

JAERI-M

9066

保健物理—管理と研究—No.22

(1979年度)

1980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

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

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

保健物理 - 管理と研究 - No. 22
(1979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

(1980年8月11日受理)

本報は、1979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された。

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、東海研究所では廃棄物保管棟が完成し、放射線標準施設棟および中高レベル廃棄物処理施設の建設が計画どおり進められた。大洗研究所においては廃棄物処理施設第Ⅱ期計画が完了した。

Health Physics in JAERI, No. 22
(April 1, 1979 ~ March 31, 1980)

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

(Received August 11, 1980)

In the annual report No. 22 (fiscal 1979) are described the activities of health physics including radioactive waste management in Tokai Research Establishment, Takasaki Radiation Chemistry Research Establishment and Oarai Research Establishment.

Radiation control and waste management:

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

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

In Tokai and Oarai Research Establishments radioactive waste management including decontamination works was also carried out and radioactive solid wastes were stored in the same way as in previous years.

Construction of the Packaged Waste Storage Facility was completed, and of the Facility of Radiation Standards and the Medium-Level Waste Treatment Facility progressed on schedule in Tokai Research Establishment. In Oarai Research Establishment, construction was completed on the latter project of radioactive waste treatment facilities, starting in 1974.

Technical development and research:

Technical developments were made as in previous years for improving

techniques and methods in monitoring of individuals, facilities and environment and also in waste management and decontamination.

Followings were made in the research on radiation dosimetry, body radioactivity and airborne radioactivity.

On radiation dosimetry, studies were made on average resolving time of a gas-flow G.M. counter with pulse interval distribution at high intensities for TSEE measurement, on automatic reading of recoil proton tracks in NTA film and on method of continuous monitoring of tritium gas by detecting Bremsstrahlung. Calculation was made on charge transfer cross sections in collisions of low energy heavy ions with atomic hydrogen by means of a UDWA method.

On body radioactivity, literature survey was made on metabolism and biological effect of tritium, and on treatment experiences for the subjects contaminated by plutonium and americium by DTPA, especially for side-effect. Studies were made on materials suitable to a phantom for a lung monitor of plutonium and on a method of culture of EDTA-treated lymphocytes.

On airborne radioactivity, experimental studies were made on performance of Maypack sampler for quantitative differentiation of airborne radioiodine species and of the experimental apparatus for radioiodine species and of the experimental apparatus for radioiodine-aerosol interaction study, in the series of experiments to reveal behavior of radioactive iodine released into the natural environment.

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、日本原子力研究所の保健物理の部門における1979年度の業務の総括報告書で、管理、技術開発、研究に分けて概要を記述してある。

本書は、次頁に示される組織の業務について編集されている。

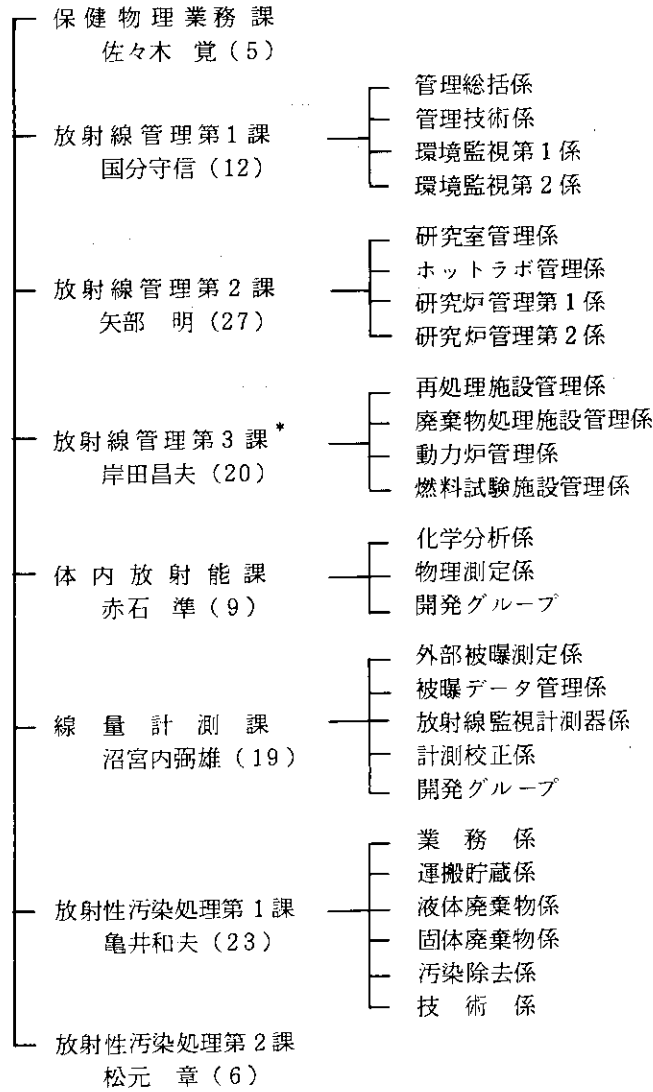
放射線管理、廃棄物処理業務全般については、前年度と特に変りはなく、老朽化施設、設備の更新のほか測定、データ処理の自動化を含めた業務の効率化について検討整備が行われるとともに、環境への放出と被曝の低減に伴う管理とこれらに関連する技術開発、研究に重点がおかれた。当年度において、基準値を越えるような被曝、汚染などはなかった。

(伊藤直次)

東海研究所保健物理部

伊藤直次
(次) 吉田芳和

1980年3月31日現在
()内職員数



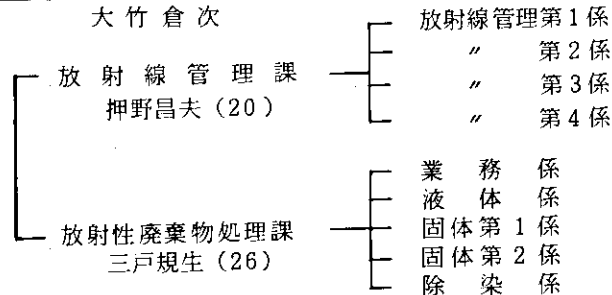
高崎研究所管理部

折田良生

安全管理課
大内三平 (4)

大洗研究所管理部

大竹倉次



* 1979年7月1日の組織変更において、放射線管理第2課が同2課と同3課に分離

March 31, 1980

() : Number of personnel

Division of Health Physics, Tokai Research
Establishment (123)

- Health Physics Administration Section (5)
- Radiation Control Section I (12)
- Radiation Control Section II (27)
- Radiation Control Section III (20)
- Bioassay Section (9)
- Radiation Dosimetry Section (19)
- Waste Disposal and Decontamination
Section I (23)
- Waste Disposal and Decontamination
Section II (6)

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 (26)

目 次

1	管 理	1
1 A	東海研究所	1
1 A.1	総 括	1
1 A.1.1	概 要	1
1 A.1.2	管理区域	2
1 A.1.3	排気および排水の管理データ	8
1 A.1.4	放射性廃棄物の保管廃棄量	12
1 A.1.5	環境における放射性希ガスおよび液体廃棄物による被曝線量	12
1 A.1.6	放射性汚染および被曝	13
1 A.1.7	放射性同位元素保有状況	13
1 A.2	個人被曝線量の管理	16
1 A.2.1	概 要	16
1 A.2.2	外部被曝線量の管理	16
1 A.2.3	内部被曝線量の管理	19
1 A.2.4	個人被曝線量の登録	21
1 A.3	施設の放射線管理	22
1 A.3.1	概 要	22
1 A.3.2	V D G 建家におけるトリチウム・ターゲット設備廃棄作業時の放射線管理	23
1 A.3.3	ホットラボの放射性廃液ピット更新作業時の放射線管理	26
1 A.3.4	JRR-2 スタックから放出される ^{131}I および ^{203}Hg などの放出源調査	28
1 A.3.5	JRR-3 制御棒駆動部汚染の調査	30
1 A.3.6	JPDR のインコアモニタ冷却水配管切断作業時の放射線管理	31
1 A.3.7	第2廃棄物処理棟の放射線管理用空気サンプリングシステム	32
1 A.3.8	使用済燃料キャスク除染にともなう放射線管理	32
1 A.4	環境放射能の管理	36
1 A.4.1	概 要	36
1 A.4.2	環境放射線のモニタリング	36
1 A.4.3	環境試料のモニタリング	40
1 A.5	放射線計測器類の管理	45
1 A.5.1	概 要	45
1 A.5.2	サーベイメータ校正および試料計測	45

A. 5.3	放射線監視計測器の管理	46
A. 5.4	放射線標準施設棟の建設	47
A. 5.5	ガンマスペクトロメータの解析プログラム	47
1 A. 6	放射性廃棄物の管理および汚染除去	50
A. 6.1	概要	50
A. 6.2	放射性廃棄物の管理	50
A. 6.3	汚染除去	55
A. 6.4	第1廃棄物処理棟(乾式焼却処理施設)の建設	58
A. 6.5	廃棄物保管棟(No.1)の建設	58
A. 6.6	中高レベル施設の建設	58
A. 6.7	大型廃棄物処理施設に関する調査	59
1 B	高崎研究所	62
1 B. 1	放射線管理	62
B. 1.1	概要	62
B. 1.2	個人被曝線量の管理	64
B. 1.3	施設の放射線管理	64
B. 1.4	放射線計測器の管理	65
1 C	大洗研究所	66
1 C. 1	総括	66
C. 1.1	概要	66
C. 1.2	排気および排水の管理	66
C. 1.3	放射性廃棄物の保管廃棄量	70
C. 1.4	環境における放射性希ガスおよび液体廃棄物による被曝線量	70
1 C. 2	個人被曝線量の管理	72
C. 2.1	概要	72
C. 2.2	外部被曝線量の管理	72
C. 2.3	内部被曝線量の管理	74
1 C. 3	施設の放射線管理	75
C. 3.1	概要	75
C. 3.2	照射済 OGL-1 試料容器内の FP ガスモニタリング	75
C. 3.3	ホットラボ金相試験時の ^{125}Sb 放出原因調査	79
1 C. 4	環境放射能の管理	81
C. 4.1	概要	81
C. 4.2	環境放射線のモニタリング	81
C. 4.3	環境試料のモニタリング	81
C. 4.4	海洋試料の放射能濃度の経年変動	85

1 C. 5	放射線計測器の管理	87
C. 5. 1	概 要	87
C. 5. 2	サーベイメータ類の点検保守	87
C. 5. 3	放射線監視機器の管理	89
1 C. 6	放射性廃棄物の管理 および汚染除去	90
C. 6. 1	概 要	90
C. 6. 2	放射性廃棄物の管理	90
C. 6. 3	汚染除去	95
2.	技術開発	97
2. 1	個人被曝線量の管理	97
2. 1. 1	概 要	97
2. 1. 2	減速中性子線場における速中性子フィルムの感度測定	97
2. 1. 3	TLDによる手先の被曝線量の測定	99
2. 1. 4	5個のNaI (Tℓ) 検出器による全身カウンタの特性	101
2. 1. 5	シャドウシールド型全身カウンタの特性	103
2. 2	施設の放射線管理	105
2. 2. 1	概 要	105
2. 2. 2	制動X線測定法による油試料などの ³ H濃度の測定	105
2. 2. 3	重水炉におけるトリチウムの空气中濃度と表面汚染の関係	107
2. 2. 4	低濃度 ⁸⁵ Krの分離捕集技術	109
2. 3	環境放射能	113
2. 3. 1	概 要	113
2. 3. 2	自然放射線による照射線量率の高さ分布	113
2. 3. 3	TLD自動読取り装置の特性試験	115
2. 4	放射線計測	117
2. 4. 1	概 要	117
2. 4. 2	非常用放射線モニタの開発	117
2. 4. 3	モニタリングステーション用ダストサンプラの開発	118
2. 4. 4	トリチウムガス測定用ステンレス製円筒型電離箱の校正	122
2. 4. 5	トリチウム用ルームおよびスタックモニタの特性試験	123
2. 4. 6	プルトニウム傷口モニタの性能	125
2. 5	放射性廃棄物の処理 および汚染除去	128
2. 5. 1	概 要	128
2. 5. 2	焼却灰のセメント固化試験	128
2. 5. 3	使用済イオン交換樹脂のセメント固化試験	130
2. 5. 4	液体シンチレータ廃液の蒸留残渣のセメント固化試験	132
2. 5. 5	海洋処分用セメントパッケージの品質検査	135

2. 5. 6	廃液中のアルファ核種の分析	138
2. 5. 7	廃液中のガンマ核種の分析	141
2. 5. 8	$\beta \cdot \gamma$ 廃棄物圧縮装置Ⅱの建設と試験運転結果	144
2. 5. 9	含水雑固体廃棄物の消化試験	147
2. 5. 10	低レベル廃液蒸発装置熱交換器の化学除染試験	152
2. 5. 11	焼却灰のピッチューメン固化体の膨潤性試験	154
2. 5. 12	洗濯廃液処理における逆浸透膜の寿命	157
3.	研 究	161
3. 1	放射線計測	161
3. 1. 1	概 要	161
3. 1. 2	GM計数管のパルス間隔の頻度分布と平均分解時間	161
3. 1. 3	飛跡自動測定装置の開発 (Ⅳ)	163
3. 1. 4	低エネルギー重イオン電荷移動断面積の計算	164
3. 1. 5	放射線管理データの高い値の出現頻度推定法	165
3. 2	身体放射能	166
3. 2. 1	概 要	166
3. 2. 2	DTPA の人体投与例 (文献調査)	166
3. 2. 3	EDTA 処理リンパ球の培養 (Ⅲ)	166
3. 3	空気汚染	169
3. 3. 1	概 要	169
3. 3. 2	メイパックサンブラによる放射性ヨウ素種の定量的分離特性	169
3. 3. 3	エアロゾル-ヨウ素反応実験装置	171
付 録		173
1.	外部投稿	173
2.	JAERI - M レポート	175
3.	口頭発表および講演	175
4.	特許申請および登録	178
5.	受託調査・研究	179
6.	講師招へい (講演)	179
7.	所外研修コースへの協力	180
8.	所内研修コースへの協力	180

Contents

1. Monitoring and Maintenance	1
1A Tokai Research Establishment	1
1A.1 General	1
A.1.1 Summary	1
A.1.2 Controlled Area	2
A.1.3 Releases of Radioactive Gaseous and Liquid Wastes	8
A.1.4 Waste Management and Monitoring	12
A.1.5 Environmental Dose Due to Radioactive Noble Gases and Liquid Effluents	12
A.1.6 Radiological Incidents	13
A.1.7 Inventory of Radioisotopes	13
1A.2 Individual Monitoring	16
A.2.1 Summary	16
A.2.2 Monitoring for External Exposure	16
A.2.3 Monitoring for Internal Exposure	19
A.2.4 Registration of Personnel Exposure	21
1A.3 Radiation Monitoring in Nuclear Facilities	22
A.3.1 Summary	22
A.3.2 Radiation Monitoring for Treatment of Waste at Tritium- Target Equipment in VDG-Accelerator Facilities	23
A.3.3 Radiation Monitoring for Renewal Work of Radioactive Liquid Disposal Pit in Hot Laboratory	26
A.3.4 Investigation into the Cause of Releasing Radioactive Gaseous Effluent Bearing ^{131}I , ^{203}Hg and Others from JRR-2 ..	28
A.3.5 Investigation of Radiological Contamination on the Control Rod Driving Mechanism of JRR-3	30
A.3.6 Radiation Monitoring for Cutting of Incore Monitor Nozzle in JPDR	31
A.3.7 Sampling System for Radiation Monitoring in Medium- Level Waste Treatment Plant	32
A.3.8 Radiation Monitoring for Decontamination Work of Spent Fuel Cask	32
1A.4 Environmental Monitoring	36
A.4.1 Summary	36
A.4.2 Monitoring for Environmental Radiation	36

A.4.3	Monitoring for Environmental Samples	40
1A.5	Maintenance of Monitors and Survey Meters	45
A.5.1	Summary	45
A.5.2	Calibration of Survey Meters and Radiation Counting of Samples	45
A.5.3	Maintenance of Monitors	46
A.5.4	Construction of Facility of Radiation Standards	47
A.5.5	A Minicomputer Program for Gamma-Ray Spectrum Analysis ..	47
1A.6	Waste Management and Decontamination	50
A.6.1	Summary	50
A.6.2	Radioactive Waste Management	50
A.6.3	Decontamination	55
A.6.4	Construction of Incineration Plant No. 2	58
A.6.5	Construction of Low-Level Waste Package Storage No. 1	58
A.6.6	Construction of Medium-Level Wastes	58
A.6.7	Technology Survey for Bulky Wastes Dismantling and Decontamination	59
1B	Takasaki Radiation Chemistry Research Establishment	62
1B.1	Radiation Monitoring	62
B.1.1	Summary	62
B.1.2	Individual Monitoring	64
B.1.3	Radiation Monitoring in Facilities	64
B.1.4	Maintenance of Monitors and Survey Meters	65
1C	Oarai Research Establishment	66
1C.1	General	66
C.1.1	Summary	66
C.1.2	Releases of Radioactive Gaseous and Liquid Wastes	66
C.1.3	Waste Management and Monitoring	70
C.1.4	Environmental Dose due to Radioactive Noble Gases and Liquid Effluents	70
1C.2	Individual Monitoring	72
C.2.1	Summary	72
C.2.2	Monitoring for External Exposure	72
C.2.3	Monitoring for Internal Exposure	74
1C.3	Radiation Monitoring in Facilities	75
C.3.1	Summary	75

C.3.2	Monitoring of FP Gas in the Storage Cask Containing OGL-1 Irradiated Fuel	75
C.3.3	Investigation of ^{125}Sb Release from Metallography Cell ..	79
1C.4	Environmental Monitoring	81
C.4.1	Summary	81
C.4.2	Monitoring for Environmental Radiation	81
C.4.3	Monitoring for Environmental Samples	81
C.4.4	Annual Variation of Radioactivities in Marine Environmental Samples	85
1C.5	Maintenance of Monitors and Survey Meters	87
C.5.1	Summary	87
C.5.2	Maintenance of Survey Meters	87
C.5.3	Maintenance of Radiation Monitors	89
1C.6	Waste Management and Decontamination	90
C.6.1	Summary	90
C.6.2	Radioactive Waste Management	90
C.6.3	Decontamination	95
2.	Technical Development	97
2.1	Monitoring for Personnel Exposure	97
2.1.1	Summary	97
2.1.2	Energy Dependence of Personal Neutron Monitoring Film to Slowing-Down Neutron Field	97
2.1.3	Monitoring of Finger Dose by TLD	99
2.1.4	Whole-Body Counting System Using Five NaI(Tl) Detectors	101
2.1.5	Characteristics of Shadow Shield Whole-Body Counter	103
2.2	Radiation Monitoring in Facilities	105
2.2.1	Summary	105
2.2.2	Measurement of Tritium Concentration in Oil and Other Samples by Bremsstrahlung Counting Method	105
2.2.3	Relation between Contamination of Tritium in Air and on Surface at Heavy Water Reactor	107
2.2.4	Separation Technique for Measurement of Low Level ^{85}Kr ..	109

2.3	Environmental Monitoring	113
2.3.1	Summary	113
2.3.2	Height Dependence of Gamma-Exposure Due to Natural Sources	113
2.3.3	Characteristic Tests of Automatic TLD Reading Apparatus	115
2.4	Radiation Measurement Instrumentation	117
2.4.1	Summary	117
2.4.2	Emergency Radiation Monitor	117
2.4.3	Dust Sampler of Monitoring Station	118
2.4.4	Calibration of Stainless Steel Cylindrical Ionization Chamber for Tritium Gas	122
2.4.5	Characteristics of Tritium Room- and Stack-Monitor	123
2.4.6	Detection Efficiency of Plutonium Wound Monitor	125
2.5	Waste Management and Decontamination	128
2.5.1	Summary	128
2.5.2	Cement Solidification Test of Ash Generated by Radioactive Waste Incinerator	128
2.5.3	Cement Solidification Test of Spent Ion-Exchange Resin	130
2.5.4	Cement Solidification Test of Residue in Liquid Scintillator Waste	132
2.5.5	Quality Control of Cement Packages for Sea Dumping	135
2.5.6	Radiochemical Determination of Alpha-Emitting Nuclides in Radioactive Liquid Waste	138
2.5.7	Analysis of Gamma-Nuclides in Liquid Waste	141
2.5.8	Construction and Experimental Operation for Baling Press	144
2.5.9	Gas Evolution from Wet Solid Wastes by Fermentation	147
2.5.10	Chemical Descaling Test of Heat Exchange for Evaporator ..	152
2.5.11	Water Immersion Test of Bitumen-Incinerator Ash Product	154
2.5.12	Life of Reverse Osmosis Membrane Use for Laundry Waste Treatment	157

3. Research	161
3.1 Radiation Dosimetry	161
3.1.1 Summary	161
3.1.2 Pulse Interval Distribution and Average Resolving Time of a G.M. Counter at High Intensities	161
3.1.3 Automatic NTA Film Reader (IV)	163
3.1.4 Calculation of Low Energy Heavy Ion Charge Transfer Cross Section	164
3.1.5 On a Method of Estimating the Event of Unusually High Values in Radiation Monitoring Data	165
3.2 Body Radioactivity	166
3.2.1 Summary	166
3.2.2 DTPA Treatment Experiences in Man (Literature Survey) ...	166
3.2.3 Method of Culture of EDTA-Treated Lymphocytes (III)	166
3.3 Airborne Radioactivity	169
3.3.1 Summary	169
3.3.2 Performance of Maypack Sampler for Quantitative Differentiation of Airborne Radioiodine Species	169
3.3.3 Experimental Apparatus for Radioiodine-Aerosol Interaction Study	171
 Appendix	
1. Journal Papers	173
2. Papers Published as JAERI-M Report	175
3. Oral Presentation	175
4. Patent	178
5. Entrusted Work	179
6. Lectures by Outside Persons	179
7. Contributions in Training Courses in Other Organizations	180
8. Contributions in Training Courses in JAERI	180

1 A 東海研究所

1 A.1 総 括

A. 1. 1 概 要

各施設の区域放射線管理，個人被曝管理，環境放射線監視と放射線管理用機器の管理および放射性廃棄物の処理などの日常の業務は，1978年度と同様に滞りなく実施された。また，老朽化施設，設備の更新のほか機械化自動化を含めた効率的な管理方式の導入を目的に検討整備を行った。とくに，放出放射性物質の測定に関する国の指針および茨城県の環境監視計画の改訂に関連して，排気・排水および環境試料中の放射性核種の分析定量を効率的に実施するための方式を検討するとともに機器の整備につとめた。

また，米国スリーマイルアイランド原子力発電所の事故を契機として緊急時の管理体制，マニュアルの検討など緊急時の対策の見直しと強化が図られた。

放射線作業員の個人被曝線量については，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（外部被曝最大780 mrem，平均10 mrem，内部被曝最大12 mrem）。

1979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0.5 mrem（NSRRの南西方位周辺監視区域境界），液体廃棄物中の主要核種による全身被曝線量が年間 1.9×10^{-3} mremであって，原子炉保安規定に規定されている周辺公衆の線量目標値，5 mrem/年より小さい。なお環境放射線監視結果についても異常は認められなかった。

放射性固体廃棄物として廃棄施設に収納された保管廃棄体の数量は，低レベルドラム保管体2,459本，大型異形保管体約29 m³（低レベル計約520 m³），低レベル保管体が1978年度より約7%増加したほかは若干減少した。

再処理特研131号室におけるフード内の爆発（1978年4月3日），JPDRのノンコンタミトンネル内のケーブル火災（4月13日）の発生などがあったが，問題となる作業員の被曝および環境への汚染はなかった。

施設の建設に関しては，第2保管廃棄施設（北地区）の廃棄物保管棟が1980年1月末に完成したほか，放射線標準施設棟および第2廃棄物処理棟（中高レベル廃棄物処理施設）の建設が1978年度に引続き順調に調められた。

また，放射線作業の安全確保に重要な意義をもつ教育訓練には積極的に協力した。すなわち，原子炉研修所やRI研修所において定期的に行われる各種研修，新入職員および放射線作業従事者訓練などの講師および実習指導員として参加したほか，各作業現場において，外来業者を含む作業員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2条，核燃料物質使用施設等保安規定第2編第1条，第2条および放射線障害予防規定第48条，第49条に基づき設定されている第1種管理区域および第2種管理区域（一時的に設定されたものは除く）をそれぞれ，Table A.1.2-1 および Table A.1.2-2 に示す。

1979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36件，第2種管理区域12件である。主な設定理由としては，第1種管理区域では排気フィルター交換などの排気設備の保守作業（26件），第2種管理区域ではX線などによる非破壊検査（8件）である。

（大久保勝一）

Table A.1.2-1 第1種管理区域

（東海研究所，1980年3月31日現在）

建 家	範 囲	適 用 規 程
第 1 研 究 棟	地下1階001-B号室（RI庫），2階229, 231, 233, 235号室，3階全域 地下1階001-A号室（核燃料倉庫）	放射線障害予防規定
第 3 研 究 棟	020号室（RI庫），2階3階東側半分	放射線障害予防規定
5 MeV. V. D. G.	ターゲット室グローブボックス	放射線障害予防規定
2 MeV. V. D. G.	ターゲット室グローブボックス	放射線障害予防規定
タンデム加速器 建 家	地下1階：照射室 1階：ホット化学実験室，RI貯蔵庫，核燃料保管庫	放射線障害予防規定
セラミック特研	5, 6, 7, 8, 9, 10, 12, 13, 14, 15, 16, 17, 18, 19, 20, 21号室	放射線障害予防規定
冶金特研	5, 6, 7, 8, 9, 10, 11, 12, 13, 14, 15, 16, 17, 18, 19, 20号室，核燃料貯蔵庫，核燃料貯蔵庫から玄関までの廊下	放射線障害予防規定
リニアック J R R - 1	化学室 炉室（サブバイル室），セミホット試験室，測定放射線管理室，シャワー室，更衣室，更衣室と浴室との間の廊下，化学実験室，放射性物質保管室，地下2階全域	放射線障害予防規定 放射線障害予防規定
ホットラボ	冶金ケープ（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，ジュニアケープ，化学サービスルーム，化学セミホットセル室，ホット便所，更衣室（バリアー内），鉛セル操作室，黒鉛材料研究室，黒鉛材料準備室，ホット実験室，汚染除去室	使用施設等保安規定 放射線障害予防規定

建 家	範 囲	適 用 規 定
J R R - 2 炉管理部格納庫 開発試験室 R I 製造課	炉室, 制御室, エアロック, ロッカー室と炉室の間の廊下, 実験準備室南側化学実験エリア, 炉室入口より通じる作業衣掛場に隣接する区域およびロッカー室に隣接する区域 全 域 水均質実験室, 平均質実験室, 平均質燃料貯蔵庫, 平均質燃料装填室, 化学実験室 201, 202, 203, 204, 205, 206, 207, 208, 209, 210, 211, 212, 213, 214, 215, 216, 302, 303, 304, 305, 307, 308, 310, 311, 312, 313 号室, 300番台地下室, セミホット廊下, ホット中央廊下, 渡り廊下, 401, 402, 403, 404, 405, 406, 407 号室, 地階タンク室 309 号室, 309 号室地階 502 号室, セミホット廊下一部	原子炉施設保安規定 使用施設等保安規定 原子炉施設保安規定 放射線障害予防規定 使用施設等保安規定 放射線障害予防規定
J R R - 3	炉室(地階, 1階, 中2階), ロッカー室, 使用済燃料室および同地階, 付属建家廊下および測定室	原子炉施設保安規定 使用施設等保安規定
J R R - 4	地下FFD室, 冷却機器室, 測定室, リドタンク, ローディングドックB, リフト, 燃料倉庫, ロッカー室, 炉室とロッカー室との間の廊下, 2階No.1 プール, No.2 プール, 測定室, 制御室, 散乱実験室, 炉室, ホット実験室 線源置場	原子炉施設保安規定 放射線障害予防規定
プルトニウム研究 1棟	101, 102, 103 (A), 103 (B), 104, 105, 106, 107, 108, 109, 110, 111, 112, 113, 114, 115, 116 号室, ホット便所, シャワー室, 更衣室, X線室, 廃液貯槽室	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	特研: 3階ケーブル天井室, 2階セル天井室, N棟試薬調整室, ホットケーブル, サンプルング室, Pu 実験室, 工学実験室, Pu セル, Pu 製造室, N棟サービス室, 汚染除去室, Pu 分析室, 分析測定室, 分析工作室, 分析サービス室, 分析セル, 分析操作室, ローディング室, ピット水精製室, ウォーターピット, ホットケーブル, 地下ポンプ室, 溶媒回収セルサブケーブル, 地下2階ポンプ室, II棟試薬調整室, 廃液操作室: 地階サンプルング室, 地下2階タンク室, ポンプ室 廃液長期貯蔵室: 1階計器室, フィルター室, ダクト, ローディング室, 地階ポンプ, 高レベル廃液貯蔵槽室, トランスマッター室, サンプルング室,	使用施設等保安規定 放射線障害予防規定

建 家	範 囲	適 用 規 定
<p>プルトニウム研究2棟 再 処 理 試 験 室</p>	<p>AI 廃液貯槽室, IAW貯槽室, 5, 7, 8, 9号室, 廊下 1~2号室, 廊下 11号室, 10号室, 工作室, 5, 7, 8, 9号室, 廊下</p>	<p>使用施設等保安規定 放射線障害予防規定</p>
<p>フッ素実験室</p>	<p>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</p>	<p>放射線障害予防規定</p>
<p>廃棄物処理場</p>	<p>液体廃棄物処理施設: 汚染検査室, 低レベル廃液処 理装置室1階及び2階の全域, 中レベル蒸発処理装 置室の1階, 2階及び地階の全域, 分析室, 化学実 験室, 計測室, 低レベル廃液貯槽室及びタンクヤ ード, 中レベル廃液貯槽室, 廃液格納庫, 受入検査室, 処理済廃液貯槽と屋外フェンスで囲れた区域内 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 チェンジング室, ホット実験室, 測定室, 器材室, 除染室, 除染ホール, 衣料分別室, 衣料除染室, 衣料汚染度測定室, 検査室, 衣料整理室</p>	<p>原子炉施設保安規定 使用施設等保安規定 放射線障害予防規定</p>
<p>汚 染 除 去 場</p>	<p>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 チェンジング室, ホット実験室, 測定室, 器材室, 除染室, 除染ホール, 衣料分別室, 衣料除染室, 衣料汚染度測定室, 検査室, 衣料整理室</p>	<p>原子炉施設保安規定 放射線障害予防規定</p>
<p>F C A</p>	<p>炉室, 作業室, 燃料貯蔵室, エアロック室, セミ ホットラボ, 更衣室</p>	<p>原子炉施設保安規定</p>
<p>T C A</p>	<p>第1燃料貯蔵室, 第2燃料貯蔵室, 作業室, 炉室1 階および地階, 作業室と炉室の間</p>	<p>原子炉施設保安規定</p>
<p>F N S 建 家</p>	<p>TAP室, ターゲット取扱保管室, 第1ターゲット 室, 第2ターゲット室, 加速器室, 作業室, 汚染検 査室, ホット測定室, セミホット室, 中2F</p>	<p>放射線障害予防規定</p>
<p>J P D R</p> <p>ウラン濃縮研究棟 新 核 燃 料 倉 庫</p>	<p>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, 防護器材倉庫実験準備室, 計測室, 化学実 験室, 機器搬入庫, フィードポンプルーム, 樹脂再 生室, 復水脱塩器, 廃棄物制御室, コンデンサー室, 浄化脱塩器, 再生熱交換器室, FSS T Room, M・ Gセットエリア, タービンコンデンサー室, オフガ スルームとこれらに囲まれた外廊下 高温フード, 分析フード, 核燃料貯蔵庫 全 域</p>	<p>原子炉施設保安規定 使用施設等保安規定</p>

建 家	範 用	適 用 規 定
N S R R	燃料棟：大実験室，校正室，組立検査室，燃料保管室，試験検査室 制御棟：更衣室，サンプリング室，燃料棟から更衣室までの廊下 原子炉棟：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， R コンダクト，セミホットケープ，セミホットケープエリア，強制冷却系エリア，中性子ラジオグラフィ室，ドレンタンクピット，サブパイル室，熱交ピット，原子炉棟から制御棟までの渡り廊下	
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
モデル格納容器実験棟	(1階) 107, 108, 109, 110, 112, (2階) 201, 202, 203, 204, 205, 206, 207, 208, 209	放射線障害予防規定
燃料試験施設試験棟	(地階) 更衣室，廃液タンクエリア，ホット機械室，アイソレーションルーム，プール，アルゴン制御室，セル操作室， (1階) 更衣室，ホット実験室，サービスエリア，プール，倉庫，アイソレーションルーム， α γ セル， β γ 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， (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 γ セル上面部	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, 1980年3月31日現在)

建 家	範 囲	適 用 規 定
第 1 研 究 棟	地階045, 047, 049, 1階138, 101, 103, 105, 144, 2階216号室, 045, 047, 049のドライエリア, 218, 220, 002, 003, 004, 005, 006, 007, 009, 011, 013, 024, 027, 037, 046, 048, 101, 102, 103, 105, 106, 107, 109, 110, 112, 114, 116, 201, 202, 203, 204, 205, 206, 208, 211, 212, 213, 215, 216, 217, 218, 219, 220, 230, 232, 234, 237, 239, 240号室	放射線障害予防規定
第 2 研 究 棟	地階004, 039, 041, 042, 043, 044, 045, 1階109, 118, 120, 130, 132, 134, 136, 138, 2階232号室, 3階334, 336, 342, 344, 345, 346, 347, 348号室, 047, 102号室	放射線障害予防規定
第 3 研 究 棟	地階003, 005, 009, 047 1階110, 112, 137	放射線障害予防規定
5 MeV. V. D. G.	ターゲット室, ディフレクター室, マグネット室, 3, 5, 7, 9, 11, 13, 15, 17, 21, 23, 25, 27, 28, 30号室 Am-Be 中性子源収納室, 密封線源保管庫, マグ ネット室外側	放射線障害予防規定
2 MeV. V. D. G タンデム加速器 建 家	ターゲット室, 加速室 タワー: 地下2階~8階, 地下2階: レーザー線源室, 廃液タンク室, 廃棄物 一時保管場所, 密封線源貯蔵室, 通路, 地下1階: ターゲット室, マグネット室, 1階: イオン源室, 入射マグネット室, 実験準備室, 実験室(4), 2階: イオン源室, 軽イオンバンチャー室, 実験(1), (2), (3)	放射線障害予防規定 放射線障害予防規定
照 射 実 験 室	照射室	放射線障害予防規定
⁶⁰ Co 照 射 室	照射ケープ, 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	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

建 家	範 囲	適 用 規 定
開 発 試 験 室	半均質制御室, 水均質制御室, スラリー沸とう予備 実験室の一部, 9号室	放射線障害予防規定
原 子 炉 特 研	034, 129, 131号室	放射線障害予防規定
J R R - 1	炉室 (サブパイル室を除く)	
J R R - 3	新燃料格納庫	原子炉施設保安規定
J R R - 4	ローディングドック A	原子炉施設保安規定
F C A	PNS 室	原子炉施設保安規定
J P D R	建家外黄色柵内, 送風機室	原子炉施設保安規定
職 員 診 療 所	X線撮影室, 暗室, 操作室	放射線障害予防規定
N a 特 研	大実験室 (1階および2階)	
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, 測定室, 建家外東側区域, 洗浄室	放射線障害予防規定
R I 貯 蔵 施 設 (R I 製 造 棟 隣 接)	放射性物質貯蔵庫, R I 梱包作業室	放射線障害予防規定
超 高 電 頭 建 家	タンク室および地下全室	放射線障害予防規定
ナトリウム貯蔵室	ナトリウム貯蔵室	放射線障害予防規定
機 械 化 工 特 研	水素透過実験室, ROS A 実験室	放射線障害予防規定
核 融 合 特 研	スパッタリング室	放射線障害予防規定
高 温 ヘ リ ウ ム ガ ス ル ー プ 建 家	測定室	放射線障害予防規定
配管信頼性実証試験室	X 線 室	放射線障害予防規定
高 温 工 学 特 研	中 実 験 室	
大 型 再 冠 水 実 験 棟	大実験室, ピット	放射線障害予防規定
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れた 区域内	原子炉施設保安規定 使用施設等保安規定 放射線障害予防規定

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

1979年度に各施設から排出された放射性塵埃およびガスの年間平均濃度と年間排出放射能を Table 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越える排出はなかった。

1978年度と比較するとホットラボからの¹²⁵Sbの放出が増加し，モデル格納容器建屋からの¹³¹Iの放出が減少した。その他の施設については平均濃度，排出放射能とも著しい変化はなかった。

排出放射性ガスの放射能は約2400 Ciであり，前年度にくらべて約30%少なかった。

(2) 放射性廃液

1979年度に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日および3ヶ月の平均濃度の最大値，年間排出放射能を Table A. 1.3-2 に示す。

1978年度と比較してみると，廃棄物処理場へ搬出された廃液については³H放射能が約2倍になったほかは大きな変化はなく，排水溝へ排水された放射能については³Hが約1.5倍になったほかは特に大きな変化はなかった。第1および第2排水溝のβγ核種の1日平均最大濃度がそれぞれ $1.1 \times 10^7 \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ ， $1.2 \times 10^{-7} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ となっているが，これは核種が⁶⁰Co，¹³⁷Csであり，3ヶ月平均濃度の最大値が約 $5 \times 10^{-9} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ であることから各排水溝とも法令および規定等に定められている基準値以下である。

(3) 放出管理目標値との比較

原子炉施設から排出された気体廃棄物のうち放出管理目標値が定められている放射性物質の排出放射能と管理目標値の比較を Table A. 1.3-3 に示す。すべての施設から排水溝へ排出された液体廃棄物の核種別の放射能と管理目標値との比較を Table A. 1.3-4 に示す。これらの値はいずれも管理目標値を十分に下回っている。

(神永博史)

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

(東海研究所, 1979年度)

施設名	項目	排出濃度			排出ガス		
		年間平均濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	年間排出放射能 (μCi)	主核種	年間平均濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	年間排出放射能 (Ci)	主核種
第1研究棟 (東側)		1.2×10^{-13}	3.6×10^1	^{131}I	—	—	
	(西側)	3.9×10^{-12}	1.1×10^2	^{14}C	—	—	
第3研究棟		1.2×10^{-12}	3.6×10^2	$^{131}\text{I}, ^{82}\text{Br}$	—	—	
5.5MV. V. D.G		—	—		$< 2.0 \times 10^{-6}$	3.3×10^{-1}	^3H
冶金特研		$< 5.4 \times 10^{-14}$	7.2×10^{-1}		—	—	
セラミック特研		$< 5.4 \times 10^{-14}$	5.5×10^{-3}		—	—	
タンデム加速器		$< 5.3 \times 10^{-14}$	0		—	—	
リニアック		$< 5.1 \times 10^{-14}$	8.7×10^{-1}		1.2×10^{-6}	1.3×10^{-2}	$^{16}\text{O}, ^{13}\text{N}$
JRR-1		$< 1.9 \times 10^{-13}$	2.8×10^{-2}		1.3×10^{-10}	3.0×10^{-3}	^3H
ホットラボ (主排気口)	α : $< 8.0 \times 10^{-15}$ $\beta\gamma$: 2.0×10^{-12}	0	0	^{125}Sb	1.0×10^{-6}	0	
(副排気口)		$< 2.0 \times 10^{-14}$	8.7×10^{-2}				
開発試験室 (SHE) (化学実験室)		$< 9.8 \times 10^{-11}$	2.9×10^2	$^{86}\text{Rb}, ^{138}\text{Cs}$	—	—	
JRR-2		$< 6.8 \times 10^{-11}$	2.8×10^4	$^{138}\text{Cs}, ^{88-89}\text{Rb}, ^{36}\text{Cl}, ^{82}\text{Br}, ^{131,133}\text{I}, ^{203}\text{Hg}$	1.8×10^{-6}	8.2×10^2	^{41}Ar
					2.1×10^{-8}	1.1×10^1	^3H
JRR-3		$< 1.1 \times 10^{-11}$	1.8	^{203}Hg	2.3×10^{-6}	1.4×10^3	^{41}Ar
					2.5×10^{-8}	1.3×10^1	^3H
JRR-4		$< 3.5 \times 10^{-13}$	0		$< 1.9 \times 10^{-7}$	8.6×10^{-2}	^{41}Ar
RI製造棟 (200番台)		$< 1.1 \times 10^{-12}$	0	$^{35}\text{S}, ^{131}\text{I}, ^{197,203}\text{Hg}, ^{99m}\text{Tc}$	—	—	
	(300番台)	3.6×10^{-11}	1.1×10^4				
	(400番台)	$< 1.1 \times 10^{-12}$	0				
プルトニウム研究1棟 (スタック I)	α : $< 9.2 \times 10^{-15}$ $\beta\gamma$: $< 8.1 \times 10^{-15}$	0	0		—	—	
		0	0				
(スタック II, III)	α : $< 9.2 \times 10^{-15}$ $\beta\gamma$: $< 8.1 \times 10^{-15}$	0	0		—	—	
		0	0				
プルトニウム研究2棟	α : $< 6.1 \times 10^{-15}$	0	0		—	—	
再処理特研 (排気口 I)	α : $< 9.2 \times 10^{-15}$ $\beta\gamma$: $< 8.5 \times 10^{-15}$	1.9×10^{-2}	4.1×10^{-1}		—	—	
		1.6×10^{-2}					
(排気口 II)	$< 8.5 \times 10^{-15}$	1.6×10^{-2}			—	—	
再処理試験室		$< 5.7 \times 10^{-15}$	3.4×10^{-4}		—	—	
フッ素特研		$< 8.5 \times 10^{-15}$	8.8×10^{-2}		—	—	
処理処分開発棟		$< 1.7 \times 10^{-14}$	6.2×10^{-3}		—	—	
ウラン濃縮特研		$< 5.7 \times 10^{-15}$	1.8×10^{-2}		—	—	
廃棄物処理場	(低レベル)	$< 2.6 \times 10^{-14}$	1.2×10^{-1}	^{137}Cs	—	—	
	(中レベル)	$< 2.6 \times 10^{-14}$	0				
	(焼却炉)	α : $< 2.6 \times 10^{-14}$	4.6×10^{-4}				
		$\beta\gamma$: $< 2.6 \times 10^{-14}$	4.9×10^{-1}				
	(圧縮施設)	α : $< 2.6 \times 10^{-14}$	0				
(第1廃棄物処理棟)	$\beta\gamma$: $< 2.6 \times 10^{-14}$	7.7×10^{-2}		—	—		
	α : $< 2.8 \times 10^{-14}$	0		3.5×10^{-9}	2.5×10^{-1}	^3H	
$\beta\gamma$: $< 2.6 \times 10^{-14}$	0			—	—		
汚染除去場		$< 2.6 \times 10^{-14}$	0		—	—	
F C A	α : $< 2.8 \times 10^{-14}$ $\beta\gamma$: $< 9.7 \times 10^{-14}$	0	0	^{131}I	—	—	
		1.2×10^1					
T C A		$< 1.3 \times 10^{-13}$	1.4×10^{-2}		—	—	
JPDR (主排気口)	α : $< 5.2 \times 10^{-14}$ $\beta\gamma$: $< 6.3 \times 10^{-14}$	1.5	0		$< 2.2 \times 10^{-7}$	0	
		1.1×10^{-1}					
モデル格納容器建家		$< 3.6 \times 10^{-12}$	6.5	^{131}I	—	—	
NSRR (原子炉棟)	α : $< 1.0 \times 10^{-12}$ $\beta\gamma$: $< 6.7 \times 10^{-13}$	0	0		$< 1.0 \times 10^{-7}$	6.5×10^{-2}	^{41}Ar
		0					
実用燃料試験施設		α : $< 5.0 \times 10^{-15}$	0		—	—	
		$\beta\gamma$: $< 1.0 \times 10^{-14}$	0		—	—	

注1 α 記号のないものは $\beta\gamma$ 核種

注2 濃度および排出量は次のように算出した。

年間排出放射能 : 検出限界濃度未満の排気は排出量を0として集計した。

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

ただし、この値が検出限界濃度より低い場合は“<(検出限界値)”と記入した。

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

(東海研究所 1979年度)

施設名	廃棄物処理場へ搬出		排水溝へ排水		排水溝の濃度および排出放射能									
	放射能 (mCi)	廃液量 (m ³)	放射能 (mCi)	廃液量 (m ³)	排水溝名	核種	1日平均濃度の最大 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	3月平均濃度の最大 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	排出放射能 (mCi)					
第1研究棟	3.5	5.7×10^1	—	—	第一排水溝	α $\beta\gamma$	9.2×10^{-10}	2.0×10^{-11}	3.1×10^{-3} 1.8					
第3研究棟	3.5	7.5×10^1	—	—			1.1×10^{-7}	4.2×10^{-9}						
セラミック特研	—	—	3.0×10^{-1}	1.7×10^2		β γ 内 訳				^{24}Na : — ^{51}Cr : — ^{58}Co : 1.3×10^{-4} ^{60}Co : 6.5×10^{-1} ^{137}Cs : — その他 : 1.2				
冶金特研	—	—	5.3×10^{-2}	2.2×10^1										
リニアック	—	—	1.6×10^{-4}	3.0×10^1										
JRR-1	3.0×10^{-3}	4.5×10^{-1}	1.4×10^{-2}	8.2										
モデル格納容器建家	—	—	4.1×10^{-2}	9.1×10^1										
NSRR	7.3	1.9×10^1	1.4	5.6×10^2										
実用燃料試験施設	α : 2.7×10^{-3} $\beta\gamma$: 1.7×10^{-1}	1.2×10^1	α : 3.1×10^{-3} $\beta\gamma$: 1.7×10^{-2}	1.2×10^1										
所外施設(1)*1	—	—	$\beta\gamma$: 1.0×10^{-2} ^3H : 1.4×10^{-1}	1.4×10^2							^3H	3.8×10^{-8}	2.4×10^{-9}	1.4×10^{-1}
ホットラボ	α : 2.1 $\beta\gamma$: 3.0×10^2	1.3×10^2	—	—	第二排水溝	α $\beta\gamma$	6.5×10^{-9}	1.6×10^{-10}	4.9×10^{-2} 5.4					
開発試験室	6.2	9.9	α : 5.4×10^{-3} $\beta\gamma$: 2.1×10^{-2}	1.4×10^1			1.2×10^{-3}	5.0×10^{-9}						
JRR-2	2.1	4.7×10^{-2}	$\beta\gamma$: 1.1×10^{-1} ^3H : 8.2×10^1	5.5×10^2		β γ 内 訳				^{24}Na : — ^{51}Cr : 7.3×10^{-2} ^{58}Co : — ^{60}Co : 1.9 ^{137}Cs : 2.9 その他 : 4.9×10^{-1}				
JRR-3	$\beta\gamma$: 1.0 ^3H : 8.1×10^{-2}	3.1	$\beta\gamma$: 1.2 ^3H : 7.0×10^2	5.2×10^2										
JRR-4	—	—	9.4×10^{-2}	6.3×10^1										
RI製造棟	1.1×10^3	1.4×10^2	3.6×10^{-2}	1.8×10^1										
プルトニウム研究1棟	—	—	α : 1.0×10^{-2} $\beta\gamma$: 6.5×10^{-2}	1.4×10^2										
再処理特研	α : 2.8×10^{-3} $\beta\gamma$: 1.6×10^{-1}	6.0	α : 1.7×10^{-3} $\beta\gamma$: 7.6×10^{-2}	1.6×10^1										
ウラン濃縮特研	—	—	4.0×10^{-3}	4.0										
フッ素特研	—	—	5.7×10^{-3}	6.4										
処理処分開発棟	—	—	2.2×10^{-1}	1.1×10^2							^3H	6.1×10^{-4}	2.7×10^{-5}	1.6×10^4
廃棄物処理場	α : 7.5×10^{-2} $\beta\gamma$: 8.1 ^3H : 1.3×10^4	2.0×10^2	α : 1.7×10^{-2} $\beta\gamma$: 2.9 ^3H : 8.6×10^4	3.8×10^3							^{14}C	5.4×10^{-5}	2.9×10^{-6}	7.8×10^2
第1廃棄物処理棟	—	—	$\beta\gamma$: 1.2×10^{-2} ^3H : 1.6×10^3	5.5×10^1										
汚染除去場	α : 2.0×10^{-2} $\beta\gamma$: 1.4 ^3H : 6.5×10^{-1}	3.6×10^1	α : 1.4×10^{-2} $\beta\gamma$: 4.0×10^{-1}	3.8×10^2										
所外施設(2)*2	—	—	^3H : 5.3×10^3 ^{14}C : 7.8×10^2	9.9×10^2										
FCA	—	—	5.4×10^{-2}	3.3×10^1	第三排水溝	$\beta\gamma$	1.9×10^{-9}	8.5×10^{-11}	β γ 内 訳	1.6 ^{60}Co : 8.5×10^{-1} その他 : 7.8×10^{-1}				
TCA	—	—	4.5×10^{-2}	2.7×10^1										
JPDR	—	—	1.5	8.6×10^2										
合計	α : 2.2 $\beta\gamma$: 1.4×10^3 ^3H : 1.3×10^4	6.9×10^2	α : 5.2×10^{-2} $\beta\gamma$: 8.8 ^{24}Na : — ^{51}Cr : 7.3×10^{-2} ^{58}Co : 1.3×10^{-4} ^{60}Co : 3.4 ^{137}Cs : 2.9 その他 : 2.6 ^3H : 1.6×10^4 ^{14}C : 7.8×10^2	8.6×10^3					α : 5.2×10^{-2} $\beta\gamma$: 8.8 ^{24}Na : — ^{51}Cr : 7.3×10^{-2} ^{58}Co : 1.3×10^{-4} ^{60}Co : 3.4 ^{137}Cs : 2.9 その他 : 2.6 ^3H : 1.6×10^4 ^{14}C : 7.8×10^2					

*1 東大原子炉および核管センターからの排水

*2 第1化学薬品 K.K. の廃液

*3 核種 : ^{60}Co

注1 核種記号のないものは、 ^3H 、 ^{14}C を除く $\beta\gamma$ 核種

注2 排出放射能 : 検出限界未満の廃液は検出限界濃度に相当する放射能が排出されたとして集計
平均濃度 : 排出放射能を排水溝の流量で除した値

Table A. 1.3 - 3 気体状廃棄物の放出管理目標値との比較

(東海研究所, 1979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	8.2×10^2	2.3×10^{-1}
	放射性ガス	^3H	2.6×10^2	1.1×10^1	4.2×10^{-2}
JRR-3	放射性希ガス	^{41}Ar	3.5×10^3	1.4×10^3	4.0×10^{-1}
	放射性ガス	^3H	4.4×10^2	1.3×10^1	3.0×10^{-2}
JRR-4	放射性希ガス	^{41}Ar	2.6×10^1	8.6×10^{-2}	3.3×10^{-3}
JPDR	放射性希ガス	主に ^{133}Xe , $^{85\text{m}}\text{Kr}$	3.2×10^4	*1	
	放射性ヨウ素	^{131}I	1.5×10^{-1}	*1	
NSRR	放射性希ガス	主に ^{133}Xe , ^{41}Ar	1.2×10^3	6.5×10^{-2} *2	5.4×10^{-5}
	放射性ヨウ素	^{131}I	1.3×10^{-1}	0	0

*1 原子炉停止中

*2 主核種 ^{41}Ar

Table A. 1.3 - 4 液体廃棄物の放出管理目標値との比較

(東海研究所, 1979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
^3H , ^{14}C 以外の核種	総量	0.5	8.8×10^{-3}	1.8×10^{-2}
	^{60}Co	0.1	3.4×10^{-3}	3.4×10^{-2}
	^{137}Cs	0.1	2.9×10^{-3}	2.9×10^{-2}
^3H		7×10^2	1.6×10^1	2.3×10^{-2}

*1 第1,第2,第3排水溝の合計

A. 1.4 放射性廃棄物の保管廃棄量

1979年度における保管廃棄量を Table A.1.4-1 に示す。処理量は1978年度に比較して液体は約27%, 固体は1%弱, 直接廃棄分は約2.4倍増加したが低レベルドラム保管体の増加は約7%の増加に止まった。中, 高レベル保管体および大型異形保管体については昨年度よりそれぞれ減少した。(亀井和夫)

Table A.1.4-1

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	795.45	低レベルドラム保管体	2,459本(B)	減容比(A/0.2B) = 4.2
β・γ中レベル	149.95			
α	0.05			
固体廃棄物				
β・γ低レベル可燃	414.9			
β・γ低レベル不燃	542.22			
直接廃棄分	165.1			
合 計	2,067.67(A)			
中レベル固体	91 コ	中レベル保管体	91 コ	
高レベル固体	116 コ	高レベル保管体	92 コ	
大型特殊機器	29.32 m ³	大型異形保管体	29.32 m ³	

A. 1.5 環境における放射性希ガスおよび液体廃棄物による被曝線量

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

放射性希ガスに起因する全身被曝線量は, 放出管理目標値の定められている 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位置は NSRR 南西方位の周辺監視区域境界であり, その値は 0.50 mrem であった。原子炉施設ごとの被曝線量を Table A.1.5-1 に示す。

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

放射性希ガスおよび液体廃棄物による被曝線量の合計は 0.50 mrem で, 原子炉施設保安規定に定められている年間の線量目標値 5 mrem の 1/10 である。(大久保勝一)

Table A. 1.5 - 1 希ガスからの年間全身被曝線量

(東海研究所, 1979年度)

原子炉施設	年間放出量 (Ci)	NSRR 南西の周辺監視区域 境界の全身被曝線量 (mrem/y)
JRR-2	8.2×10^2	1.7×10^{-1}
JRR-3	1.4×10^3	3.3×10^{-1}
JRR-4	8.6×10^{-2}	$< 1 \times 10^{-3}$
JPDR	0	0
NSRR	6.5×10^{-2}	$< 1 \times 10^{-3}$
合 計		5.0×10^{-1}

Table A. 1.5 - 2 液体廃棄物からの年間全身被曝線量

(東海研究所, 1979年度)

核 種	年間放出量 (Ci)	全身被曝線量 (mrem/y)
^3H	1.6×10^1	4.2×10^{-4}
^{60}Co	3.4×10^{-3}	7.7×10^{-4}
^{137}Cs	2.9×10^{-3}	7.5×10^{-4}
合 計		1.9×10^{-3}

A. 1.6 放射性汚染および被曝

1979年度における放射性汚染および被曝の発生状況, 原因, 処置, 対策については Table A.1.6-1 に示す。

(大久保勝一)

A. 1.7 放射性同位元素保有状況

東海研における放射性同位元素の保有状況調査に関して, 1978年3月から電子計算機による放射性同位元素の数量管理方式を実施してきた。1979年度には, これまでの計算プログラムに許可条件の変更機能, 許可条件のリスト作成, 全量廃棄または譲渡機能などの追加・改善を行い, 1980年1月に新コードにより調査を実施した。

調査は1979年6月および1980年1月の2回実施し, 報告件数はそれぞれ195件および236件であった。Table A.1.7-1 に1980年1月現在における建家別放射性同位元素保有状況を示す。

(大久保勝一)

Table A. 1.6-1 放射性汚染および被曝

発生 発見 年月日	発生場所 発見	事故の 種類	発生 状況	汚染・被曝などの状況	原因	処置および対策	備考
4/3	再処埋 特研 131室	爆発	燃焼率測定開発室(131号室)のフード内で爆発があり、爆風による窓ガラス4枚が破損し、建家外側1~5mの範囲にガラス片が飛散した。爆発当時、付近には人がいなかったため人身事故、身体汚染等はなかった。	<ul style="list-style-type: none"> 表面汚染 131室フードC付近 最大: 1×10^4 dpm/100 cm² (α) 3×10^4 dpm/100 cm² (β) 空気汚染(天然のRn, Tnを含む) 131室 α: 1.6×10^{-11} ~ 7.4×10^{13} μCi/cm³ $\beta(\gamma)$: 4.1×10^{-11} ~ 1.7×10^{12} μCi/cm³ 	委員会が設置され調査中	<ul style="list-style-type: none"> 室内の除染, 窓ガラスの修理等の復旧作業を行った。 原因が究明され次第対策を立てる。 	
4/13	J P D R ノンコン タミントン ネル	焼損	火災報知器の警報が吹鳴し、現場を確認したところ、ケーブル火災であることが判明した。消火作業により約10分後に鎮火した。補助冷却水ポンプ、格納容器内局所換気ファン用ケーブル等の束線数系統のケーブルが1~2m焼損した。	<ul style="list-style-type: none"> 空気汚染 : $< 1.4 \times 10^{11}$ μCi/cm³ 付近の床、作業者等の汚染 : 検出感度以下 	ケーブル素線(P4-3/K57)が中継端子盤・下部でV相の不完全接地を生じた。一方ECP 関係電磁弁のリミットスイッチ内部ですでにV相の接地がありこの2点接地により閉回路が形成され、接触部に電流が流れ火に至ったものと推定される。	<ul style="list-style-type: none"> ケーブル, 系統の確認されるまで通電を停止した。 端子盤の構造を改善し延焼防止剤を塗布する。 火災報知器には, 必要に応じて煙感知器を並設する。 保護回路に対して方式, 設備等の検討を行い, 適正化を図る。 	
11/8	研究1棟 地下2階 廃液貯槽 室	廃液の 漏洩	No.2貯槽の流出側配管から廃液が漏洩し、貯槽室の床全域に約10cm流出していた。漏洩量: 約3.8 m ³	<ul style="list-style-type: none"> 廃液濃度 2.8×10^5 μCi/cm³ 主核種 FP (¹³⁷Cs) 等 	廃液中の酸, アルカリ等による鉄製配管の腐蝕。	<ul style="list-style-type: none"> 漏洩廃液をNo.3貯槽にポンプアップ後, 床を洗浄した。 腐蝕部分は, 塩化ライニングバインに交換した。 	床面は樹脂コーティングされておき他箇所への流出は認められない。

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

(東海研究所: 1979年度)

建家名	使用中の密封線源		使用中の非密封線源		貯蔵中		合計(Ci)
	RI量(Ci)	核種数	RI量(Ci)	核種数	RI量(Ci)	核種数	
第1研究棟	4.2	12	8.6	17	2.6	33	1.5×10 ¹
第2研究棟	2.2	6	0	0	0	0	2.2
第3研究棟	1.2×10 ¹	5	2.9×10 ⁻²	9	3.9	35	1.6×10 ¹
核物埋特研	1.2×10 ¹	6	0	0	0	0	1.2×10 ¹
ホットラボ	8.1×10 ¹	2	0	0	1.3×10 ⁻¹	7	8.1×10 ¹
原子炉特研	9.7×10 ⁶	2	0	0	0	0	9.7×10 ⁻⁶
F C A	7.6×10 ¹	5	0	0	0	0	7.6×10 ¹
T C A	9.7	3	0	0	0	0	9.7
冶金特研	0	0	6.0×10 ⁻⁴	10	5.0×10 ⁻²	1	5.1×10 ⁻²
照射実験室	1.9×10 ¹	4	0	0	0	0	1.9×10 ¹
J F T 2	9.9×10 ⁻³	2	0	0	0	0	9.9×10 ⁻³
コバルト照射室	2.1×10 ⁴	1	0	0	0	0	2.1×10 ⁴
リニアック	5.0×10 ⁻³	1	0	0	3.7×10 ⁻³	12	5.2×10 ⁻³
高温ガスループ	1.2×10 ⁻¹	1	0	0	0	0	1.2×10 ⁻¹
化工特研	3.8×10 ¹	2	0	0	0	0	9.6×10 ⁻²
S H E	5.1	3	2.0×10 ⁻²	2	0	0	5.1
モックアップ建家	2.9	1	0	0	0	0	2.9
J R R - 2	1.1×10 ⁻¹	2	0	0	0	0	1.1×10 ⁻¹
J R R - 3	9.9×10 ⁻³	3	0	0	0	0	9.9×10 ⁻³
J R R - 4	8.8	3	0	0	0	0	8.8
J P D R	1.8×10 ⁻²	1	0	0	0	0	1.8×10 ⁻²
P u 研究棟	1.8×10 ⁻⁴	1	3.8×10 ⁻¹	4	6.6	3	7.0
R I 製造棟	8.7×10 ¹	5	4.6×10 ¹	10	3.7×10 ²	25	4.6×10 ²
再処理特研	0	0	4.7×10 ⁻⁴	2	8.0×10 ⁻³	4	8.5×10 ⁻³
再処理試験室	0	0	0	0	1.6×10 ⁻⁶	1	1.6×10 ⁻⁶
フッ素特研	0	0	0	0	2.1×10 ⁻⁴	3	2.1×10 ⁻⁴
廃棄物処理部開発棟	0	0	0	0	7.3×10 ⁻³	3	7.3×10 ⁻³
廃棄物処理場	0	0	0	0	5.3×10 ⁻¹	7	5.3×10 ⁻¹
汚染除去場	0	0	0	0	6.0×10 ⁻³	8	6.0×10 ⁻³
モデル格納容器	5.6×10 ⁻¹	4	4.0×10 ⁻¹	1	4.2×10 ⁻¹	2	1.4
タンデム加速器棟	1.6×10 ⁻¹	1	0	0	0	0	1.6×10 ⁻¹
セラミック特研	0	0	1.8×10 ⁻⁵	1	5.3	1	5.3
大型再冠水実験棟	1.2	3	0	0	0	0	1.2
J R R - 1	0	0	0	0	4.0×10 ⁻⁴	2	4.0×10 ⁻⁴
合計	2.1×10 ⁴	24	9.8	28	3.9×10 ²	60	2.2×10 ⁴

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

1 A.2 個人被曝線量の管理

A.2.1 概要

個人外部被曝管理については、原研全事業所の従事者、随時立入者（これらを以下従事者等と言う。）年間延人数 10,465 人と、一時立入者年間延人数 889 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。これらの者の全身被曝および局部被曝とも問題となる被曝はなかった。従事者等の年間平均および年間最大全身被曝線量は、それぞれ 10 mrem および 780 mrem であった。

被曝線量登録管理制度による中央登録センターに対する各種登録申請をおこなうとともに、一時立入者の被曝記録を電子計算機処理した。

また、現像用恒温装置を更新し、緊急現像に直ちに対処できるよう温水装置をそれに付置した。

（沼宮内弼雄）

内部被曝管理については 1978 年度とほぼ同様に実施した。年度当初、全課室について個人ごとに非密封放射性物質の取扱い状況の調査を行い、体内汚染の危険性の大小等を考慮して定期検査被検者および検査種類を決めた。選定された定期検査被検者数は、バイオアッセイでは全 α 放射能 38 名、全 β 放射能 10 名、トリチウム 50 名、天然ウラン 22 名、体外計測では全身計測 93 名、胸部計測 29 名である。胸部計測が年 1 回、全 α 放射能尿分析が年 2 回のほかは、すべて毎四半期ごとに検査を行った。これらの検査の結果、体内汚染が認められた例はトリチウム尿分析において 1 名のみであった。

臨時検査は年度中に 9 件 47 名について依頼を受け、体内汚染検査を実施した。このうち、6 件 29 名について体内汚染が検出されたが汚染レベルは低く、トリチウムによる汚染者 1 名が 12 mrem（50 年線量）であった以外は全て 10 mrem 以下であった。

このほか、核物理特研で使用されていたトリチウム設備の解体撤去作業にともなう作業者のトリチウム体内汚染レベルの調査を行った。これは、今後行われるであろう原子炉あるいは放射性物質取扱施設の改修、撤去作業等における体内汚染に関するデータ収集のため、作業等十数名について、作業の前後を含め約 1 カ月にわたり尿中トリチウムレベルを測定したものである。この調査においては問題となるような体内汚染は認められなかった。なお、空気汚染レベル、作業内容などとの関連において、放射線管理担当課とともに検討中である。

（赤石 準）

A.2.2 外部被曝線量の管理

(1) 全事業所統計

全事業所における全身被曝線量の管理対象者は、従事者等について 3,499 人（年間延人員 10,465 人）であった。従事者等に対するフィルムバッジおよびリングバッジの四半期ごと貸出数を、作業者別に Table A.2.2-1 に示す。従事者等の全身被曝線量分布を四半期と年間に分け、それぞれの平均と最大被曝線量を Table A.2.2-2 に示す。従事者等の年間平均全身被曝

線量は10mrem（前年度 15 mrem）で、年間最大全身被曝線量は JRR-3 作業の 780 mrem（前年度 FCA 作業で 1,420 mrem）であった。

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 128 mrem および 2,100 mrem であった。

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

(2) 東海研究所統計

東海研究所の従事者等の全身被曝線量分布を四半期と年間に分け、それぞれの平均および最大被曝線量を Table A.2.2-4 に示す。従事者等の年間平均全身被曝線量は 11 mrem（前年度 17 mrem）で、年間最大全身被曝線量は JRR-3 作業における 780 mrem（前年度 FCA 作業で 1,420 mrem）であった。（西 健雄）

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

（全事業所，1979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	1,659	242	451	74	2,426	第1四半期
	1,654	255	613	89	2,611	第2四半期
	1,648	289	672	65	2,674	第3四半期
	1,638	287	757	72	2,754	第4四半期
リングバッジ	49	3	16	0	68	第1四半期
	60	4	8	0	72	第2四半期
	28	4	0	0	32	第3四半期
	43	1	14	0	58	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，1979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)
		*1 検出限界 線量未満	20 ≤ D*2 < 100	100 ≤ D < 300	300 ≤ D < 1000	1000 ≤ D		
第1四半期	2,426	2,235	176	13	2	0	4	580
第2四半期	2,611	2,461	126	21	3	0	4	370
第3四半期	2,674	2,575	93	6	0	0	2	260
第4四半期	2,754	2,561	157	34	2	0	4	370
年間	3,499	3,081	308	95	15	0	10	780

*1 検出限界線量 : 20 mrem

*2 全身被曝線量 (mrem / 四半期または年間)

Table A. 2. 2 - 3 従事者等の年間全身被曝線量

(事業所別, 1979年度)

事業所名	従事者等の人数	全身被曝線量分布 (人数)					平均被曝線量 (mrem)	最大被曝線量 (mrem)
		*1 検出限界線量未満	$20 \leq D$ ^{*2} < 100	$100 \leq D$ < 300	$300 \leq D$ < 1000	$1000 \leq D$		
東海研究所	2,645	2,312	246	73	14	0	11(17)	780
高崎研究所	169	167	1	1	0	0	1(1)	100
大阪研究所	28	28	0	0	0	0	0(0)	~
RI 研修所	87	85	2	0	0	0	1(0)	50
大洗研究所	570	489	59	21	1	0	10(16)	370
全事業所	3,499	3,081	308	95	15	0	10(15)	780

* 1 検出限界線量 : 20 mrem

* 2 年間全身被曝線量 (mrem/年)

平均被曝線量欄のカッコ内の数値は前年度の値である。

Table A. 2. 2 - 4 従事者等の全身被曝線量

(東海研究所, 1979年度)

管理期間	従事者等の人数	全身被曝線量分布 (人)					平均被曝線量 (mrem)	最大被曝線量 (mrem)
		*1 検出限界線量未満	$20 \leq D$ ^{*2} < 100	$100 \leq D$ < 300	$300 \leq D$ < 1000	$1000 \leq D$		
第1四半期	1,785	1,619	151	13	2	0	5	580
第2四半期	1,882	1,779	87	14	2	0	4	370
第3四半期	2,016	1,945	65	6	0	0	2	260
第4四半期	2,112	1,953	126	31	2	0	5	370
年間	2,645	2,312	246	73	14	0	11	780

* 1 検出限界線量 : 20 mrem

* 2 全身被曝線量 (mrem/四半期または年間)

A. 2.3 内部被曝線量の管理

(1) 定期検査

(a) 被検者の割当

1979年度の定期検査被検者を選定するため、年度当初、非密封放射性物質取扱作業の状況調査を行った。調査項目は、作業場所、取扱核種、取扱量、取扱時間、作業内容、使用する設備、防護具などである。このほかに従来別途行っていた α 核種取扱作業の状況調査も同じく実施した。

調査結果にもとづき、核種の種類、作業環境への漏洩および体内汚染の危険性の大小から作業場所ごとに作業者の分類を行った。分類された作業者グループについて放射線管理第2課と協議し、過去の汚染（作業場汚染、体内汚染）発生頻度を考慮し、また体内放射能課の検査能力を勘案して被検者数の原案を作成した。作成した被検者数の原案を各課室長に提示し、体内放射能課と協議ののち、被検者は各課室長より決定された。なお、 α 核種に関しては、可溶性化合物取扱者について全 α 放射能尿検査を、不溶性化合物取扱者について胸部計測を行った。

1979年度の各検査種目に対する被検者数は、1978年度とはほぼ同数である。東海研究所、大洗研究所の検査種目ごとの被検者数は、Table A.2.3-1のとおりである。

(服部隆充)

Table A.2.3-1 1979年度定期検査被検者数

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	15	23	38
	全 β 放射能尿検査	10	0	10
	トリチウム尿検査	50	0	50
	天然ウラン尿検査	16	6	22
体外計測	全身計測	71	22	93
	胸部計測	12	17	29
計		174	68	242

(b) 定期検査の結果

1979年度は、1978年度と同様に胸部計測（年1回実施）、全 α 放射能尿検査（年2回実施）を除き、年4回の定期検査を実施した。結果をTable A.2.3-2に示す。検査の結果、一般作業者についての計測値（バックグラウンド）の範囲を超えた者若干名について再検査を行った。そのうち、トリチウムの被検者1名に有意の体内汚染が認められたため、臨時検査にまわした。

(福田 洋)

(2) 臨時検査

臨時検査は、体内汚染が疑われたためなどにより実施した検査が8件46名、定期検査で体内汚染が認められたために実施した検査が1件1名の計9件、47名であった。この臨時検査の結果をTable A.2.3-3に示す。汚染核種は、 ^3H , FP などであったが、いずれの核種の検査に

おいても、内部被曝線量は小さく、最大で12 mrem (50年線量)であった。

(福田 洋, 水戸誠一)

Table A.2.3-2 定期検査結果

(全事業所, 1979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	74	97	0	0
	全 β 放射能	40	100	0	0
	トリチウム	182	94	8	1
	天然ウラン	81	95	0	0
体外計測	全身計測	365	99	6	0
	胸部計測	29	100	0	0
計		771	97	14	1

Table A.2.3-3 臨時検査一覧

(全事業所, 1979年度)

No.	発生日	汚染核種	被検者数	検査方法 ^{*1}	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	1979. 5. 30	^3H	6	E	12	0	
2	7. 26	^3H	8	E	8	7	< 10 (体組織)
3	8. 31	^3H	4	E	4	3	< 10 (体組織)
4	9. 21	FP ($^{95}\text{Zr} - ^{95}\text{Nb}$)	1	E, I	E: 7, I: 4	1	< 10 (肺)
5	11. 1	^3H	8	E	23	8	< 10 (体組織)
6	1980. 1. 9	FP ($^{182}\text{Ta}, ^{185}\text{W}$)	1	E, I	E: 2, I: 1	0	
7	3. 3	^3H	9	E	18	9 ^{*2}	12 (体組織)
8	2. 13	^{60}Co	9	I	18	1	< 10 (肺)
9	3. 21	$^{137}\text{Cs}, ^{60}\text{Co}$	1	I	1	0	
計			47		98	29	

*1 E: バイオアッセイ, I: 体外計測

*2 8名は10mrem以下であった。

A. 2. 4 個人被曝線量の登録

1978年度から運用を開始した被曝線量登録管理制度による個人被曝線量の登録業務は、1978年度が主に過去分および経過分の登録であったのに比べ、1979年度は定常業務として、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、所内被曝データ管理のための所内登録業務とに区別して実施した。

中央登録業務においては、放射線従事者中央登録センターに対して、従事者および随時立入者の指定、指定解除ならびに法定記録（指定解除者放射線管理記録）等の登録申請を行った。

Table A. 2. 4 - 1 に主な登録申請データ件数を示す。

所内登録業務においては、一時立入者の所内登録データを、従事者等のデータ処理に運用している個人被曝歴処理プログラム（PMS - 2）を拡張して、電子計算機処理で実施した。

（河合勝雄）

Table A. 2. 4 - 1 中央登録申請データ件数

（全事業所，1979年度）

登録の種類	管理期間	第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期	年間
事前登録		74	49	45	20	(188)
指定登録		384	408	472	378	(1,642)
指定解除登録		211	411	380	544	(1,546)
定期線量登録		—	—	—	—	3,637
個人識別変更登録		5	5	5	16	(31)

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 取扱施設などの各種施設について放射線管理を実施した。平常の業務として行った放射線管理については、定着した管理方法、技術により前年と同様に実施し、施設の運転、各種の放射線作業から求められる放射線管理の各種業務に支障なく対応でき、ほぼ所期の成果を納め、安定した実施状況を示した。しかし、年度当初に東海研においては有機溶媒のフード内爆発（再処理特研）および施設内ケーブル焼損事故（JPDR）が発生し、また国外においては TMI 事故があったため、異常時の放射線管理業務を点検し、炉施設内などにおいて異常発生時の放射線管理上の処置、行動を再確認するなどして、その対応強化が図られた。

平常の放射線管理業務のうち、施設からの排気排水のモニタリングについては、周辺住民の被曝評価をより正確におこなうため、核種分析および ^{90}Sr などの化学分析を試験的に行うなど、定常業務におけるそれらの技術の確認、習熟のために努力する一方、測定分析体制の整備を検討した。

1979 年度に行われた、作業にともなう放射線管理のうち主要なものは次の作業に関するものであった。

- (1) 核物理特研（5.5 MV および 2 MV VDG 建屋）におけるトリチウムターゲットならびに同取扱設備の撤去、廃棄作業
- (2) ホットラボ、JRR-1、SHE における廃液ピット、廃液タンクの更新工事および第 1 研究棟の廃水タンク漏洩修復作業
- (3) JRR-2、JRR-4、SHE における中性子ラジオグラフィ装置の補修やパルス中性子発生装置の解体撤去など各種実験装置の改修あるいは撤去作業
- (4) タンデム加速器棟における RI 取扱い、開発試験室 AHCF 撤去後の旧炉室における廃棄物処分のためのプラスチック固化ホット試験など新規開始作業
- (5) JPDR のインコアモニタ冷却水配管切断作業
- (6) 燃料試験施設における使用済燃料輸送用キャスクの除染作業

これらの作業で最大許容線量を超える作業者の被曝は発生していない。また、年度内に実施した東海研究所各施設の平常の放射線管理において、作業および作業環境のモニタリングから、特記するほどの異常は検出されていない。

このほか、放射線標準施設、第 4 研究棟、JRR-3 使用済燃料貯蔵施設、トリチウムプロセス研究棟、JT-60 実験棟（那珂町）、第 2 廃棄物処理棟、廃棄物安全性試験施設の建設あるいは建設計画立案にあたって、放射線管理方式の検討ならびに放射線管理設備の仕様検討が行われた。

なお、7 月 1 日に組織改正があり、施設の放射線管理を担当していた放射線管理第 2 課は、地区別、研究炉地区施設を担当する放射線管理第 2 課と海岸地区施設を担当する放射線管理第 3 課とに二分され、以後、それぞれの施設内の放射線管理業務を実施した。

（矢部 明，岸田昌美）

A. 3.2 VDG 建家におけるトリチウム・ターゲット設備廃棄作業時の放射線管理

核物理特研（5.5 MV，2 MV VDG 建家）において，中性子発生用のトリチウム線源（ガスおよびメタル・ターゲット）とその関連設備の廃棄作業が，1980年2月より約2週間にわたって実施された*。当作業では，作業開始前に，撤去対象機器の汚染検査，トリチウムの性状解析などを行い，この結果を作業と防護の方法に反映させた。

(1) 作業の概要

対象機器は，5.5 MV および 2 MV の VDG 建家の 2 箇所にあった。作業の主な内容は①トリチウム線源を廃棄容器に収納する，②関連設備（真空系，ガス・ターゲット系および排気系の各設備）を撤去・解体・梱包し廃棄容器に収納する，③真空系とガス・ターゲット系内の油と水銀を抜き取る，などである。これらの機器等は，次に示す処置を講じたのち廃棄した。①トリチウム線源は，気密容器中に油性パテを充填しながら収納し，かつ容器の蓋面をエポキシ系樹脂で封じたのち蓋をした。さらにこの容器を 100 ℓ ドラム缶中に収納したのちコンクリートを充填した。②機器等は，含有トリチウム量を評価して，高，中，低の 3 つのレベルに区分した。高レベル（100 mCi 以上）は，①に準じた方法を講じ，外側の容器は，D-50 型ドラム缶を使用した。中レベル（10～100 mCi）は，鉄製大型コンテナに収納した。なお，これに収納した主な機器は，グローブ・ボックス，真空ポンプ箱などであるが，これらは原形のまま気密性がある。低レベル（10 mCi 以下）は，100 ℓ ドラム缶に収納した。各容器に収納された廃棄物と含有トリチウムの量を，Table A.3.2-1 に示す。廃棄物収納後における容器周囲と表面の空气中濃度と表面汚染密度は，いずれも検出されなかった。

Table A.3.2-1 トリチウム廃棄物の収納状況

（東海研究所，1979 年度）

レベル区分	廃棄容器	主な内容物	個数	容器当りの放射能*
高	気密容器 + 100 ℓ ドラム缶	トリチウム線源	7	0.3 ~ 100 Ci
	100 ℓ ドラム缶 + 200 ℓ ドラム缶 (D-50 型)	トリチウムガス系機器， 真空系機器の一部		
中	大型コンテナ (1.6 × 1.8 × 1.2 m)	排気系機器 グローブ・ボックス など	6	10 ~ 100 mCi
低	100 ℓ ドラム缶	ホース ケーブル など	1	~ 10 μCi
				計 240 Ci

* 放射能は，機器内外面の表面汚染密度と使用状況とから評価した。

(2) 表面汚染，空気汚染およびトリチウムの性状

機器等の表面汚染密度は，Fig. A.3.2-1 に示すように， $10^3 \sim 10^5$ dpm/100 cm² の範囲で，ガス・ターゲット系などの内空部の壁面は，それらの表面より $10^2 \sim 10^3$ 倍高かった。この

* 科学技術庁原子力安全局通知（1973年8月）「トリチウム・ターゲットの放射線障害防止法上の取り扱いの変更について」，に対する施設側の検討結果の処置

汚染密度の分布は、対数 2 重指数確率紙上で直線になった。また、解体作業時に高濃度の空気汚染を発生するおそれのある、ガス・ターゲット系の真空ポンプ箱内の空気中トリチウム濃度を測定した。5.5 MV VDГ のものは $1 \times 10^{-1} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ で、2 MV のものは $1 \times 10^{-2} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ であった。

核物理特研では、これまで約 20 年間にわたって中性子発生用のトリチウムガスを使用してきたが、この間に機器等を汚染されているトリチウム性状が、ガス状 (HT など) から水蒸気状 (HTO など) に変化していることが予想された。防護対策等を考慮する場合、水蒸気状の場合内部被曝に係る評価は、ガス成分の場合より 15000 倍¹⁾ 高く見積る必要がある。このため、真空ポンプ箱内の空気中トリチウムに注目して、その性状解析を行った。解析方法は、通気式電離箱型モニタを用いて、捕集材 (水、シリカゲル、トルエン) の前後の空気中トリチウム濃度を測定し、捕集材中に捕集されたトリチウムを水蒸気成分とすることにより行った。この結果、測定されたトリチウムの 99% 以上が捕集材に捕集され、性状は HTO などの水蒸気成分であることがわかった。

(3) 防護の方法

作業工程として①空気汚染のともなわない作業を前半に実施する、②空気汚染のともなう作業は、できるだけ 5.5 MV VDГ の建家に搬入しそこで実施する、の方針をたてた。作業にあたっては、性状解析の結果と作業内容とを考慮し①機器撤去時は、移動可能な局所排気ホースなどを活用する、②機器解体などで空気汚染をともなう作業は、5.5 MV VDГ ターゲット室地階に設置した簡易ビニール・ハウス (機器の搬入・解体・梱包の 3 つの作業エリアで構成) 内で実施する、などの汚染防護対策を講じた。また、作業者の防護は、送風マスクまたは送風加圧服を着用させることにより、体内汚染の防止に努めた。

(4) 個人内部被曝の管理

体内汚染の監視は、尿試料中トリチウム濃度を測定することにより行った。Fig. A. 3.2-2 に、主な作業経過と作業者の尿試料中濃度の経日変化を示す。2 名の作業者の尿試料中濃度は、いずれも作業期間の後半から高くなっている。また、期間の途中から両名の間では、約 2 倍の濃度の差を生じている。この原因として①空気汚染の予測される作業を後半の期間に実施したこと、②ビニール・ハウスの同一エリア内での真空ポンプ箱などの解体時に、最大 $4.3 \times 10^{-4} \mu\text{Ci} \cdot \text{h}/\text{cm}^3$ の空気汚染が発生し、この時における作業者の防護具が異なっていたこと、があげられる。②の尿試料中濃度に差ができる原因は、送風加圧服 (主作業員) と送風マスク (補助作業員) とを着用させたことによる皮膚からの浸透の違いによる影響と考えられる。空気中濃度と尿試料中濃度とから得た各防護具の防護係数は、送風加圧服で 6×10^{-3} 、送風マスクで 1.4×10^{-2} であった。しかし、体内被曝線量は、全員 10 mrem/life 以下、またトリチウム以外の核種による外部被曝線量は、20 mrem 以下であった。

今後残された課題として①加速器本体のビーム・ライン系の内壁には、高濃度の汚染が残存しており、早期更新が望まれること、②当面は、汚染管理の徹底をはかること、があげられる。

(松井智明)

参考文献

- 1) E. A. Pinson, et al.: J. Appl. Physiol., 10, 108 (1957)

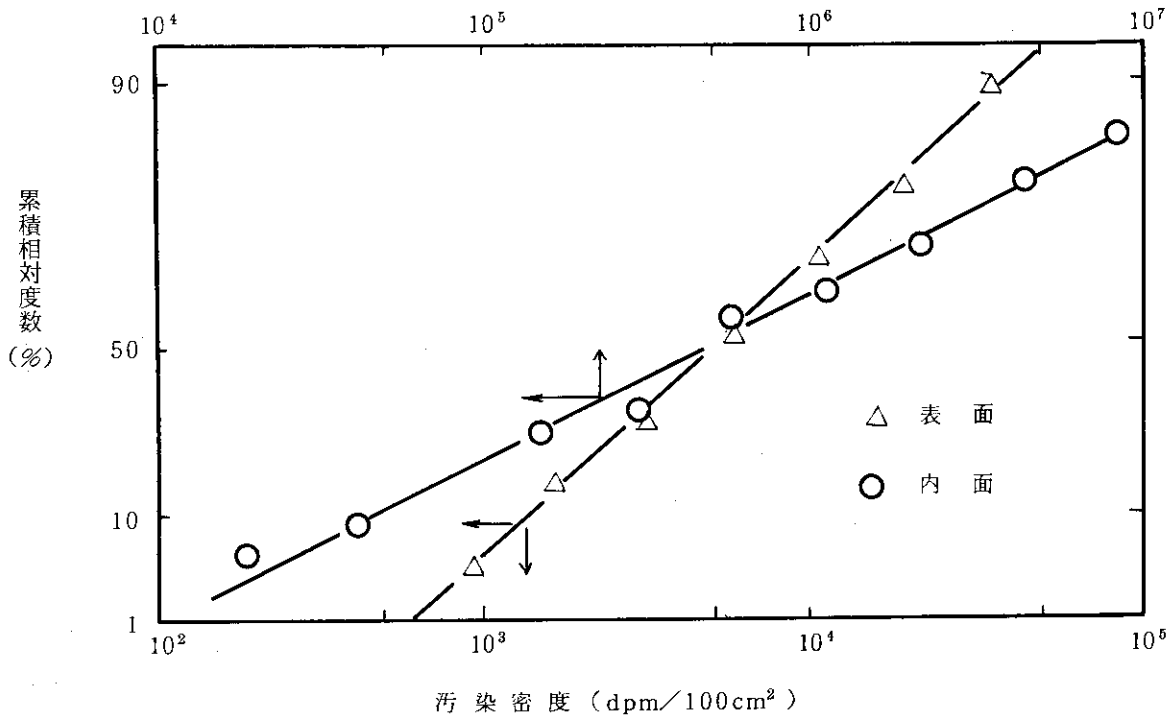


Fig. A.3.2-1 対数2重指数分布として表わされる撤去機器の汚染状況

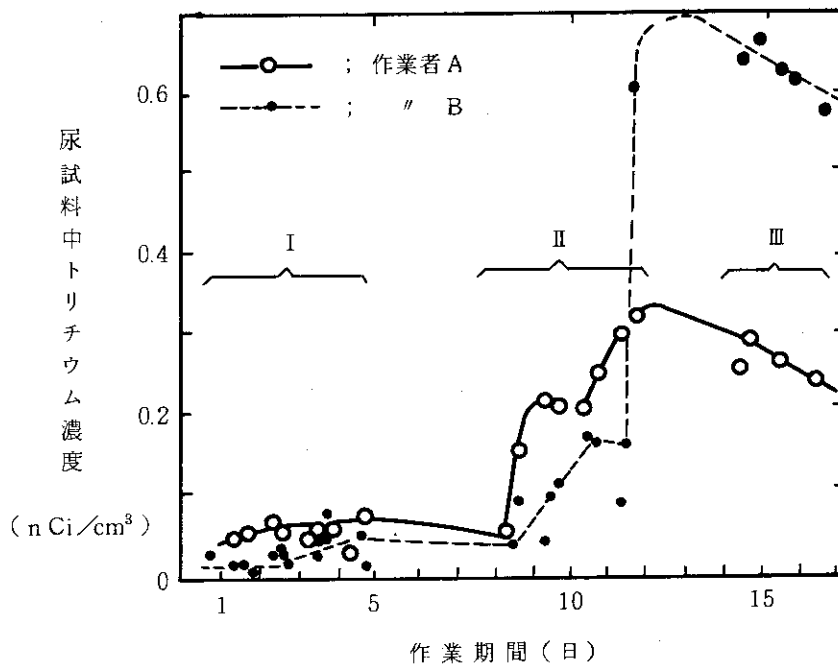


Fig. A.3.2-2 トリチウム・ターゲット設備廃棄作業にともなう
作業者の尿試料中濃度の経日変化

- I: 作業準備, トリチウム線源収納など
- 主作業 II: 真空系機器, トリチウム・ガス系機器などの撤去・解体・収納
- III: 排気系機器などの撤去・解体・収納・整理
- 作業者 A: 主作業
- 作業者 B: 補助作業

A. 3.3 ホットラボの放射性廃液ピットの更新作業時の放射線管理

ホットラボ地下排風機室内の放射性廃液ピット更新作業が1980年2月25日から約1カ月にわたって実施された。この放射性廃液ピットは、1970年に設置され約10年間使用してきたため、老朽化し今回更新することになったものである。放射性廃液ピットは、コンクリート製（鉄板内張り、ライニング施工）で、この中の一部にステンレス・スチールピット（以下、ステンレスピットと言う）が配置されている。コンクリートピットには、排風機室床排水の低レベル放射性廃液が、ステンレスピットには、冶金ケープなどからの中レベル放射性廃液が一時貯溜され、一定量以上になるとポンプによって自動的に廃液貯蔵タンクに送られる。放射性廃液中の主な核種は、 ^{137}Cs などのFPと ^{60}Co である。

(1) 作業工程と放射線管理上の問題点

作業は、①排水管などの撤去、②各ピットの除染、③撤去した排水管、ステンレスピットなどの解体、廃棄、④コンクリートピット下地調整（研磨）とライニング、⑤機器類の据付、調整の手順で行われた。

これらの作業に関連し、放射線管理上注目すべき点として次のことがあげられる。

① 比較的高線量率下の作業であること。

作業場の照射線量率は、事前の測定から最大50 mR/h程度と予想された。

② 高レベルの汚染が予想されること。

作業は主に、湿った状態で行われるが、排水管、ピット内などの最大表面汚染密度は、推定 10^5 dpm/100 cm²以上であるため、切断、解体時の汚染の飛散と身体汚染、乾燥したときの汚染の再浮遊などが問題となる。

③ ピット内という狭い場所での作業であること。

ピット内は狭いため、壁などの接触による作業者の身体汚染が考えられた。そのうえ、酸素不足など一般安全に対する配慮も必要であった。

(2) 外部被曝の管理

各ピット底面などには、ヘドロが推積していた。それからの寄与でFig. A. 3.3-1に示すように、作業位置線量率は、最大15 mR/hに達した。作業位置線量率低減のため先にヘドロの回収を行った。コンクリートピット内に立入った作業者が、特製クワなどでヘドロをかき集め、バケツに入れ、それをピット上部まで引上げドラム缶に回収する方法をとった。ヘドロ回収時の作業位置線量率は、最大15 mR/h、ドラム缶表面で最大100 mR/hであった。回収後の作業位置線量率は、最大2 mR/hに低減した。

(3) 汚染の管理

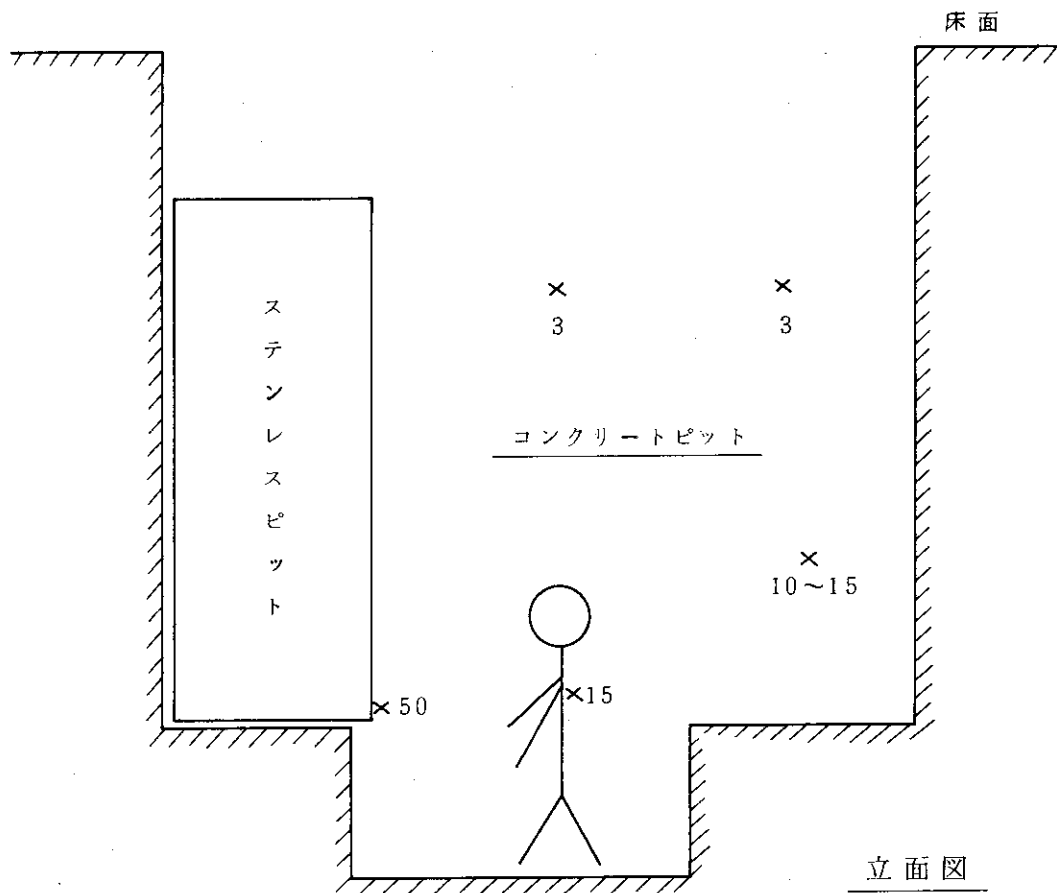
排水管取外し、切断作業にあたっては、管内の表面汚染密度が最大 1×10^5 dpm/100 cm²以上と高い（管表面線量率で最大50 mR/h）ため、汚染拡大防止の処置をとった。取外し時、管内に少量残っている廃液をバケツに移し、その後、管口にウエスを詰めビニールシートで密封した。撤去した排水管、ステンレスピットなどの放射性固体廃棄物の解体、切断作業は、汚染の飛散、ならびに汚染の再浮遊による空気汚染の拡大を防止するため、ビニールハウス（局所排気装置付）を設け、そこで行った。また、ピット内作業にあたっては、酸欠防止、空気汚染の拡大防止（下地調整時）のため給排気装置を設置しピット内を負圧に維持した。以上の作業で、身体汚染、

空気汚染の発生が予想されるときは、防護具として全面マスク、上下アノラック、ゴム長靴を主に着用した。

なお、コンクリートピット除染前の表面汚染密度は、最大 1×10^5 dpm/100 cm² であったが、除染後のそれは、除染前の約 1/100 に減少した。

(4) 作業者の被曝線量

本作業による作業者の総被曝線量は、612 person・mrem、個人最大 97 mrem、平均 16 mrem (ポケット線量計) であり、予想した被曝の範囲内であった。また、問題となる身体汚染はなかった。
(宮本俊寛)



測定日 1980.2.29
 測定器 GMサーベイメータ
 測定点 x印
 単位 mR/h

Fig. A.3.3-1 放射性廃液ピット内の照射線量率測定記録 (除染前)

A. 3.4 JRR-2 スタックから放出される ^{131}I および ^{203}Hg などの放出源調査

JRR-2 のスタックからは ^{138}Cs , ^{89}Rb および ^{131}I などの核分裂生成物と ^{38}Cl , ^{82}Br および ^{203}Hg といった放射化生成物が放出される。スタックにおける濃度は、 ^{138}Cs などの短半減期核種で $10^{-10} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ のレベル、 ^{131}I および ^{203}Hg が $10^{-13} \sim 10^{-14} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ のレベルである。

これらの放射性核種は、すでに報告¹⁾したように、被照射系統から放出されるということは解っているが、被照射系統のどこから発生し、またその生成過程については明らかでない。

1979年度は、これら放射性核種の放出源を調査し、その結果に基づいて発生原因を検討したので、以下に報告する。

(1) 調査方法

前述のように、被照射系からは種々の放射性核種が放出されるが、今回の調査ではFPを代表して ^{131}I 、放射化生成物は ^{82}Br および ^{203}Hg に着目し、それぞれの核種の放出源を調べた。また、被照射系統には全部で5系統の排気ラインが接続されているが、そのうち熱中性子束密度の高い水平実験孔系、気送管系およびVT-5（垂直実験孔）に調査対象を絞り、どの系統から発生しているかということ調べた。これら排気のサンプリングにはHE-40TとCHC-50（活性炭カートリッジ）を用い、CHC-50に捕集された調査対象核種をGe(Li)波高分析装置により測定した。

その他に、ヘリウム系がFPの放出源となることも考えられたので、ヘリウム中の ^{131}I の濃度を測定した。ヘリウム系のサンプリングは、ドライアイスとアルコールのコールドトラップによりヘリウム中の重水蒸気を除去したのち、CHC-50を通すことにより行った。

(2) 調査結果

今回の調査から、 ^{131}I 、 ^{82}Br および ^{203}Hg は水平実験孔系、気送管系およびVT-5のいずれからも放出されているということがわかった。また、 ^{131}I は被照射系全体から放出されるものの95%が水平実験孔系から放出され、 ^{82}Br および ^{203}Hg は全体の約1/2が水平実験孔系から放出されるという結果を得た。Table A.3.4-1に水平実験孔系、気送管系およびVT-5で測定した ^{131}I 、 ^{82}Br および ^{203}Hg の発生率を示す。VT-5は垂直実験孔系の一部であることから、垂直実験孔全体ではこの値の数倍高い発生率になるものと考えられる。

Table A.3.4-1 水平実験孔系および気送管系などから放出される各放射性核種の発生率

(東海研究所, 1979年度)

核種	^{131}I	^{203}Hg	^{82}Br
排気系統			
水平実験孔系	1.1×10^{-2}	2.4×10^{-3}	2.7×10^{-3}
気送管系	1.7×10^{-4}	4.6×10^{-5}	8.4×10^{-4}
VT-5 (垂直実験孔系の一部)	2.9×10^{-4}	3.2×10^{-4}	1.2×10^{-3}

(単位: $\mu\text{Ci}/\text{h}$)

ヘリウム中の ^{131}I の測定結果は検出限界($6.3 \times 10^{-10} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)以下であった。この結果、ヘリウムの漏洩によって放出されるものより、水平実験孔系などから放出されるものの方が桁違いに多く、被照射系から放出される ^{131}I はHe系から放出されたものではないといえる。

(3) 考察

問題の核分裂生成物および放射化生成物が実験孔などから発生する原因として、①実験孔などの内部汚染、②実験孔の構成材中に含まれる不純物、③空気中に問題の放射性核種を生成するようなものが含まれるということがあげられる。

今回の調査により垂直実験孔から ^{131}I 、 ^{82}Br および ^{203}Hg が発生していることが解ったが、垂直実験孔は1975年に実施された炉体改修工事においてすべて新しいものと交換されており、その後の使用状況などから、実験孔内部がウランや臭素および水銀で汚染されたことは考えられない。したがって、発生原因は実験孔などの内部汚染以外によるものと思われる。

実験孔の先端部の材質はAlのみである。試みに、Al中に $0.04 \text{ dpm/g}^{2)}$ の天然ウランが含まれるとして、Al中における核分裂生成物の反跳飛程($15 \mu\text{m}^{3)}$ 以内に生成される ^{131}I を計算し、その50%が排気中に出ると仮定して各系統からの発生率を計算した。その結果は、水平実験孔系が $1.3 \times 10^{-12} \mu\text{Ci}/\text{h}$ 、気送管系およびVT-5ではそれぞれ $1.6 \times 10^{-4} \mu\text{Ci}/\text{h}$ 、 $1.7 \times 10^{-4} \mu\text{Ci}/\text{h}$ であった。これらの値は、Table 3.3.4-1に示した ^{131}I の発生率の測定結果とほぼ一致する。このことから、排気中に存在するFPは、Al中に含まれる ^{235}U の核分裂によって発生したものである可能性が最も強い。放射化生成物についても、同様にAl中に存在する不純物の放射化ということが考えられ、今後は、FPの発生原因がAl中に含まれるウランによるものであるかどうかということと併せて、放射化生成物の発生源について調査する予定である。

(渡部孝三)

参考文献

- 1) JAERI-M 8526, 保健物理と安全管理・No.21, 31 (1979)
- 2) David C. Camp, et al: UCRL-75163, 32 (1973)
- 3) A. N. Holden: Dispersion fuel elements (1967)

A. 3.5 JRR-3 制御棒駆動部汚染の調査

JRR-3 の原子炉制御は、12本の粗調整棒と2本の微調整棒および3本の安全棒により行われる。制御棒は、制御棒駆動部と制御棒チャンネルから構成されており、制御棒系内は、通常、He ガスが充てんされている。

制御棒駆動装置のオーバーホールは、1969年から年に2～3本の割合で行われて来たが、1978年7月の駆動装置の点検・調整作業時に遊離性の汚染が検出された。スミヤ法で測定したところ、駆動部保護キャップ内側で約 1.5×10^4 dpm/100 cm²、駆動部表面で最大 1×10^5 dpm/100 cm² であった。この汚染の詳細を調べ、汚染原因を追求したので以下に記す。

(1) 汚染核種の同定

スミヤ濾紙で採取した試料について、次の測定を行った。

- ① Ge(Li) 半導体検出器による γ 線スペクトル測定
- ② フェザー法による β 線最大エネルギー測定
- ③ 放射能半減期測定
- ④ 液体シンチレーション・カウンターによる以下の測定
 - (a) 採取試料の β 線スペクトル測定
 - (b) ^3H と ^{14}C のクエンチングの異なる標準試料の β 線スペクトルとの比較
 - (c) スピルオーバー法 (AES 法, ESCR 法) による ^3H , ^{14}C の定量

その結果、汚染核種は ^3H と ^{14}C であることがわかった。また、スミヤ採取試料の定量の結果、 ^3H が約 1×10^{-1} $\mu\text{Ci}/\text{sample}$ 、 ^{14}C が約 5×10^{-2} $\mu\text{Ci}/\text{sample}$ であった。

(2) 汚染原因調査

核種の同定と平行して、原因調査も進めた。

^{14}C の生成反応としては、 $^{14}\text{N}(n, p)^{14}\text{C}$ 生成反応が有力である。また、 ^3H 生成は $^3\text{He}(n, p)^3\text{H}$ 生成反応と考えられる。今回は、 ^{14}C の生成原因を調査した。

前回の制御棒オーバーホール作業時に交換した部品など(シャフト回り止め、耐放射線用グリス、シリコングリス)に窒化物が混入していたかどうかを調査した。さらに、これらを JRR-4 で放射化分析したが、耐放射線用グリスから ^{75}Se が検出されただけであり、 ^{14}C は検出されなかった。

次に考えられるのは、He ガス中への空気の混入である。制御棒駆動部をオーバーホールする際、制御棒系内を He ガスを空気に置換して作業し、終了後、再び空気を He ガスに置換する。しかし、空気から He ガスの置換が十分でなく、制御棒系内に空気が残留した状態で原子炉を運転した場合、空気中の窒素が熱中性子を吸収し、 (n, p) 反応により ^{14}C を生成すると考えられる。

そこで、一本の制御棒系内が、空気で満たされた状態で1サイクル(10日)原子炉が運転された場合、どの程度の ^{14}C が生成されるかを試算した。また、制御棒系内を He ガスで充てんした状態で1サイクル運転した場合、 $^3\text{He}(n, p)^3\text{H}$ 生成反応による ^3H 生成量も試算した。この推定結果は、 ^{14}C で $65 \mu\text{Ci}$ 、 ^3H で $77 \mu\text{Ci}$ であった。この推定値からみて、制御棒系内に空気混入の状態、何サイクルか原子炉が運転された場合、 ^{14}C による汚染の発生することが十分に考えられる。

(山口武憲)

A. 3.6 JPDR インコアモニタ冷却水配管切断作業時の放射線管理

1979年1月、定格温度、圧力下における制御棒駆動試験中、インコアモニタ配管から冷却水の漏洩が発見された。そのうち、実施された調査によって8本中2本の配管に欠陥が確認されたため、1980年2月8日から約1カ月にわたって欠陥部分の検査および試料採取のための切断作業が行われた。

(1) 作業の概要

原子炉圧力容器の底部から炉心に貫通している8本のインコアモニタ配管の炉外ノズル部について、液体浸透探傷検査、超音波探傷検査が実施され、その後、欠陥の確認された2本の配管と異常の認められない1本の配管が切断された。切断には専用の空気ソーが製作され、実規模のモデルを用いてモックアップ試験が行われ、作業の習熟訓練を行った後実施された。切断後炉内配管については、ファイバースコープによる検査が行われた。

(2) 照射線量率

被曝低減対策として、制御棒シムブル部へ厚さ6mmの鉛板を、浄化系配管には厚さ25mmから40mmの鉛毛を用いて仮遮蔽を行った。これによって、作業場所の照射線量率は約30%減少し、平均14 mR/hであった。

(3) 空气中放射能濃度

切断作業に空気ソー、空気グラインダを使用するため、特に空気汚染の防護に対して慎重な考慮を払った。作業場所はビニールシートで養生し、局所排気を行った。作業場所への出入りにはバリヤを2箇所設け汚染の拡大を防止した。切断作業時の呼吸用保護具はエアラインマスクを着用した。切断部分の主要核種は、切粉の核種分析の結果、 ^{60}Co (95%)、 ^{54}Mn (5%) であり比放射能は平均 $0.1 \mu\text{Ci/g}$ であった。作業期間中の最大濃度は、 $5.8 \times 10^{-13} \mu\text{Ci/cm}^3$ であった。

(4) 被曝線量

本作業による職員および外来業者の外部被曝線量を Table A.3.6-1 に示す。いずれも作業前に設定された計画被曝線量の1/2以下であった。

また、今回の作業では、外来業者側から、特に強い要望があり、作業着手前と終了後に全員の体外計測が行われたが、全員体内汚染は認められなかった。(高橋昭雄)

Table A. 3.6-1 インコアモニタ配管切断作業時の被曝線量

(東海研究所, 1979年度)

対象者	総被曝線量 (person・mrem)	最大被曝線量 (mrem)	平均被曝線量 (mrem)	計画被曝線量 (mrem)
外来業者	2,061	418	229	1,000
職員	329	132	110	400

A. 3.7 第2廃棄物処理棟の放射線管理用空気サンプリングシステム

新設された第2廃棄物処理棟における放射線管理のなかで、空気汚染モニタリングを効果的かつ合理的に行うために、モニタリングに必要な吸引設備、サンプリング配管などを、建家設備工事の一環として設置した。

Fig. A. 3.7-1 にサンプリングシステムの概略系統図を示し、以下に各系統の機器の仕様および性能について述べる。

- (1) 吸引設備 ルーツ型ブロワ ($2\text{ m}^3/\text{min}$) を、スタック系およびローカルサンプリング系に各々2台設置した。2台は交互に運転され、運転中のブロワの故障時には他のブロワが自動起動するバックアップシステムを採用した。
- (2) サンプリングヘッダ ブロワによる吸引空気をスタック系およびローカル系に分岐し、さらに各サンプリング系へ分岐する。各系統ごとの吸引空気量の調整は、真空計、差圧式流量計、バルブによって行う。なお差圧式流量計は空気の流れ方向に関係なく流量指示することができるため、ヘッダの場合のように流れ方向が上から下への場合でも、フロートによる流量指示が可能である。
- (3) サンプリング配管 スタックダスト、ローカルサンプリング、セル内、排気フィルタユニットなどの吸引配管を各系統ごとに付設し、これらの配管をヘッダに接続する。配管材料は、スタック系およびセル内系については SUS-304、それ以外の系統については SGP を用いた。ローカルサンプリング系の配管末端には、真空計、差圧式流量計および流量調整バルブを設けた。また各種集塵器の脱着を容易にするためクィックカップラを取付けた。

これらのサンプリングシステムは、以下に述べる効率化をもたらすことができる。第1に、ルーツ型ブロワの設置により、安定した吸引空気を得られ、サンプリング機器を少なくすることができる。第2に、流量計、カップラで構成されたサンプリング配管の設置により、集塵器のみに取付で、ダストモニタリングを容易に行うことができる。

なお、これらのサンプリングシステムのほかに、測定用 PR ガスの集中配管、および Ge (Li) 検出器の冷却に必要な液体窒素供給配管も施工した。 (松下紘三)

A. 3.8 使用済燃料キャスク除染にともなう放射線管理

燃料試験施設においては、内装機器の整備が進み、1979年12月上旬に日本原子力発電(株)敦賀発電所より、初めて使用済燃料2集合体が搬入された。その燃料は、濃縮度2.5%、燃焼度21,260、22,018 MWD/T、照射期間1,321日、冷却期間574日である。輸送容器(以下「キャスク」という)は、日本核燃料開発(株)が管理している NH-25 BM 型 が使用された。その構造、寸法を Fig. A. 3.8-1 に示す。キャスクの内外筒、燃料集合体容器、上下緩衝体の材質は、すべてステンレス鋼である。燃料試験施設に搬入後、約3週間燃料集合体の取出しとキャスクの除染作業が行われた。この作業に関する放射線管理について述べる。

(1) 作業概要

使用済燃料搬入にともなう作業は、①キャスクを施設へ搬入し、除染エリアの指定位置に固定、②キャスク内筒の水置換とガス抜き、③キャスクをプール水中に移動し、燃料集合体容器内の水置換、④燃料集合体をキャスクから取出し、プール内燃料貯蔵ラックに保管、⑤キャスクをプー

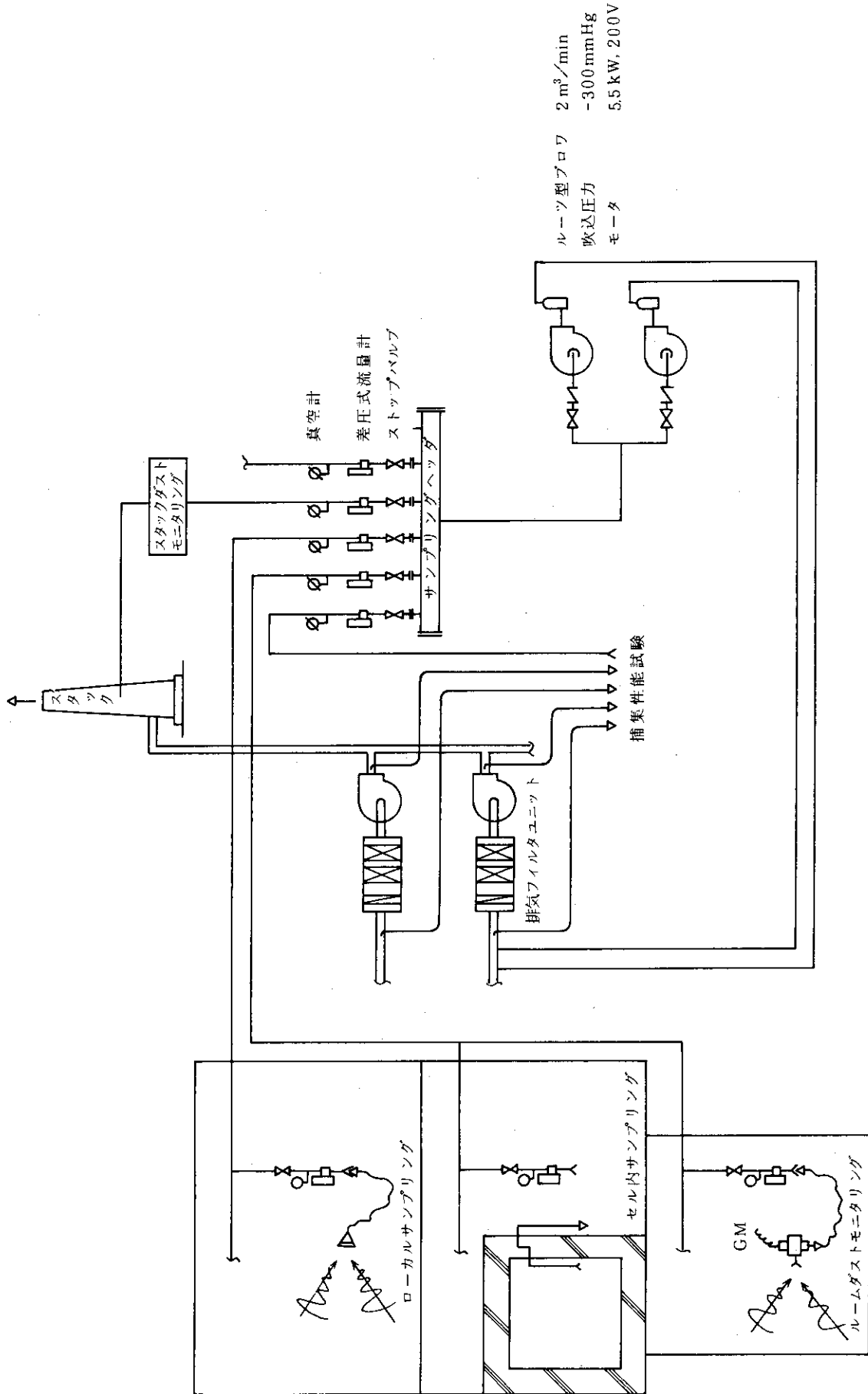


Fig. A.3.7-1 サンプリングシステム概略系統図

ルから引上げ、再度除染エリアに固定し、燃料集合体容器の内部および表面の除染、⑥キャスク内部、表面の除染、⑦キャスクの施設外への搬出、の手順で実施された。

(2) 主な除染作業および照射線量率、表面汚染密度

キャスクの除染作業のためにプール北側の除染エリアに設置した除染用足場は、パイプ組立式（縦横 2.7 m、高さ 5.8 m）で、それに昇降用固定はしごと板状足場（上中下 3 段、幅 50 cm）が取付けられており、その 4 側面は空気汚染拡大および除染用廃液飛散を防止するため厚手のポリエチレンシートで保護されている。

除染作業工程の中で、特記すべき事項は次の通りである。燃料集合体入りキャスクの搬入時の表面照射線量率は、最大 40 mR/h であった。キャスクおよび燃料集合体容器蓋の撤去、集合体容器内の水置換、燃料集合体の取出し作業は、プール（縦 6 m × 横 10 m × 深さ 15.5 m、水量約 870 ton）水深約 10 m の中で実施された。キャスク蓋部の表面汚染密度は 6×10^4 dpm / 100 cm²、燃料集合体容器蓋部の汚染による表面の線量率は 2 mR/h であった。キャスクは、軽除染を行いながらプールから引上げ、除染エリアにおいて再除染を行った。汚染はキャスク上部にかぎられており、軽除染後の表面汚染密度は最大 8×10^3 dpm / 100 cm² であったが、再除染後は 200 dpm / 100 cm² 以下になった。

集合体容器内部の除染のための水置換は、水フィルタ、イオン交換樹脂フィルタを通して繰返されたため、両フィルタ表面の照射線量率は 250 mR/h に上昇し、置換水の放射能濃度は 10^{-4} μCi/cm³ オーダになった。しかし集合体容器底部の照射線量率は、1.2 R/h と高く、水置換による除染効果は少なかったので長いパイプに布ウエスを取付け、水洗による湿式除染を繰返した結果、照射線量率は 35 mR/h に減少し、除染効果が認められた。なおこの除染で 20 ℓ ポリ容器 5 本に回収した廃液の照射線量率は、ポリ容器表面で 250 mR/h に達した。また除染後の集合体容器の表面汚染密度は、最大 2.4×10^3 dpm / 100 cm² であった。

内径 353 mmφ のキャスク内部の除染は、パイプクリーナを使用した。装置の不調と不慣れな高所作業のため必要以上に時間を浪費し、また凸部のある底部除染は不可能であったため、結局は布ウエスを取付けたパイプの使用による手作業で行い、 2×10^3 dpm / 100 cm² まで除染することができた。

(3) 空気中放射能濃度

作業中に発生した空気中放射能濃度を評価した結果、プール側面の局所排気装置前において、1 時間平均濃度が 1.7×10^{-11} μCi/cm³、10 分間平均濃度に換算すると 1.0×10^{-10} μCi/cm³ の高濃度に達していた。これは、プール内で燃料集合体容器の蓋を撤去した際、汚染した小気泡が約 5 分間大量に発生したことに起因する。

その他、除染エリア内でのキャスク表面の除染、集合体容器内の水置換、同容器内部および表面の除染などの各作業においても、下記の空気中放射能濃度が検出された。除染用足場のポリエチレンシートカバの内側では、1 時間平均濃度が 10^{-11} μCi/cm³ オーダ、その外側では 10^{-12} μCi/cm³ オーダ、サービスエリア内ローカルサンプリング端では 10^{-13} μCi/cm³ オーダであった。

上記の測定において検出された核種は、最初のキャスク内筒の水置換作業においては ¹³⁴Cs および ¹³⁷Cs、その他の作業においてはすべて ⁵⁴Mn、⁶⁰Co であった。

(4) 問題点

今回の経験から軽水炉使用済燃料搬入に伴う一連の作業において、いくつかの問題点が挙げられる。

- ① サービスエリア内の風向の再調整と局所排気量の強化
- ② 除染用足場の高さシートカバの密封化
- ③ 高レベル液体、固体廃棄物の一時的処理方法、および保管方法
- ④ キャスク、燃料集合体容器の除染装置の改善と除染方法の確立

以上の点について早急に検討し、次の同作業に対処する必要がある。

(泉 幸男)

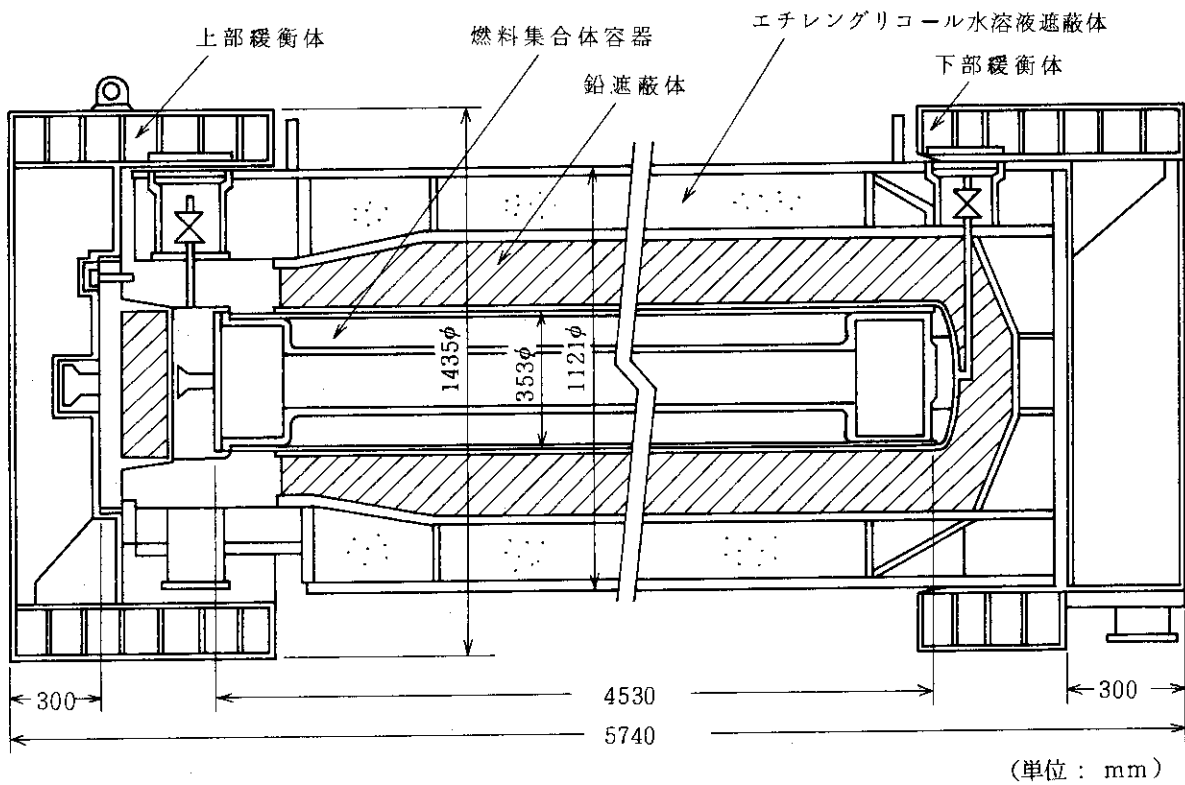


Fig. A.3.8-1 NH-25 BM型輸送容器の構造

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、1978年度とほぼ同様に定地点および走行経路における照射線量の連続および定期測定、環境試料の定期採取、排水試料の連続採取、ならびにそれら試料の放射能測定を実施したほか、気象観測などを行った。その結果、施設からの排出放射性物質に起因する異常は認められなかった。

JT-60サイト(那珂町)のバックグラウンド調査を開始した。現在まで周辺監視区域北側に設置してあったモニタリングポスト(MP-12)を、拡張予定(北地区)の新周辺監視区域北側へ移設した。
(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

1978年度と同様、東海研究所4地点、大洗研究所2地点で連続監視した。その結果施設放出放射能による異常は認められなかった。 γ 線照射線量率、大気塵埃中の α 放射能と β 放射能濃度の月平均値をFig. A.4.2-1に示す。

(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、各月とも表の「平均」より数 $\mu\text{R}/\text{h}$ 程度高くなる。表中特に高い値については、表の脚注にその原因を示した。なお、MP-17、MP-18などでは10月から値が急変しているが、これは定期点検により機器の調整が行われたためである。

(3) 定点における γ 線照射線量率測定

1978年度と同様測定点19点について4月と10月に実施したが、異常は認められなかった。

(4) 環境中の積算線量の監視

1978年度と同様、TLD(Mg_2SiO_4 :Tb)により3か月ごとの積算線量を測定した。施設放出放射能による異常は検出されなかった。

(5) γ 線照射線量率の走行測定

1978年度と同様、走行サーベ이를1980年5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

1978年度と同様、各気象要素について連続観測を行った。

(7) その他

- (a) 車載型環境 γ 線測定装置の更新を行った。本装置は、緊急時走行サーベイデータの解析を迅速に行うことを目的として設計したものである。空間 γ 線照射線量率、エネルギーに関する情報、走行スピード、位置チェック信号など全5情報が、デジタル・レコーダ(カセット

トタイプ)に記録される。データは0.1秒から10,000秒の間で任意にサンプリングができる。今後、本装置により、地形、地質および環境条件などの違いによる自然放射線の空間変動特性を調査し、施設起因放射能の識別限界などを明らかにするための検討を進めていく。

- (b) モニタリングステーションでは、連続移動濾紙式ダストモニタにより、大気中の α および β 放射能のモニタリング(それぞれ集塵8時間および4時間後に測定)を行っているが、自然放射能(ThB, ThCなど)によりバックグラウンドが $10^{-12} \sim 10^{-11} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ の変動を示すため、施設の平常運転による低レベル放射能の検知は困難である。この問題を解決するために、固定濾紙式ダストモニタに変更する。本装置により、1週間集塵した濾紙試料を、低レベル β 測定装置で測定すると、 $2 \sim 3 \times 10^{-15} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ 程度までの空气中放射能濃度の監視が可能になる。一方集塵位置に検出器が設置してあるので、異常放出時の高レベル空气中放射能濃度の即時監視が可能になる。
- (c) JT-60サイトのバックグラウンド調査として、12月に空間 γ 線照射線量率、空間 γ 線スペクトル分布、積算線量、土壤中の放射能濃度について、第1回目の測定を行った。
- (d) 低中レベル保管廃棄施設の稼働により、北側周辺監視区域が拡張されることとともない、モニタリングポスト(MP-12)を新周辺監視区域に移設した。
- (e) 「JRR-2原子炉施設の変更」とともない、事故時の被曝線量について評価を行った。
- (f) 「大洗研究所JMTR-Cの臨界試験(中濃度燃料, 45%)」にともなう環境評価のために、1974年から1978年の5年間の大洗地区気象データについて、気象指針に基づく気象統計解析を行った。

(片桐 浩)

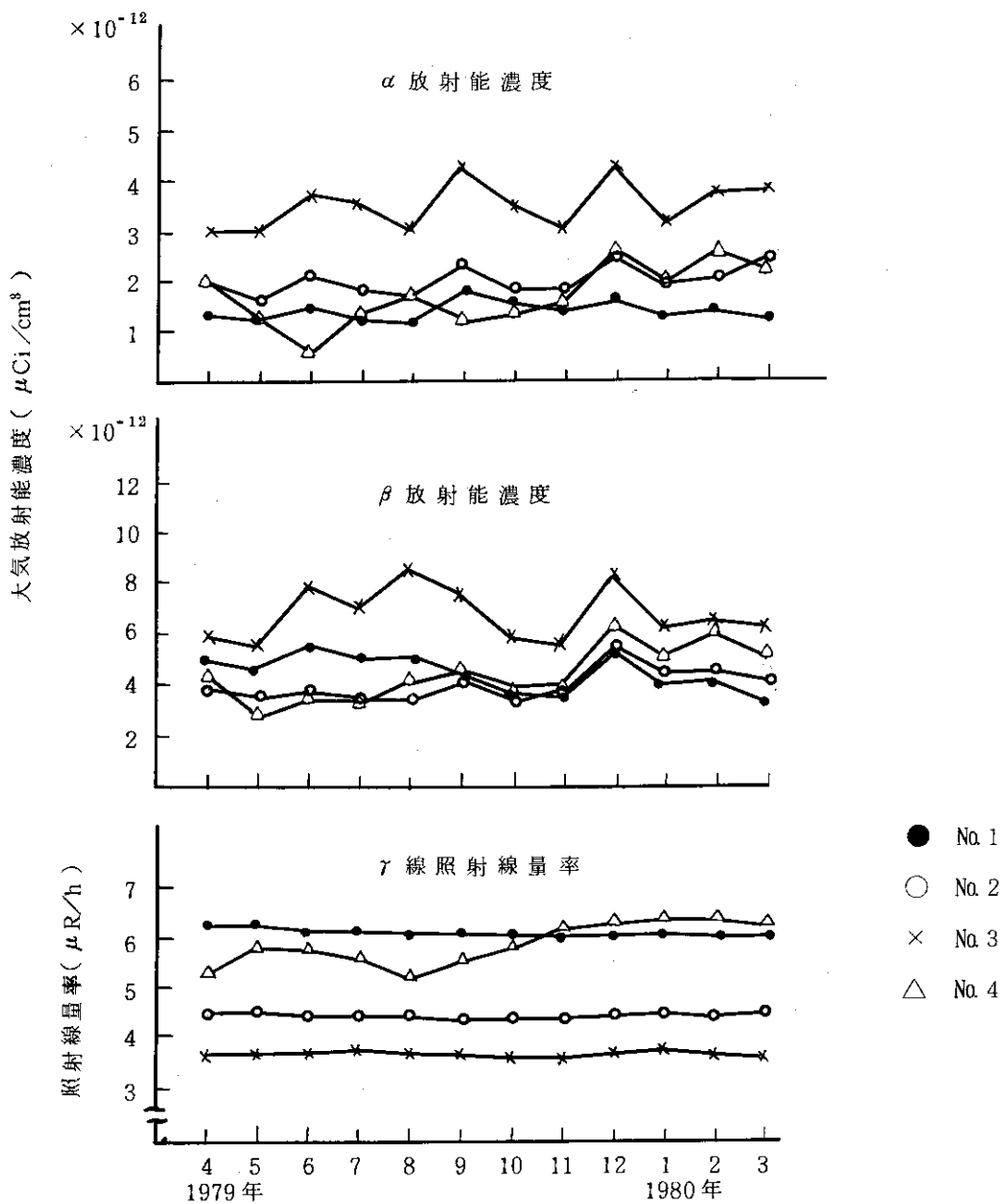


Fig. A.4.2-1 モニタリングステーションにおけるγ線照射線量率および大気塵埃中放射能濃度の月平均値

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, 1979年度)

ポストNo	年 月		1979年												1980年			平均	標準 偏差
			4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3					
			平均	最大	平均	最大	平均	最大	平均	最大	平均	最大	平均	最大	平均	最大			
構内 ポスト	MP-11	5.4	5.4	5.1	5.1	5.1	5.3	5.3	5.4	5.5	5.5	5.4	5.4	5.5	5.5	5.4	5.2	5.3	0.15
	MP-12	5.4	5.3	5.0	5.1	5.2	5.3	5.3	5.4	5.4	5.4	5.4	5.4	5.4	5.4	5.4	5.2	4.9	0.17
	MP-13	5.6	5.4	5.2	5.4	5.6	5.6	5.6	5.6	5.6	5.5	5.6	5.6	5.5	5.5	5.4	5.1	5.5	0.17
	MP-14	7.8	7.5	7.5	7.4	7.2	7.5	7.5	7.6	7.6	7.4	7.6	7.5	8.7	7.3	7.2	7.2	7.2	0.20
	MP-15	5.6	5.6	5.6	5.6	5.7	5.6	5.6	5.4	5.3	5.1	5.3	5.3	5.1	4.8	4.7	4.9	5.3	0.36
	MP-16	4.0	4.0	4.0	4.6	4.5	4.6	4.6	4.3	4.4	4.3	4.4	4.4	4.3	4.2	4.1	4.2	4.3	0.22
	MP-17	4.6	4.6	4.4	4.4	4.3	4.4	4.7	5.1	5.2	5.1	5.1	5.2	5.1	5.1	5.1	5.1	4.8	0.34
	MP-18	4.2	4.1	4.3	4.0	4.4	4.8	4.8	5.4	5.5	5.4	5.4	5.5	5.4	5.4	5.3	5.2	4.8	0.59
	MP-19	4.8	4.7	4.6	4.5	4.4	4.6	4.6	4.8	4.9	4.9	4.8	4.8	4.9	4.8	4.8	4.8	4.7	0.17
	MP-21	4.9	4.9	4.9	4.9	5.0	5.0	5.0	4.9	4.9	4.8	4.9	4.9	4.8	4.6	4.5	4.7	4.8	0.16
	MP-22	5.0	5.0	5.1	5.2	5.3	5.3	5.3	5.0	4.9	4.7	4.9	5.0	4.7	4.6	4.5	4.7	4.9	0.27
	MP-23	4.7	4.8	4.9	4.9	5.0	4.9	4.9	4.9	4.6	4.5	4.3	4.6	4.3	4.3	4.2	4.3	4.7	0.27
	MP-24	5.1	5.3	5.6	5.7	6.0	6.0	6.0	6.0	4.9	5.1	4.6	4.9	4.6	4.4	4.3	4.5	5.1	0.61
	MP-25	4.9	4.9	5.1	5.2	5.3	5.4	5.4	5.1	5.1	5.1	5.1	5.1	5.1	5.0	4.9	4.9	5.1	0.17
構外 ポスト	6.7	7.5	7.7	7.6	7.2	6.5	7.2	7.3	7.1	6.9	6.7	6.3	6.4	6.7	6.7	5.3	6.3	—	—

(単位: $\mu R/h$)

* 1 第2廃棄物処理棟非破壊検査の影響

* 2 東大炉の運転による影響

* 3 中レベル廃棄物の搬入 (RI協会より) による影響

* 4 第2廃棄物処理棟ダクトX線検査の影響

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

1978年度と同様に、東海研究所内および周辺における環境試料中の全 β 放射能の測定を行った。

各試料の測定結果を、Table A. 4.3-1に示す。これらの値は、1978年度の測定結果と比較して大きな差はなく、施設からの放出による影響は認められなかった。

(2) 降下物の全 β 放射能の測定

水盤への落下塵および定常採取している雨水中の放射性降下物（フォールアウト）の月間降水量の変動をFig. A. 4.3-1に示す。水盤法による測定結果では例年と同様に、4～5月に季節変動による影響（spring peak）がみられたが、降水量は1978年に比較すると1/5程度であった。雨水については、その放射能濃度は全て検出限界値以下であった。

(3) 環境試料中の核種分析

1979年度に採取した土壌、海底土、排水溝出口土砂中に含まれる放射性核種および濃度をNaI(Tl)検出器による γ 線核種分析から求めた。その結果をTable A. 4.3-2に示す。これらの核種はすべて天然に存在するものであり、1978年度と比較して大きな変動は認められなかった。

(4) 排水溝排水中の放射能濃度

排水溝排水中の放射能濃度の測定結果をTable A. 4.3-3に示す。第1および第2排水溝では、連続採水サンプラによって1週間連続採取したコンポジット試料（合成試料）週平均濃度を求め、第3排水溝では、排水溝出口における毎週1回の採水試料から濃度を求めている。表中の値はこれらを月平均した値である。各排水溝の全 β および第2排水溝の ^3H のいずれについても、それぞれ未知核種および ^3H に対する排水中の許容濃度（ ^{226}Ra 、 ^{228}Ra を含まない場合： $1 \times 10^{-7} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ および $3 \times 10^{-3} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ ）以下で問題はなかった。なお、第1および第2排水溝には、異常放出を検出する目的で連続排水モニタが設置してあるが、異常放出は認められなかった。

（中戸喜寄）

(5) 大気中の放射性核種濃度

構内のモニタリングステーションに設置されているダストモニタによって1カ月間集塵した濾紙（HE-40T、吸引量約290 ℓ/min ）を灰化し、Ge(Li)半導体検出器による核種分析から大気中の放射性核種濃度を求めた。検出された主な核種は ^7Be 、 ^{137}Cs であり、結果はFig. A. 4.3-2に示す。1978年度と比較して大きな変動は認められなかった。

（梁瀬芳晃）

Table A. 43-1 環境試料中の全β放射能測定結果

(東海研究所, 1979年度)

試料・地点名	前期	後期	試料・地点名	前期	後期
土 壤 pCi/g 乾土			農 産 物 pCi/g 生体		
構 内 JPDR	14	14	松葉<指標物>	2.8	2.9
東海村須和間	9.0	8.1	牛乳(船場)	1.4	1.4
" 亀下	16	14	牧草(")	5.9	2.8
" 石神	10	14	精米(須和間)	—	0.7
勝田市高場	8.3	4.8	甘藷(")	—	4.4
" 宮前	8.3	7.0	ほうれん草(")	—	4.1
" 稲田	4.7	5.9	水 産 物 pCi/g 生体		
那珂町横堀	6.3	9.2	(東海沖産)		
排水溝出口付近砂 pCi/g 乾土			ヒラメ { (可食部) (骨) (内臓)	2.0	2.4
第1排水溝	13	14		—	3.2
第2 "	17	15		—	1.8
第3 "	16	13		シラス(全部)	1.4
飲料水 pCi/l			(久慈産)		
阿漕浦取水口	3.6	*	ワカメ	1.1	—
荒谷台浄水場	*	*	カジメ	—	1.4
長堀 "	*	*	海 底 土 pCi/g 乾土		
岡 "	*	*	東海沖500m	21	15
照沼 "	*	*	" "	26	20
東海村須和間	*	*	" 5 km	11	12
河川水 pCi/l			" 2 km	14	12
久慈川原研取水口	*	*	海 水 pCi/l		
久慈川河口(豊岡)	*	*	東海沖500m	*	*
			" "	*	*
			" 5 km	*	*
			" 2 km	*	*

* 検出限界以下

Table A. 4 3 - 2 環境試料中の自然放射性核種濃度

(東海研究所, 1979年度)

試料 地点名	前 期			後 期		
	^{232}Th	^{238}U	^{40}K	^{232}Th	^{238}U	^{40}K
	pCi/g 乾土			pCi/g 乾土		
土 壤						
構 内 J PDR	0.27	0.10	14.5	0.49	0.15	23.1
東海村 須和間	0.32	0.11	5.3	0.32	0.15	11.0
" 亀下	0.80	0.31	14.5	0.66	0.55	14.7
" 石神	0.50	0.18	7.4	0.47	0.16	17.4
勝田市 高場	0.30	0.10	3.3	1.69	1.06	14.8
" 稲田	0.32	0.08	3.6	0.34	0.16	4.2
那珂町 横堀	0.35	0.17	4.8	0.37	0.12	5.5
排水溝出口付近砂						
第 1 排水溝	0.58	0.20	18.6	0.22	0.14	21.2
第 2 "	0.26	0.11	20.3	0.22	0.15	20.1
第 3 "	0.32	0.13	19.3	0.24	0.11	19.3
海 底 土						
東海沖 500m	3.3	1.3	12.9	2.8	0.93	14.8
" 5 km	0.24	0.09	12.9	0.27	*	13.3
" 2 km	0.57	0.24	17.5	0.61	0.28	14.5

* 検出限界以下

Table A. 4.3-3 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, 1979年度)

地点 年月	第 1 排水溝	第 2 排水溝		第 3 排水溝
	全 β ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	全 β ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	^3H ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	全 β ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)
1979年 4月	3.7×10^{-9}	4.3×10^{-9}	3.0×10^{-6}	1.4×10^{-9}
5月	$< 3.3 \times 10^{-9}$	3.9×10^{-9}	1.8×10^{-5}	1.4×10^{-9}
6月	4.2×10^{-9}	4.7×10^{-9}	1.3×10^{-6}	0.9×10^{-9}
7月	$< 3.3 \times 10^{-9}$	2.8×10^{-8}	2.4×10^{-5}	0.9×10^{-9}
8月	$< 3.6 \times 10^{-9}$	9.8×10^{-9}	8.2×10^{-6}	1.2×10^{-9}
9月	$< 3.6 \times 10^{-9}$	6.2×10^{-9}	5.9×10^{-6}	1.0×10^{-9}
10月	$< 3.6 \times 10^{-9}$	4.4×10^{-9}	6.1×10^{-6}	1.1×10^{-9}
11月	$< 3.6 \times 10^{-9}$	7.0×10^{-9}	1.9×10^{-6}	1.2×10^{-9}
12月	3.6×10^{-9}	4.6×10^{-9}	9.6×10^{-5}	1.2×10^{-9}
1980年 1月	$< 4.4 \times 10^{-9}$	7.0×10^{-9}	2.1×10^{-5}	$< 1.2 \times 10^{-9}$
2月	$< 4.4 \times 10^{-9}$	4.4×10^{-9}	2.8×10^{-5}	$< 1.2 \times 10^{-9}$
3月	$< 4.4 \times 10^{-9}$	4.8×10^{-9}	8.7×10^{-6}	$< 1.2 \times 10^{-9}$

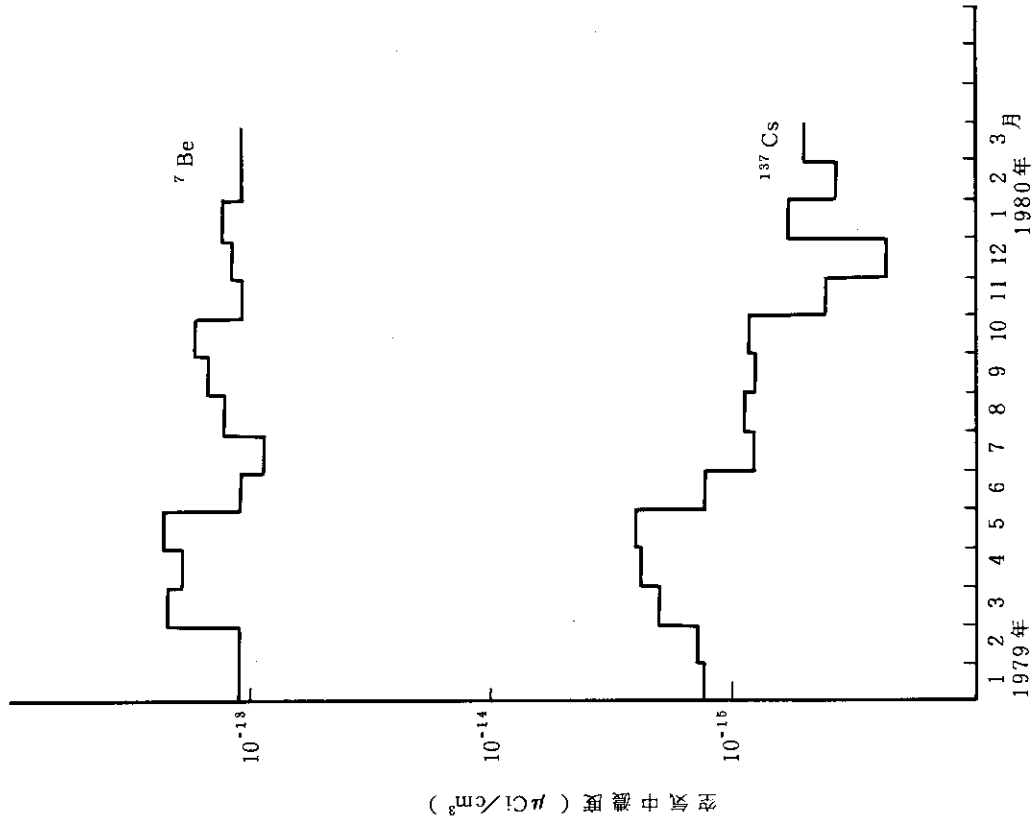


Fig. A.4.3-2 大気中の放射性核種の月平均濃度

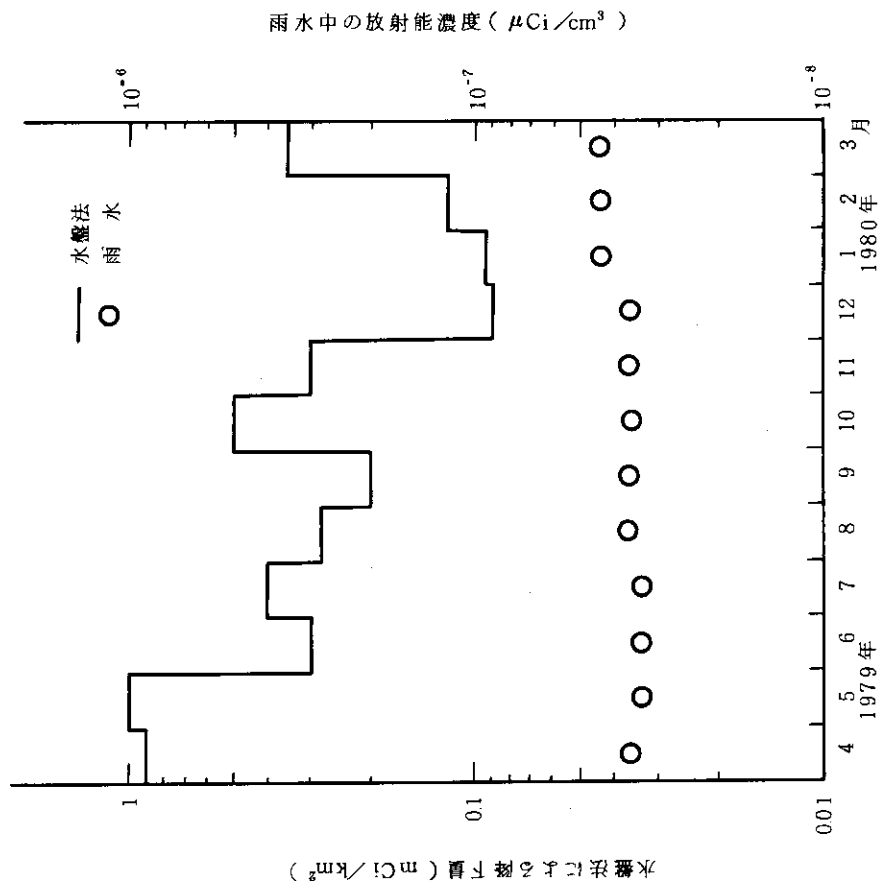


Fig. A.4.3-1 降下物の全β放射能降下量

1 A.5 放射線計測器類の管理

A.5.1 概要

環境放射線監視システム、東海研究所各施設の放射線モニタおよびサーベイメータの年次計画に基づく更新および定期点検校正、修理を行い、稼働率の向上に努めた。1979年度は環境放射線監視システムのダストサンプリング装置について、新たに開発した浜紙の間欠送り方式を採用することとし、東海研究所4ステーション、大洗研究所2ステーションにおいて更新した。また、非常用モニタは設置する施設とその場所について検討、整理するとともに測定レンジを拡大し10施設で更新した。さらに、第1および第2廃棄物処理棟モニタの新設、発注を行うとともに、リニアック棟などのモニタを更新した。サーベイメータについては新しく設計したシンチレーション型 γ 線用サーベイメータの特性試験を終え、これを加えて合計18台更新した。

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

放射線管理用試料の計測においては、グロス測定1,597個、核種分析定量3,425個を測定した。これらに使用する γ 線スペクトロメータについてはスペクトル解析プログラムを整備し、自動化をさらに進めた。

放射線標準施設等については核燃料物質、RIなどの使用許可申請などを完了した。完成は1980年6月の予定である。
(沼宮内弼雄)

A.5.2 サーベイメータ校正および試料計測

(1) サーベイメータ校正

東海研究所、高崎研究所、大洗研究所および原子炉研修所で使用しているサーベイメータの点検校正を実施した。1979年度の点検校正台数は479台、修理台数306台であった。故障内容は老朽化および機械的破損が主なものである。現有サーベイメータの約70%は老朽化、旧式化しており年次計画に基づいて新型サーベイメータに更新を進めている。また放射線標準施設棟の完成にともない自動校正装置の導入とサーベイメータの規格化を検討中である。

(2) 試料計測

各種放射線管理試料の測定および測定装置の保守点検校正を実施した。1979年度はグロス測定1,597個、核種分析測定3,425個であった。放射能試料自動測定解析装置が定常運転を開始した。また同装置の稼働率を高めるため試料自動交換装置の設計を完了し製作を開始した。

(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。放射線モニタ部については年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。

大洗の第1、第2ステーションのデータはテレメータ方式で東海研に送られているが、最近では周辺の開発とともに都市雑音の増加と近傍周波数電波による混信とでデータの欠損が目立った。この2ステーションのデータ伝送方式については公社回線等を利用するなど何らかの対策が必要である。1979年度の故障発生は9件であった。

(2) 施設放射線管理用モニタの維持管理

放射線管理第2課、第3課所管のモニタ装置について各施設とも、年2回の定期点検校正を実施した。

1979年度からはタンデム加速器棟、実用燃料試験施設、FNS棟、第1廃棄物処理棟の4施設の放射線管理用モニタが新設され、これらの定期点検校正および保守管理を行った。新設されたモニタの数は東海研の全施設のモニタの1/4に相当する。Table A. 5.3-1に1979年度のモニタ別故障統計を示す。

(3) モニタ更新

a) 環境放射線監視システム

ダストサンプリング装置を新たに開発、更新した。従来のダストサンプリング装置は浜紙が連続的に移動する方式であった。新方式では1週間を基本サイクルとした間欠送りとなっており、データの処理は自動化されている。構内および村内にある4ステーションの装置をこの方式で更新した。なお、大洗研究所の第1モニタリングステーションおよび第2モニタリングステーションのダストサンプリング装置も同時に、同一規格のダストサンプリング装置で更新した。

b) 施設放射線管理用モニタ

1979年度は非常用モニタを更新した。更新に先立ち、非常用モニタを設置する施設、設置する場所などについて再検討し、10施設に整理するとともにTMI事故例を考慮して、測定レンジの拡大、使用できる電源の多様化などの改良を行った。

JRR-2放射線管理用モニタの集中管理とデータ処理自動化システムを発注した。ダストモニタなどのデータ処理の自動化により、日報、月報の自動作成が可能となる。完成は80年度の予定である。

その他、リニアックのスタックダストモニタ1系統、RI製造棟のヨウ素モニタ1系統を更新した。

(4) 新設建家放射線管理用モニタ

1979年3月、第1廃棄物処理棟のモニタを新設した。これにともなう放射線管理作業の合理化のため、従来汚染除去場の2階に設置されていた放射線モニタの一部も同所に移設した。新規のシステムは6系統で構成されている。

第2廃棄物処理棟モニタは現在製作中である。同所のモニタは全部で26系統で完成は1980年度の予定である。

(岩田幸生)

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, 1979年度)

モニタ名称	故障件数 (回)	故障率 (回/系統)
エリアモニタ	35	0.18
ダストモニタ	47	0.42
水・ガスモニタ	12	0.33
ハンドフットモニタ	17	0.37
モニタリングポスト	6	0.43
モニタリングステーション	3	0.17
その他	15	—
合計	135	0.32

A. 5.4 放射線標準施設棟の建設

最近、各種放射線測定機器は多様化し測定範囲も広く現有施設では対応できなくなってきた。また、国家標準との比較検定の維持などについても困難を生じてきたため、新らしく放射線標準施設棟の建設が必要となり、1979年より建設を開始した。建家は地下1階、地上2階、一部3階の鉄筋コンクリート建家で延面積約1,900 m²である。建家内は4室の放射線照射室を有し、装置はすべて制御室よりコントロールされる。また2階には非密封放射性物質取扱い設備を有している。各照射室の遮蔽能力は現在使用予定の放射線源（最大⁶⁰Co 100 Ci）を使用しても法律に定める管理基準を充分下まわるよう設計されている。中性子線、X線などを取扱う照射室は散乱線を減らすため1階床はグレーチングになっている。使用開始予定は1980年6月であり、当該官庁への許可申請は1979年度中に完了した。建家の概要をFig. A. 5.4 - 1に示す。

(上沢輝夫)

A. 5.5 ガンマスペクトロメータの解析プログラム

1978年度より整備を進めている放射能試料測定解析装置に¹用いる γ 線スペクトル解析プログラムを作成した。本プログラムはGe(Li)検出器で測定した γ 線スペクトルをOKITAC 50/40の小型計算機システムで解析し、試料の核種別の放射能を求める。作成にあたっては解析処理内容の充実をはかる一方で、解析命令の単純化や結果を得るまでの処理時間を最短にするよう考慮した。

プログラムのフローチャートをFig. A. 5.5 - 1に示す。本プログラムは収集されたスペクトルデータに対し、平滑化、規格化、他のスペクトルデータとの加減算のデータ加工機能をもつ。平滑化を除く加工は必要に応じて行う。平滑化は最小自乗法によるたたみ込み法で、3~25点法が指定できる。通常は5点法を用いている。ピーク探査ではピークの検出を行い、ピークの開始点、終了点、ピークチャンネル、ピークの多重度、ピーク面積などを求める。多重ピークの分割では多重ピークと判定されたピーク領域に対して、非線形最小自乗法によるピーク形の近似を

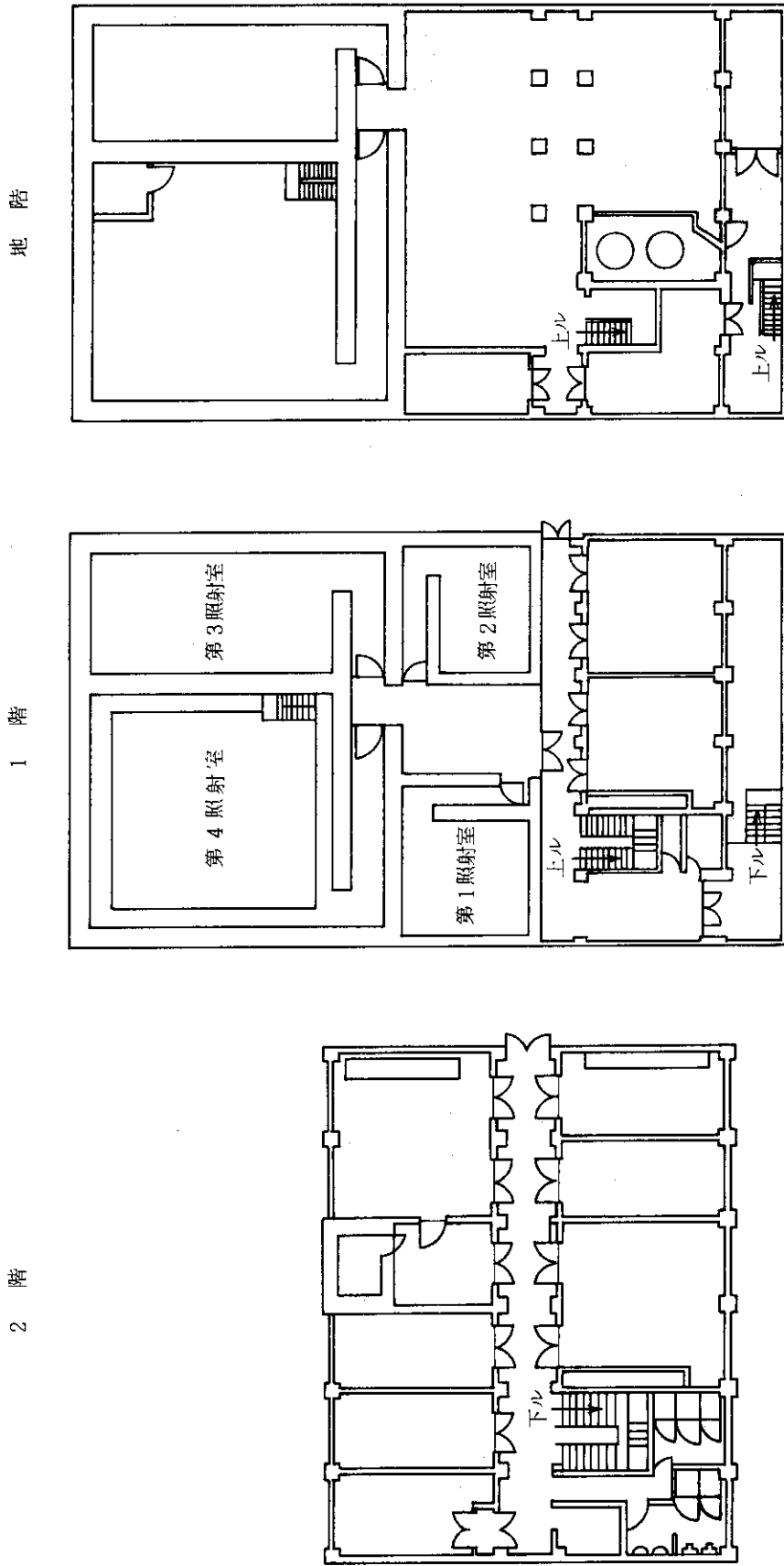


Fig. A.5.4 -- 1 Facility of Radiation Standard

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, 1979年度)

モニタ名称	故障件数 (回)	故障率 (回/系統)
エリアモニタ	35	0.18
ダストモニタ	47	0.42
水・ガスモニタ	12	0.33
ハンドフットモニタ	17	0.37
モニタリングポスト	6	0.43
モニタリングステーション	3	0.17
その他	15	—
合計	135	0.32

A. 5.4 放射線標準施設棟の建設

最近、各種放射線測定機器は多様化し測定範囲も広く現有施設では対応できなくなってきた。また、国家標準との比較検定の維持などについても困難を生じてきたため、新らしく放射線標準施設棟の建設が必要となり、1979年より建設を開始した。建家は地下1階、地上2階、一部3階の鉄筋コンクリート建家で延面積約1,900 m²である。建家内は4室の放射線照射室を有し、装置はすべて制御室よりコントロールされる。また2階には非密封放射性物質取扱い設備を有している。各照射室の遮蔽能力は現在使用予定の放射線源（最大⁶⁰Co 100 Ci）を使用しても法律に定める管理基準を充分下まわるよう設計されている。中性子線、X線などを取扱う照射室は散乱線を減らすため1階床はグレーチングになっている。使用開始予定は1980年6月であり、当該官庁への許可申請は1979年度中に完了した。建家の概要をFig. A. 5.4 - 1に示す。

(上沢輝夫)

A. 5.5 ガンマスペクトロメータの解析プログラム

1978年度より整備を進めている放射能試料測定解析装置に¹⁾用いる γ 線スペクトル解析プログラムを作成した。本プログラムはGe(Li)検出器で測定した γ 線スペクトルをOKITAC 50/40の小型計算機システムで解析し、試料の核種別の放射能を求める。作成にあたっては解析処理内容の充実をはかる一方で、解析命令の単純化や結果を得るまでの処理時間を最短にするよう考慮した。

プログラムのフローチャートをFig. A. 5.5 - 1に示す。本プログラムは収集されたスペクトルデータに対し、平滑化、規格化、他のスペクトルデータとの加減算のデータ加工機能をもつ。平滑化を除く加工は必要に応じて行う。平滑化は最小自乗法によるたたみ込み法で、3~25点法が指定できる。通常は5点法を用いている。ピーク探査ではピークの検出を行い、ピークの開始点、終了点、ピークチャンネル、ピークの多重度、ピーク面積などを求める。多重ピークの分割では多重ピークと判定されたピーク領域に対して、非線形最小自乗法によるピーク形の近似を

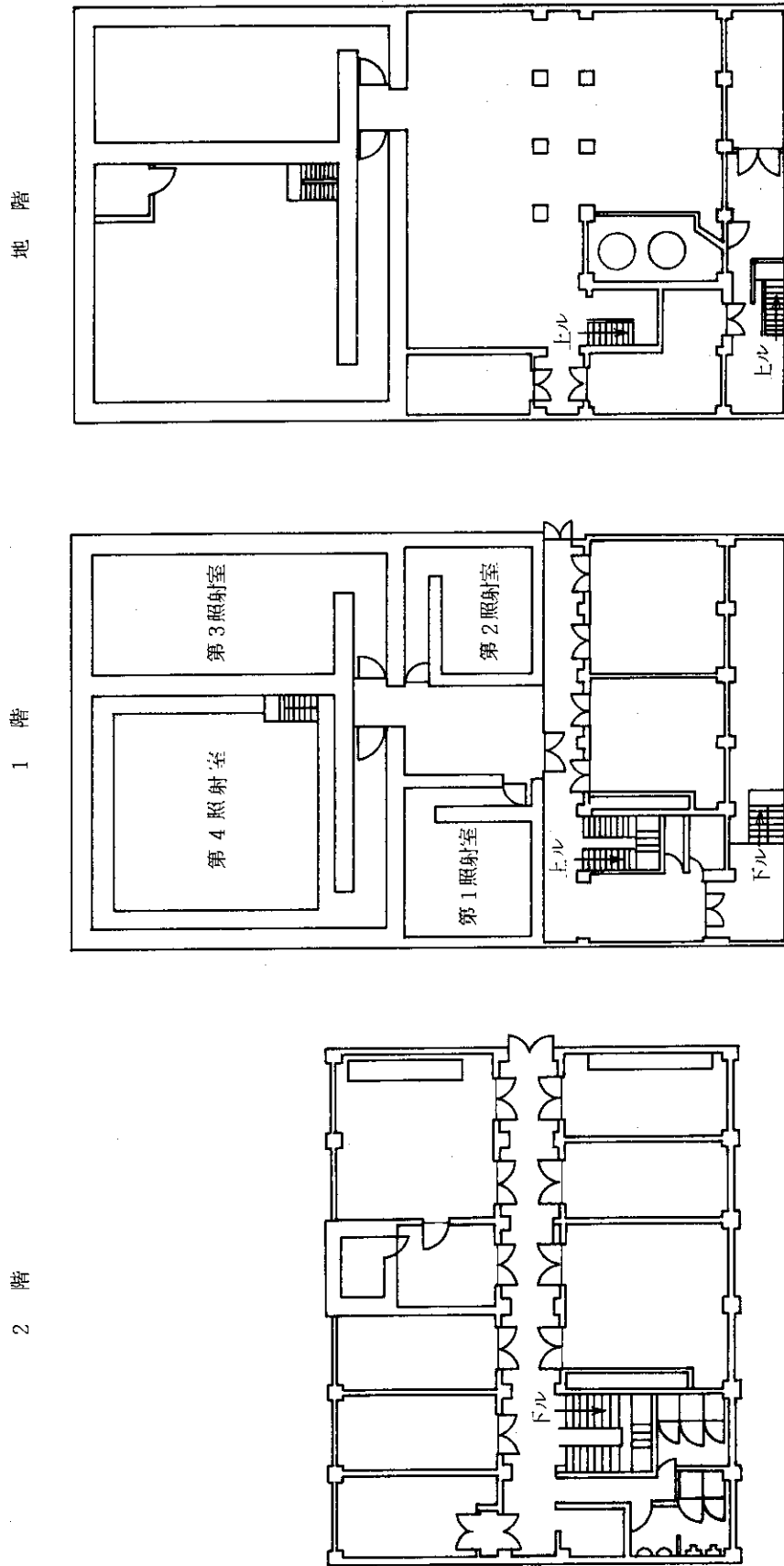


Fig. A.5.4 - 1 Facility of Radiation Standard

行い、多重ピークの分割を行う。エネルギーと計数効率の校正曲線は前もって求められた高次の関数式を登録しておく。計数効率の校正曲線は試料の形状に応じ複数登録ができる。この校正曲線と前段で求められたピークチャンネルとピークの正味カウントから γ 線のエネルギーと γ 線の放出数を求める。核種の定性・定量では校正されたピークエネルギーをもとにRI テーブルを検索する。検索は校正曲線の誤差や測定系の変動を考慮して行う。検索された核種は一崩壊当りの γ 線放出率の高い核種順にピークの該当核種として放射能とともに出力する。RI テーブルに登録できる γ 線数は最大5,000本である。

平滑化、ピークの探査、多重ピークの分割、校正の各ルーチンは大型電子計算機用に開発されたBOBコード²⁾を小型計算機用に改造して用いた。

本プログラムの解析能力はスペクトロメータのチャンネルサイズで異なる。これをTable A. 5.5-1に示す。4096チャンネルのスペクトルに対し、ピーク数が50本程度の時の処理時間は約5分である。(間辺 巖)

参考文献

- 1) JAERI-M 8526, 保健物理-管理と研究-No. 21, 51 (1979)
- 2) H. Baba, et al. : JAERI-1227 (1973)

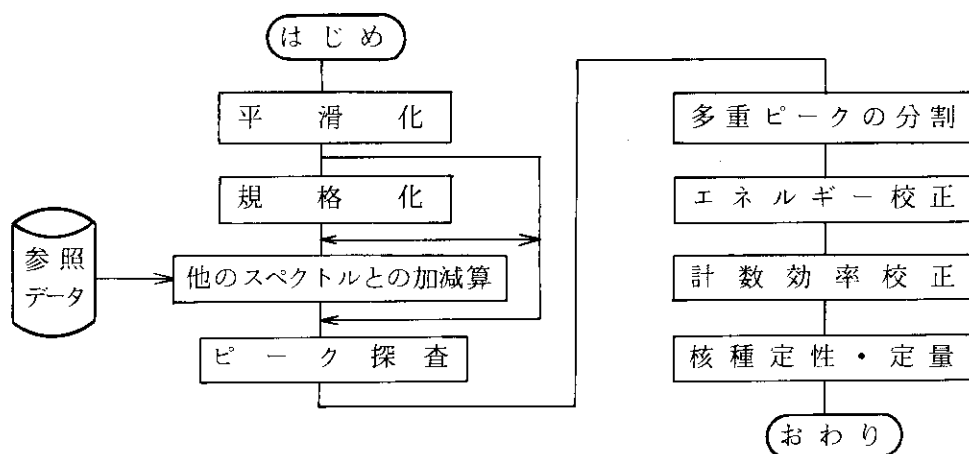


Fig. A. 5.5-1 γ 線スペクトル解析プログラムのフローチャート

Table A. 5.5-1 γ 線スペクトルの解析能力

チャンネル数	1024	2048	4096	8192
最大ピーク数	100	100	100	100
1ピーク群の多重度	10	10	15	20
1ピーク群のチャンネル数	100	100	100	100
解析ピーク数	100	100	200	300

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、1978年度に比較して液体廃棄物は約45%、固体廃棄物は約25%それぞれ増加した。所外からの搬入量は液体廃棄物は約26%増加し、固体廃棄物は約2%減少した。

処理については所定の処理を計画どおり行った。特に下期から旧焼却炉（湿式焼却炉）と平行して新設の第1廃棄物処理棟焼却処理施設（乾式焼却炉）が稼動を開始し、新旧交替のための準備を進めた。液体廃棄物の処理によって発生する蒸発濃縮廃液および凝集沈殿スラッジなどを1978年度に引続き、試験的の海洋処分用固化体として製作した。

保管廃棄量は、低レベルドラム保管体は約7%増加したが、大型異型保管体はほぼ半減し、中および高レベル保管体については、若干減少した。

全般的には液体、固体とも廃棄物の発生量が増大したが、保管体の発生量がほぼ1978年なみになったのは、処理部門における減容努力によるものである。

汚染除去に関しては、除去場増設部分も順調に稼動し機器除染数量は大幅に増加した。衣料除染については、前モニタ室の移転工事を上期に実施したが、業務は支障なく遂行した。

処理設備などの建設整備としては、1978年度末に完成した第1廃棄物処理棟焼却処理施設の官庁検査を4月末に受け、第2保管廃棄施設（北地区）の廃棄物保管棟が1980年1月末に完成した。また下期に第1保管廃棄施設のH型保管廃棄施設1基の増設、非常用排水貯溜 Pond および処理済廃液貯槽の補修の準備を進めた。
(亀井和夫)

また中高レベル廃棄物を処理するため、建設を進めている第2廃棄物処理棟は、1979年度末に建家工事がほぼ終了し、引続いて内装工事に取りかかっている。

既に2期に分けて分割発注している内装設備の主要設備も1980年度内には完成させ、同年以内に稼動体制に入れるよう全体工事を進めている。

1979年度には、次期の処理施設と予定している大型廃棄物処理施設の整備計画に関連して海外の類似施設の状況を調査し、成果を得た。
(松元 章)

A.6.2 放射性廃棄物の管理

(1) 廃棄物の搬入

(a) 液体廃棄物

1979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 53626 m^3 、中レベル 159.39 m^3 、 α 0.012 m^3 であった。また所外の液体廃棄物搬入量は、低レベル 255.0 m^3 （全て放医研の海水、淡水廃液）、中レベル 15.45 m^3 であった。1979年度の搬入量を1978年度と比較した場合、所内については 216 m^3 の増加、所外については 56.8 m^3 増加した。

Table A. 6.2-1 所内廃棄物の搬入量

(東海研究所, 1979年度)

廃棄物区分	固 体						液 体						
	β・γ			α			β・γ			α			
	低レベル	中レベル	高レベル	低レベル	中レベル	高レベル	低レベル	中レベル	高レベル	低レベル	中レベル	高レベル	
	可燃物 圧縮 フィルタ 非圧縮 不燃物	可燃物 圧縮 フィルタ 非圧縮		可燃物 圧縮 フィルタ 非圧縮			一般無機	有機スラッジ					
数量	244.6	129.055	82.95	187.338	4.755	4.398	2.001	0.73	528.236	1.744	6.28	159.392	0.012

(単位: m³)

Table A. 6.2-2 所外廃棄物の搬入量

(東海研究所, 1979年度)

事業所名 廃棄物区分	固 体						液 体					
	β・γ			α			β・γ			α		
	低レベル	中レベル	高レベル	低レベル	中レベル	高レベル	低レベル	中レベル	高レベル	低レベル	中レベル	高レベル
	可燃物 圧縮 フィルタ 非圧縮 不燃物	可燃物 圧縮 フィルタ 非圧縮		可燃物 圧縮 フィルタ 非圧縮			一般無機	有機スラッジ				
RI協会	139.65	282.3	86.32	35.35	5.0	0.04	255.0			15.45		
放医研	0.64	1.54	3.7									
東大	2.46	1.34	6.78									
NAIG	1.12	0.36										
三菱重工	1.6	1.4										
核管センター	0.72	0.76	0.52									
数量	146.19	287.7	97.32	35.35	5.0	0.04	255.0			15.45		

(単位: m³)

(b) 固体廃棄物

1979年度における所内および所外からの固体廃棄物の搬入状況をそれぞれ Table A. 6. 2-1 および Table A. 6. 2-2 に示す。

所内の固体廃棄物搬入量は、低レベル 643.94 m³、中レベル 4.76 m³、高レベル 4.39 m³、 α 2.73 m³ であった。また所外の固体廃棄物搬入量は、低レベル 566.56 m³、中高レベル 5.04 m³ であった。

なお 1979 年度の搬入量を 1978 年度と比較した場合、所内については約 130 m³ の増加、所外については約 12.3 m³ 減少した。(鈴木正樹)

(2) 廃棄物の処理

(a) 液体廃棄物の処理

1979 年度の処理量および処理装置の稼動日数を Table A. 6. 2-3 および Table A. 6. 2-4 に示す。処理によって発生した蒸発濃縮液、凝集沈殿スラッジおよび貯槽内スラッジについては、セメント固化した。

1979 年度に製作したセメント固化体は、蒸発濃縮液を固化したもの 96 本、凝集沈殿スラッジを固化したもの 40 本、貯槽内スラッジを固化したもの 32 本および日本アイソトープ協会の廃液を固化したもの 64 本である。これらは、試験的海洋処分用均一セメントパッケージとして製作したものである。

その他、有機物を多量に含んだスラッジをセメント固化したものおよび海洋処分用セメントパッケージの作製時に採取した供試体をセメント固化したものを合計 55 本製作した。また、 α 廃液を固化したもの 4 本を製作した。(服部洋司良)

Table A. 6. 2-3 所内液体廃棄物の処理

(東海研究所, 1979 年度)

レベル区分	性状区分	処理方法			合計	
		稼動日数	低レベル 蒸発処理	中レベル 蒸発処理		セメント 固化処理
β	低レベル	一般無機	469.4	2.0	—	471.4
		スラッジ	—	—	4.7	4.7
		有機	—	—	0.35	0.35
γ	中レベル	一般無機	—	136.6	—	136.6
		スラッジ	—	—	4.2	4.2
α		無機	—	—	0.047	0.047
合計			469.4	138.6	9.3	617.3

(単位: m³)

Table A. 6.2 - 4 所外液体廃棄物の処理

(東海研究所, 1979年度)

レベル区分	事業所名	性状区分	処理方法 稼動日数	低レベル	中レベル	凝集沈殿	セメント	合計
				蒸発処理	蒸発処理	処理	固化処理	
β	低レベル	放医研	無機	63.0	—	—	—	319.0
			海水	—	—	256.0	—	
γ	中レベル	日本アイソ トープ協会	無機	—	1.5	—	—	9.1
			スラッジ	—	—	—	7.6	
合計				63.0	1.5	256.0	7.6	328.1

(単位: m³)

(b) 固体廃棄物の処理

1979年度の処理量および処理装置の稼動日数を Table A. 6.2 - 5 および Table A. 6.2 - 6 に示す。圧縮処理装置によって不燃物, フィルタを542.215m³ (所内, 所外) 処理し, 可燃物 (フィルタ木枠含む) は焼却処理装置 (旧) によって249.73m³ (所内, 所外) 焼却処理装置 (新) によって165.17m³ 処理した。これらの処理にともない発生した処理済廃棄物は, 圧縮体 (200ℓドラム缶詰) が663本, 焼却灰は2.9m³ であった。 (平山勝嘉)

Table A. 6.2 - 5 所内固体廃棄物の処理

(東海研究所, 1979年度)

レベル区分	性状区分	処理方法 稼動日数	焼却処理 (旧)	焼却処理 (新)	圧縮処理
			60	32	32
β	低レベル	可燃物	133.09	108.82	—
		不燃物	—	—	128.285
γ	中レベル	フィルタ	9.77	7.35	56.59
合計			142.86	116.17	184.875

(単位: m³)

Table A. 6.2-6 所外固体廃棄物の処理

(東海研究所, 1979年度)

レベル 区分	性状区分	処理方法	焼却処理(旧)	焼却処理(新)	圧縮処理
		稼働日数			
			38	13	78
β ・ γ	低 レ ベ ル	可燃物	103.13	43.3	—
		不燃物	—	—	287.7
		フィルタ	3.7	5.7	86.04
合 計			106.83	49	373.74

(単位: m³)

(3) 保管廃棄

(a) 低, 中および高レベル保管廃棄作業

1979年度に発生した保管体の総数はTable A. 6.2-7に示すとおりである。

特に大型異形保管体などには核物理第1研究室が行った5.5 MVV dGおよび2.0 MVVdGの中性子発生装置の解体撤去物, また, 低レベル保管体には放射性汚染処理第1課の非常用排水貯溜 Pond 補修工事にともなう汚染土砂が含まれている。

(b) 保管廃棄施設の維持補修

1979年度は中レベル保管廃棄施設M型ピットの鉄製上蓋の交換, 低レベル保管廃棄施設L型ピットの鉄製上蓋の塗装, Bポンプ室分電盤の交換を行った。(鈴木正樹)

Table A. 6.2-7 保管廃棄数量

(東海研究所, 1979年度)

数量	区分	保管体名	保管廃棄数量
β・γ		低レベル保管体	2,452 本
		大型異形保管体	29.32 m ³
		中レベル保管体	91 コ
		高レベル保管体	92 コ
α		低レベル保管体	7 本

A. 6.3 汚染除去

(1) 機器除染

1979年度における機器除染の処理状況を Table A. 6.3-1 に示す。1978年度と比較して、処理件数は約2倍、処理数量は3倍と大幅に増加した。

施設別依頼状況は、除染件数で見ると原子炉 28.3%、ホットラボ 3.8%、放射性汚染処理第1課 45.3%、その他 22.6%となっている。このほか、不用備品の除染可否判定は58件であり、内訳は、除染可能なもの23件、除染不可能なもの35件であった。

1979年度も前年度同様、老朽化したキャスクおよびコンテナやセル内ホイスなど修理改造のための除染が多く、件数で13.2%、処理数量20.5%を占めた。またNSRRの Puls 照射実験による試験燃料破損の実験カプセルの除染は件数では9.4%であるが処理数量では36.0%を占めている。

(守 勝治)

(2) 衣料除染

1979年度は6品目について除染(洗濯)を行った。その合計処理数量は、109,096点であり、1978年度とほぼ同数であった。四半期ごとの処理状況を Table A. 6.3-2 に示す。

除染した衣料のうち除染不能で廃棄にまわしたものは極く少数であり、除染不完全で一時保管したものは約0.1%であった。この結果返還率は約99.9%であった。

このほか、除染を行う前に汚染レベルごとに区分けを行う衣料分別室を除染室西側に移設し、関連作業の改善を行った。本施設の設置については、放射性同位元素等の官庁手続をへて、1979年3月から工事に着手し、同年6月に完成した。

移設した衣料分別室(約43m²)は、鉄筋コンクリート造り平屋建、床はエポキシ樹脂塗料流し塗りのもので、3"φ×3" NaI(Tl) 検出器と波高分析器を組合せた衣料汚染度自動測定装置を設置している。

(讚井賢造)

(3) 施設除染

1979年度に実施した施設の除染状況を Table A. 6.3-3 に示す。1978年度と比較して依頼件数、除染面積ともに若干減少した。

施設別依頼件数で見るとホットラボのセルおよびケープの除染が82.4%と多くを占めたことは特筆される。

(守 勝治)

Table A. 6.3-1 機器除染処理状況

(東海研究所, 1979年度)

処理期間	機 器 名	処理件数	処理数量(コ)	除染不能数(コ)
第1四半期	NSRR実験カプセル部品, ハンディポンプ, スコップ, 放電切斷機冷却槽, 極き取り棒, 鉛ブロック, 燃焼率測定フード, 衣料乾燥機部品, 双眼鏡, ビニールホース, ミキサージャケット, 除染用フード, 大型攪拌機部品	13	201	0
第2四半期	電動ポンプ部品, ホースカプラー, NSRR実験カプセル部品, 排気ダクト, 簡易キャスク部品, インコアキャスク部品, ボロキングダイザー, 台車, JRR-2プラグ, Moキャスク部品, Moコンテナ部品, トリクレン洗浄槽部品, チェンブロック, グローブボックス, サンドブラスト部品	17	329	0
第3四半期	鉄製梯子, フィルタ, タンクローリ(2 m ³), 鉄製容器, セル内ホイスト部品, 液面計検出端, タンクローリ(8 m ³), NSRR実験カプセル部品, キャスク台座, 定温乾燥器部品, パキウムドライボックス部品, 焼却炉覗き窓ガラス	12	150	0
第4四半期	NSRR実験カプセル部品, タンクローリ(8 m ³), 局所排風機部品, 軽水樹脂運搬容器, 電磁ポンプ部品, 真空ポンプ架台, セラミックファイルタエレメント, モノフレックスポンプ部品, コアボーリング機部品, 電動カッター部品, パイプレンチ	11	165	0
合 計		53	845	0

Table A. 6.3 - 2 衣料除染処理状況

(東海研究所, 1979年度)

分類	第 1 四 半 期		第 2 四 半 期		第 3 四 半 期		第 4 四 半 期		年 間											
	処理量	除染	保管	廃棄	処理量	除染	保管	廃棄	処理量	除染	保管	廃棄	処理量	除染	保管	廃棄				
黄色実験衣	1,205	1,205	0	0	1,260	1,260	0	0	1,210	1,207	3	0	1,331	1,330	1	0	5,006	5,002	4	0
旧特殊作業衣(上)	0	0	0	0	0	0	0	0	4	4	0	0	0	0	0	0	4	4	0	0
" (下)	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
特殊作業衣	6,411	6,389	17	5	5,859	5,850	9	0	6,151	6,112	39	0	7,592	7,569	23	0	26,013	25,920	88	5
汚染除去用防護衣(上)	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
" (下)	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
特殊作業衣帽子	4,728	4,728	0	0	4,387	4,387	0	0	5,848	5,848	0	0	7,256	7,256	0	0	22,219	22,219	0	0
靴カバー(長靴型)	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
作業用手袋	121	121	0	0	262	262	0	0	219	219	0	0	478	478	0	0	1,080	1,080	0	0
汚染除去用靴下	12,155	12,155	0	0	13,093	13,093	0	0	10,522	10,522	0	0	19,004	19,004	0	0	54,774	54,774	0	0
合計	24,620	24,598	17	5	24,861	24,852	9	0	23,954	23,912	42	0	35,661	35,637	24	0	109,096	108,999	92	5

Table A. 6.3-3 施設除染処理状況

(東海研究所, 1979年度)

処理期間	作業場所	件数	除染面積(m ²)	作業人員(人)	作業日数(日)
第1四半期	ホットラボセルおよびケープ	8	490	116	15
第2四半期	ホットラボセルおよびケープ	5	230	60	8
	JRR-2 ホットケープ	1			
第3四半期	ホットラボセルおよびケープ	6	290	66	9
	RI 製造棟セル	2			
第4四半期	ホットラボセルおよびケープ	9	950	200	23
	JRR-3 廃液貯槽	1			
	廃棄物処理場処理済 Pond	1			
	汚染除去場廃液 Pond	1			
合計		34	1,960	442	55

A. 6.4 第1廃棄物処理棟(乾式焼却処理施設)の建設

1978年度末の施設の完成にともない、1979年4月に原子炉規則法に基づく官庁検査を受検し、同10月に合格証の交付を受けた。この間に、設備の性能試験は、1979年9月に行い各種の焼却対象廃棄物の燃焼状態、除塵および除染効率の確認を行った。除染係数は¹³⁷Cs(74.5 mCi)を用いて行い、投入全量に対しセラミックフィルタ2段で約 3×10^{-6} の値を得た。これら検査、試験ののち同年10月末より実運転を開始した。(平山勝嘉)

A. 6.5 廃棄物保管棟(No.1)の建設

廃棄物保管棟(No.1)の建設工事は、1978年10月にくい打ち着工以後、1979年度も引続き、基礎のコンクリート工事、地階躯体から3階躯体までのコンクリート工事を行った。さらに仕上げ工事、および外構工事を行い、同時に電気給排水設備などの施工をへて1979年12月に竣工した。

また、処理施設から廃棄物保管棟までの運搬道路として、北通りが1980年1月に完成した。

1980年1月に官庁検査(原子炉施設に係る使用前検査および核燃料物質使用施設に係る施設検査)双方について受検した。

本廃棄物保管棟は、地下1階、地上3階の鉄筋コンクリート造りであり、延床面積は約4000 m²であり、各階への運搬は、油圧エレベータ(積載荷重8.5 t)で行う。(長岡幸男)

A. 6.6 中高レベル施設の建設

第2廃棄物処理棟の建家関係工事は、1978年度末に全工程の約半分を終了し建家の外形が整ってきた。

その後、建家関係工事は躯体工事、排気筒工事、セル躯体工事、セルライニング工事、空調・給排水設備工事及び電気設備工事とはほぼ計画どおり順調に進み、1980年3月末には大方完成した。建家関係工事の進展にあわせて、関係法規に基づく中間検査(官庁検査4回、海外自主検

査1回、その他多くの自主検査)を実施し、それぞれ合格した。

第2 廃棄物処理棟の内装設備としては、中高レベル廃液蒸発処理設備、アスファルト固化装置、中高レベル固体廃棄物処理設備および放射線管理設備がある。

これらの内装設備の設計および工事の方法について、1979年4月に認可申請を行い、同年8月に認可を得たので、関連機器の詳細設計を進め、工場製作に入った。

工場製作は、ほぼ計画どおり順調に進み、1980年3月末には、工場製作の主要工程をほぼ終了した。

内装設備関連機器の工場製作の進展にあわせて、関係法規に基づく中間検査(官庁検査7回、その他多くの自主検査)を工場で行い、それぞれ合格した。

検査の終了した関連機器は、1979年12月頃から、順次、現地に搬入し据付けを行っており、関連工事も順調に進展している。

一方、内装Ⅱ期分の予算については、細部の仕様を確定し、発注区分を行い、発注手続を行った。

内装Ⅰ期設備の工事を進めながら、第Ⅱ期設備の仕様を確定する過程で、既に認可を受けている「設計および工事の方法」について、軽微な変更が必要となり、1980年2月に変更の認可申請を行い、同年3月認可を受けた。

以上のように、中高レベル施設の建設は、当面関連部門の協力を得て順調に進展している。

(小金沢 卓)

A. 6. 7 大型廃棄物処理施設に関する調査

(1) 大型廃棄物処理の考え方

これまでに発生した放射性汚染のあるDPタンク、フード、グローブボックス、架台などの大型廃棄物は、外部包装したり、開口部を密閉したりして発生時形態のまま、廃棄物処理場のグレーヤードに保管している。

このように大型廃棄物については、安全管理上および予想される最終処分との適合性ならびに保管敷地の効率的な使用などの点から管理方式の改善が望まれている。

今後、大型施設の稼働、研究施設等の更新計画にともない、この種の大型廃棄物の発生量が増加することが予想されるので、大型廃棄物をFig.A. 6. 7 - 1のような処理概念で解体、除染、パッケージ化する施設「大型廃棄物処理施設」を計画している。これに関連した技術調査を行った。

(2) 調査結果

「大型廃棄物処理施設」の基本設計に資することを目的に、主として、機器除染、解体分野での経験が豊かな、モル原子力センター、ユーロケミック再処理工場、ユーリッヒ原子力研究所、カールスルーエ原子力センター、サクレー原子力研究所の類似処理施設(再利用を目的とした除染・解体施設等)の仕様、性能、運転経験および安全管理方式などについて調査した。その結果得られた知見のうち、主要なものを以下にまとめた。

- (a) 各国とも放射性廃棄物の発生量を減少させるため、汚染機器は除染後できるだけ再使用するよう努力しており、ユーロケミック再処理工場のプルトニウム分析用グローブボックス本

体の再使用は、その代表的な例である。

- (b) 低レベル固体廃棄物は海洋投棄、陸地処分など処分方法を明確にし、処分方法に適合する処理を行っている。
- (c) 施設は、 β , γ 汚染物のみでなく、ある程度の α 汚染物が取扱えるよう設計するのが望ましい。
- (d) 除染・解体ホールなどの作業エリアは、今後開発されるであろう機器を随時採用できるように、ユーティリティ、スペースなどに余裕を持たせて設計すべきである。また、処理前および処理済の廃棄物を保管しておく貯蔵エリアも十分なスペースをとっておく必要がある。
- (e) 内装機器としては、多種多様な処理対象物に対処するため、各種切断機および除染機器を準備すべきである。
- (f) 解体・除染作業は、人力に頼る部分が多いので、採用する内装機器はプラズマ切断機のような高能率のものにするとともに、自動化・省力化に努めるのが望ましい。
- (g) 中レベル程度までは α 核種と β 核種を区別せず取扱われており、その結果ハンドフットモニタ、表面汚染計などの機器には、 α と β を1台で同時に測定可能な測定器が多く実用化されている。
- (h) 西ドイツ、カールスルーエ原子力センターなどで採用されているスタックダストモニタには、ステップ式（間欠移動濾紙式）が採用され、直接測定のほか3日後（長半減期 β 核種）、10日後（長半減期 α 核種）の測定を自動的に行い、省力化に努めている。
- (i) 高濃度空気汚染が発生する除染解体作業に使用する呼吸保護具には、送風式全面マスクとエアラインスーツ（フログマンスーツ）が採用され、両者は主として作業性によって使い分けされている。エアラインスーツを使用する場合、装脱着設備に必ず専用の除染設備を設ける必要がある。

今後、国内における解体技術に関する調査を行い、海外調査の結果と合せて施設の概念設計を進めて行く予定である。

（西村允宏、池沢芳夫）

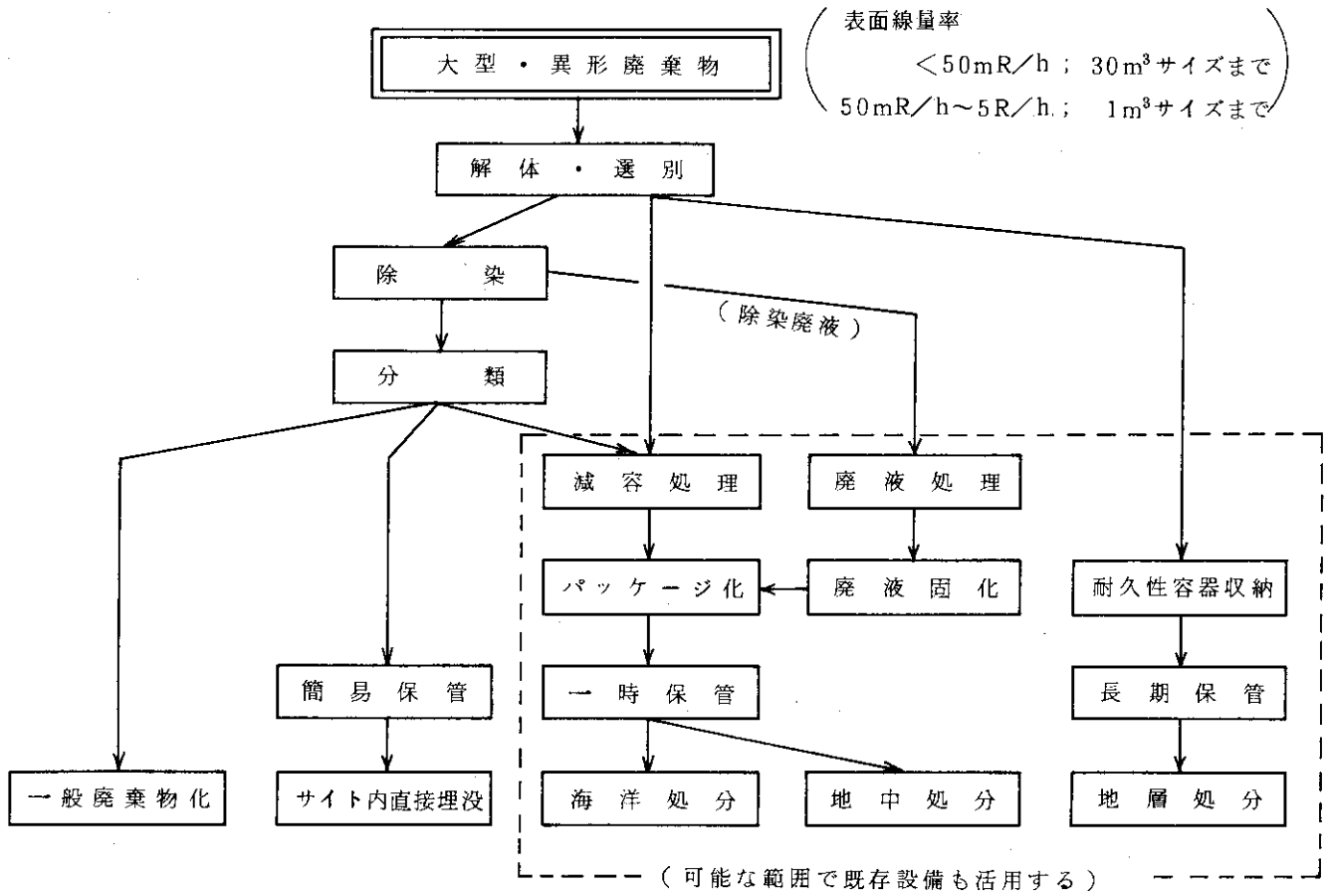


Fig. A.6.7-1 大型廃棄物処理系統概念図

1 B 高崎研究所

1 B.1 放射線管理

B.1.1 概要

1979年度は、1978年度と同様に放射線管理上特記するような被曝はなかった。

放射線施設については新增設はなかったが、照射施設内に「原子炉用電線材料健全性試験装置」を設置するにあたり若干の管理区域変更を行った。

照射用 ^{60}Co 線源は、7月に密封 ^{60}Co 線源244,000 Ciが搬入された。搬入に当っては、新輸送規則に適合させて製作した新RI輸送容器が使用されたが放射線遮蔽能力など安全性は十分なものであった。

^{85}Kr を使用した一連の試験研究を終了することになったので、全部の ^{85}Kr 線源を専用Kr貯蔵容器に詰替を行ったうえでRI工学試験棟線源貯蔵庫内に保管した。また、 ^{85}Kr の屋外排気については、年間を通して放射線障害防止法で定められている値以下で行われ問題はなかった。

1980年度に設置が予定されている更新1号加速器(2 MeV, 30 mA, 60 kW, コッククロフト・ワルトン型電子加速器)については、年度内に安全審査を終了した。

構内敷地境界の北位置に環境放射線連続監視モニタを新設し観測を開始した。

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、いずれにおいてもとくに問題はなかった。

(大内 三平)

Table B.1.3-1 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
(高崎研究所, 1979年度)

年	月	平均値 ($\mu\text{R}/\text{h}$)	最大値 ($\mu\text{R}/\text{h}$)	
1979	4	6.1	8.0	
	5	6.0	8.5	
	6	6.1	8.4	
	7	6.1	8.2	
	8	6.1	6.8	
	9	6.1	6.8	
	10	6.1	8.8	
	11	6.0	6.8	
	12	6.0	6.6	
	1980	1	6.1	9.6
		2	6.2	6.5
		3	6.2	8.0

Table B.1.3-2 ^{85}Kr ガスの排気口における排気中の放射能濃度
(高崎研究所, 1979年度)

排出年月	1日(8時間)平均最大濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	排出総量 (mCi)		
1979	4	2.2×10^{-7}	65.0	
	5	2.1×10^{-7}	80.6	
	6	2.1×10^{-7}	39.6	
	7	2.0×10^{-7}	91.4	
	8	3.0×10^{-7}	351.1	
	9	3.0×10^{-7}	249.5	
	10	3.0×10^{-7}	268.0	
	11	3.0×10^{-7}	415.6	
	12	3.0×10^{-7}	150.6	
	1980	1	2.8×10^{-7}	159.1
		2	3.0×10^{-7}	258.6
		3	2.7×10^{-7}	114.1
		計 2243.2		

B.1.2 個人被曝線量の管理

1979年度のフィルムバッジ（FB）による外部被曝線量の測定は定期的に4回行ったが、勧告値を超えた高被曝はなかった。FB着用者のうち全身被曝で検出限界値を超えた者は2名で、全身被曝量は最高100 mrem/年であった。共同利用者、工事業者など所外からの管理区域一時立入者は449名/年間であり、そのつどTLDを着用させたが検出限界値を超えて被曝した者はなかった。（綿貫 孝司）

B.1.3 施設の放射線管理

放射線施設については、新增設はなかったが、コバルト第1棟第3照射室に「原子炉用電線材料健全性試験装置」を設置するにあたり若干の管理区域の変更を行った。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合計34本244,000 Ciが搬入された。搬入に当っては、新輸送規則に適合させて製作した新RI輸送容器TAK-1, TAK-2, TAK-3が使用された。 ^{60}Co 50,000 Ciを収納したとき容器表面の最大線量率はいずれも5 mR/hで十分満足出来るものであった。

放射線発生装置およびRI使用施設の放射線障害予防規程に基づく定期検査は各施設とも実施されたが、特に異常は認められなかった。

^{85}Kr については、すべての ^{85}Kr 線源を専用Kr貯蔵器に詰替を行った。容器ごとに質量分析による放射能濃度および充填圧力、総放射能、容器表面線量率などを明記しRI工学試験棟線源貯蔵庫内に保管した。 ^{85}Kr 使用が再開されるまで定期的に点検、検査を行い管理に万全を期することになった。

(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。その結果は最高でも0.5 mR/hでほとんどはバックグラウンド・レベルであった。

^{60}Co 線源搬入時および照射施設総合点検時、 ^{85}Kr 取扱い時における照射線量率も放射線管理上問題となるものではなかった。

構内の北位置敷地境界の近傍に1979年度新たに設置した、高圧アルゴン電離箱型環境放射線モニタによる環境放射線量率は6.0～9.6 $\mu\text{R}/\text{h}$ と観測され、当所施設寄与は認められなかった。Table B 1.3-1に月平均値と月間最大値を示す。東西南北の敷地境界位置に設置したTLDによる3カ月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。

(2) 排放射線性ガスの管理

^{85}Kr 線源は大型気密容器中で使用されるが、実験終了時の配管ガスパーズなどのため若干が屋外に排出される。1979年度に排出され ^{85}Kr の月別量をTable B 1.3-2に示す。排出量は例年に較べて増加しているが、 ^{85}Kr を使用した試験装置の解体などによるものであった。いずれの月においても放射線障害防止法の基準値（ $3 \times 10^{-6} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3 \times 1/10$ ）以下の濃度で実施され問題はなかった。

(3) 所内監査およびRI施設変更許可申請など

1979年7月に放射線取扱主任者（武久研究部次長）による放射線管理状況の監査が行われた。1978年度の総括と法令規則に定められた事項の遵守状況と記録帳票について実施された。結果は、

放射線管理の重要事項についてはすべて実行されているので、管理に遺漏なく努めるようにとのことであった。

放射線障害防止法の許可使用に係る変更許可申請は、所内安全審査を行ったのちに実施したが、いずれも申請のとおり許可された。1979年度の申請件名と「」に許可番号および許可年月日を示す。

- ① コバルト第1照射棟第3照射室に原子炉用電線材料健全性試験装置の設置「54安(放安)第2664号(昭和54年8月13日付)」
- ② イ) ^{85}Kr 使用装置を廃止し、 ^{85}Kr 貯蔵試験の開始
ロ) ^{204}Tl の使用を廃止
ハ) RI工学試験棟セシウム照射室のインターロック変更「54安(放安)第5260号(昭和54年12月10日付)」
- ③ ^{85}Kr 貯蔵試験の廃止「55安(放安)第854号(昭和55年3月15日付)」

なお更新1号加速器設置に係る放射線安全については、1979年度内に放射線安全審査を終了し、変更許可申請準備中であり、1980年度当初に申請する予定である。(綿貫 孝司)

B.1.4 放射線計測器の管理

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

放射線サーベイメータの校正は、四半期ごとに東海研線量計測課に依頼して所有する全台数について1回/年実施した。TLDについては ^{226}Ra 標準線源を用いた素子照射によるリーダ校正および素子のバラツキ、再現性チェックなどを行い精度の維持に努めた。(綿貫 孝司)

1 C 大洗研究所

1 C.1 総括

C.1.1 概要

1978年度に引続いて、JMTRをはじめ各施設の区域放射線管理、個人被曝管理、環境放射線監視および放射線監視機器などの管理を滞りなく実施した。

個人被曝管理については、内部被曝管理の充実を図るため全身カウンタを設置し、全身計測による内部被曝検査体制の整備を行った。また、環境放射線監視関係では、茨城県の監視計画見直しに合わせて核種分析を主とした監視方法に移行するため、環境試料の分析法の検討および機器の整備を進めた。

1979年度は、問題となるような被曝、身体汚染はなく、従事者の被曝線量も1978年度と同程度であり、年間最大370 mrem、平均10 mremであった。

施設から放出される気体および液体廃棄物については、いずれも放出管理目標値以下であり、年間放出量に基づいて算出した周辺環境における被曝量は、希ガスによる全身被曝線量が年間0.10 mrem、液体廃棄物の主要核種による全身被曝線量が年間0.023 mremであって、線量目標値を十分下回った。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。

(押野 昌夫)

放射性廃棄物処理場では、大洗地区から発生する液体および $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物を1978年度と同様に処理し、また、1979年度より不燃性 α 固体廃棄物の処理を開始して、200ℓドラム缶およびコンクリートブロック合計670個の固化体を作製し、集積保管場に保管廃棄した。 α 固体処理施設の一部稼動にともない、固化体の発生数が増加している。

汚染除去業務も1978年度と同様に、衣料除染、機器除染、施設除染などについて滞りなく実施した。機器除染ホールの内装設備の整備を進め、ホット作業を開始した。

1974年より建設工事を行って来た第Ⅱ期計画施設は、1979年度をもってすべて完成し、最後に竣工した $\beta \cdot \gamma$ 固体処理棟Ⅱの使用前検査、保安規定の改定などの手続きを完了して、ホット運転を開始した。1980年度よりⅡ期施設は全面的に本格稼動することになる。1979年度も例年通り、動燃団との協定に基づく大洗地区放射性廃棄物処理運営協議会その他専門部会を開くなどして、処理業務の円滑な推進を計った。

(三戸 規生)

C.1.2 排気および排水の管理

(1) 排出放射性塵埃およびガス

1979年度における各施設から放出された放射性塵埃およびガスの年間平均濃度および年間排出放射能をTable C.1.2-1に示す。

JMTRからの ^{41}Ar の排出放射能が過去数年と比較して約2倍の放出量となっている。運転サ

イクル（5サイクル運転）が順調に消化され、運転延べ時間が長かったことによる。他の施設からはほとんど放出されておらず、JMTRを含めた全施設について、管理目標値および管理基準値を越えることはなかった。 (北野匡四郎)

(2) 排出放射性廃液

1979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、排水溝における1日および3ヶ月間平均濃度の最大値と年間排出放射能をTable C. 1.2-2に示す。

廃棄物処理場へ処理のために送水された廃液の放射能は $\beta \cdot r$ (^3H を除く)で1.9 Ci, 廃液量は $6.5 \times 10^3 \text{ m}^3$ であった。これは、1978年度に比べると、放射能が $\beta \cdot r$ (^3H を除く)で3.8倍に、廃液量は63%増となる。この廃液中に含まれる核種としては ^3H , ^{24}Na , ^{60}Co , ^{137}Cs , ^{144}Ce が支配的であり、その他の主なものとして ^{51}Cr , ^{54}Mn , ^{58}Co , ^{95}Zr - ^{95}Nb , ^{125}Sb , ^{134}Cs が検出された。

排水溝へ排出された廃液の放射能は α 56 μCi , $\beta \cdot r$ (^3H を除く) 6.3 mCi (主な核種は ^{60}Co , ^{137}Cs), ^3H 8.9 Ciで、廃液量は $6.1 \times 10^3 \text{ m}^3$ であった。すなわち、1978年度より、放射能は α 27%増, $\beta \cdot r$ (^3H を除く) 43%減, ^3H 68%増で、廃液量が33%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 $\beta \cdot r$ (^3H を除く) $6.4 \times 10^{-8} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ で、3ヶ月間平均濃度の最大値は $6.5 \times 10^{-9} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ であり、法令および規定等に定められた排水基準値以下である。また、年間排出放射能の管理目標値に対する割合は、総量10%, ^{60}Co 53%, ^{137}Cs 1.3%, ^3H 8.9%と、いずれも十分に低い値であった。 (山田 典一)

Table C.1.2-1 排出塵埃・ガスの放射能濃度および放射能

(大洗研究所, 1979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)	$< 1.5 \times 10^{-13}$	0	—	1.1×10^{-6}	1.1×10^3	^{41}Ar
(ホット実験室)	$< 1.6 \times 10^{-12}$	7.7	^{131}I			
	$< 4.6 \times 10^{-13}$	0	—			
ホットラボ	α : $< 1.5 \times 10^{-14}$	0	—	$< 2.0 \times 10^{-7}$	0	—
	$< 6.9 \times 10^{-14}$	6.9	$^{125}\text{Sb},$ ^{203}Hg			
廃棄物処理場 (低レベル固体処理棟)	$< 1.0 \times 10^{-13}$	0	—			
(焼却処理装置)	$< 1.0 \times 10^{-13}$	0	—			
(高レベル固体処理棟)	$< 1.0 \times 10^{-13}$	0	—			
(α 固体処理棟)	α : $< 3.3 \times 10^{-15}$	0	—			
	$< 3.2 \times 10^{-14}$	0	—			
(廃液処理棟)	$< 1.0 \times 10^{-13}$	0	—			
(管理機械棟)	$< 1.0 \times 10^{-13}$	0	—			
(除染施設)	$< 1.0 \times 10^{-13}$	0	—			
RI利用開発棟 (RI棟)	$< 6.0 \times 10^{-13}$	0	—			
(FP棟)	$< 6.0 \times 10^{-13}$	0	—			
安全管理棟	$< 6.0 \times 10^{-13}$	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、 $\beta(\gamma)$ 放射能。

(注2) 年間平均濃度および年間排出放射能は次のように算出した。

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

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

Table C. 1.2 - 2 廃棄物処理場および排水溝へ排出した放射能・廃液量と排水溝における平均濃度・排出放射能

(大洗研究所, 1979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 (μ Ci/cm ³)	3月間平均濃度 の最大値 (μ Ci/cm ³)	年間排出放射能 (mCi)	
J M T R ホットラボ RI利用開発棟 安全管理棟 廃棄物処理場 燃料研究棟	1.9 × 10 ³ (1.2 × 10 ²)*1 6.5 × 10 ⁻² 1.4 × 10 ⁻¹ 1.9 4.0 × 10 ⁻¹	4.2 × 10 ³ (4.5 × 10 ²) 1.1 × 10 ⁴ 2.9 × 10 ⁴ 1.6 × 10 ³ 2.0 × 10 ²	0 - 0 0 0 0	0 - 0 0 0 0	原 研	α 5.1 × 10 ⁻¹⁰ $\beta \cdot \gamma$ 6.4 × 10 ⁻⁸ ³ H 1.7 × 10 ⁻⁴	α 5.1 × 10 ⁻¹¹ $\beta \cdot \gamma$ 6.5 × 10 ⁻⁹ ³ H 9.7 × 10 ⁻⁶	α 4.9 × 10 ⁻² $\beta \cdot \gamma$ 6.3 ⁵¹ Cr 8.0 × 10 ⁻² ⁶⁰ Co 3.2 ¹³⁷ Cs 6.1 × 10 ⁻¹ 未知 2.4 ³ H 8.9 × 10 ³
排水監視ポンド	-	-	α 4.9 × 10 ⁻² $\beta \cdot \gamma$ 6.3 ³ H 8.9 × 10 ³	6.0 × 10 ³	動 燃			
動燃大洗 東北大金材研 日本核燃料	1.0 × 10 ⁴ 0 2.3 × 10 ⁻³	3.7 × 10 ² 0 5.6 × 10 ⁴	α 7.0 × 10 ⁻³ $\beta \cdot \gamma$ 3.6 × 10 ⁻³ 3.4 × 10 ⁻³	7.2 × 10 ⁴ 1.2 × 10 ⁴ -	動 燃	α 1.9 × 10 ⁻¹⁰ $\beta \cdot \gamma$ 9.5 × 10 ⁻¹¹	α 7.8 × 10 ⁻¹² $\beta \cdot \gamma$ 4.1 × 10 ⁻¹²	α 7.0 × 10 ⁻³ $\beta \cdot \gamma$ 3.6 × 10 ⁻³
合計	1.9 × 10 ³	6.5 × 10 ³	α 5.6 × 10 ⁻² $\beta \cdot \gamma$ 6.3 ³ H 8.9 × 10 ³	6.1 × 10 ³				α 5.6 × 10 ⁻² $\beta \cdot \gamma$ 6.3 ³ H 8.9 × 10 ³

*1 ホットラボからJMTRタンクヤードへ排出した廃液。

注1 α の核種記号のないものは³Hを除く $\beta \cdot \gamma$ 核種。

注2 平均濃度および排出放射能は次のように算出した。

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

平均濃度：排出放射能を排水溝の流水量で除して得た値とした。

C.1.3 放射性廃棄物の保管廃棄量

1979年度における固化体の保管廃棄量を Table C.1.3-1 に示す。1978年度に比較して 200 ℓドラム固化体は 136 本増加したが、これは低レベルα 固体廃棄物処理設備の本格稼動が開始されたことが主な理由である。 (岩本 貞雄)

Table C.1.3-1 放射性廃棄物の保管廃棄量

(大洗研究所, 1979年度)

処 理 量		保 管 廃 棄 量	
区 分	量	区 分	量
液体廃棄物	m ³		
β・γ 低レベル	5,986.4		
β・γ 中レベル	45.1		
β・γ 有機	0.025		
固体廃棄物		200 ℓドラム固化体	594 本
β・γ 低レベル可燃	90.78		
β・γ 低レベル可燃	225.760		
α 低レベル可燃	0		
α 低レベル可燃	36.945		
高レベル β・γ 固体	2,830 m ³	200 ℓドラム固化体	20 本
		コンクリートブロック固化体	56 コ
高レベル α 固体	53 コ*	高レベル α 保管体	53 コ

* 密封措置の上保管

C.1.4 環境における放射性希ガスおよび液体廃棄物による被曝線量

JMTR 原子炉施設から 1979 年度に放出された放射性希ガスによる周辺環境中の全身被曝線量を算出した。その結果、被曝線量が最大となった位置は JMTR 南西方位の周辺監視区域であり、その値は 1.0×10^{-1} mrem であった。また、大洗研究所全施設から放出された ³H, ⁶⁰Co, ¹³⁷Cs を含む液体廃棄物に起因する全身被曝線量の算出結果は 2.3×10^{-2} mrem であった。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 1.2×10^{-1} mrem で、原子炉施設保安規定に定めている線量目標値 (1 年間につき 5 mrem) を十分に下回っている。

放射性希ガスによる被曝線量および液体廃棄物中の核種ごとの被曝線量を Table C.1.4-1 および Table C.1.4-2 に示す。

希ガスによる全身被曝線量の評価は、1978 年度まで JMTR 北西方位 0.2 km の周辺監視区域境界を評価地点としてきたが、北西方位に隣接して日本核燃料開発株が設立されたため居住区域でなくなった。このため 1979 年度からは北西方位を除いて全身被曝量が最大となる南西方位 0.38 km の周辺監視区域境界を評価点にすることとした。 (佐藤 信之)

Table C.1.4 - 1 希ガスによる年間全身被曝線量
(大洗研究所, 1979年度)

原子炉施設	年間放出量 (Ci/y)	JMTR 南西地点の全身 被曝線量(mrem/y)
JMTR	1.1×10^3 (^{41}Ar)	1.0×10^{-1}

Table C.1.4 - 2 液体廃棄物による年間全身被曝線量
(大洗研究所, 1979年度)

核種	年間放出量 (Ci/y)	全身被曝線量 (mrem/y)
^3H	8.9	4.3×10^{-3}
^{60}Co	3.2×10^{-3}	1.5×10^{-2}
^{137}Cs	6.1×10^{-4}	3.2×10^{-3}
合計		2.3×10^{-2}

1 C.2 個人被曝線量の管理

C.2.1 概 要

外部被曝管理については、職員等 284 人、長期外来者 120 人および短期外来者 166 人について実施したが、全身被曝および局部被曝のいずれも問題となる被曝はなかった。

内部被曝管理については、1978 年度と同様に選定された被検者について、定期的に尿検査（全 α 放射能測定、天然ウラン測定）、肺モニタによる不溶性 α 放射能測定および全身カウンタによる測定を行った。その結果全被検者が検出限界以下であった。（上島 正好）

C.2.2 外部被曝線量の管理

フィルムバッジとリングバッジの使用状況を Table C.2.2-1 に示す。

1979 年度の職員等の主な放射線作業はホットラボセルの除染作業、処理場における $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物処理作業などであり、年間の平均被曝線量および最大被曝線量はそれぞれ 10 mrem および 370 mrem であった。Table C.2.2-2 に職員等の年間被曝線量分布を示す。

長期外来者の主な作業は、処理場 $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物処理作業、ホットラボにおけるセル除染作業などで、年間の平均被曝線量および最大被曝線量はそれぞれ 13 mrem および 180 mrem であった。

短期外来者の主な作業は OWL-2 配管非破壊検査、照射施設ヒータ交換、CRD 点検、処理場 $\beta \cdot \gamma$ 固体処理棟のセル除染などであり、年間の平均被曝線量および最大被曝線量はそれぞれ 8 mrem および 170 mrem であった。

Table C.2.2-3 は 1976 年度以降の職員等の年間被曝線量の推移であるが、1979 年度は前年度までの値と比べて特に変化はなかった。

全対象者を通しての手先の年間被曝線量の最大は 1,960 mrem であった。なお第 2 四半期から局部被曝線量測定の一部に TLD を使用した。

β 線による被曝は職員に 1 名（被曝線量 30 mrem）あったが、中性子線による被曝は認められなかった。（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, 1979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	278	95	61	434
	第2四半期	276	111	125	512
	第3四半期	276	111	56	443
	第4四半期	276	111	39	426
リング・バッジ* ⁴	第1四半期	3	0	0	3
	第2四半期	7	0	0	7
	第3四半期	9	0	0	9
	第4四半期	9	1	0	10

* 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 職員等*¹の全身被曝線量分布

(大洗研究所, 1979年度)

管理期間	職員等の人数	全身被曝線量分布(人)					平均被曝線量 (mrem)	最高被曝線量 (mrem)
		検出されず	* ² D<130	130≤D <400	400≤D <1300	1300≤D		
第1四半期	278	262	16	0	0	0	2.0	70
第2四半期	276	255	20	1	0	0	5.0	370
第3四半期	276	264	12	0	0	0	1.0	60
第4四半期	276	261	15	0	0	0	2.0	50
年間	284	241	38	5	0	0	10.2	370

* 1 職員等とは職員, 外来研究員などをいう。

* 2 全身被曝線量 (mrem/四半期または年度)

Table C. 2.2 - 3 職員等の全身被曝線量分布の推移

(大洗研究所, 1979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)	最高被 曝線量 (mrem)
		検出され ず	* D < 130	130 ≤ D < 400	400 ≤ D < 1300	1300 ≤ D		
1967	140	126	11	2	1	0	12	590
1968	192	175	8	6	3	0	16	580
1969	224	197	23	3	1	0	11	590
1970	244	185	52	5	1	1	27	1640
1971	247	152	82	13	0	0	29	290
1972	255	180	59	14	2	0	26	470
1973	258	215	34	8	1	0	14	490
1974	256	223	28	5	0	0	10	290
1975	268	210	49	9	0	0	17	280
1976	266	210	48	7	1	0	15	470
1977	260	225	27	7	1	0	11	400
1978	288	235	45	8	0	0	13	320
1979	284	241	38	5	0	0	10	370

* 全身被曝線量 (mrem/年度)

C. 2.3 内部被曝線量の管理

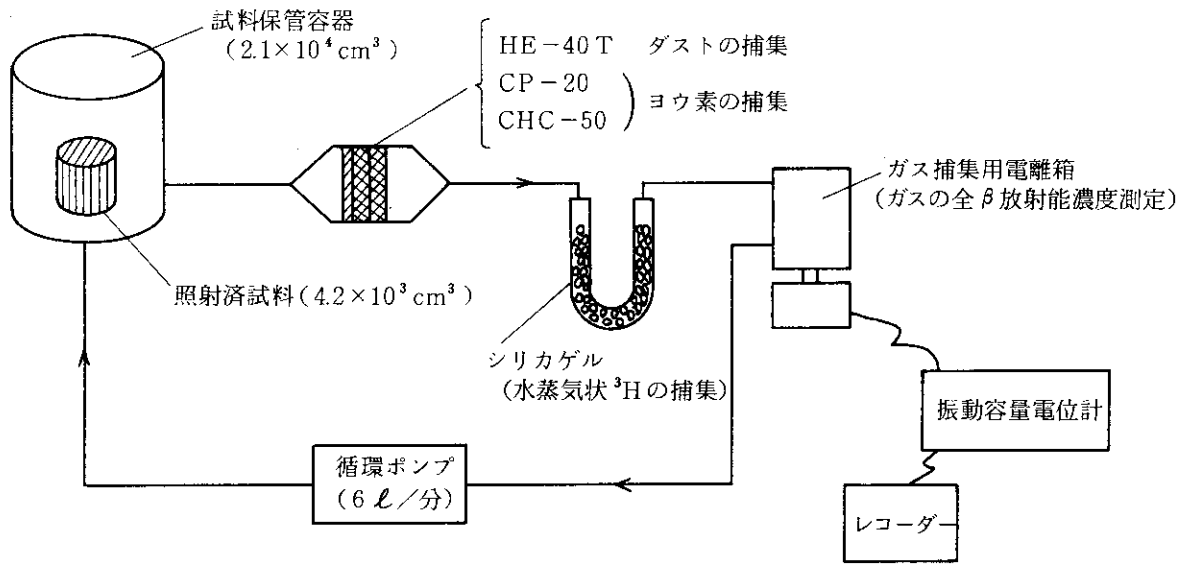
定期測定として尿検査による全 α 放射能および天然ウランの測定, 全身カウンタによる $\beta \cdot \gamma$ 放射能の測定ならびに肺モニタによる不溶性 α 放射能の測定を実施した。これらの測定の結果, 被検者全員が検出限界以下であった。Table C. 2.3-1に検査実施者数を示す。なお, 1979年度は臨時測定はなかった。

(上島 正好)

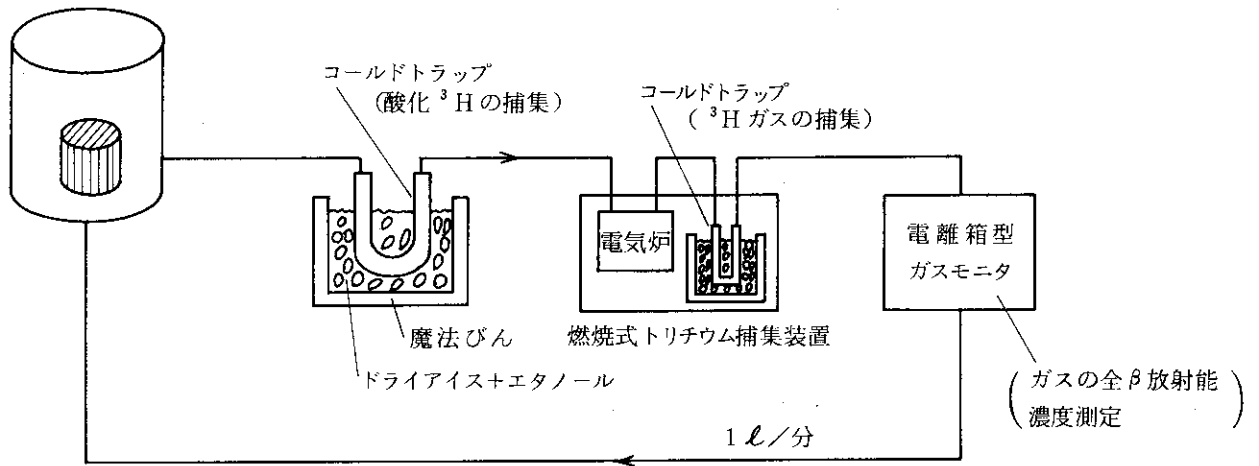
Table C. 2.3 - 1 内部被曝検査実施者数

(大洗研究所, 1979年度)

検査対象期間	尿 検 査			全身計測 ($\beta \cdot \gamma$ 核種)	胸部計測 (不溶性 α 核種)
	全 α 放射能	全 β 放射能	天然ウラン		
1979年 4月~ 6月	23	0	6	22	0
7月~ 9月	0	0	5	22	0
10月~12月	23	0	5	22	17
1980年 1月~ 3月	0	0	5	22	0



a. 保管容器内各放射性濃度の測定



b. 酸化トリチウムとトリチウムガスの測定

Fig. C 3.2 - 1 試料保管容器内FP濃度測定の流れシート

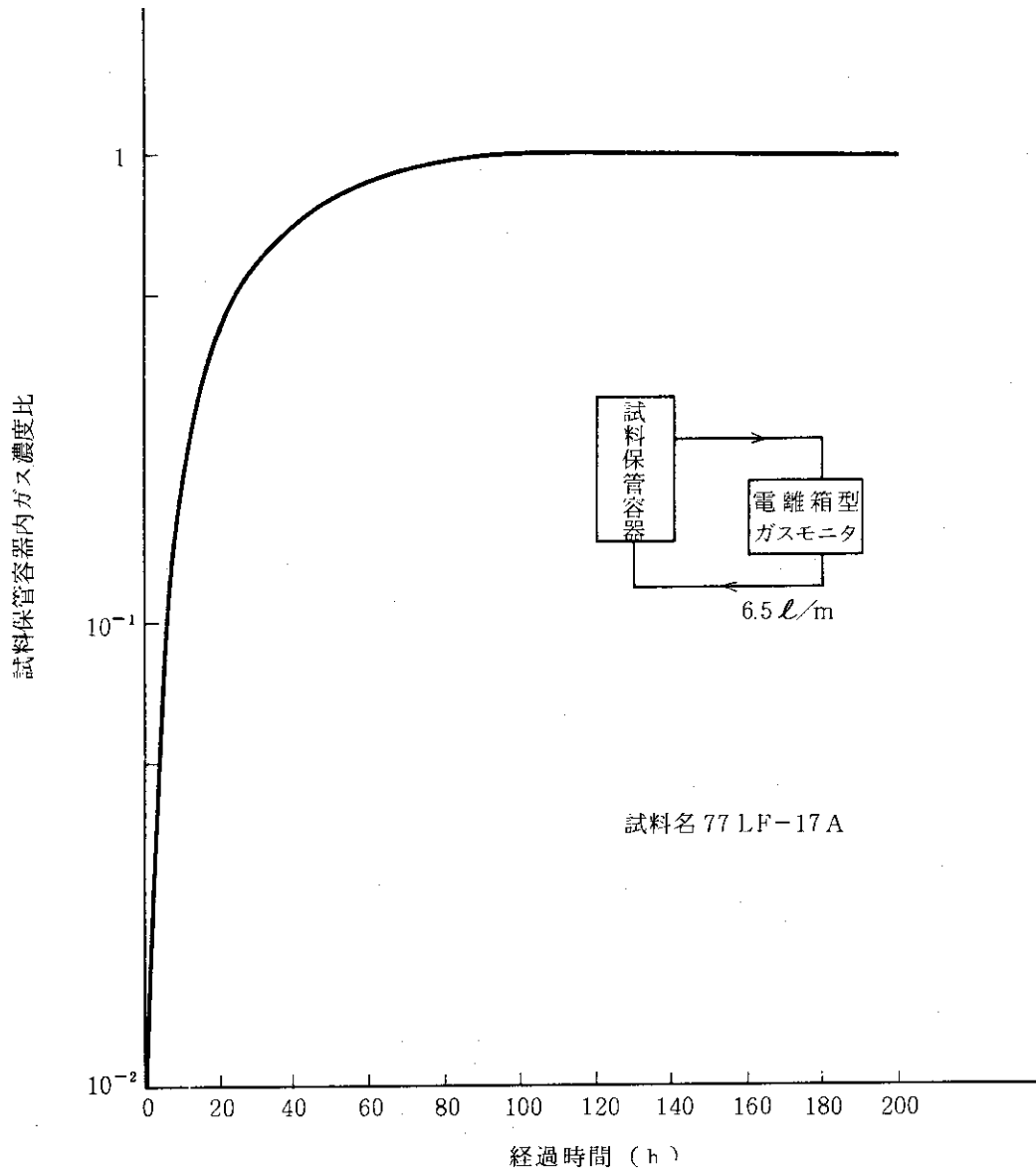


Fig. C 3.2 - 2 OGL-1 輸送容器内FP ガス生成曲線

て測定したがその存在を確認できなかった。77 LF - 17 A 試料は照射終了後の日時があまり経過していないため、 ^{131}I が $5.0 \times 10^{-6} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ 検出されたが ^{133}Xe などの希ガス類は検出されなかった。酸化トリチウムとトリチウムガスの濃度比は 150 : 1 の割合であった。OGL-1 の照射試料は原子炉運転中に 1,400 °C 程度のヘリウム雰囲気下で照射されているにもかかわらず、酸化トリチウムがトリチウムガスより多いという結果が得られた。Fig.C.3.2-2 に保管容器内における FP ガスの生成曲線を示した。これによれば一度清浄空気に置換されたのち、容器内の FP ガスが飽和濃度に達するまでは約 100 時間を要している。この測定は 77 LF - 17 A を測定したものであった。

以上の測定結果から OGL-1 照射済燃料試料の保管およびホットラボへのローディング移送時の管理としては、下記の項目を実施すれば放射線管理上の問題はないと思われる。1) 保管容器は気密状に設計されているが、ネオプレン製のパッキン部もあるので、チャコール付の排気系によって吸引し炉室に対しては負圧にして保管する。2) ホットラボへの移送前には保管容器内の空気を排気系によって清浄空気と置換すれば、移送時間中に生成された FP が全量炉室内に漏洩しても空気汚染上の問題はない。3) 炉室内の保管中に排気系の短時間停止が生じても室内の濃度は特に問題とはならない。

(小倉 照雄)

C.3.3 ホットラボ金相試験時の ^{125}Sb 放出原因調査

ホットラボにおいて、中性子照射量の多い (nvt : 3×10^{20} コ/cm²) 炭化ウラン燃料試料 (以下「高照射 UC 試料」という。) の金相試験時、特に試料の研磨作業にともなって ^{125}Sb の放出があった。さらに、使用済マグノックス燃料の金相試験時にも ^{125}Sb の放出があったことが報告されている。一方、中性子照射量の多い酸化ウラン燃料試料 (以下「高照射 UO_2 試料」という。) の金相試験時には、 ^{125}Sb の放出の経験はない。以上の経験をもとに、金相試験時に高照射 UC 試料および使用済マグノックス燃料からの、 ^{125}Sb の放出原因の調査・推定を行った。

高照射 UC 試料および使用済マグノックス燃料の金相試験時に気相に存在するものは、UC 試料が水中で酸化されるときに発生する CH_4 、 C_2H_4 および C_2H_2 等の有機ガス、マグノックスが水と反応して発生する水素ガスおよび照射された燃料中のヨウ素などである。一方、アンチモンは SbH_3 および $\text{Sb}(\text{CH}_3)_3$ が常温で気相として存在し、ハロゲン化物の結晶からの昇華による気体も存在することも考えられる。これらは比較的不安定で空気中の水や酸素と反応し、V 価の固相の化合物となる。また、高照射 UC 試料を水とともに容器に入れ ^{125}Sb の放出の確認と、容器内の目視観察を行った結果、目視観察では UC 試料は 1 日から 2 日間で酸化され、 UO_2 の小結晶群となった。さらに、CP-20 に捕集された ^{125}Sb の化学脱着試験も行った結果 (試験時にはアンチモンは V 価の安定アンチモンに変化していると推定される)、最初の 1 N の塩酸により全量の 10% が、そして最終の 1 N の水酸化ナトリウムにより残量の 10% が脱着し、その間の 6 N の塩酸、王水そしてエチルアルコール、アセトンおよびトルエンなどの有機溶剤などのかなり強い抽出溶媒でもまったく脱着されなかった。

以上のことから、高照射 UC 試料およびマグノックスは水中で酸化反応し、結晶構造を変化させ、粒界に析出した FP を自由化させやすいことから、 ^{125}Sb の放出機構は次のふたつが考えられる。

(1) 粒界に析出した ^{125}Sb が、UCの場合にはUCと水との反応により生成される有機ガスと反応し、マグノックスの場合には同様に水素と反応し、それぞれ有機性アンチモンガスおよび水素化アンチモンガスとして放出される。

(2) 粒界に析出した ^{125}Sb がFPとして生成されたヨウ素、または不純物として存在する塩素等のハロゲンと反応し、結晶性ハロゲン化アンチモンが生成され、これが試料の結晶構造の崩壊とともにハロゲン化アンチモンガスとして放出される。

^{125}Sb が $\text{Sb}(\text{CH}_3)_3$ および SbH_3 の形態で放出されるとすれば、空気中の酸素で酸化している場合、およびすでに酸化の終了している試料の研磨を行ったような場合には、有機ガスや水素ガスの発生がないため、 ^{125}Sb は放出されないこととなる。ホットラボにおける研磨作業で、研磨作業の後半では ^{125}Sb が放出されないことを経験している。また、化学脱着試験時の最終の脱着操作である1Nの水酸化ナトリウムで10%が脱着したのは、アンチモンがハロゲン化物であったと推定することの方が理解しやすい。

以上の推定が正しいのであれば、高照射 UO_2 試料について ^{125}Sb が放出されない理由として次のことが考えられる。

- (1) 水および空気との反応がないため、水素ガスや有機ガスの発生がないこと。
- (2) 試料の結晶構造が崩壊しないため、アンチモンが結晶粒界に保留されたままであること。
- (3) 粒界中のアンチモンが化合物になっているとすれば、周囲が酸化的雰囲気にはないため、不安定なⅢ価の化合物であるよりⅤ価の安定化合物となっている可能性が強いこと。

以上、高照射UC試料およびマグノックス試料からの ^{125}Sb の放出原因を調査、推定したが、 ^{125}Sb は核分裂収率がわずかに0.02%と低く、他の危険性の大きな核種と比較して放射線管理上の重要課題となることはありえないが、金相試験時にガス体の ^{125}Sb 化合物が放出されること、そして放出された ^{125}Sb はHE-40 Tにはまったく捕集されず、CP-20に100%捕集され、時間の経過とともに酸化され、遊離しにくい形態となり再飛散しないことを記憶しておくことは、UC-PuC燃料の実用化および大型ホットラボの実用規模での稼働時の放射線管理に有効である。

(近藤 吉男)

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常的な環境モニタリングとして、1978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。

原研大洗研究所、動燃大洗工学センターおよび日本核燃料開発㈱で構成される大洗地区環境評価委員会は、1979年度中に4回開催され、四半期ごとの環境測定結果について検討評価を行った。

そのほか、茨城県環境放射線監視計画が改定され、1980年度から新監視計画による核種分析を主体とした測定方法に移行するため、それに対応した分析法の検討、機器の整備を進めている。

(佐藤 信之)

C.4.2 環境放射線のモニタリング

1978年度と同様に、モニタリングステーション2カ所およびポスト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、施設放出による異常は認められなかった。モニタリングステーションにおける γ 線照射線量率の月最大値と月平均値をFig.C.4.2-1に示す。照射線量率はGM管固有のバックグラウンドおよび宇宙線成分を除いたものである。

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

(高橋 豊)

C.4.3 環境試料のモニタリング

1979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、1978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.4.3-1に示す。月別降下量は例年の変動パターンと同様であり異常な現象はなかった。モニタリングステーションにおける大気塵埃放射能濃度の測定結果は、Fig.C.4.3-2に示すように、濃度およびパターンとも例年と同様であり異常は認められなかった。Table C.4.3-1は排水溝出口における廃水の連続比例サンプリングによる1週間平均濃度の測定結果で、いずれも未知核種の規制濃度 ($1 \times 10^{-7} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$) 以下であった。また環境試料の測定結果をTable C.4.3-2に示す。これらの値は1978年度の測定結果と比較して有意な差は認められなかった。

(高橋 豊)

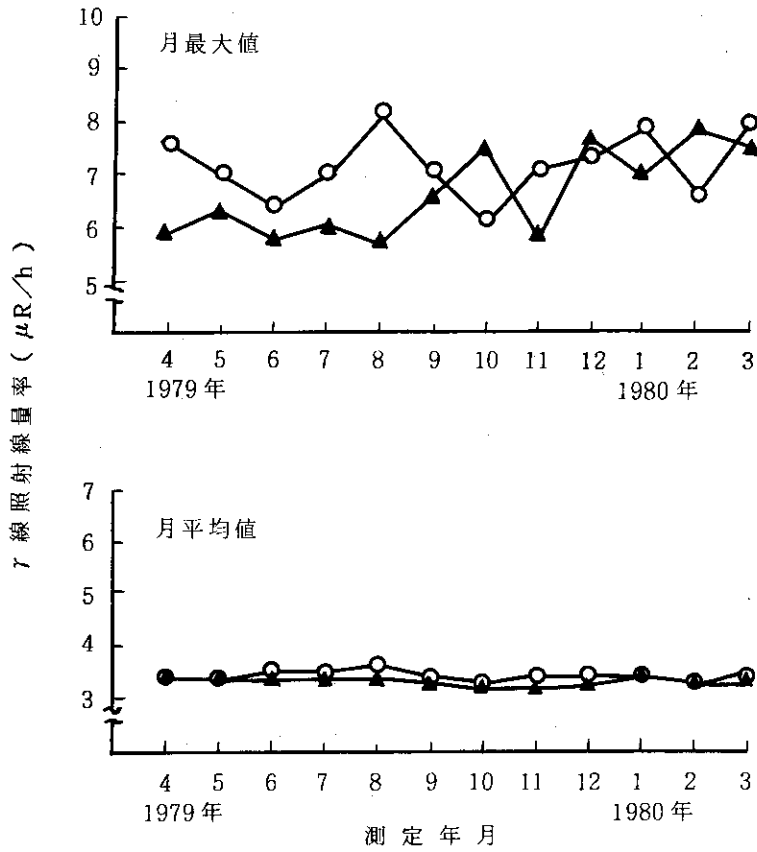


Fig. C.4.2-1 モニタリングステーションにおけるγ線照射線量率の月最大値と月平均値

▲ No. 1 (処理場), ○ No. 2 (浄水場)

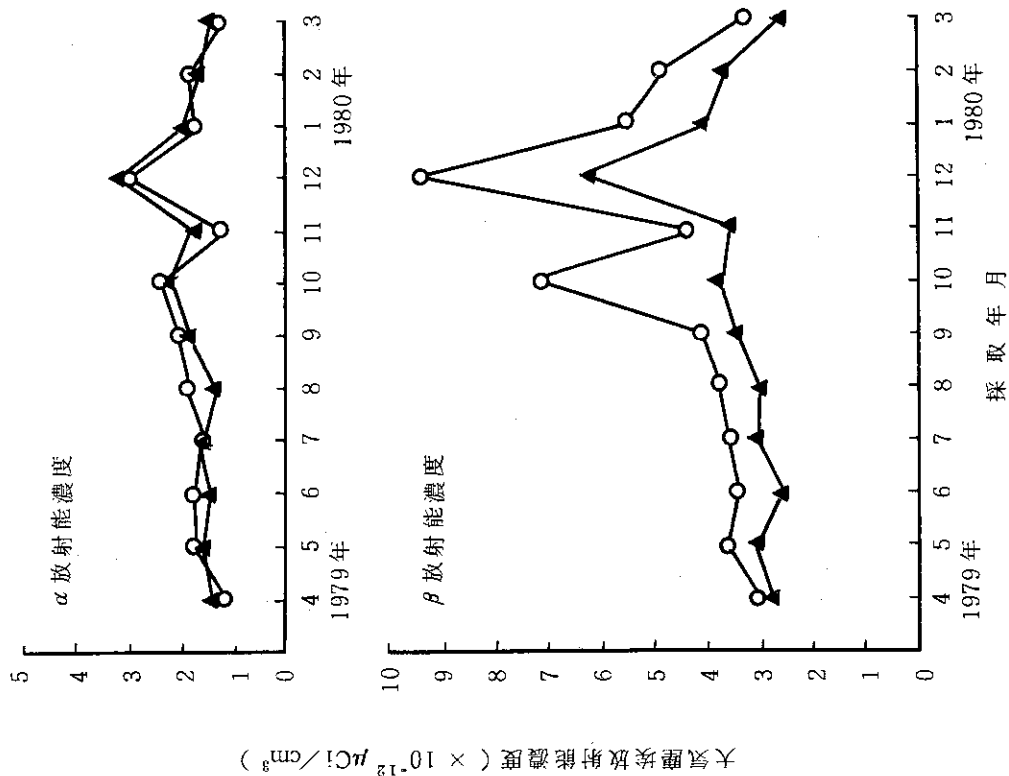


Fig. C.4.3-2 モニタリングステーションにおける大気塵埃放射能濃度の月平均値

▲ No. 1 (処理場), ○ No. 2 (浄水場)

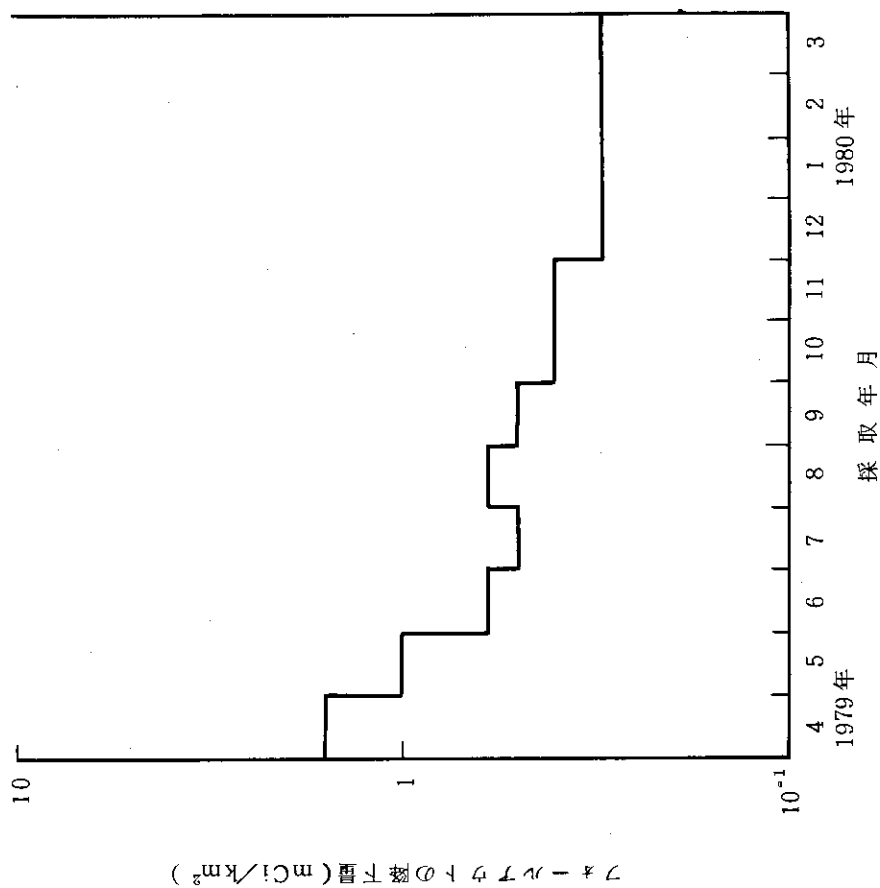


Fig. C.4.3-1 ファールアウト全β放射能月間降下量

Table C. 4.3 - 1 排水溝における廃水の全β放射能濃度週平均値
(大洗研究所, 1979年度)

年 月	第1週	第2週	第3週	第4週	第5週
1979年 4	2.8	3.2	3.1	2.9	
5	3.8	2.7	12	3.5	7.6
6	2.7	6.4	3.1	2.7	
7	3.7	3.1	3.1	2.3	2.3
8	10	3.7	20	3.8	
9	2.7	2.6	3.8	2.5	
10	3.1	3.5	13	6.0	9.6
11	2.9	4.9	2.7	2.6	
12	3.8	<1.9	4.0	9.3	10
1980年 1	—	3.8	2.5	3.7	
2	3.6	3.0	2.4	4.5	
3	3.8	7.1	4.6	5.3	4.7

(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, 1979年度)

試料名	採取場所	単位	放射能濃度	
			前 後	後 期
陸 上 試 料	湖 沼 原研水道原水 町営水道原水 北松川井戸水	$\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$	1.8×10^{-9}	$< 1.7 \times 10^{-9}$
			*1 $< 0.3 \times 10^{-9}$	*1 0.8×10^{-9}
			3.5×10^{-9}	2.5×10^{-9}
			4.0×10^{-9}	3.8×10^{-9}
			1.3×10^{-8}	1.3×10^{-8}
	海 岸 放 出 口 処 理 場 日 中 字 下 太 田 飛 沢	pCi/g・乾	9.7	10.2
			11.9	10.2
			12.1	12.4
			12.9	14.1
	精 米 ホウレン草 白 菜	旭村田崎	pCi/g・生	
4.0				1.5
海 洋 試 料	海 水	$\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$	*1 $< 3.2 \times 10^{-10}$	*1 4.0×10^{-10}
			*1 $< 3.2 \times 10^{-10}$	*1 $< 3.0 \times 10^{-10}$
	海 底 土	pCi/g・乾	14.6	13.6
			18.4	15.7
シ ラ ス カ レ イ	大 洗 沖	pCi/g・生	3.1	3.6
			3.5	3.6

*1 鉄・バリウム共沈法による。

C.4.4 海洋試料の放射能濃度の経年変動

大洗研究所では周辺環境監視の一環として、大洗沖の海洋試料の採取測定を実施している。環境試料の測定評価は全β放射能法から核種ごとの定量に移行してきているので、これを機会に海洋試料の海水、海底土、排水口土砂および海産生物（シラスおよびカレイ・ヒラメ）について測定結果をまとめ、大洗地区の経年変動を考察した。

海水・海底土の採取地点は原研排水口沖 500 m（または 300 m）および 5 km（または 4 km）である。海水の全β放射能は鉄・バリウム共沈法（5 ℓ）、¹³⁷Cs 核種分析は硫酸ニッケル・フェロシアン化カリウム共沈法（150 ℓ）による前処理を行い測定した。その測定結果を Fig. C.4.4-1 に示す。海底土および排水口土砂は乾燥して全β放射能を測定した。その測定結果を Fig. C.4.4-2 に示す。海産生物は大洗沖でとれたシラスおよびカレイ（またはヒラメ）を乾燥・灰化して全β放射能を測定した。その測定結果を Fig. C.4.4-3 に示す。

過去の測定結果の平均値および標準偏差の 3 倍値は、海水 5.5 ± 5.4 pCi/ℓ、海水中の¹³⁷Cs 0.12 ± 0.08 pCi/ℓ、海底土 15.0 ± 7.1 pCi/g・乾、排水口土砂 12.0 ± 6.1 pCi/g・乾、シラス 3.4 ± 1.5 pCi/g・生、およびカレイ・ヒラメ 3.7 ± 0.4 pCi/g・生であり、いずれの測定値も偏差内で、特に異常値は認められなかった。（高橋 豊）

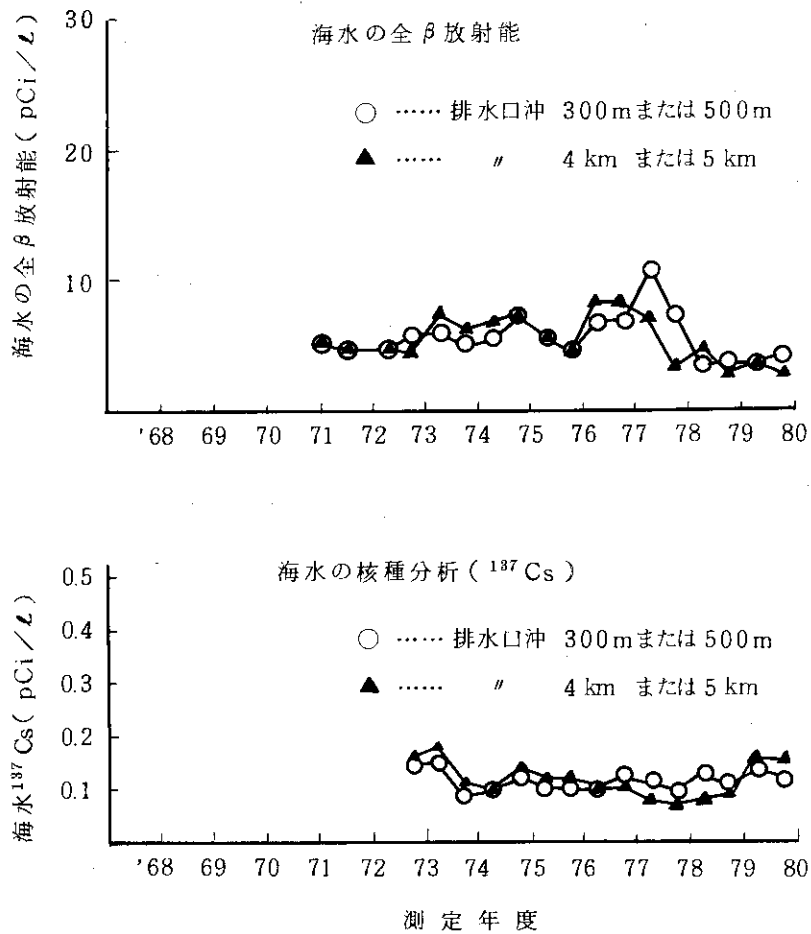


Fig. C.4.4-1 海水中の全β放射能および¹³⁷Csの量

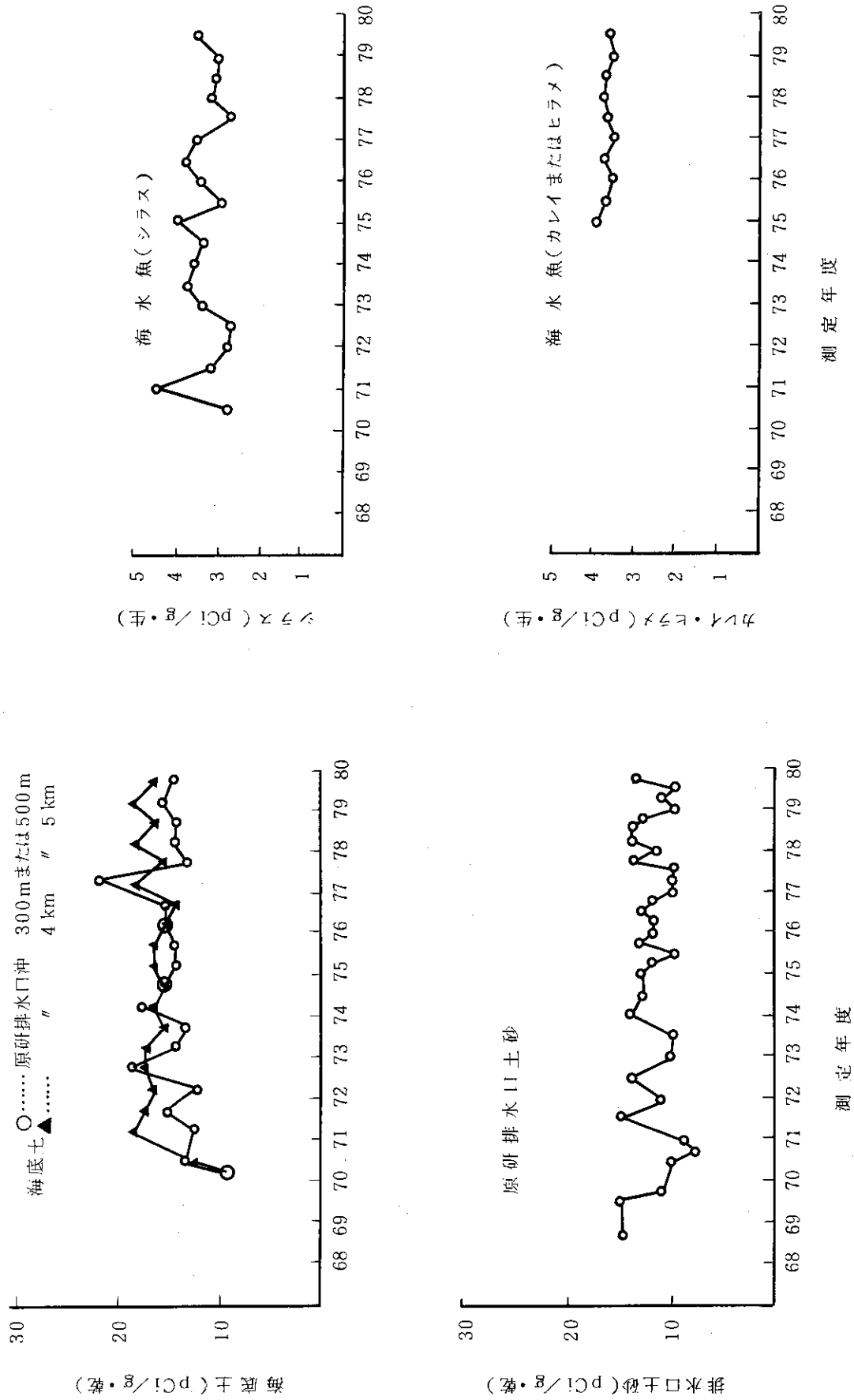


Fig. C.4.4-3 海産生物中の全β放射能

Fig. C.4.4-2 海底土および排水口土砂の全β放射能

1 C.5 放射線計測器の管理

C.5.1 概 要

年次計画に基づいて、各施設の放射線モニタ、環境モニタリングポストおよびサーベイメータの定期点検、校正、修理を実施して保守管理に努めた。その結果、放射線モニタの稼働率を99%以上に維持することができた。また、サーベイメータの年間利用率（貸出台数/全台数×100）は75%であった。

更新5カ年計画（第3年次）に基づいて、1979年度はハンドフットクロスモニタ3台、サーベイメータ22台を更新した。（佐藤 信之）

C.5.2 サーベイメータ類の点検保守

1977年度から実施している更新5ヶ年計画により、1979年度にサーベイメータ類で更新を行った台数は22台で、その内訳はGMサーベイメータ5台、電離箱サーベイメータ9台、 $\beta(r)$ 表面汚染サーベイメータ4台、 α 線サーベイメータ3台および中性子サーベイメータ1台である。更新対象測定器のうち購入して10年以上経過し故障頻度が多く保守困難なサーベイメータは廃棄処分を行った。その内訳は、 α 線サーベイメータ6台、GMサーベイメータ5台である。そのほか、1979年度に新規購入したものはレムマスタ2台で、これによって大洗研究所の現有サーベイメータ類の総台数は、処理場Ⅱ期施設関係を含めて292台である。

1979年度における現有台数、校正台数および故障台数をサーベイメータの機種別にTable C.5.2-1に示す。点検校正の実施件数は、年2回の校正目標に対し90%以上達成でき544件であった。また、故障修理の実施件数は76件で前年度に比べて減少した。

中性子サーベイメータの感度は、東海研究所線量計測課の中性子線源により校正した。

1970年度から1979年度までの10年間における年度別点検校正台数、現有総台数および故障総台数の推移をFig.C.5.2-1に示す。年度別の点検校正総台数と現有総台数から年間2回の校正目標に対する校正率の年度平均は、80%以上である。（清水 滋）

Table C.5.2-1 サーベイメータの現有台数、校正台数および故障台数
(大洗研究所, 1979年度)

サーベイメータの種類	現有台数	校正台数	故障台数
GMサーベイメータ	131	248	41
電離箱 "	83	155	13
α 線 "	29	56	17
中性子 "	9	10	2
シンチレーション "	5	5	0
ベルアラームメータ	35	70	3
合 計	292	544	76

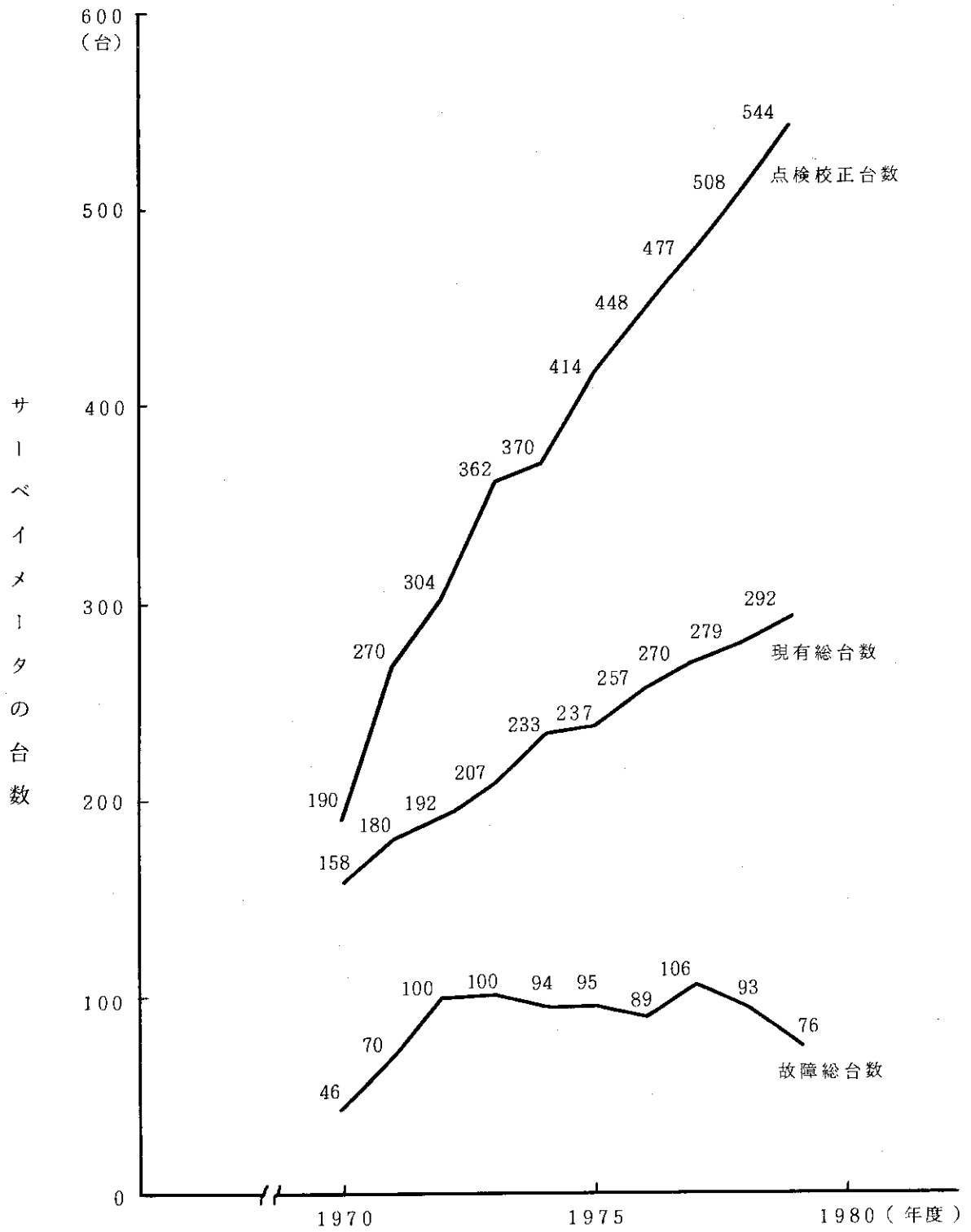


Fig.C.5.2-1 サーベイメータの点検校正台数、現有総台数および故障総台数の推移

C.5.3 放射線監視機器の管理

1979年度に放射線モニタは、ホットラボ施設にトリチウムモニタ2系統（室内モニタ、排気モニタ各1台）が新設され、処理場低レベル固体処理棟の増設により、エリアモニタ2系統、室内ダストモニタ1系統、排気ダストモニタ1系統、多点ダストサンプラ1台が新設された。そのほか更新計画によりハンドフットクロスモニタ3台（ホットラボ、RI棟、処理場各1台）と野外モニタリングステーション2系統のダストサンプラ2台の更新をした。

既設の放射線モニタ、吸引装置および記録計の定期点検校正は、1978年度と同様に外部委託により実施し、整備に努めた。Table C.5.3-1に放射線モニタの故障発生修理件数および年間稼働率を各施設ごとに示す。稼働率は全施設が99%以上に維持することができた。主な修理内容は、JMTR運転時に排水モニタの吸上げ口付近に多大な気泡が発生してポンプが停止するため、配管の移設を行った。そのほか横河製6打点記録計の増幅器の故障が目立った。

JMTR施設など10年以上経過している放射線モニタのレートメータ、サンプラ、記録計などの故障頻度が高く、これらの部品の入手が困難な状況になってきている。（清水 滋）

Table C.5.3-1 放射線モニタの修理件数および稼働率

（大洗研究所，1979年度）

項目 年月 建家名等	修 理 件 数					稼働率 (%)
	1979			1980	合 計	
	4~6	7~9	10~12	1~3		
J M T R (54系統)	10	4	10	15	39	99.6
ホ ッ ト ラ ボ (20系統)	5	4	2	3	14	99.7
廃棄物処理施設 (54系統)	8	6	5	4	23	99.7
燃 料 研 究 棟 (15系統)	0	5	3	2	10	99.4
R I 利 用 開 発 棟 (6系統)	0	3	1	1	5	99.1
安 全 管 理 棟 (2系統)	1	1	0	1	3	99.3
野 外 モ ニ タ (10系統)	3	5	5	5	18	99.1

1 C.6 放射性廃棄物の管理および汚染除去

C.6.1 概 要

大洗研究所で発生し、放射性廃棄物処理場に搬入された放射性廃棄物は、低レベル液体が1978年度と比較して、1.5倍、例年と比べてもやや増加したが、その他の $\beta \cdot \gamma$ 廃棄物は、種類ごとの増減はあったものの、全体的にはほぼ平年なみの発生量であった。しかし、 α 廃棄物はかなり増加した。中でも低レベル α 固体廃棄物は、 α ホールにおける処理作業の開始にともなって発生した二次廃棄物が加わって、3.4倍の増加となった。また、高レベル α 固体廃棄物が、所内で初めて、燃料研究棟から発生した。

所外からのものは、高レベル $\beta \cdot \gamma$ 固体および低レベル α 固体廃棄物が減少したほかは、全体的にかなり増加している。

搬入した廃棄物は種類ごとに、おのおのの処理装置により処理し、ドラム缶(D-50型)614本、コンクリートブロック(B-I型, B-II型)56コの固化体にして固体集積保管場に保管した。

放射性汚染除去業務は、機器、施設、衣料および皮ふの除染について、ほぼ例年通り実施したが、II期施設の稼動にともない、除染対象施設の種類と範囲が拡大した。

1974年より建設工事を進めていた第II期計画は、1979年度、低レベル $\beta \cdot \gamma$ 固体処理棟II($\beta \cdot \gamma$ 圧縮装置II, $\beta \cdot \gamma$ 一時格納庫II等を含む)の竣工によって、全施設が完成した。これにともなう官庁手続き、保安規定の改訂等を行い、ホット試験運転を実施した。また、機器除染ホールも、内装整備を完了したのから、使用を開始した。

このほか、施設老朽化にともなう点検方法の改善と施設補修、RI・原子炉研修所の放射性廃棄物処理講座の現場実習その他教育訓練への協力、委員会活動への参加、除染に関する受託調査などを実施した。
(三戸 規生)

C.6.2 放射性廃棄物の管理

(1) 廃棄物の搬入

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

(a) 液体廃棄物の搬入

所内で発生した液体廃棄物の搬入量は、低レベル液体廃棄物については約 $5.9 \times 10^3 \text{ m}^3$ で1978年度の1.5倍に増加した。これは従来排出元で措置していた衣料除染廃液を1979年度からすべて処理場へ搬入するようになったこと、および貯槽類の健全性確認試験にともなって増加したものである。

中レベル液体廃棄物については約 25 m^3 と1978年度と同程度であった。有機廃液については 25 l と大幅に減少した。またスラッジについては、低・中レベルあわせて 0.6 m^3 の搬入があった。

所外から搬入された液体廃棄物については、低レベル液体廃棄物が約 420 m^3 と1978年度に続いて大幅な増加の傾向を示した。中レベル液体廃棄物は 0.1 m^3 であり、有機廃液の搬入はなかった。
(勝山 和夫)

(b) $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物の搬入

所内で発生した固体廃棄物の搬入量は、低レベル $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物については約 200 m³であり、1978 年度と同程度であったが、高レベル $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物については約 2.5 m³であり、約 2 分の 1 に減少した。これは 1978 年度実施された OWL - 1 の除染のような特別作業がなかったのが主な理由である。

所外から搬入された固体廃棄物の搬入量は、低レベル $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物については約 140 m³と約 1.2 倍の増加であったが、高レベル $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物については約 0.3 m³であった。

(岩本 貞雄)

(c) α 固体廃棄物の搬入

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 4 m³であり、1978 年度のほぼ 4 倍の量であった。これは、低レベル α 固体廃棄物の処理業務が開始され、それとともに二次的に発生したことが主な理由である。また高レベル α 固体廃棄物については約 1 m³であり、これは、プルトニウム燃料研究棟グローブボックス内の汚染度の上昇によるものが理由である。

所外から搬入された 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 8 m³と 1978 年度比で約 1 / 2 に減少したが、高レベル α 固体廃棄物については約 3 m³と 1978 年度比で約 2 倍に増加した。

(阿部 昌義)

(2) 廃棄物の処理

(a) 液体廃棄物の処理

低レベル液体廃棄物は、JMTR の一次冷却水系廃液が、全体の約 50 % を占め、化学処理装置により 3.2×10^3 m³ を処理し、実験室系廃液は、1978 年度から本格稼動した低レベル廃液蒸発装置により処理した。また十分レベルの低い廃液は減衰により措置した。

中レベル液体廃棄物については、1978 年度発生分と合せて 45.1 m³ を中レベル廃液蒸発装置により処理した。四半期ごとの処理実績を Table C. 6. 2 - 2 に示す。

上記処理で発生した低レベル廃液濃縮液は、33 m³ であり、さらに中レベル廃液蒸発装置で濃縮減容したのち、化学処理スラッジと合せて計 23 m³ をビチューメン固化処理した。受入れたスラッジは異物を含むため、セメント固化処理した。この固化処理で発生したドラム缶 (D - 50 型) は、全部で 31 本であった。一方、処理済廃液の海洋放流量は、5,995 m³ でその放射エネルギーは 5.6 mCi (³H を除く) であった。

(勝山 和夫)

(b) $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物の処理

低レベル $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物については、焼却装置と圧縮装置によって可燃性固体、不燃性固体およびフィルタ類の処理を行った。その処理量は約 347 m³ であり、1978 年度までに搬入されたものを若干加えて処理した。このうち今まで圧縮処理をしていた含水布および含水紙について、カートンボックス約 400 個分をそのままあるいは新設した脱水機による脱水後、また、同じく新設したフィルタ破砕機により分離したフィルタの木枠約 100 個分をそれぞれ試験的に焼却処理したものである。

高レベル $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物については、高レベル $\beta \cdot \gamma$ 処理装置により、約 2.8 m³ を処理した。

Table C. 6. 2 - 3 に 1979 年度の処理実績を示す。

(岩本 貞雄)

(c) α 固体廃棄物の処理

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) によって、1978 年度までに搬入されたものを加えて、不燃性固体 (フィルタ類を含む) の処理を開始した。その処理量は約 37 m³ で、1978 年度までの累計搬入量約 66 m³ に対し約 56 % に当る。

高レベル α 固体廃棄物については、搬入量約 4 m³ のうち約 3.1 m³ を高レベル α 封入装置によって封入措置し、約 0.9 m³ を排出元での封入措置状態で、それぞれ貯蔵施設に貯蔵した。

Table C. 6. 2 - 3 に 1979 年度の処理実績を示す。 (阿部 昌義)

(3) 固化体の保管

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

Table C. 6. 2 - 4 に 1979 年度に発生した固化体の数を示す。 (岩本 貞雄)

Table C.6.2-1 廃棄物の搬入実績 (大洗研究所, 1979年度)

搬入物	時期	第1四半期			第2四半期			第3四半期					
		所内		所外		所内		所外		所内		所外	
		動燃	東北六	日本核燃料	動燃	東北六	日本核燃料	動燃	東北六	日本核燃料	動燃	東北六	日本核燃料
固体廃棄物	β・γ	9.22	3.94	1.38	0.72	15.94	3.40	0	0.98	12.66	12.06	0.64	1.32
	可燃	13.94	8.26	2.52	2.88	35.94	8.04	0	2.62	22.98	28.48	1.76	3.44
	不燃	34.615	4.140	0.575	1.955	5.980	8.165	0	0	5.290	10.235	0	0
廃棄物	高レベル	0.375	0	0	0	1.380	0	0	0	0.150	0	0.175	0
	低レベル	0.26	1.95	0	0	0	1.78	0	0	3.245	2.925	0	0
	α	0	0.21	0	0	0.75	0.69	0	0	0	1.51	0	0
液体廃棄物	低レベル	1.111	78	0	20	1.517	116.2	0	12	1.632	95	0	4
	中レベル	24.81	0	0	0	0	0.1	0	0	0	0	0	0
	スラッジ	0.6	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
	有機	0	0	0	0	0	0	0	0	0.025	0	0	0

(単位: m³)

(大洗研究所, 1979年度)

第4四半期		年度合計					
所内		所外		所外			
動燃	東北六	日本核燃料	動燃	東北六	日本核燃料		
10.64	5.76	2.12	1.38	49.50	25.16	4.14	4.40
17.58	12.94	2.58	3.42	90.44	57.72	6.86	12.36
14.145	3.565	0	2.300	60.030	26.105	0.575	4.255
0.550	0	0.150	0	2.455	0	0.325	0
0.38	1.66	0	0	3.885	8.315	0	0
0.30	0.42	0	0	1.05	2.83	0	0
1,664	76	0	20	5,924	365.2	0	56
0	0	0	0	24.81	0.1	0	0
0	0.23	0	0	0.6	0.23	0	0
0	0	0	0	0.025	0	0	0

(単位: m³)

Table C.6.2 - 2 液体廃棄物の処理実績

(大洗研究所, 1979年度)

時期 処理液	第1四半期			第2四半期			第3四半期			第4四半期			年度合計		
	化学 処理	蒸 発 処 理	その他 処 理	化学 処理	蒸 発 処 理	その他 処 理	化学 処理	蒸 発 処 理	その他 処 理	化学 処理	蒸 発 処 理	その他 処 理	化学 処理	蒸 発 処 理	その他 処 理
低レベル	507	499	185	425	218	645	1,126	321	490	1,094	351.4	125	3,152	1,389.4	1,445
中レベル	0	0	0	0	0	0	0	45.1	0	0	0	0	0	45.1	0
スラッジ	0	0	0.6	0	0	1.2	0	0	0	0	0	0.23	0	0	2.03
有機	0	0	0	0	0	0	0	0	0.025	0	0	0	0	0	0.025
合計	507	499	185.6	425	218	646.2	1,126	366.1	490.025	1,094	351.4	125.23	3,152	1,434.5	1,447.055

(単位: m³)

Table C.6.2 - 3 固体廃棄物の処理実績

(大洗研究所, 1979年度)

固体廃棄物	第1四半期		第2四半期		第3四半期		第4四半期		年度合計	
	低 レベル	高 レベル	低 レベル	高 レベル	低 レベル	高 レベル	低 レベル	高 レベル	低 レベル	高 レベル
可燃	5.44	0	0	0	38.36	0	46.98	0	90.78	0
不燃	48.68	0	51.32	0	22.46	0	33.48	0	155.94	0
フィルター	61.985	0	18.975	0	7.590	0	11.270	0	99.820	0
α	0.575	0	1.330	0	0.325	0	0.600	0	2.830	0
β	24.985	0	0	0	2.64	0	9.32	0	36.945	0
合計	0.21	0	1.44	0	1.51	0	0.72	0	3.06	0

(単位: m³)

Table C.6.2 - 4 固化体の発生数

(大洗研究所, 1979年度)

四半期	第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期	年度合計
200ℓドラム	300	130	78	106	614
コンクリートブロック (B-I, B-II)	18	23	10	5	56
合計	318	153	88	111	670

(単位: 個)

C-6.3 汚染除去

(1) 機器除染

1979年度における機器除染処理状況を Table C.6.3-1 に示す。前年度と比較して処理件数は4割減少したが、処理点数は2割増加した。

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65%、点数比70%）占めた。また、補修あるいは改造の目的で外部工場などに搬出した機器の除染件数は、全体の25%であった。

1979年度の特徴としては、JMTR使用済燃料水中切断装置と、洗濯廃液処理用逆浸透装置の膜チューブを除染したことなどが挙げられる。 (小林 弘也)

(2) 施設除染

1979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。

1979年度も1978年度同様、貯槽およびタンク類の点検、補修に係る除染が全体の半数以上を占めた。

本年度の特徴は、廃液処理用に新設され、本格稼動を開始した低レベル廃液蒸発装置のカランダリア（伝熱管：約21mmφ×3,000mmの細管、910本）のスケール除去装置を試作し除染を行ったこと、化学処理済廃液の汙過装置に使用されている汚染汙過砂（粒径35～100μm：約97%含有）の回収に真空吸引法による回収装置を考案して除染に役立てたことなどがあげられる。 (三嶋 一幸)

(3) 衣料除染

1979年度に実施した所内各施設の防護衣等の除染処理状況を Table C.6.3-3 に示す。処理数量は全体で約6%増加し、前年度にみられた傾向（JMTR施設関係は減少し、処理施設関係は増加する。）が本年度にも継続している。中レベル汚染衣料の発生率は全作業服の約0.6%であった。一時保管していた中レベル汚染衣料の内722着を除染処理し、再使用した。また、本年度から本格的に衣料補修を開始し、特殊作業服148着、黄色実験衣336着、合計484着を補修した。洗濯廃液の処理量は約170m³であった。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の定期点検整備を実施した。 (市川 貞一)

(4) 皮ふ除染

各施設の、放射線管理区域内の手洗流し場41箇所に設置している、応急皮ふ除染キットの内容品目の点検補充整備を、毎月1回、計12回、延べ492キット分について実施した。

また、人の皮ふの代わりに生豚皮を用いて、実際の放射性汚染による現場応急皮ふ除染実習訓練を、職員および委託業者の合計18名に対して行った。 (小林 弘也)

Table C. 6. 3 - 1 機器除染処理状況

(大洗研究所, 1979年度)

	主 要 機 器 名	件 数	点 数
第1四半期	照射試料取扱容器, OGL-1仕切管ISIヘッド, DC系ノッチワイヤフィルタ。	3	120
第2四半期	低レベル, 蒸発缶補助加熱器, CRDボールネジアセンブリ, キャスク, CRD推力軽減リンクハウジング, SF水中切断装置, PC系ノッチワイヤフィルタ他。	10	829
第3四半期	分類セル内装機器部, OGL-1仕切管ISIヘッド	2	126
第4四半期	ROチューブ, キャプセル用ノズルフランジ, PC系ノッチワイヤフィルタ, キャプセルユニット, 遠心分離機分離板	5	445
年度合計		20	1,520

Table C. 6. 3 - 2 施設除染処理状況

(大洗研究所, 1979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	--	--	--	--
第2四半期	廃液貯槽(低レベルNo.1, 中レベルNo.4) 低レベル廃液蒸発装置 ポリッシングフィルタ 高レベルβ・γ分類セル	5	700	205
第3四半期	圧力管内圧クリープ JMTR第4排水槽 JMTR圧力サージタンク 高レベルβ・γ貯蔵セル	4	169	64
第4四半期	--	--	--	--
年度合計	--	9	869	269

Table C. 6. 3 - 3 衣料除染処理状況

(大洗研究所, 1979年度)

	第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期	年度合計
特殊作業服除染処理	1,854	3,413	1,818	1,608	8,693
特殊作業服防水加工処理	858	1,259	832	778	3,727
黄色実験衣除染処理	360	470	450	473	1,753
下着洗浄(特殊作業服重量換算)	190.9	469.6	171.3	187.1	1,018.9
その他洗浄(")	395.6	637.1	553.9	463.7	2,050.3
合計(")	3,658.5	6,248.7	3,825.2	3,509.8	17,242.2

(単位:着)

注) このうち東北大学の衣料除染依頼は197.4着であり, 施設利用に関する契約により除染を行った。

2.1 個人被曝線量の管理

2.1.1 概要

速中性子線の被曝線量測定に使用するフィルム感度のエネルギー依存性を ^{241}Am -Be線源および ^{252}Cf 線源を用いた減速中性子場を利用して求めた。その結果、多検出器法の原理によるエネルギー指標が0.82から1.06の範囲で、フィルム感度に有意差のないことが明らかになった。

(沼宮内弼雄)

高次化プルトニウム取扱時の手先の被曝線量測定に使用するシート状TLDの低エネルギー γ 線に対する感度について、原研Ⅳ型フィルムバッジとの比較試験を行い、TLDの読み値に対する補正係数を求めた。

また、大洗研究所に設置したプラスチックシンチレータおよびNaI (Tl)を検出器とするシャドウシールド型全身カウンターの性能試験を実施し、両検出器についてエネルギー特性、検出感度などを求めた。

(押野昌夫)

体外計測においては、前年度に引き続き、集中計測装置のソフトウェアの改善が進められている。また、新たに検出器の増設の後、5個のNaI (Tl)検出器を備えた大型全身カウンタシステムについて、次の諸項目について実験・検討を行った。第1に人間の体軸における感度分布特性、第2に主な臓器における感度特性、第3に主要な汚染状況に対する5つの検出器のレスポンス特性についてである。特に最後のレスポンス特性については、極めて低い体内汚染においても体内の汚染状況の判別が、このレスポンス特性を利用して、ある程度可能であることが判明した。

(赤石 準)

2.1.2 減速中性子線場における速中性子フィルムの感度測定

速中性子線による外部被曝線量測定に用いるKodak製Personal Neutron Monitoring Film, Type A (以下NTAフィルムと略記。)のフィルム感度のエネルギー依存性を、減速中性子線場で求めた。

照射場は、 ^{252}Cf および ^{241}Am -Be中性子線源を用い、線源とNTAフィルムとの距離を変えたり、遮蔽体を用いて一次線と散乱線の割合が異なる(エネルギースペクトルの異なる)種々の減速中性子線場¹⁾である。

中性子エネルギースペクトルと線量当量率は、2個の異なる厚さのパラフィンをかぶせた減速型BF₃検出器を用い、多検出器法の原理を適用して求めた¹⁾。

NTAフィルムの照射は、自由空気中と、実際の着用条件と同様にNTAフィルムと γ 線用フィルムを原研Ⅳ型バッジケースに挿入し、ポリエチレン製の水ファントム(60×40×20cm)に原研夏作業服を着用させ、ポケット位置にフィルムバッジを装着した場合とで行った。

飛跡の計数は、通常の現像法で処理後、顕微鏡倍率 420 倍で走査法により 2 cm (測定面積 6.69 mm²) 走査して行った。

測定結果を Fig. 2.1.2-1 に示す。フィルム感度は、1 mrem 当りフィルムバッグの Cd+Pb フィルタ下のフィルムの 6.69 mm² 内に計数された飛跡数で示した。エネルギー指標 (R_0) は前述の多検出器法の原理により求めた。

これらの結果、²⁵²Cf 線源を用いた減速中性子線場 (エネルギー指標 1.06 から 0.82) で照射した場合は、自由空气中およびファントム装着における NTA フィルムの感度は、最高が 0.39 および 0.41 tracks/6.69 mm²·mrem, 最低は 0.31 および 0.29 tracks/6.69 mm²·mrem で、計数誤差などを考慮すると、フィルム感度に有意差のないことが明らかとなった²⁾。また、²⁴¹Am-Be 中性子線源の直接線の場合は、自由空气中で 1.07 tracks/6.69 mm²·mrem であった。

(伊藤 精)

参考文献

- 1) 龍福 廣: JAERI-M5875 (1974)
- 2) 西, 伊藤, 龍福, 須賀, 上沢; 日本原子力学会昭和50年秋の分科会予稿集(II) 98 (1975)

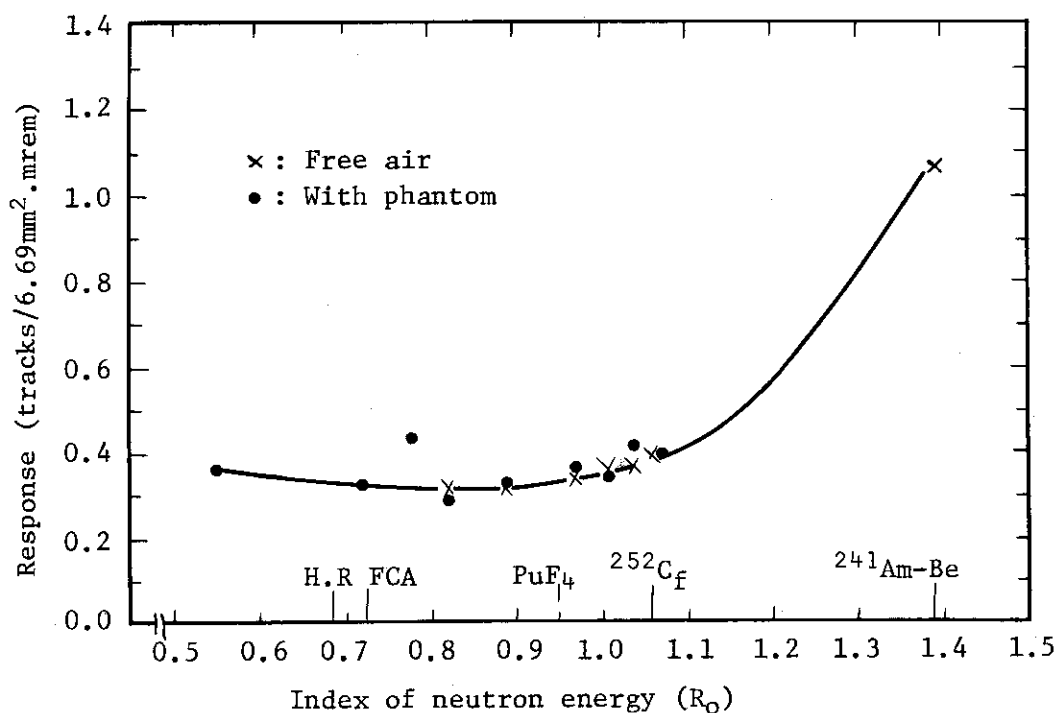


Fig. 2.1.2-1 Energy response of NTA film.

H.R : For light water moderated reactor core

2.1.3 TLDによる手先の被曝線量の測定

1978年度に報告した¹⁾ように大洗研究所燃料研究棟では1977年5月から高速炉用プルトニウム混合炭化物燃料の製造実験を開始した。実験時に受ける外部被曝線量は実験に供する酸化プルトニウム粉末（英国ハウエル研究所製）の表面線量率を測定した結果、特に外部被曝管理上問題のないことが確認された。

(1) 局部（手先）被曝線量測定の際緯

1979年3月に入手した200グラムの酸化プルトニウム粉末は、その分析値から約10,000ppmの²⁴¹Amを含む高次化プルトニウムであった。

この高次化プルトニウム原料の表面線量率は、ハウエル研究所製プルトニウムの場合と同様の方法で測定した結果、ハウエル研究所製プルトニウムの場合の約10倍で表面汚染および空気汚染の管理に加えて外部被曝の管理が必要となった。そこで外部被曝線量低減対策として

- ① この原料を主として取扱う既設グローブボックス（以下GBと略す）の亚克力窓に含鉛亚克力板（鉛0.5mm等価）を取付けること
- ② 原料の精製により²⁴¹Amを除去すること

が行われた。その結果含鉛亚克力窓表面における $\gamma(X)$ 線線量率は、既設の亚克力窓表面の値の約1/10に、また²⁴¹Am除去後のGB表面における線量率は、除去前の値の約1/3に低下した。これらの処置によって外部被曝の管理は主として高次化プルトニウム取扱い時における手先に着目して実施すればよいことになった。

(2) 測定器と測定評価の方法

高次化プルトニウム取扱い時における手先の被曝線量の測定は、リングバッジを着用すると指まわりが太くなるため、GBのグローブが物理的に装着できず不可能であった。松下電器産業KK製のシート状TLD（直径8.0mm、厚さ0.15mmUD-100M₈素子）は、手先に着用してもGBの操作が異物感もなく、また、GBのグローブの装着もスムーズに行えた。

UD-100M₈素子は $\gamma(X)$ 線の低エネルギー領域におけるエネルギー依存性が悪いので測定値の補正をし被曝線量を評価する必要があった。測定値は原研Ⅳ型フィルムバッジにより校正した被曝線量を用いて補正した。

(3) 測定結果

フィルムバッジにより校正したTLDの補正係数は、Table 2.1.3-1のとおりである。この結果高次化プルトニウム取扱い時のTLDによる手先の被曝線量は過小評価とならないよう測定値に補正係数の最大値0.7を乗じて得られることが分った。TLDを使用し燃料研究棟における手先の被曝線量の測定を試みた結果、簡便な評価方法として有効であった。

（藤岡克治）

参考文献

- 1) JAERI-M 8526, 保健物理—管理と研究 No. 21, 76 (1978)

Table 2.1.3-1 Comparison of doses measured by TLD and film badge

γ(X)-ray source	Time of exposure (h)	Location of TLD and film badge	Shield material	Dose (R)		Ratio (B/A)	Note *
				TLD A	Film badge B		
PuO ₂ 30 g	50	Inside of glove box	Neoprene rubber (75~100 mg/cm ²)	54.20	30	0.55	Containing higher degree isotope
				2.86	40	0.74	
PuO ₂ 30 g	120	"	10 mm thick acrylic plate	2.86	1.14	0.40	"
PuO ₂ 20 g	120	"	"	1.48	0.54	0.36	Made in Harwell, U.K.
PuO ₂ 77 g	140	At 105 cm from source	-	1.91	0.19	0.10	Containing higher degree isotope
PuO ₂ 77 g	50	At 50 cm from source	-	2.81	0.30	0.11	"

* Isotopic composition of plutonium

	Made in Harwell, U.K.	Containing higher degree isotope
²³⁹ Pu	94.0 %	76.7 %
²⁴⁰ Pu	5.6 %	19.3 %
²⁴¹ Pu	0.44 %	3.3 %
²⁴² Pu	-	0.56 %

2.1.4 5個のNaI(Tl)検出器による全身カウンタの特性

東海研究所における大型全身カウンタに5個の8"φ×4"NaI(Tl)検出器を設置した(従来の3個に2個追加)。この検出器システムは精密全身計測、および肺モニタ検出器を使用して肺中のプルトニウムを測定する際に同時に行う全身計測に使用する。

この検出器システムの主眼点は次の2つである。

- (1) 人間の体軸に対してできるだけ均一な感度を確保する。
- (2) 体内汚染の考えられる主な臓器について、少い体内汚染量の場合でも、その汚染量についてある程度の情報を得る。

本システムの構成を次に示す (Fig. 2.1.4-1 参照)。

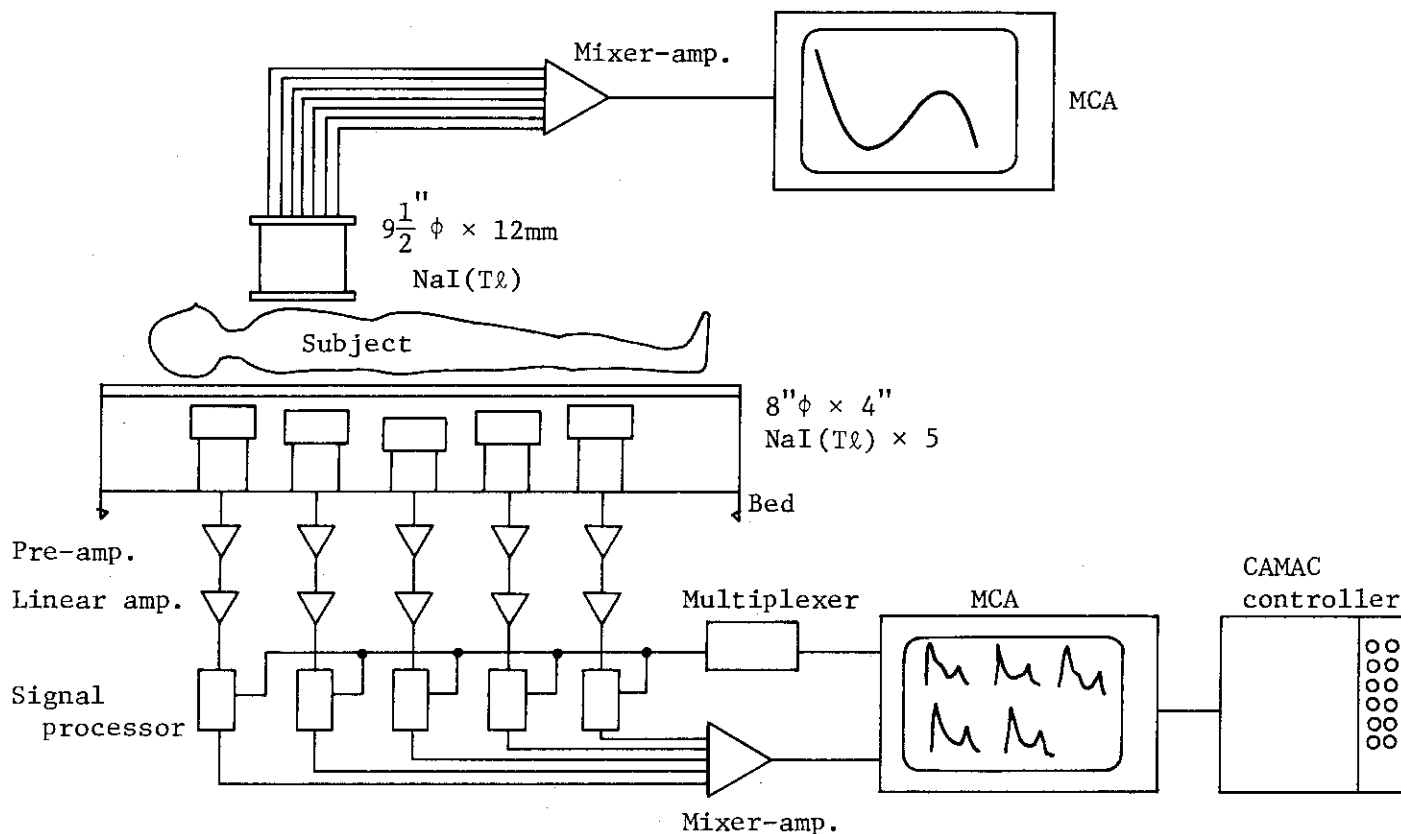


Fig. 2.1.4-1 Block diagram of five detector whole-body counter system at JAERI.

- (1) 検出器 8"φ×4"NaI(Tl) …… 5個
総合エネルギー分解能8%*
体軸における感度が一樣になるよう各検出器と体軸との距離を調整して寝台の下に固定
- (2) 多重信号入力システム
シグナルプロセッサ/マルチプレクサによるランダムルータ方式

* 5個の検出器のエネルギー分解能はそれぞれ7.3, 7.3, 7.6, 9, 9.5%であり、全検出器を合わせた総合エネルギー分解能は8%である。

(3) 波高分析器 4 k チャンネル (256 チャンネル× 16 分割)

同時入力数……………最大 8 入力

(4) 測定データ演算 CAMAC 端末コントローラ

MCA 制御, 記憶媒体 (フロッピーディスク) への測定データの出し入れ, 測定データの編集

この 5 個の検出器システムの体軸に関する感度分布特性と, 標準椅子測定法, 2 個および 3 個の検出器を使用した寝台固定検出器測定法の体軸における感度分布特性とを比較したものを Fig. 2.14-2 に示す。図に示した感度分布はいずれも 8"φ × 4" NaI (Tℓ) 検出器を使用した場合のものである。5 個の検出器による方法はここに示した他の方法に比べ測定視野は頸部より下腿部までと広く, また感度の凹凸は少い。最少検出限界は全身に均一に分布した ¹³⁷Cs について, 1000 秒の測定時間で 0.5 nCi であった。一方, 臓器に対する感度は, 検出器が寝台の下側のみにあり, また検出器と被検者の距離が近い (最も被検者に近い検出器でこの距離は 6 cm) ので全身均一分布に対する感度と若干異なっている。全身均一分布における感度を 1 とした時, 甲状腺, 肺, 肝臓, 腎臓, 小腸に対する相対感度は, ¹³⁷Cs について測定した場合, それぞれ 0.7, 1.4, 1.0, 1.5, 0.8 であった (ランドファントム使用)。

次に, 体内汚染状況についての情報を得るために, 下記に示すように主要な体内汚染状況を 5 つに分類し, 個々の場合について 5 個の検出器の計数値のレスポンスパターンを調べた。

- (1) 全身に均一に分布した体内汚染
- (2) 甲状腺の汚染
- (3) 肺部の汚染
- (4) 肝臓・腎臓の汚染
- (5) 胃腸管における滞留

これらの 5 つの主要な体内汚染状況に対するそれぞれの検出器のレスポンスパターンは明らかに異なっているので, 体内汚染状況についての判別がある程度可能である。すなわち次に示すような情報が得られる。

- (1) 摂取された放射性物質が全身に均一に分布しているか否か。
- (2) 不溶性放射性核種の吸入か否か。
- (3) 可溶性物質が全身均一分布ではなく肝臓・腎臓等に多く集中しているか否か。

また, 汚染核種と汚染部位との組み合わせにより表面汚染についての判別がある程度可能である。従来は走査測定をしなければ体内汚染状況についての情報が得られなかったが, 5 個の検出器を使用してそのレスポンスパターンを調べることにより, 数 nCi の低い体内汚染レベルに対しても, 体内汚染状況の情報が走査測定なしに得られるようになった。今後, 前述の主要な体内汚染状況が組み合わせられた場合について, 5 個の検出器のレスポンスパターンを解析することを計画している。
(水 下 誠 一)

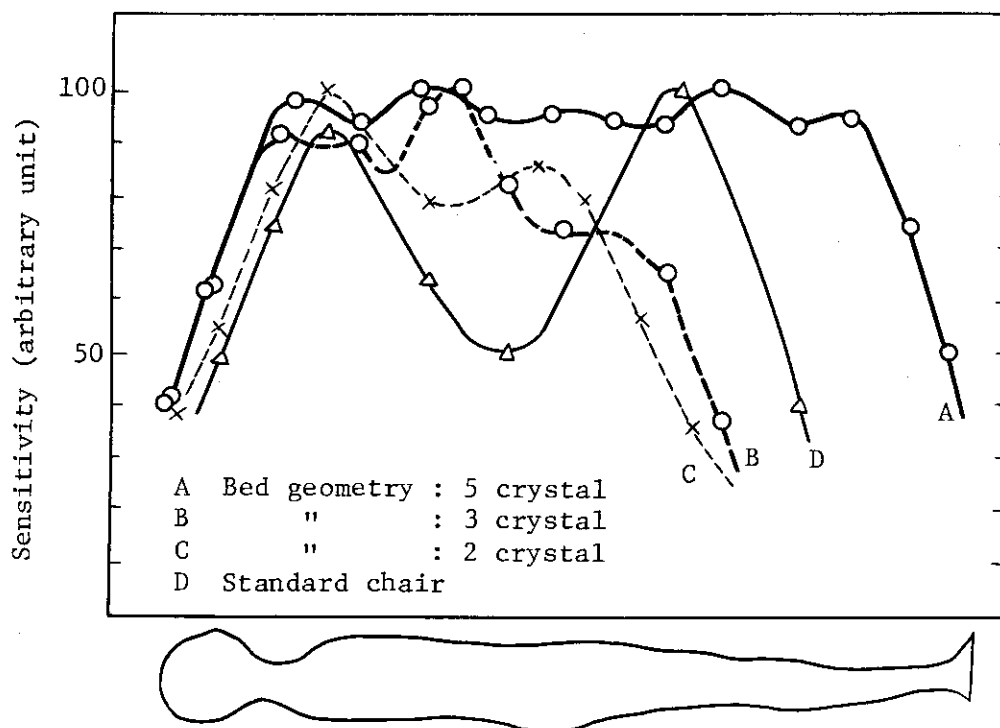


Fig. 2.1.4-2 Sensitivity variations along the body-axis for four whole-body counting techniques using ^{137}Cs source.

2.1.5 シャドウシールド型全身カウンタの特性

大洗研における放射線作業従事者の内部被曝検査は、1979年度まですべての検査（全身計測、肺モニタ、尿分析）の測定を体内放射能課に依頼して実施してきたが、1979年10月簡易型全身カウンタを導入し、1980年度からの全身計測による測定は大洗研において行うことになった。

導入した装置はシャドウシールド型鉄遮蔽体内にプラスチックシンチレータとNaI (Tl) シンチレータの2種類の検出器を有し、被検者を仰臥位で測定する型のものである。Table 2.1.5-1に装置の主な仕様を示す。

装置受け入れ後、プラスチック、NaI (Tl) の両測定系につき次の項目の特性試験を行った。
 イ) エネルギー直線性、ロ) バックグラウンド計数率、ハ) エネルギー分解能、ニ) 検出効率、ホ) エネルギー特性。これらの試験項目のうち、全身および臓器の校正のために使用した線源とファントムは、全身については ^{137}Cs を均一分布させたブロックファントム、甲状腺を除く各臓器は複数個の ^{137}Cs 小線源（ポリエチレンキャプセル封入）を該当臓器に挿入したランドファントム、甲状腺はH字型モックアイオダイン線源を装填したオリンスファントムである。検出器とファントムの位置関係は甲状腺以外についてはすべて通常の人体測定位置で行ったが、甲状腺はファントムを検出器の中心直下のベッド上に位置させて行った。測定時間はプラスチック測定系は2分間、NaI (Tl) 測定系は10分間とした。Table 2.1.5-2に特性試験の主な結果を示す。またNaI (Tl) 測定系におけるガンマ線エネルギーによる検出効率の変化を点線源により測定した結果は、0.1~2.0 (MeV) の範囲において検出効率の最大値を1とした場合、最小値は0.3であった。
 (上島正好)

Table 2.1.5-1 Specifications of shadow shield whole-body counter

		Plastic scintillator	NaI(Tl) scintillator
Detector	Scintillator	400(mm)×220(mm)×100(mm)	5"φ × 4"
	Window	SUS 0.5 (mmt)	Al 1.0 (mmt)
	Photomultiplier (number)	RCA 4525 (3)	RCA 4525 (1)
Counter equipment		Single channel analyzer 2 ch	Multichannel analyzer 1024 ch
Shield		Iron 100 (mmt), Lead 3 (mmt), Plastic 5 (mmt) Total weight 6.2 (ton)	
Collimator		Iron 100 (mmt) Slit width: for Plastic 640(mm) for NaI(Tl) 400(mm), 100(mm), 50(mm)	
Bed		Width & length 600(mm) × 2,100(mm) Entrance speed 100(mm)/sec	

Table 2.1.5-2 Characteristics of shadow shield whole-body counter

		Plastic scintillator	NaI(Tl) scintillator
Background (0.1 ~ 2.0 MeV)		3,400 (cpm)	1,970 (cpm)
Energy resolution		—	7.9 (%)
Sensitivity*1 (cpm/μCi)	¹³⁷ Cs	2.4×10^4	2.2×10^3
Minimum *2 detectable amount (μCi)	Whole body	¹³⁷ Cs	7.4×10^{-3}
	Lung	¹³⁷ Cs	5.0×10^{-3}
	Thyroid*3	Mock Iodine	4.7×10^{-3}
			2.2×10^{-3}

*1, *2 Energy range : Plastic 0.1 ~ 2.0 (MeV), NaI(Tl) 2 FWHM(0.66 MeV peak).

*3 Phantom was located on the bed under the detector center.

2.2 施設の放射線管理

2.2.1 概要

施設の放射線管理業務を実施する上で直接有用なモニタリング技術の開発を進めているが、1979年度には次のことを行った。

(1) VDGのような粒子加速器において、トリチウムにより数 $10\mu\text{Ci}/100\text{cm}^2$ あるいは数 $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ レベルの高濃度に汚染した固体表面または真空ポンプ油などの試料の計測はトリチウムの β 線の制動放射によるX線を計測することにより行うことができ実用上有利である。NaI (Tl) 検出器測定時間1,000秒の検出限界は、油試料で $3.6\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ 、スミヤ試料で $4.7\times 10^{-2}\mu\text{Ci}/100\text{cm}^2$ であった。

(2) JRR-2においてトリチウムの空气中濃度と表面汚染密度との関係を測定調査した結果、表面汚染密度/空气中濃度の比は 0.81cm であった。この関係から作業環境の管理においてスミヤ試料の測定によるトリチウム空气中濃度のレベルの推定が可能であり間接的で精度は劣るが簡便さの点で有用であると判断された。

(3) JRR-3使用済燃料乾式長期保管施設における使用済燃料の健全性を実証するための、空気汚染モニタリング技術を開発した。本技術は、ガスクロマトグラフ法によるクリプトンガスの分離と液体シンチレーションによる ^{85}Kr の測定を組合せたものであり、 ^{85}Kr ガスの検出限界濃度 $2\times 10^{-12}\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ を得た。(矢部 明, 岸田昌美)

2.2.2 制動X線測定法による油試料などの ^3H 濃度の測定

核物理特研において、 ^3H 取扱設備の廃棄作業が実施された(管理A 3.2参照)。その際、各種機器の ^3H 汚染量の評価が必要となった。測定対象となった試料のうち真空ポンプ油は汚濁しており、これを液体シンチレーション・カウンタで測定した場合、色クエンチングや化学ルミネッセンスと考えられる原因で定量できなかった。一方、スミヤ試料は放射性汚染のレベルが高く、通常用いられているガスフローカウンタでは、測定不能となったり、検出器自体の汚染を引き起こし、高レベル試料の測定法としては不適當であった。そこで、このような ^3H 汚染試料の測定上の問題点を補い、かつ簡便に測定するため、 ^3H の β 線による制動X線を計測する方法¹⁾に注目して、上記油中の ^3H 濃度やスミヤ試料の放射能の定量を試みた。

測定には $50\text{mm}\phi\times 2.5\text{mm}$ NaI (Tl) 検出器(0.13mm Be ウィンドウ付)を用いた。試料はすべて、汚染防止のため軟プラスチック製の袋に入れ、検出器に密着させて、1000秒間測定した。油試料中の ^3H 濃度は、同試料の制動X線計数率と、放射能濃度が既知の同体積の ^3H 水溶液の計数率とを比較することにより求めた。スミヤ試料については、比較的レベルにある同一試料について、あらかじめ 2π ガスフローカウンタによる測定法²⁾と制動X線法により測定しておき、それから得た換算係数(表面汚染密度/X線計数率)を用いて定量した。

^3H 水溶液 1cm^3 について測定した結果、Fig. 2.2.2-1に示すように、制動X線計数率は ^3H 濃度に比例することがわかった。この直線の傾き、即ち換算係数は、Table 2.2.2-1に示すごと

く、 1.9×10^1 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3/\text{cps}$) となった。一方、スミヤ試料の換算係数は、2 試料についての平均値をとり、 3.9×10^{-1} ($\mu\text{Ci}/100 \text{ cm}^2/\text{cps}$) とした。

今回行った制動X線計測法の検出限界を、標準偏差の2倍として、測定時間1000秒の場合について求めた結果をTable 2.2.2-1に示す。これによると、油の限界値 $3.6 \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ は、Cartis¹⁾による $1 \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ よりやや大きい。バックグラウンドの低減化を行うことにより、この文献値と同程度にすることは可能であろう。

制動X線スペクトルを同体積の水と油とで比較すると、ピーク位置は、水の方がわずかながら高エネルギー側にあり、水と油の材質の違いによってX線の吸収が異なることがわかった。このことから、水溶液を標準として評価した油の³H濃度は、多少過大評価になっていると考えられる。

以上、制動X線を利用した³Hの測定方法は、数 $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ 以上の高レベル試料を、化学的処理等を行うことなく測定でき、現場の放射線管理にとって有効な手段であることがわかった。

(村上博幸)

参考文献

- 1) M. L. Cartis: Health Phys. 23, 17 (1972)
- 2) 北野 他 : 保健物理, 8, 67 (1973)

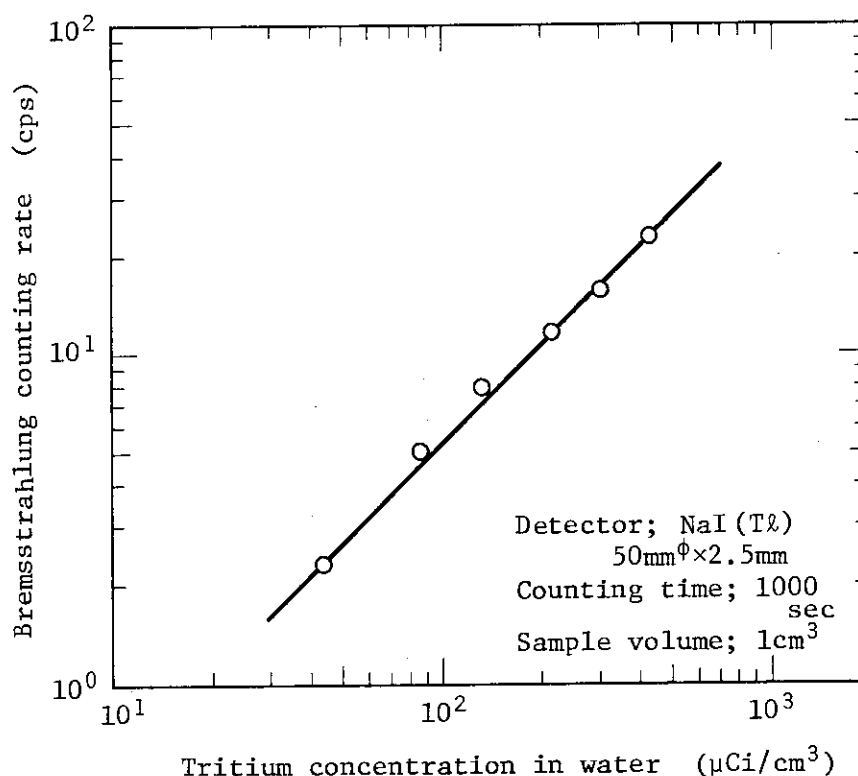


Fig. 2.2.2-1 Relation between tritium concentration in water and Bremsstrahlung counting rate

Table 2.2.2-1 Conversion coefficients of tritium concentration and detectable limit by Bremsstrahlung counting method

	Conversion coefficient	Detectable limit*
Liquid sample	1.9×10^1 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3/\text{cps}$)	3.6 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)
Smear sample	3.9×10^{-1} ($\mu\text{Ci}/100\text{cm}^2/\text{cps}$)	4.7×10^{-2} ($\mu\text{Ci}/100\text{cm}^2$)

* Counting time ; 1000 sec

2.2.3 重水炉におけるトリチウムの空気中濃度と表面汚染密度の関係

(1) 目的

トリチウム（酸化物）による空気汚染が発生した場合床面、壁面およびその雰囲気中に置いてある物品の表面が、空気中のトリチウムによって汚染される。このような現象は日常の管理において把握されているが、両者の定量的な関係は明らかではなかった。以下では表面汚染の管理や搬出物品の管理をする上で、有効な資料を得るという目的から、空気中のトリチウム濃度と表面汚染密度の関係を調査したので、それについて報告する。

(2) 測定方法

JRR-2の炉室における空気中のトリチウム濃度は、換気停止後の時間経過にともなって上昇し、換気が再開すると低下するというような周期的な変化を繰り返す。実験ではこのような雰囲気において、トリチウムの表面汚染密度がどのように変化するかということ測定し、空気中濃度と表面汚染密度の相関関係を求めた。

表面汚染の検査は炉室床面（エポキシ系樹脂）について、スミヤ法によりその表面の汚染度を測定したほか、アクリル板、アルミ板を炉室の前述の雰囲気に放置し、それぞれの表面汚染密度も測定した。

空気中のトリチウムは凝結法により捕集し、採取点で測定した温度と相対湿度を用い、空気中のトリチウム濃度に換算した。

表面汚染密度は、グリセリン含浸濾紙を用いたスミヤ法により試料を採取し、液体シンチレーションカウンタにより測定した。なおトリチウムに対するスミヤの採取効率¹⁾は、非浸透性のものに対して10%であるという報告もあるが、一般にスミヤ法による β 放射能の表面汚染密度を評価する場合、採取効率を考慮していないので、ここでも採取効率の補正は行っていない。

(3) 測定結果と考察

空気中のトリチウム濃度とスミヤ法により測定した表面汚染密度との関係をFig. 2.2.3-1に示す。この図から分るように、今回の実験から次のような結果を得た。

- (a) 空気中のトリチウム濃度が上昇すると、表面汚染密度もそれに比例して上昇する。
- (b) この場合の表面付着係数すなわち（表面汚染密度）／（空気中のトリチウム濃度）は0.81 cmである。

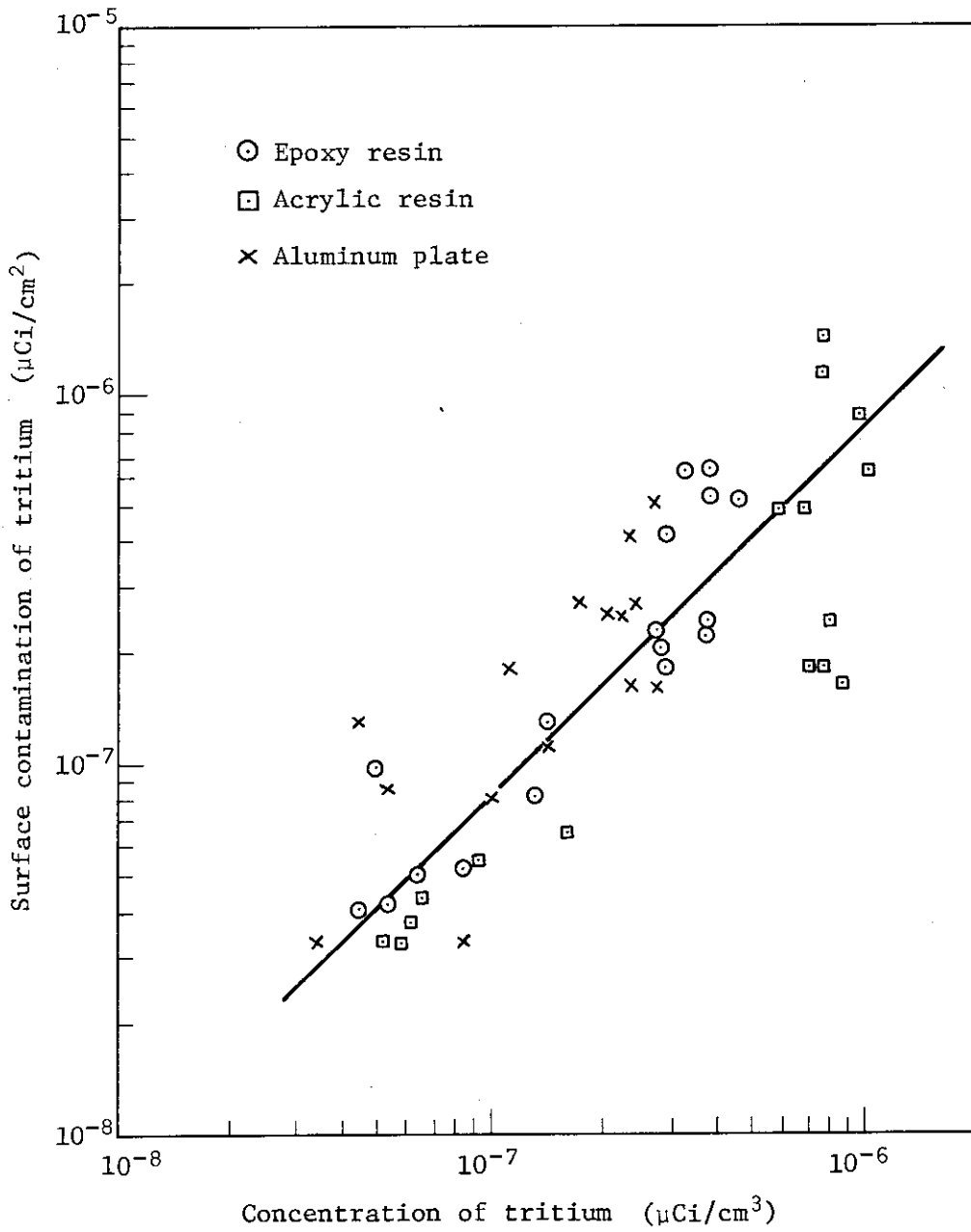


Fig. 2.2.3-1 Relation between concentrations of tritium in air and on surface.

(c) 表面付着係数はエポキシ系樹脂、アクリル板およびアルミ板に対しては、ほぼ同じような値である。

この他に、一度汚染したアクリル板を空気汚染のない場所へ移動し、表面汚染密度の変化を調べたところ、10分で約 $\frac{1}{2}$ 、60分で約 $\frac{1}{10}$ に低下するという結果を得た。

以上の結果から、次のようなことがいえる。

(a) 重水炉の場合は、壁面や物品の表面汚染密度の測定結果から、先に述べた付着係数を用いて、空気汚染のレベルを把握することができる。この方法は、シリカゲル捕集法や凝結法に比べて、簡単に短時間に測定でき、低レベル(約 $5 \times 10^{-8} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)の空気汚染を把握できるので、作業環境が良好な状態にあるかどうかをチェックするには便利である。

(b) トリチウムによる空気汚染のある場所から物品を搬出する場合、その表面は汚染されている。しかし、搬出物品に対する所内基準を適用するとしても、この評価結果からみて $1 \times 10^{-4} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ 以上の空気中濃度の雰囲気（霧囲気）に置かれていたものでなければ、表面汚染密度は基準値に達しないものと考えられる。

実際には、木材のような水分の多い物品を搬出する場合や、長時間重水の蒸気に接したものを搬出する場合には材質中の水分と空気中のトリチウムの置換および材質への浸透が問題になる。今後はこのような問題について調査検討する予定である。 (早坂寿夫)

参考文献

1) 北野匡四郎他：保健物理，8，67（1973）

2.2.4 低濃度⁸⁵Krの分離捕集技術

(1) 目的

JRR-3の使用済燃料乾式貯蔵施設の稼動にともない、使用済燃料の貯蔵、密封状態を把握する必要がある。そのモニタリングは、(1)連続モニタリング、(2)定期モニタリングの2方法を併用して実施する。前者では循環系の空気中⁸⁵Kr濃度をプラスチック・シンチレーション・カウンタ型ガス濃度測定器を用いて監視し、後者では循環系から一部採取した空気中のKrを分留精製して、⁸⁵Kr濃度を測定する。本実験は定期モニタリングの技術を確立し、貯蔵されている使用済燃料の健全性を確認する目的で行ったものである。

試料空気中からKrを精製する方法として、分取ガスクロマトグラフィー方式¹⁾を用いた⁸⁵Krの計測には液体シンチレーション・カウンタ²⁾を用いた。

(2) 方法

装置の概略図をFig. 2.2.4-1に示す。H₂Oトラップにはシリカゲルを、CO₂トラップにはモレキュラシーブ13Xを充填した。またチャコールトラップ(CT-1)には活性炭(8~12メッシュ)100gを、チャコールカラム(CC-1, CC-2, カラム長さ各150cm)には活性炭(40~60メッシュ)約43gを、モレキュラシーブカラム(MC-1, カラム長さ150cm)にはモレキュラ

* JRR-2における重水中のトリチウム濃度は約 $1\text{mCi}/\text{cm}^3$ である。付着係数は、重水中のトリチウム濃度に比例すると考えられるので、大幅に濃度が違う場合はその補正をする必要がある。

シーブ・リンデタイプ 5 Å (30~60メッシュ) 約68g を充填剤として用いた。採取した試料空気は積算流量計を経て、H₂O トラップ、CO₂ トラップを通過したのち液体窒素で冷したプレクーラを通り、あらかじめ液体窒素で冷したチャコールトラップ (CT-1) に導びいた。このときの試料空気の流量率、および圧力はそれぞれ約 7 ℓ/min と 1 気圧に設定した。試料導入後 CT-1 は順次昇温する。このときキャリアガスとして He ガスを流量率 100 cm³/min で CT-1 に流した。注目するガス成分をあらかじめ液体窒素で冷したチャコールカラム CC-1 に移す。CC-1 は液体窒素温度からドライアイス-アセトンバス、氷水、温水でそれぞれ段階的に昇温した。Kr を主とするガス成分を CC-2 に移したのち同様の操作を行った。MC-1 についても同様の操作をくり返した。主に CC-1, CC-2 で N₂, O₂, Ar を、MC-1 で CH₄ を分離除去する。いったんミニチュワトラップ (CT-2, 充填剤活性炭 40~60メッシュ) で保持した精製 Kr は体積をマンオメータを用いて測定し、液体シンチレーション・カウンタ用バイアルビンに移した。バイアルビン内の Kr は液体シンチレータに溶かしたのち計測した。

(3) 結果および検討

精製した Kr を質量分析器で分析した結果を Table 2.2.4-1 に示す。5 例の平均は 92.7% であった。また ⁸⁵Kr 測定例として、1979年 11月 16日に日立市内で採取した空気を測定した結果を Kr 回収率とともに Table 2.2.4-2 に示す。使用済燃料要素 1 本あたりに残存する ⁸⁵Kr の量は 0.4 Ci, 乾式貯蔵施設の循環系空気の有効体積は 12 m³ と推定される。本測定技術の検出限界を大気中の ⁸⁵Kr の計数誤差の 3σ とし、試料空気量を 1 m³, Kr 回収率を 50% とすれば、この値は全体の誤差を考慮して、⁸⁵Kr の自然放射能の 29% に相当する。現在の自然 ⁸⁵Kr 濃度は平均 26.1 pCi/m³ であるから、本測定技術の検出限界は約 8 pCi/m³ である。したがって循環系に 9.6 × 10⁻⁵ μCi の ⁸⁵Kr が漏洩すれば検出でき、この量は使用済燃料要素 1 本あたりに残存する ⁸⁵Kr の 2.4 × 10⁻¹⁰ 倍である。以上の結果から、本測定技術は使用済燃料の健全性 (異常のないこと) を確認するのにきわめて有効であると考えられる。

(浅野芳裕)

参考文献

- 1) D. L. Stevenson et. al ; IAEA-SM 148/68, 157 (1968)
- 2) R. E. Shuping et. al ; Analytical Chemistry 41, 2082 (1969)

Table 2.2.4-1 Mass spectrometric analysis of krypton separated from atmospheric samples

Component	Mol. percent				
	1	2	3	4	5
Kr	90.4	92.8	89.7	96.3	92.4
H ₂	~0.03	—	~0.03	~0.02	~0.05
He	1.5	2.0	1.6	1.1	1.2
N ₂	3.9	2.1	4.9	1.1	3.3
O ₂	3.8	2.9	3.4	1.1	2.9
Ar	0.1	0.1	0.2	~0.06	~0.09
CO ₂	0.2	~0.06	0.2	0.3	~0.07
CH ₄	—	—	—	—	—

Table 2.2.4-2 Replicate analyses of a homogeneous air sample in the Hitachi City at Nov. 16 '79

Sample volume (m ³)	Krypton recovery (%)	Activity (pCi/m ³)
1.00	43.9	26.4±5.5 %
1.00	50.1	24.9±5.3 %
0.50	50.2	27.7±9.5 %
0.41	45.8	25.2±13.4 %

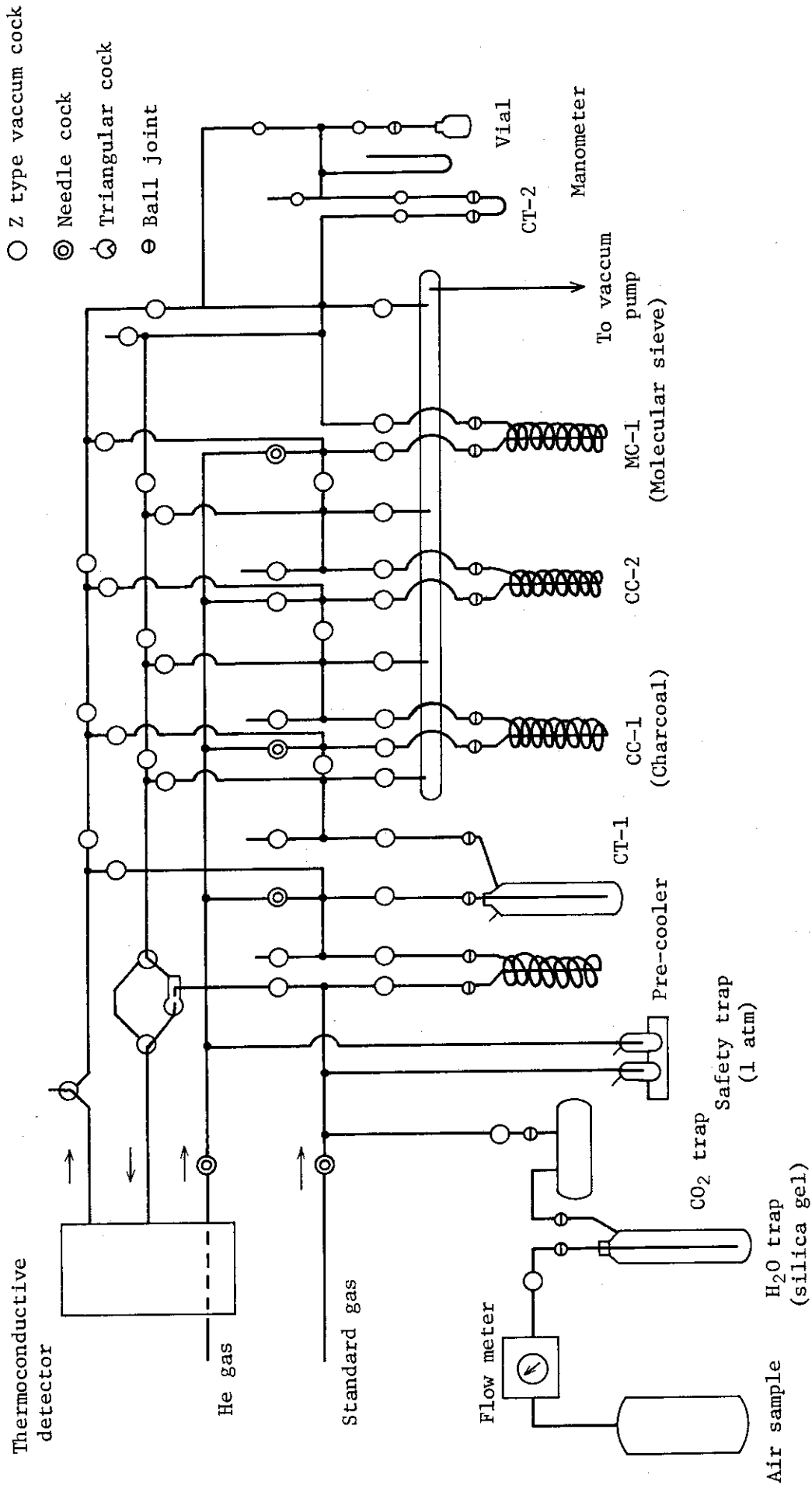


Fig. 2.2.4-1 Apparatus for separation of Kr in atmospheric air sample.

2.3 環境放射能

2.3.1 概要

環境放射線モニタリングにおいて生じた技術的問題点のうち、次のことを明確にした。

TLD素子は、破損や盗難防止の観点から、必ずしも地上から一定の高さに配置できない場合がある。その場合に生じる線量評価上の問題を明らかにするため、NaIシンチレーションカウンタを用いて、高さによる γ 線量率の変化を調べた。その結果、地中からの γ 線量率の減少は高さに対し2%/m程度で、地上3m以内での配置ならば高さの変化による誤差は5%であることがわかった。

TLD自動読取装置（松下電器製）の特性を、照射線量に対する線量率の直線性、感度、フェーディングについて調べ、ほぼ良好な結果を得た。（松井 浩）

2.3.2 自然放射線による照射線量率の高さ分布

環境中の照射線量率の標準測定は、通常、検出器を地上1mに設置して行っているが、TLDによる線量測定の場合は、盗難、破損などの事故を防止するため、クイ、電柱などを使用することがあり、その場合、地上高が一定でなく地上1～3mになる。このような地上からの高さが異なる場合の照射線量率変動を調べるため、東海研究所の気象観測塔（地上高40m）において、3"φ×3" NaI (Tℓ)シンチレーション検出器を使用して、自然放射線による照射線量率およびエネルギースペクトルの高度分布を測定した。

照射線量率の測定値は、検出器の自己汚染による線量および3 MeV以下に寄与する宇宙線の γ 線量相当分を差し引いている。地上高1mにおける照射線量率を1.0にしたときの減衰率をFig. 2.3.2-1に示す。測定結果より、気象観測塔の鉄による遮蔽および観測塔に接した約50 m²の小屋による地面からの放射線の遮蔽などの影響により減衰曲線は単調ではないが、照射線量率が地上3mの位置では1mの高さと比して、約6%減衰していることが分った。

これは、地上高数百mまでは高さとともに光子束密度が対数的に減衰する結果¹⁾とほぼ一致している。

Table 2.3.2-1に、環境中に存在する代表的核種である²¹⁴Bi（フォールアウトによる¹³⁷Csも一部含まれている、0.609 MeV）、⁴⁰K（1.46 MeV）、²⁰⁸Tℓ（2.62 MeV）について、光電ピーク計数率の高度による減衰の傾向を示す。²¹⁴Biのエネルギー帯の光電ピーク計数率は、高度とともに急激に減少し、30m高で1mにおける値の70%減となり、⁴⁰Kと²⁰⁸Tℓはほぼ同じに20%減となった。また、3m高での光電ピークのみ計数率は、1m高と比して²¹⁴Biのエネルギー帯では約30%減衰し、⁴⁰Kおよび²⁰⁸Tℓでは約10%減衰している。

環境中の照射線量率測定を行う場合、放射線測定器を地上高約3m以内に設置すれば高度による照射線量率の減衰は約5%以内におさまることが分った。（小林秀雄）

参考文献

- 1) NCRP Report No. 50, 105 (1976)

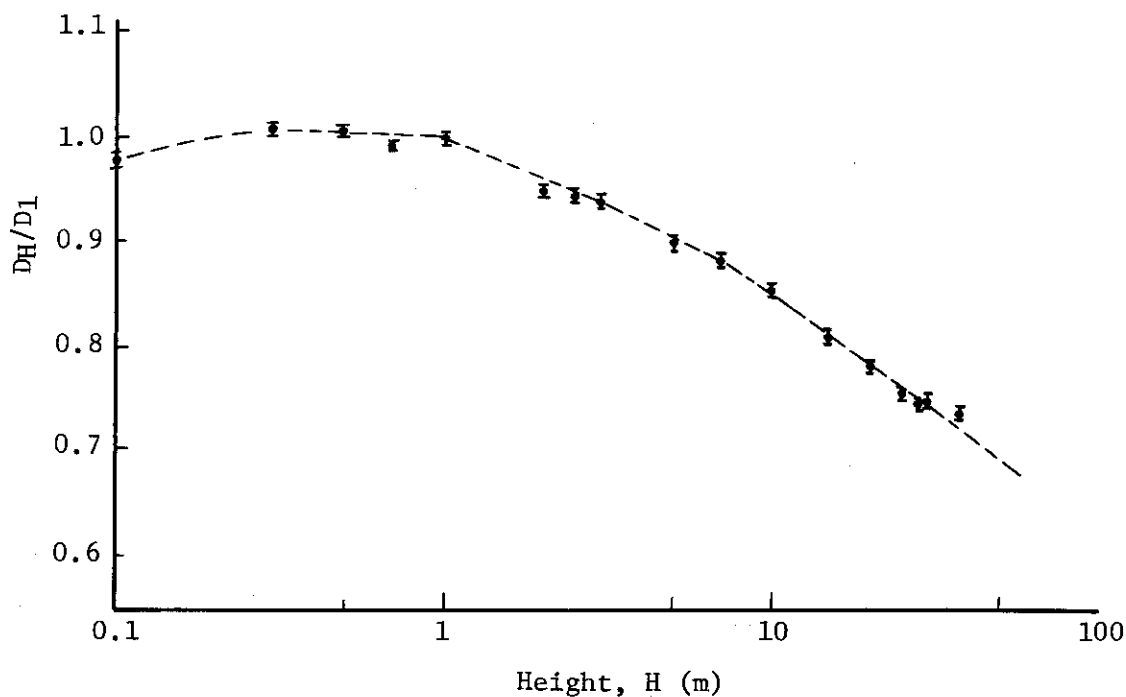


Fig. 2.3.2-1 Height dependence of γ -exposure due to natural sources.
 (ratio of γ -exposures, $D_H(\mu R/h)$ at the height, H to $D_1(\mu R/h)$ at the 1m)

Table 2.3.2-1 Decrease of photopeak counts of individual nuclides versus height, H(m)

height, H (m) \ Nuclide	1	2	5	10	20	30
^{214}Bi	1.0 $\pm 2.1\%$	0.74 $\pm 6.3\%$	0.71 $\pm 6.1\%$	0.60 $\pm 7.0\%$	0.38 $\pm 10.7\%$	0.33 $\pm 11.6\%$
^{40}K	1.0 $\pm 1.3\%$	0.92 $\pm 3.1\%$	0.89 $\pm 3.1\%$	0.83 $\pm 3.4\%$	0.82 $\pm 3.2\%$	0.73 $\pm 3.6\%$
^{208}Tl	1.0 $\pm 3.8\%$	0.88 $\pm 9.3\%$	0.92 $\pm 9.2\%$	0.83 $\pm 9.9\%$	0.67 $\pm 11.6\%$	0.79 $\pm 10.1\%$

2.3.3 TLD 自動読取り装置の特性試験

環境 γ 線積算線量の測定に使用している熱蛍光積算線量測定システムを自動読取り型のものに更新(1979年5月)した。その装置の概要と特性試験結果の一部が得られたので報告する。

(1) 装置

新装置は松下電器製オートリーダー(UD 710P), オートチェンジャ, プリンタおよびTEAC製データ収録用磁気テープ装置(DR 1000), 同装置のコントローラ, インターフェイスにより構成されている。これらの装置によりTLDの読取り, アニールング, データの記録など一連の作業を自動的に行うことができる。

素子はホルダーが49 mm×6 mm×23 mmのプラスチック製(Photo. 2.3.3-1)でこの中に3つのTLDエレメントを並べたプラスチック板が入っている。1エレメントにはCaSO₄(Tm)の粉末が直径7mm×厚さ100 μ mの円板状に接着されている。

(2) 特性試験

特性試験は感度のばらつき, フェーディング, 直線性などについて行った。使用線源は²²⁶Ra, 照射線量率は1.02 mR/minである。

- (a) 感度のばらつき; 上記線源を用いて5, 10, 20, 40, 100, 200, 400 mRの照射を行い読取った。この時の各点における素子の感度のばらつきは, 平均5.9% (最大6.8%, 最小5.1%)であった。
- (b) フェーディング; 素子は100日間で約11%のフェーディングを示した。Fig. 2.3.3-1にこの結果を示す。
- (c) 線量特性; 直線性は良く5~400 mRの間における照射線量に対する読値の比は1.02であった。
- (d) その他; 一般にTLD素子は照射線量が多い場合, 一度読取っても未発光成分が素子内に残留している。新TLDについてはこの未発光成分が一度目の読取りで照射線量の0.1%, 二度目で0.05%残っていることが明らかとなった。したがって高線量照射後に低線量測定を行う場合熱処理を十分に行う必要がある。

(3) 新旧TLDの比較

従来使用してきたTLDと新TLDを同一環境中に配置して比較したところ, 新TLDの方が旧TLDより約10%低い測定結果が得られた。この新旧TLDの差はフェーディング, 方向依存性などが原因と考えられるので, 今後検討していく予定である。 (小畑一一)

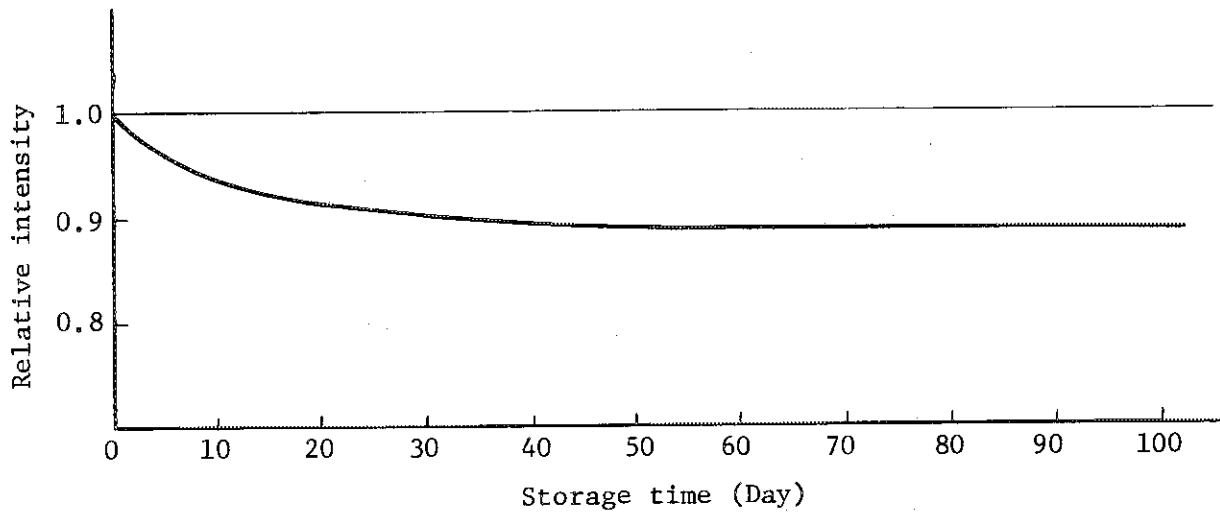


Fig. 2.3.3-1 Fading characteristics of UD804P ($\text{CaSO}_4 : \text{Tm}$) in the field from January to March.

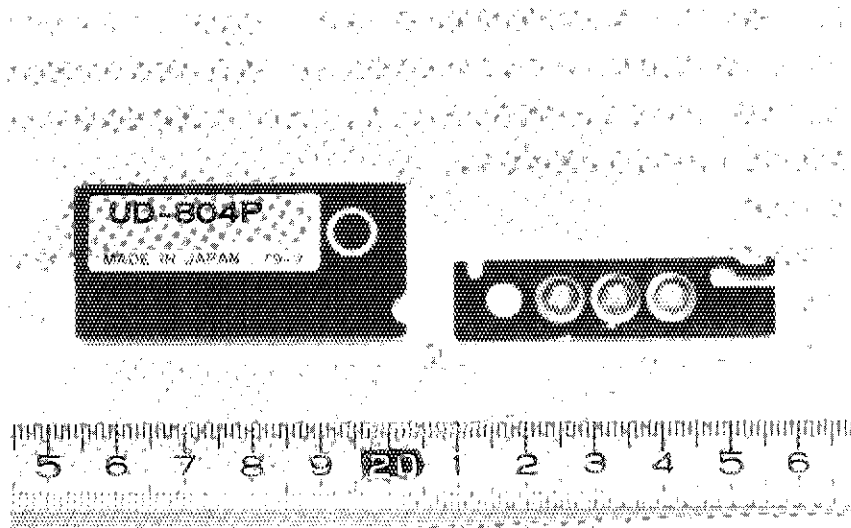


Photo. 2.3.3-1 Holder and elements of TLD

2.4 放射線計測

2.4.1 概要

放射線計測においては次に述べる技術開発を行った。

非常用放射線モニタの開発においてはTMIの事故例を考慮し、測定レンジの拡大を主眼にして $10 \sim 10^5$ mR/hの4桁範囲の測定を可能にするとともに、パルス性雑音の影響を受けないよう直流電流方式の回路構成とし信頼性の向上をはかった。

モニタリングステーション用ダストサンプラの開発においては自然放射能以外の微量放射能の正確な測定と、異常放出時の迅速検出を目的として、沓紙を間欠送り方式とし、集塵位置で全 β の連続測定を行うことにより異常放出の迅速測定を可能にするとともに、必要に応じて全放射能の迅速測定および核種分析が容易な形状の試料を得られるようにした。

ステンレス製円筒型電離箱のトリチウムガス濃度対出力電離電流の校正においてはルーチン業務に使用する電離箱のトリチウムガスに対する校正を目的として、トリチウム標準線源を用いる方法と、校正されたガラス電離箱による方法とで実施した。校正結果は $10^{-4} \sim 1 \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ の範囲で良い直線性を示し、電離効率 ϵ は1であった。

トリチウム用ルームおよびスタックモニタの特性試験においては γ 線による寄与を除去するための補償電離箱の方向依存性、トリチウム濃度と出力電流との直線関係、除染効果などの特性を求めた。 γ 線補償電離箱を使用する場合は構造上非対称の配置になるため設置する条件を限定すれば特に問題のないことが明らかになり、また、他の特性についても満足すべき結果が得られた。
(南賢太郎)

薄層型NaI (Tl) 検出器と波高分析装置とからなるプルトニウム傷口モニタについて、種々の測定条件のもとでの検出効率、検出限界などについて試験を実施した。その結果、10分間計測で ^{239}Pu 約0.4 nCiが検出できることがわかった。
(押野昌夫)

2.4.2 非常用放射線モニタの開発

本装置は原子炉施設等の各所に検出器を設置し、放射線事故時の γ 線による放射線レベルを監視するものである。本装置の開発においてはTMI事故例を参考に測定レンジの拡大と信頼性の向上を主目的とした。検出器はプラスチックシンチレータを使用している。放射線による信号はプリアンプで増巾後測定部に伝送される。測定部では線量率で表示するとともに、警報レベルの設定が可能である。指示が設定値に達したとき、ブザーおよびランプで警報を表示する。また外部(副警報盤)へ警報出力を出すことができる。回路構成はパルス性雑音の影響を受けないよう直流電流方式を採用した。モニタの系統および照射線量率と指示値の関係をFig. 2.4.2-1およびFig. 2.4.2-2に示す。以下に本装置の性能の概要を記述する。

主要性能

(a) 検出器

2"φ×2"プラスチックシンチレータ。

(b) 測定範囲

対数計数率計および外部メータとも $10\sim 10^5$ mR/hの4桁対数表示。

(c) 測定精度

対数計数率計および外部メータとも ± 0.24 デカード。

(d) 警報表示

パネル面のランプおよびブザーによる表示。

(e) メータ出力

フルスケール $0\sim 1$ mA (直流) が外部メータへ出力される。

(f) ブザー停止スイッチ

対数計数率計および外部メータのブザー停止押釦を押すことによりブザーが停止する。

(g) リセットスイッチ

指示が警報設定値以下になったとき、リセット押釦スイッチを押すことによりランプおよびブザーが停止する。

(h) 故障検出回路

高圧の異常、プローブ接続不良および信号レベル低下 (^{137}Cs チェッキングソース装着) により故障検出回路が動作し、故障表示ランプが点灯する。

(i) 警報設定範囲

指示範囲内で任意に設定が可能。

(j) 高圧表示用メータ

対数計数率計パネル面の小型メータで高圧出力を目視することができる。

(k) 使用電源

対数計数率計の切換スイッチで交流100V, 直流100V, 直流48Vの3電源が選択できる。

(l) 使用温度範囲

$-5\text{ }^\circ\text{C}\sim +45\text{ }^\circ\text{C}$ の範囲で ± 0.24 デカード。

(m) 使用湿度範囲

相対湿度80%以下で上記の諸精度を満足する。

(千田 徹)

2.4.3 モニタリングステーション用ダストサンプラの開発

東海研モニタリングステーションダストモニタリング方式の変更にともないダストサンプラの試作を行った。従来の方式は連続移動濾紙式ダストモニタにより、集塵4時間後に β 放射能、8時間後に α 放射能の濃度測定を行うものであるが、この方式では自然放射能の濃度レベルが高く、その変動幅も大きいため低レベルの施設起因の放射能を検出する場合検出感度が悪い。すなわち集塵直後の測定を行っていないため、異常放出時のデータ評価上迅速性に欠ける。また、単位濾紙面積あたりの集塵時間が短い。

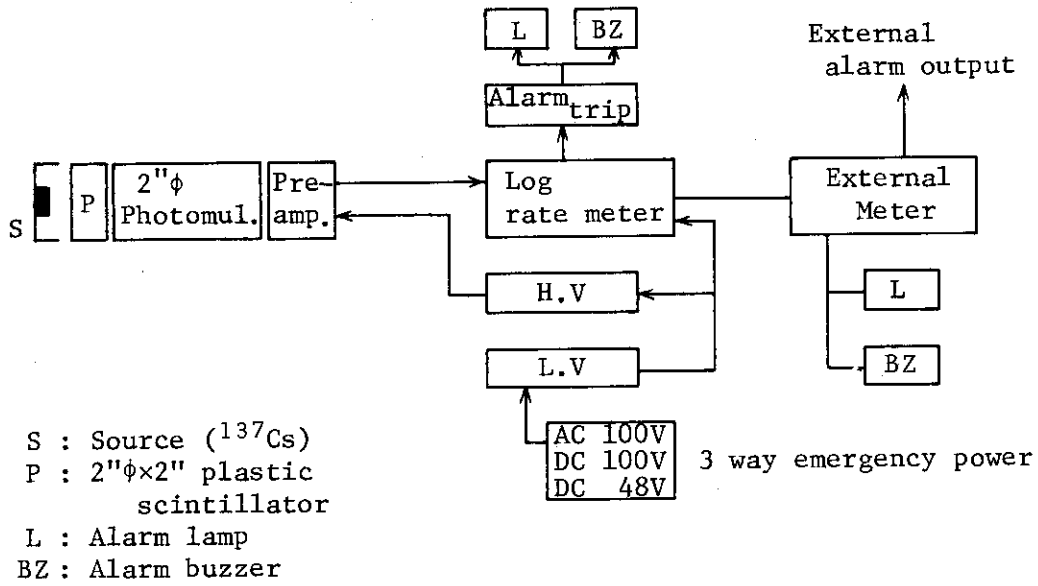


Fig. 2.4.2-1 Block diagram of emergency radiation monitor.

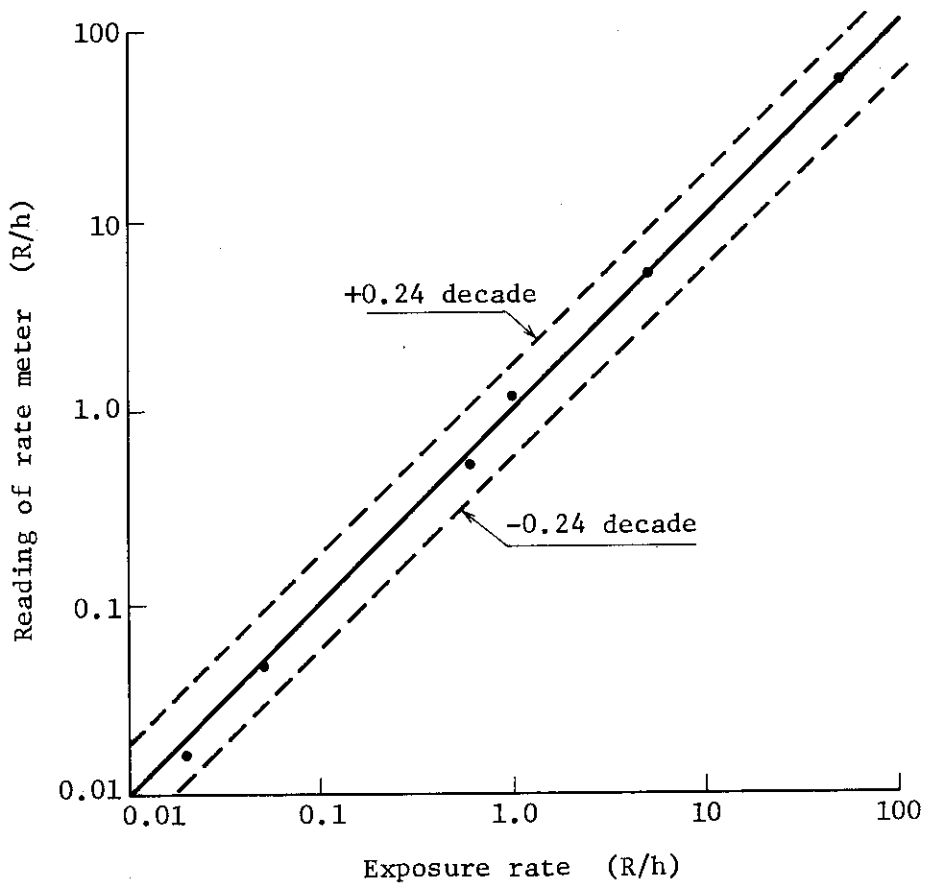


Fig. 2.4.2-2 Relation between reading of rate meter and exposure rate.

これらの改善をはかるために集塵測定方式の変更を行い、低レベルの濃度測定が容易な方式とするとともに、必要に応じて行う全放射能の迅速測定および核種分析が容易な形状の試料が得られるようにした。また集塵位置で全 β 放射能の連続測定を行うことにより異常放出時の迅速性についても配慮することとした。機器の構成をFig. 2.4.3-1に、またその機能についての概要を以下に述べる。

(1) 集塵部

平面集塵（集塵面 50 mm ϕ ）で集塵と同時に放射能測定を行う。濾紙は長尺濾紙（HE-40 T, 45 m巻）を使用し、濾紙交換は設定時間ごとに自動的に濾紙をステップ送りすることにより行う。吸引部は施設のダストモニタに使用しているものと同じドライポンプKRA-5型で、最大吸引流量率は負圧 200 mmHg にて約 180 ℓ /min である。

(2) 検出部

$\beta(\gamma)$ 線用端窓型 GM 計数管（有効径 50 mm ϕ ）で 50 mm 厚の鉛でシールドされている。

(3) 流量計

質量流量計の指示計により 0 ~ 300 N ℓ /min の流量率をアナログ表示し、レジスタにより積算流量値（10進 6桁、レンジ切替付）を表示する。また積算流量計は積算流量値をデジタル表示するとともに信号変換後、積算流量記録装置へデータを出力する。

(4) 積算流量記録装置

本装置は NIM 規格のプリンタモジュールとプリンタコントロールモジュールおよびこれらを収納するビン、電源で構成される。積算流量計からの印字指令信号により濾紙ステップ送り時の時刻（集塵終了時刻）および積算流量値を最大 $9.99 \times 10^7 \ell$ までプリントアウトする。

(5) 濾紙送り機構

濾紙送り制御はクロックにより設定された時間間隔ごとに自動的に濾紙送りを行うとともに、手動の「STEP」スイッチにより濾紙送りが可能である。ステップタイム制御は「日単位」と「時間単位」を切換えて設定し、日単位設定の場合最小 1 日から最大 9 日まで、時間単位の場合最小 1 時間から最大 24 時間まで集塵時間を任意に設定が可能である。

(6) トラブル時の対策

濾紙の目詰まりなどによる圧力異常が生じた場合には自動的に濾紙をステップ送りさせ、また濾紙が破断した場合にはポンプの運転を停止させるようになっている。なお、これらのトラブルが生じた時はその時刻と積算流量値をプリントアウトするとともに、テレメータにより環境監視センターへの警報表示を行う。

(7) 停電補償

比較的短時間の停電に対してクロックは内臓バッテリーにより 8 時間程度までは補償される。また積算流量値は C-MOS-RAM により長時間の停電においても記憶しており、いずれも停電復帰時にプリントアウトされるようになっている。

これらの機能は無人運転を行う環境モニタ装置において有効である。

（三原 明）

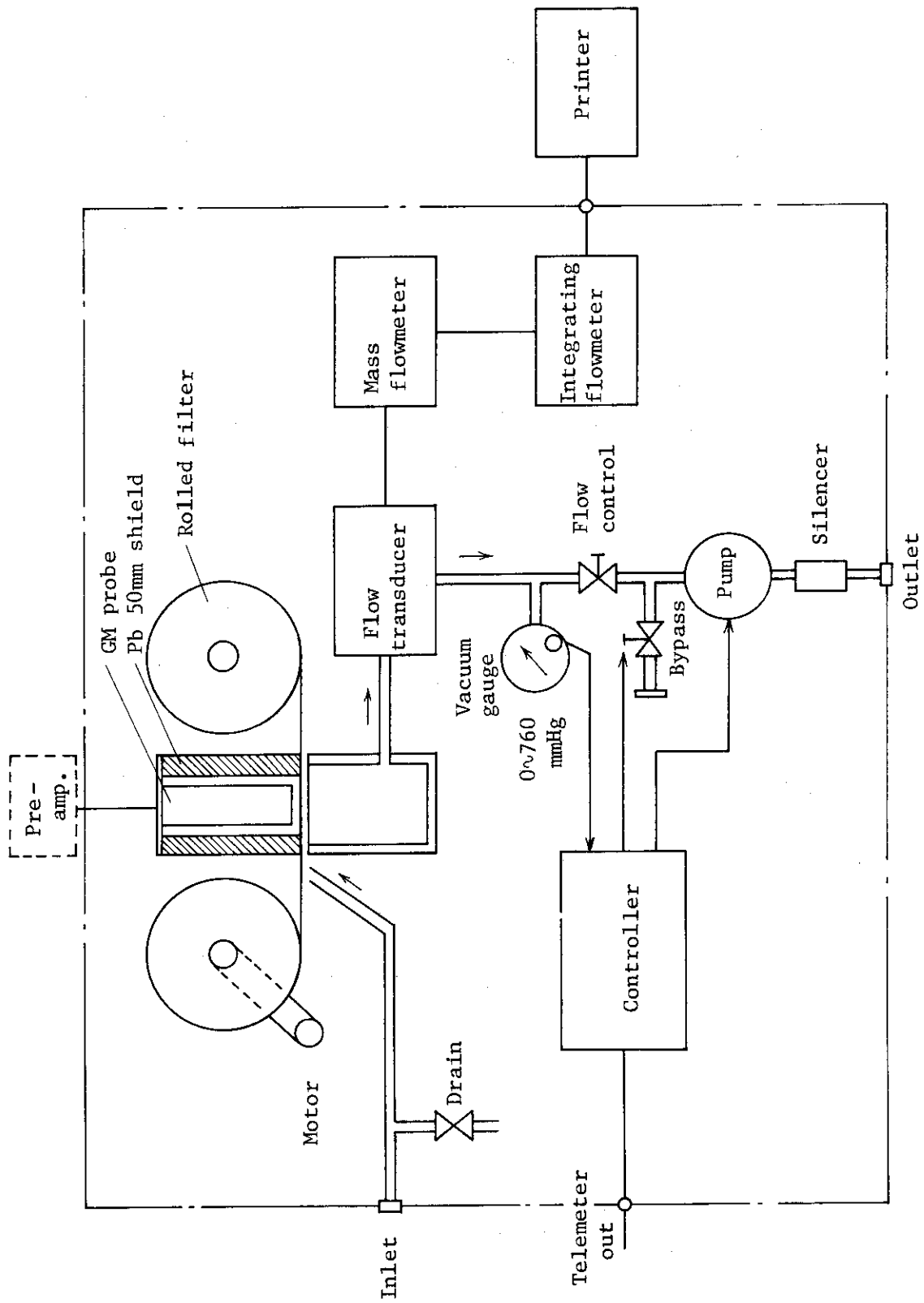


Fig. 2.4.3-1 Block diagram of dust sampler

2.4.4 トリチウムガス測定用ステンレス製円筒形電離箱の校正

トリチウムガス濃度の簡便な測定手段として用いられるステンレス製円筒形電離箱(1500cm³)のトリチウムガス濃度対出力電離電流の校正を行った。校正は、(1)校正されたガラス製球形電離箱¹⁾(1260 cm³)と比較する方法、(2)トリチウムガス標準線源を直接測定する方法で実施した。

ガラス製球形電離箱と比較する方法では、2つの電離箱を同一閉ループ内に接続し、トリチウムガスを含む窒素ガスを流し、それぞれの出力電離電流を測定した。

一方、トリチウムガス標準線源を用いる方法では、LMRI から販売されているトリチウムガス標準線源をあらかじめ体積を決定した校正用測定系内に導入し、出力電離電流を測定した。この場合には、キャリアガスとして乾燥空気を使用した。

2つの校正法で得られたトリチウムガス濃度対出力電離電流の関係を電離箱内圧 700 mmHgについてFig. 2.4.4-1に示す。測定結果は、トリチウムガス濃度の変化範囲(10⁻⁴ ~ 1 μCi/cm³)で良く直線に乗り、測定誤差(<4%)内で一致した。

ステンレス製円筒形電離箱の内圧変化に対する出力電離電流の関係を測定した結果、内圧の増加とともに出力電離電流の飽和傾向が得られた。窒素ガスをキャリアガスとした場合には、400 mmHg以上の測定値が読み取り誤差内で一致した。この飽和傾向は、球形電離箱についてモンテカルロ法による計算結果ときわめて良く一致する。また、この飽和傾向からステンレス製円筒形電離箱のトリチウムに対する電離効率 η はきわめて1に近いことが予想できる。

Fig.2.4.4-1に示した測定結果に基づき算出した電離効率 η の値をTable 2.4.4-1に示す。異なるトリチウムガス濃度で測定した電離効率の平均値は、球形電離箱と比較した場合で1.00、トリチウムガス標準線源を用いた場合で0.94であり、両者は比較的良く一致した。

以上の結果から、通常大気圧で行われる管理測定においては、ステンレス製円筒形電離箱の電離効率を1として良いと考えられる。(吉田 貞)

参考文献

- 1) 高野研一, 山田孝一, 渡辺鑑: 保健物理, 15, 41 (1980)

Table 2.4.4-1 Ionization efficiency of cylindrical ionization chamber

Calibration I			Calibration II		
	Tritium concentration (μCi/cm ³) at 700 mmHg	Ionization efficiency (η)		Tritium concentration (μCi/cm ³) at 700 mmHg	Ionization efficiency (η)
1	1.77×10^{-2}	1.01	1	2.21×10^{-4}	0.94
2	1.37×10^{-1}	1.01	2	4.45×10^{-3}	0.95
3	1.02	0.99	3	1.67×10^{-2}	0.94
Mean		1.00	Mean		0.94

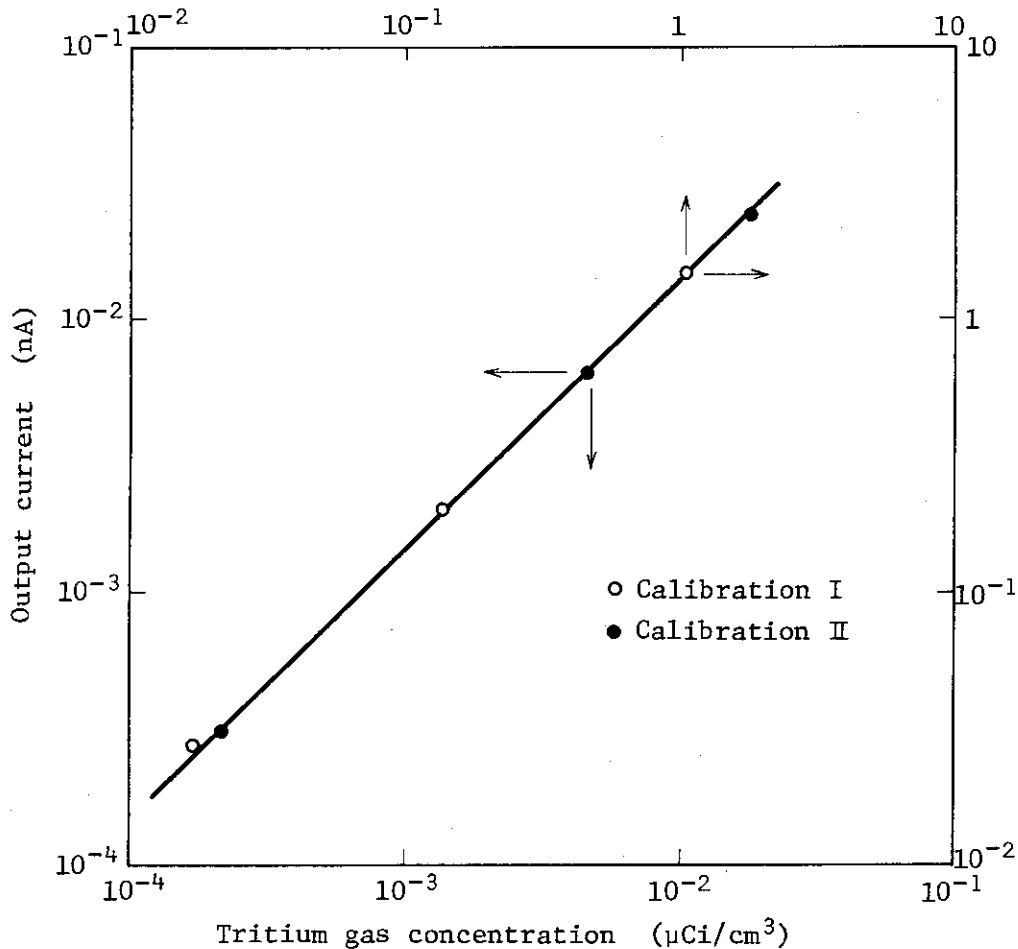


Fig. 2.4.4-1 Relation between output current in cylindrical ionization chamber and tritium gas concentration.
 Calibration I : With calibrated spherical ionization chamber
 Calibration II : With tritium gas standard sources

2.4.5 トリチウム用ルームおよびスタックモニタの特性試験

トリチウムガス濃度連続測定用ルームモニタ（移動型）およびスタックモニタ（据置型）の特性試験を実施した。ルームモニタは、容量 $5 \times 10^3 \text{ cm}^3$ の通気式主電離箱 2 個および同容量の γ 線補償用電離箱 2 個で構成されている。スタックモニタは、容量 $3 \times 10^4 \text{ cm}^3$ の通気式主電離箱および同容量の γ 線補償用電離箱で構成されている。スタックモニタの両電離箱は γ 線遮蔽の目的で厚さ 2 cm の鉛で被覆されている。

(1) γ 線補償特性 ^{137}Cs 線源からの各モニタの電離箱の中心までの距離を 5 m に保ち、 γ 線補償性能の入射角依存性を調べた。ルームモニタの場合、電離箱裏面の操作パネル側から γ 線が入射したとき、 $+5.4 \times 10^{-6} (\mu\text{Ci}/\text{cm}^3)/(\text{mR}/\text{h})$ とやや高い指示値を示すことがわかった。スタックモニタの場合、 γ 線補償用電離箱が前側となり通気式主電離箱を遮蔽する状態のとき $-1.2 \times 10^{-5} (\mu\text{Ci}/\text{cm}^3)/(\text{mR}/\text{h})$ の指示値を示した。スタックモニタを設置する前に γ 線入射方向、照射線量率などの測定を実施し、上記入射方向をさけることが必要である。

(2) トリチウム濃度対指示計出力 スタックモニタ, ルームモニタ, 基準電離箱を直列につなぎ, トリチウムガスを攪拌通気し指示計出力を校正した。トリチウム濃度は校正済基準電離箱の電流値から求めた (2.4.4 節参照)。指示計の出力は, Fig. 2.4.5-1 に示されているようにほぼ満足すべき結果を示した。

(3) 応答時間 清浄空気のかわりに一定濃度のトリチウム汚染空気を通気したときの指示計出力変化を調べた。電離箱容量の4倍程度の流量で指示計出力が一定値となった。

(4) 除染効果 濃度 $7.7 \times 10^{-3} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ での指示計出力校正終了後, 清浄空気を通気し除染効果について調べた。空気流量が電離箱容量の10倍以上になると, 両モニタの指示値が $3 \times 10^{-7} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ まで低下した。

以上の結果, γ 線補償性能については使用上注意すべき点があるが, トリチウムモニタとして使用可能であることがわかった。 (備後一義)

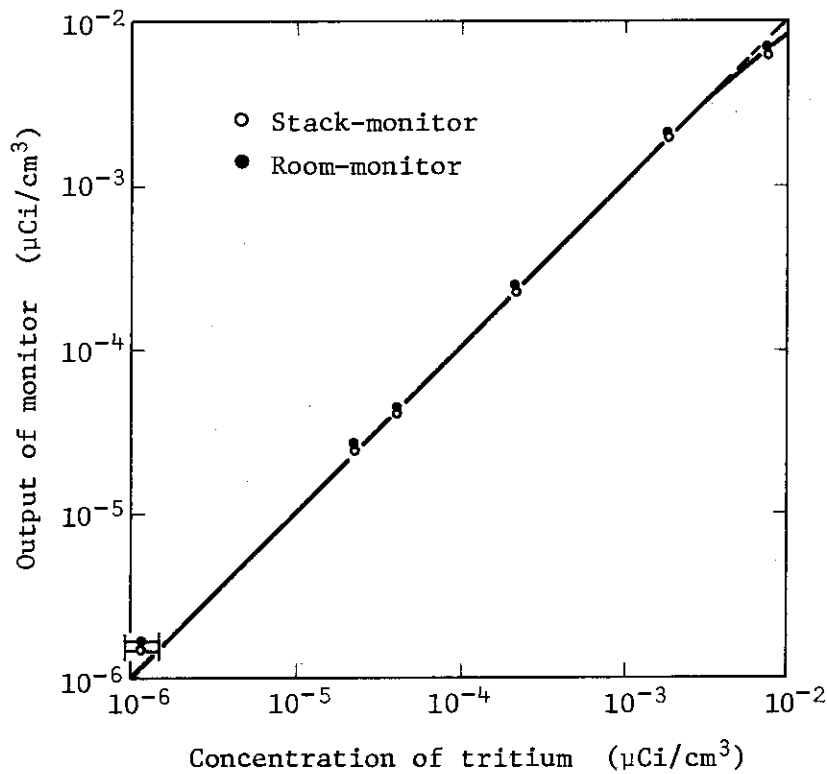


Fig. 2.4.5-1 Calibration of tritium room- and stack-monitor.

2.4.6 プルトニウム傷口モニタの性能

燃料研究棟におけるプルトニウムによる傷口汚染量の測定のために、傷口モニタを設置し、検出効率および最小検出限界値などについて性能試験を実施した。

(1) モニタの概要

傷口モニタの構成は、薄層型のNaI (Tl) 検出器 (NaI (Tl) $2\phi \times 3\text{mm}$, 0.15mm ベリリウム窓付) とキャンベラ社のシリーズ30マルチチャンネルアナライザーを主体とし、デジタルカセット、X-Yレコーダなどから構成されている。測定対象は、 ^{239}Pu および ^{241}Am から放出される低エネルギー γ (X)線を検出し、波高分析によりプルトニウム量を評価する方式のモニタである。

(2) 試験方法および試験結果

検出器は、検出限界性能を高めるため鉛50mm厚とその内側に鉛から放出される低エネルギーのX線および低エネルギー成分の散乱 γ 線の遮蔽をするため、アクリル板10mm厚を配置して遮蔽しバックグラウンドレベルを低減化した。その結果、グロスカウント数で遮蔽のないときと比較し、20~30%低減することができた。燃料研究棟で使用されるプルトニウムは、高次化プルトニウムであり、 ^{241}Am を含むため性能試験に使用する線源としては、 ^{239}Pu (116 nCi, 径8mm ϕ) と ^{241}Am (435 nCi, 径6mm ϕ) の2種類を選んだ。線源は、データ処理評価を容易にするため点状線源とみなせるものを使用した。これらの線源を使用して、分解能、検出効率および検出限界を求めた。

^{241}Am 線源を検出器中央に密着した状態での ^{241}Am の放出する60 keVの光電ピークに対するエネルギー分解能は、Fig. 2.4.6-1に示す γ (X)線スペクトルの半値幅より求めると約16%であった。

検出効率としては、線源を検出器に密着した状態で、 ^{239}Pu 、 ^{241}Am の線源強度に対するそれぞれの光電ピークの全計数率との関係から求めると、 ^{239}Pu の平均17 keVのX線に対し約28 cpm/nCi、 ^{241}Am の60 keVのX線に対し約208 cpm/nCiであった。

線源の位置および形態と検出効率との関係は、Fig. 2.4.6-2に示すように、1) 線源を検出器に密着した状態で、検出器の中央から検出器端まで線源を移動。2) 線源と検出器の間に種々の厚さ(10mmまで)のアクリル板を設置し、検出器中央の位置から半径方向に線源を移動して検出効率を求めた。Fig. 2.4.6-2より、実測時の ^{241}Am の検出効率は、線源を検出器の中央でとらえ半径10mm以内であれば、ほぼ一定である。同位体組成比がわかれば、Puの傷口汚染量を推定できる。また、10分間の測定時間における最小検出限界を99.7%(3σ)の信頼度に対して求めると、 ^{239}Pu および ^{241}Am に対して、それぞれ0.43 nCi、0.36 nCiの値となる。

(水書利雄)

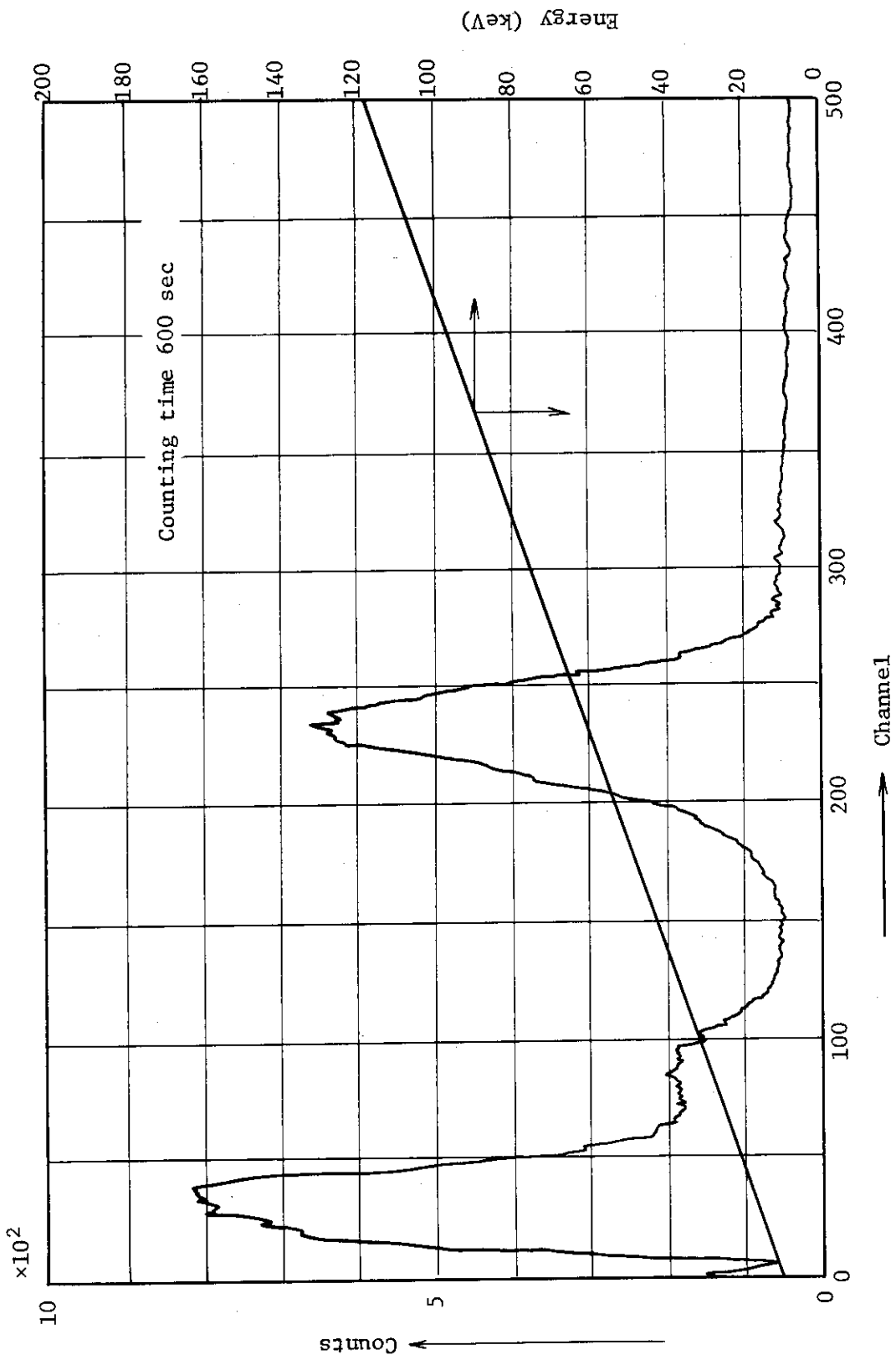


Fig. 2.4.6-1 γ -ray spectrum of ^{241}Am source.

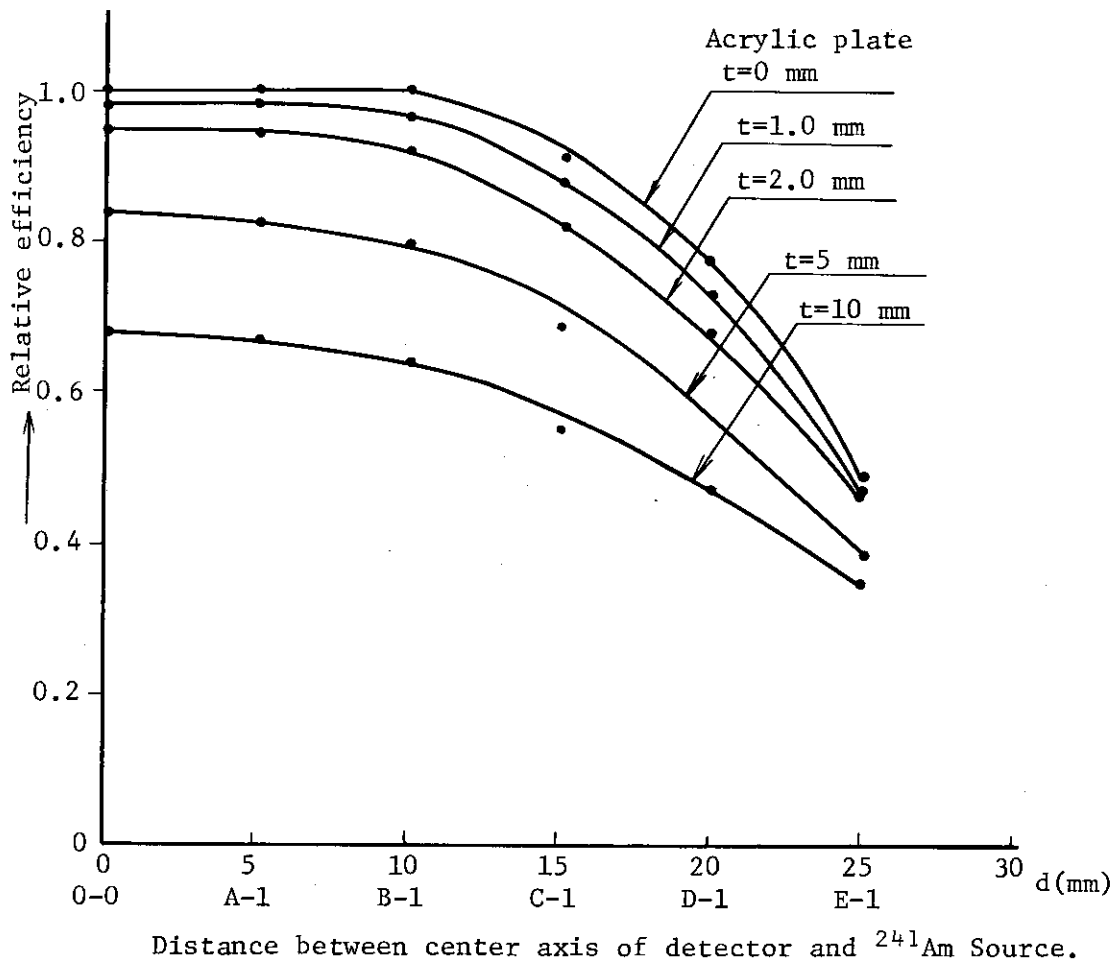
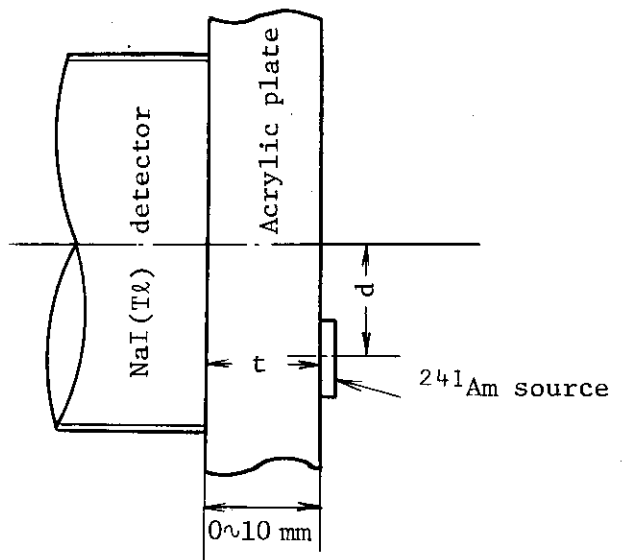
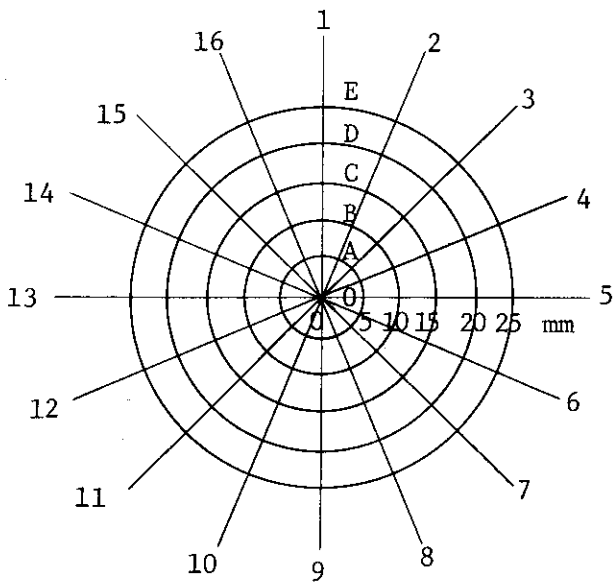


Fig. 2.4.6-2 Relative detection efficiencies of NaI(Tl) detector for 60keV γ -rays of ^{241}Am .

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、セメント固化対象範囲の拡大に備えて、焼却灰、イオン交換樹脂および液体シンチレータ廃液蒸溜残渣のセメント固化試験を行い、混練条件などに関して基礎的な知見を得た。また試験的処分用セメント固化体について、従来から作成したものに関し含有核種と表面の照射線量率との相関、超音波伝播法による圧縮強度測定法の信頼性について調べ、今後の品質管理上の有用なデータを得た。さらに、固化対象廃液のアルファ核種の簡易分析の検討を行った。

(亀井和夫)

大洗研究所では、第Ⅱ期計画最後の施設である $\beta\cdot\gamma$ 圧縮装置Ⅱを完成させ、その試験運転を行い、性能を確認した。また、すでに稼動している低レベル廃液蒸発装置の熱交換器の化学除染によるスケール除去、1978年度固化試験して得た焼却灰のビチューメン固化体サンプルの膨潤性試験などを実施し、良好な結果を得た。その他、難燃性雑固体廃棄物の消化によるガス発生試験、洗濯廃液処理における逆浸透膜の寿命調査などを行った。

(三戸規生)

2.5.2 焼却灰のセメント固化試験

東海研究所の廃棄物処理場に搬入された低レベル可燃性固体廃棄物は、1966年に設置された焼却処理装置で焼却し、減容処理されてきた。この焼却灰は、200ℓのドラム缶に移されセメントで固化されている。このセメント固化体には、固化時におけるガスの発生とその結果として生ずる固化体の強度不足がみられた。これらの原因を明らかにするため、ガスの発生量、ガスの組成、膨張率および圧縮強度について調べた。

(1) 試験方法

(イ)試験に用いた焼却灰は、先の焼却炉で発生したものを、1979年4月～7月までに合計11回にわけて集灰したものである。この焼却灰は水とともに200ℓドラム缶に移される。そのため、試料としては水を含んだ焼却灰を布袋に約6kg採取し、水切りしたのち試験に用いた。(ロ)種々の試験を行うためのセメント固化体の作製に当っては、一定の灰の混入率および水・セメント比にしたがって、ミキサにポルトランドセメント、焼却灰および水の順に投入して5分間練り混ぜを行った。この練り混ぜたセメントペーストは、ガスの発生量および膨張率を測定するため、500mℓのメスシリンダにとった。また固化体の一軸圧縮強度および比重を測定するために、10cm ϕ ×20cmHの金属製型枠3本にとった。なお、これらのセメント固化体の養生方法は、大気養生とし、養生期間は28日とした。

(2) 試験結果

主な試験結果をTable 2.5.2-1に示す。これによると、今回の試験対象としたほとんど全数の焼却灰から固化時にガスの発生がみられ、このガスの発生量が多い固化体ほど内部に空隙が生じて膨張し、このために圧縮強度が低下した。とくに、試料No.6については、最も膨張率が大きく圧縮強度は69kg/cm²と最も低い値であった。この発生したガスの主成分は、ガス分析の結

果、 H_2 ガスであることがわかった。 H_2 ガスの発生する原因は、セメントのアルカリ性水溶液と金属との反応によるものと考えられる。

($2Al + Ca(OH)_2 + 2H_2O \rightarrow Ca(AlO_2)_2 + 3H_2 \uparrow$ など) ガス発生のも多かった試料No. 6の焼却灰について、アルカリ水溶液(pH 13以上)に浸漬し、ガスが発生している物質を採取したところ、3~20mm程度の大きさのアルミニウムの塊状のものであった。アルミニウムが混入する廃棄物は、現在考えられるものとして、HEPA フィルタの汙材とスパーサのアルミニウムを打ち抜いた木枠があり、フィルタ 1個あたりの木枠のアルミニウム箔の付着量を調べたところ約70gであった。これから、水素ガスの主な発生原因は、アルミニウム箔と考えられるので、セメント固化時のガス発生を少なくする対策として、高アルカリ性水溶液中で前処理したのち、セメント固化することも一つの方法と考えられる。(森下 悟)

Table 2.5.2-1 Test results on cement solidification of incinerated ash

Sample No.	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11
Amount of gas generation*1) (cm^3/g)	0.21	0.28	0.27	0.53	0.30	1.73 0.57	0.22	0.72	0.13	0	0.61
Volume expansion (%)	0	1.1	1.6	0.9	0	10.0 3.7	0	1.4	0	0.9	1.1
Compressive strength*2) (kg/cm^2)	248	113	181	105	134	69 69	263	110	195	173	100

Notes) *1 Weight of dry ash

*2 After 28 days

Specific gravity of cement composites. (1.8~1.9)

Solidified conditions,

(A/C+A)* : 0.10~0.18

(W/C)* : 0.38~0.51

* Weight ratio among Water (W), Cement (C) and dry ash (A).

2.5.3 使用済イオン交換樹脂のセメント固化試験

東海研究所では、JPDR および研究炉から発生した使用済イオン交換樹脂は、未処理のまま保管しているため、今後固化処理を行う必要がある。現在この固化には、セメント固化、アスファルト固化およびプラスチック固化が考えられるが、本試験では、安価で取り扱いが比較的容易なセメント固化を取り上げ、種々の試験を行って検討した。

(1) 試験方法

(イ)本試験に用いた樹脂は、JRR-3、JRR-4 およびJPDR から発生した使用済イオン交換樹脂で、これらの樹脂は、混床の形で使用されたものである。また、セメントは、普通ポルトランドセメント（日立セメント社製）、B種高炉セメント（秩父セメント社製）および試製セメント*（秩父セメント社製）の3種類である。(ロ)種々の試験を行うためのセメント固化体の作製に当っては、一定の樹脂の混入率および水・セメント比にしたがって、ミキサにセメント、樹脂および水の順に投入したのち5分間練り混ぜを行った。練り混ぜたセメントペーストは、一軸圧縮強度や比重を調べるため、寸法10 cm ϕ \times 20 cm H の金属製型枠3本にとった。これらのセメント固化体の養生方法は、水中養生とし、養生期間は、28日とした。

(2) 試験結果

試験結果の例をFig. 2.5.3-1に示す。海洋投棄のセメント固化体の一軸圧縮強度は150 kg/cm²であるが、セメント固化体の作製時などのバラツキを考慮して、ここでは200 kg/cm²を目標とした。試製セメントおよび普通ポルトランドセメントについては、樹脂・セメント比（重量比）が0.35のとき、200 kg/cm²の強度が得られた。また、試製セメントは、未使用樹脂において他のセメントよりも良好な結果が得られたが、使用済樹脂においては、セメントの種類による顕著な差は認められない。これは、JRR-4 およびJPDR の使用済樹脂についても同様であった。このことは、廃液などの固化に通常使用されている普通ポルトランドセメントでも、樹脂・セメント比を重量比で0.35程度とすれば、ほぼ200 kg/cm²の強度が得られることを示す。この樹脂・セメント比0.35という値から200 ℓ 固化体中に許容できる樹脂量（体積）を求めると約103 ℓ となる。
(森下 悟)

* 試製セメント；アウイン（らんホウ石）と無水石膏を主成分としたもので、樹脂の固化用に調整した特殊セメントである。

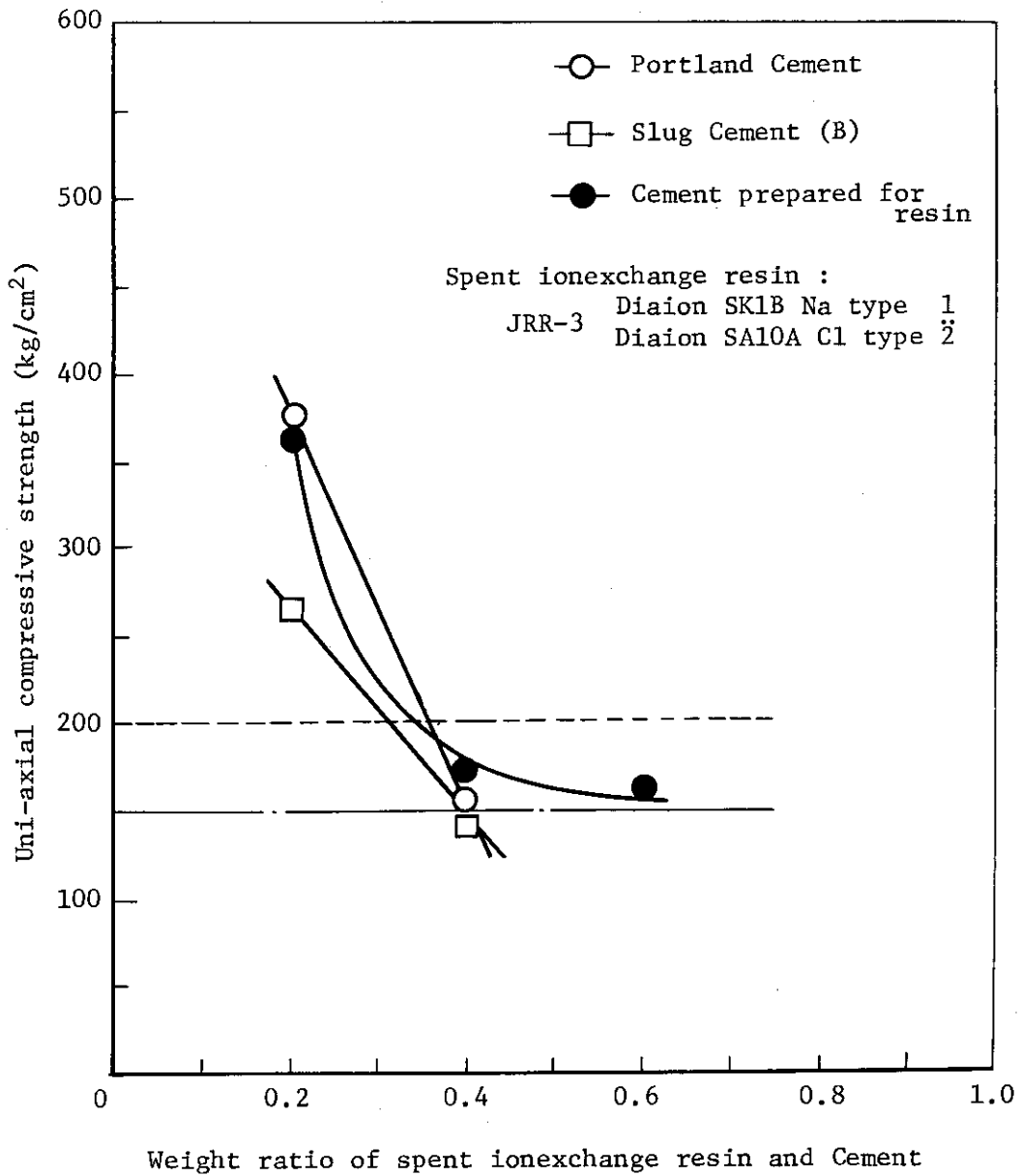


Fig. 2.5.3-1 Compressive strength of cement composites for various cement. (after 28 days)

2.5.4 液体シンチレータ廃液の蒸溜残渣のセメント固化試験

液体シンチレータ廃液の処理法としては、焼却する方法もあるが、廃液中に含まれる ^3H ・ ^{14}C 濃度が高い場合には、蒸溜処理を経たのちに ^3H 、 ^{14}C 濃度が低減された溜出液を焼却する方法を併用することも検討されなければならない。この場合、蒸溜残渣が生じその処理についても検討する必要がある。残渣の主成分は有機溶媒に試料を溶解させるために用いる界面活性剤である。残渣の固型化については樹脂による固型化¹⁾等が報告されているが、ここではセメントによる固型化を試み、同時に固化体からの ^3H ・ ^{14}C の空气中および水中への移行試験を行った。

(1) 固化試験

固化は、水とセメントとの重量比0.3のセメントミルクを作り、セメントミルクと蒸溜残渣との体積比を2～3となるようにして行った。セメントはポルトランドセメントと高炉セメントを用いた。残渣は実際の液体シンチレータ廃液を蒸溜して得たものを用いた。高炉セメントを用いた固化体の方が、ポルトランドセメントを用いたものよりも一軸圧縮強度の値は大きく最大150 kg/cm²を得た。体積比が増加するにつれて一軸圧縮強度も増大した。

(2) 固化体からの ^3H ・ ^{14}C の移行試験

空气中への移行量は、供試体から放出した ^3H 、 ^{14}C を電気炉に導き、800℃に加熱されたCuOによって酸化させた後、 ^3HHO はU字管によってコールドトラップし、 CO_2 はモノエタノールアミン中をバブラーさせることによって捕集測定した。そのシステムをFig. 2.5.4-1に示す。水中への移行は、供試体を浸漬させた水をサンプリングして測定した。

供試体からの ^3H ・ ^{14}C の移行状況についての測定結果をTable 2.5.4-1に示す。空气中への ^3H ・ ^{14}C の移行量は、残渣をそのままポリエチレン容器へ入れた場合、ポリエチレン容器内で固化した場合、および供試体とした場合とも顕著な差はなかった。水中へ供試体を浸漬させた場合の移行量は、 ^3H では空气中への移行量と差はなかったが、 ^{14}C は1桁低い値を示した。

(二ッ川章二)

参考文献

- 1) 有機廃液対策調査検討結果報告書—日本アイソトープ協会有機廃液特別対策委員会

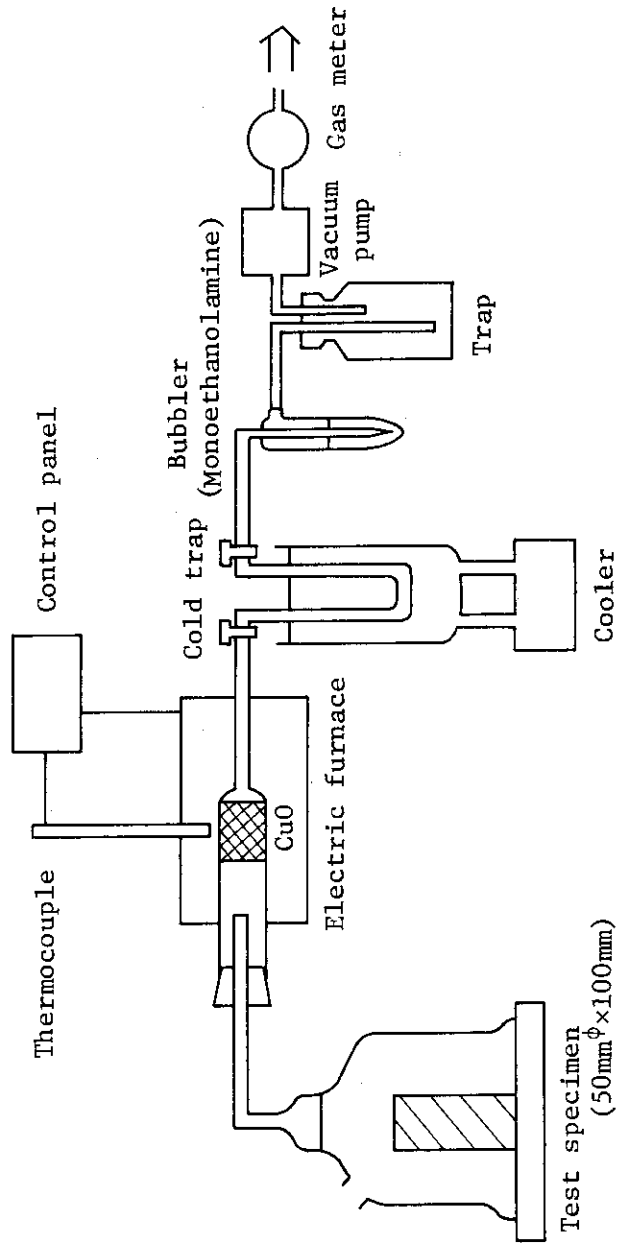


Fig. 2.5.4-1 Diagram of ^3H and ^{14}C sampling system.

Table 2.5.4-1 Diffusion of ³H and ¹⁴C from solidified products

Ambient medium	Form	Residue on vacuum distillation		Diffusion rate per hour		Remarks	
		Volume*3 ml	Isotopic contents		³ H %		¹⁴ C %
			³ H μCi/ml	¹⁴ C μCi/ml			
Air	Crude residue in polyethylene vessel*1	100	5.0×10 ⁻²	4.6×10 ⁻¹	2.2×10 ⁻³	1.3×10 ⁻³	
	Solidified product in polyethylene vessel*1	100	5.0×10 ⁻²	4.6×10 ⁻¹	1.3×10 ⁻³	7.1×10 ⁻⁴	Slag cement After 28 days' curing period
	Specimen*2	100	3.0×10 ⁻²	3.9×10 ⁻¹	5.5×10 ⁻³	4.0×10 ⁻³	"
Water	Specimen*2	47	2.2×10 ⁻¹	5.2×10 ⁻¹	2.2×10 ⁻³	5.2×10 ⁻⁵	"

*1 250 ml

*2 50 mmφ × 100 mmH solidified product

*3 Residue contained in sample

2.5.5 海洋処分用セメントパッケージの品質検査

東海研究所廃棄物処理場では1977年度から海洋処分を目的としたセメントパッケージを製作しており、1979年度末までに約1000本のパッケージを完成した。パッケージの製作と品質管理の方法については、1977年度および1978年度に報告したとおりである。^{1),2)}ここでは、製作したパッケージの品質検査の一環として実施した表面の照射線量率の測定と圧縮強度の検査および超音波による圧縮強度の非破壊検査の実験について、それぞれの結果を述べる。

(1) 表面における照射線量率

パッケージ表面の照射線量率について、GM型線量率計を用いて測定した結果をTable 2.5.5-1に示す。過去3年間に製作したパッケージの約98%は照射線量率が5 mR/h以下で、約60%は1 mR/h以下であった。これは、パッケージの取り扱い時に、特に遮蔽を要しない程度の低い線量率である。固化した廃液の種類は、蒸発濃縮液、化学処理スラッジ、貯槽内スラッジおよび日本アイソトープ協会で集荷した無機廃液などである。蒸発濃縮液を固化したものと貯槽内スラッジを固化したものが比較的高い線量率を示した。

(2) 圧縮強度

パッケージの圧縮強度は、パッケージ製作時に供試体(10cm ϕ ×20cmH,3本)を採取し、4週材令後に圧縮強度試験機によって、その一軸圧縮強度を測定する破壊検査法によって確認した。Table 2.5.5-2に廃液の種類別に一軸圧縮強度範囲を示す。過去3年間に製作したパッケージは基準値³⁾の150 kg/cm²を上回っており、海洋処分上問題のない圧縮強度であった。蒸発濃縮液を固化したものと貯槽内スラッジを固化したものについては、測定値が比較的低く、かつ、広く分布していた。これは、廃液のセメントの硬化に影響する性状、特に塩濃度などが一定でなかったことによると思われる。

(3) 超音波法による圧縮強度の非破壊検査

パッケージを伝播する超音波の速度を超音波試験機を用いて測定し、その速度などから導かれる動弾性係数を用いてパッケージの一軸圧縮強度を求める非破壊検査法を実験した。Fig.2.5.5-1にパッケージの動弾性係数と供試体で測定した一軸圧縮強度との相関曲線を示す。Fig.2.5.5-1の比較的強度の低い測定点について、最小自乗法により相関式を求めると次のようになる。

$$\sigma = 268 \times 10^{-5} E_D - 174 \pm 80$$

ここで、 σ は一軸圧縮強度(kg/cm²)、 E_D は動弾性係数(kg/cm²)である。上式は、パッケージの動弾性係数から供試体で測定される一軸圧縮強度を99%の信頼限界の範囲で求めるものである。上式の適応性を確認するため、動弾性係数を求めた代表的なパッケージからコアドリルを用いてコア供試体を採取し、コア供試体の一軸圧縮強度を破壊検査して、上式から求めた σ と比較した。その結果をFig. 2.5.5-2に示す。(±80kg/cm²の誤差は考慮されていない。)

Fig. 2.5.5-2は、測定点の少ない難点はあるが、両者は良い一致を示している。したがって、上式を使用すれば、パッケージの圧縮強度を非破壊検査することは可能であると考えられる。

1980年度からは、2次廃棄物の発生の原因となる供試体の破壊検査を減らし、超音波伝播速度測定法による非破壊検査に切り替えて行く予定である。(服部洋司良)

参考文献

- 1) JAERI-M 7979 保健物理と安全管理-No20 (1977)
- 2) JAERI-M 8526 保健物理-管理と研究-No 21 (1978)
- 3) 科学技術庁告示第9号 第2条

Table 2.5.5-1 Distribution of package on surface radiation level

(1977 ~ 1979)

Dose rate (mR/h)	Number of packages	Percentage (%)
≤1.0	555	61
1.0 ~ 5.0	334	37
5.0 ~ 10	20	2
>10	0	0

Table 2.5.5-2 Uni-axial compressive strength measured by compressive destruction of specimens sampled from all batches

(1977 ~ 1979)

Type of liquid waste	Number of batch	Uni-axial compressive strength (kg/cm ²)
Inorganic liquid waste collected by JRIA	82	171 ~ 552 (336)
Evaporator concentrate	187	164 ~ 512 (251)
Flocculation sludge	80	318 ~ 527 (429)
Sludge in storage tank	114	155 ~ 484 (309)

JRIA : Japan Radioisotope Association.
 Figures in bracket are mean value.

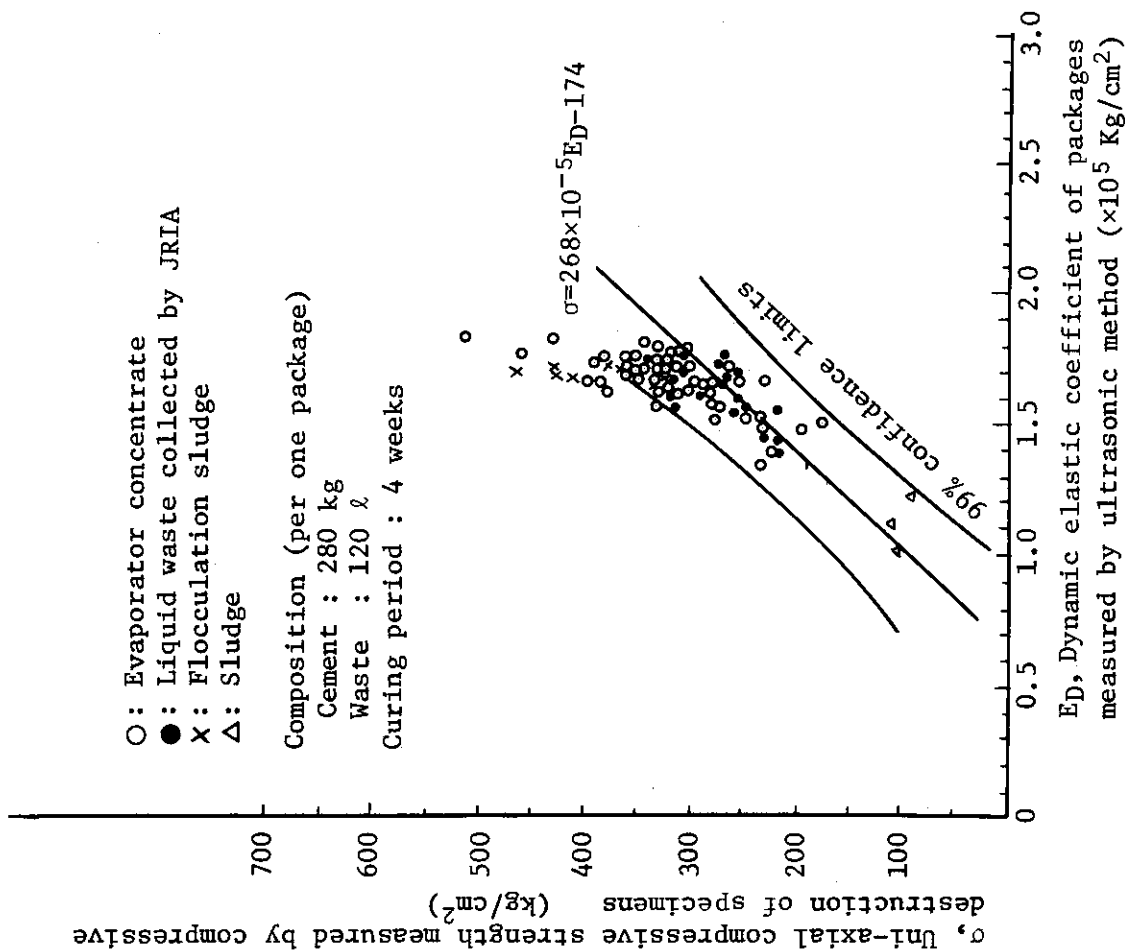


Fig. 2.5.5-1 Correlation between dynamic elastic coefficient of packages measured by ultrasonic method and Uni-axial compressive strength measured by compressive destruction of specimens.

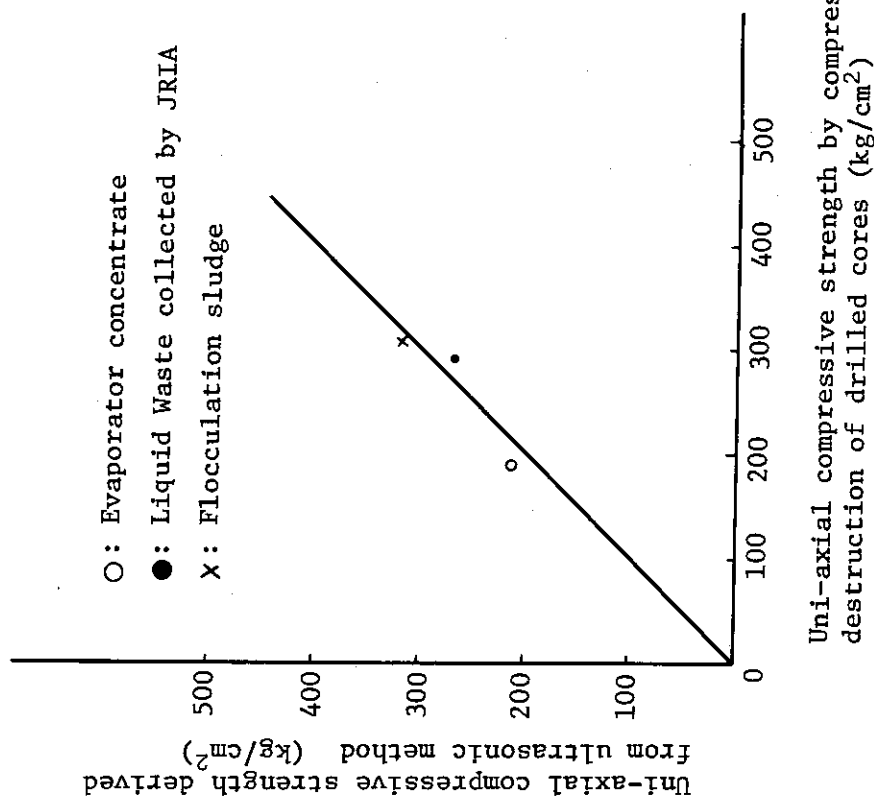


Fig. 2.5.5-2 Relation between uni-axial compressive strength by destruction of drilled cores and that derived from ultrasonic method.

2.5.6 廃液中のアルファ核種の分析

廃棄物処理場に搬入される廃液は、蒸発濃縮などの処理をへたのち、セメント固化されている。これらは、海洋処分を対象として製作されている。海洋処分される廃棄物中のアルファ放射能は総理府令第56号および科学技術庁告示第9号に基づいて定量することが必要である。固化対象廃液としては、蒸発濃縮液、化学処理（凝集沈殿）スラッジおよび貯槽内沈殿物などがあり、これらの廃液中に化学分析などに起因する種々の分析試薬、金属イオン、酸、塩基のほか、多種多様の放射性核種が混入されている。このため廃液中のアルファ放射能の定量を行う場合は、試料の前処理を行い、自己吸収の少ない試料を作成して測定することが必要である。また、全アルファ放射能の定量法として確立された方法もないことからアメリカ原子力委員会のC. W. Sillらの行った方法^{1),2)}を一部改善することによる簡易分析法を検討した。

(1) 分析方法

試料の一定量を白金皿にとり、無水硫酸カリウムとともに溶融を行い試料を完全に分解したのち、生成した二硫酸塩のケーキを希硫酸に溶解する。この溶液の沸点で塩化バリウム溶液を滴下し、硫酸バリウムの沈殿を作り、これにウランおよび超ウラン元素を共沈させ、尹別乾燥後、比例計数管で計測した。分析操作の概略をFig. 2.5.6-1に示す。この方法は、C. W. Sillらの行った2回溶融を1回にし、ケイ酸分の多い廃棄物にも適用できるようフッ酸処理をつけ加えたものである。また、プルトニウム、アメリシウムとウラン、ネプツニウムは別々な試料に回収した。

(2) 添加試験

水道水2mℓに既知量の²³³U, ²³⁷Np, ²³⁸Pu, ²⁴¹Amを添加した模擬廃水を調整し、上記方法により、それぞれ²³³U, ²³⁷Np, ²³⁸Pu, ²⁴¹Amの分析試料を作製した。一方、上記トレーサの一定量を試料皿にとり、蒸発乾固後、U₃O₈で校正された比例計数管で測定して標準試料を作製した。両者を比較することによって、分析精度を確認した。結果をTable 2.5.6-1に示す。データは実験誤差などは考慮してないが、標準試料のトレーサ量に対し、分析値はほぼ1対1に対応している。

(3) 実廃液中のアルファ放射能濃度

Table 2.5.6-2に上記方法で分析した実廃液中のアルファ放射能濃度を示す。濃縮液、貯槽内沈殿物中には、ウラン、ネプツニウム、プルトニウム、アメリシウムが見られ、日本アイソトープ協会の集荷してくる無機廃液中にはウランが見られる。各廃液中の全アルファ放射能濃度は同じ廃液中の¹³⁷Csに較べ $\frac{1}{2} \sim \frac{1}{100}$ であった。

(4) 考察

実廃液中には、種々のカチオンが混入されており、硫酸バリウムへの共沈が考えられるが、実廃液の分析試験でも沈殿量は1mg/cm²以下であり、計測上では自己吸収の補正の必要はないものと思われる。しかし、スペクトル解析では、分解能が悪くなるので、同一試料による定性定量分析のできる測定試料の作成および還元時間への配慮、再現性など、分析精度をあげるための検討が必要である。

(藤崎説男)

参考文献

- 1) C. W. Sill Health physics 17, 89 (1969)
- 2) C. W. Sill and R. L. willams Anal. chem. 41, 1624 (1969)

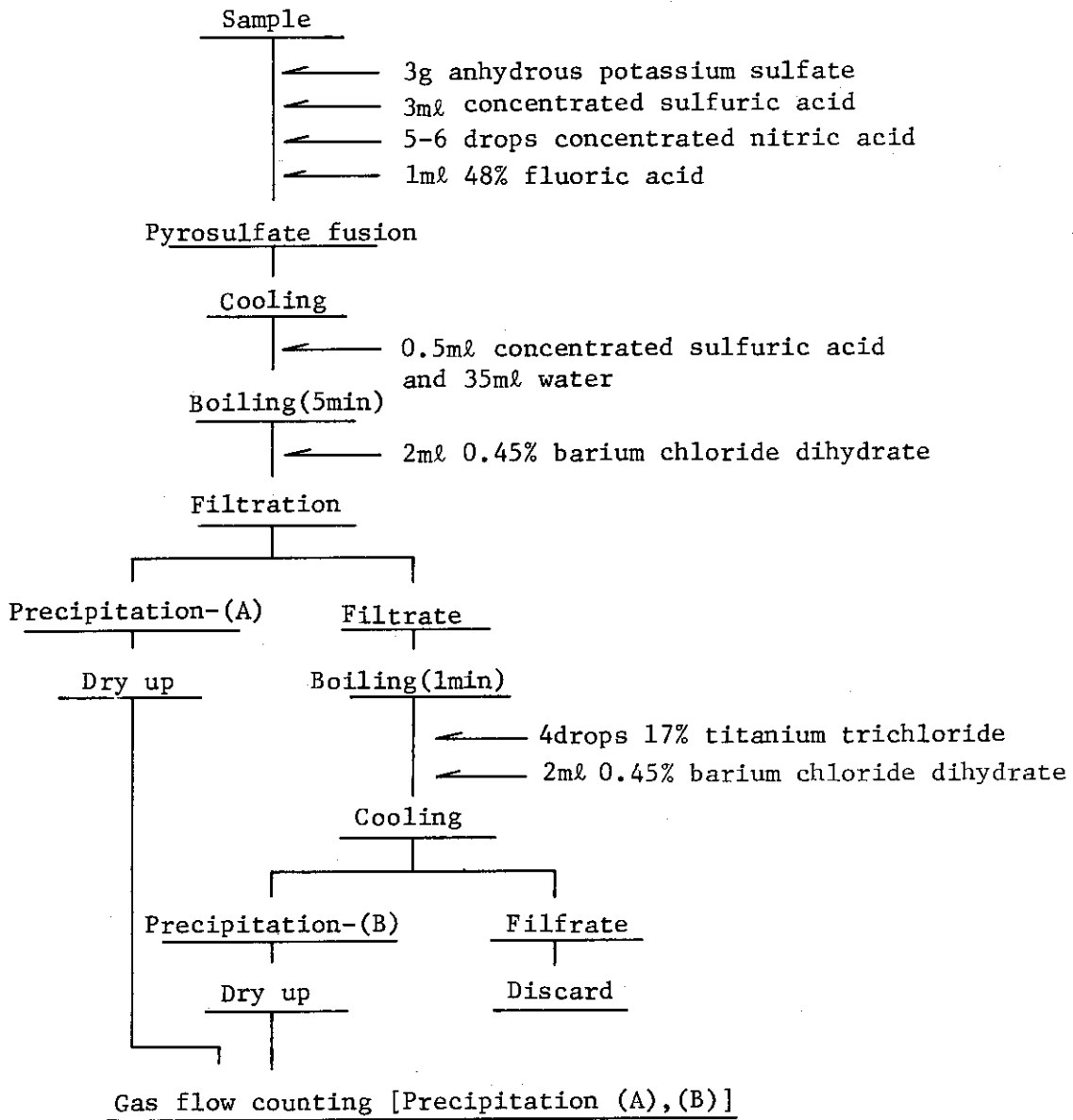


Fig. 2.5.6-1 Diagram of determination procedure.

Table 2.5.6-1 Results of spiked test

Nuclides	Activity of tracer (μCi)	Activity of sample obtained by assay (μCi)
^{233}U	1.66×10^{-5}	1.85×10^{-5}
^{237}Np	1.41×10^{-5}	1.19×10^{-5}
^{238}Pu	1.47×10^{-5}	1.52×10^{-5}
^{241}Am	1.94×10^{-5}	1.83×10^{-5}

Table 2.5.6-2 Alpha activity and nuclides of each waste type

Waste type	Alpha activity ($\mu\text{Ci}/\text{ml}$)	Nuclides
Evaporator concentrate (Lot-52-18)	1.7×10^{-3}	U, Np, Pu, Am
Sludge in storage tank (Lot-52-11)	1.0×10^{-4}	U, Np, Pu, Am
Inorganic waste (JRIA) (Lot-52-5)	3.2×10^{-4}	U

2.5.7 廃液中のガンマ核種の分析

廃棄物処理場に搬入された廃液は、蒸発濃縮などの処理をへたのち、セメントパッケージにして保管される。ここでは、1977年度から1979年度までにセメント固化された廃液のガンマ線放出核種のスペクトル分析、定量およびこれらの分析値とセメントパッケージの照射線量率との関係について述べる。

(1) 核種分析および定量の方法

(イ) 測定器

線量計測課において核種の定性、定量に利用されている測定器を使用した。検出器はGe(Li)同軸型検出器で大きさは検出器有効体積が 125.5 cm^3 である。波高分析器はキャンベラ社製8060タイプである。

(ロ) 試料

ポリエチレン製広口瓶 100 ml 容器(寸法 $50\text{ mm}\phi\times 60\text{ mmH}$)を使用し、廃液のサンプル量は 100 ml とした。

(ハ) 定量法

収集したスペクトルデータをもとにフォトピークの全計数からコンプトン散乱による計数値をバックグラウンド計数として差し引いて、ピークの正味計数値を求めた。ガンマ線放出率は主としてアイソトープ手帳(日本アイソトープ協会)に記載されているものを使用した。

(2) 結果

(イ) 核種と放射能濃度

廃液の種類および存在する主要核種と放射能濃度をTable 2.5.7-1に示す。各廃液に存在する核種は多種ではあるが全放射能のうち特に ^{134}Cs 、 ^{137}Cs 、 ^{60}Co の存在比が高く、この3核種はほとんどの廃液について全放射能の90%以上の割合で存在していることがわかった。このうち ^{137}Cs が最も高く、全放射能の70~90%であった。これはホットラボから搬入される廃液の ^{137}Cs の濃度が比較的高いことによると思われる。

(ロ) パッケージ内全放射能と照射線量率の関係

パッケージに混入しているガンマ線放出核種の全放射能とパッケージ表面の照射線量率の関係をFig. 2.5.7-1に示す。全放射能と照射線量率の関係はほぼ比例していると認められるので、パッケージの照射線量率から内部の放射能を推定することは可能であると考えられる。1977年度から1979年度までの廃液の性状はほぼ一様な傾向を示しているため今後の固化対象廃液についてもあまり変化はないと考えられる。パッケージ表面の照射線量率からパッケージ内部のガンマ全放射能を算出する場合の換算係数は 1.7 (mCi/mR/h) である。この値は文献¹⁾値とよく一致している。
(宇佐美淳)

参考文献

- 1) JAERI-M 7292 保健物理と安全管理 No. 19, 154 (1976)

Table 2.5.7-1 Nuclides and their concentration in liquid waste
(1977 ~ 1979)

Type of liquid waste	Radioactive concentration ($\mu\text{Ci}/\text{mL}$)			
	^{134}Cs	^{137}Cs	^{60}Co	etc.
Evaporator concentrate	$1.0 \times 10^{-4} \sim 4.1 \times 10^{-3}$ (9.6×10^{-4})	$1.2 \times 10^{-3} \sim 1.2 \times 10^{-1}$ (1.8×10^{-2})	$8.1 \times 10^{-6} \sim 2.0 \times 10^{-2}$ (1.5×10^{-3})	$2.3 \times 10^{-6} \sim 2.7 \times 10^{-3}$ (2.6×10^{-4})
Flocculation sludge	$5.8 \times 10^{-6} \sim 3.1 \times 10^{-4}$ (8.3×10^{-5})	$4.4 \times 10^{-4} \sim 7.9 \times 10^{-2}$ (7.9×10^{-3})	$1.1 \times 10^{-4} \sim 1.1 \times 10^{-3}$ (5.5×10^{-4})	$6.6 \times 10^{-7} \sim 2.4 \times 10^{-4}$ (5.1×10^{-5})
Sludge in storage tank	$6.1 \times 10^{-6} \sim 3.6 \times 10^{-3}$ (7.9×10^{-4})	$8.9 \times 10^{-4} \sim 1.3 \times 10^{-1}$ (3.8×10^{-2})	$4.6 \times 10^{-4} \sim 3.3 \times 10^{-2}$ (9.2×10^{-3})	$1.4 \times 10^{-6} \sim 1.4 \times 10^{-3}$ (3.7×10^{-4})
Inorganic liquid waste collected by JRIA	$1.0 \times 10^{-5} \sim 2.2 \times 10^{-4}$ (5.2×10^{-5})	$1.1 \times 10^{-5} \sim 9.0 \times 10^{-3}$ (1.7×10^{-3})	$2.0 \times 10^{-5} \sim 4.3 \times 10^{-3}$ (7.0×10^{-4})	$1.5 \times 10^{-6} \sim 1.7 \times 10^{-3}$ (1.4×10^{-4})

etc.: $^{152-154}\text{Eu}$, ^{65}Zn , ^{106}Ru , ^{106}Rh , ^{54}Mn , ^{125}I , ^{125}Sb , ^{144}Ce , ^{22}Na .
 JRIA : Japan Radioisotope Association.
 Figures in bracket are mean value.

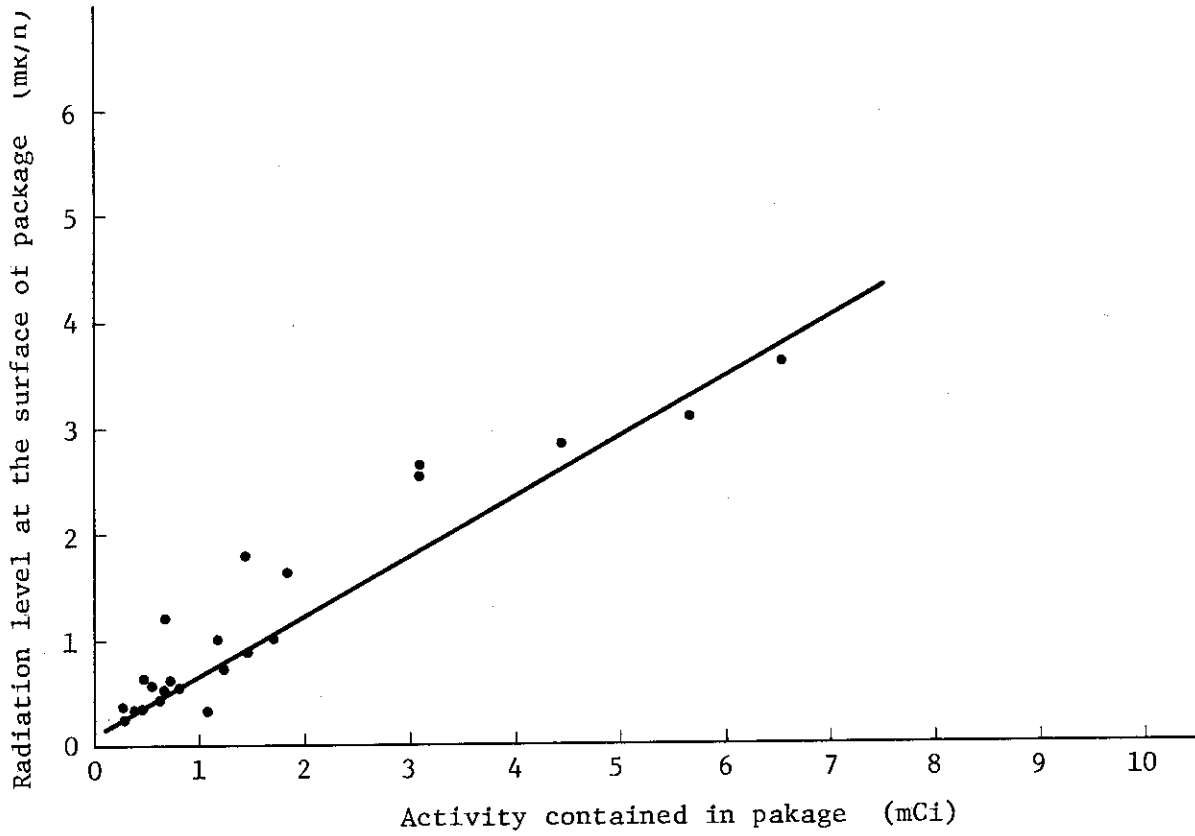


Fig. 2.5.7-1 Relation between radiation level at the surface of package and activity contained in package.

2.5.8 $\beta \cdot \gamma$ 廃棄物圧縮装置の建設と試運転結果

$\beta \cdot \gamma$ 廃棄物圧縮装置Ⅱは、低レベル $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物のうちの不燃性のものを主に処理するために設置した。既設の処理系統に加えて、全体として効果的な処理機能を持たせるため、分類用ボックス内に脱水機、フィルタ破碎機を有している。

計画にあたっては、特に次の4点に留意した。

- 1) 水分を多量に含んでいるため、不燃物として圧縮処理していた含水布・紙を脱水して焼却する。
- 2) メディアが不燃物であるため、全体を圧縮処理していた木枠フィルターを、メディアと木枠に分解し、メディアは圧縮し、木枠は焼却する。
- 3) パイプなどの金属類の圧縮を行う。
- 4) ドラム缶や梯子などの大きな廃棄物の圧縮を行う。

上記の目的により、装置は次の4つの機器で構成されている。(Fig. 2.5.8-1) (1)圧縮機：油圧式堅形三方締方式、加圧力・仮締 1, 2 ともに50 t、本締は 200 t、処理可能な大きさ・ $0.65^{\square} \times 1\text{m}$ 圧縮室内面には、硬度の高い材料をライニングしている。(2)フィルター破碎機：油圧式横形、打抜切断力：10 t、木枠フィルタ ($610^{\square} \times 300\text{mm}$) 専用、(3)脱水機：二重籠形遠心式、容量・約 20 ℓ 、1650 rpm。(4)分類用ボックス：フレーム形グローブボックス、大きさ・ $3.8^{\text{mL}} \times 1.8^{\text{mH}} \times 1$ (1部 2.5) $^{\text{mW}}$ 、両端にフィルタ破碎機、脱水機を組込んである。

この装置を収容している建家は、約 200 m^2 の面積を持ち、その地下には、約 200 m^3 の容積を持つ廃棄物一時格納庫を設けている。

$\beta \cdot \gamma$ 圧縮装置Ⅱの特徴と廃棄物処理工程は、次のようなものである。

含水布・紙は、脱水してカートンボックスに取出し、焼却する。含水物は、通常 60~70%の含水率であるが、脱水により紙で40%、布で20%となるので焼却が容易になる。

木枠フィルタは、まず木枠からメディアを打抜き、メディアは圧縮する。木枠は更に小片に切断し、カートンボックスに取出し、焼却する。フィルタを木枠ごと圧縮した場合の減容比は 4.5~5.5 であるが、メディアのみであれば、これを25程度にすることができる。

なお、脱水した含水布・紙及びフィルタの木枠については焼却試験を行い、燃焼状態が良好であることを確認している。

パイプなどの金属類は、圧縮によって見かけ比重を 2.3 程度とすることができるので、固化容器には、圧縮しない場合の約 3 倍の量を収納できる。

また、今まで処理できなかった、汚染したドラム缶などの大形・長尺の廃棄物の圧縮も可能となった。

大洗研究所放射性廃棄物処理課では、年間約 310 m^3 の低レベル $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物を受入れており、これに対する廃棄物パッケージ数は、従来の処理系統であれば、464 本 (内容積 100 ℓ のコンクリート内張りドラム缶) である。 $\beta \cdot \gamma$ 廃棄物圧縮装置Ⅱの設置により、従来は不燃物として取扱ってきた含水布・紙及びフィルタの木枠が可燃物となること、また、フィルタメディアの減容比が大きくとれることなどから、廃棄物パッケージの発生数は年間 271 本となり、30~40%低減するものと推定される。その状況を Fig. 2.5.8-2 にフローシートで示した。(佐藤元昭)

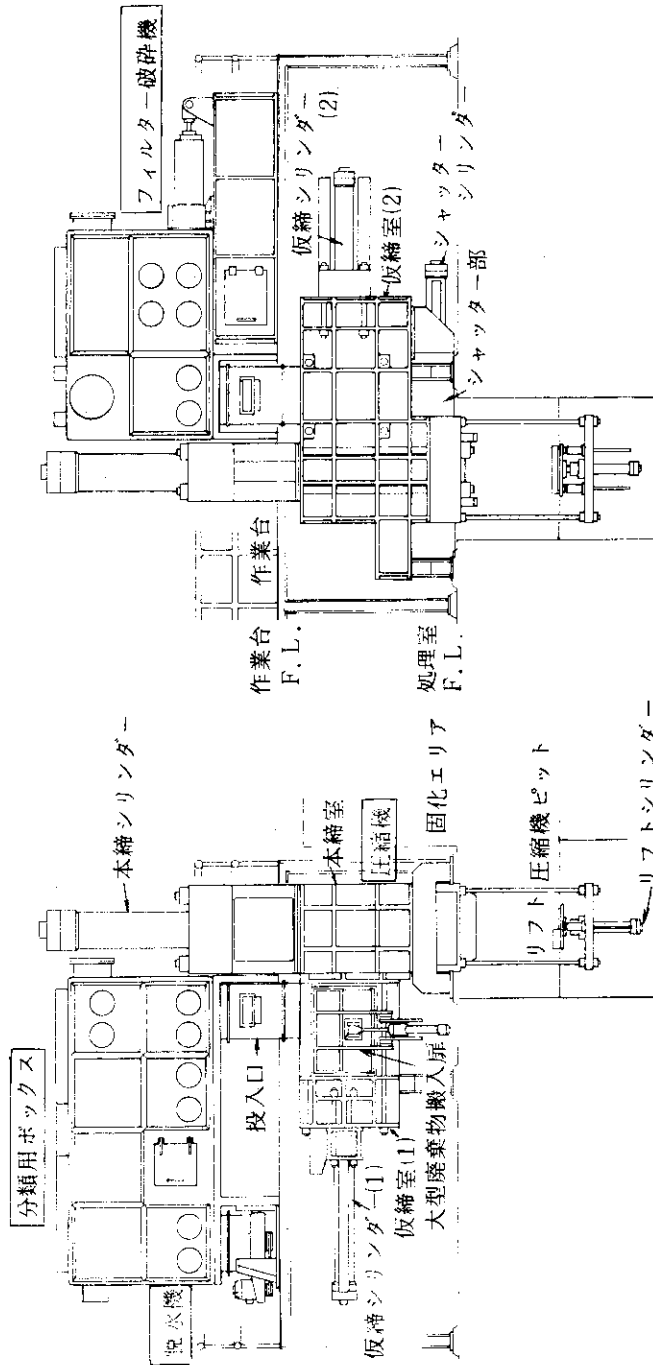


Fig. 2.5.8 --1 β・γ 廃棄物圧縮装置Ⅱ全体組立図

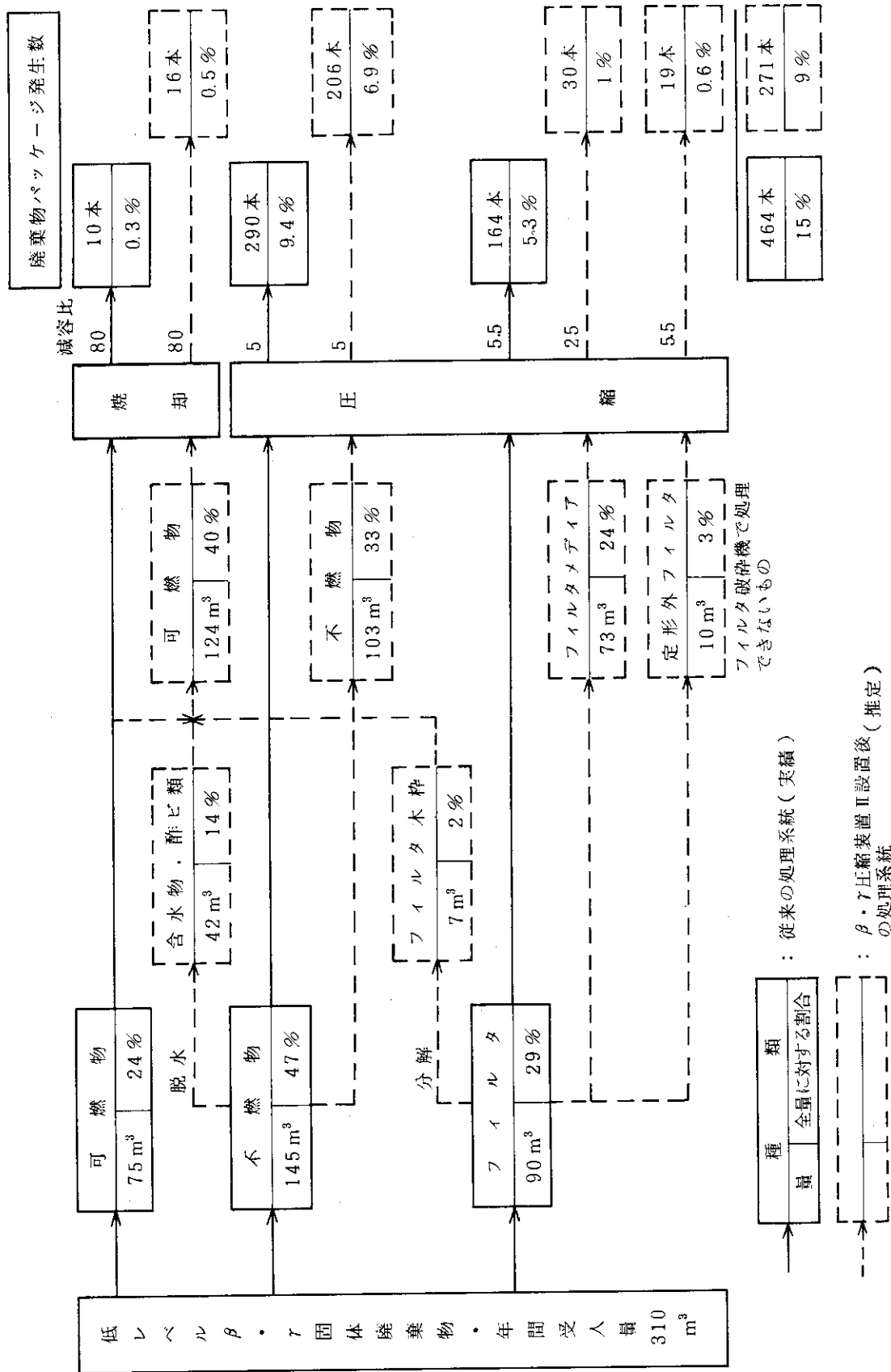


Fig. 2.5.8-2 β・γ廃棄物圧縮装置Ⅱ設置による廃棄物処理系統と廃棄物パッケージ発生数の変化

2.5.9 含水雑固体廃棄物の消化試験

放射性廃棄物処理課では、これまでおもに機器の除染作業などで使用した含水ウェスなどの雑固体廃棄物（有機物）は、圧縮減容したのち、廃棄容器（5cmコンクリート内張りドラム缶）に充填し、上部をコンクリートでキャッピングし、施設内に一時保管してきた。

他方、これら有機物は、その環境条件によって微生物の作用で消化分解し、最終的にはガス状物質に変換されることが知られている。

そこで当課では、施設内保管時における安全性の向上を図るための装置も完成し、今後発生する含水雑固体については、脱水、乾燥および焼却などによる処理方法の改善を図った。

本試験では、既製の固化体の健全性の確認と今後の処理技術の改善に寄与するため、含水雑固体廃棄物として処理される有機物のうち、混入割合が比較的多く、かつ、消化分解がおこりやすいと考えられるセルロース系の非放射性的の試料（模擬廃棄物）および実廃棄物の試料を数種類用いて、消化分解におよぼす諸因子（含水率、雰囲気温度、水質、光、混在空気量）の影響および分解ガス成分を調べた。

試料は、模擬廃棄物として綿（軍手、タオル、布手）、紙（カートンボックス）および化学繊維（化学繊維：70%、綿：30%）を選び、これを床の塵埃などで実廃棄物と同様にほぼ均一にようにして使用した。実廃棄物は、排出元から集荷後、直ちに開封し、ウェスと紙（スマヤ沔紙）を一部採取して使用した。

試料の含水率は20～90wt%の範囲を選び、主に30、60、90wt%とし、含水用の水（試験水）は、沔過水、浄水、洗剤飽和水（pH10.5、洗濯用合成洗剤）、硝酸溶液（pH4）および水酸化ナトリウム溶液（pH9）を用いた。

試験雰囲気温度は、恒温槽を用いて有機物の消化分解が速いとされている36℃±5℃および50℃±5℃とした。

供試体の作成は、まず、試料を室温乾燥させたのち、一定量採取して注射器（100mℓ）の中に入れ、これに所定量の含水率になるように試験水を注入し、次いで注射器に注射器のシリンダを差し込み、注射針の先端に発生した分解ガスが漏れないようにゴム栓をつけ、さらに、注射器と注射針の接続部は接着剤で封をした。作成した供試体についてTable 2.5.9-1に示す。

分解ガスの発生量は、供試体のシリンダの試験開始前の目盛と一定期間ごとに読みとった目盛の差から求めた。また、測定頻度は、試験開始後1週間は毎日測定し、それ以後は、分解ガスの発生量に応じて1回/週、1回/2週のように適宜測定した。

発生した分解ガスは、その成分を分析するため、分析用捕集瓶に捕集し、分析を東海研分析センターに依頼した。

結果は、(1)綿は、36℃および50℃の温度で20～90wt%の含水率において、消化分解がおこりにくく、発生した分解ガス量は、最大でも約1年経過後で約0.6mℓ/gであった。(2)紙（カートンボックス）は、60wt%含水率において、36℃および50℃の温度とも急速に消化分解がおこった。分解ガスの発生割合は、36℃および50℃の試料について、それぞれ試験開始後10日で総ガス発生量（約1年間でそれぞれ約13mℓ/gおよび約17mℓ/g）の約95%および約85%を占め、36日後および63日後に飽和に達した。（Fig. 2.5.9に示す）(3)化学繊維および実廃棄物のウェス、スマヤ沔紙は消化分解がおこりにくかった。(4)消化分解は、沔過水および浄水で同程度に生じたが、

pH 4以上の酸性水およびpH 9以上のアルカリ水では生じなかった。(5)空気の混入割合は、消化分解にほとんど影響を与えなかった。(6)分解ガス成分中には、 H_2 、 CH_4 および CO_2 が検出されたが、 CH_4 の発生量は非常に少なかった。カートンボックスのみが試験開始後35日までに多量の H_2 を発生した。35日以降はカートンボックスも綿やスミヤク紙と同様に CH_4 がわずかに認められる程度であった。(Table 2.5.9-2 に示す)

今回の試験結果から、模擬廃棄物および実廃棄物とも同様な消化分解が生じたが、いずれも一定期間後には分解ガスの発生量が飽和に達し、それ以降は試験を継続(約200日)しても供試体の試料容積に変化は認められなかった。

このことから、有機物(試料)が多量に存在する系体では、初期に消化分解がおこるが、供試体系に外部からの作用(微生物の侵入など)がない限り、消化分解は一定期間後に停止するものと推測された。

(福田勝男)

Table 2.5.9-1 Data of sample to be tested

Sample No.	Species of sample	Sample				Condition of test		Volume of sample before test (included air) (ml).	
		Weight (g)	Added water (g)	pH of water	Water contents (wt%)	Temp. (°C)	Existence of ultraviolet rays		
1	Cotton (work gloves, cloth gloves, towel)	6.00	1.5	7.3 (*1)	20	36	yes	20	
2		6.00	2.57	"	30	"	"	20	
3		6.00	9.0	"	60	"	"	19	
4		3.00	27.0	"	90	"	"	31	
5		6.00	2.57	"	30	50	"	20	
6		6.00	9.0	"	60	"	"	20	
7		3.00	27.0	"	90	"	"	31	
8		3.00	4.5	4 (*2)	60	"	no	18	
9		3.00	4.5	9 (*3)	60	"	"	19	
10		3.00	4.5	10.5 (*4)	60	"	"	19	
11	Paper (carton box)	6.00	2.57	7.3 (*1)	30	36	yes	21	
12		6.00	9.0	"	60	"	"	20	
13		3.00	27.0	"	90	"	"	28	
14		6.00	2.57	"	30	50	"	19	
15		6.00	9.0	"	60	"	"	20	
16		3.00	27.0	"	90	"	"	29	
17		6.00	9.0	8 (*5)	60	"	"	18	
18		3.00	4.5	4 (*2)	60	"	no	18	
19		3.00	4.5	9 (*3)	60	"	"	18	
20		3.00	4.5	10.5 (*4)	60	"	"	18	
21	Paper (carton box)	3.00	4.5	8 (*5)	60	50	no	10	
22		3.00	4.5	"	60	"	"	20	
23		3.00	4.5	"	60	"	"	30	
24		3.00	4.5	"	60	"	"	40	
25		3.00	4.5	"	60	"	"	22	
26		Synthetic chemical fiber	6.00	9.0	7.3 (*1)	60	"	yes	18
27		Waste contaminated with activity (cloth)	5.28	2.26	8 (*5)	30	36	yes	15
28			5.28	7.96	"	60	"	"	15
29			2.64	23.76	"	90	"	"	28
30			6.00	2.57	"	30	"	"	21
31	Waste contaminated with activity (smear paper)	6.00	9.0	"	60	"	"	21	
32		3.00	27.0	"	90	"	"	34	

*1; Mineral water, *2; Nitric acid solution, *3; Sodium hydroxide solution, *4; Saturated detergent solution, *5; Clean water.

Table 2.5.9-2 Composition of gas evolved from paper (carton box)

Sample No.	Weight of sample (g)	Water contents (wt%)	Volume of sample before test (ml)	Temp. (°C)	Period tested (days)	Quantities of gas evolved (ml)	Composition of gas (mol%)					
							N ₂	O ₂	Ar	CO ₂	CH ₄	H ₂
12	6.0	60	20	36	5	59	25	4.5	0.5	24	0	46
					35	16	2.5	0	0	69	0	29
					224	1.5	-	-	-	-	-	-
14	6.0	30	19	50	224	0.5	79	19	0.9	0.9	0.1	0
					4	61	-	-	-	(19)*	-	-
15	6.0	60	20	50	35	38	2.5	0	0	79	0	18
					224	2.5	79	0.3	0.9	19	0.1	0
16	3.0	90	29	50	224	16.5	54	2.1	0.6	39	0.2	4.1
Air							78	21	0.93	0.03	-	-

* : Analysis with KOH absorption method.

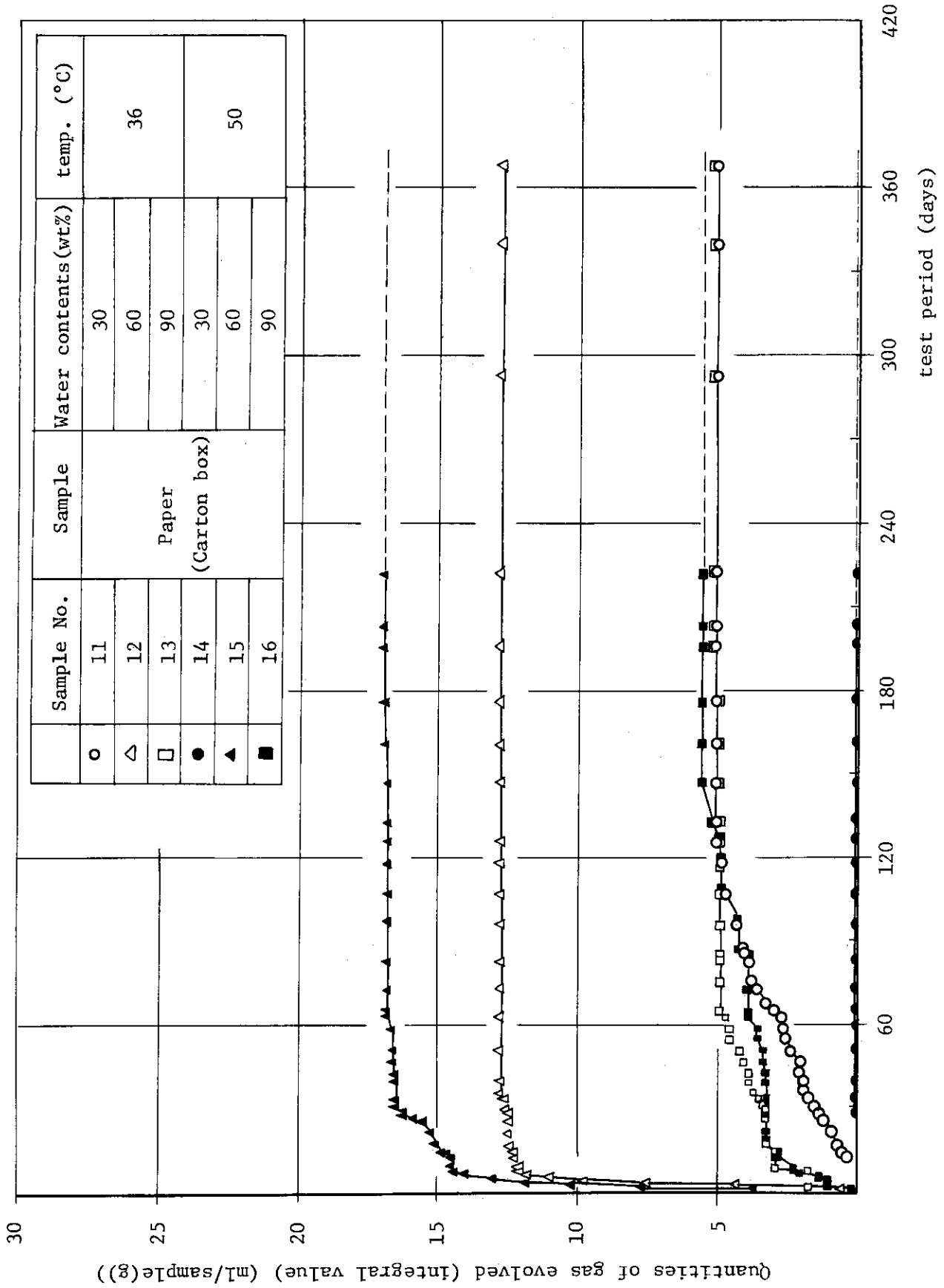


Fig. 2.5.9 Quantities of gas evolved from paper (carton box).

2.5.10 低レベル廃液蒸発装置熱交換器の化学除染試験

低レベル廃液蒸発装置を1978年3月に設置した。蒸発処理方式は、蒸気圧縮強制循環方式であり、蒸発缶の熱交換器はシェルアンドチューブ式（伝熱管：21 mm ϕ ×3000 Lmm×910本、伝熱面積：220 m²、材質；SUS316 LTB）である。

設置後はコールド試運転、それに続くホット試運転を繰返したのち本格運転を行ってきた¹⁾。これらの運転にともない、蒸発缶の熱交換器にスケールが付着し総括伝熱係数が低下した。このため、物理的除染および化学除染のうち比較的操作が容易な化学除染によるスケールの除去試験を実施し、ほぼ設置時の状態に回復させることができた。

化学除染を実施するにあたっては、まず伝熱面に付着したスケールを採取して、その付着量および組成の検討を行った。その結果、スケールの主要元素は、ケイ素、カルシウム、マグネシウムでその存在形態は酸化物または水酸化物として各々SiO₂ (49%)、Ca(OH)₂ (27%)、Mg(OH)₂ (20%)であった。次にビーカ試験で、原子力機器の化学除染基液として用いられるリン酸、シュウ酸、硝酸、炭酸ナトリウム及び水酸化ナトリウムなどの試薬²⁾を用いて、スケールの溶解試験を行った。この試験結果から、始めに希硝酸で酸溶解成分を溶かしたうえで、アルカリ溶液に浸漬することにより全量溶解できることがわかった。これは酸洗浄でカルシウム、マグネシウムが溶解し、除去しやすくなったケイ素成分がアルカリによりケイ酸塩として溶解したものと考えられる。これらの結果から、母材の腐食に影響がなく、除去効果の高かったHNO₃-NaOH法を選定した。

実試験は、第I工程でHNO₃-0.4 mol/l溶液、第II工程でNaOH-0.1 mol/l溶液、第III工程では再びHNO₃-0.1 mol/l溶液を用いた。各工程ともそれぞれ80℃まで昇温し循環を4時間行った。その結果第I工程では伝熱面から99%のカルシウム、マグネシウムが、約15%のケイ素が溶出し第II工程でケイ素が約80%溶出した。第III工程では溶出するものはほとんどなかった。スケール除去後、伝熱面を観察した結果ほぼ完全に除去されていた。

廃液の処理にともなう蒸発缶の総括伝熱係数U (Kcal/m²・℃・h)の変化をFig. 2.5.10に示す。今回の化学除染はホット運転に入ってから約1400 m³処理した時点で行ったものである。この化学除染を実施する前はUの値が750であった。化学除染を実施することによりこの値は1450となり、試運転開始時とほぼ等しい値に回復した。

これらの化学除染は5日間の作業で終了した。このように蒸発缶に付着したスケールの除去作業は、長期間に渡って装置を停止することなく行うことができ、本方法が今後とも適用できるならば、今後の運転管理がしやすくなるといえる。
(西沢市王)

参考文献

- 1) JAERI-M 8526 保健物理と安全管理 No.21, 145 (1979)
- 2) 軽水炉一次冷却系の放射能蓄積抑制対策と除染 アイ・エス・ユー (KK) (1978)

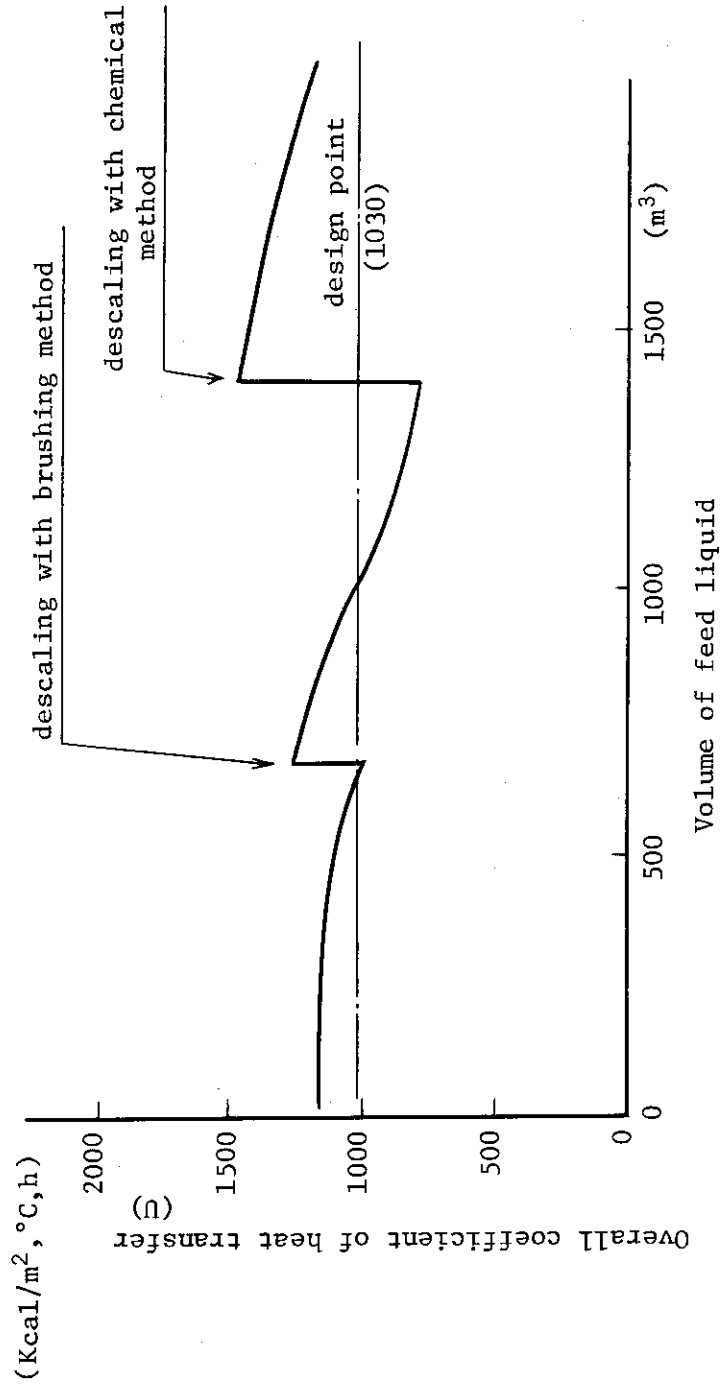


Fig. 2.5.10 Variation of overall coefficient of heat transfer

2.5.11 焼却灰のビチューメン固化体の膨潤性試験

前回報告¹⁾した β - γ 放射性焼却灰のビチューメン固化試験(計7 Run)で得られた固化体について、水浸漬に伴う膨潤性を調べた。

供試体は各Runごとにプロダクトを一部採取し、IAEAサイズの型枠(ポリエチレン製)内に流し込み、放冷固化させたのち、型枠を取りはずして作成した。作成した供試体のサイズ、重量、焼却灰の混入割合、ビチューメンの種類などをTable 2.5.11に示す。

浸漬水は2℃(冷蔵庫内)の蒸留水を使用した。

固化体の膨潤性は重量増加率で調べ、膨潤にともなう固化体の変形などを写真観察で調べた。

重量増加率は、一定期間ごとに浸漬水から供試体を取り出し、供試体の表面を室温乾燥させたのち、重量を測定して求めた。

各供試体の重量増加率の経時変化を調べた結果をFig. 2.5.11に示し、また、供試体の試験開始前および300日経過後の外観をPhoto. 2.5.11に示す。

Fig. 2.5.11より、焼却灰の供試体は、ビチューメンのみの供試体に比べて試験の経過にともない、わずかずつではあるが重量が増加の傾向を示した。しかし、焼却灰の供試体は、針入度の異なるビチューメン(ストレートアスファルト40/60および60/80)を使用しても、また、焼却灰の混入割合を36~45 wt%まで変化させても、ほとんど同じ重量増加率を示し、その値は300日経過後でわずか0.4%であった。

また、Photo. 2.5.11からも、供試体はその外観に変化が全く認められなかった。

以上の結果より、前回の固化試験で得られた焼却灰のビチューメン固化体は、膨潤などが全くおこらず、良好な固化体であることが確認できた。

なお、固化体からの放射性物質の浸出試験は現在継続しており、次回報告する。

(福田勝男)

参考文献

- 1) JAERI-M 8526 保健物理-管理と研究-No.21, 142 (1979)

Table 2.5.11 Specimen of bitumen-ash product for immersion test

Run No. Sample No.	1	2	3	4	5	6	7
Bitumen used	Straight asphalt 60/80			Straight asphalt 40/60		Straight asphalt 60/80	
Size (mm ϕ × mmH)	46×44	46×44	46×43	45×43	45×44	45×44	46×43
Weight (g)	87.3	93.9	87.5	87.8	91.0	92.9	91.0
Specific gravity	1.27	1.32	1.30	1.29	1.32	1.37	1.33
Incorporation ratio (B:A)*	64:36	59:41	58:42	58:42	57:43	55:45	56:44

* ; B: Bitumen, A: Incinerator ash

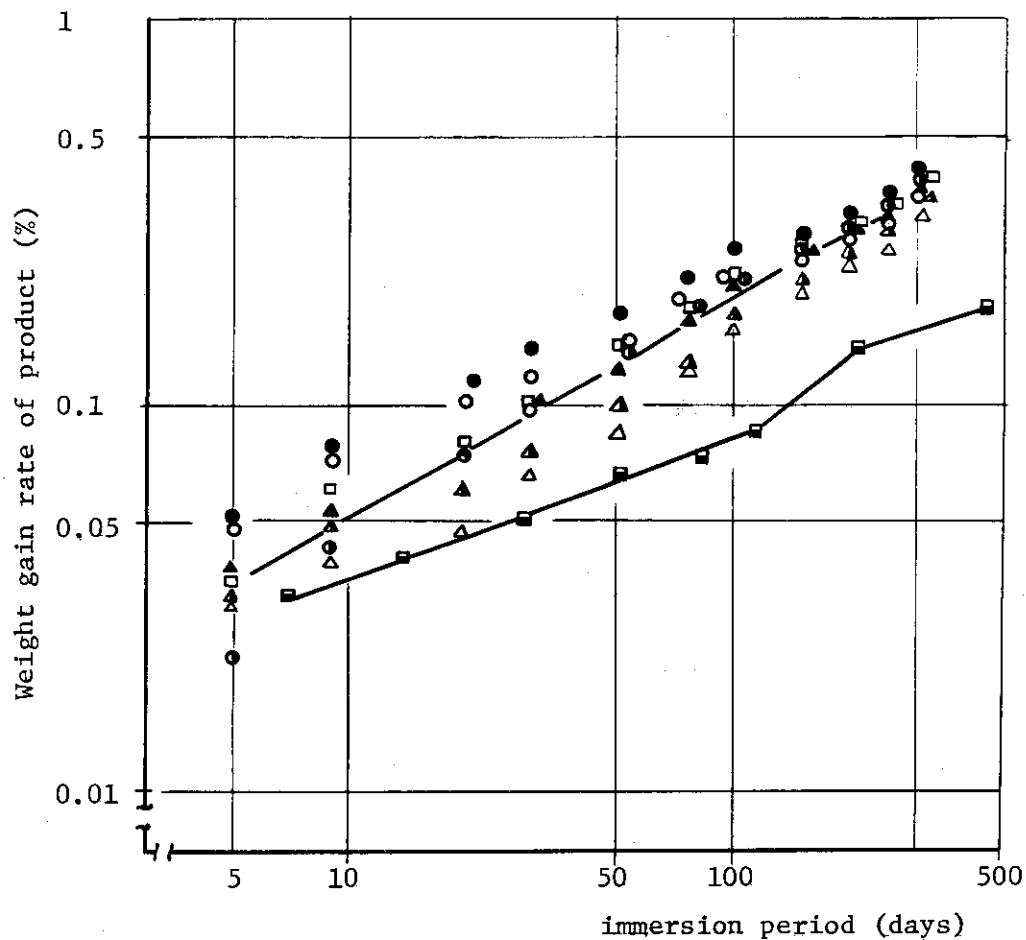
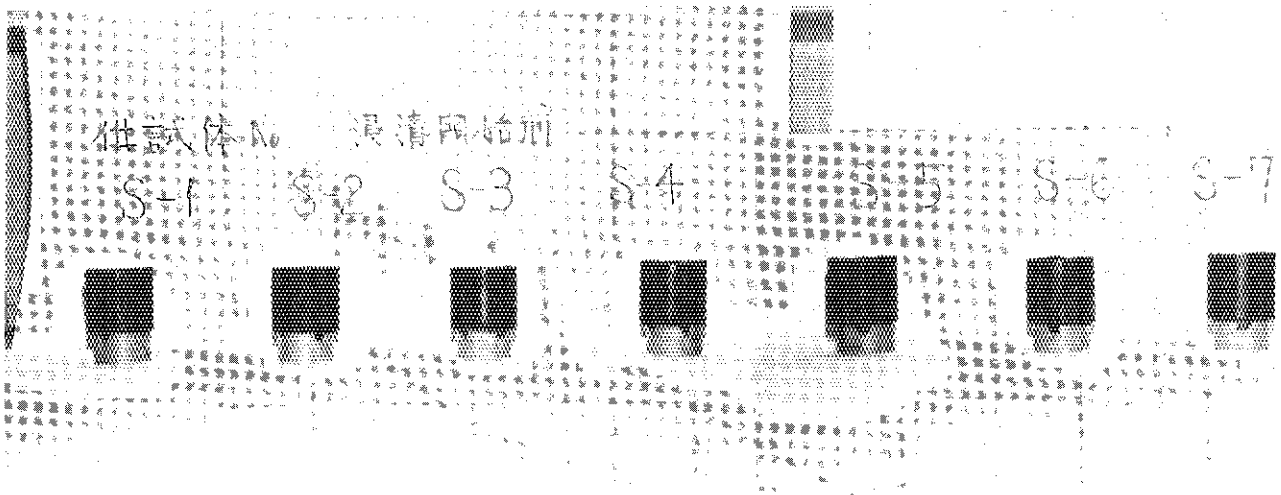


Fig. 2.5.11 Weight gain rate of bitumen-ash product.
(Immersion temperature:2°C, Immersion water:distilled water)

	Sample No.	Bitumen used	Incorporation ratio(B:A)*
○	S-1	Straight asphalt 60/80	64 : 36
●	S-2		59 : 41
●	S-3		58 : 42
△	S-4	Straight asphalt 40/60	58 : 42
▲	S-5		57 : 43
▲	S-6	Straight asphalt 60/80	55 : 45
□	S-7		56 : 44
■	—	Blown asphalt 20/30	100 : 0

* ; B : Bitumen, A : Incinerator ash.

Sample No. before immersion test



After 300 days

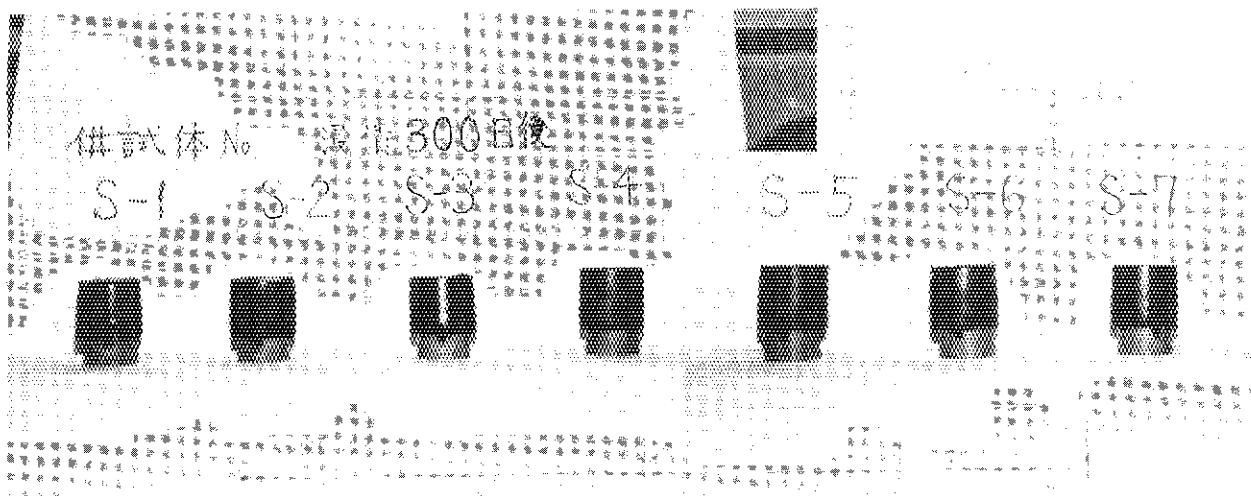


Photo. 2.5.11 Appearance comparison of bitumen-ash product before and after 300 days immersion test
(Immersion temperature : 2 °C
(Immersion water : distilled water)

Swelling phenomenon is not at all observed in product after 300 days.

2.5.12 洗濯廃液処理に用いる逆浸透膜の寿命

(1) はじめに

逆浸透法による溶質分離およびそれを応用した水処理に関しては、既に多くの概論や実験・検討報告がある。^{1)~7)} 原子力分野においても、洗濯廃液など低レベル放射性廃液処理のための実用規模試験が行われ、逆浸透法の有効性が実証されている。⁸⁾ しかし、それら実廃液の定常処理を行った場合の逆浸透膜（以下単に膜という）の処理性能低下、劣化、使用限界および耐久性など、いわゆる膜の寿命に関する報告はまだ少ない。⁹⁾ 大洗研究所では1977年6月以来継続して、防護衣などの洗濯廃液を、逆浸透法を中心とした洗濯廃液総合処理システムにより処理してきたが、¹⁰⁾ 1979年12月に至りチューブ型（内圧式）逆浸透第1段処理装置の膜の交換整備を実施したので、それまでの処理運転記録および膜検査結果をもとに膜の寿命について検討した。

(2) 処理運転記録

2.5年間の膜装荷期間に合計35バッチ処理、513時間の運転を行い、210 m³の洗濯液を処理した。処理廃液の電導度は1~37 m Ω /cm、pHは5~7、温度は4~40°Cであった。各バッチの処理廃液電導度7 m Ω /cmにおける排除率（Percent Reduction）と透水速度（Flux）の関係をバッチ処理ナンバの推移について調べるとFig. 2.5.12-1が、また、透水速度の変化を運転時間（バッチ処理ナンバおよび膜装荷期間と対応）について調べるとFig. 2.5.12-2が、それぞれ得られた。膜表面のスポンジボール（18 mm ϕ ）洗浄は、運転中に1回/2hの割合で行うとともに各バッチ処理終了直後にもクエン酸溶液にて連続2回行った。膜の破損数は合計4本で、最初の1本は21バッチ処理時（運転時間272時間、膜装荷期間1.4年、以下同様）に、その後は25バッチ処理時（348時間、1.8年）、32バッチ処理時（455時間、2.3年）および34バッチ処理時（498時間、2.5年）にそれぞれ破損した。プレフィルタ（円筒型ナイロン布製、75 mm ϕ ×300 mm、80メッシュ）の使用量は平均2本/バッチである。

(3) 膜の表面状態

23バッチ処理後（307時間、1.6年）における膜表面の電子顕微鏡写真（倍率：×300、×10000）では特記すべき変化は認められなかったが、目視による観察では褐色に着色していた。この時点における膜表面への蛋白質の付着量の分析（Lowry法）では19 mg/m²の値が得られた。35バッチ処理後（513時間、2.5年）における電子顕微鏡写真（倍率：×300、×3000、×10000）ではよごれの付着が顕著に認められたが、超音波洗浄により、それらのよごれの多くは剥離したことも観察された（Photo 2.5.12-1参照）。また、この時点における蛋白質の付着量は35.5 mg/m²で、前時点の約2倍となった。

(4) 考察

Fig. 2.5.12-1に示す膜性能の特性曲線から、バッチ処理ナンバの推移とともに透水速度は減少するが、排除率はあるバッチ処理ナンバまで増加し、その後減少するリターン現象がみられることがわかる。透水速度の減少は膜のグレード変化を示し、排除率が増加している領域では膜の圧密化が中心となっていると考えられる。しかし、電子顕微鏡写真では圧密化の識別はできなかった。これに対して、排除率が減少している領域では、運転時間（または膜装荷期間）の経過とともに酢酸セルロースの加水分解による膜の劣化が進行していると考えられ、膜破損の頻度も増加し、耐久性がなくなる傾向にある。したがって、Fig. 2.5.12-1においては、処理初期の膜の

圧密化領域が加水分解領域に移り変わる時点のバッチ処理ナンバ23~26付近が膜の性能低下現象の発現時期であり、これより膜の劣化現象が進行して膜の寿命に近づくことが示される。Fig. 2.5.12-2 から、23~26バッチ処理時における運転時間は310~370時間、膜装荷期間は1.6~1.9年、透水速度は $0.43 \sim 0.39 \text{ m}^3/\text{m}^2 \cdot \text{d}$ である。この透水速度は、本逆浸透装置のメーカー設計値の透水速度($0.43 \text{ m}^3/\text{m}^2 \cdot \text{d}$)とはほぼ一致しており、膜交換時期を予測しているものと考えられ興味深い。膜の圧密化・加水分解、膜面のバクテリア繁殖・よごれの付着などが膜の交換時期、すなわち寿命に影響を与える因子であり、これらを抑制するための処置が処理運転条件に組み込まれている。これらの処置が現状で十分であるとはいえないが、バッチ処理方式で比較的小量づつ、かなり高濃度まで濃縮することなどから、ここに得られた結果や傾向はほぼ妥当なものであると考えられる。

以上により、大洗研究所の方式で洗濯廃液を逆浸透処理した場合の膜の寿命をほぼ把握できたことは、今後、逆浸透装置を維持し管理していく上で貴重な知見といえる。(市川貞一)

参考文献

- 1) 井川 学：表面 **16** , 399 (1978)
- 2) 黒川洋一, 油井敬夫：化学の領域 **29** , 12 (1974)
- 3) " : ibid **29** , 98 (1974)
- 4) " : ibid **29** , 175 (1974)
- 5) E. Hindin and P. J. Bennet: Water & Sewage Works **66** (Feb, 1969)
- 6) E. Hindin, P. J. Bennet and S. S. Narayan: ibid, 466 (Dec, 1969)
- 7) 立田栄三：表面 **15** , 483 (1977)
- 8) 和達嘉樹, 小島克己：JAERI-M 6337
- 9) 高橋燦吉他：化学装置 **18** , 26 (1976)
- 10) JAERI-M 8526, 保健物理—管理と研究—No. 21 (1979)

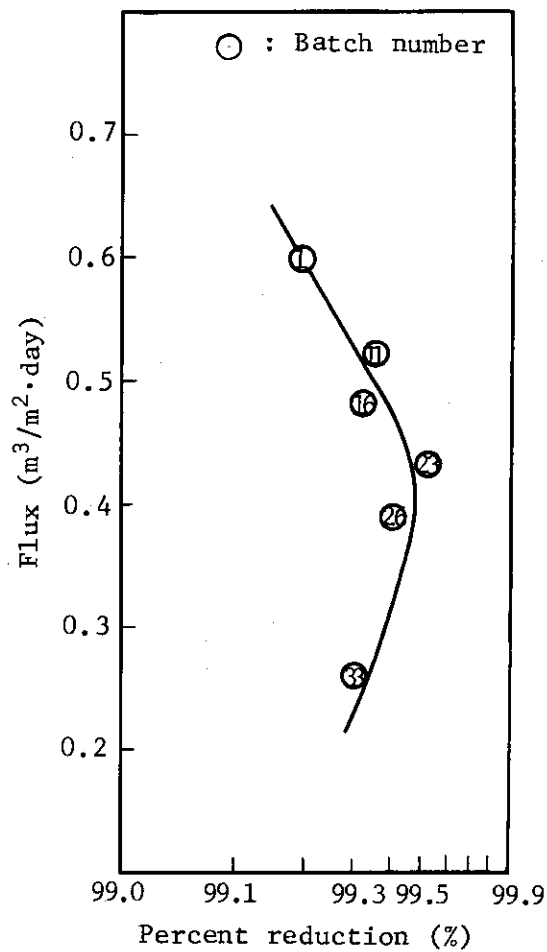


Fig. 2.5.12-1 Characteristic curve for membrane efficiency with batch number.

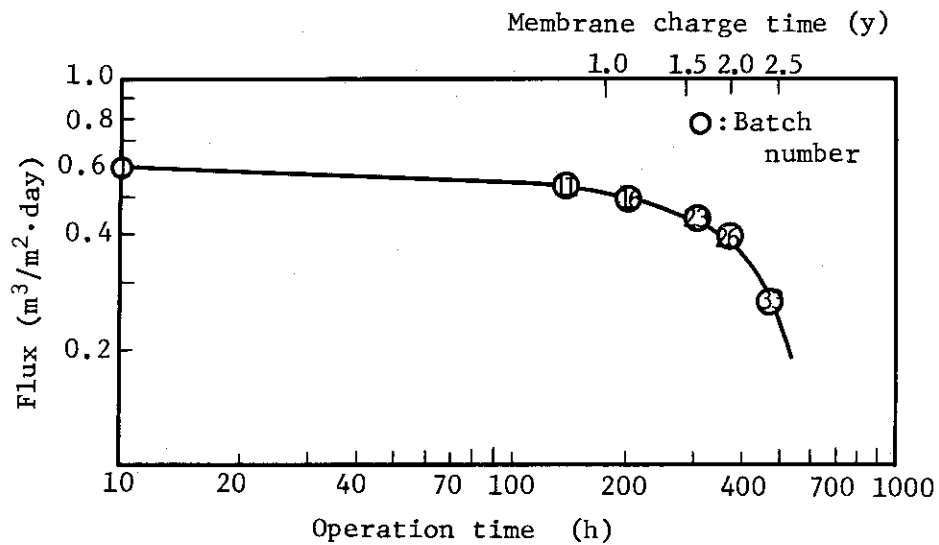


Fig. 2.5.12-2 Flux decline for time with batch number.

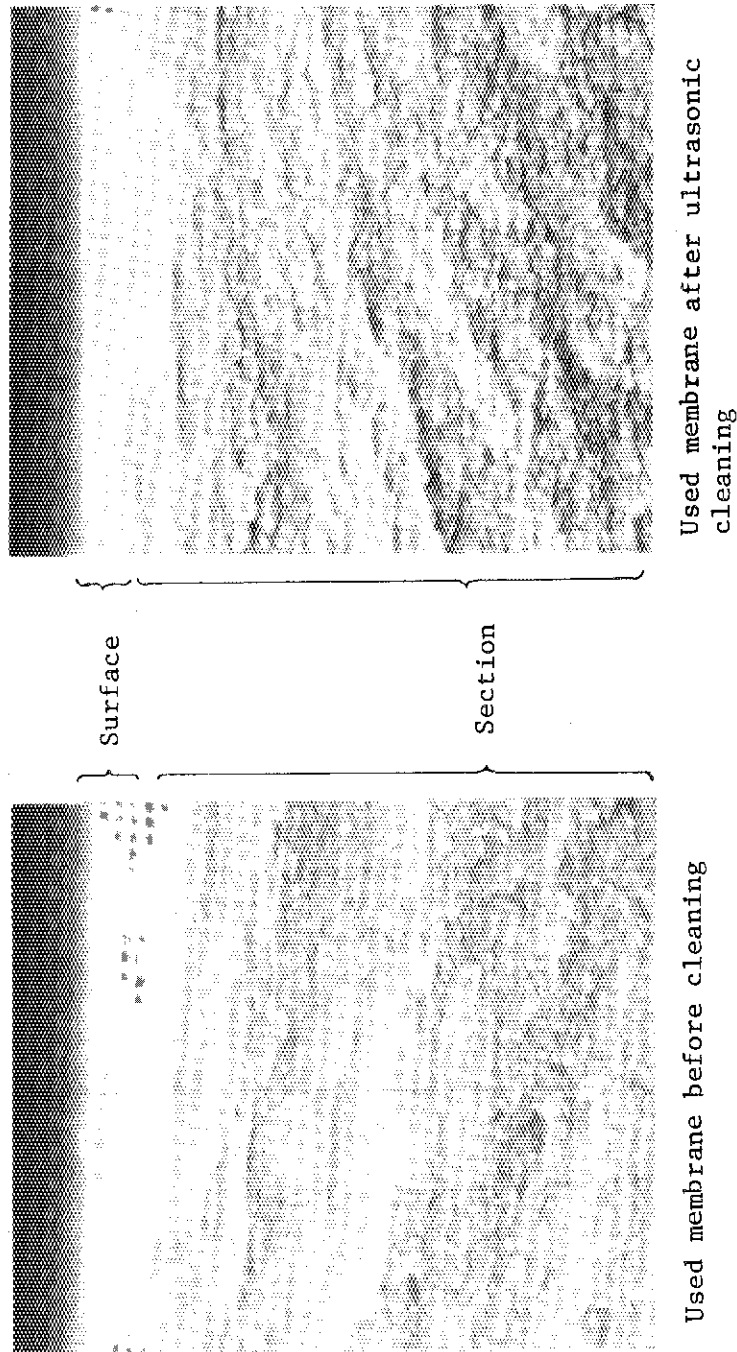


Photo. 2.5.12-1 Scanning electron micro-photographs of a section of reverse osmosis membrane. ($\times 10000$)

3.1 放射線計測

3.1.1 概要

速中性子線に対するエキソ電子線量計のレスポンスを求める実験を5.5MV V.D.G.を使用して行った。NE-213のパルス波形ディスクリをした波高分布から速中性子線のスペクトルを求めるFERDOおよびFORISTコードを整備改良し、0.2-2.2 MeVまでのunfoldingを可能にした。またGM計数管型エキソ電子測定器に関して計数率に依存した分解時間をパルス間隔の頻度分布から求め、グロー曲線の補正に適用した。

NTAフィルムの反跳陽子飛跡読取りをOKITAC-4500Cを用いてオンライン処理するためのプログラムを開発した。この結果個人被曝管理上十分な面積の自動飛跡測定が可能になった。

水素原子と低エネルギー重イオンが衝突する場合の電荷移動断面積の実験結果の解析を、UDWA法を用いて行った。その結果、電荷移動断面積は重イオンの有効電荷の関数として振動することがわかり、実験事実をよく説明することができ、UDWA法が低エネルギー領域でも有効であることが明らかになった。

中濃度(1 $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ 以上)トリチウムガスを ^3H β 線の制動放射線を測定することによって連続モニタする方法の開発に着手した。

保健物理分野におけるデータの高い値の出現する割合や傾向を推定する方法を検討した。その結果、管理データの種類ごとにそれに適した解析方法を明らかにすることができた。(大谷 暁)

3.1.2 GM計数管のパルス間隔の頻度分布と平均分解時間

GM計数管はその出力パルスが大きく、使用法が簡便なためエキソ電子放射(TSEE)測定用としても広く利用されている。しかしながらTSEEグロー・ピーク附近では計数率が非常に高くなることもあり、照射された線量を正確に求めるためには、あらかじめ測定器系のパルス分解時間を求めておき計数補正を施す必要性が生じてくる。

一定強度の放射線により計数管に与えられる計数率 N がポアソン分布に従うとき、パルス間隔 t は指数分布を示し、その頻度分布は $f(t) \cdot \Delta t = k \exp(-t/T)$ と表わすことができる。ここで T は平均パルス間隔、 k は定数である。これは片対数グラフ上で直線状となり、その傾斜は $N = 1/T$ である。Fig. 3.1.2-1はTSEE測定用に使用しているQガス流入型GM計数管について、実測計数率 \bar{n} が 10^4 cpsのときのパルス間隔頻度分布を表わした例である。パルス間隔が小さいときの頻度は計数落しのため指数分布からずれているが、 t がある一定値以上では指数分布に従っていることがわかる。上記計数装置に関して種々の \bar{n} に対するパルス間隔の頻度分布から、それぞれに対応する N を推定し、計数率依存の平均分解時間 $\bar{\tau}(\bar{n})$ を計数落し補正の式 $N = \bar{n} / (1 - \bar{n} \cdot \bar{\tau}(\bar{n}))$ から求めた。その結果をFig. 3.1.2-2に示す。 $\bar{\tau}(\bar{n})$ は \bar{n} の増大と共に \bar{n} の0.639乗に比例して減少し、低計数率測定時にオシロスコープによる直読法で求めた値($\tau \approx 110 \mu\text{s}$)より小さい。

これらの値を用いることにより計数落しのあるTSEEグロー曲線でも真の形を復元することができ、線量の測定領域を拡大することができる。(大谷 暁)

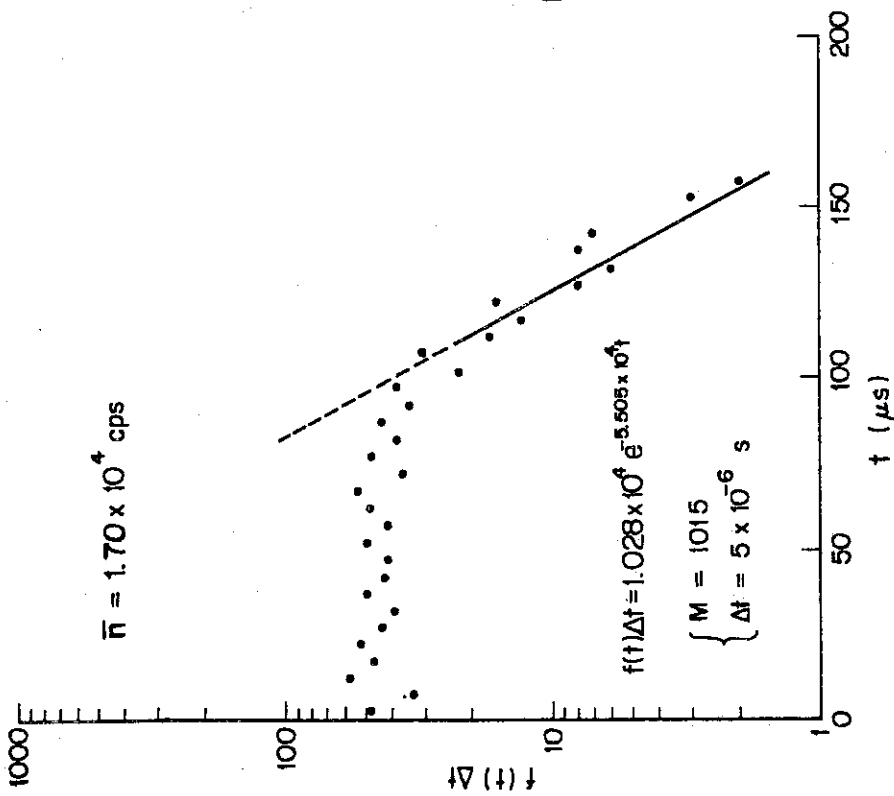


Fig. 3.1.2-1 Pulse interval distribution of a gas-flow G.M. counter.

t : Pulse interval
 $f(t) \cdot \Delta t$: Pulse interval frequency
 \bar{n} : Counting rate in actual measurement

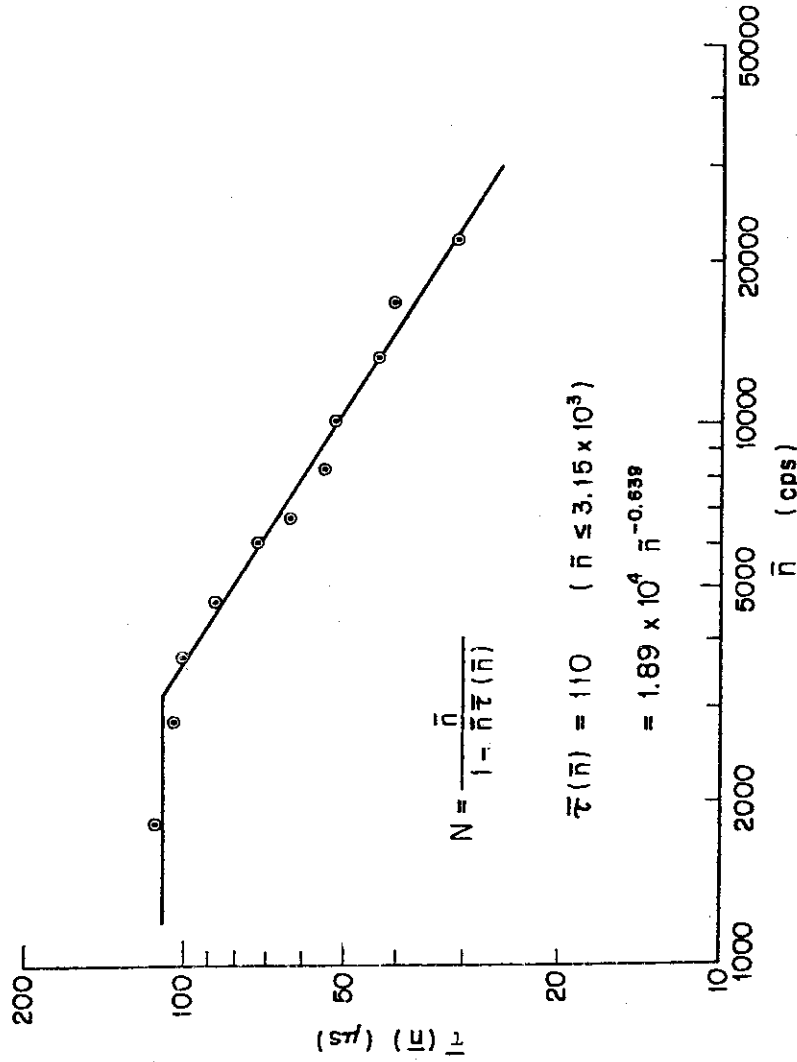


Fig. 3.1.2-2 Average resolving time estimated from pulse interval distribution of a gas-flow G.M. counter.

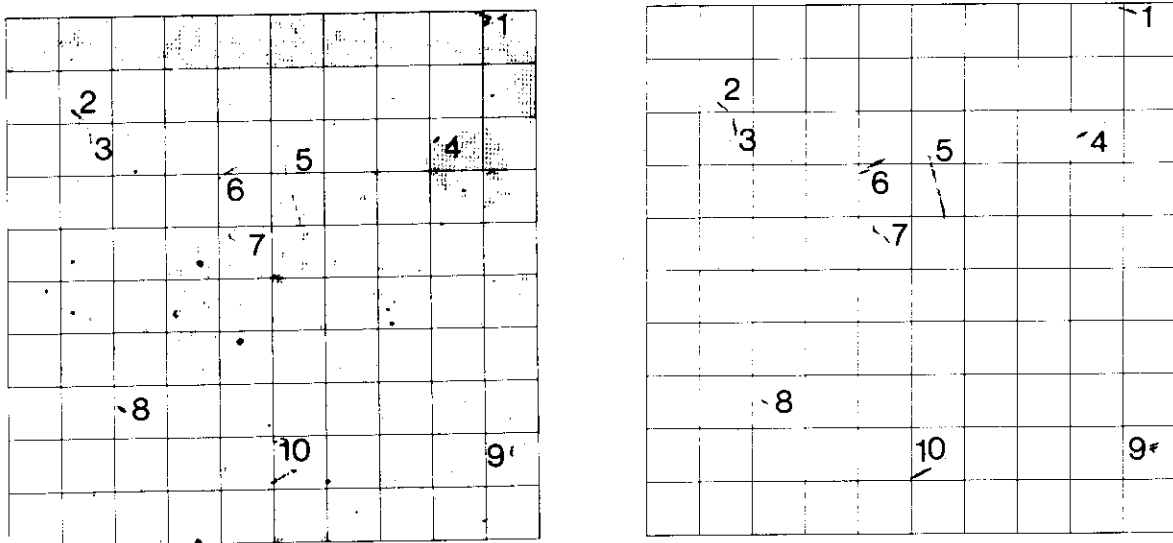
\bar{n} : Counting rate in actual measurement
 $\tau(\bar{n})$: Resolving time depending on counting rate
 N : True counting rate

3.1.3 飛跡自動測定装置の開発 (IV)

NTAフィルムをOKITAC-4500Cによりオンラインで自動処理するためのプログラムを開発した。これらは試作した飛跡画像入力装置¹⁾を制御するためのプログラムとNTAフィルムの顕微鏡画像をブロック状の小画像に分けて走査し、飛跡線分要素の抽出・合成処理^{2),3)}を行うことによってこの中に現われる飛跡数を求めるためのプログラムである。

Fig. 3.1.3-1の(a)に256段階/画素でデジタル化した10×10画面のNTAフィルムの顕微鏡像を示す。この中には10個の飛跡があり、それぞれに番号を与えてある。各飛跡は長さや飛跡像およびそれらの背景の明るさなどそれぞれ一定していない。特に1行目のブロックは他のブロックに比べ背景の明るさが異なっている。しかし、各画面ごとに飛跡線分要素の抽出処理を行い、さらに抽出線分要素の合成処理を行うと、同図(b)に示す結果が得られる。すなわち、本抽出・合成処理により飛跡像だけが取り出されている。したがって、画面を次々に接続して広い面積の計測を行っても、画面接続部分に異常な像の発生も見られず、また、複数個の画面にまたがる飛跡像の画面接続によるずれも見られない。

この例はNTAフィルムを9mm²走査した場合の約50分の1に相当する。本装置はステージをX軸、Y軸方向へ2μm/step精度で制御できるので、前述の画面接続の特性は少なくとも現在の管理上の測定面積(約6.7mm²)を超える9mm²までは保障できる。したがって、管理上十分な面積の自動飛跡測定が可能になった。(熊澤 蕃)



(a) Original picture

(b) Processed picture

Fig. 3.1.3-1 Original and processed pictures consisting of 10×10 frames of microscopic images of recoil proton tracks recorded in NTA film.

参考文献

- 1) 熊澤, 金子, 間辺: 日本原子力学会昭和53年秋の分科会予稿集(Ⅲ), E7 (1978)
- 2) 熊澤 蕃: JAERI-M 8085 (1979)
- 3) 熊澤 蕃: JAERI-M 8783 (1980)

3.1.4 低エネルギー重イオン電荷移動断面積の計算¹⁾

水素原子に低エネルギー (10 keV/amu) の重イオンが衝突する場合の電荷移動断面積は, 重イオンの電荷が同じであっても, 元素によってその大きさが異なることが実験によって示された。本研究では, すでに発表したUDWA法という計算法を用いこの実験結果の解析を行った。その結果, 電荷移動断面積は重イオンの有効電荷の関数として振動することが分かり, 実験事実をよく説明することができた (Fig. 3.1.4-1)。この振動性は, 有効電荷が増大するとき, ある特定の値で終状態のエネルギーレベルが高くなることによるためである。

UDWA法が中高エネルギー領域で有効であることはすでに示したが, 本研究により低エネルギー領域でも有効であることが明らかとなった。 (竜福 広)

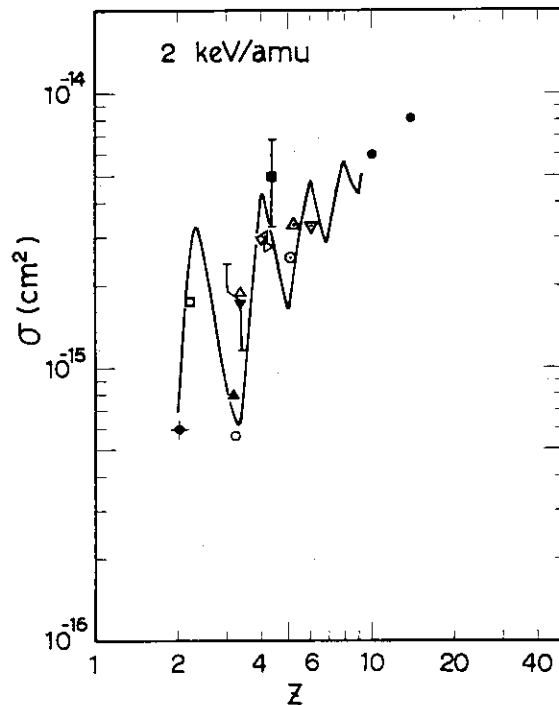


Fig. 3.1.4-1 Comparison between theoretical and experimental cross sections for charge transfer in collisions of completely- and partially-stripped ions having effective charge, Z , with atomic hydrogen at ion-impact energy of 2 keV/amu. — and ● denote the UDWA results. Experimental data: ▲ (B^{3+}), ▼ (C^{3+}) and ■ (O^{4+}) Bayfield et al.; □ (B^{2+}), ○ (B^{3+}), △ (N^{3+}), ▽ (B^{4+}), ◁ (C^{4+}), ▷ (N^{4+}), ⊙ (N^{5+}), △ (O^{5+}) and ▽ (O^{6+}) Crandall et al.; and ● (He^{2+}) Nutt et al.

参考文献

- 1) H. Ryufuku, K. Sasaki and T. Watanabe : Phys. Rev. A 21, 745 (1980)

3.1.5 放射線管理データの高い値の出現頻度推定法

保健物理分野における管理データの高い値の出現割合や傾向の推定法として、4つの確率分布と2つの減少傾向図を実際の管理データの統計解析に適用するため、これらの方法の体系的な適用方法を検討した。

正規、対数正規、二重指数、対数二重指数の各分布の特徴や相互関係を示し、各分布の保健物理分野における適用例を整理した。これらの確率分布を用いて、それぞれの確率紙上で高い値の出現割合を推定する場合、累積確率の計算法や、対数確率紙の対数目盛上のデータ点の取り方により推定値は影響を受ける。したがって、この推定に適した累積確率の計算法や対数確率紙の変数軸の取り方を示した。

最大値の極値分布である二重指数や対数二重指数分布は正規や対数正規分布ほど一般には利用されていない。これらの保健物理分野への適用例を整理すると、原研の年間被曝線量の最大値は二重指数分布に従うのに対して、一定の期間や区域ごとの最大放射性汚染濃度は対数二重指数分布に従う傾向のあることが知られた。ただし、米国の原子力委員会発表の最大年間被曝線量は後者の分布に従っている。

高い値の大きさの順位による傾向を捉えるのに、確率紙を用いるのではなく、管理データを最大値から大きさの順に整理し、その値の減少傾向を片対数または両対数用紙で解析する方法を示した。この方法によると、 l 番目の大きさの管理データの値がその順位 l だけから求められる。この方法の実際の管理データへの適用例を整理すると、原研の被曝データでは片対数用紙上で直線グラフとなるのに対して、放射性汚染濃度データや米国原子力委員会の発表した被曝データでは両対数用紙上で直線グラフとなることが知られた。すなわち、前者には片対数用紙が適し、後者には両対数用紙が適していることを示した。

以上の検討結果、管理データの高い値の出現頻度や傾向を適確に推定する方法を明らかにすることができた。

(熊澤 蕃)

参考文献

- 1) 熊澤 蕃, 松井 浩 : 保健物理, 15, 101 (1980)

3.2 身体放射能

3.2.1 概要

高レベルのトリチウム体内汚染時の線量評価のため、トリチウムの体内における挙動および生物学的効果について文献調査を行った。また、トリチウム代謝についての予備的実験のためのガラス製ケージを設置し、実験の準備を進めた。このほか、これまでに収集したDTPAの人体投与に関する多数の文献を整理検討し、DTPAの副作用についての症例をまとめた。

肺モニタに関する研究では、プルトニウム負荷量測定用ファントムの開発のため、各種のファントム材質について吸収係数などの検討を行うとともに、人体胸部の軟組織厚の測定を行った。

生物学的線量計測の研究では、血液抗凝固剤EDTA-2Kを含む血液の染色体異常検査のためのリンパ球培養法を1978年度に引きつづき検討している。1979年度は培養時に添加する亜鉛、カルシウム、鉄の各イオンのうち、カルシウム濃度と有糸分裂前・中期の細胞数との関係について実験を行った。

(赤石 準)

3.2.2 DTPAの人体投与例(文献調査)

筆者は、これまで、体内の ^{144}Ce や ^{242}Cm に対するDTPAの除去効果を動物実験により研究し、その有効性を確かめてきた。しかし、DTPAを実際に人体に投与するにあたっては、人体に対する過去の投与例が参考になることはいうまでもない。DTPAのようなキレート剤は、投与条件によっては副作用の生ずることが知られているが、副作用の検討には、人体投与例において認められた知見が特に参考になるものと考えられる。DTPAは、わが国では人体に対する使用経験がまだないが、諸外国においてはすでにかかなりの数の投与例がある。今回、DTPAの副作用をしらべることに主眼をおき、筆者が現在までに収集したDTPAの人体投与例について文献の整理検討を行った。整理検討できた被投与者数は65名である。これらの被投与者について認められた副作用は、1)血尿(1例)、2)皮ふの発疹(1例)、3)下痢(1例)、4)血液中の金属酵素(ALAD)活性の抑制(1例)であるが、このうち1)および2)は現在の標準的な投与方法からみるとかなり過酷な条件で投与したのちに認められたものである。また、2)および3)はDTPA投与によって生じたか否かが確かでない症状である。また、以上の症状は、いずれも、DTPA投与停止後短時日中に消失している。これらの結果によれば、これまで動物実験あるいは人体投与経験によって得られた知見にもとづいて正しく使用するかぎり、DTPAの副作用はいたずらにおそれることはないように思われる。しかし薬剤による障害は、社会的関心の強さからも考えられるように、慎重な検討がなされるべきである。わが国のしかるべき研究機関において本薬剤に対する安全性試験の行われることがのぞまれる。

(高田 和夫)

3.2.3 EDTA処理リンパ球の培養(Ⅲ)

放射線量と染色体異常発生率の関係を調べる研究に、血液検査に使用した後に残った血液を利用するため1978年に引き続き、次の実験を行った。

血液抗凝固剤として2.7 mM EDTA-2Kを含んだ血液1 mlに5.4 mM CaCl_2 , 1.35 mM ZnCl_2 および675 μM FeCl_2 (または FeCl_3)の混合溶液0.1 mlを加えて通常の培養方法(Moorheadの改良法)で培養すると、リンパ球は分裂を開始する。

FeCl_2 (または FeCl_3), ZnCl_2 の濃度を一定(上記濃度)にし、 CaCl_2 の濃度を5.4 mM, 6.84 mM, 8.1 mMと変え、50時間培養と74時間培養を行い、Table 3.2.3-1, 2の結果が得られた。数値はスライドの一定面積(6.24 cm^2)あたりの有糸分裂前期と中期の細胞の数*で、各数値は異なる血液試料より得られたものである。

FeCl_2 を用いた場合は、50時間培養、74時間培養ともCaイオンの濃度の増加にともなって有糸分裂前期と中期の細胞数は増加するが、一定濃度に達すると逆に減少する傾向が認められた。

しかし、 FeCl_3 を用いた場合には、実験した範囲内で、Caイオンの濃度の増加にともない、有糸分裂前期と中期の細胞数は増加した。(井上義教)

Table 3.2.3-1 Effects of different concentrations of Ca^{2+} with 675 μM Fe^{2+} and 1.35 mM Zn^{2+} on the mitosis of EDTA-treated human peripheral lymphocytes

No.	50 h incubations			74 h incubations		
	CaCl_2			CaCl_2		
	5.4 mM	6.84 mM	8.1 mM	5.4 mM	6.84 mM	8.1 mM
1	132	910	226	250	254	1710
2	116	120	2	290	210	568
3	84	420	96	460	1694	346
4	568	402	28	600	440	108
5	290	1024	272	765	534	502
6	146	300	482	242	1154	1656
7	120	268	98	1515	316	308
8	60	710	62	143	1666	340
Average	190	519	158	533	784	692

Figures are numbers of mitotic cells per a given area (6.24 cm^2) on the slide after 50 h or 74 h incubations. Each figure is from a different individual.

* 染色体の検査は細胞分裂中期の細胞について行うため、この数は約300もしくはそれ以上であることが望ましい。

Table 3.2.3-2 Effects of different concentrations of Ca^{2+} with $675 \mu\text{M Fe}^{3+}$ and 1.35 mM Zn^{2+} on the mitosis of EDTA-treated human peripheral lymphocytes

	50 h incubations			74 h incubations		
	CaCl_2			CaCl_2		
No.	5.4 mM	6.84 mM	8.1 mM	5.4 mM	6.84 mM	8.1 mM
1	211	670	162	452	480	702
2	270	214	915	668	1040	2042
3	186	44	432	670	616	2131
4	282	284	316	558	774	2671
5	590	142	122	146	574	436
6	91	184	64	1722	448	3451
7	371	164	315	2915	1904	3985
8	292	1074	962	1938	126	1683
Average	287	347	411	1134	745	2138

Figures are numbers of mitotic cells per a given area (6.24 cm^2) on the slide after 50 h or 74 h incubations. Each figure is from a different individual.

3.3 空 気 汚 染

3.3.1 概 要

軽水炉の安全性研究の一環として進めている施設から放出される放射性ヨウ素の環境中性状変化に関する研究として次の事項を行った。

浮遊性放射性ヨウ素の化学形とくに元素状ヨウ素とそれ以外のものを弁別する有力な手段として長年使用されてきたメイパックサンプラの定量性を高めるため、ある一定のサンプラ構成要素およびサンプリング条件に対する分離捕集特性試験を行い、ヨウ素種の存在割合を求めるための計算式を求めた。

自然環境中のエアロゾルと放射性ヨウ素との相互作用を調べるための実験装置を試作し、その特性試験を行った。装置は、とくに、エアロゾルの粒子数濃度および粒度分布を同時に測定解析できるよう配慮した。
(松井 浩)

3.3.2 メイパックサンプラによる放射性ヨウ素種の定量的分離特性¹⁾

メイパックサンプラは、浮遊性の放射性ヨウ素の簡便な性状弁別装置として広く用いられてきた。しかし、その定量的分離性能においては必ずしも十分ではなかった。そこで、放射性のヨウ化メチル (CH_3I)、元素状ヨウ素 (I_2) および次亜ヨウ素酸 (HOI) に対するメイパックサンプラの分離捕集特性を調べ、その定量性を検討した。

実験に用いたメイパックサンプラは、ミリポアフィルタ (粒子状ヨウ素捕集用)、銀網あるいはヨウ化水素酸でエッチング処理をした銅網 (I_2 捕集用)、フェノール添着活性炭フィルタ (HOI などの無機ヨウ素捕集用) およびTEDA添着活性炭カートリッジ (CH_3I などの有機ヨウ素捕集用) とから構成した。実験は主として、面速約 14 cm/s 、温度 20 から 25°C 、相対湿度は 20% 以下の乾燥状態から 92% 、ヨウ素濃度 10^{-14} から 10^{-9} g/cm^3 の範囲で行った。

主な結果： CH_3I は、活性炭カートリッジだけでなく、フェノール添着活性炭フィルタにも捕集された。しかし、それ以外の捕集要素には全く捕集されなかった。活性炭フィルタ上の CH_3I の捕集割合は、Fig. 3.3.2-1 に示すように、サンプリング直後は2枚当り5から80%の範囲であったが、清浄な空気を通すことにより容易に脱着でき、60分後は0.1から1%の範囲になった。また、活性炭フィルタに捕集された1枚目と2枚目の放射能はほぼ等しくなった。

I_2 は、銀網あるいは銅網の1枚目で約80%、5枚目までで約98%、10枚目までで約100%が捕集された。ミリポアフィルタには1枚当り約1%が捕集され、その1枚目と2枚目の捕集割合はほぼ等しくなった。

HOI は、フェノール添着活性炭フィルタ以外に、銀網あるいは銅網およびミリポアフィルタにも捕集された。銀網の捕集割合は5枚で $20 \pm 14\%$ であったが、銅網には捕集されにくく、5枚で約3%であった。ミリポアフィルタの捕集割合は捕集後清浄空気を通すことにより1%以下となった。

以上の捕集特性にもとづき、未知の放射性ヨウ素種の捕集割合を定量的に求めるために、メイパックサンプラの構成がミリポアフィルタ3枚、銅網15枚、活性炭フィルタ4枚および厚さ2

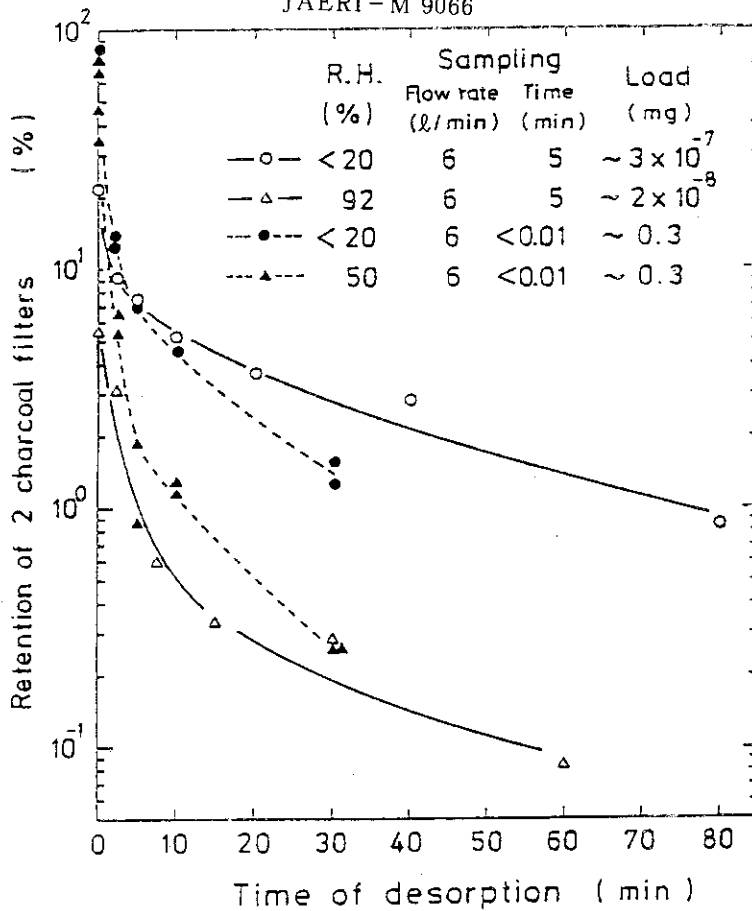


Fig. 3.3.2-1 Retention of methyl iodide on 2 charcoal filters.

cmの活性炭カートリッジからなるものとし、捕集後室内の清浄空気を30分以上通す場合について、次のような定式化を行った。

$$C_P \approx \left[A_1 - \frac{1}{2} (A_2 + A_3) \right] \cdot 100 / \Sigma$$

$$C_{I_2} \approx \left[E + \frac{3}{2} (A_2 + A_3) \frac{E}{E + F} \right] \cdot 100 / \Sigma$$

$$C_{HOI} \approx \left[F + \frac{3}{2} (A_2 + A_3) \frac{F}{E + F} \right] \cdot 100 / \Sigma$$

$$C_{CH_3I} \approx [D_1 + D_2 + 4 \varepsilon (D_1 + D_2)] \cdot 100 / \Sigma$$

ここで、 $\varepsilon = 5 \times 10^{-3}$ 、 $E = B_1 + B_2 - 2B_3$ 、 $F = \{C_1 + C_2 + C_3 + C_4 - 4 \varepsilon (D_1 + D_2)\} \cdot \delta + 3B_3$ 、 δ は $G = C_1 + C_2 + C_3 + C_4 - 4 \varepsilon (D_1 + D_2)$ とおいたとき $G \leq 0$ ならば $\delta = 0$ 、 $G > 0$ ならば $\delta = 1$ である。また、 C_P 、 C_{I_2} 、 C_{HOI} および C_{CH_3I} は、それぞれ粒子状ヨウ素、 I_2 、 HOI および CH_3I の存在割合(%)である。 $A_1 \sim A_3$ はミリポアフィルタ1枚毎に、 $B_1 \sim B_3$ は銅網5枚毎に、 $C_1 \sim C_4$ は活性炭フィルタ1枚毎に、 D_1 、 D_2 は活性炭カートリッジ厚1cm毎に捕集された各放射能であり、 Σ はそれらの合計である。

これらの式に実際の実験値を適用した結果、放射性ヨウ素種の近似的な定量が可能であることが

わかった。

参考文献

- 1) 野口, 村田, 土岡, 松井, 国分: 日本原子力学会昭和54年秋の分科会要旨集II, 32(1979)
(野口 宏)

3.3.3 エアロゾル-ヨウ素反応実験装置

自然環境中に放出された放射性ヨウ化メチルは太陽光の照射(光反応)によって元素状ヨウ素に変化することが知られており^{1~3)}, 生成される元素状ヨウ素と大気エアロゾルとの反応は, その後のヨウ素の挙動を決定する重要な過程といえる。そこで, 「環境条件下における放射性ヨウ素ガスの性状変化実験」の一環として, 環境中のエアロゾル粒子と放射性ヨウ素ガスとの相互作用を調べるために, エアロゾル-ヨウ素反応実験装置を試作した。

本装置は, エアロゾル粒子表面へのヨウ素ガスの沈着速度, 沈着量, 沈着係数および脱着速度などを調べるためのもので, 測定パラメータとしてエアロゾルの粒子径(0.01から1 μ m), 粒子数濃度(10^3 から 10^5 個/cm³), 粒子の材質およびヨウ素ガス濃度などを変化させることができる。

装置は大別して, ヨウ素ガス発生部, エアロゾル発生部, 反応容器部, 測定部および相対湿度調整部から構成されている。反応容器は流通型(円筒形, 内径10cm, 長さ100cm)と密封型(球形20 ℓ)の2種類があり, ヨウ素ガスが接触する表面はガラスとテフロンのみからできている。流通型反応容器では, ヨウ素ガスとエアロゾルとの接触時間を調節することによって反応速度に関する実験を, また, 密封型では長時間混合における飽和吸着量の実験を行う。ヨウ素ガス発生部では濃度を調整した元素状ヨウ素ガス(10^{-6} から 10^{-10} g/cm³)が発生でき, またエアロゾル発生部ではアトマイザ(水溶性物質), アーク放電(高融点金属), 高周波加熱(低融点金属)によって粒子径0.01 μ mから1 μ mの各種粒子が発生できる。測定部は改良型メイパックサンプラ, 静電式エアロゾル粒度解析装置, 凝縮核測定器, 拡散バッテリーなどから構成されている。メイパックサンプラによって反応後のヨウ素種を分離定量(粒子状ヨウ素, I₂, CH₃I, その他)することができる。静電式エアロゾル粒度解析装置は粒子のモビリティを測定することにより, 0.003 μ mから1 μ m範囲の粒子を11段に分級し, 空気力学的粒径分布を決定するものである。凝縮核測定器は0.005 μ m以上の粒子の気相個数濃度を測定するもので, 粒子個数濃度 10^{-2} から 10^6 個/cm³の範囲で連続測定できる。とくに凝縮用蒸気としてn-ブチルアルコールを使用しているために疎水性粒子の測定も可能である。拡散バッテリーは凝縮核測定器とともに用いて粒子の拡散係数を決定することができる。

参考文献

- 1) 松井, 野口, 吉田: 日本原子力学会昭和52年秋の分科会要旨集第2分冊, 191
(1977)
2) 松井, 野口, 大内, 村田, 吉田: 同上53年年会要旨集第2分冊, 15(1978)
3) 松井, 野口, 吉田: J. Nucl. Sci. Technol. (TOKYO), 16, 527(1979)
(村田 幹生)

1 外部投稿

氏 名	標 題	誌 名
須賀新一 備後一義 梶本与一	電離箱型およびGM計数管型サーベイメータの校正(II) 皮膚汚染の β 線線量率測定のための試験	保健物理 14, 1~10 (1979)
古田敏城 松野見爾 加藤正平 穴沢豊	JPDR 配管検査時の遮蔽設置についての費用・利益解析	保健物理 14, 185~192 (1979)
吉田芳和	スリーマイルアイランド原子力発電所の事故と放射線モニタリングの概要	保健物理 14, 261~272 (1979)
吉田芳和 成瀬雄二 飯島敏哲	核融合研究におけるトリチウムの放出低減と環境管理の技術の現状	日本原子力学会誌 21, 298~308 (1979)
吉田芳和	スリーマイル島原子力発電所事故による環境線量について	日本原子力学会誌 21, 501~502 (1979)
備後一義 須賀新一 上沢輝夫 梶本与一 武藤貢 沼宮内弼雄	線量率直読式 β 線用サーベイメータの開発	日本原子力学会誌 21, 668 (1979)
西健雄	ガンマ線線量当量	日本原子力学会誌 21, 705~709 (1979)
Y. Yoshida A. Yabe M. Kishida	Monitoring Experiences with Tritium in JAERI	Behaviour of Tritium in the Environment, IAEA 613~612 (1979)
H. Matsui H. Noguchi Y. Yosida	Production of Elemental Iodine from Radioactive Methyl Iodide under Sunlight	J. Nucl. Sci. Technol. (Tokyo) 16, 527~530 (1979)
K. Minami N. Satoh S. Fukuda * *(動燃)	A Plutonium Air Monitor with a Background Compensation System	Health Physics 37, 383~389 (1979)
H. Ryufuku T. Watanabe * *(東大)	Charge-Transfer Cross Sections of Li^{3+} , Be^{4+} , B^{5+} and C^{6+} Ions with Atomic Hydrogen	Phys. Rev. A 19, 1538 ~ 1549 (1979)

氏 名	標 題	誌 名
H. Ryufuku T. Watanabe * *(東大)	Total and Partial Cross Sections for Charge Transfer in Collisions of Multicharged Ions with Atomic Hydrogen	Phys. Rev. <u>A 20</u> , 1828 ~ 1837 (1979)
H. Ryufuku K. Sasaki T. Watanabe * *(東大)	Oscillatory Behavior of Charge Transfer Cross Sections as a Function of the Charge of Projectils in Low-Energy Collisions	Phys. Rev. <u>A 21</u> , 745 ~ 750 (1980)
S. Kumazawa Y. Yoshida H. Yamaguchi * *(東大)	Comments on the Standard Errors of Mutation Rate in the Article by S. Ichikawa and C.S. Takahashi	Environ. Exp. Bot. <u>19</u> , 231 (1979)
S. Ohtani	TSEE Dosimeter for Gamma-Rays and Fast Neutrons Using Ceramic BeO	5th International Congress of the I. R.P.A., Book of Papers Vol. II, 197 ~ 200 (1980)
J. Akaiishi H. Fukuda S. Mizushita	Present State of the Monitoring for Internal Contamination at Tokai R. E., JAERI	同 上 Vol. III, 197~200 (1980)
Y. Ikezawa T. Okamoto A. Yabe	Experiences in Monitoring Airborne Radioactive Contamination in JAERI	同 上 Vol. III, 217~220 (1980)
M. Murata Y. Ikezawa Y. Yoshida H. Matsui M. Kokubun	Evaluation of the Protection Factor of Half-Masks by a Respirator Fitting Test Apparatus	同 上 Vol. III, 225~228 (1980)
吉 田 芳 和	大気中の粒子状および揮発性物質の測定	電気学会原子力研究 会報告書 p.33~42 (1979)
加 藤 正 平	漏出した原子炉一次冷却水中放射性コバルトの土壌中の挙動	第6回放医研環境セ ミナー 報文集 p.95~107 (1979)
矢 部 明	原子力施設における体内被曝の管理	原子力工業 26, 36~40 (1980)
赤 石 準	日常生活と放射線	放射線と産業 No.19, 19~23 (1979)

氏 名	標 題	誌 名
吉 田 芳 和	放射性廃棄物の区分境界値（下限値）の明確化	公害と対策 15. 677~681 (1979)
K. Takada M. Fujita	Effects of Frequency of Administration of DTPA on the Excretion and Tissue Retention of ^{144}Ce from a Contaminated Wound in the Rat	Health Physics 37, 401~405 (1979)

2 JAERI - M レポート

氏 名	標 題	レポート No.
服 部 洋司良 小 松 茂 藤 崎 説 男 森 下 悟 宇佐美 淳 ニッ川 章 二* 築 尚*	海洋処分用セメントパッケージの輸送規則に基づく試験	JAERI - M 8412 (1979)
松 井 浩 渡 辺 宏 道* 国 分 守 信 * (茨総訓)	種々の確率紙上における分布関数グラフの形状と分布則の定性的判別法	JAERI - M 8757 (1980)
熊 澤 蕃	NTAフィルムの抽出線分要素の合成法	JAERI - M 8783 (1980)

3 口頭発表および講演

氏 名	標 題	学会名等
赤 石 準 高 橋 美 枝 福 田 洋	原研東海における内部被曝モニタリング I 基本的方針	日本保健物理学会 1979年4月(名古屋)
水 下 誠 一 田 島 好 弘 赤 石 準	原研東海における内部被曝モニタリング II 体外計測によるモニタリングの手順および 実施結果	同 上
福 田 洋 服 部 隆 充 赤 石 準	原研東海における内部被曝モニタリング III バイオアッセイによるモニタリングの手順 および実施結果	同 上
服 部 隆 充 高 橋 美 枝 赤 石 準	原研東海における内部被曝モニタリング IV 結果の記録及び通知	同 上

氏 名	標 題	学会名等
宮 本 俊 寛 松 井 智 明 井 沢 庄 治 大 畑 勉 高 場 勇 一	リニアック運転に伴い生成される放射性ガスのモニタリング	同 上
南 賢太郎	照射線量率放出率スタックガスモニタ	同 上
南 賢太郎 佐 藤 信 之 高 橋 豊 押 野 昌 夫 小 池 亮 治* *(茨城県公害技術センタ)	熱蛍光線量計の固有バックグラウンド線量および宇宙線補正線量の評価	同 上
村 田 幹 生 野 口 宏 松 井 浩 国 分 守 信	環境条件における放射性ヨウ素とエアロゾルとの相互作用に関する研究 (1) 微粒子粒度解析装置の試作	日本原子力学会 1979年10月(東海)
熊 澤 蕃 湯 浅 数 雄 難 波 馨	オンライン処理による反跳陽子飛跡の検出	同 上
南 賢太郎	照射線量率放出率スタックガスモニタリング方式	日本原子力学会 1980年3月(名古屋)
間 辺 巖 吉 田 真 大 浦 幹 雄* 坪 井 憲 緒* (*沖電気)	放射能試料の自動測定解析装置	同 上
吉 田 真 千 田 徹 備 後 一 義 川 崎 克 也 三 原 明 岩 田 幸 生	ステンレス製円筒電離箱のトリチウムガス濃度値の校正	同 上
備 後 一 義	制動X線検出によるトリチウムモニタリング(I) 検出器の感度, 汚染防止膜による波高分布変化	同 上
加 藤 清 森 下 悟 亀 井 和 夫	焼却灰のセメント固化試験	同 上

氏 名	標 題	学会名等
三 戸 規 生 進 士 義 正 他第Ⅱ期施設整 備グループ	放射性廃棄物処理施設の建設とその運転実績 (第Ⅱ期計画), (I) 大洗地区放射性廃棄物第Ⅱ期計画	同 上
大 内 優 他第Ⅱ期施設整 備グループ	同 上 (Ⅱ) α ホールの概要と運転実績	同 上
阿 部 昌 義 他第Ⅱ期施設整 備グループ	同 上 (Ⅲ) α 焼却装置の概要と特性試験結果	同 上
古 平 登 他第Ⅱ期施設整 備グループ	同 上 (Ⅳ) 高レベル α 封入装置の概要と運転実績	同 上
佐 藤 元 昭 他第Ⅱ期施設整 備グループ	同 上 (Ⅴ) $\beta \cdot \gamma$ 圧縮装置Ⅱの概要と試験結果	同 上
西 沢 市 王 他第Ⅱ期施設整 備グループ	同 上 (Ⅵ) 蒸気圧縮型蒸発装置の運転実績	同 上
福 田 勝 男 高 橋 孝 三 勝 山 和 夫 進 士 義 正 三 戸 規 生	焼却灰のアスファルト固化試験	同 上
大 谷 暁	パルス間隔測定によるエキソ電子計数値の補正	応用物理学会 1979年9月(札幌)
龍 福 廣 渡 部 力* * (東京大学)	電離励起チャンネルを考慮したUDWA 電荷移動断面積	物 理 学 会 1979年10月 (松 山)
龍 福 廣	連続状態への電荷移動 (計算)	物 理 学 会 1980年3月(東京)
吉 田 芳 和	最近の環境における放射性ヨウ素の諸問題	第7回放医研環境 セミナー 1979年11月(千葉)
吉 田 芳 和	スリーマイルアイランド原子力発電所 (TMI) の事故の教訓 -緊急時モニタリングと対策の見地から-	TMI 事故の提起した 諸問題に関する学術 シンポジウム 1979年11月(東京)

氏 名	標 題	学会名等
吉 田 真 宮 原 洋* 渡 辺 鑽* *(名古屋大学)	4 π β 線計数管の出力波高分布と β 線源の自己 吸収の対応について	理工学における同位 元素研究発表会 1979年6月(東京)
N. Itoh H. Katagiri H. Kobayashi K. Obata T. Iijima K. Imai	Monitoring of Low Level Environmental Gamma Exposure by the Centralized Radiation Monitoring System	2nd Asian Regional Congress on Radiation Protection 1979年11月(マニラ)
H. Yamamoto Y. Anazawa T. Furuta K. Watanabe A. Yabe Y. Yoshida	Experiences in Reducing Exposure of Workers in Tokai Research Establish- ment, JAERI	同 上
S. Suga K. Bingo M. Kishida Y. Kajimoto	Measurement of Absorbed Dose Externally Exposed to Beta Ray Using Survey Meters	同 上
S. Kitani Y. Ikezawa M. Kozuka* *(日本空気清浄 協会)	Measurement of High Concentration DOP Aerosols by a Laser Dust Counter	TSNI Specialist Meeting on Nuclear Aerosols in Reactor Safety, 1979年4月(ガ トリングバーグ, テネシー)
国 分 守 信	放射性廃棄物の区分管理	原子力産業会議 1979年4月(東京)

4 特許申請および登録

氏 名	標 題	年 月 日
K. Bingo T. Chida	Method for Direct Measurement of Absorbed Dose Rate of Beta-Rays and an Instruments Therefor	1979年5月22日登録 米国特許 4156139
南 賢太郎	照射線量率放出率スタックガスモニタリング方式	1979年7月10日申請
熊 澤 蕃	光学的空間荷重フィルタによる粒子状パターン 識別装置	1979年7月20日登録 国内特許No. 936879

氏名	標 題	年 月 日
荒木 邦夫 加藤 清 石崎 寛治郎* 峯岸 敬一* (* 秩父セメント(株))	コンクリート系材料への含浸剤を含浸する改良方法	1979年7月26日申請
南 賢太郎 清水 滋	照射線量測定器の校正装置	1979年11月8日登録 国内特許No. 143284

5 受託調査・研究

相手方	標 題	実施課室
日本原子力船開発事業団	原子力船「むつ」の平常運転時および事故時における被曝線量評価	放射線管理第1課 環境調査解析室 環境第1研究室
動力炉・核燃料開発事業団	臨界警報装置の動特性調査	線量計測課
動力炉・核燃料開発事業団	空間線量率測定用モニタリングシステムの調査	線量計測課
(株) NTS	レムカウンタの校正に関する調査	線量計測課
原電事業(株)	レムカウンタの校正に関する調査	線量計測課
(株) アロカ	ガスモニタの校正に関する調査	線量計測課
動力炉・核燃料開発事業団	大洗地区放射性廃棄物処理施設(第2期計画分)に関する業務(VI)	放射性廃棄物処理課 放射線管理課 建設部
三菱油化(株)	原子力及びRI取扱施設用汚染防護塗料の耐汚染性・除染性評価に係る試験調査	放射性廃棄物処理課

6 講師招へい(講演)

講演者	機関名	題 目	講演年月日	課 室
吉沢 康雄	東京大学	ICRPにおける最近の動向	1979年9月13日	保健物理 業務課
江村 悟	動燃事業団	放射性廃棄物の海洋投棄に関する情勢	1979年4月28日	放射性廃棄物処理課

7 所外研修コースへの協力

コース名	題目	講師人数
放射線医学総合研究所 放射線防護課程（第45～48回）	個人被曝管理	1
放射線医学総合研究所 環境放射線モニタリング技術課程（第2回）	バイオアッセイ	1
通産省通商研修所 電気工作物検査官研修（原子力）	放射線管理学	1
運輸省 放射性物質安全輸送講習会	放射性物質の基礎知識	1

8 所内研修コースへの協力

コース名		単位数または時間	講師人数
RI・原子炉研修所		(1単位は80分)	
<原子炉研修部門>			
一般課程（第36回）	講義	7単位	6
保健物理専門課程（第11回）	講義	48 "	24
	実習	192時間	21
	現場実習	1月	19
原子炉工学専門課程（第4回）	講義	6単位	6
原子力防災対策講座（第1回）	講義	13 "	6
放射性廃棄物処理講座（第1回）	講義	7 "	6
	実験	160時間	8
原子力入門講座（第6回）	講義	11単位	8
	実験	80時間	2
原子力教養講座（第10回）	講義	8単位	6
<RI 研修部門>			
基礎課程（第160回～第166回）	講義	28単位	4
専門課程（第118回） 放射線管理コース	講義	7 "	5
	実験	14 "	6
専門課程（第120回） RIの生物化学への利用コース	講義	1 "	1
専門課程（第121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5回）	講義	1時間	1
	実習	2時間35分	1

コ ー ス 名		単位数または時間	講師人数
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	6時間	11
大洗研放射線作業従事者訓練	講 義	10 "	8
	実 習	15 "	9
大洗研放射線安全訓練	講 義	7 "	4
	実 習	5 "	5
放射線安全訓練	講義・実習	42時間40分	22

編 集 後 記

本報では、従来、各節においてそれぞれ記載されていた英文概要を削除し、年報英文概要として一括した。これにより報告書全体の概要が把握されるようにした。また付録として外部兼職について記載していたが、これも削除した。用語などの統一については前年度編集委員からの意見を参考にして執筆要項の改善をおこない徹底をはかった。 (加藤 記)

編 集 委 員 会

委 員 長	吉 田 芳 和	(東海研究所保健物理部次長)
委員長代理	大 谷 曉	(東海研究所保健物理部線量計測課)
幹 事	加 藤 正 平	(“ 放射線管理第1課)
委 員	泉 幸 男	(“ 放射線管理第2課)
	長谷川 圭 佑	(“ 放射線管理第3課)
	須 賀 新 一	(“ 体内放射能課)
	藤 崎 説 男	(“ 放射性汚染処理第1課)
	木 原 伸 二	(“ 放射性汚染処理第2課)
	綿 貫 孝 司	(高崎研究所管理部安全管理課)
	沢 畠 啓	(大洗研究所管理部放射線管理課)
	大 内 優	(“ 放射性廃棄物処理課)
事 務 局	池 沢 巖	(東海研究所保健物理部保健物理業務課長)
	木 村 俊 雄	(“ 保健物理業務課)