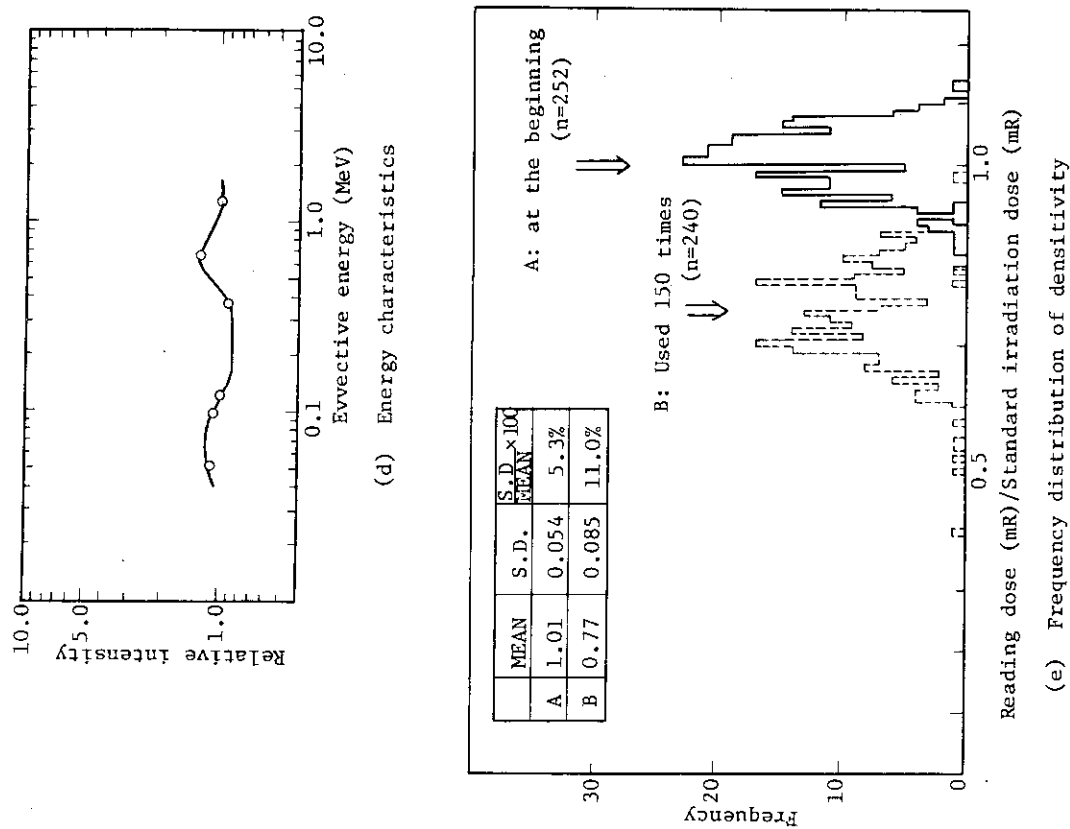


Fig. 2.3.2-1 Characteristics of TLD (CaSO :Tm, UD804P)

2.4 放射線計測

2.4.1 概 要

表面汚染検査用測定器，ダストモニタ等の校正に使用する面状 α (β) 線源の 2π 放出率を測定するため，大面積比例計数管を試作し，特性を調べた。計数管は $160\text{mm} \times 140\text{mm}$ の面積を有し，7本の心線を張ったもので，PRガスを使用する。 U_3O_8 の α 線に対するプラート特性は良く， β 線に対しても通常使用しているように $27\text{mg}/\text{cm}^2$ のアルミ板を用いるとプラート特性は良好であった。

サーベイメータ，放射線管理用モニタ等に使用するGM計数管の自動プラート測定装置を開発した。装置は，15本のGM計数管について，印加電圧—計数率特性，プラート領域の判定，プラート勾配の計算が可能で，これらの結果はプリンタとプロッタから数表および図形で出力される。これにより，統計的変動から生ずる不確かさが少なくなり，省力化が可能となった。

(沼宮内 弼雄)

2.4.2 面状 α (β) 線源の校正

面状 α (β) 線源は，ハンドフットモニタ，ダストモニタ，表面汚染検査用サーベイメータ等の校正に使用されている。この面状 α (β) 線源は，定期的に 2π 放出量を測定し，線源面のはく離，異物の付着による放出量の変化を管理する必要がある。現在，面状 α (β) 線源としては， $1\text{in} \phi$ ， $2\text{in} \phi$ の円板状線源， $10\text{cm} \times 10\text{cm}$ の正方板状線源等が使用されている。このうち， $10\text{cm} \times 10\text{cm}$ の正方板状線源は，面積が広く通常の計数管では測定できない。このため，大面積 2π 比例計数管を作成し，一括して α (β) 線の 2π 放出量を測定した。

大面積 2π 比例計数管の内部は，縦 160mm ，横 140mm ，厚さ 20mm で，アノードとして $30\mu\text{m}$ の心線が7本張られている。前置増巾器には，3段のエミッタ・ホロワを用い，ORTEC 490 B 波高弁別器付増巾器で増巾した後，デットタイム・セッタを通しスケーラで計数する。

Fig. 2.4.2-1 に作成した 2π 比例計数管のプラート特性を示す。使用した線源は， $10\text{cm} \times 10\text{cm}$ 正方板状 U_3O_8 線源である。また，計数ガスとしては，PRガスを使用した。 α 線領域でのプラート長は， 350V ，傾きは， $0.27\%/100\text{V}$ であり， β 線領域は， 150V ， $6.8\%/100\text{V}$ である。 β 線領域でプラート特性が悪化する理由は，波高の高い α 線信号パルスによる過負荷特性と β 線スペクトルの低エネルギー部分に起因する。同じ図中に示した β 線領域のプラート曲線は， $27\text{mg}/\text{cm}^2$ のアルミニウム板で α 線を遮蔽した線源の結果である。この場合には， α 線信号パルスの悪影響は除かれ，また， β 線スペクトルの低エネルギー部分も少なくなるため，プラート長 250V ，傾き $0.8\%/100\text{V}$ と改善される。 U_3O_8 面状 β 線源をモニタ等の校正に使用する際は， $27\text{mg}/\text{cm}^2$ アルミニウム板で遮蔽して使用するため，十分良いプラート特性が得られる。また，各プラート領域中央部でのバックグラウンドは，鉛 7cm の遮蔽箱中で測定し， α 線で 0.003cps ， β 線で 2.6cps である。

以上のように，作成した 2π 比例計数管は良好な特性を示した。今後は，計数管のトレーサビリティを確立し，放射線管理用面状 α (β) 線源の精度維持を行う予定である。

(吉田 真)

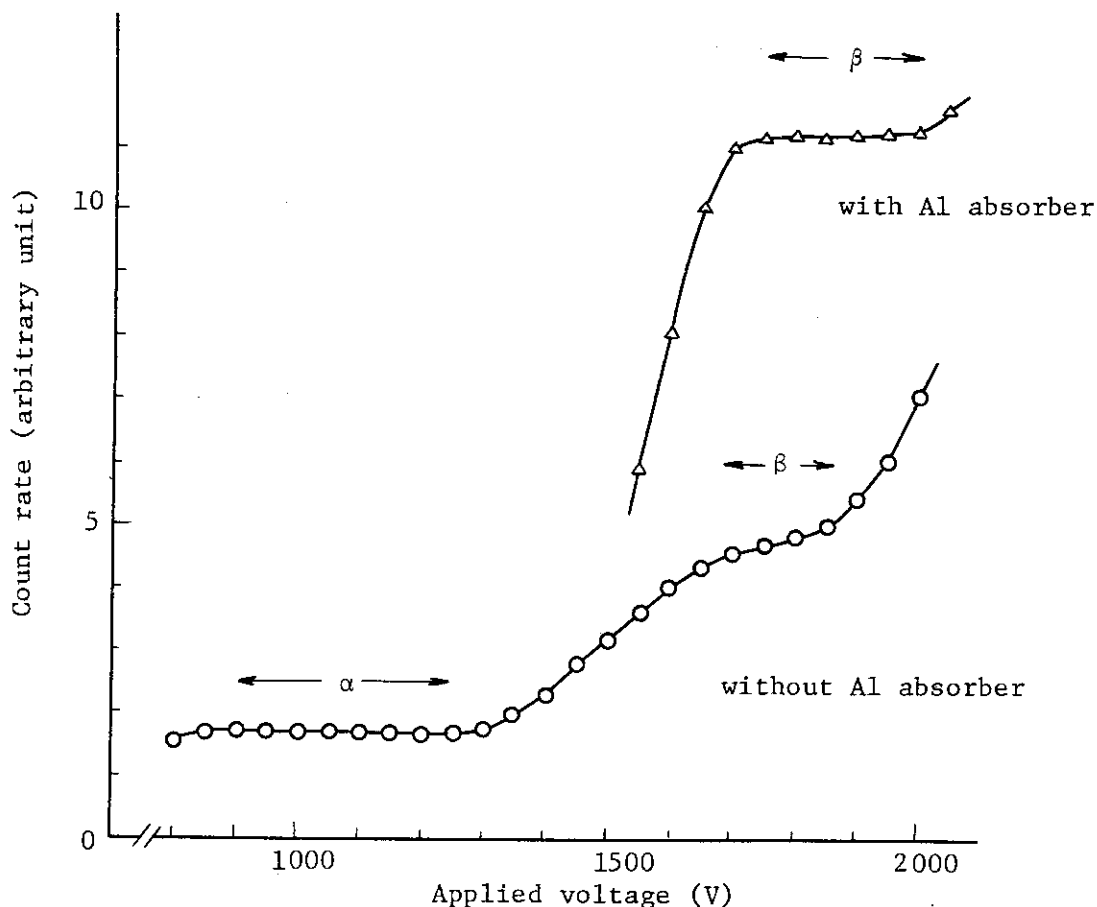


Fig. 2.4.2-1 Plateau curves with $\alpha(\beta)$ surface source

2.4.3 自動プラトー測定装置

放射線管理用モニタならびにサーベイメータに使用するGM計数管を対象とした自動プラトー測定装置を製作した。本装置は最高15本のGM計数管について、印加電圧-計数率特性の測定、プラトー領域の判定およびプラトー勾配の計算までの一連の過程を自動的に行うことができる。装置の外観の写真をPhoto. 2.4.3-1に示す。装置は大別すると、測定部とデータ処理部から構成される。測定部では、GM計数管と線源をセットして、印加電圧を変えて計数率の測定を行う。データ処理部では、測定部からの印加電圧と計数率のデータを基に、マイクロコンピュータがプラトー領域の判定とプラトー勾配の計算を行う。結果の出力はプリンタおよびプロッタから行う。結果の1例をFig. 2.4.3-1に示す。報告書への添付のためにA4版にそれぞれ3個のサンプルの結果を出力する。

データは、最小二乗法を用いて直線近似を行う。次にこの直線と測定値の差が決められた値を超えない範囲をプラトー領域と判定する。この近似直線よりプラトー勾配を計算するので、統計的な変動から生じる不確かさを極力抑えることができる。さらに、この得られた値は定められた管理基準値と比較して、性能の合否判定がされる。

本装置により、放射線管理用モニタの定期点検時および受入検査時に行うGM計数管の性能試験に対して、大幅な省力化がなされ、あわせてデータの信頼性が向上した。

(山口 恭弘)

参考文献

- 1) 山口恭弘, 三原 明, 千田 徹, 川崎克也; 未公開資料 (1982)

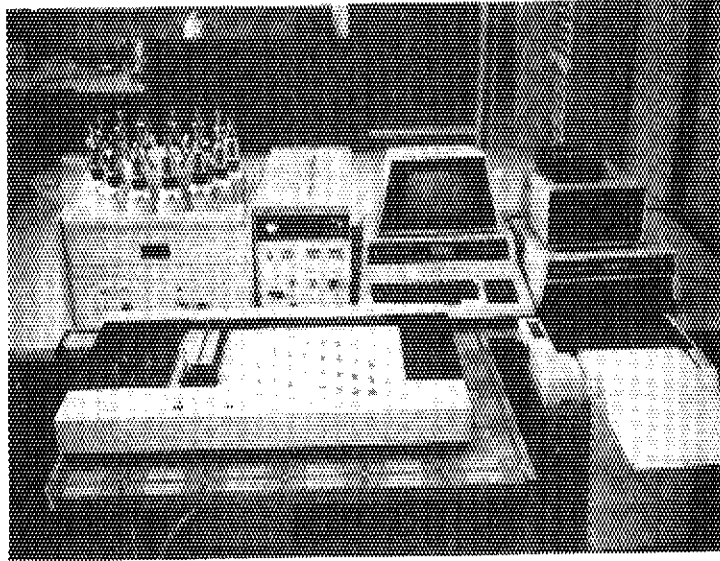


Photo 2.4.3-1 Automatic plateau measuring apparatus for GM tubes

	Sample No.	Model No.	Date	Cycle No.
	2	GM-H-5001	57 . 06 . 02	2
*****SAMPLE NO*****				
VOLT	757	600	625	650
CPM	3470	4887	5072	5139
VOLT	700	725	750	775
CPM	5245	5294	5438	5259
VOLT	825	850	0	0
CPM	5437	5517	0	0

Applied voltage & count rate

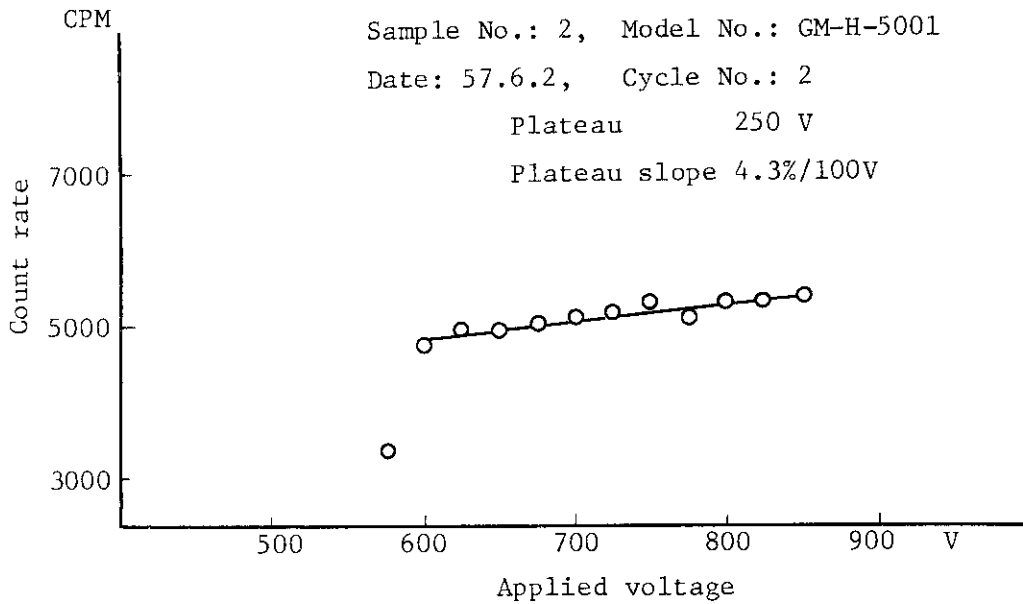


Fig. 2.4.3-1 Examples of printer and plotter outputs

2.5 放射性廃棄物の処理および汚染除去

2.5.1 概要

東海研究所では、海洋投棄物の固化対象である蒸発濃縮廃液中の ^{90}Sr (^{89}Sr)の化学分析測定法について検討を行い、ルーチン化を進めている。

また、焼却処理設備の排ガス処理系における放射性核種の挙動を調べるために、小規模実験装置を用いて、加熱による放射性核種の揮発率測定を実施し、基礎データの収集を行っている。

(江村 悟)

大洗研究所では、次のような項目について試験を行い、知見を得た。

- ① 装置の使用開始または定常運転に向けての処理試験 — α 除染廃液の化学処理試験, α 焼却装置の試験運転
- ② すでに稼動している装置を用いた処理試験 — 蒸気圧縮型蒸発装置の高塩濃度廃液へ適応性貯蔵スラッジの凍結再融解処理 — セメント固化試験, β, γ 廃棄物圧縮装置Ⅱによる使用済HEPAフィルタの圧縮処理試験
- ③ パッケージ, 密封容器の健全性 — 多重構造ビチューメンパッケージの温度変化に対する健全性, 高レベル α 固体廃棄物貯蔵用密封容器の落下試験
- ④ 各種防護服用布地等の汚染除去試験

(三戸 規生)

2.5.2 蒸発濃縮液中の ^{90}Sr (^{89}Sr)の定量

廃棄物処理場に搬入された低レベル廃液は、蒸発濃縮処理を行ったのち、海洋投棄物としてセメント固化されている。投棄物中の放射能濃度については、総理府令第56号および科学技術庁告示第9号に基づいて測定する必要がある。このため、蒸発濃縮廃液等中に含まれる ^{90}Sr (^{89}Sr を含む)の化学分析測定法については、科学技術庁編の「放射性ストロンチウム分析法」を簡略化した分析測定法を適用している。なお、蒸発濃縮廃液等中に含まれる ^{89}Sr の放射能濃度は、 ^{90}Sr の放射能濃度に比べてきわめて低いために、特に ^{89}Sr の放射能分析は行っていない。

以下に分析操作を示す。

(1) 分析操作

- ① 蒸発濃縮廃液2 mLをビーカーに採取し、ストロンチウム担体溶液5 mL ($10 \text{ mg Sr}^{2+} / \text{mL}$)を加え、十分に攪拌したのち、濃硝酸10 mLを加え蒸発乾固する。さらに濃塩酸10 mLを加え蒸発乾固する。
- ② 蒸留水50 mLで残渣を溶解し、飽和酢酸ナトリウム溶液10 mLを加え、鉄、アルミニウムなどの不純物を塩基性酢酸塩の沈澱物としてろ紙(5種A)でろ過分離する。
- ③ ろ液を蒸発乾固し、さらに濃硝酸5 mLを加え蒸発乾固する。乾固物に濃塩酸1 mLおよび蒸留水50 mLを加えて加温溶解したのちアンモニア水(1+1)で中和する。飽和炭酸ナトリウム溶液を徐々に加えpH 9としアルカリ土類金属を沈澱させ、この沈澱物をろ紙(5種B)でろ過分離する。

④ 沈澱物を硝酸(1+9) 10 mlで溶解し蒸発乾固する(乾きすぎないように注意)。この沈澱物に発煙硝酸(比重 1.45) 20 mlを加えてカルシウムの分離を行う。この操作は冷水中で冷却し、振り混ぜながら行う。硝酸ストロンチウムの沈澱物は、ガラスフィルタ(3G-4)で吸引ろ過する。この④の操作をくり返す。

⑤ 沈澱物を蒸留水 10 mlで溶解したあと、塩化第二鉄溶液 1 ml(10 mg Fe³⁺/ml)と飽和塩化アンモニウム溶液 10 mlを加え加熱する。アンモニア水(1+1)でpH 8とし水酸化第二鉄を沈澱させ、ろ紙(5種A)でろ過分離する。

⑥ ろ液をアンモニア水(1+1)でpH 9とし、飽和炭酸アンモニウム溶液 10 mlを加え、炭酸ストロンチウムを沈澱させる。

⑦ 分離型フィルタを用いて吸引ろ過し、沈澱物をろ紙ごとステンレス製試料皿に移し、赤外線ランプで乾燥する。GM計数装置で放射能を計測したのち秤量する。2週間後に再度計測する。

分析操作のフロシートを Fig. 2.5.2-1 に示す。

(2) 測定結果

(1)の分析操作により、53 試料の蒸発濃縮廃液について⁹⁰Sr(⁸⁹Srを含む)の分析、測定を行った。その結果を Fig. 2.5.2-2 に示す。図からわかるように、放射能濃度は $10^{-6} \sim 10^{-2}$ $\mu\text{Ci}/\text{ml}$ の範囲に分布しており、平均放射能濃度は 1.4×10^{-3} $\mu\text{Ci}/\text{ml}$ であった。なお、測定試料のサンプリングは1ロット1試料とし、1ロットで200 lドラム缶8本のセメント固化体ができる。

また、2週間放置後、再計測したときの放射能濃度は分析直後のほぼ2倍の値になっており、⁹⁰Srであることが確認できた。

(藤崎 説男, 松浦 賢一)

参考文献

- 1) 放射性ストロンチウム分析法, 科学技術庁, 昭和49年改訂

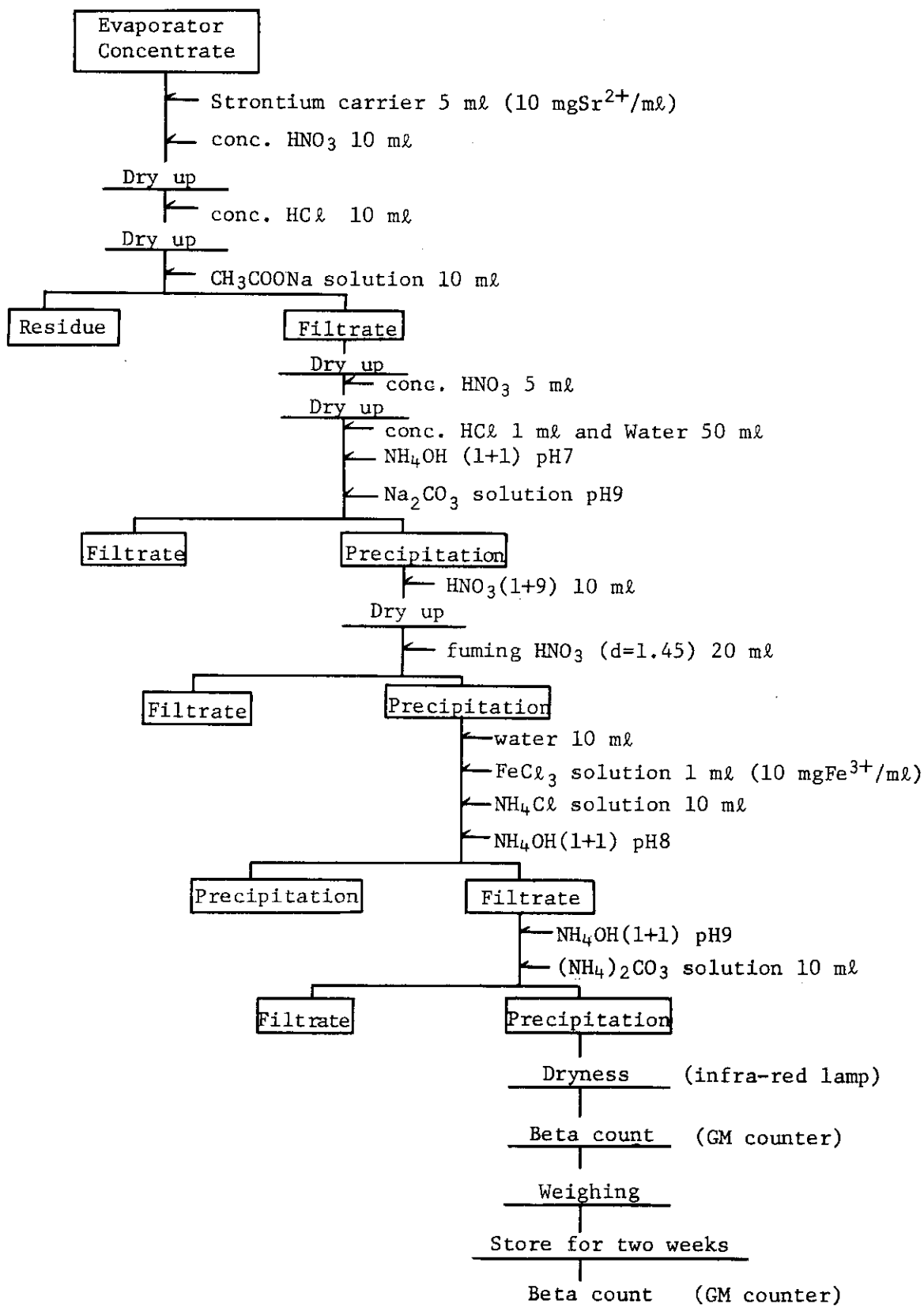


Fig. 2.5.2-1 Flow diagram of radiochemical determination of ^{90}Sr (^{89}Sr)

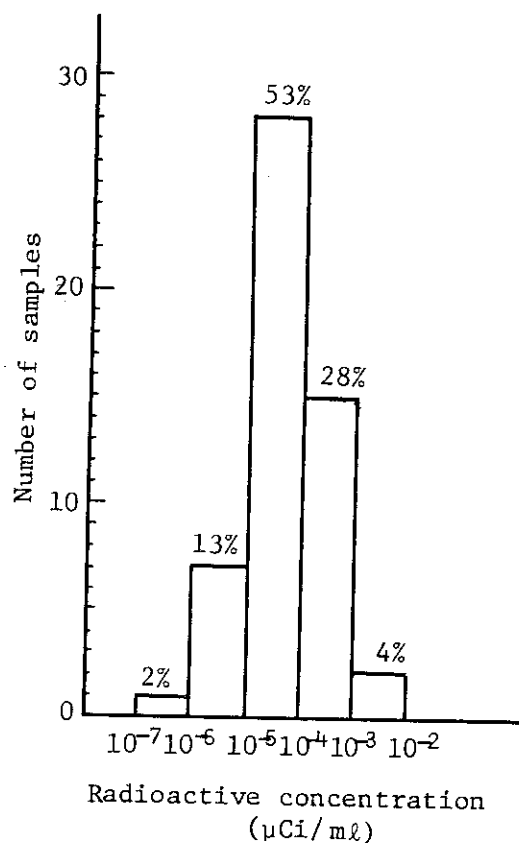


Fig.2.5.2-2 Distribution of ^{90}Sr (^{89}Sr) activity of evaporator concentrate

2.5.3 加熱による放射性核種の揮発率測定

原研東海研究所および原子力発電所では、放射性の可燃性固体廃棄物はセラミックフィルタを用いた焼却設備で処理を行っている。この設備の排ガス処理系における放射性核種（以下、RI）の挙動を基礎的に調べるために、電気炉を用いて加熱によるRIの揮発率の測定を行った。

1. 実験方法

調整したRI塩酸溶液（約 $1 \mu\text{Ci/ml}$ ） 0.1ml を、燃焼ポート（ $3\text{Al}_2\text{O}_3 \cdot 2\text{SiO}_2$ 製）に滴下し、自然乾燥させたものをRI試料とした。このRI試料を一定温度に設定した石英炉管内の空気雰囲気中（約 1.0NI/min ）に挿入し、一定時間加熱を行った。RIの揮発率は、加熱前後のRI試料中の放射能の比から求めた。

2. 実験結果

加熱温度によるRIの揮発率の測定結果は、 $^{54}\text{MnCl}_2$ 、 $^{57}\text{CoCl}_2$ 、 $^{59}\text{FeCl}_3$ 及び $^{95}\text{ZrCl}_4$ については $500 \sim 1,200 \text{ }^\circ\text{C}$ において揮発が認められなかった。また、今回の実験で揮発が認められた $^{65}\text{ZnCl}$ 、 ^{106}Ru (Chloro-complexes)、 $^{124}\text{SbCl}_3$ および $^{134}\text{CsCl}$ の揮発率の測定結果（加熱時間；3分）については、Fig. 2.5.3-1に示す。これによると、(イ) ^{65}Zn は、 $600 \text{ }^\circ\text{C}$ あたりから揮発し始め、 $1,200 \text{ }^\circ\text{C}$ で揮発率が約 20% であった。(ロ) ^{106}Ru は、 $400 \text{ }^\circ\text{C}$ あたりから揮発し始め、 $1,200 \text{ }^\circ\text{C}$ ではほぼ 100% 揮発した。(ハ) ^{124}Sb は、 $800 \text{ }^\circ\text{C}$ から揮発し始め、 $1,000 \text{ }^\circ\text{C}$ では揮発率は約

45%であった。(ニ)¹³⁴Csは、500~1,200℃では揮発率が10~40%とバラツキがみられたため、白金ボートを用いて実験を行った。これによると、500℃において、15%揮発し、1,000℃では100%揮発した。前者の場合、一部の¹³⁴Csが燃焼ボートに吸着し、固定したためと考えられる。(ホ)さらに、加熱時間60分における揮発率をみると、¹²⁴Sbでは600℃あたりから揮発し始め、1,200℃ではほぼ90%であり、他の核種に比較して加熱時間の依存性がみられた。

以上の基礎的実験の他に、実焼却炉を用いた実試試験も現在実施中であり、今後この種のデータを積みかさねて、焼却時における放射性核種の挙動をより明らかにする予定である。

(加藤 清)

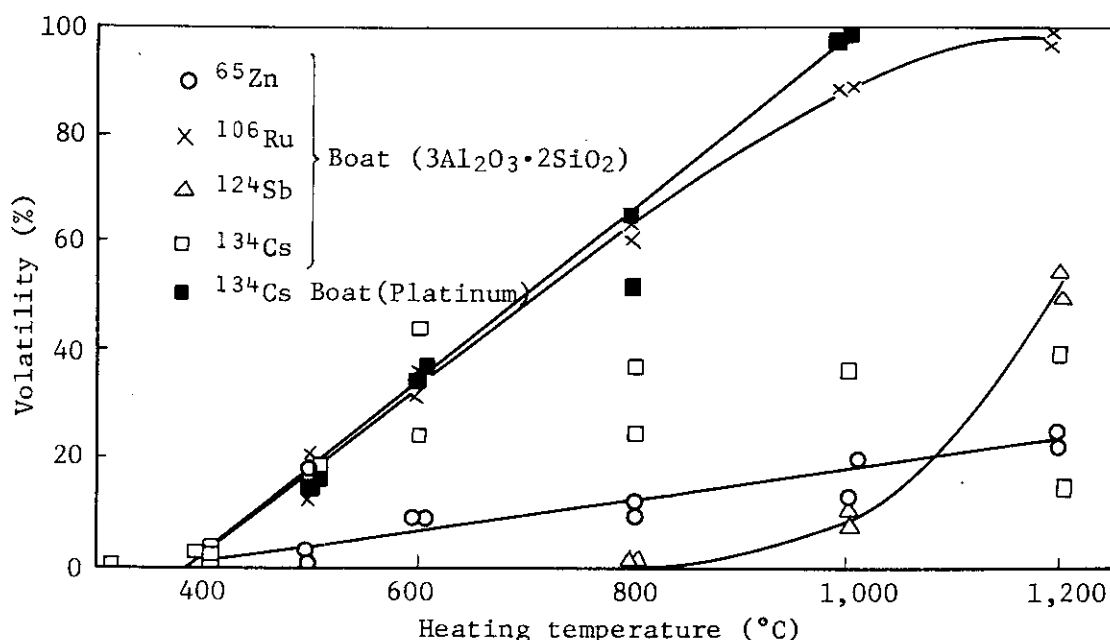


Fig. 2.5.3-1 Volatility of radioactive nuclides by heating (Heating time; 3 min.)

2.5.4 遮蔽計算コード QAD-CGの整備

QAD-CGは、Los Alamos Scientific Laboratoryで開発された点減衰核積分法による遮蔽計算コードである。

QAD-CGでは、点線源から検出器までの間の非散乱線から求めた「ダイレクトビーム線量率」に、散乱線によるビルドアップファクターを乗じて線量率を計算する。体積線源に対する計算では、微小体積要素を点線源と見なして、この点線源による線量率を総計する方法を採っている。

ビルドアップファクターは、光子エネルギーをE、点線源から検出器までの平均自由行程をb、展開係数をCとして水・Alなどの軽い物質については

$$B(b, E) = \sum_{j=0}^4 \sum_{i=0}^3 C_{ij}(b)^i \left(\frac{1}{E}\right)^j \quad \text{により}$$

鉛については

$$B(b, E) = \sum_{j=0}^5 \sum_{i=0}^3 C_{ij}(b)^i (E)^j \quad \text{により}$$

それぞれ求めている。

b は、点線源 - 検出器に沿った線が h 番目の物質を貫く長さを θ_h , h 番目の物質内における元素 m_0 の密度を $\rho_{m_0 h}$, 元素 m_0 の質量減衰係数を μ_{m_0} として

$$b = \sum_{m_0=1}^{M_0} \sum_{h=1}^H \theta_h \cdot \rho_{m_0 h} \cdot \mu_{m_0}$$

で計算している。

計算する遮蔽の体系は、球・円柱・直方体などの 9 個の単位立体の組み立てによって巾広く模擬できるようにしてある。したがって同コードは種々の形態を取る放射性廃棄物の遮蔽および線量評価に適用可能である。

今回、UNIVAC-1000 用に使われている QAD-CG コードを FACOM M-200 で使用できるように部分修正した。

この際、同コードではあらゆる光子エネルギーの減衰係数をライブラリーから、直線内挿で求めていたものをスプライン補間で求めることができるようにし、計算の精度を高めた。

また、QAD-CG コードをガンマ線スカイシャイン計算コードシステム BCG に組み込み、5 つのパターンの遮蔽体系については、簡単な入力で実行できるようにした。

QAD-CG による計算例として、D 50 ドラム内に ^{60}Co , ^{137}Cs , ^{134}Cs を含む廃棄物が収納されており、このドラムの前に空のドラム 2 個が置かれている場合の計算結果の一部を Fig. 2.5.4-1 に示す。

(高橋 彰)

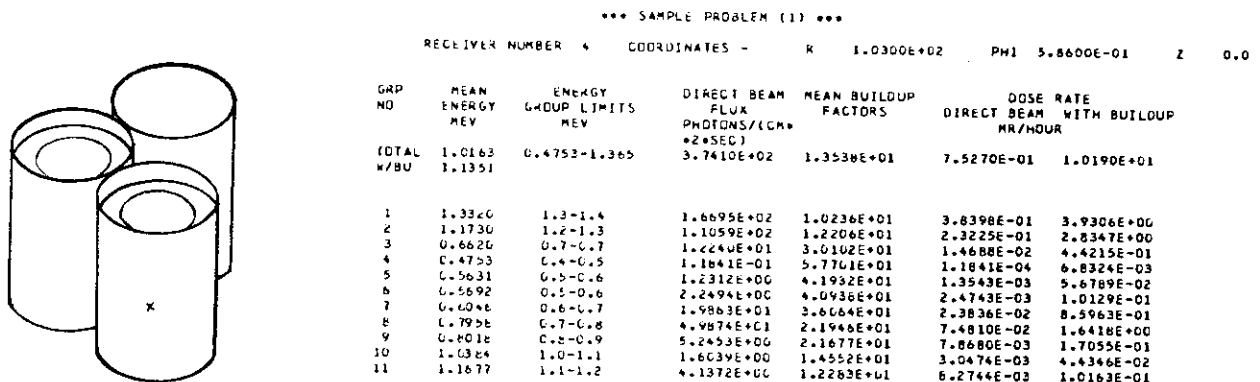


Fig. 2.5.4-1 Sample Problem

2.5.5 蒸気圧縮型蒸発装置を用いた高塩濃度廃液の処理試験

大洗研究所に設置した 3 m³/h の蒸気圧縮型蒸発装置は、低レベル廃液蒸発処理用として 1979 年 5 月から実廃液の処理を開始した⁽¹⁾⁽²⁾。1982 年 3 月までに約 1,350 時間の運転で約 4,150 m³ の廃液を処理し、約 100 m³ の濃縮液に減容した。この間、装置の諸特性を把握し、基礎データを得てきた⁽³⁾。

これまでの運転では、濃縮液の塩濃度は 2 ~ 8 % であり、比較的 low 抑えてきたが、今回その運転経験をもとに、本装置の高塩濃度廃液への適用を検討するため、模擬高塩濃度廃液を用いた各種試験を行った。

(1) 試験方法

試験廃液は、BWR型原子力発電所で発生する廃液のうち、芒硝を主成分とする再生廃液を模擬するため、無水芒硝を浴過水に溶解して調製した。この模擬液を蒸発缶に仕込み、蒸発缶内の濃縮液芒硝濃度を5%ごとに25%まで変化させ、処理量、圧縮機の運転特性、熱収支、蒸発比および除染係数等の関係を調べた。

(2) 試験結果

(a) 濃縮液濃度と圧縮機の運転特性

Fig. 2.5.5-1に濃縮液中の芒硝濃度の変化に応じた処理量と圧縮比および消費電力の実測値を、圧縮機性能曲線上に示す。図に示したように、芒硝濃度を25%まで増加させると、同じ圧縮比では処理量が減少する。また、圧縮比と処理量の関係を示す装置抵抗曲線は、左方へ移動しサージング限界曲線に近づく。

(b) 熱収支

Fig. 2.5.5-2に濃縮液芒硝濃度25%のときの熱収支を、実廃液処理時と対比させて示す。芒硝濃度25%の場合は、処理量が少ないので圧縮機の消費電力および補助加熱用スチーム量も少ない。

(c) 蒸発比

蒸発比は運転維持費の目安として使われ、単位重量当たりのスチームで処理できる廃液量で表わせる。Fig. 2.5.5-2に示すように、蒸発比は芒硝濃度25%で約11が得られており、実廃液より僅かに小さい。

(d) 除染係数

濃縮液の芒硝濃度の変化に応じて、濃縮液と凝縮液をサンプリングし、Na濃度を原子吸光度計で測定した。実測された除染係数は、缶液基準で約 2×10^5 であり、実廃液の値とほぼ一致している。

(e) 装置の運転制御

蒸発缶の圧力制御、液面制御および圧縮機の圧縮比制御は良好で、芒硝濃度が0~25%に変化しても、工業計器の調節要素を変更することなく運転できた。

以上の結果から、蒸気圧縮型蒸発装置を用いた高塩濃度廃液の処理は十分可能であるといえる。また、低濃縮を基本とする本装置の設計条件下にあっても、蒸発比はかなり高い数値が得られることを確認した。

なお、高塩濃度廃液の処理に適用させるための配慮としては、本装置の仕様に加えて次の3項目があげられる。

- ① 圧縮機の性能、主加熱器の伝熱面積および強制循環ポンプ性能等から得られる動特性に余裕をとる。
- ② 圧縮機のサージング防止に対する自動制御システムを追加する。
- ③ 液位、圧力および密度等の検出方法は、エアバブラ方式以外を採用する。

(西沢 市王)

参考文献

- (1) 西沢, 保健物理と安全管理, No.21 JAERI - M 8526 145~149 (1978)
- (2) 西沢, 保健物理と安全管理, No.22 JAERI - M 9066 152~153 (1979)
- (3) 西沢他 蒸気圧縮型蒸発処理装置の建設と運転結果 JAERI - M9910 (1982)

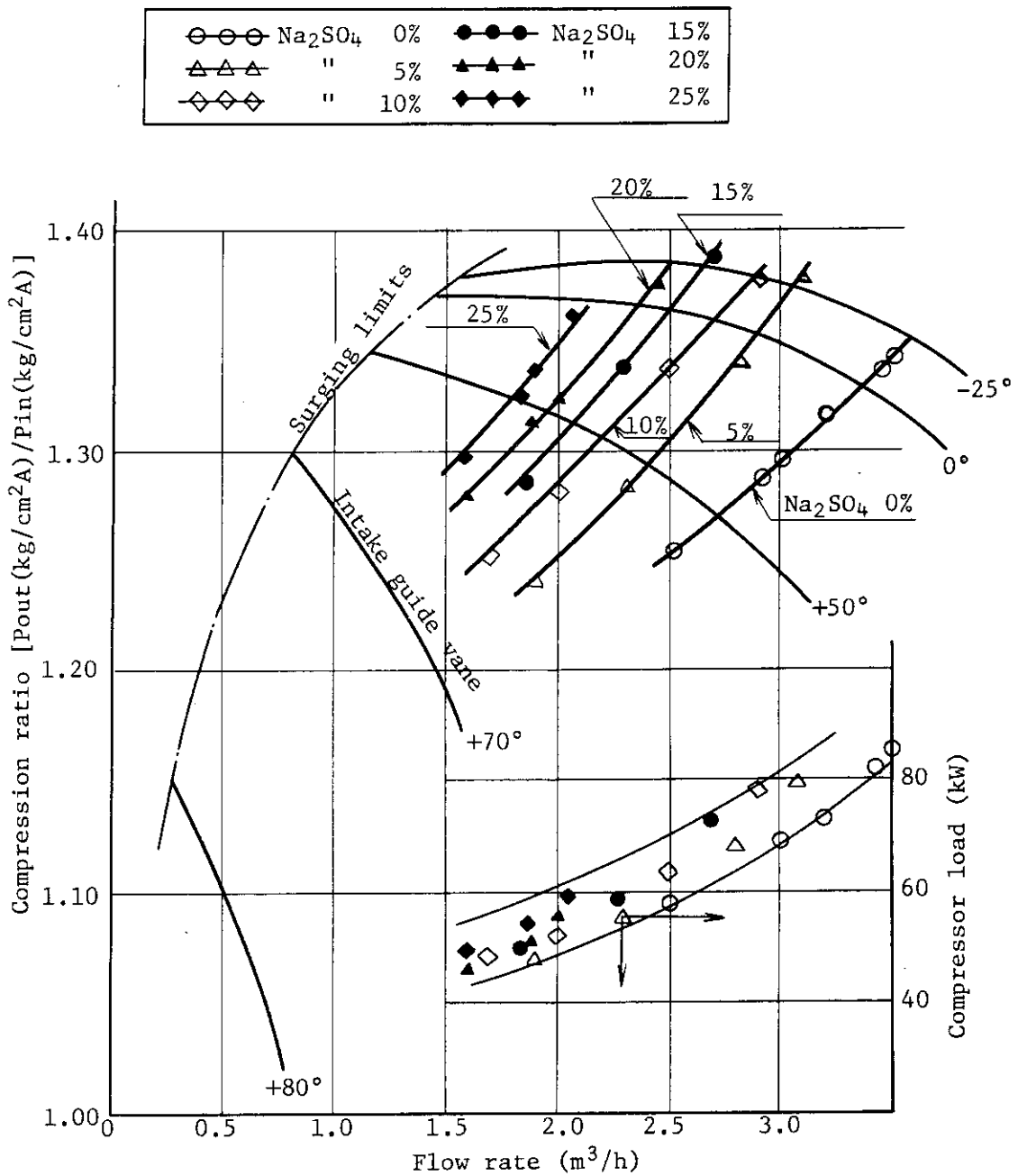


Fig. 2.5.5-1 Load characteristic of vapor compressor

	Na ₂ SO ₄ solution at 25 wt%						Real liquid waste					
	Flow		Temperature		Hot balance		Flow		Temperature		Heat balance	
	(kg/h)	(kg/cm ² G)	(°C)	In(kcal/h)	Out(kcal/h)	(kg/h)	(kg/cm ² G)	(°C)	In(kcal/h)	Out(kcal/h)		
1	2,050	0.95	9.5	19,500	-	3,100	0.95	12.2	37,820	-		
2	2,050		17.9	-	-	3,100		30.8	-	-		
3	2,050		89.2	-	-	3,100		94.1	-	-		
4	717,000		102.6	-	-	6×10 ⁵		101.0	-	-		
5	717,000		104.5	-	-	6×10 ⁵		104.1	-	-		
6	2,050	0.027	100	-	-	3,100	0.028	100.7	-	-		
7	2,050	0.410	129	-	-	3,100	0.416	130	-	-		
8	2,050	1.60	102.5	-	-	3,100	1.95	106	-	-		
9	2,050		29.8	-	61,000	3,100		42.6	-	136,000		
10	0.1	-0.030	32	-	61	0.1	0.05	<50	-	61		
11	111	0.35	108	71,300	-	150	0.9	119.5	96,960	-		
12	111		108	-	12,000	150		119.5	-	18,240		
13		63 (kW)		54,200	-		83 (kW)		71,380	-		
Evaporation factor				$\frac{2,050}{63 \times 860} \div 11$					$\frac{3,100}{83 \times 860} \div 12$			
				1.11 + 646.1					150 + 646.1			

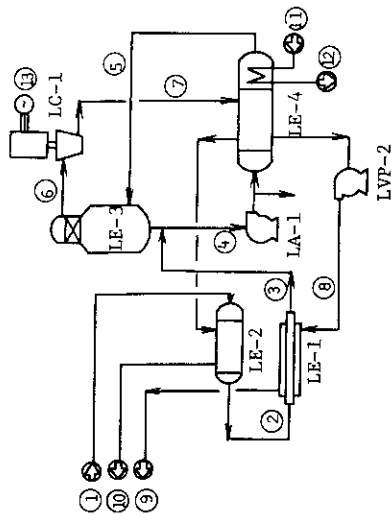


Fig. 2.5.5-2 Mass and heat balance for evaporator

2.5.6 凍結再融解処理 — セメント固化法によるスラッジの処理試験

液体廃棄物貯蔵タンク底部等には、搬入した液体廃棄物中の狭雑物が沈降し、いわゆるスラッジが堆積する。これらスラッジは一般にセメント固化されるが、セメント/スラッジ混合比を相当大きくしないと高い強度が得にくい。このため、固化体は増量し、多数の放射性廃棄物パッケージが発生することになる。

今回、これらスラッジのセメント固化体の強度を高める目的で、化学処理スラッジのビチューメン固化における凍結再融解工程に着目し、模擬スラッジを用いて凍結再融解処理を行い、スラッジの固形物含量を種々変化させて固化体の圧縮強度を調べた。また、本方法によるスラッジの減容性も調べた。

模擬スラッジの組成は、通常スラッジ中に多く含まれる第二鉄イオンの水酸化物を60%、微粉砂を40%とした。試験用スラッジは、水酸化第二鉄の沈澱物を冷凍庫（温度約 -10°C ）で冷凍し、凍結したスラッジを再度室温で融解したのち、種々の固形物含量になるように布でろ過し、供給体作製時に微粉砂を添加して調製した。

供試体は、小型モルタルミキサに普通ポルトランドセメント、試験用スラッジ、水を種々の割合で順に投入したのち、攪拌機の回転数を約140 rpmとして3分間練り混ぜを行い、圧縮強度測定用の金属製型枠〔寸法50 mm ϕ （内径） \times 100 mmH〕3本に採取して作製した。また、供試体作製時に調製したモルタルについてフロー値を、JISR 5201のフロー試験にしたがって測定した。作製した供試体は、7日間水中で養生した。一軸圧縮強度の測定は、JISA 1108コンクリートの圧縮強度試験方法に準じて、アムスラー型圧縮強度試験機を用いて行った。

供試体の圧縮強度は、凍結再融解した水酸化第二鉄スラッジを35, 40, 50, 60, 70 wt%の固形物含量に調製し、微粉砂を添加した試験用スラッジ各々について、スラッジ固形分(S)・セメント(C)比(S/C)を0.4に固定し、水(W)・固形物(S+C)比(W/S+C)を変化させて調べた。この結果をFig. 2.5.6-1およびTable 2.5.6-1に示す。図および表に示したように模擬スラッジを凍結再融解処理し、40 wt%以上に脱水することにより供試体に 150 kg/cm^2 以上の一軸圧縮強度が得られた。

溶容比は、圧縮強度が 150 kg/cm^2 以上得られた固化条件をもとに調べた。この結果、スラッジの固形物含量を10 wt%とし、ドラム1本（充填容量110 l）にセメント固化した場合、そのままの形態で固化体に十分な圧縮強度を得るためには、90 lのスラッジしか固化できず増容となるが、凍結再融解処理を施すことにより、480 lのスラッジを固化することができ、約 $1/4$ （ $110\text{ l}/480\text{ l}$ ）の減容比が得られた。

本試験結果から、液体廃棄物貯蔵タンク底部等に堆積した狭雑物を含むスラッジは、凍結再融解処理を施し、スラッジの固形物含量を40 wt%以上に調製することにより、十分な圧縮強度と比較的大きな減容効果が得られることがわかった。

今後、さらに実スラッジについて試験し、実用化を図りたいと考えている。

（山崎 保夫）

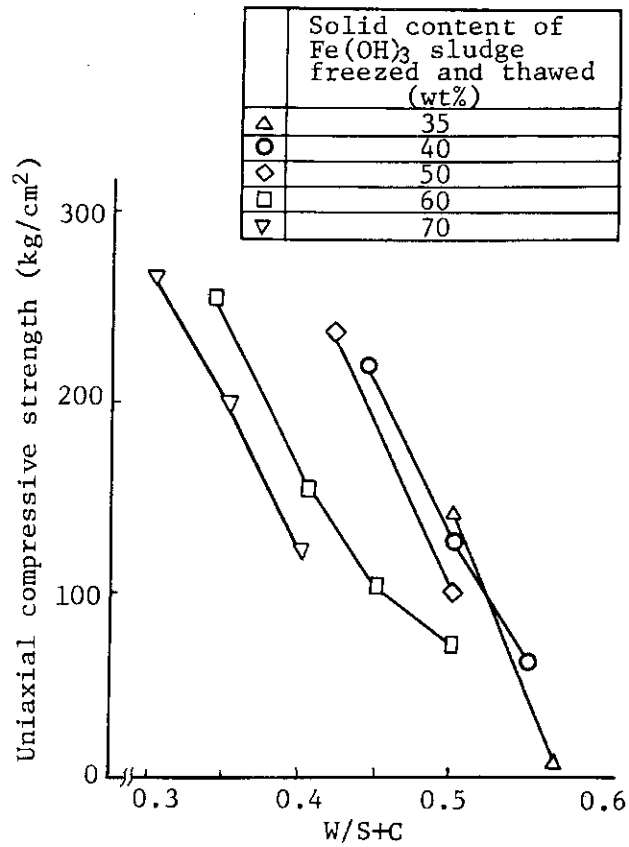


Fig.2.5.6-1 Uniaxial compressive strength of cement specimen of freeze and thawed sludge
 S/C = 0.4
 S ; Fe(OH)₃/powder sand = 6/4
 C ; Normal portland cement

Table 2.5.6-1 Physical properties of cement specimen

No.	Solid content of Fe(OH) ₃ sludge freeze and thawed (wt%)	Composition		Uniaxial compressive strength (kg/cm ²)*3	Flow value (mm)	Specific gravity
		S*1/C*2	W/S+C			
1	35	0.4	0.5	139	128	1.83
2	35	0.4	0.57	8	206	1.73
3	40	0.4	0.44	218	124	1.86
4	40	0.4	0.5	125	210	1.84
5	40	0.4	0.55	62	280	1.77
6	50	0.4	0.42	235	177	1.91
7	50	0.4	0.5	98	290	1.85
8	60	0.4	0.34	254	155	2.00
9	60	0.4	0.41	152	180	1.91
10	60	0.4	0.45	102	210	1.89
11	60	0.4	0.5	70	244	1.78
12	70	0.4	0.3	266	110	1.99
13	70	0.4	0.35	197	209	1.95
14	70	0.4	0.4	120	230	1.99

*1 Sludge; Fe(OH)₃/ powder sand = 6/4

*2 Normal portland cement

*3 Cure in water for 7 days before testing

2.5.7 多重構造型ビチューメンパッケージの保管時における健全性試験

大洗研究所では、1973年に放射性液体廃棄物の一次処理で発生する化学処理スラッジおよび蒸発缶濃縮液の固化設備としてビチューメン固化装置が設置されて以来、同装置から発生するビチューメン固化体は5cmのコンクリート内貼りドラム缶(D-50型)に充填し、そのままの形態で一時保管したのち、固化体の膨張期である夏期に一括して、その上面をコンクリートでキャッピングし、パッケージ化してきた。これは、パッケージの保管時において固化体の熱膨張によりキャッピングしたコンクリートの剥離、亀裂等の悪影響を避けるためである。

本試験では、近年の固化体発生量の増大に伴い、効率的なパッケージ化を図るため、模擬固化体を作製し、パッケージの健全性に及ぼすパッケージ化の時期、保管中の温度の影響について調べた。

パッケージ化の時期は厳寒の1月と春の4月とし、固化体の温度が0℃と10℃のときにキャッピング部に配筋(鉄)し、コンクリートでキャッピングした。

試験場所は屋外保管および屋内保管を考慮して、それぞれ大洗研究所のパッケージ保管施設である固体集積保管場Ⅰ(コンクリートブロックパッケージ専用)およびⅡ(ドラム缶型パッケージ専用)を使用した。

供試体の内容物はビチューメンのみのもとの模擬廃棄物のビチューメン固化体を選定した。前者はブロンアスファルト $20/30$ (以下、ブロン $20/30$)とストレートアスファルト $60/80$ (以下、ストレート $60/80$)を使用した。ブロン $20/30$ の供試体は、パッケージ化の温度が0℃のものにつき、充填量を2種類とした。後者の供試体はストレート $60/80$ に海岸砂を6対4の割合(実パッケージの平均混合割合と同等)で混合した。また、供試体には、固化体温度測定用熱電対(CC熱電対)と内圧測定用器具を取付けた。

作製した供試体とその試験条件をTable 2.5.7-1に示す。

パッケージのキャッピング部の保管時における健全性は、キャッピング用コンクリートを打設後、1週間養生を行ったのち、各試験場所に配置し、温度変化に伴うコンクリートの浮き上りについてノギス(測定精度 $1/20$ mm)を用いて測定し、評価した。

屋外保管した供試体について、1981年の外気温度とこれに伴うパッケージ中心部の温度の変化、キャッピングしたコンクリート面の浮き上りの状況をFig. 2.5.7-1に示す。また、屋内保管した供試体について、その状況を同様にFig. 2.5.7-2に示す。

この結果、0℃と10℃でパッケージ化したビチューメンのみの供試体(ブロン $20/30$ およびストレート $60/80$)は屋外保管、屋内保管ともキャッピング時との温度差が約15℃を超える時期にコンクリートに浮き上がりが観察された。浮き上りの程度は、屋外保管で平均0.5mm、屋内保管で0.5~2mmであった。この浮き上りの高さの差は、ストレート $60/80$ の場合、コンクリート面へのビチューメンの漏出の程度の差によると思われる。特に、ブロン $20/30$ をD-50型容器のコンクリートライナーの上面まで充填した供試体は、コンクリートが大きく浮き上がった(4~5mm)。

海岸砂を混合した供試体は、屋外保管、屋内保管ともキャッピング時との温度差が25℃でも健全であった。しかし、供試体No. 11のように温度差が30℃を超えると浮き上りが生じている。また、供試体No. 5および13について内圧を測定した結果、それぞれ最大約 $7 \text{ kg/cm}^2 \text{ G}$ と約

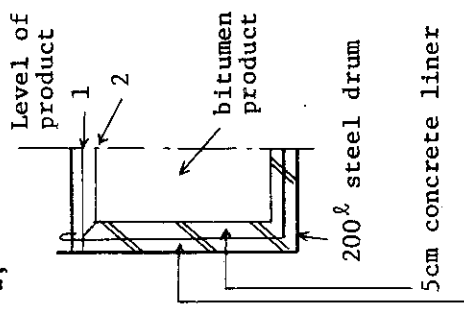
5 kg/cm² G であった。

以上の結果から、多重構造型（D-50型）ドラム缶を使用したピチューメン固化体は、屋外保管、屋内保管とも保管施設との温度差が25℃以下となる時期にパッケージ化すれば保管時において健全性を保つことがわかった。

今後は、本試験結果をもとにピチューメン固化装置から発生するピチューメン固化体は、冬期以外（保管施設の温度が10℃以上）の時期にパッケージ化することとした。

（福田 勝男）

Table 2.5.7-1 Specimen of bitumen package for safety test

Sample No.	Bitumen product			Capping concrete		Temperature of bitumen product at capping (°C)	Tested place	Note	
	Bitumen*1	Weight (kg)	Incorporated material(kg)	Level of product*2	Thickness (cm)				Weight (kg)
1	B.A 20/30	116	—	1	8.6	48	Storage facility with roof	*1; B.A 20/30: Blown Asphalt 20/30, S.A 60/80: Straight Asphalt 60/80 *2; 	
2	B.A 20/30	109	—	2	13.0	67			
3	S.A 60/80	109	—	2	12.4	57			
4	S.A 60/80	86	Sand (60)	2	12.3	65			
5	B.A 20/30	109	—	2	13.0	72			
6	S.A 60/80	110	—	2	13.3	72			
7	S.A 60/80	87	Sand (60)	2	12.8	67			
8	B.A 20/30	115	—	1	8.8	50			
9	B.A 20/30	109	—	2	11.7	63			
10	S.A 60/80	109	—	2	11.8	66			
11	S.A 60/80	86	Sand (60)	2	12.5	60			Storage facility without roof
12	B.A 20/30	110	—	2	12.9	77			
13	S.A 60/80	110	—	2	13.3	73			
14	S.A 60/80	88	Sand (60)	2	12.9	72			

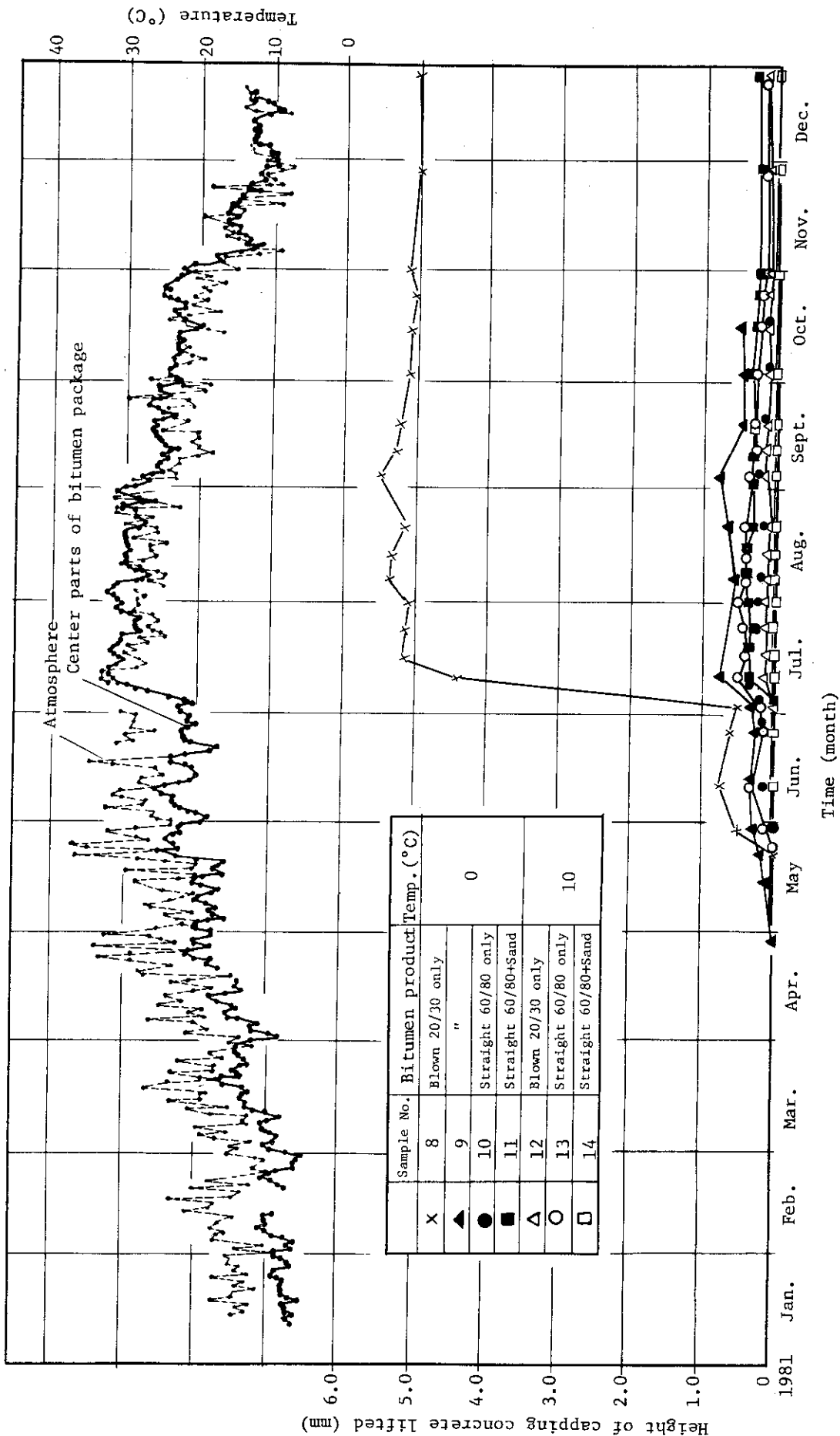


Fig. 2.5.7-1 Change of capping concrete of bitumen package in storage facility without roof

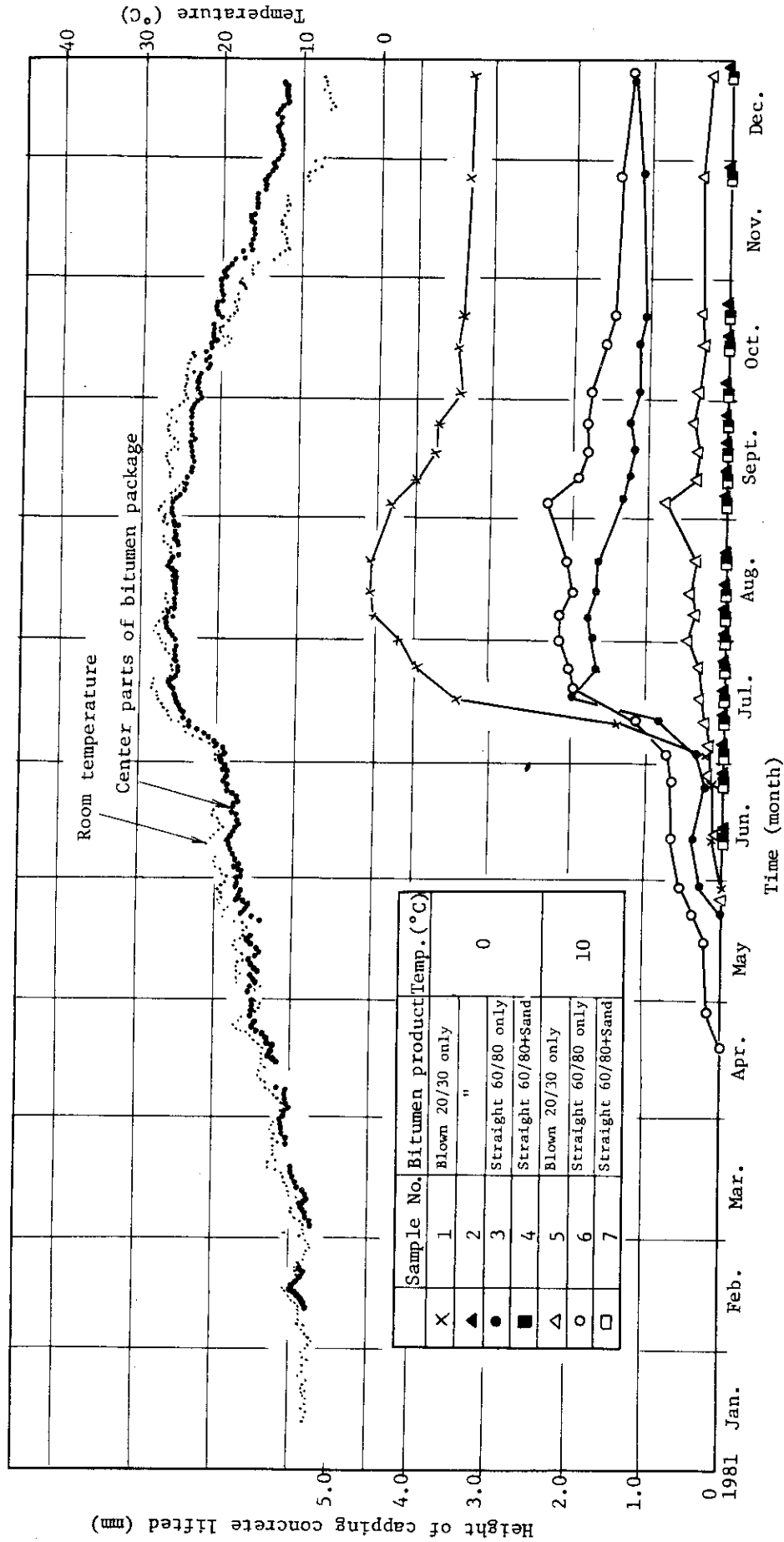


Fig. 2.5.7-2 Change of capping concrete of bitumen package in storage facility with roof

2.5.8 高レベル α 固体廃棄物貯蔵用密封容器の落下試験

大洗研究所で高レベル α 固体廃棄物の貯蔵用に使用しているステンレス鋼製密封容器（圧接方式）¹⁾について、垂直孔方式の貯蔵孔への収納作業を想定した落下試験を実施した。貯蔵孔収納作業は通常作業のなかで容器に対して最も高い空間を伴い、また、容器の目視確認が不可能な状態で行われるので、万一の落下事故に対する安全性を評価するために本試験を実施したものである。

供試体はSキャン（40 cm ϕ × 45 cm）およびLキャン（50 cm ϕ × 75 cm）の各1個に実廃棄物と同じ梱包状態の模擬廃棄物を封入し、総重量を200 kg（実廃棄物の想定最大値）以上に調整したものをを用いた。落下条件は高さ4 m以上、垂直姿勢とし、落下面は鋼板を敷いたコンクリート平面とした。Fig. 2.5.8-1に落下試験要領を示す。10トンレッカーによって吊上げた供試体を、貯蔵孔を模擬したガイド内に挿入して高さを調整した後、テスト用吊り具をカッターで切断して落下させる。落下面は厚さ30 cmで7 m × 7 mの鉄筋コンクリート土間²⁾となっている。また着底時の状況を調査するため、高速度カメラによる撮影（2000fps）を行った。

落下時の観察では、Sキャンに微少の落下姿勢傾きが生じ（photo. 2.5.8-1）、着底後1回わずかにバウンドしたが、Lキャンは傾きやバウンドが認められなかった。また、高速撮影による観察ではいずれも瞬間的変形等は認められなかった。落下後の容器観察では、いずれの容器も上蓋に周方向に波状をなす変形（photo. 2.6.8-2）が認められたが、このほかの変形、亀裂等は認められなかった。上蓋の変形は蓋中央部のマグネット吸着板（25 cm ϕ × 1.9 cm）などの重さ約10 kg分が慣性力となったため、また吸着板取付けのすみ肉溶接部（1～1.5 cmの断続溶接）により応力が部分集中したために波状になったものと考えられる。Fig. 2.5.8-2に上蓋変形状況のスケッチを示す。また、落下後の供試体について加圧ソープバブル試験により漏洩の有無を調査した。その結果、Table 2.5.8-1に示すように加圧基準値0.2 kg/cm²以上でいずれも漏洩は検知されなかった。

以上から、密封容器の取扱いは十分な落下防止機構を備えた機器によって行っているが、通常作業で考えられる最大高さから万一落下したとしても貯蔵に必要な密封性能条件は維持され、十分安全であることがわかった。なお、本試験の実施にあたり、高速度カメラによる撮影、一部資材の提供等をいただいた動燃事業団大洗工学センタ関係諸氏に深く感謝する。

（阿部 昌義）

参考文献

- 1) 波多野：保健物理と安全管理 No. 20 JAERI-M 7979 208～209（1979）
- 2) 阿部：保健物理と安全管理 No. 15 JAERI-M 5370 185～187（1972）

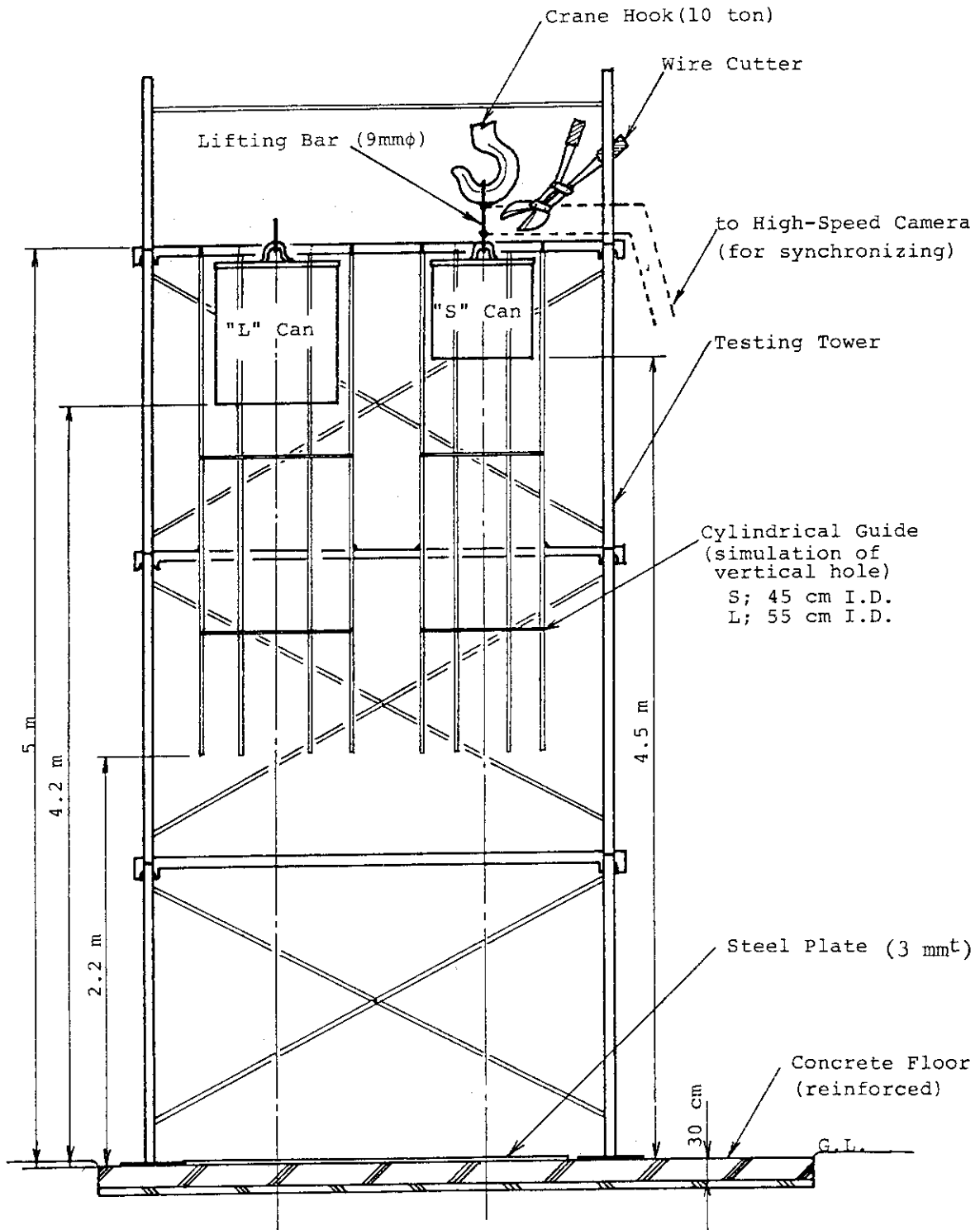


Fig. 2.5.8-1 Concept of α -Waste Canister Drop Test

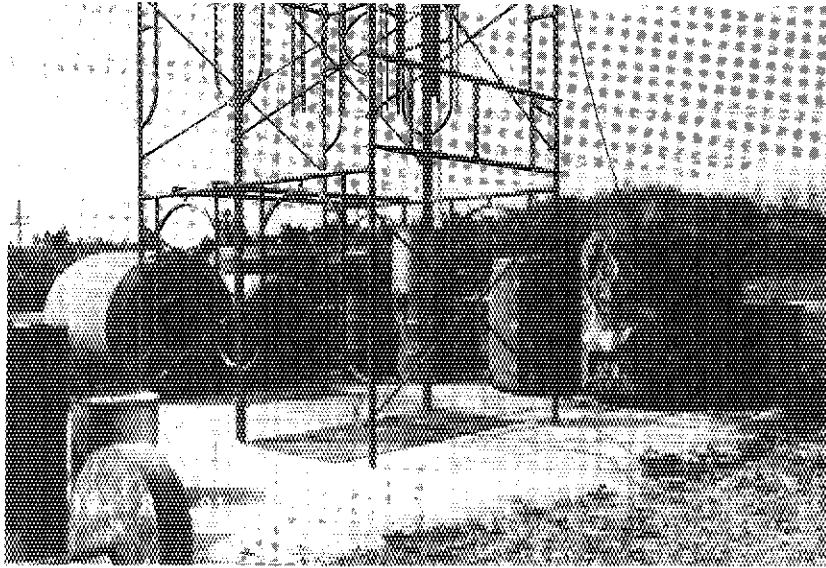


Photo. 2.5.8-1 Drop Figure of "S" Can

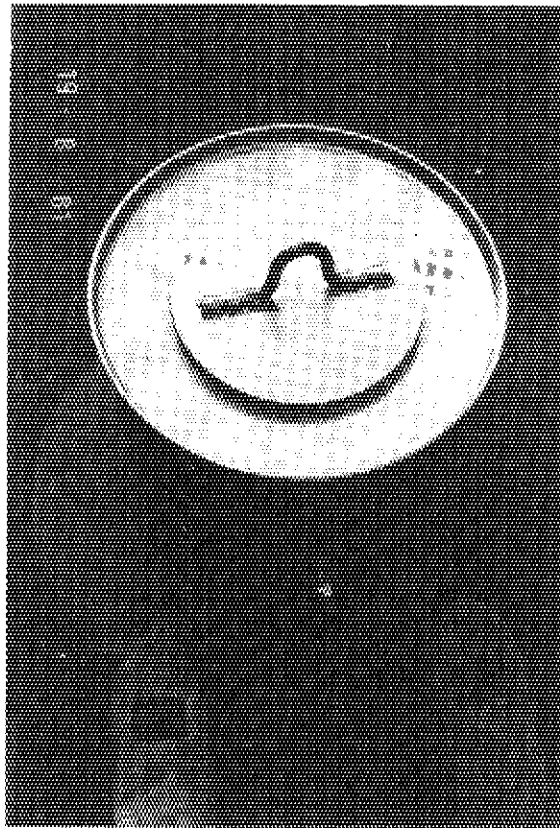


Photo. 2.5.8-2 View of Lid Deformation ("S" Can)

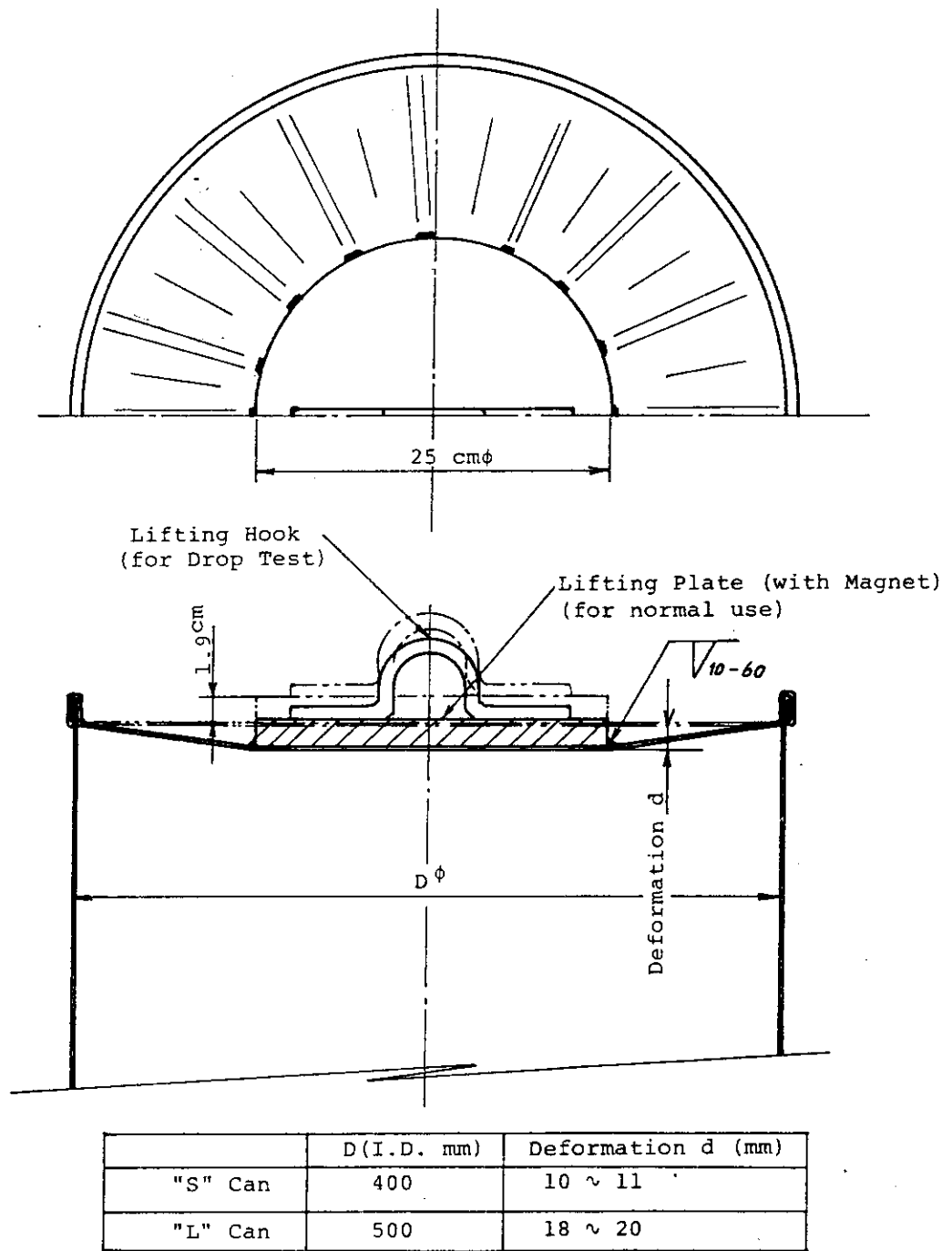


Fig. 2.5.8-2 Sketch of Lid Deformation after Drop

Table 2.5.8-1 Soap-bubbling inspection results of tested cans

		"S" Can	"L" Can
Inspection Condition		No Bubbles with 0.2 kg/cm ² G	
Before Drop Test	Pressure	0.26 kg/cm ² G (10 min. hold)	0.26 kg/cm ² G (10 min. hold)
	Results	No Bubbles found	No Bubbles found
After Drop Test	Pressure	0.29 kg/cm ² G (10 min. hold)	0.27 kg/cm ² G (10 min. hold)
	Results	No Bubbles found	No Bubbles found

2.5.9 α除染廃液の化学処理試験

大洗研究所α固体廃棄物処理施設に、主にαホールの除染廃液処理用として設置したα廃液処理設備の本格運転に先だち、洗剤を含むα廃液の凝集沈澱処理における薬注条件を決定するため、実廃液による処理試験を実施した。試験用廃液には、槽内攪拌を十分行った約2 m³のαホール除染廃液から約6 ℓを採取して用いた。この原液についてα放射能濃度を測定した結果20×10⁻⁶ μCi/cm³であった。また、洗剤含有量は、予備実験および除染に使用した洗剤量などから100 ppm程度と推定された。

処理試験は上記の試料をさらに攪拌後、分割して200 cm³を1試料とし、次の条件で実施した。ビーカーに採取した試料を室温にて200 rpmで攪拌しFeCl₃、高分子凝集剤AR-Flock (A-185)、NaOHの順に薬注する。薬注後さらに10分間攪拌し、攪拌停止後は30分間静置する。

静置沈降させた試料の上澄液40 cm³を直径5 cmのステンレス製試料皿に採取し、赤外線ランプで蒸発乾固させる。

ZnSシンチレーション・カウンタを用いて蒸発乾固試料のα放射能を10分間計測し、除染係数DF（原液中α濃度と処理後の上澄液中のα濃度との比）を求める。以上の操作を薬注量、pH調整値を変えて実施し、α核種に対するDFの変化を求めた。また、各条件下で生成した沈澱物をメスシリンダに移し、スラリー量を求めた。

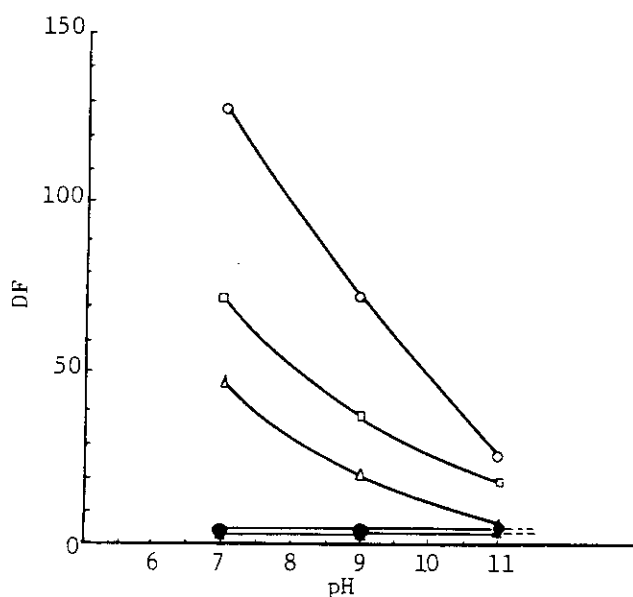
試験結果はFig. 2.5.9-1, Fig. 2.5.9-2, およびFig. 2.5.9-3のとおりで、以下のことがわかった。1) pHの増加に伴い、DFの低下が見られ、高いpH領域では薬注量を増しても良好なDFは得られなかった。2) pH 11では、1週間静置後でも、すべて上澄液に多くの浮遊物が存在した。3) FeCl₃注入量に伴うDFの変化がpHの低い側で顕著であり、PH 7では薬注量800 ppm範囲にもDFの飽和が見られなかった。4) スラリー生成量は薬注量とともに増加した。以上よりpH調整値は7が望ましく、pH 7, FeCl₃, 800 ppmでDF 126を得た。しかし、スラリー量の増加が著しく、実処理では300 ppm程度が適切と判断した。これらの結論に基づいて実施した実廃液処理の結果をTable 2.5.9-1に示す。

なお、α濃度の測定に係る補正、原液の洗剤濃度およびα濃度が異なる場合などについては今後、さらに調査する必要がある。

(渡部 和弘)

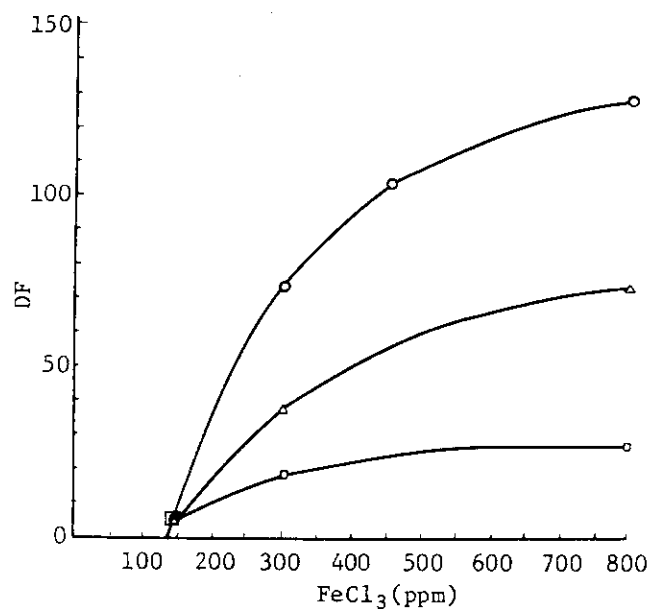
引用文献

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



○: FeCl₃, 800 ppm • AR-Flock, 0.5 ppm
 □: FeCl₃, 300 ppm • AR-Flock, 0.5 ppm
 △: FeCl₃, 500 ppm • AR-Flock, 0.083 ppm
 ●: FeCl₃, 145 ppm • AR-Flock, 0.5 ppm
 ▲: FeCl₃, 87 ppm • AR-Flock, 0.083 ppm

Fig. 2.5.9-1 Effect of pH on DF



○: pH7, △: pH9, □: pH11
 AR-Flock A-185 concentration, 0.5 ppm

Fig. 2.5.9-2 Effect of FeCl₃ concentration on DF

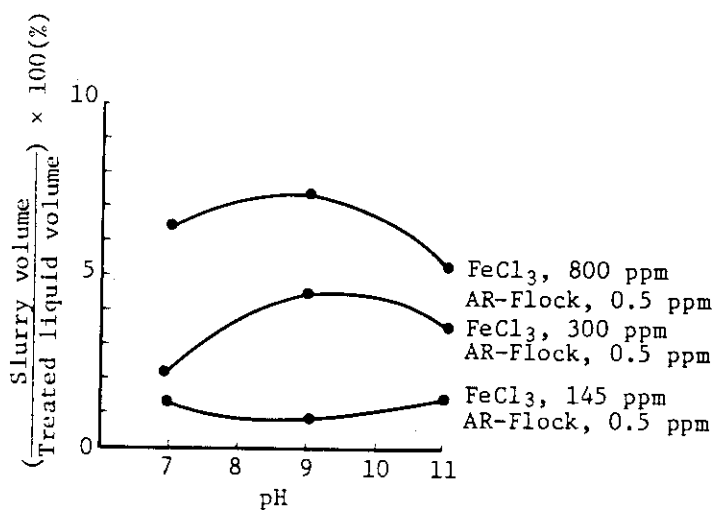


Fig.2.5.9-3 Slurry production ratio against pH

Table 2.5.9-1 Chemical treatment results of α -Hall floor drain

Liquid waste*		1500 liter		
Nuclides		^{239}Pu , ^{241}Am , ^{237}Np (^{144}Ce , ^{137}Cs , ^{134}Cs , ^{60}Co)		
Chemical dosage		FeCl_3	AR-Flock	pH
		300 (ppm)	0.5 (ppm)	6.8
α Activity ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	Original	2.0×10^{-6}		
	Supernatant	1.3×10^{-8}		
DF (α)		154		
Slurry volume		~30 liter		

* Estimated detergent concentration ~100 ppm

2.5.10 α 焼却装置の β , γ 廃棄物による試験運転(その2)

大洗研究所の α 焼却装置¹⁾について、1980年度に引き続き β , γ 廃棄物による試験運転を実施し、ホット運転に係る運転条件を調査した。本報告は、全試験運転を通して前報²⁾のほかに得られた調査結果をまとめたものである。なお、運転モードは、全期間を通して日勤時間帯のみの運転とし、焼却時は15kg/hの廃棄物投入速度とした。

全期間を高温フィルタ(H. T. F)のプレコート材(アスベスト)交換毎に3期に区分し、Run-1から3とした。Run-1では最初のホット運転ということもあり、主に紙、布類を対象に1.5時間/日を目標投入時間とした。また、Run-1の最終段階で管理区域用特殊作業衣を集中処理した。Run-2では主に紙、布類について、2.5時間/日以上投入時間とした。Run-3では、Run-2と同じ投入条件で、HEPAフィルタから分離した合板製木枠を処理対象に加えた。以上の運転結果とこの間の減容比、減重比をTable 2.5.10-1およびTable 2.5.10-2にそれぞれ示す。各Runについて比較してみると、Run-1および3では、H. T. Fの差圧上昇がRun-2の場合より少ない処理量で生じている。これは、それぞれ、化学繊維製で防水処理を施した廃棄作業衣およびHEPAフィルタの合板枠に大きく起因していると推定される。また、減容比、減重比のいずれもHEPAフィルタの合板枠を投入したRun-3で低下している。総合的には合板枠に使用されている接着剤が、運転条件への制限と処理効果の低下に最も大きく影響すると思われる。

また、各Runとも1から3mCi/Run程度の放射エネルギーが投入されたと推定されるが、H. T. Fから除去したアスベストの放射エネルギーはTable 2.5.10-3に示す通りである。このうちアスベスト重量の明確なRun-1についてみると、合計約35 μCi 程度がH. T. Fで捕集されたことになり、これは全投入量の約1%に相当する。この間の一部の焼却灰について測定した放射エネルギーは最

大 $1.6 \times 10^{-1} \mu\text{Ci/g}$ であった。焼却灰中の核種の存在は、 ^{60}Co ; 25から50%、 ^{137}Cs ; 20から30%、 ^{144}Ce ; 35から45%であるのに対し、アスベスト中の存在核種は ^{60}Co 15%、 ^{137}Cs 60%、 ^{144}Ce 20%であり、特に ^{137}Cs のH.T.F への移行率が最も高い傾向を示している。なお、焼却灰の回収およびアスベストの除去操作等は特に支障なく安全に行われた。ただし、アスベストの交換作業には準備期間も含めて、3週間から4週間を必要とした。

このほか、本試験期間中に焼却炉本体内部を除く装置の保守作業も実施したが、特に問題となるような状況は認められず、装置全体のホット運転に係る技術も一応習得できたものと考えられるので、1982年度中には α 廃棄物による運転を開始する予定である。

(高橋 孝三)

参考文献

- 1) 阿部, 古平: 保健物理と安全管理・No. 20, JAERI - M 7979, 204~208, (1979)
- 2) 阿部昌義: 保健物理—管理と技術—No. 23, JAERI - M 9654, 154~155, (1981)

Table 2.5.10-1 Operation result of β, γ solid waste incineration

Run-No.	Run-1	Run-2	Run-3
Term of operation	1980.7.29 ~1981.4.10	1981.5.11 ~1981.7.31	1981.9.11 ~1982.2.26
Number of operation days	47	53	30
Waste charging hours	65.5	145.3	78.1
Waste charging hours in average (hours/day)	1.4	2.7	2.6
Final differential pressure of H.T.F. (mmH ₂ O)	>50	117	98
Number of Carton Boxes	490	1085	604
Total Weight (kg)	1172	2341	1364
Contents	Paper Rag One piece wear	Paper Rag	Paper Rag Ply-wood frame of HEPA filter
Surface Dose Rate in average (mR/h)	0.183	0.078	0.075

Table 2.5.10-2 Volume or weight reduction ratio

Run-No.		Run-1	Run-2	Run-3
Waste	Total Volume (m ³)	9.8	21.7	12.08
	Total Weight (kg)	1172	2341	1364
Ash	Total Volume (m ³)	0.125	0.220	0.214
	Total Weight (kg)	42.4	80.2	69.0
Volume reduction ratio		78	99	56
Weight reduction ratio		28	29	20

Table 2.5.10-3 Activity Accumulation in H.T.F.

Run-No.	Run-1	Run-3
Activity Concentration of Asbestos (μCi/g)	4.7×10^{-3}	2.9×10^{-3}
Total Weight of Asbestos Fiber (kg)	7.5	—
Sum of Surface Dose Rate (mR/h) (Treated Waste)	89.6 (490 Carton Boxes)	45.3 (604 Carton Boxes)

2.5.11 使用済 HEPA フィルタの圧縮処理試験

大洗研究所廃棄物処理場で受入れている使用済みフィルタは年間約 95 m³ で、そのうちの 70% が合板枠の HEPA フィルタ (610 mm × 300 mm) である。この HEPA フィルタについて、銘柄別の圧縮処理試験ならびに、メディア^{注1)}の圧縮特性試験を行ったので、以下に報告する。

1) 銘柄別圧縮処理試験

現在処理している HEPA フィルタには 4 銘柄があるが、各々相異があるものと思われたため、メディアだけの圧縮とフィルタ全体の圧縮の 2 つの場合に分けて、特性試験を行った。

メディアだけの場合は、各銘柄ごとに 15 個分を 1 度に、また、フィルタ全体の場合は、5 個を 1 度にメディア面に垂直に、それぞれ圧縮するものとした。圧縮力は 200 Ton (面圧 130 kg/cm² 相当); 圧縮時間は 30 秒とし、圧縮物の重量と圧縮中・圧縮後の寸法から、高比重、減容比および復元率^{注2)}を求めた。その結果を、Table 2.5.11-1 に示す。

試験の結果から、次のことがわかった。

メディアの重量は、塵埃付着量の影響もあるので一概には言えないが、今回試料としたものでは、銘柄間の差が 1 kg を越えるものもあった。この差は減容比にも現われ、軽いものの方が 25% ほど高かった。

フィルタ全体を圧縮した場合、減容比に大きな差は見られなかった。

圧縮物の高比重は、2 つの場合のいずれにも、銘柄間に差はなかった。

復元率は、メディアだけの圧縮の場合は、各々の間に大きな差は見られないが、全体を圧縮した場合は、差が出てくる。これは、枠材および枠材とメディアを接着している合成樹脂接着剤 (厚さ 1 cm 程度) の影響と思われる。

2) メディア圧縮特性試験

メディアを圧縮した場合の、圧縮力と減容効果との関係を知るための試験を行った。

メディアを 5 個分ずつ、圧縮力を変えて圧縮し、各圧縮物の寸法と重量から、高比重を求めた。圧縮力は、40~200 Ton 間の 40 Ton ごとの 5 点とし、圧縮時間は 30 秒とした。試験の結果を、Fig. 2.5.11-1 に示す。

試験の結果から、次のことがわかった。

圧縮力と高比重の間には、対数関数的な相関関係があり、圧縮力が増せば、高比重も大きくなる。

今回試験した圧力範囲では、復元率の変化はほとんど無い。

(佐藤 元昭)

引用文献

佐藤 他; β・γ 圧縮装置 II の運転経験 JAERI-M 82-024 (1982)

注1) 枠材およびセパレータ、容積は約 95 ℓ

注2) 復元率 = $\left(\frac{\text{圧縮後容積}}{\text{圧縮中容積}} - 1 \right) \times 100 (\%)$

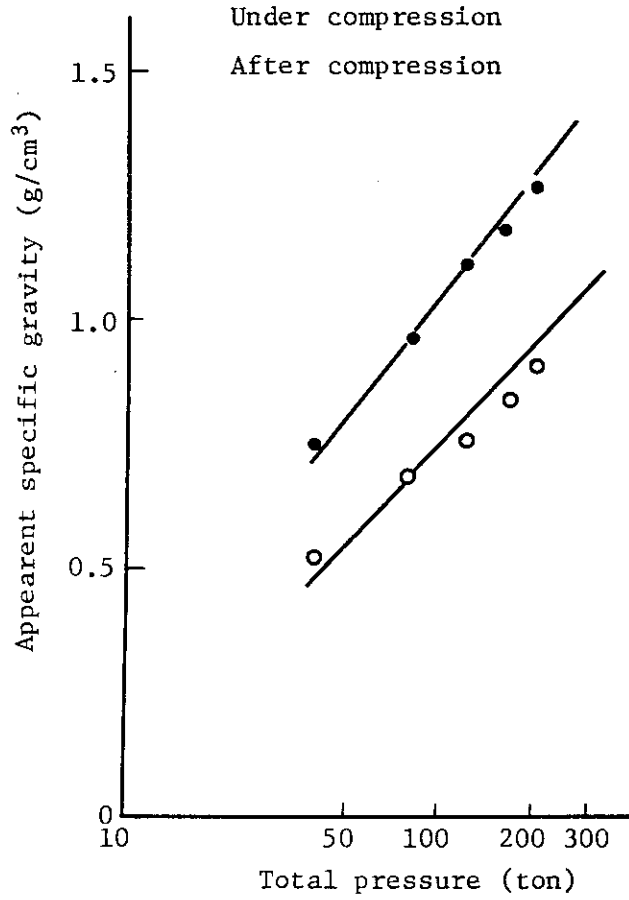


Fig. 2.5.11-1 Results of filter media compression test

Table 2.5.11-1 Results of HEPA filter compression test

	Specimen (Brand)	Volume (l)		Spring back ratio (%)	Weight (kg)	Apparent specific gravity (l/kg)		Volume reduction factor
		Under compression	After compression			Under compression	After compression	
Filter ¹⁾ media	A	36.3	58.2	30.7	68.7	1.54	1.06	21.0
	B	47.4	63.0	33.0	73.7	1.56	1.05	19.3
	C	36.9	49.0	32.9	55.0	1.49	1.00	24.8
	D	48.6	56.9	17.2	—	—	—	21.4
	Average	45.1	58.8	30.3	68.9	1.54	1.04	20.7
Whole of the filter ²⁾	A	69.1	84.0	21.4	70.5	1.02	0.75	5.9
	B	67.6	86.1	23.9	64.9	0.93	0.68	5.8
	C	63.8	82.0	28.6	68.0	1.07	0.74	—
	D	—	—	—	—	—	—	—
	Average	68.2	85.0	24.7	68.3	1.01	0.72	5.9

1); 15 filter medias

2); 5 filters

2.5.12 放射線作業防護衣服用布地の汚染除去試験

原子力発電所や原子力研究所等において実際に使用されている放射線作業防護衣服（つなぎ服実験衣）用布地について、織布6種（洗濯による除染を行い、繰返し使用することを目的とした防護衣用材質）、不織布6種（原則的に1回の着用で使い捨てにし、洗濯して再使用するのを考えない防護衣用材質）の布地材質合計12種類における耐汚染性および除染性を比較する目的で試験した。

試験は、JIS-Z-4507¹⁹⁷⁵「放射性耐汚染指数および除染指数の求め方」に準拠する方法で実施した。すなわち、試験片は、均一性をうるため市販中性洗剤0.2%溶液で洗濯、すすぎ洗いを行い、自然乾燥させた後、直径50mmの円形に裁断したものを同一材質、同一核種につき3枚ずつ使用した。RI汚染液は、 $^{60}\text{CoCl}_2$ （pH 1.0, 約7000 cpm/0.1ml）および $^{137}\text{CsCl}$ （pH 1.5, 約6500 cpm/0.1ml）の2核種を用いた。汚染試料は、試験片の中央に0.1mlの汚染液をマイクロ容量ピペットを用いて汚染面積が同一になるようプラスチック板上で滴下したのち2昼夜以上フード内において室温で乾燥させた。洗剤は、耐汚染性の試験に脱塩、蒸留した精製水を使用し、除染性の試験には、市販中性洗剤、自家配合合成洗剤、市販合成洗剤（同商品名の有リンおよび無リンもの）の4種類をメーカー推奨の濃度と実用に供している濃度で使用した。除染条件は、標準洗浄試験機（島津製作所製・ラウンダーテスト）を使用し、容量500mlの洗浄瓶に洗剤溶液200ml、試験片3枚、テフロンボール（8mmφ）10個をそれぞれ入れ30±1℃、42 P.P.Mで10分間除染したのち試験片を取出しフード内で自然乾燥した。放射能測定は、端窓型GM計数装置（アロカ製、TDC-5型、窓厚3.2 mg/cm²、有効径50mmφ）により各試験片を一定の幾何学的条件で測定した。

Table 2.5.12-1に試験片の記号、品名、品番などを示す。

Table 2.5.12-2に使用した洗剤とその成分、使用量、pHなどを示す。

Table 2.5.13-3に耐汚染性および除染性の試験結果を示す。

(1) 耐汚染性

単なる水洗いによる除染効果から耐汚染性を評価した。 ^{60}Co 汚染の場合、織布および不織布各5種類、合計10種類の布地が除去率90%（DI=1.0）以上を示したのに対し、 ^{137}Cs 汚染の場合、織布では ^{60}Co 汚染とはほぼ類似する傾向を示す結果が得られたが、不織布では、除去率90%以上を示したものが6種類のうち半数の3種類にとどまった。

耐汚染性に良好な結果を示した布地材質は、ポリエステルおよびその混紡品であり、逆によくなかったものは木綿、ナイロン、レーヨンであった。

木綿およびレーヨンは天然の植物を原料としており通常水溶液の吸着性が大であるところから耐汚染性のよくないことが当然予想され、その通りの結果を示した。

ナイロンは一般に疎水性であり、優れた耐汚染性を示すものと期待されたが、結果は ^{60}Co 汚染においてまずまずの成績を示したが ^{137}Cs 汚染で木綿やレーヨンよりさらに悪い結果を示したのは意外であった。

(2) 除染性

界面活性剤を主成分とする各種洗剤による除染性は、 ^{60}Co 汚染の場合、ポリエステルおよびその混紡品、レーヨンが良好な結果を示した。ポリエチレンは中性洗剤を除くいずれの洗剤にも除

去率が最低であった。 ^{137}Cs 汚染の場合、いずれの布地も ^{60}Co 汚染と同じような傾向を示した。特にポリエチレンは著しい除去率の向上がみられたのに対し、ナイロンが逆によくない結果を示し、ナイロンと ^{137}Cs 汚染との間に特殊な関係があるように思われた。

一方、各種洗剤における除染性の優劣を比較すると、自家配合合成洗剤（洗剤記号C）が一番よい結果を示し、次いで中性洗剤（B）、市販合成洗剤（D：有リン）（E：無リン）の順位となった。特に無リン合成洗剤は、 ^{60}Co 汚染に対し除去効果が低いことを示した。

（三嶋 一幸）

Table 2.5.12-1 Test pieces

Samples No.	Commercial Items	Fiber Component	Weave
1	7150	Polyester 65%・Rayon 35%	Woven into cloth
2	EL4300	Polyester・cotton	"
3	EL7200	Polyester 100%	"
4	EL4550	Polyester・cotton	"
5	2033	Cotton 100%	"
6		Polyester 65%・cotton 35%	"
7	N1050	Nylon 100%	unwoven into cloth
8	E6500	Polyester 100%	"
9	2020	Rayon 100%	"
10	BT908	Polyester 100%	"
11	N5051	Nylon 100%	"
12	1443R	Polyethylene 100%	"

Table 2.5.12-2 Composition of detergent

Mark	Detergent	Composition	Conc. (wt%)	pH	Maker
A	Water	Evapulated after ion exchange		6.5	JAERI-OARAI
B	Light duty	Anionic surfactants	0.175	6.9	L Co. Ltd.
C	Blend detergent	DBS 12.5%, Na ₅ P ₃ O ₁₀ 25%, NTA-3Na 30% CMC 1.25%, Citric acid 6.25%, Na ₂ SO ₄ 30%	0.4	9.0	JAERI-OARAI
D	Synthetic detergent	α -Olefin-LAS surfactants 24%, Phosphate (P ₂ O ₅)8%, Sulfate, Silicate, Enzyme, Fluorescent agent	0.134	9.6	L Co. Ltd.
E	"	α -Olefin-LAS surfactants 25%, Sulfate, Silicate, Carbonate, Aluminosilicate, Enzyme, Fluorescent agent	0.134	9.7	L Co. Ltd. nonphosphate

Table 2.5.12-3 Data of decontamination test

Samples No.	Nuclide	Removal	Detergent mark	⁶⁰ Co					¹³⁷ Cs					Fiber Component ¹⁾	
				Decontamination Index(DI) ¹⁾					Decontamination Index(DI) ²⁾						
				A	B	C	D	E	A	B	C	D	E		
1				1.1	1.6	1.8	1.7	1.0	1.3	1.8	2.1	1.8	1.8	1.8	PS65%·R35%
2				1.3	1.3	1.6	0.9	0.5	1.1	1.6	1.7	1.5	1.4	1.4	PS-C
3				2.3	2.2	2.6	1.5	0.4	1.6	2.1	2.1	2.0	1.9	1.9	PS100%
4				1.0	1.3	1.6	0.8	0.4	1.3	1.8	1.9	1.8	1.8	1.8	PS-C
5				0.5	1.2	2.2	1.0	0.3	0.9	1.4	1.6	1.3	1.2	1.2	C 100%
6				1.9	2.1	2.1	1.9	1.3	2.3	2.6	2.7	2.4	2.3	2.3	PS65%·R35%
7				1.1	1.6	1.2	1.1	0.7	0.6	0.7	1.0	0.8	0.7	0.7	N 100%
8				1.1	2.3	2.4	1.6	0.7	1.1	1.9	2.0	1.9	2.1	2.1	PS100%
9				0.7	2.2	2.2	1.1	0.5	1.5	2.0	2.2	2.1	1.9	1.9	R 100%
10				1.1	2.0	2.1	1.6	0.6	0.9	1.6	1.8	1.5	1.6	1.6	PS100%
11				1.5	1.8	1.5	1.3	0.9	0.4	0.6	0.6	0.7	0.7	0.7	N 100%
12				1.2	1.4	0.7	0.4	0.3	1.2	1.3	1.3	1.3	1.3	1.3	PE100%

1) PS: Polyester, R: Rayon, C: Cotton, N: Nylon, PE: Polyethylene

2) DI = $\log \frac{D_0(\text{cpm before decontamination})}{D(\text{cpm after decontamination})}$

2.5.13 合成洗剤による綿布の汚染除去試験

市販の洗濯用合成洗剤による RI 汚染の除去に関し知見を得るのを主目的にして、精製水、市販中性洗剤、市販合成洗剤、市販石けん、自家配合洗剤について除染性の比較試験を行った。

試験は、JIS-Z-4507¹⁹⁷⁵「放射性耐汚染指数および除染指数の求め方」に準拠し実施した。試料は、原研において管理区域用実験衣に使用されている布地（綿 100%，ユニチカ No. 2033）を用い、RI 汚染液は、 $^{60}\text{CoCl}_2$ (pH 2.0, 約 1×10^4 cpm/0.1 ml) および $^{137}\text{CsCl}$ (pH 15, 約 6×10^3 cpm/0.1 ml) の 2 核種を使用した。洗剤は、市販の洗濯用合成洗剤として国内大手メーカーの L 社および K 社製品をそれぞれ 3 種類ずつ、外国メーカーのもの、粉石けん、食器くだもの洗い用中性洗剤、原研大洗研において独自に配合を行い使用中の衣料除染用洗剤および機器除染用洗剤を各 1 種類ずつ、それに精製水を加えて合計 12 種類である。なお、市販合成洗剤 7 種類のうち 2 種類は無リン洗剤である。除去剤溶液は、除染の濃度効果や pH 依存性を調べるため、市販品については品質表示法に基づき表示されている量を標準使用量とし、その $1/10$ 倍および 10 倍の 3 点の濃度に重量比率で調製したものをを用い、大洗研で使用している配合洗剤も同じ考え方で調製した。

Table 2.5.13-1 に使用した洗剤、成分、各洗剤濃度における pH などを示す。

Fig. 2.5.13-1 に ^{60}Co 汚染における各種洗剤の除染結果を示す。

Fig. 2.5.13-2 に ^{137}Cs 汚染における各種洗剤の除染結果を示す。

各種洗剤の除染効果を除去率で比較してみると、 ^{60}Co 汚染の場合、配合洗剤 > 中性洗剤 > 精製水 > 有リン合成洗剤 > 石けん > 無リン合成洗剤の順になり、 ^{137}Cs 汚染では、配合洗剤 > 中性洗剤 > 有リン洗剤 > 無リン合成洗剤 > 石けん > 精製水の順位となっている。

精製水のみによる除染でも除去率 90% (^{60}Co 汚染) と 81% (^{137}Cs 汚染) が得られ、布地の表面状態によってはかなりの除染効果が期待できると思われた。

中性洗剤は、皮ふおよび機器の除染に適することがこれまでの実績および経験から明らかであるが、今回の試験でも布地に対し同等の除染効果を示し、RI 汚染の除去に有効な洗剤であることが確認された。

合成洗剤は、標準使用量（1 倍濃度）において除去率 90% (DI = 1.0) をこえたのが 7 種類のうち ^{60}Co 汚染で 2 種類、 ^{137}Cs 汚染で 1 種類、 ^{60}Co および ^{137}Cs 汚染の両方で 1 種類であり、期待したほど除染効果は高くなく RI 汚染の除去にはあまり有効な洗剤でないことを示した。

有リン合成洗剤は、 ^{60}Co 、 ^{137}Cs のいずれの汚染にも濃度の増加とともに除去率の向上がみられたが、 ^{60}Co 汚染に対し外国メーカーのものだけ逆の結果を示した。これは、成分配合比や pH に基因しているものと考えられる。

無リン合成洗剤は、 ^{60}Co 汚染の場合、濃度の増加に対し除去率の低下を示した。また、単なる水洗いによる除染効果より著しく劣るものであり、pH よりも洗剤に添加されている炭酸塩、けい酸塩などが影響しているものと思われる。 ^{137}Cs 汚染では、有リン合成洗剤と同等の除染効果を示した。

石けんは、金属石けんを形成し除染効果が低いことが従来から知られており、予想した結果が得られた。

配合洗剤は、 ^{60}Co 、 ^{137}Cs 汚染ともに良好な除染効果を示した。 ^{60}Co 汚染の場合、濃度効果は

ほとんどみられず標準使用量をこえる使用は、有益でないと考えられる。¹³⁷Cs汚染では、他の洗剤に比べ顕著な濃度効果を示した。

(三嶋 一幸)

Table 2.5.13-1 Composition and pH of detergent

Mark	Detergent	Composition	Standard Concentration (SC), (wt%)	pH of each concentration			Remarks
				(SC) × $\frac{1}{10}$	(SC) × 1	(SC) × 10	
W	Water	Evaporated after ion exchange		6.5			JAERI-OARAI
L1	Light duty	Anionic active agent	0.175	6.7	6.9	6.8	L Co. Ltd.
L2	Synthetic detergent	α -Olefin·LAS 20%, Phosphate (P ₂ O ₅) 9% Sulfate, Silicate, Fluorescent agent	0.166	7.6	9.3	10.0	"
L3	"	α -Olefin·LAS 24%, Phosphate (P ₂ O ₅) 8% Sulfate, Silicate, Fluorescent agent, Enzyme	0.134	9.1	9.5	10.3	"
L4	"	α -Olefin·LAS 25%, Sulfate, Silicate, Carbonate Aluminosilicate, Fluorescent agent, Enzyme	0.134	8.3	9.6	10.5	" nonphosphate
K1	"	LAS Higher fatty alcohol (anion) 24% Carbonate, Sulfate, Silicate, Enzyme Fluorescent agent	0.134	9.1	9.7	10.6	K Co. Ltd. nonphosphate
K2	"	LAS Higher fatty alcohol (anion) 24% Phosphate (P ₂ O ₅) 10%, Sulfate, Silicate Enzyme, Fluorescent agent	0.134	7.9	9.5	10.3	"
K3	"	LAS Higher fatty alcohol (anion) 22% Phosphate (P ₂ O ₅) 10%, Sulfate, Fluorescent agent	0.134	8.2	9.4	10.0	"
A	"	LAS 22%, Phosphate (P ₂ O ₅) 10%, Carbonate, Sulfate, Fluorescent agent	0.134	8.6	9.9	11.3	USA maker
S	Soap	Fatty acid (anion) 70%, Carbonate	0.134	10.0	10.4	10.6	Japanese maker
O7	Blend detergent	DBS 12.5%, Na ₅ P ₃ O ₁₀ 25%, NTA-3Na 30% CMC 1.25%, Citric acid 6.25%, Na ₂ SO ₄ 30%	0.4	8.7	9.0	8.6	JAERI-OARAI
O2	"	DBS 13.3%, Na ₅ P ₃ O ₁₀ 26.7%, NTA-3Na 53.3% Oxalic acid 6.7%	0.4	9.5	9.5	9.0	"

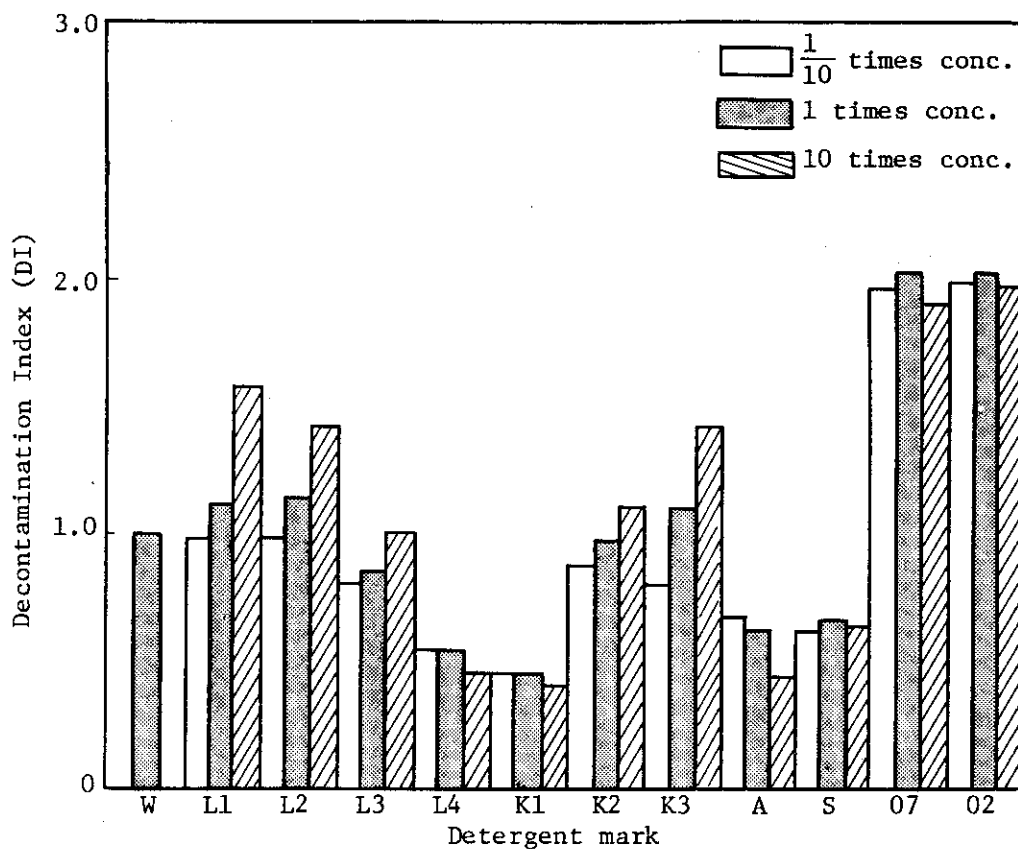


Fig. 2.5.13-1 Decontamination effect of each detergent (Contaminant: ^{60}Co)

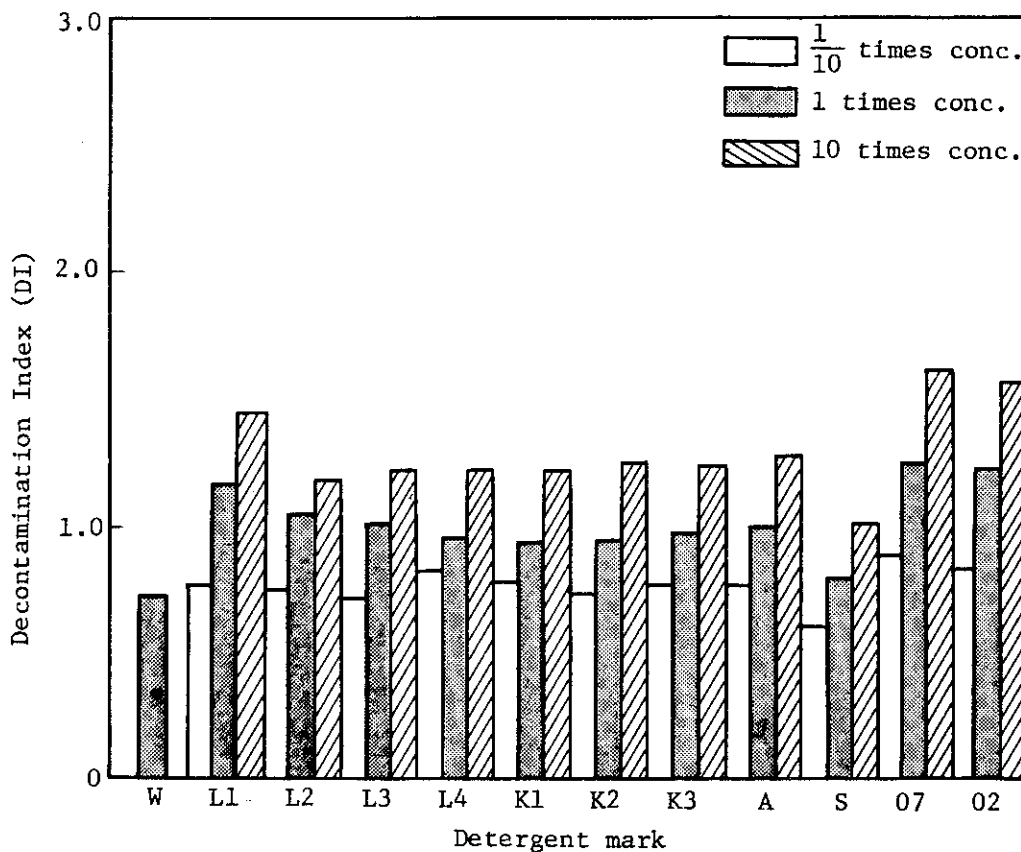


Fig. 2.5.13-2 Decontamination effect of each detergent (Contaminant: ^{137}Cs)

3.1 放射線計測

3.1.1 概 要

放射線計測の分野においては、下記の研究開発が行われた。

γ 線スカイシャイン・ベンチマーク実験においては、カイツーン（ヘリウム気球）と電離箱、NaI シンチレーション検出器およびTLDを用い、線量率の垂直分布と γ 線のエネルギースペクトルを測定した。線量率の測定結果は計算値と良く一致した。エネルギースペクトルの測定結果は100KeV付近で計算値と少し差があるが、全体として両者は一致した。

放射線漏洩径路解析コードの開発においては、2次元輸送計算コードの計算結果を用い、放射線発生源からの漏洩径路と各地点における放射線の強さを図で表示する計算コードを開発した。

家屋等の放射線遮蔽効果の研究においては、希ガスから放出された γ 線に対する家屋材料の質量減弱係数と線量ビルドアップ係数を、これまでに得られているデータをもとに、計算によって求められた。

通気型トリチウムモニタの実ガス校正用線源の分取装置を作成した。本装置は基準電離箱で正確に値づけされたトリチウムガスをプレーカブルシール付アンプルに導入し、溶封するもので、分取後の濃度のバラツキは標準偏差で最大1.4%であった。

制動X線検出型トリチウムモニタの開発においては、サンプリング容器の形状の違いによる感度の変化と測定下限濃度について検討した。その結果、制動X線はサンプリング空気中のほか、鋼製容器の側壁面からも発生し計測されることがわかった。また、測定下限濃度は $10^{-2} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ である。
(沼宮内弼雄)

3.1.2 γ 線スカイシャイン・ベンチマーク実験

1980年度に引き続き、第3回 γ 線スカイシャイン・ベンチマーク実験を行った。線源として用いたJPDRは、放射能の減衰を除けば1980年度の実験と同じ条件である。今回は線量率の垂直分布測定に主眼を置いた。測定器を所定の位置へ揚げるために、後尾に4枚の羽根を持つカイツーン（Heガス70 m^3 充填）を使用した。使用した測定器は電離箱、シンチレーションカウンタおよびTLDである。電離箱とシンチレーションカウンタは小型レコーダとともにカイツーンにセットして記録を取った。カイツーン掲揚点は、炉心から約100m（A地点）と約250m（B地点）の両地点で、高度50, 100, 150, 200, 250, 300, 400, 500mの測定を行った。測定器の位置は2台のトランシットにより高度300mまで確認したが、400, 500mについては係留綱の長さを補正して評価した。カイツーンは、風に影響されやすいため、測定器の位置に対して最大10m程度の幅が生じる。A地点での電離箱の測定結果をFig. 3.1.2-1に示す。計算値はDOT 3.5によるもので、格納容器上部のクレーンの効果を含んでいる。このグラフに見られるように、計算値が測定値に良く一致することが分った。

一方、計算機による解析も進み、エネルギースペクトルと線量率の計算および、NaI（TLD）を用いて測定したエネルギースペクトルのアンフォールディングが完了した。Fig. 3.1.2-2に炉心から100, 200, 300mの位置のエネルギースペクトルを示す。測定したスペクトルは、

8核種の γ 線源で求めた応答関数群を用いてアンフォールディングした。計算によって求めたスペクトルは100KeV前後では多少過大評価となっているが、全体を通じて良く一致している。また、スペクトルから求めた線量率に対しても、計算値が20~30%過大評価となることを確認した。

(山口 恭弘)

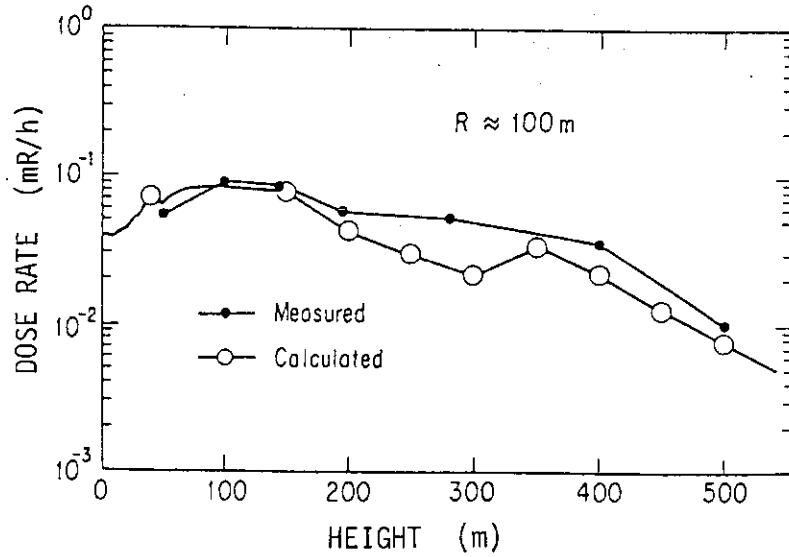


Fig. 3.1.2-1 Comparison of measured and calculated dose rate distributions in vertical direction

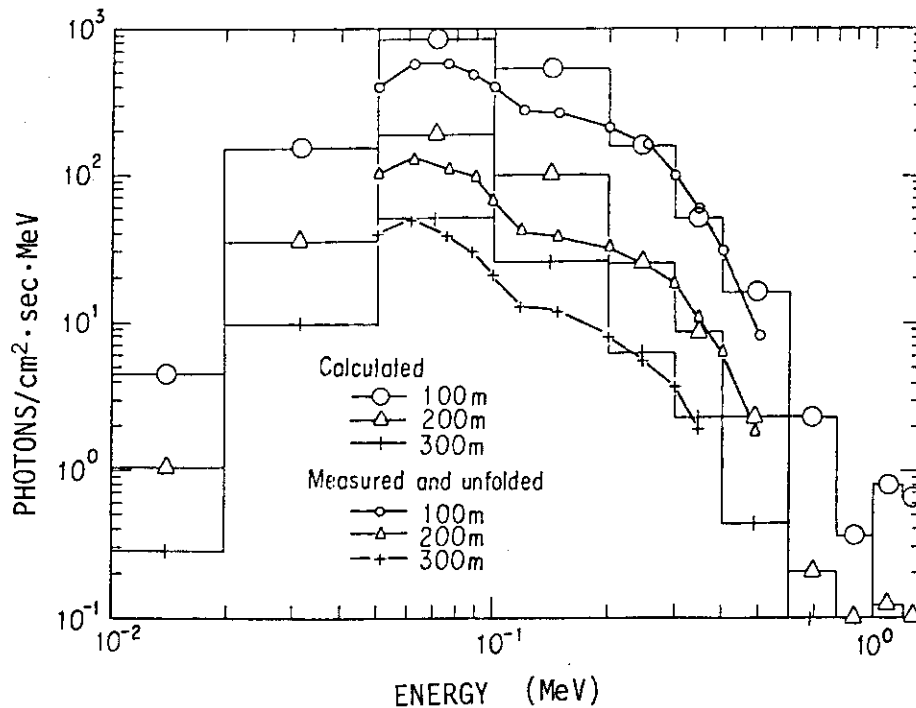


Fig. 3.1.2-2 Comparison of representative calculated and measured unfolded energy spectra

3.1.3 放射線漏洩経路解析コード

放射線が発生してからどのような径路を通して漏洩し被曝地点に達するかを正確に把握することは被曝低減化対策のために極めて重要である。本研究では、2次元輸送計算コードDOTの計算結果を用いて放射線の漏洩経路を表示する計算コードを開発した。Fig. 3.1.3-1およびFig. 3.1.3-2は核融合装置をモデル化し例題計算を行った結果の一部を示したものである。線源は14 MeV中性子でドーナツ状の体積線源である。Fig. 3.1.3-1は建家内の散乱放射線(9.27 MeV)の経路を示したものである。矢印の長さは放射線の強さを表わし、向きは平均的方向を示す。線源の上下にある遮蔽体、床、側壁などによる散乱の様子および放射線が全体として上方へ散乱して行く様子が分る。Fig. 3.1.3-2は建家外へ漏洩した放射線によるスカイシャインの経路を示すものである。矢印の長さは全線量(2次ガンマ線を含む)を表わす。スカイシャインに対して地面は吸収体として、また、空気は散乱体として効き、放射線が上方より降り注ぐ様子が分る。

(龍福 廣)

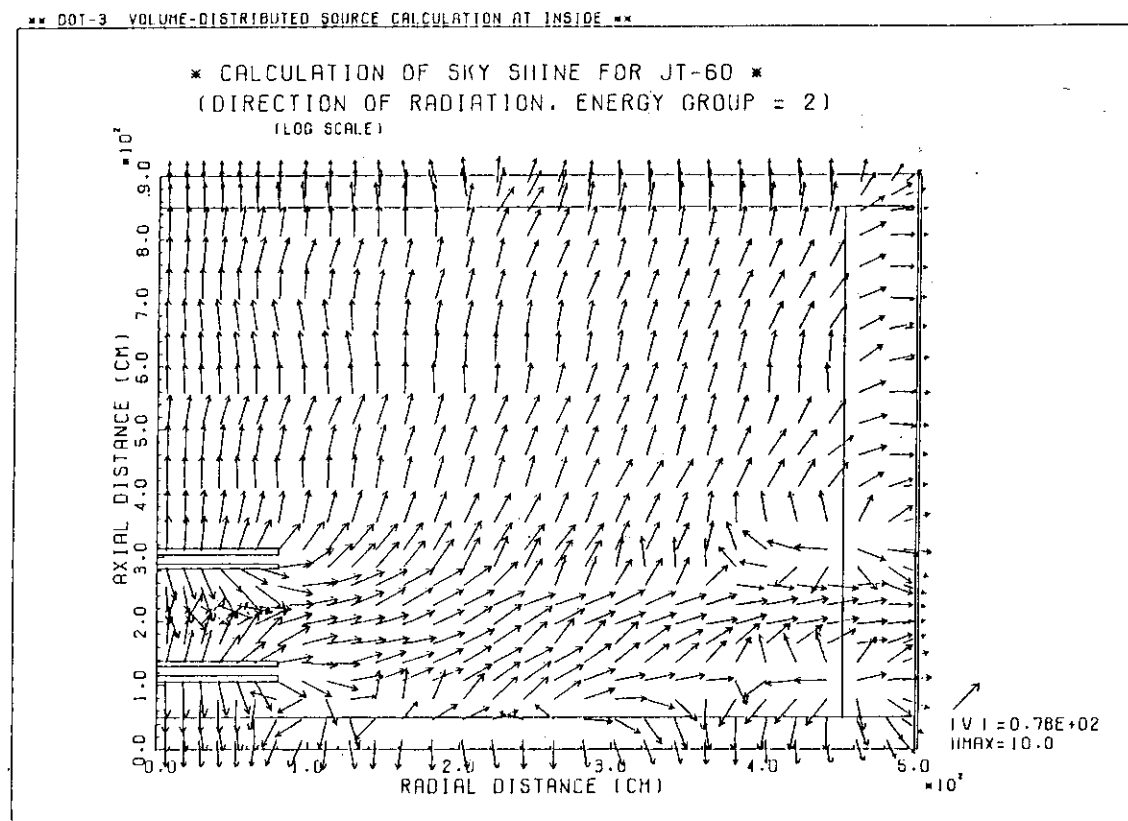


Fig. 3.1.3-1 Typical output of the radiation leakage-path analysis code (scattered neutrons)

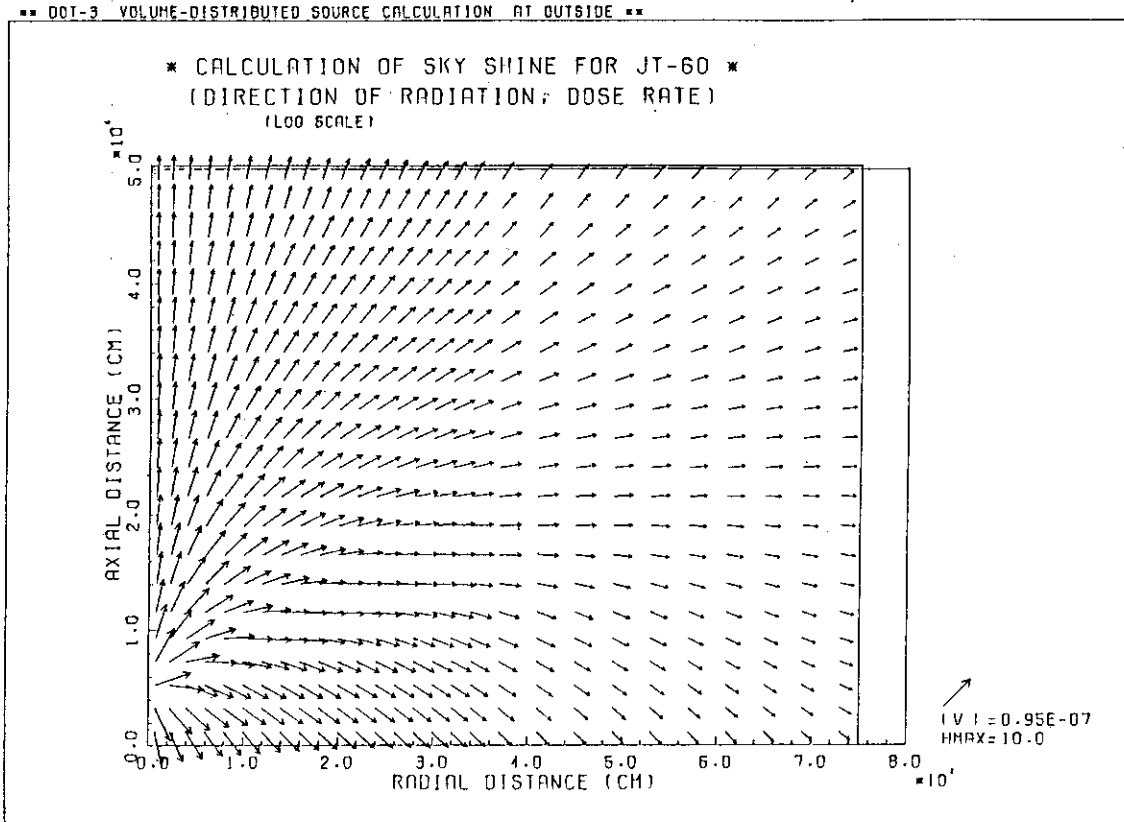


Fig. 3.1.3-2 Typical output of the radiation bakage-path analysis code (total skyshine dose).

3.1.4 家屋等の放射線遮蔽効果 (I)

原子力施設等から大気中に異常放出された放射性物質が施設外へ移行拡散した場合、隣接地域住民の放射線被曝をできるだけ少なくするため、当該地域住民に対し屋内待避、または長期間放出が予想される時は遠隔地への避難等の行動を的確に指示しなければならない。本テーマは、その判断資料を得るために、主として放射性希ガスから放出されるγ線に対する家屋等の放射線遮蔽効果を評価することである。

まず、既存の放射線遮蔽データを用いて建築材料の放射線遮蔽効果を求めた。対象としたγ線エネルギーの範囲は0.04～2.4 MeVである。これは放射性希ガスからのγ線と大気中で多量散乱されたγ線とを考慮したものである。一般建築材料に関する放射線遮蔽データは極めて少ない。そのため、質量減弱係数はHubbell¹⁾のデータから各種建築材料の原子組成を考慮して求め、線量ビルドアップ係数はEisenhauerら^{2), 3)}のデータから建築材料の相当物質を選び内挿によって求めた。なお、ビルドアップ係数Bの内挿は、 $\ln \frac{B-1}{\mu x}$ を遮蔽体の平均自由行程 μx の2次式で表わすと良い近似を示すことが知られたのでこの方法を採用した。

すなわち近似式は、

$$B = 1 + a \cdot \mu x \cdot e^{(b + c \cdot \mu x) \cdot \mu x} \dots \dots \dots (1)$$

ここでa, b, c, は定数である。また、γ線エネルギー-Eに関しては、 $\ln \frac{B-1}{\mu x}$ を $\ln E$ の2次式

で内挿した。

以上の方法により 10 種の γ 線エネルギーについて各種建築材料の遮蔽データを計算し、線量減弱率を求めた。この結果、一般に ^{137}Cs からの γ 線 (662 keV) より高いエネルギーの γ 線では建築材料の μ_x に相当して透過線量は減弱を示す。これに対して、それ以下のエネルギーでは建築材料の原子組成と μ_x とに依存して減弱しないか、あるいは逆にビルドアップを示すことがあることが知られた。たとえば、60 keV のエネルギーの γ 線では、畳 (相当物質として水を適用) 1 枚に対しては建築材料中線量ビルドアップが最も大きく、透過線量は 1.39 倍となった。

これら建築材料および屋根、側壁等の複合体に関する放射線遮蔽効果については、X線と各種 γ 線を用いた実験を行い、より精密な評価を行う予定である。

(大谷 暁)

参考文献

- 1) Hubbell, J.H.: "Photon cross sections, attenuation coefficients, and energy absorption coefficients from 10 keV to 100 GeV", NSRDS-NBS 29 (1969).
- 2) Eisenhauer, C.M. and Simmons, G.L.: "Point isotropic gamma-ray buildup factors in concrete", Nucl. Sci. Eng. 56, 263-270 (1975).
- 3) Chilton, A.B., Eisenhauer, C.M. and Simons, G.L.: "Photon point source buildup factors for air, water, and iron", Nucl. Sci. Eng. 73, 97-107 (1980).

3.1.5 トリチウム標準ガス分取装置の作製

現在、トリチウムは、研究炉・加速器、RI 施設等において重要な被曝管理対象であり、今後も核融合関連研究の発展にともない益々被曝管理上重要な意味を持つものと考えられる。現状において気体状のトリチウムの被曝管理には、通気型の電離箱を主体とする各種ガス・モニタが使用されている。しかし、これらガス・モニタの定期的校正は、トリチウム・ガスを使用して行われていない。放射性ガスを用いる校正には、標準ガス線源が必要であるが、市販されている線源は LMRI 製に限られ価格も高く校正に適した線源を数多く使用するためには、独自に標準ガス線源を供給する必要がある。

作製したトリチウム標準ガス分取装置は、Fig. 3.1.5-1 に示される様に、トリチウム・ガスの値づけをする基準電離箱、キャリヤガスとの混合を行うガラス製ファンおよびテフロン・ニードルバルブから構成される。基準電離箱は有効体積 1210cm^3 のガラス製球形電離箱で、LMRI 製標準ガス線源で校正した。ガラス製球形電離箱は、電気炉内に納められ、また、バルブおよび配管部は、リボンヒータにより、 $200\sim 300\text{C}$ に加熱し真空引きすることができる。この加熱真空引きにより、残留トリチウムをバックグラウンド・レベル ($< 10^{-14}\text{A}$) にまで除染することが可能である。基準電離箱で校正したトリチウム・ガスは、プレーカブル・シール付ガラス・アンプル群に導入した後、溶封して保存アンプルを作製した。アンプルに分取されたトリチウム量を

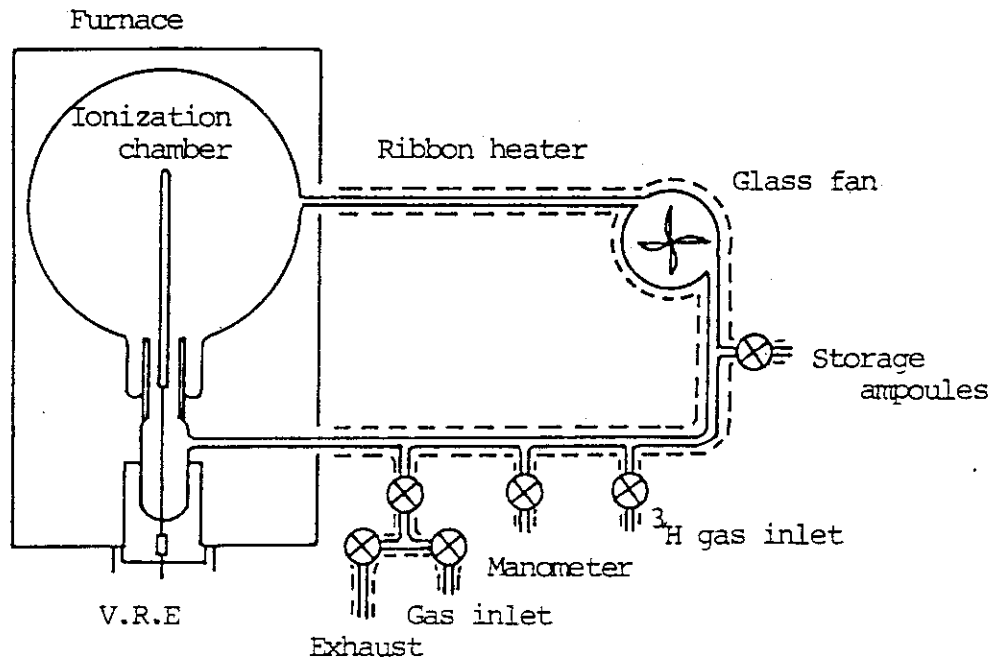


Fig. 3.1.5-1 Diagram of distribution apparatus

Table 3.1.5-1 Results of ³H distribution to each ampoule

Ampoule No.	Measured / Evaluated radioactivity		
	A	B	C
1	0.995	0.995	0.987
2	1.005	1.002	1.000
3	1.018	1.014	0.993
4	1.036	1.031	1.011
5	1.022	1.027	0.984
Mean	1.015 ± 0.014	1.014 ± 0.014	0.995 ± 0.010

(About 40 μCi / ampoule)

分取装置に再導入して分取精度を確認した結果をTable 3.1.5-1に示す。分取時に測定した放射能と再測定した放射能の比は、A, B, Cの各分取において、標準偏差で最大1.4%のばらつきを生じた。このばらつきは、封じ切り方法の検討により今後向上可能と考えられる。

(吉田 真)

3.1.6 制動X線検出型トリチウムモニタの開発(Ⅱ)

— 感度および測定下限濃度 —

空気中の許容濃度 $2 \times 10^{-6} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ を測定対象とする低濃度用トリチウムモニタの測定上限濃度は $10^{-2} \sim 10^{-1} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ であるので、この濃度が制動X線検出型トリチウムモニタの測定下限となることを目標としている。

制動X線の検出器は $50 \text{ mm } \phi \times 1 \text{ mm}$ の NaI (Tl) であり、入射窓は $48 \text{ mm } \phi$ 厚さ 5 mil の Be である。測定対象室内の空気をサンプリング容器に連続通気しながら制動X線を検出器汚染防止用薄膜ごしに検出し、トリチウム濃度の連続モニタリングを実施する。トリチウム濃度が一定であってもサンプリング容器の形状によってモニタの感度が異なるものと想定される。このため、 $208 \text{ mm } \phi \times 70, 170, 290 \text{ mm H}, 133 \text{ mm } \phi \times 72, 172, 292 \text{ mm H}, 55 \text{ mm } \phi \times 74, 174, 294 \text{ mm H}$ の9個のステンレス鋼製円筒容器(内部は銅メッキ)を直列に接続した実験系を作製した。検出器汚染防止膜はマイラ膜であり、直径 55 mm 厚さ $1.6 \text{ mg}/\text{cm}^2$ である。系内のトリチウム濃度は、直列に接続した 1.5 l 円筒形電離箱を用いて測定した¹⁾。実験には3系統のX線検出器、測定装置を使用した。測定器の感度(濃度当りの計数率)とサンプリング容器の形状の関係をFig. 3.1.6-1に示す。他の2系統の測定器の場合もFig. 3.1.6-1と同様なグラフとなり、その感度は図の測定器(No. 1)の場合それぞれ約0.7(No. 3), 1.05(No. 2)倍であった。円筒容器の高さが高くなると容器内のトリチウム総量が大きくなるにもかかわらず、直径 55 mm の場合には感度がほぼ一定、直径 133 mm の場合は高さ 172 mm 容器の感度が高くなるのは、サンプリング空気中のみならず原子番号の高い容器壁面でも制動X線が発生し計数されるためである。正味の計数率がバックグラウンド計数率の標準偏差の3倍となったとき、バックグラウンドの計数率から区別できる測定可能な下限計数率とし、この値を測定器の感度で割算することにより、測定下限濃度を求めた。測定下限濃度と計数パルスのウインド幅の関係をFig. 3.1.6-2に示す。容器の形状は $208 \text{ mm } \phi \times 290 \text{ mm}$ である。なお、指示計の時定数(濃度に依存して秒数が異なる)は、原研モニタ規格No. 339型レートメータと同じ時定数(計数率に依存)であると仮定した。制動X線検出型トリチウムモニタ開発の目標とした測定下限濃度 $10^{-2} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ は十分測定可能であることがFig. 3.1.6-2からわかる。原研モニタ規格No. 339型レートメータの表示を計数率から濃度に変更して指示計として用いると制動X線検出型トリチウムモニタの測定上限濃度を $10^3 \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ とすることが可能である。

(備後 一義)

1) 吉田真, 千田徹, 備後一義 他: トリチウム・ガスに対する円筒形電離箱の校正 JAERI-M 9089 (1980)

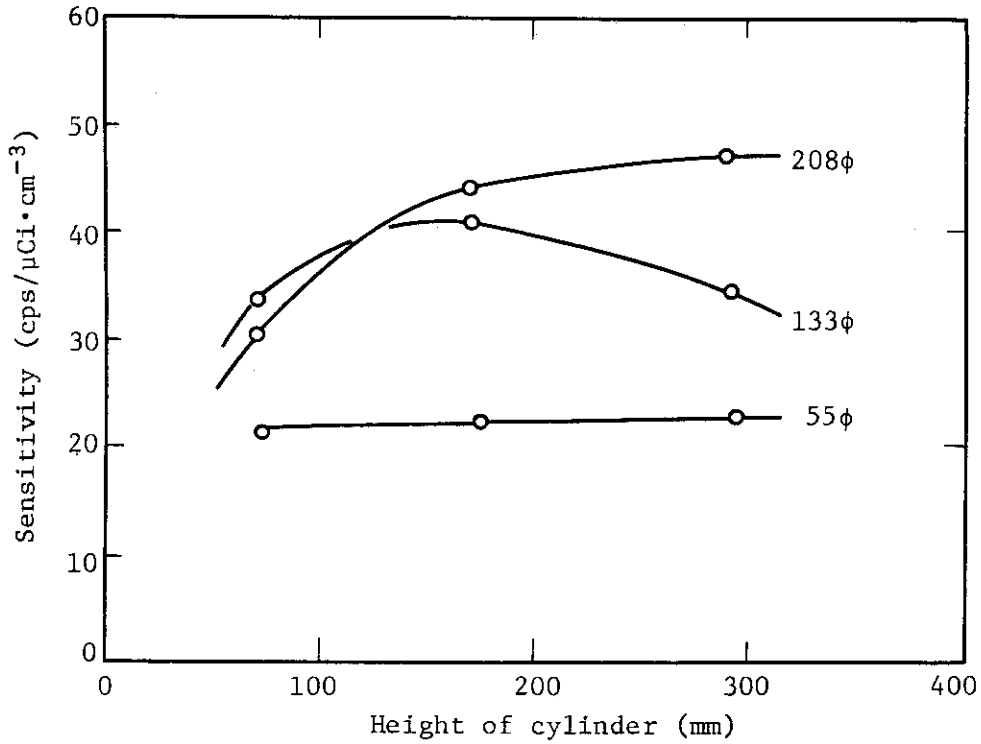


Fig. 3.1.6-1 Sensitivity of tritium monitor
(Window width of X-ray counting is from 4 to 17 keV.)

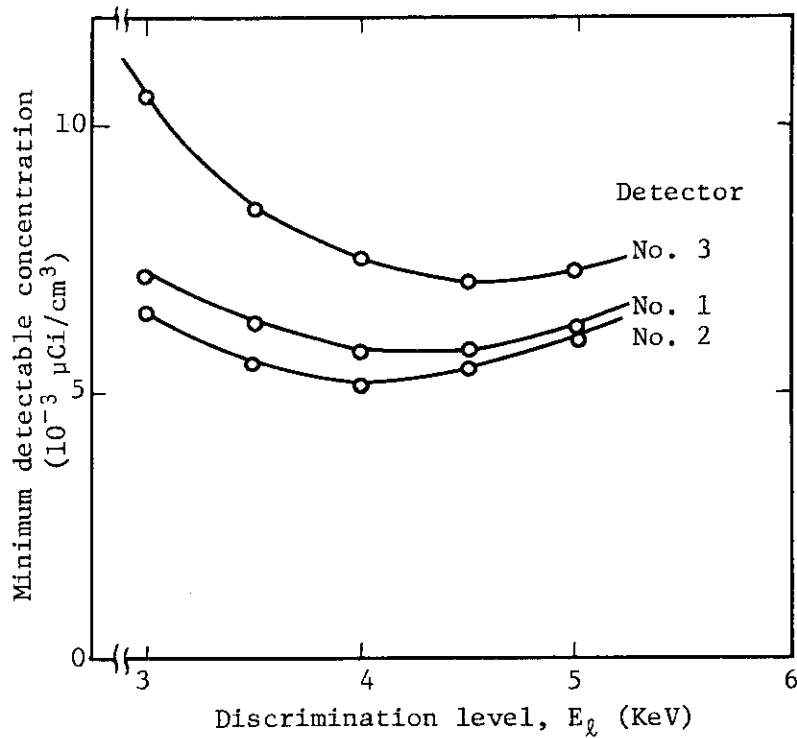


Fig.3.1.6-2 Minimum detectable concentration of monitor
(Window width of X-ray counting is from E_d to 17 KeV.)

3.2 身体放射能

3.2.1 概要

「内部被曝に関する研究」について、1981年度に行った研究の概要は次の通りである。

a) 内部被曝線量評価

ラットの静脈内に注射した Cm の血漿中における残留および肝臓、骨格への取り込みについての実験データから、 Cm では、ICRP Publ. 30の体内被曝線量評価法における通過コンパートメントに相当する部位が細胞外液であることを明らかにした。この部位を同定することは、短寿命核種による各器官の線量評価値の精度を向上させるうえで有用である。

b) 事故時生物学的線量測定

放射線と染色体異常発生率との関係をしらべる研究に、血液検査後に残った血液を利用するためのリンパ球培養法に関する実験を行った。その結果、亜鉛、鉄、カルシウムの3種のイオンを適当な濃度になるように添加した場合に良い結果の得られることを再確認した。

c) Pu肺負荷量測定

ファントム用素材についての実験と検討を、1979年度に引き続き行っているが、多種の素材について行っているため、まだ最終的な結論は得られていない。

また、1979年度に行った超音波法による人体胸部軟組織厚の測定結果について、新たな検討を加え、組織厚決定に1つの結論を得た。その内容については、いずれ報告する予定である。

(城谷 孝)

3.2.2 ラットにおける Cm の通過コンパートメント部位の同定

本研究は、これまであまり問題とされてこなかった短寿命放射性核種による体内被曝の際の線量評価について検討を行ったものである。

ICRP Publ. 30における体内被曝線量評価法では、組織系内に吸収された放射性核種が最初に分布する領域すなわち通過コンパートメントは、全身に均等に分布しているものと仮定され、このコンパートメント内の放射性核種の変換数は、器官の重量に比例させて各線源器官に分配されている。しかし、通過コンパートメントに相当する実際の部位として考えられる血液、細胞外液などは体内に必ずしも均等に分布していないので、このような仮定で線量評価を行うと、器官によっては、過大評価あるいは過小評価されることがある。通過コンパートメント部位は、元素の生物学的性質により異なることが予想されるが、これを元素ごとに求め、通過コンパートメント内の変換数の各器官への分配は、その器官におけるこれら成分の含有比によって行うことが望ましい。本研究では、放射性元素の1つの例としてキュリウム(Cm)をとり上げ、以上の観点から、その通過コンパートメント部位を同定した。

1群4-5匹から成る11群のラット(雌)に、 ^{242}Cm (クエン酸塩、 $pH \approx 7$)を、約0.3(あるいは2) $\mu Ci/0.25 ml$ 静脈内注射し、注射225分後から16日後まで、ラットを経時的に殺し、血漿、肝臓および骨格中の ^{242}Cm 含有量を液体シンチレーション計測により測定した。ある分布域が通過コンパートメントであるとすれば、そこから単位時間あたりに喪失する ^{242}Cm

量に1以下の一定割合(移行割合)を乗じたものが各器官への取り込み速度となる。実験で得られたデータ間の関係を解析し、この条件を満足するような ^{242}Cm の分布域を求めた。まず、観察開始後の血漿からの ^{242}Cm 喪失速度と同時点における肝臓への ^{242}Cm 取り込み速度とを比較した結果、後者が前者を上まわることから、血漿を ^{242}Cm の通過コンパートメント部位と考えることはできないことがわかった。次に、血漿中の ^{242}Cm 濃度が血漿(体重の3%)のみでなく、細胞外液全体(体重の22%)の濃度をあらわしているものと考え、細胞外液中 ^{242}Cm 量の喪失速度から計算した器官中 ^{242}Cm 量が、実測値と一致するかどうかをしらべた。細胞外液からの肝臓および骨格への移行割合を、静脈内注射後のこれらの器官への沈着割合(肝臓で0.6, 骨格で0.25)と同じであるとして上記計算を行った結果、得られた計算値と実測値がほぼ一致することがわかった。このことは、細胞外液が Cm の通過コンパートメント部位であることを示すものである。 Cm の通過コンパートメント部位を細胞外液とした場合と全身均等分布とした場合について、骨表面などに対する線量を、 Cm 同位体の半減期の関数として求め、短寿命同位体では、両評価値の差が無視できないことを確認した。

本研究では、放射性元素の1つの例として Cm を取り上げ、以上の同定を行ったが、短寿命放射性核種が実際上特に問題となる元素(例えば、核医学において使用されている放射性元素)についてこの同定を行えば、実際上の意義はより大きいものと考えられる。

(高田 和夫)

3.2.3 EDTA 処理リンパ球の培養(V)

照射線量と染色体異常発生率の関係を調べる研究に、血液検査後の残血液を利用するために1980年に引き続いて、次の実験を行った。

血液抗凝固剤として2.7 mM EDTA - 2 Kを用いた血液1 mLに、

- (1) 種々の濃度の Zn^{++} 水溶液を一定量添加(最終濃度 $250\ \mu\text{M} \sim 27\ \text{mM}$),
- (2) Zn^{++} の濃度を一定(最終濃度 $800\ \mu\text{M}$)にし、 Fe^{++} の最終濃度が、それぞれ、 $340\ \mu\text{M}$, $510\ \mu\text{M}$, $680\ \mu\text{M}$ になるように Zn^{++} と Fe^{++} の混合水溶液を一定量添加,
- (3) (a) Zn^{++} の最終濃度が $800\ \mu\text{M}$, Fe^{++} の最終濃度が $680\ \mu\text{M}$ になるように混合水溶液を一定量添加,
- (b) Zn^{++} の最終濃度が $800\ \mu\text{M}$, Fe^{++} の最終濃度が $680\ \mu\text{M}$, Ca^{++} の最終濃度が $8.1\ \text{mM}$ になるように混合水溶液を一定量添加,

して1晩室温で放置後、上澄液中のリンパ球を50時間および74時間培養し、Table 3.2.2-1, 2, 3に示す結果を得た。数値はスライドの一定面積($6.24\ \text{cm}^2$)あたりの有糸分裂前期と中期の細胞数で、各数値は異なる血液試料から得られるものである。

(1)の実験結果から、一定の濃度範囲の Zn^{++} を加えればかなりの数の分裂前期と中期のリンパ球が得られることが分った。しかも、 $540\ \mu\text{M}$ から $2.7\ \text{mM}$ の濃度範囲で得られた結果に濃度にもとづく差はほとんど見られなかった。

(2)の実験結果と(1)の実験結果を比較することにより、 Zn^{++} の外に Fe^{++} を加えると一層良い結果が得られることが分った。

また、(3)の実験結果から、 Zn^{++} と Fe^{++} 以外に Ca^{++} を加えた方が良い結果が得られることが分った。

以上の実験結果から、EDTAで処理されたリンパ球を培養する際、Ca, Zn, Feの3種のイオンを加えると最良の結果が得られることが再確認できた。

(井上 義教)

参考文献

- 1) R.H. Alford; J. Immun., 104, 698-703 (1970).
- 2) J.K. Chesters; Biochem. J., 126, 4 (1971).
- 3) J.K. Chesters; Biochem. J., 130, 133-139 (1972).

Table 3.2.3-1 Effects of different concentrations of Zn^{++} on the mitosis of EDTA-treated human peripheral lymphocytes.

50 h incubation								
Test No.	250 μ M	360 μ M	540 μ M	800 μ M	1.1mM	1.35mM	2mM	2.7mM
1	6	216	1143	541	427	768	1054	1544
2	3	400	3691	2496	118	98	981	1071
3	4	920	1363	2084	599	2260	2071	330
4	21	16	459	1533	41	101	721	889
Av.	9	388	1664	1664	287	807	1207	1917

74 h incubation								
Test No.	250 μ M	360 μ M	540 μ M	800 μ M	1.1mM	1.35mM	2mM	2.7mM
1	202	720	995	1926	186	1337	539	1289
2	487	11436	1779	1320	922	1422	2529	194
3	87	4	2464	3331	74	1002	201	3059
4	107	1212	1187	2021	339	1518	820	1870
Av.	221	3343	1607	2150	381	1320	1023	1603

The figures represent the number of mitotic cells in a given area (6.24 cm²) on the slide after 50 h or 74 h incubations.

Each figure is obtained using the blood of a different individual.

Table 3.2.3-2 Effects of different concentrations of Fe^{++} with $800 \mu\text{M Zn}^{++}$ on the mitosis of EDTA-treated human peripheral lymphocytes.

Test No.	50 h incubation			74 h incubation		
	FeCl_2			FeCl_2		
	340 μM	510 μM	680 μM	340 μM	510 μM	680 μM
1	686	1558	746	2148	1974	6276
2	1341	766	2458	1756	6482	828
3	3689	1102	2372	5350	1852	4134
4	815	208	3168	5942	5578	2481
Av.	1633	909	2186	3799	3972	3430

See Table 3.2.2-1 for explanation of the figures.

Table 3.2.3-3 Effects of 8.1 mM Ca^{++} with $800 \mu\text{M Zn}^{++}$ and $680 \mu\text{M Fe}^{++}$ on the mitosis of EDTA-treated human peripheral lymphocytes.

Test No.	50 h incubation		74 h incubation	
	$800 \mu\text{M ZnCl}_2$ $680 \mu\text{M FeCl}_2$	8.1 mM CaCl_2 $800 \mu\text{M ZnCl}_2$ $680 \mu\text{M FeCl}_2$	$800 \mu\text{M ZnCl}_2$ $680 \mu\text{M FeCl}_2$	8.1 mM CaCl_2 $800 \mu\text{M ZnCl}_2$ $680 \mu\text{M FeCl}_2$
	1	52	800	488
2	688	1796	2418	3760
3	32	2184	168	7752
4	324	68	498	654
5	52	612	54	3648
6	288	744	3432	5052
Av.	293	1034	1176	4847

See Table 3.2.2-1 for explanation of the figures.

3.3 空 気 汚 染

3.3.1 概 要

放射性ヨウ化メチルの光分解反応に関しては、1980年度までに得られた実験データをもとにして、自然太陽光の照射によるヨウ化メチルの光分解反応割合を東海村を例に計算し、日変化、年変化などをもとめた。その結果、晴天日の1日間照射におけるヨウ化メチルの分解割合は、6、7月の太陽光によって最も多く約24%、12月頃が最小で約7%であることがわかった。

放射性ヨウ素の環境における性状変化については、1980年度に、放射性元素状ヨウ素ガス (I_2) の初期濃度と、線香エアロゾルへの吸着割合の関係を明らかにしてきた。1981年度には、吸着割合に対する反応時間、エアロゾル個数濃度、 I_2 ガス濃度の影響をさらに広い条件範囲で調べた。これらの結果の解析から、エアロゾル表面からの I_2 の蒸発項を取り入れた吸着評価式を得た。評価式による計算結果は、付着確率を 10^{-2} としたとき、実験値と比較的よく一致し、また、吸着割合に対するエアロゾル個数濃度や I_2 ガス初期濃度の影響をよく説明しうることがわかった。

原子炉事故時のヨウ素分離捕集については、1980年度に各種吸着剤（銀シリカゲル、銀アルミナ、銀ゼオライト、TEDA活性炭）の放射性ヨウ化メチルとキセノンに対する捕集特性を調べ、銀アルミナと銀シリカゲルAがヨウ素分離捕集材として優れた性質を有していることを明らかにした。1981年度には、これらの吸着剤の捕集特性を、吸着剤の表面物性の面から検討するために、比表面積、細孔容積、平均細孔径および細孔分布を測定した。これらの結果、分離捕集性能の優れている銀アルミナと銀シリカゲルAの比表面積は他の捕集材に比して $1/5$ 以上小さく約 $100 \text{ m}^2/\text{g}$ 、平均細孔径は 60 \AA 程度で他のものより大きい特徴を有していることがわかった。また、これらの物性値は吸着剤性能の相対湿度依存性やキセノンガス吸着特性と深く関係していることがわかった。

そのほか、浄気式マスクの防護効率と着用感を大きく改善できることが期待される動力浄気式加圧送風マスクの実用化をめざして、モデル送風マスクによる送風特性試験および送風による漏洩低減効果を調べた。

(国分 守信)

3.3.2 太陽光によるヨウ化メチル光分解反応に関する計算

1980年度までに、気体状の放射性ヨウ化メチル ($\text{CH}_3^{131}\text{I}$) のキセノン白色光による光分解反応およびその波長依存性などを明らかにした。1981年度はこれらのデータに Leighton の方法¹⁾を適用して、太陽光によるヨウ化メチル光分解反応の割合を東海村を例に計算し、検討を行った²⁾。

まず、東海村における晴天日の下層大気中の波長 λ (\AA) の太陽光強度 J_λ (光子数 $\cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \cdot 100 \text{ \AA}^{-1}$) を次式より求めた。ここで、 J_λ は1年のうちの各月1日の日出から日入までの時刻ごとに計算した。

$$J_\lambda = I_{0\lambda} \cdot \text{Ta}_\lambda \{ \text{Ts}_\lambda + g \cdot i (1 - \text{Ts}_\lambda) \cos z \} \dots \dots \dots (1)$$

ここで、 $I_{0\lambda}$: 大気圏外の太陽光強度 (光子数 $\cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \cdot 100 \text{ \AA}^{-1}$)

- $T_{a\lambda}$: オゾンの吸収にもとづく光の透過率
 $T_{s\lambda}$: 大気中での分子散乱などにもとづく光の透過率
 g : 散乱光の方向分布と多重散乱量から定められる係数 (≈ 0.5)
 i : 散乱光の大気層を通過する平均距離に関する係数 (≈ 2)
 z : 太陽の天頂角

(1)式の $T_{a\lambda}$, $T_{s\lambda}$ および z は次のように求めた。

$$\log_{10} T_{a\lambda} = -\alpha_{0\lambda} \cdot (O_3) \cdot m \quad (2)$$

ここで, $\alpha_{0\lambda}$: オゾンの吸収係数 (mm^{-1})

(O_3) : オゾンの等価厚 (mm)

m : 垂直上方の大気層の厚さに対する比

$$\log_{10} T_{s\lambda} = \left\{ -4.535 \times 10^{-20} (\eta_{0\lambda} - 1)^2 \cdot \lambda^{-4} + 3.75 \times 10^5 \lambda^{-2} \cdot W + 3.5 \lambda^{-0.75} \cdot D \right\} \cdot m \quad (3)$$

ここで, $\eta_{0\lambda}$: 波長 λ の光の空気に対する屈折率

W : 水蒸気の等価厚 (cm)

D : 大気中の粒子状物質の量に関する係数

$$\cos z = \cos(\text{緯度}) \times \cos(\text{赤緯}) \times \cos(\text{時角}) + \sin(\text{緯度}) \times \sin(\text{赤緯}) \quad (4)$$

ここで, 緯度には東海研究所の緯度北緯 $36^\circ 27' 32''$ を用いた。

時刻 t における光量子吸収速度 k_{at} (s^{-1})は, (1)式の J_λ に実験から得られたヨウ化メチルの波長別吸収係数 α_λ (cm^2)³⁾を乗じ, 波長 λ で積算することにより求めた。

$$k_{at} = \sum_{\lambda} \alpha_{\lambda} \cdot J_{\lambda} \quad (5)$$

この k_{at} から1時間あたりの太陽光によるヨウ化メチルの分解反応割合 F_t (%)および1日あたりの分解反応割合 G (%)を次式より求めた。

$$F_t = 100 \exp(-3600 \cdot k_{at} \cdot \phi) \quad (6)$$

$$G = 100 \exp\left(-3600 \cdot \sum_{t=5}^{18} k_{at} \cdot \phi\right) \quad (7)$$

ここで, ϕ : ヨウ化メチル光分解の量子収率 (= 1)

計算結果の1例として, ヨウ化メチルが晴天日の太陽光に1日中照射された後のヨウ化メチルの分解反応割合 G の年変化をFig. 3.3.2-1に示す。 G は1年のうちでは6月から7月頃が最大(1日あたり約24%)となり, 12月頃が最小(1日あたり約7%)となることがわかる。また, 計算から, 1時間あたりの分解反応割合 F_t は1日のうちでは正午頃が最大となり, 例えば7月1日の正午においては約4%となることなども明らかとなった。

(野口 宏)

参考文献

- 1) Leighton, P.A.: "Photochemistry of air pollution" Academic Press, New York and London, p. 6~ (1961)
- 2) 野口 宏, 松井 浩: 日本原子力学会分科会(第II分冊), 13, (1981)
- 3) 野口宏: 保健物理—管理と研究—No. 21, JAERI-M8526, 178, (1979)

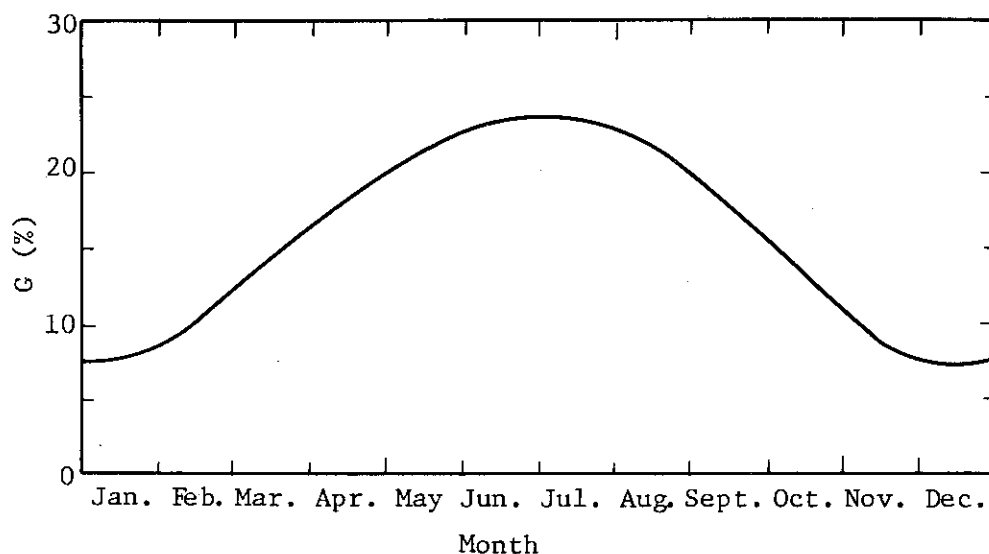


Fig. 3.3.2-1 Annual variation in G (photodissociation per day of methyl iodine exposed to sunlight of Tokai-mura)

3.3.3. 元素状ヨウ素ガスと線香煙霧体との吸着反応実験および解析

植物燃焼エアロゾルの1つである線香煙霧体(エアロゾル)への放射性元素状ヨウ素ガス(I_2)の吸着については、1980年度に主として、 I_2 ガス初期濃度とエアロゾルへの吸着割合の関係を明らかにした¹⁾。1981年度にはさらに吸着割合に対する反応時間、エアロゾル個数濃度、 I_2 ガス濃度の影響を広い条件範囲で調べるとともに、これらの因子を含んだ吸着割合の評価式を検討した。

実験では、 I_2 ガスを含む空気とエアロゾルを反応容器(円筒型、8ℓ)の上部から連続流入させ、混合し、下部より連続流出させる方法により反応させた。混合ガス中のヨウ素形態はメイバックサンプラによって分析し、ガス状 I_2 、粒子吸着 I_2 の弁別を行った。実験条件は、反応時間を17から300秒、 I_2 ガス初期濃度を 10^{-13} から 10^{-8} g/cm³、エアロゾル個数濃度を 10^3 から 10^6 個/cm³の範囲で変化させた。エアロゾルの粒度分布は対数正規型で、幾何平均径が0.14 μm、同標準偏差1.75のものを用いた。

これらの実験の結果から、吸着は短時間に平衡に近づくが、 I_2 ガス初期濃度により到達時間に大きな差があり、平衡の95%に達する時間は 10^{-8} g/cm³のとき数10秒、 10^{-13} g/cm³のとき数分を要することがわかった(個数濃度が 1.7×10^5 個/cm³の場合)。また、エアロゾルの単位面積に吸着する I_2 の量は、 I_2 ガス初期濃度とともに増加し、単分子膜吸着量をこえる吸着がみられた。そのときのガス濃度C(g/cm³)と吸着量U(g/cm²)の間には、 $\ln U = -12.1 - 0.176C^{-0.136}$ の関係が得られた。

Fig. 3.3.3-1は、エアロゾル個数濃度変化(10^3 から 10^6 個/cm³)に対する粒子に吸着した I_2 の割合および粒子の単位面積に吸着した I_2 の量の関係を示したものである。実験条件範囲では、吸着される I_2 の割合はエアロゾル個数濃度にほぼ比例して増加するが、粒子単位面積当たりの吸着 I_2 量は大きく変化しないことがわかった。

従来、 I_2 ガスのエアロゾルへの吸着はエアロゾルが完全沈着面として評価されている。本解析では表面からの蒸発項をとり入れた吸着量評価式を設定し、計算を行った。図中の実線は計算結果を示したもので、付着確率 (sticking probability) を 10^{-2} としたときに、評価式による計算結果は実験値と比較的よく一致し、吸着割合に対するエアロゾル個数濃度や I_2 ガス濃度の影響をよく説明しうることがわかった。

(村田 幹生)

参考文献

- 1) 村田幹生：保健物理—管理と研究—No. 23, JAERI-M 9654, 179, (1981)

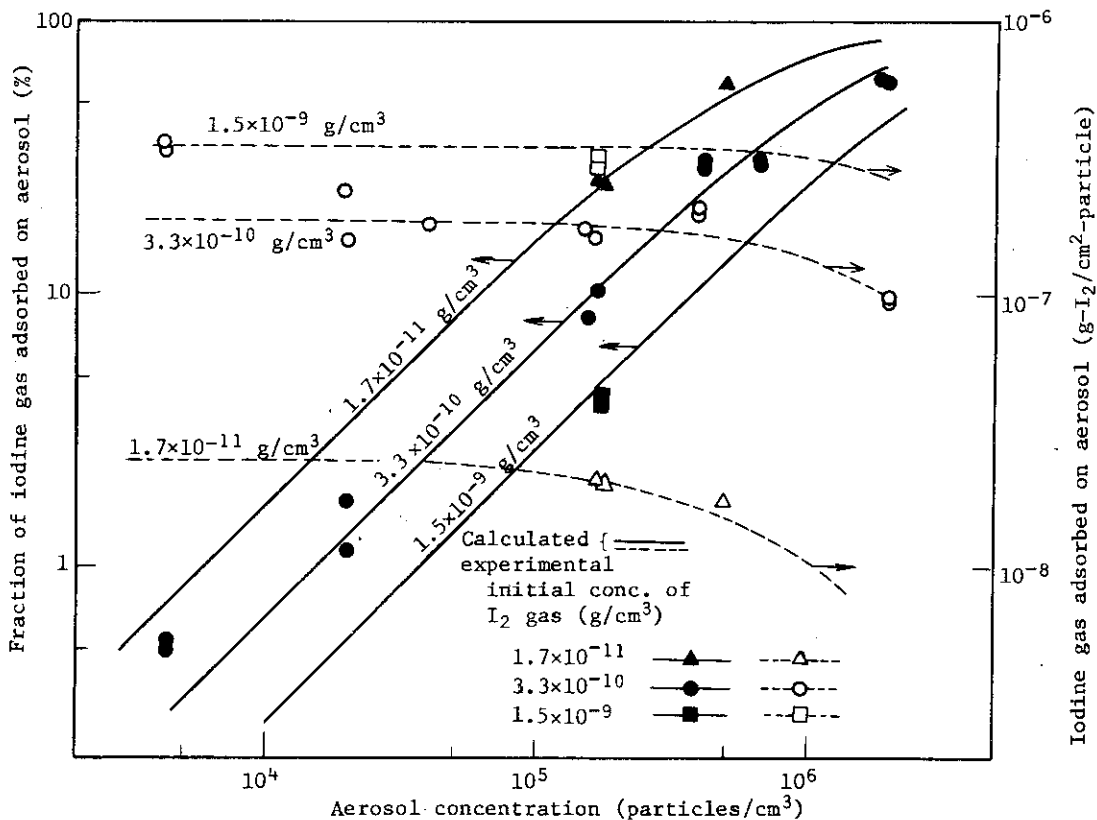


Fig. 3.3.3-1 Iodine adsorbed on incense stick aerosol vs. aerosol concentration

3.3.4 希ガス・ヨウ素分離捕集用吸着剤の物性

原子炉事故時のヨウ素モニタリング用捕集材として適切な吸着剤を見出すため、1980年度はTEDA活性炭, Ag シリカゲルAとD, AgゼオライトAとB, およびAgアルミナの各種吸着剤についてヨウ化メチルとキセノンに対する捕集特性を調べた。その結果AgシリカゲルAとAgアルミナが優れた性質を有していることが明らかとなった^{1), 2)}。これらの捕集特性は吸着剤の表面の物性と密接な関係があると考えられる。したがって、吸着剤の表面に関する物性は捕集特性を

考察するうえで重要な手がかりを与えるものと考えられる。そのため各種吸着剤の比表面積、細孔容積、平均細孔径、および細孔分布を測定した。

Table 3.3.4-1 に比表面積、細孔容積、平均細孔径を示す。比表面積は BET 法 (Brunauer-Emmett-Teller の方法) により、また、細孔容積は気体吸着法により求めた。平均細孔径 r は比表面積 S と細孔容積 V から $r = 2V/S$ の計算より求めた。比表面積は TEDA 活性炭が $1400 \text{ m}^2/\text{g}$ 、Ag シリカゲル D、Ag ゼオライト A と B が約 $500 \text{ m}^2/\text{g}$ 、Ag シリカゲル A と Ag アルミナが約 $100 \text{ m}^2/\text{g}$ であり、細孔容積は TEDA 活性炭が約 $0.6 \text{ cm}^3/\text{g}$ 、その他は $0.3 \sim 0.4 \text{ cm}^3/\text{g}$ であった。平均細孔径は Ag シリカゲル A と Ag アルミナが $60 \sim 70 \text{ \AA}$ と大きく、Ag シリカゲル D、Ag ゼオライト A と B が約 14 \AA 、TEDA 活性炭は小さく 9 \AA であった。

Fig. 3.3.4-1 は細孔分布を示した。細孔半径 100 \AA 以上は水銀圧入法で、 100 \AA 以下は窒素吸着法により測定し Dollimore-Heal の方法で計算した。TEDA 活性炭は $10 \sim 10^4 \text{ \AA}$ の範囲にわたり広く分布しているが、一方、Ag シリカゲル A と Ag アルミナは $10^2 \sim 10^3 \text{ \AA}$ 付近に細孔のピークを持ち、他の吸着剤に比べ 10 \AA 以下の細孔が少ないという性質を示した。

分離捕集性能は主として希ガスの捕集効率に依存しており、希ガスの捕集効率が小さいほど分離捕集性能は良かった¹⁾。分離捕集性能の優れている銀シリカゲル A と銀アルミナは平均細孔径が大きく、また、 10 \AA 以下の細孔が少ないという傾向がわかるが、これは細孔径が大きい場合、細孔内の希ガスの拡散が大きく、そのため希ガスの脱着が速く希ガス捕集効率が小さくなったことを反映したものであろう。また、各吸着剤とも相対湿度が高い場合は分離捕集性能が良くなっていた¹⁾。これは相対湿度が高いと細孔径の小さい細孔は水の凝縮により占有されてしまい、希ガスの吸着は小さい細孔では起らず、そのうえ希ガスの脱着・拡散は速くなり希ガス捕集効率が小さくなったことを反映したものであろう。このように分離捕集性能は細孔分布に大きく依存していることが明らかとなった。

(加藤 正平)

参考文献

- 1) 加藤正平：保健物理 — 管理と研究 — No. 23 JAERI-M 9654, 181 (1980)
- 2) 加藤正平 他：原子炉事故時の放射性希ガス雰囲気中からの有機ヨウ素の分離捕集，保健物理，17 (1982) 印刷中

Table 3.3.4-1 Surface area, pore volume and mean pore radius of adsorbents

Adsorbent	Surface area (m ² /g)	Pore volume (cm ³ /g)	Mean pore radius (Å)
TEDA Charcoal	1400	0.61	8.8
Ag-Silicagel A	100	0.32	64
Ag-Silicagel D	470	0.33	14
Ag-Zeolite A	490	0.37	14
Ag-Zeolite B	510	0.34	13
Ag-Alumina	90	0.33	67

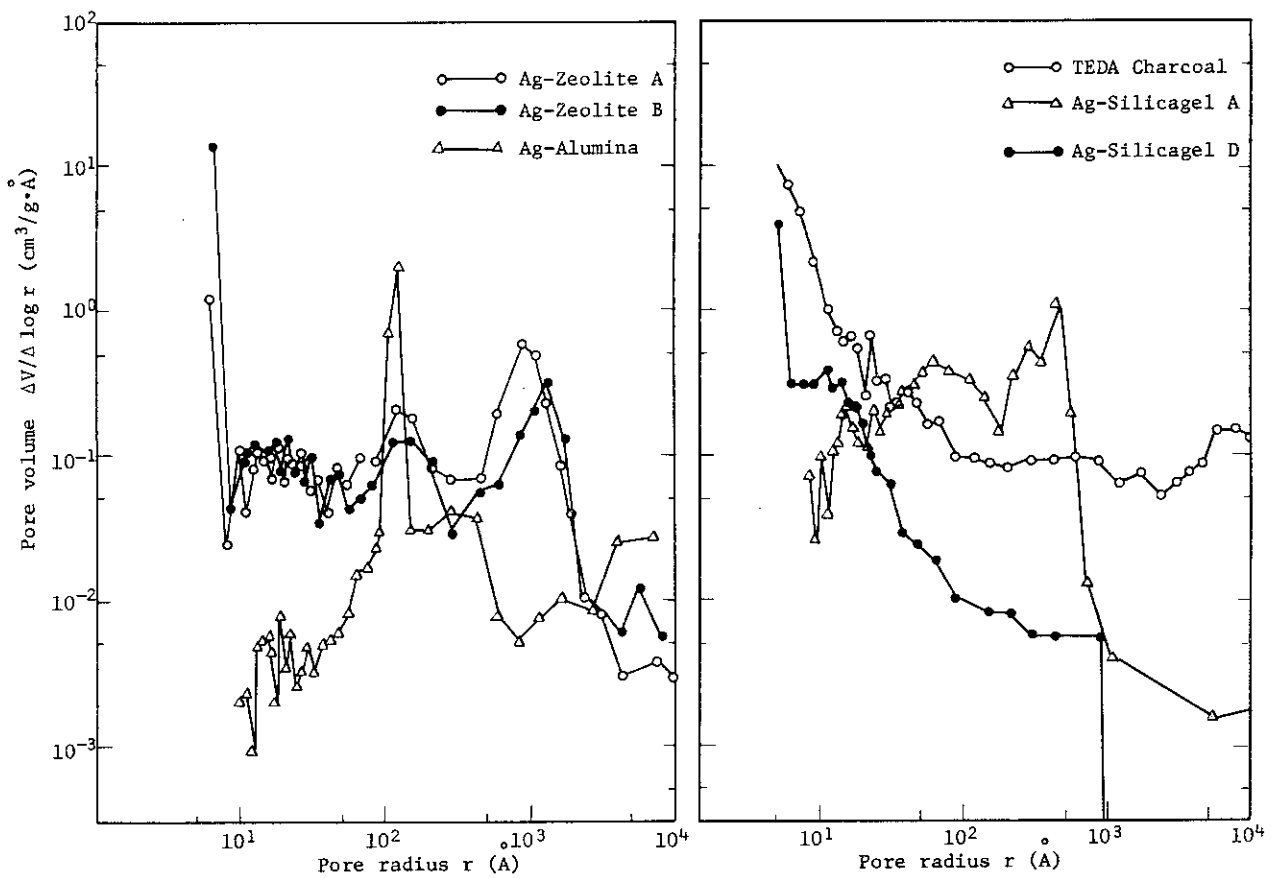


Fig. 3.3.4-1 Pore radius distribution of adsorbents

1. 外部投稿

氏名	標題	誌名
熊沢 蕃 伊藤 精 西 健雄 沼宮内 弼雄	原研における年間全身被曝線量の分布則性の検定	保健物理 16, 141~144 (1981)
新野 二男	シリカゲルに吸着されたトリチウムの簡易測定法	保健物理 16, 165~167 (1981)
高田 和夫	「作業者による放射性核種の摂取の限度 (J. Ven- nart)」を聞いて	保健物理 16, 176~177 (1981)
赤石 準	西独, 英, 米各国における内部被曝管理の現状と放 射線防護法令改正の動向	保健物理 16, 178~184 (1981)
村上 博幸 箕輪 雄資 新野 二男 松井 智明 大畑 勉	制動X線法によるトリチウム汚染試料の測定	保健物理 16, 255~258 (1981)
南 賢太郎	検出限界計数率に関する二つの公式について	保健物理 17, 79~80 (1982)
植木 紘太郎 (船舶技研) 龍福 廣	モンテカルロ法による遮蔽問題の解析	原子力学会誌 23, 632~637 (1981)
S. Kumazawa T. Numakunai	A new theoretical analysis of occupation- al dose distributions indicating the effect of dose limits	Health physics 41, 465-475 (1981)
K. Takada H. Fukuda T. Hattori J. Akaishi	A Test to Enhance the Excretion of Tritium in Man by Excessive water Intake	Health Physics, 41, 825 (1981)
K. Bingo S. Taxo* T. Numakunai Y. Yoshida and H. Yamaguchi* *(東大)	Calculation of β -Ray Absorbed Dose Rate for ^{131}I Applied to the Inflorescence of Tradescantia	Radiat. Res. 85, 592~596 (1987)
H. Ryufuku	Ionization, excitation, and charge transfer for impacts of H^+ , Li^{3+} , B^{5+} , C^{6+} , and So^{14+} ions on atomic hydrogen	Phys Rev. A 25, 720~736 (1982)

氏 名	標 題	誌 名
ニッ川 章 二* 宇佐美 淳 小 松 茂 服 部 洋司良 *(日本アイソト ープ協会)	有機液体廃棄物の処理試験	RADIO ISOTOPES 30, No. 5 (1981)
熊 沢 蕃	混成対数正規分布の発生機構としての工学的適用性	電子通信学会論文誌 J65-A, 201-202 (1982)
吉 田 芳 和 南 賢太郎	緊急時放射線モニタリング技術	原子力工業 27, (7) 22~26 (1981)
岸 田 昌 美	放射線管理用機器をめぐる最近の動向	原子力工業 27 (10) 25~27 (1981)
吉 田 芳 和	特集, TMI 事故の全データ 周辺住民はどれだけの放射能を浴びたか	エネルギーレビュー 5, 6~7 (1981)
西 健 雄	NTAフィルムによる中性子線量測定(上)	フィルムバッジニュース 100, 5~10 (1981)
岸 田 昌 美 穴 沢 豊 池 沢 芳 夫	原子炉デコミッションハンドブック 「廃炉計画の検討事項及び要点」 「作業域の線量率」 「放射線安全」	原子炉デコミッショ ニングハンドブック (1981)
矢 部 明	トリチウムの被曝評価に関する諸問題	重水素およびトリチウ ムの分離 241~255 (1982)

2. JAERI - レポート・Mレポート

氏 名	標 題	誌 名
阿 部 昌 義 関 口 善 利 [*] * (日立造船) 大 内 優 進 士 義 正 三 戸 規 生	放射性廃棄物焼却装置の性能試験	JAERI -M 9457 (1981)
片 桐 浩 小 林 秀 雄 小 畑 一 一 国 分 守 信 伊 藤 直 次	Monitoring of Low Level Environmental Gamma Exposure by the Centralized Radiation Monitoring System	JAERI - M 9578 (1981)
西 沢 市 王 坂 本 勉 勝 山 和 夫 進 士 義 正 三 戸 規 生 松 元 章	蒸気圧縮型蒸発処理装置の建設と運転結果	JAERI - M 9910 (1982)
小 林 秀 雄 藪 田 肇 片 桐 浩 小 畑 一 一 国 分 守 信	排気筒から放出される放射性雲の等濃度分布および 放射性雲からの等 γ 線照射線量率分布図	JAERI - M 82-021 (1982)
佐 藤 元 昭 安 西 新 治 [*] * (富士電機) 田 村 貢 大 ^{**} ** (三機工業) 田 所 則 男 岩 本 貞 雄 三 戸 規 生	$\beta \cdot \gamma$ 圧縮装置 II の運転経験	JAERI - M 82-024 (1982)
H. Ryufuku	Partial cross sections for charge transfer in collisions of multicharged ions on atomic hydrogen	JAERI - M 82-031 (1982)
熊 沢 蕃 島 崎 潤 也 沼宮内 弼 雄	混成対数正規分布に関連した数値計算法	JAERI - M 82-035 (1982)

3. 口頭発表および講演

氏 名	標 題	学会名等
小林 秀雄 片桐 浩 小畑 一 国分 守信 松井 浩	放射線観測車による緊急時走行サーベイシステム (1) データ収集自動記録装置と測定例	保健物理学会 1981年4月(福井)
渡部 孝三 山口 武憲 山根 健路 梶本 与一 早坂 寿夫 佐藤 一弘	JRR-2 スタックから排出される揮発性放射性物質 に対する放射能濃度測定上の諸因子	同 上
梶本 与一 渡辺 孝三 松井 智明 早坂 寿夫 山根 健路 佐藤 一弘	JRR-2 一次系バルブおよび伸縮管継手交換時の放 射線管理	同 上
村上 博幸 箕輪 雄資 新野 二男 松井 智明 大畑 勉	制動X線法による ³ H汚染資料の測定経験	同 上
松下 紘三 千田 徹 大内 富男 坂本文男 穴沢 豊 大島 俊則* 池田 照夫* 鈴木 和夫* 湯田 忍* *(アロカ株)	カード式ダスタモニタによるモニタリングシステム の開発 その1 — システムの概要 —	同 上

氏 名	標 題	学会名等
千 田 徹 松 下 絃 三 三 原 明 川 崎 克 也 湯 田 忍* 川 口 浩 志* 柳 井 俊 男* 大 島 俊 則*	カード式ダストモニタによるモニタリングシステムの開発 その2 — 機器の構成と機能 —	同 上
村 上 博 幸 箕 輪 雄 資 新 野 二 男 松 井 智 明 大 畑 勉	制動X線による ³ H汚染資料の測定経験	同 上
水 下 誠 一 大 井 義 弘 須 賀 新 一 赤 石 準	原研における内部被曝モニタリングの現状と構想 その1 体外計測について	同 上
赤 石 準	内部被曝の諸問題について (パネル討論会)	同 上
龍 福 廣	重イオン電離断面積のエネルギー依存性	物 理 学 会 1981年4月(広島)
龍 福 廣 渡 辺 力* 石 原 武** *(東京大学) **(筑波大学)	電荷移動過程におけるDistortion効果	物 理 学 会 1981年10月(新潟)
原 田 康 典 東 條 隆 夫* *(ラジオアイソトープ 原子炉研修所)	鉛の自然放射能の測定	第18回理工学における同位元素研究発表会 1981年6月(東京)
野 口 宏 松 井 浩	放射性ヨウ素の環境条件下における光による性状変化(7)ヨウ化メチルの光分解反応の解析	原 子 力 学 会 1981年10月(福岡)
服 部 洋 司 良 藤 崎 説 男 水 本 実 宇 佐 美 淳 江 村 悟	海洋処分用セメントパッケージの作製試験	同 上

氏 名	標 題	学会名等
加 藤 清 森 下 悟 江 村 悟 手 嶋 孝 弥* 刈 田 陽 一* *(日本碍子(株))	可燃性廃棄物の焼却における放射性核種の挙動(I) 小規模実験装置における放射性核種の揮発率測定	同 上
大 谷 暁	速中性子に対するエキソ電子線量計のエネルギー・レスポンス	応用物理学会 1981年10月(福井)
阿 部 昌 義	α 廃棄物処理施設の運転経験	京大炉, 放射性廃棄物 専門研究会 1981年11月(熊取)
藤 崎 説 男	放射性廃液中のSr-90 およびグロス α 放射能の分析について	同 上
江 村 悟	原研東海研究所における放射性廃棄物の処理状況	京大炉, 放射性廃棄物 管理専門研究会 1982年2月(熊取)
赤 石 準	Tritium Exposure and Health Physics at Japan Atomic Energy Research Institute, 18 Years of Tritium Exposure Experiences	日米核融合会議 1981年10月 放医研(千葉)
吉 田 芳 和	Present Status of Radiation Control	RCA/UNDP, 東京ワ ークショップ 1981年11月(東京)
矢 部 明	作業環境における被曝線量評価(トリチウム)	第9回放医研環境セミ ナー 1981年12月(千葉)
伊 藤 直 次	環境被曝評価とモニタリング	第20回原子力総合シ ンポジウム 1982年2月(東京)
江 村 悟	原研における放射性廃棄物処理の現状	トリチウム理工学, 生 物影響総括班主催シ ンポジウム 1982年3月(三島)

4. 特 許

氏 名	標 題	年月日, 番号
熊 沢 蕃	光学的空間視野荷重フィルタによる粒子状パターンの計数装置	1981年3月24日登録 No. 1038388 (国内)
大 谷 暁 立 田 初 己 山 下 忠 興* 安 野 喜 剛* *(松下電器(株))	線量測定用エキソ電子放出部材の製造方法	1981年4月30日登録 No. 1044524 (国内)
松 元 章 西 沢 市 王 福 田 勝 男 中 嶋 公 公* 安 部 省 司* 上 野 茂 樹* *(日揮(株))	原子力施設からの廃液に含まれる各種爽雑物質の分離固定法	1981年10月23日登録 No. 1067382 (国内)
備 後 一 義 河 合 勝 雄	直読式 β 線吸収線量測定装置	1981年10月23日登録 No. 1068578 (国内)
南 賢太郎	バックグラウンド補償型プルトニウムエアモニター	1981年10月13日登録 No. 4295045 (国外)

5. 受託調査・研究

相手方	標 題	実 施 課 室
動力炉・核燃料開発事業団	大洗地区放射性廃棄物処理施設に関する業務(Ⅶ) (高レベル α 固体貯蔵施設の増設)	放射性廃棄物処理課, 放射線管理課, 建設部
三機工業(株)	β ・ γ 固体廃棄物の熱分解・溶融固化試験に関する調査	放射性廃棄物処理課
日本碍子株式会社	放射性廃棄物の焼却時における放射性核種の挙動に関する調査	放射性汚染処理第1課
動力炉・核燃料開発事業団	中速領域中性子被曝評価法の調査(Ⅱ)	線量計測課
"	臨界警報装置の動特性調査(Ⅱ)	"
科 技 庁	昭和56年度廃炉技術開発	放射線管理第3課

6. 講師招へい

講演者	機関名	題 目	講演年月日	招へい課室
高橋 幹二	京都大学原子エネルギー研究所	エアロゾル計測におけるレーザ光散乱スペクトロスコープの応用	1981年3月25日	放射線管理第1課
田岡 宏	国立ガンセンター研究所	人体の放射線に対する修復作用について	1981年6月25日	体内放射能課

7. 所外研修コースへの協力

コース名	題 目	講師人数
放射線医学総合研究所		
放射線防護課程(3回)	個人被曝管理	1
第4回環境放射線モニタリング技術課程	異常時のサーベイ法 内部被曝線量評価	1 1
放射線安全技術センター		
第2種放射線取扱主任者(一般)講習会	放射線の量の測定に関する放射線の人体に与える影響	1 1
運輸省		
放射性物質安全輸送講習会	原子力の基礎知識放射線と人体への影響	3
通商産業省		
電気工作物検査官研修	放射線の基礎及び計測器の原理	1
56年度原子力発電運転管理専門官研修	"	1
日本原子力産業会議		
第2回原子動力講習会	放射性廃棄物の処理・処分	1
第2回原子力発電所作業管理者のための放射線管理講習会	放射線計測器の種類と特徴 放射線及び放射能の測定方法	1 1
原子動力研究会	線量制限体系適用に関する国際	1
日本原子力文化振興財団		
原子力発電所立地説明会	安全な処理・処分のために (放射性廃棄物の処理・処分に関する)	2
放射線計測協会		
技術者養成のための実習指導	放射線測定機器を使用しての各種検体の核種同定及びバックグラウンドの測定等の実験指導	1
東京工業大学		
原子核工業科修士課程特別講義	保健物理	1

8. 所内研修コースへの協力

コース名	講義・実習	単位数または時間	講師人数(延)
RI・原子炉研修所 〔原子炉研修部門〕		(1単位は80分)	
一般課程(第38回)	講義	10単位	7
保健物理専門課程(第13回)	講義	51単位	27
	実験	544時間	20
	実習	4.5コース	16
原子炉工学専門課程(第6回)	講義	6単位	6
原子力防災対策講座(第3回)	講義	13単位	6
	実験	249時間	21
原子力防災講座(基礎技術) (第7～14回)	講義	60単位	8
放射性廃棄物処理講座 (第3回)	講義	7単位	6
	実験	64時間	8
原子力入門講座(第8回)	講義	12単位	9
	実験	80時間	2
原子力教養講座(第12回)	講義	5単位	4
	実験	20時間	2
〔RI・研修部門〕			
基礎課程(第174回～第179回)	講義	12単位	2
専門課程(第130回)	講義	8 "	7
放射管理コース	実験	15 "	4
専門課程(第132回)			
RI生物化学への利用コース	講義	1 "	1
専門課程(第133回)			
液体シンチレーション測定コース	講義	1 "	1
作業環境測定コース(第7回)	講義	1時間	1
	実習	2時間40分	2
その他のコース 〔放射線作業従事者訓練〕			
東海研究所協力業者安全協議会	講義・実習	18時間	28人
" 放射線安全訓練	講義・実習	42時間	32

編集後記

1980年度まで毎年印刷配布していた執筆要綱の保存版を作成し配布した。この試みは、本報の執筆上の統一化をはかる目的である。この執筆要綱は、もちろん、定期的に見直しを行う必要があるため、執筆者の生の御意見を編集委員会に御送り頂きたい。 (吉田 記)

編集委員会

委員長	吉田芳和	(東海研究所保健物理部次長)
委員長代理	城谷孝	(" 体内放射能課)
幹事	吉田真	(" 線量計測課)
委員	野口宏	(" 放射線管理第1課)
	松井智明	(" " 第2課)
	富居博行	(" " 第3課)
	宇佐美淳	(" 放射性汚染処理第1課)
	木原伸二	(" " 第2課)
	綿貫孝司	(高崎研究所管理部安全管理課)
	水書利雄	(大洗研究所管理部放射線管理課)
	福田勝男	(" 放射性廃棄物処理課)
事務局	新妻久郎	(東海研究所保健物理部保健物理業務課長)
	森賢造	(" 保健物理業務課)
	木村俊雄	(" ")
	青木チエ	(" ")